

**Detailbewertung
ausgewählter Ereignisse
aus dem Spektrum des
Referenzszenarium S3
„Kernkraftwerk im übrigen
Europa“ des allgemeinen
Notfallplans des Bundes
für den Notfallschutz zum
Ausbau der Wissensbasis
des Team Strahlenschutz
für den Einsatz im Notfall**

**Detailbewertung
ausgewählter Ereignisse
aus dem Spektrum des
Referenzszenarium S3
„Kernkraftwerk im übrigen
Europa“ des allgemeinen
Notfallplans des Bundes
für den Notfallschutz zum
Ausbau der Wissensbasis
des Team Strahlenschutz
für den Einsatz im Notfall**

Michael Hage
Anna Rempel
Karsten Spieker

November 2024

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Eigenforschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) unter dem Förderkennzeichen 3622S62587 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei der GRS.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung der GRS wieder und muss nicht mit der Meinung des BMUV übereinstimmen.

Deskriptoren

Aerosolablagerungen, Containmentspray, Filtersysteme, Freisetzungspfad, PSA Level 2, Quellterm, Unfallabläufe

Kurzfassung

Der Allgemeine Notfallplan des Bundes nach § 98 des Strahlenschutzgesetzes (ANoPI-Bund) deckt mit den aufgeführten Referenzszenarien (S0 bis S15) ein umfassendes Spektrum radiologischer Notfallsituationen ab. Für das Referenzszenario S3 „Notfall in einem Kernkraftwerk auf dem europäischen Kontinent (in mehr als 100 km Entfernung von der deutschen Grenze)“ zeigt sich weitergehender Analysebedarf für Detailbetrachtungen von möglichen Ereignissen aus dem breiten Spektrum des Referenzszenarios. Die Ermittlung und Bewertung der radiologischen Lage von Ereignissen des Referenzszenarios S3 liegt in der Zuständigkeit des Radiologischen Lagezentrums des Bundes (RLZ-Bund), welches u. a. durch das BfS und das GRS-Notfallzentrum unterstützt wird. Das Ziel des Forschungsvorhabens besteht darin, die verfügbaren Kenntnisse zu möglichen Ereignisabläufen und Freisetzungspfaden für das Referenzszenario S3 in Form eines Tools zu vertiefen und in Bezug auf ihre Relevanz für die Lageeinschätzung zu bewerten. Dieses Tool steht dann für die Lagebewertung im Team Strahlenschutz des GRS-Notfallzentrums zur Verfügung.

Abstract

The Federal General Emergency Plan in accordance with Section 98 of the Radiation Protection Act (ANoPI-Bund) covers a comprehensive spectrum of radiological emergency situations with the reference scenarios listed (S0 to S15). For the reference scenario S3 "Emergency in a nuclear power plant on the European continent (at a distance of more than 100 km from the German border)", there is a need for further analysis for detailed considerations of possible events from the broad spectrum of reference scenarios. The determination and assessment of the radiological situation in a reference scenario S3 event are part of the responsibilities of the Federal Radiological Situation Centre (Radiologisches Lagezentrum des Bundes, RLZ-Bund), which is supported by the BfS and the GRS emergency centre. The aim of the research project is to deepen the available knowledge on possible event sequences and release paths for the reference scenario S3 in the form of a tool and to evaluate its relevance for situation assessment. This tool will then be available for the situation assessment in the Radiation Protection Team of the GRS emergency centre.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung	I
	Abstract	III
	Inhaltsverzeichnis	V
1	Hintergründe und Ziel der Forschungsarbeiten	1
2	Baulinienkonzepte in Europa	3
2.1	Besonderheiten der Baulinien in Europa.....	5
2.1.1	Baulinie: WWER-440/W-213.....	5
2.1.2	Baulinie: WWER-1000/W-320.....	7
2.1.3	Baulinie: 900-MWe-Anlagen (CP0, CP1 und CP2).....	8
2.1.4	Baulinie: 1300-MWe-Anlagen (P4 und P'4).....	10
2.1.5	Baulinie: CANDU-6	12
2.1.6	Baulinie: EPR	12
3	Phänomene im Containment mit Einfluss auf die Freisetzung von Radionukliden	13
3.1	Freisetzungspfade von Radionukliden aus dem Containment in die Umwelt	13
3.2	Ablagerungen von Aerosolen im Containment während eines schweren Unfalls	15
3.2.1	Abschätzmethoden zu Ablagerungen im Containment.....	18
3.3	Einsatz von Containmentsprays während eines schweren Unfalls.....	22
3.4	Filterungen von Radionukliden vor einer Freisetzung in die Umwelt	34
3.4.1	Spezifikationen von Filtern in Ventingsystemen	38
4	Ereignisabläufe und Freisetzungspfade während eines schweren Unfalls	41
4.1	Relevanzbewertung von Ereignisabläufen und Freisetzungspfaden	42
4.1.1	Ergebnisse von PSA Analysen der jeweiligen Baulinien	45

5	Aufbau des entwickelten Makros für das Notfallzentrum und seine Funktionen	49
5.1	Spezifischer Aufbau des Gesamtmakros	50
5.2	Hauptmakro zur Quelltermdatenbank	53
5.3	Submakros zur Quelltermmodifikation	55
5.3.1	Submakro zur Berechnung der Aerosolablagerungen im Containment	55
5.3.2	Submakro zur Berechnung des Einflusses des Sprays auf die Aerosolkonzentration	57
5.3.3	Submakro zur Berechnung des Einflusses der Filterung auf die Freisetzung.....	60
6	Zusammenfassung und Ausblick.....	63
	Literaturverzeichnis.....	65
	Abkürzungsverzeichnis.....	75
	Abbildungsverzeichnis.....	79
	Tabellenverzeichnis.....	81

1 **Hintergründe und Ziel der Forschungsarbeiten**

Der Allgemeine Notfallplan des Bundes nach § 98 des Strahlenschutzgesetzes (ANoPI-Bund) deckt mit den aufgeführten Referenzszenarien (S0 bis S15) ein umfassendes Spektrum radiologischer Notfallsituationen ab. Innerhalb dieses Szenarienspektrums liegen nach gegenwärtigem Stand von Wissenschaft und Technik für die große Anzahl potenziell relevanter Freisetzungsmechanismen und Ereignisse, die zu notfallbedingten Strahlenexpositionen führen können, Analysen mit z. T. unterschiedlicher Detailtiefe vor.

Es hat sich gezeigt, dass ein zusätzlicher Analysebedarf für Detailbetrachtungen möglicher Ereignisse aus dem breiten Spektrum des Referenzszenarios S3 „Notfall in einem Kernkraftwerk auf dem europäischen Kontinent (in mehr als 100 km Entfernung von der deutschen Grenze)“ nach ANoPI-Bund über die Forschungsarbeiten des Eigenforschungsvorhabens 3619S62586 hinaus nötig ist. Der große Umfang ergibt sich dabei insbesondere durch die Vielzahl an unterschiedlichen in Betrieb befindlichen Baulinien und Baulinientypen. Darüber hinaus erweitert sich der Umfang durch in Bau befindliche Anlagen.

Die Ermittlung und Bewertung der radiologischen Lage von Ereignissen des Referenzszenarios S3 liegt in der Zuständigkeit des Radiologischen Lagezentrums des Bundes (RLZ-Bund), welches u. a. durch das BfS und das GRS-Notfallzentrum unterstützt wird. Im Zuge des Ausstiegs Deutschlands aus der Kernenergie nimmt die Bewertung von Ereignissen aus dem Spektrum der Referenzszenarien S2 „Notfall in einem Kernkraftwerk im grenznahen Ausland (in bis zu 100 km Entfernung von der deutschen Grenze)“ und S3 im Vergleich zu nationalen Kernkraftwerken eine größere Bedeutung für das RLZ-Bund ein.

Das Ziel des Forschungsvorhabens besteht darin, aufbauend auf den Ergebnissen des Eigenforschungsvorhabens in Bezug auf das Referenzszenario S3, die verfügbaren Kenntnisse zu möglichen Ereignisabläufen und Freisetzungspfaden zu vertiefen, durch weiterführende Betrachtungen zu ergänzen und in Bezug auf ihre Relevanz für die Lageeinschätzung zu analysieren. Dabei soll dem Team Strahlenschutz und dem Team Analyse des GRS-Notfallzentrums ein Tool für diese Forschungsarbeiten zur Verfügung gestellt werden, das sowohl unterschiedliche Szenarien für verschiedene Baulinien beschreibt als auch leicht in der Bedienbarkeit für den Anwender bzw. die Anwenderin ist.

Auf diese Weise soll die Wissensbasis für die Arbeit des Notfallzentrums der GRS erweitert und vervollständigt werden. Dadurch wird die Fähigkeit der GRS gestärkt, die Erstellung des radiologischen Lagebildes auch bei unvorhergesehen oder bisher in der Planung nicht im Detail berücksichtigten Entwicklungen zeitschnell und fundiert zu unterstützen.

2 Baulinienkonzepte in Europa

In einem ersten Arbeitsschritt wurde der aktuelle Kenntnisstand für Anlagen gemäß des Referenzszenarios S3 „Notfall in einem Kernkraftwerk auf dem europäischen Kontinent (in mehr als 100 km Entfernung von der deutschen Grenze)“ nach ANoPI-Bund in Bezug auf für den anlagenexternen Notfallschutz relevante Ereignisabläufe und Freisetzungspfade im Zusammenhang mit schweren Unfällen zusammengetragen.

Der für die Bearbeitung des Forschungsvorhabens relevante Stand von Wissenschaft und Technik wurde systematisch aufbereitet und um die im Forschungsvorhaben gewonnen Ergebnisse und Erfahrungen ergänzt. Die Aufbereitung des Standes von Wissenschaft und Technik bezog sich dabei u. a. auf bisherige für das Forschungsvorhaben relevante Forschungsarbeiten der GRS (Methoden, Daten, Vorgehensweisen und Ergebnisse), eine Sichtung der aktuellen relevanten Informationssysteme und Ergebnisse aktueller Beratungen in einschlägigen nationalen und internationalen Gremien.

Im Zentrum der Forschungstätigkeiten standen die unterschiedlichen Baulinien, die sich aktuell in Europa in Betrieb befinden bzw. derzeit gebaut werden. Die Recherchen wurden spezifisch für einzelne Bauliniertypen durchgeführt. Neben relevanten GRS-Forschungsarbeiten aus vorhergehenden Forschungsvorhaben wurden ebenfalls aktuelle internationale Informationssysteme, z. B. das Informationssystem Power Reactor Information System (PRIS) /IAEA 18/ oder das Advanced Reactors Information System (ARIS) /IAEA 23a/ und das International Nuclear Information System (INIS) /IAEA 23b/ der International Atomic Energy Agency (IAEA) für Recherchetätigkeiten zu den Baulinien genutzt. Ebenfalls wurden IAEA-Dokumentationen in Form von TecDocs /IAEA 23c/ oder Safety Reports /IAEA 23d/ bzw. Unterlagen der Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD (Organisation for Economic Co-operation and Development) /OEC 24/ sowie Informationen der WENRA (Western European Nuclear Regulators Association) /WEN 23/ und WANO (World Association of Nuclear Operators) /WAN 23/ im Hinblick auf Freisetzungspfade und Ereignisabläufe analysiert. Die im Nachgang der schweren Unfälle in Fukushima im Rahmen der European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) durchgeführten „Stress Tests“ /ENS 12/ in Europa lieferten ebenso, aufgrund ihrer Vergleichbarkeit untereinander, relevante Informationen für Unfallabläufe.

Zur Aktualisierung und Erweiterung des aktuellen Kenntnisstands wurden für die sechs Baulinien WWER-440, WWER-1000, CANDU, EPR sowie französische 900- und 1300-MWe Anlagen (siehe Kapitel 2.1.1 bis 2.1.6) Veröffentlichungen internationaler Techni-

cal Support Organisations (TSO) wie z. B. des Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), des Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorats (ENSI) oder Bel V (Belgische TSO, Tochterorganisation der Belgian Federal Agency for Nuclear Control (FANC)) im Hinblick auf verfügbare Analysen zu schweren Unfällen, bzw. Freisetzungen und zu Freisetzungspfaden untersucht. Neben den Forschungsarbeiten der TSOs wurden auch Publikationen von Forschungsinstituten (wie z. B. dem Paul Scherer Institut (PSI, Schweiz) oder den Sandia National Labs (SNL)) bzw. von Behörden (wie z. B. der U.S. Nuclear Regulatory Commission (US NRC)) in die Analysen einbezogen. Aktuelle Journalveröffentlichungen sowie wissenschaftliche Publikationen, die im Rahmen internationaler Fachkonferenzen (z. B. ANS PSA und PSAM) veröffentlicht wurden, wurden für die Sicherstellung der Aktualität der in diesem Forschungsvorhaben erstellten Datenbank (siehe Kapitel 5.2) genutzt.

Die folgenden Baulinien und -typen sind u. a. in Europa vertreten: In Skandinavien und Osteuropa sind WWER-Baulinien vorhanden (Wasser-Wasser-Energie-Reaktor), z. B. der WWER-440 bzw. der WWER-1000. Die CANDU-Baulinie (Canadian Deuterium Uranium) ist mit dem Baulinientyp CANDU-6 in Rumänien vertreten. Die französischen Druckwasserreaktoren (DWR) liegen unter anderem in Form der 900-MWe-Klasse (Typen CP0, CP1 und CP2) bzw. der 1300-MWe-Klasse (Typen P4 und P'4) vor. Der Reaktoruntertyp European Pressurized Reactor (EPR) wird zurzeit in Frankreich (Flamanville) gebaut, bzw. ist in Finnland (Olkiluoto) in Betrieb genommen worden (kommerzieller Betrieb seit April 2023).

Die in den folgenden Kapiteln 3, 4 und 5 beschriebenen Forschungsarbeiten wurden für sechs spezifische in Europa vertretene Baulinientypen durchgeführt, die zu Beginn des Eigenforschungsvorhabens festgelegt wurden:

1. WWER-1000/W-320
2. WWER-440/W-213
3. CANDU-6
4. CP0, CP1 und CP2 (900-MWe-Klasse)
5. P4 und P'4 (1300-MWe-Klasse)
6. EPR

Da sich die einzelnen Baulinientypen technisch voneinander unterscheiden, wurden auch Informationen über die jeweilige Anlagentechnik, z. B. Details über die jeweiligen relevanten Sicherheitssysteme der Anlagen, für die Forschung genutzt. Durch die abschließende tabellarische Dokumentation der Ereignisabläufe und Freisetzungspfade in Form einer Szenarien- und Quelltermdatenbank (s. Kapitel 5.2) wurde der existierende Kenntnisstand zusammengetragen. Dabei wurden in einem vorherigen Arbeitsschritt die für den Ausbau einer gesicherten Wissensbasis zu schließenden Kenntnislücken spezifiziert und geschlossen.

2.1 Besonderheiten der Baulinien in Europa

Im Folgenden werden die zu untersuchenden Reaktorbaulinien in keiner spezifischen Reihenfolge kurz vorgesehlt.

2.1.1 Baulinie: WWER-440/W-213

Der wassergekühlte und -moderierte Druckwasserreaktor (DWR) WWER-440/W-213 ist eine Weiterentwicklung der DWR-Baulinie WWER-440/W-230 und gehört zur zweiten Generation sowjetischer WWER-Anlagen (Wasser-Wasser-Energie-Reaktor). Die WWER-440 Anlagen sind 6-Loop-Anlagen und haben im Gegensatz zu westlichen Designs horizontal installierte Dampferzeuger /IAEA 94/.

Aktuell befinden sich Anlagen vom Typ WWER-440/W-213 an den in Tab. 2.1 aufgeführten Standorten in Europa) /IAEA 23e/.

Tab. 2.1 Liste der WWER-440 Anlagen in Europa

Land	Anlage	Block	Reaktorbau- linienuntertyp	Leistung [MWe] (Brutto)
Armenien	Mezamor	2	WWER-440/W-270	448
Finnland	Loviisa	1	WWER-440/W-213	531
Finnland	Loviisa	2	WWER-440/W-213	531
Russland	Kola	1	WWER-440/W-230	440
Russland	Kola	2	WWER-440/W-230	440
Russland	Kola	3	WWER-440/W-213	440
Russland	Kola	4	WWER-440/W-213	440
Russland	Nowoworonesch	4	WWER-440/W-179	417
Slowakei	Bohunice	3	WWER-440/W-213	500
Slowakei	Bohunice	4	WWER-440/W-213	500
Slowakei	Mochovce	1	WWER-440/W-213	500
Slowakei	Mochovce	2	WWER-440/W-213	500
Slowakei	Mochovce	3	WWER-440/W-213	471
Tschechien	Dukovany	1	WWER-440/W-213	500
Tschechien	Dukovany	2	WWER-440/W-213	500
Tschechien	Dukovany	3	WWER-440/W-213	500
Tschechien	Dukovany	4	WWER-440/W-213	500
Ukraine	Riwne	1	WWER-440/W-213	420
Ukraine	Riwne	2	WWER-440/W-213	415
Ungarn	Paks	1	WWER-440/W-213	509
Ungarn	Paks	2	WWER-440/W-213	506
Ungarn	Paks	3	WWER-440/W-213	506
Ungarn	Paks	4	WWER-440/W-213	506

Der WWER-440/W-213 unterscheidet sich vom WWER-440/W-230 vor allem durch zusätzliche Einrichtungen zum Einschluss von Radionukliden, die bei schweren Unfällen freigesetzt werden können, und durch die spezifische Auslegung der Not- und Nachkühlsysteme /IAEA 94/.

Ebenso wie bei den Anlagen des Typs W-230 sind die Anlagen des Typs WWER-440/W-213 als Doppelblockanlagen konzipiert. Dabei befinden sich zwei Reaktoren in einer gemeinsamen Reaktorhalle. An das Reaktorgebäude einer W-213 Anlage schließt sich ein Druckabbau-System in Form einer Nasskondensationsanlage an. Dieses Druckabbau-

system soll die Anlage dazu befähigen, einen 2F-Bruch¹ der Primärkühlkreisleitung (einen sogenannten „Guillotinen-Bruch“) und seine Folgeauswirkungen zu beherrschen.

Die zwei WWER-Blöcke des Typs WWER-440/W-213 in der finnischen Stadt Loviisa bilden eine Besonderheit, da sie zu Beginn im Design nach westlichen Sicherheitsanforderungen (u. a. durch ein Containment mit Eiskondensator /STU 11/) ausgelegt wurden.

2.1.2 Baulinie: WWER-1000/W-320

Im Vergleich zum WWER-440 wurden die Reaktoren beim WWER-1000/W-320-Design zu Beginn ihrer Entwicklung mit einer höheren Einheitsleistung entworfen. Der Baulinientyp WWER-1000/W-320 wird als „große Serie“ bezeichnet, die „kleinen Serie“, d. h. WWER-1000/W-187 , WWER-1000/W-302 bzw. WWER-1000/W-338 /IAEA 00/ ist aktuell in Bulgarien, Russland, Tschechien und in der Ukraine in Betrieb. Diese 4-Loop-Anlagen gehören zur zweiten Generation russischer Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren und verfügen über ein einschaliges Containment aus vorgespanntem Stahlbeton. In Tab. 2.2 sind die WWER-1000 Anlagen in Europa aufgelistet /IAEA 23e/.

Tab. 2.2 Liste der WWER-1000 Anlagen in Europa

Land	Anlage	Block	Reaktorbaulinienuntertyp	Leistung [MWe] (Brutto)
Bulgarien	Kosloduj	5	WWER-1000/W-320	1040
Bulgarien	Kosloduj	6	WWER-1000/W-320	1040
Russland	Balakowo	1	WWER-1000/W-320	1000
Russland	Balakowo	2	WWER-1000/W-320	1000
Russland	Balakowo	3	WWER-1000/W-320	1000
Russland	Balakowo	4	WWER-1000/W-320	1000
Russland	Kalinin	1	WWER-1000/W-338	1000
Russland	Kalinin	2	WWER-1000/W-338	1000
Russland	Kalinin	3	WWER-1000/W-320	1000
Russland	Kalinin	4	WWER-1000/W-320	1000
Russland	Nowoworonesch	5	WWER-1000/W-187	1000
Russland	Rostow	1	WWER-1000/W-320	1041

¹ F ist die übliche Bezeichnung des Leitungsquerschnitts. Bei diesem Bruch wird unterstellt, dass die beiden Bruchenden der Leitung offen und somit zwei Austrittsmöglichkeiten gegeben sind.

Land	Anlage	Block	Reaktorbau- linienuntertyp	Leistung [MWe] (Brutto)
Russland	Rostow	2	WWER-1000/W-320	1000
Russland	Rostow	3	WWER-1000/W-320	1000
Russland	Rostow	4	WWER-1000/W-320	1030
Tschechien	Temelin	1	WWER-1000/W-320	1082
Tschechien	Temelin	2	WWER-1000/W-320	1082
Ukraine	Chmelnyzky	1	WWER-1000/W-320	1000
Ukraine	Chmelnyzky	2	WWER-1000/W-320	1000
Ukraine	Riwne	3	WWER-1000/W-320	1000
Ukraine	Riwne	4	WWER-1000/W-320	1000
Ukraine	Saporishshja	1	WWER-1000/W-320	1000
Ukraine	Saporishshja	2	WWER-1000/W-320	1000
Ukraine	Saporishshja	3	WWER-1000/W-320	1000
Ukraine	Saporishshja	4	WWER-1000/W-320	1000
Ukraine	Saporishshja	5	WWER-1000/W-320	1000
Ukraine	Saporishshja	6	WWER-1000/W-320	1000
Ukraine	Südukraine	1	WWER-1000/W-302	1000
Ukraine	Südukraine	2	WWER-1000/W-338	1000
Ukraine	Südukraine	3	WWER-1000/W-320	1000

2.1.3 Baulinie: 900-MWe-Anlagen (CP0, CP1 und CP2)

Bei den französischen CP-Reaktoren (contrat-programme) handelt es sich um Druckwasserreaktoren der ersten französischen Baureihe in 3-Loop-Bauweise /JAC 15/. Die insgesamt 34 Reaktoren der 900-MWe-Klasse in Frankreich lassen sich in drei Baureihen unterteilen: CP0, CP1 und CP2 (teilweise werden die Baureihen CP1 und CP2 zur Schreibweise CPY zusammengefasst). Sie wurden an neun Standorten in Frankreich errichtet (siehe Tab. 2.3). Gegenwärtig laufen noch vier CP0 Blöcke am französischen Standort Bugey. Aus der CP1 Baureihe wurden 18 Blöcke an den Standorten Blayais (vier Blöcke), Dampierre (vier Blöcke), Gravelines (sechs Blöcke) und Tricastin (vier Blöcke) realisiert. An drei Standorten wurden insgesamt zehn CP2 Einheiten errichtet. Diese verteilen sich auf die Standorte Chinon (vier Blöcke), Cruas (vier Blöcke) und Saint-Laurent-des-Eaux (zwei Blöcke) /IAEA 23e/.

Tab. 2.3 Liste der CP0/CPY-Anlagen in Europa (CP0, CP1 und CP2)

Land	Anlage	Block	Reaktorbau- linienuntertyp	Leistung [MWe] (Brutto)
Frankreich	Cruas	1	CP2	956
Frankreich	Cruas	2	CP2	956
Frankreich	Cruas	3	CP2	956
Frankreich	Cruas	4	CP2	956
Frankreich	St. Laurent B	1	CP2	956
Frankreich	St. Laurent B	2	CP2	956
Frankreich	Tricastin	1	CP1	955
Frankreich	Tricastin	2	CP1	955
Frankreich	Tricastin	3	CP1	955
Frankreich	Tricastin	4	CP1	955
Frankreich	Blayais	1	CP1	951
Frankreich	Blayais	2	CP1	951
Frankreich	Blayais	3	CP1	951
Frankreich	Blayais	4	CP1	951
Frankreich	Bugey	2	CP0	945
Frankreich	Bugey	3	CP0	945
Frankreich	Bugey	4	CP0	917
Frankreich	Bugey	5	CP0	917
Frankreich	Gravelines	1	CP1	951
Frankreich	Gravelines	2	CP1	951
Frankreich	Gravelines	3	CP1	951
Frankreich	Gravelines	4	CP1	951
Frankreich	Gravelines	5	CP1	951
Frankreich	Gravelines	6	CP1	951
Frankreich	Chinon B	1	CP2	954
Frankreich	Chinon B	2	CP2	954
Frankreich	Chinon B	3	CP2	954
Frankreich	Chinon B	4	CP2	954
Frankreich	Dampierre	1	CP1	937
Frankreich	Dampierre	2	CP1	937
Frankreich	Dampierre	3	CP1	937
Frankreich	Dampierre	4	CP1	937

In der CP2 Baureihe befindet sich im Gegensatz zu den anderen Baureihen das Maschinenhaus in seiner Längsachse senkrecht zum Reaktorgebäude, um dieses bei einem Versagen des Turbinencontainments vor möglichen herausfliegenden Turbinenrotorteilen wie z. B. Blades zu schützen /JAC 15/.

Die beiden französischen Designlinien 900-MWe und 1300-MWe sind ähnlich zueinander aufgebaut. Unterschiede bestehen zwischen der Konstruktion des Containments und der Konstruktion der Steuerstäbe im Reaktordruckbehälter /JAC 15/. Die 900-MWe-Reihe beinhaltet Stahlliner im Containment, der die Dichtheit erhöht.

Die 1300-MWe-Klasse ist mit einem Doppelcontainment mit einem ringförmigen Belüftungssystem ausgestattet, das im Falle eines schweren Unfalls folgende Aspekte erfüllt:

- Regelung eines ausreichend niedrigen Druckniveaus zwischen der inneren und äußeren Atmosphäre zur Kontrolle von Leckagen und Verhinderung eines direkten Freisetzungspfades von Radionukliden in die Umwelt bei einem schweren Unfall.
- Filterung von eventuell kontaminierter Luft.

Die Steuerstäbe des 1300-MWe-DWR beinhalten sowohl die Legierung Ag-In-Cd (Silber-Indium-Cadmium) als auch die Verbindung B_4C (Borcarbid) während die 900-MWe-DWR nur Ag-In-Cd beinhalten. Das Silber kann unter den Bedingungen eines schweren Unfalls Iod im Sumpfwasser chemisch binden und dadurch die in die Umwelt freigesetzte Radionuklidmenge reduzieren /JAC 15/.

Die Baureihe wurde u. a. nach Südafrika (Koeberg 1/2)), Südkorea (Hanul-1/2) und China (Daya Bay-1/2 und Ling-Ao-1/2) exportiert. Dabei wurde das Design jeweils länderspezifisch angepasst.

2.1.4 Baulinie: 1300-MWe-Anlagen (P4 und P'4)

Das P4/P'4 -Reaktorkonzept ist ein 4-Loop Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Leistung P_e von etwa $P_e = 1300$ MWe. Das Anlagenkonzept basiert auf dem Westinghouse-Design des Druckwasserreaktors und ist eine Weiterentwicklung der französischen CPY-Baureihe (s. Kapitel 2.1.2).

Zwischen den französischen DWR-Varianten (900-MWe/1300-MWe) gibt es Designunterschiede, die sich im Verlauf von schweren Unfällen unterschiedlich auf die finalen

Freisetzungen von Radionukliden in die Umwelt auswirken können. Die 900-MWe-Reihe besitzt ein einschaliges Containment, das innen mit einem Stahl liner für eine verstärkte Leckagedichtheit versehen ist /JAC 15/. Im Vergleich dazu besitzt die 1300-MWe-Serie ein doppelschaliges Containment mit einem Ventilationssystem (s. Kapitel 2.1.3).

Die Unterschiede zwischen den Baulinien P4 und P'4 untereinander betreffen unter anderem das Gebäudedesigns /CSN 10/. Die P4/P'4-Anlagen sind wie alle französischen Anlagen mit einer Einrichtung zur gefilterten Druckentlastung ausgestattet (Sandbettfilterdesign /ECK 12/).

Tab. 2.4 Liste der P4- und P'4-Anlagen in Europa

Land	Anlage	Block	Reaktorbaulinienuntertyp	Leistung [MWe] (Brutto)
Frankreich	Belleville	1	P'4	1363
Frankreich	Belleville	2	P'4	1363
Frankreich	Cattenom	1	P'4	1362
Frankreich	Cattenom	2	P'4	1362
Frankreich	Cattenom	3	P'4	1362
Frankreich	Cattenom	4	P'4	1362
Frankreich	Flamanville	1	P4	1382
Frankreich	Flamanville	2	P4	1382
Frankreich	Golfech	1	P'4	1363
Frankreich	Golfech	2	P'4	1363
Frankreich	Nogent	1	P'4	1363
Frankreich	Nogent	2	P'4	1363
Frankreich	Paluel	1	P4	1382
Frankreich	Paluel	2	P4	1382
Frankreich	Paluel	3	P4	1382
Frankreich	Paluel	4	P4	1382
Frankreich	Penly	1	P'4	1382
Frankreich	Penly	2	P'4	1382
Frankreich	Saint-Alban	1	P4	1381
Frankreich	Saint-Alban	2	P4	1381

Zwischen 1977 und 1993 wurden acht Blöcke der P4-Baureihe (Flamanville-1/2, Paluel-1/2/3/4 und Saint-Alban-1/2) und 12 Blöcke der P'4-Baureihe (Belleville-1/2, Cattenom-1/2/3/4, Golfech-1/2, Nogent-sur-Seine-1/2 und Penly-1/2) errichtet (Tab. 2.4) /IAEA 23e/.

2.1.5 Baulinie: CANDU-6

Beim CANDU-6 Reaktor handelt es sich um einen Schwerwasserreaktor der Baureihe CANDU der mit Deuterium (D₂O) als Moderator und Kühlmittel betrieben wird /SAN 02a/, /SAN 02b/. Durch das Druckröhrendesign, bei dem sich der Brennstoff in einzelnen Druckröhren befinden, ist es bei dieser Baulinie möglich, einen Brennelementwechsel bei laufendem Betrieb durchzuführen. Seine größte Verbreitung findet der Reaktor in Kanada /CHO 95/ /CHA 16/, /YU 99/, Indien und Südkorea. Der einzige CANDU-Reaktor Europas steht in Rumänien (CANDU-6) am Standort Cernavodă (Tab. 2.5) /CNE 15/.

Tab. 2.5 Liste der CANDU-6 Anlagen in Europa

Land	Anlage	Block	Reaktorbaulinienuntertyp	Leistung [MWe] (Brutto)
Rumänien	Cernavodă	1	CANDU-6	706
Rumänien	Cernavodă	2	CANDU-6	706

2.1.6 Baulinie: EPR

Der EPR ist ein Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Nennleistung P_e von ca. $P_e = 1600$ MWe. Das Konzept wurde seit Beginn der 1990er Jahre von Framatome und Siemens entwickelt und stellt eine Weiterentwicklung des französischen N4-Reaktors einerseits und des deutschen KONVOI-Reaktors andererseits dar /UKE 12/. Die Beherrschung eines Kernschmelzunfalls, u. a. durch einen sogenannten „core catcher“, war bei der Konzeptentwicklung ein zentrales Entwicklungsziel /ONR 21/. Aktuell befindet sich in Europa ein EPR Reaktor in Finnland in Betrieb (s. Tab. 2.6) /IAEA 23e/, die Anlage in Frankreich (Flamanville) wird zur Zeit noch gebaut.

Tab. 2.6 Liste von EPR-Anlagen in Europa (im Betrieb)

Land	Anlage	Block	Reaktorbaulinienuntertyp	Leistung [MWe] (Brutto)
Finnland	Olkiluoto	3	EPR	1660

3 Phänomene im Containment mit Einfluss auf die Freisetzung von Radionukliden

Das Containment einer Anlage bildet eine wichtige Schutzbarriere in Bezug auf mögliche Freisetzungen von Radionukliden in die Umwelt. Während eines schweren Unfalls kann es im Containment zu unterschiedlichen Phänomenen kommen, die im weiteren Ereignisablauf und auf mögliche Freisetzungswegen einen Einfluss haben können. So kann es u. a. zu Dampfexplosionen, zu Wasserstoffverbrennungen bzw. -explosionen oder zu einem Druckaufbau im Containment kommen. Neben dem Unfallablauf beeinflussen diese Phänomene auch die möglichen Freisetzungspfade der Radionuklide in die Umwelt. So wirkt sich z. B. der Einfluss einer H₂-Explosion in der Rohrleitung des Venting-systems negativ auf die Filtereigenschaften und Funktionalität des Systems aus.

3.1 Freisetzungspfade von Radionukliden aus dem Containment in die Umwelt

Grundsätzlich sind für Anlagen u. a. folgende Freisetzungsruppen denkbar (hier nur Betrachtung des Luftpfads):

- Freisetzungen über Bypässe (z. B. über offene Schleusen, Leckagen vom Primär- ins Sekundärsystem)
- Containmentversagen (Verletzung der Integrität des Containments) – Einteilung in frühes und spätes Versagen (mit und ohne Spray)
- Designleckage über das Containment in die Umwelt („Auslegungsleckage“) nach einem schweren Unfall
- Freisetzungen aus intaktem Containment über eine (gefilterte) Druckentlastung

Für verschiedene Szenarien wurden unterschiedliche Unfallabläufe in Tabellenform zusammengetragen. Die im AP 1 des Eigenforschungsvorhabens erstellte und für den AP 3 angepasste Datenbank (s. Kapitel 5.2) mit allen Szenarieneinträgen und -werten umfasst u. a. die in der Tab. 3.1 angegebenen tabellarischen Einträge.

Tab. 3.1 Beispiele aus den Datenbankwerten mit Definition und Beispiel

Name	Inhalt
#	Nummerierung des Ereignisses (z. B. 2)
Baulinie	Name der Baulinie (z. B. WWER)
Baulinientyp	Name des Baulinientyps (z. B. WWER-1000)
Baulinienuntertyp	Name des Baulinien(unter)typs (z. B. WWER-1000/W-320)
Referenzanlage	Name der Anlage bzw. des Standorts (z. B. Temelín)
Land	Land der Anlage bzw. des Standorts (z. B. Tschechien)
externer Name des Szenarios	Name des Szenarios in Dokumentation (z. B. S3)
Auslösendes Ereignis	Name des auslösenden Ereignisses (z. B. kompletter Stromausfall in der Anlage)
für Unfallablauf relevante Sicherheitssysteme	Liste der relevanten Sicherheitssysteme des Unfallablaufs und deren Betriebsbedingungen (z. B. Containmentspraysystem: „in Betrieb“)
Zeitpunkt RDB-Versagen	Zeitpunkt des RDB-Versagens aus Dokumentation (z. B. 4 h)
Druckaufbau - Grund	Grund des Druckaufbaus (z. B. Molten Core Concrete Interaction (MCCI), Beton-Schmelze Wechselwirkung)
Druckaufbau Containment - Versagensdruck	Versagensdruck des Containments (z. B. 7 bar)
Versagen Containment - Zeitpunkt	Zeitpunkt des Containmentversagens (z. B. 10 h)
Freisetzungszeitpunkt	Zeitpunkt der Freisetzung (z. B. 12 h)
Freisetzungsdauer	Dauer der Freisetzung (z. B. 3 h)
Freisetzungspfad	Pfad der Freisetzung (z. B. Kamin)
Freisetzungshöhe	Höhe der Freisetzung (z. B. 130 m)
Quellterm (Edelgase)	Angabe der Edelgasfreisetzung (Anteil an Kerninventar oder Aktivität [Bq]), (z. B. 1E18 Bq Xe-133)
Quellterm (Cs)	Angabe der Caesiumfreisetzung (Anteil an Kerninventar oder Aktivität [Bq]) (z. B. 1E17 Bq Cs-137)
Quellterm (I)	Angabe der Iodfreisetzung (Anteil an Kerninventar oder Aktivität [Bq]) (z. B. 1E16 Bq I-131)

Name	Inhalt
Quellterm (Te)	Angabe der Tellurfreisetzung (Anteil an Kerninventar oder Aktivität [Bq]) (z. B. 1E15 Bq Te-132)
Anzahl Phasen	Anzahl der Phasen (z. B. 4)
Referenz	Literaturquelle (z. B. https://www.iaea.org/...)
Referenz - Kapitel	Kapitel in Literaturquelle (z. B. Kapitel 2)
Referenz - Seite	Seite in Literaturquelle (z. B. 23)
Kommentar	(interner Kommentar) (z. B. Literatur in englischer Sprache)
Referenz Link	Verlinkung der Literaturquelle (z. B. www.iaea.org/...)
Referenzname	Name der Referenz (z. B. „PSA Study“)

3.2 Ablagerungen von Aerosolen im Containment während eines schweren Unfalls

Im Verlauf eines schweren Unfalls können sich Aerosole, die sich in der Containmentatmosphäre befinden, u. a. durch Gravitationseffekte auf Oberflächen und Strukturen ablagern. Dies führt zu einer Verringerung der Aerosolkonzentration in der Containmentatmosphäre und dadurch zu einer geringeren möglichen Aerosolfreisetzung in die Umgebungsatmosphäre.

Bei der Bestimmung der Ablagerungsmechanismen von Aerosolen im Containment während eines schweren Unfalls spielen Prozesse zum dynamischen Verhalten von Aerosolen eine relevante Rolle. In dem GRS-Containmentcode COCOSYS /GRS 20/ wird die Modellierung des dynamischen Verhaltens von Aerosolen über das Model AERIKA abgebildet. Neben der Masse, der Größenverteilung und der Zusammensetzung der Aerosole sind folgende wichtige Prozesse in der dynamischen Gleichung (und somit im Transport und der Ablagerung) für Aerosole zu beachten:

- Agglomeration,
- Deposition und
- Kondensierung und Verdampfung.

Agglomeration beschreibt den Prozess, bei dem Teilchen miteinander kollidieren, aneinanderhaften bleiben und daraufhin größere Partikel formen. Die Kollision dieser Teilchen kann auf drei Ursachen zurückgeführt werden:

- **Agglomeration durch Gravitation:** Größere Teilchen fallen aufgrund der Gravitation schneller als kleinere Teilchen und können auf ihrem Weg mit den kleineren Teilchen kollidieren.
- **Agglomeration durch Brownsche Bewegung:** Kleine Teilchen im Gas unterliegen der Brownsche Bewegung und können somit ebenfalls agglomerieren.
- **Agglomeration durch Turbulenzen:** Agglomeration, die durch turbulente Scherung („turbulent shear“) und Trägheit („inertial turbulence“) entsteht.

Die Prozesse hängen dabei sowohl von atmosphärischen Randbedingungen wie Temperatur und Druck, von der Turbulenz innerhalb der Containmentatmosphäre, als auch von spezifischen Aerosoleigenschaften ab. Diese Aerosoleigenschaften umfassen unter anderem die Partikeldurchmesser und die Form der agglomerierenden Aerosole. In der Realität weichen Aerosolpartikel von einer exakten Kugelform ab und ihre effektive Dichte kann erheblich geringer sein als die Summe ihrer Einzeldichten. In Simulationscodes können diese Effekte durch die Verwendung eines Formalismus berücksichtigt werden, der auf vollständig dichten kugelförmigen Aerosolen basiert, die durch die Verwendung eines agglomerierenden Formfaktors und eines dynamischen Formfaktors modifiziert werden. Der agglomerierende Formfaktor korrigiert dabei die Auswirkung der nicht kugelförmigen Form der Aerosole auf deren Kollisionswirkungsquerschnitt, während der dynamische Formfaktor die Widerstandskräfte zwischen den Aerosolen und der Atmosphäre darstellt. Ein Beispiel der Zusammenhänge in MELCOR /HUM 18/ ist in /NRC 17/ gegeben. Welcher der möglichen Prozesse dabei dominiert, hängt stark von dem vorliegenden Unfall und den spezifischen Bedingungen ab. In frühen Phasen des Unfalls dominiert die Brownsche Bewegung innerhalb des Containments die Agglomeration. Mit der Zeit wachsen die Aerosole an und die Agglomeration durch Gravitation wird zum dominanten Prozess. Bei einem schweren Unfall verdampfen insbesondere in der „Ex-Vessel“ Phase /NUR 95/ auch zahlreiche nicht radioaktive Stoffe. Diese verdampften Stoffe kondensieren, bilden Aerosole, welche in die Containmentatmosphäre freigesetzt werden und erhöhen somit die Dominanz der Agglomeration durch Gravitation.

Die Ablagerung der Aerosole aus der Atmosphäre des Containments wird durch die Prozesse der **Deposition** beschrieben, welche sich hauptsächlich aus vier Prozessen zusammensetzen:

- **Sedimentation:** Deposition von Teilchen aufgrund der Gravitation auf Oberflächen und Strukturen oder den Wasserbecken.
- **Diffusion:** Diffusion und damit Deposition kleiner Teilchen in Form von Brownscher Bewegung im Konzentrationsgradienten der Teilchen auf Oberflächen (von einer höheren zu geringeren Konzentrationsregion) sowie turbulenter Diffusion größerer Teilchen als Ergebnis von Impulsaustauschen zwischen den Teilchen durch Geschwindigkeitsfluktuationen in turbulenten Gasen.
- **Thermophorese:** Separation von Aerosolen durch Bewegung aufgrund von Temperaturgradienten in Grenzschichten auf kalten Flächen.
- **Diffusiophorese:** Deposition durch Dampfkondensation auf kalten Oberflächen verursacht durch aerodynamische Stefan Flüsse („stefan flow“)

Analog zur Agglomeration hängt der dominierende Prozess stark vom Verlauf und Zeitpunkt während eines Unfallablaufs ab. Diffusiophorese trägt insbesondere in der frühen Phase eines Unfalls zur Ablagerung bei. So kann durch Verdampfung des Kühlwassers des Reaktorkühlsystems Dampf in das Containment gelangen. Aerosole, die dann in der „Gap-Release“ Phase (d. h. in der ersten Freisetzungsphase von gasförmigen Radionukliden aus dem Brennstab /NUR 95/) in die Atmosphäre des Containments gelangen, können durch den kondensierenden Dampf durch Diffusiophorese an kalten Oberflächen deponieren. In der „Ex-Vessel“ Phase /NUR 95/ werden viele größere, nicht radioaktive Aerosole in die Containmentatmosphäre freigesetzt, welche schnell durch die Gravitation agglomerieren. In dieser Unfallphase dominiert die Sedimentation. Turbulente Diffusion spielt in den meisten Fällen eine untergeordnete Rolle, während sich Thermophorese ähnlich wie Diffusiophorese verhält.

Die **Kondensierung und Verdampfung** wechselwirken ebenfalls stark mit der Deposition, da beispielsweise Dampfkondensation die Diffusiophorese steigert. Ebenso können Partikel aufgrund des Wasserdampfes, welcher an Aerosolen anhaftet, wachsen und somit die Effekte von der Sedimentation oder die Agglomeration durch Gravitation beeinflussen.

Die aufgeführten Prozesse der Deposition, Agglomeration sowie der Kondensierung und Verdampfung sind zu unterschiedlichen Zeitpunkten und abhängig von thermohydraulischen Prozessen im Containment wichtig und teils stark miteinander gekoppelt. Eine simple Abschätzmethode zu Ablagerungen ist daher für die vorliegende Aufgabenstellung nicht sinnvoll realisierbar.

Zusätzliche relevante Parameter sind das allgemeine Volumen des Containments und der Anteil an Oberflächen und Strukturen. Als einziger Depositionsprozess kann Sedimentation dabei nicht an vertikalen Oberflächen stattfinden. Eine von Bautyp und dadurch Geometrie abhängige Betrachtung der Prozesse ist daher notwendig.

3.2.1 Abschätzmethoden zu Ablagerungen im Containment

In der Arbeit von Powers et al. /POW 96/ über Aerosolablagerungen im Containment für unterschiedliche DWR wird ein umfassender Überblick u. a. über die oben aufgeführten Prozesse, zugehörige Parameter und deren Unsicherheiten gegeben (s. Kapitel II und III von /POW 96/). Mittels Monte-Carlo Simulationen wurden Unsicherheitsanalysen für Prozesse und die zugehörigen Parameter durchgeführt und dokumentiert. Die untersuchten Prozesse und Parameter sind zum einen das Verhalten der Aerosole, die Interaktion zwischen Gasen und Aerosolen, als auch die Geometrie des Containments, insbesondere die Oberflächen zur Deposition, sowie der spezifische Ablauf eines relevanten Unfalls, da dieser stark die thermohydraulischen Bedingungen beeinflusst. Diese Ergebnisse wurden dann als Basis für eine Abschätzung der Dekontamination durch natürliche Ablagerungsprozesse der Aerosole bei schweren Unfällen in Verbindung mit einem Korrelationsmodell genutzt.

Im Gegensatz zum Notfallschutz, wo der Begriff Dekontamination meist mit aktiven Handlungen zur Entfernung von Nukliden von Oberflächen verknüpft ist, damit diese nicht mehr zu einer Exposition der Bevölkerung beitragen können, steht der Begriff hier und in den Forschungen von Powers /POW 93/, /POW 96/ für ein Aufbringen von Kontaminationen auf Oberflächen /POW 96/ (bzw. ein Auswaschen aus der Atmosphäre /POW 93/), damit diese nicht in der Atmosphäre sind. Er ist im Sinne von Rückhaltung von luftgetragenen Kontaminationen gemeint.

Das Korrelationsmodell selbst basiert dabei auf der Annahme, dass die Partikelgrößenverteilung nach einem kurzen Zeitraum eine „self-preserving“ Größenverteilung erreichen, d. h. sie sind unabhängig von ihrer ursprünglichen Eingangsgrößenverteilung.

Diese Annahme vereinfacht die Berechnungen enorm, da wie zuvor in Kapitel 3.2 dargestellt, viele Prozesse stark von den Aerosolgrößen abhängen und miteinander wechselwirken. Durch einfache Korrelationen mit eingeführten Parametern kann im Folgenden das Verhalten von Aerosolen im Containment vorhergesagt werden. Die Parameter resultieren dabei u. a. aus der Datenanpassung bzw. aus Berechnungen, die die dynamische Aerosolgleichung lösen (eine detaillierte Erklärung des Modells ist in Kapitel VI von /POW 96/ zu finden).

Eine weitere Vereinfachung, die zu einem simplen Korrelationsmodell führt, ist die Annahme, dass die komplexe dynamische Gleichung der Aerosole durch eine einfache 1-dimensionale Differenzialgleichung für jede Klasse von freigesetzten Radionukliden ersetzt werden kann. Ein ähnlicher Ansatz wird auch in /KHA 01/ umgesetzt, die Arbeit von Powers /POW 96/ beschränkt sich jedoch auf die Deposition und vernachlässigt alle anderen Effekte.

Der Effekt der Ablagerung wird in der Arbeit von Powers /POW 96/ durch einen Kontaminationsfaktor realisiert, welcher der Masse der betrachteten freigesetzten radioaktiven Aerosole in das Containment geteilt durch die Masse, die in der Containmentatmosphäre verbleibt, entspricht. Ein höherer Faktor entspricht dabei einer höheren Ablagerung. Die Lösung der Differentialgleichung ist eine zeitlich abfallende Exponentialfunktion. Die Stärke der Dekontamination wird dabei über einen Dekontaminationskoeffizienten im Exponenten beschrieben, welcher aus Monte-Carlo Simulationen des Korrelationsmodells zeitlich gemittelt über ein definiertes Zeitintervall für gezielte Szenarien und Reaktortypen ermittelt wird. Er ist somit noch genauer als der Ansatz in /KHA 01/.

In /POW 96/ liegen entsprechende Dekontaminationskoeffizienten für einen spezifischen Niederdruck Kernschmelzunfall eines Druckwasserreaktors vor (LOCA-Fall aus NUREG-1465 /NUR 95/). Der Unfall wird unterteilt in die vier Phasen „Gap-Release“, „In-vessel release“, „Ex-vessel release“ und „Late in-vessel release“ /NUR 95/. Der Unfall wurde dabei für unterschiedliche thermische Leistungen P_{th} ($P_{th} = 1000$, $P_{th} = 2000$, $P_{th} = 3000$ und $P_{th} = 4000$ MW) simuliert. Korrelationsfunktionen zwischen den Dekontaminationskoeffizienten und der thermischen Leistung werden hergeleitet, sodass für beliebige thermische Leistungen Abschätzungen durchgeführt werden können. Die Abhängigkeit des Dekontaminationskoeffizienten von der thermischen Leistung des Reaktors spiegelt sich beispielsweise im Volumen des Containments wider. So wird in /POW 96/ ein linearer Zusammenhang zwischen dem Containmentvolumen von existierenden amerikanischen Druckwasserreaktoren und deren thermische Leistung hergestellt. Aus

dem Volumen werden dann typische Größen von Oberflächen basierend auf Daten der größten und kleinsten Containments abgeschätzt. Die Übertragungsmöglichkeit dieser Zusammenhänge wurde durch Anwendung der angegebenen Formeln unter Hinzunahme der Parameter der in diesem Eigenforschungsvorhaben betrachteten Baulinientypen kontrolliert. Aus dem modifizierten Graphen lässt sich die gute Anwendbarkeit der Modelle für die unterschiedlichen Typen ableiten (Lage der Typen im Bereich zwischen den gestrichelten Linien). Das in Kapitel 5.3.1 vorgestellte Modul berechnet auch für den 900 MWe DWR-Typen CP1, der leicht außerhalb des Bandes liegt, die Aerosolablagerung als Abschätzung.

Die in diesem Kapitel beschriebenen Korrelationen und Berechnungen werden für alle Baulinien in Form eines Submakros zur Berechnung von Freisetzungen von Aerosolen in die Umwelt implementiert (s. Kapitel 5.3.1). Die Abb. 3.2 zeigt die Ergebnisse des Makros für den zeitlichen Abfall des Aerosolanteils durch Ablagerungsprozesse jeweils für die iod-, caesium-, barium- und tellurhaltigen Aerosole im Containment nach einer Freisetzung aus dem Kern. Der hier vorgestellte Verlauf wurde nach dem beschriebenen Vorgehen von Powers /POW 96/ für einen Leistungsreaktor des Typs DWR mit der thermischen Leistung $P_{th} = 3000$ MW berechnet. Er zeigt den exponentiell abfallenden Verlauf der Aerosolkonzentration im Containment und stellt so indirekt die große Bedeutung von Verzögerungen auf die Reduktion der Freisetzung von Radionukliden in die Umwelt dar.

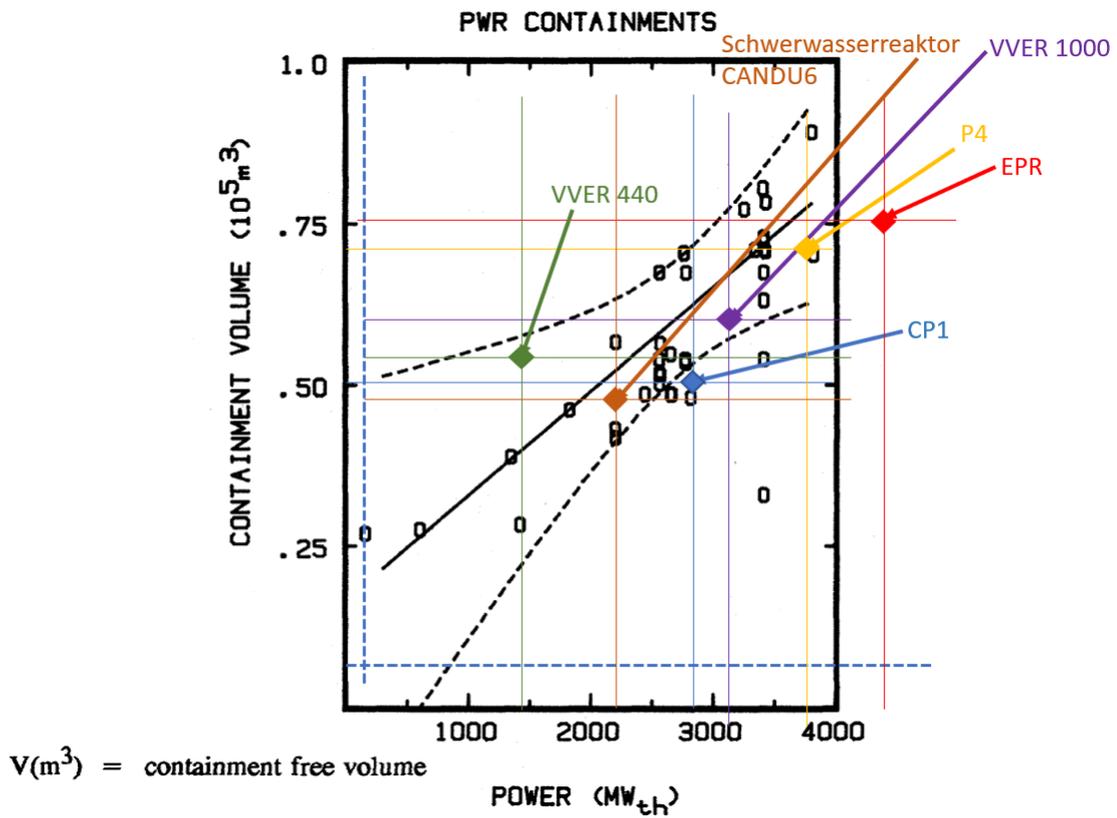


Abb. 3.1 Modifiziertes Bild aus /POW 96/ mit zusätzlichem Eintrag der hier betrachteten Reaktorbaulinienuntertypen

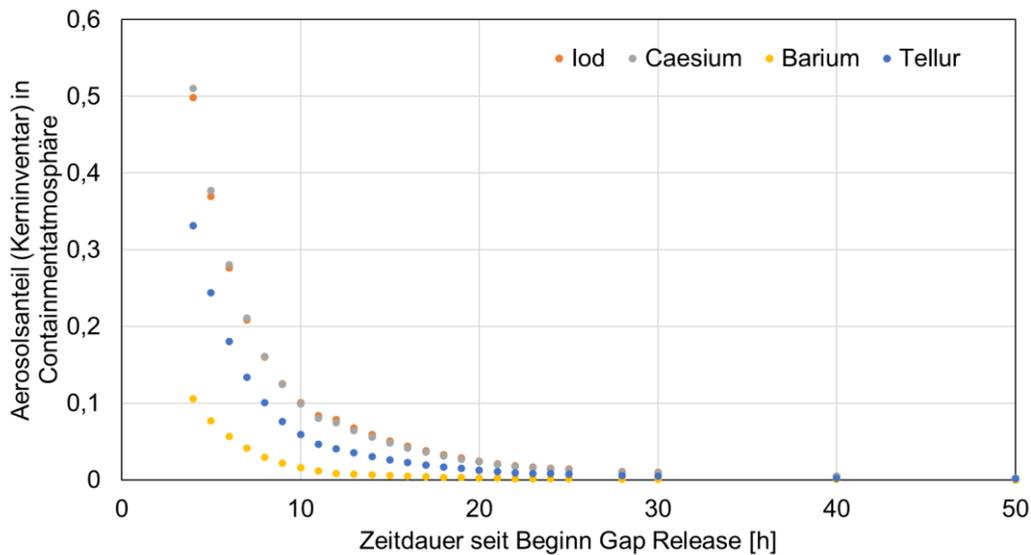


Abb. 3.2 Zeitliche Reduktion des Aerosolanteils im Containment durch Ablagerungsprozesse nach /POW 96/

3.3 Einsatz von Containmentsprays während eines schweren Unfalls

Im Verlauf eines schweren Unfalls in einem Kernkraftwerk kann es bei einem vorherigem, unterstellten Versagen aller Sicherheitssysteme im Reaktordruckbehälter (RDB) zu einer (partiellen) Kernschmelze kommen. Bei einem möglichen folgenden Versagen des Reaktordruckbehälters durch den Einfluss der Kernschmelze kann es im Containment zu einer Beton-Schmelze-Wechselwirkung kommen. Infolgedessen kommt es u. a. zur Bildung von Gasen wie Wasserstoff (H_2) bzw. Kohlenstoffmonoxid (CO). Diese Gasbildung bewirkt im verschlossenen Containment einen Druckaufbau, der die Integrität dieser Schutzhülle bedroht und bei einem Versagen des Containments dann einen ungefilterten Freisetzungspfad von Radionukliden in die Umwelt ermöglichen würde. Der Einsatz eines Containmentsprays senkt primär den Druck im Containment, kann aber auch die Anzahl an Radionukliden in der Containmentatmosphäre durch Auswaschungen reduzieren.

In den IAEA Safety Standards „Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants“ /INT 24/ werden Referenzen angegeben, die u. a. das zeitliche Verhalten von Aerosolen im Containment beschreiben. Als Stand von Wissenschaft und Technik wird hier das Paper von der NEA/OECD e zitiert, welches neben theoretischen Grundlagen zum Auswaschen von Radionukliden in der Containmentatmosphäre mit Hilfe eines Spraysystems auch aktuelle Modelle vorstellt, die dieses Auswaschen integriert haben, z. B. MELCOR /HUM 18/, ASTEC /REI 10/, COCOSYS /GRS 20/ und viele weitere. Die Hauptmechanismen, mit denen ein Spray Aerosole aus der Containmentatmosphäre einfangen und somit auswaschen kann, sind:

- **Diffusiophorese:** An den Wassertropfen kondensierender Dampf schwemmt Aerosolpartikel in die Tropfen.
- **Partikelaufrall (Impaction):** Wenn Wassertropfen durch die Atmosphäre fallen, entwickelt sich um die Wassertropfen herum ein Strömungsfeld. Durch die endliche Trägheit größerer Aerosolpartikel werden bei dem Prozess des Partikelaufralls (Impaction) Partikel durch die Stromlinien der Strömung hindurchtransportiert, sodass die Partikel auf die Oberfläche der Wassertropfen gelangen und in diesen eindringen können.
- **Sperreffekt (Interception):** Die endliche Ausdehnung des Aerosolpartikels ermöglicht seiner Oberfläche, die des Wassertropfens zu berühren, selbst wenn der

Massenschwerpunkt des Partikeldurchmessers auf einer Flugbahn liegt, die den Wassertropfen nicht schneidet.

- **Diffusion:** Aerosolpartikel, die durch Brownsche Bewegung in Kontakt mit den Wassertropfen kommen.

Diese zu den Codes wie MELCOR oder COCOSYS gehörenden Modelle beschreiben auf der einen Seite den Auswaschungsprozess sehr detailliert und berücksichtigen einige Prozesse, auf der anderen Seite brauchen diese dafür aber auch sehr umfangreiche Angaben zum Ablauf des schweren Unfalls. Die dabei benötigte Rechendauer während eines radiologischen Notfalls, in dem zeitnahe Abschätzungen und Ergebnisse benötigt werden, ist dabei in der Regel zu lang.

Für eine Abschätzung des Einflusses von Spraysystemen werden sowohl in den IAEA Safety Standards /INT 24/ als auch im Paper von der NEA/OECD /NEA 09/ die Forschungen von D. A. Powers und S. B. Burson /POW 93/ von den Sandia National Labs (SNL) genutzt. In der Arbeit von Powers werden mehrere Differentialgleichungen wiedergegeben, mit denen sich die Auswaschungen von Radionukliden aus der Containmentatmosphäre durch Containmentsprays während eines schweren Unfalls berechnen lassen. Die Diffusiophorese wird bei dem betrachteten Ansatz vernachlässigt, da ihr Beitrag, im Vergleich zu den anderen drei Mechanismen, erst im späteren Verlauf eines Unfallablaufes relevant wird, in der durch Zerfallswärme erzeugter Dampf mit Aerosolpartikel auf Wassertropfen kondensiert und dadurch Aerosolpartikel in die Wassertropfen schwemmt. Mittels Monte-Carlo Simulationen werden in der Arbeit von Powers Unsicherheitsanalysen für bis zu 20 relevante Prozesse und deren Parameter für die Auswaschung über Containmentsprays durchgeführt. Neun dieser 20 Parameterunsicherheiten stammen aus Unsicherheiten in der Beschreibung des Unfallablaufs und des Designs der betrachteten Anlage (eine Zusammenfassung aller betrachteten Unsicherheiten ist im Kapitel 4, Abschnitt C /POW 93/ gegeben). Die Ergebnisse der Unsicherheitsanalysen können dann als Basis für eine Abschätzung der Dekontamination durch Containmentsprays bei schweren Unfällen in Verbindung mit einem Korrelationsmodell genutzt werden. So kann durch simple Korrelationen unter Beachtung weniger vorzugegebener Parameter ein Spray-Dekontaminationskoeffizient λ (siehe z. B. Gleichung (3.3)) bestimmt werden. Das vereinfachte Modell unterteilt den Spray-Dekontaminationskoeffizienten in zwei separate Korrelationen, nämlich einem der abhängig ist von dem Massenstrom Q des Kühlmittels aus einer Höhe H (s. Gleichung (3.1)) und einem weiteren,

der abhängig von Q und dem Massenanteil m_f der Aerosole, die in der Containmentatmosphäre verbleiben (s. Gleichung (3.2)), ist.

Die restlichen Parameter werden dabei für den Median, den 10-Perzentil- und den 90-Perzentilwert der Unsicherheitsverteilungen des Spray-Dekontaminationskoeffizienten bestimmt. Der Medianwert des Spray-Dekontaminationskoeffizienten bedeutet dabei, dass die Hälfte der bestimmten Spray-Dekontaminationskoeffizienten aus den Unsicherheitsanalysen einen kleineren Wert als den angegebenen Wert haben.

$$\ln \lambda(m_f = 0.9) = A + B \ln Q + CH + DQ^2H + EQH^2 + FQ \quad (3.1)$$

$$\frac{\lambda(m_f)}{\lambda(m_f = 0.9)} = [a + b \log_{10} Q] \left[1 - \left(\frac{m_f}{0.9} \right)^c \right] + \left(\frac{m_f}{0.9} \right)^c \quad (3.2)$$

$$\lambda(Q, H, m_f) = \lambda(m_f = 0.9) \left[\frac{\lambda(m_f)}{\lambda(m_f = 0.9)} \right] \quad (3.3)$$

Der 90-Perzentilwert ist der Grenzwert unterhalb dem 90 % der Menge aller bestimmten Dekontaminationskoeffizienten liegen. Die Verwendung des 90-Perzentilwerts (10-Perzentilwerts) des Spray-Dekontaminationskoeffizienten gibt somit ein oberes (unteres) Limit für die Dekontamination an. Weitere Informationen zur Auswahl des $m_f = 0,9$ Standardwert werden in /POW 93/ gegeben.

Um den Effekt von Containmentsprays mit einem gegebenen Massenstrom Q von Kühlmittel aus einer Höhe H in Verbindung mit einer kontinuierlichen Aerosolquellrate dS/dt in das Containment auf die Aerosolkonzentration im Containment berechnen zu können, muss folgende Gleichung (4) gelöst werden:

$$\frac{dM(t)}{dt} = -\frac{\lambda M(t)}{1 + \alpha} + \frac{1}{V} \frac{dS}{dt} \quad (3.4)$$

Dabei ist $M(t)$ die zu errechnende Aerosolkonzentration in g/m^3 und α ist das Verhältnis des Volumens, das vom Spray kontaktiert wird, zu dem Anteil am Volumen, der nicht kontaktiert wird:

$$\alpha = \frac{V(\text{unsprayed})}{V(\text{sprayed})} \quad (3.5)$$

Weiterhin ist V das Volumen des Containments in m^3 und λ der oben beschriebene Spray-Dekontaminationskoeffizient.

Nach dem Ende der Freisetzung aus der Aerosolquelle ($dS/dt = 0$) kommt eine Abhängigkeit des Massenanteils m_f in den Dekontaminationskoeffizient. Die nun zu lösende Differentialgleichung (6) lautet:

$$\frac{d\left(\frac{M(t)}{M(0)}\right)}{dt} = \frac{dm_f(t)}{dt} = -\frac{\lambda}{1 + \alpha M(0)} \frac{M(t)}{M(0)} = \frac{\lambda}{1 + \alpha} m_f(t) \quad (3.6)$$

Mit Hilfe der Programmiersprache Python wird mittels eines selbst geschriebenen Makros die kombinierte Differentialgleichung aus (4) und (6) numerisch gelöst. In Abb. 3.3 ist exemplarisch der zeitliche Verlauf für den Massenstrom $Q = 0,1 \text{ cm}^3/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$, das Volumen $V = 50.000 \text{ m}^3$, die Aerosolquellrate $dS/dt = 1 \text{ kg/s}$, die Einbauhöhe der Spraydüsen $H = 30 \text{ m}$, einem Sprayverhältnis von $\alpha = 1$ und für den Medianwert des Spray-Dekontaminationskoeffizient dargestellt.

Der Abb. 3.3 ist zu entnehmen, dass sich bei einem konstanten Eintrag von Aerosolen ins Containment und gleichzeitigem konstanten Sprayfluss nach einer Zeit (hier ca. 6 min) eine Sättigung der Aerosolkonzentration einstellt (rechter Teil des blau markierten Bereichs). Sobald der konstante Eintrag von Aerosolen stoppt (hier nach 1 h, gelber Bereich in Abb. 3.3, reduziert sich die Aerosolkonzentration innerhalb von kurzer Zeit (hier ca. 30 min) auf einen deutlich geringeren Wert (hier auf ein ca. 10^{-3} -faches).

Die Abb. 3.4 zeigt einen Vergleich der Ergebnisse der Makrorechnungen mit Daten aus der Arbeit von Powers für den Median, den 10-Perzentil- und den 90-Perzentilwert der Unsicherheitsverteilungen /POW 93/. Dabei werden die in diesem Eigenforschungsvorhaben ermittelten Lösungen (farbig hinterlegt) mit den Ergebnissen aus /POW 93/ überlagert. Die Ergebnisse von Powers konnten aufgrund der exakten Übereinstimmung entsprechend in diesem Eigenforschungsvorhaben rekonstruiert werden.

Für die unterschiedlichen Baulinien werden repräsentative Sprayparameterwerte recherchiert und in das Spraymodul implementiert. Um die Sensitivität des Sprayeinflusses auf

variierende relevante Eingangsparameter zu bewerten, werden mehrere Variationsrechnungen durchgeführt (s. Abb. 3.4 und Abb. 3.5). Abweichend von Powers wird ein neuer Ansatz bei den gekoppelten Differentialgleichungen gewählt, der keine starke Abhängigkeit des zeitlichen Verlaufes der Dekontamination nach Beendigung der Aerosolfreisetzung von der anfänglichen Aerosolkonzentration zur Folge hat. Während die erste Differentialgleichung (s. Gleichung (4)) für eine kontinuierliche Freisetzung mit Spray für die absolute Aerosolkonzentration $M(t)$ zu lösen ist, ist die zweite zu koppelnde Differentialgleichung (s. Gleichung (6)) für alleiniges Spray für das Massenverhältnis $M(t)/M(0)$ zu lösen. $M(0)$ ist dabei der Wert der Aerosolkonzentration zu dem Zeitpunkt, an dem die Freisetzung dS/dt endet (d. h. $dS/dt = 0$). In dem ursprünglichen Modell von Powers ist in der Lösung der Differentialgleichung ab dem Zeitpunkt, an dem das Spray alleine wirkt, die Abhängigkeit von $M(0)$ noch enthalten. Der neu gewählte Ansatz stimmt mit aktuellen Ergebnissen aus Verläufen, die mit COCOSYS Versionen berechnet wurden, überein /GRS 24/.

Dem Bericht NUREG-1228 /MCK 88/ kann entnommen werden, dass die Nutzung eines Containmentsprays während eines schweren Unfalls innerhalb einer Einwirkzeitdauer des Sprays von 10 Minuten dazu führt, dass lediglich 3 % der anfänglichen Aerosolkonzentration in der Containmentatmosphäre verbleiben. Diese Größenordnung stimmt mit den ermittelten Verläufen des Medianwertes sowie des 90-Perzentilwertes überein. Die Verteilung für den Medianwert erreicht diese Dekontamination nach etwa zwölf Minuten, die für den 90-Perzentilwert sogar schon nach etwa sieben Minuten.

In einem nächsten Schritt werden für unterschiedliche Massenstromwerte Q und weitere Werte eine Variationsrechnung durchgeführt. Die entsprechenden Verteilungen sind in der Abb. 3.7 zu sehen. Allgemein lässt sich ableiten, dass mit einem steigenden Massenstrom Q des Containmentsprays die Aerosolkonzentration in der Containmentatmosphäre sinkt. Dieses Verhalten ist zu Beginn auch zu erwarten, da eine höhere Anzahl von Wassertropfen pro Volumenteil mehr Aerosolteilchen binden und somit auswaschen kann. In der Studie von /POW 93/ weisen die Dekontaminationskoeffizienten im Massenstrombereich von $Q = 0,001 \text{ cm}^3/\text{cm}^2\text{s}$ bis $Q = 0,01 \text{ cm}^3/\text{cm}^2\text{s}$ einen nahezu linearen Zusammenhang mit dem Massenstrom auf. Bei Massenströmen ab etwa $Q = 0,25 \text{ cm}^3/\text{cm}^2\text{s}$ ist dieser lineare Zusammenhang jedoch nicht mehr gegeben, da sich bei einem erhöhten Massenstrom die Größenverteilung der Wassertropfen im freien Fall ändert. Das Zusammenwachsen (englisch „coalescence“) der Wassertropfen passiert dabei mit einer Rate, die ungefähr proportional zum Quadrat der

Tröpfchenkonzentration ist, während der Einfang der Aerosole lediglich proportional zur einfachen Tröpfchenkonzentration ist.

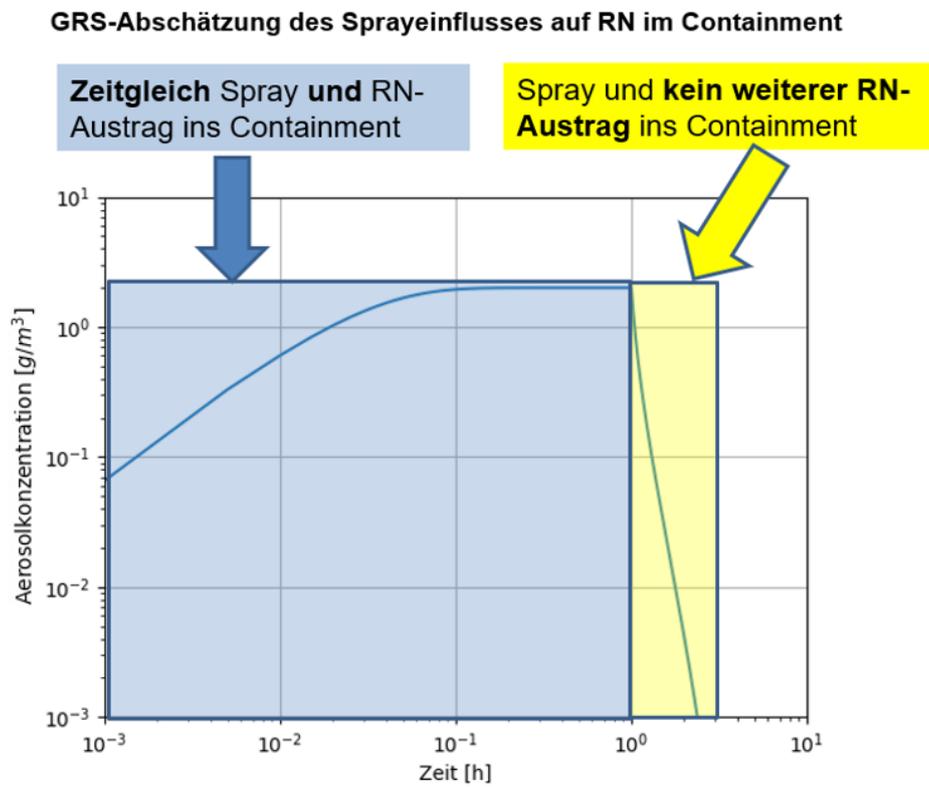


Abb. 3.3 Abschätzung des Sprayeinflusses auf Radionuklide (RN) im Containment

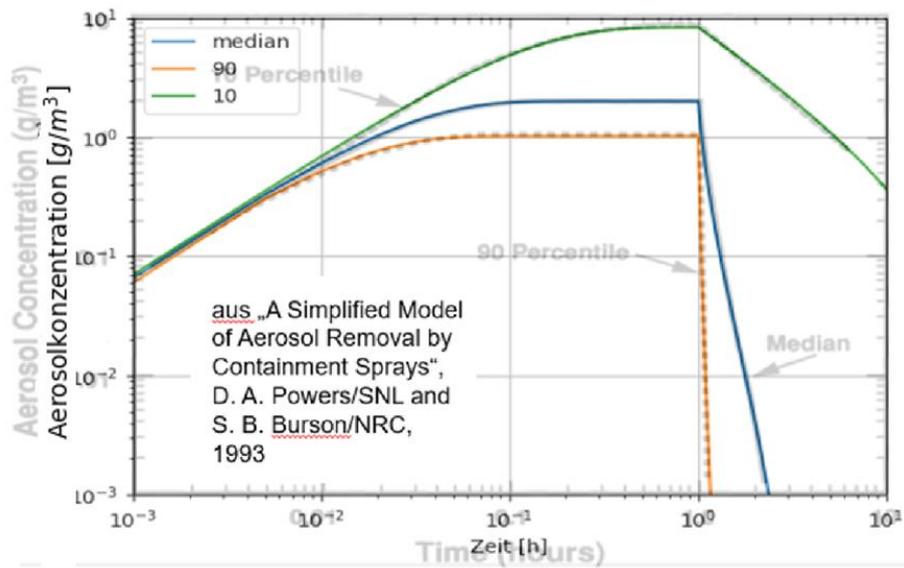


Abb. 3.4 Vergleich der Sandia-Differentialgleichung aus den Forschungen von Powers /POW 93/ mit der GRS-Abschätzung des Sprayeinflusses auf Radionuklide im Containment (Überlagerung der Graphen) (alter Ansatz)

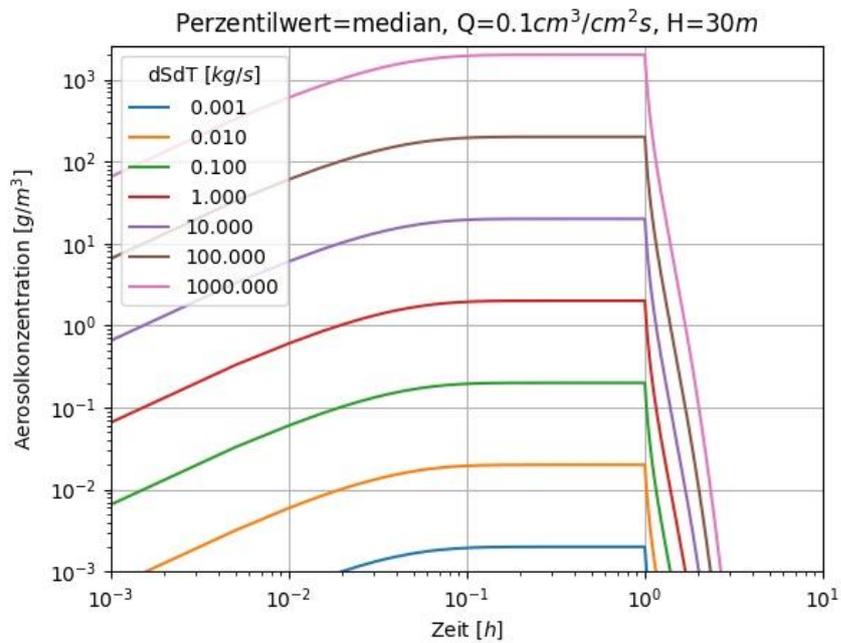


Abb. 3.5 Variationsrechnung für die Abschätzung des Sprayeinflusses auf Radionuklide im Containment mit variierender Aerosolquellrate dS/dt (neuer Ansatz)

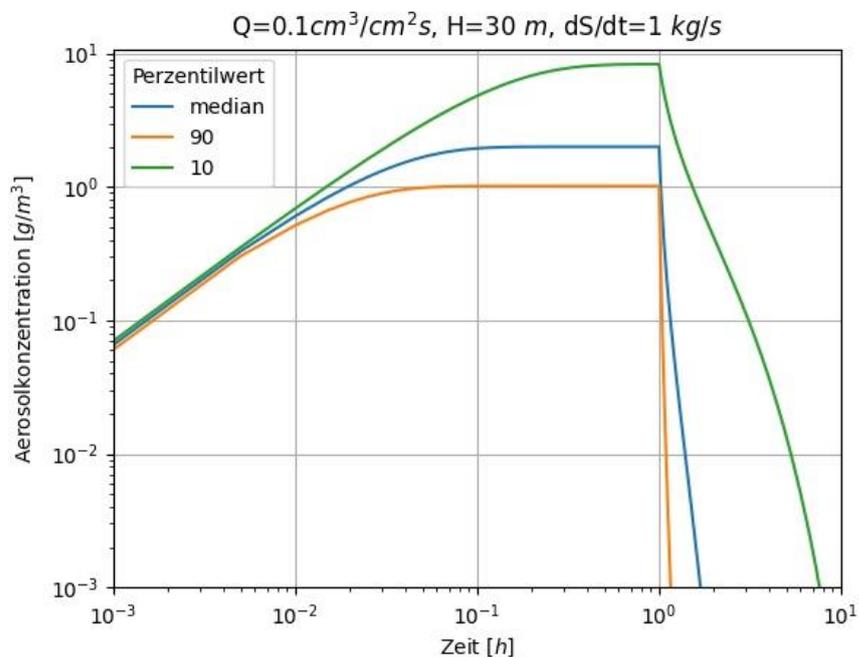


Abb. 3.6 Abschätzung des Sprayeinflusses auf Radionuklide im Containment für den Median, den 10-Perzentil und den 90-Perzentilwert der Unsicherheitsverteilungen (neuer Ansatz)

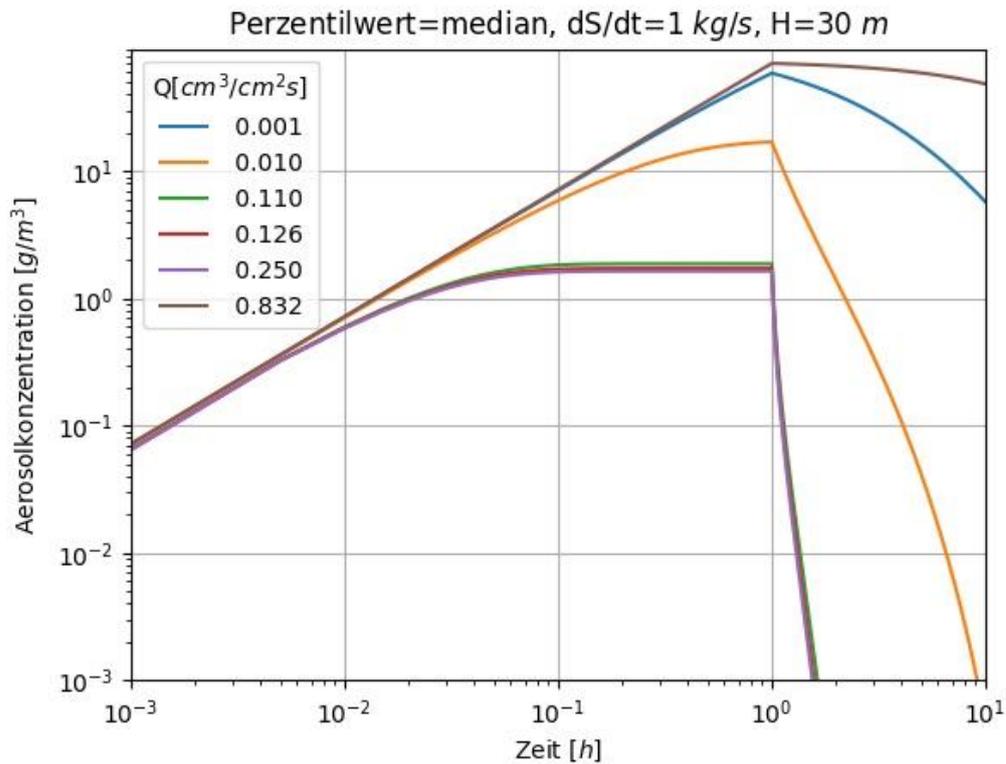


Abb. 3.7 Variationsrechnung für die Abschätzung des Sprayeinflusses auf Radionuklide im Containment mit variierenden Massenströmen Q

Bei dem in /POW 93/ maximal untersuchten Massenstrom von $Q = 0,25 \text{ cm}^3/\text{cm}^2\text{s}$ zeigt sich ein starkes Zusammenwachsen der Wassertropfen, was dazu führt, dass sich die Durchmesser-Verteilung der Wassertropfen zu größeren Durchmessern verschiebt, welche wiederum eine geringere Aerosolbindungseffizienz aufweisen. Das hier betrachtete Korrelationsmodell hat für den analysierten Bereich bis $Q = 0,25 \text{ cm}^3/\text{cm}^2\text{s}$ entsprechend keinen linearen Zusammenhang angenommen, sondern einen komplexeren Verlauf. Die Abb. 3.8 zeigt exemplarisch für verschiedene Höhen H der Containmentspryanlage den Verlauf des Dekontaminationsfaktor als Funktion des Massenstroms Q . Der Abbildung ist zu entnehmen, dass bei gleichen und konstanten Massenstrom höher gelegene Containmentspraysysteme zu einem größeren Dekontaminationskoeffizienten führen. Dies ist auch nachvollziehbar, da die Wassertropfen aufgrund des längeren Fallweges mehr Aerosole in der Containmentatmosphäre binden können. Ein weiterer zentraler Punkt ist, dass ab einem gewissen Wert des Massenstroms eine Erhöhung des Massenstroms zu einer Verringerung der Dekontamination führt. Dies ist der genannte Effekt des Zusammenwachsens der Wassertropfen und der damit einhergehenden Verringerung der Effizienz die Aerosole binden zu können. Der Effekt aus dem Verlauf der Dekontaminationsfaktoren auf die Aerosolkonzentration in der Containmentatmosphäre ist

für diesen Fall gut in Abb. 3.7 für den Massenstrom $Q = 0,832 \text{ cm}^3/\text{cm}^2\text{s}$ (brauner Verlauf) zu erkennen, der erkennbar aus der Tendenz in der Simulation der vorherigen Werte von $Q = 0,001$ bis $Q = 0,250$ herausfällt, die Aerosolkonzentration im Containment mit steigendem Q -Wert schneller zu verringern. Die Validierung und Anpassung der verwendeten Funktion in /POW 93/ ist lediglich gültig bis zu Werten von $Q = 0,25 \text{ cm}^3/\text{cm}^2\text{s}$. Nur Werte in diesem Gültigkeitsbereich werden für das Containmentspraymakro (s. Kapitel 5.3.2) übernommen.

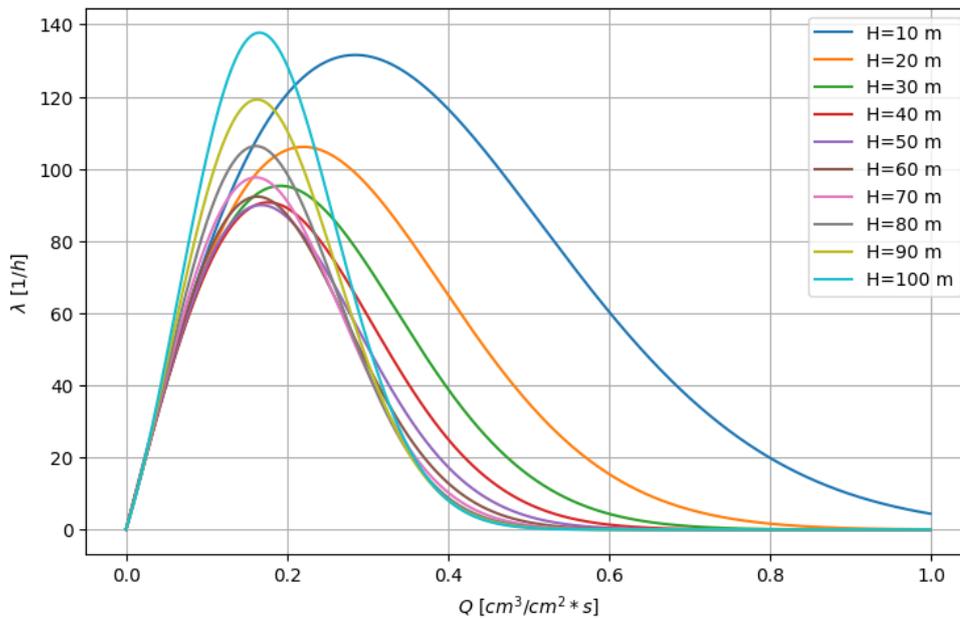


Abb. 3.8 Abhängigkeit des Dekontaminationsfaktors λ von dem Massenstrom Q und der Höhe H des Spraysystems

Der Einfluss der Höhe des Spraysystems auf die Aerosolkonzentration ist exemplarisch für einen Massenstrom von $Q = 0,1 \text{ cm}^3/\text{cm}^2\text{s}$ in Abb. 3.9 gezeigt. Die Sensitivität fällt im Vergleich zum Massenstrom Q geringer aus. Hierbei ist jedoch zu beachten, dass die Unterschiede bei höheren Massenstromwerten noch deutlicher ausfallen können, da der Dekontaminationsfaktor sowohl eine Abhängigkeit von Q als auch von H aufweist (s. Abb. 3.8).

Um den Einfluss der Containmentsprayeinwirkung auf unterschiedliche Unfallabläufe zu untersuchen, werden zunächst Variationsrechnungen für unterschiedliche Endzeitpunkte des Radionuklidaustrags in das Containment durchgeführt. Die Abb. 3.10 zeigt die Aerosolkonzentration im Containment über die Unfallablaufzeit t . Der Anstieg der Konzentration ist in den ersten wenigen Minuten für alle Verläufe gleich. Die betrachteten Unfallabläufe unterscheiden sich durch den Zeitpunkt t_{end} , bei dem die

Aerosolproduktionsrate (z. B. aus dem Kern des RDBs) auf den Wert $dS/dt = 0$ fällt, d. h. der Zeitpunkt, bei dem der Radionuklidaustrag endet.

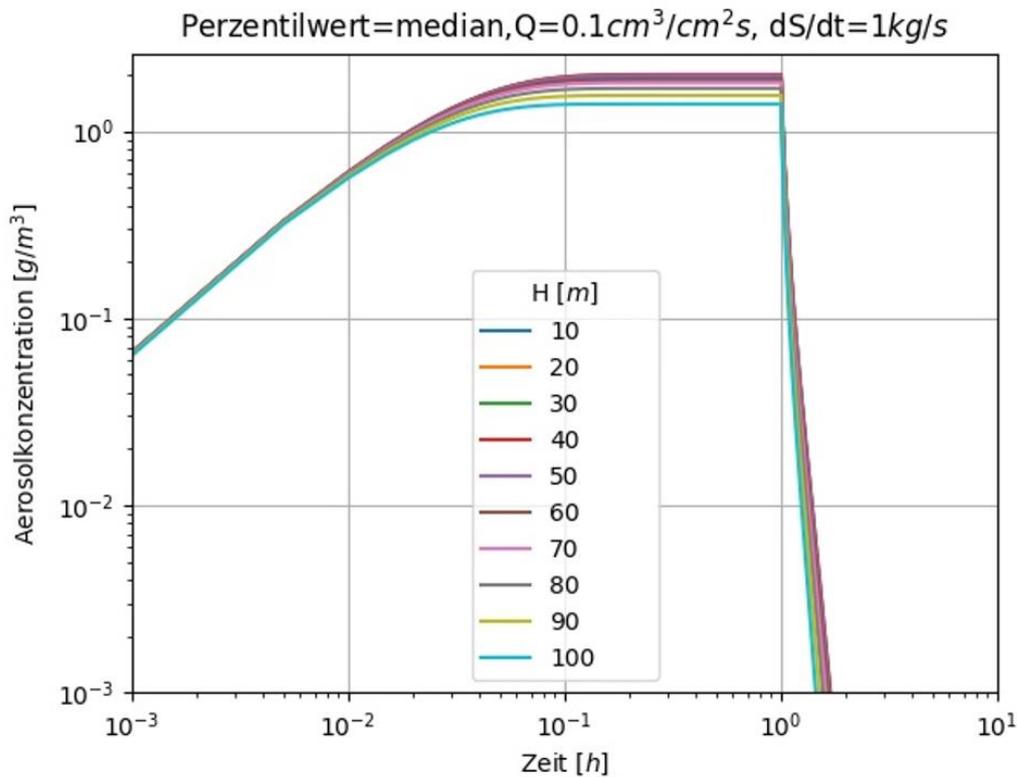


Abb. 3.9 Variationsrechnung für die Abschätzung des Sprayeinflusses auf Radionuklide im Containment mit variierender Höhe H des Spraysystems.

In einem nächsten Schritt wurde der Parameter t_{end} sowohl für den Referenzquellterm aus der Datenbank ($t_{i, end}$) als auch für den neuen Quellterm ($t_{q, end}$) variiert und der Einfluss des Verhältnisses der Aerosolkonzentration im Containment zweier Zeitpunkte als Funktion von t_{end} untersucht. Die Zeitpunkte sind dabei zum einen der Parameter t_i , d. h. dem Zeitpunkt der Freisetzung in die Umwelt für den Referenzquellterm aus der Datenbank und zum anderen t_q , d. h. dem Zeitpunkt der Freisetzung in die Umwelt für den neuen, modifizierten Quellterm. Die entsprechenden Ergebnisse für drei festgelegte Werte sind in der Abb. 3.11 zu sehen. Zu erkennen ist, dass sich bei einem nur geringen Abweichen im zeitlichen Unfallablauf des neuen Quellterms in Bezug auf den Referenzquellterm der Datenbank, insbesondere im Zeitpunkt t_{end} , bei dem die Aerosolproduktionsrate auf den Wert $dS/dt = 0$ fällt, Unterschiede in den Freisetzungsmengen von bis zu 8 Größenordnungen ergeben.

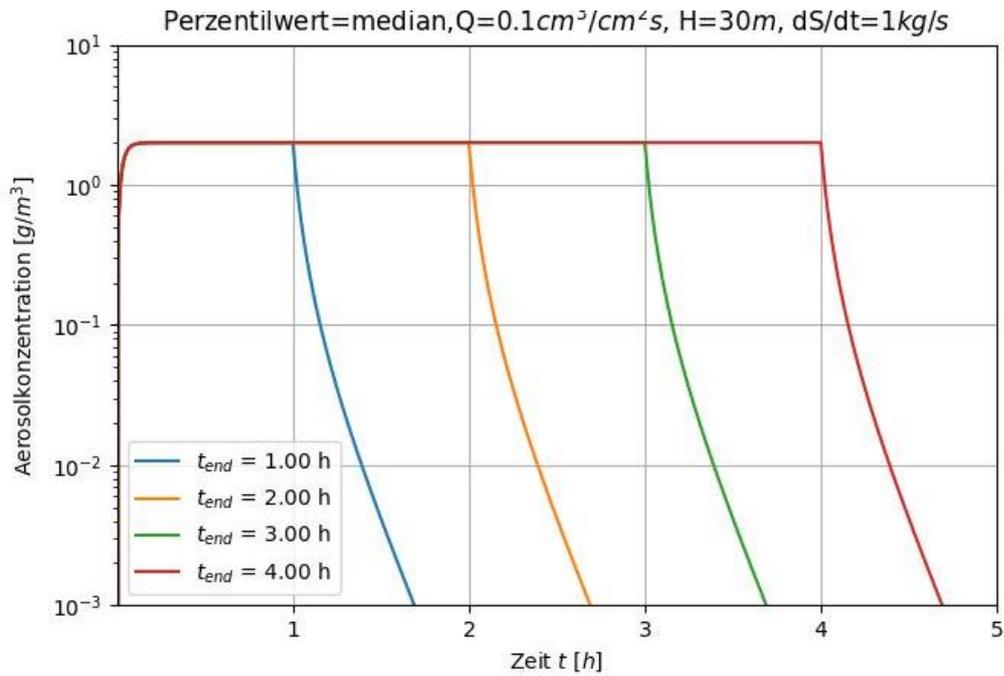


Abb. 3.10 Variationsrechnungen für unterschiedliche Endzeitpunkte t_{end} des RN-Austrags in das Containment.

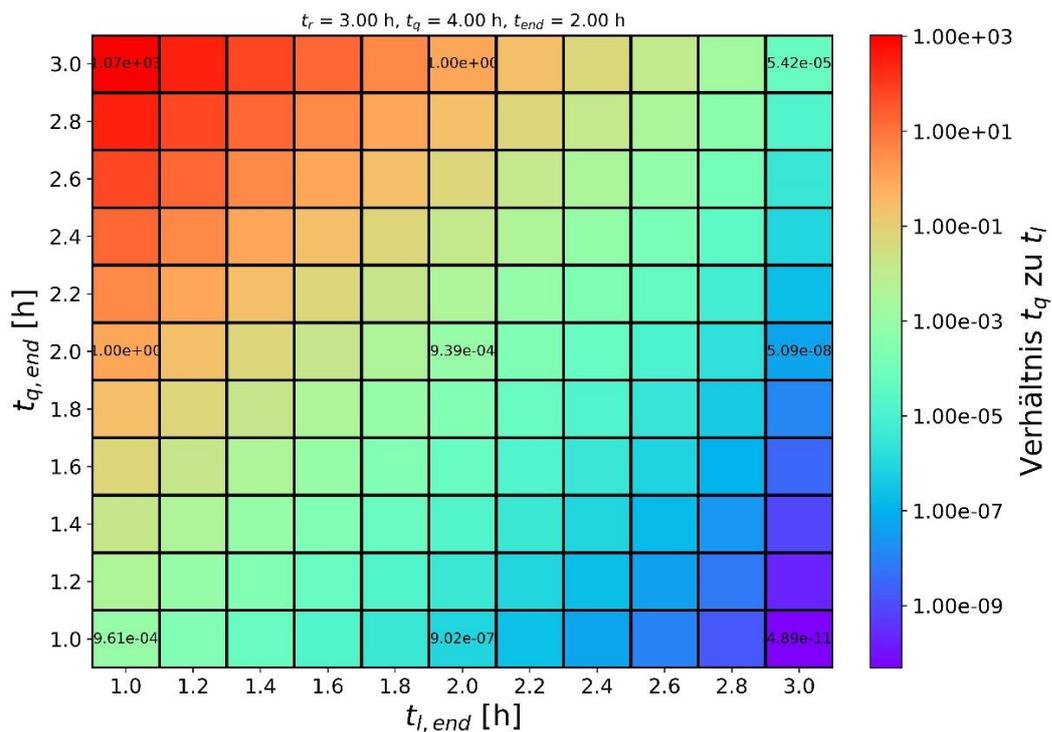


Abb. 3.11 Visualisierung des Verhältnisses der Zeitpunkte t_q , d. h. dem Zeitpunkt der Freisetzung in die Umwelt für den neuen Quellterm und t_l , d. h. dem Zeitpunkt der Freisetzung in die Umwelt für den Referenzquellterm aus der Datenbank, für unterschiedliche Endzeitpunkte des RN-Austrages t_{end} .

Wenn beide Unfallabläufe den gleichen Zeitpunkt $t_{end} = 2$ Stunden haben, wäre das Verhältnis der Aerosolkonzentration zwischen dem betrachteten Zeitpunkt des neuen, modifizierten Quellterms bei $t_q = 4$ Stunden und des betrachteten Zeitpunkt des Referenzquellterms aus der Datenbank bei $t_r = 3$ Stunden bei einem Wert von $9,39E-04$. Innerhalb einer Stunde reduziert sich so die Aerosolkonzentration im Containment um mehr als drei Größenordnungen. Wenn beide Unfallabläufe einen um zwei Stunden zueinander abweichenden Endzeitpunkt t_{end} besitzen, z. B. $t_{q,end} = 1$ Stunde und $t_{r,end} = 3$ Stunden, steigt der Wert für das Verhältnis beider Zeitpunkte auf $4,89E-11$. Es ist somit deutlich zu erkennen, dass Unsicherheiten im

Unfallablauf, insbesondere beim Endzeitpunkt t_{end} , einen signifikanten Einfluss auf das Verhältnis der Aerosolkonzentrationen haben. Insgesamt zeigt sich der hochdynamische Einfluss des Containmentsprays auf die Aerosolkonzentration im Containment.

3.4 Filterungen von Radionukliden vor einer Freisetzung in die Umwelt

Bei einem schweren Unfall mit Kernschmelze kann es zu Radionuklidfreisetzungen in die Umwelt kommen. Wird dabei die mit Radionukliden versetzte Containmentatmosphäre über einen gefilterten Freisetzungspfad geführt, kann die Radionuklidmenge, die in die Umweltatmosphäre gelangt, deutlich reduziert werden. Radionuklid filternde Systeme, die auch für besondere Störfallbedingungen ausgelegt sind, können beispielsweise in gefilterten Druckentlastungssystemen (GDE) gefunden werden. Solche Filtersysteme haben für unterschiedliche Formen der Radionuklide (aerosol- oder gasförmige Radionuklide) verschiedene Dekontaminationsfaktoren (Verhältnis der initialen zur finalen Radionuklidmenge e).

Die Filtereigenschaften des Gesamtsystems sind zum einen abhängig von den Einzelfiltern, die nacheinander durchlaufen werden können, zum anderen spezifisch von der Form des zu filternden Radionuklids (chemische Verbindung, Aggregatzustand, Größe der Verbindung).

In Nassfiltersystemen wird das Gas durch eine Wasservorlage geleitet. Hierbei werden die Wechselwirkungen an der Phasengrenze zwischen dem eingeleiteten Gas und Wasser genutzt. Durch Zugabe von Additiven kann die Filterwirkung erhöht werden. Hierbei werden Reagenzien zur pH-Wert-Einstellung oder als Reduktionsmittel zugesetzt. Vorteile von Nassfiltern sind, dass diese zusätzlich auch als Wärmesenke dienen. Die

Nachzerfallswärme der Radionuklide wird durch das Verdampfen der Waschflüssigkeit sicher abgeführt, ohne dass aktive Maßnahmen erforderlich sind /FRA 23/.

Bei der Trockenfilterung durchläuft das Gas ein festes Filtermedium mit großen Abscheideflächen, z. B. Kies- oder Sandbetten, Aktivkohle, Metallfasern oder Zeolithe /IAEA 17/. Partikel können durch unterschiedliche Mechanismen wie z. B. das Absetzen durch Schwerkraft, Trägheitsabscheidung, Abfangen, Diffusion, Thermophorese und Diffusiophorese zurückgehalten werden /NEA 09/. Ein weiterer Mechanismus der Trockenfilterung ist die Adsorption, bei der eine Substanz an der Grenzoberfläche des Filtermediums adsorbiert wird /AHA 23/.

Die kommerziell verfügbaren und genutzten Filtered Containment Venting Systeme (FCVS) bestehen in der Regel aus mehreren Nassfiltern, mehreren Trockenfiltern oder einer Kombination beider /BAL 19/. Die in den Anlagen eingebauten Ventingsysteme mit den zugehörigen eingebauten Filtertypen sind anlagenspezifisch bzw. hängen vom Anlagenbauuntertyp ab. Im Folgenden werden die Ventingsysteme, die in den betrachteten Baulinien verbaut sind, beschrieben.

Die Firma AREVA nutzt High Speed Sliding Pressure Venturi (HSSPV) FCVS-Systeme. AREVA bietet zwei verschiedene Typen von kombinierten Venturi-Wäschersystemen an, den FCVS STANDARD, bestehend aus zwei Hauptrückhaltestufen, und den FCVS PLUS, bestehend aus drei Hauptrückhaltestufen, die eine verbesserte Rückhaltung von gasförmigem Iod bietet. Der FCVS Standard besteht aus einem Hochgeschwindigkeits-Venturiwäscher und einer hocheffizienten Metallfaserfilterung. Der FCVS PLUS besitzt zusätzlich einen Bereich mit Molekularsieb für die Rückhaltung von elementarem und organischem Iod /OECD 14/.

Das Dry Filter Method-System (DFM) von Westinghouse besteht aus einer Reihe von modularen Filterstufen. Für die Filterung von Aerosolen und die Rückhaltung von gasförmigem Iod werden zwei verschiedene Filter-Typen eingesetzt. Aerosole werden mit speziell entwickelten Tiefbett-Metallfaserfilter gefiltert. Er besteht aus einer mehrstufigen Konstruktion mit Metallfasern, deren Durchmesser mit zunehmender Tiefe des Filters abnimmt. Die Metallfasern in den ersten Filterstufen besitzen einen relativ großen Durchmesser, während die späteren Filterstufen aus kleineren Metallfaser-Durchmessern bestehen. Gasförmiges Iod (sowohl elementares als auch organisches) wird in einer zweiten Stufe durch ein Molekularsieb zurückgehalten, welches silberdotierte Zeolithe enthält. Das Filterprinzip im Zeolith-Filter basiert auf der chemischen Reaktion zwischen Iod

(sowohl elementar als auch organisch) und der Silberdotierung, die als chemische Sorption bezeichnet wird /OECD 14/. Bei dem DFM 2.0 handelt es sich um die Weiterentwicklung des DFM-Systems. Das System besteht aus Aerosol- und Iodfiltereinheiten, die als kombinierte Filter in gemeinsamen Filtergehäuse innerhalb des Containments eingebaut sind /JIM 19/.

Das Sandbettfiltersystem wurden von EDF und der IRSN entwickelt. Es besteht aus einer Kombination aus Sandbettfilter mit vorgeschaltetem Metallfilter. Die Anwendung eines Sandbettfilters erfordert ein kompaktes Bett mit einer definierten Oberfläche, was zu einer optimierten Anströmgeschwindigkeit führt. Die Filtermethode ist oft als Tiefbettfiltration unter trockenen Bedingungen ausgelegt. Ein solcher Filter ist mit verschiedenen Schichten mit unterschiedlichen Korngrößen ausgestattet. Der Sandbettfilter besteht aus einem wärmeisolierten zylindrischen Edelstahlbehälter. Im unteren Bereich des Behälters befindet sich ein Leichtbetonboden, eine Schicht Blähton und darüber das Sandbett. Im Trockensandbett findet eine Aerosolrückhaltung von festen und löslichen Aerosolen an den Kornoberflächen statt. Die Rückhaltung von elementarem Iod ergibt sich aus Adsorptionsprozessen an den Oberflächen der Sandbettfilter und in den vorgelagerten Rohrleitungen. Die trockenen Bedingungen des Sandbettfilters sind notwendig, um eine Wiederauflösung des zurückgehaltenen löslichen Aerosols durch Feuchtigkeit oder Wassertröpfchen zu vermeiden. Der vorgeschaltete Metallfilter reduziert die Menge an radioaktiven Aerosolen im Sandbettfilter /OECD 14/.

Der Baulinientyp WWER-1000 ist aktuell in Bulgarien, Russland, Tschechien und der Ukraine in Betrieb. Die WWER-1000/W-320 sowie WWER-1000/W-338 und WWER-1000/W-187 in Russland besitzen kein FCVS /OECD 14/. Die Implementierung von Ventingsystemen in den WWER-1000/W-320 Anlagen in der Ukraine befindet sich im Bau bzw. in Planung, diese sind jedoch noch nicht abgeschlossen /DSA 22/, /SNR 21/. Der SUNPP 1 (WWER-1000/W-302) und SUNPP 2 (WWER-1000/W-338) in der Südukraine wurden mit dem DFM 2.0 System ausgestattet /JIM 19/, /VUJ 19/. Die WWER-1000/W-320 Reaktoren in Kosloduj, Bulgarien besitzen ein HSSPV-System von AREVA /OECD 14/.

Die Kernkraftwerke des Baulinientyps WWER-440/W-213 (Finnland, Slowakai, Tschechien, Ukraine und Ungarn) sind aktuell mit keinem FCVS ausgestattet /OECD 14/, /IAEA 17/.

Der Bauliniertyp CANDU-6 wird in Rumänien, Cernavodă Block 1 und 2 betrieben. Cernavodă wurde 2013-2014 mit einem FCVS ausgestattet /CNC 14/. Hierbei wurde das System von AREVA verwendet /WOR 12/.

Die Kernkraftwerke in Frankreich sind die Bauliniertypen CP0, CP1 und CP2 (900-MWe-Klasse) oder P4 und P'4 (1300-MWe-Klasse). Alle Kernkraftwerke, die in Frankreich in Betrieb sind, sind mit einem Sandbettfilter inklusive metallischem Vorfilter ausgestattet /CEN 12/, /OECD 14/ (Stand 2014).

Die einzige in Europa im Betrieb befindliche EPR-Anlage befindet sich in Olkiluoto, Finnland (Block 3, OL3). Das gefilterte Venting-System ist kein ursprüngliches Sicherheitsmerkmal des EPR-Konzepts, wurde aber von der finnischen Behörde für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (STUK) in einer frühen Phase der Konzeption der Anlage gefordert, um das Druckmanagement des Containments bei schweren Unfällen zu gewährleisten /STUK 22/. Laut /OECD 14/ sollte die Anlage OL3, die sich zu diesem Zeitpunkt noch im Bau befand, mit einem FCVS ausgestattet werden, das ähnlich wie die Systeme in Olkiluoto 1 und 2 funktioniert und als zusätzliches Mittel zur Kontrolle des Drucks im Containment dient, falls die Kühlkapazität des Containments vollständig ausfällt. In Olkiluoto 1 und 2 wurden HSSPV Systeme von AREVA verbaut.

Aus den unterschiedlichen Funktionsprinzipien der genannten Filtersysteme ergeben sich die entsprechenden DF-Werte (Dekontaminationsfaktorwerte) für die verschiedenen Spezies, die in Tab. 3.2 aufgeführt sind. Unterschieden wurde hierbei zwischen konservativ betrachteten DF-Werten, diese entsprechen den DF-Werten aus der Spezifikation der Hersteller und den best-estimate DF-Werten, diese bilden die realistischeren DF-Werte ab. Bestehende FCVS-Systeme können Edelgase nicht zurückhalten /OECD 14/. Die Filterung von Edelgasen gestaltet sich als besonders schwierig aufgrund ihrer inerten Eigenschaften. Die DF-Werte für Aerosole DF_{aer} liegen im Bereich zwischen $DF_{aer} = 1.000$ und $DF_{aer} = 10.000$. Iod wird abhängig von seiner chemischen Form unterschiedlich stark zurückgehalten.

Tab. 3.2 Konservative und best-estimate DF-Werte für die Filtersysteme in den betrachteten Baulinien

Radio-nuklid Spezies	DFM – konservativ /OECD 14/, /TIE 12/, /BAL 19/	DFM – best estimate /VUJ 19/	AREVA Standard HSSPV – konservativ /OECD 14/	AREVA Standard HSSPV – best estimate /OECD 14/, /BEC 16/	Sandbettfilter + met. Vorfilter – konservativ und best estimate /OECD 14/ /IAEA 17/
Baulinientyp	WWER-1000, Ukraine SUNPP	WWER-1000, Ukraine SUNPP	CANDU, EPR, WWER-1000, Bulgarien	CANDU, EPR, WWER-1000 Bulgarien	900, 1300
Edelgase	1	1	1	1	1
Aerosole	10.000	10.000	10.000	10.000	1.000
Aerosol-Iod	10.000	10.000	10.000	10.000	1.000
Elementares Iod	1.000	10.000	200	500	10
Organisches Iod	40	100	1	5	1

3.4.1 Spezifikationen von Filtern in Ventingsystemen

Die Effizienz eines (Venting-)Filters kann sich im Laufe eines schweren Unfalls durch Filterverstopfungen (plugging/clogging) bzw. den Einfluss der thermischen Belastung u. a. durch die Zerfallswärme von Radionukliden in den Filtern reduzieren /OECD 00/. Die zu filternde Gesamtmenge an Radionukliden ist während eines schweren Unfalls schwer genau zu bestimmen u. a. auch wegen des Anteils nichtradioaktiver Aerosole, die in die Containmentatmosphäre freigesetzt werden und in die Filter gelangen. Die Wärmebelastung der radioaktiven Nuklide auf die im Filter bereits gefilterten Aerosole kann zu einer Verdampfung und damit zu einer verspäteten Freisetzung führen /OECD 00/. Nassfilter haben diesbezüglich einen inhärenten Vorteil gegenüber Trockenfiltern, da sie durch die filternden Wassermengen („scrubbing“) besser die Wärmemenge aufnehmen können /HAG 24/, /ECK 12/. Die Möglichkeit und Auswirkungen von Filterverstopfungen bei Trockenfiltern hängen u. a. an der Anwesenheit von hygroskopischen Aerosolen aber auch von der Aerosolkonzentration im Containment ab /ECK 12/. Die Nachteile von Nassfiltern sind u. a. die notwendige Kontrolle der Zusammensetzung und

der physikalischen Bedingungen des Flüssigkeitsreservoirs und die schlechtere Filtrierung von sehr feinen Aerosolen /ECK 12/.

International wurden im Rahmen unterschiedlicher Testprogramme wie ACE (Advanced Containment Experiments) oder mittels Testanlagen wie der JAVA Testanlage in Karlstein, Deutschland, unterschiedliche Filtertypen und ihre Eigenschaften u. a. auch unter Unfallbedingungen analysiert. Für alle Filtertypen sind die Filtermöglichkeiten stark abhängig von den individuellen Bedingungen des schweren Unfalls sowie von den spezifischen Bedingungen der unterschiedlichen Anlagentypen. Allgemeine Temperatur-, Druck- und beladungsabhängige Effizienzverläufe für alle Filtertypen liegen aufgrund der unterschiedlichen Bedingungen nicht vor.

4 Ereignisabläufe und Freisetzungspfade während eines schweren Unfalls

Im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes sind während eines schweren Unfalls Maßnahmen vorgesehen, die eine Kernschmelze entweder verhindern bzw. stoppen können (präventive Notfallmaßnahmen) oder deren Auswirkungen (d. h. Radionuklidfreisetzungen) zumindest z. B. durch eine Verzögerung vermindern bzw. begrenzen können (mitigative Notfallmaßnahmen). Zu Definitionen der jeweiligen Unterteilung von Notfallmaßnahmen siehe auch das KTA-Grundlagenpapier der KTA-GS-66 /KTA 97/ oder KTA-GS-81 /KTA 14/.

Mögliche präventive Maßnahmen sind z. B. die primärseitige Druckentlastung und Bespeisung oder eine sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung /EON 11/ /KTA 14/. Die „gefilterte Druckentlastung“ (gefiltertes Venting) wird dabei zu den mitigativen Notfallmaßnahmen gezählt. Durch ein gefiltertes Venting wird die Anzahl an Radionukliden, die in die Umwelt gelangen können, vor allem im Hinblick auf Aerosole aber teilweise z. B. auch für gasförmiges Iod bedeutend reduziert (s. Kapitel 3.4.1). Ein gefiltertes (oder ungefiltertes) Venting wird erst nach einem längeren Zeitabstand relativ zum auslösenden Ereignis durchgeführt. Initiiert wird das Venting, wenn der Innendruck des Containments einen Grenzwert erreicht hat, so dass ein dauerhafter Schaden für das Containment und damit eine unkontrollierte Freisetzung von Radionukliden in die Umwelt abgewendet werden kann. Der Einsatz von Filterungen im Hinblick auf eine Reduktion von Aerosolen, die bei einem schweren Unfall freigesetzt werden können, ist effektiv und dadurch für die Nutzung im Makro für alle betrachteten Baulinien, die ein Ventingssystem installiert haben, relevant.

Durch die kontrollierte Verzögerung der Freisetzung können sich Radionuklide auf den Oberflächen und Strukturen ablagern. Durch diese Ablagerungen wird die Anzahl restlicher Nuklide in der Containmentatmosphäre in einem relevanten Maß reduziert (s. Kapitel 3.2, dies gilt insbesondere für Aerosole, für die die Ablagerungsprozesse besonders effektiv sind). Weiterhin reduziert der radioaktive Zerfall der Radionuklide in Abhängigkeit von der Halbwertszeit und von der Zeitdauer der Zurückhaltung im Containment die Anzahl der Radionuklide. Radionuklide mit geringerer Halbwertszeit (wie u. a. die Edelgase Xe-133 und Kr-88) werden dadurch entsprechend stärker reduziert als langlebige Radionuklide wie z. B. Cs-137. Die bewusste Verzögerung von Freisetzungen in die Umwelt bei einem schweren Unfall ist im Hinblick auf eine Reduktion von Aerosolen effektiv

und dadurch als Parameter des erstellten Makros für alle betrachteten Baulinien relevant.

Die Nutzung eines Sprays zur Reduktion von Aerosolen (sogenanntes Auswaschen) im Containment ist eine weitere effektive Methode, die im Verlauf eines schweren Unfalls genutzt werden kann. Diese Containmentsprays werden z. B. nach einer Freisetzung von Gasen bzw. Kühlmitteln (mit den jeweiligen Radionukliden) aus dem Primärsystem in das Containment eingesetzt, um den Containmentdruck effektiv zu reduzieren. Die Reduzierung der Radionuklide durch das Auswaschen ist ein Nebeneffekt des Sprühens. Der Einsatz von Sprays im Hinblick auf eine Reduktion von Aerosolen, die bei einem schweren Unfall freigesetzt werden können, ist effektiv und dadurch als Parameter des erstellten Makros für alle betrachteten Baulinien relevant.

Die Nutzung anderer präventiver/mitigativer Notfallmaßnahmen während eines schweren Unfalls kann zu einer zeitlichen Verzögerung von Freisetzungen und damit indirekt zu einer Reduktion der Aerosolkonzentration im Containment durch Ablagerungen auf Oberflächen und Strukturen führen. Dieses Verhalten gilt für alle Druckwasserreaktoren. Für die CANDU-6 Baulinie besteht die Besonderheit, dass eine signifikante Aerosolreduktionen durch Scrubbing Effekte der ACUs (Air Conditioning Unit), die in Abhängigkeit der atmosphärischen Bedingungen bei schweren Unfällen primär als Wärmetauscher genutzt werden /CHO 95/, auftreten kann.

4.1 Relevanzbewertung von Ereignisabläufen und Freisetzungspfaden

In einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) vom Level 1 (PSA Level 1, dt. auch PSA Stufe 1) werden u. a. Eintrittswahrscheinlichkeiten für schwere Unfallabläufe mit Kernschmelzen ermittelt /IAEA 10/. In einer PSA Level 2 werden danach u. a. diejenigen Unfallabläufe bestimmt, die zu erheblichen Radionuklidfreisetzungen in die Umwelt führen können /BFS 15/. Diesen Unfallabläufen werden dann ebenfalls in der PSA Level 2 definierte Quellterme zugeordnet /GRS 01/, die vorher über deterministische Sicherheitsanalysen mit Codes wie beispielsweise MELCOR, MAAP, ASTEC oder AC² (z. B. /SON 06a/, /SON 06b/, /KOW 20/, /FAU 23/, /REI 10/, /STE 17/) berechnet werden. Diese Quellterme zeichnen sich auch durch Angaben von Freisetzungsmengen und -zeitpunkten aus /HAG 21/, /HAG 17/. Abschließend können dann über eine daran anschließende PSA Level 3 mögliche Auswirkungen dieser Freisetzungen auf Mensch und Umwelt bestimmt werden /ANV 20/, /HAG 24/. Unterschiedliche PSA Studien können

sich u. a. neben den verwendeten Rechen-codes v. a. auch im Umfang unterscheiden (Scope of PSA, /IAEA 10/), z. B. bei einer alleinigen Betrachtung des Leistungsbetriebs oder bei einer Erweiterung auch auf den Nichtleistungsbetrieb einer Anlage /HAG 21/.

Die Wahrscheinlichkeiten für Radionuklidfreisetzungen und ihre zugehörigen Freisetzungskategorien (release category frequency, /IAEA 10/) können dann die Relevanz der zugeordneten Ereignisabläufe bestimmen. Neben der Freisetzungsmenge spielt auch der spezifische Zeitpunkt der Freisetzung sowie vor allem deren Kombination eine gravierende Rolle für die Relevanz der Freisetzung /HAG 21/. So sind späte (geringere) Freisetzungen weniger relevant zu bewerten als im Kontrast dazu frühe (große) Freisetzungen. Dabei werden die Kategorisierungen und Definitionen der Freisetzungsmenge („large“) und des Freisetzungszeitpunkts („early“) international unterschiedlich gehandhabt /WIE 16/. Die große Freisetzungsmenge („large“) kann sich dabei z. B. auf Freisetzungsguppen (volatile Radionuklide) oder auf spezifische Radionuklide (Cs-137) beziehen (s. auch /WIE 16/), beispielsweise:

- Kernkraftwerk Mochovce (Slowakei): Freisetzung von > 3 % der volatilen Radionuklide in die Umwelt,
- Kernkraftwerk Bohunice (Slowakei): Freisetzung von > 1 % Cs-137 bezogen auf das Kerninventar in die Umwelt.

Beispielhafte Zeitintervallangaben für frühe Freisetzungen (“early“) variieren dabei z. B. zwischen $\Delta t = 8 \text{ h}$ und $\Delta t = 24 \text{ h}$ /WIE 16/, wobei auch der Bezugspunkt des Startpunktes des Zeitintervalls variiert (z. B. der Zeitpunkt des auslösenden Ereignisses oder alternativ dazu des Alarmierungszeitpunktes (declaration of a state of emergency) in Bezug auf den Zeitpunkt der Freisetzung).

Für die zu betrachtenden Baulinientypen sind ähnliche Freisetzungspfade vom Containment in die Umwelt zu betrachten, die sich z. B. in vier Gruppen unterscheiden lassen:

- a) Containment intakt
- b) Containment defekt
- c) Bypass
- d) Ventingszenarien

Containment intakt

Im Falle eines intakten Containments kommt es nur zur anlagenspezifischen Ausleungsleckage des Containments, die vom Verhältnis des Innendrucks zum Außendruck sowie vom Containmentdesign abhängt. So wirkt sich z. B. die zusätzliche Verwendung eines Stahl liners oder der Einsatz eines zweischaligen Containments entsprechend reduzierend auf die Freisetzungsmenge aus.

Containment beschädigt

Im Falle eines beschädigten, offenen Containments kommt es zu einer barrierefreien Freisetzung von Radionukliden in die Umwelt. Die Freisetzungsrates hängt dabei im Wesentlichen nur noch von der Fläche des freigelegten Querschnitts sowie dem Verhältnis des Innen- zum Außendruck ab. Diese Gruppe kann der Gruppe der Bypässe zugeordnet werden.

Bypass

Freisetzungspfade im Sinne von Bypässen umgehen das Containment und führen zu (ungefilterten) Freisetzungen. Ein Beispiel für einen Bypass ist das DEHEIRO-Leck (Dampferzeugerheizrohrleck). Solch ein Leck vom Primär- ins Sekundärsystem im Dampferzeugerheizrohr mit gleichzeitig fehlerhaft offenstehendem Sicherheitsventil sorgt bei fehlender Wasserbedeckung des Lecks für eine ungefilterte und dadurch hohe Freisetzung von Radionukliden in die Umwelt. Weitere hypothetische Szenarien sind solche mit offenen Türen/Toren/Schleusen des Containments, die so die Bypassfunktion vom Containment in die Umwelt übernehmen.

Ventingszenarien

Freisetzungspfade über ein funktionierendes Ventingsystem sind Pfade mit einer gefilterten Freisetzung von Radionukliden in die Umwelt. Die Filterwirkung in einem Ventingsystem ist abhängig von den vorliegenden Radionukliden und deren chemischer Form, wobei die Filterung für Aerosole am effektivsten ist und ebenfalls für Gase (mit Ausnahme von Edelgasen) wirksam sein kann. Den Ventingszenarien können weitere Szenarien zugerechnet werden, bei denen es zu Beschädigungen der entsprechenden Filter kommt (z. B. in Folge von Wasserstoffexplosionen) oder zu Freisetzungen in Höhen, die niedriger sind als die vorgesehene Kaminhöhe (z. B. Dachhöhe) aufgrund von Schäden

auf dem Reaktorgebäude oder in den Rohrleitungen. In Abhängigkeit von der genauen Positionierung des Filtersystems (stromaufwärts/-abwärts des Schadens) kommt es dann zu einer ungefilterten oder gefilterten Freisetzung. Prinzipiell kann diese Freisetzungsguppe auch der Gruppe „Containment intakt“ zugeordnet werden.

Die unterschiedlichen Baulinienuntergruppen haben zum Teil filternde Ventingsysteme unterschiedlichen Typs installiert. Für die französischen Baulinientypen 900- bzw. 1300-MWe sind Sandbettfilter in den FCVS eingebaut. Die in Europa verbauten EPR-Anlagen haben teilweise Ventingsysteme eingebaut, so hat die Anlage Olkiluoto 3, Finnland, ein Ventingsystem, die Anlage in Flamanville jedoch nicht. Die WWER-440 Baulinie hat vom Design her kein Ventingsystem eingebaut. Bypässe sind beim WWER-440 Baulinientyp z. B. durch „interfacing LOCA“-Ereignisse, d. h. durch Loss of Coolant Accidents (LOCA) möglich, die sich z. B. an Leitungen, die aus dem Containment herausführen, an einer Stelle außerhalb des Containments abspielen /IAEA 96/ können. Die WWER-1000 Baulinie ist teilweise mit FCVS ausgestattet (Bulgarien), teilweise noch nicht (Temelín, Tschechien, Stand 2023 /SUJ 22/). Die CANDU-6 Baulinie in Cernavodă, Rumänien, nutzen ein gefiltertes Ventingsystem der Firma Areva /WOR 12/, /CNC 14/.

Die Relevanz für die Aufnahme von unterschiedlichen Szenarien und Freisetzungspfaden in die Quelltermdatenbank setzt sich zusammen aus einerseits einer genügend hohen Eintrittswahrscheinlichkeit für das Eintreten des Unfallablaufs und andererseits der Relevanz der zugehörigen radiologischen Auswirkungen. Diese beiden Aussagegrößen lassen sich aus PSA Level 2 Analysen direkt gewinnen oder ableiten.

4.1.1 Ergebnisse von PSA Analysen der jeweiligen Baulinien

Aus einer PSA lassen sich Erkenntnisse über Eintrittshäufigkeiten eines Kernschadens oder die bedingte Wahrscheinlichkeit für eine Freisetzung von Radionukliden in die Umweltatmosphäre im Kernschadensfall gewinnen. Im Folgenden werden die jeweils relevantesten Ereignisse, d. h. in diesem Fall die wahrscheinlichsten für die jeweiligen Anlagenuntertypen dokumentiert.

4.1.1.1 EPR Anlagen

Die PSA Ergebnisse des Pre-Construction Safety Reports (Areva / EDF) /EDF 12/ für die Anlage Hinkley Point C in Großbritannien zeigen beispielhaft für die EPR-Baulinie auf, dass als Ergebnisse einer PSA Level 2 Analyse die Freisetzungskategorien (Re-

lease Category) mit dem Namen „RC101“ und „RC102“ mit ihren zugehörigen Häufigkeiten (Release Category Frequency) anteilig 23 % bzw. 67 % an der Summe der Frequenzen besitzen und somit die anderen Freisetzungskategorien dominieren. Beide Freisetzungskategorien beschreiben Szenarien mit einem intakten Containment. Die nächstgrößte Freisetzungskategorie ist „RC504“ mit einem Anteil von 5 % an der Gesamtfrequenz, die ein spätes Containmentversagen nach einem schweren Unfall ohne Containment Sprays beschreibt.

4.1.1.2 WWER-440

Im AGNES Projekt für die WWER-440 Reaktoren in Paks, Ungarn wurden nach /NEA 99/ u. a. die folgenden dominierenden Unfallsequenzen für den Volllleistungsbetrieb festgestellt, die in einem Kernschmelzszenario enden können:

- Bruch der Speisewasserleitung
- SBO (Station Black-Out) Szenarien (Stromausfall)
- LOCA (Loss of Coolant) Unfälle

Für die WWER-440 Anlagen in Dukovany, Tschechien, werden nach /NEA 13/ u. a. Reaktivitätsunfälle, Brüche im Frischdampfsammler und SB/MB-LOCA (Small Break/Medium Break) Fälle als wahrscheinlichste einleitende Ereignisse für Kernschmelzunfälle genannt.

Betrachtet man die in /DIE 03/ bzw. /DIE 04/ vorgestellten WWER-440 Szenarien unter den dort gegebenen Randbedingungen, dann führen die dort betrachteten Kernschadensfälle teilweise zu einem Versagen des Containments. Bei diesen Szenarien zeigt sich dort eine Dominanz von Szenarien mit einer Wasserstoffdeflagration während der In-Vessel Phase und von Szenarien, die zu späten Lecks an Türen führen /DIE 04/.

4.1.1.3 WWER-1000

Für WWER-1000 Reaktoren wurden nach /NEA 99/ u. a. die folgenden dominierenden Unfallsequenzen für den Volllleistungsbetrieb festgestellt, die in einem Kernschmelzszenario enden können:

- SBO Szenarien (Stromausfall)

- Verlust der sekundärseitigen Wärmesenke
- LOCA Unfälle

Für die Anlage in Temelin zeigt /NEA 99/ auf, dass folgende auslösende Ereignisse dominieren:

- DEHEIRO (Dampferzeugerheizrohrbrüche)
- SB/LB-LOCA (Small/Large Break LOCA)
- ATWS (Anticipated Transient without Scram)

Die PSA Level 2 Analyse der ČEZ für die Anlage in Temelín /KUČ 03/ zeigt die größten relativen Risiken für Szenarien mit

- Durchschmelzen des Fundamentbodens durch die Instrumentierungskanäle, kein Einsatz eines Containmentsprays
- DEHEIRO mit offenstehendem Sicherheitsventil
- IS-LOCA (Intersystem LOCA)

4.1.1.4 CANDU-6

In /NEA 10/ wurden fünf repräsentative CANDU-6 Unfallabläufe /CHO 95/ mit höherer Eintrittswahrscheinlichkeit betrachtet, die bei schweren Unfällen zu Radionuklidfreisetzungen in die Umwelt führen können. Die zugehörigen auslösenden Ereignisse sind

- SBO (Station Black Out)
- SLOCA (Small Loss of Coolant Accident)
- SFB (Stagnation Feeder Break)
- SGTR (Steam Generator Tube Rupture)
- SSA (Shutdown State Accident) - Leckage an Pumpendichtungen und zusätzlichem Versagen von Kühl- und Sicherheitssystemen

In /SAN 02a/ und /SAN 02b/ werden u. a. LOCA-Ereignisse in Kombination mit LOECC (Loss of Emergency Core Cooling) und damit gleichzeitigem Verlust des Moderators als

Wärmesenke als gravierende Ereignisse beschrieben, die zu schweren Unfällen führen können.

4.1.1.5 900 MWe und 1300 MWe Anlagen (CPY- bzw. P4/P'4 Anlagen)

Der französische Bericht DAS/731 "The French 900 MWE PWR PSA Results and specificities" /LAN 90/ zeigt in einer PSA Level 1 Analyse als Ergebnis, dass LOCA-Szenarien als auslösende Ereignisse für 900 MWe Anlagen (z. B. CP0) dominieren. Der Bericht DES/025 e zeigt ebenso sowohl für 900 MWe als auch für 1300 MWe Anlagen in Frankreich LOCA-Szenarien als auslösende Ereignisse für Kernschmelzunfälle auf. LOCA-Szenarien sind im allgemeinen Szenarien, die infolge des nachgelagerten Druckaufbaus im Containment in Ventingszenarien enden können.

5 Aufbau des entwickelten Makros für das Notfallzentrum und seine Funktionen

Im Folgenden werden der strukturelle Aufbau und die Funktionen des Gesamtmakros, des Hauptmakros und der zugehörigen Submakros zur Bestimmung von Ereignisabläufen, Freisetzungspfaden und Freisetzungen bei schweren Unfällen vorgestellt.

Das Ziel des Gesamtmakros ist die Unterstützung der Nutzer im GRS-Notfallzentrum bei ihrer Aufgabe, eingegangene Quellterme auf Plausibilität im Vergleich zum aktuell bekannten Anlagenzustand zu überprüfen.

Die Aufgaben des Gesamtmakros sind zum einen die Bereitstellung einer Quelltermdatenbank für verschiedene Szenarien unterschiedlicher Baulinien (Hauptmakro) und zum anderen die Möglichkeit der nachträglichen Modifikation dieser Quellterme für Unfallbedingungen, die von den Bedingungen der Quelltermdatenbank (d. h. den Literaturwerten) abweichen und sich auf den realen Quellterm auswirken können (Submakros). Das im Eigenforschungsvorhaben entwickelte Gesamtmakro soll den Nutzern im GRS-Notfallzentrum dabei als Unterstützung bei Übungen aber auch bei Ernstfällen zur Verfügung gestellt werden.

Das Hauptmakro und seine zugehörigen Submakros sind nicht auf jeden Datenbankeintrag in gleicher Form anwendbar, sondern hängen von der Verfügbarkeit von notwendigen Daten im Datensatz bzw. der grundsätzlichen Einsatzmöglichkeit der Methodik für den gewählten Quellterm ab. Die entwickelten Makros sind in der Programmiersprache VBA™ (Visual Basic for Applications) geschrieben. Gesonderte Rechenroutinen für die Abschätzungen bei einem Einsatz eines Sprays sind dabei in der Programmiersprache Python (Python-Version 3.10) geschrieben worden und werden in dem VBA™-Submakro zum Spray gesondert aufgerufen. VBA™ wurde als skriptorientierte Programmiersprache zur Erstellung der Makros verwendet und Python bei der Erarbeitung von rechenintensiven Lösungsroutinen, die die Makros unterstützen. Hierbei wurden insbesondere zur Lösung von Anfangswertproblemen von Differentialgleichungen die Funktionalität `solve_ivp` des Python-Pakets `scipy` (Version 1.14.0) genutzt.

5.1 Spezifischer Aufbau des Gesamtmakros

Der Anwender des Makros wird mittels eines Abfrageschemas in Form einer graphischen Benutzeroberfläche (General User Interface, GUI) durch das Makro geführt. Notwendige anlagenspezifische Parametereingaben sind minimiert worden, um den Nutzer auch unter möglichen Stressbedingungen im Notfallzentrum einfach zum Ziel zu führen. Die einzelnen Rechenroutinen sind in Bezug auf ihre Rechendauer zeiteffizient programmiert worden. Auf den einzelnen GUI-Oberflächen gibt es jeweils Hilfe-Buttons, die die Bedienung der einzelnen Oberflächen beschreiben bzw. Felder mit Fragezeichen, die spezifische Hilfestellungen zu den einzelnen Feldern, an denen sie lokalisiert sind, bieten.

Das Gesamtmakro wird durch Anklicken der Startfläche „Start des Makros“ auf dem Datenblatt „Makro_Start“ aktiviert (s. Abb. 5.1). Das Haupt- und alle Submakros können auf die aktuelle Bildschirmauflösung angepasst („Zoom“-Funktion) oder minimiert werden („Minimieren“). Durch die Funktion „Minimieren“ bleiben Eingaben und aktuelle Rechnungen verfügbar, während das Schließen der Bedienoberfläche die Eingaben bzw. Ergebnisse in der entsprechenden Oberfläche zurücksetzt bzw. löscht.

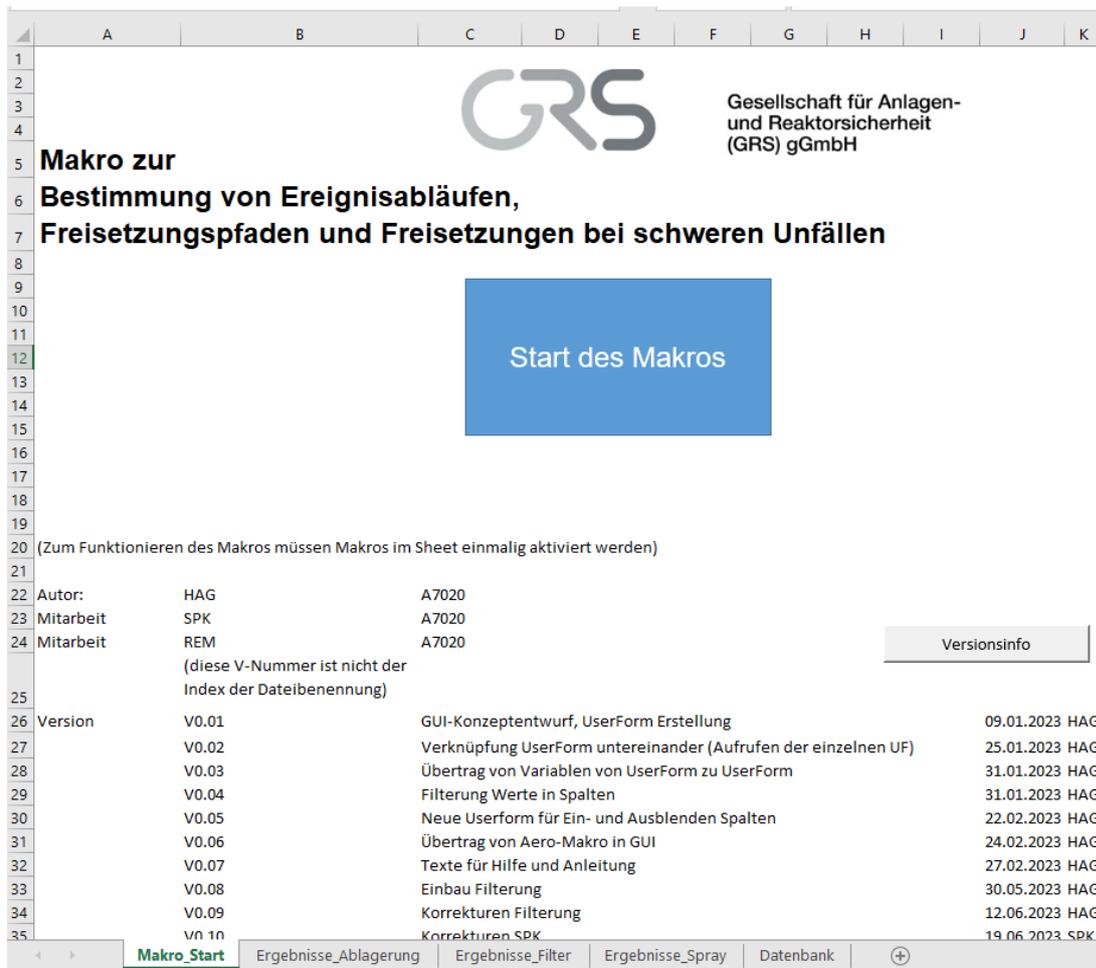


Abb. 5.1 Startoberfläche des Gesamtmakros mit Startbutton und Versionsinfos

Durch das Aktivieren des Startbuttons gelangt der Anwender bzw. die Anwenderin in die erste Auswahlebene, in der der betroffene Baulinentyp ausgewählt werden muss (s. Abb. 5.2). Aktuell kann zwischen den beiden osteuropäischen Typen WWER-440/W-213 und WWER-1000/W-230 und den vier westeuropäischen Typen EPR, CANDU-6, 900 MWe und 1300 MWe gewählt werden. Der hier gewählte Baulinentyp definiert in den folgenden Haupt- und Submakros die Quellterminlesung und -modifikation, die später dann intern im Makro verwendeten Parameter und Charakteristika, die spezifisch für den Baulinentyp hinterlegt wurden. Bei Anklicken der Hilfe-Funktion kann der Nutzer sich auf die PRIS-Webseite der IAEA weiterleiten lassen, um mehr Informationen über die betroffenen Anlage zu erfahren /IAEA 23e/ und so den betroffenen Baulinentyp auswählen.

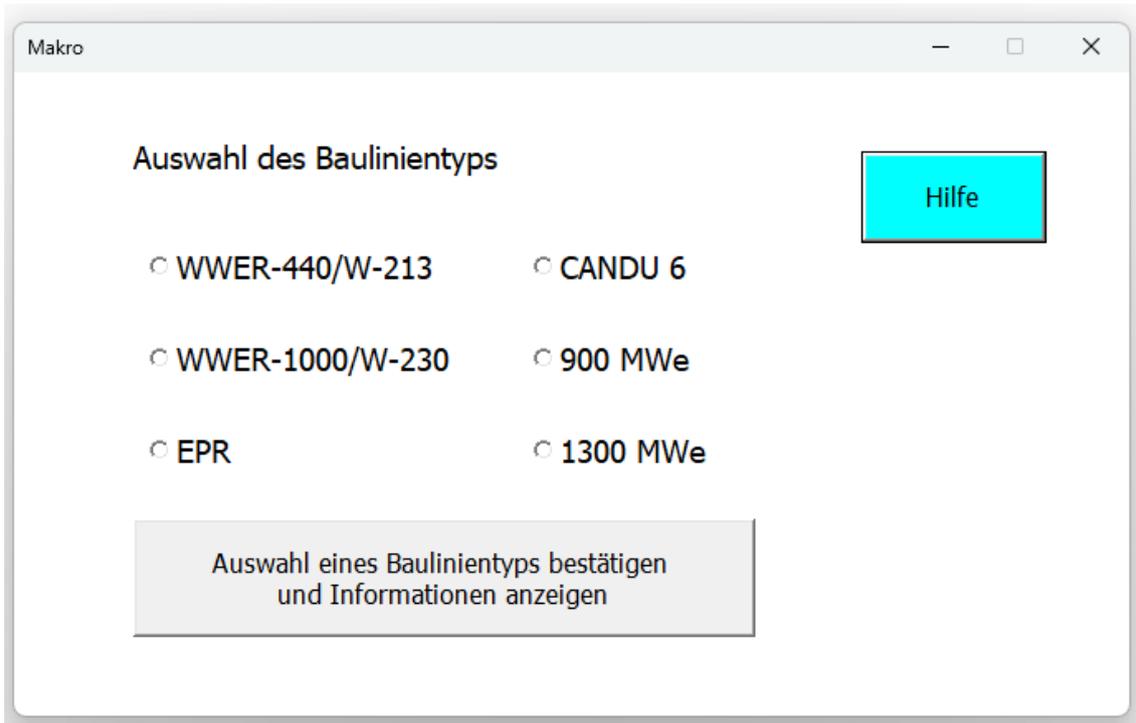


Abb. 5.2 Auswahlmaske für den Baulinientyp

Nach der Auswahl des Baulinientyps und klicken auf „Auswahl eines Baulinientyps bestätigen und Informationen anzeigen“ gelangt der Nutzer in die nächste Auswahlebene (s. Abb. 5.3). Diese ist optisch unterteilt in die obere Hälfte, die dem Anzeigen von Datenbankeinträgen zum gewählten Baulinientyp dient (Hauptmakro), und der unteren Hälfte, die dem Einlesen und Modifizieren von Quelltermen aus der Datenbank dient (eingerahmt durch Kasten, Submakros).

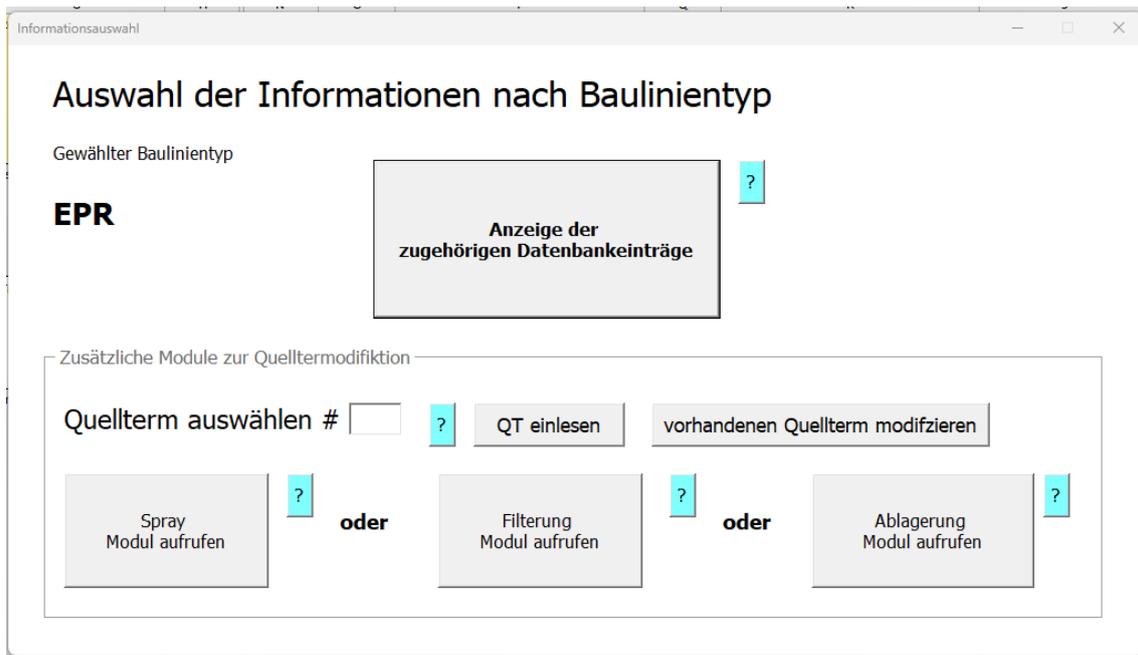


Abb. 5.3 Hauptmenü: Makros zur Auswahl der Datenbank (obere Hälfte, Hauptmakro) und der Makros zur Modifikation des Quellterms (untere Hälfte, Submakros)

5.2 Hauptmakro zur Quelltermdatenbank

Eine wesentliche Funktion des Gesamtmakros ist die tabellarische Darstellung von Quelltermen aus öffentlich zugänglichen Literaturquellen für die unterschiedlichen Baulinentypen, welche im Datenblatt „Datenbank“ zusammengefasst sind. Durch Klicken auf „Anzeige der zugehörigen Datenbankeinträge“ im Hauptmenü (s. Abb. 5.3), wird die Datenbank auf den ausgewählten Baulinentypen reduziert (Hauptmakro). Dabei kann weiter über ein Auswahlfeld mit mehreren Einträgen (s. Abb. 5.4) bestimmt werden, welche Listeneinträge angezeigt werden (Filterwirkung). Zur Auswahl stehen Basisdaten (wie z. B. der Baulinienuntertyp), Ereignisdaten (wie z. B. das auslösende Ereignis, das zum schweren Unfall führte), Quelltermdaten (wie z. B. die Cäsiumfreisetzung in die Umwelt als Anteil am Kerninventar) und Referenzdaten (wie z. B. der Name der zugrundeliegenden Referenzliteratur) (s. Abb. 5.4). Dabei wird dem Nutzer für das erste Anzeigen der Datenbankwerte eine Vorauswahl aus der ersten möglichen Anzeigespalten vorgegeben.

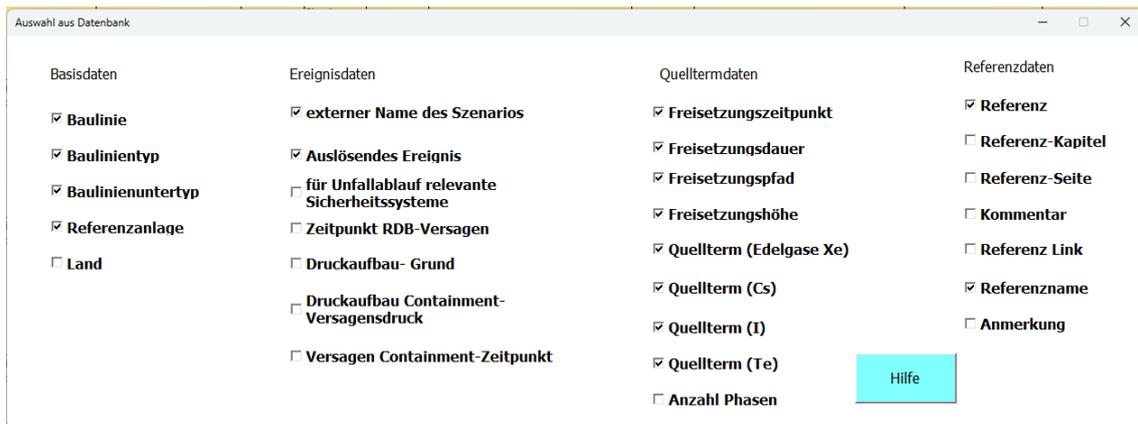


Abb. 5.4 Auswahlfeld der Datenbankdarstellung im Hauptmakro

Der Nutzer muss sich im zugehörigen Tabellenblatt „Datenblatt“ den am besten passenden Quelltermdatenbankeintrag zum vorliegenden (Übungs-)Szenario aussuchen. Dazu muss die zum Datenbankeintrag gehörende Indexnummer # („Spalte A“) in das Eingabefeld „Quellterm auswählen“ des Hauptmenüs manuell eingetragen werden (s. Abb. 5.3) und abschließend die Funktion „Quellterm einlesen“ angeklickt werden. Das Makro bestätigt die Quelltermauswahl und übernimmt die zugehörigen Werte für die Submakros zur weiteren Modifikation (untere Hälfte des Hauptmenüs, s. Abb. 5.3). Für den Fall, dass für die Nutzung der Submakros notwendige Eingangsparameter in den Literaturwerten der Quelltermdatenbank nicht vorliegen, wird der Nutzer darüber informiert, dass im Tabellenblatt „Datenblatt“ eine nicht-schreibgeschützte Kopie des ausgewählten Quellterms mit farblich hervorgehobenen, relevanten Spalten der fehlenden Informationen erstellt wurde. Nach einer manuellen Nachtragung der fehlenden Informationen nach Rücksprache im Team kann dieser überarbeitete Quellterm mit seiner entsprechenden neuen Indexnummer eingelesen werden. Grundsätzlich ist eine Berechnung mittels der Submakros auch ohne eine vorherige Wahl eines Quellterms möglich, so dass nur die entsprechenden Faktoren berechnet werden. In diesem Fall muss das Indexfeld leer sein und der Button „Quellterm einlesen“ angeklickt werden.

Liegen im betrachteten Szenario, trotz Vollständigkeit des vorliegenden Quellterms, starke Abweichungen wesentlicher Parameter vom Literaturwert vor, kann der schreibgeschützte Datenbankeintrag kopiert und anschließend mit einer neuer Quellterm-Indexnummer abgespeichert und geändert werden. Solche wesentlichen Änderungen sind beispielsweise der Ausfall/Einsatz eines Containmentsprays, die geänderte Nutzung eines (nicht funktionsfähigen) Ventingsystems und zeitlich verzögerte Freisetzungen von Aerosolen, die bereits im Containment freigesetzt worden sind und sich auf Strukturen

und Oberflächen ablagern können. Soll eine solche Modifikation durchgeführt werden, muss die zum Datenbankeintrag gehörende Indexnummer # in das Eingabefeld „Quellterm auswählen“ des Hauptmenüs manuell eingetragen werden und abschließend die Funktion „vorhandenen Quellterm modifizieren“ angeklickt werden. Analog zu dem Vorgehen mit den fehlenden Informationen, wird eine nicht schreibgeschützte Kopie des Quellterms im Datenblatt „Datenbank“ erstellt, welche nach der Modifikation im Anschluss eingelesen werden kann.

5.3 Submakros zur Quelltermmodifikation

Im Hauptmenü (s. Abb. 5.3) kann der Nutzer eines der drei Submakros wählen, um die Berechnung zur finalen Freisetzung von Radionukliden in die Umwelt zu modifizieren. Die Module beschreiben entweder

1. den Einfluss einer zeitlichen Ablagerung von Aerosolen auf Strukturen und Oberflächen auf die Gesamtfreisetzung (s. Kapitel 5.3.1),
2. den Einfluss eines Sprays auf die Aerosole im Containment (s. Kapitel 5.3.2) oder
3. den Einfluss einer Filterung auf die in die Umwelt abgeleiteten Radionukliden (s. Kapitel 5.3.3).

5.3.1 Submakro zur Berechnung der Aerosolablagerungen im Containment

Das Makro kann im Hauptmenü über „Ablagerung Modul aufrufen“ gestartet werden (s. Abb. 5.3). Die Funktionsweise des Moduls zur Berechnung von Aerosolablagerungen in einer Anlage entspricht dem Vorgehen aus dem Sandia-Bericht "A Simplified Model of Aerosol Removal by Natural Processes in Reactor Containments" von Powers (NUREG/CR-6189 SAND94 -407) /POW 96/.

Das Makro dient der Abschätzung von Aerosolablagerungen auf Oberflächen und Strukturen im zeitlichen Verlauf eines schweren Unfalls. Die zugehörige Theorie und die zeitabhängige Funktion werden detailliert in /POW 96/ beschrieben und sind in die Rechenroutine des Makros hinterlegt worden. Eine kurze Zusammenfassung der relevanten Zusammenhänge und zeitabhängigen Funktionen finden sich im Abschnitt 3.3. Für die Berechnung der Ablagerung sind die Eingaben von zwei Zeitdauern Δt notwendig (s. Abb. 5.5). Die Zeitdauern beziehen sich dabei jeweils in Bezug auf den Startzeitpunkt des Beginns des Gap-Releases des jeweiligen Unfallablaufs (d. h. der ersten Freisetzung aus den Brennstäben).

Ablagerungen

Zeitlicher Einfluss der Ablagerungsmechanismen von Radionukliden auf die Freisetzungen

Die voreingestellten Parameter entsprechen dem vorher gewählten Baulinientyp

Gewählter Baulinientyp **EPR** Hilfe Zoom

Eingabeparameter

Δt für Literaturwert [h] ?

Δt für eingegangener QT [h] ?

Ergebnisse

Quotientenergebnis Δt (QT) / Δt (Literatur)		modifizierter Quellterm	
Iod (Aero):	<input type="text"/>	Iod (Aero):	<input type="text"/>
Tellur:	<input type="text"/>	Tellur:	<input type="text"/>
Caesium:	<input type="text"/>	Caesium:	<input type="text"/>

Neuberechnung der Freisetzung ? Übernahme der Neuberechnungen in neue Tabelle ?

Abb. 5.5 Bedienoberfläche des Submakros zur Bestimmung der Ablagerung von Aerosolen

Die Angaben beziehen sich einerseits auf den Quellterm aus der Quelltermdatenbank (Literaturwert) und andererseits auf den Quellterm, der im Notfallzentrum eingegangen ist. Nach Eingabe der Zeitdauern muss die Berechnung mit dem Button „Neuberechnung der Freisetzung“ gestartet werden. Es wird der Quotient aus den Funktionswerten zu den neuen Zeitdauerwerten des eingegangenen Quellterms Δt (QT) und den alten Literaturwerten des Quellterms Δt (Literatur) gebildet und der so gewonnene Faktor mit den Quelltermdaten aus der Datenbank multipliziert, sodass der modifizierte Quelltermwert berechnet werden kann.

Mit Betätigen des Feldes „Übernahme der Neuberechnungen in neue Tabelle“ wird der modifizierte Quellterm mit der Angabe von relevanten Parametern wie den Quotientenwerten und den alten Literaturwerten in ein neues Tabellenblatt „Ergebnisse_Ablagerung“ geschrieben. Vorherige Berechnungen, die in die Tabelle übernommen wurden, gehen dabei nicht verloren, da für jede erneute Berechnung eine neue Spalte mit Zeitstempel erzeugt wird.

5.3.2 Submakro zur Berechnung des Einflusses des Sprays auf die Aerosolkonzentration

Das zweite Submakro berechnet den Einfluss des Sprays auf die Aerosolkonzentration in der Containmentatmosphäre während eines schweren Unfalls („Spray Modul aufrufen“, s. Abb. 5.3). Notwendig ist hier die Eingabe des Parameters t_{end} , der die Zeitdauer nach Freisetzungsbeginn bis zum Zeitpunkt, ab der die Freisetzung von der Radionuklidquelle (Brennelemente im Kern des Reaktordruckbehälters) ins Containment wieder endet, beschreibt. Der Nutzer betätigt „Neuberechnung der Freisetzung“ und generiert einen Graphen (s. Abb. 5.6) und kann nun abschätzen, in welchem Zeitrahmen sich das Auswaschen des Aerosols im Containment in welchem Ausmaß vollzieht (im Zeitrahmen 0 bis 60 Minuten üblicherweise eine Reduktion um mehrere Größenordnungen). Nach Betätigen des Feldes „Neuberechnung der Freisetzung“ wird über ein Python-Skript die Aerosolkonzentration über die Zeit berechnet und der zugehörige Graph erstellt. Die theoretischen Grundlagen der Berechnung und die zugehörige Differentialgleichung stammen aus Powers et al. /POW 93/. Die Grafik in der Abb. 5.6 zeigt den Zeitpunkt des gewählten t_{end} (gestrichelte Linie, markiert mit „Ende der Freisetzung“) und die Verläufe für die Fälle:

- **Nur Freisetzung aus Kern:** Freisetzung von Aerosolen aus dem Kern im Reaktordruckbehälter (RDB) in die Containmentatmosphäre, kein Einsatz von Spray im Containment während der gesamten betrachteten Zeit (blaue Linie).
- **Freisetzung + Spray:** zeitgleiche Freisetzung von Aerosolen in die Containmentatmosphäre und Einsatz eines Sprays im Containment (orangene Linie)
- **Nur Spray:** keine Freisetzung von Aerosolen aus dem Kern im RDB in die Containmentatmosphäre nach Zeitpunkt t_{end} , davor und danach Einsatz von Spray im Containment

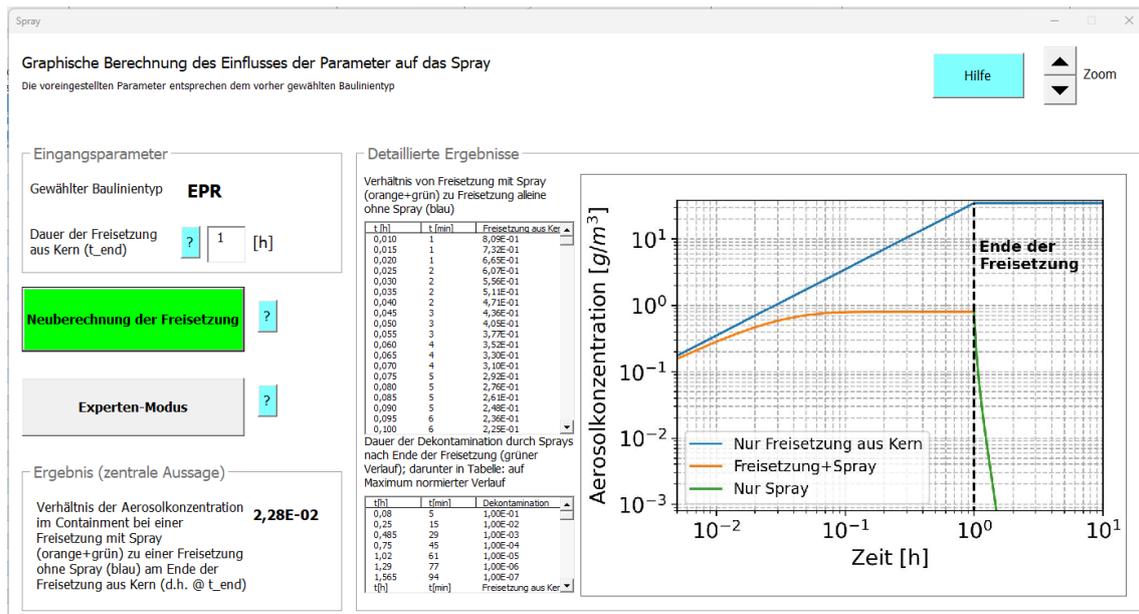


Abb. 5.6 Nutzeroberfläche des Submakros zur Berechnung des Einflusses des Sprays

Für den Nutzer wird das zeitabhängige Verhältnis des Verlaufs ohne Spray (blau) zu den Verläufen mit Spray (bis t_{end}: orange, danach grün) in Tabellenform dargestellt (obere Zahlentabelle in der Abb. 5.6). Ebenfalls in Tabellenform (untere Zahlentabelle in der Abb. 5.6) wird sowohl das notwendige Zeitintervall zur Reduktion der auf das Maximum normierten Aerosolkonzentration unter Einsatz eines Sprays auf Bruchteile von Zehnerpotenzen (1E-01, 1E-02, etc.) als auch der komplette zeitlich normierte Verlauf der Aerosolkonzentration (orange und grün) unter Einsatz eines Sprays dargestellt. Im obigen Beispiel kann somit aus dem Feld „Ergebnis (zentrale Aussage)“ die Information extrahiert werden, dass ein Quellterm unter Einwirkung eines Sprays bei einer Dauer der Freisetzung $\Delta t = 1$ h aus dem Kern im Verhältnis zu einem Quellterm ohne Spray und identischer Dauer der Freisetzung um den Faktor 2,28E-02 geringer ausfallen würde, falls eine direkte Freisetzung in die Umweltatmosphäre stattfinden würde. Aus der unteren Tabelle lässt sich die Information ableiten, dass die Aerosolkonzentration im Containment bei einer Einwirkung des Sprays im Vergleich zur Aerosolkonzentration ohne Einsatz eines Sprays bereits nach einer Zeitdauer von $\Delta t = 0,095$ Stunden, bzw. 5,7 Minuten um eine weitere Größenordnung reduziert wird.

Nach Betätigen der Fläche „Experten-Modus“ wird ein weiteres GUI für den Nutzer angezeigt (siehe Abb. 5.7). Dieses basiert auf den Erkenntnissen des Abschnittes 3.3. Um den Einfluss der Sprayeinwirkung auf unterschiedliche Unfallabläufe zu untersuchen,

können im „Experten-Modus“ des Spray-Moduls Variationsrechnungen für unterschiedliche Endzeitpunkte des RN-Austrags in das Containment durchgeführt werden.

Der Nutzer muss dabei drei verschiedene Werte angeben:

- Dauer der Freisetzung aus Kern t_{end}
- Freisetzungszeitpunkt in Umgebung, Literatur (Zeitdauer in Bezug auf Beginn Freisetzung Gap-Release) t_l
- Freisetzungszeitpunkt in Umgebung, Quellterm (Zeitdauer in Bezug auf Beginn Freisetzung Gap-Release) t_q

Nach Betätigen des Buttons „Neuberechnung der Freisetzung“ werden für die im Fenster „Eingangsparameter“ festgelegten Zeitwerte (linke Hälfte in der Abb. 5.7) Variationsrechnungen durchgeführt und im Fenster „Ergebnisse“ (rechte Hälfte in der Abb. 5.7) dargestellt. Der erste Wert (fett hinterlegt) gibt, mit dem gegebenen Wert der Dauer der Freisetzung aus dem Kern t_{end} , das Verhältnis der Aerosolkonzentration im Containment für die zwei Freisetzungszeitpunkte t_l und t_q an. Der erste Variationsbereich gibt den Bereich der berechneten Verhältnisse an, in der die Dauer der Freisetzung eine Stunde kürzer bzw. länger ist. Dabei wird angenommen, dass der Unfallablauf beider Quellterme (Literatur und Quellterm) identisch ist und eine identische Dauer der Freisetzung aus dem Kern für beide angenommen werden kann. Die darauffolgenden Variationsrechnungen halten die Dauer der Freisetzung aus dem Kern für einen der beiden Unfallabläufe fest auf dem Wert t_{end} , während der andere variiert wird. Neben diesen Ergebnissen kann über den Button „Grafische Darstellung der Ergebnisse“ auch eine detaillierte Darstellung eingesehen werden (siehe Abb. 3.11 in Kapitel 3.3), die die Variationsrechnungen in Schritten mit einer Zeitauflösung von 0,2 Stunden darstellen. Das Ziel dieses Submakros ist es, dem Nutzer ein Gefühl für die Größenordnungsbereiche der Reduktionsfaktoren zu geben, falls die Unfallabläufe (und vor allem die relevanten Zeitpunkte) nicht in Detail bekannt sind.

Sowohl für das Spray-Modul als auch dem Experten-Modul werden die relevanten Ergebnisse und Grafiken im Datenblatt „Ergebnisse_Spray“ hinterlegt. Die Ergebnisse werden dabei bei einer Neuberechnung überschrieben.

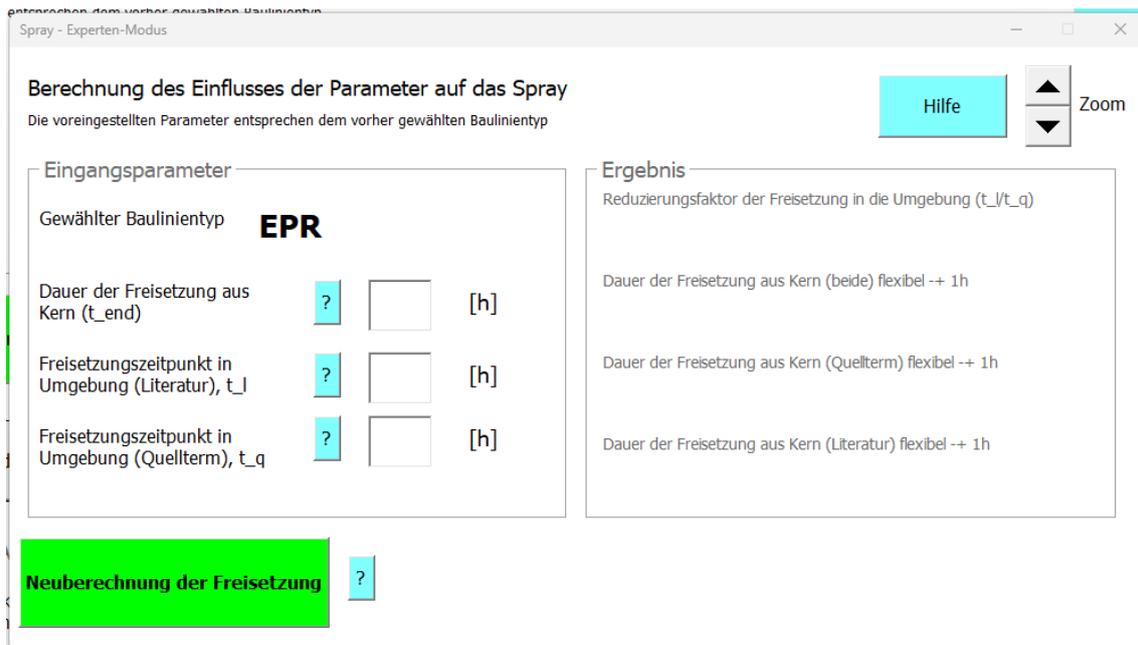


Abb. 5.7 Darstellung des Expertenmodus für Variationsrechnungen

5.3.3 Submakro zur Berechnung des Einflusses der Filterung auf die Freisetzung

Das dritte Submakro im Hauptmenü berechnet den Einfluss der Filterung auf die Freisetzungen während eines schweren Unfalls („Filterung Modul aufrufen“, s. Abb. 5.3).

Das Submakro zur Berechnung des Einflusses einer Filterung auf die Freisetzung (s. Abb. 5.8) berechnet den Einfluss der Filterung eines Ventingsystems auf die Radionuklidfreisetzung in die Umwelt. Der Nutzer kann nach dem softwareseitigen Einlesen der baulinienabhängigen Startwerte die Filtereffizienzwerte bzw. die Dekontaminationsfaktoren für Edelgase, Aerosole und verschiedene Iodspezies manuell ändern und eingeben. Ebenfalls möglich ist das Nutzen von hinterlegten baulinienspezifischen Standardwerten aus der Literatur (jeweils entweder „konservativ“ oder „best-estimate“). Die abgeschätzten Quellterme, d. h. die Freisetzungsanteile von Radionukliden in die Umwelt (oder die freigesetzten Mengen in Becquerel), jeweils für Edelgase, Aerosole sowie für Iod der gefilterten (bzw. ungefilterten) Freisetzung, können nach der Berechnung („Neuberechnung der Freisetzung“) und klicken auf „Übernahme der Neuberechnungen in neue Tabelle“ als Dateneintrag in das Tabellenblatt „Ergebnisse_Filter“ geschrieben werden. Das Makro liest entweder ungefilterte Radionuklidwerte ein und berechnet aus diesen die gefilterten Werte (oder umgekehrt). Auf diese Weise können Quellterme sowohl in gefilterten Werten als auch in ungefilterten Werten dargestellt werden.

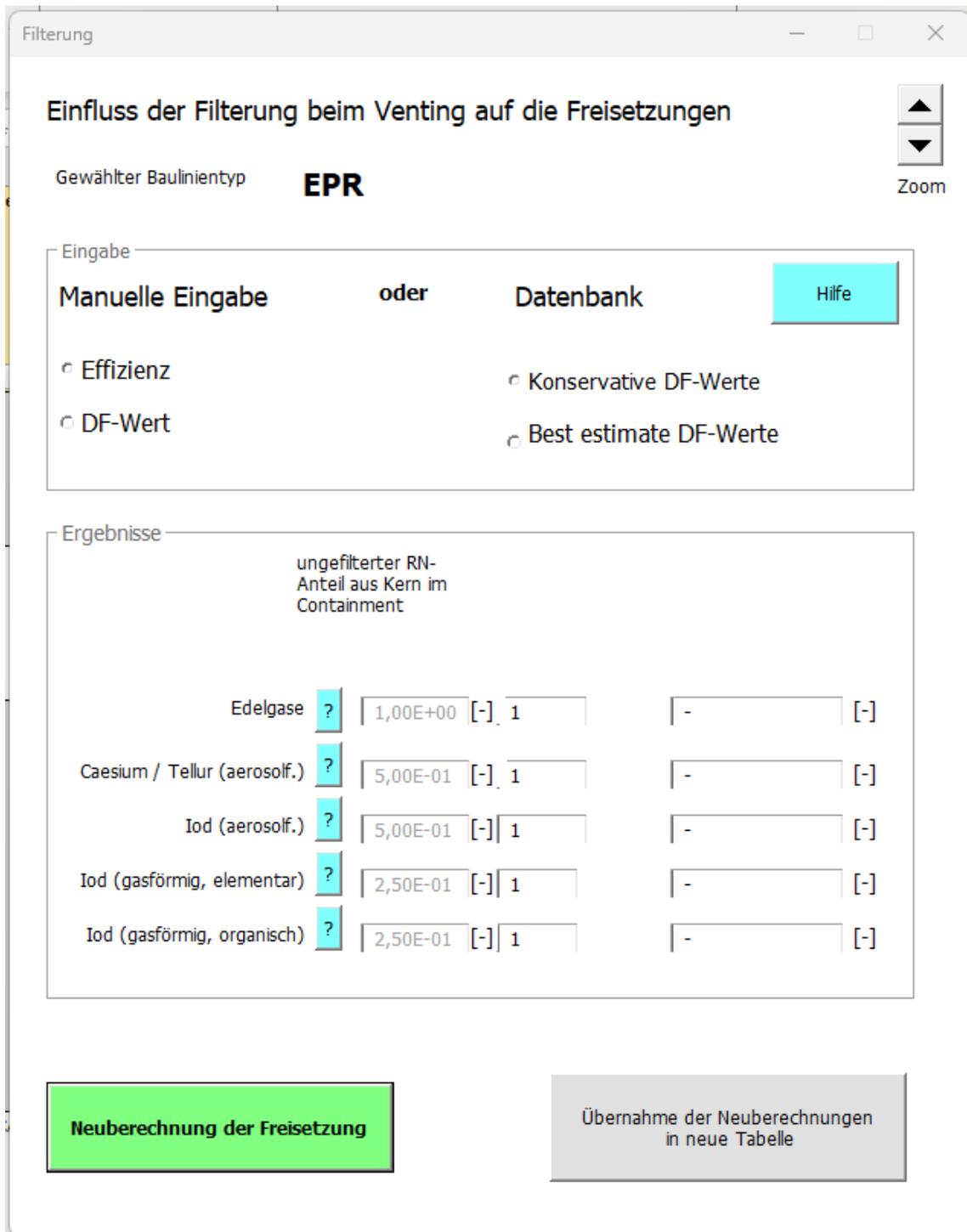


Abb. 5.8 Nutzeroberfläche des Submakros zur Berechnung des Einflusses der Filterung

6 Zusammenfassung und Ausblick

Das Ziel des Eigenforschungsvorhabens besteht darin die verfügbaren Kenntnisse zu möglichen Ereignisabläufen und Freisetzungspfaden für das Referenzszenario S3 Notfall in einem Kernkraftwerk auf dem europäischen Kontinent (in mehr als 100 km Entfernung von der deutschen Grenze) nach dem ANoPI-Bund in Form eines Tools zu vertiefen und in Bezug auf die Relevanz für die Lageeinschätzung zu bewerten.

Im Eigenforschungsvorhaben wurde eine Szenarien- und Quelltermdatenbank mit möglichen Radionuklidfreisetzungen in die Umwelt bei einem schweren Unfall für die Bau- nientypen WWER-440/W-213 und WWER-1000/W-230 und den Typen EPR, CANDU-6, 900 MWe und 1300 MWe erstellt. Die existierenden Quellterme aus den Datenbank- einträgen können über drei Submakros jeweils modifiziert werden und somit an die ak- tuellen Gegebenheiten eines Unfallverlaufs angepasst werden. Dabei wurden jeweils einzelne Submakros zur Berechnung von Aerosolablagerungen auf Oberflächen und Strukturen im Containment, zum Einfluss eines Containmentsprays auf die Aerosolkon- zentration in der Containmentatmosphäre und zur Bestimmung des Einflusses von Fil- terungen (und Nichtfilterungen) auf die Radionuklidfreisetzung in die Umwelt erstellt.

Dieses Tool steht nun für die Lagebewertung und Plausibilitätsprüfung im Team Strah- lenschutz des GRS-Notfallzentrums zur Verfügung. Durch das Eigenforschungsvorha- ben wurde die Wissensbasis für die Arbeit des GRS-Notfallzentrums erweitert und ver- vollständigt. Dadurch wird die Fähigkeit der GRS gestärkt, die Erstellung des radiologischen Lagebildes auch bei unvorhergesehen oder bisher in der Planung nicht im Detail berücksichtigten Entwicklungen zeitschnell und fundiert zu unterstützen.

Es lässt sich feststellen, dass die im gegenwärtigen Eigenforschungsvorhaben erstellte Szenarien- und Quelltermdatenbank mit Informationen über Szenarienabläufe und Frei- setzungscharakteristika bei schweren Unfällen für das GRS-Notfallzentrum gewinnbrin- gend um weitere relevante Szenarien erweitert werden kann. So zeigte sich, dass der Kenntnisstand sowohl für Anlagen gemäß des Referenzszenarios S4 „Notfall in einem Kernkraftwerk außerhalb des europäischen Kontinents“ als auch für Freisetzungsszena- rien unter Einbeziehung des Brennelementlagerbeckens (BELB) für Anlagen der Refe- renzszenarien S2 „Notfall in einem Kernkraftwerk im grenznahen Ausland (in bis zu 100 km Entfernung von der deutschen Grenze)“ und S3 „Notfall in einem Kernkraftwerk auf dem europäischen Kontinent (in mehr als 100 km Entfernung von der deutschen Grenze)“ in Bezug auf mögliche Ereignisabläufe und Freisetzungspfade mit Relevanz

für den anlagenexternen Notfallschutz in das bestehende Tool eingebracht werden sollte.

Literaturverzeichnis

- /AHA 23/ Ahad, J., Ahmad, M., Farooq, A., Waheed, K., Irfan, N.: Removal of iodine by dry adsorbents in filtered containment venting system after 10 years of Fukushima accident. *Environmental science and pollution research international*, Bd. 30, Nr. 30, S. 74628–74670, DOI 10.1007/s11356-023-27485-1, 2023.
- /ANV 20/ ANVS: ANVS Guide on Level 3 PSA. Hrsg.: Authority for Nuclear and Safety Radiation Protection (ANVS), 102 S., März 2020.
- /BAL 19/ Bal, M.: Control of accidental discharge of radioactive materials by filtered containment venting system: A review. *Nuclear Engineering and Technology*, Bd. 51, Nr. 4, S. 931–942, DOI 10.1016/j.net.2019.01.008, 2019.
- /BEC 16/ Beck, J., Welker, M.: Filtered Containment Venting: Reasons, Technology, Impact on Environment. Präsentation, NACC2016: San Antonio, 5. - 7. Juni 2016.
- /BFS 15/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Methoden und Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Stand: Mai 2015. Schriften / Bundesamt für Strahlenschutz, 61/16, 356 S., Mai 2015.
- /CEN 12/ Cenerino, G., Dubreuil, M., Raimond, E., Pichereau, F.: Radiological objectives and severe accident mitigation strategy for the generation II PWRs in France in the framework of PLE, No. IAEA-CN--194. 2012.
- /CHA 16/ Chaplin, R.: The Essential CANDU - Genealogy of CANDU Reactors, CHAPTER 2. 2016.
- /CHO 95/ Choi, M., Kwee, M., Leung, R. Lie, S.: MAAP-CANDU SIMULATION OF SEVERE ACCIDENTS IN DARLINGTON NGS. 1995.
- /CNC 14/ National Commission for Nuclear Activities Control (CNCAN): Romanian National Action Plan post - Fukushima. Dezember 2014.

- /CNE 15/ CNE Cernavoda: CERNAVODA NPP UNITS 1 & 2, ROMANIA, SAFETY FEATURES OF CANDU 6 DESIGN AND STRESS TEST SUMMARY REPORT. 2015.
- /CSN 10/ CSN: France -Convention sur la sûreté nucléaire, Cinquième rapport de la France pour la CNS Juillet 2010. 2010.
- /DIE 03/ Dienstbier, J., Hustak, S.: Level 2 PSA for the VVER 440/213 Dukovany Nuclear Power Plant. 2003.
- /DIE 04/ Dienstbier, I., Hustak, S.: Level 2 PSA for the VVER 440/213 Dukovany Nuclear Power Plant. 2004.
- /DSA 22/ Norwegian Radiation and Nuclear Safety Authority (DSA): Ukrainian Regulatory Threat Assessment 2021, DSA-rapport 2022:1. 7. Februar 2022.
- /ECK 12/ Eckardt, B., Losch, N.: Filtered Containment Venting System Designs, Development, Features, Qualification, Applications. 2012.
- /EDF 12/ EDF & AREVA: PCSR – Sub-chapter 15.4 – Level 2 PSA, UKEPR-0002-154 Issue 06. 2012.
- /ENS 12/ ENSREG: EU stress tests and follow-up. Stand von 2012, erreichbar unter <https://www.ensreg.eu/EU-Stress-Tests>, abgerufen am 22. März 2023.
- /EON 11/ EON Kernkraft: Kernkraftwerk Isar 2, Abschlussbericht für den Europäischen Stresstest. 2011.
- /FAU 23/ Fauske: MAAP - Modular-Accident-Analysis-Program. Erreichbar unter <https://www.fauske.com/maap-modular-accident-analysis-program>, abgerufen am 10. August 2023.
- /FRA 23/ framatome: Filtered Containment Venting System Efficient Containment Pressure Limitation. 2023.

- /GRS 01/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (Hrsg.): Bewertung des Unfallrisikos fortschrittlicher Druckwasserreaktoren in Deutschland, Methoden und Ergebnisse einer umfassenden Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA), Entwurf zur Kommentierung. GRS-175: Köln, Oktober 2001.
- /GRS 20/ Arndt, S., Band, S., Beck, S., Eschricht, D., Iliev, D., Klein-Heßling, W., Nowack, H., Reinke, M., Sonnenkalb, M., Spengler, C., Weber, G.: COCOSYS 3.0, User Manual, GRS-P-3/Vol. 1, Rev. 54. Hrsg.: GRS gGmbH, Juni 2020.
- /GRS 24/ GRS gGmbH: COCOSYS Web Page, Stand September 2024. Erreichbar unter <https://user-codes.grs.de/node/7>, Stand von 2024.
- /HAG 17/ Hage, M., Löffler, H.: Weiterentwicklung eines Analysewerkzeugs zur Quelltermprognose, Technischer Fachbericht : Arbeitspaket 2.2. GRS, Bd. 455, 63 S., ISBN 978-3-946607-37-3, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Köln, Garching b. München, Berlin, Braunschweig, März 2017.
- /HAG 21/ Hage, M., Mayer, G., Röwekamp, M.: Methodische Erweiterung bestehender PSA unter Berücksichtigung spezieller Anforderungen aus übergreifenden Einwirkungen - Vorgehen bei Erweiterungen einer Site-Level PSA bis hin zur Stufe 2, Abschlussbericht zum Arbeitspaket AP 3. GRS, Bd. 637, GRS-637, 75 S., ISBN 9783949088261, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Köln, Garching b. München, Berlin, Braunschweig, Juli 2021.
- /HAG 24/ Hage, M., Rempel, A., Sogalla, M.: Recherche und Aufbereitung bestehender Erkenntnisse zur chemischen Iodzusammensetzung bei schweren Unfällen in ausländischen Kernkraftwerken zur Bewertung ihrer Relevanz für die Quellterm- und Dosisermittlung, GRS-763. 2024.
- /HUM 18/ Humphries, Laron, L.: MELCOR 2.2 Severe Accident Analysis Code - Current Status and Plans for Future. 2018.

- /IAEA 94/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Design basis and design features of WWER-440 model 213 nuclear power plants Reference plant: Bohunice V2 (Slovakia), IAEA-TECDOC-742, Report of the IAEA Technical Co-operation Project RER/9/004 on Evaluation of Safety Aspects of WWER-440 Model 213 Nuclear Power Plants. IAEA TECDOC, Nr. 742, 156 S., 1994.
- /IAEA 96/ International Atomic Energy Agency (IAEA): SAFETY ISSUES AND THEIR RANKING FOR WWER-440 MODEL 213 NUCLEAR POWER PLANTS. 1996.
- /IAEA 00/ International Atomic Energy Agency (IAEA): SAFETY ISSUES AND THEIR RANKING FOR SAFETY ISSUES AND THEIR RANKING FOR 'SMALL SERIES' WWER-1000 NUCLEAR POWER PLANTS. 2000.
- /IAEA 10/ IAEA: Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide SSG-4. 2010.
- /IAEA 17/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Severe accident mitigation through improvements in filtered containment vent systems and containment cooling strategies for water cooled reactors, Proceedings of a Technical Meeting on Severe Accident Mitigation through Improvements in Filtered Containment Venting for Water Cooled Reactors Held in Vienna, Austria, 31 August-3 September 2015. IAEA TECDOC Series No. 1812, v.1812, 166 S., ISBN 9789201538178, International Atomic Energy Agency: Vienna, Austria, 2017.
- /IAEA 18/ International Atomic Energy Agency (IAEA): PRIS Power Reactor Information System, What is PRIS. Erreichbar unter <https://www.iaea.org/PRIS/About.aspx>, abgerufen am 10. April 2018.
- /IAEA 23a/ International Atomic Energy Agency (IAEA): ARIS - Advanced Reactors Information System. Stand von 2023, erreichbar unter <https://aris.iaea.org/>, abgerufen am 23. März 2023.

- /IAEA 23b/ International Atomic Energy Agency (IAEA): INIS - International Nuclear Information System. Stand von 2023, erreichbar unter <https://www.iaea.org/resources/databases/inis>, abgerufen am 23. März 2023.
- /IAEA 23c/ International Atomic Energy Agency (IAEA): IAEA Tecdoc Series. Stand von 2023, erreichbar unter <https://www.iaea.org/publications/search/type/tecdoc-series>, abgerufen am 22. März 2023.
- /IAEA 23d/ International Atomic Energy Agency (IAEA): IAEA Safety Reports. Stand von 2023, erreichbar unter <https://www.iaea.org/publications>, abgerufen am 22. März 2023.
- /IAEA 23e/ International Atomic Energy Agency (IAEA): PRIS - Home. Stand vom 5. September 2023, erreichbar unter <https://pris.iaea.org/PRIS/home.aspx#>, abgerufen am 5. September 2023.
- /INT 24/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants. Specific Safety Guides, ISBN 978-92-0-102124-3: Vienna, 2024.
- /JAC 15/ Jacquemain, D.: Nuclear Power Reactor Core Melt Accidents Current State of Knowledge. 1 S., ISBN 9782759818358, DOI 54899, EDP Sciences: Erscheinungsort nicht ermittelbar, 2015.
- /JIM 19/ Jiménez, J., Vujic, Z., Kostov, E., Zeniuk, D.: implementation of the dry filtered method (dfm) at vver-1000. Präsentation, The 9TH European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR2019): Prag, Czechien, 18. - 20. März 2019.
- /KHA 01/ Khatib-Rahbar, M.: Probabilistic Safety Assessment and Risk-informed Decision Making, Level-2 Probabilistic Safety Assessment: Fundamentals and Methods, Lecture 12. Garching, 2001.
- /KOW 20/ Kowalik, M.: Ergänzung der Quelltermdatenbank des Entscheidungshilfesystems RODOS für Freisetzungen aus dem RDB bei Nichtleistungsbetriebzuständen in Kernkraftwerken, GRS-A 3998. 2020.

- /KTA 97/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA) (Hrsg.): Zusammenstellung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen und die Prüfung ihrer Regelung im KTA, Grundlagenpapier. KTA-GS-66, 85 S.: Salzgitter, Juni 1997.
- /KTA 14/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA) (Hrsg.): Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes, Sachstandsbericht. KTA-GS-81, 42 S., November 2014.
- /KUČ 03/ Kučera, L.: Temelín PSA Level 2. 2003.
- /LAN 90/ LANORE, J. M.: THE FRENCH 900 MWE PWR PSA RESULTS AND SPECIFICITIES., CSNI UOBKSHOP ON APPLICATIONS AND LIMITATIONS OF PROBABILISTIC SAFETY ASSESSMENT. Santa Fe, 4-6 September, 1990. 1990.
- /MCK 88/ McKenna, T. J., Giiter, J. G.: Source Term Estimation During Incident Response to Severe Nuclear Power Plant Accidents, NUREG-1228. Division of Operational Assessment, Office for Analysis and Evaluation of Operational Data, 1988.
- /NEA 99/ OECD/NEA: VVER-SPECIFIC FEATURES REGARDING CORE DEGRADATION. 1999.
- /NEA 09/ Nuclear Energy Agency (NEA): State-of-the-Art Report (SOAR) on Nuclear Aerosols. NEA/CSNI/R(2009)5, Dezember 2009.
- /NEA 10/ NEA: Implementation of Severe Accident Management Measures, ISAMM 2009, NEA/CSNI/R(2010)10/PART1. 2010.
- /NEA 13/ NEA: Use and Development of Probabilistic Safety Assessment - An Overview of the Situation at the end of 2010, NEA/CSNI/R(2012)11. 2013.
- /NRC 17/ Humphries, L. L., Beeny, B. A., Gelbard, F., Louie, D. L., Phillips, J.: MELCOR Computer Code Manuals. Hrsg.: U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), Version 2.2.9541 2017, 2. Aufl., Januar 2017.

- /NUR 95/ NUREG: Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants, NUREG 1465. 1995.
- /OEC 24/ OECD NEA: Webseite der OECD NEA. Erreichbar unter <https://www.oecd-nea.org/>, Stand von 2024.
- /OECD 00/ Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD), Nuclear Energy Agency (NEA): Insights into the Control of the Release of Iodine, Caesium, Strontium and other Fission Products in the Containment during a Severe Accident Management, NEA/CSNI/R(2000)9. 2000.
- /OECD 14/ Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD), Nuclear Energy Agency (NEA): Status Report on Filtered Containment Venting. 2014.
- /ONR 21/ ONR: UK European Pressurised Reactor. Stand von 2021, erreichbar unter <https://www.onr.org.uk/new-reactors/uk-epr/index.htm>, abgerufen am 24. März 2023.
- /POW 93/ Powers, D. A.: A Simplified Model of Aerosol Removal by Containment Sprays, NUREG/CR-5966; SAND92-2689. 1993.
- /POW 96/ Powers, D. E. a.: A Simplified Model of Aerosol Removal by Natural Processes in Reactor Containments, NUREG/CR-6189, SAND94-0407. 1996.
- /REI 10/ Nils Reinke, Walter Erdmann, Holger Nowack, Martin Sonnenkalb: Vergleichende Unfallanalysen für einen DWR vom Typ KONVOI mit den Integralcodes ASTEC V1.33 und MELCOR 1.8.6. GRS - A - 3559, August 2010.
- /SAN 02a/ Santamaura, P.: Analysis Report, Generic CANDU Probabilistic Safety Assessment-Methodology. 2002.
- /SAN 02b/ Santamaura, P.: Analysis Report, Generic CANDU Probabilistic Safety Assessment - Reference Analysis. 2002.
- /SNR 21/ State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine (SNRIU): Updated National Action Plan upon Stress-Test Results. Kiev, 2021.

- /SON 06a/ Sonnenkalb, M., Löffler, H., Weber, G., Bartalszky, H.: Erprobung und Bewertung der Methoden einer PSA für SWR-Anlagen der Baulinie 69 nach Stand von Wissenschaft und Technik (PSA SWR 69), Fachband 3 - Integrale deterministische Unfallanalysen mit MELCOR für die PSA der Stufe 2 aus dem Leistungsbetrieb, Teil 1, Kapitel 1-5. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-A-3294: Köln, April 2006.
- /SON 06b/ Sonnenkalb, M., Löffler, H., Weber, G., Bartalszky, H.: Erprobung und Bewertung der Methoden einer PSA für SWR-Anlagen der Baulinie 69 nach Stand von Wissenschaft und Technik (PSA SWR 69), Fachband 3 - Integrale deterministische Unfallanalysen mit MELCOR für die PSA der Stufe 2 aus dem Leistungsbetrieb, Teil 2, Kapitel 6-10. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-A-3294: Köln, April 2006.
- /STE 17/ Steinhoff, T., Jacht, V.: Ausbau und Modernisierung der numerischen Verfahren in den Systemcodes ATHLET, ATHLET-CD, COCOSYS und ASTEC. Hrsg.: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS, Bd. 469, GRS-469, 59 S., ISBN 9783946607526, GRS: Köln, Garching b. München, Berlin, Braunschweig, Juli 2017.
- /STU 11/ STUK: EU Stress Tests -National Report -Finland. 2011.
- /STUK 22/ Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK): Finnish report on nuclear safety, Finnish 9th national report as referred to in Article 5 of the Convention on Nuclear Safety. August 2022.
- /SUJ 22/ SUJB: THE CZECH REPUBLIC NATIONAL REPORT under the Convention on Nuclear Safety. 2022.
- /TIE 12/ Tietsch, W., Fries, D., Kroes, A., Prior, R., Alvarez, P.: Optimizing Severe Accident Containment Filtered Venting Systems – Severe Accident Analysis and the Dry Filter Technology. In: 21st International Conference Nuclear Energy for New Europe.
- /UKE 12/ UKEPR: SUB-CHAPTER B.3 COMPARISON TABLE – COMPARISON WITH REACTORS OF SIMILAR DESIGN (N4 AND KONVOI). 2012.

- /VUJ 19/ Vujic, Z.: South Ukraine's filtration first. Hrsg.: Nuclear Engineering International, Westinghouse, erreichbar unter <https://www.neimagazine.com/features/featuresouth-ukraines-filtration-first-7051955/>, Stand von 2019.
- /WAN 23/ WANO: World Association of Nuclear Operators. Stand von 2023, erreichbar unter <https://www.wano.info/>, abgerufen am 22. März 2023.
- /WEN 23/ WENRA: Western European Nuclear Regulators Association. Stand von 2023, erreichbar unter <https://www.wenra.eu/>, abgerufen am 22. März 2023.
- /WIE 16/ Wielenberg, A. E. a.: Risk Metrics and Measures for an Extended PSA, Reference ASAMPSA_E Technical report ASAMPSA_E / WP30 / D30.7 / 2017-31 volume 3 Reference IRSN PSN/RES/SAG/2017-0018. 2016.
- /WOR 12/ World Nuclear News: Romanian plant gets containment filtering system. Erreichbar unter <https://world-nuclear-news.org/Articles/Romanian-plant-gets-containment-filtering-system>, Stand von 2012.
- /YU 99/ YU, S. K. W.: CANDU 9 Design, IAEA-SM-353/50, Atomic Energy of Canada Ltd. 1999.

Abkürzungsverzeichnis

ACC	ATHLET-COCOSYS-CD
ACU	Air Conditioning Unit
ANoPI-Bund	Allgemeiner Notfallplan des Bundes
ANS	American Nuclear Society
AP	Arbeitspaket
ARIS	Advanced Reactors Information System
ATWS	Anticipated Transient without Scram
BELB	Brennelementlagerbecken
BMUV	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz
CANDU	Canadian Deuterium Uranium
CP	Contrat-Programme
DEHEIRO	Dampferzeugerheizrohrleck
DF	Dekontaminationsfaktor
DFM	Dry Filter Method
DWR	Druckwasserreaktor
EDF	Électricité de France
ENSI	Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat
ENSREG	European Nuclear Safety Regulators Group
EPR	European Pressurized Reactor
FANC	Federal Agency for Nuclear Control
FCVS	Filtered Containment Venting System
GDE	gefiltertes Druckentlastungssystem

GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
GUI	General User Interface
IAEA	International Atomic Energy Agency
INIS	International Nuclear Information System
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
IS	Intersystem
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
LOCA	Loss of coolant accident
LOECC	Loss of Emergency Core Cooling
MAAP	Modular Accident Analysis Program
MCCI	Molten Core Concrete Interaction
MELCOR	Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases
NAP	National Action Plan
NEA	Nuclear Energy Agency
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
P(4)	Paluel 4-Loop
PRIS	Power Reactor Information System
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSAM	Probabilistic Safety Assessment and Management
PSI	Paul Scherer Institut
QT	Quellterm
RDB	Reaktordruckbehälter
RLZ-Bund	Radiologisches Lagezentrum des Bundes

RN	Radionuklide
SB/MB/LB	Small Break/Medium Break/Large Break
SBO	Station Blackout
SFB	Stagnation Feeder Break
SGTR	Steam Generator Tube Rupture
SNL	Sandia National Labs
SSA	Shutdown State Accident
STUK	Säteilyturvakeskus (finnische Behörde für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit)
TSO	Technical Support Organisation
US NRC	U.S. Nuclear Regulatory Commission
VBA™	Visual Basic for Applications™
WANO	World Association of Nuclear Operators
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association
WWER	Wasser-Wasser-Energie-Reaktor

Abbildungsverzeichnis

Abb. 3.1	Modifiziertes Bild aus /POW 96/ mit zusätzlichem Eintrag der hier betrachteten Reaktorbaulinienuntertypen	21
Abb. 3.2	Zeitliche Reduktion des Aerosolanteils im Containment durch Ablagerungsprozesse nach /POW 96/	21
Abb. 3.3	Abschätzung des Sprayeinflusses auf Radionuklide (RN) im Containment	27
Abb. 3.4	Vergleich der Sandia-Differentialgleichung aus den Forschungen von Powers /POW 93/ mit der GRS-Abschätzung des Sprayeinflusses auf Radionuklide im Containment (Überlagerung der Graphen) (alter Ansatz)	28
Abb. 3.5	Variationsrechnung für die Abschätzung des Sprayeinflusses auf Radionuklide im Containment mit variierender Aerosolquellrate dS/dt (neuer Ansatz)	29
Abb. 3.6	Abschätzung des Sprayeinflusses auf Radionuklide im Containment für den Median, den 10-Perzentil und den 90-Perzentilwert der Unsicherheitsverteilungen (neuer Ansatz)	29
Abb. 3.7	Variationsrechnung für die Abschätzung des Sprayeinflusses auf Radionuklide im Containment mit variierenden Massenströmen Q	30
Abb. 3.8	Abhängigkeit des Dekontaminationsfaktors λ von dem Massenstrom Q und der Höhe H des Spraysystems.....	31
Abb. 3.9	Variationsrechnung für die Abschätzung des Sprayeinflusses auf Radionuklide im Containment mit variierenden Höhe H des Spraysystems.....	32
Abb. 3.10	Variationsrechnungen für unterschiedliche Endzeitpunkte t_{end} des RN-Austrags in das Containment.....	33
Abb. 3.11	Visualisierung des Verhältnisses der Zeitpunkte t_q , d. h. dem Zeitpunkt der Freisetzung in die Umwelt für den neuen Quellterm und t_i , d. h. dem Zeitpunkt der Freisetzung in die Umwelt für den Referenzquellterm aus der Datenbank, für unterschiedliche Endzeitpunkte des RN-Austrages t_{end}	33
Abb. 5.1	Startoberfläche des Gesamtmakros mit Startbutton und Versionsinfos	51
Abb. 5.2	Auswahlmaske für den Baulinientyp	52

Abb. 5.3	Hauptmenü: Makros zur Auswahl der Datenbank (obere Hälfte, Hauptmakro) und der Makros zur Modifikation des Quellterms (untere Hälfte, Submakros).....	53
Abb. 5.4	Auswahlfeld der Datenbankdarstellung im Hauptmakro.....	54
Abb. 5.5	Bedienoberfläche des Submakros zur Bestimmung der Ablagerung von Aerosolen.....	56
Abb. 5.6	Nutzeroberfläche des Submakros zur Berechnung des Einflusses des Sprays.....	58
Abb. 5.7	Darstellung des Expertenmodus für Variationsrechnungen.....	60
Abb. 5.8	Nutzeroberfläche des Submakros zur Berechnung des Einflusses der Filterung	61

Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Liste der WWER-440 Anlagen in Europa.....	6
Tab. 2.2	Liste der WWER-1000 Anlagen in Europa	7
Tab. 2.3	Liste der CP0/CPY-Anlagen in Europa (CP0, CP1 und CP2).....	9
Tab. 2.4	Liste der P4- und P'4-Anlagen in Europa.....	11
Tab. 2.5	Liste der CANDU-6 Anlagen in Europa.....	12
Tab. 2.6	Liste von EPR-Anlagen in Europa (im Betrieb)	12
Tab. 3.1	Beispiele aus den Datenbankwerten mit Definition und Beispiel	14
Tab. 3.2	Konservative und best-estimate DF-Werte für die Filtersysteme in den betrachteten Baulinien	38

**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

ISBN 978-3-910548-77-0