

**Unfallablauf- und
Quelltermanalysen
zu den Ereignissen in
Fukushima im Rahmen
des OECD/NEA
BSAF-Projektes
Phase II**

**Unfallablauf- und
Quelltermanalysen
zu den Ereignissen in
Fukushima im Rahmen
des OECD/NEA
BSAF-Projektes
Phase II**

Martin Sonnenkalb
Sebastian Band
Cornelia Richter
Martin Sogalla

April 2018

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende FE-Vorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Wirtschaft und Energie (BMWi) unter dem Kennzeichen RS1534 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

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

Deskriptoren

Fukushima Daiichi, Methodenentwicklung, OECD/NEA-Projekt, Quelltermanalyse, Quelltermrückrechnung, Unfallanalysen ATHLET-CD / COCOSYS

Kurzfassung

Zur wissenschaftlichen Unterstützung japanischer Organisationen beim langfristigen Rückbau der durch die Reaktorunfälle im März 2011 zerstörten Blöcke in Fukushima Daiichi wurde im Juni 2012 das OECD/NEA-Projekt „Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF)“ initiiert. Die deutsche Beteiligung am OECD/NEA BSAF-Projekt erfolgte über Vorhaben des BMWi mit den Förderkennzeichen 1501448 und 1501497 für Phase II. Die Arbeiten der GRS als deutsche Sachverständigenorganisation (TSO) in der Phase II des Projektes (Mai 2015 - März 2018) wurden in einem separaten Forschungsprojekt des BMWi durchgeführt, parallel zu Forschungsvorhaben der Codeentwicklung von ATHLET-CD und COCOSYS.

Die wesentliche Zielsetzung des OECD/NEA BSAF-Projektes, Phase II, war es, das Spaltproduktverhalten in den Blöcken 1 bis 3 in Fukushima Daiichi und den Quellterm aus den Anlagen für die ersten ca. 3 Wochen des Unfallablaufes bis Ende März 2011 zu ermitteln und soweit möglich mit gemessenen Daten aus den Anlagen zu vergleichen. Mit den Analysen sollten das Inventar an radioaktiven Stoffen im verbliebenen Kernmaterial im Reaktor sowie im Containment ermittelt sowie Aussagen zur Rückhaltung von Spaltprodukten und zum Quellterm in die Umgebung erarbeitet werden. Ein Vergleich der Analyseergebnisse mit gemessenen Ortsdosisleistungen vor Ort oder Erkenntnissen aus der Rückrechnung des Quellterms war vorgesehen. Eine weitere Zielsetzung bestand in der Anwendung und Verbesserung von Methoden und Codes zur Simulation von Unfallabläufen in Kernkraftwerken und zur Reduzierung der verbleibenden Unsicherheiten in der Simulation.

Zielsetzung der Arbeiten im ersten Teil des Forschungsvorhabens waren neben der aktiven Begleitung des OECD/NEA BSAF-Projektes, Phase II, im Rahmen der Program Review Group deterministische Unfallanalysen mit ATHLET-CD und COCOSYS für die baugleichen Blöcke 2 und 3 in Fukushima Daiichi; Analysen für den kleineren Block 1 wurden durch die GRS nicht durchgeführt. Die Analysen für die Blöcke 2 und 3 aus Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes sollten für einen erweiterten Analysezeitraum von ca. 3 Wochen nach Ereignisbeginn fortgesetzt, der Analyseumfang erweitert und ggf. Anforderungen an die weitere Codeentwicklung abgeleitet werden. Die für die Analysen eingesetzten Datensätze beider Blöcke umfassen jetzt ein detailliertes Modell vom Reaktor, dem Containment und dem Reaktorgebäude und berücksichtigen detailliert das Spaltproduktinventar im Reaktorkern. Dazu wurden die im OECD/NEA BSAF-Projekt be-

reitgestellten Informationen genutzt. Voraussetzung für die Analysen waren Modelleerweiterungen in den eingesetzten Codes, insbesondere die Komplettierung der Modelle des RDB-Versagens und des Schmelzeaustrages in das Containment, die Verbesserung der Modellierung zum Spaltprodukttransport in ATHLET-CD und die Komplettierung der COCOSYS-Modellierung zu vollständig mit Wasser gefluteten und unterteilten Zonen inklusive des Spaltprodukttransportes. Diese lagen zu unterschiedlichen Zeitpunkten im Vorhaben vor und wurden eingesetzt bzw. erprobt. Letztlich konnten die Unfallanalysen für beide Blöcke nur für den Zeitbereich einiger Tage durchgeführt werden, da Fehler in der Berechnung des Spaltproduktverhaltens und der Nachzerfallsleistung im Reaktorkreislauf gefunden wurden, die nicht rechtzeitig von den Codeentwicklern behoben werden konnten und die eine Fortsetzung der Analysen über einen längeren Zeitraum verhinderten. Bis zu diesem Zeitpunkt bestand in vielen Punkten eine gute Übereinstimmung zwischen Rechnung und gemessenen Anlagenparametern.

Zielsetzung der Arbeiten im zweiten Teil des Forschungsvorhabens war es, Rückschlussmöglichkeiten auf den Quellterm bzw. den Verlauf der Freisetzung radioaktiver Stoffe aus den Blöcken 1 bis 3 des KKW Fukushima Daiichi aus Messdaten zur radiologischen Situation in der Umgebung der Anlage sowie aus meteorologischen Daten zu untersuchen. Mit den Ergebnissen wurde eine unabhängige Datenbasis für die Validierung, Korrektur und Präzisierung von deterministischen Unfallablauf- und Quelltermanalysen erzeugt und dem OECD/NEA BSAF-Projekt zur Verfügung gestellt. Die Methodik basiert auf den exemplarischen Untersuchungen zur Abschätzung von Freisetzungen in der Umgebung des KKW Fukushima Daiichi durch die Analyse von Immissionsdaten und baut die Erkenntnisse dieser Analysen zu einem systematischen Verfahren mit einem typischen Anwendungsbereich für Messdaten innerhalb von einigen Kilometern um den Standort aus. Messdaten der Ortsdosisleistung, nuklidspezifische Messungen der Bodenkontamination sowie meteorologische Messdaten (Windgeschwindigkeit und Windrichtung) werden in einem eigens entwickelten Verfahren dazu verwendet, Rückrechnungen zum nuklidspezifischen Quellterm durchzuführen. Hierbei ist zu beachten, dass radiologische und meteorologische Messdaten in den ersten Wochen des Unfalls sehr heterogen und zum Teil nur eingeschränkt verfügbar sind. Das gesamte Verfahren zur Rückrechnung des Quellterms wurde für den Umgang mit dieser heterogenen Datenlage optimiert. Das Verfahren schließt die Nutzung von Ausbreitungsmodellen ein. Zu diesem Zweck wurde das atmosphärische Radionuklid Transportmodell ARTM benutzt. Die durchgeführten Ausbreitungsrechnungen decken dabei das Spektrum der zu betrachtenden Freisetzungsverläufe, der meteorologischen Randbedingungen und die

raumzeitliche Konfiguration der Messpunkte, an denen verwertbare Informationen verfügbar sind, ab.

Abstract

The OECD/NEA project "Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF)" was set up in June 2012 for the scientific support of Japanese organizations in preparing the decommissioning work at the Fukushima site. The German contribution in the OECD/NEA BSAF project was realized within the project sponsored by the German ministry BMWi with the numbers 1501448 and 1501497 respectively for phase II.

The objective of the separate research project is the participation of GRS as a German TSO in the Phase II of the BSAF project (May 2015 – March 2018) with own analyses /OECD 15a/ in parallel to the code development projects of ATHLET-CD and COCOSYS.

The objective of the OECD/NEA BSAF project, phase II, is to provide information and analysis results of the severe accident progression, fission product (FP) behaviour, source term estimation and comparison with measured plant data within the first 3 weeks of the Fukushima Daiichi accident in March 2011 to support the safe and timely decommissioning at the Fukushima Daiichi NPP and to improve methods and models of computer codes and to reduce uncertainties in severe accident analyses. Based on that, the determined source term and the results from the analyses of the severe accident sequences are to be validated by means of dispersion calculations regarding the FPs on site and the comparison of these results with measured data.

Objectives of the work to be performed in the first part of the research project are the participation in the annually planned meetings of the Project Review Group (PRG) within the OECD/NEA BSAF project, phase II, as well as the continuation of the severe accident analyses by ATHLET-CD and COCOSYS for the Units 2 and 3 of Fukushima Daiichi. Analyses for the smaller Unit 1 are not foreseen, as it was the case for the GRS contribution to the Phase I of the OECD/NEA BSAF project. Another objective is to continue and expand the severe accident analyses performed within OECD/NEA BSAF project, phase I, and to derive requirements for further code development. The used code input decks now comprise detailed models of the reactor, the containment and the reactor building and consider FP inventories in the cores in detail. The information provided in the OECD/NEA BSAF project has been used for that. Prerequisites for the analysis have been code improvements with regard to the completion of the models used to calculate RPV failure and melt release into the containment, of models for the FP transport within

ATHLET-CD and of models in COCOSYS simulating the flooding of zones including FP transport. These code improvements have been made available at different points in time during the duration of the research project and have been tested and applied. Finally, the severe accident analyses could be conducted only for a few days' duration of the accidents as errors in the calculation of the FP behaviour and of the decay power caused program terminations; these errors could not be fixed in time by the code developers. The results gained for this calculation period have been in good agreement with measured plant data.

Objective of the work to be performed in the second part of the research project is to investigate conclusions drawn from measured data as to the radiological situation in the environment of the plant as well as from meteorological data on the release process of radio nuclides from the Units 2 and 3 of the NPP Fukushima Daiichi. On this basis an independent data basis exists to be used for the validation, correction and improvement of the plant-specific severe accident and source term analyses. The data have been provided to the partners of the OECD/NEA BSAF project, phase II. The method developed is based on exemplary estimations of releases in the vicinity of the NPP Fukushima Daiichi using emission data. The results of these analyses have been expanded towards a systematic approach covering radiological data measured in the vicinity of several kilometres of the plant. Measured data of the local dose rates, of nuclide specific soil contaminations and of meteorological data (wind speed and direction) are used in a specific method for the inverse modelling of the nuclide specific source term. The method considers the fact that radiological and meteorological measured data are very heterogeneous during the first weeks of the accident and are partly available on a limited basis, only. Therefore, the method has been optimized to be flexible with respect to heterogeneous availability of data. The method makes use of a dispersion model, the Atmospheric Radionuclide Transport Model. The analyses conducted within the research project cover the full spectrum of relevant release processes, meteorological boundary conditions and the available/usable monitoring posts.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung	I
	Abstract	V
1	Einleitung	1
1.1	Wissenschaftliche und technische Arbeitsziele	1
1.2	Arbeitsprogramm	3
2	Stand von Wissenschaft und Technik sowie bisherige Arbeiten vor Beginn des Forschungsvorhabens	9
2.1	OECD/NEA BSAF-Projekt, Phase I.....	9
2.2	Deterministische Unfallanalysen der GRS für Fukushima Daiichi, Blöcke 2 und 3.....	15
2.3	Modellierung der Spaltproduktfreisetzung in die Umgebung und Rückschlüsse auf den Quellterm aus radiologischen Messdaten.....	21
3	OECD/NEA BSAF-Projekt, Phase II	27
3.1	Begleitung des OECD/NEA BSAF-Projektes – Program Review Group... 27	27
3.1.1	Allgemeines	27
3.1.2	Organisatorische Punkte.....	28
3.1.3	Wesentliche Diskussionspunkte zum Unfallablauf in Block 1	30
3.1.4	Wesentliche Diskussionspunkte zum Unfallablauf in Block 2	32
3.1.5	Wesentliche Diskussionspunkte zum Unfallablauf in Block 3	34
3.1.6	Schlussfolgerungen aus den Diskussionen und Analysen	36
3.2	Aktuelle Erkenntnisse aus Inspektionen in den Anlagen – Berichte von TEPCO	37
3.2.1	Myonentomografische Messungen in den Blöcken 1 – 3	37
3.2.2	Visuelle Inspektionen in den Blöcken 1 – 3.....	39
3.2.3	Schlussfolgerungen aus den Anlageninspektionen	51
3.3	Detaillierte Bewertung der Analyseergebnisse aus Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes.....	53

4	Deterministische Unfallanalysen – eingesetzte Codes	55
4.1	Charakteristika des Codes ATHLET-CD	55
4.2	Charakteristika des Codes COCOSYS	58
4.3	Code-Verbesserungen und aufgetretene Probleme	59
4.3.1	Modul AIDA – Vorgänge im unteren Plenum des RDB	60
4.3.2	Modul CCI – Schmelzeübertrag aus einer Reaktorgrube in einen zweiten Raum.....	62
4.3.3	Modul THY – vollständiges Fluten von Zonen.....	62
4.3.4	Modul OREST / FIPISO – Inventarberechnung.....	62
4.3.5	Code-Kopplung – Spaltprodukttransport bei kurzzeitigen thermohydraulischen Ereignissen	63
4.3.6	Modul SOPHAEROS – Spaltprodukttransport.....	64
4.3.7	Konsequenzen aus Code-Problemen für die Unfallanalysen im Forschungsvorhaben	68
5	Deterministische Unfallanalysen – Datensätze und Ergebnisse.....	69
5.1	Datensätze für die Blöcke 2 und 3 in Fukushima Daiichi.....	69
5.1.1	Datensatz des Reaktors – ATHLET-CD.....	69
5.1.2	Datensatz des Containments und des Reaktorgebäudes – COCOSYS ...	76
5.2	Unfallanalysen für Fukushima Daiichi, Block 2.....	82
5.2.1	Generelle Ergebnisse	82
5.2.2	Detailaspekte der Unfallabläufe in der Phase der „drei Druckpeaks“	97
5.3	Unfallanalysen für Fukushima Daiichi, Block 3.....	102
6	Rückrechnung des Quellterms – Methoden und Daten	113
6.1	Überblick über das Verfahren zur Rückrechnung des Quellterms	113
6.2	Überblick über verwendete Messdaten	116
6.2.1	Messungen der spezifischen Aktivität im Boden	116
6.2.2	Messungen der Ortsdosisleistung.....	117
6.2.3	Messungen der Luftkonzentration	120
6.2.4	Wetterdaten	120
6.2.5	Reaktorkerninventare	121

6.3	Rekonstruktion der Oberflächenkontamination an Messpunkten der Ortsdosisleistung	121
6.3.1	Identifikation von Bodenphasen und Wolkenphasen.....	121
6.3.2	Abschätzung der Nuklidzusammensetzung und Berechnung der Oberflächenkontamination während der Bodenphasen.....	122
6.4	Rekonstruktion der Luftkonzentration an Messpunkten der Ortsdosisleistung	123
6.4.1	Berechnung der Ablagerung von Nukliden während der Wolkenphasen	124
6.4.2	Berechnung der Luftkonzentration	125
6.5	Modellierung der Ausbreitungsbedingungen zur Rückrechnung auf den Quellterm	127
6.5.1	Modellerweiterungen	128
6.6	Eingabedaten und Randbedingungen für die Simulationen.....	129
6.6.1	Lage der Messpunkte	129
6.6.2	Aufbereitung der Wetterdaten	132
6.6.3	Simulationsrandbedingungen	133
6.7	Rekonstruktion des Quellterms	135
6.7.1	Grundlegende Beziehung zwischen Wolkenstrahlung und Quellterm	135
6.7.2	Durchgeführte Simulationen zur Berechnung der Einflussmatrix.....	137
6.7.3	Auswertung der Einflussmatrix zur Rekonstruktion der Freisetzungen an einem Messpunkt der Ortsdosisleistung.....	142
6.7.4	Kombination der rekonstruierten Freisetzungen für ein Ensemble von ODL-Messpunkten.....	144
6.8	Vergleich mit veröffentlichten Quelltermen und Validierung	145
6.8.1	Vergleich mit veröffentlichten Quelltermen.....	145
6.8.2	Validierung.....	146
7	Rückrechnung des Quellterms – Ergebnisse	147
7.1	Rekonstruierte Nuklidzusammensetzung aus Bodenproben	147
7.2	Rekonstruktion der Bodenstrahlung und der Wolkenstrahlung an ausgewählten ODL-Messpunkten	150
7.2.1	Ergebnisse für den MP Haupttor	152
7.2.2	Ergebnisse für den MP 4 Daini	155

7.2.3	Verhältnis von I-132 zu I-131 in nuklidspezifischen Messungen der Luftkonzentration in Tokaimura.....	157
7.2.4	Diskussion und Folgerungen für das weitere Vorgehen	160
7.3	Rekonstruktion von Oberflächenkontamination, Luftaktivität und Freisetzungen an ausgewählten Messpunkten	161
7.4	Quelltermrekonstruktion für Fukushima Daiichi Blöcke 1 – 3 auf Basis des Ensembles von Messpunkten	164
7.5	Vergleich und Kombination des berechneten Quellterms mit Literaturdaten	168
7.5.1	Vergleich der Freisetzungsraten	168
7.5.2	Vergleich der akkumulierten Freisetzungen	171
7.5.3	Vergleich der Freisetzungsraten mit Anlagenparametern für ausgewählte Unfallphasen.....	173
7.5.4	Schlussfolgerungen aus dem Vergleich	179
7.6	Validierung des berechneten Quellterms	179
7.7	Bereitstellung der Ergebnisse im OECD/NEA BSAF-Projekt für den Vergleich mit anlagenbasierten Unfallanalysen.....	182
7.8	Vergleich des rückgerechneten Quellterms mit Ergebnissen der Quelltermanalysen.....	183
8	Zusammenfassung	185
	Abkürzungsverzeichnis.....	191
	Literaturverzeichnis.....	193
	Abbildungsverzeichnis.....	203
	Tabellenverzeichnis.....	211
A	Optimierungsverfahren zur Bestimmung der Oberflächenkontamination.....	213
B	Eingabedatei ARTM.txt für die Ausbreitungsrechnungen	217
C	Metadaten der Quelltermdatei	
	OECD_BSAF2_GRS_WSPEEDI_combined_Fukushima_ST_rev_4_2	
	017_08_16.xlsx.....	221

1 Einleitung

Zur wissenschaftlichen Unterstützung japanischer Organisationen beim langfristigen Rückbau der durch die Reaktorunfälle im März 2011 zerstörten Blöcke in Fukushima Daiichi wurde im Juni 2012 das OECD/NEA-Projekt „Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF)“ initiiert /OECD 12/. Die deutsche Beteiligung am OECD/NEA BSAF-Projekt erfolgte über Vorhaben des BMWi mit den Förderkennzeichen 1501448 und 1501497 für Phase II.

Mit den Arbeiten in diesem separaten Forschungsvorhaben beteiligte sich die GRS als deutsche TSO an der Phase II des OECD/NEA BSAF-Projektes (Mai 2015 – März 2018) /OECD 15a/ mit eigenen Analysen für die Blöcke 2 und 3. Die Arbeiten der GRS parallel zu Forschungsvorhaben der Codeentwicklung von ATHLET-CD und COCOSYS. Die Arbeiten aus Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes (Juni 2012 – Dezember 2014) /OECD 15/ wurden damit fortgesetzt, an denen die GRS ebenfalls beteiligt war /BAN 15/, und diese wurden inhaltlich erweitert. Analysen für den kleineren Block 1 wurden wie in Phase I durch die GRS nicht durchgeführt.

1.1 Wissenschaftliche und technische Arbeitsziele

Die wesentliche Zielsetzung des OECD/NEA BSAF-Projektes, Phase II, war es, das Spaltproduktverhalten in den Blöcken 1 bis 3 in Fukushima Daiichi und den Quellterm aus den Anlagen für die ersten ca. 3 Wochen des Unfallablaufes bis Ende März 2011 zu ermitteln und soweit möglich mit gemessenen Daten aus den Anlagen zu vergleichen. Mit den Analysen sollten das Inventar an radioaktiven Stoffen im verbliebenen Kernmaterial im Reaktor sowie im Containment ermittelt sowie Aussagen zur Rückhaltung von Spaltprodukten im Wasser in der Kondensationskammer, zu Ablagerungsvorgängen auf wesentlichen Strukturen und Komponenten in Reaktor, Containment und umgebendem Reaktorgebäude und zum Quellterm in die Umgebung erarbeitet werden. Ein Vergleich mit gemessenen Ortsdosisleistungen vor Ort oder Erkenntnissen aus der Rückrechnung des Quellterms war vorgesehen. Eine weitere Zielsetzung bestand in der Anwendung und Verbesserung von Methoden und Codes zur Simulation von Unfallabläufen in Kernkraftwerken und zur Reduzierung der verbleibenden Unsicherheiten in der Simulation. Die Ergebnisse werden für die Unterstützung der Rückbauarbeiten am Standort benötigt /OECD 15a/.

Die Aufgabenstellung des Forschungsvorhabens der GRS umfasste die Beteiligung an der Phase II des OECD/NEA BSAF-Projektes durch Fortführung der Arbeiten der GRS aus Phase I durch aktive Beiträge aus den geplanten deterministischen Unfallanalysen und der Methodenentwicklung zur Rückrechnung des Quellterms sowie eine Auswertung laufender Erkenntnisse zum Anlagenstatus aus Inspektionen in der Anlage (TEPCO und anderer japanischer Organisationen) und die Mitarbeit in der Program Review Group.

Die Fortsetzung der Unfallanalysen mit ATHLET-CD /GRS 14a/ und COCOSYS /GRS 14b/ für die baugleichen Blöcke 2 und 3 in Fukushima Daiichi aus Phase I für einen erweiterten Analysezeitraum von ca. 3 bis 4 Wochen nach Ereignisbeginn war ein wesentliches Ziel des Forschungsvorhabens. Dabei sollten insbesondere die Freisetzung radioaktiver Stoffe aus der Kernschmelze im RDB und ggf. im Containment als auch das Spaltproduktverhalten in Reaktor, im Containment und in den umgebenden Gebäuden untersucht und der Quellterm aus den Anlagen ermittelt werden. Aus den Unfallanalysen in Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes /OECD 15/sowie speziell den Analysen der GRS ergaben sich Anforderungen an die Codeentwicklung von ATHLET-CD und COCOSYS /BAN 15/, deren Umsetzung rechtzeitig während des Projektablaufes erforderlich war, um die Analysen fortsetzen zu können und die Analyseergebnisse weiter zu verbessern. Dies waren insbesondere die Komplettierung der Kopplung zwischen ATHLET-CD und COCOSYS bezüglich des RDB-Versagens und des Schmelzeaustrages in das Containment, die Verbesserung der Modellierung zum Spaltprodukttransport in ATHLET-CD z. B. hinsichtlich der Berücksichtigung mehrerer Transportpfade und die Komplettierung der COCOSYS-Modellierung zu vollständig mit Wasser gefluteten und unterteilten Zonen inklusive des Spaltprodukttransportes.

Die Entwicklung einer Methode zur Rückrechnung des Quellterms (der Freisetzung von Spaltprodukten aus den havarierten Blöcken des KKW Fukushima Daiichi) basierend auf gemessenen Ortsdosisleistungen (ODL) mit Hilfe von Ausbreitungsrechnungen der Spaltprodukte auf dem Gelände der Anlagen sowie unter Nutzung von Wetterdaten und Bodenproben zur Bestimmung der Nuklidzusammensetzung war das andere wesentliche Ziel des Forschungsvorhabens. Durch den Vergleich dieser Ergebnisse mit Messdaten der Anlagen und mit dem berechneten Quellterm sollten die Erkenntnisse aus den Analysen des Unfallablaufes abgesichert werden.

1.2 Arbeitsprogramm

Nachfolgend werden die wesentlichen Inhalte der einzelnen Arbeitspakete (AP) zusammengefasst:

AP 1: Detaillierte Bewertung der Analyseergebnisse aus Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes

Im OECD/NEA BSAF-Projekt, Phase II, war vorgesehen, eingangs des Projektes eine fortgesetzte detaillierte Auswertung aller Unfallanalysen aus Phase I /OECD 15/ vorzunehmen. Dabei sollten die Schlussfolgerungen aus den Analysen zusammengestellt und erarbeitet werden, was bisher noch unzureichend analysiert wurde und wo die offenen Punkte liegen. Im Ergebnis dieser Diskussion sollten die Schlussfolgerungen bestmöglich auf die weiteren Unfallanalysen übertragen werden.

Aufgabe im AP1 war es letztlich, die Analysen der GRS aus Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes für die Blöcke 2 und 3 detailliert auszuwerten, die offenen Punkte in den Analysen zusammenzustellen und Lösungsvorschläge für die Fortsetzung der Analysen zu erarbeiten. Die Diskussion dazu im Rahmen des OECD/NEA BSAF-Projektes, Phase II, war zu verfolgen, und ggf. waren entsprechende Zuarbeiten zu erstellen.

Die Ergebnisse des AP 1 werden in Abschnitt 3.3 zusammengefasst.

AP 2: Unfallanalysen und Ermittlung des Quellterms

Als Ergebnis der geplanten neuen Analysen mit ATHLET-CD / COCOSYS sollten möglichst detaillierte Angaben zum Inventar an radioaktiven Stoffen im Kernmaterial im Reaktor sowie nach Freisetzung bei der Kernzerstörung im unteren Bereich des Containments, zur Rückhaltung von Spaltprodukten im Wasser in der Kondensationskammer (KoKa), zu Ablagerungsvorgängen auf wesentlichen Strukturen und Komponenten in Reaktor, Containment und umgebendem Reaktorgebäude und zum Quellterm in die Umgebung erarbeitet werden. Dazu sollte der Betrachtungszeitraum schrittweise auf ca. 20 Tage nach Ereigniseintritt erweitert werden. Berechnet wurden weiterhin die Unfallabläufe für die Blöcke 2 und 3 am Standort Fukushima Daiichi. Auch war eine schrittweise Erweiterung des Datensatzes hinsichtlich der Modellierung der Reaktorgebäude und der Umgebung vorgesehen.

Nachfolgend sind die wesentlichen Arbeitsschritte gemäß der Aufgabenstellung des AP 2 beschrieben; die Ergebnisse werden in Abschnitt 4 und Abschnitt 5 zusammengefasst.

AP 2.1: Auswertung der Unfallanalysen aus Phase I bzgl. des Spaltproduktverhaltens und der Ermittlung des Quellterms

Die geplanten Arbeiten im AP 2.1 führten die Unfallanalysen aus Phase I für die Blöcke 2 und 3 für den gleichen Betrachtungszeitraum einiger Tage zunächst fort, wobei der Schwerpunkt auf dem Spaltproduktverhalten und dem Quellterm zunächst aus dem Containment lag.

AP 2.2: Fortsetzung der Unfallanalysen bzgl. des Spaltproduktverhaltens und Ermittlung des Quellterms für einige Tage des Ereignisablaufes

Nach Vorliegen der erforderlichen neuen Modelle z. B. zum Spaltprodukttransport im RDB (neue SOPHAEROS Version), zum RDB-Versagen und zum Schmelzeaustrag in das Containment sowie zur Modellierung vollständig gefluteten COCOSYS-Zonen sollten die Analysen fortgesetzt bzw. wiederholt werden. Dazu sollten auch neue Erkenntnisse aus AP 1 sowie ggf. weitere oder neue Anlagendaten einbezogen werden.

AP 2.3: Erweiterung des COCOSYS-Datensatzes für die Unfallanalysen – Berücksichtigung von Gebäuden und weiterer, relevanter Vorgänge im Unfallablauf

Für die Unfallanalysen und die Bestimmung des Quellterms gemäß Zielsetzung in Phase II des OECD/NEA BSAF-Projektes war eine Erweiterung des Datensatzes um das Reaktorgebäude und ggf. das Maschinenhaus erforderlich. Es wurde nach Kenntnisstand zu Beginn des Projektes davon ausgegangen, dass durch diese Gebäude signifikante Freisetzungspfade an Spaltprodukten in die Umgebung führen. Die im Ergebnis der Arbeiten im AP 1 durch die japanischen Partner bereitgestellten Informationen sollten zeigen, welche Gebäude zu modellieren sind und in welchem Maße z. B. in die Gebäude eindringendes Grundwasser zu berücksichtigen war. Auch wurden Angaben zu den für die Spaltproduktablagerung zu berücksichtigenden Komponenten und Strukturen in den Gebäuden im Ergebnis der Arbeiten im AP 1 von japanischer Seite erwartet.

AP 2.4: Fortsetzung der Unfallanalysen bzgl. des Spaltproduktverhaltens und der Ermittlung des Quellterms für bis zu 20 Tage des Ereignisablaufes

Nachdem alle Arbeiten in den vorgelagerten AP 2.1 – 2.3 durchgeführt wurden, sollten die abschließenden Analysen für die Blöcke 2 und 3 am Standort Fukushima Daiichi für

den gesamten Betrachtungszeitraum mit ATHLET-CD und COCOSYS durchgeführt werden. Die Analysen sollten analog der in AP 2.1 beschriebenen Punkte hinsichtlich des Spaltproduktverhaltens für Reaktorkreislauf und Containment erweitert um die Zustände in den modellierten Gebäuden ausgewertet werden. Die Daten zum Quellterm sollten für die Analysen im AP 3.1 bereitgestellt werden. Hier war eine iterative Vorgehensweise geplant, da die zu erzielenden Rückschlüsse aus den Ausbreitungsrechnungen auf den Quellterm zu Änderungen an den Unfallanalysen führen können, um eine bessere Übereinstimmung mit den gemessenen Werten zu erzielen und damit fundierte Erkenntnisse über den Unfallablauf zu erhalten.

AP 3: Evaluierung der Freisetzung von Spaltprodukten aus der Anlage und Vergleich mit radiologischen Messdaten

Im AP 3 wurden Rückschlussmöglichkeiten aus Messdaten zur radiologischen Situation in der Umgebung der Anlage (Messung der Ortsdosisleistung ODL) sowie aus meteorologischen Daten auf den Verlauf der Freisetzung radioaktiver Stoffe aus allen Blöcken des KKW Fukushima Daiichi untersucht. Auf dieser Basis sollten Korrektur- und Präzisierungsmöglichkeiten für die anlagentechnischen Unfallablauf- und Freisetzungsanalysen abgeleitet werden.

Die Methodik basiert auf den exemplarischen Untersuchungen zur Abschätzung von Freisetzungen in der Umgebung des KKW Fukushima Daiichi durch die Analyse von Immissionsdaten /SOG 13/ und baut die Erkenntnisse dieser Analysen zu einem systematischen Verfahren mit einem typischen Anwendungsbereich für Messdaten innerhalb von einigen Kilometern um den Standort aus. Das Verfahren schließt die Nutzung von Ausbreitungsmodellen ein. Die durchzuführenden Ausbreitungsrechnungen decken dabei das Spektrum der zu betrachtenden Freisetzungsverläufe, der meteorologischen Randbedingungen und die raumzeitliche Konfiguration der Messpunkte, an denen verwertbare Informationen verfügbar sind, ab.

Nachfolgend sind die wesentlichen Arbeitsschritte gemäß der Aufgabenstellung des AP 3 beschrieben; die Ergebnisse werden in Abschnitt 6 und Abschnitt 7 zusammengefasst.

AP 3.1: Verfahren zur Rückrechnung auf Freisetzungen unter optimierter Nutzung der verfügbaren Messdaten

Das Verfahren für die Rückrechnung von Freisetzungen aus Messdaten sollte unter dem Gesichtspunkt etabliert werden, dass radiologische Messdaten in den ersten Wochen

des Unfalls oft nur sehr heterogen und zum Teil nur eingeschränkt verfügbar sind. Daher bestand ein wesentliches Ziel des Verfahrens darin, flexibel bezüglich der benötigten Mess- und Modellinformationen zu sein. Dies betrifft auch die Komplexität der verwendeten Ausbreitungsmodelle. Komplexe Modellansätze haben für die Modellierung gegenüber vereinfachten Ansätzen dann Vorteile, wenn die zum Antrieb benötigten Informationen bezüglich der meteorologischen und topografischen Anfangs- und Randbedingungen verfügbar sind. Das Verfahren sollte deswegen auch flexibel bezüglich der eingebundenen Ausbreitungsmodelle gehalten werden.

AP 3.2: Rückrechnung auf analysierte Freisetzungen aus den Blöcken 2 und 3

Mittels des in AP 3.1 etablierten Verfahrens wurden Rückrechnungen von Freisetzungen aus Messdaten durchgeführt und sollten mit den in AP 2 berechneten Freisetzungen von Spaltprodukten mit ATHLET-CD / COCOSYS verglichen werden. Die Evaluierung sollte innerhalb des Untersuchungszeitraumes etappenweise erfolgen. Dazu wurden zunächst Freisetzungsphasen auf der Basis gesicherter Erkenntnisse zum anlagentechnischen Ablauf (aus dem OECD/NEA BSAF-Projekt) und zur radiologischen Situation in der Umgebung eingeteilt. Für diese Phasen wurden die erforderlichen Ausbreitungsmodellrechnungen bzgl. der einzubindenden Messpunkte durchgeführt und das nach AP 3.1 entwickelte Verfahren angewendet.

AP 3.3: Evaluierung der analysierten Freisetzungen und Schlussfolgerungen

Die in AP 3.2 auf der Basis von radiologischen Messdaten abgeschätzten Freisetzungsverläufe sollten mit den in AP 2 berechneten Freisetzungen verglichen werden. In die Evaluierung sollten auch gesicherte Erkenntnisse zum Anlagenzustand (aus dem OECD/NEA BSAF-Projekt) und daten- und verfahrensbedingte Unsicherheiten des Rückrechnungsverfahrens einbezogen werden. Auf Basis dieses Vergleichs sollten Korrektur- und Präzisierungsmöglichkeiten für die Unfallanalysen des AP 2 sowie ggf. generell für die Analysen im OECD/NEA BSAF-Projekt abgeleitet werden. Diese Schlussfolgerungen sollten nach Eignung auch zu einer Verbesserung der Rückschlussmöglichkeiten auf den Anlagenzustand und für die Verbesserung von Prognosetools herangezogen werden.

AP 4: Querschnittsaufgaben und Gremienarbeit

Die Gremienarbeit im Rahmen des OECD/NEA BSAF-Projektes, Phase II, umfasste die Beteiligung an den jährlich geplanten Meetings der Project Review Group und den begleitenden Workshops mit japanischen Organisationen. Dazu sollten Beiträge und ein jährlicher Bericht vorbereitet und die Teilnahme an den Treffen sichergestellt werden. Weiterhin sollten die geforderten Berichte und Beiträge gemäß der OECD-Projektplanung /OECD 15a/ erstellt werden.

Die Querschnittsaufgaben umfassten interne Absprachen zu erforderlichen bzw. umgesetzten Modellverbesserungen an den Codes ATHLET-CD und COCOSYS sowie zu deren Implementierung in den Analysen. In diesem Forschungsvorhaben sollten auch Modelle, welche in den laufenden Entwicklungsvorhaben zu ATHLET-CD und COCOSYS erstellt wurden, erstmals für reale Anlagenszenarios eingesetzt werden. Kleine mögliche Probleme sollten im Rahmen dieses Forschungsvorhabens nach Möglichkeit behoben werden.

Die Ergebnisse des AP 4 werden in Abschnitt 3.1 und Abschnitt 3.2 zusammengefasst.

2 Stand von Wissenschaft und Technik sowie bisherige Arbeiten vor Beginn des Forschungsvorhabens

Mit Bezug zu den drei wesentlichen Arbeitspaketen des Vorhabens (AP 1 – AP 3) werden nachfolgend der Wissensstand zu Beginn des Forschungsvorhabens zu den Unfallabläufen in Fukushima Daiichi (Abschnitt 2.1) und den dazu durchgeführten Analysen (Abschnitt 2.2) basierend auf den Erkenntnissen aus dem OECD/NEA BSAF-Projekt, Phase I als auch die vorlaufenden Arbeiten der GRS zur Modellierung der Freisetzung radioaktiver Stoffe auf das Gelände einer Anlage und zu Rückschlüssen auf den Quellterm aus radiologischen Messdaten in der Umgebung der Anlagen in Fukushima Daiichi (Abschnitt 2.3) zusammengefasst dargestellt.

2.1 OECD/NEA BSAF-Projekt, Phase I

Zielsetzung in Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes war es, durch Analysen der Unfallabläufe im Reaktor sowie innerhalb der Containments der Blöcke 1 bis 3 in Fukushima Daiichi vertiefte Erkenntnisse über den Unfallablauf und den Grad der Kernzerstörung zu erarbeiten. Die Analysen wurden durch die Partner mit verschiedenen Codes (MELCOR, MAAP, ASTEC, SAMPSON, THALES, SOCRAT, ATHLET-CD/COCOSYS) auf einer gemeinsamen Datenbasis für die ersten Tage des Unfallablaufes durchgeführt. Die analytischen Ergebnisse wurden mit Messwerten aus den Anlagen verglichen /OECD 15/.

Der Beitrag der GRS als TSO am OECD/NEA BSAF-Projekt, Phase I, umfasste gekoppelte Analysen mit ATHLET-CD und COCOSYS zu den Unfallabläufen in den baugleichen Blöcken 2 und 3 am Standort Fukushima (siehe nachfolgendes Kapitel). Die Arbeiten der GRS wurden im Rahmen des Forschungsvorhabens RS1505 zur ATHLET-CD Entwicklung und im Forschungsvorhaben UM11R01560 zu „Sicherheits- und Risikofragen im Nachgang zu den nuklearen Stör- und Unfällen in Japan“ /BAN 15/ finanziert. Auf den Stand der Codeentwicklung generell wird in Abschnitt 4.1 eingegangen.

Der endgültige Vergleich der Ergebnisse im OECD/NEA BSAF-Projekt, Phase I, zeigt, dass die berechneten Unfallabläufe (Beispiel: RDB- und Containment-Druck für die Blöcke 1 bis 3, Abb. 2.1 – Abb. 2.3) noch recht unterschiedlich sind, ebenso wie die Annahmen bzgl. der Funktionsweise der Notkühlsysteme vor Kernschaden sowie z. B. der Zustände in der Kondensationskammer/Torus und im Reaktorgebäude (gefluteter Torusraum für Block 2). Auch zeigte die Diskussion, dass der Umfang der berechneten

Kernzerstörung für die Blöcke 1 bis 3 erheblich unterschiedlich ist. So wird für die Blöcke 1 und 3 überwiegend eine sehr starke Kernzerstörung berechnet, während für Block 2 nur eine begrenzte Kernzerstörung berechnet wird. Schmelzeaustrag und begrenzte Betonerosion wurde definitiv für Block 1 vorhergesagt und als eine Möglichkeit auch für Block 3 in Erwägung gezogen. Dabei berechnete die Mehrzahl der Teilnehmer eher eine nicht anhaltende Betonerosion, was so nicht zu erwarten ist.

Abb. 2.4 und Abb. 2.5 aus /OECD 15/ illustrieren den Anlagenschadenzustand für die Blöcke 1 bis 3 in Fukushima Daiichi, wobei hier der erwartete Wasserstand in Druckkammer und Torus bzw. Torusraum zum Betrachtungszeitpunkt einige Tage nach Ereignisbeginn nicht der Abbildung entspricht. Erkenntnisse zur Kernzerstörung und dem Zustand im Containment aus Inspektionen in das Innere der Containments lagen zu diesem Zeitpunkt noch nicht vor.

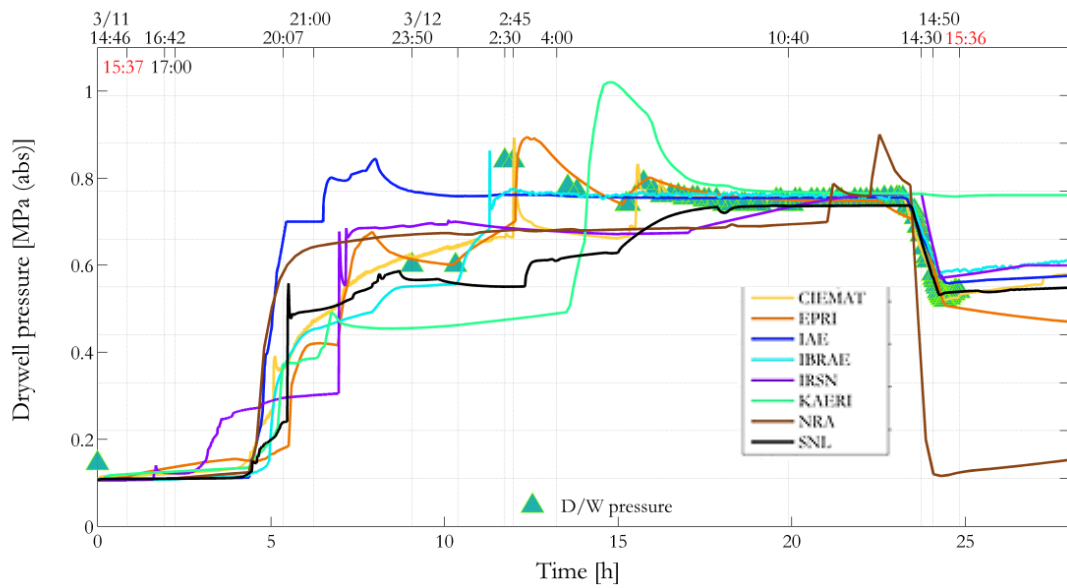
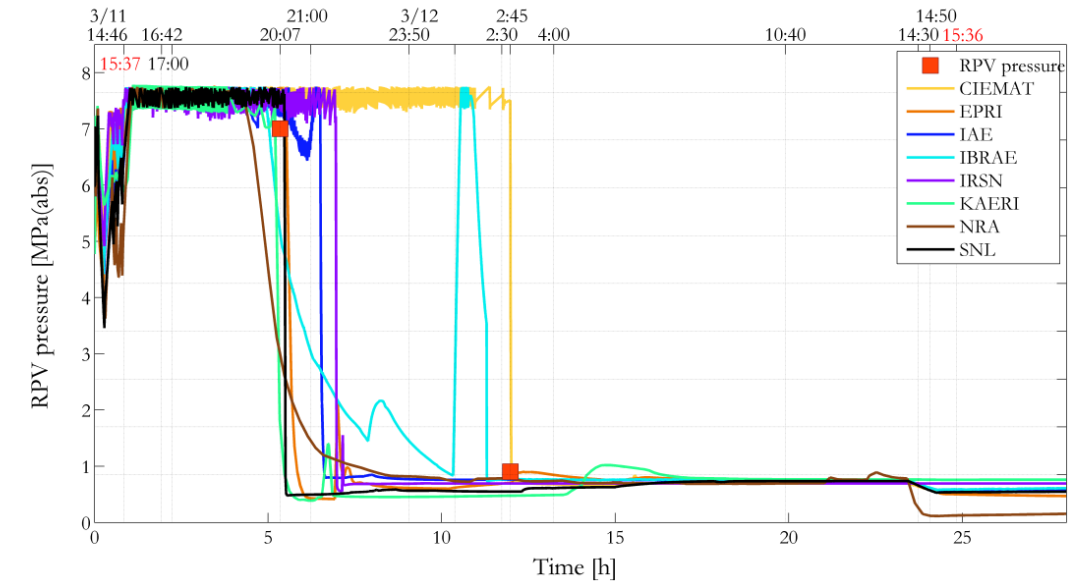


Abb. 2.1 Vergleich von Analysen mit Messwerten für Block 1, RDB-Druck (oben) und Containment-Druck (unten) /OECD 15/

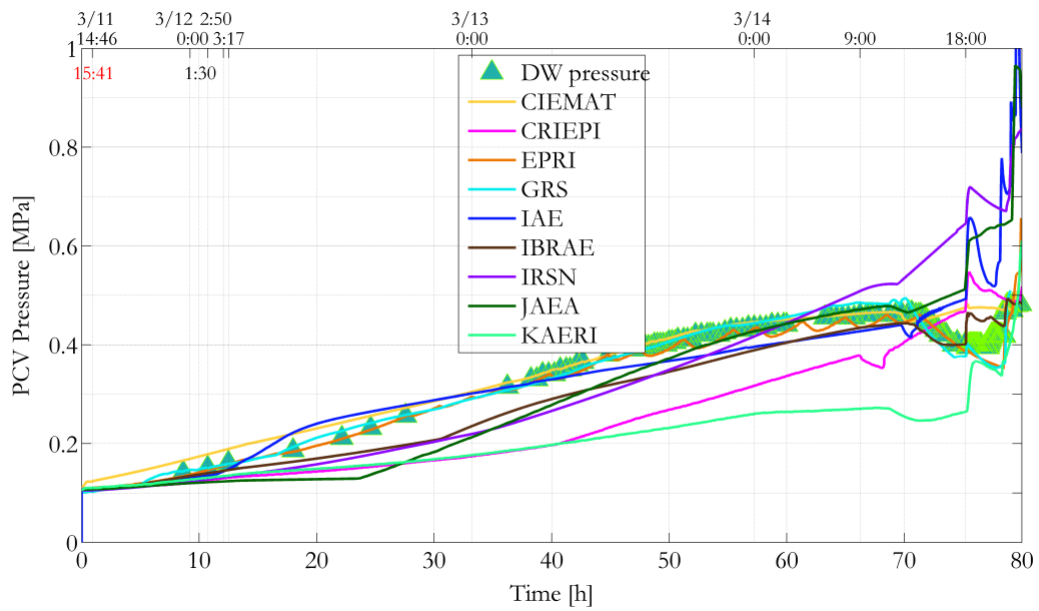
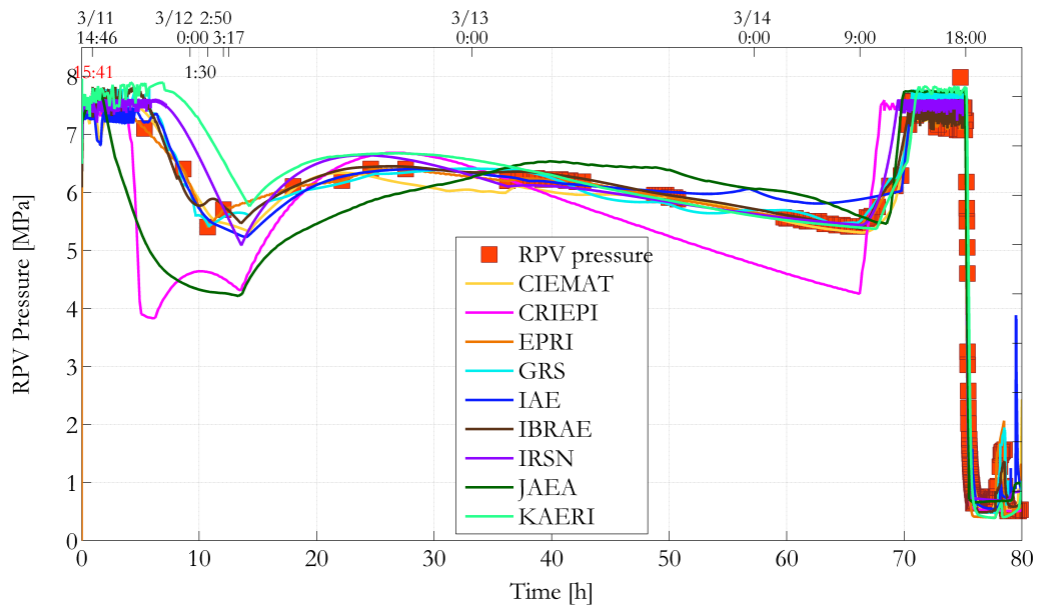


Abb. 2.2 Vergleich von Analysen mit Messwerten für Block 2, RDB-Druck (oben) und Containment-Druck (unten) /OECD 15/

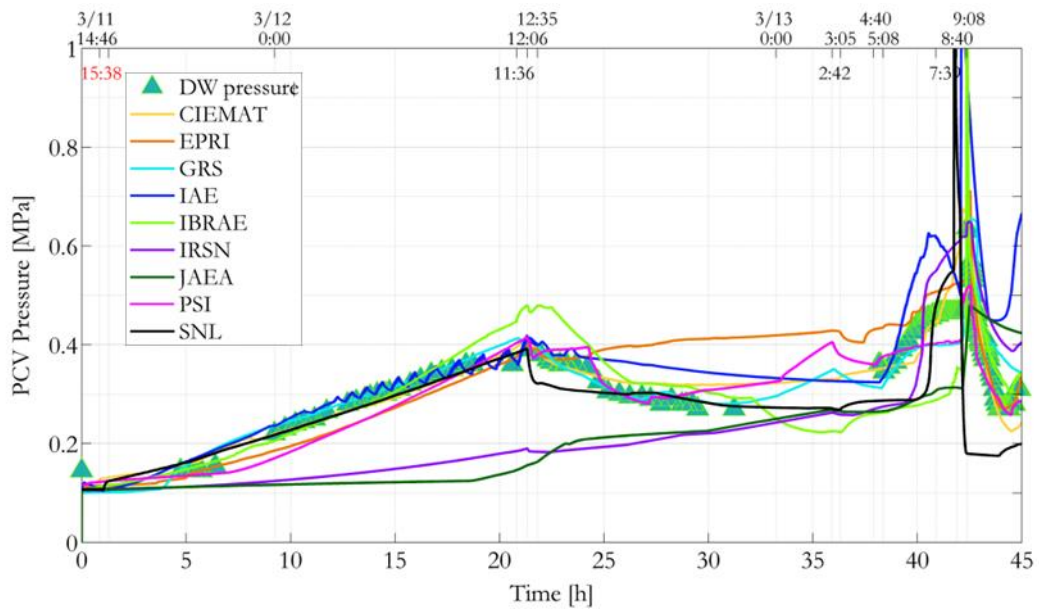
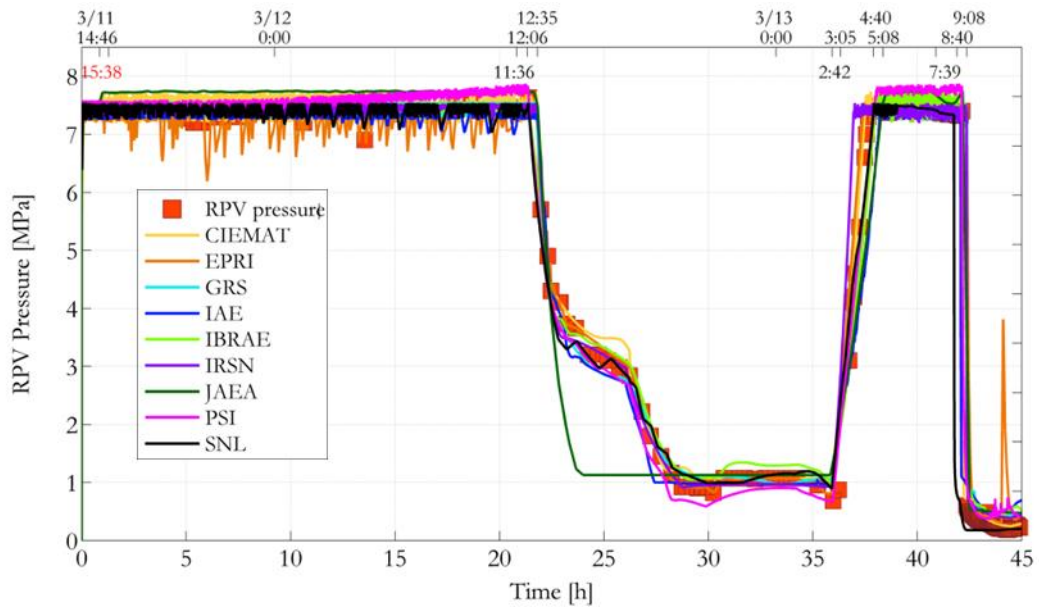


Abb. 2.3 Vergleich von Analysen mit Messwerten für Block 3, RDB-Druck (oben) und Containment-Druck (unten) /OECD 15/

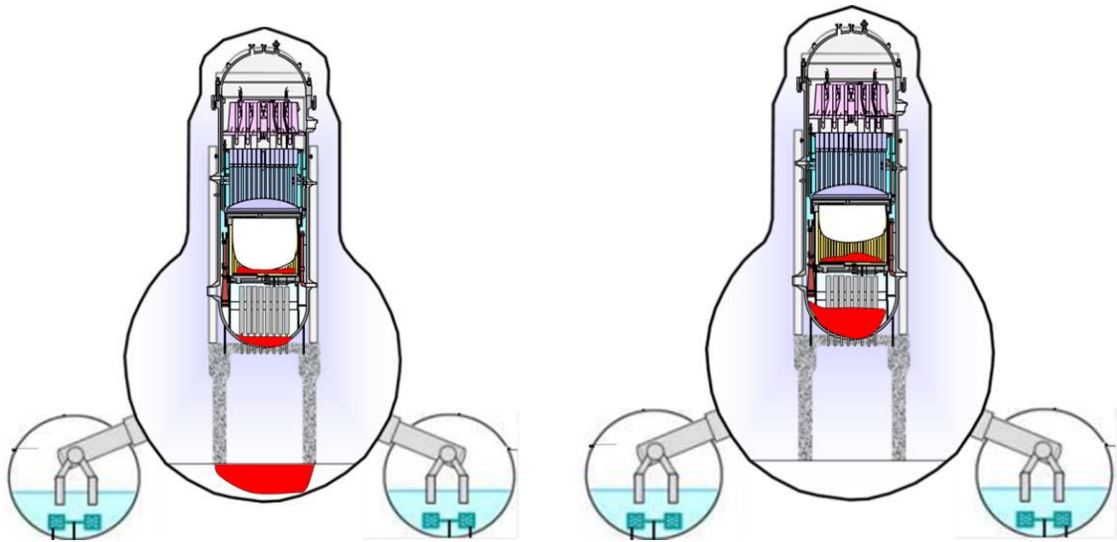


Abb. 2.4 Erwarteter RDB-Schadenzustand für Block 1 (links) und Block 2 (rechts) gemäß den Analyseergebnissen aus OECD/NEA BSAF Phase I /OECD 15/

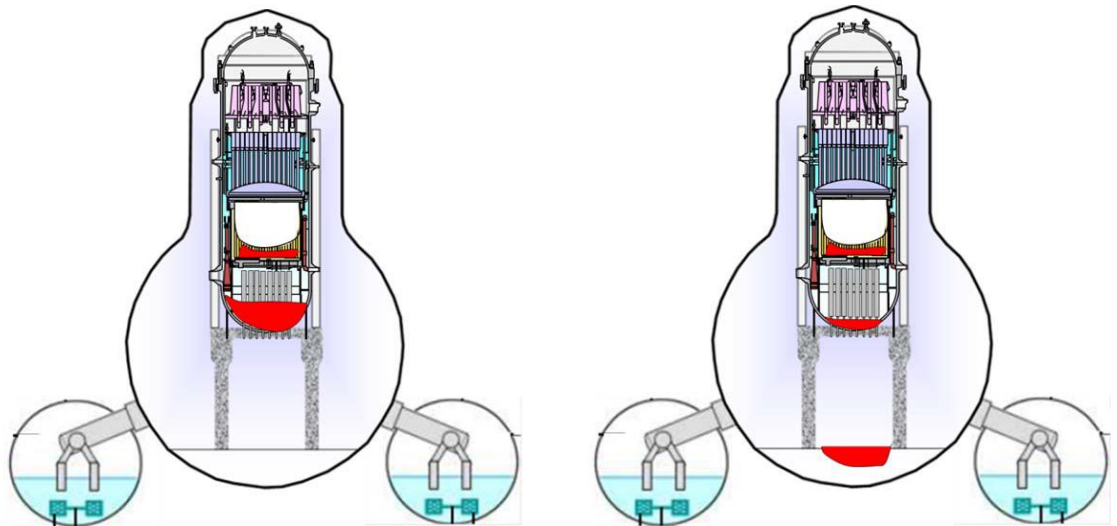


Abb. 2.5 Möglicher RDB-Schadenzustand für Block 3 ohne (links) oder mit RDB-Versagen (rechts) gemäß den Analyseergebnissen aus OECD/NEA BSAF Phase I /OECD 15/

2.2 Deterministische Unfallanalysen der GRS für Fukushima Daiichi, Blöcke 2 und 3

Ausgangspunkt der GRS-Arbeiten waren anlagenspezifische Datensätze für ATHLET-CD und COCOSYS für einen deutschen SWR-69, die in Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes sukzessive auf die Gegebenheiten der SWR der Blöcke 2 und 3 in Fukushima Daiichi mit Mark I Containment (Abb. 2.6) umgearbeitet worden waren.

Die Rechnungen für beide Blöcke starteten mit Beginn des Ereignisses beim Erdbeben (11.03.2011 14:46 JST = Zeitpunkt 0 s). Schwerpunkt der Modellierung waren der Reaktor und das Containment mit der Kondensationskammer/Torus (Abb. 2.7). Durch im Verlauf des OECD/NEA BSAF-Projektes gewonnene Erkenntnisse über den Unfallablauf hatte sich gezeigt, dass eine detaillierte Modellierung der Kondensationskammer mit mehreren Zonen (2 Ebenen mit je 8 Sektoren) erforderlich ist, um die dort während des Betriebes der Notkühlsysteme (RCIC- bzw. HPCI-System) ablaufenden Prozesse (z. B. unvollständige Vermischung, Temperaturschichtung) adäquat abbilden zu können. Der COCOSYS-Datensatz wurde dahingehend erweitert.

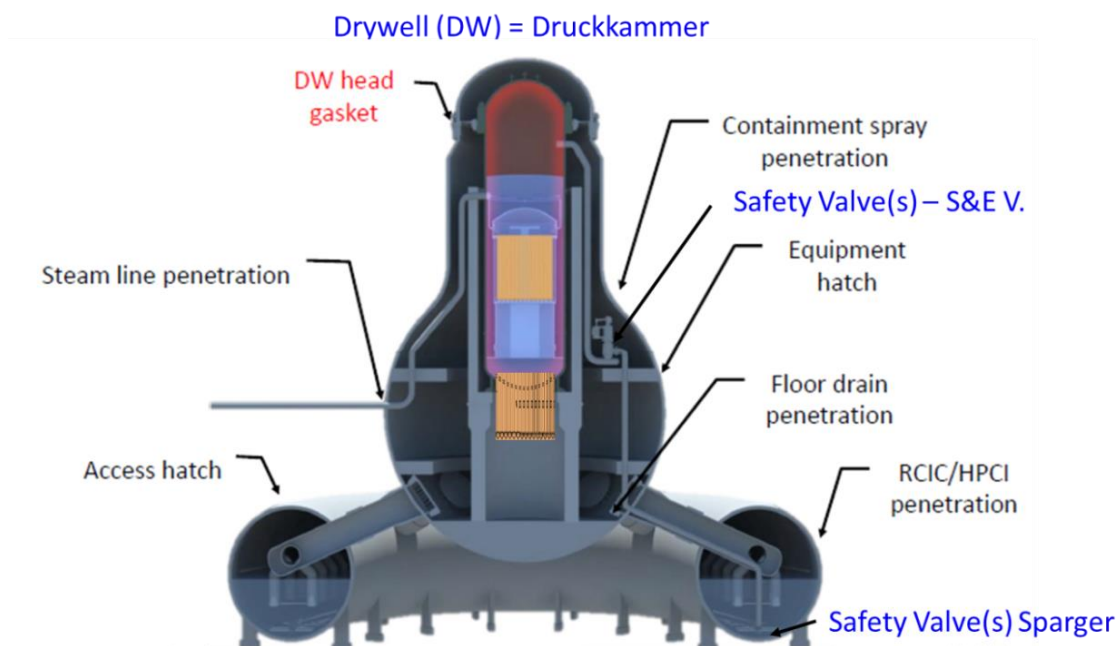


Abb. 2.6 Prinzipschema des Containments für Fukushima Daiichi

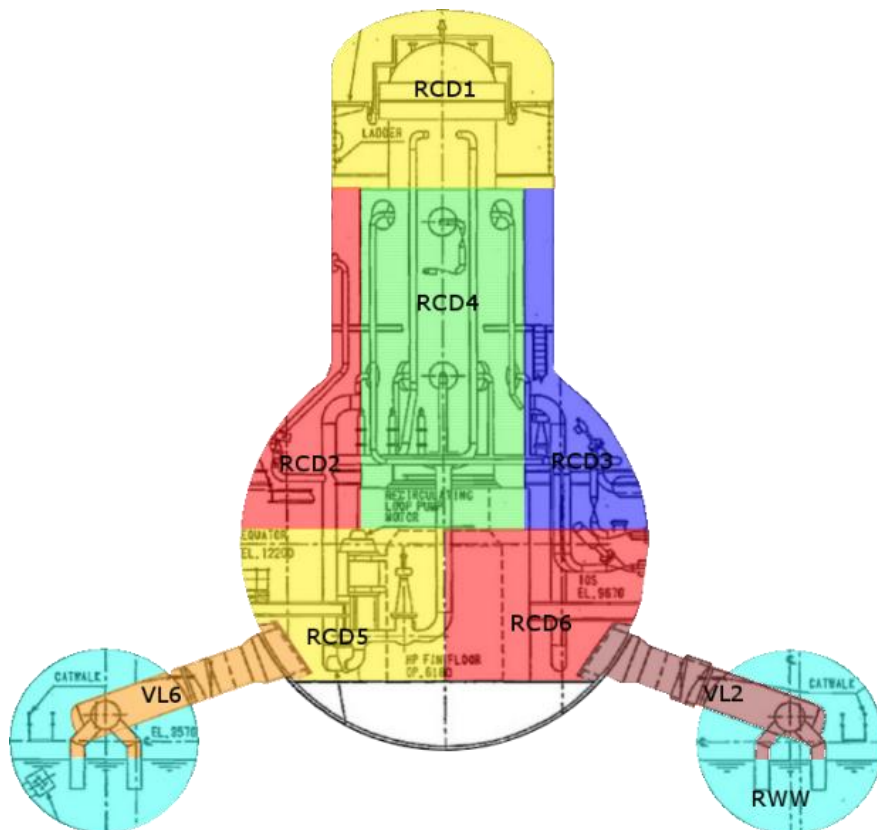
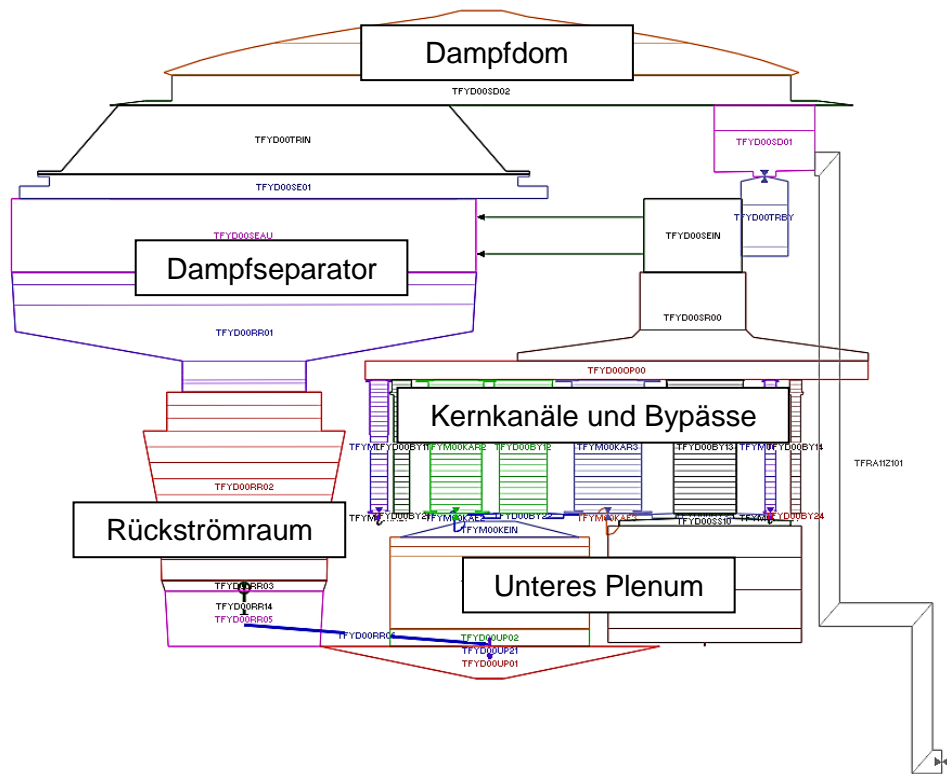


Abb. 2.7 Nodalisationsschemata des Reaktors (ATHLET-CD, oben) und des Containments (COCOSYS, unten) für Fukushima Daiichi Blöcke 2 und 3, Torus vereinfacht dargestellt

- **Block 2**

Die Ergebnisse der Analysen für Block 2 zeigen eine sehr gute Übereinstimmung z. B. der Druckverläufe in RDB (Abb. 2.8) und Containment (Abb. 2.9). In den ersten ~70 h des Unfallablaufes arbeitet das dampfbetriebene RCIC-System und hält durch das eingespeiste Wasser aus dem Kondensatvorratsbehälter und später der Kondensationskammer den RDB-Füllstand über der Kernoberkante. Nach dessen Ausfall kommt es rasch zur Kernaufheizung und -zerstörung.

Die Rechnung für Block 2 endete beim Zeitpunkt ~79 h, zu dem ein starkes Wiederfluten des stark zerstörten Kerns eingesetzt hat und die Kernzerstörung zwischenzeitlich zum Erliegen kommt. Eine Schmelzeumlagerung ins untere Plenum des RDB und ein dadurch bedingtes Versagen wurde bisher nicht prognostiziert.

Eine wesentliche Erkenntnis war, dass der berechnete langsame Druckanstieg im Containment mit dem gemessenen Druckanstieg nur dann in guten Einklang zu bringen ist, wenn eine detaillierte Torusmodellierung verwendet wird und eine zusätzliche Wärmeabfuhr aus dem Torus erfolgt. Es bestand weitgehende Einigkeit unter den Partnern des OECD/NEA BSAF-Projektes, dass der Torusraum bei Block 2 frühzeitig nach Eintritt des Tsunamis von außen geflutet wurde, wodurch zusätzlich Wärme aus dem Torus entzogen wird.

Die Ergebnisse sind prinzipiell in guter Übereinstimmung mit dem im OECD/NEA BSAF-Projekt ermittelten Anlagenschadenzustand. Die Rechnung konnte mangels Zeit in Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes nicht weiter fortgesetzt werden.

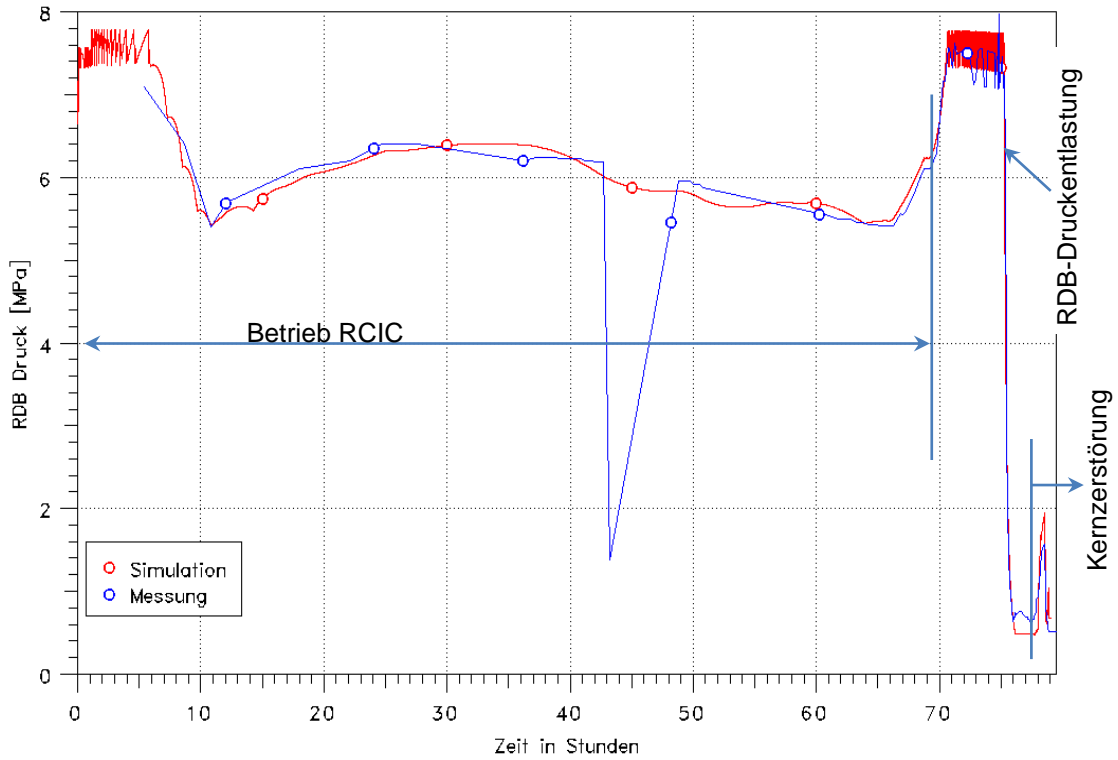


Abb. 2.8 RDB-Druck, Fukushima Daiichi Block 2, Vergleich ATHLET-CD (rot) mit Messwerten (blau) /BAN 15/

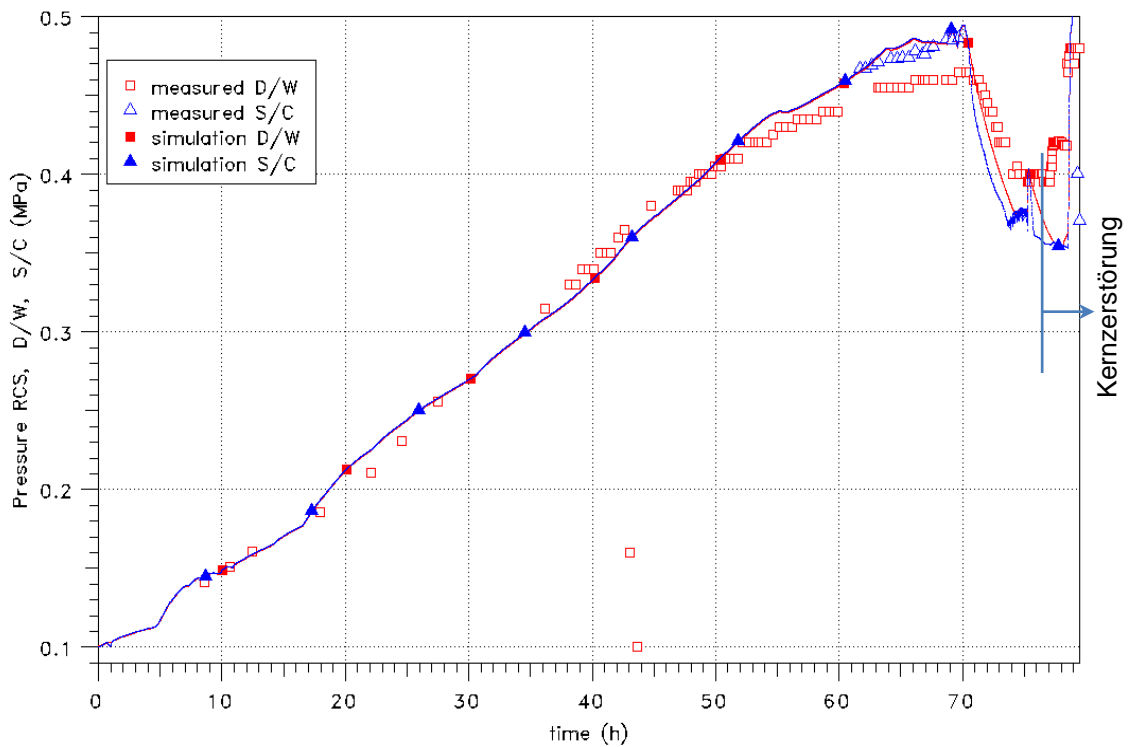


Abb. 2.9 Druck in Druck- (D/W, rot) und Kondensationskammer (S/C, blau), Fukushima Daiichi Block 2, Vergleich COCOSYS (durchgezogene Linien) mit Messwerten /BAN 15/

- **Block 3**

Im Unfallablauf in Block 3 arbeiten in den ersten ~22 h zunächst das dampfbetriebene RCIC-System und danach für weitere ~13 h das leistungsfähigere HPCI-System. Durch das eingespeiste Wasser wird der RDB-Füllstand über der Kernoberkante gehalten und der Kern gekühlt. Parallel dazu wird der RDB-Druck (Abb. 2.10) durch ein Sicherheitsventil (SV) wirksam begrenzt. Der Abdampf des RCIC-Systems und der über das SV abgeblasene Dampf werden an unterschiedlichen Orten in die Wasservorlage im Torus (der Kondensationskammer) eingeleitet, wodurch sich das Wasser lokal aufwärmt. Durch die oben angesprochene detaillierte Nodalisierung des Torus mit einer entsprechenden Positionierung der Einspeiseorte gelingt es, den Druckverlauf im Containment (Drywell/Druckkammer, Abb. 2.11) sehr gut wiederzugeben. Mit der Druckentlastung des RDB nach 42,4 h wurde die Absicht verfolgt, den Druck abzusenken, um die fehlende/ausgefallene Kernbespeisung durch den Einsatz mobiler Feuerlöschpumpen wiederherzustellen. Dies gelang später auch, allerdings zu spät, um eine starke Kernzerstörung noch zu verhindern, die bereits vor der Druckentlastung ab etwa 41 h einsetzte.

Die Rechnung für Block 3 endete beim Zeitpunkt ~46 h. Zu diesem Zeitpunkt sind die inneren Kernbereiche sowie die Absorberstäbe generell weitestgehend zerstört, und große Teile der Kernschmelze ins untere Plenum umgelagert. Ein RDB-Versagen wird zu diesem Zeitpunkt von ATHLET-CD berechnet, wodurch die Rechnung abgebrochen werden musste, da kein Modell zum Schmelzeaustrag ins Containment existierte.

Die Ergebnisse sind in Übereinstimmung mit dem im OECD/NEA BSAF-Projekt ermittelten RDB-Schadenzustand für den Teil der Analysen, die ein RDB-Versagen voraussagen. Sie wird in Phase II des OECD/NEA BSAF-Projektes fortgesetzt, wenn die entsprechenden Modelle im Code ergänzt sind (insbesondere die Modellierung des Schmelze- und Spaltproduktaustrages in die Druckkammer).

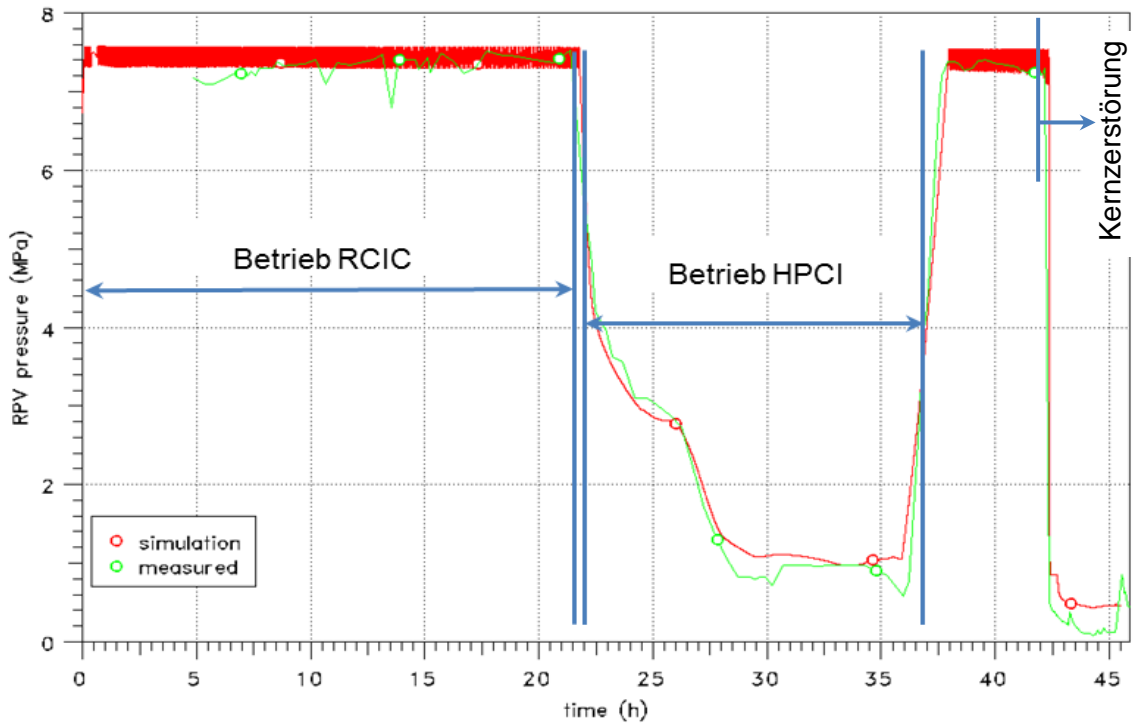


Abb. 2.10 RDB-Druck, Fukushima Daiichi Block 3, Vergleich ATHLET-CD (rot) mit Messwerten (grün) /BAN 15/

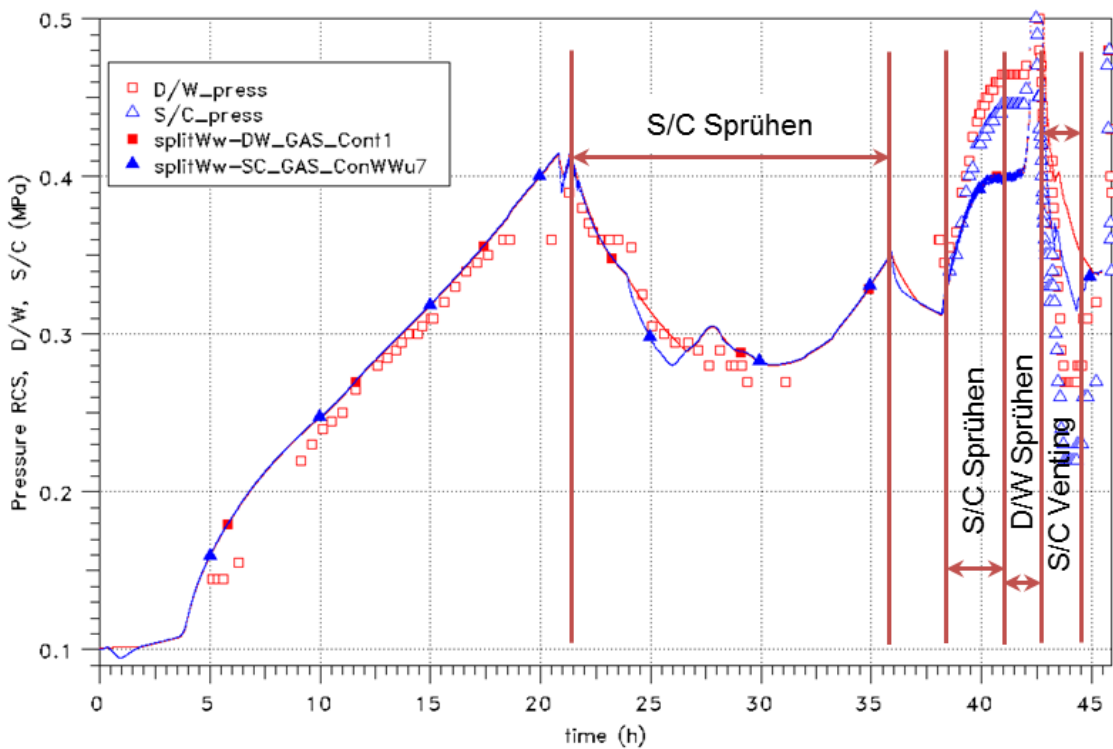


Abb. 2.11 Druck in Druck- (D/W, rot) und Kondensationskammer (S/C, blau), Fukushima Daiichi Block 3, Vergleich COCOSYS (durchgezogene Linien) mit Messwerten /BAN 15/

2.3 Modellierung der Spaltproduktfreisetzung in die Umgebung und Rückschlüsse auf den Quellterm aus radiologischen Messdaten

Zur Modellierung der Freisetzung radioaktiver Stoffe auf das Gelände einer Anlage (Nahbereich) werden Modelle unterschiedlicher Komplexität verwendet. Nach wie vor enthalten die einschlägigen Regelwerke in Deutschland grundsätzlich das Gauß-Fahnenmodell (Abb. 2.12) für die Analyse der radiologischen Ausbreitungen und ihrer Auswirkungen beim bestimmungsgemäßen Betrieb /AVV 12/ und während Störfällen /SSK 04/, sehen jedoch entsprechend der Aufgabenstellung und Problemlage auch die Anwendungsmöglichkeit komplexerer Modelle vor.

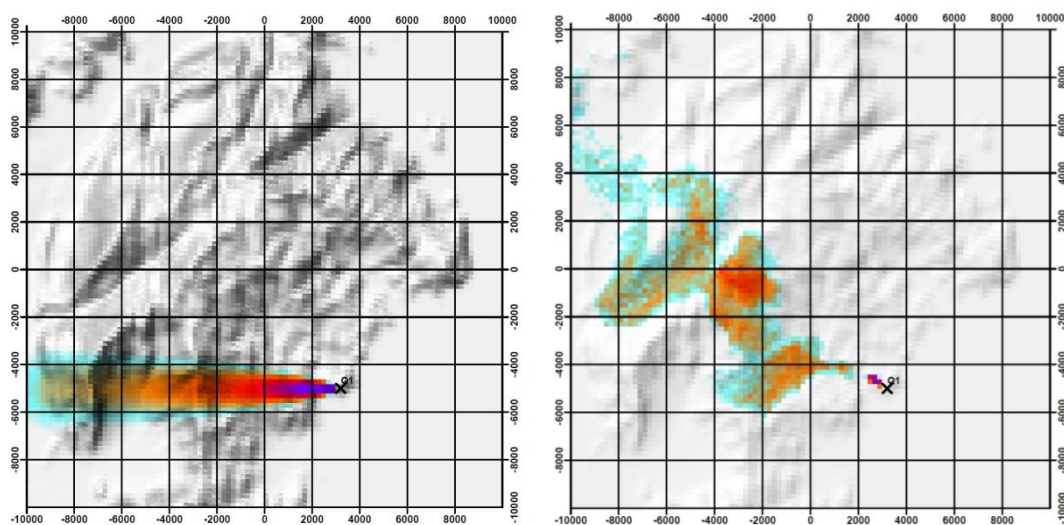


Abb. 2.12 Berechnung der Freisetzung radioaktiver Stoffe auf das Gelände einer Anlage (Nahbereich) mit dem Gauß-Fahnenmodell (links) und dem Lagrange-Partikelmodell (rechts)

Zur Umsetzung derartiger Rechnungen für Genehmigungs- und Aufsichtszwecke steht das Programmsystem „Atmosphärisches Radionuklid-Transport-Modell“ (ARTM) bereit, das auf einem Lagrange-Partikelmodell (Abb. 2.12) beruht.

Für den Notfallschutz hält das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) das Entscheidungshilfesystem RODOS (Realtime Online Decision Support System) bereit, das zurzeit ein Gauß-Puffmodell als Ausbreitungsmodell verwendet. Einfachere Berechnungsverfahren für den Notfall beruhen nach wie vor auf dem Gauß-Fahnenmodell (vgl. /SSK 04/).

Sowohl Lagrange-Partikelmodelle als auch Gauß-Puffmodelle verfügen gegenüber Gauß-Fahnenmodellen über den Vorteil, instationäre Ausbreitungssituationen realitäts-

nah abzubilden. Lagrange-Partikelmodelle verfügen darüber hinaus über weitere Vorteile, wie z. B. die direkte Modellierung von Sedimentations- und Depositionsvorgängen oder die stringente Ableitungsmöglichkeit des Einflusses der turbulenten Diffusion aus physikalischen Grenzschichtansätzen. Sie benötigen aber erheblich mehr Rechenzeit und Computer-Ressourcen.

Jedes Ausbreitungsmodell benötigt einen meteorologischen Antrieb. Dieser kann mittels einfacher eindimensionaler Strömungsprofile, massenkonsistenter Windfeldmodelle oder dreidimensionaler prognostischer Strömungsmodelle erfolgen. Eine besondere Herausforderung stellt die Bereitstellung von Niederschlagsfeldern dar, da letztere zur realitätsnahen Wiedergabe der nassen Deposition benötigt werden, aber in der erforderlichen räumlichen und zeitlichen Auflösung schwierig zu prognostizieren sind. Für die Arbeiten im OECD/NEA BSAF-Projekt, Phase II, sollten anlagenspezifische Wetterinformationen sowie weitere Anlagenmesswerte für die Teilnehmer bereitgestellt werden. Beispiele solcher Datenmesspunkte am Standort Fukushima zeigt Abb. 2.13. Ausbreitungsvorgänge über den Wasserpfad ins Meer werden nicht betrachtet, da keine verwertbaren Messwerte existieren, die für Rückschlüsse auf den Quellterm verwendet werden können.

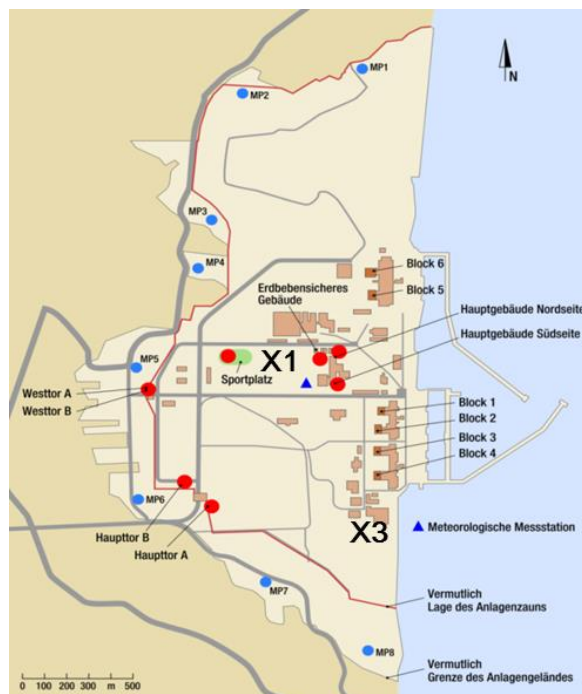


Abb. 2.13 Messpunkte von Wetterdaten und ODL auf dem Anlagengelände am Standort Fukushima

Die GRS bearbeitet seit mehr als 15 Jahren Projekte, in denen fortgeschrittene Strömungs- und Ausbreitungsmodelle entwickelt und angewendet werden. Spezielle Erfahrungen liegen beim gekoppelten Einsatz eines diagnostischen Strömungsmodells mit nachgeschaltetem Lagrange-Partikelmodell zur Berechnung von Konzentrationsverteilungen in strukturiertem Gelände vor. Die GRS hat im Rahmen des Forschungsvorhabens StSch 4443 „Entwicklung, Validierung und Bereitstellung eines atmosphärischen Ausbreitungsmodells für luftgetragene radioaktive Stoffe auf der Basis des Ausbreitungsmodells AUSTAL2000 der neuen TA-Luft“ zusammen mit dem Ing.-Büro Janicke, Gesellschaft für Umweltphysik, das Programmsystem ARTM entwickelt. Im Rahmen des Forschungsvorhabens 3608S05005 „Erweiterung und Validierung von ARTM für den Einsatz als Ausbreitungsmodell in AVV und SBG“ wurden von der GRS aufgrund von Fragestellungen, aufgetretenen Problemen und Wünschen von Modellanwendern Modellerweiterungen vorgenommen und Validierungsuntersuchungen durchgeführt /MAR 12/. Diese Arbeiten werden im Forschungsvorhaben 3612S50007 „Ergänzende Untersuchungen zur Validierung des Atmosphärischen Radionuklidtransportmodells (ARTM)“ fortgeführt und ausgebaut. Abb. 2.14 zeigt ein Beispiel der berechneten Ausbreitung in der Nähe einer Anlage.

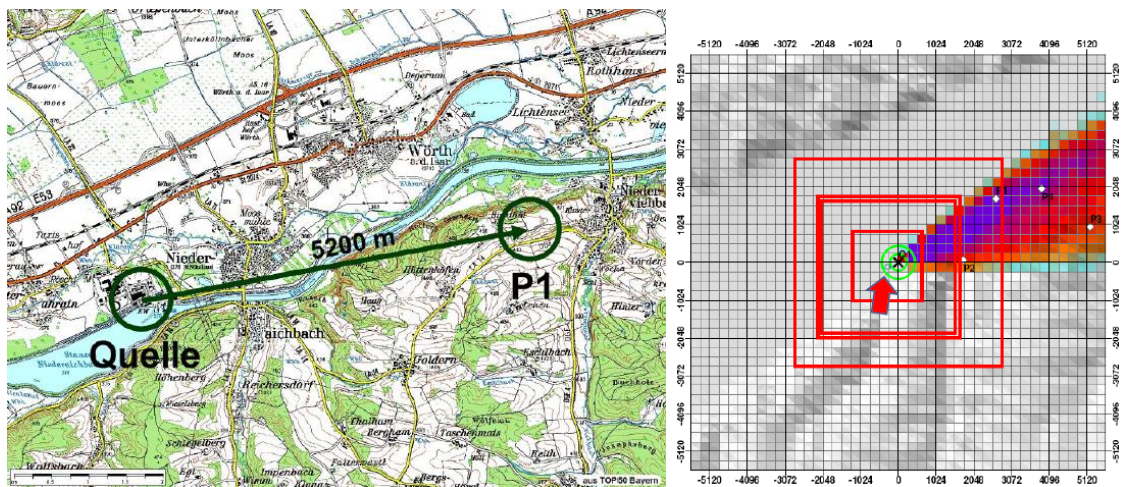


Abb. 2.14 Anwendung von ARTM für Ausbreitungsrechnung in der Nähe einer Anlage

Im Zusammenhang mit den Ereignissen in Fukushima Daiichi, aber beispielsweise auch in Tschernobyl, wurde nachträglich von verschiedenen Instituten eine Abschätzung der Quellterme auf der Basis von zur Verfügung stehenden Messdaten bzw. ein Vergleich von Prognoserechnungen mit Messdaten vorgenommen. Entsprechende Abschätzungen während dieser Ereignisse – also in Echtzeit – konnten aufgrund des Fehlens geeigneter und implementierter Echtzeit-Methoden nicht durchgeführt werden. Nachträglich wurden beispielsweise nachfolgend genannte Untersuchungen durchgeführt.

Vom Karlsruher Institut für Technologie wurden retrospektive Rechnungen mit dem Ziel durchgeführt, den von der GRS bereitgestellten Quellterm sowie die von der japanischen Behörde abgeschätzten Freisetzungsmengen mit der von Teilnehmern aus Amerika und Japan abgeschätzten Bodenkontamination von Cäsium-Isotopen zu vergleichen. Hierbei wurden zum einen Übereinstimmungen aber auch Abweichungen festgestellt /KIT 11/.

Von der Japan Atomic Energy Agency (JAEA) und der Nagoya University wurde in Kooperation mit der Nuclear Safety Commission (NSC) of Japan eine Abschätzung von Freisetzungsraten sowie der gesamten freigesetzten Aktivität in Bezug auf die radioaktiven Isotope I-131 und Cs-137 mit Hilfe einer Inversmethode vorgenommen /CHI 11/. Dabei wurde der Quellterm anhand der vorliegenden Messdaten aus der Umgebung und der Simulation atmosphärischer Ausbreitung ermittelt. Ferner wurde versucht, den Bezug von abgeschätzten Freisetzungen zu den Abläufen in der Anlage herzustellen.

Mit den Rekonstruktionsmöglichkeiten des Quellterms durch die Kombination von anlagentechnischen Informationen und radiologischen Messungen mit einer erweiterten Datenbasis beschäftigt sich auch eine Untersuchung der Tokyo Electric Power Company /TEP 12/. Weitere Studien widmen sich speziell der Nutzung von Messungen der Ortsdosisleistung zu diesem Zweck (z. B. /SAU 13/).

Eine Abschätzung des zeitabhängigen Quellterms im Verlauf des Fukushima-Ereignisses wurde auch auf der Grundlage der Messergebnisse der IMS-CTBTO-Stationen vorgenommen /SCÖ 11/. Eine weitere Studie wurde in diesem Zusammenhang zu den Freisetzungsmengen von Xe-133 und Cs-137 durchgeführt /STO 11/. Ebenfalls mit einer Inversmethode wurde beispielsweise versucht, den Tschernobyl-Quellterm zu rekonstruieren /DAV 07/.

Die GRS hat Fallstudien zur Abschätzung von Freisetzungen in die Umgebung des KKW Fukushima Daiichi durch die Analyse von Immissionsdaten durchgeführt /SOG 13/. In diesen Studien wird exemplarisch untersucht, inwiefern die Zusammenschau heterogener Daten und von Informationen über die radiologischen Auswirkungen des Fukushima-Unfalls zu einem vertieften Verständnis der Freisetzungen aus den havarierten Reaktoren beitragen können. Im Rahmen der Studie wurden insbesondere Möglichkeiten zur schnellen Abschätzung und zur Rekonstruktion von Quelltermen für Situationen mit eingeschränkter Datenverfügbarkeit ausgewiesen. Derartige Anwendungsmöglichkeiten wurden für zwei Orte (Messpunkt MP 32 im Nordwesten und Standort Fukushima Daini im Süden der Anlage) demonstriert.

Die Ergebnisse zeigen Möglichkeiten auf, die Freisetzungs- und Ausbreitungsphasen differenziert einzuteilen (Abb. 2.15) und ein verbessertes Verständnis eines möglichen zeitlichen Ablaufs der Freisetzungen (des Quellterms) zu gewinnen. Die Ergebnisse zeigen auch, dass es das Verfahren erlaubt, verschiedene Varianten von Quelltermen zu rekonstruieren, hier eine angenommene länger andauernde Freisetzung und eine kurze (intensivere, aber von der Gesamtmenge geringere) Freisetzung, die aufgrund unterschiedlicher Niederschlags- und Depositionsverhältnisse zum gleichen Ergebnis hinsichtlich der Oberflächenkontamination führen können. Diese Varianten können zum Abgleich mit den errechneten anlagentechnischen Abläufen herangezogen werden.

Mit den Arbeiten wurde eine erste generelle Vorgehensweise zur Rückrechnung des Quellterms entwickelt, die im Forschungsvorhaben zur Anwendung kommen soll.

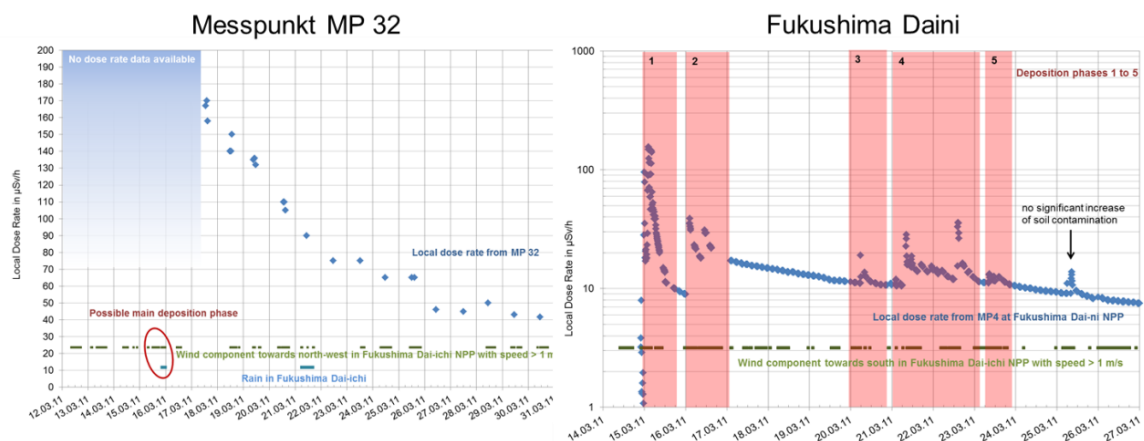


Abb. 2.15 Verläufe der Ortsdosisleistung (ODL) am Messpunkt 32 und am KKW Fukushima Daini mit identifizierten Ablagerungsphasen

3 OECD/NEA BSAF-Projekt, Phase II

Die Zielsetzungen des OECD/NEA BSAF-Projekt, Phase II, wurden eingangs im Abschnitt 1.1 erläutert. In den nachfolgenden Kapiteln sind Arbeiten und Ergebnisse mit Bezug zum Forschungsvorhaben der GRS (AP 1 und AP 4) zusammengefasst. Abschnitt 3.1 fasst die Treffen der Program Review Group (PRG) zusammen und erläutert wesentliche Schwerpunkte aus der Diskussion zu den Berechnungen der Unfallabläufe. Generelle aktuelle Erkenntnisse zum Anlagenstatus basierend i. W. auf Mitteilungen von TEPCO sind in Abschnitt 3.2 zusammengestellt. Abschnitt 3.3 fasst dann die vorgenommenen Detailauswertungen der Analysen der GRS aus Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes zusammen und listet die erforderlichen Schlussfolgerungen für die durchgeführte Arbeit auf.

3.1 Begleitung des OECD/NEA BSAF-Projektes – Program Review Group

3.1.1 Allgemeines

Zu Beginn des Projektes als auch in dessen weiterem Verlauf wurden den Teilnehmern weitere anlagenspezifische Daten, Messwerte von physikalischen und radiologischen Parametern, Wetterdaten, Angaben zum Kerninventar u. a. zur Verfügung gestellt, die für die Analysen verwendet wurden. Tab. 3.1 gibt einen Überblick der beteiligten Partner, der eingesetzten Codes und der durchgeführten deterministischen Analysen für die Blöcke 1 – 3 in Fukushima Daiichi.

Tab. 3.1 Zusammenfassung der beteiligten Partner, eingesetzten Codes und durchgeführten Unfallanalysen für die Blöcke 1 – 3 in Fukushima Daiichi

Teilnehmer	Land	Code	Eingesetzter Code für Analysen für		
			Block 1	Block 2	Block 3
CEA	Frankreich	TOLBIAC-ICB	X ¹⁾		
CIEMAT	Spanien	MELCOR 2.1	X		
CNL	Kanada	MELCOR		X	
CRIEPI	Japan	MAAP 5.03		X	X
EPRI	U.S.	MAAP	X ³⁾	X ³⁾	X ³⁾
GRS	Deutschland	ATHLET-CD / COCOSYS		X ²⁾	X ²⁾
IAE	Japan	SAMPSON-B 1.5	X	X	X
IBRAE	Russland	SOCRAT/V3	X		
IRSN	Frankreich	ASTEC	X	X	X

Teilnehmer	Land	Code	Eingesetzter Code für Analysen für		
			Block 1	Block 2	Block 3
JAEA	Japan	THALES	X	X	X
KAERI	Korea, S.	MELCOR 1.8.6	X	X	
NRA	Japan	MELCOR	X	X	X
PSI	Schweiz	MELCOR			X
Sandia NL	U.S.	MELCOR	X	X	X
VTT	Finnland	MELCOR	X	X	X
1) - nur Schmelze-Beton-Wechselwirkung (MCCI) 2) - endgültige Analyseergebnisse wegen Codeproblemen nicht verfügbar 3) - bisher keine endgültigen Ergebnisse verfügbar					

Bezüglich der Rückrechnung des Quellterms aus vorhandenen Messdaten der ODL auf dem Anlagengelände wurden Arbeiten zunächst nur durch die GRS durchgeführt. Im Laufe des Vorhabens wurden Ergebnisse einer neueren japanischen Studie /KAT 15/ den Partnern bekannt gegeben, die eine Neuberechnung des Quellterms auf Basis verbesserter Ausbreitungs- und Depositionsmodelle unter Verwendung des japanischen Entscheidungshilfesystems WSPEEDI (Worldwide version of System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information) beinhaltet. In den Rückrechnungen werden sowohl Freisetzungen, die über Land ausgebreitet und registriert wurden, als auch Freisetzungen mit Ausbreitung über den Ozean erfasst. Einige Details sind in Abschnitt 6.8 angegeben, da die Daten auch für den Vergleich der Rückrechnung des Quellterms der GRS verwendet wurden (siehe Abschnitt 7.5).

Von Sandia NL, USA und von IRSN, Frankreich wurden Ergebnisse von Ausbreitungsrechnungen vorgestellt, die auf eigenen Quelltermrechnungen beruhen.

3.1.2 Organisatorische Punkte

Die Aufgaben der Program Review Group (PRG) sind in /OECD 15a/ geregelt. GRS als Projektpartner stellte ein nominiertes Mitglied in der PRG und nahm an den regelmäßigen Treffen und den parallel organisierten Workshops darüber hinaus mit weiteren Mitarbeitern teil, die die Ergebnisse der jeweiligen Arbeiten vorstellten und vertraten. Außerdem erklärte sich das nominierte PRG-Mitglied bereit, die Analysen und Diskussionen zu Block 2 im Rahmen des Projektes federführend zu leiten und zu koordinieren. Die ursprüngliche Planung der Treffen ist in Abb. 3.1 dargestellt und ging von 4 PRG Treffen mit Workshop aus.

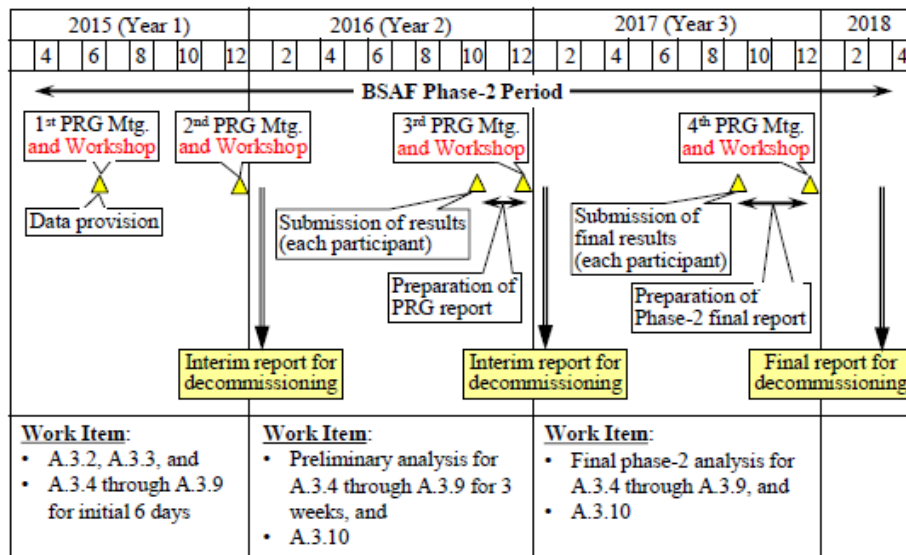


Abb. 3.1 Ursprüngliche Planung der PRG Treffen und Workshops /OECD 15a/

Bereits im ersten Jahr des Projektes hatte sich gezeigt, dass hier eine Erweiterung auf 2 Treffen pro Jahr erforderlich war, also insgesamt 6 Treffen, wobei diese jeweils im Wechsel in Paris und Tokio stattfanden. Folgende Treffen fanden statt:

- 1. PRG Treffen (22. – 26.06.2015, Tokio und Fukushima) begleitend mit einem eintägigen Workshop mit japanischen Organisationen zu aktuellen Themen zu Fukushima und eines eintägigen Anlagenbesuches in Fukushima Block 5 mit dem Ziel der detaillierten Erkenntnisgewinnung über anlagenspezifische Daten in Vorbereitung der weiteren Arbeiten.
- 2. PRG Treffen (07. – 10.12.2015, Paris) begleitend mit einem eintägigen Workshop mit japanischen Organisationen zum Thema „Spaltproduktverhalten und -modellierung“. Die GRS war auf dem Workshop mit einem Vortrag zur Spaltproduktmodellierung vertreten.
- 3. PRG Treffen (05. – 08.07.2016, Tokio) begleitend mit einem eintägigen Workshop mit japanischen Organisationen zum Thema „Schmelze-Beton-Wechselwirkung“. Die GRS war auf dem Workshop mit einem Vortrag zur Modellierung der Schmelze-Beton-Wechselwirkung in COCOSYS vertreten.
- 4. PRG Treffen (09. – 13.01.2017, Paris) begleitend mit einem eintägigen Workshop mit japanischen Organisationen erneut zum Thema „Schmelze-Beton-Wechselwirkung“ sowie einer Informationsveranstaltung zu den geplanten Rückbaumaßnahmen und dem Status in Fukushima Daiichi.

- 5. PRG Treffen (10. – 14.07.2017, Tokio) begleitend mit zwei Workshops mit japanischen Organisationen zu den geplanten Rückbaumaßnahmen und dem Status in Fukushima Daiichi sowie zu zukünftigen OECD-Projekten (PreADES und SAREF near-term). Die GRS war auf dem Workshop mit einem Vortrag zu offenen Punkten und Konsens im Unfallablauf von Block 2 vertreten, in dem die bisherigen Arbeiten aller Partner diesbezüglich zusammengefasst worden waren.
- 6. PRG Treffen (22. – 26.01.2018, Paris) zu Projektende begleitend mit einer zweitägigen Informationsveranstaltung zu den geplanten Rückbaumaßnahmen und dem Status in Fukushima Daiichi und der Diskussion zu einem weiteren OECD-Nachfolgevorhaben ARC-F.

Auf den Treffen der PRG wurde seitens GRS jeweils auch ein Vortrag zum Fortgang der Arbeiten bei den deterministischen Analysen sowie bei der Umsetzung einer Methode zur Rückrechnung des Quellterms basierend auf gemessenen ODL-Daten auf dem Anlagengelände bzw. in der näheren Umgebung gehalten. Auf Details wird hier verzichtet, da die abschließenden Ergebnisse der deterministischen Unfallanalysen in Abschnitt 5 zusammengefasst sind, und die der Rückrechnung des Quellterms in Abschnitt 7.

Schwerpunkte der Präsentationen und Diskussionen mit Bezug zu den Unfallanalysen für die drei havarierten Blöcke in Fukushima Daiichi werden nachfolgend zusammenfassend aufgelistet.

3.1.3 Wesentliche Diskussionspunkte zum Unfallablauf in Block 1

Für den Vergleich des berechneten Unfallablaufs in Block 1 für die ersten 20 Tage nach dem 11.03.2011 stehen nur sehr wenige Messdaten aus der Anlage zur Verfügung, da hier die Auswirkungen des totalen Spannungsausfalls am gravierendsten waren. Abb. 3.2 zeigt beispielsweise Messwerte des RDB-Drucks und des Drucks im Containment für Block 1 /TEP 18c/.

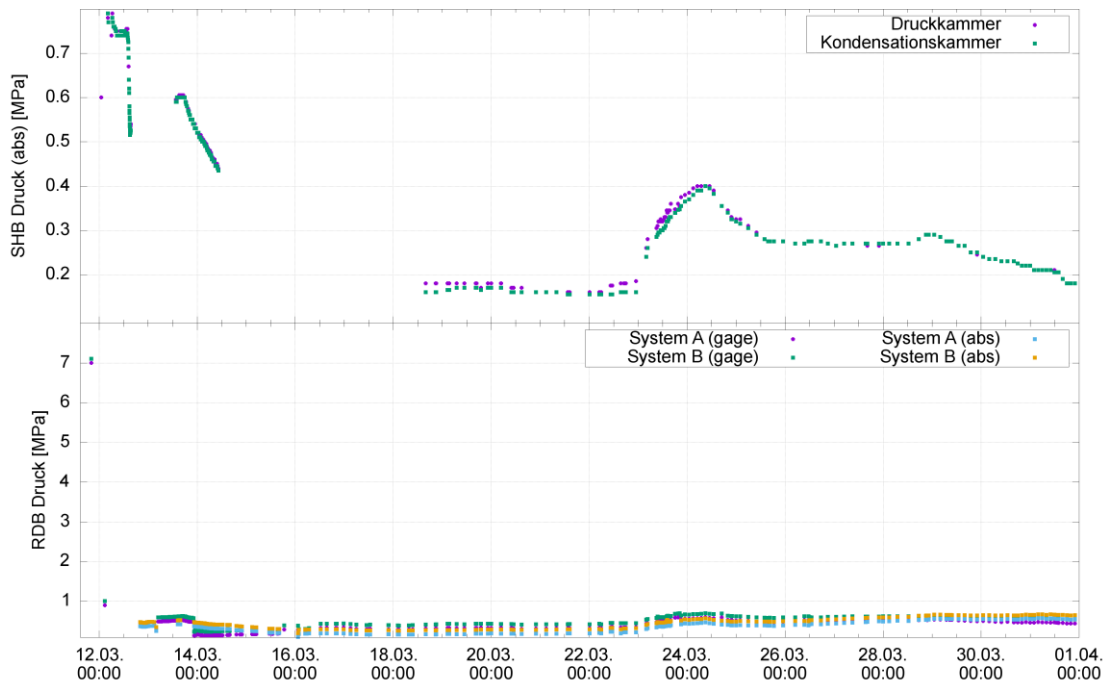


Abb. 3.2 Messwerte des RDB-Drucks (unten) und des Containment-Drucks (oben) für 3 Wochen nach Unfallbeginn, Block 1 /TEP 18c/

Der Unfallablauf selbst ist ausführlich u. a. in /OECD 15/ beschrieben. Die Analysen und Diskussionen im OECD/NEA BSAF-Projekt, Phase II, beschäftigten sich zunächst weiterhin mit dem Kernschmelzablauf in den ersten Stunden bzw. Tagen nach dem Tsunami, bevor gegen Ende des Vorhabens auch die Berechnung des Spaltproduktverhaltens und des Quellterms in den Fokus rückte. Der Stand zum Ende der Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes ist in Abschnitt 2.2 beschrieben.

Zum Ende des OECD/NEA BSAF-Projektes, Phase II, bestand Konsens:

- dass es durch den Ausfall des Isolation Condensers, der vor dem Tsunami/Station Blackout gerade ausgeschaltet war, sofort zum Verlust der Kernkühlung gekommen war und es zu einer massiven Kernzerstörung bereits wenige Stunden nach Eintreffen des Tsunamis gekommen ist,
- dass der RDB ca. ½ Tag nach Eintreffen des Tsunamis versagt hat und große Mengen Schmelze in den Pedestal freigesetzt wurden, wo eine Schmelze-Beton-Wechselwirkung stattgefunden hat,
- dass eine Druckentlastung des Containments nach ~1 Tag stattgefunden hat und
- dass langfristig die Schmelze im RDB und im Containment durch den Einsatz mobiler Pumpen gekühlt wurde.

Zum Ende des OECD/NEA BSAF-Projektes, Phase II, bestand kein Konsens:

- was die Ursache(n) des Druckabfalls im RDB gewesen ist(sind) – Versagen von Durchdringungen am RDB-Boden oder ein Versagen einer FD-Leitung bevor es nach ca. ½ Tag zum RDB-Versagen und Schmelzeaustrag kam,
- wie der Druckverlauf im Containment in den beiden frühen Phasen ausgesehen haben kann, in denen keine Messwerte verfügbar waren (vgl. Abb. 3.2, 12.03. 12:00 – 13.03. 12:00 JST und 14.03. 12:00 – 18.03. 12:00 JST),
- ob der Druckanstieg im Containment nach dem 23.03. 00:00 JST durch heinen reduzierten Massenstrom der Einspeisung einer mobilen Pumpe verursacht wird,
- über die konkreten Zeitbereiche und Mengen des mit mobilen Pumpen eingespeisten Wassers sowie über Leckagen am Containment (Gas- und Wasserleckagen),
- ob es zu einem Schmelzeaustrag aus dem Pedestal in den ringförmigen Bereich der unteren Druckkammer gekommen ist und welche Mechanismen zu einer Kühlung der Schmelze und dem Stopp der Betonerosion geführt haben (Die meisten Analysen berechneten eine anhaltende Erosion über bis zu 500 h.),
- über die Modellierung des Spaltproduktverhaltens und der Freisetzung (Spaltprodukte und H₂) aus dem Containment auch im Zusammenhang mit der Explosion im Reaktorgebäude und
- über die Nutzung von Erkenntnissen aus dem Vergleich mit gemessenen Ortsdosisleistungen auf dem Anlagengelände bzw. aus der Rückrechnung des Quellterms und ggf. Rückwirkungen auf die berechneten Unfallabläufe.

3.1.4 Wesentliche Diskussionspunkte zum Unfallablauf in Block 2

Für den Vergleich des berechneten Unfallablaufs in Block 2 für die ersten 20 Tage nach dem 11.03.2011 stehen etwas mehr Messdaten aus der Anlage zur Verfügung, als für Block 1. Abb. 3.3 zeigt beispielsweise Messwerte des RDB-Drucks und des Drucks im Containment für Block 2 /TEP 18c/.

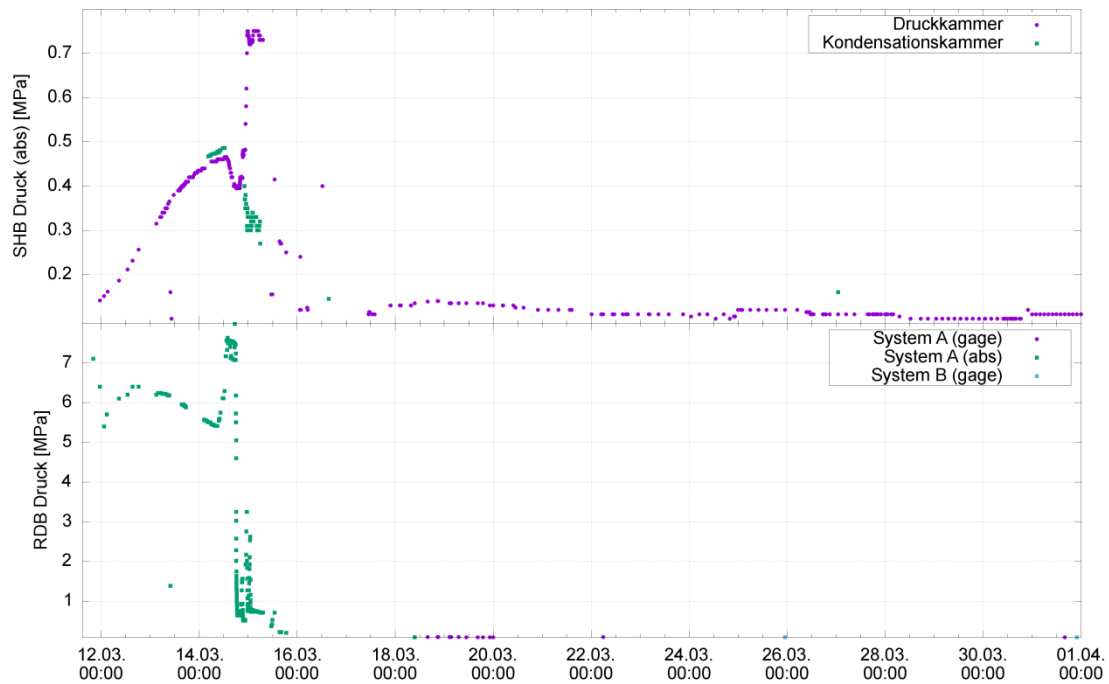


Abb. 3.3 Messwerte des RDB-Drucks (unten) und des Containment-Drucks (oben) für 3 Wochen nach Unfallbeginn, Block 2 /TEP 18c/

Der Unfallablauf selbst ist ausführlich u. a. in /OECD 15/ beschrieben. Die Analysen und Diskussionen im OECD/NEA BSAF-Projekt, Phase II, beschäftigten sich zunächst weiterhin mit dem Kernschmelzablauf insbesondere in der Phase „der drei Druckpeaks“ (vgl. Abb. 3.3, 14.3. 20:00 – 15.03 06:00 JST), bevor gegen Ende des Vorhabens auch die Berechnung des Spaltproduktverhaltens und des Quellterms in den Fokus rückte. Der Unfallablauf selbst ist ausführlich u. a. in /OECD 15/ beschrieben. Der Stand zum Ende der Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes ist in Abschnitt 2.2 beschrieben.

Zum Ende des OECD/NEA BSAF-Projektes, Phase II, bestand Konsens:

- dass der unkontrollierte Betrieb des RCIC-Systems nach dem Tsunami/Station Blackout die Kernkühlung um Stunden verzögert hat,
- dass es in Block 2 zur Flutung des Torusraums früh im Unfallablauf gekommen war, was den deutlich langsameren Druckanstieg im Containment mit erklärt,
- dass die massive Kernzerstörung in der Phase der “drei Druckpeaks” (14.03. 20:00 – 15.03 06:00 JST) stattgefunden hat, in der auch massive Freisetzen durch die gemessenen Ortsdosisleistungen bestätigt wurden und dass die CAMS-Daten zum Vergleich herangezogen werden sollen,

- dass das RDB-Versagen erst danach erfolgte, vermutlich beim erneuten Druckanstieg im Containment am 15.03. ab 12:00 JST und es zu einer (zeitlich begrenzten) Schmelze-Beton-Wechselwirkung kommt.

Zum Ende des OECD/NEA BSAF-Projektes, Phase II, bestand kein Konsens:

- über die genaue Modellierung des unkontrollierten Verhaltens des RCIC-Systems und die Ausfallursachen,
- über die genauen Ursachen und Vorgänge im Reaktor und im Containment, die zu den drei Druckpeaks geführt haben (Es wurden verschiedene Hypothesen aufgestellt: lokale Lecks am RDB-Boden, Rekritikalität im Kern, Kernabsturz bei Druckpeak 2 etc.),
- über die Modellierung des Spaltproduktverhaltens und der Freisetzung (Spaltprodukte und H₂) aus dem Containment über Leckagen,
- über das als nicht erfolgreich gemeldete Venting des Containments im fraglichen Zeitbereich der drei Druckpeaks, über das sich ggf. die gemessenen starken Ortsdosisleistungen auch erklären lassen würden,
- über den Sachverhalt, dass im fraglichen Zeitraum der drei Druckpeaks auch Neutronen außerhalb der Anlage gemessen wurden und ob dies auf eine Rekritikalität hindeutet,
- über den Umfang und das Ende einer möglichen Schmelze-Beton-Wechselwirkung nach RDB-Versagen und
- über die Nutzung von Erkenntnissen aus dem Vergleich mit gemessenen Ortsdosisleistungen auf dem Anlagengelände bzw. aus der Rückrechnung des Quellterms und ggf. Rückwirkungen auf die berechneten Unfallabläufe.

3.1.5 Wesentliche Diskussionspunkte zum Unfallablauf in Block 3

Für den Vergleich des berechneten Unfallablaufs in Block 3 für die ersten 20 Tage nach dem 11.03.2011 stehen Messdaten aus der Anlage in ähnlichem Umfang wie für Block 2 zur Verfügung. Abb. 3.4 zeigt beispielsweise Messwerte des RDB-Drucks und des Drucks im Containment für Block 3 /TEP 18c/.

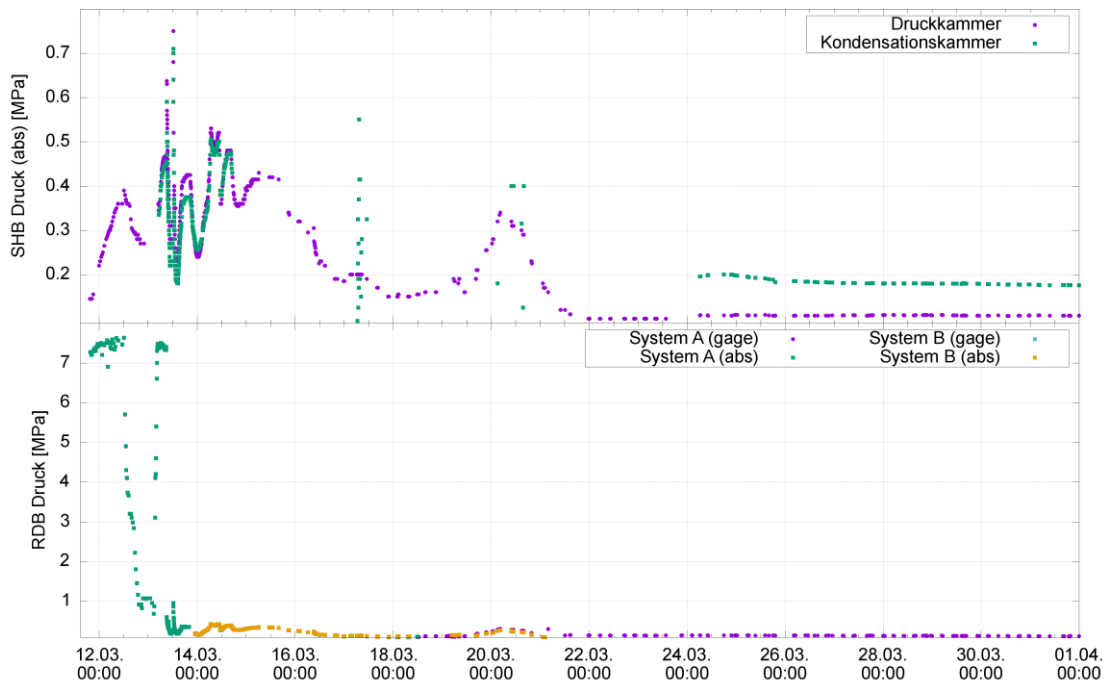


Abb. 3.4 Messwerte des RDB-Drucks (unten) und des Containment-Drucks (oben) für 3 Wochen nach Unfallbeginn, Block 3 /TEP 18c/

Der Unfallablauf selbst ist ausführlich u. a. in /OECD 15/ beschrieben. Die Diskussionen und Analysen im OECD/NEA BSAF-Projekt, Phase II, beschäftigten sich zunächst weiterhin mit dem Kernschmelzablauf und dem Erfolg oder Misserfolg einiger der insgesamt 6 Ventingvorgänge des Containments, bevor gegen Ende des Vorhabens auch die Berechnung des Spaltproduktverhaltens und des Quellterms in den Fokus rückte. Der Stand zum Ende der Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes ist in Abschnitt 2.2 beschrieben.

Zum Ende des OECD/NEA BSAF-Projektes, Phase II, bestand Konsens:

- dass der kontrollierte Betrieb des RCIC-Systems nach dem Tsunami/Station Black-out gefolgt vom HPCI-System die Kernkühlung um Stunden verzögert hat,
- dass es in Block 3 nicht zur Flutung des Torusraums früh im Unfallablauf gekommen war, was den deutlich schnelleren Druckanstieg im Containment mit erklärt,
- dass die RDB-Druckentlastung aktiv erfolgte und in die Phase der beginnenden Kernzerstörung fällt,
- dass es zum RDB-Versagen kommt und zu einer (zeitlich begrenzten) Schmelze-Beton-Wechselwirkung.

Zum Ende des OECD/NEA BSAF-Projektes, Phase II, bestand kein Konsens:

- über den zeitlichen Unfallablauf mit Blick auf den Zeitpunkt der Materialumlagerung im RDB, dem RDB-Versagen und dem Auftreten von Leckagen am Containment,
- über den Grund für den erneuten Druckanstieg in RDB und Containment ca. 8 Tage nach Unfalleintritt,
- über den Sachverhalt, dass auch parallel zum Unfallablauf in Block 3 Neutronen außerhalb der Anlage gemessen wurden und ob dies auch hier auf eine Rekritikalität hindeutet,
- generell über die Ursachen für die vielfältigen Peaks im Druckverlauf im Containment,
- über den Umfang und das Ende einer möglichen Schmelze-Beton-Wechselwirkung nach RDB-Versagen und
- über die Nutzung von Erkenntnissen aus dem Vergleich mit gemessenen Ortsdosisleistungen auf dem Anlagengelände bzw. aus der Rückrechnung des Quellterms und ggf. Rückwirkungen auf die berechneten Unfallabläufe.

3.1.6 Schlussfolgerungen aus den Diskussionen und Analysen

Der Abschlussbericht des OECD/NEA BSAF-Projektes, Phase II, lag zum Zeitpunkt der Erstellung dieses Abschlussberichtes noch nicht vor, d. h. er befand sich erst in der finalen Erstellungsphase und ist für das 2. Halbjahr 2018 avisiert. Generell wurde festgestellt, dass die Analysen bezüglich der Simulation des Kernschmelzablaufes deutliche Fortschritte im Vergleich zur Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes gemacht haben, aber dennoch eine Reihe von Fragen offenblieben. Auch war der Aufwand für die Analysen deutlich höher als erwartet, so dass die Auswertungen zum Spaltproduktverhalten und z. B. der Vergleich mit radiologischen Messwerten erst quasi am Ende des Vorhabens erfolgten. Daher liegen diesbezüglich auch noch keine gesicherten Erkenntnisse vor. Auch waren wesentliche und teilweise nicht erwartete Erkenntnisse aus anlagen-spezifischen Inspektionen erst zu einem sehr späten Zeitpunkt im Vorhaben verfügbar. Diese Erkenntnisse insbesondere zum RDB-Versagen in den Blöcken 2 und 3 führten dazu, dass einige der Analysen eigentlich unbrauchbar sind oder waren.

3.2 Aktuelle Erkenntnisse aus Inspektionen in den Anlagen – Berichte von TEPCO

3.2.1 Myonentomografische Messungen in den Blöcken 1 – 3

Zu Beginn von Phase II des OECD/NEA BSAF-Projektes lagen erste Erkenntnisse aus Myonentomografischen Messungen (Messprinzip siehe Abb. 3.5) vor.

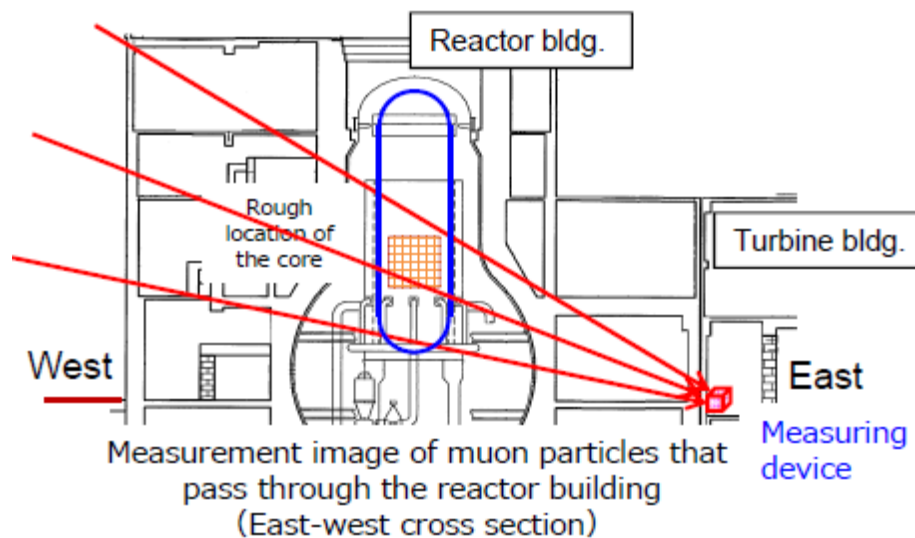


Abb. 3.5 Prinzip der Myonentomografischen Untersuchung in Fukushima Daiichi /TEP 17c/

Abb. 3.6 zeigt die Messungen für Block 1 (Messperioden Feb. – Mai 2015, /TEP 15/), die gewisse Rückschlüsse über den Grad der Kernzerstörung erlauben sollten. Weitere Ergebnisse wurden sukzessive auch für Block 2 (Abb. 3.7, Messperiode März – Juli 2016 /TEP 16/) und Block 3 (Abb. 3.8, Messperiode ab Mai 2017 /TEP 17c/) erhalten und publiziert.

Insbesondere die Ergebnisse für die Blöcke 2 und 3, die qualitativ wesentlich besser sind, als für Block 1, lassen gewisse Unterschiede deutlich werden. So weist ein deutlich sichtbarer dunkler Schatten im unteren Bereich des RDB in Block 2 darauf hin, dass Material mit hoher Dichte in diesem Bereich vorhanden ist, also vermutlich umgelagerte und erstarrte Kernschmelze. Dahingehend sieht man im Bereich der Reaktorkerne aller drei Reaktoren keine signifikanten dunklen Einfärbungen, wie sie gemäß der Animation für Block 1 (Abb. 3.6 unten) zu erwarten wären, d. h. eine Materialumlagerung aus dem Kern heraus hat stattgefunden.

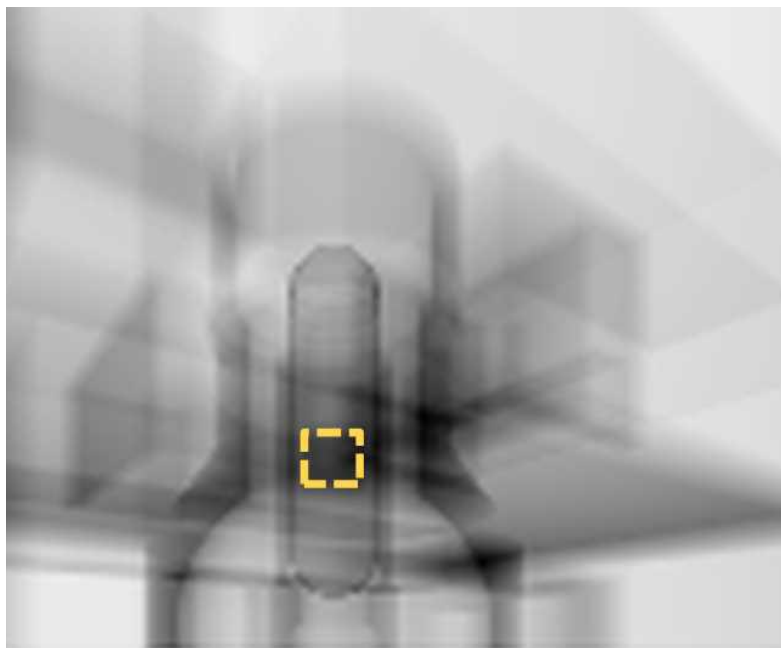
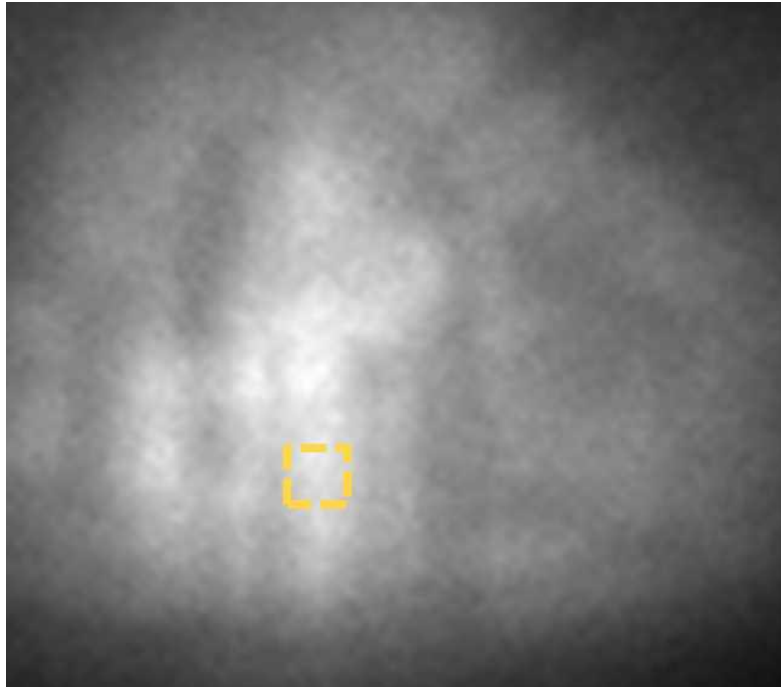


Abb. 3.6 Ergebnisse der Myonentomografischen Messung, Block 1 (oben) im Vergleich zu einer Animation mit intaktem Reaktorkern (unten) /TEP 15/

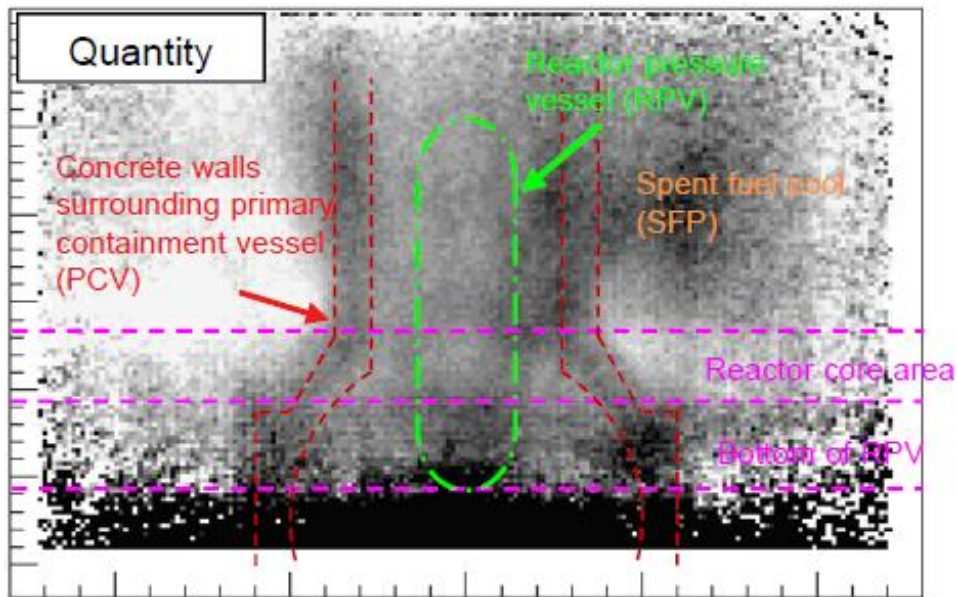


Abb. 3.7 Ergebnisse der Myonotomografischen Messung, Block 2 /TEP 16/

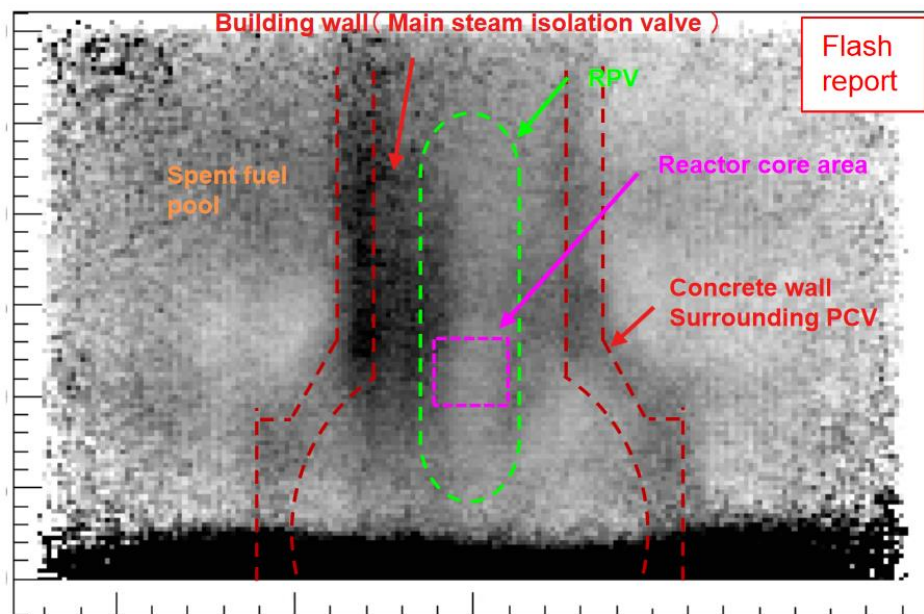


Abb. 3.8 Ergebnisse der Myonotomografischen Messung, Block 3 /TEP 17c/

3.2.2 Visuelle Inspektionen in den Blöcken 1 – 3

Erste visuelle Inspektionen mittels unterschiedlicher Roboter (teilweise schwimmende wegen der Wasserstände) ins Containment fanden ab Anfang 2017 statt. In Block 1 war bisher nur der ringförmige Bereich in der Druckkammer um den Pedestal in Block 1 (Abb. 3.9) erreichbar, während in Block 2 (Abb. 3.12) und 3 (Abb. 3.15) weiter ins Innere des Containments in den Pedestal unter dem RDB vorgedrungen werden konnte. Neben

Video- und Fotoaufnahmen wurden auch die Strahlenpegel gemessen. Proben der vorgefundenen Materialien konnten nicht genommen werden.

In Block 1, bei dem von der stärksten Kernzerstörung ausgegangen wird (vgl. Abschnitt 3) und bei dem auch eine zeitlich begrenzte Betonerosion durch die Kernschmelze vermutet wird, stand auch die Frage im Mittelpunkt, ob es zu einer Materialverlagerung aus dem Pedestal auf den ringförmigen Boden der Druckkammer gekommen war. Dies ist möglich, da beide Räume über eine Öffnung auf Bodenhöhe verfügen (vgl. Abb. 3.9). Gemessen wurde an 5 Orten, 3 in der Nähe der Öffnung zum Pedestal und 2 etwa 160 ° entfernt davon. Die Bilder (Abb. 3.10, Abb. 3.11) der Inspektion vom März 2017 zeigten Ablagerungen auf dem Boden mit einer sandartigen Oberfläche, teilweise mit heruntergefallenen Objekten. Andere in diesem Bereich installierte Komponenten wiesen keine sichtbaren Zerstörungen auf, abgesehen von der Korrosion. Bemerkenswert ist, dass die Schichtdicke im Bereich der Öffnung zum Pedestal ca. 0,9 – 1,0 m beträgt, während sie an den anderen beiden Messpunkten nur ca. 30 cm dick ist. Die Strahlenmessungen ließen keine gesicherten Schlussfolgerungen zu, stehen aber auch nicht im Widerspruch zu der Vermutung, dass die Schicht auch Kernmaterialien enthält /TEP 17a/.

In Block 2 war ein direkter Zugang in den Pedestal unter dem RDB möglich. Es wurden zwei teils mehrtägige Inspektionen im Januar/Februar 2017 und im Januar 2018 durchgeführt. Bereits die Bilder der ersten Inspektion (Abb. 3.13) zeigten Materialumlagerungen im Pedestal, Materialanlagerungen an Strukturen und auf Tretgittern sowie auch Zerstörungen an Tretgittern und hängenden Strukturen (Instrumentierung, Steuerstabantriebe) /TEP 17/. Zunächst war nicht mit Sicherheit geschlossen worden, dass es sich bei den Materialanlagerungen um Kernschmelze handelt, sondern es wurde gemutmaßt, dass die Anlagerungen auch von der thermischen Isolierung des RDB-Bodens aus Metall (Aluminium) stammen könnten. Die nachfolgende Inspektion vom Januar 2018 erbrachte Klarheit, da im unteren Bereich des RDB ein nahezu intaktes Teil eines Brennelementkopfes (Abb. 3.14, rechts) gefunden wurde /TEP 18b/. Die Lage der Materialumlagerungen und insbesondere der „intakte Brennelementkopf“ lassen auf ein eher seitliches Versagen des RDB schließen, wobei die Öffnungsfläche relativ groß sein müsste. Zugang zu diesen Stellen am RDB erscheint derzeit undenkbar. Darüber hinaus waren ebenfalls Ablagerungen auf dem Boden des Pedestal mit einer sandartigen Oberfläche gefunden worden. Die Höhe der Ablagerungen konnte noch nicht bestimmt werden.

In Block 3 war ein direkter Zugang in den Pedestal unter dem RDB wie in Block 2 ebenfalls möglich, allerdings musste wegen des hohen Wasserstandes im Containment ein schwimmender Roboter zum Einsatz kommen. Es wurde eine mehrtägige Inspektion im Juli 2017 durchgeführt /TEP 17b/ mit einer detaillierten Nachauswertung, veröffentlicht im November 2017 /TEP 17d/. Die Bilder (Abb. 3.16, Abb. 3.17) zeigten im Pedestal deutlich stärkere Materialumlagerungen als in Block 2, was nicht unerwartet war, und wieder Materialanlagerungen an Strukturen und auf Tretgittern sowie auch Zerstörungen an Tretgittern und hängenden Strukturen (Instrumentierung, Steuerstabantriebe). Die Ablagerungen auf dem Boden des Pedestal konnten nicht näher untersucht werden, allerdings waren Aufnahmen von „verklumptem Material“ und teilweise wieder sandartigen Ablagerungen sichtbar. Auch konnte die Öffnung zum ringförmigen Raum um den Pedestal nicht gesehen werden. Die Materialumlagerungen aus dem RDB fanden in verschiedenen Bereichen statt, auch nahezu zentral unter dem RDB. Die Nachauswertungen ergaben (überraschender Weise), dass mindestens zwei nur teilweise zerstörte Steuerstabschutzrohre mit Antriebsstangen aus dem unteren Plenum des RDB ausgetragen wurden, und jetzt zwischen den Antrieben der Steuerstäbe hingen (Abb. 3.17). Auch wurde ein Teil eines Steuerstabsfußes gefunden. Die Lage der Materialumlagerungen lässt auf ein eher zentrales Versagen des RDB schließen, wobei die Öffnungsfläche erheblich groß sein müsste.

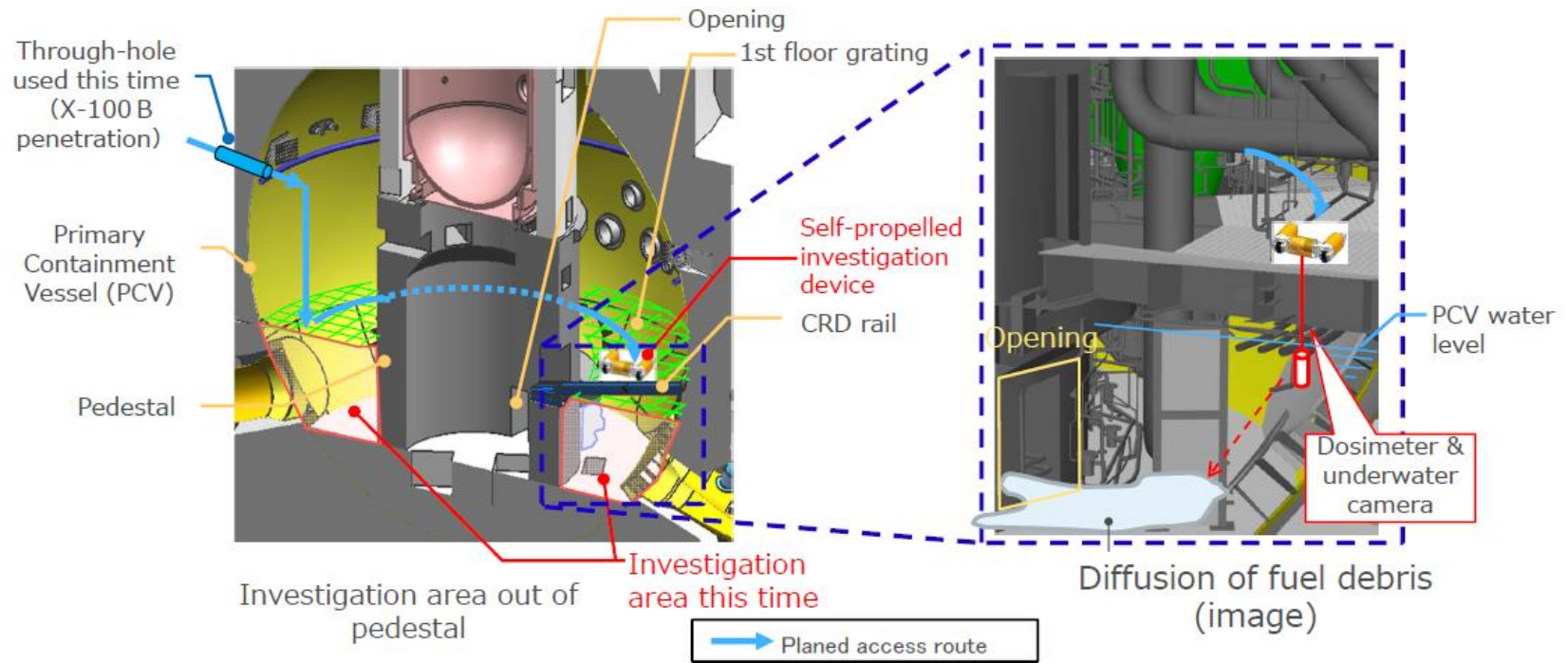


Abb. 3.9 Bereich der visuellen Inspektionen im Ringbereich der Druckkammer um den Pedestal in Block 1 /TEP 17a/

- Typical shot images are as follows.



Abb. 3.10 Ergebnisse der visuellen Inspektionen im Ringbereich der Druckkammer um den Pedestal in Block 1 im März 2017, Orte ~160° fern der Öffnung zum Pedestal /TEP 17a/

■ Typical shot images are as follows.

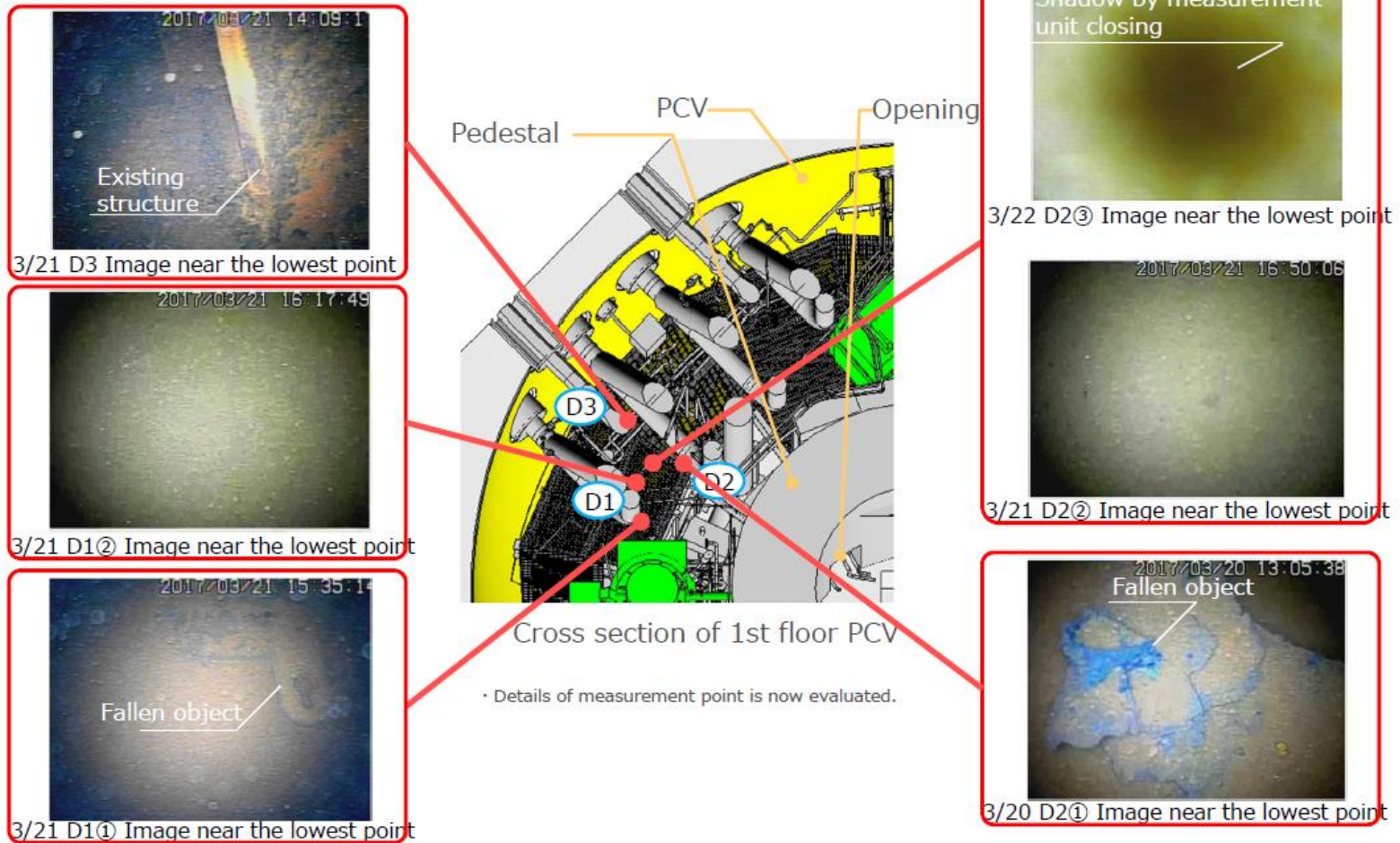


Abb. 3.11 Ergebnisse der visuellen Inspektionen im Ringbereich der Druckkammer um den Pedestal in Block 1 im März 2017, Orte nahe der Öffnung zum Pedestal /TEP 17a/

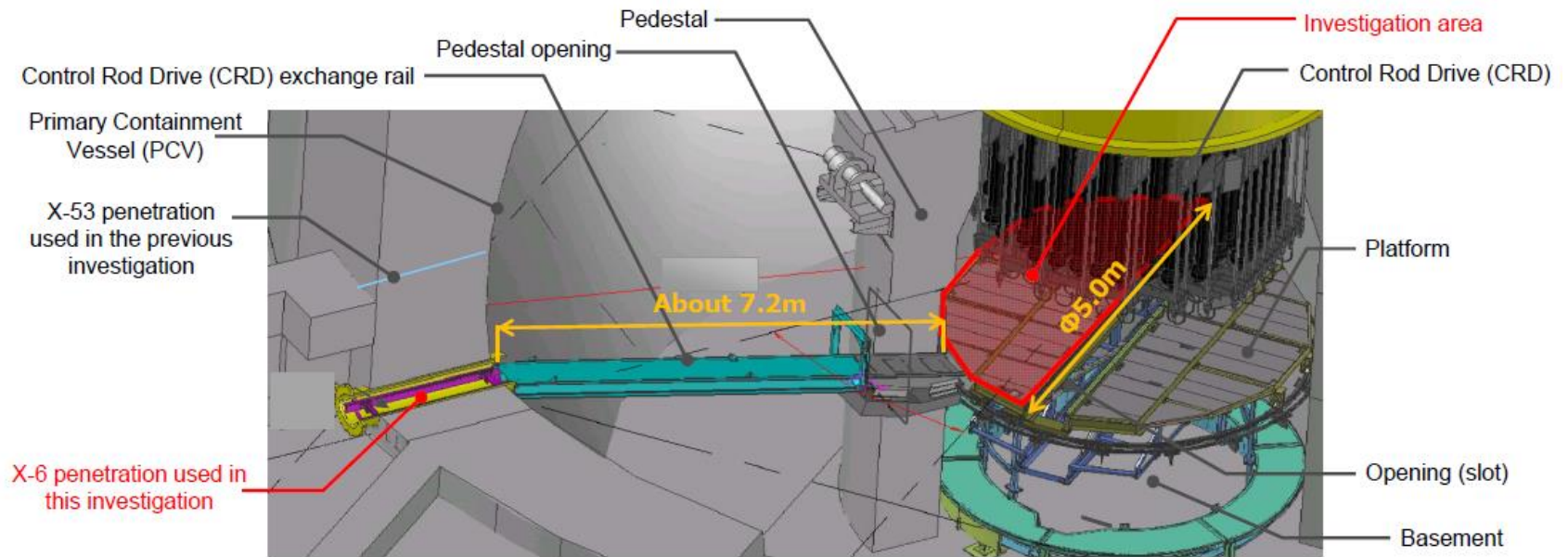


Abb. 3.12 Bereich der visuellen Inspektionen unterhalb des RDB im Pedestal in Block 2 /TEP 17/

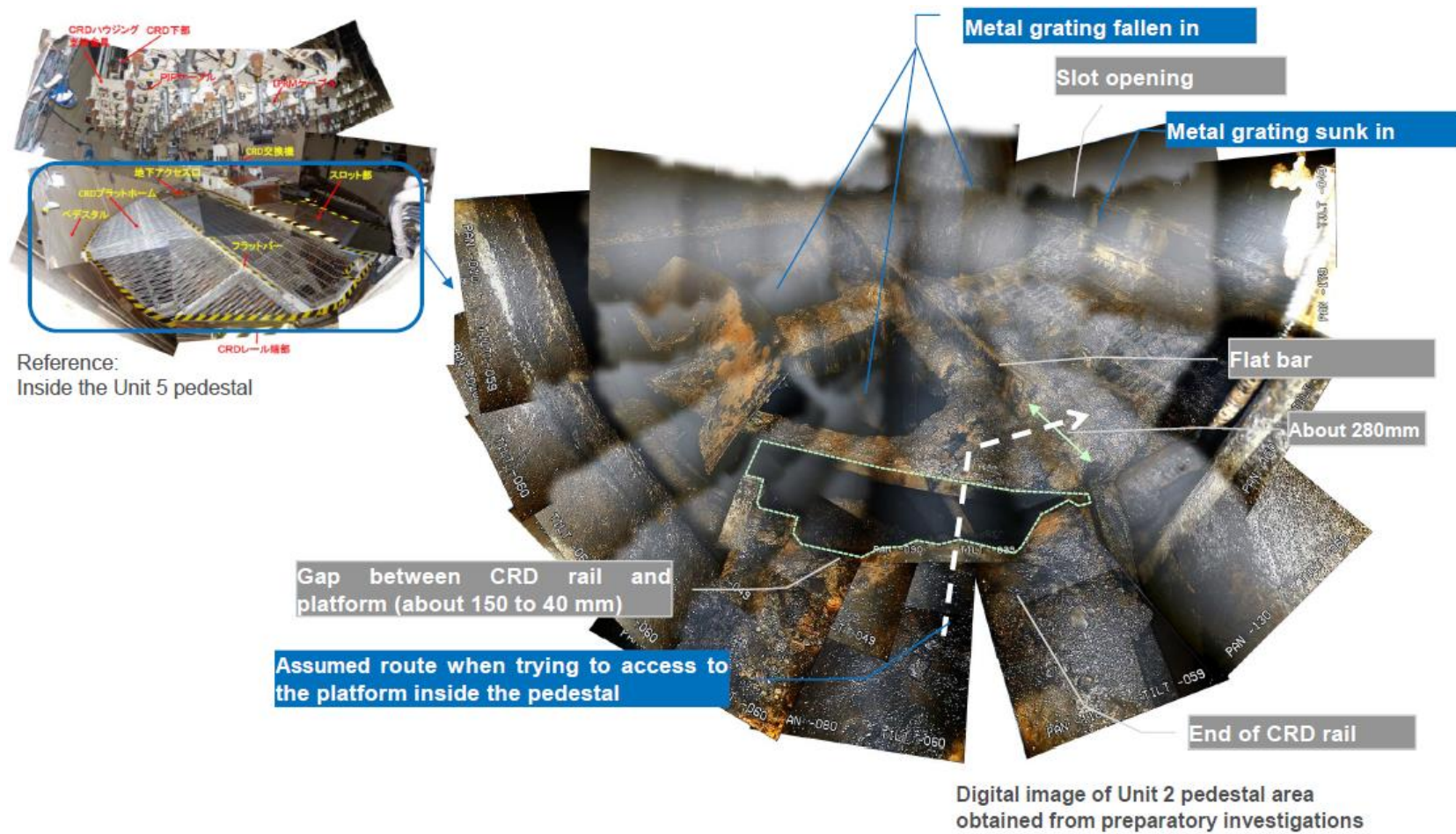
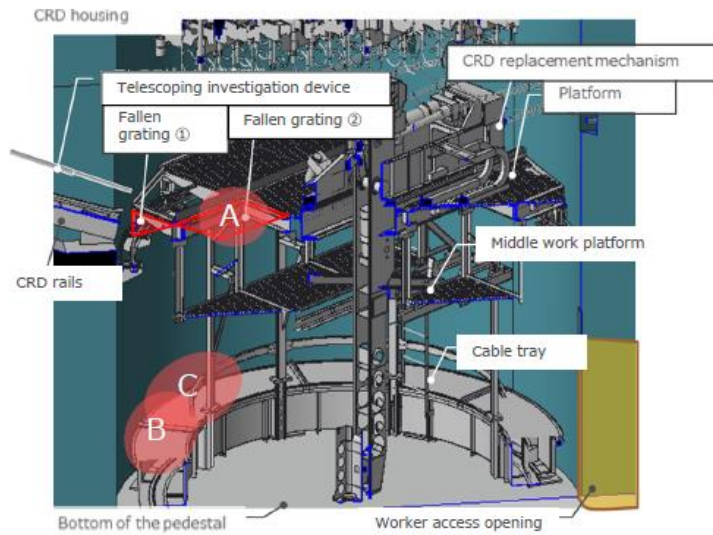


Abb. 3.13 Ergebnisse der visuellen Inspektionen im Pedestal in Block 2 im Februar 2017 /TEP 17/



- The entire bottom of the pedestal was found to be covered with sandy and clay-like deposits.
- Some fuel assembly components (top tie-plate) have fallen to the bottom of the pedestal and deposits thought to be fuel debris were found in the vicinity of these fallen components.



Photo location A Fallen grating ②



Photo location B Bottom of pedestal

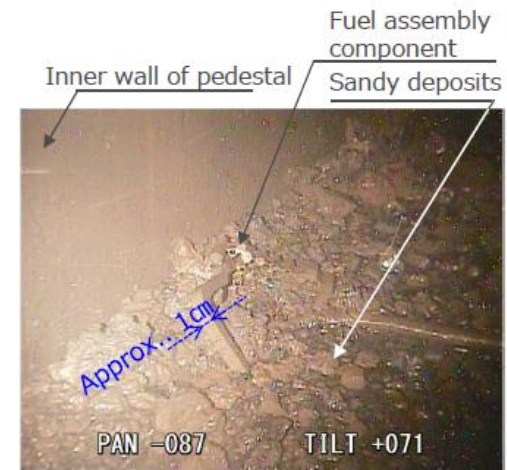


Photo location C Bottom of pedestal

Abb. 3.14 Ergebnisse der visuellen Inspektionen im Pedestal in Block 2 im Januar 2018 /TEP 18b/

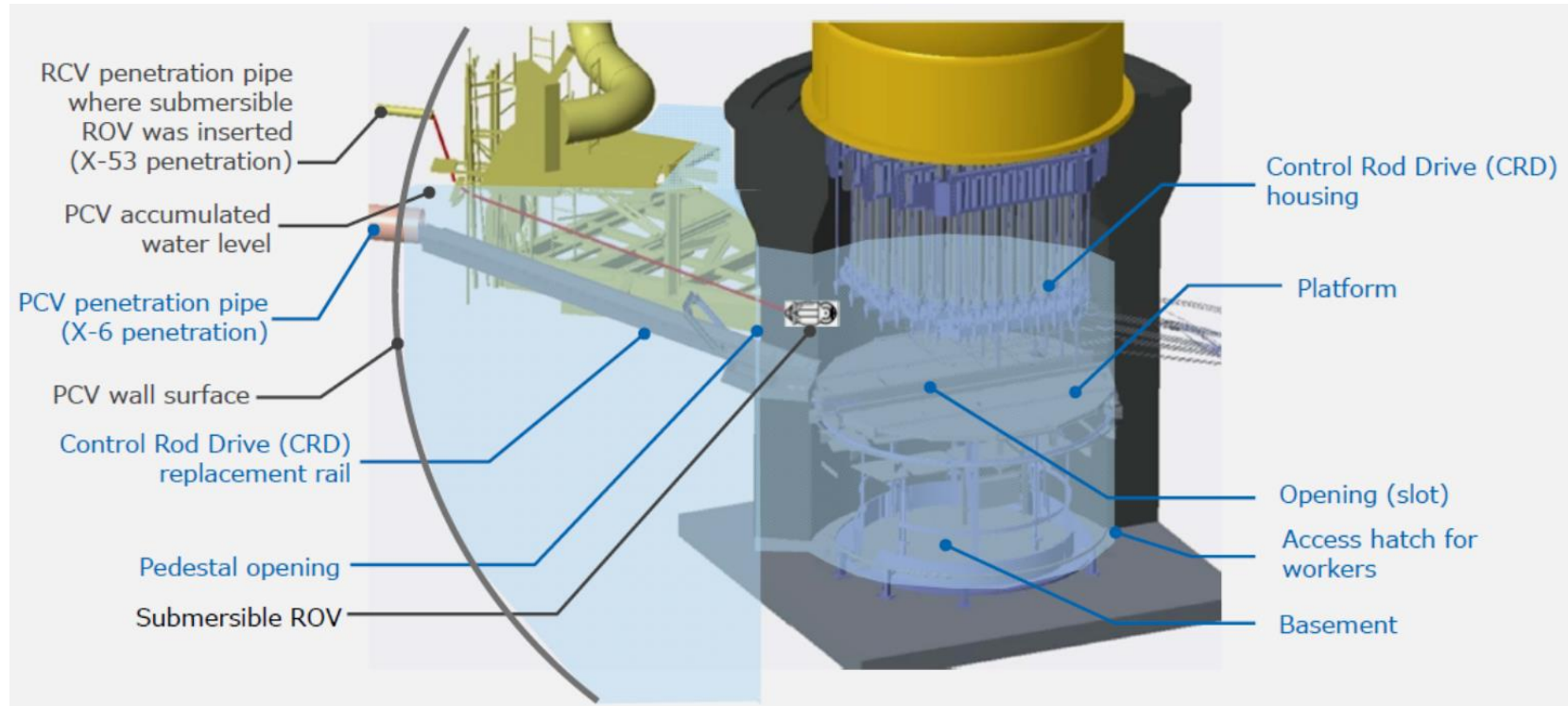


Abb. 3.15 Bereich der visuellen Inspektionen unterhalb des RDB im Pedestal in Block 3 /TEP 17b/

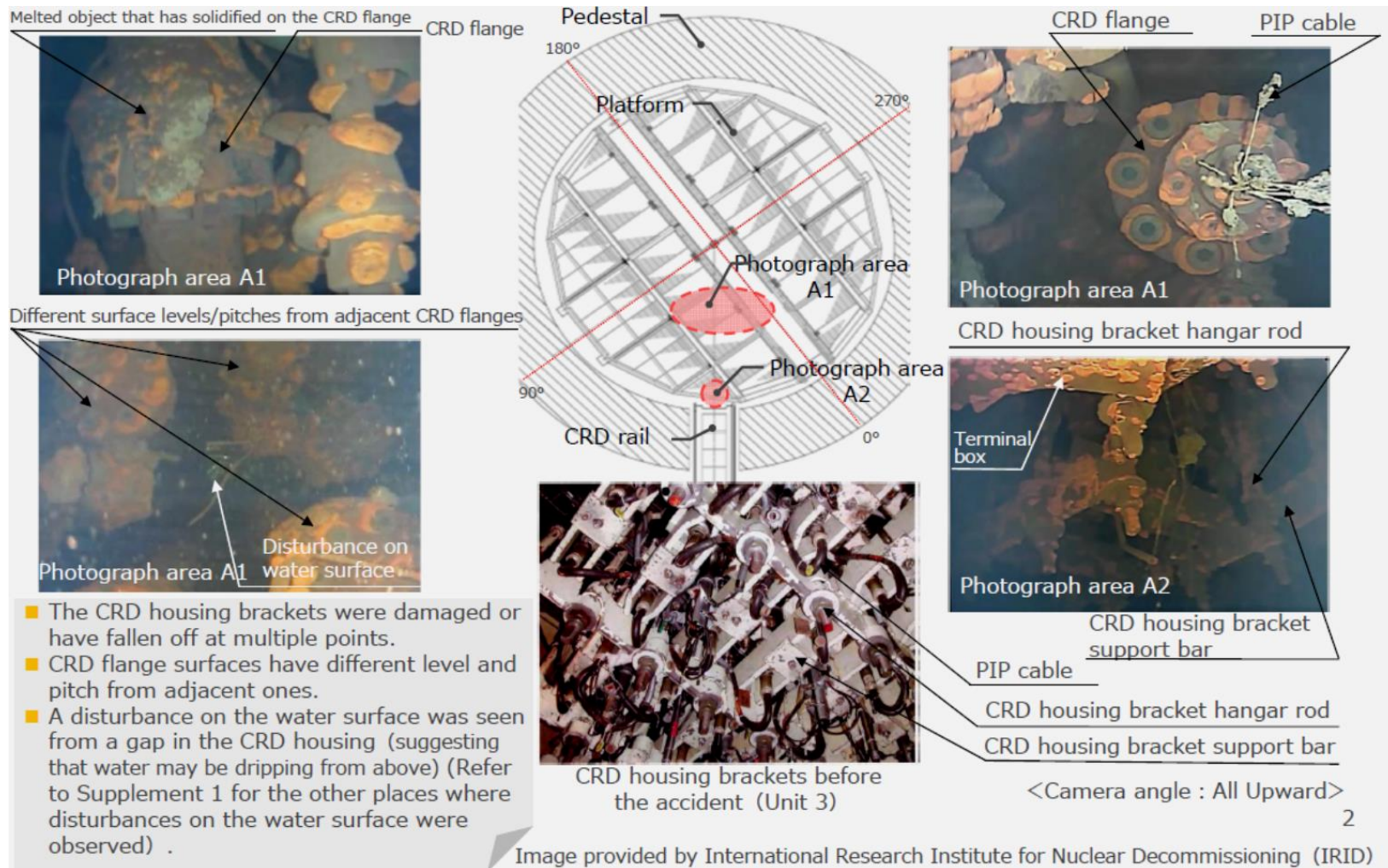


Abb. 3.16 Ergebnisse der visuellen Inspektionen im Pedestal in Block 3 im Juli 2017 /TEP 17d/

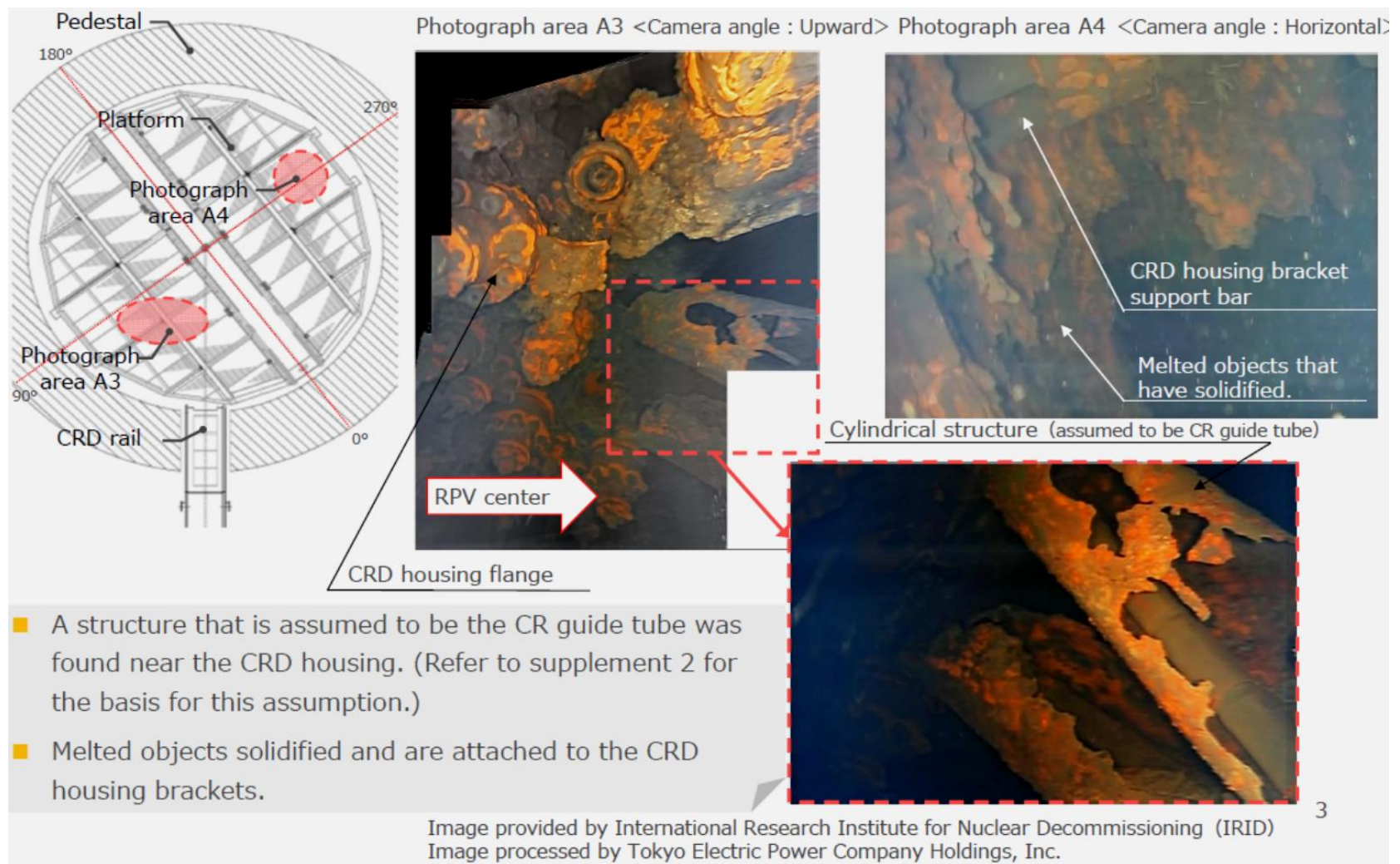


Abb. 3.17 Ergebnisse der visuellen Inspektionen im Pedestal in Block 3 im Juli 2017 /TEP 17d/

3.2.3 Schlussfolgerungen aus den Anlageninspektionen

Mit den Ergebnissen der visuellen Inspektionen in die Blöcke 1 – 3 lagen dann gegen Ende der Phase II des OECD/NEA BSAF-Projektes hinreichend gesicherte Informationen vor, die recht detailliert Rückschlüsse auf den Anlagenschadenzustand erlauben und damit das mögliche Spektrum der deterministischen Analysen in gewisser Weise einschränken. So wurde jetzt für alle drei Blöcke ein RDB-Versagen mit unterschiedlich starkem Schmelzeaustrag ins Containment ersichtlich. Keine gesicherten Rückschlüsse hingegen waren bezüglich einer möglichen Betonerosion durch die Kernschmelze bzw. der Dauer dieses Erosionsprozesses möglich. Allerdings gilt als sehr wahrscheinlich, dass die Betonerosion nur zeitlich begrenzt stattgefunden hat und dass in Block 1 wahrscheinlich auch Schmelze aus dem Pedestal in den ringförmigen unteren Bereich der Druckkammer ausgetreten ist.

Abb. 3.18 zeigt die von TEPCO in Zusammenarbeit mit den anderen beteiligten japanischen Organisation entwickelten aktuellen Schemata des Anlagenschadenzustandes von Juli 2017 /TEP 17c/, hier auch unter Berücksichtigung aktueller Wasserstände innerhalb und außerhalb des Containments.

Von den vielen Informationen, die im Rahmen des OECD/NEA BSAF-Projektes in Phase II gegeben wurden, konnte in diesem Abschlussbericht nur ein Bruchteil wiedergegeben werden. Nicht dargestellt wurden z. B. die Informationen zu den gemessenen radioaktiven Belastungen an Strukturen an und in den Gebäuden, da diese Informationen den Teilnehmern vorbehalten waren. Sie erlaubten gewisse Rückschlüsse über mögliche Freisetzungspfade aus den Containments während der Kernzerstörung, z. B. über den Ladedeckel des Containments in den oberen Bereich des Gebäudes.

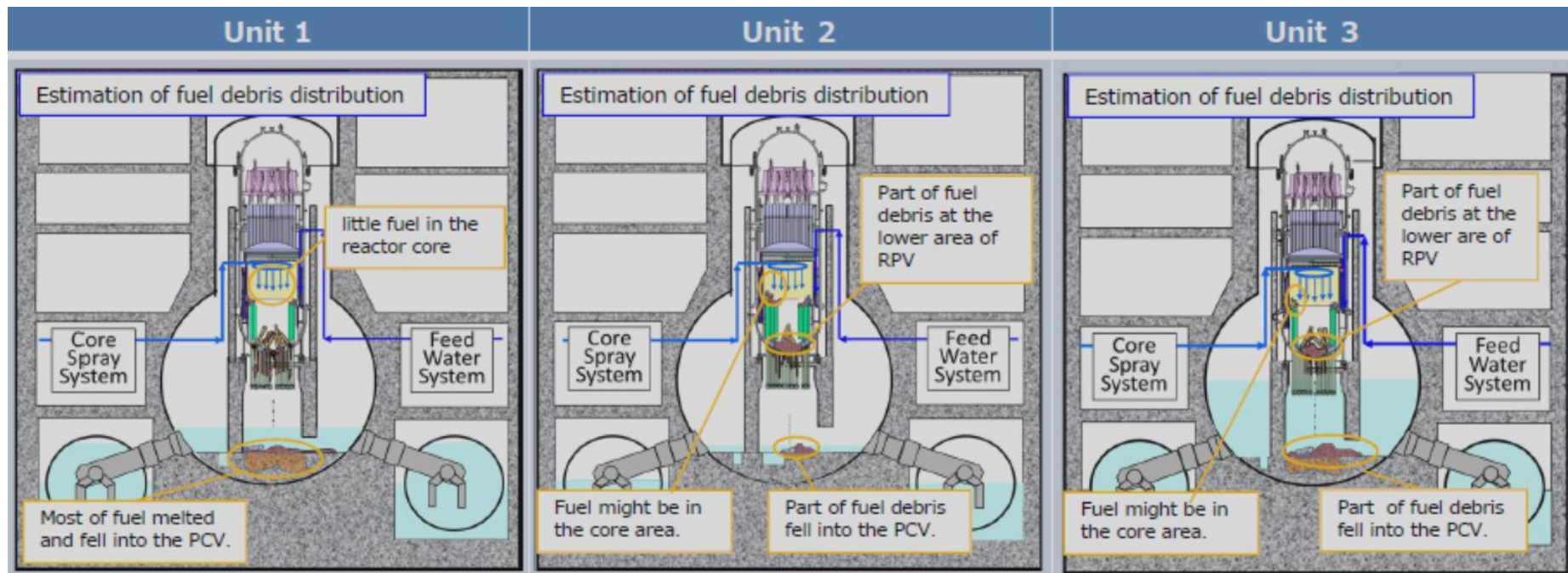


Abb. 3.18 Ableitung des Schadenszustandes der Blöcke 1 – 3 in Fukushima Daiichi, Stand Juli 2017 /TEP 17c/

3.3 Detaillierte Bewertung der Analyseergebnisse aus Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes

In Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes wurden ATHLET-CD/COCOSYS-Unfallanalysen für die baugleichen Blöcke 2 und 3 für den Bereich einiger Tage bis in die Kernzerstörung hinein durchgeführt (vgl. Abschnitt 2.2). Die zu Beginn durchgeführte Auswertung der bisherigen Arbeiten auch im Vergleich zu den Arbeiten der Partner im OECD/NEA BSAF-Projekt erbrachte das Erfordernis von Verbesserungen und Erweiterungen an den Datensätzen, die i. W. die folgenden Punkte betrafen:

- Reaktor:
 - exakte Abbildung der externen Rezirkulationsloops der Kühlmittelpumpen,
 - verbesserte Abbildung der Füllstandsmessung im RDB gemäß Angaben zum Anlagendesign,
 - Fehlerkorrektur in der Ablaufsteuerung der Ereignisse (z. B. Auftreten des Lecks an der Dichtung der S&E-Ventile),
 - Anpassung der Strukturoberflächen im RDB hinsichtlich Wärmeübertragung,
 - Erweiterung der Modellierung des Kerninventars hinsichtlich der radialen Abbrandverteilung und der Berücksichtigung aktueller Abbrände.
- Containment:
 - Korrektur des maximalen Massenstroms der Sprühsysteme ins Containment,
 - Erweiterung der Nodalisierung des Containments im Bereich des Pedestal (Raum unterhalb des Reaktors),
 - Überprüfung und Erweiterung der Spaltproduktmodellierung hinsichtlich der Ablagerungsflächen in RDB, Containment und Reaktorgebäude (RG) und des Transports im Wasser im Torus,
 - Berücksichtigung der konkreten Außentemperaturen (Tag/Nacht) sowie ggf. des Umgebungsdruckes während des mehrtägigen Unfallablaufes.

Darüber hinaus erfolgten Erweiterungen an den Datensätzen für die Blöcke 2 und 3 hinsichtlich der Modellierung der Gebäude, für die Daten im OECD/NEA BSAF-Projekt bereitgestellt wurden, und die bislang nicht genauer modelliert waren (Ausnahme: Torusraum). Daten mit Bezug zur Zerstörung der Reaktorgebäude in den Blöcken 1 und 3

nach den jeweiligen H₂-Explosionen wurden nicht bereitgestellt, so dass Annahmen über entstandene zusätzliche Freisetzungspfade in die Umgebung getroffen werden mussten. Auch war die Berechnung der H₂-Explosionen selbst kein Gegenstand des Forschungsvorhabens. Details der Erweiterungen werden soweit relevant im Abschnitt 5.1.2 beschrieben.

Für die Fortsetzung der Analysen waren auch die eingangs in Abschnitt 1.1 erwähnten Modellerweiterungen an ATHLET-CD und COCOSYS erforderlich, die schrittweise umgesetzt wurden. Details sind in Abschnitt 4.3 beschrieben.

4 Deterministische Unfallanalysen – eingesetzte Codes

4.1 Charakteristika des Codes ATHLET-CD

Der von der GRS entwickelte Thermohydraulik-Code ATHLET (**A**nalyse der **T**hermohydraulik von **L**ecks und **T**ransienten) wird zur Simulation des gesamten Spektrums von Kühlmittelverluststörfällen und Transienten in Leichtwasserreaktoren eingesetzt. ATHLET-CD (**C**ore **D**egradation) stellt die Erweiterung von ATHLET dar und gestattet die Simulation von Störfällen mit schweren Kernschäden (Unfällen) (/GRS 14a/, Abb. 4.1).

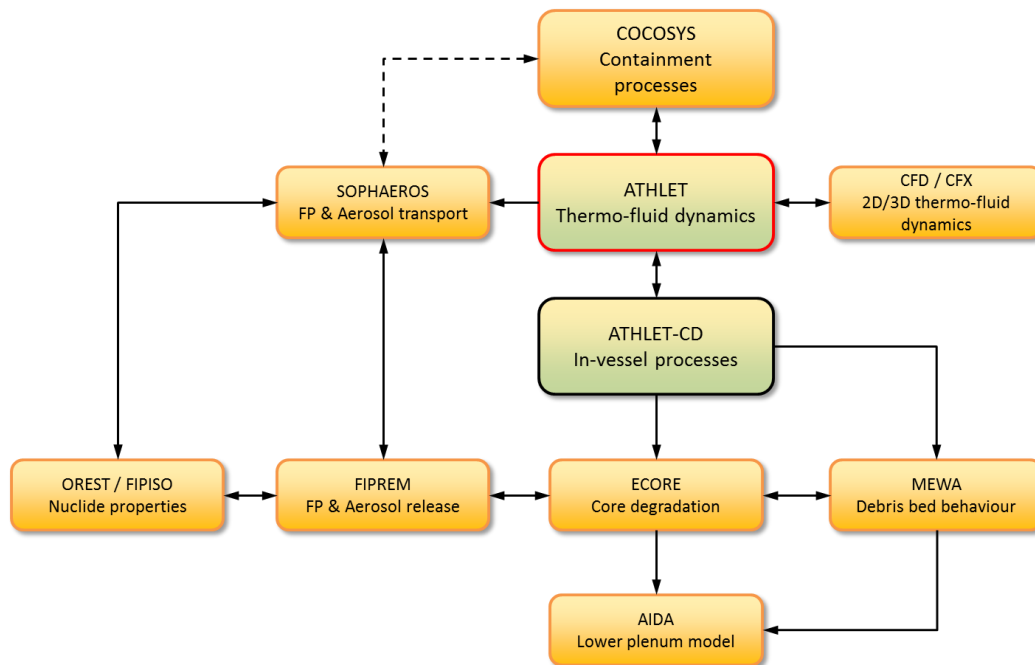


Abb. 4.1 Struktur des Codes ATHLET-CD /GRS 14a/

In ATHLET werden die thermohydraulischen Vorgänge im Primärkreislauf sowie alle Regelungssysteme in 3 Modulen simuliert:

- Thermofluidynamik (Modul TFD),
- Wärmeleitung und Wärmeübertragung (Modul HECU) und
- Reaktorregelsystem (Modul GCSM).

Im Modul TFD wird der Reaktorkühlkreislauf modelliert. Grundlage der Definition der Anlagengeometrie sind Thermofluidobjekte (TFO), welche sich in die Einzelelemente Kontrollvolumina und Verbindungen untergliedern lassen. Die Lösung der Erhaltungsgleichungen basiert in ATHLET auf dem eindimensionalen Finite-Volumen-Verfahren und dem 5-Gleichungsmodell oder dem 6-Gleichungsmodell, bei dem auch die Impulsgleichungen separiert sind.

Im Modul HECU findet eine Beschreibung des Wärmeübergangs an feste Strukturen des Reaktorkühlkreislaufs und des Wärmetransports in diesen statt. Zur Berücksichtigung des Wärmeübergangs von den Thermofluidobjekten (TFO) zu den Wärmeleitobjekten (HCO) werden die Objekte miteinander gekoppelt. Die Wärmeabgabe der Strukturen an Räume im Containment, die mit COCOSYS simuliert werden, wird berechnet.

Das Modul GCSM (General Control Simulation Model) dient der Simulation von Regel- und Kontrollsystemen der Anlage sowie in der gekoppelten Version mit COCOSYS auch dem Übertrag von Daten an COCOSYS. In GCSM werden die relevanten Teile des Reaktorschutzes, die Steuerung von Einspeisesystemen (z. B. Nachspeisesystem RCIC, Hochdruckeinspeisesystem HPCI), das Öffnungsverhalten von Ventilen (Sicherheitsventile am Reaktor) und die Sprühsysteme im Containment modelliert. Über GCSM wird auch ein großer Teil der Kopplung mit COCOSYS realisiert, d. h. direkte Größen wie z. B. die Außentemperatur des RDB oder von Rohrleitungen werden ausgetauscht. Auch Hilfssysteme der Anlage, die nicht mit thermohydraulischen Volumen abgebildet sind, werden in GCSM simuliert, also z. B. die dampfbetriebenen Systeme RCIC und HPCI.

ATHLET-CD ist wie ATHLET auch strukturiert aufgebaut und die einzelnen Modelle dienen der Simulation unterschiedlicher Vorgänge:

- Brennstabverhalten (Modul ECORE),
- Verhalten in einem Schüttbett-/Schmelzesee (Modul MEWA),
- Schmelzeverhalten im unteren Plenum (Modul AIDA),
- Nuklidverhalten / Ausgangsinventar (Module OREST / FIPISO),
- Spaltproduktfreisetzung (Modul FIPREM) und
- Spaltprodukttransport (Modul SOPHAEROS).

Die Prozesse der Kernzerstörung, wie z. B. der Energieeintrag aus der Oxidation der Hüllrohre der Brennstäbe (BS), das Versagen der Hüllrohre als auch das Versagen der Steuerstäbe aufgrund eutektischer Reaktion oder das Schmelzen und die Verlagerung des geschmolzenen Brennstoffs, werden vom Modul ECORE gerechnet. Der Zeitpunkt einer Verlagerung von Kernschmelze aus dem Reaktorkern in das untere Plenum wird durch nutzerabhängige Kriterien simuliert, die über das Modul GCSM zu definieren sind. Voraussetzung ist dabei, dass sich genug keramische Schmelze im Kern gebildet hat. Ein Modell zum Versagen der unteren Kerngitterplatte existiert noch nicht.

Die Prozesse in der Kernschmelze im unteren Plenum bis hin zum Versagen des RDB-Bodens werden durch das Modul AIDA berechnet.

Das anfängliche Spaltproduktinventar im Reaktorkern wird mittels OREST / FIPISO bestimmt. Der Nutzer kann die Historie (gefährdete Reaktorleistung als Funktion der Zeit) für verschiedene Brennstoffzustände bzw. Abbrände vorgeben. Daraus wird das Inventar in diesem Brennstoff durch OREST berechnet. Das gesamte Kerninventar kann dann aus mehreren Berechnungen für vordefinierte Brennstoffe „zusammengemischt“ werden. Dieser Schritt wird durch FIPISO durchgeführt. FIPISO berechnet dann auch die zeitliche Entwicklung der Nachzerfallsleistung (NZL) aus dem so bestimmten Kerninventar. Die Freisetzung von Spaltprodukten während der Kernzerstörung aus dem Reaktorkern wird durch das Modul FIPREM simuliert, während der Transport der Spaltprodukte durch SOPHAEROS berechnet wird, eine Programmversion, die von IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, Frankreich) entwickelt wurde. In dieser bisherigen Version kann der Transport aus dem Reaktorkern nur über einen einzelnen Pfad, z. B. durch die Frischdampfleitung und gemeinsam über alle Sicherheitsventile in die Kondensationskammer (KoKa), simuliert werden. Freisetzungen aus dem Reaktor über andere Pfade, z. B. als Leckage am RDB-Boden direkt in die Druckkammer, mussten somit entfallen. Eine neue, erweiterte Programmversion war zu Beginn des Forschungsvorhabens in Arbeit und sollte zum Einsatz kommen.

Das Modul MEWA zur Berechnung von Partikelbetten aus Kernschmelze kam nicht zum Einsatz.

4.2 Charakteristika des Codes COCOSYS

Der Code COCOSYS (**CO**ntainment **CO**de **SY**stem) wird von der GRS für die umfassende Simulation von Stör- und Unfällen im Containment und den angrenzenden Gebäuden von Leichtwasserreaktoren entwickelt und validiert. Er besteht ebenfalls aus mehreren Modulen (/GRS 14b/, Abb. 4.2).

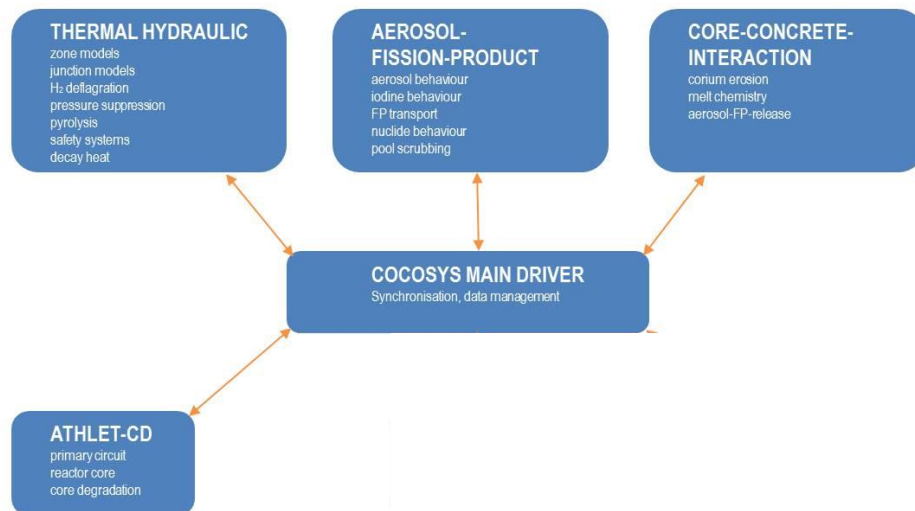


Abb. 4.2 Struktur des Codes COCOSYS /GRS 14b/

Der COCOSYS-Treiber sorgt für den Datenaustausch und die Synchronisation der Module untereinander als auch für die Steuerung von ATHLET/ATHLET-CD.

Das Modul THY (Thermohydraulik) berechnet alle thermohydraulischen Vorgänge. Dabei wird das Containment in verschiedene Zonen unterteilt, wobei innerhalb eines Zonenvolumens der Zustand des Systems nicht ortsveränderlich ist, sondern durch einen einzigen Satz von Zustandsvariablen (z. B. Druck, Temperatur und Stoffmengen im Bereich der Thermohydraulik) gekennzeichnet ist. Für die Verknüpfung der Zonen stehen verschiedene Verbindungsmodelle zur Verfügung. In COCOSYS wird grundsätzlich zwischen Atmosphären- und Drainageverbindungen (Wassertransport) unterschieden, wobei auch durch die Atmosphärenverbindungen Wasser (Wassermittress) und durch die Drainageverbindungen gelöstes Gas transportiert werden kann. Auf Erweiterungen diesbezüglich wird später eingegangen. Zur Simulation der technischen Systeme stehen spezielle Modelle/Optionen zur Verfügung, wie z. B. Berstscheiben, Ventile, trägheitsbehaftete Klappen und Türen oder Sprühsysteme.

Das Modul AFP (Aerosole und Spaltprodukte) simuliert den Transport und das Ablagerungsverhalten von Aerosolen im Containment, das Verhalten von Iod und anderen Spaltprodukten (SP) inklusive ihrer Nachzerfallswärmefreisetzung. Darunter fällt auch der Rückhalt von SP beim Durchströmen einer Wasservorlage, also beim Eintrag aus dem Reaktor in die KoKa eines SWR. Auch die Umwandlung (Zerfall) von Spaltprodukten und die daraus resultierende NZL werden von AFP berechnet.

Das Modul CCI (Core-Concret-Interaction) simuliert die Vorgänge nach dem Austrag des geschmolzenen Kerns aus dem RDB ins Containment, d. h. die Betonerosion und die Freisetzung nichtkondensierbarer Gase als auch die Freisetzung eines Teils der in der Schmelze verbliebenen Spaltprodukte. Bisher konnte nur eine Reaktorgrube simuliert werden.

4.3 Code-Verbesserungen und aufgetretene Probleme

Eine Zielsetzung des Forschungsprojektes war es, die Anwendung des Codepakets ATHLET-CD / COCOSYS fortzusetzen und in der Anwendung auf reale Unfallszenarien zu testen sowie begleitend zum Erkenntnisfortschritt Modelle weiter zu entwickeln und ggf. Fehler oder Schwachstellen in den Modellen zu finden und zu verbessern.

Im Laufe des Forschungsvorhabens vorgenommene Verbesserungen betrafen folgende Punkte:

- die Komplettierung der Kopplung zwischen ATHLET-CD und COCOSYS bezüglich des RDB-Versagens und des Schmelzeaustrages in das Containment (Module AIDA und CCI),
- die Möglichkeit, den Schmelzeübertrag (einmalig) aus einer Reaktorgrube in einen angrenzenden Raum berechnen zu können (Modul CCI),
- die Komplettierung der Modellierung in COCOSYS zu vollständig mit Wasser gefluteten und unterteilten Zonen inklusive des Spaltprodukttransportes (Modul THY) und
- die Verbesserung der Modellierung zum Spaltprodukttransport in ATHLET-CD z. B. hinsichtlich der Berücksichtigung mehrerer Transportpfade (neue Version von SOPHAEROS).

Neben den Modellverbesserungen wurden aber auch Unzulänglichkeiten in den Modellen in beiden Codes aufgefunden, die oft zeitnah in Rücksprache mit den Entwicklern

behalten werden konnten, aber jeweils einen Neustart der Analyse erforderten (zusätzlichen Zeitaufwand). Da in den dann verwendeten neueren Versionen auch Änderungen in der Thermohydraulik umgesetzt wurden, mussten einige an die gemessenen Werte angepasste Einstellungen von Parametern jeweils erneut angepasst werden. Zwar sind die Änderungen an sich jeweils klein, die langen Problemzeiträume einiger Tage führen aber auch bei kleinen Abweichungen in z. B. Widerstandsbeiwerten der Strömung zu teilweise starken Abweichungen.

Über vorgenommene Codeverbesserungen und aufgetretene Probleme wird nachfolgend zusammenfassend berichtet.

4.3.1 Modul AIDA – Vorgänge im unteren Plenum des RDB

- **Wärmeübergang vom Schmelzpool an das Wasser im unteren Plenum**

In AIDA ist ein Model für den Wärmeübergang vom Schmelzpool im unteren Plenum durch eine Kruste an das Wasser implementiert, das eine Art Interface-Temperatur nutzt. Dieses Modell wies zwei gravierende Probleme auf:

- Es wurde keine Energie vom Schmelzpool durch die umgebende Kruste an die Wasserschicht weitergeleitet, obwohl die Temperatur der Krustenoberfläche weit über der Siedetemperatur des Wassers lag.
- Der sehr hohe initiale Energietransfer bei der Ausbildung der Kruste um den Schmelzpool wurde überhaupt nicht berücksichtigt.

Beide Probleme erschienen zumindest aus Sicht des Anwenders unverständlich, da im Code der Wärmeübergang bzw. Wärmetransfer an der Außenseite der Kruste ausgegeben wird und sich die Oberfläche der Kruste relativ einfach berechnen lässt. Die von Hand berechneten Werte erschienen deutlich realistischer, als die vom Code berechneten Werte. Nach Rücksprache mit den Entwicklern, wurde das Modell dahingehend geändert, dass der bereits berechnete Wärmestrom pro Quadratmeter an der Oberseite der Kruste mit der Oberfläche der Kruste multipliziert und der so berechnete Wärmestrom an das darüberliegende Fluid übergeben wird.

- **Schadensakkumulation bei RDB-Versagen**

AIDA bietet verschiedene Modelle zu Berechnung des Versagenszeitpunktes des RDB im unteren Bereich. Im Hinblick auf die thermische Belastung des RDB-Bodens bei teilweise starken Druckanstiegen (Druckpeaks bei Umlagerung von Schmelze in Wasser) erschien die Verwendung des ASTOR-Modells, welches die Schadensakkumulation durch Druck und Temperatur berücksichtigt, als beste Wahl. Die Belastung der RDB-Wand im unteren Plenum wird dabei abhängig von der Temperatur und dem Druck berechnet, d. h. bei hohem Innendruck versagt der RDB bei deutlich niedrigeren Temperaturen, als bei niedrigem Innendruck. Aus der Belastung ergibt sich eine Schädigung der Wand, die Schädigung akkumuliert sich über die Zeit und wenn sie 100 % erreicht hat, versagt der RDB.

Während der Analysen zeigt sich, dass im ASTOR-Modell noch ein Fehler vorhanden war, d. h. konkret stoppte die durch einen Druckpeak beginnende Schadensakkumulation nicht mit dem Ende des Druckpeaks. Der existierende Quellcode wurde daraufhin untersucht, eine Liste von Schwächen / Fehlern der Modelle erstellt und diese den Entwicklern übermittelt. Bis zur Behebung stand nur ein vereinfachtes Modell zur Verfügung, das ein RDB-Versagen allein basierend auf einem Temperaturkriterium berechnet. Der Eingabedatensatz wurde dahingehend angepasst.

- **Kopplung der Module AIDA und CCI nach RDB-Versagen**

In einer neuen Codeversion (Entwicklerversion) wurde die Kopplung zwischen ATHLET-CD und COCOSYS bzw. der Module AIDA und CCI bezüglich des RDB-Versagens und des Schmelzeaustrages in das Containment realisiert. Dabei sollen sowohl die Kernschmelze als auch die in ihr noch enthaltenen Spaltprodukte bzw. Nuklide übertragen werden. Die Kopplung wurde zunächst so gestaltet, dass das Spaltproduktinventar der Schmelze im unteren Plenum nach RDB-Versagen ausgelesen und separat dem Schmelzepool im Containment übertragen werden musste. Zukünftig soll dies automatisiert erfolgen und dann auch die Freisetzung der Spaltprodukte aus der Schmelze automatisch berechnet werden. Diese Änderung ist umfangreich und wurde nicht mehr in der eingesetzten Version von COCOSYS realisiert. Die prinzipielle Funktionalität wurde getestet und sollte zum Einsatz kommen.

4.3.2 Modul CCI – Schmelzeübertrag aus einer Reaktorgrube in einen zweiten Raum

Im Modul CCI wurde die Möglichkeit geschaffen, einen einmaligen Schmelzeübertrag aus einer Reaktorgrube in einen angrenzenden Raum berechnen zu können. Dieses Model wurde benötigt, um ggf. nach RDB-Versagen in Block 3 einen Schmelzeaustrag aus der Reaktorgrube (Pedestal) in den angrenzenden ringförmigen Raum berechnen zu können. In beiden Bereichen könnte dann eine unabhängige Betonerosion berechnet werden, bis diese ggf. zum Erliegen kommt. Ein einsatzfähiges Modell wurde im Laufe des Forschungsvorhabens bereitgestellt.

4.3.3 Modul THY – vollständiges Fluten von Zonen

COCOSYS berücksichtigt einen Wasserpool in einem Raum (einer Zone) im Nichtgleichgewichtsmodell. In den COCOSYS-Versionen bis einschließlich der Version V2.4v4 muss jedoch immer in einem Raum auch eine Gasphase vorhanden sein, ein vollständiges Fluten der Zonen ist nicht erlaubt. Im Rahmen des Forschungsvorhabens RS1508 wurde das Zonen-Nichtgleichgewichtsmodell um das vollständige Auffüllen der Zonen erweitert. Dabei konzentrierten sich die Arbeiten auf wesentliche Aspekte des Flutvorgangs, wie das Entfernen der Gasphase aus einer Zone, die Berücksichtigung der zeitabhängigen Wasserhöhe in der Zone bei wärmeleitenden Strukturen und die Einführung eines neuen Verbindungstyps ATM_FULL, der den gleichzeitigen Transport von Wasser und von Gas erlaubt /SPE 14/. Das Modell sollte zur Berechnung der Temperaturschichtung im Torus der Blöcke 2 und 3 zum Einsatz kommen (vgl. Abschnitt 5.1.2). Die Erprobung zeigte, dass die sich ausbildende heiße, obere Wasserschicht im Torus einen starken Einfluss auf die Dampfkondensation und damit den Druck in der KoKa hat. Mit den bisher vorgenommenen Erweiterungen ließ sich dieses Phänomen anhand vertikal geschichteter Zonen abbilden. Es traten aber noch zu starke Vermischungsvorgänge auf, da die vom Dichteunterschied abhängigen Konvektionsmassenströme für vertikale Verbindungen im neuen Verbindungstyp ATM_FULL nicht berechnet werden.

4.3.4 Modul OREST / FIPISO – Inventarberechnung

Wie oben erwähnt, bietet das Modul OREST die Möglichkeit, Abbrandrechnungen für verschiedene Brennstoffkonfigurationen durchzuführen, um verschiedene radiale Leistungsprofile im Kern und verschiedene Abbrandzustände zu berücksichtigen. Bei detaillierter Auswertung der Ergebnisse hinsichtlich des ermittelten Kerninventars wurde ein

Fehler in der Implementierung entdeckt, da die zeitliche Entwicklung der NZL in den einzelnen Ringen des Kerns über die ersten 250.000 s des Betrachtungszeitraums nicht nachvollzogen werden konnte. Das berechnete Inventar konnte zunächst nicht auf Isotopenbasis ausgegeben werden, nur die Elementmassen und die NZL der einzelnen Elemente waren zugänglich. Der Fehler lag in der Zuordnung der im Input anzugebenden Abbrandwerte in den einzelnen Ringen.

Wie in Abschnitt 5.1.1 später erläutert, wurden die verschiedenen Abbrände und das radiale Leistungsprofil in den OREST-Rechnungen für jeden Kernring detailliert berücksichtigt und die Rechnungen – mit der nun richtigen Verteilung im Kern – wiederholt.

4.3.5 Code-Kopplung – Spaltprodukttransport bei kurzzeitigen thermohydraulischen Ereignissen

Die Kopplung der verschiedenen Module in ATHLET-CD und COCOSYS erfolgt über den Austausch über mehrere Zeitschritte bestimmter Integraldaten, beispielsweise für Masse und Energie aber auch für Spaltprodukte. Die Zeitschrittweitensteuerung ist dabei nicht fest, sondern an den berechneten Stöfallablauf automatisch angepasst. Dabei kann quasi jedes Modul alle anderen Module anweisen, die Zeitschrittweite des nächsten Zeitschritts zu reduzieren. ATHLET-CD rechnet dabei mit einer eigenen Zeitschrittweite und übergibt Massen- bzw. Energieströme an COCOSYS zu bestimmten Zeiten. Auch in COCOSYS rechnen die Thermohydraulik und das AFP-Modul mit unterschiedlichen Schrittweiten. Eine hohe Dynamik von Vorgängen könnte dazu führen, dass Gas, Dampf oder Wasser über kurzzeitig öffnende Verbindungen strömen (z. B. die Druckausgleichsklappen an der KoKa), aber keine Spaltprodukte transportiert werden, da der Zeitschritt des AFP Moduls zu groß ist.

In den Analysen wurde das Problem für den Austrag gasförmiger SP und Aerosole aus der Koka über die Druckausgleichsventile identifiziert und konnte durch eine Änderung des Ansprechverhaltens der Ventile (offen über einen deutlich größeren Druckbereich) gelöst werden. So ist sichergestellt, dass das Modul AFP den Massenstrom über diese Ventile registriert und entsprechend den Spaltprodukttransport berechnet. Generell ist hier eine Änderung der Zeitschrittweitensteuerung erforderlich.

4.3.6 Modul SOPHAEROS – Spaltprodukttransport

Bei der Auswertung der durchgeführten und erweiterten Analysen für die Blöcke 2 und 3 hinsichtlich des Spaltprodukttransportes im Reaktorkreislauf sowie im Containment traten unerwartete und bis dato nicht sichtbare Probleme auf. Generell ist eine detaillierte Auswertung zum Spaltproduktverhalten sehr aufwändig und kompliziert, wegen der großen Menge an Daten und dem begrenzten Zugriff über die Ausgabefiles. Diese beziehen sich auf die Codeversion, die auch im OECD/NEA BSAF-Projekt, Phase I, eingesetzt wurde. Es wurde „die alte Version von SOPHAEROS“ genutzt, bei der nur ein Transportpfad durch den Reaktorkreislauf modelliert werden konnte. Die neue Codeversion war verzögert und stand erst gegen Ende des Forschungsvorhabens zu Testzwecken zur Verfügung.

- **Isotopenberechnung – Masse und Zusammensetzung**

Die Detailauswertung der Rechnungen für die Blöcke 2 und 3, die bereits eine gute Übereinstimmung der thermohydraulischen Rechenergebnisse mit Messwerten aufwiesen, zeigte eine realistisch erscheinende Menge an ins Containment transportierten Spaltprodukten. Bei näherer Analyse der Ergebnisse fiel auf, dass deutlich größere Massen vor allem bei den gasförmigen Spaltprodukten freigesetzt wurden, als im Ausgangsinventar vorhanden waren. Dabei hielt die Freisetzung insbesondere nach Materialumlagerung ins untere Plenum unvermindert an (Abb. 4.3).

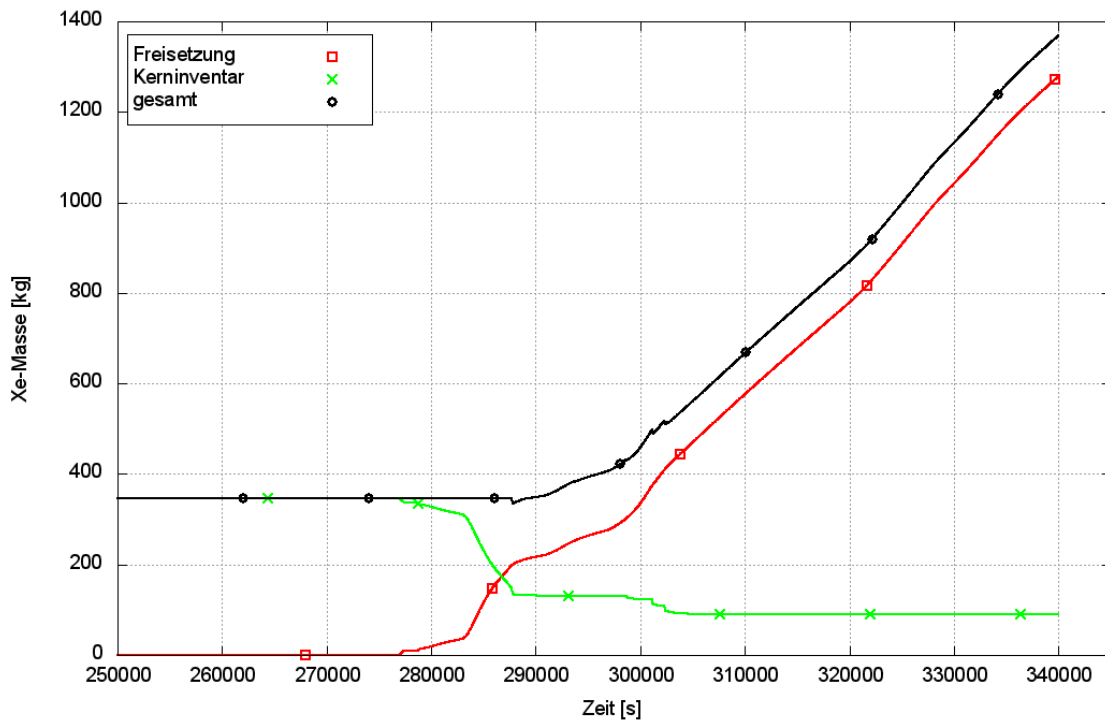


Abb. 4.3 Xe-Kerninventar, Xe-Freisetzung und gesamte Xe-Masse vor und nach der Verlagerung in das untere Plenum (Block 2)

Außerdem waren dies ausschließlich stabile Isotope. Da gasförmige SP aber am schnellsten aus dem RDB ausgetragen werden, wurde der Fehler in diesem Fall dort zuerst bemerkt, würde aber auch für aerosolförmige Partikel gelten. Da diese Gase thermohydraulisch nur über die NZL rückwirken, wurde der Fehler nicht z. B. durch eine falsche Druckberechnung bemerkt. Der Fehler konnte relative zeitnah behoben werden und die Rechnungen mussten komplett wiederholt werden.

- **Nacherfallsleistung in der späten Unfallphase**

Nachdem der Fehler in der Berechnung der Nuklidfreisetzung behoben war und nicht mehr nur stabile Isotope aus dem Kern freigesetzt wurden, eskalierte jetzt die Nacherfallsleistung (NZL) der SP in der späten Unfallphase nach Kernumlagerung ins untere Plenum (siehe Abb. 4.4 für Block 2). Der Graph zeigt die verbliebene NZL innerhalb des Kerns (rote Linie), die NZL des verbliebenen Materials im unteren Plenum (hellgrüne Linie) sowie die Leistung der SP, die während der Kernzerstörung freigesetzt wurden (blaue Linie). Diese drei Kurvenverläufe sind plausibel. Dagegen zeigen die abgegebene NZL der SP im Primärkreis/Reaktorkreislauf (dunkelgrüne Linie) und im Containment/SHB (schwarze Linie) Werte auf, die um Größenordnungen über der gesamten NZL aller SP liegen, was falsch ist. Ab ca. 303.000 s beginnt die NZL im Primärkreis zu

steigen und übertrifft die freigesetzte NZL ab ca. 304.000 s deutlich; 306.500 s nach Beginn der Analyse erreicht sie fast 65 MW, das ca. 10-fache der NZL des gesamten Kerns vor Beginn der Kernzerstörung. Die NZL innerhalb des Containments steigt die ganze Zeit weiter an, am Ende der Rechnung bis auf ca. 23 MW. Vor allem fiel auf, dass unrealistisch viel kurzlebiges I-132 in das Containment freigesetzt wurde, etwas mehr als 0,5 kg.

Dieser Fehler im Spaltproduktverhalten hinsichtlich der NZL wurde durch das sich ändernde thermohydraulische Verhalten (sehr hohe Temperaturen in bestimmten Bereichen) sofort in den Fokus gerückt. Weitere Analysen verdeutlichten, dass auch die Spaltproduktrechnungen vor der Kernumlagerung bereits Fehler auswiesen (siehe Abb. 4.5). Es ergibt sich kein Zusammenhang zwischen der NZL der freigesetzten Spaltprodukte (blau) und der NZL innerhalb des Primärkreises und des Containments; die NZL in Reaktorkreislauf und Containment ist in Summe deutlich niedriger als die NZL aller freigesetzten SP.

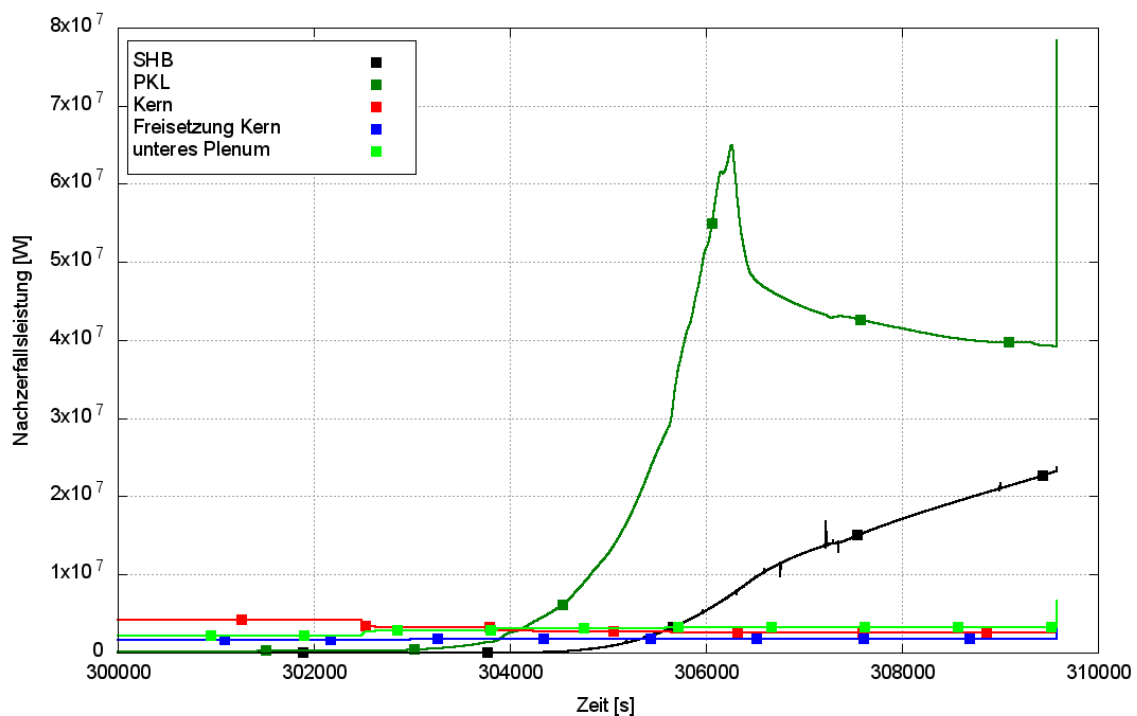


Abb. 4.4 Nachzerfallsleistung der Spaltprodukte im Kern (rot) und der freigesetzten Spaltprodukte in Reaktor (grün) und Containment (schwarz) nach der Schmelzeverlagerung in das untere Plenum (Block 2)

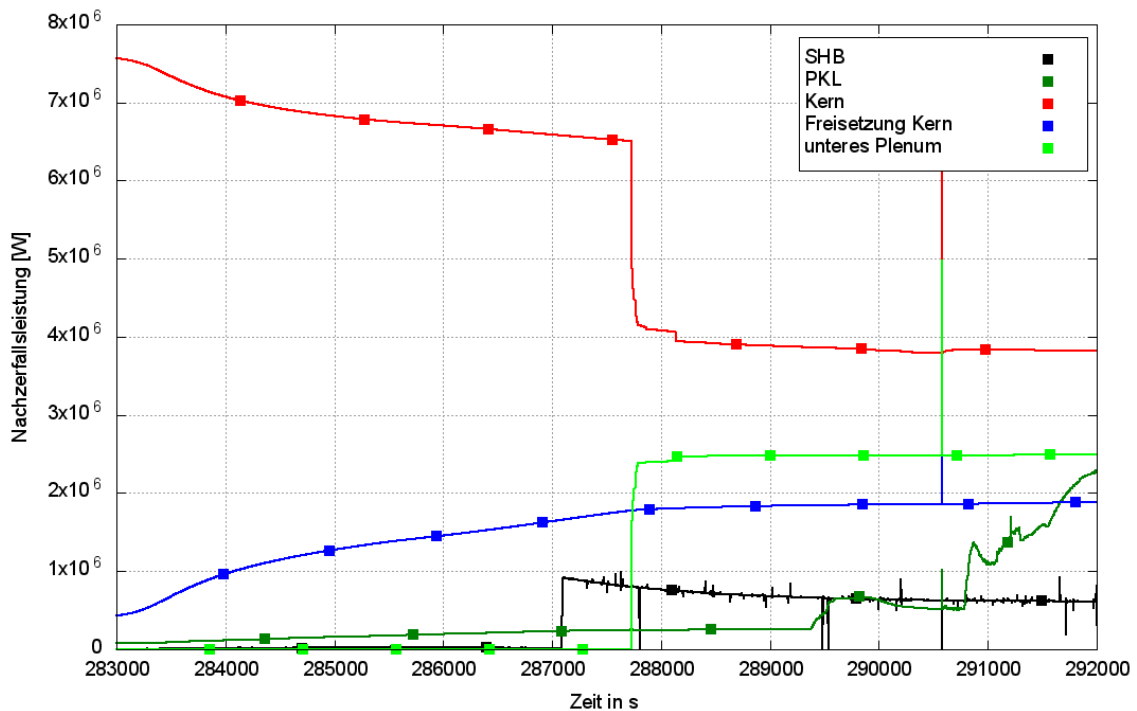


Abb. 4.5 Nachzerfallsleistung der Spaltprodukte im Kern (rot) und der freigesetzten Spaltprodukte in Reaktor (grün) und Containment (schwarz) vor der Schmelzeverlagerung in das untere Plenum (Block 2)

Der Fehler in der Eskalation der NZL in der späten Phase konnte behoben werden, indem das Isotopenspektrum der freigesetzten SP innerhalb des Reaktors und der Frischdampfleitung jetzt separat vom Isotopenspektrum im Kern berechnet wurde. Im Unfallablauf wird ein großer Teil der aus dem Kern freigesetzten Spaltprodukte im Reaktorkreislauf zurückgehalten. Nachdem nahezu das gesamte anfängliche Iodinventar freigesetzt wurde, wird das Nuklidspektrum im Kern (wenige mg) durch I-132 aus dem Te-132 Zerfall bestimmt. I-132 hat eine sehr hohe NZL. Wird jetzt das Nuklidspektrum aus dem Kern auf den Reaktorkreislauf übertragen, ergibt sich dort ein großer Fehler, bedingt auch durch die starke Rückhaltung. Bisher wurden Unfallszenarien meist mit einer deutlich früheren, und somit auch schnelleren Kernzerstörung gerechnet, so dass der Fehler bedingt durch den späteren Te-Zerfall nicht bemerkt wurde.

Das zweite Problem der sehr geringen (zu geringen) NZL im Reaktorkreislauf und im Containment im Vergleich zur NZL aller freigesetzten SP konnte dagegen nicht mehr gelöst werden; es wurde auf die in abschließender Validierung befindliche neue Codeversion mit neuem SOPHAEROS-Modul verwiesen. Es wird u. U. auch dem Umstand der geänderten Nuklidzusammensetzung bei Kernzerstörungsbeginn nach 2 – 3 Tagen wie im Unfallablauf in Fukushima zugerechnet.

4.3.7 Konsequenzen aus Code-Problemen für die Unfallanalysen im Forschungsvorhaben

Ungeachtet erzielter Fortschritte in der Modellierung der Unfallabläufe und ablaufentscheidender Phänomene in beiden Codes kamen erforderliche Modellweiterentwicklungen nicht immer rechtzeitig und es konnten nicht alle Fehler behoben werden. Insbesondere die geschilderten Defizite der Berechnung der Rückwirkungen der NZL auf die Vorgänge im Reaktorkreislauf und im Containment sind essentiell für den Unfallablauf. Aufgrund der hier geschilderten starken Diskrepanzen wurden die Rechnungen frühzeitig abgebrochen, da ein reales Verständnis des Unfallablaufs so nicht erreicht werden kann.

Um dennoch weiterrechnen zu können, wurde auch versucht, mit der noch nicht freigegebenen ATHLET-CD-Version mit dem neuen Modul zum Spaltprodukttransport die Unfallabläufe zu rechnen. Dies erforderte zeitlich aufwändige erneute Anpassungen auch für den frühen Unfallablauf. Die Ergebnisse dieser Rechnungen wiesen aber auch noch Unzulänglichkeiten bzgl. der NZL in Kühlkreislauf und Containment auf, so dass auch mit dieser Version die Rechnungen nicht erfolgreich fortgesetzt werden konnten. Der erreichte Stand der Arbeiten ist in Abschnitt 5 dargestellt und Konsequenzen bzgl. nicht möglicher Arbeiten im Vorhaben sind dort kurz erläutert.

Dennoch konnte eine wesentliche Zielsetzung des Forschungsprojektes erreicht werden, die in der Anwendung des Codepakets ATHLET-CD / COCOSYS auf reale Unfallszenarien bestand, um diese zu testen, sowie begleitend zum Erkenntnisfortschritt Modelle weiter zu entwickeln, und ggf. Fehler oder Schwachstellen in den Modellen zu finden und zu verbessern.

5 Deterministische Unfallanalysen – Datensätze und Ergebnisse

Im Forschungsvorhaben wurden die Unfallanalysen für die baugleichen Blöcke 2 und 3 in Fukushima Daiichi fortgeführt. Unfallanalysen für den kleineren Block 1 wurden nicht durchgeführt.

5.1 Datensätze für die Blöcke 2 und 3 in Fukushima Daiichi

Nachfolgend werden die Grundzüge der erweiterten Datensätze erläutert; die Ausgangsbasis ist in Abschnitt 2.2 beschrieben. Unterschiede bestehen sowohl in der Modellierung einzelner Systeme oder Gebäudeteile als auch im Kerninventar sowie der Nutzung von verschiedenen Systemen im Unfallablauf. Die erforderlichen Daten wurden den Teilnehmern des OECD/NEA BSAF-Projektes bereitgestellt und in Phase II wo nötig erweitert.

5.1.1 Datensatz des Reaktors – ATHLET-CD

Die Nodalisierung des RDB sowie des Teils der 4 Frischdampfleitungen (FDL) innerhalb des Containments ist in Abb. 5.1 dargestellt. Zur besseren Übersicht sind die Nodalisierung des Kerns in Abb. 5.2 und die der Brennelemente in Abb. 5.3 dargestellt.

Aus dem Kern strömt das Dampf-Wasser-Gemisch durch das obere Plenum (TFYD00OP00) in den Eintritt des Dampf-Wasser-Abscheiders (TFYD00SR00, TFYD00SEIN und TFYD00SEAU). Hier wird das eintretende Gemisch in die Fluid- und Dampfphase separiert. Der Dampf wird dann durch den Dampftrockner (TFYD00TRIN) geleitet, über dem sich der Dampfdom befindet. Aus diesem kann der Dampf in die vier Frischdampfleitungen (TFRA11Z101-TFRA11Z104) strömen, die jetzt separat modelliert werden. Ebenso die an die vier Frischdampfleitungen angeschlossenen jeweils zwei Sicherheits- und Entlastungsventile (S&E-Ventile). Da der Ansprechdruck der Ventile gestaffelt eingestellt ist, öffnen nur einzelne Ventile. Bei nicht verfügbarer Spannungsversorgung werden die Ansprechwerte unterschiedlich stark hochgesetzt.

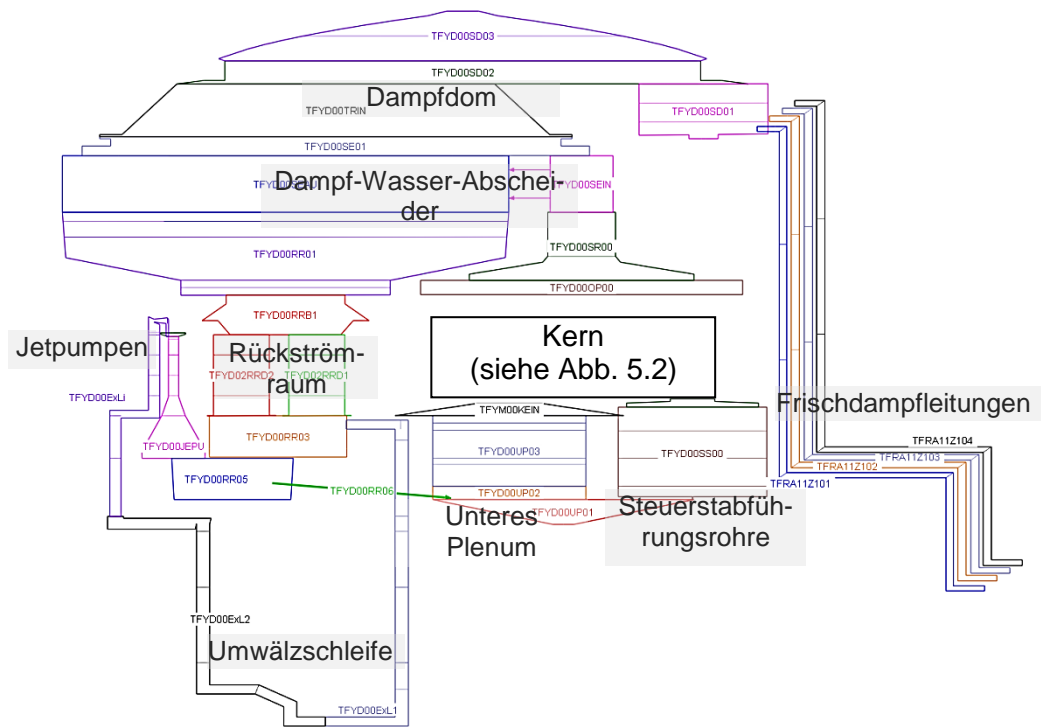


Abb. 5.1 Nodalisation des RDB und der Frischdampfleitungen

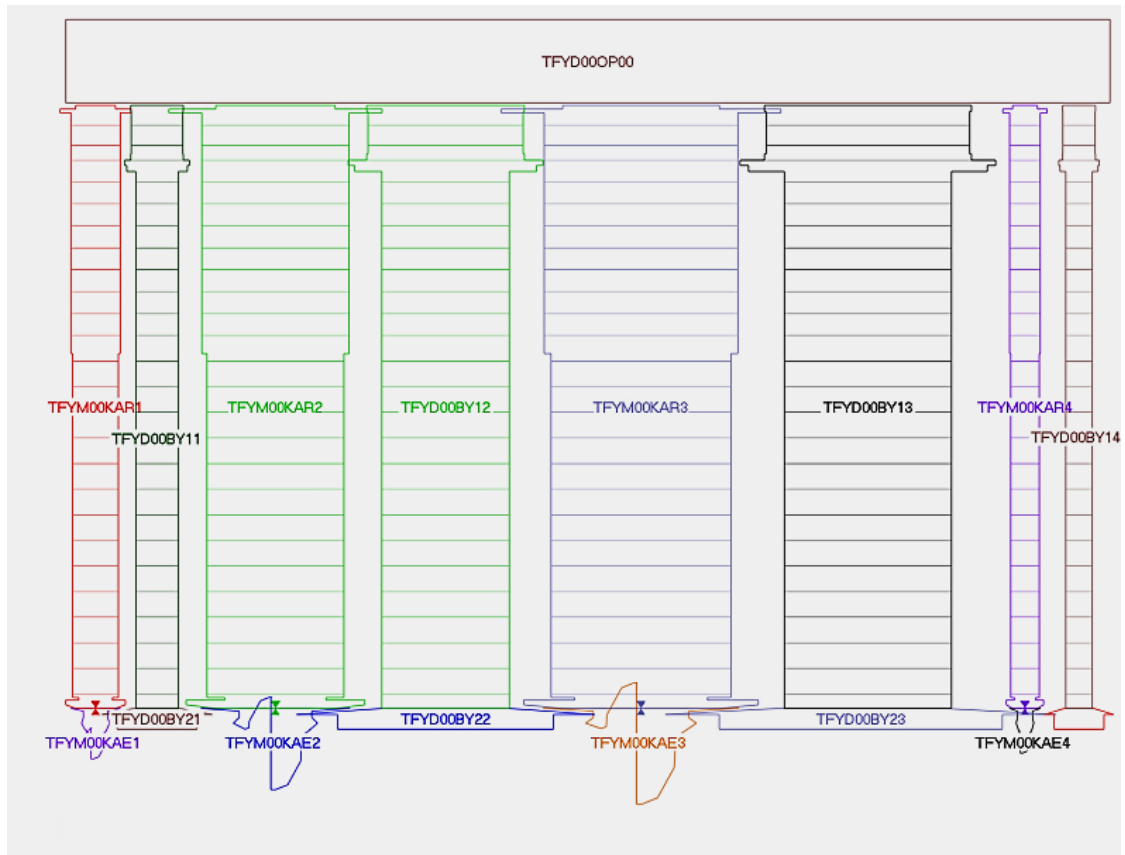


Abb. 5.2 Thermohydraulische Nodalisation des Reaktorkerns mit vier Kanälen und vier Bypässen

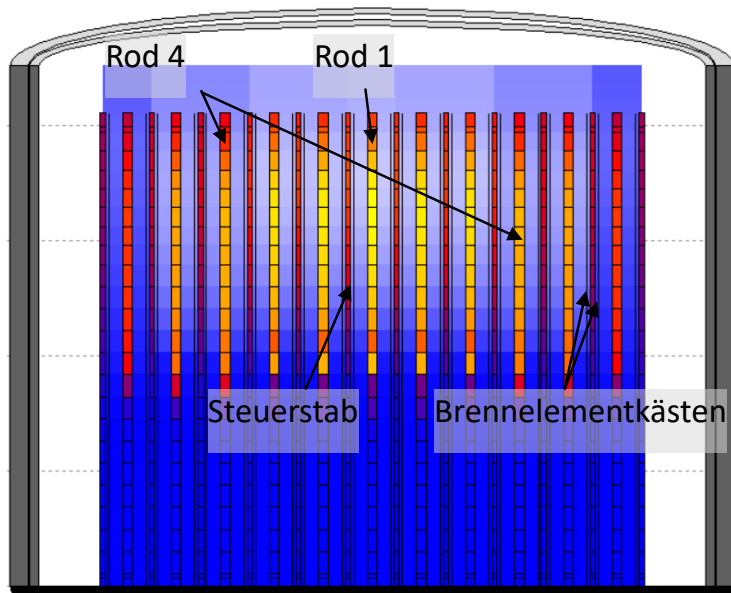


Abb. 5.3 Kernnodalisierung mit sechs Brennelement-Ringen (Rod) zugeordnet zu vier thermohydraulischen Kanälen

Tab. 5.1 Zahl der Brennelemente in jedem Rod (Kernring)

Rod	1	2	3	4	5	6
# Brennelemente	64	80	112	136	86	60

Das Wasser, das im Wasserabscheider anfällt, strömt nach unten in den Rückströmraum (TFYD00RR01 etc.), in welchem es sich mit dem Speisewasser vermischt. Im unteren Bereich des Rückströmraums ist dieser in zwei parallele Thermofluidobjekte (TFYD02RR1, TFYD02RR2) unterteilt; dadurch können Konvektionsprozesse besser simulieren werden. Die Reaktoren in Fukushima sind – im Unterschied zu deutschen SWR, die interne Zwangsumwälzpumpen haben, – mit externen Umwälzpumpen ausgestattet, die über die so genannten Umwälz- oder Treibwasserschleifen (TFYD00ExL1, TFYD00ExL2 bzw. TFYD00ExLi) zusammen mit den Jetpumpen für den Zwangsumlauf sorgen. Aus dem unteren Bereich des Rückströmraums wird das Wasser durch die externen Umwälzpumpen angesaugt. Die hohe Geschwindigkeit des Treibmediums beim Eintritt in die Jetpumpen erzeugt nach dem Gesetz von Bernoulli einen Unterdruck der Wasser am oberen Teil der Jetpumpen ansaugt. Diese enden im unteren Plenum (TFYD00RR05); von hier strömt das Medium durch die dafür vorgesehenen Öffnungen in den Steuerstabführungsrohren und somit in den Kern. Auch diese Modellierung wurde verbessert.

Da langfristige Bespeisung des RDB mittels der mobilen Pumpen in die Treibwasserschleifen erfolgt, müssen nach einer Druckentlastung diese und der Rückstromraum bis

zur Höhe der Jetpumpen aufgefüllt werden, bevor Wasser in das untere Plenum und von dort dann in den Kern gelangen kann. Diese Bauweise der Pumpen erzeugt eine Art Siphon im unteren Bereich des Rückstromraums, wodurch während der Kernzerstörung Wasser stehen bleiben kann.

Die thermohydraulische Nodalisierung des Kerns (Abb. 5.2 oben) besteht unverändert aus 4 Kernkanälen (TFYM00KAR1-4), die den Raum innerhalb der Brennelementkästen beschreiben. Dazu kommen vier Bypässe, welche den Raum außerhalb der Brennelementkästen simulieren, wo sich die Steuerstäbe im abgeschalteten Zustand befinden. Axial besteht jeder Kernkanal aus 26 Kontrollvolumen. Kommt es bei der Kernzerstörung zum Schmelzen der Brennelementkästen, werden automatisch Querverbindungen in der entsprechenden Höhe zwischen dem Bypass und dem entsprechenden Kernkanal geschaltet.

In ATHLET-CD ist es möglich, eine „gröbere“ thermohydraulische Nodalisierung des Kerns mit einer feiner unterteilten Modellierung der Brennelemente in den Kernringen (In ATHLET auch Rods) zu koppeln. In dem verwendeten Datensatz werden sechs Rods auf die vier thermohydraulischen Kühlkanäle verteilt (Abb. 5.3 oben); die Anzahl der Brennelemente je Rod ist in Tab. 5.1 oben aufgelistet. Der innerste und der äußerste Rod haben je einen separaten Kühlkanal, der zweite und dritte Rod und der vierte und fünfte Rod werden thermohydraulisch jeweils an einen Kühlkanal gekoppelt.

Um die Kernzerstörung und dabei auch die Spaltproduktfreisetzung aus dem Kern möglichst genau simulieren zu können, ist eine akkurate Reproduktion der NZL und vor allem der räumlichen Verteilung der Spaltprodukte im Kern nötig. Aufgrund der Ladestrategien beim Brennelementwechsel ist der mittlere radiale Abbrand nicht konstant. Dies gilt auch für die Leistungsverteilung. Im Kernzentrum werden durch den erhöhten Neutronenfluss mehr Kernspaltungen pro Zeiteinheit auftreten, als in der Peripherie. Daraus folgt auch, dass die Verteilung von kurzlebigen Spaltprodukten ebenfalls nicht homogen ist. Bei stationärem Betrieb bildet sich ein Gleichgewicht aus der Produktion und dem Zerfall der kurzlebigen Spaltprodukte aus. Dies gilt eigentlich auch für langlebige Spaltprodukte, allerdings nicht, wenn die Halbwertszeit in derselben Größenordnung wie die Zyklusdauer liegt.

Daten bzgl. des Abbrands und den Zeiten der vergangenen Zyklen wurden im Rahmen des OECD/NEA BSAF-Projektes den Teilnehmern zur Verfügung gestellt. Der komplette Datensatz bestand aus dem Abbrand am Anfang und Ende des „Zyklus“ für jedes der

548 Brennelemente (Block 2 und 3) unterteilt in 24 axiale Abschnitte (Beispiel in Abb. 5.4). Diese Daten konnten genutzt werden, um das axiale und radiale Leistungsprofil des Reaktors zu ermitteln sowie einen mittleren Abbrand pro Brennelement zu bestimmen. Für die OREST-Rechnung wurde der Abbrand in 6 (Block 2) bzw. 7 (Block 3) Gruppen unterteilt. Im nächsten Schritt wurde der Anteil der entsprechenden Abbrandgruppen in jedem Kernring ermittelt. Nicht jede dieser Gruppen ist in jedem Ring vertreten, so wurden z. B. in die beiden äußersten Kernringe keine frischen Brennelemente während der letzten Revision eingesetzt. Letztlich wurden für Block 2 27 und für Block 3 34 OREST-Rechnungen mit repräsentativen Brennelementen, die jeweils eine andere Betriebshistorie aufwiesen, in den einzelnen Rods durchgeführt.

Mit den bekannten Abbrandwerten und den bekannten Laufzeiten vergangener Zyklen kann nun die Leistungshistorie für jede Abbrandgruppe bestimmt werden, für den letzten Zyklus wird dabei noch das radiale Leistungsprofil (siehe Abb. 5.5) berücksichtigt. Dazu wurde die mittlere Änderung des Abbrands in jedem Kernring mit der gesamten Änderung des Abbrands bestimmt. Der so erhaltene Faktor wurde auf die Leistung des entsprechenden Kernrings während des letzten Zyklus aufgeschlagen.

Das radiale Leistungsprofil im Kern bestimmt vor allem das stabile Gleichgewicht der kurzlebigen Spaltprodukte, so dass es speziell während des letzten Zyklus von Bedeutung ist (112 Tage für Block 2 bzw. 169 Tage im Falle von Block 3). Der Einfluss vorheriger Zyklen ist in Anbetracht der langen Laufzeit im gegenwärtigen Zyklus und der vorherigen Revisionszeit gering, da das Gleichgewicht der kurzlebigen Spaltprodukte durch den letzten Zyklus bestimmt wurde.

Das Ergebnis dieser detaillierten Abbrandrechnung wird in Abb. 5.6 dargestellt, für einen Zeitpunkt 100 s (links) und 280.000 s nach Reaktorschnellabschaltung (RESA). Die Abbildung zeigt die Anteile verschiedener Spaltprodukte an der NZL und die relative NZL pro Brennelement in den sechs Kernringen. Um die Darstellung zu erzeugen, wurde die NZL aller 99 in ATHLET-CD berücksichtigten Elemente ausgelesen, die zwölf Elemente mit dem größten Beitrag zur NZL einzeln dargestellt und alle anderen Elemente unter dem Punkt „other“ aufsummiert.

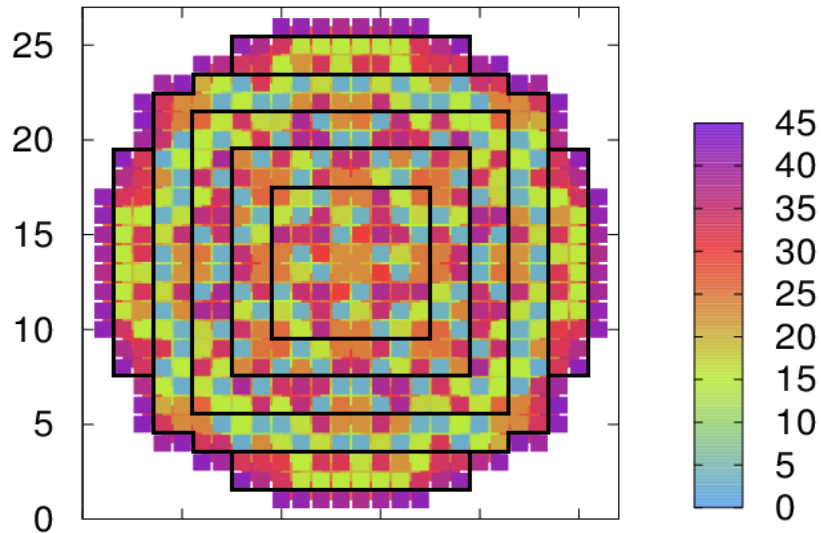


Abb. 5.4 Beispiel des Kernabbrandes [GWd/tU] zum Zeitpunkt des Unfalleintritts

Die Abb. zeigt auch die Zuordnung der Brennelemente zu den Rods: schwarze Rechtecke; die äußeren nicht umrandeten Elemente bilden den sechsten Ring.

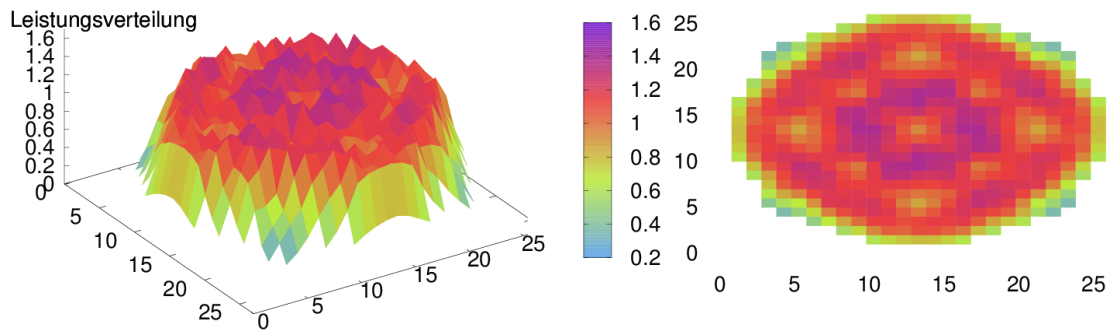


Abb. 5.5 Beispiel der relativen Leistungsverteilung im Kern in einem BE-Zyklus vor dem Unfalleintritt

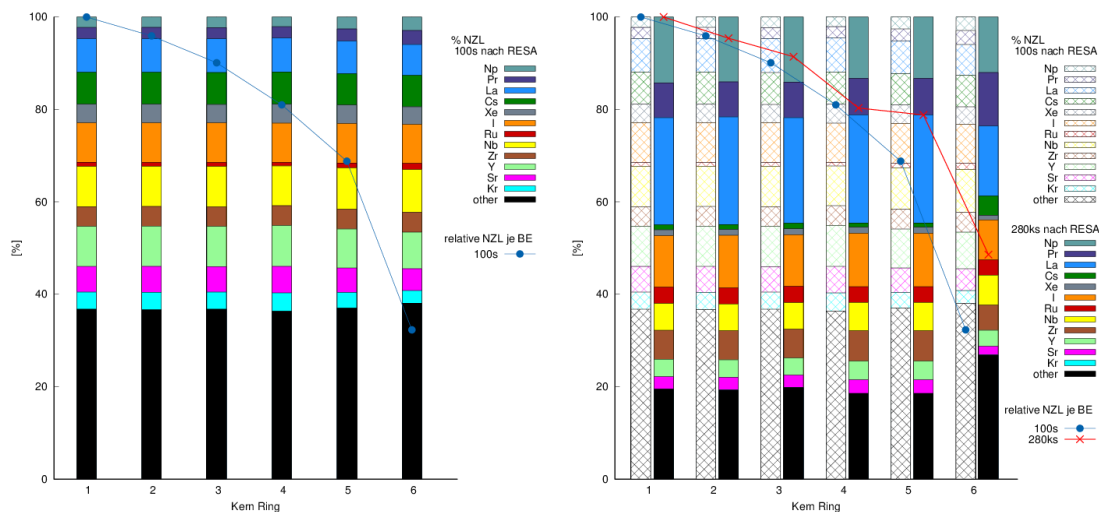


Abb. 5.6 Beispiel der Nachzerfallsleistung; (zeitlicher) Verlauf in den Kernringen: 100 s (links) und der Vergleich zu 280.000 s nach RESA (rechts)

Kurz (100 s) nach der RESA wird die NZL vor allem durch die kurzlebigen Spaltprodukte bestimmt. Bedingt durch die geringe Halbwertszeit ist deren Konzentration stark von der Leistungsverteilung / dem Neutronenfluss abhängig, da die Menge durch das Gleichgewicht der Entstehung (proportional zur Anzahl der Spaltungen) und dem Zerfall bestimmt wird. Im Zentrum des Kerns mit der höchsten Leistungsdichte ist diese Konzentration also deutlich höher als in der Kernperipherie mit einer niedrigeren Leistungsdichte. Dies zeigt sich besonders deutlich an der relativen NZL pro Brennelement (eingezeichnete Kurve jeweils in der Abbildung). Ein Brennelement am äußeren Rand des Kerns hat nur ca. 32,3 % der NZL eines BE im Zentrum des Kerns.

280.000 s nach RESA hat sich das Bild deutlich verändert. In Abb. 5.6 rechts wurde neben der Verteilung und Zusammensetzung der NZL zum Vergleich in schraffierter Form nochmals die NZL direkt nach RESA geplottet. Es ist zu erkennen, dass sich die NZL der ersten Kernringe eins bis vier nahezu analog entwickelt und sich die Verhältnisse zu einem BE in Zentrum des Kerns nur gering ändern. Ring fünf und Ring sechs haben jetzt aber eine deutlich höhere relative NZL. Dies liegt daran, dass sich in diesen Ringen besonders viele Brennelemente mit hohen Abbrandwerten befinden, so dass hier die NZL langsamer abfällt. Dies hat zum einen Effekte auf die Kernzerstörung und vor allem aber einen Einfluss auf die Spaltproduktfreisetzung bezogen auf das Inventar.

Mit dieser detaillierten Modellierung wurde versucht, dem Anliegen des OECD/NEA BSAF-Projektes Rechnung zu tragen und das Kerninventar möglichst genau abzubilden, um den Grad der Kernzerstörung möglichst genau ermitteln zu können und dabei Wert auf die zeitliche Freisetzung der Spaltprodukte (Cs und Iod) zu legen. Unterstellt man eine homogene Cs-Verteilung im Kern, ergibt sich eine andere Freisetzung, als bei einer

Analyse mit realistischer Verteilung entsprechend der Abbrandverteilung, bei der die eine höhere Cs-Konzentration im Außenbereich des Kerns liegt. In Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes hatte sich gezeigt, dass eine „rein thermohydraulische Analyse“ zwar die meisten Phänomene (Druck-, Füllstandsverlauf etc.) gut beschreiben kann, der Grad der Kernzerstörung und auch die Integrität des Reaktordruckbehälters jedoch sehr unterschiedlich berechnet werden.

5.1.2 Datensatz des Containments und des Reaktorgebäudes – COCOSYS

Die Nodalisierung des Reaktorgebäudes und des Containments sind in Abb. 5.7 in einem vertikalen Schnitt durch das Reaktorgebäude dargestellt. Die detaillierte Nodalisierung des Torus / der KoKa zeigt Abb. 5.8. und die Anordnung des Torus im Kellergeschoss des Reaktorgebäudes zeigt Abb. 5.9. Details werden nachfolgend erläutert.

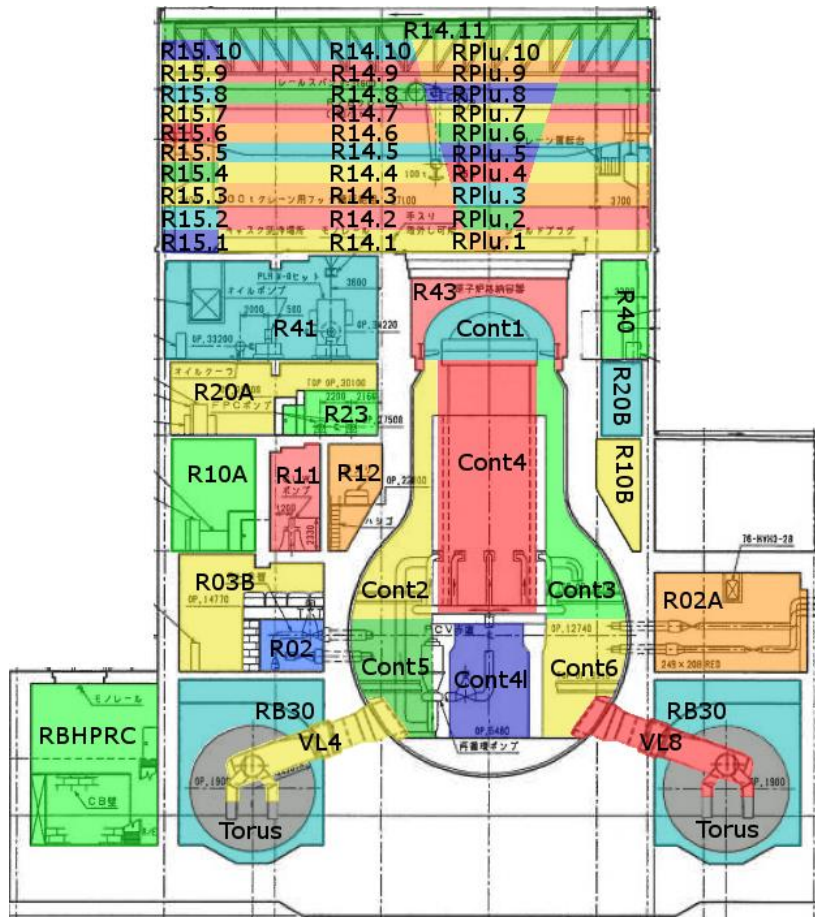


Abb. 5.7 Nodalisierung des Containments und Reaktorgebäudes

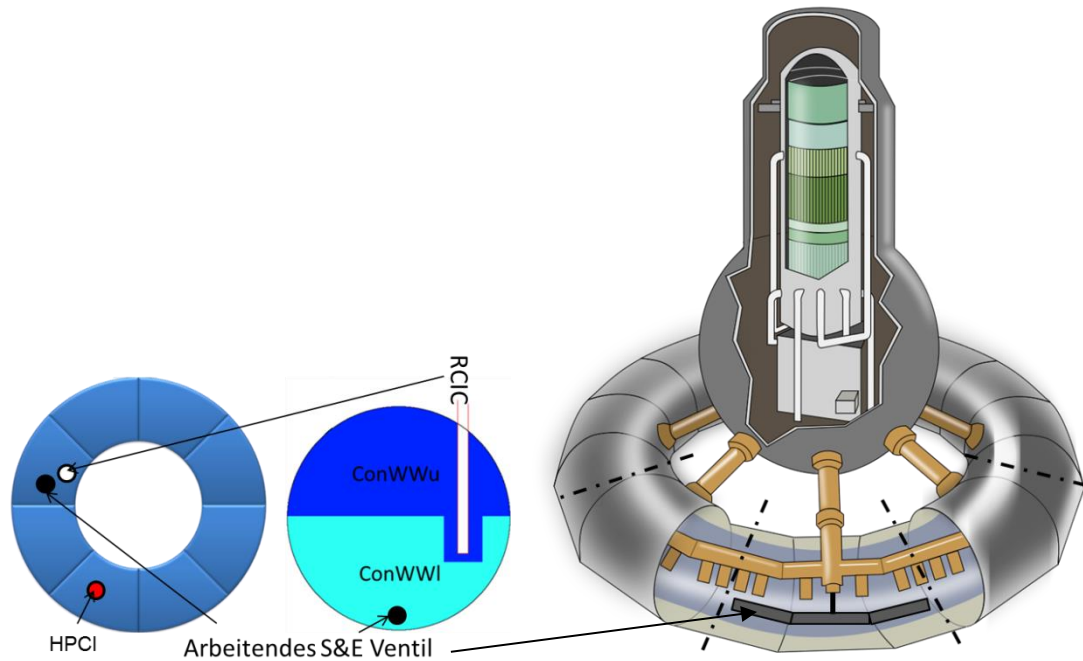


Abb. 5.8 Nodalisierung des Torus mit 2 Ebenen und 8 Sektoren und Einspeiseorte eines S&E-Ventils sowie Rückspeiseorte von RCIC- und HPCI-System

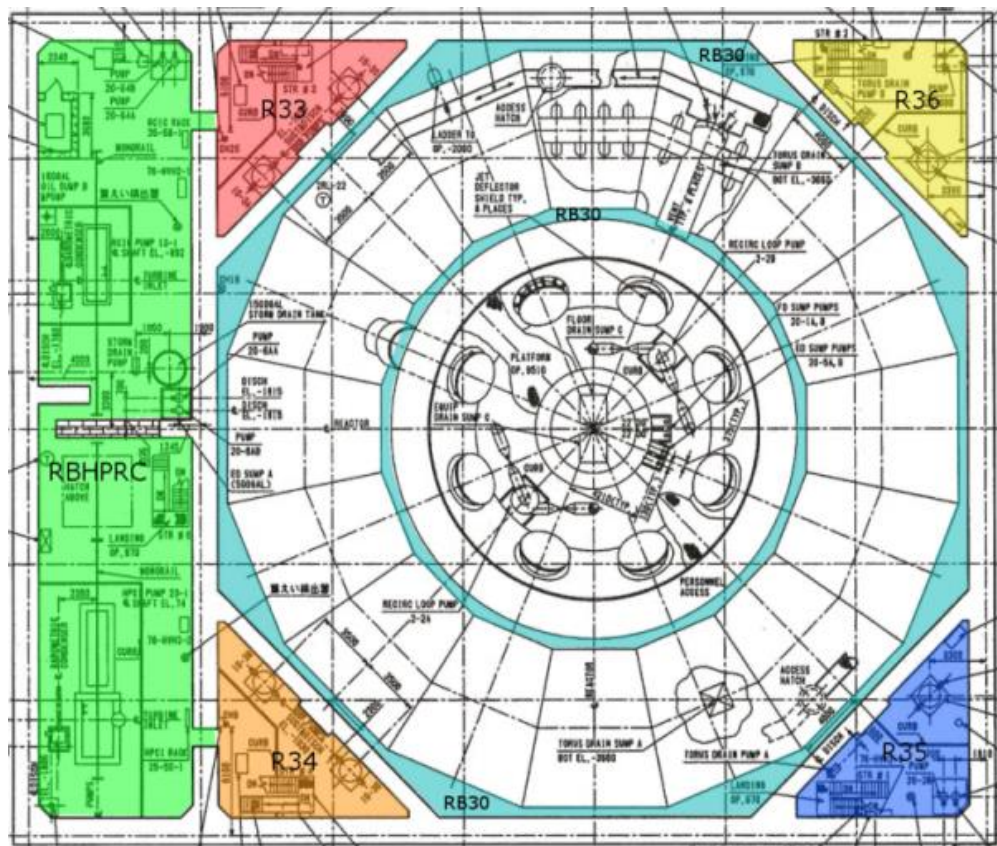


Abb. 5.9 Nodalisierung des Kellergeschosses mit Torusraum

- **Containment**

Die Druckkammer des Containments wird jetzt durch 7 Zonen plus je eine Zone für die acht Kondensationsrohre (Ventlines, VL1-8) modelliert. Die Nodalisierung der Druckkammer wurde um ein separates Volumen des Pedestal, dem Raum unterhalb des Reaktors (Cont4I), erweitert. Der Pedestal ist durch die Tragstrukturen (Wände aus Beton) vom Containment abgetrennt und es gibt auf Bodenhöhe eine Öffnung zum unteren ringförmigen Bereich der Druckkammer sowie weiter oben eine Durchführung zum Transport von Steuerstabantrieben zum mittleren Bereich. Im Fall eines RDB-Versagens tritt die Kernschmelze zunächst in den Pedestal aus und wird ggf. durch die Bodenöffnung weiter in die Druckkammer ausgetragen (siehe Diskussion in Abschnitt 3.1.3 und 3.2.2 zum Schmelzeaustrag).

Der untere Bereich der Druckkammer wird durch je zwei Zonen auf zwei Ebenen (Cont2-6) abgebildet. Die beiden unteren Zonen Cont5 und Cont6 sind mit je 4 Ventlines verbunden. Der obere Bereich der Druckkammer beinhaltet den RDB-Deckel und wird durch den Containment-Deckel abgeschlossen (Cont1). Die Deckeldichtung ist eine erkannte Schwachstelle für Leckagen, insbesondere wenn es im Unfallverlauf zu sehr hohen Druck- und Temperaturbelastungen kommt. Für den Unfallablauf und die Freisetzung von Radionukliden sind die Bedingungen zur Initiierung der Leckage wesentlich. Darüber hinaus besteht der Containment-Deckel aus Stahl ohne Isoliermaterial, so dass Wärme direkt in den Flutraum (R43) abgestrahlt werden kann.

Die Nodalisierung des Torus mit zwei Schichten und jeweils 8 Sektoren (Abb. 5.8) war bereits in Phase I des OECD/NEA BSAF-Projekts eingeführt worden, um eine thermische Schichtung innerhalb des Torus sowie die lokale Einspeisung von Dampf über RCIC, HPCI und die arbeitenden S&E-Ventile berechnen zu können /BAN 15/. Der Wasserspiegel liegt dabei in der oberen Ebene (ConnWWu). Der Einfluss des Flutvorgangs des Torusraums im Reaktorgebäude in Block 2 und die zusätzliche Wärmeabfuhr können damit berechnet werden.

- **Reaktorgebäude**

Das Modell des Reaktorgebäudes wurde im Vorhaben komplett überarbeitet, nachdem anlagenspezifische Informationen verfügbar gemacht wurden. In Abb. 5.7 sind die ausgewählten Raumbereiche des Reaktorgebäudes mit den in COCOSYS verwendeten Bezeichnungen „Rii“ eingetragen. Ca. 20 Räume umfasst das Modell im unteren Bereich. Im oberen Bereich oberhalb des Flurs des BE-Beckens wurden insgesamt 11 Ebenen

modelliert, und auch entsprechende „Plume-Bereiche“, die den Aufstieg von Gasen simulieren, die über Leckagen aus dem SHB (Ladedeckel) oder andere lokale Stellen (Treppenhäuser) aus dem unteren RG in den offenen Raumbereich eingetragen werden. Damit sollen mögliche Gasstratifikationen simuliert werden, die im Zusammenhang mit den beobachteten Zerstörungen durch die Wasserstoffexplosionen insbesondere in Block 3 vermutet werden. Eine derart aufwändige Nodalisierung der Gebäude ist erforderlich, um auch die Aerosolvorgänge detailliert abbilden zu können.

Im größten Raum im Kellergeschoss des Reaktorgebäudes befindet sich der Torus. Da der Torus aus Stahl aufgebaut ist, ist der Wärmetransfer über diese große Oberfläche von erheblicher Bedeutung. In jeder der vier Ecken des Torusraums befindet sich ein Treppenhaus (mit Türen), das in das Erdgeschoss und weiter nach oben führt. Die Treppenhäuser und der Raum des HPCI- und RCIC-Systems auf der linken Seite haben Drainageverbindungen zum Torusraum, so dass sich der Wasserlevel in diesen Räumen egalisiert. In Folge des Tsunamis ist Wasser in den Torusraum von Block 2 gelaufen und hat den Torus zusätzlich von außen gekühlt.

Aufgrund der offenen Bauweise und der großen Dimension vieler Räume im Reaktorgebäude sind sie im Modell durch zwei atmosphärische Verbindungen in verschiedenen Höhen verbunden; dies simuliert den Gasaustausch zwischen Räumen über eine offene Verbindung besser. Die Räume, die durch Türen vom Rest des Reaktorgebäudes abgetrennt sind, sind nur in der Simulation von Block 3 wichtig und sie wurden auch nur dort berücksichtigt. Aufgrund der Wasserstoffexplosion im Reaktorgebäude von Block 3 wurden diese Verbindungen geöffnet oder Wände zerstört, so dass es auch in diesen vorher abgeschlossenen Räumen zur Kondensation und Ablagerung von Spaltprodukten kommen kann.

Der Großteil des Erdgeschosses besteht aus einem großen offenen Raum, der in der Simulation durch die Zonen R03A (in Abb. 5.7 nicht zu sehen) bzw. R03B abgebildet wird. Vom Erdgeschoss bis hoch zum Beckenflur gibt es drei durchgehende Treppenhäuser und eine durchgehende große Öffnung im Boden, die nur auf dem Beckenflur durch eine Luke verschlossen wird. Dieser Schacht dient dem Transport von großen Bau- bzw. Ausrüstungsteilen mit einem Kran. Diese Öffnung zusammen mit den Treppenhäusern ermöglichen größere Konvektionsschleifen durch das gesamte Reaktorgebäude.

Die zweite Etage wird durch einen großen offenen Raum dominiert, der in der Simulation durch die Zonen R10A/B abgebildet wird. Mehrere Systeme sind auf „kleineren“ Räumen, die aber wieder durch Türen von dem großen Raum getrennt sind, verteilt. In Abb. 5.7 sind R11 und R12 Beispiele für solche Räume.

Die dritte Etage ist ähnlich nodalisiert. Der große Raum wird in zwei Zonen unterteilt R20A/B, und separate Räume werden in eigenen Zonen abgebildet.

Auf der vierten Ebene sind zwar auch wieder kleinere – durch Türen abgetrennte – Räume vorhanden, allerdings sind hier die Räume R40/41 wirklich physikalisch durch das Brennelementbecken und den Deckelabstellplatz sowie den Flutraum (R43) voneinander getrennt.

Der Flutraum im Reaktorgebäude ist von Betonplatten (englisch: shield plug, siehe Abb. 5.10) vom Beckenflur isoliert, die bei einer BE-Umladung entfernt werden können. Die Betonplatten wirken aufgrund der großen Oberflächen und der relativ häufigen Umlenkungen eines durchströmenden Gases durch die einzelnen Platten wie eine Art Filter. Bei den Arbeiten im Reaktorgebäude z. B. in Block 2 wurden gerade hier sehr hohe Ortsdosisleistungen gemessen. Diesen Beobachtungen wurde im Inputdeck Rechnung getragen, indem hier eine Aerosolrückhaltung mittels eines Filters simuliert wird. Die Rückhaltung des Filters muss durch die Angabe von Rückhaltefaktoren für die verschiedenen Partikelgrößenklassen definiert werden.

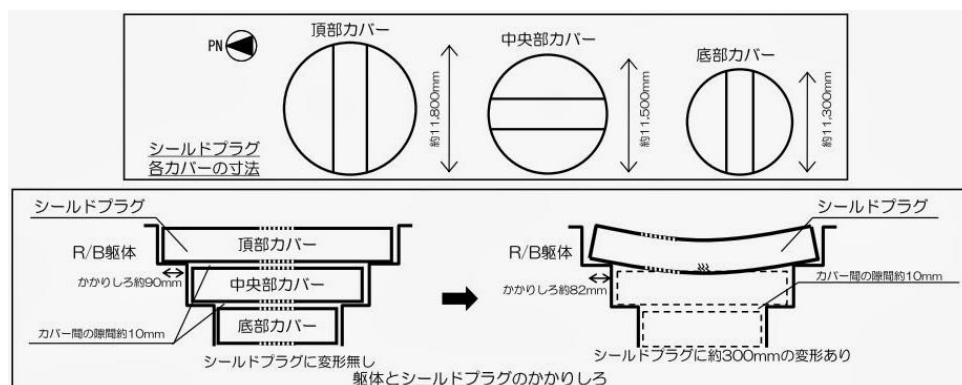


Abb. 5.10 Schematischer Aufbau der Betonplatten auf dem Reaktorraum (shield plug), oben: Aufsicht auf die Anordnung der Beton Platten, unten: Querschnitt und Verformung durch eine H₂-Explosion

Der Raum oberhalb des Beckenflurs (5. Ebene) wurde besonders detailliert nodalisiert, da Leckagen über den Containment-Deckel in diesen Raum führen. Das ausströmende

Gas wird aufgrund der Dichteunterschiede in dem sehr großen offenen Raum oberhalb des Beckenflures zur Decke steigen und sich nicht nur homogen in dem Raum verteilen. Um diesen dichte-getriebenen Aufstieg und die damit verbundene Konvektion zu simulieren, ist eine Plume-Nodalisierung (Abb. 5.7 Zonen RPlu.1 bis RPlu.10) aufgebaut¹. Die angrenzenden Zonen auf den Ebenen um den Plume sind in zwei Zonen aufgeteilt.

In COCOSYS sind für den Transport von Wasser zwischen Raumbereichen separate Verbindungen erforderlich. Hierfür wurden Drainage-Verbindungen modelliert, durch die im Raum anfallendes Kondensat in tiefer gelegene Räume (z. B. in einen Gebäudesumpf) abgeleitet werden kann.

In Block 2 gibt es eine direkte Verbindung vom Beckenflur in die Umgebung, die durch die Druckwelle der Explosion in Block 1 entstanden ist; ein „Blowout Panel“ wurde gelöst. In Block 3 wurde der Austrag von Gasen und Radionukliden durch die ungefilterte Druckentlastung des Containments modelliert. Leckagen aus dem Containment konnten nach der Zerstörung des Reaktorgebäudes mehr oder weniger ungehindert in die Umgebung freigesetzt werden.

Die Umgebung des Reaktorgebäudes wurde durch vier große Zonen simuliert, je eine zugeordnet zu einer Ebene des Reaktorgebäudes oberhalb der Bodenhöhe. Aufgrund der angestrebten langen Simulationszeit von mehreren Tagen müssen auch die Witterungsbedingungen, wie z. B. Tag/Nacht-Rhythmus, berücksichtigt werden. Dazu wurde eine Modellerweiterung in COCOSYS implementiert, die es ermöglicht, in einer Zone den Temperaturverlauf der Umgebung vorzugeben. Solche Zonen wurden an alle Außenstrukturen des Reaktorgebäudes gekoppelt, wobei vor allem an den dünneren Gebäudestrukturen oberhalb des Beckenflurs Auswirkungen zu erwarten sind. Dies ist von Bedeutung, da die jahreszeitlich bedingten Temperaturabfälle in der Nacht zu verstärkter Kondensation an Strukturen im Gebäude führen können.

¹ Die Plumezonen sind in der Abbildung nur symbolisch und nicht im richtigen Größenverhältnis dargestellt.

5.2 Unfallanalysen für Fukushima Daiichi, Block 2

5.2.1 Generelle Ergebnisse

In /BAN 15/ sowie in Abschnitt 2.2 sind die bisherigen Ergebnisse der Unfallanalysen aus Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes beschrieben. Nachfolgend werden die Ergebnisse mit dem aktuellen Datensatz für verschiedene Phasen des Unfalls in Block 2 zusammengefasst. Die Abbildungen finden sich am Ende des Kapitels.

- **Frühe Störfallphase mit laufender Kernkühlung**

Die Analysen (Zeitpunkt 0,0 s) beginnen mit der Reaktorschnellabschaltung, die durch das Erdbeben am 11.03.2011 14:46 JST ausgelöst wurde. Der Reaktor wird automatisch abgeschaltet, der Druck steigt und ein Sicherheits- und Entlastungsventil (S&E-Ventil) beginnt Dampf in die Kondensationskammer abzugeben. Nach dem Eintreffen des Tsunamis ca. 45 min später fiel in Block 2 jegliche Art der Spannungsversorgung – Wechsel- und Gleichstrom – aus. Später konnte eine Gleichspannungsversorgung z. B. durch das Anschließen von Autobatterien wiederhergestellt werden. Das erklärt auch, warum anfangs zahlreiche Messwerte von Anlagenparametern fehlen.

Wegen des Spannungsausfalls werden die Ansprechdrücke der S&E-Ventile um ca. 2 bar nach oben verschoben, was im Verlauf des RDB-Drucks zu sehen ist (Abb. 5.12).

Als der Tsunami eintrifft, läuft das RCIC-System (Abb. 5.11) zur Wärmeabfuhr und RDB-Bespeisung, das vorher durch den Reaktorschutz automatisch gestartet wurde. Das System nutzt Dampf aus der Frischdampfleitung, um eine Turbo-Pumpe zu betreiben, die Wasser aus einem Deionatbehälter (bis 51.240 s) und später aus der Kondensationskammer/Torus in den RDB speist. Der Abdampf der Turbine wird über ein Rückspeiserohr in die Kondensationskammer geleitet und heizt dort das Wasser lokal auf (siehe Abb. 5.8).

Durch den fortgesetzten aber unregelmäßigen Betrieb des RCIC-Systems steigt der Füllstand im RDB (Abb. 5.13) soweit an, dass Wasser in die Frischdampfleitungen gelangt. Damit gelangt dann ein Wasser/Dampf-Gemisch in die Turbopumpe des RCIC-System, wodurch dessen Wirkungsgrad stark abfällt. Da die NZL (Abb. 5.18) abnimmt, kann die Wärme ab ~2.000 s durch das RCIC-System abgeführt werden, das arbeitende S&E-Ventil schließt und der RDB-Druck fällt auf einen Bereich um 6 MPa ab (Abb. 5.12).

Im Containment steigt die Temperatur des Wassers in der KoKa (Torus) langsam an, da keinerlei betriebliche Kühlung verfügbar ist (Abb. 5.16) und kontinuierlich Wärme eingetragen wird. Der lokale Wärmeintrag in die KoKa/Torus über die Rückspeisung des RCIC-Systems führt zu einer Temperaturschichtung im Wasser. Die in die Kondensationskammer eingetragene Energie heizt nur noch die obere Wasserschicht auf (Abb. 5.16). Dies wurde bereits in Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes ausführlich untersucht /BAN 15/, /OECD 15/ und der Vorgang lässt sich jetzt anhand einer Temperaturmessung aus dem Torus zeigen (Veröffentlichung von TEPCO /TEP 14/). Die Temperaturmessungen im oberen Wasserbereich des Torus werden durch die Rechnung gut getroffen (Abb. 5.17); der Abfall wird durch das Öffnen eines S&E-Ventils verursacht und qualitativ auch gut wiedergegeben.

Auch der Druck im Containment steigt langsam an (Abb. 5.14), insgesamt aber deutlich langsamer als in Block 3, da durch den Tsunami ein Teil des Reaktorgebäudes und des Maschinenhauses mit Wasser vollgelaufen ist, und der untere Teil des Torus somit von außen gekühlt wird. Auch dies wurde bereits in Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes ausführlich diskutiert /BAN 15/, /OECD 15/ und diese These wird mittlerweile in den meisten Unfallanalysen unterstellt. Abb. 5.15 zeigt die angenommene Wassermasse im Torus. Sie steigt vor allem in den ersten Stunden rasch an. Später (ab ca. 200.000 s) ist eine leichte Abnahme der Wassermasse zu sehen, die an der Verdampfung von Wasser nach Erreichen des Siedezustandes liegt. Der Dampf strömt dann von unten durch das Reaktorgebäude.

Weitere Details der Analysen der frühen Unfallphase sind in /BAN 15/, /OECD 15/ dokumentiert; hier hat es quasi keine neuen Erkenntnisse gegeben.

- **Ausfall der Kernkühlung und Beginn der Kernaufheizung**

Etwa 247.500 s nach dem Erdbeben fällt in Block 2 das RCIC-System aus. Die genaue Ursache für den Ausfall ist bis heute nicht geklärt. Durch den Ausfall der Wasser/Dampf-Entnahme aus der Frischdampfleitung und den Ausfall der RDB-Bespeisung beginnt der RDB-Druck zu steigen (Abb. 5.12), bis der Ansprechdruck des ersten S&E-Ventils erreicht wird. Jetzt wird Dampf über die tief in der KoKa (Torus) liegenden Sparger (vgl. Abb. 5.8) in die unteren Wasserschichten eingespeist, was zu einer Vermischung (Temperatenausgleich, Abb. 5.17) führt. Mit dem Einsetzen der Dampfabgabe über die S&E-Ventile vermischt sich wärmeres und kälteres Wasser im Torus und der Druck beginnt zu fallen (Abb. 5.14 bzw. Abb. 5.16).

Etwa 270.900 s nach dem Erdbeben wird eine Druckentlastung des Reaktors eingeleitet (Abb. 5.12), um die ausgefallene RDB-Bespeisung durch eine Bespeisung mit mobilen Pumpen bei niedrigem Druck initiieren zu können. Dadurch sinkt auch der RDB-Füllstand stark ab (Abb. 5.13). Das Öffnungsverhalten der S&E-Ventile bei der Druckentlastung wurde in der Analyse an den gemessenen Druckverlauf angepasst, da keine Details bekannt sind. Es wurde von einem Öffnen von mehr als einem S&E-Ventil ausgegangen.

Die mobilen Pumpen zur externen Bespeisung wurden bereits vor der Druckentlastung gestartet und die Einspeisung begann bei Drücken unter ca. 1 MPa. Die Einspeisung war später von ca. 275.660 s – 277.720 s ausgefallen, da der Diesel aufgebraucht war. In allen Analysen musste die Einspeiserate von Hand eingestellt werden, da der Massenstrom nur grob bekannt war /OECD 15/.

- **Kernaufheizung und Kernzerstörung**

Generell wurden für die Phase der Kernzerstörung im Block 2 im Verlaufe des OECD/NEA BSAF-Projektes vielfältige Analysen durchgeführt und verschiedene Hypothesen verfolgt. Dies sowohl von der GRS als auch von den Partnern im OECD/NEA BSAF-Projekt, Phase II (vgl. Abschnitt 3.1.4) mit ihren Tools. Dennoch kann auch jetzt am Vorhabensende noch keine Analyse die sogenannte „Phase der drei Druckpeaks“, in der die maßgebliche Kernzerstörung stattfand, schlüssig erklären oder berechnen. Einigkeit besteht insoweit darin, dass es in dieser Phase zu einer starken Kernzerstörung gekommen ist und dass das RDB-Versagen und der Schmelzeaustrag zeitlich erst nach dem Ende dieser Phase liegen können. In Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes war am Ende noch davon ausgegangen worden, dass es wahrscheinlich nicht zu einem RDB-Versagen gekommen war (vgl. Abschnitt 0), was aber mittlerweile die Erkenntnisse aus den Anlageninspektionen (vgl. Abschnitt 3.2) widerlegen.

Im weiteren Unfallablauf fallen nach der RDB-Druckentlastung die geöffneten S&E-Ventile zunächst teilweise wieder zu und der Druck beginnt etwas zu steigen (Abb. 5.12 bzw. Abb. 5.22). Nach 273.360 s schließen sich alle Ventile nahezu komplett und erst ab ca. 276.000 s wird mindestens ein S&E-Ventil wieder etwas mehr geöffnet. Dies sind nicht bestätigte Annahmen, die so oder ähnlich in allen Analysen getroffen wurden, um den RDB-Druckverlauf reproduzieren zu können.

Wegen der wieder ausgefallenen RDB-Bespeisung (ca. 275.660 s – 277.720 s, kein Diesel) und des unter die Kernunterkante abgefallenen Wasserstandes, beginnt sich der Kern aufzuheizen. Ab ca. 276.000 s hat sich der Kern soweit aufgeheizt (Abb. 5.19 oben

links), dass die Oxidation des Zirkons der BS-Hüllrohre und der BE-Kästen beginnt und H_2 gebildet wird (Abb. 5.20). Anfänglich nur relativ schwach, da wegen des niedrigen RDB-Füllstandes Dampf zur Oxidation fehlt. Der Eintrag von nichtkondensierbaren Gasen in das Containment erhöht dessen Druck ab ca. 278.000 s (Abb. 5.14 bzw. Abb. 5.22).

Ab ca. 280.000 s sind alle S&E-Ventile dann komplett geschlossen, auch das Wasser im Rückströmraum beginnt zu verdampfen und der RDB-Druck steigt steil an. Es bildet sich der erste der drei Druckpeaks aus (vgl. Diskussion dazu in Abschnitt 3.1.4 und Abb. 5.12). Mit dem erneuten Öffnen des Sicherheitsventils nach ca. 282.800 s gelangt wieder Dampf an den nun stark aufgeheizten Kern (Abb. 5.19) und innerhalb sehr kurzer Zeit werden fast 280 kg Wasserstoff gebildet (Abb. 5.20), die den Druck im Containment um ca. 0,1 MPa ansteigen lassen (Abb. 5.23).

Durch die erneute RDB-Druckentlastung verdampft ein großer Teil des verbliebenen Wassers auch im Rückströmraum. Die mobilen Pumpen können jetzt aufgrund des niedrigeren RDB-Drucks wieder Wasser in den RDB einspeisen. Sie müssen aber erst den Rückströmraum auffüllen, bevor Wasser in das untere Plenum gelangen kann. In dieser Phase findet quasi keine Oxidation im Kern statt, und da auch kein Kühlmittel in den Kern gelangt, heizt sich der Kern weiter auf und schmilzt. Das Ausbleiben der Kühlung im Kern ist auch am Verhalten des Drucks im Containment deutlich zu erkennen. Er ist in dieser Phase zwischen 1. und 2. Druckpeak relativ stabil (Abb. 5.14).

Die Kernzerstörung bei Block 2 ist im Unterschied zu Block 3 typisch für ein Niederdruckszenario, bei dem der Wasserstand schnell durch den Kern absinkt, so dass der ganze Kernbereich beginnt, sich aufzuheizen. Da anfangs nicht genügend Dampf verfügbar ist, setzt auch die Oxidation nur verzögert ein und der Zerstörungsvorgang geht zunächst langsamer voran. Im Kernzerstörungsablauf werden die Steuerstäbe aufgrund eutektischer Reaktion des Borcarbids mit dem Stahl frühzeitig im Unfallablauf schmelzen. Schon zu Beginn des ersten RDB-Druckpeaks beginnen die Steuerstäbe in großen Bereichen zu schmelzen (siehe Abb. 5.19 oben). Ein Wiederfluten des teilzerstörten Kerns (ggf. auch teilweise) birgt hier die Gefahr einer lokalen Rekritikalität (siehe Diskussion weiter unten und in Abschnitt 7.2). Die Kernzerstörung schreitet in der Phase zwischen erstem und zweitem Druckpeak rasch voran (siehe Abb. 5.19 unten), da keine Kühlung möglich ist und durch die Oxidation viel Wärme zusätzlich eingetragen wird. Kernschmelze lagert sich (in der Analyse) auf der Kerngitterplatte ab und bildet u. U. einen kleinen Schmelzpool aus.

Eine Verlagerung von geschmolzenem Kernmaterial in das untere Plenum erscheint bei SWR wegen der relativ offenen Konstruktion im unteren Bereich trotz intakter Kerngitterplatte möglich. In der Analyse wurde zu Beginn des zweiten Druckpeaks bei ca. 288.000 s die Verlagerung von Schmelze in das untere Plenum unterstellt (siehe Abb. 5.21), u. a. um den gemessenen Druckverlauf in RDB und Containment erklären zu können. In dieser Phase steigen sowohl RDB-Druck als auch Containment-Druck stark bis auf 0,75 MPa an (Abb. 5.23). Dies bedeutet auch, dass entweder mindestens ein S&E-Ventil teilweise geöffnet war, oder es eine andere Leckage aus dem RDB ins Containment gegeben haben muss, da sonst der Druck dort nicht ansteigen würde.

Nach der Materialumlagerung ins Wasser im unteren Plenum kommt es zur Ausbildung einer Kruste um die Schmelze und die darüber an das Wasser abgegebene Wärme führt zu einer starken Dampfbildung. Der Dampf gelangt in den Kernbereich und es wird wieder Wasserstoff an noch intakten Strukturen im äußeren Bereich des Kerns gebildet. Die Dampfbildung wird generell in ATHLET-CD noch zu gering berechnet, da Wechselwirkungen der Schmelze mit dem Wasser während der Umlagerung nicht berechnet werden, sondern nur die Wärmeabfuhr nach beendeter Umlagerung.

Die berechnete Freisetzung von Wasserdampf und H_2 über die S&E-Ventile in den Torus kann den gemessenen Druckaufbau im Containment (Abb. 5.23) als auch im RDB (Abb. 5.22) nicht zufriedenstellend erklären; dieser ist deutlich zu niedrig. Der ausgetragene Dampf wird in der Wasservorlage im Torus kondensieren, insbesondere da die Freisetzung über die Sparger in den unteren Bereich des Torus erfolgt, der von außen gekühlt wird. Die gebildete Menge an H_2 reicht allein nicht aus, den Druckanstieg zu erklären. Auch nicht komplett modellierte Phänomene in ATHLET-CD bei der Kernumlagerung sind vermutlich nicht die alleinige Ursache für die verbleibenden Unterschiede. Daher wurden wie oben angeführt andere Vorgänge gesucht/untersucht, die den Druckverlauf in RDB und Containment in dieser Phase besser erklären könnten, z. B. direkte Leckagen aus dem RDB über versagende Instrumentierungsrohre am RDB-Boden in die Druckkammer (siehe auch Diskussion im OECD/NEA BSAF-Projekt, Abschnitt 3.1.4) oder eine lokale Rekritikalität im Kern. Details dazu werden im nächsten Abschnitt zusammengefasst.

Der dritte Druckpeak zwischen ~292.000 s und 297.000 s wird ähnlich erklärt, wie der erste. Da der Druck im Containment jetzt quasi konstant bleibt (Messwerte), werden wieder alle S&E-Ventile als zugefallen angenommen. Ggf. erfolgt weiterhin eine Freisetzung

über die defekten Instrumentierungsrohre ins Containment, die dann durch die Containmentleckage kompensiert werden müsste, bis das erneute Öffnen eines S&E-Ventils bei ca. 297.000 s (Abb. 5.22) für einen sichtbaren leichten Druckabfall im Containment sorgt (Abb. 5.23). Dies wäre wieder mit der Vermischung kälteren mit heißerem Wassers im Torus beim Dampfeintrag über die Sparger der S&E-Ventile erklärbar.

Ein RDB-Versagen kann bis nach dem dritten Druckpeak nicht stattgefunden haben, weil sonst die Phänomene während der Phase der drei Druckpeaks nicht erklärbar wären. Der RDB wurde zwar (in der Rechnung) durch die Schmelze stark aufgeheizt, aber das Temperaturkriterium hat kein Versagen ergeben; auch eine Schadensakkumulation würde wohl zu diesem Zeitpunkt noch nicht zu einem Versagen führen. Die Analyse mit ATHLET-CD/COCOSYS wird wenige Zeit später noch vor einem RDB-Versagen beendet, da Fehler im berechneten Spaltproduktverhalten (siehe Abschnitt 4.3.7) eine Fortsetzung nicht sinnvoll erscheinen lassen. Generell wird im Rahmen des OECD/NRA BSAF-Projektes davon ausgegangen, dass ein RDB-Versagen nach ca. 336.000 s stattgefunden hat, wenn der Druck im Containment nach der Druckentlastung kurzzeitig wieder ansteigt (Abb. 5.23).

- **Freisetzungen in das und aus dem Containment**

Freisetzungen aus dem RDB haben vorzugsweise über die S&E-Ventile in die Wasservorlage der KoKa stattgefunden, wo Spaltprodukte teilweise zurückgehalten werden. Direkte Freisetzungen in die Druckkammer des Containments sind dann möglich, wenn es zu zusätzlichen Leckagen aus dem RDB kommt, z. B. über versagende Durchführungen der Kerninstrumentierung am RDB-Boden. Diese direkten Leckagen würden zu einer höheren luftgetragenen Konzentration an Spaltprodukten im Containment führen, da die Wasservorlage in der KoKa nicht durchströmt wird.

In der Anlage erreicht der Druck im Containment nach dem 2. Druckpeak ab etwa 290.000 s mehr als den doppelten Auslegungsdruck (Abb. 5.23), d. h. in der Phase der Kernzerstörung und der Freisetzung von Radionukliden. Es ist davon auszugehen, dass der hohe Druck in Kombination mit der hohen Temperatur im Containment zu einer Dehnung der Bolzen am Ladedeckel des Containments führt. Es wird davon ausgegangen, dass die so entstandene Leckage druckbegrenzend wirkt, d. h., dass nach Erreichen dieses hohen Druckniveaus weitere Freisetzungen in das Containment nicht zu einer weiteren Druckerhöhung führen, sondern ggf. zu einer Vergrößerung der Leckage, die in den Flutraum des RG und weiter durch Spalte im „shield plug“ in den Beckenflur führt.

Die Messwerte des Containmentdrucks geben also in dieser Phase nicht zwangsläufig weitere Informationen über eventuelle Vorgänge im Containment. Eine Leckage am Ladedeckel während und nach der Kernzerstörung wird auch durch die hohe gemessene Kontamination im Bereich des „shield plug“ suggeriert, die von TEPCO berichtet wurde. Bei Messungen im Rahmen von Aufräumarbeiten wurde hier die höchste Strahlenbelastung innerhalb des Reaktorgebäudes von Block 2 vorgefunden.

Darüber hinaus wird ab ca. 320.000 s eine verstärkte, anhaltende Leckage am Ladedeckel des Containments postuliert, um den starken Druckabfall im Containment zu erklären (Abb. 5.23). Der Zeitbereich des Druckabfalls (Beginn und Ende) selbst ist etwas unklar, da in diesem Zeitbereich nur eine begrenzte Anzahl von Messwerten vorliegen. Ab 333.000 s wird dann ein niedriger Druck ausgewiesen.

Die Leckage am Ladedeckel des Containments wurde auch simuliert und durch diese Leckage strömen Gase, Spaltprodukte und Edelgase sowie Dampf vor, während und nach der Druckentlastung des Containments aus.

Abb. 5.24 zeigt den Partialdruckverlauf und die Temperaturen im Containment und der KoKa für den gesamten berechneten Zeitbereich. Interessant ist die Phase der Druckentlastung des Containments ab ca. 320.000 s. Die Partialdrücke von Gasen und Dampf fallen zunächst; der vom Dampf etwas langsamer, da durch die anhaltende Leckage aus dem RDB immer Dampf nachströmt. Sobald der Druck weit genug abgefallen ist, beginnt das Wasser in der KoKa zu siedeln und der Dampf-Partialdruck steigt wieder an. Gleichzeitig wird der Druckabfall deutlich langsamer und liegt am Ende der Analyse noch über dem gemessenen Wert (Abb. 5.23). Eine Erklärung dafür fehlt.

- **Fazit**

Die in Abschnitt 4.3 erwähnten Codeprobleme mit dem Spaltprodukttransport und Fehler in der Simulation bzgl. der NZL machten es unmöglich, die Analysen fortzusetzen. Trotz intensiver Bemühungen der Codeersteller, konnten die Fehler nicht im erforderlichen Zeitrahmen behoben werden. Unklar bleibt, welches Modell bzw. welche Fehler zu welchen Abweichungen führen, obwohl die generellen Erklärungen des Unfallablaufs schlüssig sind.

Die Rechnungen für Block 2 wurden an diesem Punkt eingestellt und auf eine Darstellung der Auswertung zum Spaltproduktverhalten verzichtet, da die Informationen in sich

nicht stimmig sind. Damit wurde ein wesentliches Ziel des Vorhabens nicht erreicht, Details des Spaltproduktverhaltens zu analysieren und einen Vergleich mit den Rückrechnungen des Quellterms vorzunehmen sowie den Unfallablauf für einen Zeitbereich von bis zu 3 Wochen zu berechnen. Dennoch konnten wesentlich Beiträge zu den Diskussionen im OECD/NEA BSAF-Projekt erarbeitet werden und es wurden Beiträge zur Weiterentwicklung und Verbesserung der eingesetzten Codes erzielt.

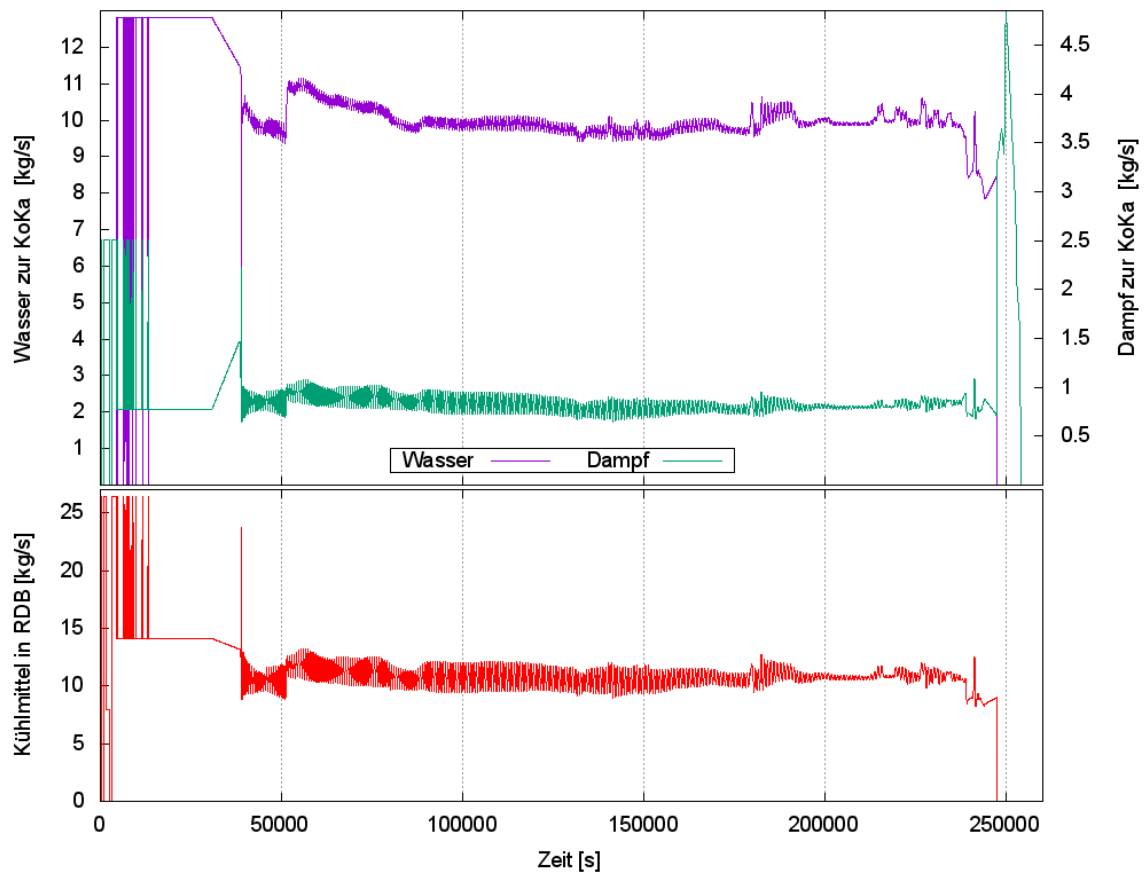


Abb. 5.11 Massenströme RCIC-System (Block 2)

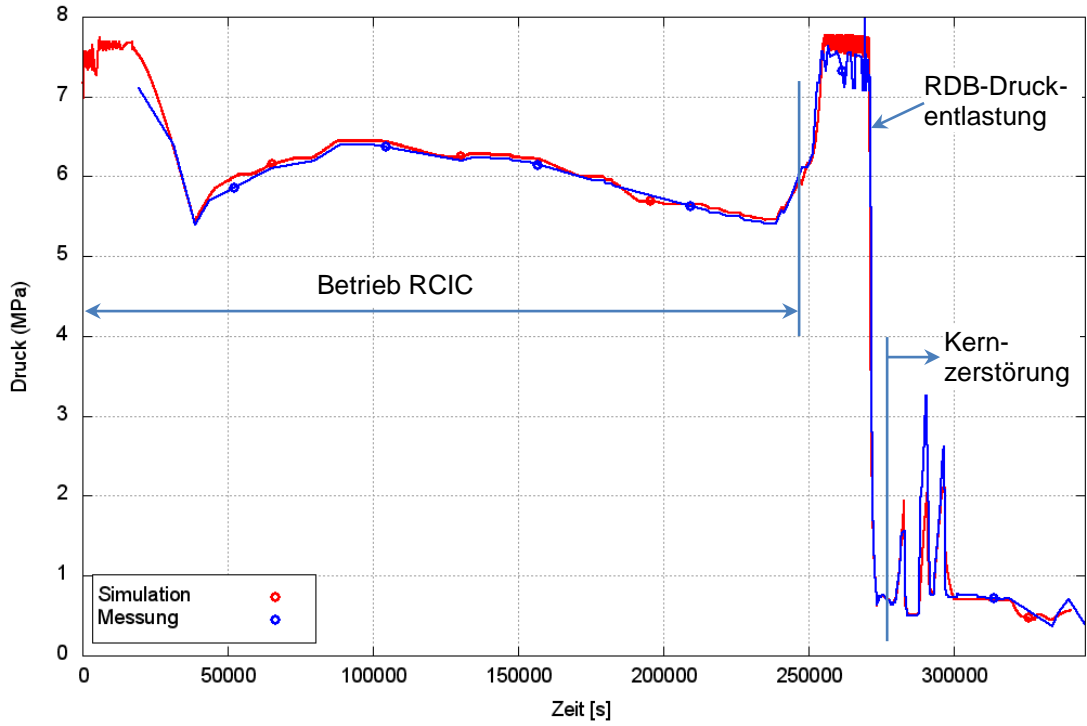


Abb. 5.12 RDB-Druck (Block 2)

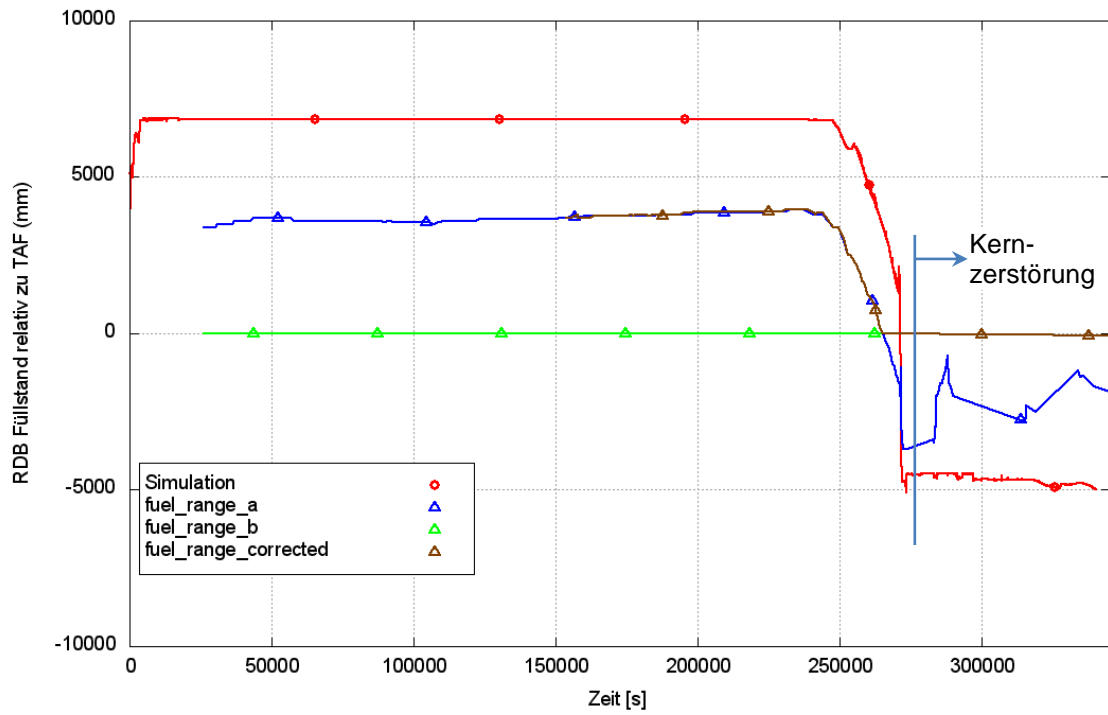


Abb. 5.13 RDB-Füllstand relativ zur Kernoberkante (TAF) (Block 2)

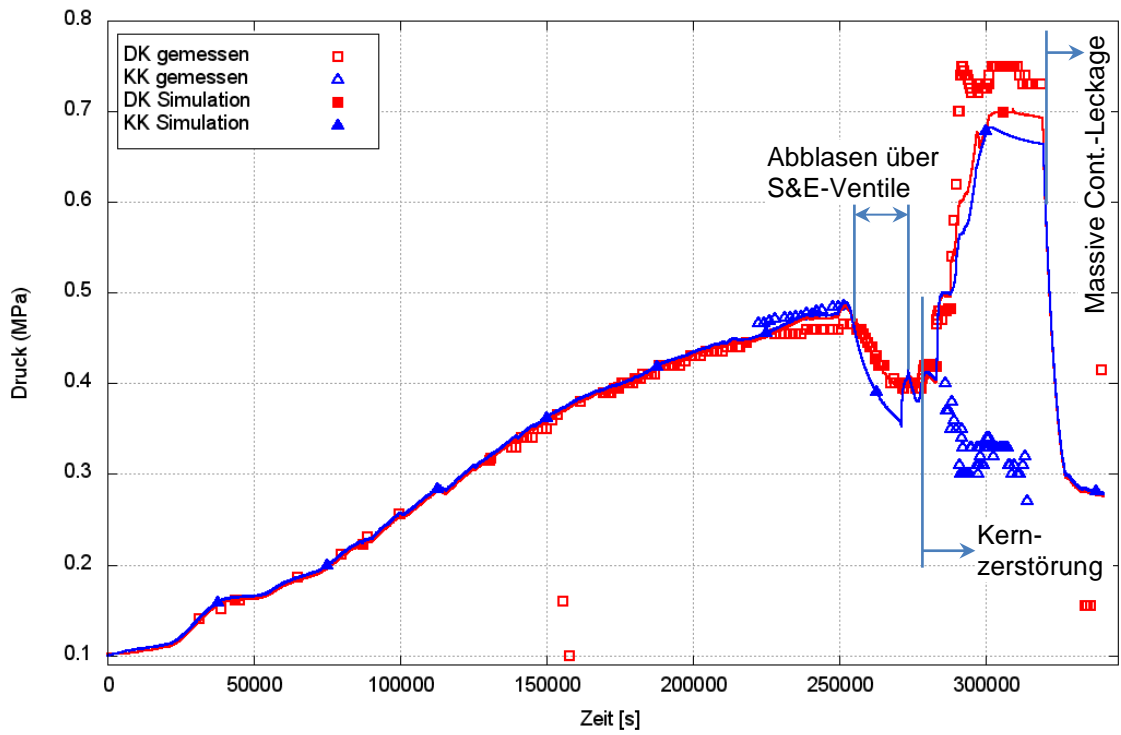


Abb. 5.14 Druck im Containment (Block 2)

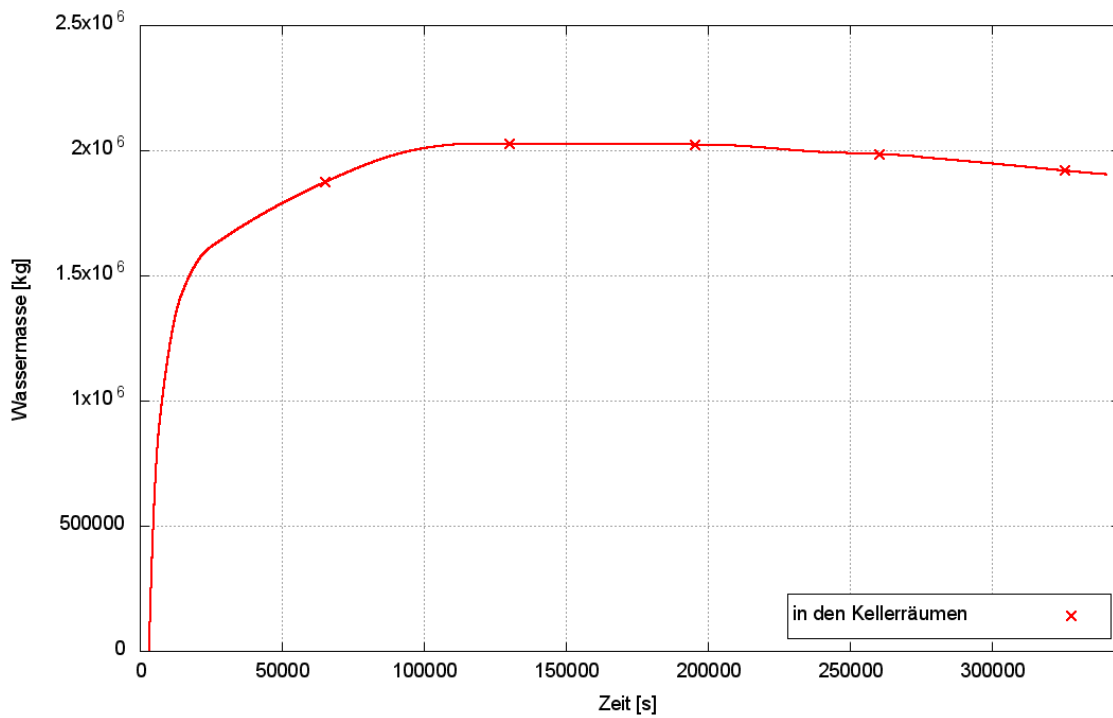


Abb. 5.15 Wassermasse im Torusraum (Block 2)

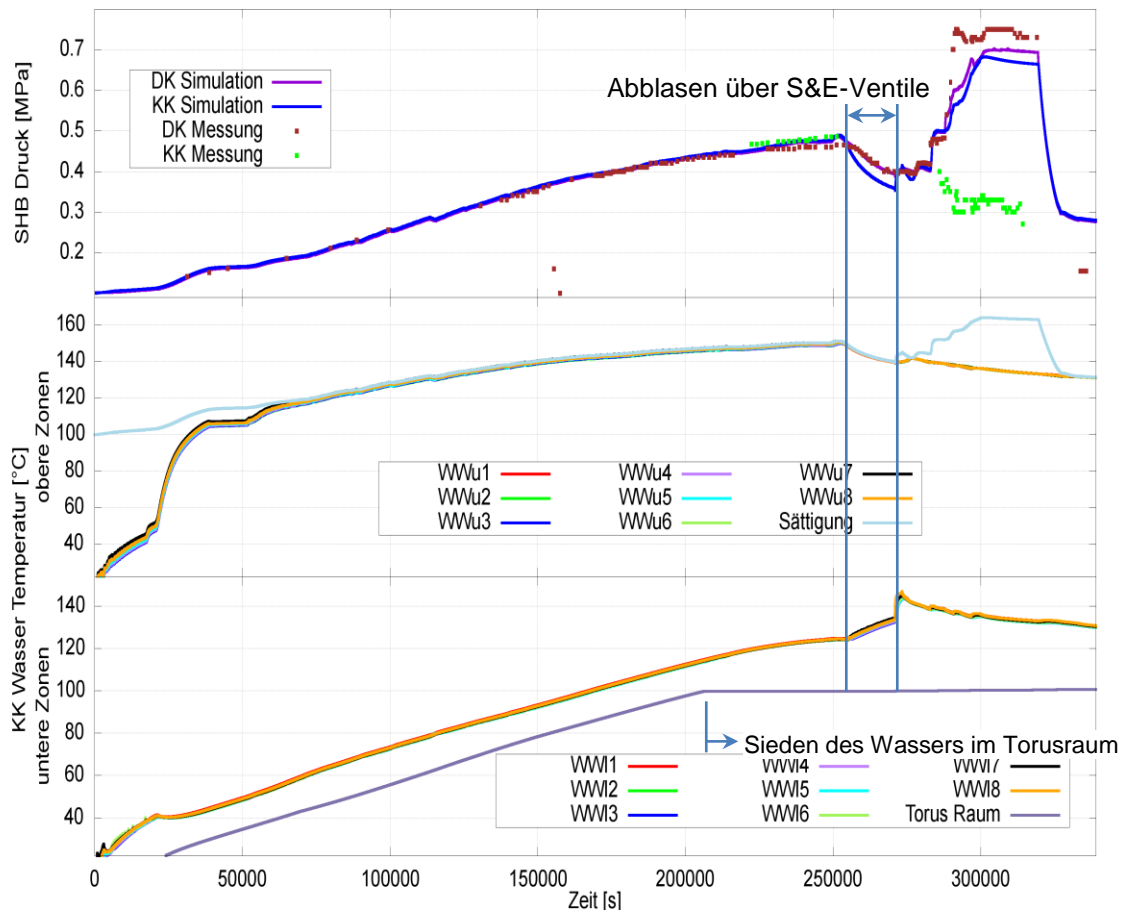


Abb. 5.16 Druck und Temperatur im Containment / Torus (Block 2)

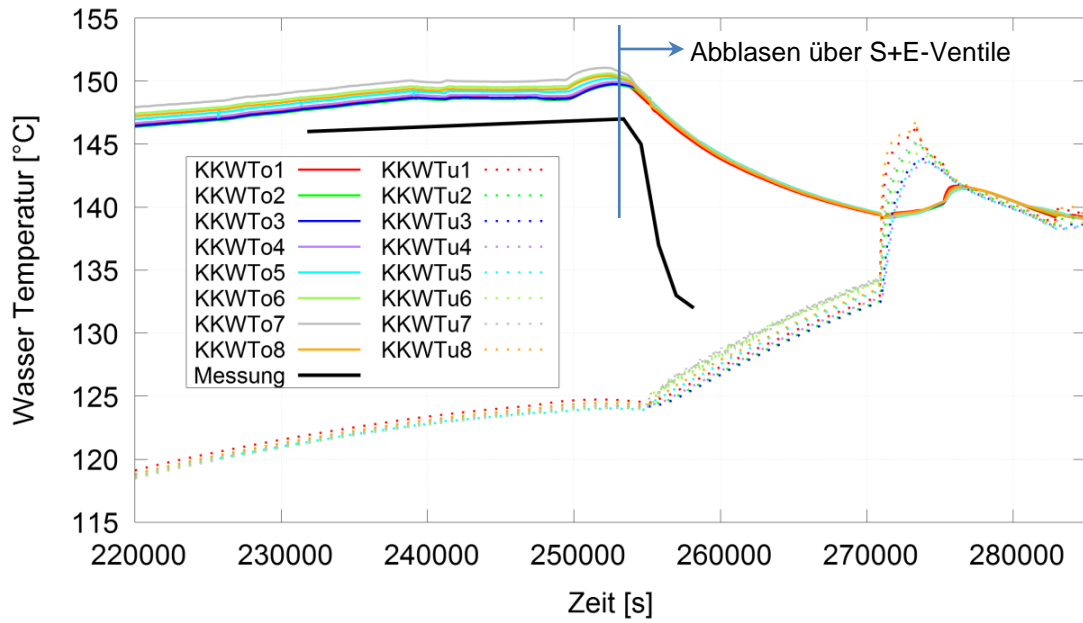


Abb. 5.17 Temperaturentwicklung der oberen und unteren Wasser-Zonen im Torus während des Ansprechens der S&E-Ventile und Vergleich mit einer Messgröße /TEP 14/ (Block 2)

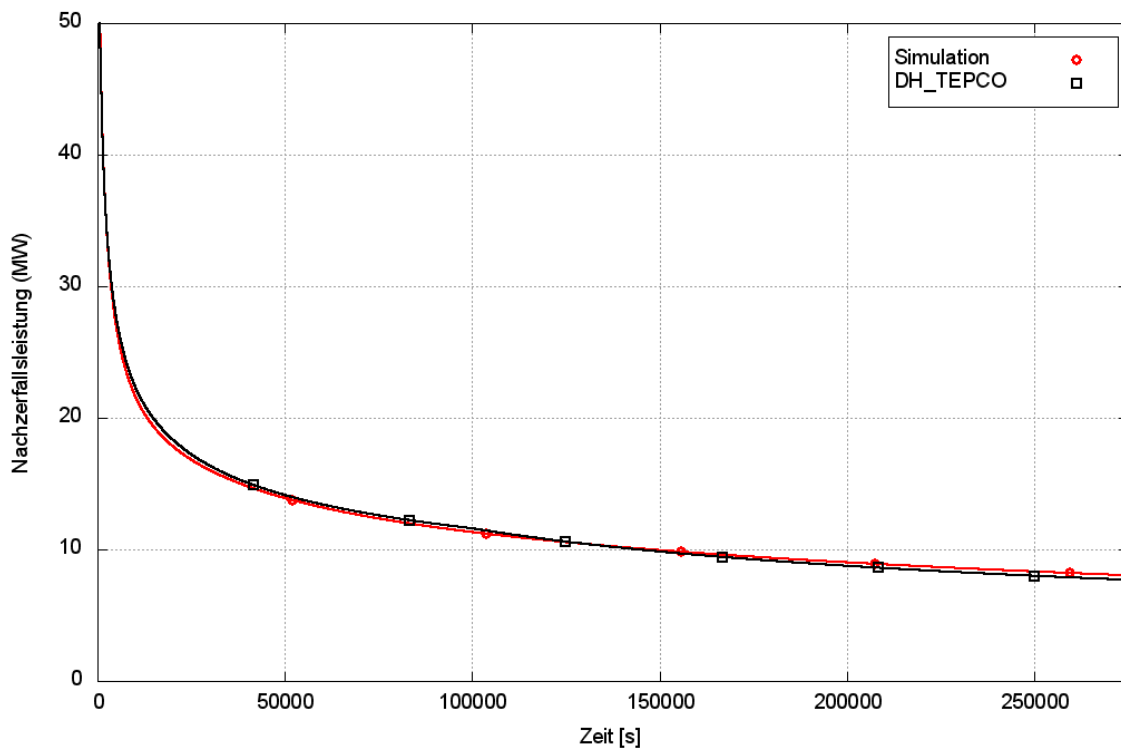


Abb. 5.18 Nachzerfallsleistung (Block 2)

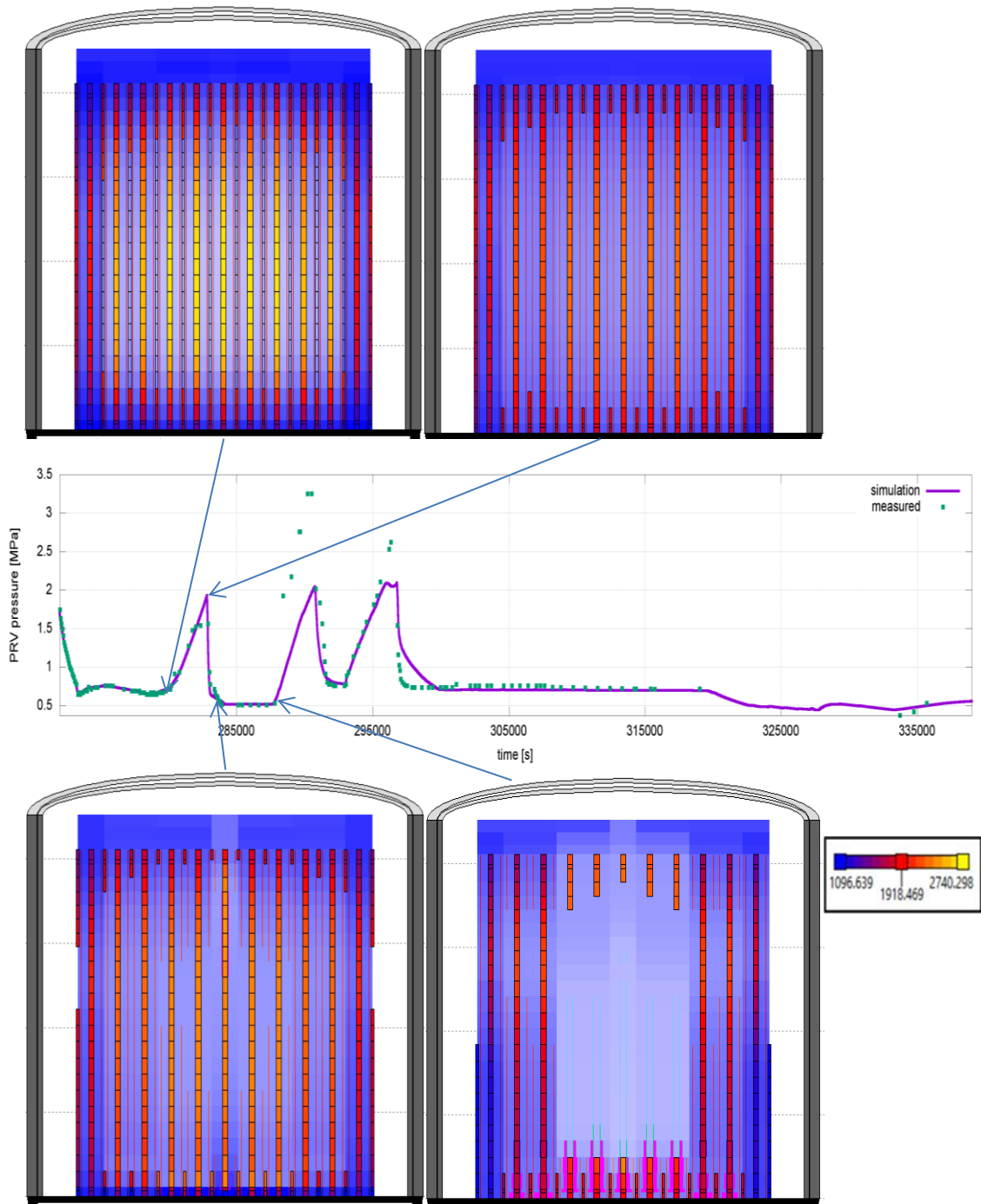


Abb. 5.19 Kernzerstörungsprozess (Temperatur in [K]) zwischen erstem und zweitem Druckpeak (Block 2)

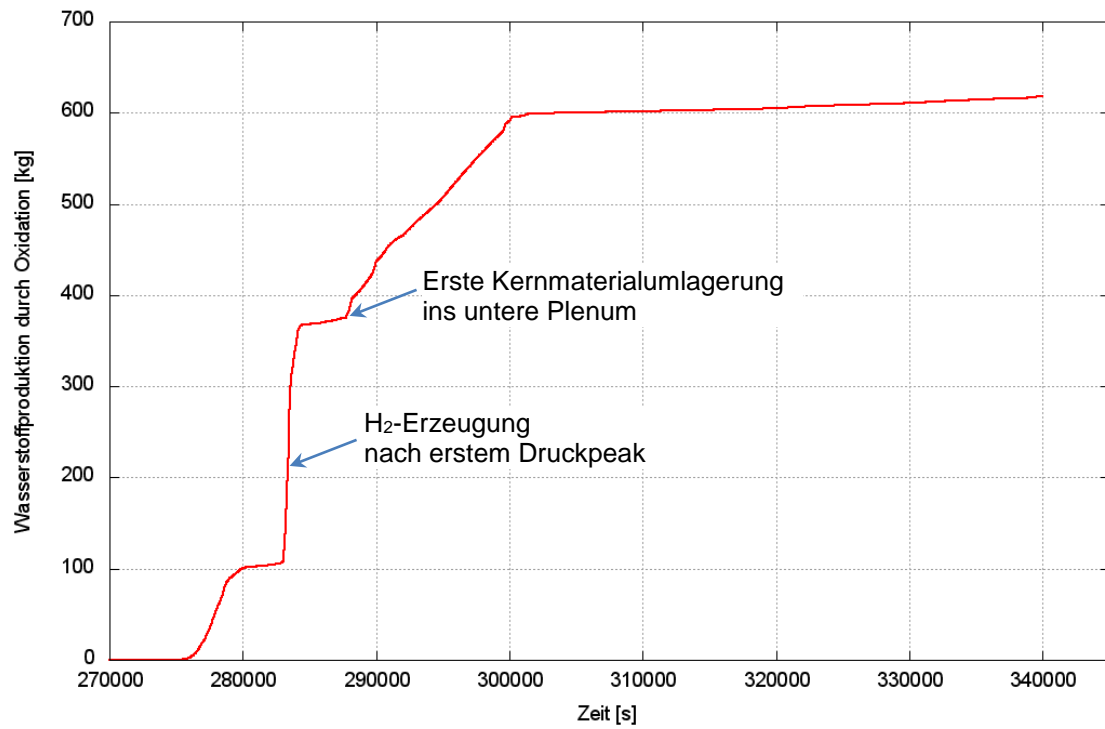


Abb. 5.20 H₂-Produktion im Reaktor (Block 2)

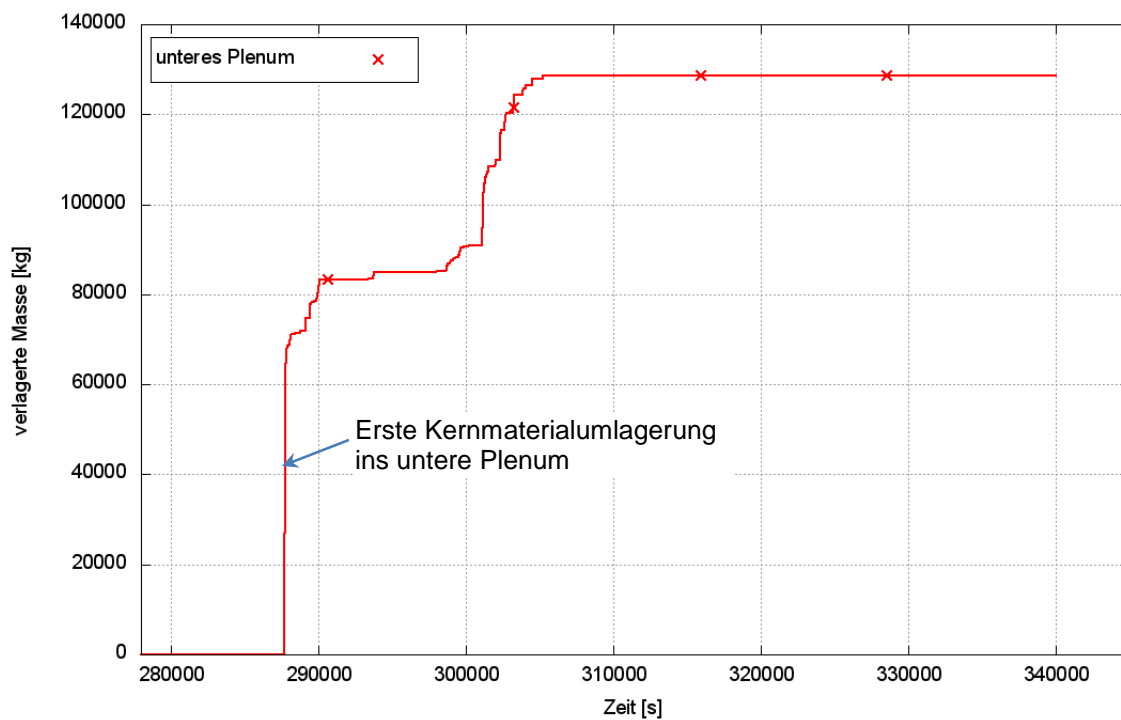


Abb. 5.21 Masse geschmolzenen Kernmaterials im unteren Plenum (Block 2)

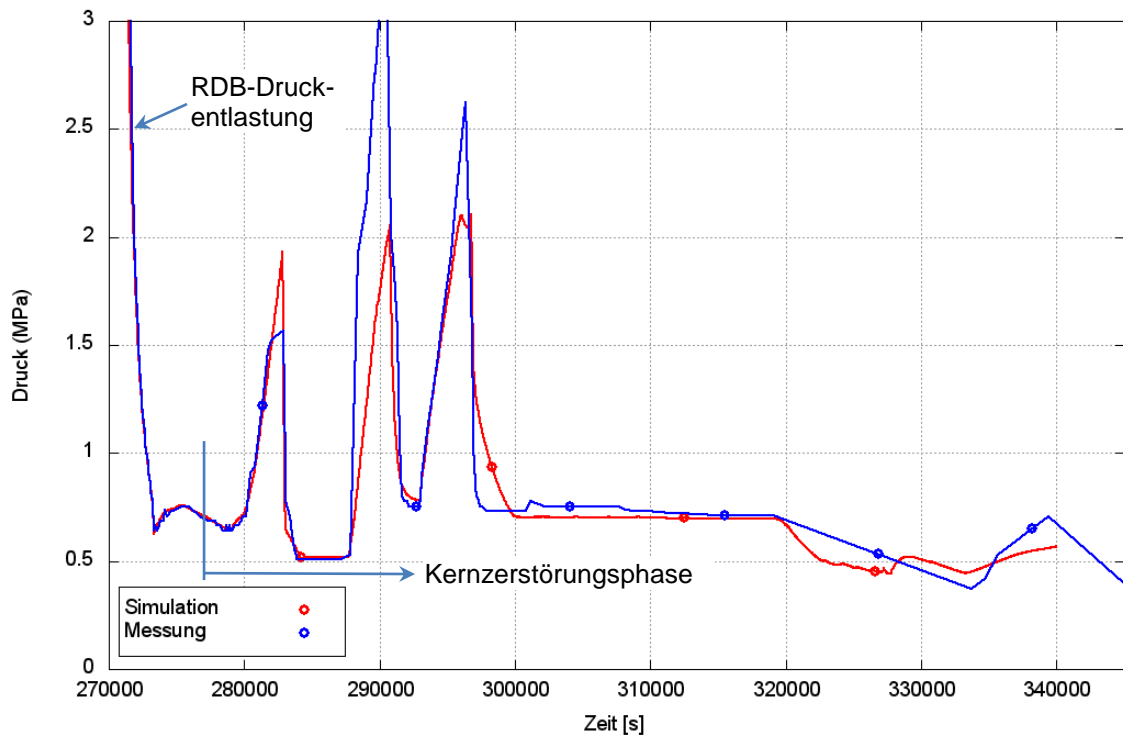


Abb. 5.22 RDB-Druck im Zeitbereich der drei Druckpeaks (Block 2)

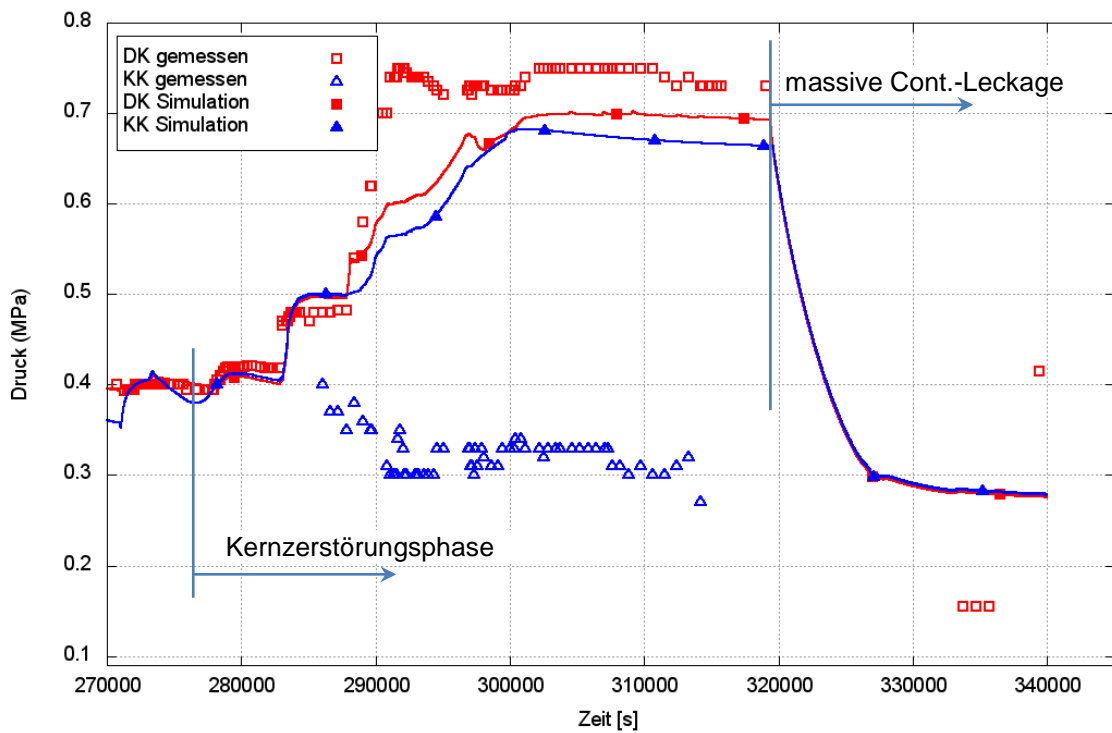


Abb. 5.23 Druck im Containment im Zeitbereich der drei Druckpeaks (Block 2)

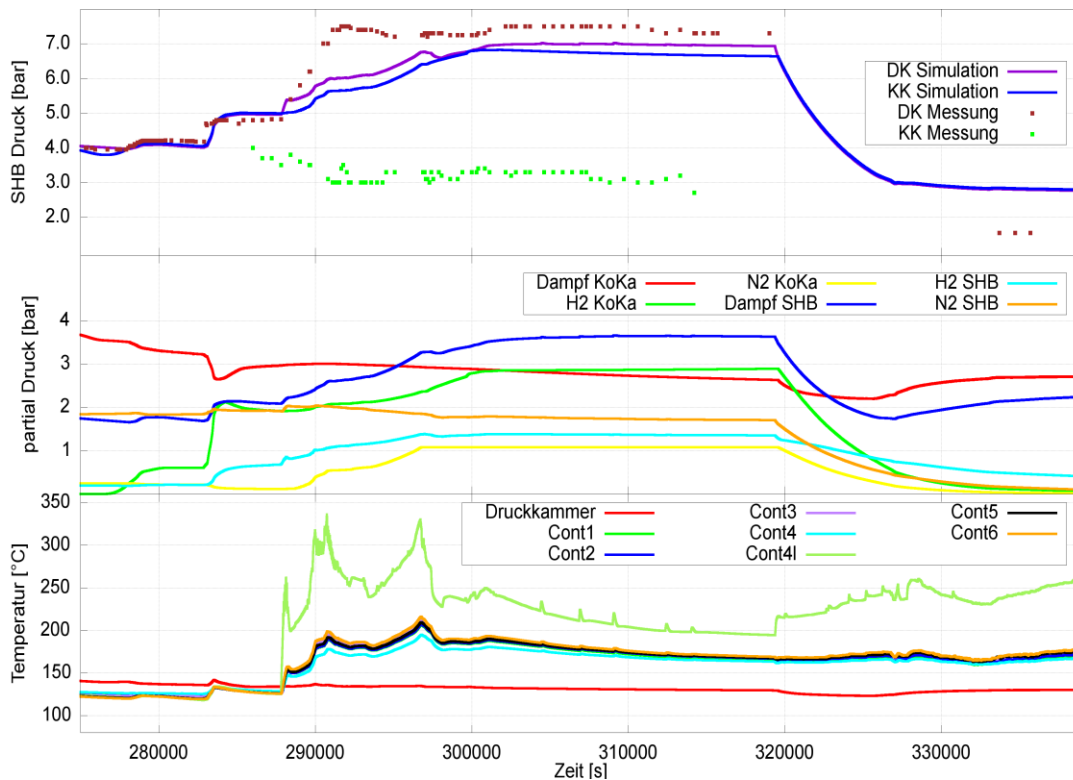


Abb. 5.24 Druck, Temperatur und Partialdruck von Gasen im Containment im Zeitbereich der drei Druckpeaks (Block 2)

5.2.2 Detailspekte der Unfallabläufe in der Phase der „drei Druckpeaks“

Zur Phase der drei Druckpeaks wurden im Rahmen des OECD/NEA BSAF-Projektes wie oben erwähnt vielfältige Analysen durchgeführt und Hypothesen entwickelt (vgl. Abschnitt 3.1.4), mit klaren Tendenzen, aber bisher ohne vollkommen zufriedenstellenden Erfolg, d. h. die Analyseergebnisse wichen mehr oder weniger von den gemessenen Druckwerten ab. Dies gilt auch für die GRS-Analysen, von denen nachfolgend zwei Hypothesen herausgehoben werden.

- **Leckagen am RDB durch Versagen von Durchführungen**

In den GRS-Analysen wurde zunächst keine Leckage am RDB-Boden durch versagende Instrumentierungsrohre direkt ins Containment unterstellt, sondern von einer Freisetzung aus dem RDB ausschließlich über ein oder mehrere S&E-Ventile in die Wasservorlage in der KoKa ausgegangen. Zur Messung des Kernzustands gibt es mehrere (35) dünnwandige Rohre und Durchführungen am RDB-Boden, durch die Messlanzen von unten in den Kern gefahren werden können. Diese Rohre haben auf der Innenseite den Druck des Containments und auf der Außenseite innerhalb des RDB den RDB-Druck. Die Annahme einer zusätzlichen direkten Leckage ins Containment über versagende

Durchführungen von Instrumentierungen im Kern während der Kernzerstörung führt zu folgenden Ergebnissen.

Abb. 5.25 zeigt den Druck im Containment und die Leckagen bzw. Massenströme über die S&E-Ventile sowie eine Leckage an einer Durchführung des RDB (SRM). Die zusätzliche Leckage wurde ca. ab 287.000 s angesetzt, also zu Beginn des zweiten Druckpeaks zeitgleich mit der Verlagerung von Kernschmelze ins untere Plenum des RDB. Der direkt in den Pedestal des Containments unter dem RDB freigesetzte Wasserdampf über die Leckage trägt jetzt stärker zur Ausbildung des Druckanstiegs im Containment bei, da der Dampf nicht in einer Wasservorlage kondensiert, allenfalls an noch kälteren Oberflächen. Bleibt die Druckdifferenz zwischen Druckkammer und Kondensationskammer klein genug, findet auch kein Dampf- und Gasübertrag durch die Kondensationsrohre in die KoKa statt.

Da der RDB-Druck zweimal in der Phase der drei Druckpeaks weit über den Druck im Containment ansteigt, muss die Größe dieser Leckage relativ klein sein und ein S&E-Ventil beim 2. Druckpeak öffnet auch noch. Damit ist ein Versagen der Frischdampfleitung als eine „weitere Option“ ausgeschlossen, wie sie von einigen Partnern diskutiert wurde. Da die Durchströmung der Frischdampfleitung (die meiste Zeit) gering ist, werden die Strukturen nur relativ schwach aufgeheizt, so dass auch ein Leck an der Frischdampfleitung unrealistisch erscheint. Es bliebe noch die Option eines Lecks an einer Dichtung der S&E-Ventile; diese Leckage würde zu einem ähnlichen Verhalten führen, wie die Leckage am RDB-Boden. Sie wurde hier nicht weiter untersucht.

Eine noch bessere Übereinstimmung von Messwerten und Rechenergebnissen konnte nicht erzielt werden. Inwieweit die erwähnten Codeprobleme, d. h. die nicht berücksichtigte Wechselwirkung der Schmelze mit dem Wasser bei der Verlagerung in das untere Plenum eine Rolle spielt, kann nur gemutmaßt werden. Erst nach der Verlagerung wird ein Wärmeübertrag berechnet. Unabhängig davon wurde eine weitere mögliche Erklärung für die Phänomene diskutiert, eine lokale Rekritikalität im teilzerstörten Kern während des Wiederflutens. Darauf wird nachfolgend kurz eingegangen.

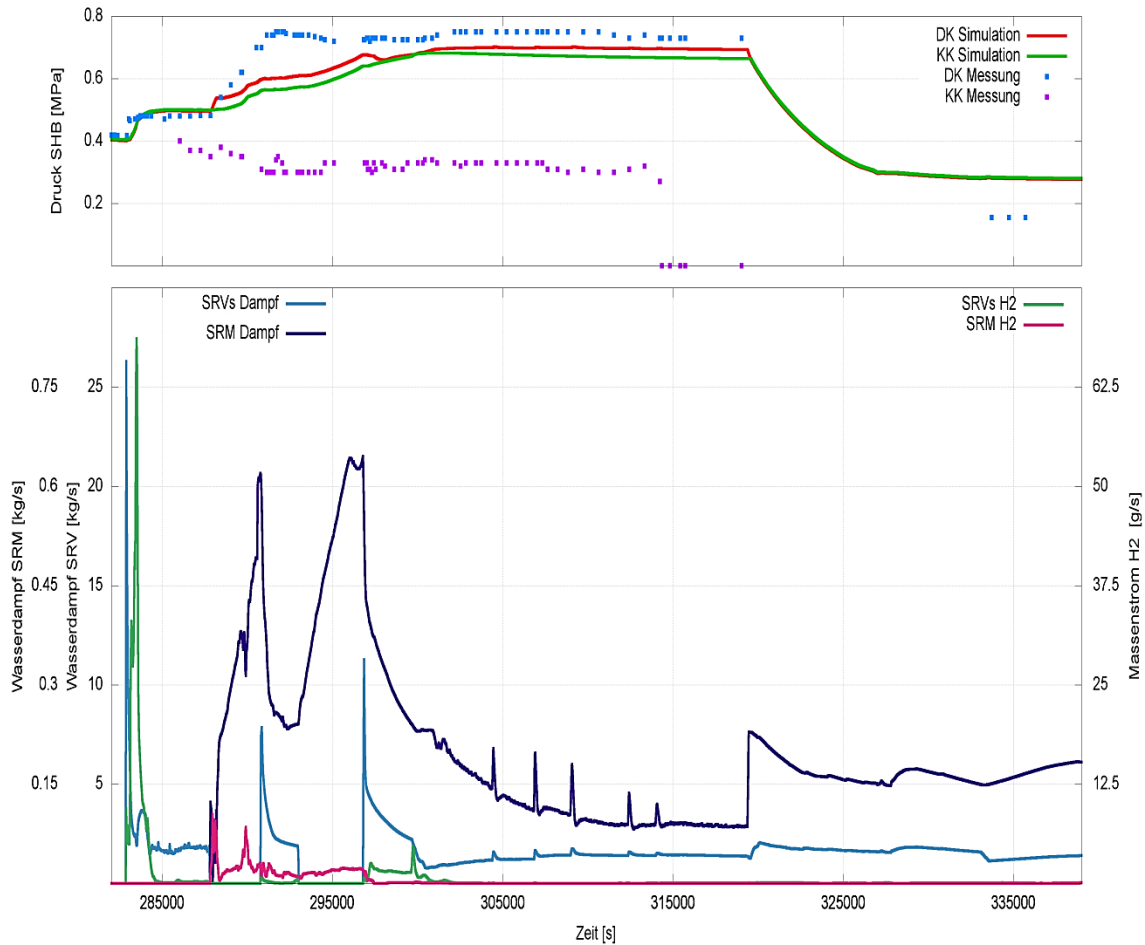


Abb. 5.25 Druck im Containment in Abhängigkeit von der Freisetzung von Dampf und H₂ aus dem RDB über ein S&E-Ventil (SRV) und einer Leckage am RDB (SRM) (Block 2)

- **Diskussion einer möglichen Rekritikalität in Block 2**

Es ist bekannt, dass ein Wiederfluten (ggf. auch teilweise) eines teilzerstörten Kerns, in dem die Steuerstäbe zerstört, aber die Kerngeometrie ansonsten weitgehend intakt ist, die Gefahr einer lokalen Rekritikalität birgt, wenn der Kern mit nichtboriertem Wasser wiedergeflutet wird. Solch eine Situation ist prinzipiell im Unfallablauf beider Blöcke gegeben, drängt sich aber für die Phase der Kernzerstörung bei Block 2 während des 2. Druckpeaks besonders auf, da diese Phase nicht hinreichend gut berechnet werden kann und ein wesentlicher Energieeintrag in der Bilanz zu fehlen scheint, der durch eine Rekritikalität u. U. gegeben wäre.

Außerdem liegen aus der Rückrechnung des Quellterms (Abschnitt 7.2.1 / 6.2.3 und Abb. 7.2) Hinweise vor, dass die gemessene Ortsdosisleistung im fraglichen Zeitbereich besser berechnet werden kann, wenn eine zusätzliche Freisetzung von kurzlebigen

Spaltprodukten (I-132 bzw. I-134), die bei der Kernspaltung entstehen, unterstellt würde. Weiterhin wurden auf dem Anlagengelände am Messpunkt Haupttor (vgl. Abschnitt 6.2.2 und Abb. 6.2) im fraglichen Zeitpunkt sehr hohe Ortsdosisleistungen gemessen, die sich bisher nicht einem Vorkommnis in einem der anderen Blöcke zuordnen ließen bzw. in der Literatur auch einer Freisetzung aus Block 2 zugeordnet werden /KAT 15/. Auch gab es Berichte von TEPCO über gemessene Neutronen außerhalb der Anlage /TEP 14a/.

Unabhängig davon wurden zum gleichen Sachverhalt einer Rekritikalität mit /RAH 16/ Untersuchungen von EPRI mit MAAP publiziert. Dort kommen die Autoren zum Schluss, dass unter den eingangs genannten Randbedingungen eine Rekritikalität prinzipiell im Unfallablauf aller 3 Blöcke möglich ist, aber am ehesten für Block 2 zu erwarten wäre. Allerdings weisen die MAAP-Analysen ein zu geringes Zeitfenster aus, zwischen einem derartigen Kernzustand und einer zu starken Zerstörung der Brennstäbe, so dass keine Zeit für eine Wiederflutung mit mobilen Pumpen bleibt. Es kann spekuliert werden, ob ein größeres verfügbares Zeitfenster bei verfügbarer Einspeisung hinreichend für eine Rekritikalität wäre.

Im Vorhaben wurden zunächst die durchgeführten Analysen mit ATHLET-CD hinsichtlich des Kernschadenzustandes ausgewertet und das Potential für eine Rekritikalität (Zeitfenster für Wiederfluten und Druck im RDB) ausgelotet. Die Ergebnisse zum Kernschadenzustand zeigten (siehe Abb. 5.26, Abb. 5.27) in einigen Rechnungen das Bild eines relativ intakten Kerns kurz vor dem zweiten Druckpeak. Unter Verwendung verschiedener in ATHLET-CD vorhandener Oxidationsmodelle und einer etwas geänderten Einspeisedynamik der mobilen Pumpe (Änderung der Druckverluste und der Leckagen in den Leitungen) ergab sich das gezeigte Bild. Die Hüllrohre der Brennstäbe sind bereits geborsten, aber zumindest in einigen Bereichen des Kerns ist die ursprüngliche Brennstoffgeometrie weitgehend erhalten. Die Steuerstäbe sind aufgrund eutektischer Reaktion zu diesem Zeitpunkt bereits geschmolzen und das eingespeiste Wasser enthält kein Bor.

Eine Rekritikalität erscheint nicht ausgeschlossen, wenn nachfolgend ein Wiederfluten erfolgen würde. Ob die dabei freigesetzte Energie ausreichen würde, den immensen Druckanstieg im Containment zeitgleich zum RDB-Druck zu erklären, bleibt offen. Auch bleibt die Frage offen, ob und wie die freigesetzten Spaltprodukte aus dem Kern über das Containment in die Umgebung gelangen. Kommt es zur Freisetzung über die KoKa, werden Spaltprodukte auch in der Wasservorlage zurückgehalten und Dampf kondensiert.

siert. Nur eine direkte Freisetzung vorbei an der KoKa würde mehr Spaltprodukte freisetzen. In Block 2 wurde zu diesem Zeitpunkt ein Versuch des Ventings des Containers berichtet. Die Berstscheibe in der Ventleitung blieb aber intakt, so dass man davon ausgeht, dass das Venting von Block 2 nicht erfolgreich war. Dass der Freisetzungspfad auf die eine oder andere Art und Weise danach wieder absperrenbar sein muss, wird durch das hohe Druckniveau über den dritten Druckpeak hinaus ersichtlich. Somit scheidet auch andere Überlegungen aus, Freisetzungen aus ggf. defekten Leitungsstücken im Ventsystem anzunehmen.

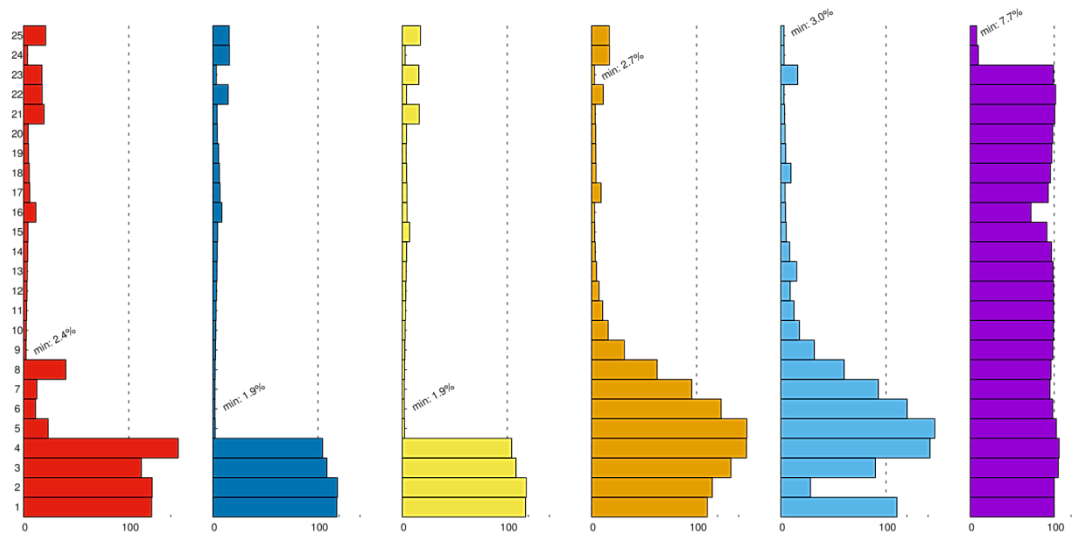


Abb. 5.26 BS-Hüllrohrdicke in Prozent, Kernschadenzustand vor dem 2. Druckpeak, Untersuchung einer möglichen Rekritikalität (Block 2)

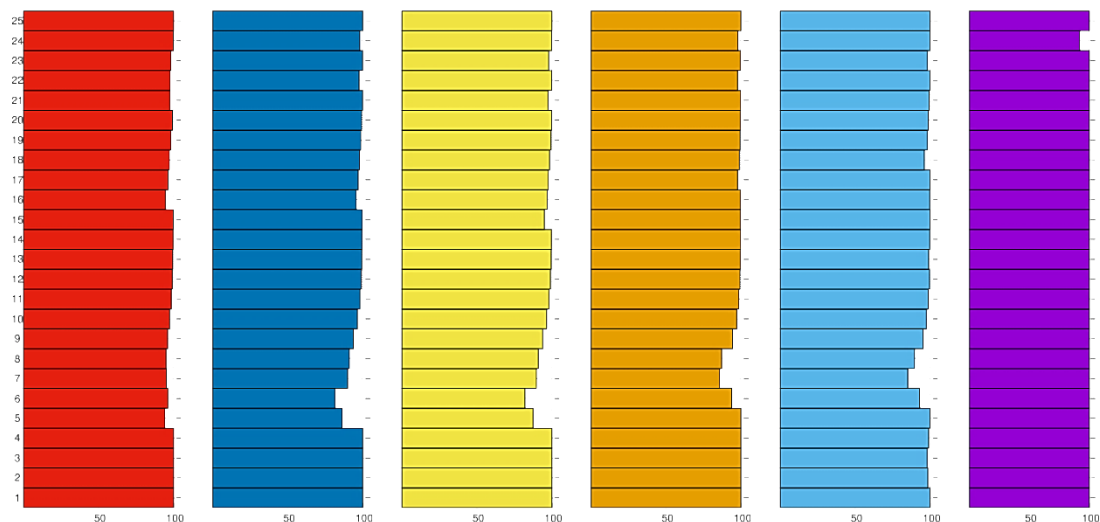


Abb. 5.27 BS-Pelletradius in Prozent, Kernschadenzustand vor dem 2. Druckpeak, Untersuchung einer möglichen Rekritikalität (Block 2)

In den zahlreichen Testrechnungen, in denen versucht wurde, eine Rekritikalität hinsichtlich ihrer thermohydraulischen Auswirkungen zu simulieren, erfolgte dies durch „händische Energieeingaben“ nach dem Wiederfluten in den Kernbereich, da ATHLET-CD nicht dafür vorgesehen ist, eine Rekritikalität in einem teilweise zerstörten Kern bzw. generell zu berechnen. Letztlich deuteten die Versuche darauf hin, dass eine Rekritikalität einen signifikanten Energiebeitrag liefern könnte, aber dennoch waren die Versuche nicht erfolgreich bzw. aussagekräftig genug. Der Versuch einer Simulation der Rekritikalität wurde damit beendet. Auch im Rahmen des OECD/NEA BSAF-Projekts gab es keine weitergehenden Überlegungen dazu, so dass diese Hypothese auch vorläufig begraben wurde.

5.3 Unfallanalysen für Fukushima Daiichi, Block 3

In /BAN 15/ sowie in Abschnitt 2.2 sind die bisherigen Ergebnisse der Unfallanalysen aus Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes beschrieben. Nachfolgend werden die Ergebnisse mit dem aktuellen Datensatz für verschiedene Phasen des Unfalls in Block 3 zusammengefasst. Vergleichbare Abbildungen wie für Block 2 finden sich wiederum am Ende des Kapitels.

- **Frühe Störfallphase mit laufender Kernkühlung**

Die Analysen (Zeitpunkt 0,0 s) beginnen mit der Reaktorschnellabschaltung, die durch das Erdbeben am 11.03.2011 14:46 JST ausgelöst wurde. Der Reaktor wird automatisch abgeschaltet, der Druck steigt (Abb. 5.31) und ein Sicherheits- und Entlastungsventil (S&E-Ventil) beginnt, Dampf in die Kondensationskammer abzugeben; Messwerte liegen von dieser Phase nicht vor. Bis zum Eintreffen des Tsunamis ca. 45 min später startet das RCIC-System (Abb. 5.28) einmal, um den RDB-Füllstand wieder anzuheben, und schaltet dann durch den hohen Füllstand wieder ab. Nach dem Eintreffen des Tsunamis konnte aufgrund der in Block 3 noch bestehenden Gleichspannungsversorgung das RCIC-System kontrolliert wieder in Betrieb genommen werden (Abb. 5.28), so dass es nicht zu einer Überspeisung des RDB kam. Die Dampfantnahme blieb die gesamte Betriebszeit über bei den der Auslegung entsprechenden Werten und der Abdampf wurde in die KoKa eingetragen. Gleichzeitig arbeitete ein S&E-Ventil.

Der Energieeintrag in den Torus lässt den Druck im Containment zunächst nur langsam steigen (Abb. 5.33) und ab ~9.000 s dann stärker, generell aber deutlich schneller als in Block 2. Nach 40.000 s ist der Druck im Containment bereits auf 0,25 MPa gestiegen,

während in Block 2 der Druck auch nach 50.000 s noch deutlich unter 0,2 MPa liegt. Die Erklärung für den langsameren Druckanstieg in Block 2 wurde bereits oben diskutiert, die frühe Flutung des Torus-Raums in Block 2. In das Reaktorgebäude bzw. den Torusraum von Block 3 drang in dieser frühen Unfallphase kein Wasser ein.

Anders als in Block 2 kommt es parallel zum Betrieb des RCIC-Systems zu einem zyklischen Öffnen eines S&E-Ventils und einer Dampfabgabe über die Sparger tief in die KoKa. Dadurch ist das Wasser in der KoKa generell besser vermischt, als in Block 2. Die diesbezüglichen Vorgänge wurden bereits in Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes ausführlich diskutiert /OECD 15/ und sind in /BAN 15/ beschrieben.

Der RDB-Druck (Abb. 5.31) bleibt zunächst bis ca. 75.000 s auf hohem Druck. Dann schaltet sich das RCIC-System wohl aufgrund des hohen Abdampfdrucks bzw. Drucks im Containment automatisch ab. Durch den Ausfall des RCIC-Systems beginnt der Füllstand im RDB zu sinken (Abb. 5.32). Um die RDB-Bespeisung wieder aufnehmen zu können, wird versucht, den Containmentdruck zu senken und das Sprühsystem (zunächst) in die KoKa mit Hilfe mobiler Pumpen ab ca. 76.800 s in Betrieb zu nehmen. Die Sprühmassenströme sind in Abb. 5.30 dargestellt. Details dazu fehlten und die Massenströme wurden abgeschätzt.

Nachdem durch das Sprühen der Druck im Containment gefallen ist, wurde das HPCI-System automatisch aufgrund des gefallenen RDB-Füllstandes 78.540 s nach RESA gestartet (Abb. 5.29). Das leistungsstärkere Notkühlsystem kann eine große Menge Wasser in den RDB einspeisen, benötigt dazu aber entsprechende Dampfmen gen aus der Frischdampfleitung. Auch hier mussten die Massenströme in den Analysen von Hand angepasst werden. Die Einspeisung des Systems endet, wenn der Druck unter 1,0 MPa fällt.

Nach einer anfänglichen Phase sehr hoher Dampfen tnahme und einer hohen Einspeisung von kaltem Wasser sinkt der Druck im RDB stark ab (bis ca. 80.100 s). Danach muss von den Operateuren eine Aktion durchgeführt worden sein, die den Druckabfall deutlich verlangsamt (bis ca. 95.000 s). Sowohl der Massenstrom in den RDB, als auch die Dampfen tnahme wurden deutlich reduziert.

Der Druck im Containment (Abb. 5.33) nimmt in der Phase des HPCI-Betriebes zunächst ab, und steigt dann wieder an. Er wird auch durch Sprühsysteme in die Druckkammer beeinflusst.

Die Messung des RDB-Füllstandes fällt 107.400 s nach dem Erdbeben aus, die Druckmessung im Containment ca. 1,4 h (~112.500 s) später. Die Ausfälle hängen wohl mit erschöpften Batterien zusammen.

Nach 129.360 s schalteten die Operateure das HCPI-System ab, da bei niedrigem Druck keine effektive Bespeisung mehr möglich ist. Alternativ sollten mobile Pumpen zum Einsatz kommen, um den RDB zu bespeisen. Dazu sollten die Pumpen verwendet werden, die zuvor für das Sprühen ins Containment verwendet wurden. Daher endet das Sprühen in der KoKa spätestens bei 130.740 s. In der Simulation wurde unterstellt, dass bereits ab ca. 124.600 s kein Wasser mehr in die Koka gesprüht werden konnte, da sonst der gemessene Druck im Containment nicht reproduziert werden kann; Messwerte liegen für diese Phase nicht vor.

- **Ausfall der Kernkühlung und Beginn der Kernaufheizung**

Mit dem Wegfall der Dampfenahme und der Wassereinspeisung durch das HCPI-System beginnt der Druck im RDB schnell zu steigen und eine Bespeisung mit mobilen Pumpen kommt zu spät. Der RDB-Füllstand stabilisiert sich zuerst. Wenn der RDB-Druck den Ansprechdruck der Sicherheitsventile nach ca. 138.300 s erreicht, beginnt der Füllstand im RDB wieder zu sinken. Ab ca. 134.000 s liegen wieder Füllstandsmesswerte vor (Abb. 5.32), die Messung im Bereich des Brennstoffs (fuel_range) und die Weitbereichsmessung (wide_range). Die Messwerte konnten in der Rechnung nicht immer reproduziert werden. Entscheidend für den Beginn der Kernzerstörung ist der Messwert direkt vor der RDB-Druckentlastung bei ca. 152.500 s. Wird dieser getroffen, erlaubt dies auch eine Reproduktion des Containment-Druckpeaks (Abb. 5.33) kurz vor dem ersten Venting des Containments bei ca. 153.200 s (Abb. 5.34).

Der Druckanstieg im Containment resultiert aus dem freigesetzten Wasserstoff aus der Oxidation des Zirkons der BS-Hüllrohre und der BE-Kanister, die ab ca. 149.000 s einsetzt. Abb. 5.36 zeigt nicht den Maximalwert des Druckes, der deutlich höher liegt. Der Energieeintrag durch die Oxidation heizt die Strukturen stark auf, so dass sich der Prozess beschleunigt.

Durch die Druckentlastung des RDB nach ca. 152.500 s wird Dampf und Wasserstoff aus dem RDB ins Containment transportiert, wodurch die starke Eskalation des Drucks im Containment zustande kommt. Gleichzeitig fällt der Füllstand im RDB unter die Kernunterkante, so dass die Produktion von Wasserdampf reduziert wird, wodurch auch die Zirkon-Oxidation reduziert wird. Die RDB-Füllstandsmessung scheint in dieser Phase

nicht mehr verlässlich zu sein. Die starken Fluktuationen, die in den Messungen zu sehen sind, lassen sich physikalisch nicht erklären.

- **Kernaufheizung und Kernzerstörung**

Für die Phase der Kernzerstörung im Block 3 wurden im Verlaufe des Forschungsvorhabens ebenfalls vielfältige Analysen durchgeführt und verschiedene Hypothesen verfolgt, insbesondere zum Zeitpunkt des Kernabsturzes und des RDB-Versagens. Dies insbesondere auch von den Partnern im OECD/NEA BSAF-Projekt, Phase II (vgl. Abschnitt 3.1.5) mit ihren Tools. Jetzt am Vorhabensende lassen sich die Abläufe hinreichend gut erklären oder berechnen. Einigkeit besteht insoweit darin, dass die Phase einer starken Kernzerstörung nach Ausfall des HPCI-Systems startete und dass das RDB-Versagen und der Schmelzeaustrag zeitlich nach dem ersten Venting des Containments liegen. In Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes war am Ende noch davon ausgegangen worden, dass es nur in 50 % der Fälle zu einem RDB-Versagen gekommen war (vgl. Abschnitt 2.1), was aber mittlerweile die Erkenntnisse aus den Anlageninspektionen (vgl. Abschnitt 3.2) widerlegen. Sie zeigen signifikante Zerstörungen und Materialumlagerungen im Pedestal. Nach RDB-Versagen setzt vermutlich auch eine zeitlich begrenzte Erosion in der Reaktorgrube ein, deren Dauer von vielen Teilnehmern als „lange anhaltend“ berechnet wird. Dies steht scheinbar im Widerspruch zu den Erkenntnissen aus den jüngeren Anlageninspektionen (vgl. Abschnitt 3.2), die nicht auf eine anhaltende Erosion des Betons hindeuten. Allerdings wird der zusätzliche Wasserstoff u. U. benötigt, um die Explosionen in den Reaktorgebäuden der Blöcke 3 und 4 zu erklären.

Den mit ATHLET-CD berechneten Kernzerstörungsablauf zeigt Abb. 5.37 für ausgewählte Zeitpunkte vor der RDB-Druckentlastung (152.000 s), vor dem 1. Venting des Containments (153.040 s, max. Containment-Druck) und am Rechnungsende (~160.000 s). Die Kernzerstörung bei Block 3 ist im Unterschied zu Block 2 typisch für ein Hochdruckszenario, bei dem der Wasserstand langsam durch den Kern absinkt, während der obere Kernbereich bereits beginnt, sich aufzuheizen. Da genügend Dampf verfügbar ist, setzt auch die Oxidation schnell ein und treibt den Zerstörungsvorgang voran. Bereits vor der Druckentlastung des RDB ist der Kernbrennstoff im oberen Bereich des Kerns stark aufgeheizt, die BE-Kästen sind im inneren Bereich teilweise geschmolzen und die Steuerstäbe sind im oberen Bereich schon komplett zerstört. Mit der Druckentlastung des RDB und der nachfolgenden Oxidation schreitet die Zerstörung

rasch voran. Am Ende der Rechnung bei ca. 160.000 s hat sich schon eine große Menge an Kernschmelze gebildet.

Der nächste RDB-Druckpeak nach ~165.000 s (Abb. 5.31) würde sich wohl durch eine Verlagerung der geschmolzenen Kernmasse in das Restwasser im unteren Plenum erklären lassen. In den Rechnungen in Phase I des OECD/NREA BSAF-Projekts war auch die Umlagerung ins untere Plenum noch berechnet worden (Abschnitt 2.2). In Anbetracht des Fehlers in der Berechnung des Spaltproduktverhaltens und der NZL (siehe Abschnitt 4.3) war eine Fortsetzung der Rechnung wenig sinnvoll, da der damit verbundene Fehler in der Energiebilanz zu groß wird, und die Analyse wurde beendet.

- **Freisetzungen in das und aus dem Containment**

Wie in Block 2 haben Freisetzungen aus dem RDB vorzugsweise über die S&E-Ventile in die Wasservorlage der KoKa stattgefunden, wo Spaltprodukte teilweise zurückgehalten werden. Direkte Freisetzungen in die Druckkammer des Containments sind dann möglich, wenn es zu zusätzlichen Leckagen aus dem RDB kommt, z. B. über versagende Durchführungen der Kerninstrumentierung am RDB-Boden. Diese direkten Leckagen würden zu einer höheren luftgetragenen Konzentration an Spaltprodukten führen, da die Wasservorlage in der KoKa nicht durchströmt wird.

In der Anlage erreicht der Druck im Containment während der Kernzerstörung auch etwa den doppelten Auslegungsdruck. In Block 3 konnte dann nach 153.240 s von den Operateuren das 1. Venting des Containments initiiert werden. Der Ventmassenstrom ist in Abb. 5.34 dargestellt. Der Druck im Containment fällt anfänglich sehr schnell ab. Mit sinkendem Druck erreicht das Wasser in der KoKa Siedebedingungen, und der Druck fällt dann etwas langsamer ab. In dieser Phase ist der Druck in der Druckkammer höher als in der Kondensationskammer, da das Wasser aus den Kondensationsrohren gedrückt werden muss, bevor ein Massentransfer von der Druckkammer in die Kondensationskammer erfolgen kann.

Darüber hinaus kann es auch eine Leckage am Ladedeckel des Containments geben, die auch simuliert wurde und durch die Gase, Spaltprodukte und Edelgase sowie Dampf vor und nach der Druckentlastung des Containments ausströmen können. Verglichen mit dem Austrag durch das Venting des Containments ist der Einfluss eher gering.

- **Fazit**

Die Rechnungen für Block 3 wurden vor Kernabsturz ins untere Plenum eingestellt und auf eine Darstellung der Auswertung zum Spaltproduktverhalten wurde verzichtet, da die Informationen in sich nicht stimmig sind. Damit wurde auch für Block 3 ein wesentliches Ziel des Vorhabens nicht erreicht, das Spaltproduktverhalten detailliert zu analysieren und einen Vergleich mit den Rückrechnungen des Quellterms vorzunehmen sowie den Unfallablauf für einen Zeitbereich von bis zu 3 Wochen zu berechnen. Dennoch konnten wesentliche Beiträge zu den Diskussionen im OECD/NEA BSAF-Projekt erarbeitet werden und es wurden Beiträge zur Weiterentwicklung und Verbesserung der Codes erzielt.

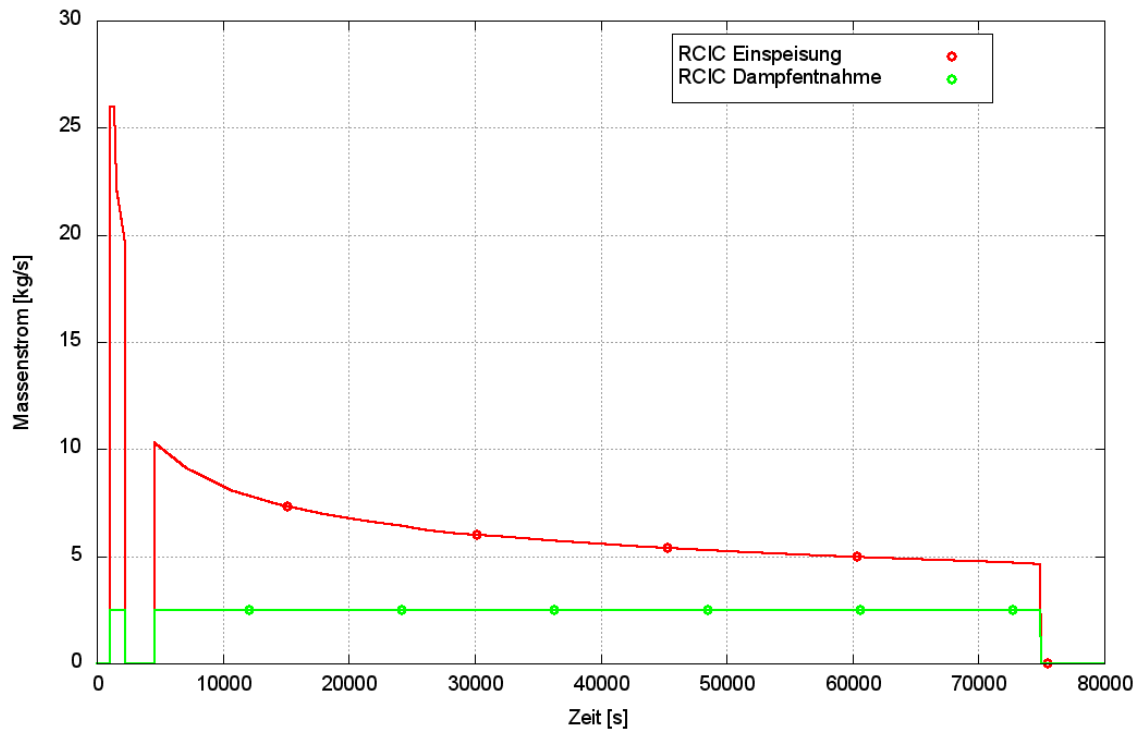


Abb. 5.28 Massenströme RCIC-System (Block 3)

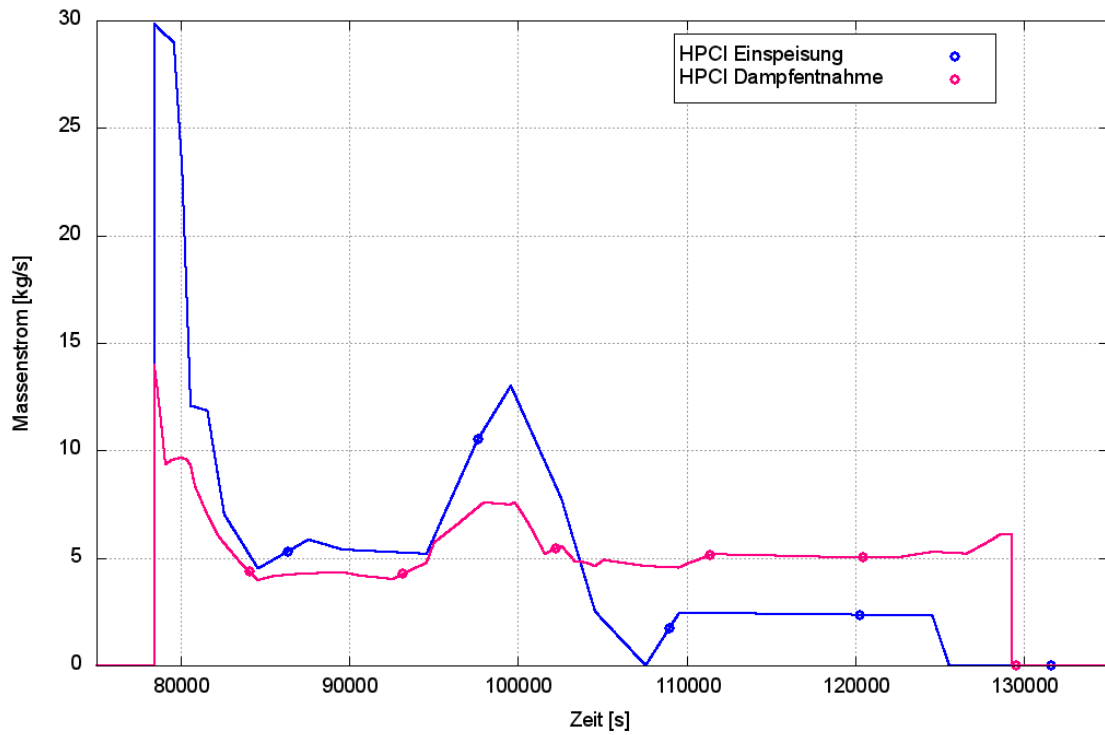


Abb. 5.29 Massenströme HPCI-System (Block 3)

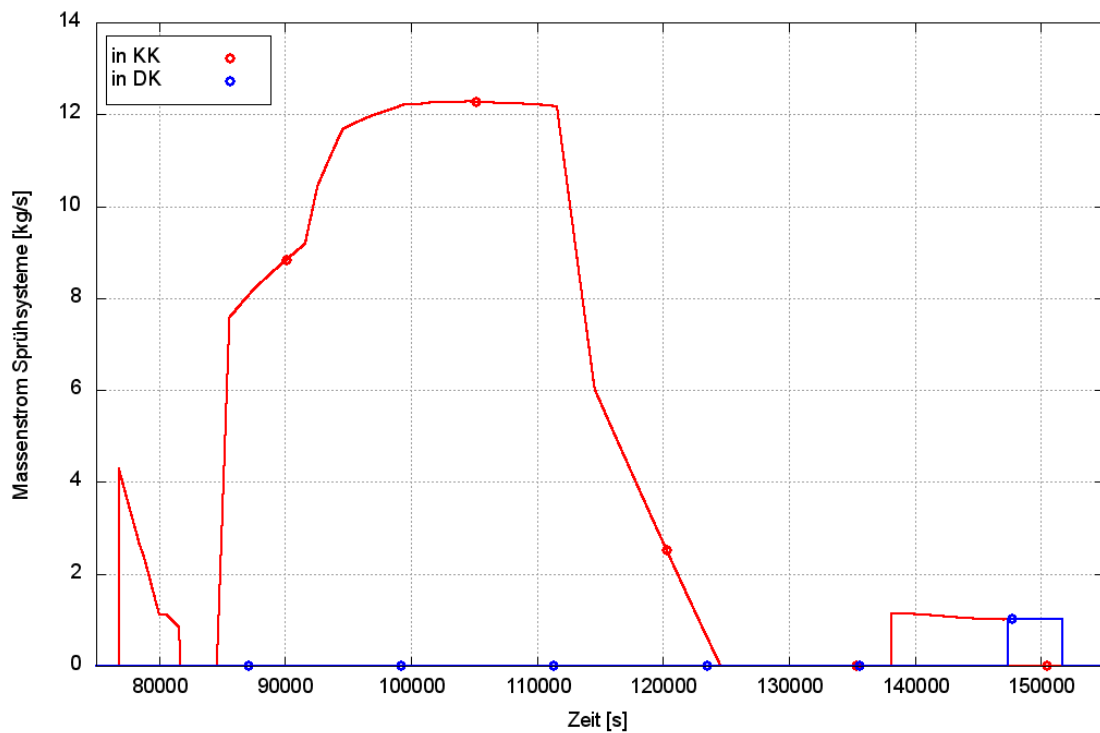


Abb. 5.30 Massenströme Sprühsystem in den Torus (rot) bzw. die Druckkammer (blau) (Block 3)

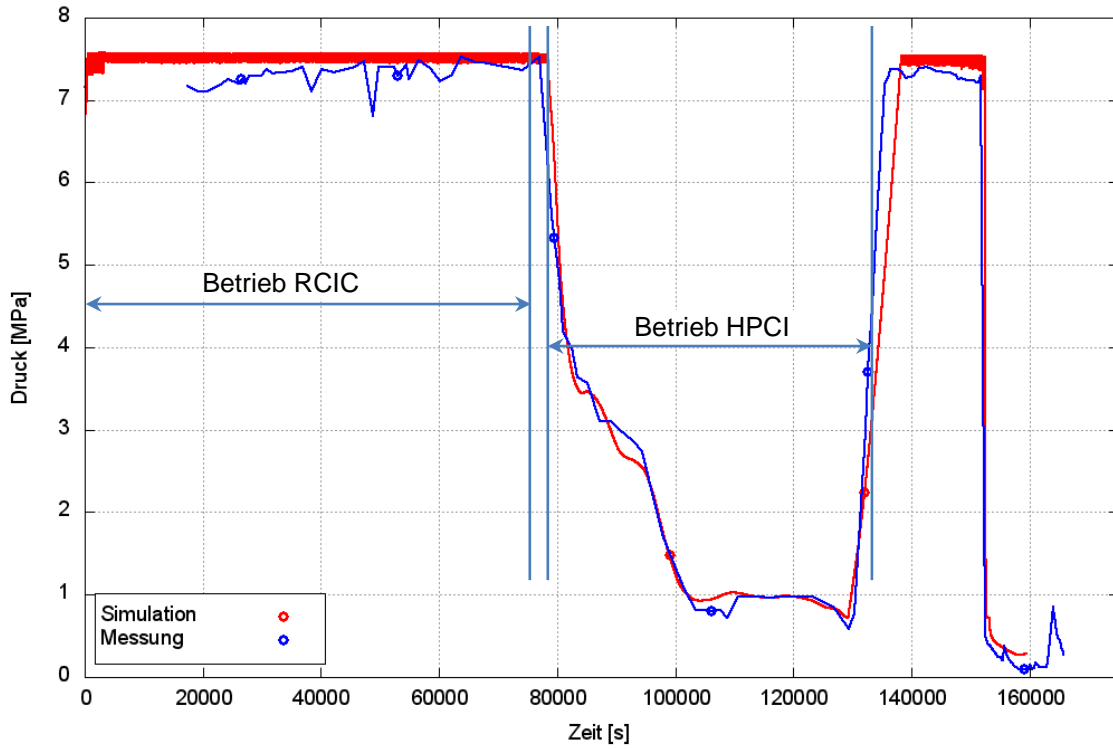


Abb. 5.31 RDB-Druck (Block 3)

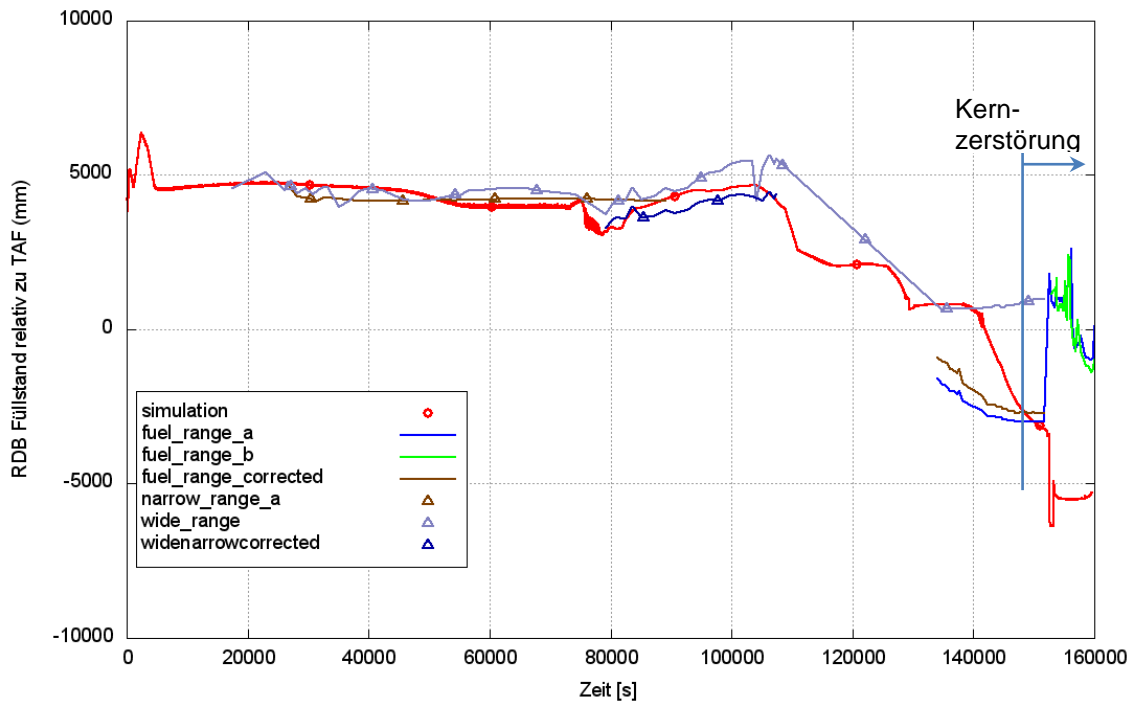


Abb. 5.32 RDB-Füllstand relativ zur Kernoberkante (TAF) (Block 3)

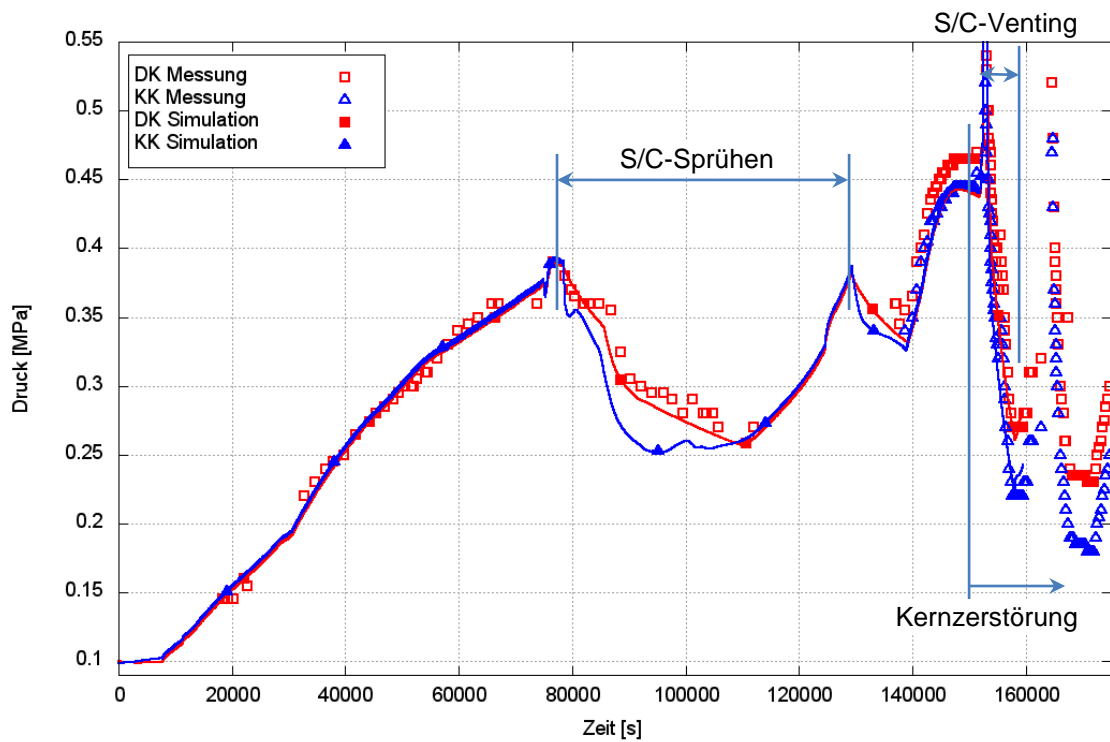


Abb. 5.33 Druck im Containment (Block 3)

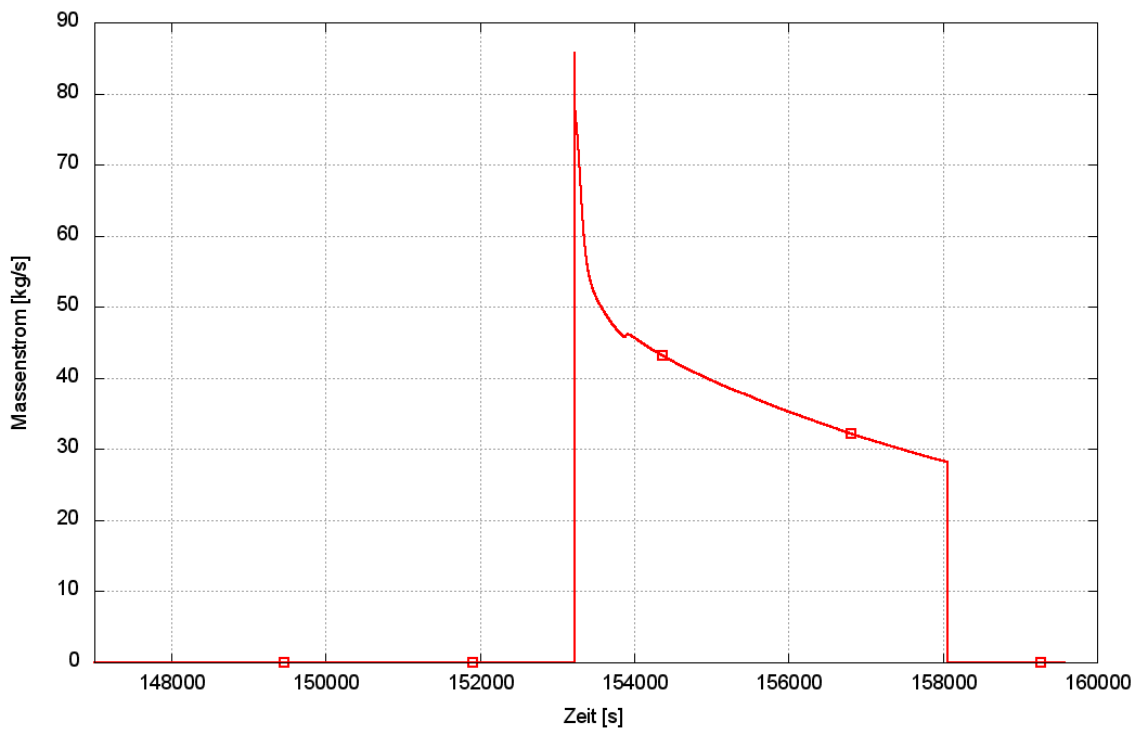


Abb. 5.34 Massenstrom Containment-Venting (Block 3)

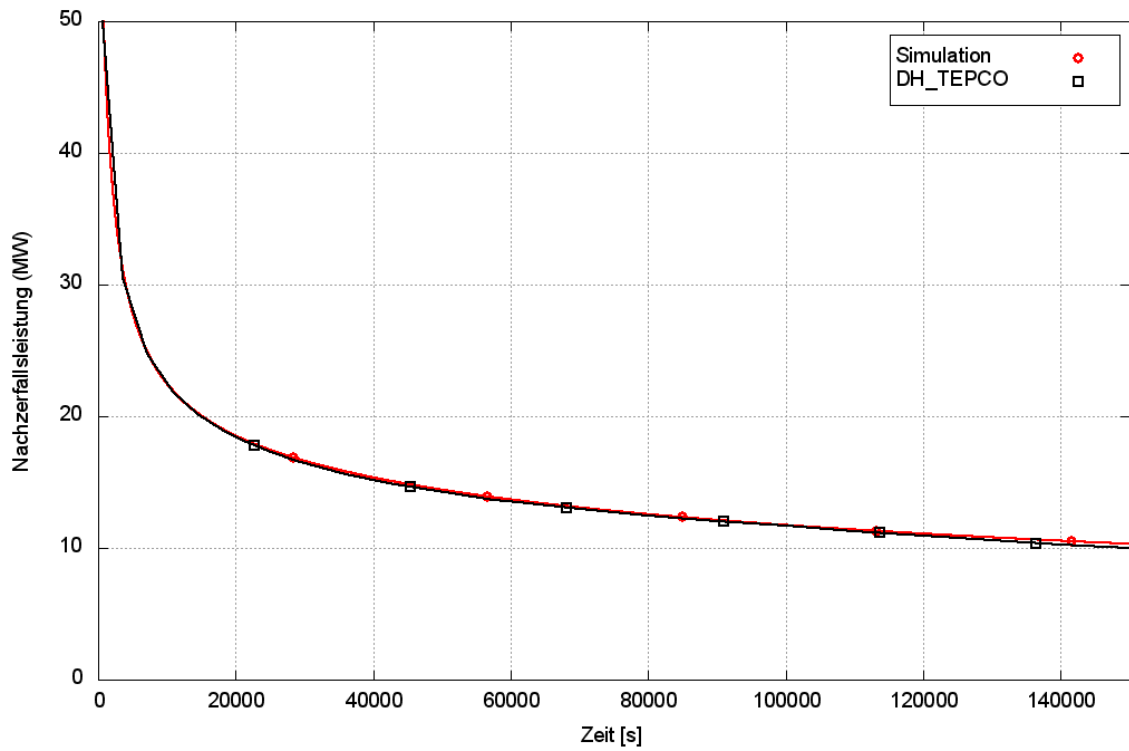


Abb. 5.35 Nachzerfallsleistung (Block 3)

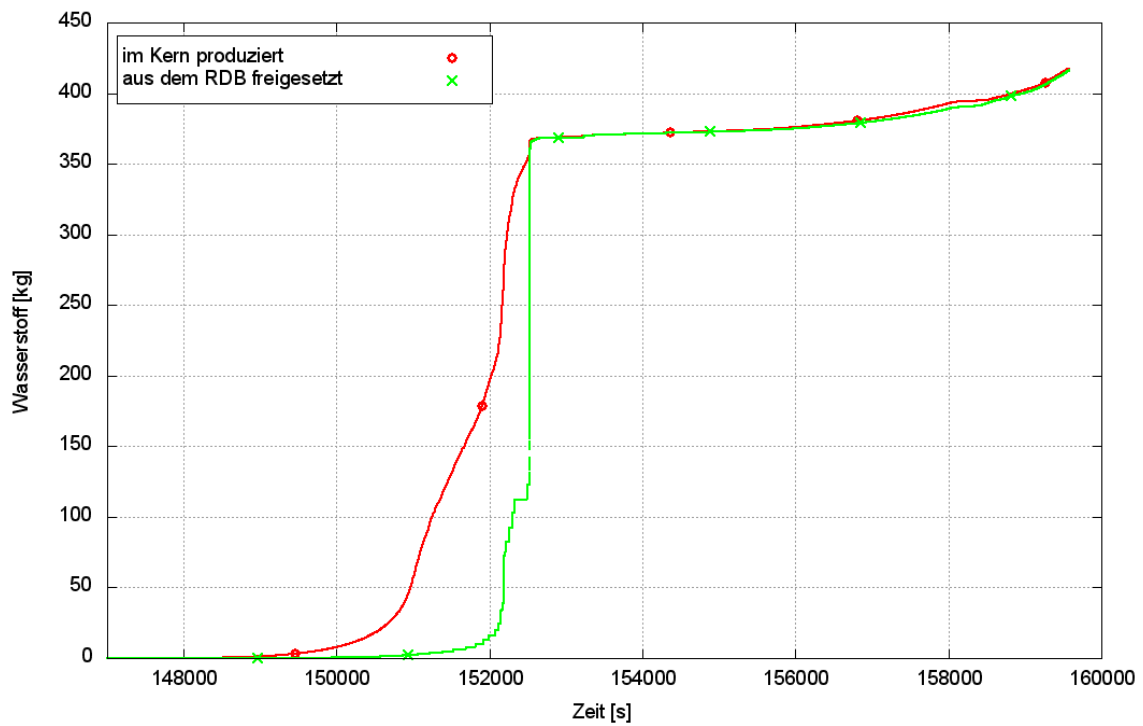


Abb. 5.36 H₂-Produktion und Freisetzung aus dem Reaktor (Block 3)

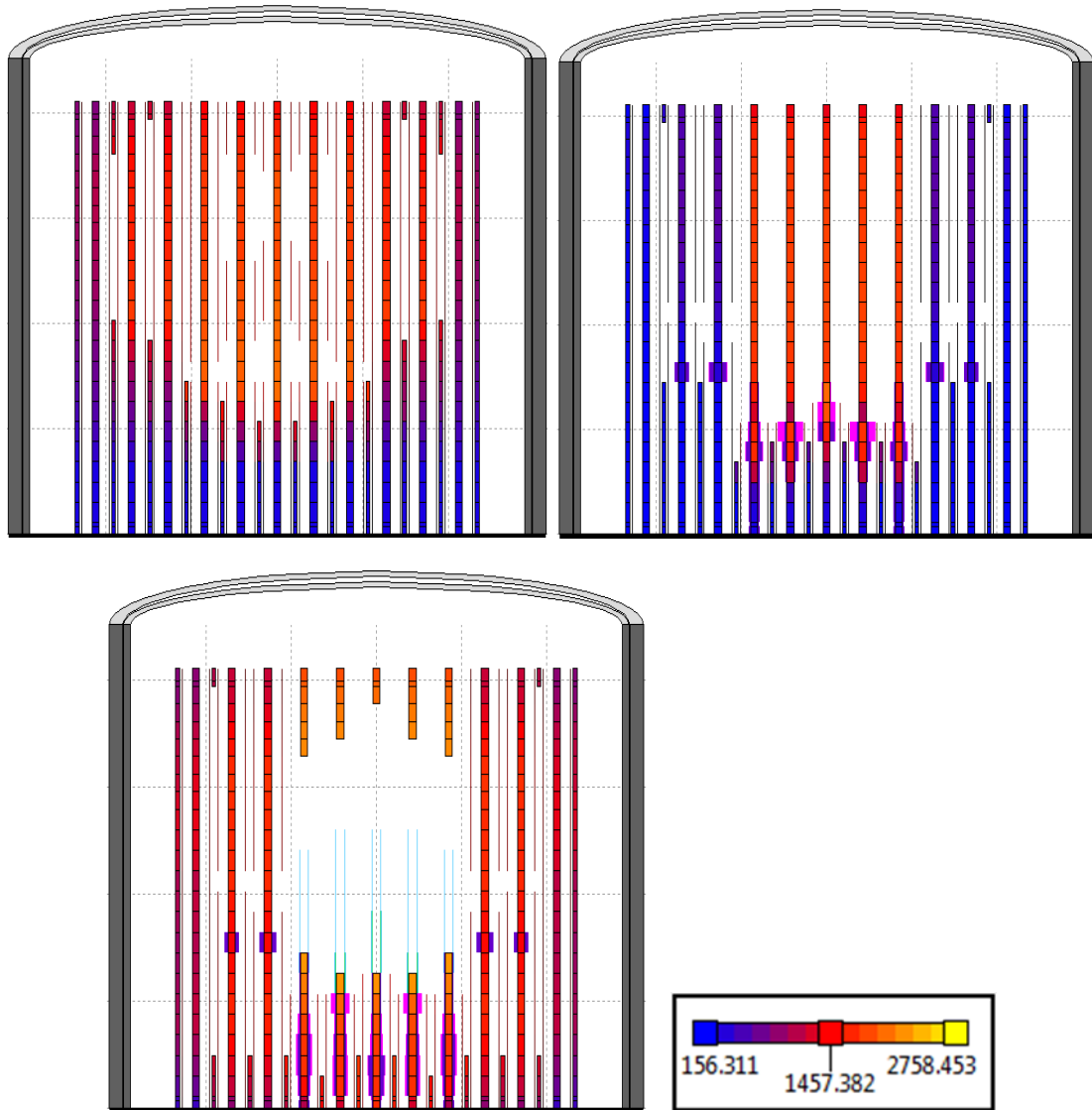


Abb. 5.37 Kernzerstörungsprozess (Temperatur in [K]) vor RDB-Druckentlastung (152.000 s), vor Venting des Containments (153.040 s, max. Containment-Druck) und am Rechnungsende (~160.000 s) (Block 3)

6 Rückrechnung des Quellterms – Methoden und Daten

Die Methodik basiert auf den exemplarischen Untersuchungen zur Abschätzung von Freisetzungen in der Umgebung des KKW Fukushima Daiichi durch die Analyse von Immissionsdaten /SOG 15/ und baut die Erkenntnisse dieser Analysen zu einem systematischen Verfahren mit einem typischen Anwendungsbereich für Messdaten innerhalb von einigen Kilometern um den Standort aus. Messdaten der Ortsdosisleistung, nuklid-spezifische Messungen der Bodenkontamination sowie meteorologische Messdaten (Windgeschwindigkeit und Windrichtung) werden in einem eigens entwickelten Verfahren dazu verwendet, Rückrechnungen zum nuklidspezifischen Quellterm durchzuführen. Hierbei ist zu beachten, dass radiologische und meteorologische Messdaten in den ersten Wochen des Unfalls sehr heterogen und zum Teil nur eingeschränkt verfügbar sind. Das gesamte Verfahren zur Rückrechnung des Quellterms wurde für den Umgang mit dieser heterogenen Datenlage optimiert.

Das Verfahren schließt die Nutzung von Ausbreitungsmodellen ein. Zu diesem Zweck wurde das atmosphärische Radionuklid Transportmodell ARTM /RIC 15/, /RIC 15a/, /RIC 15b/ benutzt. Die durchgeführten Ausbreitungsrechnungen decken dabei das Spektrum der zu betrachtenden Freisetzungsverläufe, der meteorologischen Randbedingungen und die raumzeitliche Konfiguration der Messpunkte, an denen verwertbare Informationen verfügbar sind, ab.

6.1 Überblick über das Verfahren zur Rückrechnung des Quellterms

Das Verfahren zur Ermittlung des Quellterms basierend auf der Rückrechnung von radiologischen Messungen ist eng auf die Verfügbarkeit von Messdaten im Zeitraum der heftigsten unkontrollierten Freisetzungen aus den Blöcken 1 bis 3 des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi (12. – 28.03.2011) abgestimmt, prinzipiell aber auch auf andere Anlagen übertragbar. Die Vorgehensweise ist schematisch in Abb. 6.1 dargestellt.

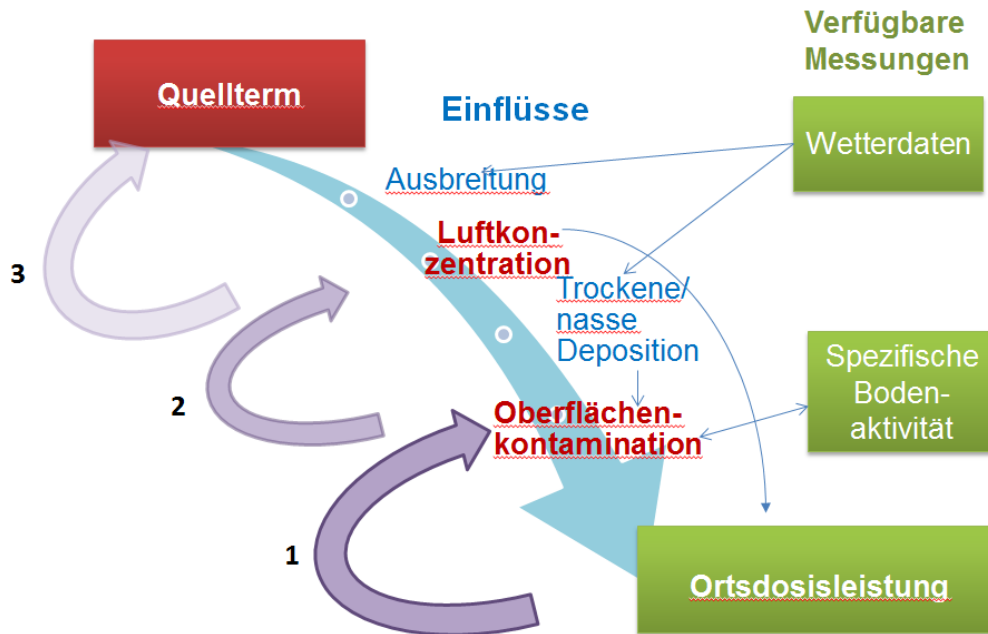


Abb. 6.1 Methode zur Rekonstruktion der Freisetzung von Radionukliden (Quellterm) aus einer Anlage basierend auf gemessenen örtlichen Dosisleistungen auf dem Anlagengelände und in der näheren Umgebung

Das Verfahren verfolgt in drei Schritten die Prozesskette zurück, die aufgrund der Freisetzung radioaktiver Stoffe aus einer Anlage zu einer erhöhten Ortsdosisleistung (ODL) führt. Dabei ist zu berücksichtigen, dass im fraglichen Zeitraum nur für die Messgrößen Ortsdosisleistung, spezifische Bodenaktivität und Windrichtung / Windgeschwindigkeit tatsächlich quantitative Messungen verfügbar sind. Zusätzlich sind noch qualitative Informationen über Niederschlag am Freisetzungsort verwendbar. Die Oberflächenkontamination und Luftkonzentration radioaktiver Stoffe am Ort der ODL-Messung müssen hingegen ebenso durch das Verfahren ermittelt werden wie die Freisetzung radioaktiver Stoffe aus der Anlage in die Umgebung. Zu diesem Zweck müssen die Prozesse der Ablagerung radioaktiver Stoffe auf dem Boden und der Ausbreitung radioaktiver Stoffe mit der Luft modelliert werden. Das Verfahren gliedert sich in die folgenden Schritte:

- **Schritt 1: Von der Ortsdosisleistung zur Oberflächenkontamination**

Zunächst wird an einem Beobachtungsort aus der gemessenen Ortsdosisleistung die nuklidspezifische Oberflächenkontamination abgeschätzt. Für diesen Zweck ist eine realitätsnahe Aufteilung der gemessenen Ortsdosisleistung in Bodenstrahlung und Wol-

kenstrahlung erforderlich. Die Schätzung der nuklidspezifischen Oberflächen-kontamination erfolgt dann nach Ende jeder Depositionsphase mittels der Bodenstrahlung und nuklidspezifischen Messungen der massenspezifischen Aktivität im Boden.

- **Schritt 2: Von der Oberflächenkontamination zur Luftkonzentration der Nuklide**

Die Schätzung der Luftkonzentration der Nuklide (Jod, Aerosole) erfolgt mittels der in Schritt 1 abgeschätzten nuklidspezifischen Oberflächenkontamination. Dabei wird auf Basis vorhandener Niederschlags- bzw. Wetterinformationen zwischen trockener oder nasser Deposition unterschieden. Die Edalgaskonzentration wird als Residuum aus der Differenz zwischen gemessener und durch Jod/Aerosolkonzentration ermittelter Wolkenstrahlung abgeschätzt. Dieser Schritt ist erforderlich, da in den Hauptfreisetzungsphasen keine Messungen der Luftkonzentration der Nuklide verfügbar sind.

- **Schritt 3: Von der Luftkonzentration der Nuklide und der Wolkenstrahlung zum Quellterm**

Der Quellterm wird durch Rückwärtsrechnungen aus der Wolkenstrahlung unter Berücksichtigung der nuklidspezifischen Luftkonzentration quantifiziert. Dazu werden die Relativbeiträge der berechneten Nuklidkonzentrationen in der Luft zur Wolkenstrahlung betrachtet. Für ein ausgewähltes Referenznuclid wird die Beziehung zwischen dem Beitrag dieses Nuklids zur Wolkenstrahlung am Beobachtungsort und der zuvor erfolgten Freisetzung dieses Nuklids ausgewertet. Aus dem so ermittelten Quellterm für das Referenznuclid werden die Freisetzungen der anderen betrachteten Nuklide über die zerfallskorrigierten Relativanteile in der Luftkonzentration ermittelt. Als Referenznuclid wird Cs-137 betrachtet, da die Beziehung zwischen Wolkenstrahlung und Freisetzung für Cs-137 praktisch nicht durch den radioaktiven Zerfall beeinflusst wird. Die Beziehung zwischen Wolkenstrahlung und Freisetzung lässt sich durch die Gammasubmersionsfaktoren für Cs-137 quantifizieren. Die Bestimmung der Gammasubmersionsfaktoren erfolgt durch die Modellierung der Ausbreitung mit dem Modell ARTM auf Basis von verfügbaren Wetterinformationen am Standort Fukushima Daiichi und an einer weiteren Messstation (Oono).

6.2 Überblick über verwendete Messdaten

6.2.1 Messungen der spezifischen Aktivität im Boden

Messungen der spezifischen Aktivität im Boden werden zur Bestimmung der Nuklidzusammensetzung herangezogen. Gammaskopimetrische Auswertungen von Bodenproben auf dem Anlagengelände liegen ab dem 21.03.2011 für einen vergleichsweise umfangreichen Nuklidvektor vor. Für die vorliegenden Untersuchungen wurden acht Proben aus dem Zeitraum 21.03. – 25.03.2011 benutzt, die in /TEP 11/ dokumentiert sind. Ort und Datum der Probenahme sind in Tab. 6.1 zusammengefasst.

Tab. 6.1 Lage und Datum der herangezogenen Proben der spezifischen Aktivität im Boden auf dem Gelände des KKW Fukushima Daiichi

Ortsbezeichnung der Probe in /TEP 11/	Richtung und Entfernung zum Kamin Block 1/2	Datum der Probenahme
X5	N 500 m	22.03.2011
X4	N 1000 m	25.03.2011
X1	WNW 500 m	21.03.2011
X2	W 500 m	25.03.2011
X3	SSW 500 m	25.03.2011
X6	SSW 500 m	22.03.2011
X7	SSW 750 m	22.03.2011
X8	SSW 1000 m	22.03.2011

Zur weiteren Untersuchung der räumlichen Verteilung von I-131 und Cs-137 in der Umgebung des KKW Fukushima Daiichi wurden Messdaten der spezifischen Aktivität dieser Nuklide im Boden herangezogen, die ab Mitte März 2011 bis April 2013 an zahlreichen Messpunkten regelmäßig vom Ministry of Education, Culture, Sports Science and Technology (MEXT) genommen, aktualisiert und veröffentlicht wurden. Diese Arbeiten werden seitdem von der japanischen Nuclear Regulation Authority (NRA) bereitgestellt und weitergeführt. Nuklidspezifische Messungen der Bodenkontamination (hauptsächlich I-131, Cs-134 und Cs-137) liegen etwa ab dem 21.03.2011 vor. Zur weiteren Analyse der Bodenkontamination in der Umgebung wurden die Messpunkte herangezogen, für die mindestens eine Messung der Bodenkontamination im März, April oder Anfang Mai 2011 vorliegt. Die Auswertung erstreckt sich auf den Zeitraum März bis Anfang Mai 2011. Die Lage ist in Tab. 6.2 zusammengefasst.

Tab. 6.2 Lage und Zeitraum der herangezogenen Proben der spezifischen Aktivität im Boden von Cs-137 und I-131 in der Umgebung des KKW Fukushima Daiichi

Messpunkt	Richtung/ Entfernung zum KKW Fukushima Daiichi	Zeitraum der Probenahme	Anzahl Proben
MP 6	N; 32 km	25.03.2011 – 28.04.2011	29
MP 7	NNW; 32 km	25.03.2011 – 30.04.2011	17
MP 5	NNW; 42 km	25.03.2011 – 28.03.2011	4
MP 32	NW; 31 km	25.03.2011 – 27.04.2011	29
MP 33	NW; 33 km	23.03.2011 – 27.04.2011	30
MP 3	NW; 46 km	31.03.2011 – 02.04.2011	3
MP 4	NW; 47 km	23.03.2011	1
MP 2	NW; 56 km	31.03.2011 – 02.04.2011	4
MP 34	WNW; 30 km	23.03.2011	1
MP 31	WNW; 30 km	25.03.2011 – 27.04.2011	29
MP 21	WNW; 32 km	23.03.2011 – 30.04.2011	21
MP 36	WNW; 40 km	25.03.2011 – 30.04.2011	28
MP 11	WNW; 43 km	23.03.2011	1
MP 15	W; 32 km	23.03.2011 – 24.04.2011	12
A13	WSW; 2 km	01.05.2011	1
41	WSW; 4 km	29.04.2011	1
6	SSW; 4 km	30.04.2011	1
MP 71	S; 23 km	23.03.2011 – 30.04.2011	16
MP 72	S; 31 km	31.03.2011 – 04.04.2011	4
MP 73	S; 35 km	31.03.2011 – 04.04.2011	4

6.2.2 Messungen der Ortsdosisleistung

- **Anlagengelände**

Messungen der Ortsdosisleistung auf dem Anlagengelände des KKW Fukushima Daiichi werden regelmäßig durch den Betreiber Tokio Electric Power Company (TEPCO) durchgeführt und veröffentlicht /TEP 18/. Die Messpunkte sind in Abb. 6.2 auf Seite 119 wiedergegeben. Durch den Verlust der externen Stromversorgung am 11.03.2011 waren nach Aussagen von TEPCO keine automatisierten Messungen an den vorgesehenen Messpunkten auf dem Anlagengelände möglich. Diese waren erst nach Wiederherstellung der Stromversorgung verfügbar, die ab dem 25.03.2011 erfolgte. Als Ersatz wurden vom Betreiber mobile Messstationen verwendet, die im Verlauf des Unfallgeschehens mehrfach ihre Position wechselten. In der Folge liegen keine zeitlich vollständigen Datenreihen für alle Messstellen vor. Am 28.05.2011 stellte TEPCO weitere, bis zu diesem Zeitpunkt unveröffentlichte Messwerte für den Zeitraum vom 11. bis 17.03.2011 zur Verfügung. Alle verfügbaren Daten wurden während und nach dem Unfall durch die GRS

gesammelt, digitalisiert und aktualisiert. Die Auswertungen in den vorliegenden Untersuchungen beruhen auf dieser Datenbasis der GRS.

Aus den verfügbaren Messpunkten wurden diejenigen ausgewählt, die im März 2011 eine ausreichende Datenbedeckung für die in Abschnitt 6.3 erläuterte Analyse aufweisen.

- **Umgebung**

In der Umgebung des KKW Fukushima Daiichi liegen Messdaten der Ortsdosisleistung an folgenden Stationen vor:

- *KKW Fukushima Daini*: Die Messdaten zur Ortsdosisleistung (ODL) auf dem Anlagengelände des KKW Fukushima Daini werden durch den Betreiber TEPCO ermittelt und regelmäßig veröffentlicht /TEP 18a/. Durch die GRS wurde die Messreihe der ODL am MP4 noch während des Unfallablaufs digitalisiert und entsprechend dem jeweiligen Informationsstand korrigiert und fortgeschrieben. Sie wird für die vorliegenden Untersuchungen verwendet.
- *Station Oono*: An der automatischen Station Oono, die ca. 5 km westsüdwestlich des KKW Fukushima Daiichi liegt, wurden bis zum Nachmittag des 16. März 2011 in zeitlich hoher Auflösung (2 min) ODL- und Wetterdaten registriert. Diese Daten wurden seitens der OECD/NEA für das BSAF-Projekt zur Verfügung gestellt /OECD 15b/.
- *Weitere Stationen in der Umgebung*: Seitens der OECD/NEA wurde für das BSAF-Projekt ein Datensatz von weiteren ODL-Messungen an insgesamt 26 Messpunkten (inkl. der Station Oono) in der Umgebung des KKW Fukushima zur Verfügung gestellt /OECD 16/. Die Daten liegen in stündlicher Auflösung vor und wurden bei ausreichender Datenabdeckung teils zur Quelltermrekonstruktion, teils zur Validierung benutzt.

Die Lage aller Messpunkte ist in Abb. 6.2 wiedergegeben. Tab. 6.3 fasst die Eigenschaften der zur Quelltermrekonstruktion verwendeten ODL-Messpunkte zusammen. Die analoge Zusammenfassung für die Messpunkte, die zur Validierung verwendet wurden, ist in Tab. 6.4 enthalten.

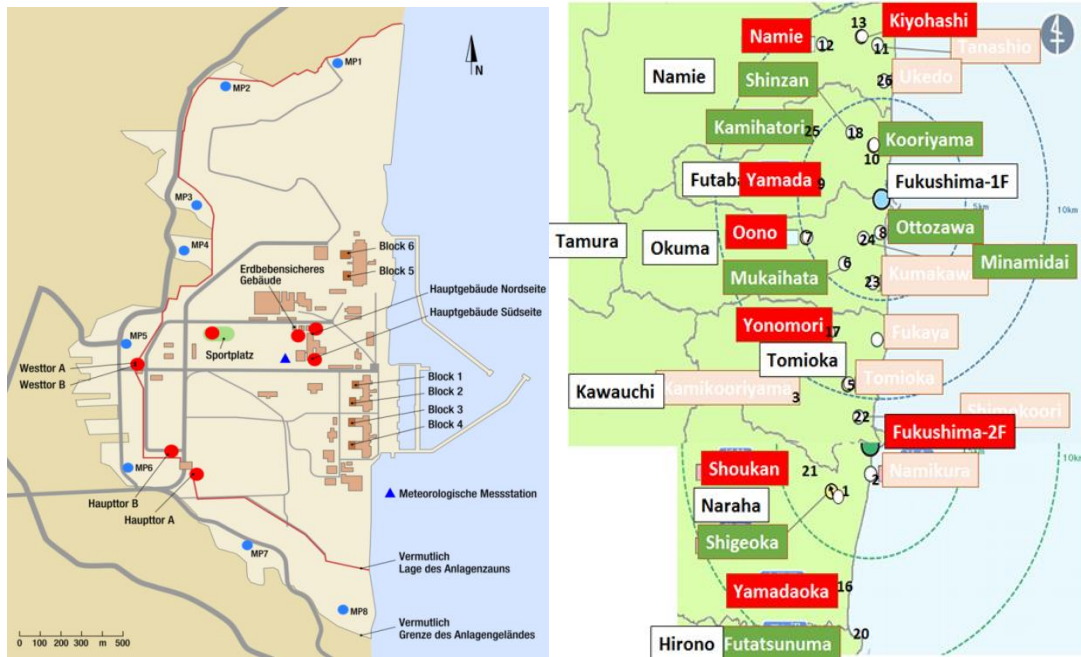


Abb. 6.2 Überblick über die Lage der verschiedenen Messpunkte zur Ortsdosisleistung

Links: Am Standort des KKW Fukushima Daiichi. Rechts: In der Umgebung, Grafik basierend auf /OECD 16/. Rot: Zur Rekonstruktion verwendet. Grün: Zur Validierung verwendet.

Tab. 6.3 Messpunkte der Ortsdosisleistung, die für die Rekonstruktion des Quellterms verwendet wurden.

Beobachtungspunkt	Richtung und Entfernung zum Kamin Block 1/2	Verwendeter Messzeitraum [Datum, Zeit JST]	Zeitl. Auflösung
Kiyohashi	N; 8,2 km	12.03. 00:00 – 14.03. 16:00	1 h
Fukushima I KKW, MP 1	N; 1,7 km	12.03. 11:30 – 13.03. 18:00	10 min
Namie	NNW; 8,6 km	12.03. 00:00 – 25.03. 24:00	1 h
Fukushima I KKW, MP Hauptgeb. Nord	NNW; 0,35 km	17.03. 09:40 – 21.03. 16:30	10 min
Fukushima I KKW, MP 4	NW; 1,1 km	12.03. 15:20 – 14.03. 11:10	aggregiert auf 10 min
Yamada	WNW, 4,1 km	12.03. 00:00 – 25.03. 24:00	1 h
Fukushima I KKW, MP Hauptgeb. Süd	WNW; 0,29 km	17.03. 09:40 – 25.03. 24:00	10 min
Oono	WSW, 4,9 km	12.03. 00:00 – 16.03. 16:40	aggregiert auf 10 min
Fukushima I KKW, MP Hauptttor	WSW; 0,9 km	12.03. 00:00 – 16.03. 16:20 21.03. 16:50 – 25.03. 24:00	10 min
Yonomori	SSW; 7,3 km	12.03. 00:00 – 15.03. 19:00	1 h
Shoukan	SSW; 14,2 km	12.03. 00:00 – 25.03. 24:00	1 h
Yamadaoka	S 18,7 km	12.03. 00:00 – 25.03. 24:00	1 h
Fukushima I KKW, MP 8	S; 1,2 km	12.03. 03:40 – 13.03. 07:30	10 min
Fukushima II KKW, MP 4	S; 12 km	12.03. 00:00 – 25.03. 24:00	10 min

Tab. 6.4 Messpunkte der Ortsdosisleistung, die für die Validierung des berechneten Quellterms verwendet wurden

Beobachtungspunkt	Richtung und Entfernung zum Kamin Block 1/2	Verwendeter Messzeitraum [Datum, Zeit JST]	Zeitl. Auflösung
Kooriyama	NNW 2,8 km	12.03. 00:00 – 13.03. 13:00	1h
Shinzan	NNW 3,9 km	12.03. 00:00 – 15.03. 00:00	
Kamihatori	NW 5,6 km	12.03. 00:00 – 14.03. 12:00	
Minamidai	SW 2,4 km	12.03. 00:00 – 14.03. 12:00	
Mukaihata	SW 4,0 km	12.03. 00:00 – 14.03. 15:00	
Otozawa	SSW 1,6 km	12.03. 00:00 – 14.03. 11:00	
Shigeoka	SSW 14,2 km	12.03. 00:00 – 15.03. 07:00	
Futatsunuma	S 21,4 km	12.03. 00:00 – 25.03. 24:00	

6.2.3 Messungen der Luftkonzentration

Für die vorliegenden Untersuchungen wurden nuklidspezifische Messungen der Luftkonzentration analysiert, die am 15.03.2011 durch die Japan Atomic Energy Agency (JAEA) in Tokai-mura (ca. 120 km südlich des KKW Fukushima Daiichi) durchgeführt und ausgewertet wurden /JAEA 12/. Diese Daten sind bzgl. des radioaktiven Zerfalls nicht korrigiert. Auf weitere, nach dem 15.03.2011 ausgewertete Luftproben, die in /JAEA 12/ veröffentlicht sind, wurde eine Korrekturmethode angewendet, die sich systematisch auf die gemessenen Nuklidverhältnisse auswirkt. Da die ansonsten nicht näher beschriebenen Korrekturen auf Gleichgewichtsannahmen zwischen I-132 und Te-132 beruhen, deren Gültigkeit anhand dieser Daten somit nicht überprüfbar ist, wurden Daten aus /JAEA 12/ nur für den 15.03.2011 verwendet.

6.2.4 Wetterdaten

Wetterdaten am Standort des KKW Fukushima Daiichi werden durch den Betreiber TEPCO ermittelt und regelmäßig veröffentlicht /TEP 18/ (Windrichtung, Windgeschwindigkeit sowie qualitative Angaben zum Niederschlag). Wetterdaten wurden analog zu den ODL-Messungen während des Unfallablaufs durch die GRS gesammelt, digitalisiert und aktualisiert. Die Auswertungen der Wetterdaten in den vorliegenden Untersuchungen beruhen wiederum auf dieser Datenbasis der GRS.

Niederschlagsinformationen wurden in Zweifelsfällen durch Radarbeobachtungen ergänzt, die als Grafiken im Internet veröffentlicht sind /NII 11/. Zusätzlich liegen bis zum 16.03.2011 16:44 JST Informationen zu Windrichtung, Windgeschwindigkeit und Niederschlag an der Station Oono mit einer zeitlichen Auflösung von 2 Minuten vor, die auf 10 Minuten Zeitauflösung aggregiert wurden.

6.2.5 Reaktorkerninventare

Die Kerninventare der Blöcke 1 – 3 wurden durch JAEA berechnet und veröffentlicht /JAEA 12a/. Die Reaktorkerninventare sind digital im Internet verfügbar und wurden in dieser Form als Grundlage für die vorliegenden Untersuchungen genutzt.

6.3 Rekonstruktion der Oberflächenkontamination an Messpunkten der Ortsdosisleistung

Zur Rekonstruktion der Oberflächenkontamination aus der Ortsdosisleistung werden die folgenden Schritte durchgeführt:

- Die Messreihen der Ortsdosisleistung werden eingeteilt in ablagerungsfreie Phasen („Bodenphasen“) und Ablagerungsphasen („Wolkenphasen“, siehe auch Abschnitt 6.6).
- Für die Bodenphasen wird die Zusammensetzung der abgelagerten Nuklide abgeschätzt.
- Aus dem Nuklidvektor und dem Verlauf der Ortsdosisleistung in der jeweiligen Bodenphase wird die Oberflächenkontamination der abgelagerten Nuklide bestimmt.

6.3.1 Identifikation von Bodenphasen und Wolkenphasen

Zur Einteilung einer ODL-Messreihe $\dot{H}_k := \dot{H}(t_k); k = 1, \dots, N$ in Bodenphasen und Wolkenphasen wird zunächst mittels eines automatisierten Verfahrens eine vorläufige Identifikation der Bodenphasen durchgeführt. Diese basiert im Wesentlichen auf der Betrachtung der Änderungsrate der ODL

$$R = \frac{1}{\dot{H}} \frac{d\dot{H}}{dt} \quad [1/s] \quad (6.1)$$

bzw. in diskreter Form

$$R_k = \frac{0,5 \dot{H}_{k+1} - \dot{H}_{k-1}}{\dot{H}_k \Delta t} \quad (6.2)$$

mit $\Delta t = 600$ s.

In einer Bodenphase ist anzunehmen, dass R negativ ist, d. h., dass nur der radioaktive Zerfall der abgelagerten Nuklide relevant ist. In einer vertieften Analyse (vgl. Anhang)

wurde außerdem ermittelt, dass für Situationen, in denen ein wesentlicher Beitrag zur ODL aus der Wolkenstrahlung stammt und somit die luftgetragene Aktivität nicht vernachlässigbar ist, Fluktuationen durch atmosphärische Prozesse mit betragslichen Änderungsraten $|R| > 10^{-4} \text{ s}^{-1}$ oder mit einem Vorzeichenwechsel in R verbunden sind. Daher wird im verwendeten Algorithmus eine Bodenphase angenommen, wenn für mindestens drei aufeinander folgende Zeitpunkte gilt:

$$0 > R_k \geq -10^{-4} \text{ s}^{-1} \quad (6.3)$$

Aufgrund von Datenlücken und Messungenauigkeiten in den ODL-Zeitreihen werden durch das Verfahren zusammenhängende Bodenphasen nicht immer als eine Phase erkannt, sondern als mehrere aufeinander folgende Teilphasen identifiziert. Daher ist i. d. R. eine manuelle Nachbearbeitung zur geeigneten Zusammenfassung der Bodenphasen sowie ggf. zur Korrektur der Anfangs- und Endzeiten erforderlich.

6.3.2 Abschätzung der Nuklidzusammensetzung und Berechnung der Oberflächenkontamination während der Bodenphasen

Im Hinblick auf die Bestimmung der Bodenkontamination ist es erforderlich, die Zusammensetzung und die Verhältnisse der abgelagerten Nuklide zu kennen, die für die gemessene Ortsdosisleistung ursächlich sind. Zu diesem Zweck werden zunächst die Bodenproben auf dem Anlagengelände (vgl. Tab. 6.1) herangezogen. Aus den gemessenen Aktivitäten wird für jede Probe das Aktivitätsverhältnis der anderen Nuklide zu Cs-137 ermittelt. Die errechneten Aktivitätsverhältnisse werden um den radioaktiven Zerfall korrigiert. Sie beziehen sich auf den 21.03.2011 um 00:00 Ortszeit. Aus den Aktivitätsverhältnissen werden Mittelwert und Standardabweichung über alle Proben berechnet. Zusätzlich wird das Verhältnis I-131 zu Cs-137 auch an den Messpunkten in der Umgebung der Anlage nach Tab. 6.2 ermittelt. Dazu werden an jedem Messpunkt alle gemessenen Aktivitäten zunächst bezogen auf den 21.03.2011 um 00:00 Ortszeit zerfallskorrigiert und danach gemittelt. Daraus wird für jeden Messpunkt ein mittleres Verhältnis I-131 zu Cs-137 errechnet. Die räumliche Abhängigkeit dieser Verhältnisse wird für die Messpunkte in der Umgebung zusammen mit den Messpunkten auf dem Anlagengelände in Bezug auf mögliche Einflussfaktoren analysiert. Aus dem Ergebnis dieser Analyse wird ein Basis-Nuklidvektor für jeden Messpunkt und jede Bodenphase abgeleitet. Dabei werden die Verhältnisse I-131 zu Cs-137 entsprechend dem Analyseergebnis räumlich und zeitlich variiert, während die übrigen Verhältnisse als fest angenommen werden. Dabei werden mögliche Beiträge der kurzlebigeren Jodisotope aus

der Kernspaltung relativ zum Anteil von I-131 aus dem Anfangsinventar und dem Zeitpunkt der Abschaltung (der zum Zeitpunkt des Erdbebens am 11.03.2011 14:46 JST angenommen wird) bestimmt. Für den Zeitraum, in dem überhaupt freisetzungsbedingt erhöhte ODL feststellbar ist, ergeben sich aus dieser Betrachtung noch nennenswerte Beiträge von I-133 (Halbwertszeit 20,7 h) und I-135 (Halbwertszeit 6,63 h), nicht aber von I-132 (Halbwertszeit 2,3 h) oder I-134 (Halbwertszeit 52,5 min).

Aus der relativen Nuklidzusammensetzung lässt sich die Änderungsrate in der Bodenstrahlung errechnen, die von einem Nuklidgemisch mit der Zusammensetzung des Basis-Nuklidvektors verursacht wird. Wie aus der Analyse hervorgeht, fallen diese errechneten Änderungsraten vor allem an den Messpunkten auf dem Anlagengelände in den ersten Tagen des Unfallablaufs betragslich deutlich geringer aus als in den Messungen erkennbar. Wie eine vertiefte Analyse /SOG 16/ ergibt, sind diese Unterschiede nur mit einem Beitrag kurzlebiger Nuklide, die zum Zeitpunkt der Bodenbeprobung bereits zerfallen sind, zu erklären. Als kurzlebige Nuklide kommen hierfür hauptsächlich I-132 aus dem Zerfall von Te-132 sowie I-132 in Kombination mit I-134 aus etwaigen Rekritikalitätsereignissen im zerstörten Reaktorkern bei Einspeisung von Kühlmittel in Frage. Mögliche Beiträge zum Nuklidvektor von wahlweise entweder I-132 oder I-132 in Kombination mit I-134 werden durch eine Anpassung der berechneten an die gemessene ODL-Änderungsrate über den ODL-Verlauf in der jeweiligen Bodenphase nach der Methode der kleinsten Fehlerquadrate ermittelt. Daraus werden für alle Nuklide die Oberflächenkontaminationen berechnet. Das Verfahren ist in Anhang A erläutert.

6.4 Rekonstruktion der Luftkonzentration an Messpunkten der Ortsdosisleistung

Die Rekonstruktion der Luftkonzentration gliedert sich in zwei Arbeitsschritte. Im ersten Schritt wird aus der Differenz der Oberflächenkontaminationen zwischen der vorhergehenden Bodenphase und der folgenden Bodenphase die Ablagerung von Nukliden berechnet, die in der jeweiligen Wolkenphase stattfindet. Im zweiten Schritt wird aus der zeitlichen Änderung der Oberflächenkontamination und der Depositionsgeschwindigkeit die bodennahe Luftkonzentration ermittelt.

6.4.1 Berechnung der Ablagerung von Nukliden während der Wolkenphasen

Zur Berechnung der Ablagerung von Nukliden während einer Wolkenphase wird die Differenz der Oberflächenkontaminationen zwischen der vorhergehenden Bodenphase und der folgenden Bodenphase betrachtet. Der Zeitpunkt, an dem die vorausgehende Bodenphase endet, wird mit t_a , der Beginn der nachfolgenden Bodenphase mit t_b bezeichnet. Für ein Nuklid r ergibt sich die Oberflächenkontamination $A_{s,r}$ zum Zeitpunkt t_b als Summe aus der zu diesem Zeitpunkt noch vorhandenen Oberflächenkontamination und der Netto-Summe der während der Wolkenphase abgelagerten Mengen dieses Nuklids:

$$A_{s,r}(t_b) = A_{s,r}(t_a) \exp[-\lambda_r(t_b - t_a)] + \sum_{i=a+1}^b \Delta A_{s,r}(t_i) \exp[-\lambda_r(t_b - t_i)] \quad (6.4)$$

$$A_{s,r}^{diff} := A_{s,r}(t_b) - A_{s,r}(t_a) \exp[-\lambda_r(t_b - t_a)] = \sum_{i=a+1}^b \Delta A_{s,r}(t_i) \exp[-\lambda_r(t_b - t_i)] \quad (6.5)$$

Dabei bezeichnen λ_r die Zerfallskonstante des jeweiligen Nuklids r in s^{-1} , $A_{s,r}^{diff}$ die Netto-Summe der Ablagerungen aus der Wolkenphase zum Zeitpunkt t_b und $\Delta A_{s,r}(t_i)$ die während der Wolkenphase (d. h. zwischen den Zeitpunkten t_a und t_b) jeweils im Zeitintervall $t_i - t_{i-1}$ abgelagerte Nuklidmenge in $[Bq/m^2]$.

Für die Ablagerungsmengen $\Delta A_{s,r}(t_i)$ lässt sich durch Erweiterung und Koeffizientenvergleich die folgende Bestimmungsgleichung ableiten:

$$A_{s,r}^{diff} \sum_{i=a+1}^b w_i = \sum_{i=a+1}^b \Delta A_{s,r}(t_i) \exp[-\lambda_r(t_b - t_i)] \quad (6.6)$$

$$\Delta A_{s,r}(t_i) = A_{s,r}^{diff} \exp[-\lambda_r(t_i - t_b)] w_i \quad \text{mit} \quad \sum_{i=a+1}^b w_i = 1 \quad (6.7)$$

Die Gewichte w_i sind durch die Methode nicht vorgegeben, sondern nach physikalisch sinnvollen Gesichtspunkten zu wählen. Für die vorliegenden Untersuchungen erfolgt die Gewichtung proportional zur gemessenen Ortsdosisleistung \dot{H} und der Depositionsgeschwindigkeit v_d . Darüber hinaus werden alle Zeitpunkte umgekehrt proportional zum radioaktiven Zerfall des zum Zeitpunkt t_b abgelagerten Nuklidgemischs gewichtet, um ggf. artifizuell hohen Ablagerungen kurzlebiger Nuklide aus frühen Zeitpunkten der Wolkenphase, die zum Beginn der folgenden Bodenphase schon wieder größtenteils zerfallen sind, entgegenzuwirken. Die Berechnung der Gewichte erfolgt nach folgender Formel:

$$\dot{w}_i = \dot{H}(t_i) v_d(t_i) \frac{\sum_r A_{s,r}^{diff} g_{b,r}}{\sum_r A_{s,r}^{diff} g_{b,r} \exp[-\lambda_r(t_i - t_b)]} \quad (6.8)$$

$$w_i = \frac{\dot{w}_i}{\sum_{i=a+1}^b w_i} \quad (6.9)$$

Dabei bedeutet (zusätzlich zu den bereits eingeführten Variablen) $g_{b,r}$ den Gammabodenstrahlungs-Koeffizienten [(Sv/s)/(Bq/m²)] des Nuklids r ermittelt gemäß /BANZ 01/. Die für die Depositionsgeschwindigkeit v_d verwendeten Werte sind der folgenden Tabelle zu entnehmen.

Tab. 6.5 Verwendete Werte für die Depositionsgeschwindigkeit

Depositionsart	v_d [m s ⁻¹]
Trockene Deposition, Jodisotope	0,007
Trockene Deposition, sonstige an Schwebstoffe gebundene Nuklide	0,002
Nasse Deposition, alle abgelagerten Nuklide	0,1

Die Wahl der Werte für die Depositionsgeschwindigkeit stellt eine starke Vereinfachung der realen Verhältnisse dar, die insbesondere der Tatsache geschuldet ist, dass für die jeweiligen Messpunkte weder Daten zur lokalen Oberflächenstruktur noch quantitative Angaben zu Niederschlagsintensitäten verfügbar sind. Für das Verfahren ist diese Wahl jedoch ausreichend, da sich im Endeffekt nur die Relativverhältnisse zwischen den Depositionsgeschwindigkeiten auf die Rekonstruktion der Luftaktivität auswirken (siehe Abschnitt 6.4.2). Die gewählten Werte für die trockene Deposition beruhen auf einer Auswertung der Ergebnisse von /MAS 14/.

Die Oberflächenkontamination während der Wolkenphase kann nun für jedes Nuklid wie folgt berechnet werden:

$$A_{s,r}(t_j) = A_{s,r}(t_a) \exp[-\lambda_r(t_j - t_a)] + \sum_{i=a+1}^j \Delta A_{s,r}(t_i) \exp[-\lambda_r(t_j - t_i)] \quad (6.10)$$

mit $a < j < b$

6.4.2 Berechnung der Luftkonzentration

Die Luftkonzentration $C_r(t_j)$ im Zeitintervall $t_j - t_{j-1}$ lässt sich für jedes abgelagerte Nuklid aus der Ablagerungsmenge und der Depositionsgeschwindigkeit ermitteln:

$$C_r(t_j) = \frac{\Delta A_{s,r}(t_j)}{v_d \Delta t} \quad (6.11)$$

Darüber hinaus kann aus der Abschätzung der durch die Luftaktivität verursachten Wolkenstrahlung durch Jod und Schwebstoffe und der Bodenstrahlung durch die Ablagerungen im Vergleich mit der gemessenen ODL als Residuum die Aktivitätskonzentration von Edelgasen abgeschätzt werden. Hierzu werden die vereinfachten Dosiskoeffizienten für die Wolkenstrahlung $g_{c,r}$ nach /SSK 04/ in [(Sv/s)/(Bq/m²)] verwendet. Als Edelgase werden nur Xe-133 und Xe-135 betrachtet, da der Beitrag der bis zur Reaktorabschaltung gebildeten kurzlebigen Edelgase Kr-87 und Kr-88 bei Freisetzungsbeginn bereits als vernachlässigbar anzunehmen ist. Der Beitrag der Edelgase h_c^{ng} zur Ortsdosisleistung lässt sich aus der Wolkenstrahlung h_c berechnen zu:

$$h_c^{ng}(t_j) = h_c(t_j) - \sum_r C_r(t_j) g_{c,r} \quad (6.12)$$

$$\text{mit } h_c(t_j) = \dot{H}(t_j) - \sum_r A_{s,r}(t_j) g_{b,r}$$

Daraus lässt sich die Konzentration von Xe-133 und Xe-135 abschätzen:

$$C_{Xe-133}(t_j) = \frac{h_c^{ng}(t_j)}{\left[g_{c,Xe-133} + g_{c,Xe-135} \left(\frac{C_{Xe-135}}{C_{Xe-133}} \right) \right]} \quad (6.13)$$

$$C_{Xe-135}(t_j) = (C_{Xe-135}/C_{Xe-133}) C_{Xe-133}(t_j) \quad (6.14)$$

Dabei wird angenommen, dass die C_{Xe-135}/C_{Xe-133} -Verhältnisse den aktuellen Inventarverhältnissen entsprechen. Dazu werden die aus /JAEA 12a/ verfügbaren Inventarverhältnisse zum Abschaltzeitpunkt der Reaktoren auf den jeweils aktuellen Zeitpunkt zerfallskorrigiert. Als Zusatzbedingung wird die Luftkonzentration von Xe-133 mit dem hundertfachen der Luftkonzentration von I-131 beschränkt. Diese Beschränkung kommt nur am MP „Haupttor“ während der ODL-Maxima am 15.03.2011 abends und am 16.03.2011 zum Tragen und verhindert eine unrealistische Überschätzung der Edelgasfreisetzungen.

6.5 Modellierung der Ausbreitungsbedingungen zur Rückrechnung auf den Quellterm

Für die Ausbreitungsrechnung wurde das atmosphärische Radionuklid Transportmodell ARTM /RIC 15/, /RIC 15a/, /RIC 15b/ mit speziellen Erweiterungen verwendet, die bereits im Rahmen anderer Projekte entwickelt und angewendet wurden /RIC 16/. Die verwendeten Erweiterungen werden in Kapitel 6.5.1 noch ausführlicher beschrieben.

Bei ARTM handelt es sich um ein Lagrange'sches Partikelmodell, das auf dem Ausbreitungsmodell für konventionelle Luftschadstoffe AUSTAL2000 /UBA 16/ basiert. Letzteres stellt die Referenzimplementierung für Ausbreitungsrechnungen gemäß der Ersten Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zum Bundes-Immissionsschutzgesetz (Technische Anleitung zur Reinhaltung der Luft – TA Luft) /TAL 02/ dar (derzeit in Überarbeitung, Stand September 2017). Darin wird gefordert, für die Ausbreitungsrechnung ein Partikelmodell der Richtlinie VDI 3945 Blatt 3 /VDI 00/ zu verwenden. ARTM entspricht also einem Partikelmodell dieser Richtlinie und steht als Open Source Programm zum freien Download zur Verfügung /BFS 17/. Zusätzlich zu den bereits in AUSTAL2000 modellierten Prozessen wird in ARTM zusätzlich die nasse Deposition, der radioaktive Zerfall sowie die Wolkenstrahlung (Gammastrahlung) simuliert.

Der meteorologische Input für die Ausbreitungsrechnung kann unter anderem über eine meteorologische Zeitreihe vorgegeben werden. Diese entspricht den Messungen der Windrichtung, Windgeschwindigkeit, Regenrate und der Ausbreitungsklasse, welche ein Maß für die Turbulenz in der Atmosphäre darstellt, an einem Punkt im Simulationsgebiet, der möglichst repräsentativ für die ungestörte Anströmung des Windes zum Emissionsort ist. Um ein Wind- und Turbulenzfeld für das gesamte Simulationsgebiet zu erhalten, werden wie bei AUSTAL2000 dann entweder Standardprofile mithilfe der Annahmen der Richtlinie VDI 3783 Blatt 8 /VDI 02/ sowie der TA Luft verwendet (beide befinden sich derzeit, Stand 09/2017, in Überarbeitung) angepasst, die dann horizontal homogen die Ausbreitungsbedingungen vorgeben, oder es wird das diagnostische Windfeldmodell TALdia /JAN 04/ verwendet, sobald Gelände oder Gebäude das Strömungsfeld des Windes für die Ausbreitungsrechnung entscheidend beeinflussen. Beispielsweise werden Tunneleffekte in Tälern oder Wirbel im Lee von Gebäuden durch das diagnostische Windfeldmodell angenähert. Die erzeugten Wind- und Turbulenzfelder dienen dazu, das mittlere Verhalten der Atmosphäre zu repräsentieren und nicht jede Einzelsituation präzise im Modell abzubilden.

Sobald diese Wind- und Turbulenzfelder für einen Simulationszeitschritt verfügbar sind, werden diese vom Ausbreitungsmodell ARTM verwendet. Die mittlere Geschwindigkeit und Richtung der Modellpartikel werden durch das Windfeld vorgegeben, zusätzliche, zufällige Geschwindigkeitskomponenten der Modellpartikel werden durch das Turbulenzfeld parametrisiert. Je größer die Turbulenz, desto stärker wird die Radionuklidwolke während des Transportes mit dem Wind aufgeweitet und verdünnt.

6.5.1 Modellerweiterungen

Die im Rahmen dieses Projektes genutzte ARTM-Version, basierend auf Version 2.8.0, zeichnet sich dadurch aus, dass nicht mehr nur Mittelwerte über den gesamten Simulationszeitraum ausgeschrieben werden, sondern dass für jeden Zeitschritt der meteorologischen Eingabedatei die dreidimensionalen Konzentrationsfelder der Radionuklide in der Atmosphäre sowie die zweidimensionalen Ergebnisfelder für die trockene und nasse Deposition am Boden ausgegeben werden. Die zeitliche Auflösung der meteorologischen Eingabedatei (und damit der Ergebnisdateien) ist in dieser Programmversion `ARTMoutDt.exe` nicht auf eine Stunde beschränkt, wie in der ARTM-Standardversion, sondern es ist auch eine zeitliche Auflösung von 10 Minuten möglich.

Des Weiteren wurde das Programm `GAMMASUB.exe` genutzt, für das die Routinen für die Berechnung der Gamma-Wolkenstrahlung aus ARTM extrahiert wurden. Mit diesem Programm ist es möglich, nachträglich für ein ARTM-Projekt, für das eine ARTM-Eingabedatei definiert ist, aus dreidimensionalen Konzentrationsfeldern im ARTM-Ausgabeformat, dem sogenannten DMNA-Format, die Gammasubmersion zweidimensional am Boden zu berechnen. Dadurch können auch Zeitreihen der Gammasubmersion an einem Monitorpunkt berechnet werden (aus den zeitlich aufgelösten Ausgabe-dateien der Programmversion `ARTMoutDt.exe`), was mit der Standardversion von ARTM nicht möglich ist, da die Gammasubmersion bei der ARTM-Standardversion nur für die Simulations-Mittelwerte berechnet und auch für die Monitorpunkte nur die zeitlichen Mittelwerte ausgegeben werden.

6.6 Eingabedaten und Randbedingungen für die Simulationen

6.6.1 Lage der Messpunkte

Während des interessierenden Zeitraums ab dem 12.03.2011, an dem die ersten Freisetzungen aus Block 1 in Fukushima Daiichi registriert wurden, und in den anschließenden 2 Wochen, wurde an verschiedenen Messpunkten (Monitoring Post, MP) die Ortsdosisleistung gemessen. Zum einen waren das Messpunkte auf oder am Anlagengelände und zum anderen weiter entfernte Messpunkte. Die nahen Messpunkte sind in Abb. 6.2 zusammen mit den Gebäuden auf dem Anlagengelände dargestellt. Bei den blau markierten Messpunkten handelt es sich um stationäre Messpunkte (als Standardinstrumentierung der Umgebungsüberwachung schon im Normalbetrieb), die rot markierten Messpunkte wurden nach dem Unfall etabliert. Genaue Koordinaten, beispielsweise UTM-Koordinaten, zu den einzelnen Messpunkten waren nicht verfügbar. Die UTM-Koordinaten von Block 1 von Fukushima Daiichi wurden mittels Google Earth bestimmt. Die ungefähre Lage der Messpunkte bezogen auf Block 1 wurde mithilfe von Abb. 6.2 bestimmt. Die ermittelten UTM-Koordinaten für diese nahen Messpunkte sind in Tab. 6.6 zusammengestellt.

Für die weiter entfernten Messpunkte waren lediglich Angaben zur Entfernung und Himmelsrichtung bezogen auf Block 1, Fukushima Daiichi sowie zur Anlage Daini vorhanden. Die jeweiligen Koordinaten der beiden Anlagen wurden mittels Google Earth bestimmt. Die Koordinaten der übrigen entfernten Messpunkte wurden aus den jeweiligen Schnittpunkten der Abstandskreise um die Anlagen in den angegebenen Himmelsrichtungen bestimmt (sowie unter der Bedingung, dass die Messpunkte nicht im Meer liegen). Da die Entfernungen zu den Anlagen nur auf 100 m genau bekannt sind, können die UTM-Koordinaten lediglich auf ca. 100 m genau bestimmt werden. Die in der Tabelle angegebenen und verwendeten Koordinaten sind die rein rechnerisch ermittelten Schnittpunkte der Kreise, wenn angenommen wird, dass die Abstände exakt den angegebenen Zahlenwerten entsprechen würden und nicht gerundet wurden.

Die verwendeten Lagen aller Messpunkte zusammen sind in Abb. 6.3 in einer mittels GPSVisualizer.com erzeugten Karte basierend auf Kartenmaterial von OpenStreetMap.org dargestellt.

Tab. 6.6 Name und UTM-Koordinaten der nahen ODL-Messpunkte

Name	UTM Zone 54S	
	Easting [m]	Northing [m]
Daiichi (Bestimmt mit Google Earth)	502912	4141788
MP 1	502823	4143488
MP 2	502290	4143366
MP 3	502151	4142744
MP 4	502084	4142505
MP 5	501806	4142010
MP 6	501812	4141360
MP 7	502390	4140949
MP 8	502845	4140610
MP Haupttor A	502151	4141316
MP Westtor A	501862	4141910
MP Hauptgebäude Nordseite	502718	4142088
MP Sportplatz	502223	4142066
MP Erdbebensicheres Gebäude	502634	4142055
MP Hauptgebäude Südseite	502712	4141921
MP Haupttor B	502023	4141444
MP Westtor B	501862	4141899

aus Abbildung 2-1

Tab. 6.7 Name und verwendete UTM-Koordinaten der entfernten ODL-Messpunkte sowie Abstände und Himmelsrichtungen von den KKW Daiichi und Daini, die zur Koordinatenbestimmung genutzt wurden

Name	UTM Zone 54S		Abstand zu Daiichi [km]	Abstand zu Dainii [km]
	Easting [m]	Northing [m]		
Dainii (Bestimmt mit Google Earth)	502362	4129968		
Shigeoka	500611	4127776	14,2 SSW	2,8 SW
Namikura	502297	4128784	13,1 S	1,1 SW
Kamikooriyama	498648	4130785	11,8 SSW	3,8 WNW
Hotokehama	501986	4132132	9,7 S	2,2 N
Tomiooka	500643	4132666	9,4 SSW	3,2 NNW
Mukaihata	500429	4138652	4 SW	8,9 N
Oono	498390	4139901	4,9 WSW	10,7 NNW
Otozawa	502425	4140264	1,6 SSW	10,3 N
Yamada	498893	4142597	4,1 WNW	13,1 NNW
Kooriyama	502538	4144563	2,8 NNW	14,6 N
Tanashio	503277	4149361	7,5 N	19,5 N
Namie	499416	4149645	8,6 NNW	19,9 N
Kiyohashi	503308	4150010	8,2 N	20,1 N
Yamadaoka	501142	4123172	18,7 S	6,9 SSW
Yonomori	499701	4135232	7,3 SSW	5,9 NNW
Shinzan	501270	4145326	3,9 NNW	15,4 N
Futatsunuma	501902	4120493	21,4 S	9,4 SSW
Shoukan	497652	4128598	14,2 SSW	4,9 WSW
Shimokoori	501320	4130904	11 S	1,4 NW
Kumagawa	502118	4137460	4,4 S	7,5 N
Minamidai	501407	4139919	2,4 SW	10 N
Kamihatori	498548	4145298	5,6 NW	15,8 NNW
Ukedo	503189	4147513	5,7 N	17,6 N

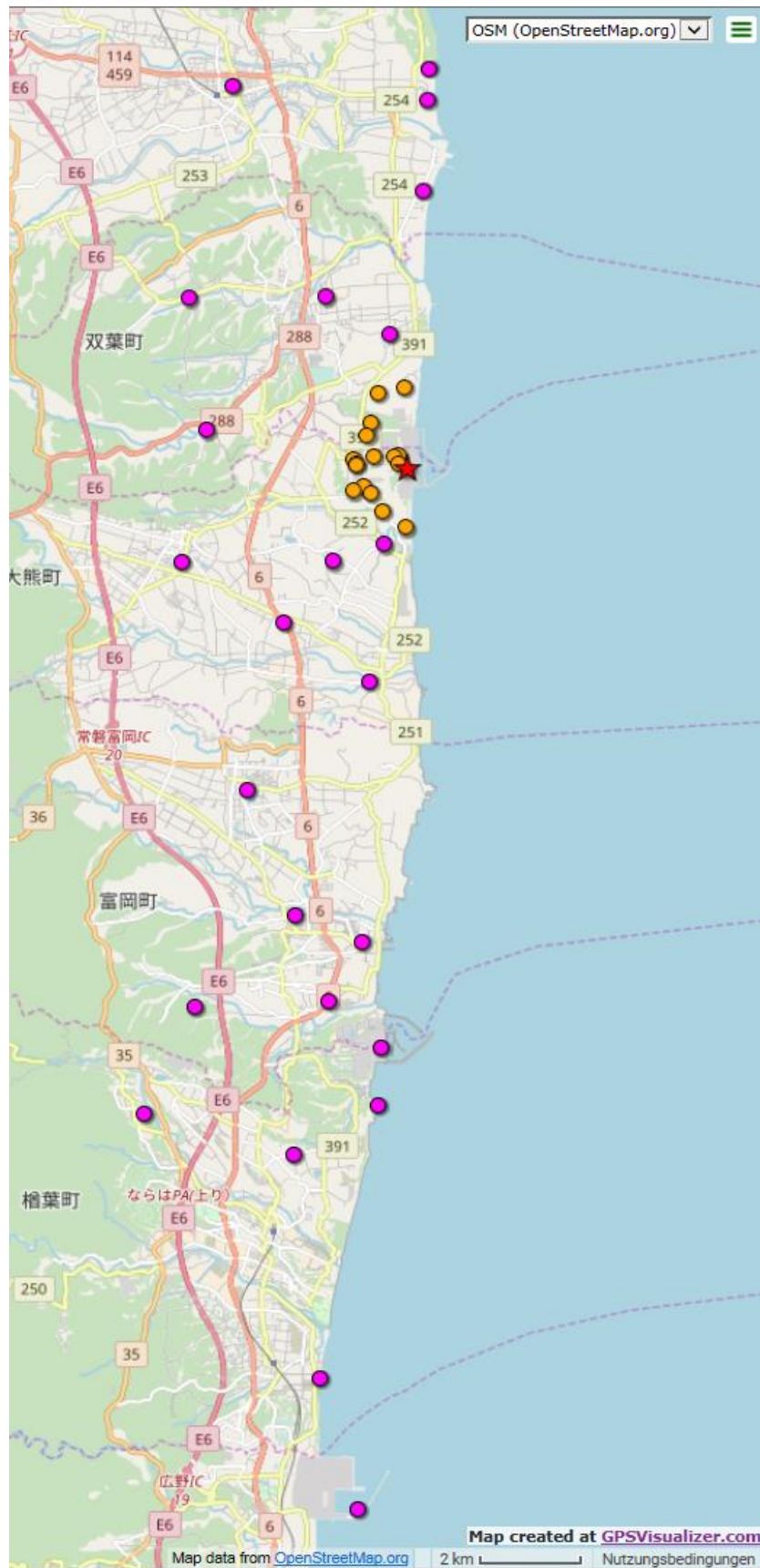


Abb. 6.3 Nahe (orange) und ferne (pink) ODL-Messpunkte um Fukushima Daiichi (roter Stern)

6.6.2 Aufbereitung der Wetterdaten

Als Input für die Ausbreitungsrechnungen wurden Windrichtungs- und Windgeschwindigkeitsmessungen sowie Angaben zum Niederschlag einerseits vom Standort Fukushima Daiichi als auch vom Messpunkt Oono verwendet (siehe Abschnitt 6.2). Die Angabe der Windrichtung (Richtung, aus der der Wind weht) erfolgte dabei in den 16 Himmelsrichtungs-Sektoren (N, NNO, NO, ONO, O, OSO, SO, SSO, S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW), also lediglich auf 22,5 ° genau. Die Angaben zu Windgeschwindigkeit erfolgten auf ein Zehntel m/s genau.

Angaben zur Ausbreitungsklasse / Diffusionskategorie oder einer gemessenen Regenrate lagen jeweils nicht vor. Es wurde daher durchgängig eine neutrale Schichtung der Atmosphäre angenommen (Diffusionskategorie D nach Pasquill & Gifford bzw. III₂ nach Klug & Manier). Wenn in den Messreihen vermerkt war, dass es geregnet habe („Rain“ in der Datenreihe vermerkt), wurde für diesen Messzeitpunkt eine Regenrate von 0,1 mm/h angenommen.

Da der meteorologische Messturm der Standortes Fukushima durch den Tsunami zerstört wurde und keine Daten mehr liefern konnte, wurden am Standort mobile Messungen vorgenommen. Bei diesen standortnahen Messungen wurde vermutlich nicht die Standardhöhe für Windgeschwindigkeits- und Windrichtungsmessungen von 10 m sondern 2 m Höhe verwendet. Insgesamt wurden an 10 verschiedenen Messorten am Standort meteorologische Daten erfasst, die wie folgt bezeichnet wurden: Main Gate, MP-6, Near MP-3, Near MP-4, Near MP-5, Near MP-7, Near The Main Gate, North of Administration Building, Side of Gym und West Gate.

Teilweise decken die Messreihen die gleichen Beobachtungszeiträume ab. Die zeitliche Auflösung dieser Daten variiert im fraglichen Zeitraum (12.03.2011 – 25.03.2011) zwischen 2 und 10 Minuten. Teilweise gibt es Datenlücken von über anderthalb Stunden (15.03.2011, 10:25 – 12:05 JST).

Für den Messpunkt Oono ca. 5 km west-süd-westlich der Anlage Fukushima Daiichi (vergleiche Tab. 6.6 bzw. später folgende Abb. 6.4) lagen ebenfalls Messungen der Windrichtung und Windgeschwindigkeit für den Zeitraum 11.03.2011 00:00 JST bis zum 16.03.2011 16:44 JST vor. Die zeitliche Auflösung dieser Daten lag bei 2 Minuten. Da diese Station nicht durch den Tsunami in Mitleidenschaft gezogen wurde, kann davon

ausgegangen werden, dass die Windmessung mit einer Standardinstrumentierung ermittelt wurde und somit die Messhöhe bei 10 m über Grund liegt.

Sowohl aus den Messungen am Standort Fukushima Daiichi als auch aus den Messungen an der Station Oono wurden jeweils Zeitreihen als Input für die Ausbreitungsrechnung erstellt. Dafür mussten die Daten auf eine zeitliche Auslösung von 10 Minuten gemittelt bzw. zum Überbrücken von Datenlücken interpoliert werden. Dazu wurden die Messungen vektoriell gemittelt, wobei für die Windrichtung jeweils der Mittelwert der angegebenen Windrichtungssektoren verwendet wurde. Die einzelnen Messwerte wurden bei der Mittelung dabei jeweils gleich gewichtet. Datenlücken wurden jeweils durch lineare Interpolation der einzelnen Windrichtungskomponenten zwischen den vorhandenen Messwerten geschlossen. Die durch Mittelung bzw. Interpolation abgeleiteten Windgeschwindigkeitswerte wurden auf Zehntel m/s gerundet und die Windrichtungen auf den passenden Windrichtungssektor. Windgeschwindigkeiten von unter 0,05 m/s wurden auf 0,1 m/s aufgerundet statt auf 0,0 abgerundet, da das Ausbreitungsmodell die Datenreihe sonst als ungültig definiert hätte.

Um die Windgeschwindigkeit für die Fukushima Daiichi Zeitreihe auf eine Messhöhe von 10 m zu skalieren, wurden die gemittelten Windgeschwindigkeiten mit einem Faktor 2 skaliert. Dieser Faktor wurde aus dem Vergleich mit den Messdaten an der Station Oono ermittelt.

Für die Regenrate wurde das arithmetische Mittel der den Messwerten zugeordneten Regenraten verwendet.

Aus den so bearbeiteten Daiichi-Messdaten wurde schließlich eine Eingabe-Datei für das Ausbreitungsprogramm (siehe Kapitel 6.7.2) im DMNA-Format mit insgesamt 1997 Datenzeilen (12.03.2011 00:00 JST bis 25.03.2011 20:40 JST) erstellt. Aus den Oono Daten wurde eine Zeitreihe mit 677 Datenzeilen (12.03.2011 00:00 JST bis 16.03.2011 16:40 JST) erstellt.

6.6.3 Simulationsrandbedingungen

Für sämtliche ARTM-Simulationen wurde eine einheitliche Eingabedatei verwendet, in der sämtliche relevanten Randbedingungen wie Quellort, Anemometer-Standort (Messung der Windgeschwindigkeit), Lage der Beobachtungspunkte, emittierte Nuklide,

Name der digitalen Geländedatei oder Einstellungen zur Lage und Auflösung der Simulationsgitter festgelegt werden. Sämtliche Eingabeparameter werden in Anhang dokumentiert und erläutert. Eine grobe Übersicht über die orographische Struktur des Geländes, die Lage der Anlage, Beobachtungspunkte und Simulationsgitter wird in Abb. 6.4 präsentiert. Einzelne Beobachtungspunkte, die eine gewisse Sonderstellung im Rahmen der in diesem Bericht präsentierten Analyse haben, sind in dieser Abbildung namentlich erwähnt.

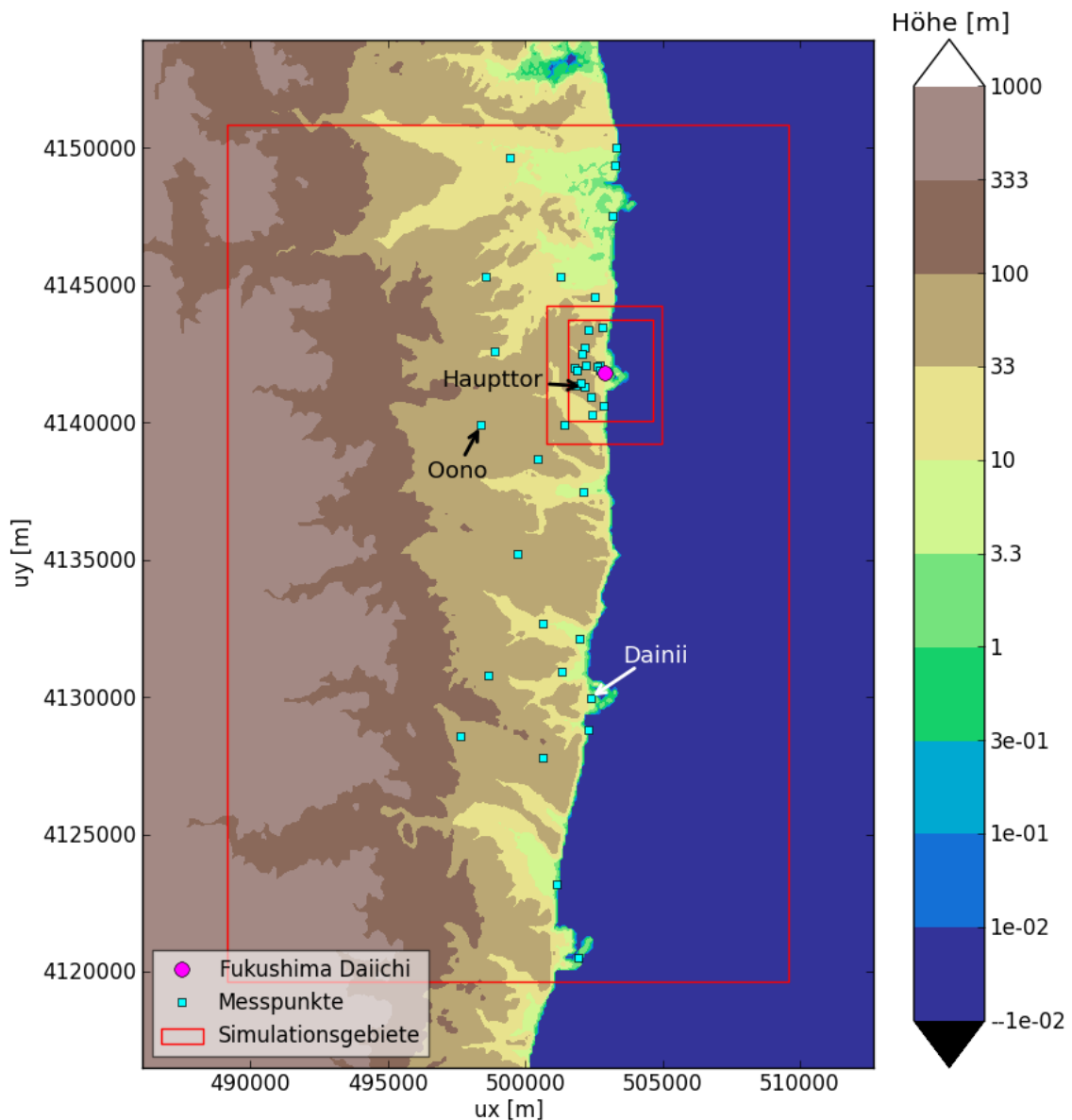


Abb. 6.4 Visualisierung der verwendeten Topographie, der Lage des Quellortes (Fukushima Daiichi) und der Messpunkte (insbesondere der Messpunkte Haupttor, Oono und der Messpunkte am KKW Standort Dainii) sowie der drei geschichteten Simulationsgebiete

Generell ist anzumerken, dass die Gebäude am Standort nicht explizit im Modell aufgelöst wurden und Quellort und Quellhöhe nur grobe Schätzwerte darstellen können. Da in der durchgeführten Auswertung nur simulierte Werte der Ortsdosisleistung und keine simulierten Konzentrationen (in der Luft oder am Boden) verwendet wurden, fallen Unsicherheiten bei diesen Eingangsparametern weniger ins Gewicht, da die Gamma-Wolkenstrahlung vergleichsweise geringe räumliche Gradienten aufweist und somit wenig sensitiv für die genaue Anfangsgeometrie der Quelle ist.

Der Standort des Anemometers im Modell (wurde bis auf die Höhe dem Quellort gleichgesetzt) entspricht nicht den wirklich verwendeten Messorten. Da, wie eben bereits erwähnt, kein Gebäudeeinfluss in der Simulation berücksichtigt wurde und die Küstenregion bis über 5 km ins Landesinnere nur relativ schwache orographische Strukturen aufweist, kann der Anemometer-Standort in der Simulation in diesem ebenen Bereich frei gewählt werden, da im Modell in diesem Bereich überall die gleichen Windverhältnisse herrschen, die dann für den zur Anlage hin gerichteten Wind repräsentativ sind (siehe auch Unterkapitel 6.6.1).

6.7 Rekonstruktion des Quellterms

6.7.1 Grundlegende Beziehung zwischen Wolkenstrahlung und Quellterm

Die Beziehung zwischen der Wolkenstrahlung, die durch ein Radionuklid an einem bestimmten Ort verursacht wird, und den zuvor erfolgten Freisetzungen dieses Nuklides bildet den Kern des Rückrechnungs-Verfahrens. Diese Beziehung wird in Abb. 6.5 veranschaulicht.

Die Wolkenstrahlung, die ein Messinstrument an einem Beobachtungsort (x_I, y_I) zum Zeitpunkt t_k misst, setzt sich aus verschiedenen Raumbereichen einer vorbeiziehenden radioaktiven Wolke zusammen, die ihrerseits verschiedenen Zeitpunkten $t_j \leq t_k$ der Freisetzung am Ort (x_0, y_0) zugeordnet werden können. Dabei entspricht der in Ausbreitungsrichtung vorne liegende Teil der Wolke älteren Freisetzungen als die weiter hinten liegenden Bereiche.

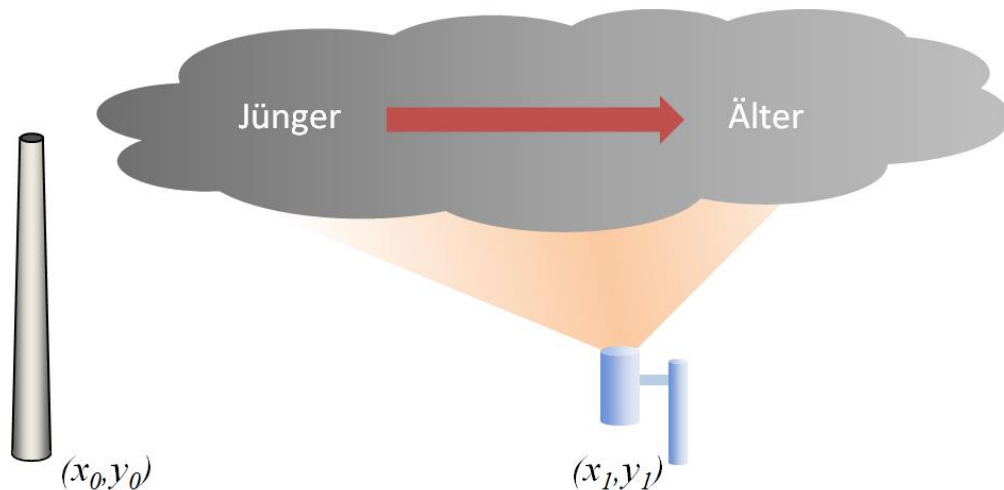


Abb. 6.5 Grundlegende Beziehung zwischen Wolkenstrahlung an einem gegebenen Beobachtungsort (x_1, y_1) und Freisetzung an einem Freisetzungsort (x_0, y_0)

Liegt am Beobachtungsort eine Messreihe der ODL vor, aus der sich die Wolkenstrahlung $h_c(t_k) =: h_{c,k}$ in [Sv/s] an $k=1, \dots, N$ Zeitpunkten rekonstruieren lässt, und nimmt man an, die Wolkenstrahlung wird von einem einzigen Nuklid verursacht, dessen Halbwertszeit groß gegen den Freisetzungszeitraum ist, so lässt sich dieser Sachverhalt durch folgende Beziehung ausdrücken:

$$h_{c,k} = \sum_{j=1}^k \chi_{k,j} \cdot g_\gamma \frac{Q_j}{\Delta t}; \quad k = 1, \dots, N \quad (6.15)$$

Dabei bedeuten Q_j die Freisetzungsmenge in [Bq] im Zeitintervall $[t_{j-1}; t_j]$ und $\chi_{k,j}$ den nuklidbezogenen Gammasubmersionsfaktor in $[s/m^2]$ für eine Radionuklidwolke, deren Strahlung im Zeitintervall $[t_{k-1}; t_k]$ gemessen wird und die im Zeitintervall $[t_{j-1}; t_j]$ freigesetzt wurde, wobei Δt die Länge des Zeitintervalls in [s] bedeutet. g_γ bezeichnet den nuklidbezogenen Dosisleistungskoeffizienten bzgl. der effektiven Dosis für Gammasubmersion in $[(Sv/s)/(Bq/m^2)]$ nach /BANZ 01/. Das Gleichungssystem lässt sich mit der abkürzenden Schreibweise $q_j := g_\gamma \frac{Q_j}{\Delta t}$ wie folgt in Matrixform ausdrücken:

$$\underline{h}_c = \mathbf{X} \cdot \underline{q} \quad (6.16)$$

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

6.7.2 Durchgeführte Simulationen zur Berechnung der Einflussmatrix

Um die Einflussmatrix für die verschiedenen ODL-Messpunkte zu bestimmen, wurde für jeden Zeitpunkt der beiden meteorologischen Zeitreihen (siehe Kapitel 6.6.2) eine Ausbreitungsrechnung mit ARTMoutDT durchgeführt. Bei diesen Simulationen wurden jeweils nur in den ersten 10 Minuten des Simulationszeitraumes Emissionen der Radionuklide I-131 in elementarer Form, Cs-137 und Te-132 als Aerosole mit einem aerodynamischen Äquivalentdurchmesser kleiner $2,5\ \mu\text{m}$ sowie der Edelgase Xe-133 und Kr-88 angenommen. Dabei werden die Ergebnisse der Ausbreitungsrechnung für Cs-137 zur Rekonstruktion verwendet. Für die anderen Nuklide stehen die Ergebnisse zu Test- und Vergleichszwecken zur Verfügung. Der betrachtete Simulationszeitraum (12 Stunden, also 72 Simulations-Ein- und Ausgabe-Zeitschritte der Auflösung von 10 Minuten) jeder Einzelsimulation wurde so gewählt, dass sichergestellt war, dass die zu Beginn des Simulationszeitraums emittierten Radionuklide das Simulationsgebiet komplett verlassen hatten. (Für die Emissionszeiträume am Ende des Gesamtbetrachtungszeitraumes konnte jeweils nur bis zum Ende des verfügbaren meteorologischen Eingabedatensatzes simuliert werden.) Insgesamt wurden somit rund 2600 Ausbreitungsrechnungen durchgeführt.

Zur Durchführung der zahlreichen Ausbreitungsrechnungen und Weiterverarbeitung der Ergebnisdaten waren viele Pre- und Postprozessing-Schritte notwendig, die im Folgenden beschrieben werden sollen. Die Einzelschritte wurden zudem nicht manuell aufgerufen. Vielmehr wurde zusätzlich zu den nötigen Programmen und Skripten für die Einzelschritte ein übergeordnetes Skript (in der Programmiersprache Python) erstellt, um einige Preprozessing-Schritte zu übernehmen und insbesondere um mit diesem Python-Skript Batchdateien zu erzeugen, mittels derer weitere Einzelschritte geordnet abgearbeitet werden konnten². Für jede der 2600 Simulationen ergeben sich rund 8000 Zeilen Code in der Batchdatei.

- **Preprozessing und Ausbreitungsrechnung**

Um eine einzelne Ausbreitungsrechnung durchzuführen, wird zunächst ein Unterverzeichnis für dieses Projekt angelegt. In dieses Unterverzeichnis werden die Eingabedatei

² GammaSubCallFUKU.py bzw. GammaSubCall100NO.py

ARTM.txt und weitere Dateien für die Berechnung der Gammasubmersion³ kopiert. Aus der Gesamt-Zeitreihe (entweder vom Standort Daiichi oder von der Messstation Oono) werden die für den aktuellen Simulationslauf relevanten 72 Zeitschritte extrahiert. Es wird eine neue Datei (zeitreihe.dmna) im Projektverzeichnis erzeugt. In dieser Datei werden auch die Emissionen festgelegt. Für den ersten, zehnminütigen Zeitschritt werden die Emissionen für jedes der 5 verwendeten Nuklide (siehe Anhang B) auf 1 Bq/s gesetzt, sonst auf 0.

Schließlich wird die Ausbreitungsrechnung mit dem Programm ARTMoutDT.exe gestartet. Bei jeder Simulation werden für jeden Zeitschritt (72), für jedes Nuklid (5) und für jedes Rechengitter (3) jeweils eine Datei mit der dreidimensionalen Konzentration der Radionuklide in der Luft sowie eine Datei zur nassen und eine zur trockenen Deposition am Boden erstellt. Neben diesen rund 3200 Dateien werden auch noch Mittelwert-Dateien über den gesamten Simulationszeitraum zur Konzentration, Gammasubmersion und Deposition sowie der Zeitreihen der Konzentration und Deposition an den Beobachtungspunkten und eine Log-Datei erstellt. Pro Simulation bedeutet das insgesamt ein Datenvolumen von rund 500 MB.

- **Postprozessing**

Nach erfolgreicher Ausbreitungsrechnung werden die folgenden Schritte für jedes Projekt durchgeführt:

- 1) Für jedes Nuklid werden 2 Dateien angelegt, in das die zeitaufgelöste Gammasubmersion für die beiden betrachteten Gammaenergie-Niveaus geschrieben werden.
- 2) In die Dateien wird Datum und Zeit des als nächstes betrachteten Zeitschritts geschrieben.
- 3) Für jeden der 72 Zeitschritte der Simulation wird anschließend für jedes der 5 Nuklide und jeweils beide betrachteten Gammaenergie-Niveaus das Programm GAMMASUB.exe gestartet.

³ Dateien zur Geländestruktur für jedes Gitter: zg01.dmna, zg02.dmna, zg03.dmna
Dateien mit der sogenannten Einflussmatrix: srfa011.arr, srfa021.arr, srfa031.arr

- 4) Aus den dabei für jeden Zeitschritt berechneten zweidimensionalen Feldern der Gammasubmersion werden dann mittels eines Python-Skriptes⁴ für sämtliche Monitorpunkte die jeweiligen Werte an den Beobachtungspunkten ausgelesen. Das Skript wird pro Zeitschritt insgesamt 6mal aufgerufen, für jedes Rechengitter und für jedes Gammaenergie-Niveau. Seine Ergebnisse schreibt das Skript in die bereits unter 1) angelegten Dateien. Für jeden Monitorpunkt wird dabei der Wert aus dem Simulationsgitter mit der höchstmöglichen Auflösung verwendet.
- 5) Nach der Abarbeitung von 3) und 4) für einen Zeitschritt werden die für diese Schritte nötigen Eingangsdateien (dreidimensionale Konzentrationsfelder des entsprechenden Nuklids für den bearbeiteten Zeitschritt) gelöscht (3 Dateien für jeden Zeitschritt und jedes Nuklid).
- 6) Die unter Schritt 3) erzeugten Dateien werden wieder gelöscht (6 Dateien für jeden Zeitschritt und jedes Nuklid).
- 7) Die zeitaufgelösten Dateien der nassen Deposition werden gelöscht (3 Dateien für jedes Nuklid).
- 8) Die zeitaufgelösten Dateien der trockenen Deposition werden gelöscht (3 Dateien für jedes Nuklid).

Die Schritte 5) bis 8) sind der Tatsache geschuldet, dass pro Projekt, wie eingangs erwähnt, eine große Datenmenge erzeugt wird. Die Zwischenergebnisse wurden gelöscht, da sonst auf dem für die Rechnung verwendeten PC nicht genügend Speicherplatz zur Verfügung gestanden hätte.

Nachdem für jedes Projekt die Zeitreihen der Gammasubmersion an allen Monitorpunkten erstellt wurde, wird nun aus diesen Zeitreihen für jeden Monitorpunkt die Einflussmatrix extrahiert. Dazu diente wiederum ein Python-Skript⁵. Dieses liest für einen vorgegebenen Monitorpunkt, ein vorgegebenes Nuklid und ein vorgegebenes Gammaenergie-Niveau sämtliche Zeitreihen der Gammasubmersion aus den einzelnen Projekten ein und sortiert die Werte entsprechend dem in Abb. 6.6 dargestellten Schema. In der Datei, in der die Einflussmatrix abgelegt wird, sind die Werte (nach einigen einleitenden Kommentarzeilen) entsprechend der unter 2) in Abb. 6.6 angegebenen Tabelle als mittels Semikolon separierte Daten angegeben. In der ersten Spalte wird der Startzeitpunkt des

⁴ Im Rahmen des Forschungsvorhabens entwickeltes Skript `dmnaGetMPvalueFO.py`.

⁵ Im Rahmen des Forschungsvorhabens entwickeltes Skript `mprz2einflussmatrix.py`

10-minütigen Intervalls angegeben, der gerade betrachtet wird. In der zweiten Spalte folgt dann der Wert der Gammasubmersion, der zu diesem Zeitpunkt t_0 von einer Emission zum Zeitpunkt t_0 gesehen wird (also quasi gleichzeitig zur Emission). In der dritten Spalte folgt der Wert der Gammasubmersion, der zum Zeitpunkt t_0 von einer Emission gesehen wird, die 10 Minuten vor t_0 stattgefunden hat. In der vierten Spalte folgt der Wert, den der Monitorpunkt zum Zeitpunkt t_0 von einer Emission sieht, die 20 Minuten vor t_0 stattgefunden hat, usw.

**1) Für festen Monitorpunkt, festes Nuklid, feste Gammaenergie:
Gammasubmersion (GS) Zeitreihe der verschiedenen Projekte P**

P1 (Emission im Zeitraum T_0 bis $T_0+10\text{min}$)

T_0 GS 0101
 $T_0+10\text{min}$ GS 0102
 $T_0+20\text{min}$ GS 0103
 $T_0+30\text{min}$ GS 0104
 ...

P2 (Emission im Zeitraum $T_0 + 10\text{min}$ bis $T_0+20\text{min}$)

$T_0+10\text{min}$ GS 0201
 $T_0+20\text{min}$ GS 0202
 $T_0+30\text{min}$ GS 0203
 ...

P3 (Emission im Zeitraum $T_0 + 20\text{min}$ bis $T_0+30\text{min}$)

$T_0+20\text{min}$ GS 0301
 $T_0+30\text{min}$ GS 0302
 $T_0+40\text{min}$ GS 0303
 ...

P...

2) Einflussmatrix für festen Monitorpunkt, festes Nuklid, feste Gammaenergie:

t_0	GS [E(t_0)]	GS [E($t_0 - 10\text{min}$)]	GS [E($t_0 - 20\text{min}$)]	GS [E($t_0 - 30\text{min}$)]	GS [E($t_0 - \dots$)]
T_0	GS 0101				
$T_0+10\text{min}$	GS 0201	GS 0102			
$T_0+20\text{min}$	GS 0301	GS 0202	GS 0103		
$T_0+30\text{min}$	GS 0401	GS 0302	GS 0203	GS 0104	
$T_0+\dots$

Abb. 6.6 Schematische Darstellung der Erstellung der Einflussmatrix (unten als Tabelle) für einen festgelegten Monitorpunkt, ein festgelegtes Nuklid und ein

festgelegtes Gammaenergieniveau aus den Zeitreihen der Gammasubmer-
sion der verschiedenen Simulationen (Projekte P)

6.7.3 Auswertung der Einflussmatrix zur Rekonstruktion der Freisetzungen an einem Messpunkt der Ortsdosisleistung

Bei der Auswertung der Einflussmatrix ist zu beachten, dass fehlerhaft kleine, aber von Null verschiedene Werte für $\chi_{k,j}$ zu großen Überschätzungen von q_j führen können, die das Rechenergebnis unbrauchbar machen. Daher müssen diese Einträge identifiziert und aus der Berechnung eliminiert werden. Zu diesem Zweck wird die quadratische Norm der Spaltenvektoren $|\underline{\chi}_j|^2 = \sum_{k=1}^N \chi_{k,j}^2$ betrachtet. Falls für eine gewählte Spalte l die quadratische Norm $|\underline{\chi}_l|^2$ einen bestimmten, empirisch festzulegenden Wert unterschreitet, werden alle Komponenten des Spaltenvektors $\underline{\chi}_l$ gleich Null gesetzt. Dies ist gleichbedeutend damit, dass eine Freisetzung im Zeitintervall $[t_{l-1}; t_l]$ an der jeweiligen Messstation nicht mit hinreichender Genauigkeit registriert und damit nicht rekonstruiert werden kann. Als Kriterium für die Elimination von Spalteneinträgen dient die empirisch ermittelte Beziehung:

$$|\underline{\chi}_l|^2 / \max_j (|\underline{\chi}_j|^2) < 10^{-4} \quad (6.17)$$

Umgekehrt ist für alle Zeitpunkte t_o eine Freisetzung, die im Intervall $[t_{o-1}; t_o]$ stattfindet, am jeweiligen ODL-Messpunkt beobachtbar, wenn $|\underline{\chi}_o|^2 / \max_j (|\underline{\chi}_j|^2) \geq 10^{-4}$ ist.

Mit dieser empirischen Wahl lassen sich offensichtlich unrealistische Überschätzungen der Freisetzungen vermeiden, ohne die verfügbaren Beobachtungsintervalle zu stark einzuschränken.

Sofern sowohl für den Standort Fukushima Daiichi als auch für die Messstation Oono Wetterdaten vorliegen, wird ein gewichtetes Mittel der mit den Wetterdaten beider Messorte jeweils getrennt berechneten Einflussmatrizen berechnet. Für ODL-Messpunkte auf dem Gelände des Fukushima Daiichi werden beide Matrizen gleich mit jeweils $\frac{1}{2}$ gewichtet. Für ODL-Messpunkte in der Umgebung der Anlage wird die Einflussmatrix auf Basis der Daten der Station Oono mit 0,7 und die Einflussmatrix auf Basis der Daten des Standorts Fukushima Daiichi mit 0,3 gewichtet.

Aufgrund der unteren Dreiecksform ist das System $\underline{h}_c = X \cdot \underline{q}$ (vgl. Abschnitt 6.7.1) mathematisch eindeutig lösbar. Die mathematisch exakte Lösung ist allerdings aufgrund

von Mess- und Modellfehlern, Datenlücken und sonstigen Beschränkungen in der Genauigkeit der Bestimmung von \underline{X} und \underline{h} i. d. R. physikalisch nicht sinnvoll, da negative Einträge in \underline{q} („negative Freisetzungen“) und physikalisch sinnlose Schwingungslösungen auftreten können. Deswegen wird das System mit der Nebenbedingung $q_j \geq 0$ für alle Zeitpunkte t_j als Minimierungsproblem nach der Methode der kleinsten Fehlerquadrate formuliert:

$$\left| \underline{h}_c - \underline{X} \cdot \underline{q} \right|^2 = \min; \quad q_j \geq 0 \text{ für } j = 1, \dots, N \quad (6.18)$$

Dieses Minimierungsproblem wird für den Relativbeitrag von Cs-137 zur Wolkenstrahlung wie folgt abgeschätzt:

$$h_{c,j}^{Cs-137} = C_{Cs-137}(t_j) g_{c,Cs-137} \quad (6.19)$$

Dabei gelten die gleichen Variablendefinitionen wie in Abschnitt 6.4.2. Das so für Cs-137 konkretisierte Minimierungsproblem

$$\left| \underline{h}_c^{Cs-137} - \underline{X}^{Cs-137} \cdot \underline{q}^{Cs-137} \right|^2 = \min; \quad q_j^{Cs-137} \geq 0 \text{ für } j = 1, \dots, N \quad (6.20)$$

wird unter Verwendung des „Non-Negative Least Square Fit“-Algorithmus‘ (NNLS-Algorithmus, /LAW 74/) gelöst. Aus der Lösung \underline{q}^{Cs-137} lässt sich der Quellterm Q_j^{Cs-137} für alle $j = 1, \dots, N$ mit $\Delta t = 600$ s und $g_{\gamma,Cs-137} = 1,1 \cdot 10^{-16}$ (Sv/s)/(Bq/m²) nach /BANZ 01/ wie folgt ermitteln:

$$Q_j^{Cs-137} = q_j^{Cs-137} \Delta t / g_{\gamma,Cs-137} \quad (6.21)$$

Der Quellterm Q_j^r für alle anderen Nuklide r wird aus Q_j^{Cs-137} und dem Verhältnis der Luftkonzentrationen, die sich aus der Berechnung gemäß Abschnitt 6.4.2 ergeben, ermittelt. Die Bezugszeit für die am Messpunkt ermittelte Luftkonzentration wird über das Maximum der Komponenten des zum Freisetzungszeitpunkt gehörigen Spaltenvektors der Einflussmatrix abgeschätzt:

$$\max_k \chi_{k,j} =: \chi_{m,j} \rightarrow \begin{cases} t_m: \text{ Bezugszeit für Luftkonzentration} \\ t_m - t_j: \text{ Transportzeit} \end{cases}$$

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

$$Q_j^r = Q_j^{CS-137} \frac{c_r(t_m)}{c_{CS-137}(t_m)} \exp[(\lambda_r - \lambda_{rCS-137})(t_m - t_j)] \quad (6.22)$$

Bei dieser Form der Abschätzung werden etwaige nuklidspezifische Unterschiede in der Dispersion und Abreicherung der radioaktiven Wolke vernachlässigt. Diese Vereinfachung führt für den betrachteten Entfernungsbereich nur bei stark unterschiedlichem Sedimentationsverhalten und entsprechenden Bandbreiten bei der Partikelgröße von radionuklidbehafteten Aerosolen zu größeren Fehlern. Zum Partikelspektrum der freigesetzten radioaktiven Stoffe liegen jedoch keine Informationen vor. Eine entsprechende Differenzierung für die Rekonstruktion des Quellterms erscheint daher nicht sinnvoll.

6.7.4 Kombination der rekonstruierten Freisetzungen für ein Ensemble von ODL-Messpunkten

Die Rekonstruktion des Quellterms für ein Ensemble von ODL-Messpunkten erfolgt durch gewichtete Mittelwertbildung über die an den jeweiligen Stationen ermittelten Quelltermen. Dazu wird wiederum die quadratische Norm der Spaltenvektoren der Einflussmatrix an der jeweiligen Station herangezogen. Bei $i = 1, \dots, M$ in die Analyse einbezogenen Stationen werden die Gewichte für jeden Zeitpunkt t_o wie folgt bestimmt:

$$w'_{i,o} = \begin{cases} |\underline{\chi}_o|_i^2 / \max_j (|\underline{\chi}_j|_i^2) & \text{falls } |\underline{\chi}_o|_i^2 / \max_j (|\underline{\chi}_j|_i^2) \geq 10^{-4} \\ \text{sonst } 0 & \end{cases} \quad (6.23)$$

$$w_{i,o} = \frac{w'_{i,o}}{\sum_{i=1}^M w'_{i,o}}$$

Daraus ergibt sich als gewichteter Quellterm \bar{Q}_o^r für das Ensemble von ODL-Messpunkten im Intervall $[t_{o-1}; t_o]$:

$$\bar{Q}_o^r = \sum_{i=1}^M w_{i,o} Q_{i,o}^r \quad (6.24)$$

Falls alle Gewichte $w'_{i,o} = 0$, sind, bedeutet dies, dass für das Zeitintervall $[t_{o-1}; t_o]$ mit den verfügbaren Messdaten kein Quellterm rekonstruiert werden kann. Dadurch werden

auch die Zeitfenster, in denen der Quellterm auf Basis des gewählten Ensembles von Beobachtungspunkten rekonstruierbar ist, festgelegt.

6.8 Vergleich mit veröffentlichten Quelltermen und Validierung

6.8.1 Vergleich mit veröffentlichten Quelltermen

Bereits in den ersten Wochen und Monaten nach dem Unfallbeginn wurden Analysen durchgeführt, die eine Rekonstruktion des Quellterms aus radiologischen Messdaten zum Ziel hatten. Von der JAEA und der Nagoya University wurde in Kooperation mit der Nuclear Safety Commission of Japan eine Abschätzung von Freisetzungsraten sowie der gesamten freigesetzten Aktivität in Bezug auf die radioaktiven Isotope I-131 und Cs-137 mit Hilfe einer Inversmethode vorgenommen /CHI 11/. Dabei wurde der Quellterm anhand der vorliegenden Messdaten aus der Umgebung und der Simulation atmosphärischer Ausbreitung ermittelt. Ferner wurde versucht, den Bezug von abgeschätzten Freisetzungen zu den Abläufen in der Anlage herzustellen. Eine Abschätzung des zeitabhängigen Quellterms im Verlauf des Fukushima-Ereignisses wurde auch auf der Grundlage der Messergebnisse der IMS-CTBTO-Stationen vorgenommen /SCÖ 11/. Eine weitere Studie wurde in diesem Zusammenhang zu den Freisetzungsmengen von Xe-133 und Cs-137 durchgeführt /STO 11/.

Die Analysen von /CHI 11/ wurden in /TER 12/ auf einer breiteren Modell- und Messdatenbasis vertieft und verfeinert. Mit den Rekonstruktionsmöglichkeiten des Quellterms durch die Kombination von anlagentechnischen Informationen und radiologischen Messungen mit einer erweiterten Datenbasis beschäftigt sich auch eine Untersuchung der Tokyo Electric Power Company /TEP 12/. Weitere Studien widmen sich speziell der Nutzung von Messungen der Ortsdosisleistung zu diesem Zweck (z. B. /SAU 13/).

Eine neuere japanische Studie aus 2015 fasst die Arbeiten mit Beteiligung der JAEA auf diesem Gebiet zusammen und präsentiert Ergebnisse einer Neuberechnung auf Basis verbesserter Ausbreitungs- und Depositionsmodelle /KAT 15/. Die Ergebnisse wurden unter Verwendung des japanischen Entscheidungshilfesystems WSPEEDI (Worldwide version of System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information) berechnet. In den Rückrechnungen werden sowohl Freisetzungen, die über Land ausgebreitet und registriert wurden, als auch Freisetzungen mit Ausbreitung über den Ozean erfasst; letztere erfasst die in Abschnitt 6.1 beschriebene Methode der GRS nicht. Außerdem wurden in den Rückrechnungen Freisetzungen resultierend aus bestimmten Ereignissen

in den Unfallabläufen der drei Blöcke in Fukushima Daiichi bestimmt, z. B. Druckentlastungsvorgängen der Containments und zwischen den einzelnen Freisetzungsphasen eine kontinuierliche Freisetzung angenommen. Dagegen wurden MP auf dem Anlagen- gelände nicht berücksichtigt, die aber in der GRS-Methode Berücksichtigung fanden.

Die zeitabhängige Entwicklung der Freisetzungen ist für die Nuklide Te-132, Cs-134, Cs-137 und I-131 detailliert dokumentiert. Die Daten sind in digitaler Form publiziert /KAT 15a/. Damit bietet sich eine optimale Datenbasis, die für einen detaillierten Ver- gleich mit den Ergebnissen der vorliegenden Untersuchungen genutzt wird. Ergebnisse sind in Abschnitt 7.5 beschrieben. Diese Daten wurden auch zum Vergleich der deter- ministischen Analysen der Unfallabläufe im Rahmen des OECD/NEA BSAF-Projektes, Phase II, herangezogen.

6.8.2 Validierung

Zur Validierung des mit der Methodik gemäß Abschnitt 6.7.4 analysierten Quellterms für die Blöcke 1 – 3 in Fukushima Daiichi werden die in Tab. 6.4 aufgeführten ODL- Messpunkte herangezogen. Für jeden dieser Validierungs-Messpunkte wird in Umkeh- rung zu dem in den Abschnitten 6.3 bis 6.7 beschriebenen Verfahren mit dem Ensemble- Quellterm eine Simulation der Ortdosisleistung durchgeführt und mit der gemessenen Ortdosisleistung verglichen. Zusätzlich wird die Sensitivität der simulierten ODL für die Bandbreite der Quelltermabschätzungen innerhalb des Ensembles von Messpunkten, die zur Rekonstruktion herangezogen wurden, betrachtet. Dazu wird die Simulation der ODL an jedem Validierungs-Messpunkt zusätzlich zum Ensemble-Quellterm für die je- weils minimale und maximale Quelltermabschätzung, die für einen gegebenen Zeitpunkt innerhalb des Stationsensembles vorliegt, herangezogen.

Für die Simulation der ODL werden die Gammasubmersionskoeffizienten, wie sie sich aus der Ausbreitungsrechnung entsprechend den Abschnitten 6.5 bis 6.7 ergeben, auch für die Validierungs-Messpunkte benötigt. Zu ihrer Berechnung werden das gleiche Mo- dell und die gleichen Wetterdaten herangezogen wie zur Rekonstruktion. Weitere unab- hängige Wetterdaten sind im Rahmen der vorliegenden Untersuchungen nicht verfüg- bar. Die Validierung basiert folglich nur in Bezug auf die gemessene ODL auf unabhängigen Daten. Dieser Umstand wird bei der Interpretation der Validierungsergeb- nisse berücksichtigt.

7 Rückrechnung des Quellterms – Ergebnisse

Zielsetzung der Arbeiten war es, Rückschlussmöglichkeiten auf den Quellterm bzw. den Verlauf der Freisetzung radioaktiver Stoffe aus den Blöcken 1 bis 3 des KKW Fukushima Daiichi aus Messdaten zur radiologischen Situation in der Umgebung der Anlage sowie aus meteorologischen Daten zu untersuchen. Mit den Ergebnissen wurde eine unabhängige Datenbasis für die Validierung, Korrektur und Präzisierung von deterministischen anlagentechnischen Unfallablauf- und Freisetzungsanalysen erzeugt und dem OECD/NEA BSAF-Projekt zur Verfügung gestellt.

7.1 Rekonstruierte Nuklidzusammensetzung aus Bodenproben

Die Auswertung von Messungen der spezifischen Bodenaktivität auf dem Anlagengelände erfolgte nach dem in Abschnitt 6.3.2 beschriebenen Verfahren. Die errechneten Verhältnisse der in den Proben X1 – X8 (vgl. Tab. 6.1) gemessenen spezifischen Nuklidaktivitäten zu der von Cs-137 sind um den radioaktiven Zerfall korrigiert und beziehen sich auf den 21.03.2011 um 00:00 JST. Die Ergebnisse fasst Tab. 7.1 zusammen.

Tab. 7.1 Ergebnisse der Auswertung der Bodenproben X1 – X8 (vgl. Tab. 6.1) auf dem Anlagengelände, zerfallskorrigiert bezogen auf den 21.03.2011 um 00:00 JST

Nuklid	Mittelwert der spezifischen Aktivität im Boden [Bq/kg]	Mittleres Verhältnis zu Cs-137 +/- SAW
Nb-95	3,1 E+03	0,005 +/- 0,002
Mo-99	1,0 E+05	0,16 +/- 0,007
Ru-106	6,9 E+04	0,11 +/- 0,032
Ag-110m	6,4 E+03	0,010 +/- 0,009
Te-129m	5,5 E+05	0,85 +/- 0,26
Te-132	1,4 E+06	2,2 +/- 0,7
Cs-134	6,4 E+05	1,0 +/- 0,2
Cs-136	1,0 E+05	0,16 +/- 0,05
Cs-137	6,5 E+05	1
Ba-140	3,5 E+04	0,05 +/- 0,03
La-140	1,1 E+05	0,17 +/- 0,09

Wie aus Tab. 7.1 zu entnehmen ist, beträgt die Standardabweichung (SAW) für die meisten Nuklide ca. 20 % – 30 % des mittleren Verhältnisses zu Cs-137 und übersteigt nur in einer Ausnahme (Ag-110m) deutlich einen Wert von 50 %. Unter Berücksichtigung

aller Unsicherheiten bei der Probenahme und Messung kann daher die Zusammensetzung der in Tab. 7.1 aufgeführten Nuklide auf dem Anlagengelände als räumlich annähernd homogen verteilt angenommen werden.

Für das Verhältnis von I-131 zu Cs-137 in der spezifischen Bodenaktivität lässt sich diese räumliche Homogenität jedoch nicht bestätigen. Für dieses Verhältnis beträgt der auf den 21.03.2011 00:00 JST korrigierte Mittelwert 40 bei einer Standardabweichung von 48 %. Zur Untersuchung der räumlichen Abhängigkeit des Verhältnisses von I-131 zu Cs-137 in der spezifischen Bodenaktivität wurden daher auch die in Tab. 6.2 aufgeführten Messpunkte in der Umgebung herangezogen. Das Ergebnis ist in Abb. 7.1 dargestellt.

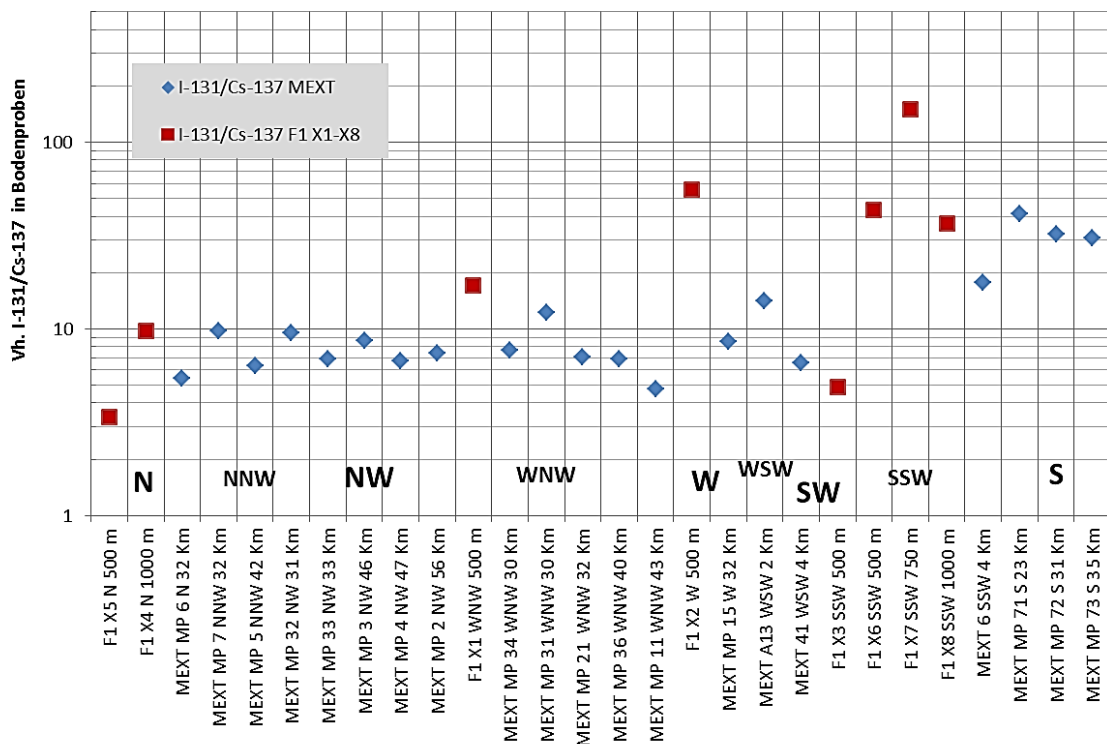


Abb. 7.1 Räumliche Abhängigkeit des auf den 21.03.2011 00:00 JST zerfallskorrigierten Verhältnisses von I-131 zu Cs-137 in der spezifischen Bodenaktivität

Rote Quadrate: Messpunkte X1-X8 gemäß Tab. 6.1. Blaue Rauten: Messpunkte des MEXT gemäß Tab. 6.2. Abszisse: Name des Messpunktes, Richtung und Entfernung zum Kamin Block 1/2 des KKW Fukushima Daiichi

Wie Abb. 7.1 zu entnehmen ist, weisen die Messpunkte in der Umgebung keine deutliche Entfernungsabhängigkeit, dafür aber einen markanten Sprung in der Richtungsabhängigkeit auf. Dieses Verhalten zeigt sich qualitativ auch bei den Messpunkten auf dem

Anlagengelände bei einer größeren Streuung. Insgesamt zeigen Messwerte an Probenahmeorten südsüdwestlich bis südlich des Freisetzungsortes deutlich höhere Verhältnisse als an nördlich bis westsüdwestlich gelegenen Probenahmeorten. Dieses bereits in /SOG 15/ festgestellte Ergebnis kann mit dem Ablagerungsverhalten von elementarem Jod erklärt werden, das bei trockener Deposition eine deutlich höhere Ablagerungsgeschwindigkeit aufweist als Schwebstoffe (vgl. Abschnitt 6.4.1). Bei nasser Deposition kann z. B. nach /SSK 04/ die Auswaschrates von elementarem Jod und Schwebstoffen jedoch identisch angesetzt werden. Somit können zum einen der Anteil von elementarem Jod an der freigesetzten Aktivität von I-131 und zum anderen der Ablagerungsmechanismus (trockene oder nasse Deposition oder Kombination beider Mechanismen in ihrem Zusammenspiel) die beobachteten regionalen Unterschiede bewirken. Diese Annahme ist konsistent mit der Beobachtung, dass die Nuklidablagerungen im Süden des KKW Fukushima Daiichi deutlich höhere Verhältnisse von I-131 zu Cs-137 aufweisen als an den nördlich der Anlage gelegenen Messpunkten. Dies spricht für vorherrschend trockene Ablagerung im Süden und einen maßgeblichen Anteil von elementarem Jod an der Gesamt-Jodfreisetzung. Tatsächlich legt die Auswertung der Wetterdaten nahe, dass die Ablagerung von Freisetzungen, die nach Südwesten bis Süden verfrachtet wurden, im Wesentlichen trocken erfolgt ist, während für die anderen Ausbreitungsrichtungen nasse Deposition dominiert.

Daher wird für Wolkenphasen mit nasser Deposition das Verhältnis von I-131 zu Cs-137 im abgelagerten Nuklidgemisch als Mittelwert über die Probenahmeorte in Richtung NWSW bestimmt. Es ergibt sich bezogen auf den 21.03.2011 00:00 JST ein Verhältnis von 8:1. Analog ergibt sich ein Verhältnis von 30:1 als Mittelwert über die Probenahmeorte in Richtung SSW-S. Dieses Verhältnis wird als repräsentativ für Ablagerungen, die durch trockene Deposition erfolgen, angesehen. Aus diesem Verhältnis und aus den Reaktorinventarverhältnissen von I-133 und I-135 zu I-131, die auf den jeweiligen Bezugszeitpunkt zerfallskorrigiert werden, sind auch die Anteile von I-133 und I-135 am abgelagerten Nuklidgemisch abschätzbar.

Das in Tab. 7.1 zusammengefasste Nuklidgemisch wird zusammen mit den wie oben beschrieben ermittelten Anteilen von I-131, I-133 und I-135 im Folgenden als „Basisgemisch“ bezeichnet. Zur Anwendung auf den jeweiligen Bezugszeitpunkt werden die Nuklidverhältnisse im Basisgemisch gegenüber dem 21.03.2011 00:00 JST zerfallskorrigiert.

7.2 Rekonstruktion der Bodenstrahlung und der Wolkenstrahlung an ausgewählten ODL-Messpunkten

Im Folgenden werden die Ergebnisse der Rekonstruktion von Wolkenstrahlung und Bodenstrahlung exemplarisch für den Zeitraum 12. – 16.03.2011 und die Messpunkte „KKW Fukushima I, MP Haupttor“ (kurz: „MP Haupttor“) sowie „KKW Fukushima II, MP 4“ (kurz: „MP 4 Daini“; zur Lage der Messpunkte vgl. Tab. 6.3 und Abb. 6.2) betrachtet. In diesem Zeitraum und am MP Haupttor traten die vier größten während des Unfallablaufs gemessenen Spitzen in der Ortsdosisleistung auf. Am ca. 12 km weiter südlich gelegenen MP 4 Daini wurden diese Ausschläge ebenfalls gemessen. Zur Rekonstruktion werden drei unterschiedliche Hypothesen zur Nuklidzusammensetzung der radioaktiven Ablagerungen miteinander verglichen:

- **Hypothese 1: Basisgemisch**

„Die ODL in der jeweiligen Bodenphase wird durch die Bodenstrahlung des abgelagerten Basisgemischs, das sich nach Abschnitt 7.1 aus Bodenproben ermitteln lässt, bestimmt. Kurzlebige Tochternuklide befinden sich innerhalb dieses Gemischs im Zerfallsgleichgewicht mit ihren Mutternukliden. Dies gilt insbesondere für I-132 als Tochter von Te-132.“

Die Plausibilität der Hypothese 1 lässt sich anhand der Übereinstimmung zwischen der gemessenen Abnahme der ODL während der Bodenphase und der berechneten Abnahme aufgrund des radioaktiven Zerfalls im Basisgemisch überprüfen.

- **Hypothese 2: Basisgemisch mit flüchtigen Tochternukliden**

„Die ODL in der jeweiligen Bodenphase wird durch die Bodenstrahlung, die sowohl vom abgelagerten Basisgemisch, das sich nach Abschnitt 7.1 aus Bodenproben ermitteln lässt, als auch von kurzlebigen Nukliden, die in den Bodenproben nach Abschnitt 7.1 nicht mehr nachweisbar sind, bestimmt. Die kurzlebigen Nuklide stammen aus dem radioaktiven Zerfall von Kerninventar und befinden sich im Kern im Gleichgewicht mit ihren Mutternukliden. Sie sind leichter flüchtig als die Mutternuklide und werden bei der Freisetzung im Vergleich mit dem Mutternuklid im Überschuss freigesetzt und abgelagert.“

Als einziges Nuklid, das als kurzlebige, leichtflüchtige Tochter mit einer Zerfallskonstante im relevanten Wertebereich ($\lambda \sim 10^{-4} \text{ s}^{-1}$; vgl. Abschnitt 6.3.2) für den Prozess infrage kommt, wurde I-132 ($\lambda = 0,837 \cdot 10^{-4} \text{ s}^{-1}$) aus dem Zerfall von Te-132 identifiziert. Die Plausibilität der Hypothese 2 lässt sich anhand folgender Kriterien überprüfen:

- Übereinstimmung zwischen der gemessenen Abnahme der ODL während der Bodenphase und der berechneten Abnahme aufgrund des radioaktiven Zerfalls des errechneten Nuklidgemischs (Basisgemisch + I-132).
- Verhältnis zwischen I-132 und I-131: Ein zusätzliches Vergleichskriterium ergibt sich aus dem anzunehmenden Verhalten von I-132 bzgl. Freisetzung und Ablagerung. Es ist in diesem Zusammenhang davon auszugehen, dass sich I-132 ähnlich verhält wie I-131. Die zu Ende einer Wolkenphase, nach der das frisch abgelagerte Nuklidgemisch die Bodenstrahlung dominiert, am Boden deponierte Menge von I-132 sollte deswegen ein ähnliches Verhältnis zu I-131 aufweisen wie das im betrieblich erzeugten Reaktorinventar bestehende Verhältnis zwischen Te-132 im Gleichgewicht mit I-132 und I-131.
- **Hypothese 3: Basisgemisch mit flüchtigen Tochternukliden und Spaltprodukten aus Rekritikalitätsereignissen**

„Die ODL in der jeweiligen Bodenphase wird durch die Bodenstrahlung, die sowohl vom abgelagerten Basisgemisch, das sich nach Abschnitt 7.1 aus Bodenproben ermitteln lässt, als auch von kurzlebigen Nukliden, die in den Bodenproben nach Abschnitt 7.1 nicht mehr nachweisbar sind, bestimmt. Die kurzlebigen Nuklide stammen aus folgenden Prozessen:

- *Radioaktiver Zerfall von Kerninventar: Die kurzlebigen Nuklide befinden sich im Kern im Gleichgewicht mit ihren Mutternukliden. Sie sind leichter flüchtig als die Mutternuklide und werden bei der Freisetzung im Vergleich mit dem Mutternuklid im Überschuss freigesetzt und abgelagert.*
- *Rekritikalitätsereignisse: Die kurzlebigen Nuklide werden lokal und episodisch durch Rekritikalität in der Kernschmelze (z. B. durch Kontakt mit eingespeistem Wasser) produziert. In diesem Fall entsteht u. a. zusätzlich I-134, das anfangs im Nuklidgemisch vorkommt und die Bodenstrahlung beeinflusst“.*

Das Jodisotop I-134 ($\lambda = 2,2 \cdot 10^{-4} \text{ s}^{-1}$) wird im Folgenden vereinfachend zusammen mit I-132 als Repräsentant für kurzlebige Spaltprodukte aus Rekritikalitätsereignissen, die sich im relevanten Wertebereich ($\lambda \sim 10^{-4} \text{ s}^{-1}$; vgl. Abschnitt 6.3.2) auf den Verlauf der Bodenstrahlung auswirken können, betrachtet. Die Plausibilität der Hypothese 3 lässt sich anhand folgender Kriterien überprüfen:

- Übereinstimmung zwischen der gemessenen Abnahme der ODL während der Bodenphase und der berechneten Abnahme aufgrund des radioaktiven Zerfalls des errechneten Nuklidgemischs (Basisgemisch + I-132 + I-134).
- Verhältnis zwischen I-132 und I-131: Durch Rekritikalitätsereignisse wird zusätzlich I-132 produziert. Nach Rekritikalitätsereignissen weist die zu Beginn der jeweiligen Bodenphase abgelagerte Menge von I-132 deswegen ggf. ein höheres Verhältnis zu I-131 auf als das Verhältnis zwischen Te-132 im Gleichgewicht mit I-132 und I-131 im betrieblich erzeugten Reaktorinventar.

Zur Überprüfung der Hypothesen 1 bis 3 werden für den MP Haupttor und den MP 4 Daini die gemessene ODL mit der mit dem Optimierungsverfahren nach Abschnitt 6.3.2 und Anhang A berechneten Bodenstrahlung verglichen sowie die aus dem Optimierungsverfahren berechneten Verhältnisse I-132/I-131 in den Ablagerungen betrachtet. Zusätzlich wird das Verhältnis zwischen I-132 und Te-132 betrachtet.

7.2.1 Ergebnisse für den MP Haupttor

Der Vergleich zwischen gemessener ODL und berechneter Bodenstrahlung sowie zwischen den berechneten Verhältnissen I-132/I-131 im abgelagerten Nuklidgemisch und den entsprechenden betrieblichen Inventarverhältnissen für den MP Haupttor ist in Abb. 7.2 dargestellt.

Unter Anwendung der Hypothese 1 (Abb. 7.2 oben) ergibt sich für den berechneten Verlauf der Bodenstrahlung vor dem 14.03.2011 abends eine mäßig gute Übereinstimmung mit dem gemessenen ODL-Verlauf. Für die Bodenphasen nach den vier großen ODL-Maxima zwischen dem 14.03.2011 abends und dem 16.03.2011 nachmittags zeigen sich erhebliche Abweichungen, da die berechnete Bodenstrahlung aufgrund des radioaktiven Zerfalls im Basisgemisch deutlich zu langsam abnimmt. Das berechnete Verhältnis I-132/I-131 im abgelagerten Nuklidgemisch liegt systematisch niedriger als das betriebliche Inventarverhältnis, da I-132 im Verhältnis 1:1 an die Ablagerungen von Te-132 gekoppelt ist und Te-132 im Basisgemisch relativ zum Inventar zu einem geringeren Anteil abgelagert wird als I-131.

Unter Anwendung der Hypothese 2 (Abb. 7.2 Mitte) ergibt sich für den berechneten Verlauf der Bodenstrahlung sowohl vor dem 14.03.2011 abends als auch für die Bodenphasen nach den vier großen ODL-Maxima zwischen dem 14.03.2011 abends und dem

16.03.2011 nachmittags eine erhebliche Verbesserung bei der Übereinstimmung zwischen berechneter Bodenstrahlung und gemessener ODL. Durch die genauere Anpassung der berechneten Bodenstrahlung an die gemessene ODL können mit dem Verfahren nach Abschnitt 6.4.1 zusätzliche Wolkenphasen, in denen eine Ablagerung stattfindet, identifiziert werden. Das berechnete Verhältnis I-132/I-131 im abgelagerten Nuklidgemisch zeigt vor dem 14.03.2011 ein mit Hypothese 2 konsistentes Verhalten, da es zum Ende der Wolkenphasen, die zu einer deutlichen Erhöhung der Bodenstrahlung führen, sehr gut mit den Verhältnissen im betrieblichen Inventar übereinstimmt. Für die drei ODL-Maxima zwischen dem 14.03.2011 abends und dem 16.03.2011 morgens übertreffen die berechneten Verhältnisse I-132/I-131 im abgelagerten Nuklidgemisch zum Ende der jeweiligen Wolkenphase die Verhältnisse im betrieblichen Inventar jeweils um das Zwei- bis Fünffache und weichen somit deutlich von den gemäß Hypothese 2 zu erwartenden Verhältnissen ab. Qualitativ gilt diese Abweichung auch für das letzte große ODL-Maximum am 16.03.2011 mittags.

Wendet man Hypothese 3 (Abb. 7.2 unten) auf die Bodenphasen nach den vier großen ODL-Maxima zwischen dem 14.03.2011 abends und dem 16.03.2011 nachmittags an und führt dort die Anpassung der berechneten Bodenstrahlung an die gemessene ODL zusätzlich unter Beteiligung von I-134 an den Ablagerungen durch, so ergeben sich noch teilweise geringe Verbesserungen in der Übereinstimmung zwischen der berechneten Bodenstrahlung und der gemessenen ODL. Für die drei ODL-Maxima zwischen dem 14.03.2011 abends und dem 16.03.2011 morgens liegen die berechneten Verhältnisse I-132/I-131 im abgelagerten Nuklidgemisch zum Ende der jeweiligen Wolkenphase gegenüber den betrieblichen Inventarverhältnissen um das Eineinhalb- bis Dreifache höher. Dieses Ergebnis ist qualitativ konsistent mit der Annahme einer Rekritikalität in diesem Zeitraum. Ob dieses Ergebnis auf Messunsicherheiten oder Artefakte im Berechnungsverfahren zurückzuführen ist oder durch unabhängige Befunde gestützt werden kann, wird im Abschnitt 7.2.3 erörtert. Für das letzte große ODL-Maximum am 16.03.2011 mittags besteht wiederum Übereinstimmung mit dem betrieblichen Inventar.

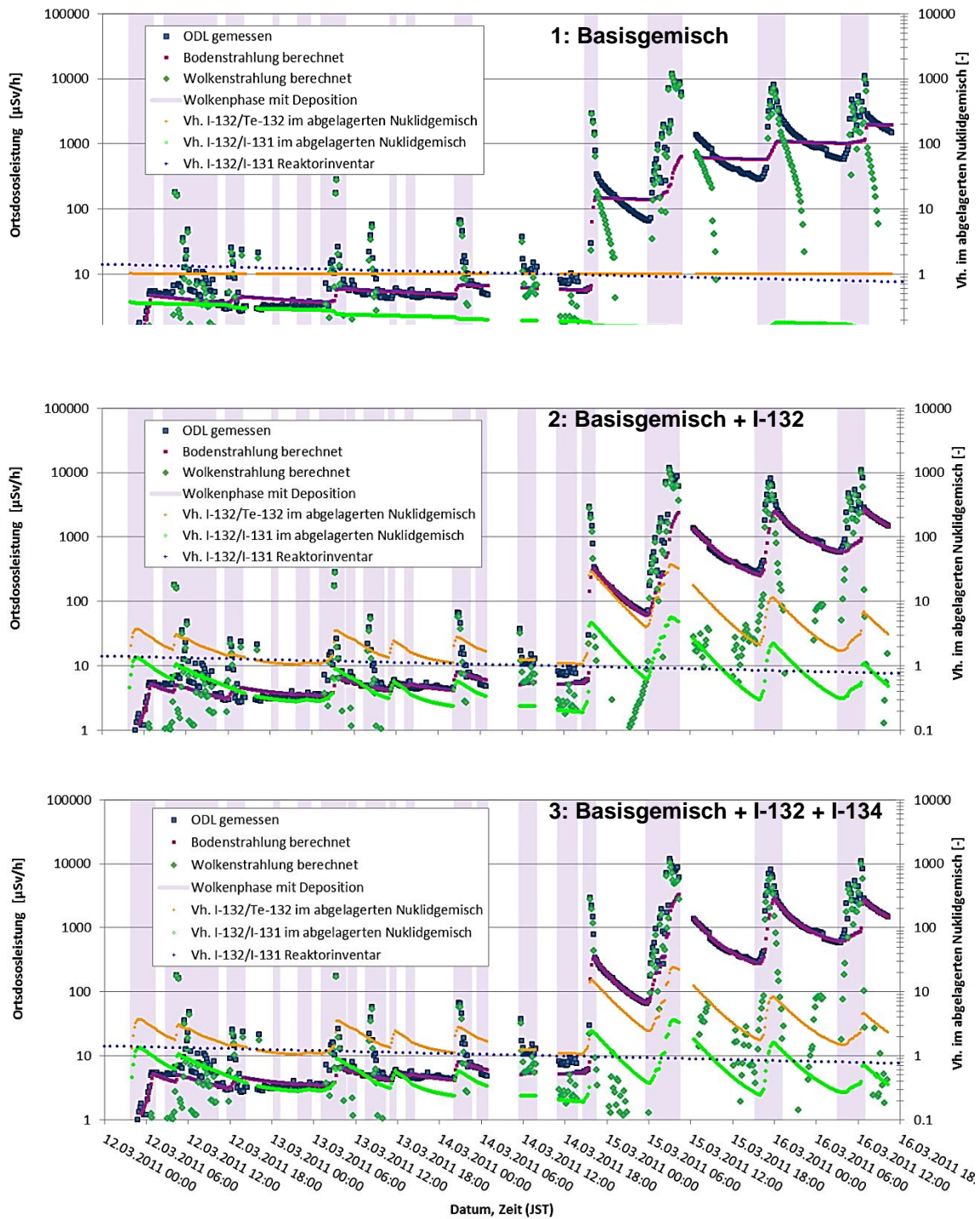


Abb. 7.2 MP Haupttor: Übereinstimmung zwischen gemessener ODL und berechneter Bodenstrahlung sowie Vergleich des berechneten Verhältnisses von I-132 zu I-131 im abgelagerten Nuklidgemisch mit dem betrieblichen Inventarverhältnis für die Hypothesen 1 – 3

Zusätzlich sind die berechnete Wolkenstrahlung, die nach Abschnitt 6.3.1 identifizierte Wolkenphasen, in denen eine Ablagerung berechnet wird und das berechnete Verhältnis von I-132 zu Te-132 im abgelagerten Nuklidgemisch angegeben.

7.2.2 Ergebnisse für den MP 4 Daini

Am MP 4 Daini (Abb. 7.3) steigt die gemessene ODL erst am 14.03.2011 ab 21:50 JST über das natürliche Hintergrundniveau an. Die am MP Haupttor deutlich durch eine Bodenphase voneinander getrennten ODL-Maxima am 14.03.2011 abends und 15.03.2011 morgens sind am MP 4 Daini zu einer längeren Wolkenphase verschmolzen. Das dritte und vierte Maximum am MP Haupttor am 15./16.03.2011 nachts und am 16.03.2011 vormittags sind am MP 4 Daini ebenfalls erkennbar. Da die Messreihe der ODL am MP 4 Daini in den Originaldaten vor dem Maximum am 16.03.2011 frühmorgens und nach dem Maximum am 16.03.2011 vormittags längere Datenlücken aufweist, ist ein genauer zeitlicher Vergleich der Maxima nicht möglich.

Die Anwendung der Hypothesen 1 – 3 zeigt für den MP 4 Daini qualitativ analoge Ergebnisse zu den für den MP Haupttor beschriebenen Resultaten. Die Anwendung der Hypothese 2 (höhere Freisetzung von I-132 im Ungleichgewicht Te-132, Abb. 7.3 Mitte) verbessert gegenüber der ausschließlichen Verwendung des Basisgemischs (Abb. 7.3 oben) deutlich die Übereinstimmung der berechneten Bodenstrahlung mit der gemessenen ODL. Für die Nacht vom 14.03. auf den 15.03.2011 übertreffen die berechneten Verhältnisse I-132/I-131 im abgelagerten Nuklidgemisch markant die betrieblichen Inventarverhältnisse um das bis zu Sechsfache. Dieser Unterschied wird bei Anwendung der Hypothese 3 (zusätzliche Freisetzung von I-134, Abb. 7.3 unten) auf etwa das Dreifache reduziert. Ansonsten ergeben sich bei Anwendung der Hypothese 3 gegenüber Anwendung der Hypothese 2 kaum nennenswerte Unterschiede. Dies kann darauf zurückgeführt werden, dass etwaige Freisetzungen des kurzlebigen I-134 mit einer Halbwertszeit von 53 min beim Transport zum ca. 12 km vom Freisetzungsort entfernten MP 4 Daini schon teilweise wieder zerfallen sind. I-134 macht somit dort einen potenziell geringeren Anteil am abgelagerten Nuklidgemisch aus als am MP Haupttor.

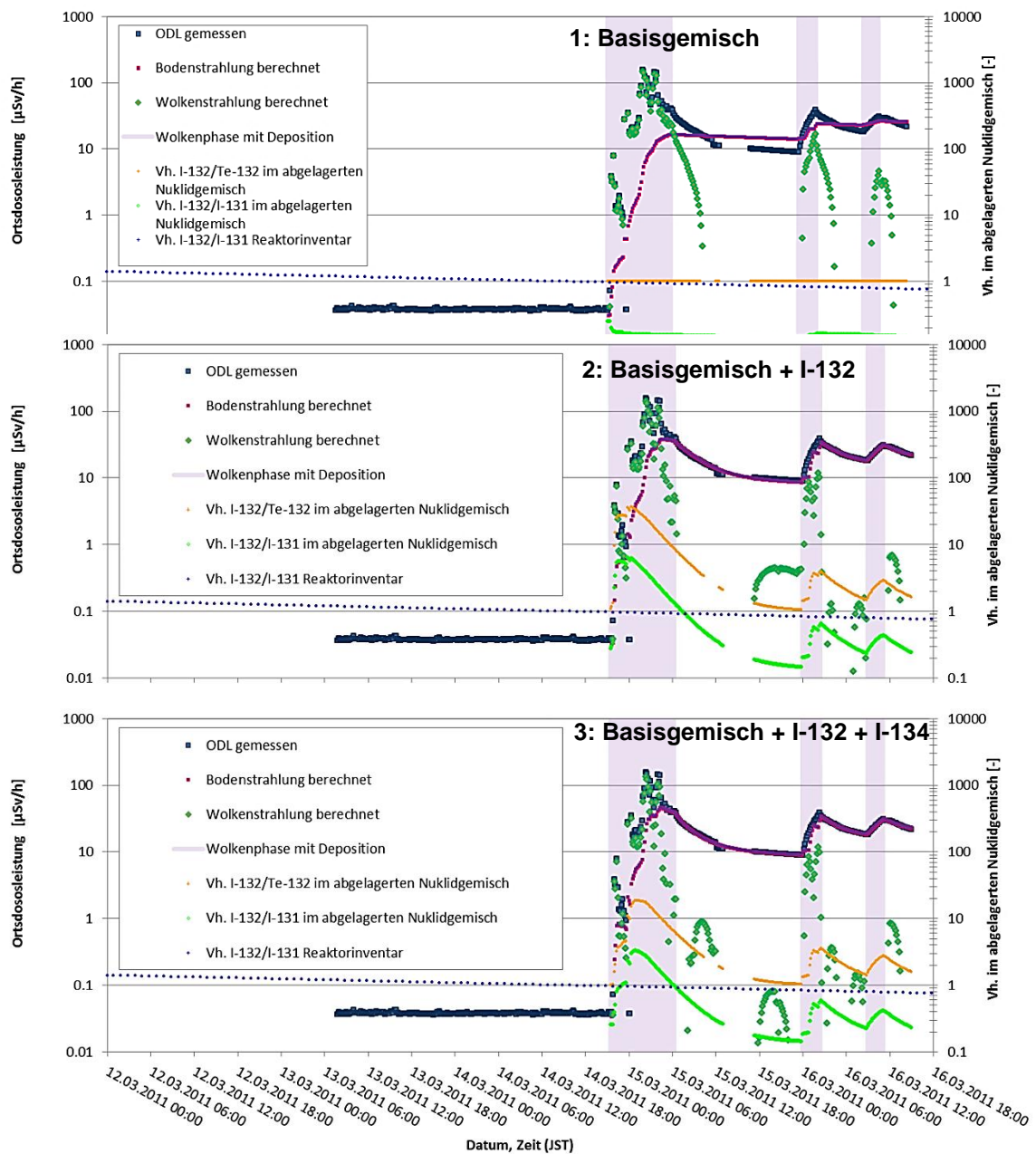


Abb. 7.3 MP 4 Daini: Übereinstimmung zwischen gemessener ODL und berechneter Bodenstrahlung sowie Vergleich des berechneten Verhältnisses von I-132 zu I-131 im abgelagerten Nuklidgemisch mit dem betrieblichen Inventarverhältnis für die Hypothesen 1 – 3

Zusätzlich sind die berechnete Wolkenstrahlung, die nach Abschnitt 6.3.1 identifizierte Wolkenphasen, in denen eine Ablagerung berechnet wird und das berechnete Verhältnis von I-132 zu Te-132 im abgelagerten Nuklidgemisch angegeben.

7.2.3 Verhältnis von I-132 zu I-131 in nuklidspezifischen Messungen der Luftkonzentration in Tokaimura

Wie in Abschnitt 6.2 erläutert, wurden auf dem Gelände der JAEA zwischen dem 15.03.2011 01:45 JST und 09:15 JST nuklidspezifische Messungen der Luftkonzentration durchgeführt /JAEA 12/, die für die vorliegenden Untersuchungen ausgewertet wurden. Zu diesem Zweck wurden die in /JAEA 12/ angegebenen Luftkonzentrationen für Te-132, I-131 und I-132 zunächst um den Zeitraum zwischen Messung und Probenahme sowie um die Dauer der Probenahme (jeweils 20 min) zerfallskorrigiert. Die so ermittelten Werte der Luftkonzentration und des Verhältnisses von I-132 zu I-131 sind in Abb. 7.4 wiedergegeben.

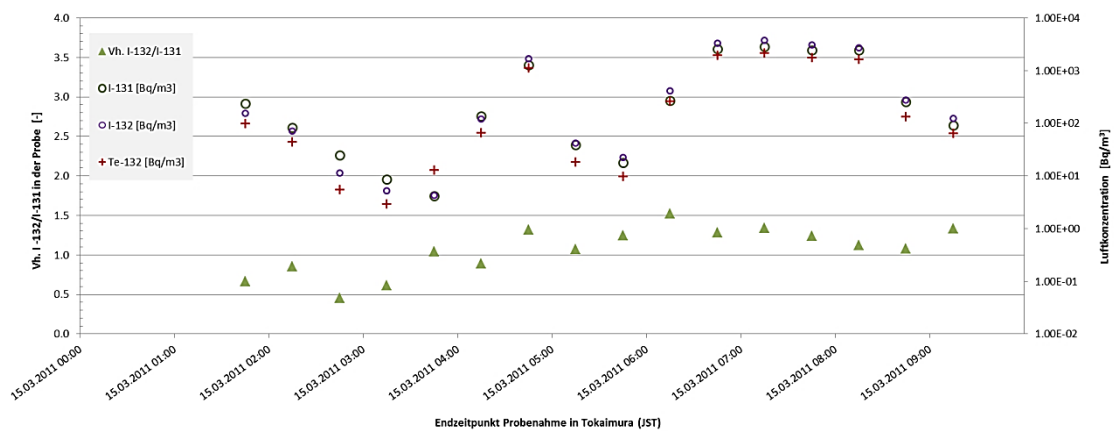


Abb. 7.4 Luftkonzentration von Te-132, I-131 und I-132 sowie das Verhältnis zwischen I-132 und I-131 in den Proben, die am 15.03.2011 auf dem Gelände der JAEA in Tokaimura gemessen wurden

In Abb. 7.4 ist zu erkennen, dass die Luftkonzentration von I-132 für die meisten Messungen deutlich diejenige von Te-132 übertrifft. Dieser systematische Effekt ist auch in den nicht zerfallskorrigierten Daten erkennbar. Die Messungen weisen somit darauf hin, dass I-132 auch in einer Entfernung von mehr als 100 km nicht im Gleichgewicht mit Te-132 ist. Dies ist insofern bemerkenswert, als davon auszugehen ist, dass aufgrund der vergleichsweise langen Zeit, die zwischen der Freisetzung am KKW Fukushima Daiichi und der Verfrachtung bis nach Tokaimura vergeht, ein erheblicher Anteil des überschüssig freigesetzten I-132 bereits wieder zerfallen ist. Das Verhältnis von I-132 zu I-131 zeigt eine insgesamt leicht ansteigende Tendenz.

Für eine genauere Betrachtung des Verhältnisses von I-132 zu I-131 wurden die Proben näherungsweise auf den Freisetzungszeitpunkt der gesammelten Radionuklide zurückdatiert. Zu diesem Zwecke wurden die Zeitreihen der gemessenen ODL in Tokaimura

mit den Messungen am MP 4 Daini verglichen. Abb. 7.5 zeigt, dass die drei ODL-Maxima, die im Zeitraum der Probenahme in Tokaimura gemessen werden, eindeutig und vergleichsweise genau entsprechenden ODL-Spitzen am MP 4 Daini zugeordnet werden können. Diese ODL-Spitzen können ihrerseits über die Einflussmatrix der Gammasubmersion nach dem in Abschnitt 6.1 beschriebenen Verfahren bestimmten Freisetzungszeiträumen zugeordnet werden, so dass mit diesem Verfahren insgesamt eine näherungsweise Bestimmung der Zeiten, zu denen die in Tokaimura gemessenen luftgetragenen Radionuklide freigesetzt wurden, möglich ist. Es ergeben sich für die analysierten Zeitpunkte Transportdauern von etwas mehr als 5 h bis etwas mehr als 6 h für die verfrachteten Radionuklide. Für die Zeitpunkte der Probenahme wurden die an insgesamt fünf Stützstellen geschätzten Transportdauern interpoliert. Aufgrund der begrenzten Genauigkeit der verwendeten ODL-Messdaten in Tokaimura ist dabei von einer Ungenauigkeit der Abschätzung im Bereich der zeitlichen Auflösung der Messreihe von einer Stunde auszugehen.

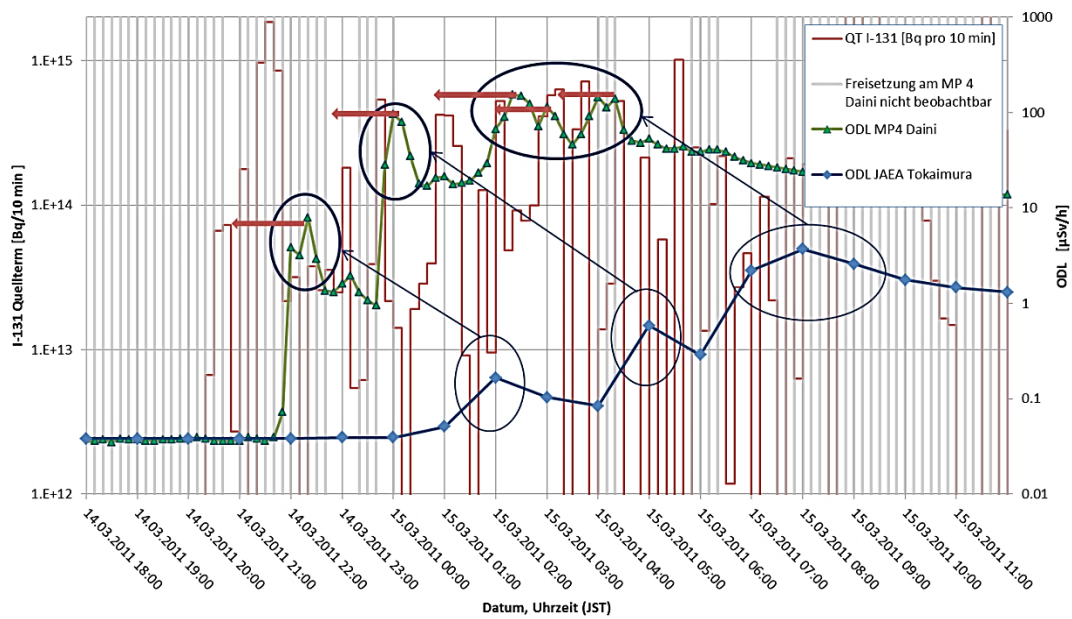


Abb. 7.5 Zeitliche Zuordnung der gemessenen ODL-Maxima in Tokaimura zu analogen ODL-Spitzen am MP 4 Daini sowie Abschätzung von Freisetzungszeiträumen für die ODL-Spitzen am MP 4 Daini

Daten zur I-131 Freisetzung („QT I-131“) und zu Beobachtungszeiträumen für MP 4 Daini sind in Abschnitt 7.3 beschrieben.

Für die Berechnung des Verhältnisses von I-132 zu I-131 zum Freisetzungszeitpunkt wurde davon ausgegangen, dass beide Isotope gleich ausgebreitet und deponiert wer-

den, so dass sich das Verhältnis auf dem Transportweg nur durch den radioaktiven Zerfall ändert. Die Rückrechnung des Verhältnisses erfolgte mit zwei verschiedenen Verfahren.

Das erste Verfahren beruht auf der Annahme, dass das während der Ausbreitung durch den Zerfall von Te-132 nachproduzierte I-132 sich ständig im Gleichgewicht mit Te-132 befindet. Unter dieser Annahme ist der überschüssige Anteil von I-132 in der Luftprobe mit der Zerfallskonstante von I-132 auf den Freisetzungszeitpunkt zurückzurechnen, der Anteil im Gleichgewicht jedoch mit der Zerfallskonstante von Te-132.

Das zweite Verfahren berechnet ohne Gleichgewichtsannahme explizit, wie viel I-132 durch den Zerfall von Te-132 nachgebildet wird. Dieser Anteil wird in der Luftprobe subtrahiert und der restliche Anteil mit der Zerfallskonstante von I-132 zurückgerechnet.

Bei beiden Verfahren wird vereinfachend unterstellt, dass die Ausbreitung und Abreicherung durch Deposition von Tellur nicht wesentlich von den entsprechenden Prozessen für Jod abweichen.

Im Vergleich liefern beide Verfahren sehr gut übereinstimmende Ergebnisse. In Abb. 7.6 sind die Resultate des zweiten Verfahrens wiedergegeben. Für Freisetzungszeitpunkte vor dem 14.03.2011 22:00 JST stimmen die rückgerechneten Verhältnisse fast genau mit den betrieblichen Inventarverhältnissen überein. Danach steigen die Verhältnisse in den Freisetzungen bis Mitternacht auf das Dreieinhalbfache des betrieblichen Inventarverhältnisses an und sinken danach auf ein Niveau, das um das Zweieinhalbfache pendelt, ab. Diese Größenunterschiede passen zu den berechneten Verhältnissen in den abgelagerten Nuklidgemischen nach Hypothese 3 am MP Haupttor (vgl. Abschnitt 7.2.1), allerdings würde der Anstieg im Verhältnis I-132/I-131 nach den Rechnungen für den MP Haupttor schon deutlich früher (zwischen 21:30 und 22:00 JST) erwartet.

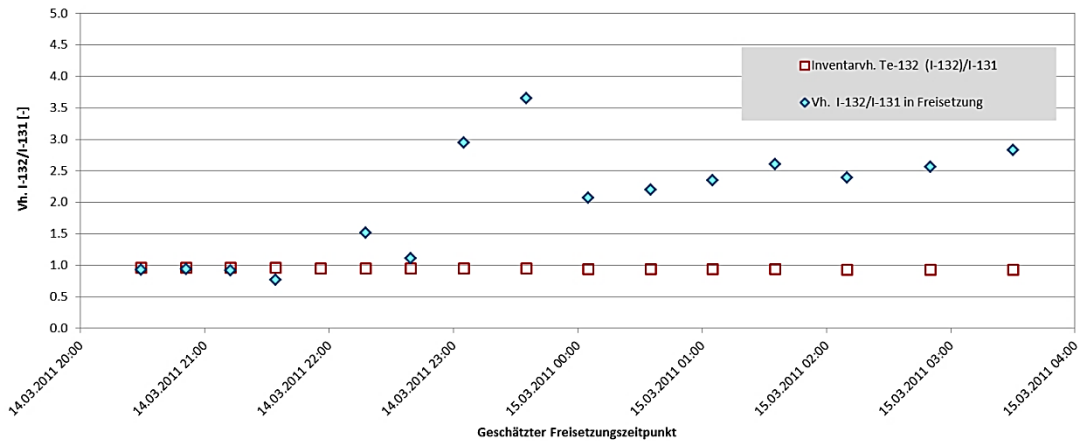


Abb. 7.6 Aus den Messproben der JAEA zurückgerechnete I-132/I-131-Verhältnisse für Freisetzungen zwischen dem 14.03.2011 20:40 JST und dem 15.03.2011 03:30 JST im Vergleich mit den betrieblichen Inventarverhältnissen

7.2.4 Diskussion und Folgerungen für das weitere Vorgehen

Insgesamt ergibt die Auswertung nuklidspezifischer Messungen der Luftkonzentration in Tokaimura positive und von der Rekonstruktionsmethode nach Abschnitt 6.3 unabhängige Hinweise auf Rekritikalitätsereignisse, die möglicherweise in der Nacht vom 14.03. auf den 15.03.2011 in einem der drei havarierten Blöcke des KKW Fukushima Daiichi eingetreten sind. Diese stimmen jedoch zeitlich nicht genau mit den korrespondierenden Berechnungen von Jodisotopenverhältnissen aus der Rekonstruktion der Bodenstrahlung überein. Diese Diskrepanzen betreffen insbesondere das erste große ODL-Maximum am MP Haupttor am 14.03.2011 abends. Die Frage, inwiefern diese Unterschiede auf Ungenauigkeiten in der Rückdatierung der Luftproben, Fehler in den Messdaten bzw. Vereinfachungen in der Modellierung oder weitere, bislang nicht in Betracht gezogene Einflussfaktoren auf die Verhältnisse zwischen den Jodisotopen zurückzuführen sind, lässt sich im Rahmen der vorliegenden Untersuchung nicht abschließend klären. Daher bleibt auch die Beantwortung der Frage, ob und ggf. in welchem Block und in welchem Zeitraum tatsächlich Rekritikalitätsereignisse aufgetreten sind, zukünftigen Untersuchungen vorbehalten. Auch ist dann die Frage offen, wie es nach einem solchen Ereignis zu einer Freisetzung aus der Anlage gekommen ist.

Ein Vergleich der Luftkonzentrationen zwischen den verschiedenen Berechnungsmethoden zeigt, dass sich auf Basis der Hypothese 2 gegenüber der Anwendung der Hypo-

these 1 deutlich geringere Luftkonzentrationen bei I-131 und Cs-137 sowie bei den anderen in Tab. 7.1 aufgeführten Nukliden ergeben. Somit sind die mit der Anwendung der Hypothese 1 verbundenen Fehler mit einer erheblichen Überschätzung der rekonstruierten Luftkonzentrationen und somit auch der Freisetzungen dieser Nuklide verbunden. Die Anwendung der Hypothese 3 gegenüber den Ergebnissen auf Basis der Hypothese 2 wirkt sich hingegen nur unwesentlich auf die berechnete Luftkonzentration der längerlebigen Nuklide aus, sondern beeinflusst im Wesentlichen die Verteilung der Aktivität auf die zusätzlich berechneten kurzlebigen Nuklide I-132 und I-134.

Im Folgenden wird der Berechnung des Quellterms die Hypothese 2 zugrunde gelegt, da diese ohne eine Annahme von Rekritikalitätsereignissen auskommt. Letztere ist, wie oben beschrieben, nicht eindeutig belegbar, wenn auch einige Hinweise dafür sprechen. In Verbindung mit der Anwendung der Hypothese 2 ist zu erwarten, dass die rückgerechneten Luftkonzentrationen und Freisetzungen von I-132 eine Überschätzung der Realität bedeuten, da die berechneten Werte für I-132 auch mögliche Beiträge anderer kurzlebiger abgelagerter Nuklide enthalten. Eine analoge Überschätzung kann auch für Xe-133 und Xe-135 nicht ausgeschlossen werden, da diese möglichen Beiträge kurzlebiger Edelgase mit enthalten. Letztere wären insbesondere dann von Bedeutung, falls es tatsächlich zu Rekritikalitätsereignissen gekommen wäre.

7.3 Rekonstruktion von Oberflächenkontamination, Luftaktivität und Freisetzungen an ausgewählten Messpunkten

Für die ODL-Messpunkte MP Haupttor und MP 4 Daini sind im Zeitraum 12. – 16.03.2011 exemplarisch die Ergebnisse der Quelltermrekonstruktion auf Basis der Hypothese 2 (Annahme eines Nuklidgemischs, das dem Basisgemisch und zusätzlich freigesetztem I-132 entspricht, siehe Abschnitt 7.2) in Abb. 7.7 und Abb. 7.8 dargestellt.

An beiden Messpunkten ist erkennbar, wie die Verläufe der Oberflächenkontamination (Diagramm b) und Luftkonzentration (Diagramm c) jeweils der gemessenen Ortsdosisleistung (Diagramm a) folgen. Den Diagrammen c) ist jeweils zu entnehmen, dass für den überwiegenden Teil der analysierten Wolkenphasen die höchsten Luftkonzentrationen für Xe-133, gefolgt von I-131 und I-132 vorliegen. Da Xe-133 aus dem Residuum zwischen der gesamten Wolkenstrahlung und dem Beitrag an durch ablagerungsfähige Nuklide abgeschätzt wird, ist die errechnete Konzentration mit Unsicherheiten verbunden, was sich z. B. durch das Fehlen von Xe-133 in der Luftaktivität am 3. Maximum für den MP 4 Daini am 16.03.2011 vormittags zeigt. Da hier Datenlücken interpoliert werden

mussten, wird das ODL-Maximum vermutlich zu niedrig geschätzt, so dass sich keine realistische Differenz zwischen der gesamten Wolkenstrahlung und dem Beitrag von Jod und Aerosolen ergibt.

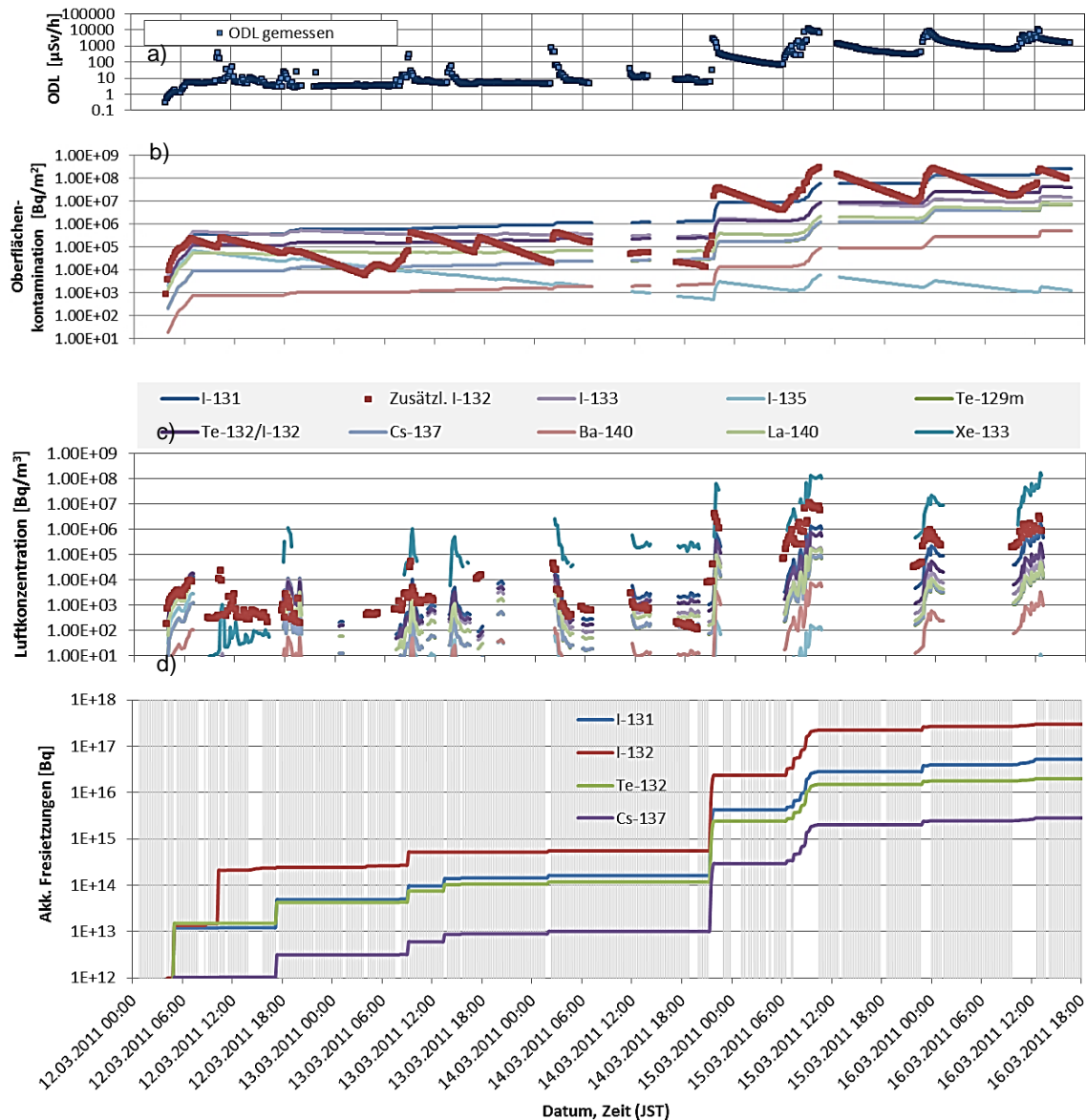


Abb. 7.7 MP Haupttor: Berechnete Bodenkontamination (b) und Luftkonzentration (c) für ausgewählte Nuklide im Vergleich mit der gemessenen und auf 10-Minuten-Intervalle interpolierten ODL (a) sowie Ergebnisse der Quelltermrekonstruktion (d): Akkumulierte Freisetzungen für I-131, Te-132 und Cs-137 sowie für I-132. Grau unterlegt: Freisetzungen am MP nicht beobachtbar

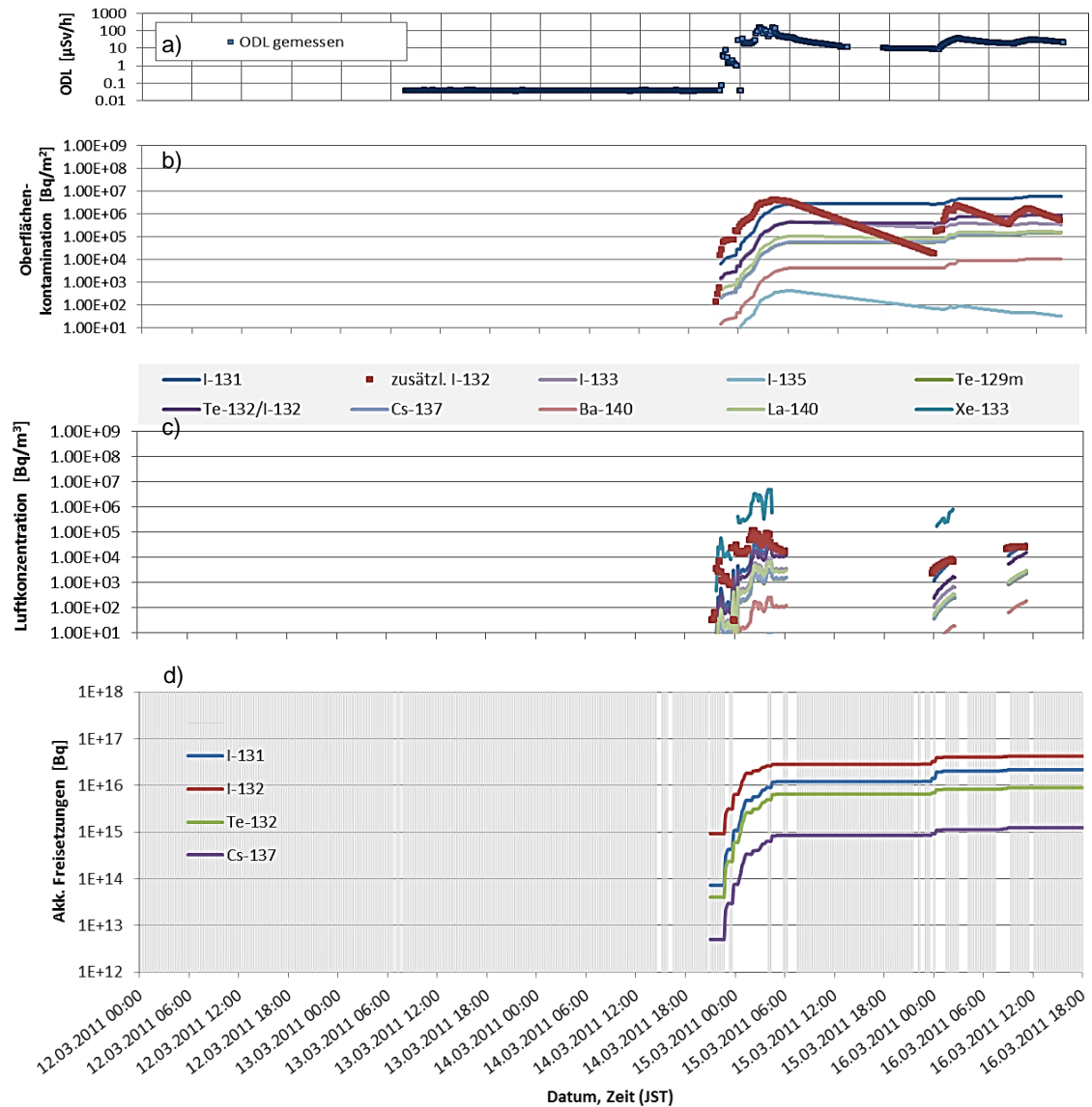


Abb. 7.8 MP 4 Daini: Berechnete Bodenkontamination (b) und Luftkonzentration (c) für ausgewählte Nuklide im Vergleich mit der gemessenen und auf 10-Minuten-Intervalle interpolierten ODL (a) sowie Ergebnisse der Quelltermrekonstruktion (d): Akkumulierte Freisetzungen für I-131, Te-132 und Cs-137 sowie für I-132. Grau unterlegt: Freisetzungen am MP nicht beobachtbar

Auch die Berechnung der Luftkonzentration von I-132 ist bei langen Wolkenphasen und Unsicherheiten in der zeitlichen Bestimmung der Ablagerungsintensität aufgrund der erforderlichen Zerfallskorrektur (vgl. Abschnitt 6.4.2) mit Ungenauigkeiten verbunden, die zu einer Überschätzung der Luftkonzentration führen können. So wird die Luftkonzentration eines sehr kurzlebigen Nuklides überschätzt, wenn die hauptsächliche Ablagerung

innerhalb einer zeitlich ausgedehnten Wolkenphase tatsächlich zu einem späteren Zeitpunkt erfolgt als das Berechnungsverfahren ergibt. Dieser Effekt ist z. B. am MP Haupttor in Abb. 7.7, Diagramm c) für den Vormittag des 12.03.2011 erkennbar und kann sich auch auf die Verhältnisse I-132/I-131 in den akkumulierten Freisetzungen auswirken, wie Diagramm d) für diesen Zeitraum zu entnehmen ist. Sensitivitätstest bezüglich dieses Effekts zeigen allerdings, dass sich dieser nicht verfälschend auf die Berechnung der Freisetzungen der im Basisgemisch zusammengefassten Nuklide auswirkt.

Wie der Vergleich der Diagramme d) zwischen Abb. 7.7 und Abb. 7.8 zeigt, stimmen die akkumulierten Freisetzungen von I-131, Te-132 und Cs-137 zwischen dem MP Haupttor und dem MP 4 Daini innerhalb eines Faktors von etwa 2,5 überein. Unterschiede sind zum einen auf die unterschiedlichen Beobachtungsfenster an den beiden Messpunkten zurückzuführen. So wird der MP 4 Daini im Gegensatz zum MP Haupttor vor dem 14.03.2011 abends nicht von Freisetzungen erreicht. Zum anderen schlagen sich Unsicherheiten in der Modellierung der Gammasubmersionsfaktoren in den unterschiedlichen Berechnungswerten für die akkumulierte Freisetzung nieder.

Zu Vergleichszwecken wurde die Berechnung der Freisetzungen auch unter Verwendung der Hypothese 1 durchgeführt (Nuklidvektor der Ablagerungen setzt sich nur aus Basisgemisch mit I-132 im Gleichgewicht mit Te-132 zusammen). Für den MP Haupttor werden im Vergleich mit Hypothese 2 die Freisetzungen der Nuklide im Basisgemisch um mehr als das Dreifache überschätzt. Am MP 4 Daini beträgt diese Überschätzung aufgrund der größeren Entfernung und der damit verbundenen geringeren Bedeutung von I-132 hingegen weniger als 50 %.

7.4 Quelltermrekonstruktion für Fukushima Daiichi Blöcke 1 – 3 auf Basis des Ensembles von Messpunkten

Die Quelltermrekonstruktion auf Basis des in Tab. 6.3 zusammengefassten Ensembles von ODL-Messpunkten wurde für den Zeitraum 12.03.2011 00:00 JST – 25.03.2011 24:00 JST durchgeführt und deckt damit die ersten zwei Wochen des Unfallablaufs ab. In Abb. 7.9 unten ist dargestellt, welche Beobachtungsfenster sich insgesamt durch die Verwendung des Ensembles aller Messpunkte für den Quellterm ergeben, bzw. welche Abdeckung für jeden einzelnen Messpunkt existiert.

Aus dem Vergleich der nach dem in Abschnitt 6.1 beschriebenen Verfahren für alle Messpunkte ermittelten Beobachtungsfenster (Abb. 7.9 unten) mit den zugrundeliegenden Wetterdaten an den beiden Messstationen (Abb. 7.9 oben) lässt sich ablesen, dass sich für den jeweiligen Messpunkt dann Beobachtungsfenster ergeben, wenn er in Ausbreitungsrichtung etwaiger Freisetzungen liegt, d. h. der Wind vom Freisetzungsort aus gesehen in Richtung Messort bläst. Für die einzelnen Messpunkte ist dies nur in jeweils 1 % bis 10 % des betrachteten Zeitraums der Fall. Für das Ensemble aller Messpunkte zusammen ergibt sich eine Abdeckung von ca. 47 %. Sich ergebende Beobachtungslücken sind im Wesentlichen mit Ausbreitungsrichtungen mit östlicher Komponente über das Meer verbunden. Der Zeitraum intensiver Freisetzungen zwischen dem 14.03.2011 abends und dem 16.03.2011 nachmittags ist durch das Ensemble zu etwa 75 % durch das Beobachtungsfenster abgedeckt.

Das Ergebnis der Quelltermrekonstruktion für die Blöcke 1 - 3 in Fukushima Daiichi ist in Abb. 7.10 zunächst am Beispiel der akkumulierten Freisetzungen von Cs-137 dargestellt. Zur Einschätzung der Bandbreite der rekonstruierten Freisetzungen innerhalb des Ensembles der Messpunkte sind in Abb. 7.10 sowohl der gemäß Abschnitt 6.7.4 gewichtet gemittelte Ensemble-Quellterm als auch die akkumulierten jeweils minimalen und maximalen Quelltermabschätzungen innerhalb des Ensembles der Messpunkte wiedergegeben. Diese akkumulierten minimalen und maximalen Quelltermabschätzungen unterscheiden sich zum Ende des betrachteten Zeitraums um einen Faktor von ca. 3.6 und liegen somit in der gleichen Größenordnung. In Abb. 7.11 ist zur Verdeutlichung der Vorgehensweise die ermittelte Freisetzungsrates von Cs-137 an dem Ensemble der ODL-Messpunkte dargestellt und dem berechneten gewichteten Mittelwert gegenübergestellt.

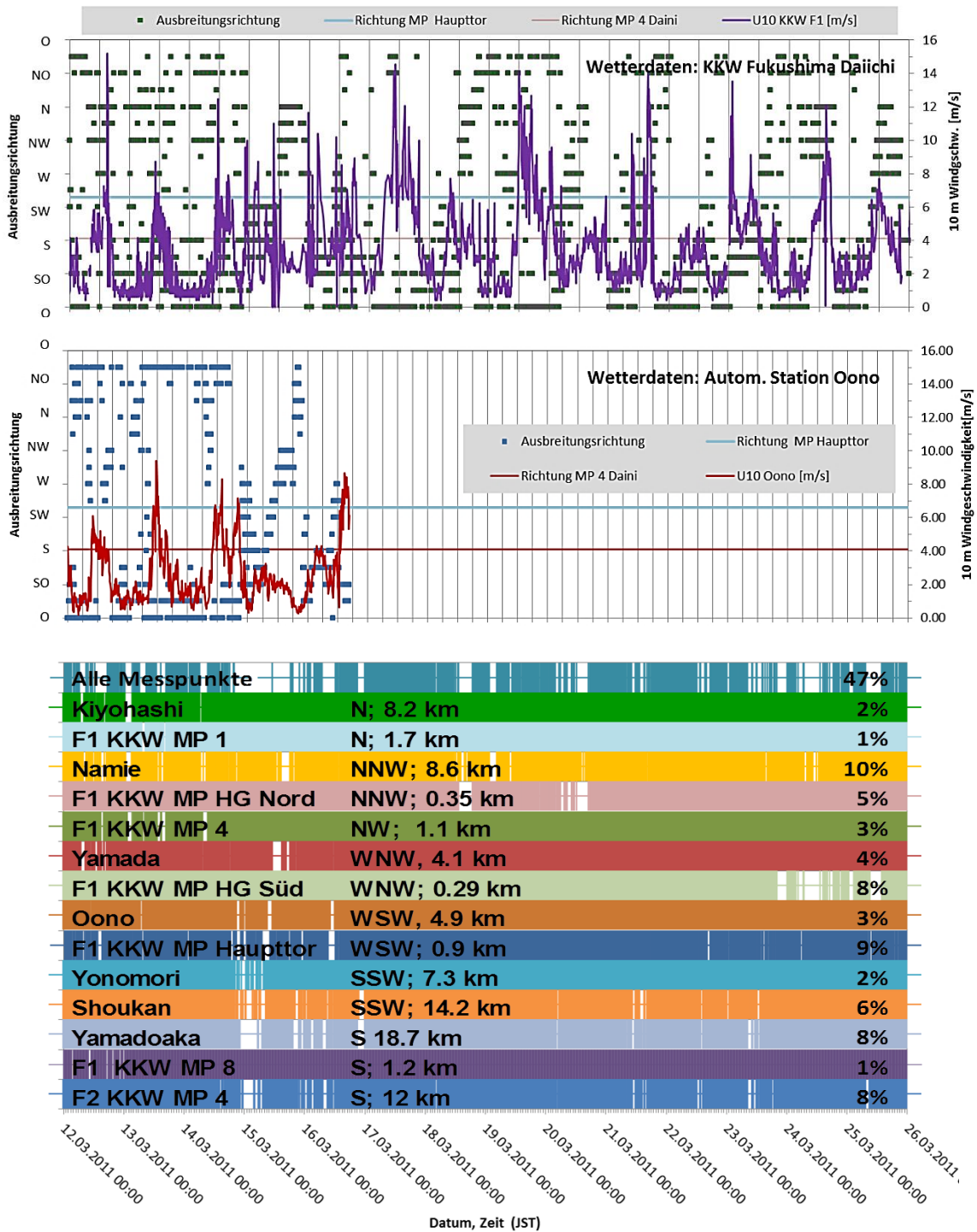


Abb. 7.9 Messdaten der Ausbreitungsrichtung und der Windgeschwindigkeit am KKW Fukushima Daiichi (Oben, Windgeschwindigkeit auf 10 m korrigiert) und der Station Oono (Mitte)

Unten: resultierende Beobachtungsfenster für alle ODL-Messpunkte. Farbiger unterlegt: Freisetzungen in diesen Zeiträumen können am jeweiligem Messpunkt nicht beobachtet werden.

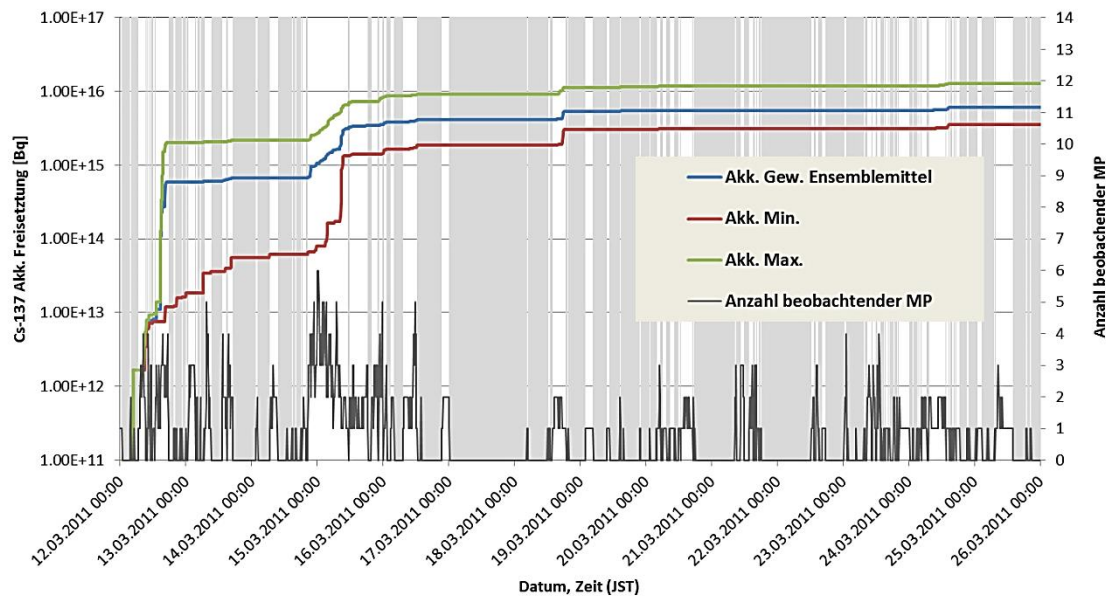


Abb. 7.10 Rekonstruktion der Freisetzungen von Cs-137

Rot: Akkumulierte Freisetzungen auf Basis des jeweiligen Minimums aus MP-Ensemble für jeden Zeitpunkt. Blau: Akkumulierte Freisetzungen auf Basis des gewichteten Ensemble-Mittels für jeden Zeitpunkt. Grün: Akkumulierte Freisetzungen auf Basis des jeweiligen Maximums aus MP-Ensemble für jeden Zeitpunkt. Grau unterlegt: Freisetzungen in diesen Zeiträumen können durch das Ensemble nicht beobachtet werden.

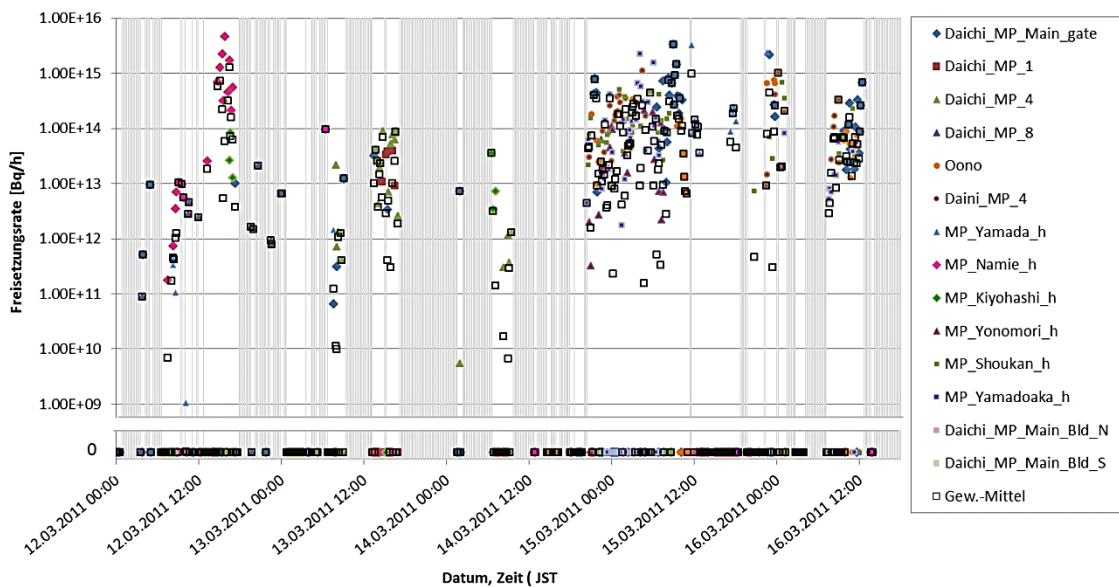


Abb. 7.11 Beispiel der Rekonstruktion der Freisetzungsrate von Cs-137 am Ensemble von ODL-Messpunkten für einen ausgewählten Zeitbereich

Weißer Quadrate: Freisetzungsrate auf Basis des gewichteten Ensemble-Mittels für jeden Zeitpunkt. Grau unterlegt: Freisetzungen in diesen Zeiträumen können durch das Ensemble nicht beobachtet werden.

Die Summe aller Freisetzungen für die Blöcke 1 – 3 in Fukushima Daiichi für alle betrachteten Nuklide ist in Tab. 7.2 zusammengefasst. Dazu wurden die für jedes 10-Minuten-Intervall berechneten Freisetzungen ohne weitere Zerfallskorrektur aufsummiert und mit dem betrieblichen Inventar aller drei Blöcke zum Zeitpunkt der Reaktorabschaltung aufgrund des Erdbebens (11.03.2011 14:46 JST) verglichen. Eine weitergehende Betrachtung des Zeitverlaufs der Freisetzungen ist im folgenden Abschnitt enthalten.

Tab. 7.2 Summe der Freisetzungen (Quellterm) basierend auf dem genutzten Ensemble an ODL-Messpunkten

Nuklid	Halbwertszeit	Kerninventar bei RESA, Blöcke 1-3 [Bq]	Akkumulierte Freisetzungen 12.03.2011-25.03.2011 "GRS-QT"		
			Aktivität [Bq]	Masse [g]	Anteil am Kerninventar bei RESA, Blöcke 1-3
I-131	8,02 d	6,01 E+18	8,78 E+16	1,91 E+01	1,5 %
I-132*	2,3 h	8,84 E+18	3,94 E+17	1,03 E+00	4,5 %
I-133	20,7 h	1,26 E+19	1,83 E+16	4,35 E-01	0,14 %
I-135	6,63 h	1,20 E+19	7,78 E+14	6,01 E-03	0,0065 %
Nb-95	35 d	8,00 E+18	3,16 E+13	2,17 E-02	0,00039 %
Mo-99	2,75 d	1,14 E+19	3,43 E+15	1,93 E-01	0,030 %
Ru-106	1,005 a	2,24 E+18	6,52 E+14	5,25 E+00	0,029 %
Ag-110m	250 d	1,64 E+16	6,11 E+13	3,48 E-01	0,37 %
Te-129m	33,6 d	1,89 E+17	5,62 E+15	5,04 E+00	2,97 %
Te-132	3,18 d	8,68 E+18	3,89 E+16	3,38 E+00	0,45 %
Cs-134	1,998 a	7,18 E+17	6,05 E+15	1,22 E+02	0,84 %
Cs-136	13,15 d	2,18 E+17	1,21 E+15	4,49 E-01	0,56 %
Cs-137	30,108 a	6,99 E+17	6,08 E+15	1,89 E+03	0,87 %
Ba-140	12,73 d	1,12 E+19	4,18 E+14	1,54 E-01	0,0037 %
La-140	1,67 d	1,14 E+19	9,95 E+15	4,84 E-01	0,087 %
Xe-133*	5,23 d	1,20 E+19	1,26 E+19	1,84 E+03	104,6 %
Xe-135	9,14 h	4,28 E+18	3,20 E+17	7,79 E+00	7,5 %
* Überschätzung wahrscheinlich, da potenziell Beiträge nicht explizit berechneter kurzlebiger Nuklide enthalten sein können und indirektes Berechnungsverfahren mit Unsicherheiten verbunden ist					

7.5 Vergleich und Kombination des berechneten Quellterms mit Literaturdaten

7.5.1 Vergleich der Freisetzungsraten

Zum Vergleich des berechneten Quellterms nach Abschnitt 7.4 (im Folgenden als „GRS-Quellterm“ oder „GRS-QT“ bezeichnet) werden, wie in Abschnitt 6.8.1 beschrieben, die

Ergebnisse der Quelltermrekonstruktion von /KAT 15/, /KAT 15a/ herangezogen, die unter Verwendung des japanischen Entscheidungshilfesystems WSPEEDI (Worldwide version of System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information) berechnet wurden. In dem Quellterm nach /KAT 15/, der im Folgenden als „WSPEEDI-Quellterm“ oder „WSPEEDI-QT“ bezeichnet wird, werden sowohl Freisetzungen, die über Land ausbreitet und registriert wurden (wie in der GRS-Methode), als auch zusätzlich Freisetzungen mit anschließender Ausbreitung über den Ozean erfasst.

Der Vergleich der Freisetzungsverläufe für die Nuklide Cs-137 und I-131 zwischen dem GRS-Quellterm und dem WSPEEDI-Quellterm ist in Abb. 7.12 und Abb. 7.13 für den betrachteten Zeitraum wiedergegeben. Zu Vergleichszwecken wurden die in zehnminütiger Auflösung vorliegenden Daten des GRS-Quellterms auf Stundenwerte aggregiert.

Für beide Nuklide ergibt sich während der Beobachtungsfenster der GRS im Wesentlichen eine gute qualitative Übereinstimmung, wobei der GRS-Quellterm insgesamt eine höhere zeitliche Differenzierung im Verlauf aufweist als der WSPEEDI-Quellterm. Dies kann insbesondere auf die Verwendung der ODL-Messpunkte auf und nahe dem Anlagengelände des KKW Fukushima Daiichi zurückgeführt werden, die für den WSPEEDI-Quellterm nicht genutzt wurden.

Während der Beobachtungslücken der GRS, die im Wesentlichen mit einer Ausbreitung etwaiger Freisetzungen in Richtung Ozean verbunden sind, zeigt der WSPEEDI-Quellterm kaum zeitliche Variationen. Dies ist vermutlich eher auf eine verringerte zeitliche Auflösung der Rekonstruktionsmethode bei Freisetzungen über den Ozean als auf eine gleichförmigere Kontinuität der Freisetzungen in diesen Phasen zurückzuführen.

Ein quantitativer Vergleich zwischen den akkumulierten Freisetzungen von I-131, Cs-134, Cs-137 und Te-132 im oberen Teil von Tab. 7.3 auf Seite 172 zeigt, dass die Freisetzungsmengen dieser Nuklide während der Beobachtungsfenster der GRS zwischen dem GRS-Quellterm und dem WSPEEDI-Quellterm sehr gut übereinstimmen und die geringeren Freisetzungsmengen im GRS-Quellterm im Wesentlichen auf die Beobachtungslücken zurückzuführen sind.

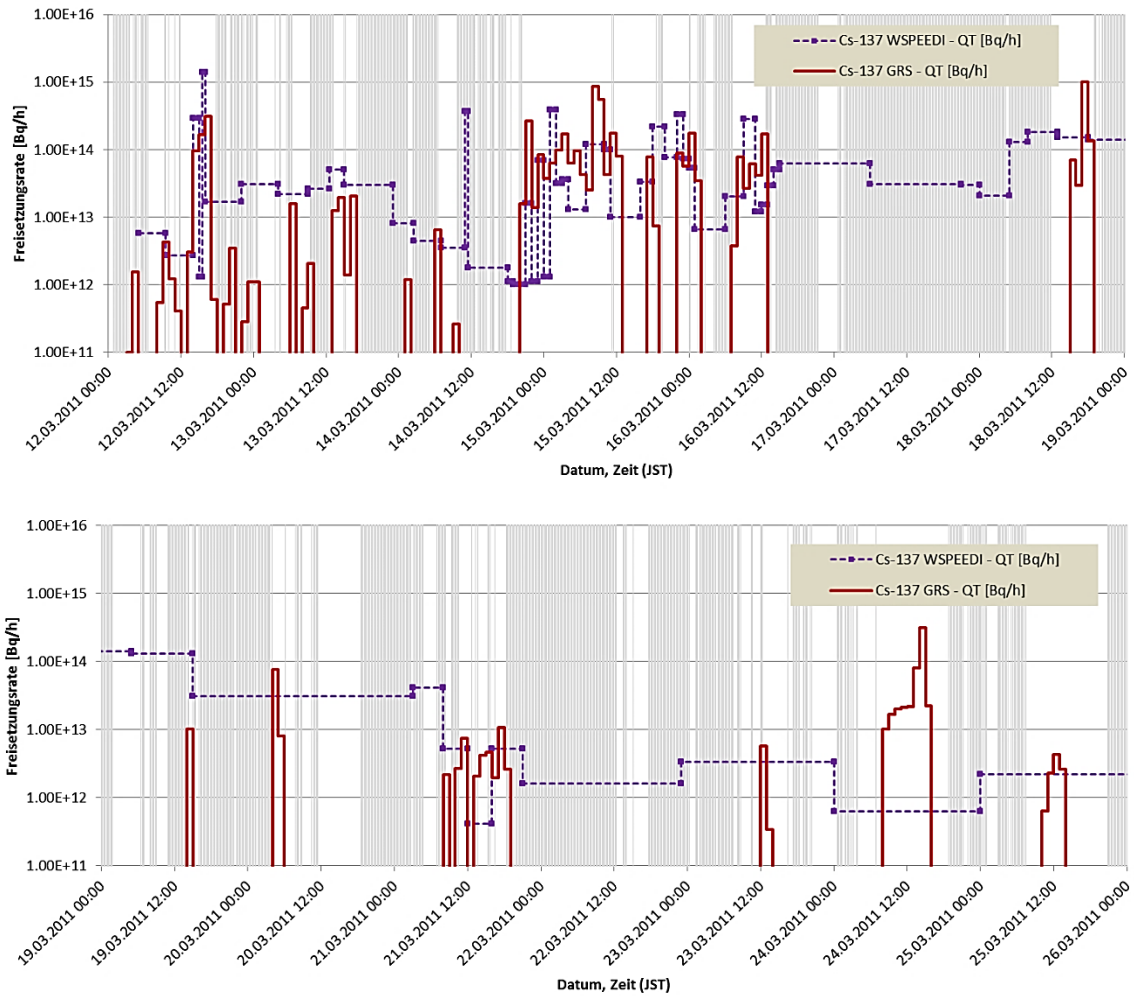


Abb. 7.12 Vergleich der Freisetzungsraten von Cs-137 aus der Rekonstruktion der GRS (von Zehnminuten-Werten auf Stundenwerte aggregiert) und der Rekonstruktion von /KAT 15/ („WSPEEDI“)

Grau unterlegt: Freisetzungen in diesen Zeiträumen können durch das für den GRS-Quellterm benutzte Ensemble von Messpunkten nicht beobachtet werden.

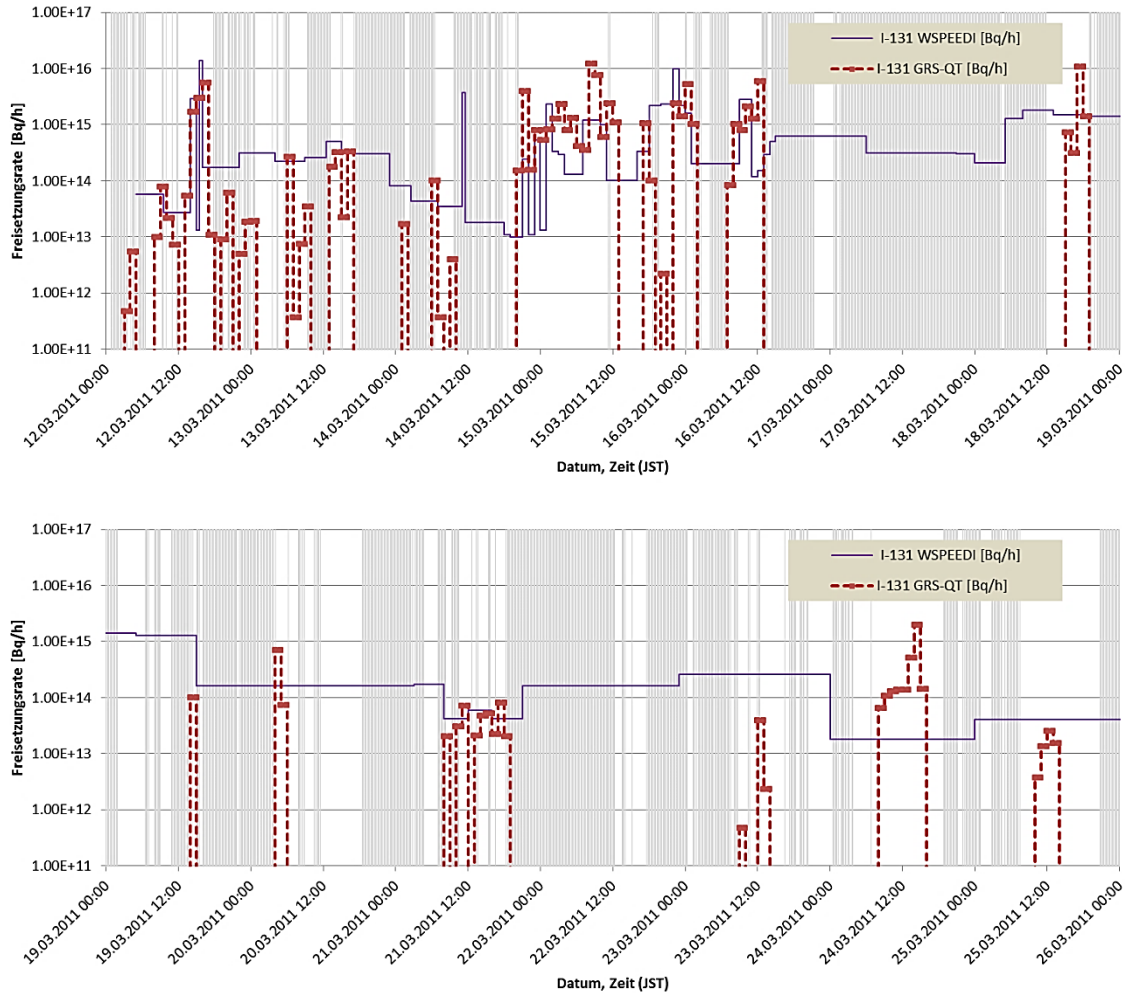


Abb. 7.13 Vergleich der Freisetzungsraten von I-131 aus der Rekonstruktion der GRS (von Zehnminuten-Werten auf Stundenwerte aggregiert) und der Rekonstruktion von /KAT 15/ („WSPEEDI“)

Grau unterlegt: Freisetzungen in diesen Zeiträumen können durch das für den GRS-Quellterm benutzte Ensemble von Messpunkten nicht beobachtet werden.

7.5.2 Vergleich der akkumulierten Freisetzungen

Abb. 7.14 zeigt den Vergleich der akkumulierten Freisetzungen von Cs-137 (blau) und I-131 (rot) aus der Rekonstruktion der GRS und der Rekonstruktion von /KAT 15/ („WSPEEDI“). Zu weiteren Vergleichszwecken wurde der GRS-Quellterm in den Zeiträumen außerhalb der Beobachtungsfenster der GRS zusätzlich mit den verfügbaren Freisetzungsdaten des WSPEEDI-Quellterms ergänzt. Diese Kombination profitiert sowohl von der höheren zeitlichen Auflösung des GRS-Quellterms als auch von der vollständigen zeitlichen Abdeckung des WSPEEDI-Quellterms. Das Ergebnis dieser Kombination ist für I-131 und Cs-137 ebenfalls in Abb. 7.14 dargestellt und quantitativ im unteren Teil

von Tab. 7.3. Die Übereinstimmung der aufsummierten Freisetzen des kombinierten Quellterms mit denen des WSPEEDI-Quellterms am Ende des betrachteten Zeitraums für I-131 und Cs-137 ist mit relativen Abweichungen von weniger als 10 % bemerkenswert gut.

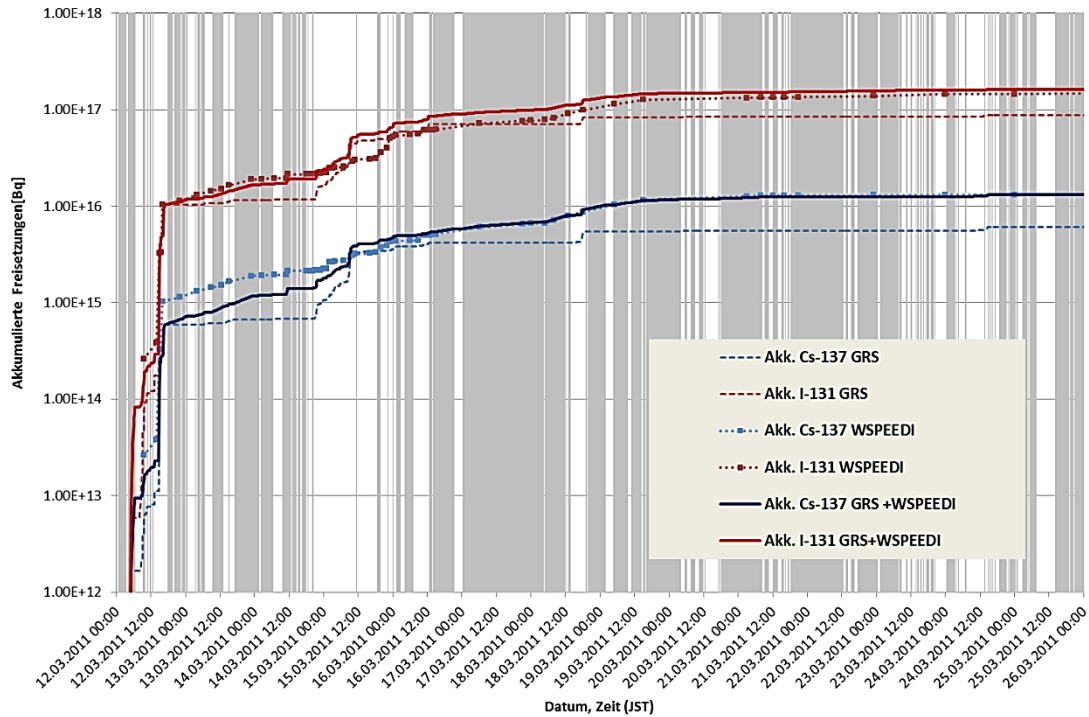


Abb. 7.14 Vergleich der akkumulierten Freisetzungen von Cs-137 (blau) und I-131 (rot) aus der Rekonstruktion der GRS und der Rekonstruktion von /KAT 15/ („WSPEEDI“)

Grau unterlegt: Freisetzungen in diesen Zeiträumen können durch das für den GRS-Quellterm benutzte Ensemble von Messpunkten nicht beobachtet werden.

Tab. 7.3 Vergleich zwischen GRS-Quellterm und WSPEEDI-Quellterm im Zeitraum 12.03. – 25.03.2011 unter verschiedenen Annahmen

Nuklid	GRS-QT [Bq]	WSPEEDI-QT [Bq]	Anteil GRS-QT an WSPEEDI-QT	WSPEEDI-QT in Beobachtungsfenstern der GRS [Bq]	Anteil GRS-QT an WSPEEDI-QT in Beobachtungsfenstern der GRS
I-131	8,78 E+16	1,46 E+17	60 %	8,31 E+16	106 %
Te-132	3,89 E+16	8,67 E+16	45 %	5,37 E+16	72 %
Cs-134	6,05 E+15	1,31 E+16	46 %	7,09 E+15	85 %
Cs-137	6,08 E+15	1,31 E+16	46 %	7,09 E+15	86 %

Nuklid	Kombination GRS-QT + WSPEEDI-QT [Bq]	WSPEEDI-QT [Bq]	Anteil (GRS-QT+ WSPEEDI-QT) an WSPEEDI-QT
I-131	1,51 E+17	1,46 E+17	103 %
Te-132	7,19 E+16	8,67 E+16	83 %
Cs-134	1,21 E+16	1,31 E+16	92 %
Cs-137	1,21 E+16	1,31 E+16	92 %

7.5.3 Vergleich der Freisetzungsraten mit Anlagenparametern für ausgewählte Unfallphasen

Der Vergleich der Freisetzungsraten (GRS-Quellterm und WSPEEDI-Quellterm /KAT 15/) mit Anlagenparametern für ausgewählte Unfallphasen erfolgt am Beispiel des Nuklides I-131. Der Vergleich profitiert dabei auch von der höheren zeitlichen Auflösung der Daten des GRS-Quellterms. Abb. 7.15 zeigt zunächst von TEPCO gemessene ODL-Werte zugeordnet zu den Unfallphasen in den Blöcken 1 – 3 in Fukushima Daiichi. Bis zum Beginn der Kernzerstörung in Block 3 am Morgen des 13. März 2011 lassen sich alle Freisetzungen eindeutig Block 1 zuordnen. Die höchsten Messwerte der ODL treten ab dem 15. März 2011 auf und werden zumeist mit dem Kernzerstörungsablauf in Block 2 in Zusammenhang gebracht.

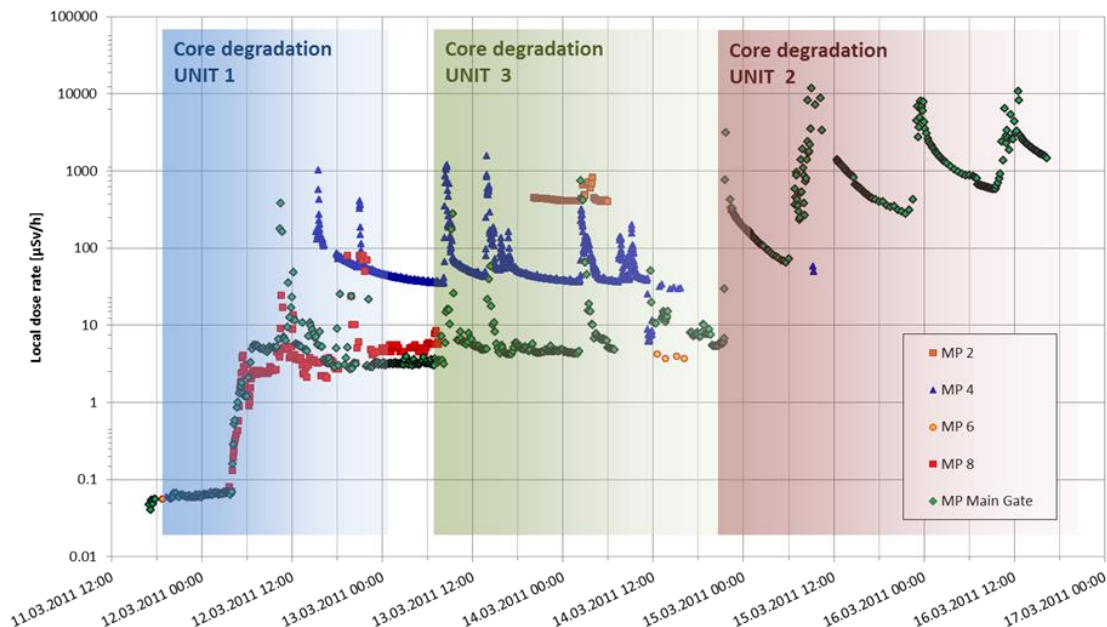


Abb. 7.15 ODL-Messwerte von TEPCO an verschiedenen MP zugeordnet zu den Unfallphasen in den Blöcken 1 – 3 in Fukushima Daiichi

Abb. 7.16 zeigt den Vergleich der Freisetzungsraten von I-131 mit dem Druck im Containment der Blöcke 1 – 3 für die erste Freisetzungsphase: 12.03.2011 02:00 JST – 13.03.2011 00:00 JST. Perioden, in denen der Wind in Richtung Pazifischer Ozean geblasen hat, sind grau gekennzeichnet. WSPEEDI berechnet die erste Freisetzung für den 12.03.2011 ungefähr 05:00 JST, während die GRS-Methode erste Freisetzungen basierend auf Messungen am Anlagengelände bereits um 03:45 JST ausweist. Es folgen zwei weitere Freisetzungsphasen am gleichen Tag etwa ab 08:00 JST und 14:30 JST. Die Freisetzungen in der dritten Phase umfassen auch das Venting des Containments von Block 1 ab 14:30 JST sowie die H₂-Explosion im Reaktorgebäude um 15:36 JST. Diese beiden Ereignisse wurden im WSPEEDI-Quellterm explizit erfasst. Der Vergleich der Ergebnisse zeigt die Übereinstimmungen in den Amplituden der Freisetzungsraten aber auch die Unterschiede basierend auf den höher zeitlich aufgelösten Werten der GRS-Methode, z. B. während der H₂-Explosion des Gebäudes.

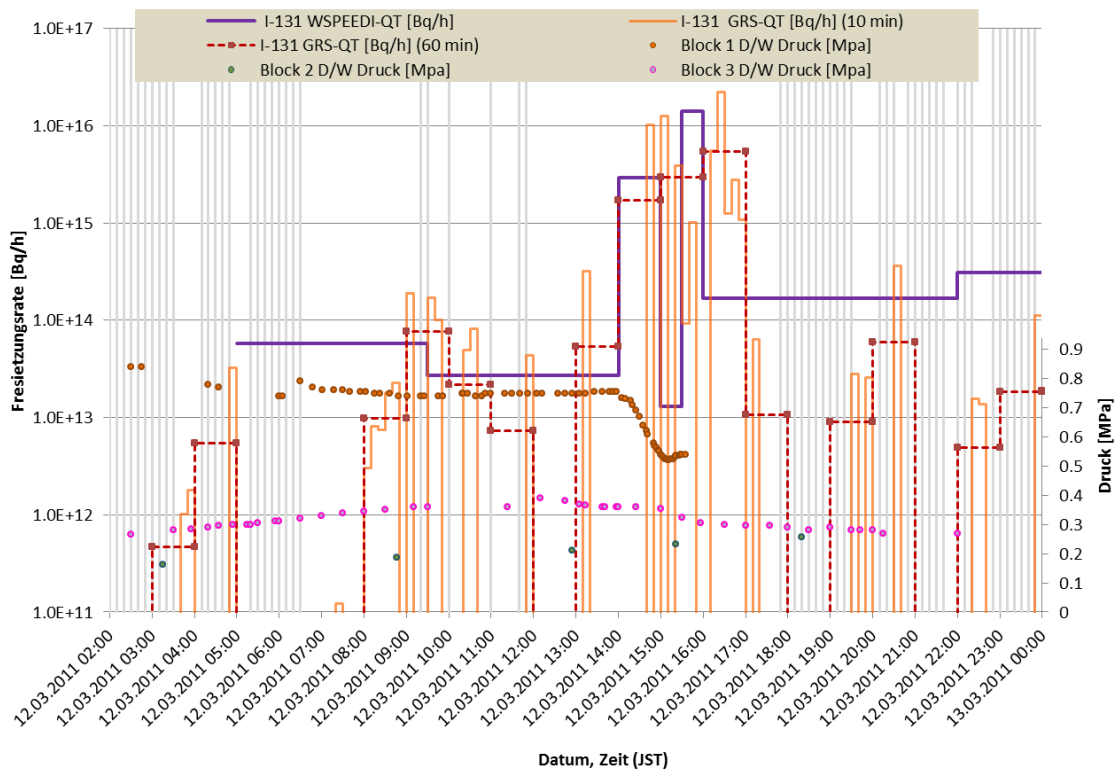


Abb. 7.16 Vergleich der Freisetzungsraten von I-131 (GRS-Quellterm und WSPEEDI-Quellterm /KAT 15/) mit Anlagenparametern: Druck im Containment, Blöcke 1 – 3, 12.03.2011 02:00 JST – 13.03.2011 00:00 JST

Grau unterlegt: Freisetzungen in diesen Zeiträumen können durch das für den GRS-Quellterm benutzte Ensemble von Messpunkten nicht beobachtet werden.

Abb. 7.17 zeigt den Vergleich der Freisetzungsraten von I-131 mit dem Druck im Containment der Blöcke 1 – 3 für die nächste Freisetzungsphase: 13.03.2011 00:00 JST – 14.03.2011 00:00 JST. Perioden, in denen der Wind in Richtung Pazifischer Ozean geblasen hat, sind grau gekennzeichnet. In dieser Zeitphase beginnt die Kernzerstörung in Block 3 am Morgen des 13.03.2011 ab ~05:00 JST und es kommt zu Druckentlastungen des Containments in Block 3, z. B. ab 12:30 JST. Die von WSPEEDI berechnete konstante Freisetzung in den Morgenstunden wird von der GRS-Methode nicht berechnet, da die MP keine Zunahme der ODL gemessen haben. Sie wäre in jedem Fall noch Block 1 zuzuordnen. Zwei dezidierte Freisetzungsperioden ab ~06:00 JST und 12:30 JST werden mit der GRS-Methode berechnet, die sich auch im Druckverlauf von Block 3 wieder spiegeln. Auch quantitativ ist die Übereinstimmung der Ergebnisse gut. Nach 17:00 JST weist der GRS-Quellterm keine weiteren Werte auf, da der Wind in Richtung Ozean gedreht hatte.

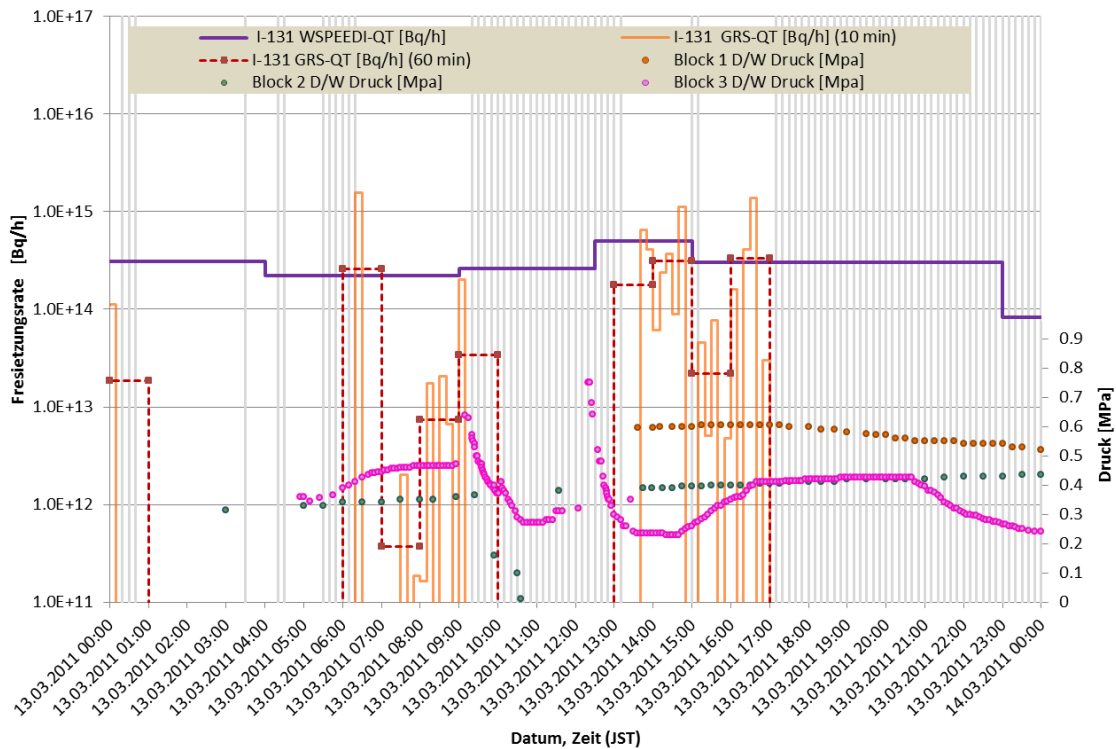


Abb. 7.17 Vergleich der Freisetzungsraten von I-131 (GRS-Quellterm und WSPEEDI-Quellterm /KAT 15/) mit Anlagenparametern: Druck im Containment, Blöcke 1 – 3, 13.03.2011 00:00 JST – 14.03.2011 00:00 JST

Grau unterlegt: Freisetzungen in diesen Zeiträumen können durch das für den GRS-Quellterm benutzte Ensemble von Messpunkten nicht beobachtet werden.

Abb. 7.18 zeigt den Vergleich der Freisetzungsraten von I-131 mit dem Druck im Containment der Blöcke 1 – 3 für die sich anschließende Freisetzungsphase: 14.03.2011 00:00 JST – 14.03.2011 18:00 JST. Perioden, in denen der Wind in Richtung Pazifischer Ozean geblasen hat, sind grau gekennzeichnet. In dieser Phase erfolgte die H₂-Explosion des Gebäudes von Block 3 um 11:01 JST am 14.03.2011. Die dadurch bedingte Freisetzung wurde wegen der Windrichtung zum Ozean nicht erfasst, aber im WSPEEDI-Quellterm unterstellt bzw. abgeschätzt. Die ausgeprägten Freisetzungen im Zeitfenster zwischen 6:30 JST und 09:30 JST können keinem bestimmten Ereignis zugeordnet werden und können entweder von Block 1 oder 3 verursacht worden sein, die Kernzerstörung in Block 2 startete später.

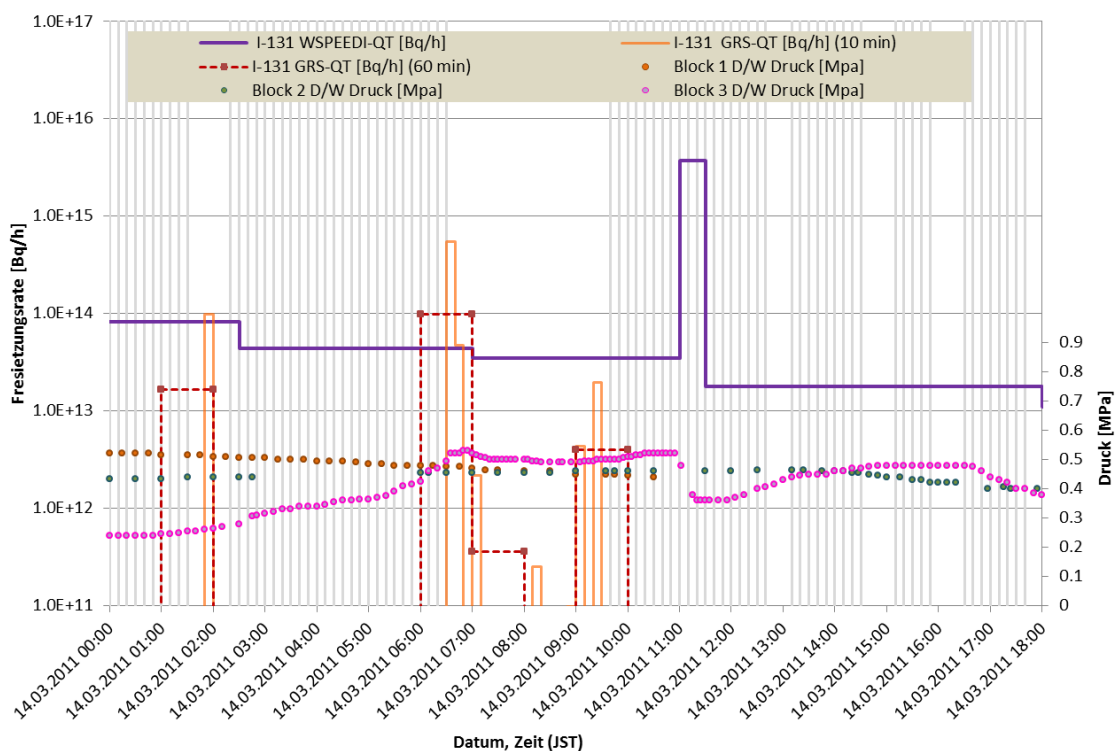


Abb. 7.18 Vergleich der Freisetzungsraten von I-131 (GRS-Quellterm und WSPEEDI-Quellterm /KAT 15/) mit Anlagenparametern: Druck im Containment, Blöcke 1 – 3, 14.03.2011 00:00 JST – 14.03.2011 18:00 JST

Grau unterlegt: Freisetzungen in diesen Zeiträumen können durch das für den GRS-Quellterm benutzte Ensemble von Messpunkten nicht beobachtet werden.

Abb. 7.19 zeigt den Vergleich der Freisetzungsraten von I-131 mit dem Druck im Containment der Blöcke 1 – 3 für die sich daran anschließende Freisetzungsphase: 14.03.2011 18:00 JST – 15.03.2011 06:00 JST. Es gibt in diesem Zeitbereich quasi keine Perioden, in denen der Wind in Richtung Pazifischer Ozean geblasen hat, sondern der

Wind ging in südliche Richtungen. In dieser Phase beginnt die Kernzerstörung in Block 2 am Abend des 14.03.2011 so gegen 20:00 JST und sie ist durch die 3 Druckpeaks im RDB gekennzeichnet. Das in diesem Zeitbereich versuchte Venting des Containments von Block 2 war nicht erfolgreich. Im WSPEEDI-Quellterm werden 3 ausgeprägte Freisetzungphasen den 3 Druckpeaks im RDB-Druck zugeordnet (ab 14.03.2011 21:00 JST bis 15.03.2011 02:00 JST), ohne dass näher auf den Freisetzungspfad aus dem Containment in die Umgebung eingegangen wird. Der GRS-Quellterm wird dagegen nur basierend auf den gemessenen ODL-Daten berechnet und die Freisetzung beginnt sogar noch fast eine Stunde früher. Auch ist insbesondere die erste Freisetzungphase stärker ausgeprägt und die Freisetzung hält bei Erreichen eines hohen Containmentdrucks im Block 2 am 15.03.2011 00:00 JST an.

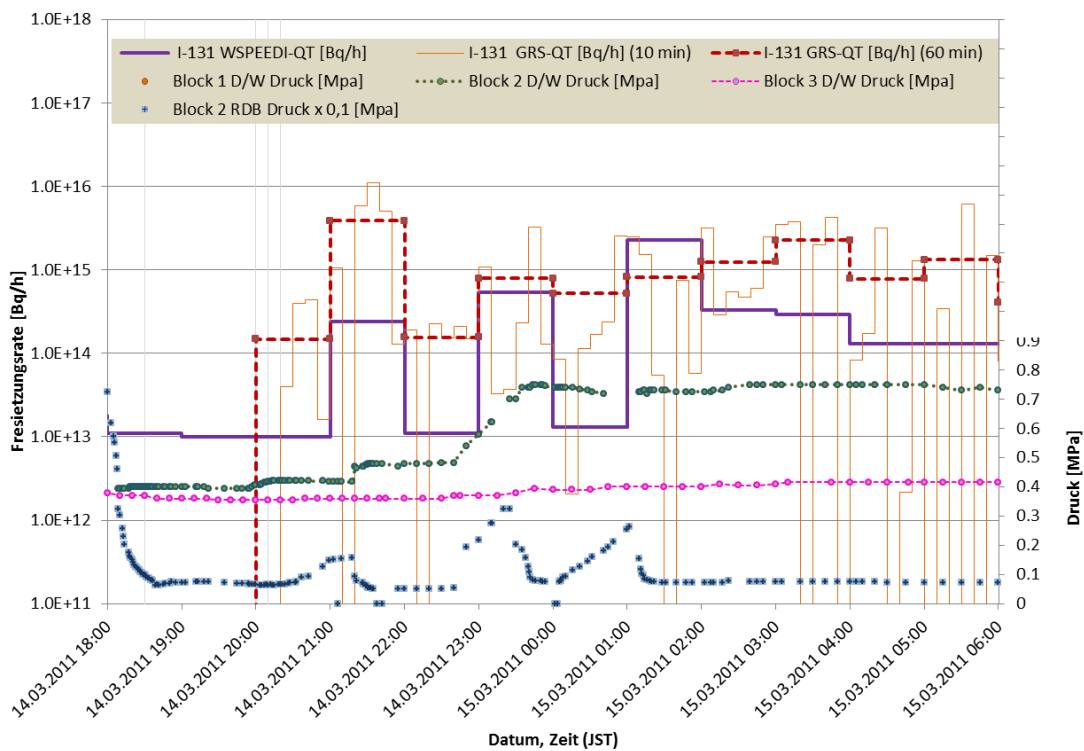


Abb. 7.19 Vergleich der Freisetzungsraten von I-131 (GRS-Quellterm und WSPEEDI-Quellterm /KAT 15/) mit Anlagenparametern: Druck im Containment, Blöcke 1 – 3 und RDB-Druck (x 0,1) Block 2, 14.03.2011 18:00 JST – 15.03.2011 06:00 JST

Grau unterlegt: Freisetzungen in diesen Zeiträumen können durch das für den GRS-Quellterm benutzte Ensemble von Messpunkten nicht beobachtet werden.

Abb. 7.20 zeigt den Vergleich der Freisetzungsraten von I-131 mit dem Druck im Containment der Blöcke 1 – 3 für die letzte Freisetzungsphase: 15.03.2011 06:00 JST – 16.03.2011 18:00 JST. In diesem Zeitbereich gibt es wieder ausgeprägte Perioden, in denen der Wind in Richtung Pazifischer Ozean geblasen hat. In dieser Phase beginnt die unkontrollierte Druckentlastung des Containments von Block 2 vermutlich über Leckagen am Morgen des 15.03.2011 frühestens ab 07:00 JST und es kommt zu einem erneuten Druckanstieg am Morgen des darauffolgenden Tages ab etwa dem gleichen Zeitpunkt. Parallel dazu sinkt der Druck in Block 3 kontinuierlich ab. Eine eindeutige Zuordnung des Quellterms zu einem der drei Blöcke ist damit kaum möglich. Prinzipiell weisen beide Quelltermberechnungen 3 Zeitphasen der Freisetzung aus. Die erste Phase mit dem Druckabfall im Containment in Block 2 wird bzgl. der Freisetzung von der GRS-Methode stärker eingeschätzt. Die kontinuierlichen Freisetzungen zwischen den drei Phasen basieren auf grundsätzlichen Annahmen im WSPEEDI-Quellterm, und werden von der GRS-Methode nicht immer bestätigt.

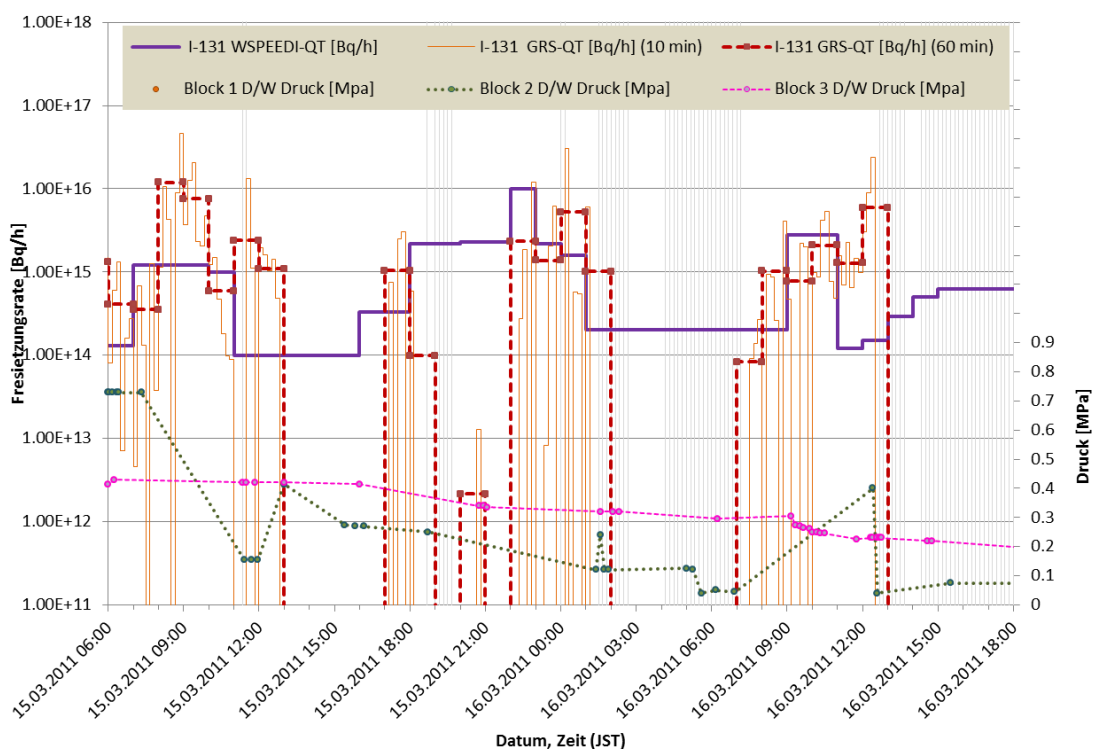


Abb. 7.20 Vergleich der Freisetzungsraten von I-131 (GRS-Quellterm und WSPEEDI-Quellterm /KAT 15/) mit Anlagenparametern: Druck im Containment, Blöcke 1 – 3, 15.03.2011 06:00 JST – 16.03.2011 18:00 JST

Grau unterlegt: Freisetzungen in diesen Zeiträumen können durch das für den GRS-Quellterm benutzte Ensemble von Messpunkten nicht beobachtet werden.

7.5.4 Schlussfolgerungen aus dem Vergleich

Im Vergleich mit dem mittels des japanischen Modellsystems WSPEEDI ermittelten Quellterm ergibt sich eine bemerkenswert genaue Übereinstimmung. Durch die Verwendung der ODL-Messungen auf dem Anlagengelände wurde im Vergleich mit dem WSPEEDI-Quellterm eine hohe zeitliche Auflösung des Quellterms erzielt. Allerdings werden mit den verfügbaren ODL-Daten der GRS keine Freisetzungen, die sich über das Meer ausbreiten, erfasst. Diese Datenlücken wurden durch Ergebnisse des WSPEEDI-Quellterms ergänzt, wodurch sich die Übereinstimmung in der integralen Freisetzung signifikant verbesserte.

7.6 Validierung des berechneten Quellterms

Die Ergebnisse der Validierung für die in Tab. 6.4 auf Seite 120 aufgeführten ODL-Messpunkte nach dem im Abschnitt 6.8.2 beschriebenen Verfahren sind in Abb. 7.21 dargestellt. Verglichen werden die minimale und maximale berechnete ODL als auch die gewichtet gemittelte ODL. Der Vergleich zur gemessenen ODL zeigt an 7 von 8 MP (Ausnahme Mukaihata) ein qualitativ ähnliches Verhalten. Für die Mehrzahl der betrachteten Messpunkte liegen berechnete und gemessene ODL zum Ende der jeweiligen Messreihe innerhalb der gleichen Größenordnung und unterscheiden sich maximal um einen Faktor von 3 – 4. Teilweise werden die gemessenen Freisetzungen leicht über- und teils leicht unterschätzt und die Bandbreiten der mit dem minimalen und dem maximalen Quellterm innerhalb des Ensembles der Messpunkte berechneten ODL liegen zwischen einer und zwei Größenordnungen. An der Messstelle in Mukaihata ist die ODL zum einen sehr gering und nennenswerte Freisetzungen wurden hier zum anderen erst am Ende des Betrachtungszeitraums berechnet.

Zur Interpretation der Validierungsergebnisse werden exemplarisch die Messpunkte Shinzan und Kamihatori in Abb. 7.22 vertieft betrachtet. Beide Messpunkte liegen im Nordwesten des KKW Fukushima Daiichi. Sie weisen einen qualitativ ähnlichen Verlauf der gemessenen ODL mit einem sprunghaften Anstieg am 12.03.2011 zwischen ca. 15:00 und 18:00 JST auf. Dieser Anstieg wird durch die berechnete ODL qualitativ reproduziert, am Messpunkt Shinzan jedoch quantitativ um mehr als eine Größenordnung unterschätzt, während am Messpunkt Kamihatori der gemessene Verlauf auch quantitativ vergleichsweise genau reproduziert wird.

Wie Abb. 7.22 zu entnehmen ist, geht dem Anstieg der ODL ein Maximum in der Freisetzung (grüne Linien) voraus. Dessen Effekt ist an den beiden Messpunkten durch Unterschiede in der Ausbreitungsmodellierung unterschiedlich ausgeprägt. Am MP Kamihatori findet sich zeitnah zu dem Maximum in der Quelltermstärke ein korrespondierendes Maximum in der Stärke der Gammasubmersionsfaktoren⁶, (violette Linie). Dieses Maximum ist am Messpunkt Shinzan schwächer ausgeprägt und zeitlich gegenüber dem Freisetzungsmaximum stärker versetzt. Letztlich zeigt sich darin die Sensitivität der Validierungsergebnisse für Ungenauigkeiten in der Ausbreitungsmodellierung. Diese Ungenauigkeiten sind auch bei der Rekonstruktion wirksam. Durch das Verfahren der Quelltermberechnung auf der Basis des verfügbaren Ensembles der ODL-Messpunkte tendieren die Fehler in der Ausbreitungsmodellierung jedoch offenbar dazu, einander auszugleichen.

⁶ Ausgedrückt durch die Norm der Zeilenvektoren der Einflussmatrix.

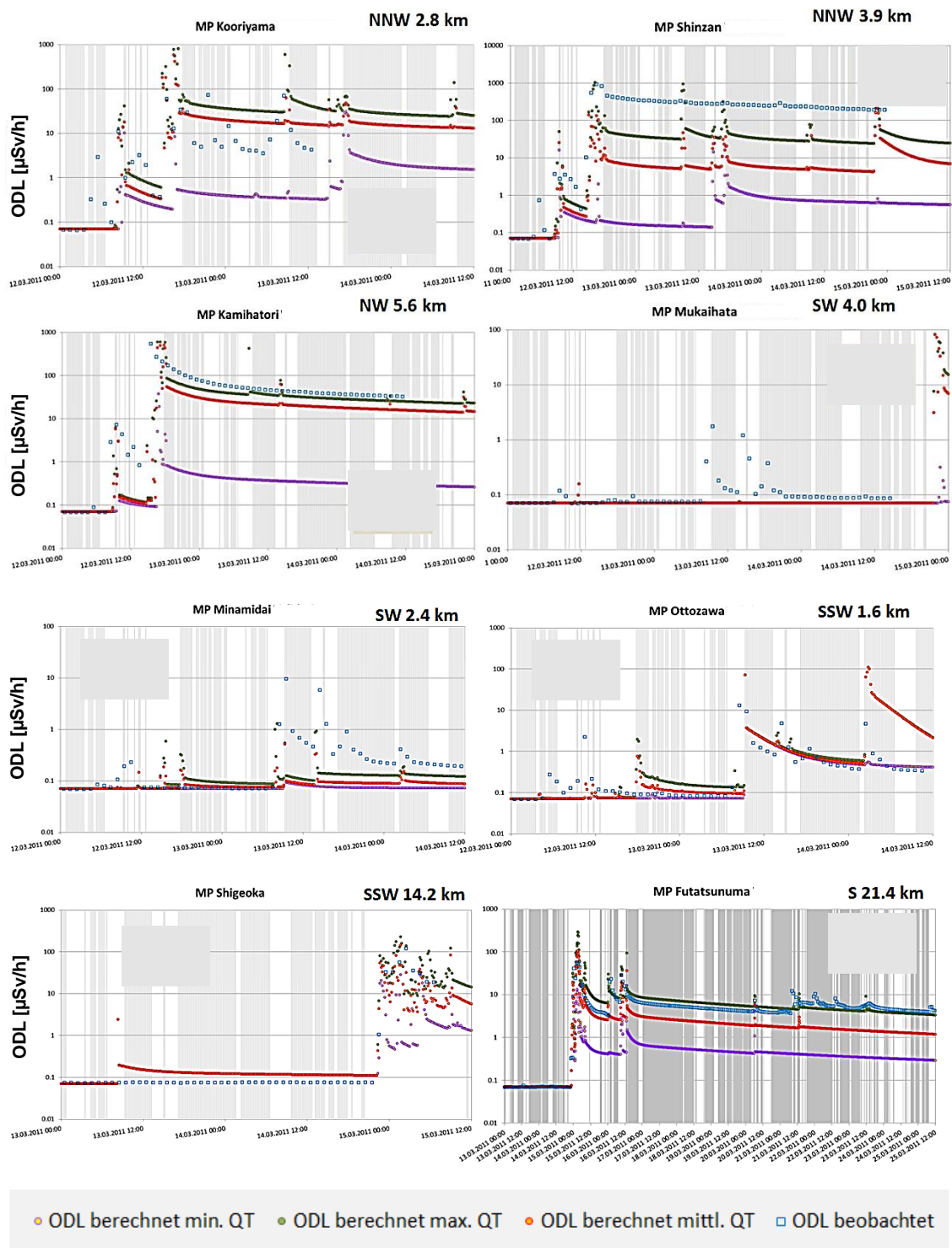


Abb. 7.21 Vergleich zwischen gemessener ODL und der mit dem minimalen Quellterm, gewichtet gemittelten Quellterm aller MP und dem maximalen Quellterm (vgl. Abschnitt 7.4) berechneten ODL

Grau unterlegt: Freisetzungen in diesen Zeiträumen können durch das für den GRS-Quellterm benutzte Ensemble von Messpunkten nicht beobachtet werden.

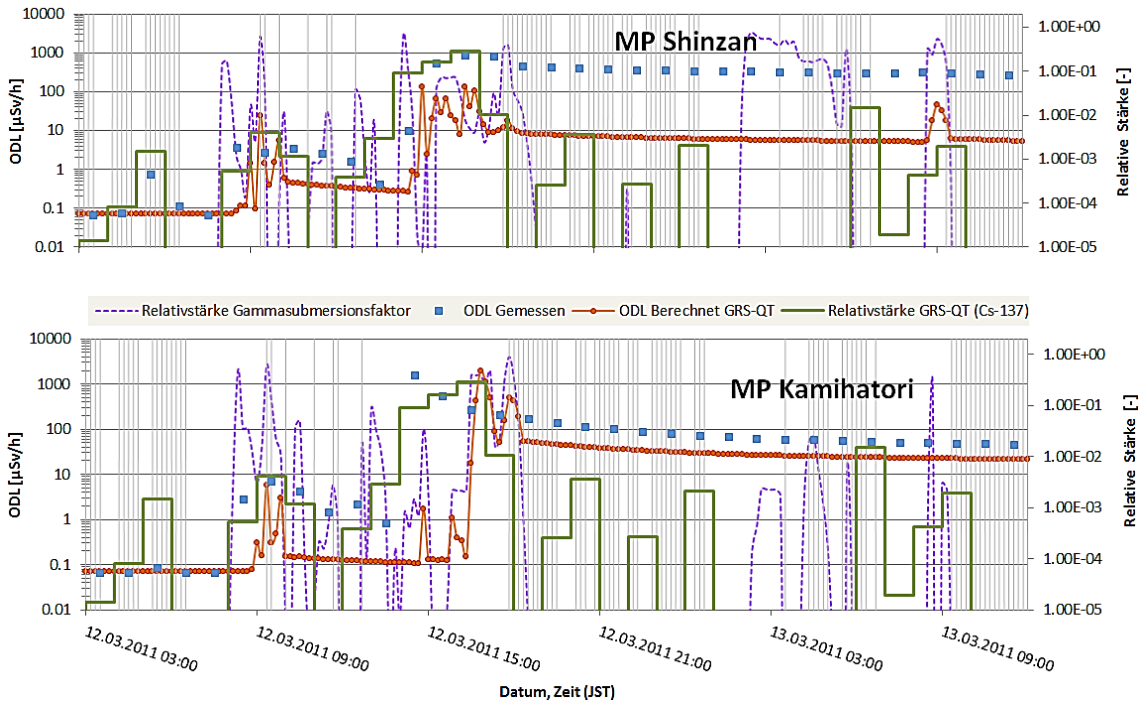


Abb. 7.22 Exemplarische Interpretation der Validierungsergebnisse für die Messpunkte Shinzan und Kamihatori: Effekt des Zusammenspiels zwischen Quellterm und Ausbreitung auf die berechnete ODL im Vergleich zur gemessenen ODL

Graue Balken: Freisetzungen in diesen Zeiträumen können durch das für den GRS-Quellterm benutzte Ensemble von Messpunkten nicht beobachtet werden.

7.7 Bereitstellung der Ergebnisse im OECD/NEA BSAF-Projekt für den Vergleich mit anlagenbasierten Unfallanalysen

Das wie in Abschnitt 7.5 beschrieben mit WSPEEDI-Daten zur Ergänzung von Beobachtungslücken kombinierte Ergebnis der GRS-Quelltermmittlung wurde den Teilnehmern des OECD/NEA BSAF-Projektes, Phase II, als dokumentierte Datenbasis im Tabellenkalkulationsformat zur Verfügung gestellt. Die Datei⁷ mit den aktuellen Quellterm-Daten kann bei der GRS erhalten werden. Die Beschreibung der enthaltenen Daten (auf Englisch) ist im Anhang C wiedergegeben.

⁷ OECD_BSAF2_GRS_WSPEEDI_combined_Fukushima_ST_rev_4_2017_08_16.xlsx

7.8 Vergleich des rückgerechneten Quellterms mit Ergebnissen der Quelltermanalysen

Der vorgesehene Vergleich des rückgerechneten Quellterms mit Ergebnissen aus den deterministischen Analysen mit ATHLET-CD und COCOSYS konnte nicht durchgeführt werden, da die Ergebnisse der Analysen aufgrund von Fehlern nicht vorlagen. Auch die Ergebnisse des Vergleichs der im Rahmen des OECD/NEA BSAF-Projektes, Phase II, durchgeführten Rechnungen der Partner mit den Ergebnissen der Quelltermrückrechnung lagen zum Zeitpunkt der Berichtslegung noch nicht vor. Sie werden separat im Rahmen des Abschlussberichtes des OECD/NEA Projektes erwartet.

8 Zusammenfassung

Zur wissenschaftlichen Unterstützung japanischer Organisationen beim langfristigen Rückbau der durch die Reaktorunfälle im März 2011 zerstörten Blöcke in Fukushima Daiichi wurde im Juni 2012 das OECD/NEA-Projekt „Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF)“ initiiert /OECD 12/. Die deutsche Beteiligung am OECD/NEA BSAF-Projekt erfolgte über Vorhaben mit den Förderkennzeichen 1501448 und 1501497 für Phase II. Mit den Arbeiten in diesem separaten Forschungsvorhaben beteiligte sich die GRS als deutsche TSO an der Phase II des Projektes (Mai 2015 – März 2018) /OECD 15a/ mit eigenen Analysen für die baugleichen Blöcke 2 und 3 in Fortsetzung der Arbeiten aus Phase I; Analysen für den kleineren Block 1 wurden nicht durchgeführt. Die Arbeiten der GRS wurden parallel zu Forschungsvorhaben der Codeentwicklung von ATHLET-CD und COCOSYS.

Die wesentliche Zielsetzung des OECD/NEA BSAF-Projektes, Phase II, war es, das Spaltproduktverhalten in den Blöcken 1 bis 3 in Fukushima Daiichi und den Quellterm aus den Anlagen für die ersten ca. 3 Wochen des Unfallablaufes bis Ende März 2011 zu ermitteln und soweit möglich mit gemessenen Daten aus den Anlagen zu vergleichen. Mit den Analysen sollten das Inventar an radioaktiven Stoffen im verbliebenen Kernmaterial im Reaktor sowie im Containment ermittelt sowie Aussagen zur Rückhaltung von Spaltprodukten und zum Quellterm in die Umgebung erarbeitet werden. Ein Vergleich der Analyseergebnisse mit gemessenen Ortsdosisleistungen vor Ort oder Erkenntnissen aus der Rückrechnung des Quellterms war vorgesehen. Eine weitere Zielsetzung bestand in der Anwendung und Verbesserung von Methoden und Codes zur Simulation von Unfallabläufen in Kernkraftwerken und zur Reduzierung der verbleibenden Unsicherheiten in der Simulation.

Im ersten Teil des Forschungsvorhabens erfolgte eine aktive Begleitung des OECD/NEA BSAF-Projektes, Phase II, im Rahmen der Program Review Group. GRS als Projektpartner stellte ein nominiertes Mitglied in der PRG und nahm an den regelmäßigen Treffen und den parallel organisierten Workshops darüber hinaus mit weiteren Mitarbeitern teil, die die Ergebnisse der jeweiligen Arbeiten vorstellten und vertraten. Außerdem erklärte sich das nominierte PRG-Mitglied bereit, die Analysen und Diskussionen zu Block 2 im Rahmen des Projektes federführend zu leiten und zu koordinieren. Die Diskussionen auf den Treffen der PRG und die aktuellen Ergebnisse der visuellen Inspektionen in den Blöcken 1 – 3, die im Vorhabenszeitraum von TEPCO durchgeführt wurden, flossen in die Unfallanalysen ein. Zum Ende dieses Vorhabens lagen hinreichend gesicherte

Informationen über den Anlagenschadenzustand vor. Sie zeigten massive Kernzerstörungen in allen drei Blöcken sowie jeweils auch RDB-Versagen mit unterschiedlich ausgeprägter Materialumlagerung ins Containment und örtlichen Zerstörungen insbesondere im Pedestal, dem Raum unter dem Reaktor. Von den vielen Informationen, die im Rahmen des OECD/NEA BSAF-Projektes in Phase II gegeben waren, konnte im Bericht nur ein Bruchteil wiedergegeben werden; teilweise waren die Informationen auch den Teilnehmern vorbehalten.

Der Abschlussbericht des OECD/NEA BSAF-Projektes, Phase II, lag zum Zeitpunkt der Erstellung dieses Abschlussberichtes noch nicht vor, d. h. er befand sich erst in der finalen Erstellungsphase und ist für das 2. Halbjahr 2018 avisiert. Generell wurde festgestellt, dass die Analysen bezüglich der Simulation des Kernschmelzablaufes deutliche Fortschritte im Vergleich zur Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes gemacht haben, aber dennoch eine Reihe von Fragen offenblieben. Auch war der Aufwand für die Analysen deutlich höher als erwartet, so dass die Auswertungen zum Spaltproduktverhalten und z. B. der Vergleich mit radiologischen Messwerten erst quasi am Ende des Vorhabens erfolgten. Daher liegen diesbezüglich auch noch keine gesicherten Erkenntnisse vor. Auch waren wesentliche und teilweise nicht erwartete Erkenntnisse aus anlagen-spezifischen Inspektionen erst zu einem sehr späten Zeitpunkt im Vorhaben verfügbar. Diese Erkenntnisse insbesondere zum RDB-Versagen in den Blöcken 2 und 3 führten dazu, dass einige der Analysen eigentlich unbrauchbar sind oder waren.

Im zweiten Teil des Forschungsvorhabens wurden die deterministischen Unfallanalysen mit ATHLET-CD / COCOSYS für die baugleichen Blöcke 2 und 3 in Fukushima Daiichi aus Phase I fortgesetzt. Dabei wurde der Analyseumfang erweitert und es wurden Anforderungen an die weitere Codeentwicklung abgeleitet. Die für die Analysen eingesetzten Datensätze beider Blöcke umfassen jetzt ein detailliertes Modell vom Reaktor, dem Containment und dem Reaktorgebäude und berücksichtigen detailliert das Spaltproduktinventar im Reaktorkern. Die Änderungen und Erweiterungen nutzen auch Erkenntnisse aus Phase I des OECD/NEA BSAF-Projektes. Für die Erweiterungen wurden die in Phase II des OECD/NEA BSAF-Projektes bereitgestellten zusätzlichen Informationen genutzt. Voraussetzung für die Analysen waren Modellerweiterungen in den eingesetzten Codes und hier insbesondere die Komplettierung der Modelle des RDB-Versagens und des Schmelzeaustrages in das Containment, die Verbesserung der Modellierung zur Spaltproduktfreisetzung und zum Spaltprodukttransport in ATHLET-CD und die Komplettierung der COCOSYS-Modellierung zu vollständig mit Wasser gefluteten und

unterteilten Zonen inklusive des Spaltprodukttransportes. Diese lagen zu unterschiedlichen Zeitpunkten im Vorhaben vor und wurden eingesetzt bzw. erprobt. Letztlich konnten die Unfallanalysen für beide Blöcke nur für den Zeitbereich einiger Tage durchgeführt werden. Bis zu diesem Zeitpunkt bestand in vielen Punkten eine gute Übereinstimmung zwischen Rechnung und gemessenen Anlagenparametern. Wie auch bei den Partnern im OECD/NEA BSAF-Projekt konnte speziell für Block 2 die Phase der Kernzerstörung während der drei Druckpeaks noch nicht zufriedenstellend berechnet werden. Es wurden dabei verschiedene Einflussfaktoren auf den Unfallablauf vertieft untersucht (Leckage aus dem RDB in die Druckkammer, Rekritikalität im Kern).

Bei den Analysen wurden in den eingesetzten Codes unvollständige Modelle zur Berechnung der Wärmeabgabe an das Wasser bei der Schmelzeumlagerung aufgefunden, als insbesondere auch Fehler in der Berechnung des Spaltproduktverhaltens und der Nachzerfallsleistung im Reaktorkreislauf. Da diese nicht rechtzeitig von den Codeentwicklern behoben werden konnten, war eine Fortsetzung der Analysen über einen längeren Zeitraum für beide untersuchten Blöcke in Fukushima Daiichi nicht möglich und es lagen somit keine Ergebnisse zum Quellterm aus den Anlagen vor.

Dennoch konnten mit den Arbeiten wertvolle Beiträge zur signifikanten Verbesserung der Analysetools ATHLET-CD und COCOSYS erreicht werden, die – soweit möglich – nationalen und internationalen Forschungsstellen über die Weitergabe verbesserter Codes nutzbar gemacht werden. Die Erkenntnisse aus der Codeanwendung und ggf. Erfordernisse für Modellverbesserungen fließen laufend in die tangierenden Vorhaben des BMWi zur Codeentwicklung ein. Sie führten punktuell bereits zu einer signifikanten Verbesserung der Tools.

Im dritten Teil des Forschungsvorhabens wurde eine Methode zur Rückrechnung von verfügbaren radiologischen Messdaten auf dem Anlagengelände und in seiner näheren Umgebung auf die Freisetzung von Spaltprodukten aus den drei havarierten Blöcken des KKW Fukushima Daiichi (Quellterm) entwickelt und erfolgreich auf die ersten zwei Wochen des Unfallablaufs angewendet. Die Methode basiert auf der optimierten Anpassung der Nuklidzusammensetzung aus Messwerten und rechnerisch ermittelten Beiträgen kurzlebiger Nuklide und Edelgase an gemessene Verläufe der Ortsdosisleistung und anschließender Rückrechnung auf den Quellterm durch die Invertierung der Beziehungsgleichung zwischen Freisetzung, Ausbreitung und Gammasubmersion am jeweiligen Messort. Die hierfür erforderlichen Ausbreitungsparameter wurden mittels zahlreicher Modellsimulationen mit dem Modellsystem ARTM ermittelt.

In die Rekonstruktion des Quellterms wurden erstmals auch die auf dem Anlagengelände gemessenen Verläufe der Ortsdosisleistung (ODL) einbezogen. Diese lassen sich nur dann sinnvoll interpretieren, wenn Beiträge kurzlebiger Nuklide, insbesondere von I-132, im abgelagerten Nuklidgemisch berücksichtigt werden. Das hierzu entwickelte Berechnungsverfahren liefert auch Hinweise auf mögliche Rekritikalitätsereignisse zwischen dem Abend des 14.03.2011 und dem Morgen des 15.03.2011, die durch die Ergebnisse einer Analyse von unabhängigen Messungen der Luftkonzentration in weiterer Entfernung von der Anlage unterstützt werden. Mittels der Analyse radiologischer Messdaten allein ließ sich allerdings nicht abschließend klären, ob in diesem Zeitraum tatsächlich in einem der Blöcke Rekritikalität eingetreten ist. In diesem Zusammenhang sind vertiefte kombinierte anlagentechnische und radiologische Untersuchungen erforderlich.

Im Vergleich mit dem mittels des japanischen Modellsystems WSPEEDI ermittelten Quellterm ergibt sich eine bemerkenswert genaue Übereinstimmung. Durch die Verwendung der ODL-Messungen auf dem Anlagengelände wurde im Vergleich mit dem WSPEEDI-Quellterm eine hohe zeitliche Auflösung des Quellterms erzielt. Allerdings werden mit den verfügbaren ODL-Daten der GRS keine Freisetzungen, die sich über das Meer ausbreiten, erfasst. Diese Datenlücken wurden durch Ergebnisse des WSPEEDI-Quellterms ergänzt. Der so kombinierte Quellterm wurde den Teilnehmern des OECD/NEA BSAF-Projektes als Datenbasis für die Evaluierung der Freisetzung von Spaltprodukten aus der Anlage, die mit anlagentechnischen Unfallanalysen berechnet wurden, zur Verfügung gestellt. Ein vorgesehener Vergleich mit den Quelltermanalysen der GRS mit ATHLET-CD / COCOSYS konnte nicht vorgenommen werden, da diese deterministischen Analysen vorzeitig abgebrochen werden mussten, da Fehler in der Berechnung des Spaltproduktverhaltens aufgefunden worden. Alternativ wurde ein Vergleich der berechneten Freisetzungsraten für I-131 mit anlagenspezifischen Daten für ausgewählte Phasen des Unfallablaufes vorgenommen.

Eine Fortsetzung der Arbeiten aus Phase II des OECD/NEA BSAF-Projektes wird derzeit international diskutiert. Dazu laufen Diskussionen zwischen japanischen Organisationen, Partnern des BSAF-Projektes und der OECD/NEA zur Initiierung eines neuen OECD/NEA-Vorhabens: „ARC-F – Analysis of Information from Reactor Buildings and Containment Vessels of Fukushima Daiichi NPP“. Dieses verfolgt die folgenden Ziele:

- Durchführung von Variations- und Sensitivitätsrechnungen zum Spaltproduktverhalten basierend auf den Analysen aus dem OECD/NEA BSAF-Projekt, Phasen I und II,
- Diskussion und Analyse von neuen Erkenntnissen und Informationen aus Fukushima Daiichi und
- Diskussion und Vorbereitung möglicher Langzeitprojekte begleitend zum Rückbau der Anlagen in Fukushima Daiichi.

Eine deutsche Beteiligung an diesem Vorhaben ist anzustreben.

Abkürzungsverzeichnis

AP	Arbeitspunkt
BAF	Bottom of Active Fuel – Kernunterkante
BS	Brennstab
BSAF	Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station – Name des OECD/NEA-Projektes
D/W	Drywell – Druckkammer
HPCI	High Pressure Core Injection – Hochdruck-Einspeisesystem
KKW	Kernkraftwerk
KoKa	Kondensationskammer
MCCI	Molten Core Concrete Interaction – Schmelze-Beton-Wechselwirkung
MP	Monitorpunkt
NZL	Nachzerfallsleistung
ODL	Ortsdosisleistung
PRG	Program Review Group
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling – Niederdruck-Notkühlsystem
RDB	Reaktordruckbehälter
RG	Reaktorgebäude
S/C	Subpression Chamber – Kondensationskammer
S&E-Ventil	Sicherheits- und Entlastungsventil
TAF	Top of Active Fuel – Kernoberkante

Literaturverzeichnis

- /AVV 12/ Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 47 Strahlenschutzverordnung: Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen, Bundesanzeiger Nr. BAnz AT 05.09.2012 B1.
- /BAN 15/ Band, S., M. Kowalik, M. Sonnenkalb: Sicherheits- und Risikofragen im Nachgang zu den nuklearen Stör- und Unfällen in Japan., Technischer Bericht zu AP 1.2 und AP 2.1: Thermohydraulische Untersuchungen, Forschungsvorhaben UM11R01560, GRS-A-3784, März 2015.
- /BANZ 01/ Bekanntmachung der Dosiskoeffizienten zur Berechnung der Strahlenexposition vom 23. Juli 2001. Teil 1: Dosisleistungskoeffizienten bei äußerer Strahlenexposition. Bundesanzeiger Nr. 160 vom 28.08.2001.
- /BFS 17/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Atmosphärisches Radionuklid-Transport-Modell (ARTM), <http://www.bfs.de/DE/themen/ion/umwelt/luft-boden/emissionsueberwachung/artm.html>, abgerufen am 5. September 2017.
- /BLÄ 17/ Bläsius, C.: Vorschläge zur Fehlerbehebung und Weiterentwicklung der in ATHLET und ATHLET-CD implementierten Methoden zur Bewertung der Strukturintegrität metallischer Komponenten bei auslegungsüberschreitenden Belastungen, Technische Notiz zu RS1532.
- /CHI 11/ Chino, M. et al.: Preliminary Estimation of Release Amounts of I-131 und Cs-137 Accidentally Discharged from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant into the Atmosphere, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 48, No.7, 2011.
- /DAV 07/ Davoine, X., Bocquet, M.: Inverse modeling-based Reconstruction of the Chernobyl Source Term for Long-range Transport, Atmospheric Chemistry and Physics, 7, 2007.
- /GRS 14a/ ATHLET-CD short description, <http://www.grs.de/en/simulation-codes/athlet-cd>.

- /GRS 14b/ COCOSYS short description, <http://www.grs.de/en/content/cocosys>.
- /JAEA 12/ Ohkura, T.; Oishi, T.; Taki, M.; Shibunama, Y.; Kikuchi, M.; Akino, H.; Kikuta, Y.; Kawasaki, M.; Saegusa, J.; Tsutsumi, M.; Ogose, H.; Tamura, S.; Sawahata, T.: Emergency Monitoring of Environmental Radiation and Atmospheric Radionuclides at Nuclear Science Research Institute, JAEA Following the Accident of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, JAEA Data Code 2012-10; 2012.
- /JAEA 12a/ Nishihara, K.; Iwamoto, H.; Suyama, K.: Estimation of fuel compositions in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Plant. Appendix to JAEA Data Code 2012-18, 2012, [http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdf-data/JAEA-Data-Code-2012-018-appendix\(CD-ROM\).zip](http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdf-data/JAEA-Data-Code-2012-018-appendix(CD-ROM).zip); abgerufen am 24.01.2018.
- /JAN 04/ Janicke, U., Janicke, L.: Weiterentwicklung eines diagnostischen Windfeldmodells für den anlagenbezogenen Immissionsschutz (TA Luft), Umwelt-forschungsplan des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Anlagenbezogener Immissionsschutz, Förderkennzeichen (UFOPLAN) 203 43 256, Im Auftrag des Umweltbundesamtes Berlin. Hrsg.: Ingenieurbüro Janicke, Oktober 2004.
- /KAT 15/ Katata, G., Chino, M., Kobayashi, T., Terada, H., Ota, M., Nagai, H., Kajino, M., Draxler, R., Hort, M. C., Malo, A., Torii, T., Sanada, Y.: Detailed source term estimation of the atmospheric release for the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident by coupling simulations of an atmospheric dispersion model with an improved deposition scheme and oceanic dispersion model. Atmospheric Chemistry and Physics, Bd. 15, Nr. 2, S. 1029–1070, DOI 10.5194/acp-15-1029-2015, 2015.

- /KAT 15a/ Katata, G., Chino, M., Kobayashi, T., Terada, H., Ota, M., Nagai, H., Kajino, M., Draxler, R., Hort, M. C., Malo, A., Torii, T., Sanada, Y.: Supplement to Article: Detailed source term estimation of the atmospheric release for the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident by coupling simulations of an atmospheric dispersion model with an improved deposition scheme and oceanic dispersion model. doi:10.5194/acp-15-1029-2015-supplement, 2015.
- /KIT 11/ Karlsruher Institut für Technologie, Forschungszentrum Jülich, Helmholtz Gemeinschaft: Hintergrundinformationen zu ausgewählten Themen zum nuklearen Störfall in Japan Nr. 052 vom 26.05.2011, Cäsium-Kontamination um Fukushima: Vergleich von RODOS-Prognoserechnungen mit Messdaten.
- /LAW 74/ Lawson, Charles L. and Richard J. Hanson: Solving Least Squares Problems, Prentice-Hall, 1974.
- /MAR 12/ Martens, R., Brücher, W., Richter, C., Sentuc, F.-N., Sogalla, M., Thielen, H.: Erweiterung und Validierung von ARTM für den Einsatz als Ausbreitungsmodell in AVV und SBG, GRS, Februar 2012.
- /MAS 14/ Masanori, T.; Shuichi, S.: Estimation of dry deposition velocities of radionuclides released by the accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. Prog. Nuc. Sci. Technol., Vol. 4, 2014, pp. 64-67.
- /NII 11/ National Institute of Informatics (NII): Radardaten, <http://agora.ex.nii.ac.jp/earthquake/201103-eastjapan/weather/data/radame-20110311/>; zuletzt besucht am 24.01.2018.
- /OECD 12/ OECD/NEA, Agreement on the OECD/NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi NPP (BSAF) Project, Phase I, October 2012.
- /OECD 15/ OECD/NEA, Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (BSAF-Project) Phase I, Summary Report, NEA/CSNI/R(2015)18, February 2016.

- /OECD 15a/ OECD/NEA, Agreement of OECD/NEA BSAF-Project, Phase II, May 2015.
- /OECD 15b/ Oono MP 11-16, July 22, 2013, Revision 1.1. Unveröffentlichter Datensatz für die Teilnehmer des OECD/NEA BSAF-Projektes, Phase II.
- /OECD 16/ OECD/NEA, Hourly dose Rate around site (Fukushima Prefecture). Unveröffentlichter Datensatz für die Teilnehmer des OECD/NEA BSAF-Projektes, Phase II.
- /RAH 16/ Rahn F., Downar, T., Mosteller, R.: Technical Evaluation of Fukushima Accidents, Phase 2 – Potential for Recriticality During Degraded Core Reflood, EPRI, 3002005298, Final Report, April 2016.
- /RIC 15/ Richter, C., Sogalla, M., Thielen, H., Martens, R.: ARTM Atmosphärisches Radionuklid-Transport-Modell mit der graphischen Benutzeroberfläche GO-ARTM, Programmbeschreibung zu Version 2.8.0 (GO-ARTM Version 2.0), Stand 2015-09-15. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, 15. September 2015.
- /RIC 15a/ Richter, C., Sogalla, M., Thielen, H., Martens, R.: ARTM Atmosphärisches Radionuklid-Transport-Modell mit Radon Postprozessor und SBG-Modul, Modellbeschreibung zu Version 2.8.0, Stand 2015-09-15. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, 15. September 2015.
- /RIC 15b/ Richter, C., Thielen, H., Sogalla, M.: Ergänzende Untersuchungen zur Validierung des Atmosphärischen Radionuklid-Transport-Modells (ARTM). Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-394, 384 S., ISBN 978-3-944161-75-4: Köln, 2015.
- /RIC 16/ Richter, C., Meyering, H., Thielen, H., Feige, S.: Einfluss von Radon-Emissionen auf ODL-Messungen am KKW Standort Neckarwestheim, Anpassung des Modellsystems GO-ARTM zur Simulation von ODL Zeitreihen und Vergleich mit Messungen. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-A-3864, 105 S., April 2016.

- /SAU 13/ Saunier, O., Mathieu, A., Didier, D., Tombette, M., Quélo, D., Winiarek, V., Bocquet, M.: An inverse modeling method to assess the source term of the Fukushima nuclear power plant accident using gamma dose rate observations, Atmospheric Chemistry and Physics, Discussion 13, 15567-15614, 2013.
- /SCÖ 11/ Schöppner, M. et al.: Estimation of the Time-dependent Radioactive Source Term from Fukushima Nuclear Power Plant Accident using Atmospheric Transport Modelling, Journal of Environmental Radioactivity, 2011.
- /SOG 13/ Sogalla, M., Artmann, A., Büttner, U., Schrödl, E.: Abschätzung von Freisetzungen am japanischen Kraftwerksstandort Fukushima Daiichi durch die Analyse von Immissionsdaten, Arbeitsbericht zum Forschungsvorhaben 3610S60014 (Entwurf), GRS, August 2013.
- /SOG 15/ Sogalla, M., Artmann, A., Büttner, U., Schrödl, E.: Abschätzung von Freisetzungen am japanischen Kraftwerksstandort Fukushima Daiichi durch die Analyse von Immissionsdaten. Datenbeilage zum Abschlussbericht: Generalisierte Konzepte für Maßnahmen bei nuklearen und radiologischen Notfällen, GRS-370, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, 121 S., ISBN 978-3-944161-51-8: Köln, 2015.
- /SOG 16/ Sogalla, M.; Sonnenkalb, M.; Richter, C.; Klobes, B.: What the “Peaks” in Local Dose Rate Measured during the Fukushima Accident Tell About Deposition, Air Concentration and Release of Radioactivity, Eurosafe 2016, https://www.eurosafe-forum.org/sites/default/files/Eurosafe2016/Seminar4/4.02_Sogalla_Eurosafe%202016_Seminar%20RP_161104.pdf, abgerufen 24.01.2018.
- /SPE 14/ Spengler, C., Arndt, S., Beck, S., Eckel, J., Eschricht, D., Klein-Heßling, W., Nowack, H., Reinke, N., Sonnenkalb, M., Weber, G.: Weiterentwicklung der Rechenprogramme COCOSYS und ASTEC, Abschlussbericht, GRS-358, ISBN 978-3-944161-39-6, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Köln, 2014.

- /SSK 04/ Strahlenschutzkommission (SSK) (Hrsg.): Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Unfällen. Berichte der Strahlenschutzkommission (SSK) des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Heft 37, 2004.
- /STO 11/ Stohl, A. et al.: Xenon-133 and caesium-137 releases into the atmosphere from the Fukushima Daiichi nuclear power plant: determination of the source term, atmospheric dispersion and deposition, Atmospheric Chemistry and Physics, 2011.
- /TAL 02/ TA Luft: Erste Allgemeine Verwaltungsvorschrift zum Bundes-Immissionsschutzgesetz (Technische Anleitung zur Reinhaltung der Luft - TA Luft) in der Fassung von 2002, zuletzt geändert 24. Juli 2002, Gemeinsames Ministerialblatt vom 30. Juli 2002 Nr. 25 S. 511–605.
- /TEP 11/ Tokyo Electric Power Company (TEPCO): Press Release (Apr 06, 2011): Detection of radioactive material in the soil in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (Continued Report). Appendix 2: Result of gamma ray analysis of soil, <http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/11040612-e.html>, zuletzt besucht am 24.01.2018.
- /TEP 12/ Tokyo Electric Power Company (TEPCO): Estimation of Radioactive Material Released to the Atmosphere during the Fukushima Daiichi NPS Accident, May 2012, http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/betu12_e/images/120524e0205.pdf, zuletzt besucht am 11.08.2014.
- /TEP 14/ Tokyo Electric Power Company (TEPCO): Behavior of primary containment vessel pressure starting about 12 o'clock on March 14th in Unit 2, Press Release, August 6, 2014, Attachment 2-6, http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/betu14_e/images/140806e0118.pdf, zuletzt besucht am 12.03.2018.

- /TEP 14a/ Tokyo Electric Power Company (TEPCO): Correlation between neutrons detected outside the reactor building and fuel melting, Press Release, August 6, 2014, Attachment 2-7, http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/betu14_e/images/140806e0119.pdf, zuletzt besucht am 12.03.2018.
- /TEP 15/ Tokyo Electric Power Company (TEPCO): Reactor imaging technology for fuel debris detection by cosmic ray muon measurement status report in Unit-1, http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150319_01-e.pdf, zuletzt besucht am 12.03.2018.
- /TEP 16/ Tokyo Electric Power Company (TEPCO): Locating Fuel Debris inside the Unit 2 Reactor Using a Muon Measurement Technology at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2016/images/handouts_160728_01-e.pdf, zuletzt besucht am 12.03.2018.
- /TEP 17/ Tokyo Electric Power Company (TEPCO): Pre-investigation results of the area inside the pedestal for the Unit 2 Primary Containment Vessel Investigation at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (Reports), http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2017/images/handouts_170130_01-e.pdf, http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2017/images/handouts_170202_01-e.pdf, http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2017/images/handouts_170215_01-e.pdf, zuletzt besucht am 20.03.2018.
- /TEP 17a/ Tokyo Electric Power Company (TEPCO): Unit 1 Primary Containment Vessel Internal Investigation (Report), http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2017/images/handouts_170327_01-e.pdf, zuletzt besucht am 20.03.2018.

- /TEP 17b/ Tokyo Electric Power Company (TEPCO): Progress of Unit 3 PCV internal investigation (Preliminary Reports), http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2017/images/handouts_170719_01-e.pdf, http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2017/images/handouts_170721_01-e.pdf, http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2017/images/handouts_170722_01-e.pdf, zuletzt besucht am 20.03.2018.
- /TEP 17c/ Tokyo Electric Power Company (TEPCO): Locating Fuel Debris inside the Unit 3 Reactor Using a Muon Measurement Technology at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (Interim Report), http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2017/images/handouts_170727_01-e.pdf, zuletzt besucht am 12.03.2018.
- /TEP 17d/ Tokyo Electric Power Company (TEPCO): Unit 3 Primary Containment Vessel Internal (Report), http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2017/images/handouts_171130_03-e.pdf, zuletzt besucht am 20.03.2018.
- /TEP 18/ Tokyo Electric Power Company (TEPCO): Radiation Dose measured at Monitoring Post of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station. <http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/f1/index-e.html>, zuletzt besucht am 24.01.2018.
- /TEP 18a/ Tokyo Electric Power Company (TEPCO): Radiation Dose measured at Monitoring Post of Fukushima Daini Nuclear Power Station. <http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/f2/index-e.html>, zuletzt besucht am 24.01.2018.
- /TEP 18b/ Tokyo Electric Power Company (TEPCO): Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2 Primary Containment Vessel Internal Investigation Results, http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2018/images/handouts_180119_01-e.pdf, http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2018/images/handouts_180201_01-e.pdf, zuletzt besucht am 20.03.2018.

- /TEP 18c/ Tokyo Electric Power Company (TEPCO): Information Portal of the Fukushima Daiichi Accident Analysis and Decommissioning Activities, https://fdada.info/en/home2/graph2/graph_tool-en/, zuletzt besucht am 20.03.2018.
- /TER 12/ Terada, H., Katata, G., Chino, M., and Nagai, H.: Atmospheric discharge and dispersion of radionuclides during the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident, Part II: Verification of the source term and analysis of regional-scale atmospheric dispersion, Journal of Environmental Radioactivity, 112, 141–154, doi:10.1016/j.jenvrad.2012.05.023, 2012.
- /UBA 16/ Umweltbundesamt (UBA): Ausbreitungsmodelle für anlagenbezogene Immissionsprognosen, AUSTAL2000, <http://www.umweltbundesamt.de/themen/luft/regelungen-strategien/ausbreitungsmodelle-fuer-anlagenbezogene>, abgerufen am 8. Juli 2016.
- /VDI 00/ Verein Deutscher Ingenieure (VDI): Umweltmeteorologie, Atmosphärische Ausbreitungsmodelle. Partikelmodell. VDI-Richtlinien VDI 3945, Blatt 3:2000-12: Düsseldorf, 2000.
- /VDI 02/ Verein Deutscher Ingenieure (VDI): Umweltmeteorologie. Messwertgestützte Turbulenzparametrisierung für Ausbreitungsmodelle. VDI-Richtlinien VDI 3783, Blatt 8:2002-12: Düsseldorf, 2002.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Vergleich von Analysen mit Messwerten für Block 1, RDB-Druck (oben) und Containment-Druck (unten) /OECD 15/.....	11
Abb. 2.2	Vergleich von Analysen mit Messwerten für Block 2, RDB-Druck (oben) und Containment-Druck (unten) /OECD 15/.....	12
Abb. 2.3	Vergleich von Analysen mit Messwerten für Block 3, RDB-Druck (oben) und Containment-Druck (unten) /OECD 15/.....	13
Abb. 2.4	Erwarteter RDB-Schadenzustand für Block 1 (links) und Block 2 (rechts) gemäß den Analyseergebnissen aus OECD/NEA BSAF Phase I /OECD 15/	14
Abb. 2.5	Möglicher RDB-Schadenzustand für Block 3 ohne (links) oder mit RDB-Versagen (rechts) gemäß den Analyseergebnissen aus OECD/NEA BSAF Phase I /OECD 15/.....	14
Abb. 2.6	Prinzipschema des Containments für Fukushima Daiichi.....	15
Abb. 2.7	Nodalisationsschemata des Reaktors (ATHLET-CD, oben) und des Containments (COCOSYS, unten) für Fukushima Daiichi Blöcke 2 und 3, Torus vereinfacht dargestellt	16
Abb. 2.8	RDB-Druck, Fukushima Daiichi Block 2, Vergleich ATHLET-CD (rot) mit Messwerten (blau) /BAN 15/	18
Abb. 2.9	Druck in Druck- (D/W, rot) und Kondensationskammer (S/C, blau), Fukushima Daiichi Block 2, Vergleich COCOSYS (durchgezogene Linien) mit Messwerten /BAN 15/	18
Abb. 2.10	RDB-Druck, Fukushima Daiichi Block 3, Vergleich ATHLET-CD (rot) mit Messwerten (grün) /BAN 15/	20
Abb. 2.11	Druck in Druck- (D/W, rot) und Kondensationskammer (S/C, blau), Fukushima Daiichi Block 3, Vergleich COCOSYS (durchgezogene Linien) mit Messwerten /BAN 15/	20
Abb. 2.12	Berechnung der Freisetzung radioaktiver Stoffe auf das Gelände einer Anlage (Nahbereich) mit dem Gauß-Fahnenmodell (links) und dem Lagrange-Partikelmodell (rechts)	21
Abb. 2.13	Messpunkte von Wetterdaten und ODL auf dem Anlagengelände am Standort Fukushima.....	22
Abb. 2.14	Anwendung von ARTM für Ausbreitungsrechnung in der Nähe einer Anlage	23

Abb. 2.15	Verläufe der Ortsdosisleistung (ODL) am Messpunkt 32 und am KKW Fukushima Daini mit identifizierten Ablagerungsphasen	25
Abb. 3.1	Ursprüngliche Planung der PRG Treffen und Workshops /OECD 15a/	29
Abb. 3.2	Messwerte des RDB-Drucks (unten) und des Containment-Drucks (oben) für 3 Wochen nach Unfallbeginn, Block 1 /TEP 18c/	31
Abb. 3.3	Messwerte des RDB-Drucks (unten) und des Containment-Drucks (oben) für 3 Wochen nach Unfallbeginn, Block 2 /TEP 18c/	33
Abb. 3.4	Messwerte des RDB-Drucks (unten) und des Containment-Drucks (oben) für 3 Wochen nach Unfallbeginn, Block 3 /TEP 18c/	35
Abb. 3.5	Prinzip der Myonentomografischen Untersuchung in Fukushima Daiichi /TEP 17c/	37
Abb. 3.6	Ergebnisse der Myonentomografischen Messung, Block 1 (oben) im Vergleich zu einer Animation mit intaktem Reaktorkern (unten) /TEP 15/	38
Abb. 3.7	Ergebnisse der Myonentomografischen Messung, Block 2 /TEP 16/	39
Abb. 3.8	Ergebnisse der Myonentomografischen Messung, Block 3 /TEP 17c/.....	39
Abb. 3.9	Bereich der visuellen Inspektionen im Ringbereich der Druckkammer um den Pedestal in Block 1 /TEP 17a/.....	42
Abb. 3.10	Ergebnisse der visuellen Inspektionen im Ringbereich der Druckkammer um den Pedestal in Block 1 im März 2017, Orte ~160 ° fern der Öffnung zum Pedestal /TEP 17a/	43
Abb. 3.11	Ergebnisse der visuellen Inspektionen im Ringbereich der Druckkammer um den Pedestal in Block 1 im März 2017, Orte nahe der Öffnung zum Pedestal /TEP 17a/.....	44
Abb. 3.12	Bereich der visuellen Inspektionen unterhalb des RDB im Pedestal in Block 2 /TEP 17/	45
Abb. 3.13	Ergebnisse der visuellen Inspektionen im Pedestal in Block 2 im Februar 2017 /TEP 17/	46
Abb. 3.14	Ergebnisse der visuellen Inspektionen im Pedestal in Block 2 im Januar 2018 /TEP 18b/	47
Abb. 3.15	Bereich der visuellen Inspektionen unterhalb des RDB im Pedestal in Block 3 /TEP 17b/	48
Abb. 3.16	Ergebnisse der visuellen Inspektionen im Pedestal in Block 3 im Juli 2017 /TEP 17d/.....	49

Abb. 3.17	Ergebnisse der visuellen Inspektionen im Pedestal in Block 3 im Juli 2017 /TEP 17d/.....	50
Abb. 3.18	Ableitung des Schadenszustandes der Blöcke 1 – 3 in Fukushima Daiichi, Stand Juli 2017 /TEP 17c/.....	52
Abb. 4.1	Struktur des Codes ATHLET-CD /GRS 14a/.....	55
Abb. 4.2	Struktur des Codes COCOSYS /GRS 14b/.....	58
Abb. 4.3	Xe-Kerninventar, Xe-Freisetzung und gesamte Xe-Masse vor und nach der Verlagerung in das untere Plenum (Block 2).....	65
Abb. 4.4	Nachzerfallsleistung der Spaltprodukte im Kern (rot) und der freigesetzten Spaltprodukte in Reaktor (grün) und Containment (schwarz) nach der Schmelzeverlagerung in das untere Plenum (Block 2).....	66
Abb. 4.5	Nachzerfallsleistung der Spaltprodukte im Kern (rot) und der freigesetzten Spaltprodukte in Reaktor (grün) und Containment (schwarz) vor der Schmelzeverlagerung in das untere Plenum (Block 2).....	67
Abb. 5.1	Nodalisierung des RDB und der Frischdampfleitungen.....	70
Abb. 5.2	Thermohydraulische Nodalisierung des Reaktorkerns mit vier Kanälen und vier Bypässen.....	70
Abb. 5.3	Kernnodalisierung mit sechs Brennelement-Ringen (Rod) zugeordnet zu vier thermohydraulischen Kanälen.....	71
Abb. 5.4	Beispiel des Kernabbrandes [GWd/tU] zum Zeitpunkt des Unfalleintritts.....	74
Abb. 5.5	Beispiel der relativen Leistungsverteilung im Kern in einem BE-Zyklus vor dem Unfalleintritt.....	74
Abb. 5.6	Beispiel der Nachzerfallsleistung; (zeitlicher) Verlauf in den Kernringen: 100 s (links) und der Vergleich zu 280.000 s nach RESA (rechts).....	75
Abb. 5.7	Nodalisierung des Containments und Reaktorgebäudes.....	76
Abb. 5.8	Nodalisierung des Torus mit 2 Ebenen und 8 Sektoren und Einspeiseorte eines S&E-Ventils sowie Rückspeiseorte von RCIC- und HPCI-System.....	77
Abb. 5.9	Nodalisierung des Kellergeschosses mit Torusraum.....	77

Abb. 5.10	Schematischer Aufbau der Betonplatten auf dem Reaktorraum (shield plug), oben: Aufsicht auf die Anordnung der Beton Platten, unten: Querschnitt und Verformung durch eine H ₂ -Explosion	80
Abb. 5.11	Massenströme RCIC-System (Block 2).....	89
Abb. 5.12	RDB-Druck (Block 2)	90
Abb. 5.13	RDB-Füllstand relativ zur Kernoberkante (TAF) (Block 2)	90
Abb. 5.14	Druck im Containment (Block 2)	91
Abb. 5.15	Wassermasse im Torusraum (Block 2)	91
Abb. 5.16	Druck und Temperatur im Containment / Torus (Block 2)	92
Abb. 5.17	Temperaturentwicklung der oberen und unteren Wasser-Zonen im Torus während des Ansprechens der S&E-Ventile und Vergleich mit einer Messgröße /TEP 14/ (Block 2)	93
Abb. 5.18	Nachzerfallsleistung (Block 2).....	93
Abb. 5.19	Kernzerstörungsprozess (Temperatur in [K]) zwischen erstem und zweitem Druckpeak (Block 2).....	94
Abb. 5.20	H ₂ -Produktion im Reaktor (Block 2)	95
Abb. 5.21	Masse geschmolzenen Kernmaterials im unteren Plenum (Block 2)	95
Abb. 5.22	RDB-Druck im Zeitbereich der drei Druckpeaks (Block 2).....	96
Abb. 5.23	Druck im Containment im Zeitbereich der drei Druckpeaks (Block 2).....	96
Abb. 5.24	Druck, Temperatur und Partialdruck von Gasen im Containment im Zeitbereich der drei Druckpeaks (Block 2)	97
Abb. 5.25	Druck im Containment in Abhängigkeit von der Freisetzung von Dampf und H ₂ aus dem RDB über ein S&E-Ventil (SRV) und einer Leckage am RDB (SRM) (Block 2)	99
Abb. 5.26	BS-Hüllrohrdicke in Prozent, Kernschadenzustand vor dem 2. Druckpeak, Untersuchung einer möglichen Rekritikalität (Block 2)	101
Abb. 5.27	BS-Pelletradius in Prozent, Kernschadenzustand vor dem 2. Druckpeak, Untersuchung einer möglichen Rekritikalität (Block 2)	101
Abb. 5.28	Massenströme RCIC-System (Block 3).....	107
Abb. 5.29	Massenströme HPCI-System (Block 3).....	108

Abb. 5.30	Massenströme Sprühsystem in den Torus (rot) bzw. die Druckkammer (blau) (Block 3)	108
Abb. 5.31	RDB-Druck (Block 3)	109
Abb. 5.32	RDB-Füllstand relativ zur Kernoberkante (TAF) (Block 3)	109
Abb. 5.33	Druck im Containment (Block 3)	110
Abb. 5.34	Massenstrom Containment-Venting (Block 3)	110
Abb. 5.35	Nachzerfallsleistung (Block 3).....	111
Abb. 5.36	H ₂ -Produktion und Freisetzung aus dem Reaktor (Block 3)	111
Abb. 5.37	Kernzerstörungsprozess (Temperatur in [K]) vor RDB-Druckentlastung (152.000 s), vor Venting des Containments (153.040 s, max. Containment-Druck) und am Rechnungsende (~160.000 s) (Block 3)	112
Abb. 6.1	Methode zur Rekonstruktion der Freisetzung von Radionukliden (Quellterm) aus einer Anlage basierend auf gemessenen örtlichen Dosisleistungen auf dem Anlagengelände und in der näheren Umgebung	114
Abb. 6.2	Überblick über die Lage der verschiedenen Messpunkte zur Ortsdosisleistung	119
Abb. 6.3	Nahe (orange) und ferne (pink) ODL-Messpunkte um Fukushima Daiichi (roter Stern).....	131
Abb. 6.4	Visualisierung der verwendeten Topographie, der Lage des Quellortes (Fukushima Daiichi) und der Messpunkte (insbesondere der Messpunkte Haupttor, Oono und der Messpunkte am KKW Standort Daini) sowie der drei geschachtelten Simulationsgebiete	134
Abb. 6.5	Grundlegende Beziehung zwischen Wolkenstrahlung an einem gegebenen Beobachtungsort (x ₁ ,y ₁) und Freisetzung an einem Freisetzungsort (x ₀ ,y ₀).....	136
Abb. 6.6	Schematische Darstellung der Erstellung der Einflussmatrix (unten als Tabelle) für einen festgelegten Monitorpunkt, ein festgelegtes Nuklid und ein festgelegtes Gammaenergieniveau aus den Zeitreihen der Gammasubmersion der verschiedenen Simulationen (Projekte P).....	140
Abb. 7.1	Räumliche Abhängigkeit des auf den 21.03.2011 00:00 JST zerfallskorrigierten Verhältnisses von I-131 zu Cs-137 in der spezifischen Bodenaktivität.....	148

Abb. 7.2	MP Haupttor: Übereinstimmung zwischen gemessener ODL und berechneter Bodenstrahlung sowie Vergleich des berechneten Verhältnisses von I-132 zu I-131 im abgelagerten Nuklidgemisch mit dem betrieblichen Inventarverhältnis für die Hypothesen 1 – 3	154
Abb. 7.3	MP 4 Daini: Übereinstimmung zwischen gemessener ODL und berechneter Bodenstrahlung sowie Vergleich des berechneten Verhältnisses von I-132 zu I-131 im abgelagerten Nuklidgemisch mit dem betrieblichen Inventarverhältnis für die Hypothesen 1 – 3	156
Abb. 7.4	Luftkonzentration von Te-132, I-131 und I-132 sowie das Verhältnis zwischen I-132 und I-131 in den Proben, die am 15.03.2011 auf dem Gelände der JAEA in Tokaimura gemessen wurden.....	157
Abb. 7.5	Zeitliche Zuordnung der gemessenen ODL-Maxima in Tokaimura zu analogen ODL-Spitzen am MP 4 Daini sowie Abschätzung von Freisetzungseiträumen für die ODL-Spitzen am MP 4 Daini.....	158
Abb. 7.6	Aus den Messproben der JAEA zurückgerechnete I-132/I-131-Verhältnisse für Freisetzungen zwischen dem 14.03.2011 20:40 JST und dem 15.03.2011 03:30 JST im Vergleich mit den betrieblichen Inventarverhältnissen.....	160
Abb. 7.7	MP Haupttor: Berechnete Bodenkontamination (b) und Luftkonzentration (c) für ausgewählte Nuklide im Vergleich mit der gemessenen und auf 10-Minuten-Intervalle interpolierten ODL (a) sowie Ergebnisse der Quelltermrekonstruktion (d): Akkumulierte Freisetzungen für I-131, Te-132 und Cs-137 sowie für I-132. Grau unterlegt: Freisetzungen am MP nicht beobachtbar	162
Abb. 7.8	MP 4 Daini: Berechnete Bodenkontamination (b) und Luftkonzentration (c) für ausgewählte Nuklide im Vergleich mit der gemessenen und auf 10-Minuten-Intervalle interpolierten ODL (a) sowie Ergebnisse der Quelltermrekonstruktion (d): Akkumulierte Freisetzungen für I-131, Te-132 und Cs-137 sowie für I-132. Grau unterlegt: Freisetzungen am MP nicht beobachtbar	163
Abb. 7.9	Messdaten der Ausbreitungsrichtung und der Windgeschwindigkeit am KKW Fukushima Daiichi (Oben, Windgeschwindigkeit auf 10 m korrigiert) und der Station Oono (Mitte).....	166
Abb. 7.10	Rekonstruktion der Freisetzungen von Cs-137	167
Abb. 7.11	Beispiel der Rekonstruktion der Freisetzungsrates von Cs-137 am Ensemble von ODL-Messpunkten für einen ausgewählten Zeitbereich.....	167

Abb. 7.12	Vergleich der Freisetzungsraten von Cs-137 aus der Rekonstruktion der GRS (von Zehnminuten-Werten auf Stundenwerte aggregiert) und der Rekonstruktion von /KAT 15/ („WSPEEDI“)	170
Abb. 7.13	Vergleich der Freisetzungsraten von I-131 aus der Rekonstruktion der GRS (von Zehnminuten-Werten auf Stundenwerte aggregiert) und der Rekonstruktion von /KAT 15/ („WSPEEDI“)	171
Abb. 7.14	Vergleich der akkumulierten Freisetzungen von Cs-137 (blau) und I-131 (rot) aus der Rekonstruktion der GRS und der Rekonstruktion von /KAT 15/ („WSPEEDI“).....	172
Abb. 7.15	ODL-Messwerte von TEPCO an verschiedenen MP zugeordnet zu den Unfallphasen in den Blöcken 1 – 3 in Fukushima Daiichi	173
Abb. 7.16	Vergleich der Freisetzungsraten von I-131 (GRS-Quellterm und WSPEEDI-Quellterm /KAT 15/) mit Anlagenparametern: Druck im Containment, Blöcke 1 – 3, 12.03.2011 02:00 JST – 13.03.2011 00:00 JST	174
Abb. 7.17	Vergleich der Freisetzungsraten von I-131 (GRS-Quellterm und WSPEEDI-Quellterm /KAT 15/) mit Anlagenparametern: Druck im Containment, Blöcke 1 – 3, 13.03.2011 00:00 JST – 14.03.2011 00:00 JST	175
Abb. 7.18	Vergleich der Freisetzungsraten von I-131 (GRS-Quellterm und WSPEEDI-Quellterm /KAT 15/) mit Anlagenparametern: Druck im Containment, Blöcke 1 – 3, 14.03.2011 00:00 JST – 14.03.2011 18:00 JST	176
Abb. 7.19	Vergleich der Freisetzungsraten von I-131 (GRS-Quellterm und WSPEEDI-Quellterm /KAT 15/) mit Anlagenparametern: Druck im Containment, Blöcke 1 – 3 und RDB-Druck (x 0,1) Block 2, 14.03.2011 18:00 JST – 15.03.2011 06:00 JST	177
Abb. 7.20	Vergleich der Freisetzungsraten von I-131 (GRS-Quellterm und WSPEEDI-Quellterm /KAT 15/) mit Anlagenparametern: Druck im Containment, Blöcke 1 – 3, 15.03.2011 06:00 JST – 16.03.2011 18:00 JST	178
Abb. 7.21	Vergleich zwischen gemessener ODL und der mit dem minimalen Quellterm, gewichtet gemittelten Quellterm aller MP und dem maximalen Quellterm (vgl. Abschnitt 7.4) berechneten ODL	181
Abb. 7.22	Exemplarische Interpretation der Validierungsergebnisse für die Messpunkte Shinzan und Kamihatori: Effekt des Zusammenspiels zwischen Quellterm und Ausbreitung auf die berechnete ODL im Vergleich zur gemessenen ODL	182

Tabellenverzeichnis

Tab. 3.1	Zusammenfassung der beteiligten Partner, eingesetzten Codes und durchgeführten Unfallanalysen für die Blöcke 1 – 3 in Fukushima Daiichi.....	27
Tab. 5.1	Zahl der Brennelemente in jedem Rod (Kernring)	71
Tab. 6.1	Lage und Datum der herangezogenen Proben der spezifischen Aktivität im Boden auf dem Gelände des KKW Fukushima Daiichi	116
Tab. 6.2	Lage und Zeitraum der herangezogenen Proben der spezifischen Aktivität im Boden von Cs-137 und I-131 in der Umgebung des KKW Fukushima Daiichi	117
Tab. 6.3	Messpunkte der Ortsdosisleistung, die für die Rekonstruktion des Quellterms verwendet wurden.	119
Tab. 6.4	Messpunkte der Ortsdosisleistung, die für die Validierung des berechneten Quellterms verwendet wurden.....	120
Tab. 6.5	Verwendete Werte für die Depositionsgeschwindigkeit.....	125
Tab. 6.6	Name und UTM-Koordinaten der nahen ODL-Messpunkte.....	130
Tab. 6.7	Name und verwendete UTM-Koordinaten der entfernten ODL-Messpunkte sowie Abstände und Himmelsrichtungen von den KKW Daiichi und Daini, die zur Koordinatenbestimmung genutzt wurden.....	130
Tab. 7.1	Ergebnisse der Auswertung der Bodenproben X1 – X8 (vgl. Tab. 6.1) auf dem Anlagengelände, zerfallskorrigiert bezogen auf den 21.03.2011 um 00:00 JST.....	147
Tab. 7.2	Summe der Freisetzungen (Quellterm) basierend auf dem genutzten Ensemble an ODL-Messpunkten	168
Tab. 7.3	Vergleich zwischen GRS-Quellterm und WSPEEDI-Quellterm im Zeitraum 12.03. – 25.03.2011 unter verschiedenen Annahmen.....	172

A Optimierungsverfahren zur Bestimmung der Oberflächenkontamination

Das Verfahren zur Bestimmung der Oberflächenkontamination beruht auf einer Anpassung des berechneten an den gemessenen Ortsdosisleistungsverlauf, der auf der Methode der kleinsten Fehlerquadrate beruht. Dazu werden einerseits die relative Nuklidzusammensetzung der ausgewerteten Bodenproben, andererseits mögliche Beiträge kurzlebiger Jodisotope betrachtet. Das Verfahren wird auf die Beiträge von neuen Ablagerungen angewendet, die in der Wolkenphase, welche der jeweiligen Bodenphase vorausgeht, erfolgen. Beiträge zur Bodenstrahlung, die auf Ablagerungen von Nukliden aus früheren Phasen zurückzuführen sind, werden von der gemessenen Bodenstrahlung abgezogen. Beobachtungsgröße ist daher der Anteil der Bodenstrahlung ΔB_{obs} , die durch neue Ablagerungen verursacht wird:

$$\Delta B_{obs}(t) := \dot{H}(t) - \sum_r A_{s,r}(t_a) \cdot g_{b,r} \exp[-\lambda_r(t - t_a)] \quad (\text{A.1})$$

Dabei bedeuten:

- \dot{H} : Gemessene Ortsdosisleistung [Sv/s],
- $A_{s,r}$: Oberflächenkontamination des Nuklids r [Bq/m²],
- $g_{b,r}$: Gammabodenstrahlungs-Koeffizient des Nuklids r nach /BANZ 01/ [(Sv/s)/(Bq/m²)],
- t_a : Endzeitpunkt der vorausgehenden Bodenphase [s],
- λ_r : Zerfallskonstante des Nuklids r [1/s].

Es wird angenommen, dass sich die Bodenstrahlung $\Delta B_{calc}(t)$ aufgrund der neu hinzugekommenen Ablagerungen wie folgt berechnen lässt:

$$\begin{aligned} \Delta B_{calc}(t) := & \alpha \cdot \sum_r \Delta a_{0,r}(t_B) g_{b,r} \exp[-\lambda_r(t - t_b)] + \\ & \beta \cdot \Delta a_{0,I-132}(t_B) g_{b,I-132} \exp[-\lambda_{I-132}(t - t_b)] + \\ & \gamma \cdot \Delta a_{0,I-134}(t_B) g_{b,I-134} \exp[-\lambda_{I-134}(t - t_b)] \end{aligned} \quad (\text{A.2})$$

Dabei bedeuten zusätzlich zu den bereits definierten Variablen:

- t_b : Anfangszeitpunkt der aktuellen Bodenphase [s],
- $\Delta a_{0,r}(t_b)$: Aktivitätsverhältnis des Nuklids r relativ zur abgelagerten Aktivität von Cs-137.

Dabei wird angenommen, dass $\Delta a_{0,r}(t_b)$ bis auf die Zerfallskorrektur für den Zeitpunkt t_b dem aus den Bodenproben ermittelten Verhältnis der spezifischen Bodenaktivität entspricht.

$\Delta a_{0,I-132}(t_b)$ bezeichnet das entsprechende hypothetische Verhältnis für den überschüssigen Anteil der neu abgelagerten Aktivität von I-132, der nicht im Gleichgewicht mit Te-132 steht, zu Cs-137.

$\Delta a_{0,I-134}(t_b)$ bezeichnet das hypothetische Verhältnis von I-134 zu Cs-137 in der neu abgelagerten Aktivität.

Für $\Delta a_{0,I-132}(t_b)$ und $\Delta a_{0,I-134}(t_b)$ sind zur Durchführung des Rechenverfahrens sinnvolle Anfangswerte vorzugeben. Als Startwert für $\Delta a_{0,I-132}(t_b)$ wird $0,5 \Delta a_{0,I-131}(t_b)$ gewählt. Je nachdem ob I-134 in die Betrachtung eingeschlossen wird oder nicht, wird $\Delta a_{0,I-134}(t_b)$ entweder auf $\Delta a_{0,I-131}(t_b)$ oder auf 0 gesetzt.

Die Proportionalitätsfaktoren α , β und γ haben die Dimension [Bq/m²] und sind aus dem Anpassungsverfahren zu bestimmen.

• Formulierung und Lösung des Optimierungsproblems

Die Bodenphase erstreckt sich über die Messzeitpunkte t_i ; $b \leq i \leq e$.

Mit der abkürzenden Schreibweise

$$\Delta B_{\text{obs},i} := \Delta B_{\text{obs}}(t_i) \quad (\text{A.3})$$

$$F_{\alpha,i} := \sum_r \Delta a_{0,r}(t_b) g_{b,r} \exp[-\lambda_r(t_i - t_b)] \quad (\text{A.4})$$

$$F_{\beta,i} := \Delta a_{0,I-132}(t_b) g_{b,I-132} \exp[-\lambda_{I-132}(t_i - t_b)] \quad (\text{A.5})$$

$$F_{\gamma,i} := \Delta a_{0,I-132}(t_b) g_{b,I-132} \exp[-\lambda_{I-132}(t_i - t_b)] \quad (\text{A.6})$$

lässt sich die folgende Kostenfunktion für die quadratische Abweichung von ΔB_{calc} von ΔB_{obs} aufstellen:

$$J(\alpha, \beta, \gamma) := \sum_{i=b}^e [\Delta B_{\text{obs},i} - \alpha \cdot F_{\alpha,i} - \beta \cdot F_{\beta,i} - \gamma \cdot F_{\gamma,i}]^2 \quad (\text{A.7})$$

Aus der Minimierungsbedingung $J = \text{Min.}$ folgt als notwendige Bedingung, dass die partiellen Ableitungen von J nach α , β und γ verschwinden:

$$\frac{\partial J}{\partial \alpha} = -2 \sum_{i=b}^e F_{\alpha,i} [\Delta B_{\text{obs},i} - \alpha \cdot F_{\alpha,i} - \beta \cdot F_{\beta,i} - \gamma \cdot F_{\gamma,i}] = 0 \quad (\text{A.8})$$

$$\frac{\partial J}{\partial \beta} = -2 \sum_{i=b}^e F_{\beta,i} [\Delta B_{\text{obs},i} - \alpha \cdot F_{\alpha,i} - \beta \cdot F_{\beta,i} - \gamma \cdot F_{\gamma,i}] = 0 \quad (\text{A.9})$$

$$\frac{\partial J}{\partial \gamma} = -2 \sum_{i=b}^e F_{\gamma,i} [\Delta B_{\text{obs},i} - \alpha \cdot F_{\alpha,i} - \beta \cdot F_{\beta,i} - \gamma \cdot F_{\gamma,i}] = 0 \quad (\text{A.10})$$

Daraus ergibt sich das folgende lineare Gleichungssystem für α , β und γ :

$$\alpha \sum_{i=b}^e (F_{\alpha,i})^2 + \beta \sum_{i=b}^e F_{\alpha,i} F_{\beta,i} + \gamma \sum_{i=b}^e F_{\alpha,i} F_{\gamma,i} = \sum_{i=b}^e F_{\alpha,i} \Delta B_{\text{obs},i} \quad (\text{A.11})$$

$$\alpha \sum_{i=b}^e F_{\alpha,i} F_{\beta,i} + \beta \sum_{i=b}^e (F_{\beta,i})^2 + \gamma \sum_{i=b}^e F_{\beta,i} F_{\gamma,i} = \sum_{i=b}^e F_{\beta,i} \Delta B_{\text{obs},i} \quad (\text{A.12})$$

$$\alpha \sum_{i=b}^e F_{\alpha,i} F_{\gamma,i} + \beta \sum_{i=b}^e F_{\beta,i} F_{\gamma,i} + \gamma \sum_{i=b}^e (F_{\gamma,i})^2 = \sum_{i=b}^e F_{\gamma,i} \Delta B_{\text{obs},i} \quad (\text{A.13})$$

Das lineare Gleichungssystem wird mit der Nebenbedingung $\alpha \geq 0; \beta \geq 0; \gamma \geq 0$ durch Anwendung des „Non-Negative Least Square Fit“-Algorithmus‘ (NNLS-Algorithmus, /LAW 74/) gelöst.

Aus α, β und γ ergeben sich die gesuchten, neu abgelagerten Oberflächenkontaminationen zu Beginn der Bodenphase:

$A_{s,r}(t_b) = \alpha \Delta a_{0,r}(t_b)$	für alle Nuklide aus den Bodenproben-Auswertungen,
$A_{s,I-132}(t_b) = \beta \Delta a_{0,I-132}(t_b)$	für den überschüssigen Anteil von I-132 im Ungleichgewicht mit Te-132 und
$A_{s,I-134}(t_b) = \gamma \Delta a_{0,I-134}(t_b)$	für I-134.

B Eingabedatei ARTM.txt für die Ausbreitungsrechnungen

Bei ARTM-Simulationen werden die Randbedingungen in der Datei ARTM.txt festgelegt. Im Folgenden werden die in dieser Eingabedatei angegebenen Parameter mit den jeweils verwendeten Werten aufgelistet und die jeweilige Bedeutung erläutert:

ti "Fuku"

Titel der Simulation.

az "*"

Name der Datei mit dem meteorologischen Input. Hier ist nur ein Platzhalter angegeben, weil für jeden Simulationslauf eine Datei „zeitreihe.dmna“ erstellt und im aktuellen Projektverzeichnis gespeichert wurde. ARTM greift in diesem Fall automatisch auf die Datei zu und ignoriert weitere Angaben für den Parameter az.

qs 4

Qualitätsflag für die Simulation, der festlegt, wie viele Modellpartikel während der Simulation genutzt werden.

os "NOSTANDARD; NODAY; NOSHEAR; BLMBZU2"

Spezielle, vom Standard für Ausbreitungsrechnungen nach TA Luft abweichende Einstellungen für die Simulation (NOSTANDARD). Die Simulationsdauer ist kürzer als ein Tag (NODAY). Es wird keine Windrichtungsrotation mit der Höhe angenommen (NOSHEAR). Eine verbesserte Turbulenzparametrisierung im Vergleich zum Standard wird verwendet (BLMBZU2).

gh "../..//fuku/Topographie/fukushima.grid"

Name der Datei mit dem digitalen Geländemodell für das Simulationsgebiet (siehe auch Abbildung Abb. 6.4).

lp "../..//fuku/mitOROGRAPHIE/lib"

Dateipfad zur den mittels TALdia vorberechneten Wind- und Turbulenzfeldern.

ux 502912

Easting des Koordinatenursprungs für das Simulationsgebiet (Lage von Block 1 von Fukushima Daiichi).

uy 4141788

Northing des Koordinatenursprungs für das Simulationsgebiet (Lage von Block 1 von Fukushima Daiichi).

uzone 54S

UTM-Zone, in der sich der Koordinatenursprung befindet.

z0 0.5

Mittlere Rauigkeitslänge im Simulationsgebiet um den Quellort. Sie stellt ein Maß für die Rauigkeit der Geländeoberfläche dar (z. B. bestimmt durch die Höhe der Bebauung oder der Vegetation). Je rauer die Oberfläche, desto mehr Turbulenz wird in der Windströmung erzeugt und die Durchmischung von Luftschadstoffen in der Atmosphäre beschleunigt.

dd 100 200 400

Jeweilige horizontale Auflösung der drei verwendeten geschachtelten Simulationsgebiete in Metern (vergleiche Abb. 6.4).

x0 -1350 -2150 -13750

Jeweiliger linker Rand der drei verwendeten geschachtelten Simulationsgebiete in Metern bezogen auf den Koordinatenursprung (vergleiche Abb. 6.4).

y0 -1750 -2550 -22150

Jeweiliger unterer Rand der drei verwendeten geschachtelten Simulationsgebiete in Metern bezogen auf den Koordinatenursprung (vergleiche Abb. 6.4).

nx 30 20 50

Anzahl der Gitterzellen der drei verwendeten geschachtelten Simulationsgebiete in x-Richtung (Ost-West-Richtung).

ny 36 24 77

Anzahl der Gitterzellen der drei verwendeten geschachtelten Simulationsgebiete in y-Richtung (Süd-Nord-Richtung).

xq 0

Lage der Quelle in x-Richtung bezogen auf den Koordinatenursprung in [m].

yq 0

Lage der Quelle in y-Richtung bezogen auf den Koordinatenursprung in [m].

hq 50

Höhe der Quelle in [m].

I131L ?

Quellstärke von elementarem I-131. Diese ist nicht konstant, sondern wird zusammen mit der meteorologischen Zeitreihe als Simulationsrandbedingung vorgegeben.

Cs137A-1 ?

Quellstärke von Cs-137 als Aerosol mit einem aerodynamischen Äquivalentdurchmesser kleiner 2,5 μm . Die Quellstärke ist nicht konstant, sondern wird zusammen mit der meteorologischen Zeitreihe als Simulationsrandbedingung vorgegeben.

Te132A-1 ?

Quellstärke von Te-132 als Aerosol mit einem aerodynamischen Äquivalentdurchmesser kleiner 2,5 μm . Die Quellstärke ist nicht konstant, sondern wird zusammen mit der meteorologischen Zeitreihe als Simulationsrandbedingung vorgegeben.

Xe133E ?

Quellstärke von Xe-133 (Edelgas). Die Quellstärke ist nicht konstant, sondern wird zusammen mit der meteorologischen Zeitreihe als Simulationsrandbedingung vorgegeben.

Kr88E ?

Quellstärke von Kr-88 (Edelgas). Die Quellstärke ist nicht konstant, sondern wird zusammen mit der meteorologischen Zeitreihe als Simulationsrandbedingung vorgegeben.

ha 10

In der Simulation für die meteorologische Zeitreihe angenommene Höhe des Anemometers (Messung von Windrichtung und Windgeschwindigkeit).

xa 0

In der Simulation für die meteorologische Zeitreihe angenommene Lage des Anemometers in x-Richtung bezogen auf den Koordinatenursprung in [m].

ya 0

In der Simulation für die meteorologische Zeitreihe angenommene Lage des Anemometers in y-Richtung bezogen auf den Koordinatenursprung in [m].

xp -89 -622 -761 -828 -1106 -1100 -522 -67 -761 -1050 -194 -689 -278 -200 -889 -1050 -550 -2301 -615 -4264 -926 -2269 -2483 -4522 -487 -4019 -374 365 -3496 396 -1770 -3211 -1642 -1010 -5260 -1592 -794 -1505 -4364 277

x-Koordinaten von Messpunkten bezogen auf den Koordinatenursprung in [m] (vergleiche Abb. 6.4).

yp 1700 1578 956 717 222 -428 -839 -1178 -472 122 300 278 267 133 -344 111 -11820 -14012 -13004 -11003 -9656 -9122 -3136 -1887 -1524 809 2775 7573 7857 8222 -18616 -6556 3538 -21295 -13190 -10884 -4328 -1869 3510 5725

y-Koordinaten von Messpunkten bezogen auf den Koordinatenursprung in [m] (vergleiche Abb. 6.4).

C

Metadaten der Quelltermdatei

OECD_BSAF2_GRS_WSPEEDI_combined_Fukushima_ST_rev_4_2017_08_16.xlsx

Title:	Fission product releases from NPP Fukushima 1 reconstructed from local dose rate measurements combined with WSPEEDI Results	
Project:	OECD/NEA BSAF 2	
Author:	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH	
Contact person; email:	Sogalla, Martin; martin.sogalla@grs.de	
Revision:	4	Inclusion of WSPEEDI-Data, Re-analysis of MP main gate groundshine and cloud phases
Date:	Aug16, 2017	
Status:	Draft, to be reviewed	
Access:	Restricted to OECD BSAF 2 Project partners	
Investigation period:	March 12, 2011 00 JST - March 25, 2011 24:00 JST	
Method GRS:	Cf. GRS presentations at 4th and 5th PRG meeting, January/July 2017	
Method and data WSPEEDI	Katata et al, 2015: Detailed source term estimation of the atmospheric release for the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident by coupling simulations of an atmospheric dispersion model with an improved deposition scheme and oceanic dispersion model. Atmos. Chem. Phys., 15, 1029–1070, doi:10.5194/acp-15-1029-2015.	
CONTENT		Remarks
Data sheet Name	Data_Information	Summary table of data base for reconstruction
Data sheet Name	FP_Total_release	Summary Table of FP releases
Data sheet Name	FP_10min_ST_Activity_Bq	10 min values of FP release amounts [Bq]
1st column	Date/time in JST (Days since January 1, 1900 00:00)	
2nd column	Hours since scram (set to March 11, 2011 14:46)	
3rd column	seconds since scram (set to March 11, 2011 14:46)	
4th column	No of stations potentially observing releases at that time	
5th column	Data origin (0=GRS, 1=WSPEEDI)	
6th column - 22nd column	Nuclide amount released to the environment [Bq] during the past 10 minutes: weighted average over all measuring points	WSPEEDI Data used to fill GRS Data gaps (i.e. when No. of observing stations = 0 in 4th column) for I-131, Te-132, Cs-134 and Cs-137. All other nuclides are not covered by WSPEEDI data and are treated as missing when no observations from GRS database are available. Amount refers to 10 minute interval between last date (precedent row) actual date (same row).
Special value (missing data)	-999	In contrast to value 0 (indicating observation that no release has taken place), a value of -999 indicates that no quantitatively meaningful reconstruction of a release was possible at the respective measuring point(s)
Data sheet Name	FP_hourly_ST_Activity_Bq	Aggregated hourly values of FP release amounts [Bq]
1st column	Date/time in JST (Days since January 1, 1900 00:00)	
2nd column	Hours since scram (set to March 11, 2011 14:46)	
3rd column-19th column	Nuclide amount released to the environment [Bq] during the past hour: weighted average over all measuring points	Amount aggregated from 10 minute intervals (with WSPEEDI data included as in sheet FP_10min_ST_Activity_Bq) between last hour (precedent row) actual hour (same row). Example: Value for hour "07:00" at a given day is the sum of 10 min-values from 06:10 to 07:00 of this day
Special value (missing data)	-999	In contrast to value 0 (indicating observation that no release has taken place), a value of -999 indicates that no quantitatively meaningful reconstruction of a release was possible at the respective measuring point(s)
Data sheet Name	FP_10min_ST_Mass_g	10 min values of FP release amounts [g]
1st column-4th column	like FP_10min_ST_Activity_Bq	
5th column - 21st column	Nuclide mass released to the environment [g] during the past 10 minutes: weighted average over all measuring points	WSPEEDI data included as in sheet FP_10min_ST_Activity_Bq . Amount refers to 10 minute interval between last date (precedent row) actual date (same row).
Data sheet Name	FP_10min_acc_Activity_Bq	10 min values of accumulated FP release amounts [Bq]
1st column-4th column	like FP_10min_ST_Activity_Bq	
5th column - 21nd column	Nuclide activity released to the environment [Bq] since 12.03.2011, 00:00 : weighted average over all measuring points	WSPEEDI data included as in sheet FP_10min_ST_Activity_Bq
Data sheet Name	FP_10min_acc_Mass_g	10 min values of accumulated FP mass release amounts [g]
1st column-4th column	like FP_10min_ST_Activity_Bq	
5th column - 22nd column	Nuclide mass released to the environment [g] since 12.03.2011, 00:00 : weighted average over all measuring points	WSPEEDI data included as in sheet FP_10min_ST_Activity_Bq

**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