

AP 5.1
Vergleichende Unfall-
analysen für einen
DWR vom Typ KONVOI
mit den Integralcodes
ASTEC V1.33 und
MELCOR 1.8.6

Vorhaben RS 1180

Technischer Bericht/ Technical Report

Reaktorsicherheitsforschung-
Vorhabens Nr.:/
Reactor Safety Research-Project No.:
RS1180

Vorhabensitel / Project Title:
Weiterentwicklung und Erpro-
bung von Methoden und Werk-
zeugen für probabilistische
Sicherheitsanalysen

Development and Test
Applications of Methods and
Tools for Probabilistic Safety
Analyses

Berichtstitel:
AP 5.1
Vergleichende Unfallanalysen
für einen DWR vom Typ
KONVOI mit den Integralcodes
ASTEC V1.33 und MELCOR
1.8.6

Autor / Authors:
Nils Reinke,
Walter Erdmann,
Holger Nowack,
Martin Sonnenkalb

Berichtszeitraum / Publication Date:
August 2010

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde lie-
gende F&E-Vorhaben wurde im
Auftrag des Bundesministeriums
für Wirtschaft und Technologie
(BMWi) unter dem Kennzeichen
RS1180 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt
dieser Veröffentlichung liegt beim
Auftragnehmer.

Kurzfassung

Im Rahmen des vom Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie (BMWi) beauftragten Vorhabens RS1180 wurden analytische Arbeiten zu zwei postulierten Unfällen in einer Reaktoranlage mit Druckwasserreaktor vom Typ KONVOI mit dem von der GRS entwickelten Integralcode ASTEC V1.33 p3 durchgeführt und mit entsprechenden Ergebnissen von MELCOR 1.8.6 YU verglichen. Dabei wurde insbesondere die aktuelle Version von ASTEC auf ihre Tauglichkeit für den Einsatz in einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) der Stufe 2 erprobt. Es wurde vor allem untersucht, inwieweit mit ASTEC in vertretbarer Zeit die für eine PSA erforderlichen integralen Unfallanalysen mit den PSA-spezifischen, unterschiedlichen Randbedingungen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik durchführen kann. Dazu sind zwei postulierte Störfälle ausgewählt worden:

- 'Transiente mit unterstelltem Ausfall der Dampferzeugerbespeisung',
- 'Kleines Leck (50 cm²) im kalten Strang der Druckhalter-Kreislaufschleife'.

Resümierend kann für die Anwendung von ASTEC V1.33 im Rahmen von PSA der Stufe 2 festgehalten werden: Die durchgeführten Rechnungen zu den ausgewählten Unfallszenarien für DWR vom Typ KONVOI, die über einen Unfallzeitraum von ca. zwei Tagen durchgeführt wurden, zeigen die prinzipielle Anwendbarkeit von ASTEC für PSA-Analysen der Stufe 2. Dabei ist für ASTEC wie auch für MELCOR festzuhalten, dass der Anspruch eines schnell laufenden Integralcodes hinsichtlich der Rechenzeit mehr und mehr einem gesteigerten Anspruch an die Qualität der Ergebnisse, bedingt durch aufwändigere Anlagennodalisierungen, weichen muss. So nehmen die vorliegenden Rechnungen einen Zeitraum von einem Tag bis zu zwei Wochen in Anspruch. Umfangreiche Parameteranalysen, die zur Bewertung der Sensitivität solcher Integralrechnungen durchaus angezeigt erscheinen, scheiden damit nahezu aus, d. h. einer adäquaten Erstellung des Analgenmodells kommt immer mehr Bedeutung zu.

Mit Blick auf die Qualität der Ergebnisse kann global eine gute Übereinstimmung mit MELCOR konstatiert werden. Im Einzelnen sind die Ergebnisse jedoch einerseits abhängig von der durch den Anwender zu definierenden Nodalisierung sowie andererseits naturgemäß von der Güte der in den jeweiligen Codes implementierten Modelle. Ein Vergleich der Ergebnisse legt den Schluss nahe, dass insbesondere die Rückwirkung der gewählten Nodalisierung auf die Ergebnisse einen entscheidenden Faktor darstellen kann. Dies gilt insbesondere dann, wenn Unterschiede in der Modellierung frühzeitig im Unfallablauf wirksam werden und demzufolge die nachfolgenden Ereignisse beeinflussen. Im späten Unfallablauf auftretende Abweichungen lassen sich demzufolge nicht eindeutig einer Ursache einzelner Modelle zuordnen. Hier wären gezielte Einzelanalysen notwendig, um z. B. die Phase der Beton-Kernschmelze-Wechselwirkung nach RDB-Versagen zu analysieren und die Modelle zu bewerten.

Abstract

In the frame of the project RS1180 funded by the German Federal Ministry for Economics and Technology (BMWi) calculations have been carried out with the integral code ASTEC V1.33 p3 developed by GRS for two postulated accidents in a nuclear power plant with KONVOI type a pressurized water reactor and compared to calculations with MELCOR 1.8.6 YU. Major objective was to assess the capability of ASTEC for application in level 2 probabilistic safety analyses (PSA). In particular, it was investigated to which extent ASTEC is able to perform such integral calculations meeting criteria with regard to both reasonable calculation time and specific boundary conditions necessary for PSA analyses. Two exemplary accidents were selected:

- A transient with loss of steam generator feed water,
- A small break loss of coolant accident (50 cm²) in the cold leg of the coolant line connected to the pressurizer.

In principle, the results demonstrate the capability of ASTEC V1.33 to carry out such PSA level 2 calculations. In addition, it has to be noted that for both ASTEC and MELCOR the requirements in view of the quality of the results leads to prolonged calculation times due to more detailed nodalizations of the whole plant. This is valid for the core region as well as for the primary circuit and for the containment. Consequently, calculation times in the order of one day to two weeks are accomplished, thereby excluding extensive parameter analyses in order to assess the sensitivity of the calculation results.

Concerning the quality of the results a good agreement can be stated between ASTEC and MELCOR results in terms of global data. In detail some results are sensitive to user effects. Here, the nodalisation seems to be of major influence besides differences in modeling specific phenomena. The comparison suggests that in particular the influence of the nodalisation defined by the user and depending on the user's experience should be carefully evaluated. Since some deviations appear early in the calculated accident sequences it is difficult to explain differences appearing at later stages. Hence, it is strongly advised to perform separate analyses focusing on specific phases of the accident in order to assess e. g. the models for the molten-core-concrete interactions in the cavity after reactor pressure vessel failure.

Inhaltsverzeichnis

| | | |
|----------|--|------------|
| 1 | Einleitung | 39 |
| 2 | Kurzbeschreibung ASTEC V1.33 und MELCOR 1.8.6..... | 41 |
| 3 | Datensatzbeschreibung für ASTEC und MELCOR | 52 |
| 3.1 | Reaktorkühlsystem | 53 |
| 3.2 | Druckbehälter und Reaktorkern | 57 |
| 3.3 | Sicherheitsbehälter | 61 |
| 3.4 | Spaltproduktfreisetzung und Aerosolverhalten | 65 |
| 3.5 | Ausgangsinventar radioaktiver Stoffe..... | 66 |
| 3.6 | Datensatzerweiterungen | 67 |
| 4 | Auswahl und Beschreibung der Unfallablaufszzenarien..... | 72 |
| 5 | Ergebnisse | 77 |
| 5.1 | Ausgangsdaten..... | 77 |
| 5.2 | Transiente: Ausfall Dampferzeuger-Speisewasserversorgung | 80 |
| 5.3 | Leckstörfall: 50 cm ² Leck in der kalten Leitung des Druckhalterstrangs . | 100 |
| 6 | Zusammenfassung und Schlussfolgerung..... | 124 |
| 7 | Literatur | 129 |
| 8 | Verteiler | 131 |

Abbildungsverzeichnis

| | | |
|-----------|---|-----|
| Abb. 2-1 | Module des Integralcodes ASTEC V1.33 | 46 |
| Abb. 2-2 | Berücksichtigte Phänomene von Unfällen in MELCOR 1.8.6..... | 47 |
| Abb. 2-3 | Optionale Nodalisierung des unteren Plenums ab MELCOR 1.8.6 | 48 |
| Abb. 3-1 | ASTEC: CESAR Nodalisierung für den Primärkreis..... | 55 |
| Abb. 3-2 | MELCOR: DWR-Schema des Reaktorkühlkreislaufs..... | 56 |
| Abb. 3-3 | ASTEC: Vergleich der CESAR- und DIVA-Kernmodellierung | 58 |
| Abb. 3-4 | MELCOR: radiale Unterteilung der Kernregion /SON 98/ | 59 |
| Abb. 3-5 | MELCOR: axiale und radiale Unterteilung des unteren Plenums und des RDB-Bodens..... | 60 |
| Abb. 3-6 | ASTEC V1 Containment Nodalisierung | 61 |
| Abb. 3-7 | MELCOR: Schema der Nodalisierung des SB..... | 63 |
| Abb. 3-8 | MELCOR: Lage der Rekombinatoren im SB..... | 64 |
| Abb. 3-9 | Abblasebehälter eines DWR 1300..... | 69 |
| Abb. 5-1 | Nachzerfallsleistung aller Radionuklid Klassen und der Radionukliden im Kern für ASTEC und MELCOR..... | 95 |
| Abb. 5-2 | Nachzerfallsleistung in den Anlagenbereichen Kern (Vessel), Containment (CONT), Primärkreislauf (PRIM) und Reaktorgrube(CAVI) für ASTEC | 96 |
| Abb. 5-3 | Füllstandverläufe in den Dampferzeugern | 96 |
| Abb. 5-4 | Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen im Primärkreislauf | 97 |
| Abb. 5-5 | Druckverläufe im Primär- und Sekundärkreislauf..... | 97 |
| Abb. 5-6 | Druckhalterfüllstand..... | 98 |
| Abb. 5-7 | Druck im Abblasebehälter (ABB bzw. RELTANNK) und in der Domzone des Containment | 98 |
| Abb. 5-8 | Wasser- bzw. Dampfmassenstrom vom Abblasebehälter in den SB | 99 |
| Abb. 5-9 | Massenströme über die Druckhalter- Abblaseregelventil (ARV) und Sicherheitsventile (SV) | 99 |
| Abb. 5-10 | Massenströme über die Druckhalter- Abblaseregelventil (ARV) und Sicherheitsventile (SV) | 100 |
| Abb. 5-11 | RDB-Füllstand..... | 100 |
| Abb. 5-12 | In den Sicherheitsbehälter aus dem Abblasebehälter eingetragene Energie | 101 |
| Abb. 5-13 | Volumen des aus den Druckspeichern eingespeisten Wassers..... | 101 |
| Abb. 5-14 | MELCOR: Hüllrohrtemperaturen in Ring 1, Kernzentrum | 102 |
| Abb. 5-15 | ASTEC: Hüllrohrtemperaturen in Ring 1, Kernzentrum..... | 102 |

| | | |
|-----------|---|-----|
| Abb. 5-16 | ASTEC: Hüllrohrmassen Ring 1, Kernzentrum | 103 |
| Abb. 5-17 | ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA (t = 17489 s) .. | 103 |
| Abb. 5-18 | ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA (t = 20104 s) .. | 104 |
| Abb. 5-19 | ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA (t = 25804 s) .. | 104 |
| Abb. 5-20 | ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA (t = 27304 s) .. | 105 |
| Abb. 5-21 | ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA (t = 33004 s) .. | 105 |
| Abb. 5-22 | ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA (t = 37504 s) .. | 106 |
| Abb. 5-23 | ASTEC Ergebnisse des Leistungseintrags infolge Oxidationsprozesse verglichen mit der anfallenden Nachzerfallsleistung | 106 |
| Abb. 5-24 | MELCOR Ergebnisse des Leistungseintrags infolge Oxidationsprozesse verglichen mit der anfallenden Nachzerfallsleistung sowie mit Wärmeabgabe an die Strukturen und durch Konvektion..... | 107 |
| Abb. 5-25 | Wasserstofffreisetzung (integral, durch Zr-Oxidation sowie durch Eisen-Oxidation)..... | 107 |
| Abb. 5-26 | Druck in ausgewählten Räumen des Sicherheitsbehälters | 108 |
| Abb. 5-27 | Radiale und axiale Erosion der Reaktorgrube infolge MCCI | 108 |
| Abb. 5-28 | Rekombination von H ₂ und CO im Vergleich zu den vorhandenen Massen | 109 |
| Abb. 5-29 | ASTEC Visualisierung der MCCI Modellierung mit MEDICIS; Zustand am Ende der Rechnung nach t = 150000 s..... | 109 |
| Abb. 5-30 | Nachzerfallsleistung aller Radionuklid Klassen und der Radionukliden im Kern (integral und im Kernmodul verfügbarer Anteil)..... | 113 |
| Abb. 5-31 | Druck im Primär- bzw. Sekundärkreislauf | 113 |
| Abb. 5-32 | Massenstrom aus Leck (Wasser und Dampf) in den ersten 120 s ... | 114 |
| Abb. 5-33 | Leckmassenstrom (Wasser und Dampf)..... | 114 |
| Abb. 5-34 | Integral über das Leck ausgetragene Masse (Total, Wasser, Dampf) | 115 |
| Abb. 5-35 | Energieeintrag in Sicherheitsbehälter über Leck..... | 115 |
| Abb. 5-36 | Dampferzeuger-Füllstand für Einfach- und Dreifach-Loop | 116 |
| Abb. 5-37 | Integral eingespeistes Volumen aus den Druckspeichern..... | 116 |
| Abb. 5-38 | Wasserfüllstand im RDB..... | 117 |
| Abb. 5-39 | ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA (t = 2701 s) | 117 |
| Abb. 5-40 | ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA (t = 4501 s) | 118 |
| Abb. 5-41 | ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA (t = 7501 s) | 118 |
| Abb. 5-42 | ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA (t = 10801 s) .. | 119 |
| Abb. 5-43 | ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA (t = 13071 s) .. | 119 |
| Abb. 5-44 | ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA (t = 19971 s) .. | 120 |
| Abb. 5-45 | ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA (t = 22971 s) .. | 120 |

| | | |
|-----------|---|-----|
| Abb. 5-46 | ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA (t = 30134 s) .. | 121 |
| Abb. 5-47 | In-Vessel freigesetzte Wasserstoffmasse (total, infolge Zr-Oxidation sowie infolge Stahl-Oxidation) | 121 |
| Abb. 5-48 | Radiale und axiale Erosion des Sicherheitsbehälter-Fundaments infolge Kernschmelze-Beton-Wechselwirkung (MCCI)..... | 122 |
| Abb. 5-49 | Druck in ausgewählten Räumen des Sicherheitsbehälters | 122 |
| Abb. 5-50 | Druck im Sicherheitsbehälter als Ergebnis einer Variationsrechnung mit MELCOR für Freisetzungsmodelle CORSOR-M und CORSOR-Booth | 123 |
| Abb. 5-51 | Rekombination von H ₂ und CO im Vergleich zu den vorhandenen Massen | 123 |

Tabellenverzeichnis

| | | |
|-------------|--|-----|
| Tabelle 2-1 | Vergleich wesentlicher Module bzw. Packages aus ASTEC bzw. MELCOR..... | 43 |
| Tabelle 3-1 | MELCOR: Anfangsmassen der radioaktiven Massen in den Klassen | 66 |
| Tabelle 5-1 | Vergleich charakteristischer Anlagenparameter für MELCOR und ASTEC | 79 |
| Tabelle 5-2 | Ereignisablauf und charakteristische Größen des Szenarios LOFW..... | 80 |
| Tabelle 5-3 | Relative Zusammensetzung des Betons für MELCOR und ASTEC | 91 |
| Tabelle 5-4 | Vergleich der anteiligen Spaltproduktverteilung bei MELCOR und ASTEC bei Rechnungsende..... | 94 |
| Tabelle 5-5 | Ereignisablauf und charakteristische Größen des Leckstörfalls | 100 |
| Tabelle 5-6 | Vergleich der anteiligen Spaltproduktverteilung bei MELCOR und ASTEC bei Rechnungsende..... | 111 |
| Tabelle 5-7 | Massen verschiedener Jodspezies im Ringraum des Sicherheitsbehälters zum Rechnungsende als Ergebnis des IODE Moduls..... | 112 |

Abkürzungen

| | |
|-----------|--|
| ARV | Abblaseregelventil |
| ASTEC | Accident Source Term Evaluation Code |
| BE | Brennelement |
| CV | Kontrollvolumen |
| DE | Dampferzeuger |
| DH | Druckhalter |
| DS | Druckspeicher |
| DWR | Druckwasserreaktor |
| FD | Frischdampf |
| GRS | Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit |
| HD | Hochdruck |
| HKML | Hauptkühlmittelleitung |
| HKMP, HKP | Hauptkühlmittelpumpe |
| IRSN | Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) |
| JDH | Zusatzboriersystem |
| KBA | Volumenregelsystem |
| MCCI | Kernschmelze-Beton-Wechselwirkung (engl. molten-core-concrete interaction) |
| MCP | Hauptkühlmittelpumpe (engl. main coolant pump) |
| MELCOR | Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases |
| ND | Niederdruck |
| PSA | Probabilistische Sicherheitsanalyse |
| PORV | Pilot operated relief valve |
| RDB | Reaktordruckbehälter |
| RESA | Reaktorschnellabschaltung |
| RKL, RCS | Reaktorkühlkreislauf (engl. reactor coolant system) |
| RR | Ringraum |
| SiP | Sicherheitseinspeisepumpe |
| SB | Sicherheitsbehälter |
| SNL | Sandia National Laboratories |
| SP | Spaltprodukte |
| SWR | Siedewasserreaktor |
| TUSA | Turbinenschnellabschaltung |
| USNRC | U.S. National Regulatory Commission |

1 Einleitung

In der Vergangenheit hat die GRS in PSA der Stufe 2 für DWR und SWR den U.S.-amerikanischen Integralcode MELCOR (*Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases*) für die deterministischen Unfallanalysen eingesetzt und die erstellten Anlagendatensätze punktuell mit den Systemcodes der GRS, ATHLET bzw. ATHLET-CD und COCOSYS (bzw. deren Vorgängercodes), abgesichert. Die Entwicklung von MELCOR bei Sandia National Laboratories (SNL) erfolgt im Auftrag der U.S. NRC (Nuclear Regulatory Commission) seit den späten 80er Jahren.

Seit gut 15 Jahren entwickelt die GRS gemeinsam mit der französischen Partnerorganisation IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire) den Integralcode ASTEC (*Accident Source Term Evaluation Code*), der auf Dauer MELCOR in der GRS für Unfallanalysen in PSA der Stufe 2 ersetzen soll. Das Anliegen beider Programme ist es, im Sinne von Integralprogrammen den Ablauf von Unfällen (Szenarien mit Kernzerstörung) i. d. R. ausgehend vom Nennleistungsbetrieb einer Anlage bis zur Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung zu berechnen.

Im Rahmen des BMWi-Vorhabens RS1180 'Weiterentwicklung und Erprobung von Methoden und Werkzeugen für probabilistische Sicherheitsanalysen', sollte als ein Arbeitspunkt die aktuelle Version von ASTEC auf ihre Tauglichkeit für den Einsatz in einer PSA der Stufe 2 erprobt werden. Es war vor allem zu untersuchen, inwieweit mit ASTEC in vertretbarer Zeit die für eine solche PSA am Beispiel eines DWR vom Typ KONVOI erforderlichen integralen Unfallanalysen mit den PSA-spezifischen, unterschiedlichen Randbedingungen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik durchgeführt werden können.

Die in der Vergangenheit gewonnenen Ergebnisse und Erfahrungen sollten so aufbereitet werden, dass sie als Maßstab zur Bewertung der Qualität von Unfallanalysen im Allgemeinen und in diesem Fall von ASTEC im Besonderen dienen können.

Über diese Eignungsuntersuchung hinaus sollten diese Arbeiten auch einen Beitrag zur Klärung des Einflusses unterschiedlicher Modellierungen in verschiedenen Rechenprogrammen auf die PSA-Ergebnisse leisten. Zu diesem Zweck werden die ASTEC Analysen dem Rechenprogramm MELCOR gegenüber gestellt. Dabei ist insbesondere das Aerosol- und Spaltproduktverhalten in der Kernregion, im Verlaufe des Transports durch den Kühlkreislauf bis zum Freisetzungsort in den Sicherheitsbehälter

(Containment) und im Containment selbst von Interesse, weil die dort auftretenden Phänomene (Ablagerung, Wiederfreisetzung, Kondensation etc.) die Radionuklidfreisetzung aus dem Containment (sog. Quellterm) beeinflussen und letztere das Endergebnis der PSA der Stufe 2 darstellen. Da diese maßgeblich und primär von thermohydraulischen Gegebenheiten sowohl im Primär- als auch im Sekundärkreislauf beeinflusst werden, muss ihnen besondere Aufmerksamkeit zuteilwerden.

Für den Vergleich von ASTEC und MELCOR werden die postulierten Störfälle 'Ausfall der Dampferzeugerbespeisung' sowie 'kleines Leck im kalten Strang' für einen Druckwasserreaktor des Typs KONVOI analysiert. Dazu werden in diesem Bericht die Rechenergebnisse der Untersuchungen mit ASTEC V1.33 p3 denen der Version MELCOR 1.8.6 YU gegenübergestellt.

Mit diesem Bericht soll u. a. auch aufgezeigt werden, welche Ergebnisse sich mit Integralcodes erzielen lassen und inwieweit vergleichbare Ergebnisse bereitgestellt werden können. Dabei wurde darauf geachtet, möglichst alle Phänomene während des Unfallablaufs in die Analyse einzubeziehen und exemplarisch Ergebnisse vorzustellen, die dann für einen Vergleich verwendet werden. Die verwendeten Datensätze stammen aus unterschiedlichen Vorhaben, wurden weitestgehend aktualisiert und aneinander angeglichen. Das Detail der Modellierung entspricht dem üblicherweise in PSA der Stufe 2 für deterministische Unfallanalysen eingesetzter Datensätze.

Nach einem kurzen Überblick über die Programmsysteme ASTEC und MELCOR wird die Modellierung der betrachteten Anlage eines Druckwasserreaktors (DWR) vom Typ KONVOI mit dem jeweiligen Programmsystem vorgestellt. Anschließend werden die ausgewählten Unfallabläufe mit den vorgesehenen wirksamen oder als ausgefallen betrachteten Systemen vorgestellt und anhand charakteristischer Zeitpunkte und Ereignisse beschrieben. Den Hauptteil des Berichts bilden die Diskussion der Ergebnisse und der Vergleich der beiden Programmsysteme.

Abschließend werden wesentliche Aussagen nochmals zusammengefasst sowie ein Ausblick auf mögliche zukünftige Arbeitspunkte gegeben.

2 Kurzbeschreibung ASTEC V1.33 und MELCOR 1.8.6

Das Integralprogramm ASTEC wird seit Mitte der 90er Jahre gemeinsam von der GRS und IRSN entwickelt. Die Entwicklung von MELCOR bei SNL erfolgt im Auftrag der U.S. NRC seit den späten 80er Jahren. Anliegen beider Programme ist es, den Ablauf von Unfällen (Szenarien mit Kernzerstörung) in der Regel ausgehend vom Nennleistungsbetrieb einer Anlage bis zur Freisetzung von Radionuklide in die Umgebung zu berechnen. Während ASTEC in den zurückliegenden Jahren prioritär für DWR entwickelt wurde, kann MELCOR für DWR und SWR (Siedewasserreaktoren) eingesetzt werden.

Für ASTEC sind während der Laufzeit des Vorhabens RS1180 mehrere signifikant überarbeitete Versionen freigegeben worden. Zu Beginn des Vorhabens im Jahre 2007 war zunächst die ASTEC Version V1.32 verfügbar. Im Vorhabenszeitraum wurden weitere Verbesserungen in ASTEC implementiert, so dass letztendlich die Version V1.33 mit dem Patch 3 (V1.33 p3) zum Einsatz kam. Für Ende 2008 war von Seiten des Hauptentwicklers IRSN eine Version ASTEC V2 geplant, die sich insbesondere durch ein neues Modul zur Berechnung der Kernzerstörungsphase im Reaktordruckbehälter (RDB) auszeichnet. Bisher übernimmt dies das Modul DIVA. Mit dem Übergang auf die Version ASTEC V2 wurde dann das französische Programm ICARE2 eingebaut, welches über verbesserte Modelle für die Phase der Kernzerstörung verfügt. Da die Freigabe dieser Version sich jedoch verzögerte und erst Mitte 2009 die Version V2.0 für die Anwender zur Verfügung stand, wurde mit Blick auf die Restlaufzeit des Vorhabens weiterhin mit der bis dato verfügbaren aktuellsten Version 1.33 p3 gearbeitet. In diese Entscheidung floss auch die bisherige Erfahrung der Anwender bei der GRS ein, dass neue Programmversionen, und dies gilt insbesondere auch für die Version V2.0 mit ihrem neuen Modul zur Berechnung der Kernzerstörungsphase, mit Anfangsproblemen zu kämpfen haben, die hier aus zeitlichen Gründen nicht in Kauf genommen werden konnten.

Die ursprünglich für 2007 angekündigte MELCOR Version 2.0, die sich insbesondere durch eine vollständige Umstellung der Programmiersprache auf den FORTRAN 95-Standard sowie eine komplett neue Eingabestruktur auszeichnet, wurde durch die U.S. NRC (United States Nuclear Regulatory Commission) nicht wie beabsichtigt freigegeben, sondern in 2009 direkt durch die Version 2.1 ersetzt. Da die physikalischen Modelle in MELCOR 1.8.6 und 2.1 weitgehend identisch sind und kein Umstieg auf ein

neues Eingabeformat erforderlich war, wurde auf das letzte Update von MELCOR 1.8.6, die Version YU, zurückgegriffen.

Beide Programmversionen wurden mit Freigabe durch den jeweiligen Entwickler (IRSN für ASTEC bzw. SNL für MELCOR) auf den Rechnersystemen der GRS installiert. Im Anschluss daran wurden für ASTEC erste Testrechnungen mit bereits verfügbaren Eingabedatensätzen durchgeführt. Dies ist insofern notwendig, da unterschiedliche Rechnersysteme und Betriebssysteme den Rechnungsablauf manchmal beeinflussen können. Ein direkter Vergleich der Rechnungsergebnisse von Beispieldatensätzen mit entsprechenden Vergleichsdaten von IRSN stellt im Sinne der Qualitätssicherung die korrekte Ablauffähigkeit sicher.

In beiden Programmen werden die unterschiedlichen Anlagenteile und wesentliche, damit verbundene physikalische Prozesse bei Unfallabläufen in sog. Modulen (ASTEC) oder Packages (MELCOR) behandelt. Diese können vom Nutzer vorab im Datensatz einzeln spezifiziert und im nachfolgenden Rechnungslauf aktiviert werden. In ASTEC werden die jeweils vorab im Eingabedatensatz definierten Module automatisch entsprechend dem Ablauf der physikalischen Prozesse aktiviert und tauschen zum Ende eines Makrozeitschritts entsprechend der vom Benutzer vorgegebenen Makrozeitschrittweite die Daten über eine Schnittstelle mit der Datenbasis (Data Base) aus. Somit kann jedes Modul auf alle aktuell verfügbaren Daten, Stoffwerte und Eingabeparameter zugreifen. Jedes Modul läuft dabei mit seinem eigenen Mikrozeitschritt entsprechend den ihm eigenen numerischen Konvergenzanforderungen. In MELCOR werden alle aktivierten Packages in einem einheitlichen System behandelt und mit dem gleichen Zeitschritt berechnet. Eine 'stand alone'-Nutzung einzelner Module ist bei ASTEC eine beabsichtigte Programmoption, die z. B. bei IRSN in der PSA der Stufe 2 für einen französischen DWR verbreitet zum Einsatz kommt und auch bei der Validierung einzelner eng definierter Experimente gewisse Vorteile hat. Dagegen ist dies bei MELCOR eher die Ausnahme und auch nur bedingt möglich. Dementsprechend wurden beim Einsatz von MELCOR in der GRS in PSA der Stufe 2 für DWR vom Typ KONVOI und SWR der Baulinie 69 auch immer komplette Unfallszenarien analysiert. ASTEC ist derzeit nur für den Einsatz in DWR ausgelegt. Die Anwendung auf SWR, speziell auch solche deutscher Baulinien, ist noch in der Entwicklung. Entsprechende Arbeiten insbesondere zur Modellierung der Kernzerstörung eines SWR-Kerns sind im Gange, werden u. a. im europäischen Exzellenznetzwerk SARNET2 koordiniert und im Wesentlichen von IRSN und GRS durchgeführt, teilweise unter Einbeziehung weiterer nationaler wie internationaler Partner.

Einen Überblick über die in beiden Programmen eingesetzten Module und Packages für bestimmte Phänomene oder Anlagenbereiche enthält Tabelle 2-1.

Tabelle 2-1 Vergleich wesentlicher Module bzw. Packages aus ASTEC bzw. MELCOR

| Modelle/Phänomene | ASTEC V1.33 | MELCOR 1.8.6 |
|--|--|--|
| Thermohydraulik | CESAR: zweiphasige Thermohydraulik des Kühlmittels in Reaktorkühlkreislauf und Reaktordruckbehälter und Wärmeübertragung an Strukturen | CVH/CVT, FL, HS: einheitliches Modell (6-Gleichungs-Modell) für Thermohydraulik unabhängig vom Anwendungsgebiet auf Reaktor oder Gebäude; Unterteilung in Definition der Volumina (CV), Strömungsverbindungen (FL) und Wärmestrukturen (HS) |
| | CPA / THY: Thermohydraulik im Sicherheitseinschluss ('lumped parameter'-Ansatz) und Wärmeübertragung an Strukturen | |
| Kernschmelzen | DIVA: 2D-Modul zur Beschreibung des Kernschmelzens bis zum RDB-Versagen | COR: 2D-Simulation des Kernschmelzens bis zum RDB-Versagen |
| Spaltprodukt-Freisetzung und -Transport | ELSA: Spaltproduktfreisetzung aus den Brennstäben | RN: Spaltproduktfreisetzung aus den Brennstäben (CORSOR-Modelle) und der Kernschmelze in der Reaktorgrube (VANESA), Transport der Spaltprodukte mit dem Kühlmittel und Aerosolverhalten in Gebäuden |
| | SOPHAEROS: Transport, Ablagerung sowie Wiederfreisetzung von Spaltprodukten in Dampfform oder als Aerosol im Reaktorkühlkreislauf | |
| Aerosol- und Spaltproduktverhalten | CPA/AFP: Aerosol- und Spaltproduktverhalten im Sicherheitseinschluss | kein Modell in MELCOR |
| | ISODOP: Zerfall von Spaltprodukten und Aktinid-Isotopen | |
| Jodverhalten | IODE: Jod- und Rutheniumverhalten im Sicherheitsbehälter (Sumpf- und Gasphase) | RN: einfaches Modell (MAEROS) für Jodverhalten im Sumpf; bisher nicht für Anlagenrechnungen angewendet |
| RDB-Versagen / DCH | RUPUICUV, CORIUM: Direkte Aufheizung der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters (DCH) durch fein fragmentierte Schmelze nach RDB-Versagen unter erhöhtem Druck | FDI: parametrisches Modell zur Berechnung der Freisetzung der Schmelze aus dem RDB und ggf. der direkten Aufheizung der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters (DCH) durch fein fragmentierte Schmelze nach RDB-Versagen unter erhöhtem Druck |
| Schmelze-Beton-Wechselwirkung | MEDICIS: Schmelze-Beton-Wechselwirkung | CAV: Schmelze-Beton-Wechselwirkung basierend auf CORCON |
| H₂-Verbrennungen | PROCO, COMB: Berechnung der H ₂ -Verbrennung im Sicherheitsbehälter | BUR: Berechnung der H ₂ -Verbrennung im Sicherheitsbehälter (HECTR) |
| Steuerung von Sicherheitseinrichtungen | SYSINT: Management technischer Sicherheitseinrichtungen | CF: 'control function' zur Steuerung und Regelung von Komponenten und Vorgängen |

Bei der GRS wurden seit 1995 die Grundzüge des MELCOR-Datensatzes für einen DWR vom Typ KONVOI geschaffen. Es wurden erste Rechnungen mit MELCOR 1.8.2 zum Verhalten des Reaktorkühlkreislaufs durchgeführt und der erstellte Datensatz durch einen Codevergleich mit dem Detailcode ATHLET der GRS abgesichert. Im Vorhaben SR 2227 des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) wurde MELCOR 1.8.3 mit einem einheitlichen, erweiterten Datensatz für alle Unfallanalysen angewendet /SON 98/. Vorher wurden die Modellierung des Sicherheitsbehälters (SB) der Referenzanlage vom Typ DWR 1300 KONVOI komplettiert und der Datensatz durch Vergleiche mit den Detailcodes RALOC mod4 bezüglich der Thermohydraulik im Sicherheitsbehälter (SB) und WECHSL 3.2 bezüglich der Berechnung der Beton-Schmelze-Wechselwirkung (BSWW) weiter abgesichert. Schließlich wurden mit der Version MELCOR 1.8.4 im Rahmen eines Vorhabens zur „Bewertung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zur Schadensbegrenzung für LWR“ umfangreiche Untersuchungen für eine Vielzahl von Leckstörfällen und Transienten durchgeführt.

Für ASTEC wurden bei der GRS erste Analysen beginnend mit der Version ASTEC V0 seit 1998 durchgeführt. Dabei wurde die Phase des Ausdampfens des Kerns nur vereinfacht simuliert. Das in ASTEC V0 verwendete Modul VULCAIN begann mit der Simulation, wenn der Wasserspiegel im RDB die obere Kerngitterplatte erreicht hatte. Das Verdampfen des Wassers im Kern wurde mit einer vereinfachten Modellierung berechnet. In der späten Phase wurden die Bildung und Entwicklung eines Schmelzesees, das Abstürzen der Kernschmelze in die Kalotte des RDB-Bodens und - mit größerer Modellierung - das Verhalten der Kernschmelze in der Kalotte sowie das RDB-Versagen simuliert. Die Ergebnisse zweier Leckstörfälle wurden mit MELCOR-Rechnungen verglichen. Für den Bruch der Druckhalterverbindungsleitung war eine MELCOR 1.8.3-Analyse verfügbar und für das 200 cm² Leck im heißen Strang eine MELCOR 1.8.4-Analyse /SCH 03/.

Mit Übergang auf die Version V1 beschreiben die neu entwickelten Module CESAR und DIVA die Phänomene und transienten Prozessparameter im Kühlkreislauf und im Kern sowohl vor als auch während der Kernzerstörungsphase. CESAR simuliert dabei die Thermohydraulik im gesamten Primärkreis bis zum Beginn der Kernzerstörung. Abhängig von speziellen Kriterien wie Dampftemperatur und Dampfgehalt in der Kernregion, die auch vom Anwender gezielt vorgegeben werden können, wird das Modul DIVA aktiviert, welches ab diesem Zeitpunkt die Thermohydraulik und Zerstörungen im Kernbereich bis zur oberen Gitterplatte, im untere Plenum und einen Teil des Fall-

raums (engl. 'Downcomer') modelliert, während CESAR weiterhin das obere Plenum, den Deckelbereich, den oberen Teil des Fallraums und den gesamten Kühlkreislauf (sowohl primär- als auch sekundärseitig) erfasst.

DIVA verfügt über einen eigenen Thermohydraulik-Modul, dessen Modelle auf einphasige Gasströmungen beschränkt sind. Bilanziert wird die Strömung des Dampfes mit darin befindlichem Inertgas. Wasser und damit z. B. die Thermohydraulik während des Quenchvorganges können nicht realistisch berücksichtigt werden. Die DIVA-Thermohydraulik basiert daher auf einem 3-Gleichungssystem mit Berücksichtigung von Inertgasen. Eine erweiterte Version zur Berücksichtigung der Wasserphase befindet sich derzeit in der Entwicklung und ist basierend auf einer vollständig neuen Kopplungsstrategie für die Version V2.1 geplant. Dann wird die Thermohydraulik im gesamten Kühlkreislauf einschließlich der Kernregion sowie des unteren Plenums von CESAR gerechnet, während das Modul DIVA, bzw. das Nachfolgemodul ICARE2, „nur“ noch die Kern- und Strukturmaterialien behandelt. Ist die Schnittstelle bei der derzeitigen Kopplung zwischen DIVA und CESAR eine rein thermohydraulische jeweils am oberen Ende des Kerns sowie im Downcomer wird die Schnittstelle bei Version V2.1 die Oberfläche der Kern- und Strukturmaterialien sein. Diese muss in der Lage sein, die im Verlaufe der Kernzerstörung auftretenden Geometrieänderungen, beginnend bei der intakten Brennstabgeometrie bis zur Bildung ausgedehnter Schmelzeseen und poröser Schüttbetten, unter Berücksichtigung maßgeblicher Phänomene und Ereignisse realistisch abzubilden. Dazu zählen dann auch die mit dem Eintrag von Wasser in der späten Phase eines Unfalls auftretenden Quenchprozesse, die sowohl noch intakte Kernregionen aus Brennstäben als auch poröse Schüttbetten, in die dann das Wasser zur Kühlung eindringen kann, betreffen. Hier ist zukünftig ein erhöhter Aufwand zur Neubewertung der Modellierung notwendig.

Eine erste Analyse im Rahmen des Vorhabens RS1147 mit der ASTEC-Version V1.3 zeigte, dass die Stabilität des Codes signifikant erhöht worden ist /ALL 07/. Eine Rechnung mit allen Modulen war möglich. Einige Parameter für die Simulation eines Leckstörfalls wurden mit MELCOR verglichen und zeigten, dass in den wesentlichen thermohydraulischen Ergebnissen wie Primärkreisdruck oder Druck im Sicherheitsbehälter qualitativ und quantitativ ähnliche Resultate erzielt werden konnten. Große Unterschiede wurden noch bei der Wasserstoffproduktion in der In-Vessel-Phase beobachtet. Nur 50 % der Wasserstoff-Masse, die MELCOR ausrechnet, konnte erzielt werden. Außerdem traten Unterschiede in der Freisetzungsrates von Aerosolen und Edelgasen aus dem Reaktorkern auf. Die in den Sicherheitsbehälter gelangten Aero-

sol- und Jodmassen sind zu gering, möglicherweise wegen zu hoher Ablagerungen im oberen Plenum.

Die ASTEC-Rechnungen im Vorhaben RS1180 wurden mit den Modulen CESAR, DIVA, CPA, CORIUM, RUPUICUV, SOPHAEROS, IODE, ISODOP und MEDICIS durchgeführt. Somit sind alle Module zur Berechnung der wesentlichen Phänomene während des Störfalls aktiviert (vgl. Abb. 2-1).

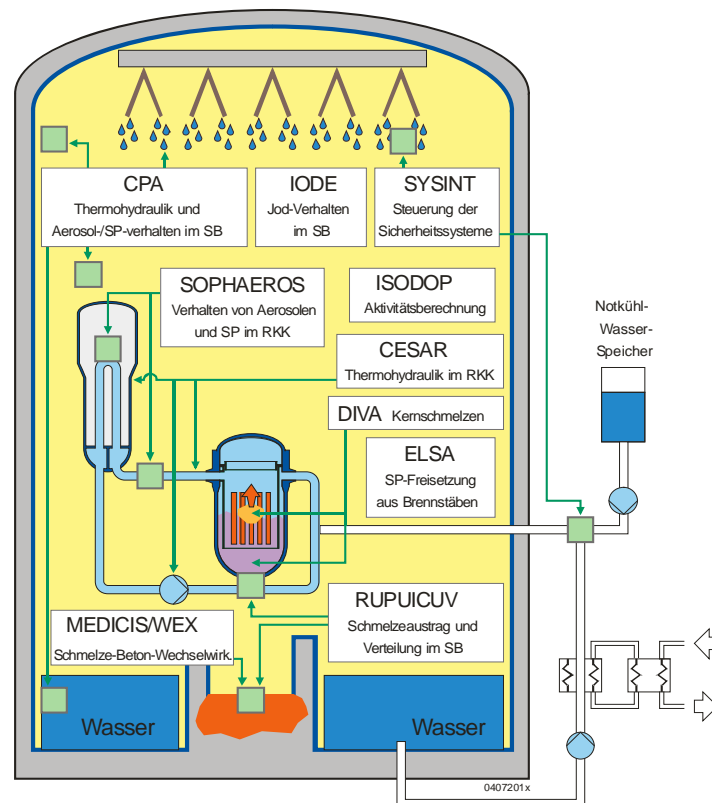


Abb. 2-1 Module des Integralcodes ASTEC V1.33

Ebenso wie ASTEC verfügt MELCOR über ein eigenes Thermohydraulik-Modul, bestehend aus den in den Systemcode eingebundenen Programmpaketen CVH und FL (Control Volume Hydrodynamics and Flow Path Package). Das Modul basiert im Prinzip auf einem 6-Gleichungs-Ansatz mit Berücksichtigung von Inertgasen. Allerdings unterscheidet sich die mögliche Zusammensetzung der Phasen. Da das MELCOR Thermohydraulik-Modul nicht nur Vorgänge in Strömungskanälen (d. h. Reaktorkreislauf) sondern auch in größeren Räumen (d. h. Containment) erfasst, wird ein Zweiphasensystem in Anlehnung an typische Containmentanalyse-Codes wie COCOSYS als ein System bestehend aus einem sogenannten 'Pool'-Bereich, in dem sich hauptsächlich Wasser befindet und einem Atmosphären Bereich, in dem sich hauptsächlich Gase

befinden, aufgefasst. Der MELCOR-‘Pool’-Bereich, als die eine Phase, enthält neben Wasser auch Dampfblasen. Der MELCOR-Atmosphären-Bereich als die zweite Phase, enthält neben Wasserdampf auch Wassertropfen (‘Nebel’) sowie verschiedene Inertgase.

Die nachfolgende Abb. 2-2 verdeutlicht die in MELCOR modellierten Prozesse.

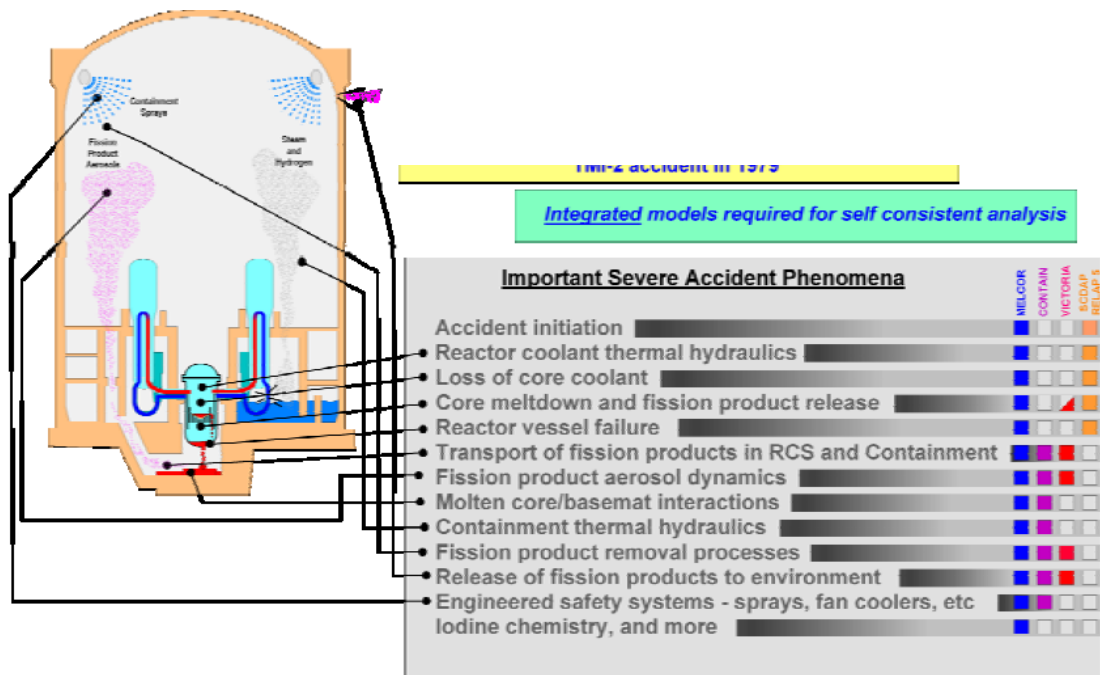


Abb. 2-2 Berücksichtigte Phänomene von Unfällen in MELCOR 1.8.6

Neben vielen anderen Modellverbesserungen zeichnet sich MELCOR 1.8.6 insbesondere durch ein modifiziertes ‘COR-Package’ aus. Dazu wurden neue Modelle für einen entmischten Schmelzpool, für Krustenbildung, für das Quenchen sowie für die Kernumrandung eingebaut. Dies geschah speziell mit Blick auf eine realistischere Modellierung der Phänomene des Unfalls im U.S.-Kernkraftwerk TMI-2. Des Weiteren wurde das Modell für das untere Plenum überarbeitet um eine realistische Abbildung der Geometrie zu ermöglichen (vgl. Abb. 2-3).

Eine detaillierte Beschreibung der Modelle ist in den MELCOR Handbüchern /GAU 05/ zu finden.

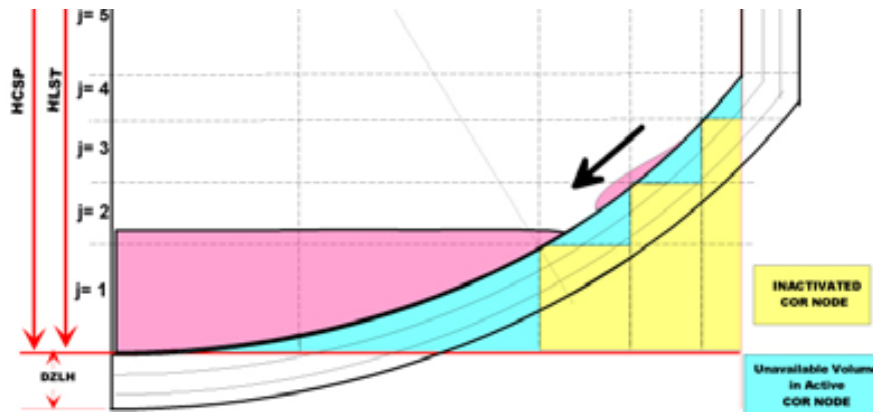


Abb. 2-3 Optionale Nodalisierung des unteren Plenums ab MELCOR 1.8.6

Ebenso wie in ASTEC, bei dem die Kernzerstörungsphase mit dem Modul DIVA berechnet wird, stellt MELCOR mit dem 'COR-Package' ein spezielles Package bereit. Im Folgenden wird eine kurze Übersicht über die Kernschmelzmodelle gegeben. Generell wurde bei der Erstellung der Datensätze für beide Programme den Empfehlungen der Entwickler gefolgt.

Mit Freilegung der Brennstäbe und verminderter Wärmeabgabe an den Dampf heizen sich zum einen die Brennstäbe auf, zum anderen startet die exotherme Zirkon-Dampf Reaktion an den Hüllrohren. Die hierbei einsetzende Wasserstofffreisetzung wird bei beiden Codes mit den Beziehungen von Urbanic-Heidrich /URB 78/ berechnet. Die Reaktion beginnt ab ca. 1100 K. MELCOR wie ASTEC berücksichtigen zudem die Oxidation von Stahl bzw. Eisen im Kernbereich. Beide Materialien oxidieren in der späteren Phase auch im Schmelzebett. Ein Unterschied, der auch bei den hier vorgestellten Rechnungen deutlich wurde, liegt darin, dass MELCOR die äußere Kernstruktur (Kernumfassung), die als Objekt im HS-Package definiert ist, prinzipiell erst oxidieren kann, nachdem sie geschmolzen und in die Kernregion verlagert ist und zu Bestandteilen des COR-Packages wurde. ASTEC hingegen kann schon mit Aktivierung des DIVA Moduls alle Kern- und RDB-Strukturen oxidieren und abschmelzen.

Bei MELCOR erfolgt das Aufplatzen der Hüllrohre der Brennstäbe bei 1173 K, unabhängig vom Systemdruck. Ein Aufblähen der Hüllrohre ist in diesem Modell nicht berücksichtigt. Gleichzeitig mit dem Aufplatzen werden leichtflüchtige Spaltprodukte freigesetzt (z. B. Xe, Te, I, Cs). Die Entwickler empfehlen, das derzeit vorhandene Modell zur Berechnung eutektischer Reaktionen, die zwischen Hüllrohr / Brennstoff, Absorbermaterial (Ag,In,Cd) / Stahlröhrchen etc. ablaufen, nicht anzuwenden. Die Schmelztemperatur des Zirkalloys der Hüllrohre ist mit 2098 K festgelegt, die Brenn-

stäbe versagen komplett bei 2500 K. Die Schmelze fließt nach unten in kältere Regionen ab und erstarrt dort wieder. In MELCOR wird dieses Material als 'conglomerate debris' bezeichnet. Material, das beim Absturz von Brennstäben oder anderen Kernmaterialien nach deren kompletter Zerstörung auftritt, wird in MELCOR als 'particulate debris' bezeichnet.

Bei ASTEC kann das Hüllrohr infolge Innendruck (3 MPa) zunächst aufblähen und nachfolgend durch Kriechversagen oder durch Spröbruch abhängig vom Oxidationsgrad und der Temperatur aufplatzen, wozu verschiedene Kriterien wie Oxidschichtdicke und Temperaturen im Datensatz spezifiziert werden. Zusätzlich kann spezifiziert werden, ob das Material nur aufreißt oder abplatzt und verlagert wird. Zudem wird nach Versagen der Hüllrohre einer repräsentativen Brennstabregion auch die Oxidation der Innenwände der Hüllrohre zugelassen, wodurch nachfolgend ein deutlich verstärkter Oxidationsvorgang ermöglicht wird.

Alle zylindrischen Strukturen, im Wesentlichen die Brennstäbe und Hüllrohre, die in DIVA modelliert werden können infolge thermischer Expansion die Strömungsquerschnitte verändern und somit Einfluss auf die Strömungsverhältnisse nehmen.

Bei MELCOR oxidiert das Hüllrohr an der Außenseite, während auf der Innenseite metallisches Zr bei Temperaturen > 2030 K bereits zu schmelzen beginnt. Die Oxidschicht außen behindert den Austritt des geschmolzenen Materials bis eine Temperatur von ~ 2400 K erreicht ist. Dann fließt Schmelze entlang des Hüllrohrs nach unten in kältere Regionen ab. In MELCOR ist die Bildung eines Eutektikums zwischen Zirkon und dem Brennstoff (UO_2) derzeit nicht modelliert, in ASTEC wird es durch entsprechende Eingabeparameter berücksichtigt. Bei ASTEC werden ebenso chemische Wechselwirkung zwischen Stahl und Zirkon, sowie die Auflösung von Zirkon durch die Inconel-Abstandshalter modelliert.

Beide Codes rechnen die Umlagerung von Material sobald geschmolzene Kern- oder Strukturbestandteile nach unten abfließen können und in kälteren Bereichen wieder erstarrt (sogenanntes 'candling'). Nach der axialen Umlagerung erfolgt ein Ausgleich von Material in radialer Richtung zwischen den einzelnen Zellen.

Die Umlagerung von Schmelze und Schüttmaterial (sog. 'debris') ins untere Plenum wird durch die untere Kerngitterplatte zunächst gestoppt, bis die vorgegebene Versagenstemperatur erreicht ist. Sie beträgt bei MELCOR 1273 K und bei ASTEC wie für alle Stahlstrukturen 1671 K.

Nach dem Versagen der Gitterplatte stürzt das geschmolzene Material in axialer und radialer Richtung in die Zellen des unteren Plenums. Sobald Schmelze in das wassergefüllte, untere Plenum stürzt, wird ein einfaches Quench-Modell zur Beschreibung des Abkühlvorgangs in Kombination mit einer heftigen Verdampfung in beiden Codes verwendet. Die Schmelze kann sich dann in Schichten im unteren Plenum ansammeln, wobei die unterste Schicht das oxidische Material ist, darüber eine metallische Phase, die durch eine mögliche Kruste abgedeckt wird. ASTEC kann zusätzlich auch noch ein Schüttbett auf der Kruste rechnen. Ebenso wird eine isolierende Kruste zwischen oxidischer Schmelze und RDB-Wand berücksichtigt. Je nach Zusammensetzung der Schmelze kann auch eine Schichtung mit einer metallischen Phase am unteren Ende der Bodenkalotte mit darüber liegender oxidischer Phase in ASTEC gerechnet werden.

Bei den hier vorgestellten MELCOR-Rechnungen wird das Versagen des Bodens mit einem 'creep-rupture'-Modell simuliert, das das Kriechversagen der RDB-Wand infolge viskoplastischer Verformung simuliert. Diese tritt für die hier betrachteten Reaktorbaustähle prinzipiell bereits ab ca. 700 K auf. Die Simulation des Auftretens des Kriechens infolge hoher Temperaturen oder einer großen Last basiert auf dem Larsen-Miller-Parameter, der Druckdifferenz über dem Boden und weiteren Parametern. Das Versagen wird dann als Funktion einer plastischen Verformung bestimmt.

Bei ASTEC können verschiedene Versagensarten, angefangen vom Kriechversagen, über Hochdruckversagen bis hin zum reinen Aufschmelzen auftreten und modellmäßig erfasst werden. Die entsprechenden Modelle werden automatisch aktiviert. Die Modellansätze berücksichtigen französische und amerikanische Stähle, Materialeigenschaften deutscher Reaktorstähle werden derzeit nicht berücksichtigt.

- Die Modelle zum RDB-Versagen sind parametrischer Natur und können das wahre Verhalten nur vereinfachend wiedergeben. Ebenso sind in beiden Codes nur sehr vereinfachte Ansätze für die nach RDB-Versagen austretende Schmelze realisiert. Eine detaillierte Modellierung des Ausfließens der Schmelze aus dem RDB würde einen 3-dimensionalen Ansatz verfolgen müssen, der über den Anspruch der hier betrachteten Integralcodes hinausgeht. Mit Blick auf die Verlagerung von Schmel-

ze aus dem RDB in die Reaktorgrube bei RDB-Versagen bestehen bei beiden Codes Schwächen. Hier ist eine eingehende Prüfung der Auswirkung auf die nachfolgende MCCI-Phase wünschenswert, insbesondere in Anbetracht der Tatsache, dass kein Programm derzeit das mögliche Abschmelzen der RDB-Bodenkalotte mit maximal ca. 80 t reiner Stahlteile berücksichtigt. Gleichwohl errechnen beide Programme ein Aufschmelzen der Anfangsöffnung bei RDB-Versagen.

3 Datensatzbeschreibung für ASTEC und MELCOR

Dieses Kapitel behandelt die deterministische Analyse ausgewählter Störfälle wie sie prinzipiell im Rahmen einer PSA der Stufe 2 für Zustände des Leistungsbetriebs durchgeführt würden, d. h. startend mit den Vorgängen ab Störfallinitiierung (Leck oder Transiente) über den Beginn des Kernschmelzens bis hin zu der Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung. Die Phänomene bei Unfällen mit Kernzerstörung werden seit langem intensiv untersucht. Die dabei gewonnenen Kenntnisse fließen in Rechenprogramme, die auch in den hier durchgeführten Analysen verwendet worden sind, zur deterministischen Simulation des Unfallablaufs und damit zur Sicherheitsbewertung ein. Die hier vorgestellten Rechnungen zielen zunächst nur auf eine prinzipielle Bewertung von ASTEC hinsichtlich des Einsatzes als Werkzeug im Rahmen einer PSA der Stufe 2 ab. Die dabei untersuchten Unfallszenarien stellen somit nur einen Ausschnitt aus dem breiten Spektrum möglicher Störfälle mit Kernschmelzen dar. Demzufolge lassen sich aus den Ergebnissen keine Aussagen hinsichtlich der Sicherheit der untersuchten Anlage ableiten.

Die Aussagesicherheit der zu erzielenden Ergebnisse hängt maßgeblich von zwei Faktoren ab. Einerseits sind dies die im jeweiligen Programmsystem aktivierten Modelle zur realistischen Abbildung der entsprechenden Phänomene. Dazu sind die notwendigen Eingabeparameter zur Berechnung spezifischer Phänomene entsprechend den Anforderungen im Eingabedatensatz zu spezifizieren. Abhängig von der Umsetzung im jeweiligen Programmsystem sind teils unterschiedliche Parameter zu definieren. Andererseits bestimmen im Allgemeinen der Grad der Detaillierung der Anlage und ihre programmtechnische Umsetzung in ein geeignetes Nodalisierungsschema die Qualität der Ergebnisse. Schließlich sind die Erfahrung und Kenntnis des Codeanwenders bei der Erstellung des Datensatzes sowie der Auswertung der Rechnungsergebnisse von nicht zu unterschätzender Bedeutung.

Aus zurückliegenden Vorhaben der GRS stand für beide Programme ein Basisdatensatz für einen DWR vom Typ KONVOI zur Verfügung. Die prinzipielle Nodalisierung von Reaktorkreislauf und Sicherheitsbehälter ist in beiden Datensätzen weitgehend ähnlich, was unter Gesichtspunkten der Vergleichbarkeit der Rechnungen im Vorhaben wichtig ist.

Die Nodalisierung für ASTEC und MELCOR wird im Nachfolgenden kurz erläutert und stellt quasi den Basisdatensatz dar, der für das jeweils betrachtete Störfallszenario gewisse Modifikationen erfährt, wie z. B. unterschiedliche Verfügbarkeiten von Not- und Nachkühlsystemen, Leckposition usw..

3.1 Reaktorkühlsystem

Die Untersuchungen wurden für einen deutschen DWR mit 1300 MW elektrischer Leistung durchgeführt. Der Reaktorkühlkreislauf besteht in beiden Programmen aus dem Reaktordruckbehälter (RDB), den Modellloops des Sekundär- und Primärkreislaufs, einer Abbildung des Druckhalters und seines Abblasetanks sowie betrieblicher Systeme (Pumpen, Ventile, Behälter). Abb. 3-1 bzw. 3-2 zeigen das prinzipielle Schema der Nodalisierung des Reaktorkühlsystems für ASTEC und MELCOR, das für diese Analysen verwendet wurde. Die zwei Loops (Kreisläufe) stellen den RKL dar. Der eine enthält den Druckhalter und ein eventuelles Leck, während der zweite Kreislauf die anderen drei identisch aufgebauten Kühlkreisläufe zusammenfasst, was im Allgemeinen nicht nur eine Vereinfachung des Datensatzes zur Folge hat, sondern insbesondere auch den Rechenaufwand und somit die Rechenzeit vermindert. Dieses Vorgehen ist gängige Praxis und wurde auch hier angewendet. Die Anzahl verwendeter Zonen unterscheidet sich etwas zwischen beiden Programmen z. B. im Bereich des Reaktorkerns und der Dampferzeuger, was u. A. durch die Art der Modellierung der Thermodynamik in den beiden Programmen bedingt ist, aber auch auf Anwendererfahrungen zurückzuführen ist. Die unabhängig von der Nodalisierung der thermofluidynamischen Zonen des Reaktorkreislaufs vorzunehmende Unterteilung des Reaktorkerns in radiale Zonen und axiale Bereiche ist in beiden Programmen gleich gewählt.

- **ASTEC – CESAR Modul**

Die Grundlagen für die CESAR-Nodalisierung stammen von einer ASTEC/CESAR-Rechnung, der eine detaillierte ATHLET-Nodalisierung zu Grunde lag. Die 4 Stränge des Kühlkreislaufs mit U-Rohr-Dampferzeuger wurden, wie eingangs erwähnt, auf einen Einzelstrang, der den Druckhalter und ein mögliches Leck enthält, und einen Dreifachstrang, der die anderen Kreisläufe repräsentierte, abgebildet. Die Volumenausgleichsleitung ist mit zwei Volumen dargestellt und der Druckhalter durch ein Volumen mit einem Gemischspiegel. Dies ist insbesondere für das Unfallszenario mit unterstelltem Speisewasserausfall notwendig, da die thermohydraulischen Zustände im

Druckhalter den Fortgang der Sequenz beeinflussen. Die Nodalisierung mit nur einem Volumen für den Druckhalter folgt den Empfehlungen von IRSN, sollte aber auf Grund der Erfahrungen aus MELCOR eingehender überprüft werden.

Weiterhin wurden die Notkühlsysteme und deren automatische Aktivierung und Abschaltung im Datensatz berücksichtigt. Durch die Kopplung mit DIVA wurde nachfolgend auch die Simulation der Kernzerstörung, der Spaltprodukt-Freisetzung und des Spaltprodukttransport ins Containment möglich. Diese umfangreiche Erweiterung des Datensatzes machte eine Vereinfachung der Nodalisierung des Primärkreises erforderlich. Die Anzahl der Volumina im Primärkreis wurde reduziert. Durch einen Vergleich beider Nodalisierungen konnte gezeigt werden, dass die Ergebnisse nicht signifikant verändert werden.

Die Nodalisierung des oberen Teils des RDB besteht aus drei Volumina, dem oberen Deckelbereich mit einem homogenen Volumen, dem oberen Plenum und dem oberen Bereich des Rückströmraums, der einen Gemischspiegel besitzt. Der untere Teil des Kerns wird abgebildet durch ein Volumen für das untere Plenum verbunden mit dem Rückströmraum und dem Eintrittsvolumen des Kerns, das die Strömung durch den Kern und in den Reflektorbypass verteilt. Eine Besonderheit von ASTEC besteht darin, dass bis zum Beginn der Kernaufheizung und der dann einsetzenden Wasserstofffreisetzung infolge Hüllrohroxidation, das Modul CESAR den gesamten Kühlkreislauf einschließlich des Reaktordruckbehälters rechnet. Der CESAR-Kern wird im vorliegenden Fall aus zehn axialen und einem radialen Knoten gebildet. Diese Nodalisierung leitet sich teils aus den im Eingabedatensatz definierten Daten für das Modul DIVA ab. Für DIVA wird die Kernnodalisierung im Eingabedatensatz vom Anwender detailliert spezifiziert für Brennstäbe, Hüllrohre, Absorberstäbe, unteres Plenum sowie für die Kernumfassung, den Kernmantel und die Reaktordruckbehälterwand. Für die Rechnung wird dann intern in ASTEC aus dieser Spezifikation die Nodalisierung für die Kernnodalisierung von CESAR abgeleitet, allerdings mit einem sehr vereinfachten Kern. Dabei besteht der CESAR Kern aus nur einem Volumen mit einer repräsentativen Brennstabregion. Erst mit dem Start von DIVA werden die einzelnen Brennstabregionen aktiv. Erst dann werden auch Phänomene wie Oxidation, Wasserstofffreisetzung sowie alle mit der Kernzerstörung (Schmelzen, Verlagerung etc.) verbundenen Phänomene gerechnet. Für ASTEC V1.3 ist die übliche und empfohlene Vorgehensweise die, dass der Anwender das Kernmodell für DIVA definiert und ASTEC intern aus dieser DIVA Nodalisierung zu Beginn der Rechnung ein vereinfachtes CESAR-Kernmodell ableitet. Dadurch können Unterschiede insbesondere in der radialen Leistungsvertei-

- MELCOR

Das Schema der Nodalisierung des Reaktorkühlsystems für MELCOR ist Abb. 3-2 zu entnehmen. Die prinzipielle Nodalisierung wurde weitestgehend unverändert gelassen, so wie sie sich in zurückliegenden Vorhaben bewährt hatte. Die vier Kühlstränge des realen Systems werden analog zu ASTEC mit zwei Loops simuliert. Einer repräsentiert den einzelnen Strang, an den der Druckhalter angebunden ist, während der andere die drei übrigen Stränge des Systems zusammenfasst.

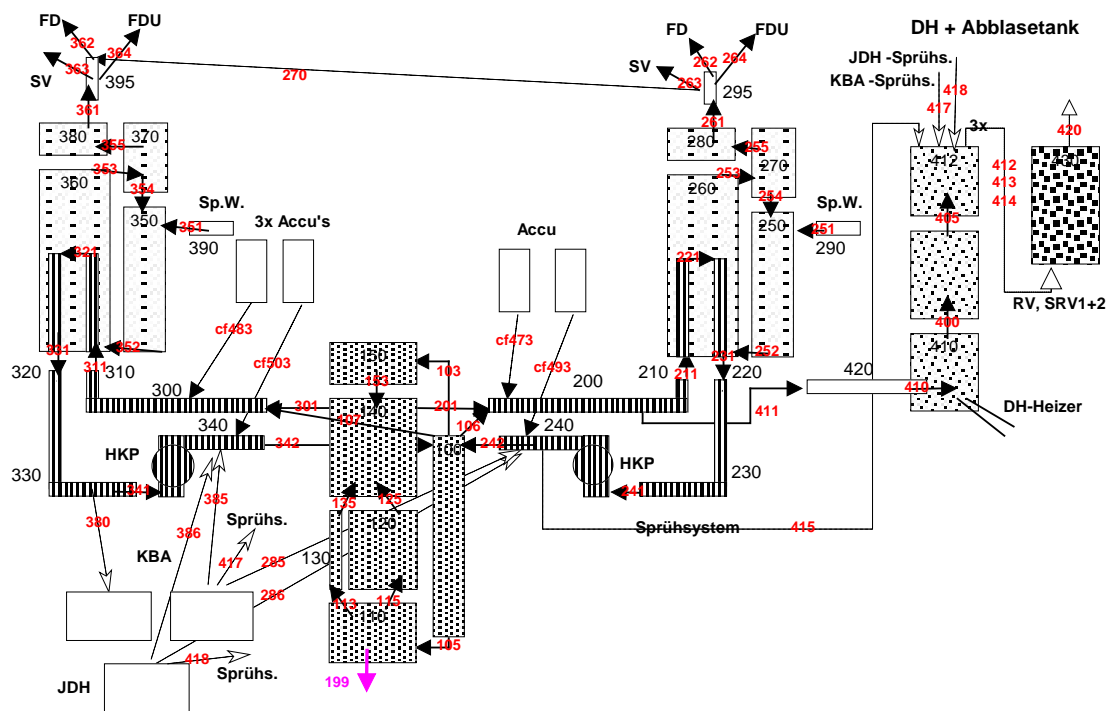


Abb. 3-2 MELCOR: DWR-Schema des Reaktorkühlkreislaufs

Jeder dieser beiden Loops wird mit fünf Kontrollvolumina (CV) modelliert, die durch Strömungspfade miteinander verbunden sind. Die Hauptkühlmittelpumpen sind durch Berücksichtigung des Energieeintrags und der Druckerhöhung zur Kompensation des Druckverlustes in den Strängen berücksichtigt.

Der Druckhalter (DH) ist an den Einfach-Loop über ein einzelnes Kontrollvolumen mit Strömungspfaden angebunden. Er wird mit drei Volumina und entsprechenden Verbindungen modelliert. An den DH ist der Abblasebehälter über Leitungen (Strömungspfade) angeschlossen. Heiz- und Sprühsystem im DH sind simuliert ebenso wie die Abblase- und Sicherheitsventile.

Die Hochdruck-Einspeisungen des Notkühlsystems in die heißen Stränge des Kühlkreislaufts sind ebenso wie die Niederdruck-Einspeisungen in die heißen und kalten Stränge modelliert. Die acht Druckspeicher, die unter bestimmten Bedingungen in die kalten und heißen Stränge des Primärkreises einspeisen können, sind als passives System berücksichtigt.

Die Dampferzeuger (DE) sind mit vier Kontrollvolumina abgebildet (vgl. Abb. 3-2): Fallraum, Steigraum, Grob- und Feinabscheider (Trockner) sowie den Dom. Die Speisewasserleitung ist an den Fallraum angebunden. Der erzeugte Frischdampf (FD) wird aus dem Dom über ein separates Volumen in das Frischdampf-Sammelsystem abgeleitet. An dieses separate Volumen sind die DE-Sicherheitsventile (SV) und die Frischdampf-Umleitstation (FDU) angeschlossen. Die Dampferzeuger-Heizrohre sind als Strukturen zur Übertragung der Energie von der Primär- zur Sekundärseite modelliert. Das Notspeisewassersystem ist als Massen- und Energiequelle im DE-Fallraum modelliert.

An die Kontrollvolumina sind wärmeübertragende Strukturen angebunden. Diese Komponenten können aus mehreren Schichten unterschiedlicher Materialien und Dicken bestehen.

Es gibt verschiedene Kontroll-, Operations- und Reaktorschutzsignale, die mit Kontrollfunktionen oder Tabellen abgebildet werden können. Bei der Diskussion der Ergebnisse wird auf die verwendeten Funktionen näher eingegangen.

3.2 Druckbehälter und Reaktorkern

- ASTEC – DIVA Modul

Die aktive Kernregion ist als zylindrische Geometrie abgebildet und in 10 axiale Schnitte mit konstanter Höhe unterteilt. Das radiale Netz besteht aus 6 konzentrischen Ringen, für die jeweils ein äquivalenter Durchmesser ermittelt wurde. Die Brennelemente stehen auf einer Kerntragestruktur, der unteren Kerntrageplatte. Diese Platte wurde modelliert und in den DIVA-Kern eingefügt. Im unteren Plenum befindet sich eine Siebtonne, die als Strömungsverteiler dient. Diese Siebtonne wurde als Struktur in der Nodalisierung für den Diva-Teil vereinfacht berücksichtigt eingebaut.

Die DIVA-Nodalisierung wurde angepasst an die Erfordernisse des deutschen DWR vom Typ KONVOI 1300. In Abb. 3-3 ist die DIVA-Nodalisierung mit dem sechs Zonen Kern dem CESAR-Kern gegenüber gestellt.

Das ‚CAND‘-Modell für das Abschmelzen der Brennstäbe und die Umlagerung des geschmolzenen Gemisches entlang den Brennstäben und das Modell für die Berücksichtigung der Kernstrahlung wurden aktiviert. Die Anwendung der neu implementierten ‚MAGMA‘ und ‚BED‘ Modelle zur Modellierung eines Schmelzepools mit einem Schüttbett (engl. ‚debris-bed‘) wurde nach Rücksprache mit IRSN zurück gestellt. Diese Modellierung wurde in einem späteren Entwicklungsschritt von ASTEC wieder aufgegriffen und steht erst für die Version ASTEC V2.0 zur Verfügung, die hier nicht mehr zum Einsatz kam.

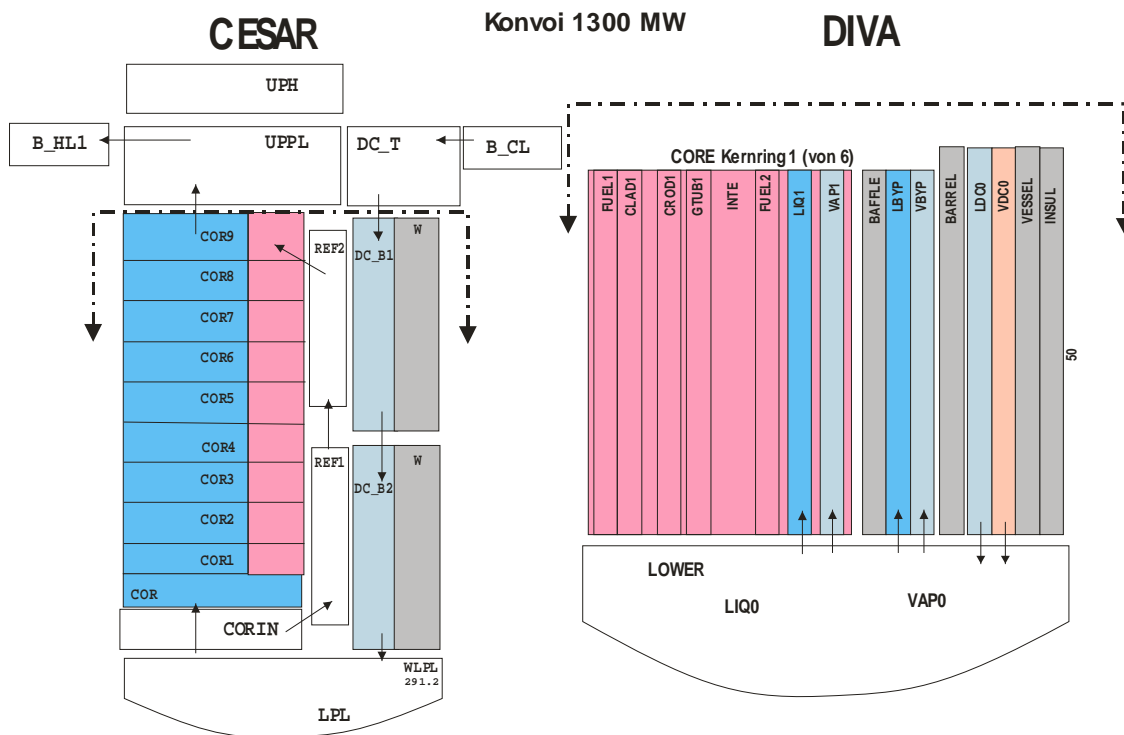


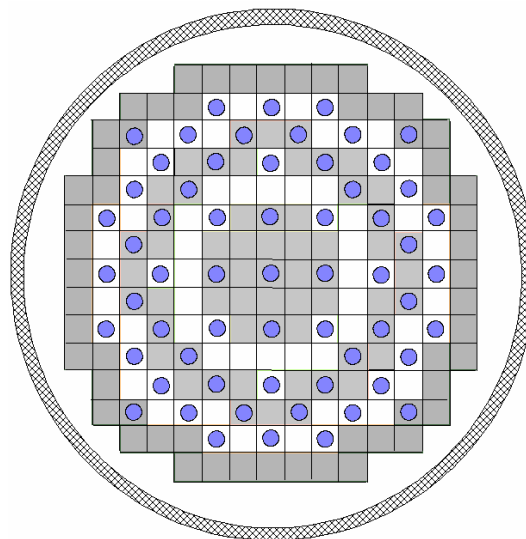
Abb. 3-3 ASTEC: Vergleich der CESAR- und DIVA-Kernmodellierung

- MELCOR

Die thermo-hydraulischen Bereiche des Reaktordruckbehälters (RDB) sind mit sechs Kontrollvolumina und den sie untereinander verbindenden Strömungspfaden modelliert. Mit den Kontrollvolumina werden folgende Bereiche modelliert: Fallraum (‘down-

comer'), unteres Plenum, Kern mit den Brennstäben, Kernbypass und oberes Plenum. Der Kernbereich beginnt bei den Brennelementfüßen (BE-Füßen) und endet oberhalb der BE-Köpfe.

Für MELCOR gibt es ein spezielles Modell, das COR-Package, das zur detaillierten Beschreibung der Phänomene im Kernbereich und im unteren Plenum mit einer eigenen Nodalisierung der Brenn- und Steuerelemente dient. Abb. 3-4 zeigt schematisch die gewählte radiale Unterteilung des DWR-Kerns in 5 konzentrische Ringe. In der Abbildung sind die Anzahl der Brennelemente (BE) und der Absorberstäbe in radialer Nodalisierung aufgelistet. Die Positionen der Absorberstäbe sind durch blaue Punkte gekennzeichnet. Die Unterteilung in fünf radiale Zonen wurde beibehalten. Sie wurde gewählt, um das radiale Leistungsprofil genügend genau simulieren zu können. Eine Umstellung entsprechend der ASTEC-Modellierung auf 6 konzentrische Ringe wurde wegen des erforderlichen Aufwandes verworfen. Erforderliche Anpassungen an die neuen Modelle in MELCOR 1.8.6 wurden durchgeführt.



| Ring | 1 (innen) | 2 | 3 | 4 | 5 (außen) |
|----------------------|--------------|----|----|----|--------------|
| Anzahl Steuerstäbe | 5 | 8 | 20 | 24 | 4 |
| Anzahl Brennelemente | 21 | 28 | 40 | 48 | 56 |

Abb. 3-4 MELCOR: radiale Unterteilung der Kernregion /SON 98/

Axial sind das untere Plenum und der Kernbereich in fünfzehn Ebenen unterteilt. Die drei unteren Ebenen repräsentieren das untere Plenum, die restlichen die wesentlichen Bereiche des Kernbereichs. Für den aktiven Bereich des Kerns mit den UO₂-Pellets er-

geben sich somit zehn äquidistante axiale Ebenen, wie in ASTEC. Darunter und darüber befinden sich zwei Bereiche, die die BE-Füße bzw. die BE-Köpfe beinhalten. Das untere Kerngitter wird gesondert in Ebene drei modelliert, da es als Struktur mit einer Rückhaltefunktion für geschmolzenes, herabgefallenes Material dient. Erst nach Erreichen einer vorgegebenen Versagenstemperatur (vorgegeben: 1473 K) wird Material ins untere Plenum umgelagert.

Eine Einschränkung in MELCOR besteht darin, dass die Oxidation und die damit verbundene H₂-Freisetzung der den Reaktorkern umgebenden Stahlkomponenten (Kernbehälter und oberes Kerngitter), die in MELCOR als Wärmestrukturen modelliert werden, a priori nicht berechnet werden kann. Erst mit Aufschmelzen und Verlagerung solcher Strukturen in den Kernbereich werden sie programmtechnisch dem COR-Package zugeordnet und können nachfolgend oxidieren. Dagegen wird eine Oxidation und ein Versagen bzw. Schmelzen der unteren Kerngitterplatte, des unteren Kerngitters als auch der Kernumfassung berechnet, da diese Komponenten direkt im COR-Package definiert werden. Generell dominiert aber die H₂-Erzeugung durch die Oxidation der BE-Hüllrohre.

In MELCOR 1.8.6 wurden die Möglichkeiten der Modellierung des unteren Plenums dahingehend erweitert, dass jetzt die reale Geometrie berücksichtigt werden kann (vgl. Abb. 3-5). Der verwendete Datensatz wurde entsprechend erweitert und für das untere Plenum ein 6. Ring ergänzt. Der RDB Boden wurde ebenfalls angepasst und besteht aus 11 Segmenten mit jeweils fünfzehn Schichten. Das Versagen wird mit einem speziellen 'creep rupture model' in MELCOR beschrieben. Eine detaillierte Beschreibung hierzu ist in /GAU 05/ beschrieben.

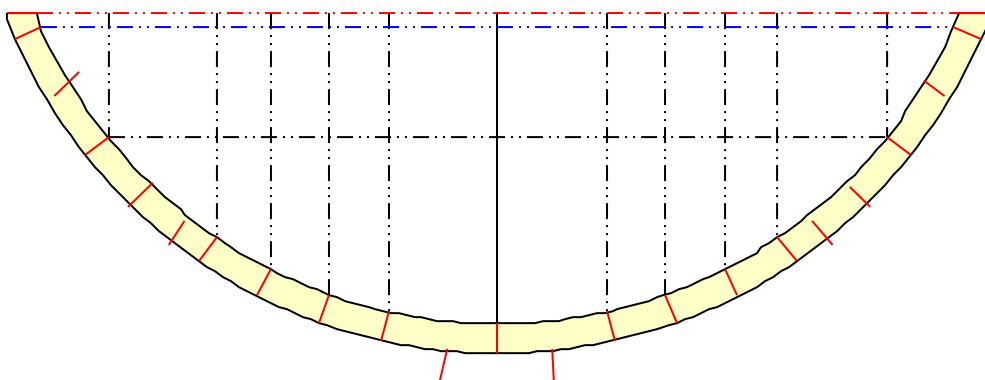


Abb. 3-5 MELCOR: axiale und radiale Unterteilung des unteren Plenums und des RDB-Bodens

3.3 Sicherheitsbehälter

- ASTEC – CPA Modul

Dem Containment Modell für die ASTEC-Rechnung liegt dieselbe geometrische Aufteilung zu Grunde wie dem Modell, das für die MELCOR Analyse benutzt worden war (Abb. 3-6). Die thermohydraulischen Randbedingungen wurden entsprechend den Anforderungen des CPA-Moduls umgesetzt. Das Containment ist unterteilt in zwei nahezu symmetrische Hälften. Ausnahmen betreffen die zentral angeordneten Räume wie Sumpf, Kaverne, Reaktorraum und Dom. Sie wurden nicht weiter unterteilt. Kleinere Räume und zum Beispiel Treppenhäuser wurden immer zusammengefasst und den angrenzenden Räumen zu geschlagen. Die Anlagenräume (DEOBOXA, DEOBOXB, HKPA; DHHKPB, DEMBOXA, DEMBOXB, RRAUM; PKLA, PKLB, CAVITY; SUMPF) wurden mit elf Volumina und die Betriebsräume (OBKUPPEL, KUPPELA, KUPPELB, OPERA, OPERB, UKUPA, UKUPB, UPERA, UPERB) mit neun Volumina nodalisiert. Der Ringraum wurde in drei Zonen unterteilt (RROBEN, RRMITTE, RRUNTEN). Ein virtuelles Volumen (ENVIRON) mit zeitabhängigen und konstanten Randbedingungen wird verwendet zur Berücksichtigung der Umgebung. Bei der Zusammenstellung der Volumina wurden bestehende Verbindungen zwischen den Containmenträumen berücksichtigt.

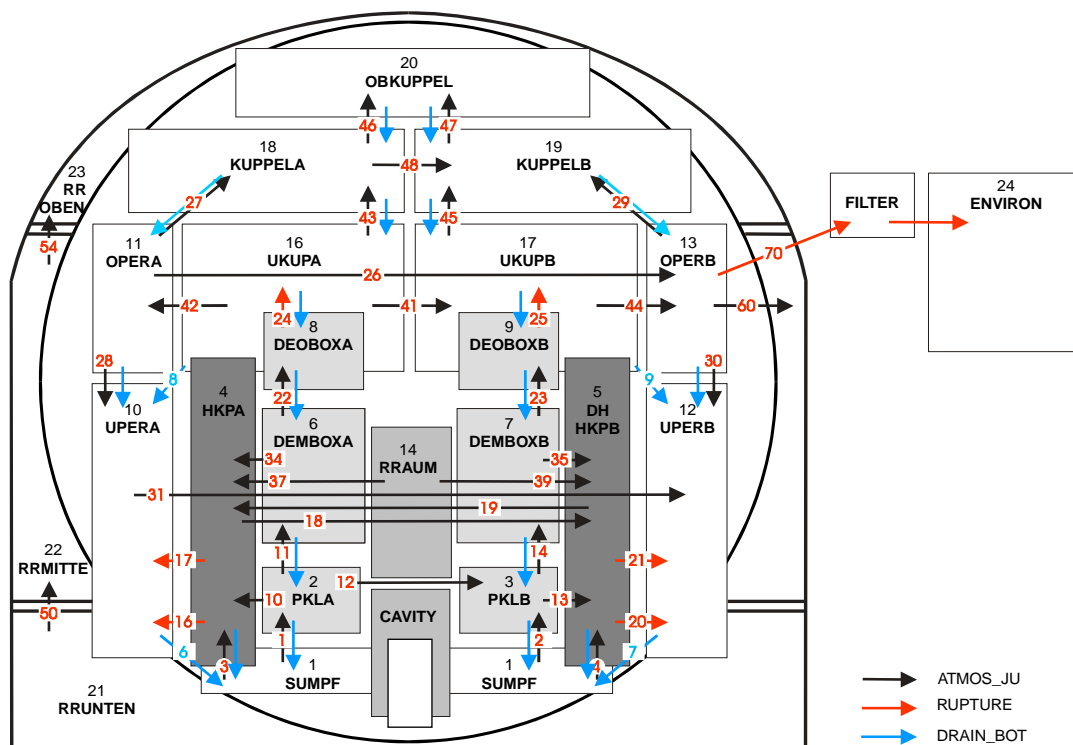


Abb. 3-6 ASTEC V1 Containment Nodalisierung

Im Verlauf des Störfalls wird die freie Konvektionsfläche zwischen den Anlagenräumen und den Betriebsräumen bestimmt durch das Versagen einer diskreten Anzahl von Berstfolien in den Dampferzeugertürmen. Es wurde eine Öffnungssequenz in Abhängigkeit vom Differenzdruck definiert. Für die Verbindungsöffnungen in der Trümmer-schutzzyylinderwand, die mit Berstfolien versehen sind, wurde ebenfalls ein sequentielles Versagen eingeführt.

Der wesentliche Unterschied zu MELCOR besteht darin, dass in ASTEC CPA atmosphärische und Wasser führende Strömungsverbindungen getrennt simuliert werden müssen. Das erklärt die zusätzliche größere Anzahl von Drainageverbindungen zwischen den Räumen.

Die Wände und weitere größere Einbauten werden mit einer Vielzahl von Wärmestrukturen simuliert. Sie dienen zugleich als Ablagerungsorte für Aerosole. Insbesondere für das Jodmodul werden in Abhängigkeit von der Wandoberfläche (Farbanstrich, trocken oder nasser Beton) auch entsprechende Modellparameter für die Wechselwirkung von Jodspezies mit den Wänden definiert.

- MELCOR

In Abb. 3-7 ist das entsprechende Schema des Sicherheitsbehälters (SB) für MELCOR dargestellt. Er ist analog zu ASTEC in zwei nahezu symmetrische Bereiche aufgeteilt. In diesem Schema sind einige Räume eines realen SB in eine relativ geringe Anzahl Kontrollvolumina unterteilt.

Die modellierten Anlagenräume sind in dem Schema grau unterlegt. In diesen Räumen sind folgende Anlagenelemente untergebracht: Reaktordruckbehälter, Hauptkühlmit-telleitungen und -pumpen, Druckhalter und Dampferzeuger. Für ASTEC wurde auch die Nodalisierung der Reaktorgrube analog zu MELCOR angepasst und der Bereich mit zwei Volumina simuliert - der eigentlichen Reaktorgrube (Nr. 12) und dem umge-benden ringförmigen Spalt (Nr. 19). Dieser ist über Druckausgleichsklappen mit dem Sumpf des SB verbunden. Nach dem Versagen des RDB-Bodens gelangt Schmelze zunächst in die Reaktorgrube. Infolge der Betonerosion wird der biologische Schild in radialer und axialer Richtung zunehmend zerstört, und nach einigen Stunden ist ein Kontakt mit dem Wasser im ringförmigen Spalt möglich. Dieser wurde ebenfalls simu-liert, ein Austrag von Schmelze in den Sumpf jedoch nicht.

Die Betriebsräume sind wie in ASTEC zusammengefasst, so dass wesentliche Konvektionsvorgänge simuliert werden können. Es sind hauptsächlich Räume in dem äußeren Bereich des SB (kleinere Räume, Treppenhäuser etc.) und Räume im oberen Bereich des SB.

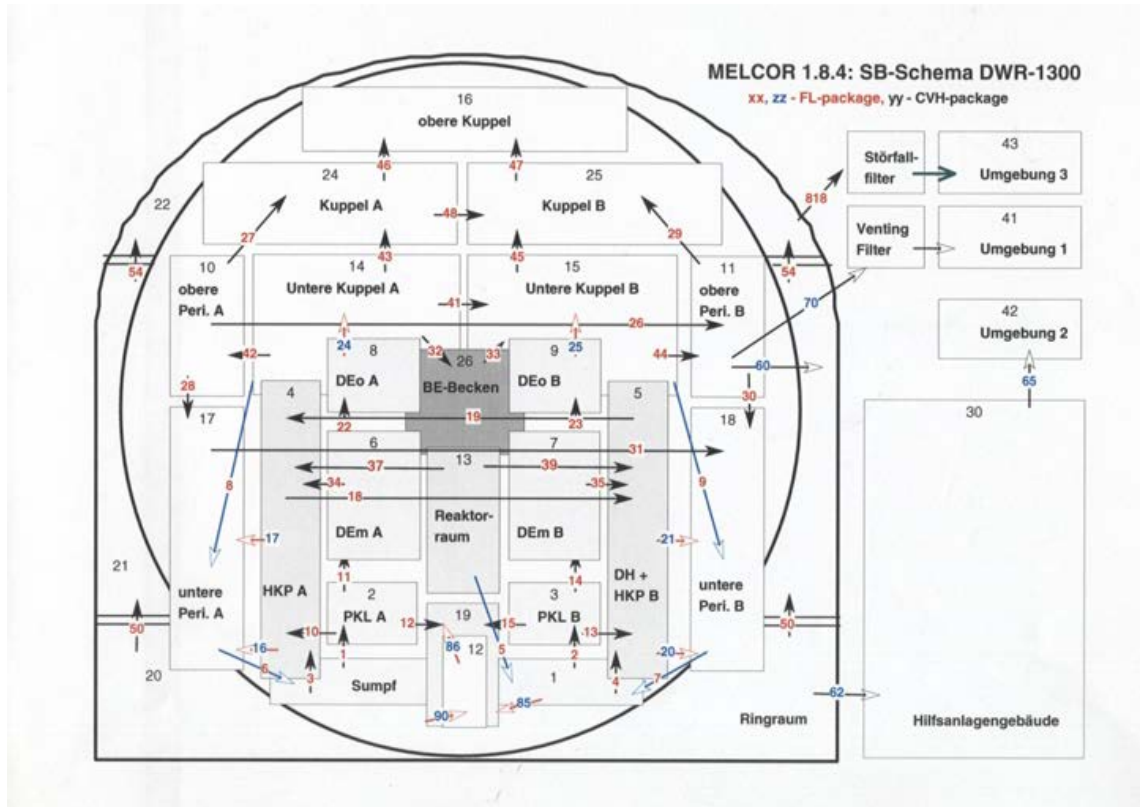


Abb. 3-7 MELCOR: Schema der Nodalisierung des SB

Alle Kontrollvolumina sind durch Strömungspfade miteinander verbunden. Die Querschnittsflächen dieser Verbindungen geben nicht immer die realen Bedingungen wieder, da während der Rechnung sehr große Öffnungen zu Instabilitäten und unrealistischen Ergebnissen führen. Die Öffnungsquerschnitte sind daher auf $\sim 50 \text{ m}^2$ beschränkt. Eine analoge Vorgehensweise wurde auch bei der Erstellung des ASTEC-Datensatzes verfolgt, auch um numerische Probleme zu vermeiden, die bei kleinen Strömungsgeschwindigkeiten durch sehr große Querschnittsflächen auftreten können.

Zwischen dem SB aus Stahl und der Betonschale wird der Ringraum (RR) mit drei Kontrollvolumina modelliert. Die normale Auslegungsleckage ($0,25 \text{ vol\%/d}$) über den Stahlbehälter ist auch simuliert. Die Umgebung außerhalb des Gebäudes wird mit drei Kontrollvolumina modelliert, um mit unterschiedlichen Strömungspfaden den Entstehungsort der Leckage feststellen zu können. Es ist in dem Datensatz auch eine Ver-

bindung zum Hilfsanlagengebäude vorgesehen. Diese Nodalisierung kann daher für unterschiedliche Stör- und Unfalluntersuchungen verwendet werden. Alle anderen Gebäude, wie z. B. das Maschinenhaus mit der Turbinenhalle, wurden bei dieser Nodalisierung nicht berücksichtigt.

Die Schmelze-Beton-Wechselwirkung nach dem Austritt der Schmelze aus dem RDB in die Reaktorgrube wird in MELCOR mit einem eigenen Modell 'CAV-Package' simuliert. Die Basis dieses Modells ist der Code 'CORCON-Mod3'. Einzelheiten hierzu sind in /GAU 05/ zu finden. Die Beton Zusammensetzung entspricht der einer typischen KONVOI-Anlage mit silikatischem Beton (~ 77 % SiO₂). Die Vermischung von metallischen und oxidischen Anteilen in der Schmelze wird als vollkommen angenommen, d. h., die Schmelze bildet eine einzelne Schicht.

Bei dieser Rechnung wurden auch passiv wirkende Rekombinatoren im SB vorgesehen. Die Lage dieser Rekombinatoren ist in Abb. 3-8 dargestellt und entspricht derjenigen, die auch für ASTEC verwendet wurde.

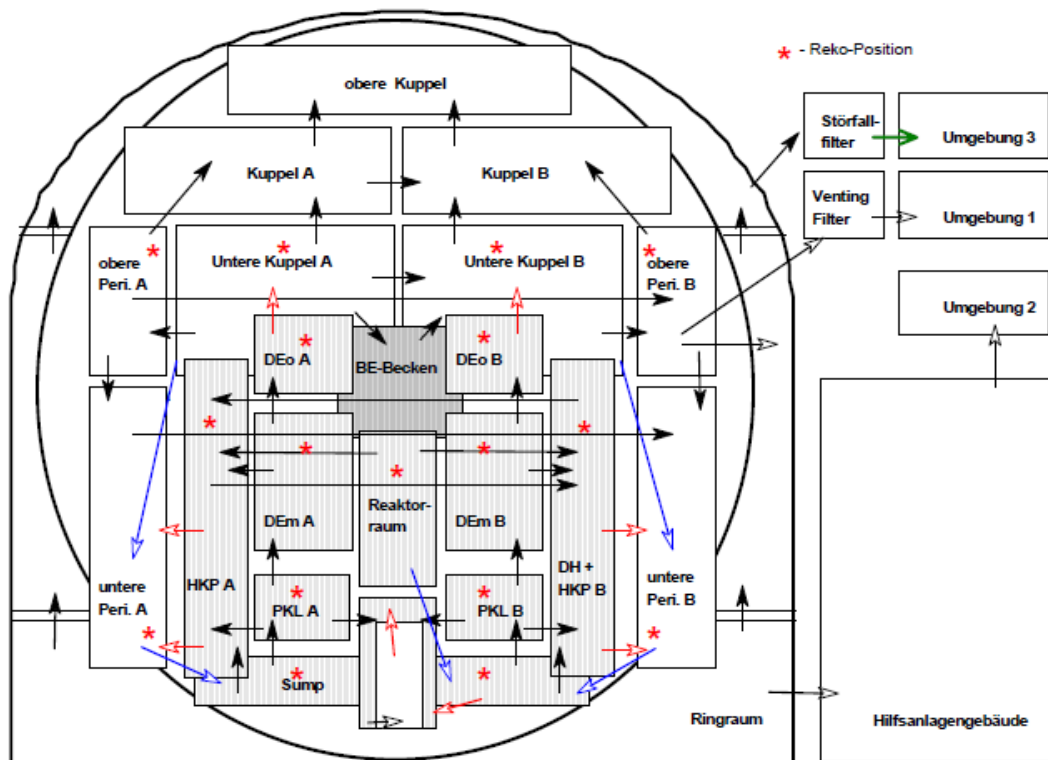


Abb. 3-8 MELCOR: Lage der Rekombinatoren im SB

3.4 Spaltproduktfreisetzung und Aerosolverhalten

- ASTEC – SOPHAEROS Modul

Die Spaltproduktfreisetzung aus den Brennstäben wird mit dem Modul ELSA berechnet, das eng mit DIVA gekoppelt ist. Für den Transport und die Ablagerung der Aerosole und Spaltprodukte im Reaktorkreislauf wurde das Modul SOPHAEROS aktiviert. Entlang der Freisetzungswege zum Leck können z. B. Ablagerungen in den Dampferzeugern oder dem DH auftreten. In der für die vorliegenden Rechnungen verwendeten SOPHAEROS Version bestand erstmals die Möglichkeit alle Volumina des Primärkreises als potentielle Strömungs- und Ablagerungspfade zu definieren, so dass auch die intakten Kreisläufe in den Pfad mit einbezogen werden konnten. In SOPHAEROS selbst können über 600 Elemente und Verbindungen sowie chemische Reaktionen untereinander berücksichtigt werden, so dass die aus dem Kernbereich freigesetzten Elemente auf ihrem Weg durch die Primärkreisvolumina entsprechend chemischer Wechselwirkungen neue Verbindungen eingehen können.

Neu in der Version ASTEC V1.33 p3 ist auch die Freisetzung aus einem Schmelzepool in der Reaktorgrube nach RDB-Versagen. Bis dato war die Freisetzung aus einem Schmelzepool auf den In-Vessel-Fall, d. h. innerhalb des RDB, beschränkt.

- MELCOR

In MELCOR wird die Freisetzung von Spaltprodukten auf der Basis von insgesamt siebzehn Radionuklid-Klassen beschrieben, in denen Gruppen von Elementen mit ähnlichen chemischen Eigenschaften zusammengefasst sind. Die Klassen 16 und 17 sind dabei speziell für Verbindungen von Cäsium – CsI (Cäsiumiodid) und Cs_2MoO_4 (Cäsium-Molybdän) – festgelegt.

Zur Simulation der Spaltproduktfreisetzung aus dem Kern bzw. dem RDB können verschiedene Modelle gewählt werden. Von den Entwicklern wurde bisher das Modell 'CORSOR-M' vorgeschlagen. Relativ neu ist das 'überarbeitete CORSOR-Booth'-Modell für hoch abgebrannten Brennstoff, das für die Untersuchungen verwendet wurde. Die Freisetzung von Spaltprodukten aus der Schmelze in der Reaktorgrube wird gesondert gerechnet. Hierzu wurden Modelle aus VANESA in MELCOR implementiert. Einzelheiten hierzu sind in /GAU 05/ zu finden.

3.5 Ausgangsinventar radioaktiver Stoffe

In Tabelle 3-1 sind die Anfangsmassen der MELCOR Spaltproduktklassen mit den zugeordneten Elementen bzw. Kurzbezeichnungen aufgelistet. Insgesamt wurden im Datensatz 48 unterschiedliche Elemente berücksichtigt. Angenommen wurde eine typische Kernbeladung mit einem mittleren Abbrand von 40 GWd/tU. Die Daten (Ausgangsinventar und Nachzerfallsleistungsverlauf der Elemente) wurden mit COCOSYS (FIPIISO) berechnet. Die Verbindungen CsI und Cs₂MoO₄ in den Klassen 16 und 17 werden von MELCOR gesondert berücksichtigt. Alles im Kern vorhandene Jod verbindet sich demnach bei der Freisetzung im Kern sofort vollständig mit Cäsium zu CsI. Cs₂MoO₄ entsteht analog bei der Freisetzung von Mo mit Cs und wird in Klasse 17 berücksichtigt.

In ASTEC werden die Anfangsmassen der radioaktiven Spaltprodukte aus dem Isotopen-Inventar ermittelt, dass auch ISODOP für die Berechnung der Nachzerfallsleistung verwendet. Es besteht aus knapp 600 Isotopen, weshalb auf eine gesonderte Auflistung hier verzichtet wird. Sichergestellt wurde, dass die integrale Masse der Elemente und die Nachzerfallsleistung aller Spaltprodukte in beiden Analysen gleich sind. In Anbetracht dieser Tatsache gestaltet sich ein Vergleich zum Aerosolverhalten schwierig, wie später noch erläutert wird.

Tabelle 3-1 MELCOR: Anfangsmassen der radioaktiven Massen in den Klassen

| Klasse | Name | Hauptelement | Zugeordnete Elemente | Gesamtmasse [kg] |
|--------|---------------------------|--------------|---|------------------|
| 1 | Noble Gas | Xe | He, Kr, Xe, H | 730,8 |
| 2 | Alkali Metals | Cs | Rb, Cs | 397,6 |
| 3 | Alkaline Earths | Ba | Sr, Ba | 298,5 |
| 4 | Halogens | I | Br, I | 31,3 |
| 5 | Chalcogens | Te | Se, Te | 66,5 |
| 6 | Platinoids | Ru | Ru, Rh, Pd | 523,2 |
| 7 | Early Transition Elements | Mo | V, Fe, Co, Nb, Mo, Tc | 516,3 |
| 8 | Tetravalent | Ce | Zr, Ce, Np, Pu, C | 1974,0 |
| 9 | Trivalentes | La | Y, La, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Gd, Tb, Dy, Ho, Am, Cm | 998,6 |
| 10 | Uranium | U | U | 99790,0 |

| Klasse | Name | Haupt- element | Zugeordnete Elemente | Gesamt- masse [kg] |
|--------|-----------------------------|----------------------------------|---------------------------|-----------------------|
| 11 | More Volatile Main Group | Cd | Cd, As, Sb | 15,2 |
| 12 | Less Volatile Main Group | Sn | Ga, Ge, In, Sn, Ag | 17,2 |
| 13 | Boron | B | - | 0,0 |
| 14 | Water | H ₂ O | H ₂ O | 0,0 |
| 15 | Concrete | - | - | 0,0 |
| 16 | Cesium iodide | CsI | Kombination von Cs und I | 1.0 x10 ⁻⁶ |
| 17 | | Cs ₂ MoO ₄ | Kombination von Mo und Cs | 0,0 |

3.6 Datensatzerweiterungen

Im Rahmen des Vorhabens wurden folgende wesentliche Erweiterungen im ASTEC Datensatz realisiert:

- **Nachzerfallsleistung**

Nach dem Einfallen der Steuerstäbe und mit dem Abfallen der Neutronenleistung stellt ASTEC das eigenständige Modul ISODOP zur Verfügung, das die Nachzerfallsleistung aus dem Spaltprodukt-Spektrum der eingegebenen Nuklide unter Berücksichtigung der Nachzerfallsketten berechnet. Die notwendige Ausgangszusammensetzung des Kerninventars an Aktiniden und Spaltprodukten wurde vorab von COCOSYS berechnet. Erste Testrechnungen auf Basis dieses Isotopeninventars erzeugten dann aber eine Nachzerfallsleistung, die deutlich von der für MELCOR mit COCOSYS erzeugten abwich. Umfangreiche Analysen, auch in Verbindung mit IRSN als Entwickler dieses Moduls, führten dazu, dass die Eingabe des Isotopeninventars modifiziert werden musste. Die Ursache der Unstimmigkeiten lag darin, dass einige der aufgeführten Elemente nicht in der Database (MDB – Material Data Base) von ASTEC vorhanden waren. Außerdem muss bei Eingabe der Nuklide eine bestimmte Reihenfolge der Elemente eingehalten werden (Tochternuklide nach den Mutternukliden). Nachfolgende Testrechnungen führten dann integral zu einer identischen Nachzerfallsleistung für beide Codes. Abweichungen ergaben sich zu einem späteren Zeitpunkt des Unfallablaufs auf Grund der Zerfallsketten, die langfristig die Isotopenzusammensetzung verändern. Diese Änderung der Zusammensetzung der Spaltprodukte kann in MELCOR nicht simuliert werden; die dadurch bedingten

Änderungen der Nachzerfallsleistung können aber berücksichtigt werden, wenn diese in den bereitgestellten Daten enthalten sind.

- **100 K/h Abfahren**

Das '100 K/h'-Abfahren der Anlage über die DE wird durch das Signal 'Primärkreisdruck < 13,1 MPa' ausgelöst. Für ASTEC muss dazu mittels sogenannter Analyser-Strukturen, ähnlich einer einfachen Programmiersprache, eine sogenannte EVENT-Steuerung für das Abfahren programmiert und im Eingabedatensatz implementiert werden. Der aktuelle Druck (Istwert) wird mit einem in einer Tabelle vorgegebenen Druck (Sollwert) verglichen. Die Ventilöffnung der sekundärseitigen Abblasestation wird so gesteuert, dass die absolute Abweichung kleiner als 0,1 MPa ist. Das Abfahren wird dabei über eine Abblasestation am Sammler, die den Ventilquerschnitt aller Dampferzeuger repräsentiert, realisiert. Im Rahmen eines mehrtägigen Arbeitsaufenthaltes beim französischen Hauptentwickler IRSN wurde der Datensatz dahingehend analysiert und notwendige Modifikationen vorgenommen, da die Anwendung des Analysers bisher nur eingeschränkt möglich war.

In MELCOR ist diese Funktion entsprechend über sogenannte 'control functions' simuliert.

- **Bespeisen der Dampferzeuger**

Ähnlich dem '100 K/h'-Abfahren der Anlage wurde eine entsprechende EVENT-Steuerung für die Füllstandsregelung der Dampferzeuger erstellt. Die Dampferzeuger werden mit den An- und Abfahrpumpen bespeist, wobei der Massenstrom konstant ist. Hierbei soll der Füllstand nach dem '100 K/h'-Abfahren auf einen Wert von 11,6 m angehoben und dort gehalten werden. Nach dem Ausfall der Bespeisung sinkt der Füllstand dann wieder kontinuierlich ab.

Stehen die An- und Abfahrpumpen nicht zur Verfügung, erfolgt eine Bespeisung mit den Notspeisepumpen. Der Massenstrom der Pumpen ist konstant. Auch hier soll der Füllstand wieder auf 11,6 m angehoben und gehalten werden. Die Funktion wurde ebenfalls implementiert.

In MELCOR sind diese Funktionen ebenfalls über control functions simuliert.

- **Primärseitige Druckentlastung und Abblasebehälter**

Der Abblasebehälter (vgl. Abb. 3-9) dient dazu, bei Abblasen des Druckhalterregelventils und der Druckhaltersicherheitsventile kurzzeitig das heiße Wasser/Dampf Gemisch aufzufangen und über die Ringleitung des Dampfverteilerrohrs den Dampf in einer Wasservorlage zu kondensieren, ohne dass eine Freisetzung in das Containment erfolgt. Bei einem Druck größer 1,5 MPa brechen die Berstscheiben auf dem Abblase-tank und ein Wasser-/Dampfgemisch wird in den Sicherheitsbehälter freigesetzt.

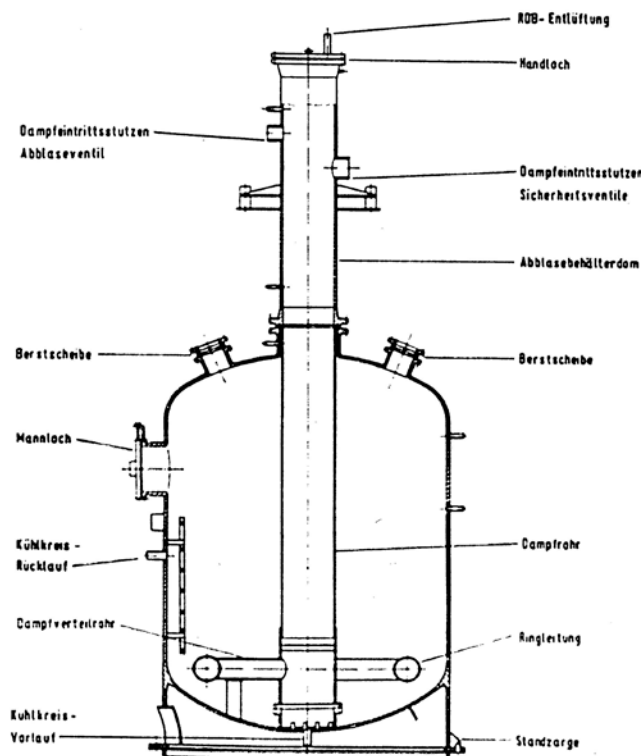


Abb. 3-9 Abblasebehälter eines DWR 1300

Die an die Regel- und Sicherheitsventile anschließende Leitung sowie der Abblasetank selbst sollten ursprünglich als Objekte des Primärkreislaufs in CESAR modelliert werden um auch die in der Rohrleitung auftretenden Phänomene für die Aerosol- und Spaltproduktablagerung mittels des dafür zuständigen Moduls SOPHAEROS zu simulieren. Das CESAR- Modul vertrug jedoch die auftretenden enormen Druckspitzen bei Öffnung der Ventile nicht und stieg bei deren Ansprechen sofort aus. Dies konnte auch nach Rücksprache mit Experten des für das CESAR-Modul verantwortlichen IRSN nicht realisiert werden.

Es bot sich eine Lösung an, die von Seiten IRSN selbst vorgeschlagen und schon in COCOSYS bei einem 'Feed & Blade'-Störfall in einem DWR russischer Bauart vom Typ WWER-1000 mit Erfolg getestet worden war. Der Abblasebehälter wird hierbei als Gleichgewichtszone im Containment mit einer Anfangssättigung von 100 % modelliert. Dies wurde dementsprechend dann in ASTEC für das Containmentmodul CPA umgesetzt. Beim Abblasen wird der Dampf in dieser Gleichgewichtszone (homogene Mischung von Wasser und Luft/N₂) kondensiert.

Testläufe zeigten, dass die Rechnung mit diesen Maßnahmen erfolgreich durchgeführt werden konnte, wobei die Simulation dann aber nur einschränkend ohne die Berücksichtigung von hygroskopischen Aerosolen im CPA-Modul möglich war. Dies ist ein Fehler, dessen Beseitigung Entwicklungsarbeit in CPA erfordert, welche im Rahmen dieses Vorhabens nicht vorgenommen wurde.

Die Öffnung sämtlicher Druckhalterventile wird in der Event-Steuerung eingeleitet, nachdem die Durchschnittstemperatur im Kern 400 °C überschreitet oder das RDB-Füllstandskriterium 'MIN3' unterschritten wird und damit die Kernfreilegung beginnt.

In MELCOR ist der Abblasetank als separates Volumen modelliert (siehe Abb. 3-2).

- **Lüftungssysteme in den Anlagenräumen**

Vereinfacht modelliert wurde das betriebliche Lüftungssystem der Anlagenräume des SB. Im Modell wird die Zuluft über einen sogenannten FAN in den Systemeingaben aus der Umgebungszone (ENVIRON) in die unteren Anlagenräume (HKPA, DHHKPB, PKLA; PKLB, CAVITY und RRAUM) eingeleitet. Die Abluft wird über einen entsprechenden FAN aus den oberen Anlagenräumen und ebenso aus der Reaktorgrube abgegeben.

Das Anstehen der Notkühlkriterien wird wiederum über eine Eventsteuerung abgefragt. Mit anstehenden Notkühlkriterien werden die SB-Lüftungssysteme ausgeschaltet. Sie werden außerdem alternativ abgeschaltet 60 s, nachdem der Druckhalterfüllstand unter die 2,28 m-Marke gesunken ist.

Der Ringraum besteht vereinfachend aus drei Volumina. Der Lüftungseintritt der betrieblichen Lüftung erfolgt in RRUNTEN und der Lüftungsausritt von RRMITTE in die Umgebung. 300 s nach dem Anstehen der Notkühlkriterien werden die betriebliche Lüftung des RR abgeschaltet und die gefilterte Ringraumabsaugung aus RRMITTE über den EVENT zugeschaltet. Der Lüftungsausritt erfolgt über einen Filter mit vorgegebener fester Rückhaltung für Aerosole und Jod von 99,9 % und für CH₃ von 99 %.

Die Lüftungssysteme sind in MELCOR analog mit Strömungsverbindungen und Filtern simuliert.

4 Auswahl und Beschreibung der Unfallablaufszenarien

Dieses Kapitel befasst sich mit der Diskussion und Auswahl charakteristischer Unfallszenarien für einen Druckwasserreaktor des Typs KONVOI für den Vergleich der ASTEC-Rechnungen mit solchen von MELCOR. Es wurden zwei Szenarien ausgewählt, die sich in ihrem prinzipiellen Störfallablauf unterscheiden, dabei möglichst alle Module (bei ASTEC) bzw. Packages (bei MELCOR) der beiden Programme ansprechen und insbesondere mit Blick auf den integralen Charakter der Unfallsimulation und die Analyse der Aerosol-, Radionuklid- und Wasserstofffreisetzung von Bedeutung sind. Die Auswahl ist konform mit Empfehlungen des PSA-Fachbands für die Durchführung von Unfallanalysen in PSA der Stufe 2 /FAK 05/. Dies erfolgte unter Einbeziehung der Erfahrungen aus früheren Projekten, z. B. zu Unfallanalysen mit MELCOR und zur Bewertung des Unfallrisikos bei DWR deutscher Bauart. Für die Auswahl der zu bearbeitenden Fälle innerhalb dieses Vorhabens waren unterschiedliche Gesichtspunkte ausschlaggebend. Dies betraf insbesondere:

- verschiedenartige auslösende Ereignisse – *Leck bzw. Transiente,*
- die Verfügbarkeit von System- und Sicherheitseinrichtungen – *mit bzw. ohne Notkühlsysteme und Abfahren der Dampferzeuger,*
- den Zeitpunkt des Beginns und des Ablaufs der Kernzerstörungsphase – *früher bzw. später(er) Beginn der Kernzerstörung,*
- den Ort der Kühlmittel-, Wasserstoff-, und Spaltproduktfreisetzung in den Sicherheitsbehälter – *Leck im kalten Strang oder DH-Abblasetank sowie*
- den Zustand innerhalb des SB während der Kühlmittel-, Wasserstoff-, und Spaltproduktfreisetzung sowie als Folge der Kernzerstörungsphase – *unterschiedliche konvektive Randbedingungen und mittlere Dampfgehalte.*

Die ausgewählten Unfallabläufe ergaben sich wie folgt:

- Transiente infolge Ausfalls der Speisewasserversorgung sowie
- kleines Leck (50 cm²) im kalten Strang der Hauptkühlmittelleitung des Druckhalterstrangs.

Die Fallauswahl orientiert sich an deren Eintrittshäufigkeit und der Risikorelevanz basierend auf Ergebnissen der PSA der Stufe 1.

Bei den ausgewählten Szenarien mussten Annahmen über die Systemverfügbarkeiten dem Analyseziel angepasst werden. So werden z. B. schadensverhindernde Maßnahmen, die Wärmeabfuhr über die Sekundärseite und aktive Einspeisesysteme (Notkühlsysteme) teilweise als unwirksam oder ausgefallen angenommen, um einerseits den Bereich von Unfallabläufen zu erreichen, der hier analysiert werden soll, und andererseits unterschiedliche Anforderungen an die erforderlichen Module und packages der Programme zu stellen.

- Transiente infolge Ausfalls der Speisewasserversorgung

Bei dem Ereignis 'Ausfall Speisewasserversorgung' steigt infolge der nicht unterbrochenen Energiezufuhr von der Primär- zur Sekundärseite der Druck in den Dampferzeugern sofort an, und die Füllstände der DE sinken. Für beide Analysen wurde vereinfachend angenommen, dass erst bei einem DE-Füllstand von < 9 m die Signale RESA/TUSA vom Reaktorschutzsystem ausgelöst werden. Erst dann fällt die prompte Neutronenleistung, sie klingt in der Folge mit der Leistung der verzögerten Neutronen ab. In der realen Anlage würden andere Signale die Reaktorleistung vorher schrittweise eindrosseln. Diese Nachzerfallsleistung kann zunächst noch weiterhin über die Sekundärseite abgeführt werden. Sobald der Frischdampfdruck den Ansprechdruck der DE-Sicherheitsventile ($\sim 8,6$ MPa) erreicht hat, sprechen diese an, und das Teilabfahren der Dampferzeuger auf $7,5$ MPa mit 100 K/h wird eingeleitet. Der Druck wird über die DE-Ventile auf $\sim 7,5$ MPa geregelt. Sobald der Füllstand in den Dampferzeugern auf 4 m abgefallen ist, erfolgt das Signal zum Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen (HKP). Durch das Ausschalten aller HKP wird die Zeit, bis die Dampferzeuger leer sind, verlängert.

Mit zunehmendem Ausdampfen der Dampferzeuger und sinkendem Wasserspiegel nimmt auch die aus dem Primärkreislauf abgeführte Leistung an die Sekundärseite ab. Schließlich kann keine Wärme zur Sekundärseite abgeführt werden, folglich steigt auf der Primärseite der Druck an. Ab $16,4$ MPa wird der Druckanstieg durch zyklisches DH-Sprühen zunächst begrenzt, wodurch der Füllstand im Druckhalter ansteigt.

Bei einem DH-Füllstand > 11 m erfolgt das Signal 'AUS' für die betrieblichen Einspeisesysteme in den Primärkreis. Ab $16,7$ MPa spricht das Druckhalter-Abblaseregelventil

(DH-ARV) erstmals an. Durch zyklisches Ansprechen des DH-ARV kann der Druck im Primärkreis für einige Zeit begrenzt werden. Das entweichende Kühlmittel wird in den DH-Abblasebehälter geleitet. Fortgesetztes Abblasen führt schließlich bei einem Druck von $p > 1.5 \text{ MPa}$ zum Bruch der vier Berstscheiben im DH-Abblasebehälter und zur Freisetzung von Kühlmittel aus dem Primärkreis in den Sicherheitsbehälter. Damit wird ein Freisetzungspfad ins Containment gebildet. Infolge der noch vorhandenen Nachzerfallsleistung wird das Kühlmittel weiter aufgeheizt und vermehrt Wasser in den SB ausgetragen. Der Druck im SB steigt an. Die Füllstände sowohl im Druckhalter als auch im RDB sinken weiter ab. Eines der beiden Kriterien 'Füllstand im RDB $< \text{MIN3}$ ' oder 'Kernaustrittstemperatur $> 673 \text{ K}$ ' führt zusätzlich zum unterstellten Öffnen aller DH-Ventile von Hand. Durch diese Maßnahme fällt der Druck im Primärkreis rasch ab, und der Hochdruckpfad wird somit in einen Niederdruckpfad umgeleitet. Bereits nach Öffnen des Abblasetanks wurde durch das Signal ' $\text{dp}(\text{SB}/\text{Atm}) < 3 \text{ kPa}$ ' das Notkühl-signal ausgelöst.

Durch den Druckabfall wird kurze Zeit später der Ansprechdruck der Hochdrucksicherheitseinspeisungen erreicht ($11,1 \text{ MPa}$). Ab $2,5 \text{ MPa}$ speisen zusätzlich die Druckspeicher (DS) ein, wobei aber 500 s nach Anstehen des Notkühl-signals die kaltseitigen DS abgesperrt werden. Bei Unterschreiten von $1,0 \text{ MPa}$ wird die Niederdruckeinspeisung gestartet. Zur Einspeisung durch HD- und ND-Systeme stehen in diesem Fall nur drei Flutbecken ($3 \times 430 \text{ m}^3$) zur Verfügung. Die Sumpfschaltung wird definitionsgemäß bei dieser Simulation nicht zugelassen, um die Phase der Kernzerstörung zu erreichen.

Im folgenden Ablauf heizt sich der Kern nach Ausfall der Notkühlung weiter auf, bis es zur Zerstörung und zum Abschmelzen kommt. Die Schmelze stürzt ins untere Plenum, nachdem die Kerngitterplatte versagt hat, heizt nachfolgend die RDB-Kalotte auf, so dass diese schließlich versagt und die Schmelze und vorhandenes Kernmaterial in die Reaktorgrube des Sicherheitsbehälters ausgetragen wird. Je nach anstehendem Druck im Primärkreislauf bei RDB-Versagen kann es auch zu einer weiteren Verteilung von Schmelze in angrenzende Containmentzonen kommen. Dabei könnte es infolge Oxidation der fein verteilten Schmelzepartikel durch die umgebende Dampf-atmosphäre und der damit verbundener Wasserstoff- und Energiefreisetzung zu einem Druckanstieg im Sicherheitsbehälter kommen (sog. DCH, Direct Containment Heating). Dieser Vorgang wurde in der Simulation aber nicht betrachtet, da der Druck im RDB zum Zeitpunkt des Versagens weit abgefallen ist.

Neben diesem eher kurzzeitigen Prozess im Minuten-Zeitraum werden langfristig die Zustände im Containment durch die in die Reaktorgrube verlagerte Schmelze und die Wechselwirkung mit dem Beton des Fundaments bestimmt. Mit dem Schmelzeaustrag wird die Ex-Vessel-Phase eingeleitet, die maßgeblich durch die Wechselwirkung des heißen Kernmaterials mit dem Betonfundament geprägt ist (sogenannte Kernschmelze-Beton-Wechselwirkung, engl. MCCI). Abhängig vom Unfallablauf kann es im weiteren Verlauf infolge der axialen und radialen Erosion des biologischen Schildes zu einem Wassereintritt von Sumpfwasser auf die Kernschmelze in der Reaktorgrube kommen. Die damit verbundene erhöhte Dampfbildung führt zu einem langfristig ansteigenden Druck im Sicherheitsbehälter mit entsprechenden Konsequenzen für dessen Integrität, die schließlich eine gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters erfordern, wodurch ein gefilterter Freisetzungspfad in die umgebende Atmosphäre entsteht.

- Kleines Leck (50 cm^2) im kalten Strang der Hauptkühlmittelleitung des Druckhalterstrangs

Das kleine Leck (50 cm^2) zwischen der Hauptumwälzpumpe und dem RDB in der kalten Leitung des Druckhalterstrangs führt mit zusätzlich postuliertem Versagen von Sicherheitssystemen zum Kernschmelzen und zur Freisetzung von Spaltprodukten in den Sicherheitsbehälter. Ein kleines Leck ist dadurch definiert, dass die Nachzerfallswärme nicht durch das Leck selbst abgeführt werden kann. Zur langfristigen Kühlung des Kerns ist neben der Leckageergänzung die Abfuhr der Energie über die Dampferzeuger aus dem Primärkreis sicher zu stellen. Dazu sind verschiedene Systeme erforderlich, um diesen Störfall erfolgreich zu beherrschen und die Anlage in einen sicheren Zustand zu überführen.

Infolge des Massenverlusts über das Leck fällt der Druck rasch ab. Bei einem Primärkreisdruck $< 13,2 \text{ MPa}$ wird 'Abfahren mit 100 K/h ' eingeleitet. Nachdem die Notkühlkriterien anstehen, wird die Kernnotkühlung eingeleitet. Sobald der Druck im Primärkreis auf $\sim 11,0 \text{ MPa}$ abgefallen ist, wird mit dem Hochdruck-Einspeisesystem (HD-System) boriiertes Wasser in den Primärkreis eingespeist. Das verfügbare Wasservolumen aus den Flutbecken ist allerdings begrenzt ($4 \times 360 \text{ m}^3$). Ab einem Druck von $2,5 \text{ MPa}$ kann Wasser aus den heißseitigen Druckspeichern ($4 \times 30 \text{ m}^3$, passives System) in den Primärkreis gelangen. Bei einer weiteren Druckabsenkung wird ab $\sim 10 \text{ MPa}$ der Reaktor mit den Niederdrucksystemen (ND-System) geflutet. Dies erfolgt mit den Not- und Nachkühlpumpen, die später auf Sumpfbetrieb umgeschaltet werden.

Mit diesen Systemen könnte der Reaktor in eine stabile Situation überführt werden. Primärseitig wurde deshalb zusätzlich ein vollständiger Ausfall der Hochdruck- und Niederdrucksicherheitseinspeisung unterstellt, so dass hier nur die heißseitigen Druckspeicher als passive Sicherheitssysteme zur Verfügung standen. Sekundärseitig wurde die Bespeisung der Dampferzeuger für das Abfahren der Anlage mit 100 K/h über das Hauptspeisewasser- bzw. das An- und Abfahrssystem zwar als ausgefallen unterstellt, so dass die Füllstände zunächst abfallen, bei Dampferzeugerfüllständen kleiner 5 m wird dann jedoch die Bespeisung über die Notspeisepumpen aktiviert. Prinzipiell ist die Notbespeisung so dimensioniert, dass die Förderrate einer Notspeisepumpe (ca. 36 kg/s) ausreicht, den zur Nachwärmeabfuhr erforderlichen Wassermassenstrom in die Sekundärseite einzuspeisen. Durch Handmaßnahmen ist es möglich, zum einen jeder Notspeisepumpe den Deionatvorrat jedes Deionatbeckens zur Verfügung zu stellen und zum anderen mit jeder Notspeisepumpe jeden Dampferzeuger zu bespeisen. Dazu stehen in den vier Deionatbecken jeweils 360 m³ Deionat zur Verfügung. Dadurch ist langfristig eine Wärmeabfuhr über die Sekundärseite gegeben, was zu einem späten Zeitpunkt des Beginns der Kernzerstörung führt.

Erste orientierende Rechnungen mit ASTEC zeigten den prinzipiellen Erfolg und die korrekte Abbildung dieser Maßnahme in den Programmsystemen, erhöhten aber die Rechenzeit ohne wesentlichen Erkenntnisgewinn. Für weitere Rechnungen wurde deshalb der Modellierung in ASTEC folgend, ein Ausfall der Notbespeisung nach 8000 s unterstellt. Dies erscheint für den Vergleich zulässig, als der prinzipielle Unfallablauf dadurch nur insofern geändert wird, dass die nachfolgenden Phasen zeitlich früher eintreten, der gesamte Störfall somit deutlich verkürzt wird, was sich hinsichtlich der Rechenzeit positiv auswirkt und im Rahmen dieses Vorhabens akzeptiert werden konnte. Hier ist nochmals zu betonen, dass die Arbeiten primär auf die Anwendbarkeit von ASTEC für Analysen zur PSA der Stufe 2 abzielen und keine Aussagen für die untersuchte Anlage abgeleitet werden sollen.

5 Ergebnisse

5.1 Ausgangsdaten

Basierend auf den beiden Störfallszenarien 'kleines Leck' und 'Ausfall Speisewasser' wurden verschiedene Rechnungen durchgeführt. Neben der Analyse und Bewertung der notwendigen Datensatzerweiterungen mittels einer Vielzahl von Testrechnungen wurden zusätzliche Rechnungen mit ASTEC im Projektzeitraum durchgeführt, um z. B. den Wassereintrich vom Containmentsumpf in die Reaktorgrube nach Durchschmelzen des biologischen Innenschilds in der späten Phase des Unfalls nach RDB-Versagen näherungsweise zu simulieren und vergleichbare Daten wie mit MELCOR zu erzeugen. Weitere Wiederholungsrechnungen wurden notwendig, da bis dato mit Eintreten des RDB-Versagens standardmäßig von ASTEC die Module zur Thermohydraulik im Primärkreis (CESAR) sowie zur Kernzerstörung (DIVA) abgeschaltet wurden. Bei den hier vorgestellten Rechnungen mit der Version ASTEC V1.33 konnte erstmalig das Weiterrechnen beider Module auch nach RDB-Versagen sichergestellt werden, was für die Fortführung der Kernzerstörungsphase und die Verlagerung weiteren Kernmaterials in die Reaktorgrube nach RDB-Versagen wesentlich ist. In MELCOR werden generell keine der Packages während der Unfallanalyse abgeschaltet, d. h. der Kernzerstörungsprozess als auch die Wärmeabfuhr über die DE sowie alle anderen Prozesse im Reaktorkreislauf werden weitergerechnet.

Die bei Rechnungen mit Integralprogrammen naturgemäß große Anzahl an Ergebnisparametern für die In-Vessel- und Ex-Vessel-Phase im Reaktorkreislauf sowie für das Containment mit thermohydraulischen Daten, Daten zum Spaltprodukt- und Aerosoltransport sowie zur Kernzerstörung und Kernschmelze-Beton-Wechselwirkung erfordern einen erhöhten Aufwand bei der Auswertung und zur Erstellung konsistenter Datenfiles beider Programme. Der Vergleich wird dadurch erschwert, dass beide Programmsysteme unterschiedliche Ausgabeformate verwenden, die für einen Vergleich auf ein einheitliches Format gebracht werden müssen.

Vor der Berechnung des eigentlichen Störfallszenarios wird eine sog. stationäre Rechnung vorgeschaltet. Dadurch wird sichergestellt, dass thermohydraulisch stabile Zustände in der modellierten Anlage herrschen und die Parameter der Realanlage eingehalten werden. Für ASTEC ist diese Startrechnung, die ursprünglich nur über einen Zeitraum von 500 s erfolgte, auf 30000 s ausgedehnt worden. Die Erfahrung zeigt

speziell für ASTEC, dass eine lange stationäre Rechnung mit eingeschwungenem glattem Verlauf wichtiger thermohydraulischer Parameter, wie Primärkreisdruck, Druckhalterfüllstand usw., eine im Allgemeinen stabilere transiente Rechnung ermöglicht. Für MELCOR reichen in der Regel einige hundert Sekunden aus, um stationäre Zustände zu erreichen.

Mit Hilfe diverser Regelungen in ASTEC für die stationäre Phase wird über die Druckhalterheizung analog zum realen Reaktorbetrieb der Primärkreisdruck auf 15,72 MPa geregelt. Der Füllstand des Druckhalters wird vereinfachend über eine Pumpe auf den Anfangssollwert von 7,85 m angehoben und gehalten. Weiterhin wird der Dampferzeugerfüllstand geregelt und der abgeführte Dampfmassenstrom dem Speisewassermassenstrom angepasst. Im MELCOR-Datensatz wird prinzipiell ähnlich vorgegangen, d. h. es werden die betrieblich vorgesehenen Systeme zur Druck- und Füllstandshaltung modelliert.

Die entsprechenden stationären Anlagenparameter vor Einleiten der Transiente bzw. des Leckstörfalls sind Tabelle 5-1 zu entnehmen und zeigen eine gute Übereinstimmung der Ergebnisse sowohl bei ASTEC als auch bei MELCOR für wesentliche Parameter der Anlage. Gleichwohl ist festzuhalten, dass auch hier schon Unterschiede zu den verfügbaren Anlagendaten deutlich werden. So lassen sich auf der Sekundärseite der Dampferzeuger sowohl für MELCOR als auch für ASTEC Abweichungen in der Wasser- und Dampfmasse bzw. dem Nennfüllstand (bei ASTEC) insbesondere im Vergleich mit verfügbaren Anlagendaten feststellen. Diese sind teilweise auf unterschiedliche Nodalösungen zurückzuführen, die sich jedoch auf Grund teilweise verschiedenartiger Modellierungen bei ASTEC und MELCOR nie vollständig vermeiden lassen. Die für die Anlage angegebene Wassermasse erscheint generell zu niedrig. Ältere Vergleichsrechnungen von MELCOR mit dem Detailcode ATHLET-CD zeigten, dass mit diesen Werten anlagentypische Abläufe gut wiedergegeben werden /SON 01/, so dass keine Änderungen vorgenommen wurden.

Tabelle 5-1 Vergleich charakteristischer Anlagenparameter für MELCOR und ASTEC

| | | KONVOI-Anlage | MELCOR | ASTEC |
|---|----------------|---------------|----------|---------|
| RDB und Kühlkreislauf | | | | |
| Reaktordurchsatz bei Volllast | kg/s | 19761,00 | 19713,00 | 19310,8 |
| In DE übertragene Leistung | MW | 3867,00 | 3781,00 | 3779,84 |
| Wasservolumen (mit DH) | m ³ | 400,00 | 422,00 | 404,50 |
| Druckverlust RDB und Reaktor-kühlsystem | MPa | 0,64 | 0,60 | 0,71 |
| Druck am RDB-Eintritt | MPa | 16,10 | 16,21 | 16,08 |
| Druck am RDB-Austritt | MPa | 15,80 | 15,89 | 15,74 |
| Druckverlust RDB | MPa | 0,33 | 0,32 | 0,48 |
| KMT am RDB-Austritt | K | 598,75 | 600,00 | 602,68 |
| KMT am RDB-Eintritt | K | 564,85 | 567,00 | 563,27 |
| Aufheizspanne | | 33,90 | 33,00 | 39,41 |
| | | | | |
| Primärseite | | | | |
| Durchsatz | kg/s | 4940,25 | 4929,90 | 4827,7 |
| mittlerer Druck | MPa | 15,70 | 15,68 | 15,78 |
| Eintrittstemperatur | K | 564,65 | 566,40 | 564,01 |
| Austrittstemperatur | K | 598,75 | 600,00 | 597,72 |
| Druckverlust | MPa | 0,21 | 0,28 | 0,25 |
| | | | | |
| Sekundärseite | | | | |
| Durchsatz | kg/s | 524,00 | 511,32 | 511,04 |
| FD-Druck | MPa | 65,00 | 63,00 | 63,75 |
| FD-Temperatur | K | 554,15 | 552,00 | 552,74 |
| Speisewassereintrittstemperatur | K | 491,15 | 490,00 | 493,00 |
| Gesamtvolumen | m ³ | ~ 179 | ~ 174 | ~ 209 |
| Normal-Füllstand | m | 12,20 | 12,20 | 10,75 |
| Wasservolumen | m ³ | 63,40 | 98,33 | 84,29 |
| Dampfvolumen | m ³ | 115,40 | 76,14 | 114,56 |

5.2 Transiente: Ausfall Dampferzeuger-Speisewasserversorgung

Ein erster Vergleich der transienten Phase lässt sich zunächst auf eine Gegenüberstellung von Zeitpunkten charakteristischer Ereignisse beschränken. Dazu sind im oberen Abschnitt der Tabelle 5-2 Zeitpunkte für wichtige Ereignisse aufgelistet. Die MELCOR-Rechnung wurde mit dem 'überarbeiteten CORSOR-Booth'-Modell durchgeführt. Anlagenparameter für einen derartigen auslegungsüberschreitenden Störfallablauf liegen nicht vor. Ergebnisse eines ähnlichen mit ATHLET-CD berechneten Ablaufs (Station Black-Out) könnten zum Vergleich für die Phase bis zur Einleitung der Druckentlastung des RKL aus /SON 01/ herangezogen werden.

Tabelle 5-2 Ereignisablauf und charakteristische Größen des Szenarios LOFW

| Ereignis | MELCOR ASTEC Zeitpunkt [s] | |
|--|-------------------------------|--------|
| | Speisewasserausfall | 0,0 |
| RESA (DE-Level < 9 m) | 30 | 12,7 |
| Ausschalten der HKMP (DE-Level < 4 m) | 687 | 2274 |
| Erstmaliges Öffnen der Druckhalterventile | 3557 | 6099 |
| Beginn HD-Einspeisung | 6066 | 9474 |
| Beginn heißseitige Akkueinspeisung | 6496 | 9827 |
| Beginn ND-Einspeisung | 7624 | 10804 |
| Ende HD- und ND-Einspeisung | 11810 | 11224 |
| Ende Akkueinspeisung (4x 30m ³) | 12492 | 11319 |
| DIVA-Start (nur ASTEC-relevant) | - | 17484 |
| Erste Spaltproduktfreisetzung aus Gasspalt | 19010 | 17999 |
| Beginn Kernabsturz ins untere Plenum | 24984 | 22758 |
| RDB-Versagen | 29478 | 37792 |
| Wassereinbruch in Reaktorgrube | 56000 | 40000 |
| Rechnung Ende | 150000 | 150000 |
| Physikalische Größe (integral) | Menge [kg] | |
| In-Vessel Wasserstofffreisetzung | 771 | 824 |
| Verlagerte Corium-Masse in Reaktorgrube bei RDB-Versagen | 174910 | 133592 |
| Bis Rechnungsende verlagerte Corium-Masse aus RDB | 193430 | 277182 |
| Ex-Vessel Wasserstofffreisetzung durch MCC1 | 2600 | 2310 |
| Rekombinierter Wasserstoff im Sicherheitsbehälter | 1800 | 2024 |

| Ereignis | MELCOR ASTEC Zeitpunkt [s] | |
|--|-------------------------------------|------|
| | Ex-Vessel CO-Freisetzung durch MCCI | 6200 |
| Rekombiniertes CO im Sicherheitsbehälter | 2700 | 2940 |

In den nachfolgend diskutierten Diagrammen sind die Ergebnisparameter der MELCOR Rechnung jeweils mit einem 'M', gefolgt von einer Kurzkennzeichnung des Parameters dargestellt, der in Anlehnung an den jeweiligen programmspezifischen Ausgabeparameter gewählt wurde, für ASTEC sind die jeweiligen Parameter mit einem 'A' gekennzeichnet. Der Übersichtlichkeit halber finden sich die Diagramme am Ende des Kapitels ab Seite 95.

- **Nachzerfallsleistung**

In Abb. 5-1 ist die Nachzerfallsleistung während der ersten 40000 s als eine wesentliche Eingabegröße für eine Vergleichbarkeit der Rechnungen beider Codes dargestellt. Die Nachzerfallsleistung entspricht einem mittleren Abbrand von 40 GWd/t. Die Kurven in Abb. 5-1 zeigen für MELCOR die insgesamt im System vorhandene Nachzerfallsleistung (totpow.0) sowie die jeweils aktuelle im Kern vorhandene Leistung (rn1-dhcor). Mit Beginn der Zerstörung der Hüllrohre (17999 s bei ASTEC bzw. 19010 s bei MELCOR) werden sukzessiv Spaltprodukte freigesetzt, und die verbleibende Nachzerfallsleistung reduziert sich. Nach dem Versagen der RDB-Bodenkalotte fällt die Schmelze in die Reaktorgrube (37792 s bei ASTEC bzw. 29478 s bei MELCOR). Entsprechend dem in der Schmelze enthaltenen Restinventar wird auch die Nachzerfallsleistung in die Grube verlagert. Ab diesem Zeitpunkt werden Spaltprodukte nicht mehr dem Kern zugeordnet. Bis zur ersten Freisetzung von Spaltprodukten sind die Leistungen identisch. Hier zeigt sich, dass durch den berechneten Zerfall von Spaltprodukten in ASTEC im Modul ISODOP keine signifikante Abweichung zu den in MELCOR verwendeten, vorausgerechneten und tabellierten Werten auftritt. Dies ist insofern nicht verwunderlich, als die tabellierten Werte der Nachzerfallsleistung aus einer COCOSYS Rechnung stammen, die die Zerfallsketten berücksichtigt. Würde man die Masseninventare der Nuklide in ASTEC mit denen der Elemente in MELCOR vergleichen, würden mit der Zeit Unterschiede auftreten. Für ASTEC ist allein die Eingabe des Kerninventars ausreichend. Eine gesonderte Berechnung der zeitabhängigen Nachzerfallsleistung mit anderen Programmen ist nicht nötig.

Deutlich sichtbar ist bei beiden Codes die Abnahme der in der Kernregion freigesetzten Leistung mit Beginn der Spaltproduktfreisetzung. Diese ist relativ ähnlich, was auf eine ähnlich starke Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten bei der Kernzerstörung schließen lässt. Auffällig ist zudem die mit RDB-Versagen nahezu komplette Abnahme der Nachzerfallsleistung bei MELCOR im Kern, was auf eine nahezu komplette Verlagerung des Kerninventars aus dem RDB in die Reaktorgrube bereits zu diesem Zeitpunkt schließen lässt. Bei ASTEC fällt die Leistungsabnahme bei RDB-Versagen nicht so extrem aus, was gleichbedeutend damit ist, dass noch Kernmaterial im RDB verbleibt und der Kern nicht komplett verlagert wird. Erst im nachfolgenden Zeitraum nimmt dann durch weitere Verlagerungen die verbleibende Nachzerfallsleistung im Kern weiter ab.

Eine genauere Aufschlüsselung der ASTEC Daten ist der Abb. 5-2 zu entnehmen. Dort ist für die Phase ab Spaltproduktfreisetzung bis weit in die Ex-Vessel-Phase hinein die Verteilung der Nachzerfallsleistung für die einzelnen Module dargestellt. Die integral anstehende Nachzerfallsleistung setzt sich dabei aus der im Kern (A-FP-Vessel), der im Containment (A-FP-CONT), der im Kühlkreislauf (A-FP-PRIM) sowie der in der Reaktorgrube (A-FP-CAVI) zusammen. Deutlich werden hier die mit der Freisetzung und dem Transport der Spaltprodukte verlagerte Nachzerfallswärme über den Kühlkreislauf ins Containment sowie eine signifikante Rückhaltung im Kreislauf.

Mit RDB-Versagen wird bei ASTEC das Modul RUPUICUV aktiviert, das über einen Zeitraum von 209 s den Austrag von Schmelze aus dem RDB in die Reaktorgrube berechnet. Da alle Module bis auf RUPUICUV in diesem Zeitraum angehalten werden, zeigt die Abbildung kurzfristig einen Sprung in der Nachzerfallsleistung, da die Leistung der gerade von RUPUICUV verlagerten Schmelze nicht in der Gesamtbilanz erscheint. Dies ist kein Bilanzierungsfehler in der Rechnung sondern eine Inkonsistenz des Ausgabeparameters, da während des Austrags die Schmelze nicht mehr in der Kernregion ist aber auch noch nicht in der Reaktorgrube bilanziert wird. Nach Verlagerung der Schmelze zeigt sich dann, dass nun nahezu 70 % der anfallenden Nachzerfallsleistung im Schmelzepool in der Reaktorgrube freigesetzt werden; der Rest verbleibt im RDB bzw. hat sich bereits auf Kreislauf oder Containment verteilt durch freigesetzte Spaltprodukte.

In MELCOR erfolgt die Verlagerung von Schmelze aus dem RDB in die Reaktorgrube über einen Zeitraum von ca. 170 s. Sie beginnt in der Kernzelle, die an das versagende Segment des RDB angrenzt. Innerhalb der Zellen des unteren Plenums sowie des

Kern erfolgt dann eine sukzessive Umlagerung von Material mit einer gewissen zeitlichen Verzögerung. Diese kann vom Nutzer beeinflusst werden.

- **Störfallablauf bis zum Versagen des Reaktordruckbehälters**

Mit dem Eintritt des Ereignisses 'Ausfall der Speisewasserversorgung' setzt die Beheizung der DE bei gleichbleibender Reaktorleistung (vereinfachende Annahme) aus und das Wasserinventar auf der Sekundärseite im Dampferzeuger sinkt schnell ab (Abb. 5-3), da vereinfachend unterstellt wurde, dass die Reaktorabschaltung erst bei einem DE-Füllstand < 9 m erfolgt. Dies erfolgte in ASTEC deutlich früher als in MELCOR, u. a. auch wegen des niedrigeren Anfangsfüllstandes. Nach 30 s (MELCOR) bzw. bereits nach 12,7 s (ASTEC) ist der Füllstand unter 9 m gesunken, wodurch das Signal RESA/TUSA ausgelöst wird. Bereits dieser minimal erscheinende Unterschied wirkt sich im weiteren Verlauf deutlich aus. Er ist u. a. dadurch begründet, dass im ASTEC-Datensatz der Ausgangsfüllstand im DE zu niedrig ist. Während der heftigen Verdampfung steigt zugleich sekundärseitig der Druck, wodurch bei Erreichen von $\sim 8,5$ MPa nach ca. 17 s bei ASTEC und nach 42 s bei MELCOR das Teilabfahren mit 100 K/h auf 7,5 MPa eingeleitet wird. Die Füllstände in den DE fallen wegen fehlender Zufuhr von Speisewasser ständig weiter ab.

Der Gradient des Ausdampfens der Dampferzeuger als Folge des Teilabfahrens wird zwar von beiden Codes in guter Übereinstimmung wiedergegeben, jedoch unterscheiden sich die Zeitpunkte bis zum vollständigen Ausdampfen recht deutlich um ca. 2000 s. Aus ATHLET-Analysen aus anderen Vorhaben ist bekannt, dass die Ausdampfzeit der DE bei DWR unter realen Annahmen in der Größenordnung von etwas mehr als 1 h zu erwarten ist. Nach eingehenden Analysen sind die Unterschiede auf die Nodalisierung der Sekundärseite der Dampferzeuger sowie die Signale für die Auslösung von RESA/TUSA zurückzuführen. Bei ASTEC sammelt sich während der Stationärrechnung eine größere Masse Wasser im Dampferzeuger-Dom an, die kurz nach Eintreten des Speisewasserausfalls nach unten in den Rückströmraum verlagert wird. Dadurch erhöht sich das im DE insgesamt verfügbare Wasserinventar deutlich. In MELCOR tritt dieser unrealistische Effekt nicht auf, der Dampferzeuger dampft folglich früher aus. Zusätzlich sind Unterschiede dadurch begründet, dass in MELCOR RESA und TUSA erst deutlich später ausgelöst werden als in ASTEC und damit ein zusätzlicher Wasseraustrag aus dem DE in der frühen Phase erfolgt. Das Ausdampfen der DE in MELCOR verläuft etwas schneller verglichen mit früheren Analysen (siehe

/SON 01a/), ist aber vor allem bedingt durch die vereinfachte Simulation der Reaktorabschaltung zu einem etwas späteren Zeitpunkt.

Ein Vergleich mit anderen Analysen lässt die Nodalisierung des DE-Doms mit nur einer Zone und nur einer Strömungsverbindung vom Dampfseparator in den Dombereich als nicht ausreichend erscheinen. Die Nodalisierung bei ASTEC orientierte sich dabei an Erfahrungen und Empfehlungen von IRSN. Analysen hinsichtlich einer Modifikation der Nodalisierung führten bislang nicht zum beabsichtigten Erfolg. Dies ist bei zukünftigen Unfallanalysen zu beachten und abzustellen.

Diese zeitliche Verzögerung des Ablaufes beeinflusst alle nachfolgenden Ereignisse deutlich, insbesondere auch solche, die Maßnahmen betreffen, die abhängig vom Füllstand eingeleitet werden. Dazu zählt, dass bei einem Füllstand < 4 m die Hauptkühlmittelpumpen als Handmaßnahme abgeschaltet werden (Abb. 5-4), wodurch der Energieeintrag der laufenden Hauptkühlmittelpumpen entfällt und das verbleibende Inventar der DE für einen etwas längeren Zeitraum zur Wärmeabfuhr genutzt werden kann.

Es stellt sich im Reaktorkühlkreislauf danach ein Naturumlauf ein, bis nach ca. 2726 s die DE in MELCOR ausgedampft sind. Bei ASTEC tritt dies erst ca. 2200 s später auf. Die Stärke des Naturumlaufes ist in beiden Analysen etwa gleich.

Da während der Ausdampfphase nicht mehr genügend Energie an die DE abgeführt werden kann, steigt auch im Primärkreis der Druck an (Abb. 5-5). Auch hier ist der Einfluss der verzögerten Dampferzeugerentleerung deutlich ersichtlich. Ab 16,4 MPa kann der Druckanstieg durch zyklisches DH-Sprühen mit dem Volumenregelsystem (KBA) ab ca. 1155 s zunächst begrenzt werden. Erst nach Anstieg des DH-Füllstands auf $h_{DH} > 11$ m erfolgt das 'AUS'-Signal für alle betrieblichen Einspeisesysteme in den Primärkreis (Primärkreisabschluss). Vorher war der DH-Füllstand stets > 2.28 m, und es war noch zu keiner Freisetzung in den SB gekommen.

Das erstmalige Öffnen des DH-Abblaseventils, um den RKL-Druck auf 16,7 MPa zu begrenzen, wird bei MELCOR nach 3557 s gerechnet, bei ASTEC erst nach 6099 s. Auch hier zeigt sich wieder der Einfluss des thermohydraulischen Zustands der Sekundärseite auf die Primärseite.

Das Dampf/Wasser-Gemisch entweicht in den DH-Abblasebehälter. Ein Druck von 1,5 MPa im Behälter führt bei MELCOR nach 4581 s und bei ASTEC nach 7369 s zum Bruch der vier Berstscheiben und zur Freisetzung von Wasser und Dampf in den Sicherheitsbehälter (Abb. 5-7). Kurzzeitig steigt dann auch der Druck im Containment an, bevor er infolge der einsetzenden Kondensation wieder abfällt (Abb. 5-7). Damit besteht zugleich eine offene Verbindung zwischen dem Primärkreis und dem SB. Die entsprechenden Massenströme sind Abb. 5-9 zu entnehmen. Da bei MELCOR der Druckhalter schon frühzeitig komplett gefüllt ist (Abb. 5-6) wird bei Öffnung des Regelventils nahezu sofort Wasser ausgetragen im Gegensatz zu ASTEC, das bei erstmaliger Öffnung des Regelventils noch ein Dampfpolster im DH rechnet, weshalb dann zunächst nur Dampf ausgetragen wird. Die Öffnungsfrequenz ist deutlich höher bei kleinerem Massenstrom (Abb. 5-10). Erst nach weiterer Druckentlastung und ansteigendem Füllstand wird auch bei ASTEC Wasser ausgetragen. Gründe für die Unterschiede sind in der unterschiedlichen Modellierung des DH sowie der Ventile zu suchen. Infolge des erhöhten Kühlmittelverlustes sinkt der Füllstand im Reaktor sehr schnell (Abb. 5-11). Nach Erreichen des Kriteriums 'RDB MIM3' (~ Mitte HKL) wird bei MELCOR nach ca. 5817 s und bei ASTEC nach 9219 s die primärseitige Druckentlastung durch Öffnen aller Druckhalterventile eingeleitet (Abb. 5-10). Infolge des hohen Kühlmittelverlustes sinkt der Druck auf der Primärseite unter den der Sekundärseite (vgl. Abb. 5-5) und entzieht dort Energie. Der Dampf kondensiert im DE, was einen leichten Anstieg des Flüssigkeitsspiegels bewirkt (vgl. Abb. 5-3). Dies wird auch von beiden Codes mit qualitativer Übereinstimmung simuliert, wobei ASTEC für die DE in beiden Loops nahezu identische Füllstände errechnet, während MELCOR im Dreifachstrang deutlich mehr Wasser anzeigt.

Durch die rasche Druckabsenkung wird nach 9474 s bei ASTEC und nach 6066 s bei MELCOR der Einspeisedruck der Hochdruckpumpen von 1,10 MPa erreicht. Das HD-System speist in dem betrachteten Fall nur in den heißen Strang des Dreifachloops (Loop 3) ein. Trotzdem kann der Druck im Primärkreis nicht aufrechterhalten werden. Er fällt bei MELCOR in knapp 7 min und bei ASTEC in knapp 6 min rasch auf 2,5 MPa ab, wodurch die Einspeisung der heißseitigen Druckspeicher initiiert wird (Abb. 5-13). Die kaltseitigen DS werden durch das Signal 'Notkühlsignal + 500 s' abgesperrt, daher wird in dem untersuchten Fall bei MELCOR für ca. 40 s auch in die kalten Stränge eingespeist. Da bei ASTEC das Notkühlsignal nach 9324 s ansteht, die DS aber erst nach 9827 s einspeisen, sind die kaltseitigen DS bereits abgeschiebert, so dass nur die heißseitigen DS einspeisen.

Die integral über den Abblasetank in den Sicherheitsbehälter ausgetragene Energie beträgt bei ASTEC nur etwa 2/3 derjenigen, die MELCOR in den SB austrägt. Zu Beginn sind Energieeinträge durchaus vergleichbar, wenn der Zeitunterschied vernachlässigt wird (Abb. 5-12). Ab ca. 18000 s rechnet ASTEC jedoch nur noch einen sehr geringen Austrag im Gegensatz zu MELCOR. Der Druck ist zu diesem Zeitpunkt – nach Einleiten der primärseitigen Druckentlastung – bei ASTEC auf knapp 0,28 MPa gefallen, so dass die treibende Druckdifferenz zum Containment ($p = 0,23$ MPa) sehr gering ist.

Im weiteren Verlauf wird bei Unterschreiten von 1,0 MPa zusätzlich zu den DS von den Niederdruckpumpen Kühlmittel sowohl in den heißen als auch in den kalten Strang von Loop 3 eingespeist. Durch diese Maßnahmen wird der Kern schnell wieder aufgefüllt (Abb. 5-11). Gleichzeitig steigt auch der Füllstand im Druckhalter wieder an (Abb. 5-6). Auch dies wird von beiden Codes übereinstimmend errechnet, wenngleich wiederum ASTEC deutlich später folgt, was auch hier eine Folge des Anfangs verzögerten Ausdampfens der DE ist. Nach ~ 11810 s (MELCOR) bzw. 11224 s (ASTEC) sind die Flutbecken leer, nach ~ 12492 s (MELCOR) bzw. 11319 s (ASTEC) die Druckspeicher (Abb. 5-13). Nach Leerpumpen der Flutbecken wird die Umschaltung auf Sumpfansaugung als versagend unterstellt, was zum Ausfall aller aktiven Einspeisesysteme führt. Darauf heizt sich der Kern auf, die Kerntemperaturen steigen, und es kommt nachfolgend zur Kernzerstörung. Die Auswertung hat gezeigt, dass in ASTEC nur zwei der vier Flutbecken genutzt wurden.

Während des Unfallablaufs ist der Füllstand im Kern bereits nach ca. 5000 s bei MELCOR und nach knapp 8000 s bei ASTEC unter die Kernoberkante gefallen. Infolge der schnellen Wiederauffüllung durch die Einspeisung der Hochdrucksysteme, der Druckspeicher und der Niederdrucksysteme kann eine starke Aufheizung der Hüllrohre zunächst verhindert werden. Nach Beendigung der HD- und ND-Einspeisung sowie der Druckspeicher-Einspeisung wird kein Kühlmittel mehr in den Primärkreis eingespeist, der Füllstand im Kern fällt erneut und die Temperaturen steigen, auch infolge der exothermen Zr/Dampf Reaktion, rasch an. Die ersten Brennstabhüllrohre bersten bei einer Temperatur von 1173 K nach ~ 19010 s (MELCOR) bzw. 17999 s (ASTEC), und Spaltprodukte werden freigesetzt. Kurz vor diesem Zeitpunkt ist DIVA in ASTEC gestartet worden, nachdem die Kriterien 'Dampf Temperatur am oberen Ende des Kern > 700 K' sowie 'Dampfgehalt > 0,95' erreicht wurden. Mit diesen Kriterien wäre der Start von DIVA schon in einer früheren Phase, in der der Füllstand im Kern schon einmal abgefallen war, aktiviert worden. Durch die einsetzende Sicherheitseinspeisung

wurde im nachfolgenden Zeitraum der Wasserstand aber wieder angehoben. Die derzeitige Modellierung in DIVA kann diesen Auffüllprozess und insbesondere die Phänomene der Zwei-Phasen-Strömung nur unzureichend simulieren und ist zudem dann von numerischen Stabilitätsproblemen betroffen, wie Erfahrungen gezeigt haben. Zur Umgehung dieses Problems wurde deshalb der DIVA-Start mit einem zusätzlichen Zeitkriterium verknüpft. Dieses sorgt dafür, dass auch bei Erfüllung der Kriterien für Dampftemperatur und Dampfgehalt der DIVA-Start künstlich über die Beendigung der Einspeisung der Notkühlsysteme hinaus verzögert wird. Zu diesem Zeitpunkt ist der Kern in einem Zustand, der nachfolgend die Zr-Oxidation als erste Auswirkung der Aufheizung triggert. Dieses sowie alle mit der Kernzerstörung verbundenen Phänomene können nur mit DIVA gerechnet werden. Mit der Aktivierung von DIVA nach 17484 s setzt kurze Zeit später auch die Oxidation der heißen Hüllrohr- und Strukturmaterialien ein, die im Zeitraum nach 18000 s infolge des exothermen Charakters der Zr-Oxidation in die Eskalationsphase übergeht, die durch massive Aufheizung und Freisetzung von Wasserstoff gekennzeichnet ist und nachfolgend die Kernzerstörungsphase einleitet.

Als Beispiel für diese Phase ist für ASTEC der von DIVA modellierte RDB- und Kernbereich in einzelnen Phasen visualisiert. Die Diagramme (Abb. 5-17 bis Abb. 5-22) zeigen die mit dem ASTEC-Modul DIVA gerechneten Zustände von RDB und Kern auf Basis der ASTEC-eigenen Visualisierung. Kurz nach dem DIVA-Start – erst ab diesem Zeitpunkt sind DIVA-Daten verfügbar – ist nur noch der untere Kernbereich von Wasser benetzt, während darüber liegende Bereiche nur noch mit Dampf gefüllt sind (Abb. 5-17). Im nachfolgenden Zeitraum heizt sich, auch gefördert durch den verminderten konvektiven Wärmetransport von den Brennstäben an den Dampf, der obere Bereich am stärksten auf, es kommt zu ersten Verlagerungen von Strukturmaterialien in untere Kernregionen.

Dazu sind beispielhaft die Hüllrohrtemperaturen für den innersten Ring 1 für MELCOR (Abb. 5-14) und ASTEC (Abb. 5-15) dargestellt, wobei für ASTEC die Daten erst mit der Aktivierung von DIVA zur Verfügung standen. Die Kurven zeigen für den Ring Temperaturen der Elemente vom unteren Ende des Kerns (foot in MELCOR bzw. CLAD1-B in ASTEC) bis zum oberen Ende (head in MELCOR bzw. CLAD1_T in ASTEC), zusätzlich auch entsprechende Temperaturen im aktiven Kernbereich. Mit Trockenfallen des Kerns zeigen beide Codes einen starken Temperaturanstieg, der über die gesamte Höhe den Kern aufheizt. Dabei heizen sich höher liegende Bereiche früher auf als tiefer liegende, entsprechend dem abfallenden Wasserspiegel im Kern.

Die ASTEC Modelle errechnen deutlich höhere Temperaturen der Brennstabhüllrohre. Bei MELCOR werden die Hüllrohre eher zerstört und das Material in tiefer liegende Regionen verlagert. Die Temperaturen gehen dann auf null zurück, da kein Material mehr vorhanden ist. Bei ASTEC bleiben die Temperaturen auf einem hohen Niveau über einen langen Zeitraum nahezu konstant. Zur Erklärung ist für ASTEC in Abb. 5-16 die Masse des an der Position des Hüllrohrs detektierten Materials dargestellt. Dabei wird jeweils nur die Masse einer Hüllrohrsektion für ein repräsentatives Hüllrohr genommen. Zu Beginn der Rechnung ist nur das Hüllrohrmaterial Zirkaloy vorhanden. Mit einsetzender Kernzerstörung werden auch Kern- und Strukturmaterialien aus höheren Bereichen verlagert. Dabei wird dann nicht nur Hüllrohrmaterial bilanziert sondern auch Brennstab- oder Strukturmaterial, welches sich an intakten Hüllrohren ansammeln kann. Dadurch kann die Masse sogar noch ansteigen. Die Bereiche, aus denen Material verlagert wird, zeigen eine Abnahme des Materials. Dabei tritt die Besonderheit auf, dass numerisch immer eine, wenn auch sehr geringe Restmasse ($< 1.E-20$ kg) vom Code weiterhin bilanziert wird, so dass auch weiterhin Temperaturen errechnet und angezeigt werden. Augenscheinlich sind deshalb Temperaturverläufe verschieden, bei Berücksichtigung der Restmassen relativiert sich aber dieses Bild.

Durch das Verdampfen von Restwasser im unteren Plenum wird verlagertes Material zusätzlich abgekühlt und sammelt sich über der Kerntageplatte an, so dass keine Verlagerung ins untere Plenum stattfindet. Im nachfolgenden Zeitraum wird immer mehr Material, ab ca. 20000 s zunehmend auch UO_2 entweder durch Aufschmelzen oder Abstürzen noch fester Anteile, in tiefere Regionen verlagert und sammelt sich zunächst ebenfalls über der Kerntageplatte an. Schließlich kommt es nach ca. 33000 s zu partiellen Versagen der Trageplatte, so dass erstmalig Material ins untere Plenum verlagert wird. Das im unteren Plenum vorhandene Restwasser wird verdampft, zunehmend sammeln sich mehr Schmelze und Kerntrümmer an. Die RDB-Bodenkalotte heizt sich auf (Abb. 5-22) und führt nach 37792 s zum Kriechversagen der Wand. MELCOR errechnet das Versagen nach 29478 s, also deutlich früher. Dies ist zunächst erstaunlich, da ASTEC erste Spaltproduktfreisetzung mit knapp 18000 s ca. 1000 s früher rechnet als MELCOR (19010 s), die frühe Phase der Kernzerstörung also eher beginnt. Ein Einfluss kann in der Modellierung der unteren Kerntageplatte bei ASTEC liegen. Diese kann derzeit nur vereinfacht die wahren Gegebenheiten wiedergeben. In früheren Rechnungen ohne eine derartige Struktur wurde Kern- und Strukturmaterial zu früh ins untere Plenum verlagert, so dass hier eine modifizierte Modellierung vorgenommen wurde. Auch hier zeigt sich der Einfluss der Nodalisierung bzw. der vorhandenen Modelle auf die Rechnungsergebnisse. Ein Anpassen der Nodalisierung in Richtung eines

früheren Versagens wäre möglich gewesen, wurde hier jedoch bewusst nicht vorgenommen. Ein zweiter Grund kann in der im unteren Plenum angesammelten Schmelzmasse gesehen werden. Bei RDB-Versagen wird bei MELCOR mit ca. 175 t deutlich mehr Corium aus dem RDB in die Reaktorgrube verlagert. Bei ASTEC sind es nur ca. 133 t.

In wieweit die radiale Nodalisierung der RDB-Bodenkalotte selbst eine Rolle spielt, wäre auch zu untersuchen. So wurde bei MELCOR die RDB-Wand der Bodenkalotte in 11 Segmente mit jeweils 15 radialen Schichten unterteilt, um eine realistische Temperaturverteilung zu erzielen, bei ASTEC waren es 8 Segmente und 3 Schichten.

Während der Aufheizung der Brennstäbe wird Wasserstoff sowohl infolge Oxidation der Hüllrohre aus Zirkaloy als auch in begrenztem Maße durch Oxidation der Stahlstrukturen erzeugt, wobei insbesondere die Zirkaloy-Oxidation aufgrund ihres exothermen Charakters maßgeblich zur Aufheizung beiträgt. Abb. 5-23 zeigt beispielhaft für ASTEC die eingetragene Leistung für den Zeitraum der Kernzerstörungsphase. Da diese Daten erst mit der Aktivierung des DIVA-Moduls zur Verfügung stehen, beginnt die Darstellung erst ab diesem Zeitpunkt. Darin ist einerseits die durch Zirkaloy-Oxidation eingetragene Leistung (A-PZRO2) zu sehen, die in Spitzen deutlich über der zu dem jeweiligen Zeitpunkt anfallenden Nachzerfallsleistung (A-PRESI) liegt, sowie andererseits diejenige, die durch Eisen-Oxidation (A-PFEOX) freigesetzt wird und die zu diesem Zeitpunkt keine wesentliche Rolle für den Leistungseintrag spielt. Qualitativ ähnlich stellt sich der Verlauf bei MELCOR dar (vgl. Abb. 5-24). Hier ist neben der Nachzerfallsleistung und derjenigen durch Oxidation auch noch die an die umgebenden Strukturen des RDB sowie durch Konvektion transportierte Energie dargestellt. Die insgesamt freigesetzte Wasserstoffmasse aus dem Kern ist in Abb. 5-25 für MELCOR und ASTEC dargestellt. Zeigen die Kurven direkt zu Beginn der Aufheizung der Oxidationsphase noch eine gute Übereinstimmung, weichen sie im nachfolgenden Zeitraum sowohl für die Zr-Oxidation als auch für die Fe-Oxidation deutlich voneinander ab. Insbesondere diejenigen für Fe-Oxidation (M-ss in MELCOR und A-PRODHF in ASTEC) zeigen ab ca. 32000 s ein gegensätzliches Verhalten. Während MELCOR nahezu keine Freisetzung mehr rechnet, zeigt ASTEC ein extremes Anwachsen der Wasserstoffmasse aus der Eisenoxidation. Eingehende Analysen zeigten, dass bei ASTEC die (äußere) Kernumfassung beidseitig stark oxidiert wird und mit ca. 425 kg nahezu den gesamten Beitrag liefert. MELCOR hingegen kann diese äußere Kernstruktur, die als Objekt im HS-Package definiert wurde, prinzipiell erst oxidieren, nachdem sie geschmolzen ist. Eingabeseitig wurde dies im Datensatz entsprechend spezifiziert. Eine

eingehende Analyse mit Detailcodes wäre hier angeraten, um näheren Aufschluss über diese Wechselwirkung und Strömungsverhältnisse zu erhalten, da auch die prinzipiell korrekte Modellierung bei ASTEC nach bisherigen Erfahrungen zu hohe Werte liefert.

- **Zustände im Sicherheitsbehälter**

Die Zustände im Sicherheitsbehälter werden außer von der Kernschmelze-Beton-Wechselwirkung nach RDB-Versagen insbesondere auch vom Massen- und Energieeintrag aus dem RKL geprägt, der mit der Strömung über die Druckhalter-Ventile und über die Bruchfläche im Abblasetank in den Sicherheitsbehälter transportiert wird. Maßgeblich ist dabei die über Druckhalter und Abblasebehälter ins Containment freigesetzte Energie (vgl. Abb. 5-12, Seite 101). Der wesentlich höhere Energieeintrag bei MELCOR schlägt sich konsequenterweise auch im Druckverlauf im Containment nieder (Abb. 5-26). Qualitativ stimmen die Druckverläufe in beiden Rechnungen noch gut überein. Mit Öffnen der Druckhalterventile und nach Öffnen der Berstscheiben zeigen beide Codes einen starken Anstieg auf ca. 0,28 MPa bei ASTEC und knapp über 0,3 MPa bei MELCOR. Im nachfolgenden Zeitraum fällt der Druck infolge Kondensation und Abkühlung des ausgetragenen Fluids wieder ab, wobei der Abfall bei MELCOR stärker ausfällt, obwohl der Energieeintrag auch in dieser Phase deutlich höher ist. Für MELCOR ist außerdem ersichtlich, dass der Druck in der Reaktorgrube nicht wie bei ASTEC zu Beginn ansteigt, sondern erst zum Zeitpunkt des RDB-Versagens. Dies ist dadurch begründet, dass in ASTEC ebenso wie in MELCOR Reaktorgrube und Ringspalt zwischen Bioschild und Tragschild getrennt modelliert werden, bei MELCOR aber die Verbindungen aus der Reaktorgrube zum Containment erst bei RDB-Versagen geöffnet werden. Bei MELCOR sind entsprechende Berstscheiben modelliert, die bei einer positiven Druckdifferenz von 0,05 MPa zwischen Reaktorgrube und Dampferzeugerräumen einen Pfad öffnen. Dies wurde bei ASTEC nicht modelliert, hier besteht im Datensatz vereinfachend eine stets offene Verbindung zwischen den Räumen, so dass ein stetiger Druckausgleich stattfindet. Entsprechende, nachgelagerte Analysen lassen die Nodalisierung bei MELCOR prinzipiell als korrekt erscheinen, sollten aber dahingehend geändert werden, dass die Öffnung der Berstscheiben unabhängig von der Richtung der Druckdifferenz erfolgt. Dies würde in dem hier betrachteten Szenario praktisch instantan mit Öffnen des DH-Abblaseregelventils das Öffnen der Berstscheiben triggern, so dass sich dann ein Druckverlauf analog zu dem von ASTEC einstellen würde.

Bis zum Versagen des RDB zeigen beide Codes prinzipiell eine ansteigende Tendenz im Druckverlauf, wobei hier wiederum der Anstieg deutlich ausgeprägter bei MELCOR ist. Aufgrund des nahezu verschwindenden Energieeintrags in ASTEC ab ca. 18000 s kann hier der Druck zunächst sogar wieder abfallen, wohingegen MELCOR einen stetigen Energieeintrag und somit Druckanstieg rechnet, der erst kurz vor dem Zeitpunkt des RDB-Versagens auch einen Abfall zeigt. In dieser Phase ist nahezu alles Wasser im Kern verdampft, so dass auch hier der Energieeintrag abnimmt.

Nach dem Durchbruch des RDB-Bodens fällt das Kernmaterial in die trockene Grube innerhalb des SB. Der Beton wird sowohl in axialer als auch in radialer Richtung aufgeschmolzen. Die Zusammensetzung des bei deutschen Kraftwerken typischerweise verwendeten silikatischen Betons ist der Tabelle 5-3 zu entnehmen. Das chemisch im Beton gebundene Wasser wird in der Phase der Beton-Schmelze-Wechselwirkung freigesetzt und kann noch nicht oxidierte Bestandteile der Schmelze oxidieren, dabei wird der Dampf reduziert, so dass Wasserstoff freigesetzt wird.

Tabelle 5-3 Relative Zusammensetzung des Betons für MELCOR und ASTEC

| Spezies | MELCOR | ASTEC |
|---|---------------|----------------------|
| SiO ₂ | 0,7682 | 0,7682 |
| MgO | 0,0091 | wird CaO zugerechnet |
| CaO | 0,0998 | 0,1089 |
| Fe ₂ O ₃ | 0,0160 | 0,0160 |
| Al ₂ O ₃ | 0,0424 | 0,0424 |
| CO ₂ | 0,0195 | 0,0195 |
| H ₂ O _{chem} + H ₂ O _{evap} | 0,020 + 0,025 | 0,045 |

Mit Beginn der Kernschmelze-Beton-Wechselwirkung (MCCI) zeigen beide Codes hinsichtlich des Einflusses auf den Druck ein unterschiedliches Verhalten, was neben der Modellierung der mit dem MCCI verbundenen Phänomene insbesondere auch von den Eigenschaften der Schmelze selbst abhängt, also Masse, Temperatur, Zusammensetzung, Verhalten der Schmelze in der Reaktorgrube hinsichtlich Schichtung, Krustenbildung etc.. Aktuelle internationale Forschungsarbeiten zeigen noch Entwicklungsbedarf, die Modelle können nach derzeitigem Stand nicht als 'best estimate'-Ansätze verstanden werden. Hier sind eingehendere Analysen angezeigt, die insbesondere gleiche An-

fangs- und Randbedingungen voraussetzen, um eine sinnvolle Bewertung der Modellierung in beiden Codes zu ermöglichen. Beispielhaft sei hier für beide Codes der Fortschritt der radialen und axialen Erosionsfront im Betonfundament der Reaktorgrube gegenübergestellt (Abb. 5-27). Während die radiale Erosionsfront von beiden Programmen mit sehr guter Übereinstimmung gerechnet wird, zeigen sich bei der axialen Front deutliche Unterschiede. Dabei muss nochmals betont werden, dass die Modelle bisher nicht abschließend validiert sind, da die Entwicklung an kleinskaligen Experimenten geschieht und eine Übertragung auf Reaktorbedingungen noch nicht nachgewiesen ist. Demzufolge können die hier erzielten Werte nicht für einen bewertenden Vergleich herangezogen werden. Sie müssten insbesondere, gestützt durch Parameteranalysen, hinsichtlich ihrer Sensitivität untersucht werden.

Wie das Diagramm zeigt, ist anfangs die Eindringgeschwindigkeit der Schmelze in axialer Richtung nach unten größer als in radialer Richtung nach außen. Ca. 25660 s (7:10 h) nach Beginn der Betonerosion ist bei MELCOR die Schmelze 0,6 m nach unten vorgedrungen und hat Kontakt mit dem Wasser in der Lüftungsspinne im Bereich des Fundaments. Radial nach außen ist die Schmelze nach 31710 s (8:50 h) um 0,48 m vorgedrungen, wodurch auch radial ein Wassereinbruch erfolgen würde. Im Gegensatz zu MELCOR, bei dem der Wassereinbruch intermittierend auf die Schmelze erfolgt, wurde dieser Vorgang bei ASTEC vereinfachend modelliert und nur ein konstanter Wassermassenstrom unterstellt, um einen qualitativen Vergleich zu ermöglichen. Dadurch ergeben sich Unterschiede im nachfolgenden Druckverlauf. Bei ca. 120000 s ist bei ASTEC zudem ein deutlicher schnellerer Druckanstieg ersichtlich, der aus der Änderung der Wärmeübertragung zwischen Schmelzeoberfläche und überdeckendem Wasserpool resultiert und auf eine nicht realistische Berechnung der Wärmeübertragungsoberfläche zurückzuführen ist.

Der plötzliche Wassereinbruch auf die Schmelze bewirkt in MELCOR eine starke Verdampfung des einströmenden Wassers, die sich in einem deutlichen Druckanstieg in den Räumen des SB bei 56000 s ausdrückt und langfristig die Druckentlastung nötig machen würde, wodurch ein gefilterter Freisetzungspfad an die Umgebung entsteht. Der bei der ASTEC-Rechnung unterstellte Einbruch von Wasser auf die Schmelze nach 40000 s führt auch hier zu einem Wiederanstieg des Drucks im Sicherheitsbehälter, ist aber deutlich weniger ausgeprägt. Unter der Annahme ähnlicher Schmelzmassen und demzufolge vergleichbarer Nachzerfallsleistungen kann die erzeugte Wärme nur in die Betonerosion oder in den Druckaufbau der Atmosphäre eingehen. Da die Betonerosion bei ASTEC deutlich größer in axialer Richtung ist, fließt folglich ein

geringerer Anteil in den Druckaufbau des SB ein. Eine gezielte Einzelanalyse der MCCI-Modelle ausgehend von gleichen Anfangs- und Randbedingungen wäre hier angezeigt. Zusätzlich stellen die Betonstrukturen des SB eine beträchtliche Wärmesenke dar, ca. 95 % der Wärme in der Atmosphäre gehen in die Wandstrukturen, nur ca. 5 % in den Druckaufbau. Somit können schon geringe Abweichungen in den Modellen zur Kondensation an den Wänden einen Einfluss auf den Zustand der Atmosphäre im SB haben.

Abb. 5-28 zeigt die Wirkung der Rekombinatoren, die in diversen Räumen des SB aufgestellt sind (vgl. Abb. 3-8, Seite 64). Dargestellt sind die im SB vorhandenen bzw. erzeugten Massen an H_2 und CO im Vergleich zu den rekombinierten Massen für beide Programme. Hier zeigt sich, dass trotz der teilweise großen Unterschiede im gerechneten Unfallablauf die Übereinstimmung zwischen beiden Codes als durchaus zufriedenstellend angesehen werden kann. Mit Blick auf das Gefährdungspotential von H_2 und CO durch Verbrennung und der potentiellen Gefährdung der Integrität des Containments ist für beide Codes folgendes übereinstimmend festzuhalten: Die langfristige Freisetzung von H_2 und CO ins Containment ist zwar durch geringere Freisetzungsraten bestimmt als während der In-Vessel-Phase, der Beitrag zur gesamten freigesetzten Masse übersteigt auf Grund der wesentlich längeren Freisetzungsdauer aber diejenige aus der In-Vessel-Phase deutlich.

- **Quellterm**

Bedingt durch die sehr unterschiedliche Modellierung der Spaltprodukte in den beiden Codes ist ein Vergleich schwierig. Mit Blick auf den Quellterm wurden die am Ende der Rechnung freigesetzten Anteile maßgeblicher Elemente aufgelistet. Dazu sind in Tabelle 5-4 in tabellarischer Form sowohl Freisetzunganteile der Spaltprodukte als auch anteilige Massenverteilungen in einigen ausgewählten Räumen zum Ende der Rechnung für beide Codes gegenüber gestellt. In der In-Vessel-Phase werden vor allem leichtflüchtige Spaltprodukte (z. B. Te, Cs, CsI) und Edelgase (Xe) aus der Schmelze freigesetzt. Erst nach der Materialverlagerung und dem Versagen des RDB werden auch die mittel- (Cd, (Sb), Ba) und schwerflüchtigen Spaltprodukte (Sn, Ce) in größerem Maße freigesetzt.

Die Spalte 'Außerhalb Containment' gibt an, welcher relative Anteil des jeweiligen Elements bzw. der durch dieses Element repräsentierten Spaltproduktklasse bereits infolge Auslegungsleckage in den Ringraum vorgedrungen ist und durch die gefilterte

Störfallringraumabsaugung in die Umgebung freigesetzt werden könnte. Bezugspunkt ist dabei jeweils das Ausgangsinventar entsprechend Tabelle 3-1 (S. 66). Die Spalten Primärkreis, Containment und Reaktorgrube geben an, welcher Anteil nach Rechnungsende bei 150000 s in den entsprechenden Anlagenteilen vorhanden ist.

Tabelle 5-4 Vergleich der anteiligen Spaltproduktverteilung bei MELCOR und ASTEC bei Rechnungsende

| | MELCOR | ASTEC | MELCOR | ASTEC | MELCOR | ASTEC | MELCOR | ASTEC | MELCOR | ASTEC |
|---|-----------------|----------|---------------------|----------|----------|----------|----------------|----------|-----------------------|----------|
| | Gesamt aus Kern | | Verbleibend im Kern | | Im RKL | | Im Containment | | außerhalb Containment | |
| Xe | 9,91E-01 | 9,99E-01 | 2,29E-05 | 1,03E-03 | 9,45E-04 | 3,32E-03 | 9,87E-01 | 9,96E-01 | 2,93E-03 | 3,99E-03 |
| CsOH | 9,85E-01 | 9,99E-01 | 3,34E-05 | 1,01E-03 | 1,18E-01 | 1,35E-01 | 8,67E-01 | 8,64E-01 | 1,14E-04 | 2,26E-05 |
| Ba | 4,20E-02 | 6,21E-03 | 9,43E-01 | 9,90E-01 | 4,29E-04 | 5,86E-03 | 4,15E-02 | 3,56E-04 | 3,37E-06 | 0,00E+00 |
| Te | 9,08E-01 | 9,75E-01 | 8,05E-02 | 2,52E-02 | 5,39E-02 | 2,78E-01 | 8,54E-01 | 6,97E-01 | 1,01E-04 | 1,70E-05 |
| Ru | 4,75E-02 | 1,47E-04 | 9,37E-01 | 9,58E-01 | 6,69E-03 | 1,02E-04 | 4,08E-02 | 4,52E-05 | 5,40E-06 | 0,00E+00 |
| Mo als Element | 5,39E-02 | 1,22E-01 | 9,46E-01 | 8,61E-01 | 2,27E-04 | 3,01E-02 | 1,35E-03 | 9,22E-02 | 1,73E-07 | 2,46E-06 |
| Mo als Cs ₂ MoO ₄ | | | | | 1,78E-03 | | 5,06E-02 | | 3,26E-06 | |
| Ce | 3,47E-03 | 3,71E-05 | 9,81E-01 | 9,59E-01 | 3,86E-06 | 1,16E-05 | 3,46E-03 | 2,56E-05 | 1,26E-07 | 0,00E+00 |
| La | 3,62E-03 | 3,75E-05 | 9,81E-01 | 9,59E-01 | 3,19E-04 | 1,19E-05 | 3,30E-03 | 2,56E-05 | 4,19E-07 | 0,00E+00 |
| U | 5,10E-04 | 3,71E-05 | 9,76E-01 | 9,59E-01 | 6,96E-05 | 1,06E-05 | 4,40E-04 | 2,65E-05 | 5,74E-08 | 2,68E-08 |
| Cd (Sb) | 6,32E-01 | 9,82E-01 | 3,57E-01 | 1,76E-02 | 7,21E-02 | 1,31E-01 | 5,60E-01 | 8,52E-01 | 7,35E-05 | 0,00E+00 |
| Sn | 6,07E-01 | 3,84E-05 | 3,81E-01 | 9,59E-01 | 7,19E-02 | 2,79E-05 | 5,35E-01 | 1,05E-05 | 7,06E-05 | 0,00E+00 |
| CsI (I) | 9,66E-01 | 9,99E-01 | 2,34E-02 | 1,04E-03 | 4,06E-02 | 1,04E-03 | 9,25E-01 | 8,58E-01 | 1,03E-04 | 1,45E-05 |

Die Freisetzungsanteile wurden auf das Anfangsinventar der radioaktiven Spaltprodukte normiert

Der Transport der beim Kernschmelzen im RDB freigesetzten Spaltprodukte erfolgt aus dem RDB über den heißen Strang zur Verbindungsleitung zum DH, durch den DH zum DH-Abblasebehälter und schließlich in den SB. Dieser relativ lange Weg bewirkt zunächst eine erhöhte Rückhaltung der Spaltprodukte im Reaktorkühlkreislauf. Tendenziell geben ASTEC und MELCOR ähnliche Größenordnungen bei der anteiligen Massenverteilung wieder. Größere Abweichungen lassen sich aber z. B. für Ruthenium (Ru) und dessen relative Freisetzung aus dem Kern detektieren. Dies könnte insbesondere in der Phase nach RDB-Versagen von Einfluss sein, da aktuelle Untersuchungen speziell unter Hochabbrand-Bedingungen mit erhöhtem Anteil an Ru-Isotopen, die im Verlauf sehr flüchtige oxidische Verbindungen (RuO₄) bilden können, infolge ihrer hohen Radiotoxizität in den Fokus der Betrachtungen gelangen. Weiterhin unterscheidet sich die Freisetzung und davon beeinflusst auch die nachgelagerte Verteilung für Zinn (Sn) um vier Größenordnungen. Dies spielt aber für den Quellterm keine bedeutende Rolle. Auch ist hier der generelle Ablauf der Kernzerstörung für dieses schwer flüchtige Element von Bedeutung, weshalb keine Bewertung der Modelle vorgenommen wurde.

Ein signifikanter Quellterm in die Umgebung ist im betrachteten Zeitraum nicht aufgetreten, da der Sicherheitsbehälter intakt geblieben ist und der Zeitpunkt der gefilterten

Druckentlastung noch nicht erreicht wurde. So kommt nur die Auslegungsleckage in den Ringraum in Betracht, die zusätzlich durch die Ringraum-Störfallabsaugung gefiltert wird.

Mit Blick auf den Quellterm an die Umgebung sind radiologisch Cs und Sr wegen langer Halbwertszeiten von besondere Bedeutung, während z. B. die Jodisotope für radiologische Belastungen in den ersten Tagen nach einem schweren Störfall besonders zu beachten sind. Ein Vergleich bezüglich der Jodmodellierung ist nicht möglich, da in MELCOR keine detaillierte Jodmodellierung erfolgte. Für ASTEC wurde das Jodmodul IODE aktiviert, um die den Jodquellterm beeinflussenden Wechselwirkungen der verschiedenen Jodspezies mit den Strukturen des Containments (Stahl oder Beton, trocken oder nass, gestrichen oder ungestrichen) und insbesondere in Wasservorlagen (Sumpf) zu modellieren und die prinzipielle Anwendung aufzuzeigen. Auf eine gezielte Auswertung wurde verzichtet, da der Aufwand zur Bewertung weit über das in diesem Arbeitspunkt Mögliche hinausging. Die Modelle insbesondere der Jodchemie in Wasservorlagen, die unter anderem auch von pH-Wert und Strahlendosis im Wasserpool maßgeblich beeinflusst werden, sind derart komplex, dass eine Bewertung nur im Rahmen von Detailanalysen vorgenommen werden sollte.

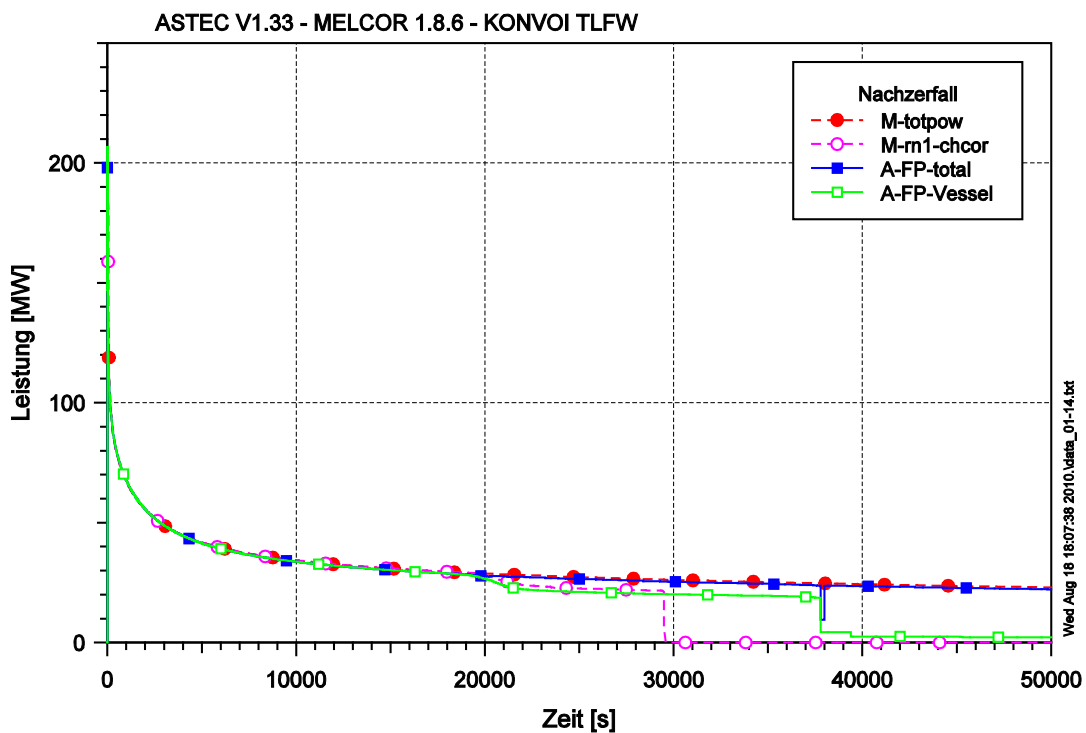


Abb. 5-1 Nachzerfallsleistung aller Radionuklid Klassen und der Radionukliden im Kern für ASTEC und MELCOR

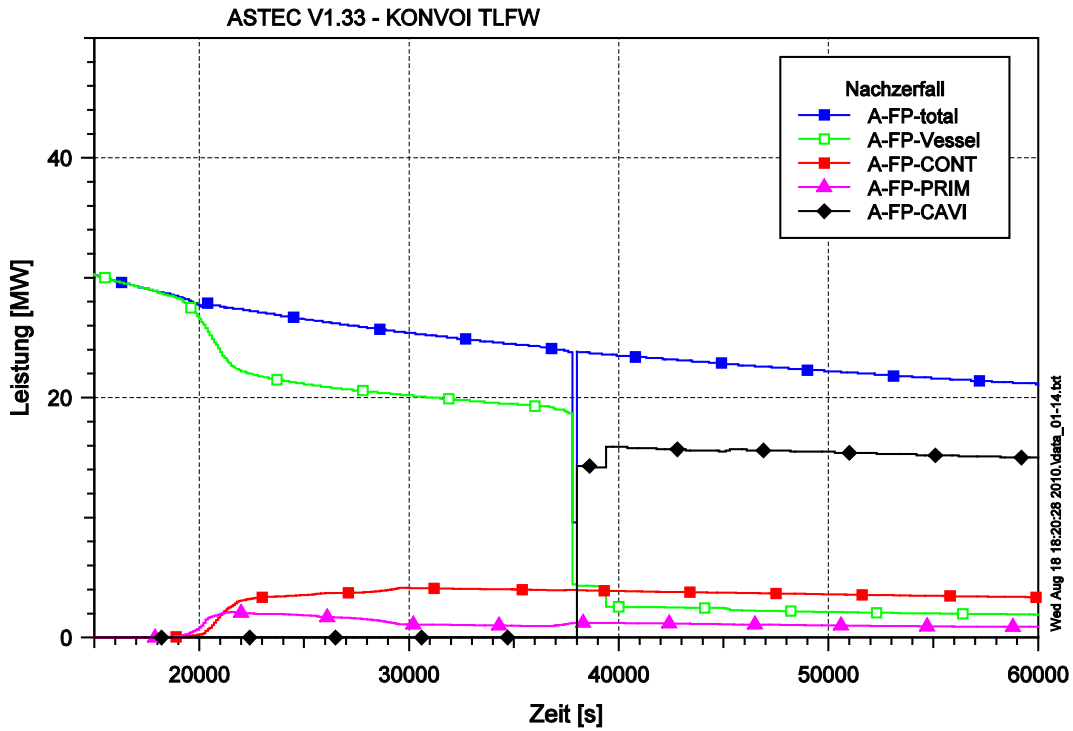


Abb. 5-2 Nachzerfallsleistung in den Anlagenbereichen Kern (Vessel), Containment (CONT), Primärkreislauf (PRIM) und Reaktorgrube(CAVI) für ASTEC

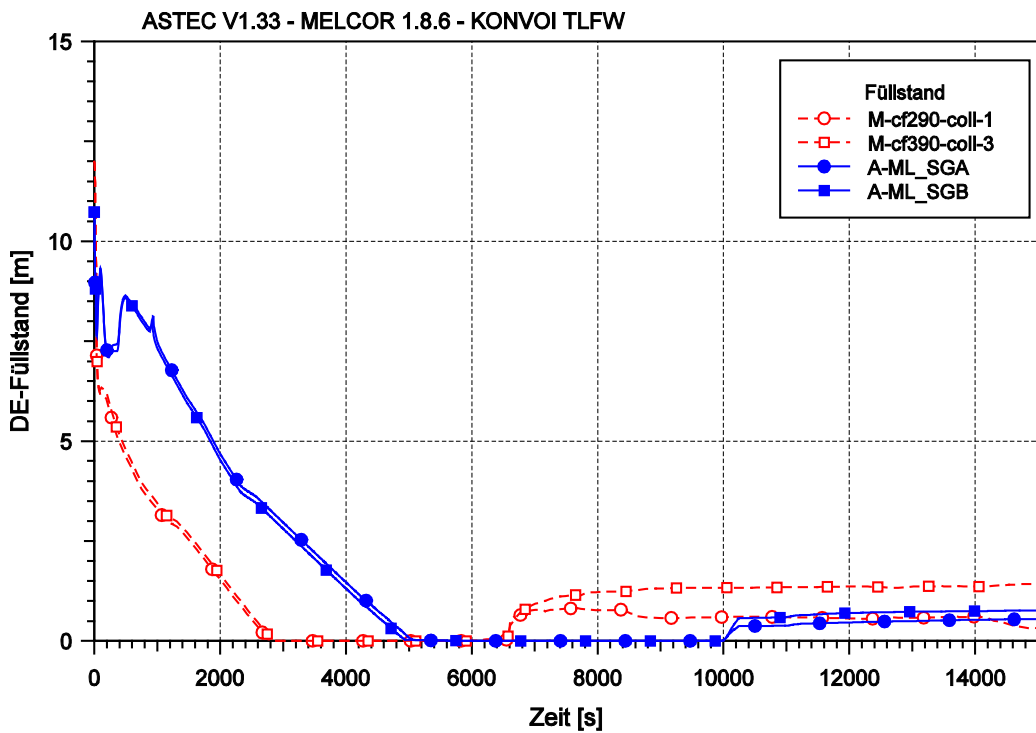


Abb. 5-3 Füllstandverläufe in den Dampferzeugern

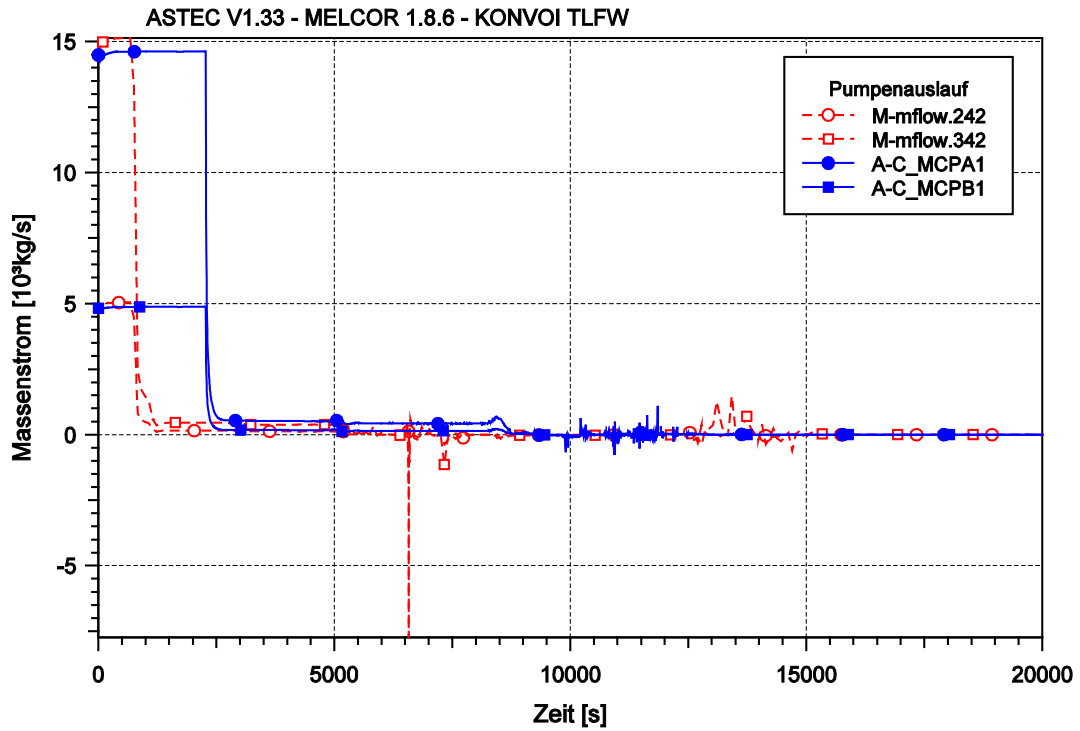


Abb. 5-4 Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen im Primärkreislauf

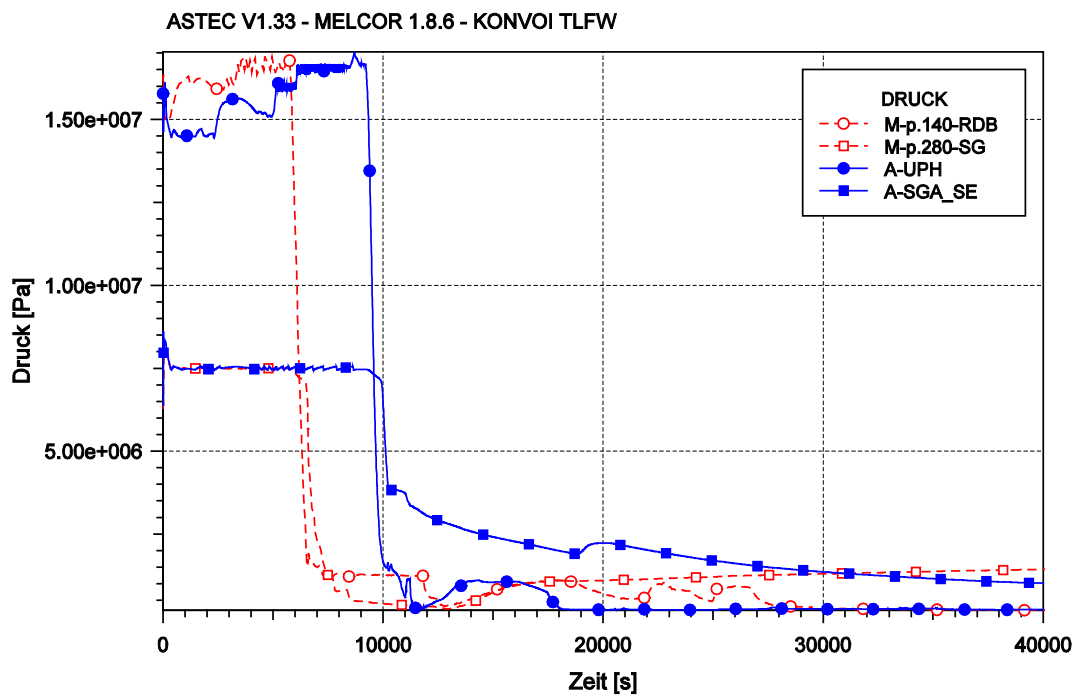


Abb. 5-5 Druckverläufe im Primär- und Sekundärkreislauf

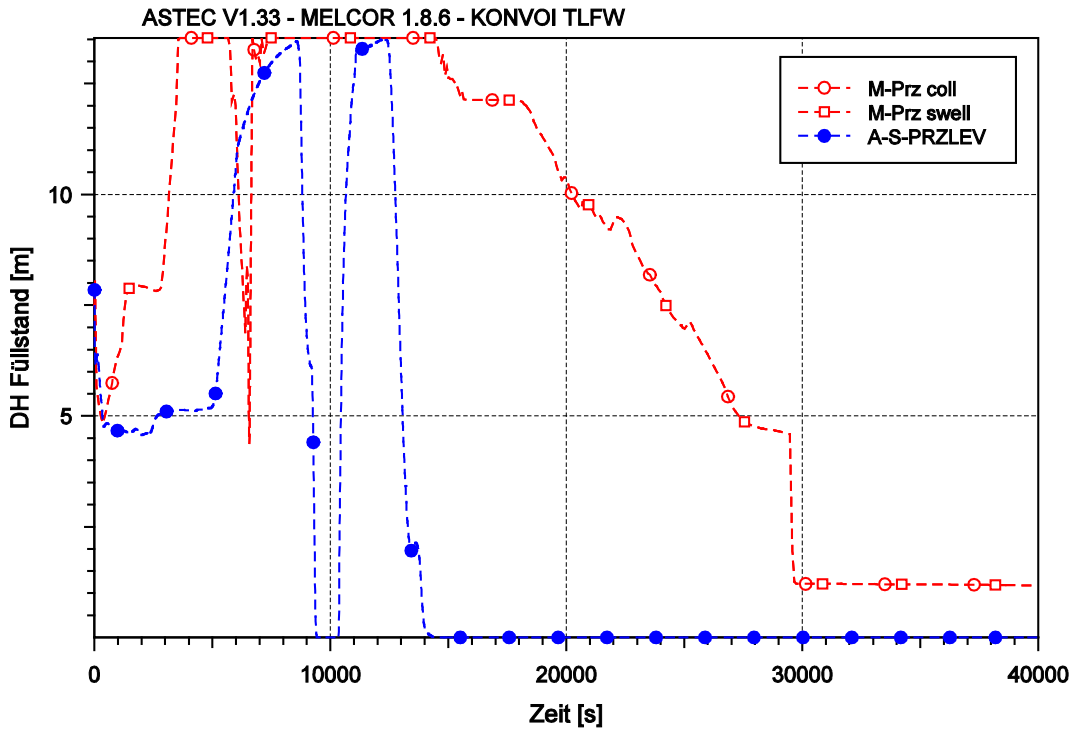


Abb. 5-6 Druckhalterfüllstand

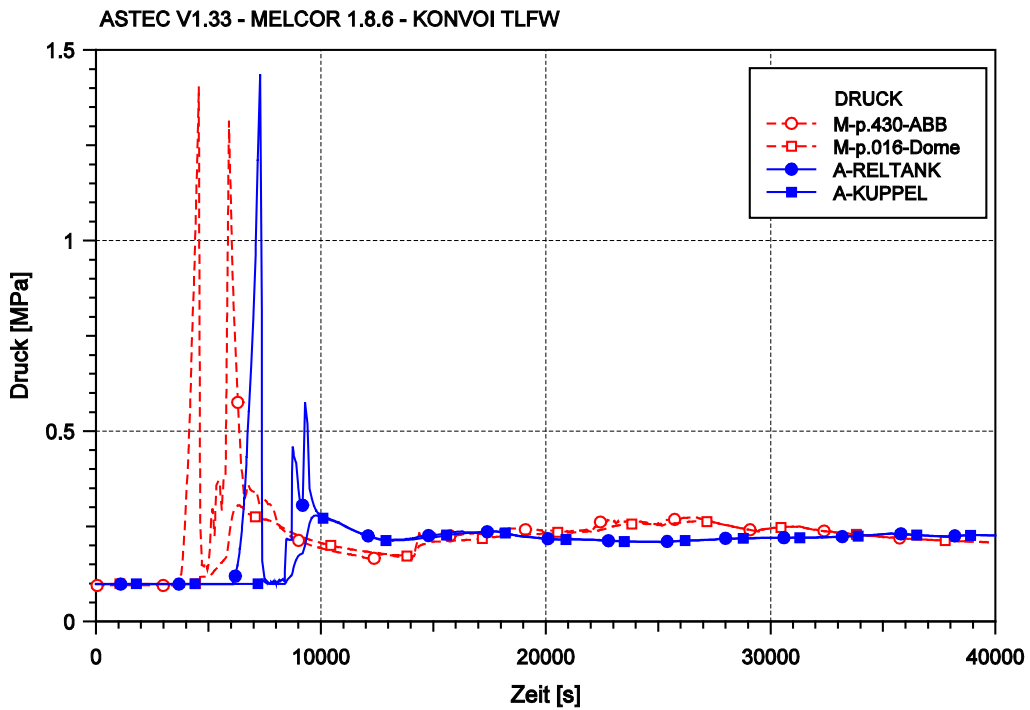


Abb. 5-7 Druck im Ablasebehälter (ABB bzw. RELTANK) und in der Domzone des Containment

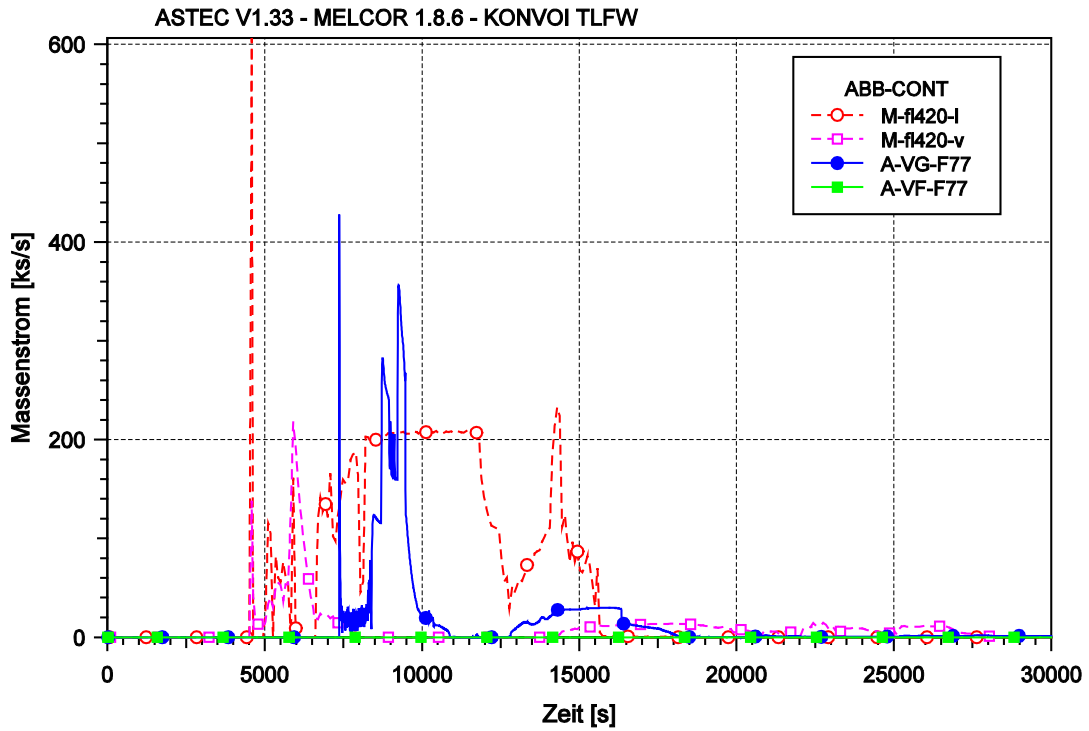


Abb. 5-8 Wasser- bzw. Dampfmassenstrom vom Abblasebehälter in den SB

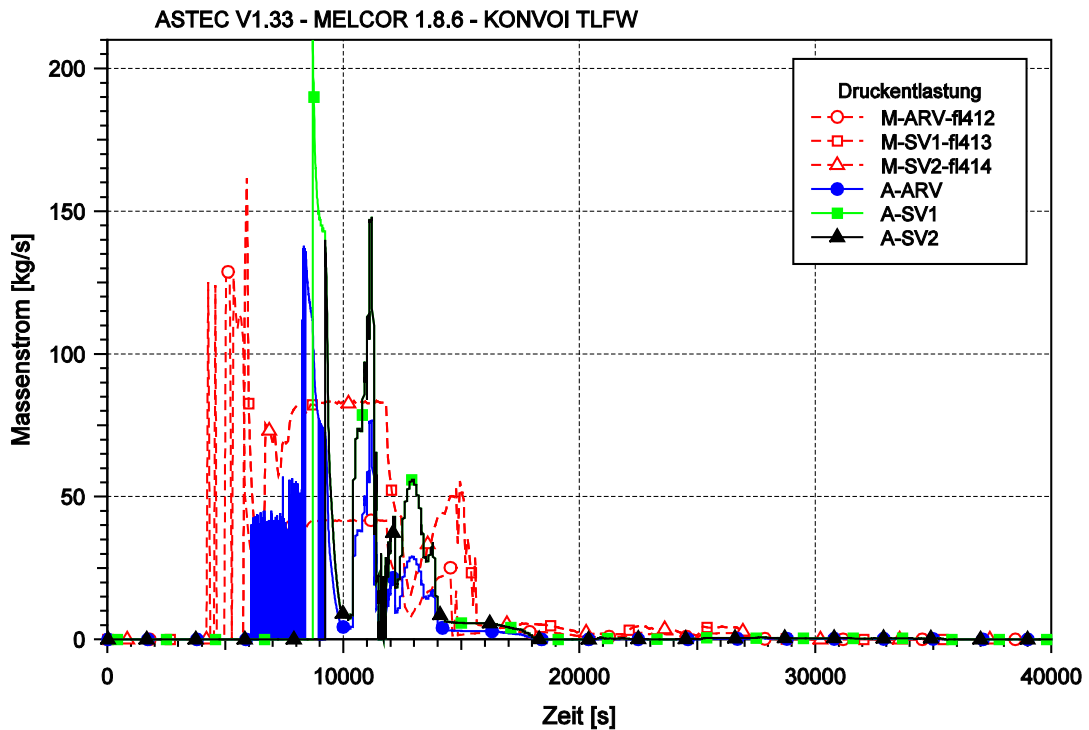


Abb. 5-9 Massenströme über die Druckhalter- Abblaseregelventil (ARV) und Sicherheitsventile (SV)

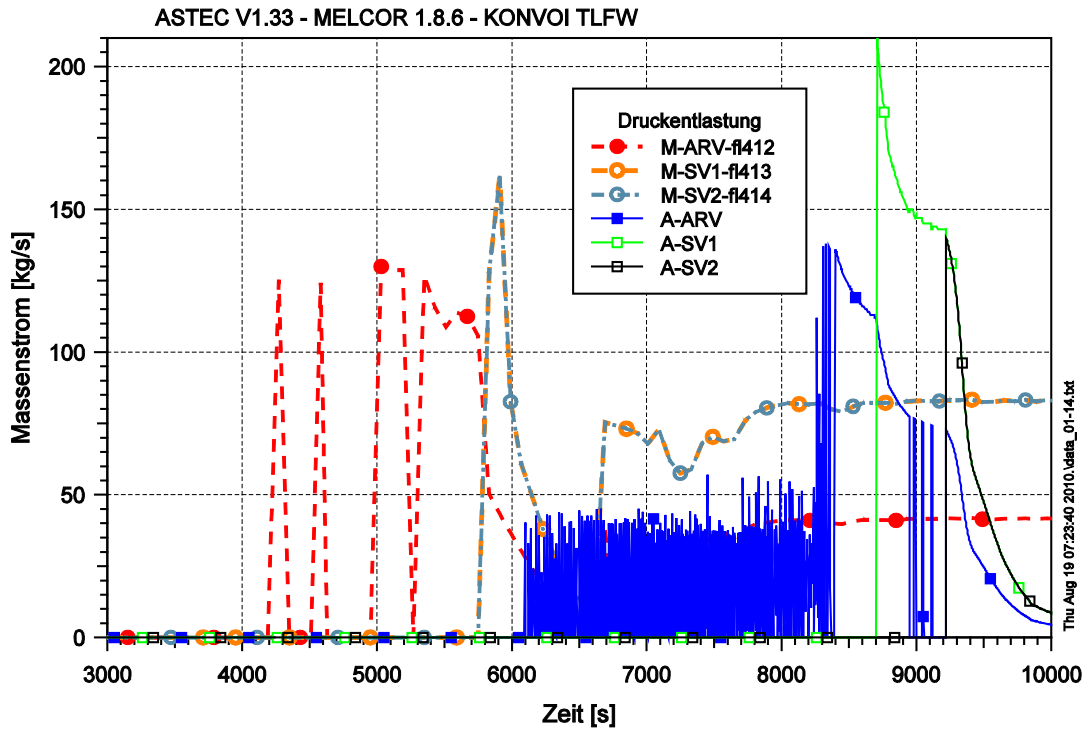


Abb. 5-10 Massenströme über die Druckhalter- Abblaseregulventil (ARV) und Sicherheitsventile (SV)

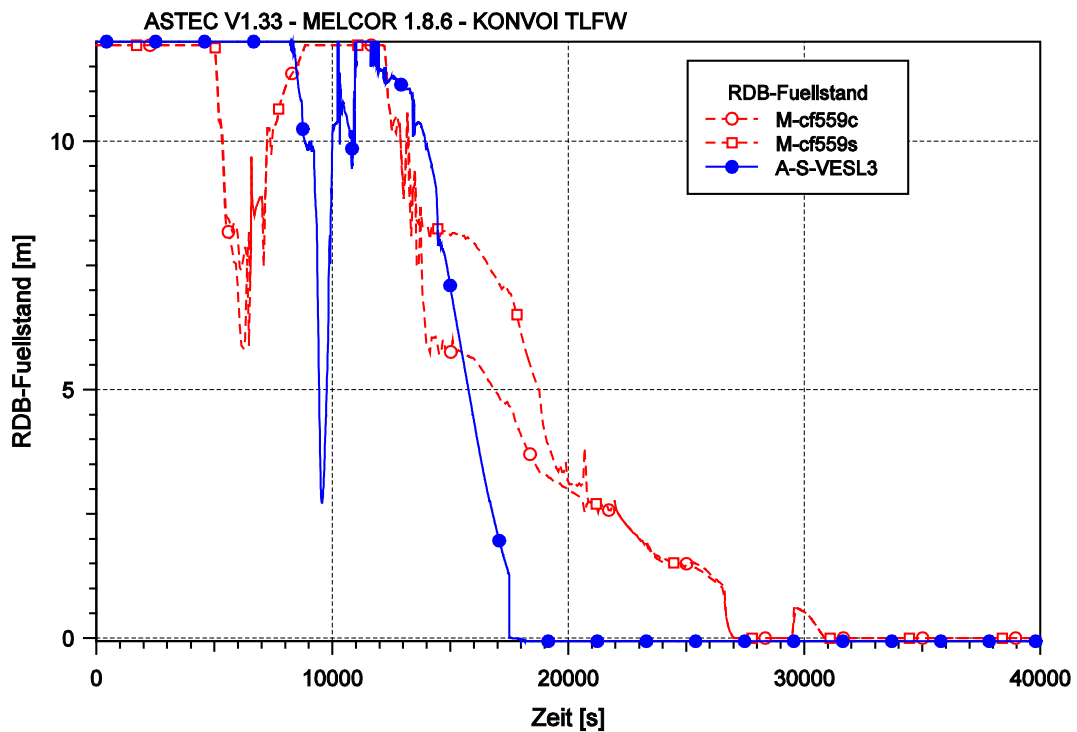


Abb. 5-11 RDB-Füllstand

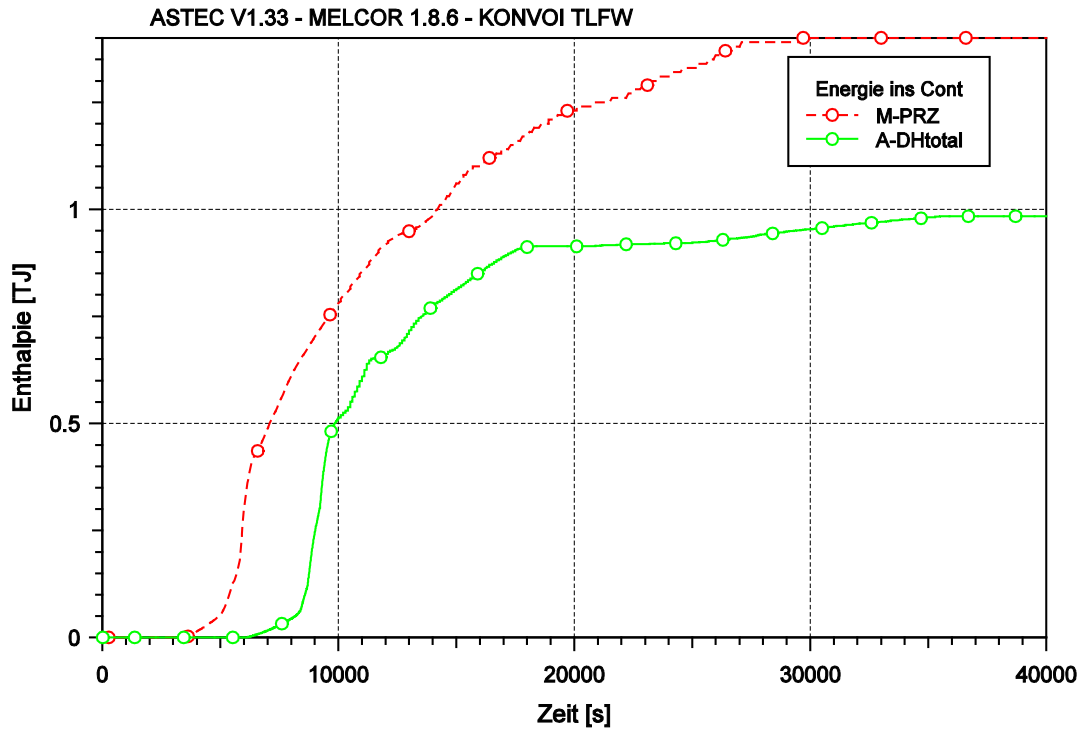


Abb. 5-12 In den Sicherheitsbehälter aus dem Ablasebehälter eingetragene Energie

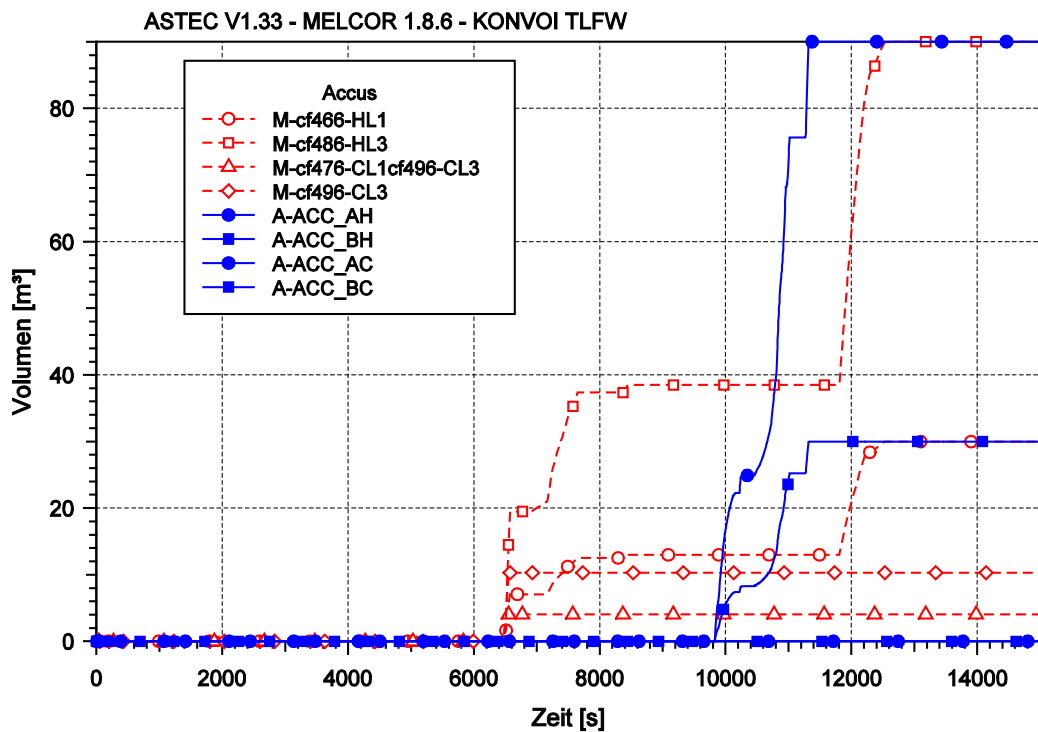


Abb. 5-13 Volumen des aus den Druckspeichern eingespeisten Wassers

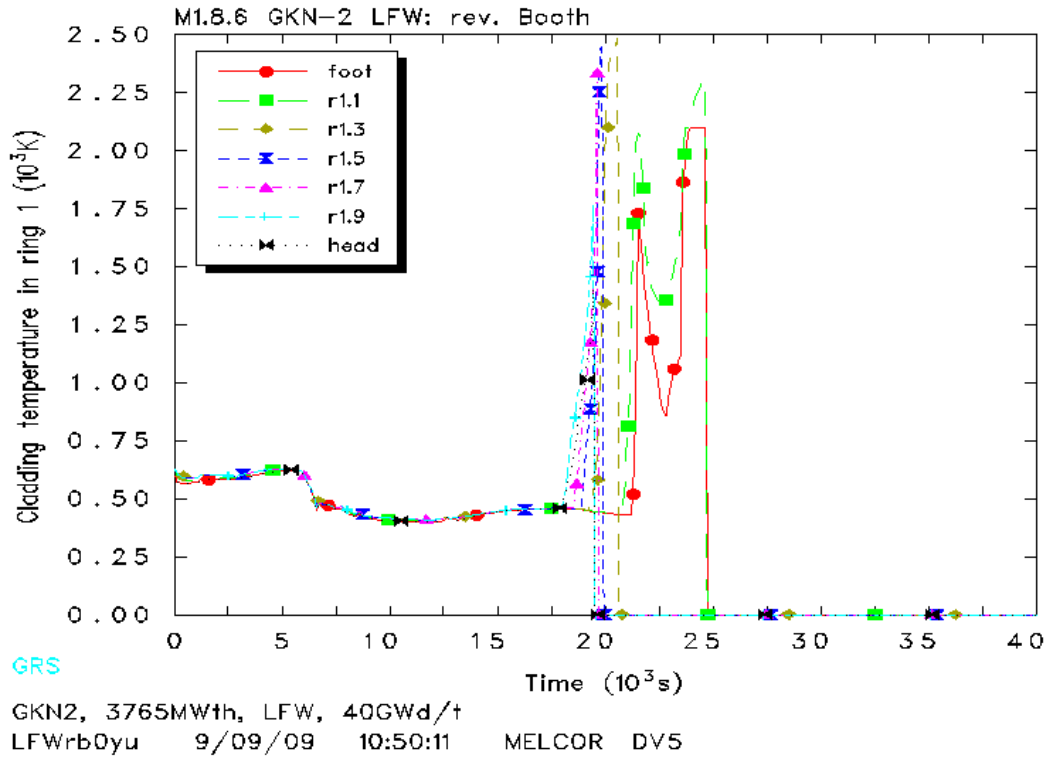


Abb. 5-14 MELCOR: Hüllrohrtemperaturen in Ring 1, Kernzentrum

ASTEC V1.33 LOFW

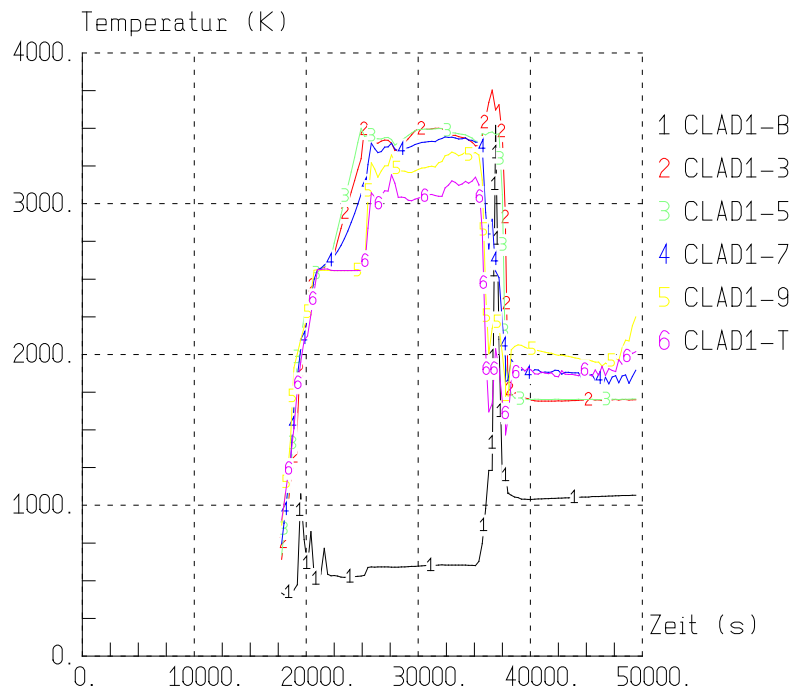


Abb. 5-15 ASTEC: Hüllrohrtemperaturen in Ring 1, Kernzentrum

ASTEC V1.33 L0FW

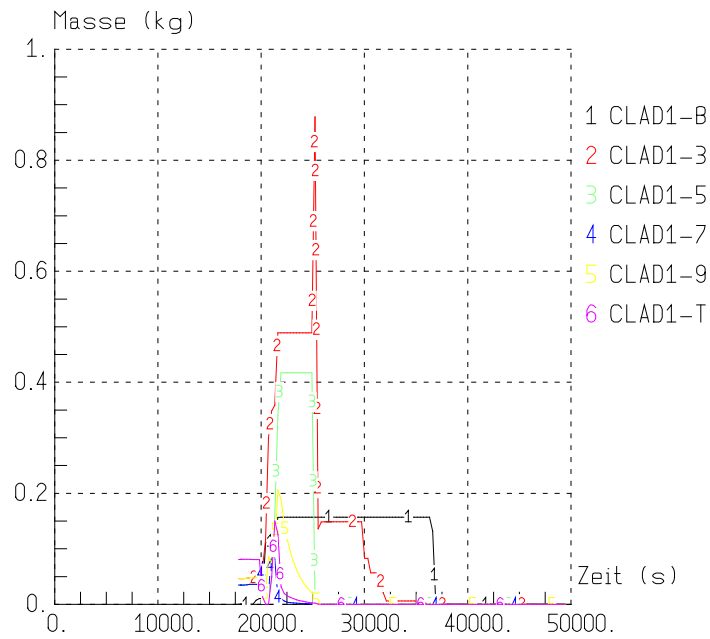


Abb. 5-16 ASTEC: Hüllrohrmassen Ring 1, Kernzentrum

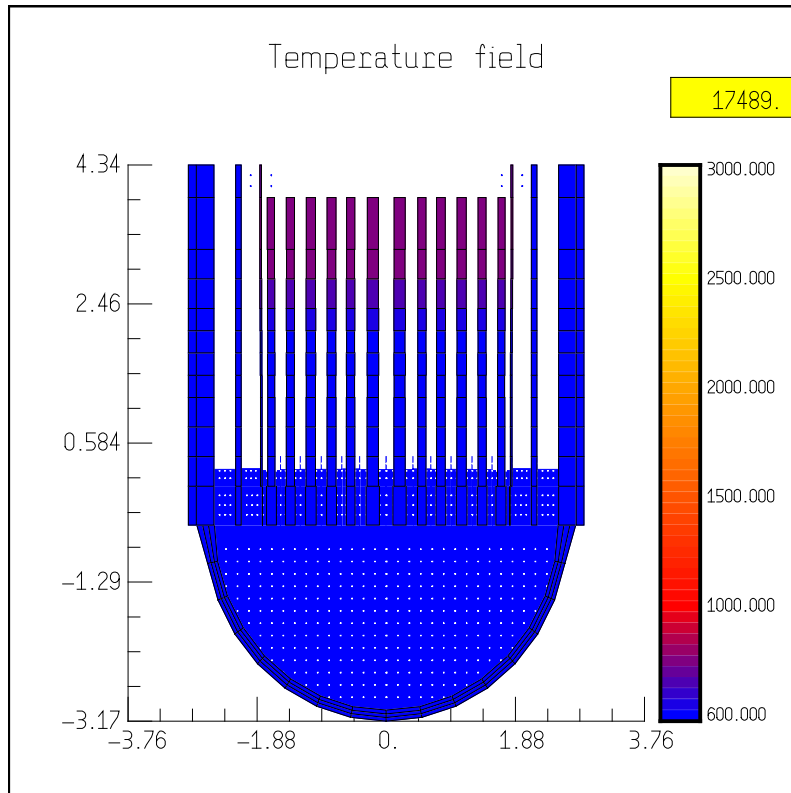


Abb. 5-17 ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA (t = 17489 s)

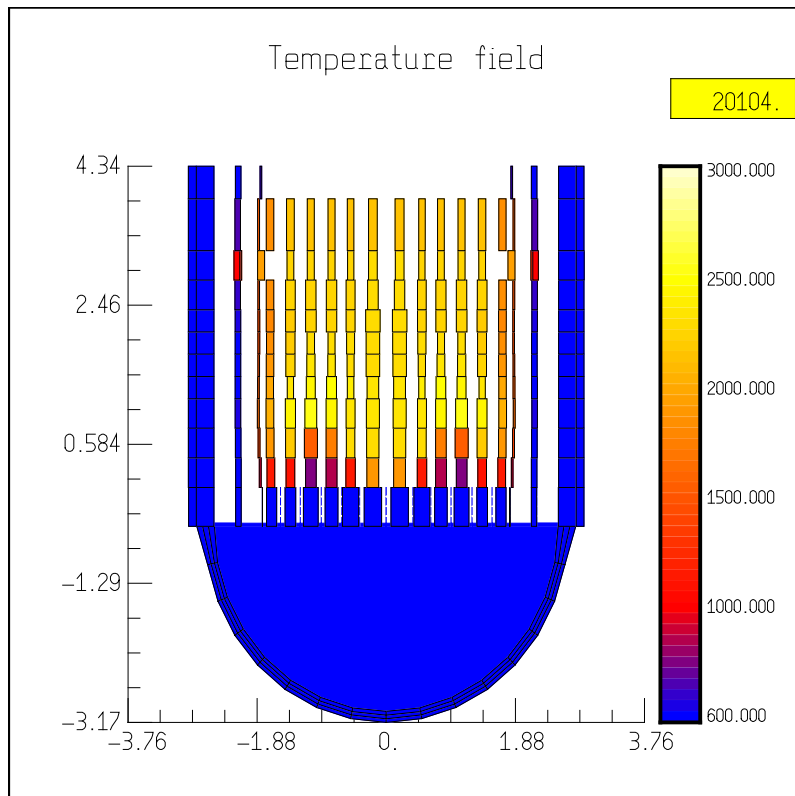


Abb. 5-18 ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA ($t = 20104$ s)

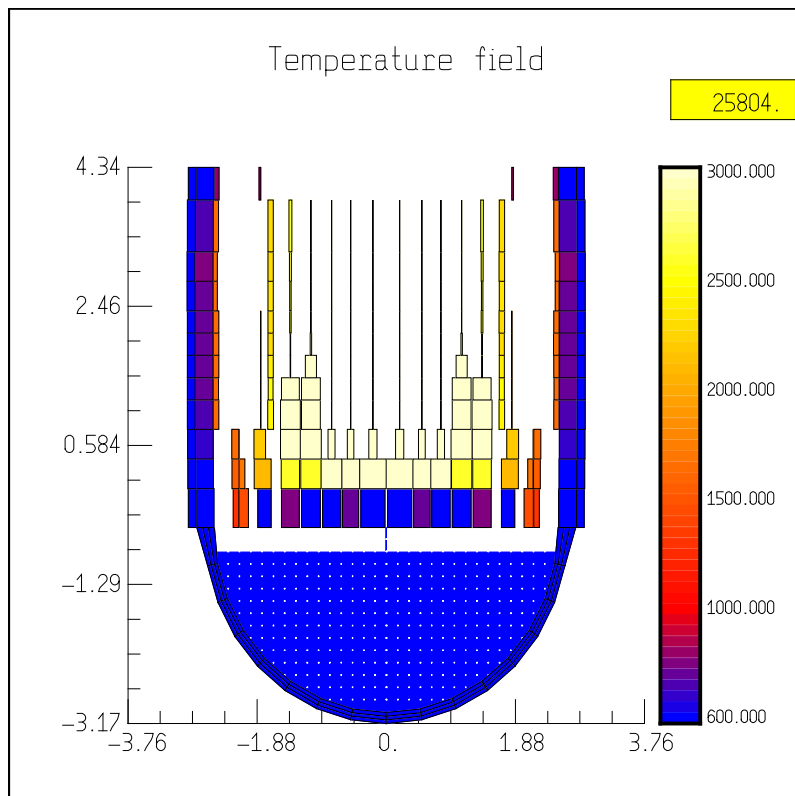


Abb. 5-19 ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA ($t = 25804$ s)

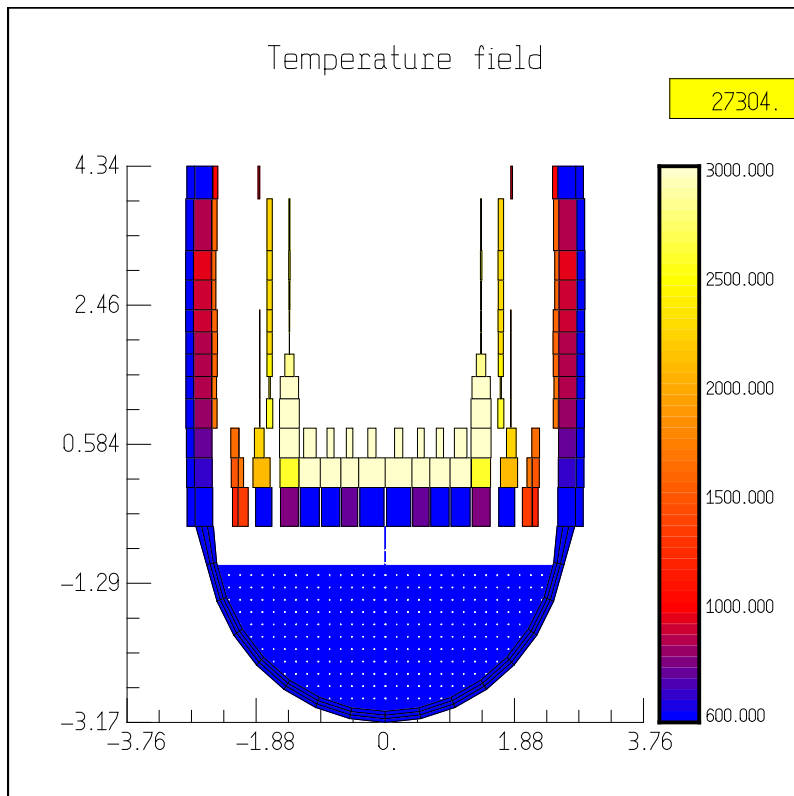


Abb. 5-20 ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA ($t = 27304$ s)

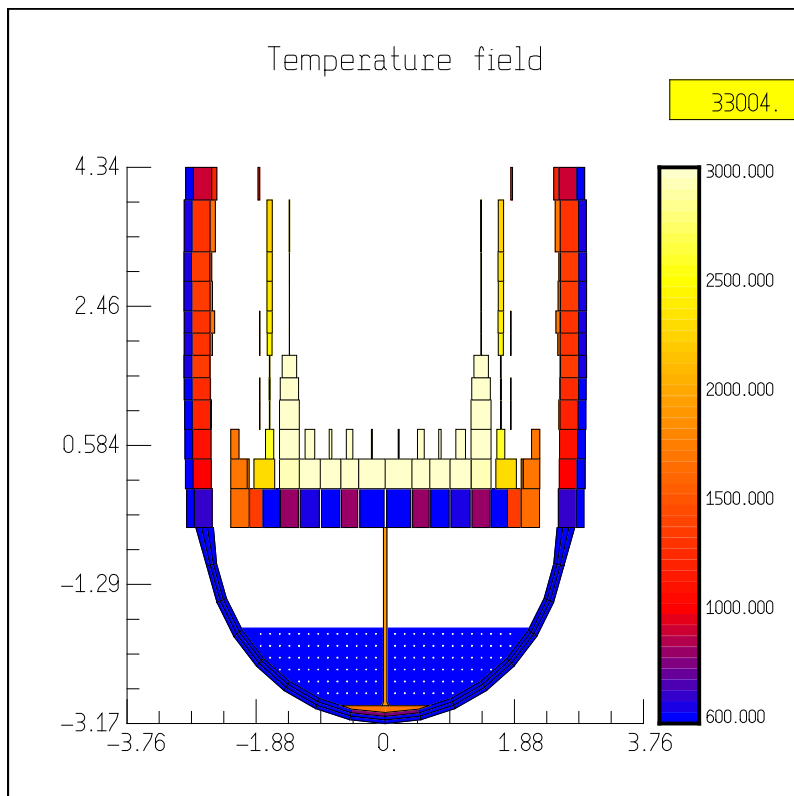


Abb. 5-21 ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA ($t = 33004$ s)

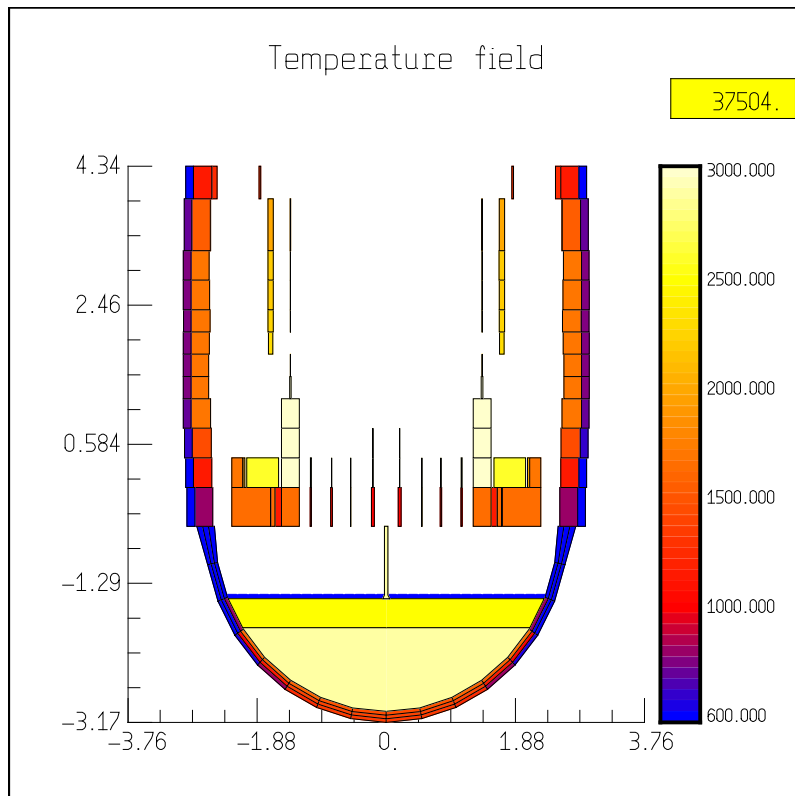


Abb. 5-22 ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA (t = 37504 s)

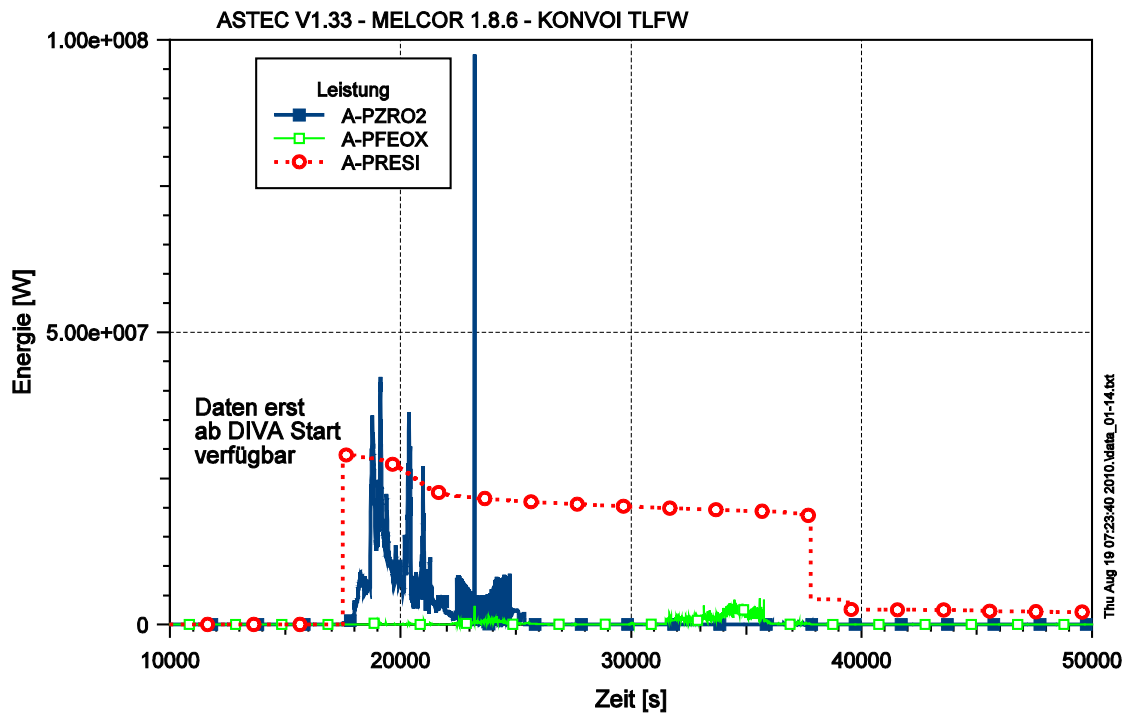


Abb. 5-23 ASTEC Ergebnisse des Leistungseintrags infolge Oxidationsprozesse verglichen mit der anfallenden Nachzerfallsleistung

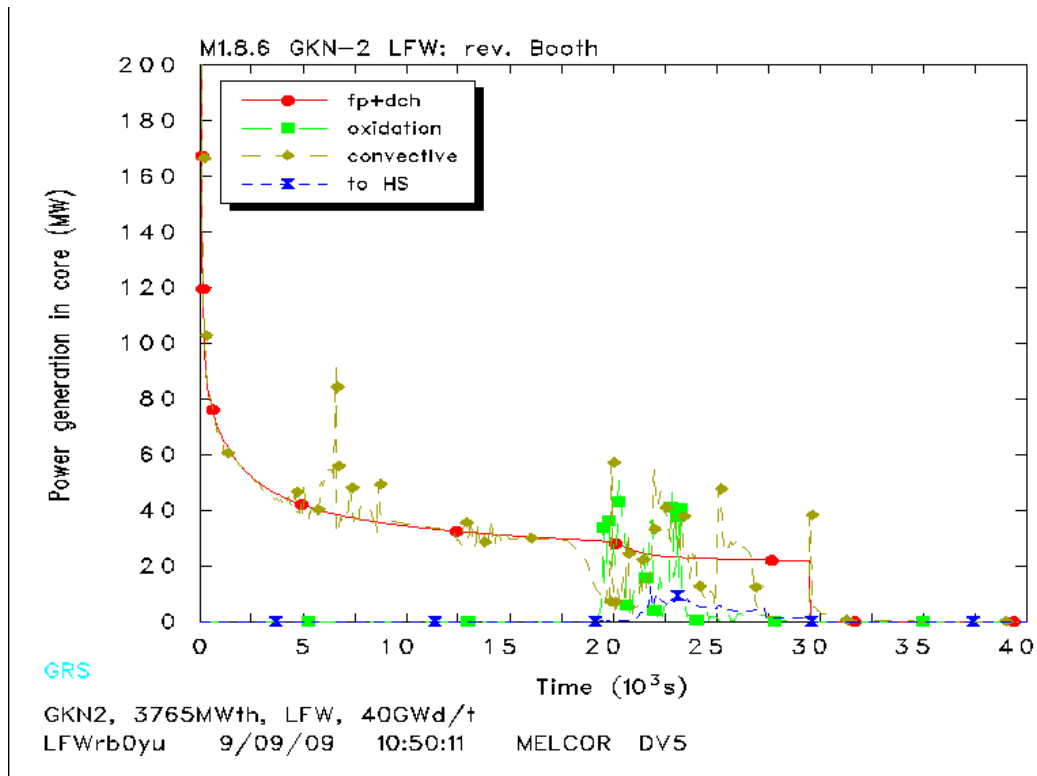


Abb. 5-24 MELCOR Ergebnisse des Leistungseintrags infolge Oxidationsprozesse verglichen mit der anfallenden Nachzerfallsleistung sowie mit Wärmeabgabe an die Strukturen und durch Konvektion

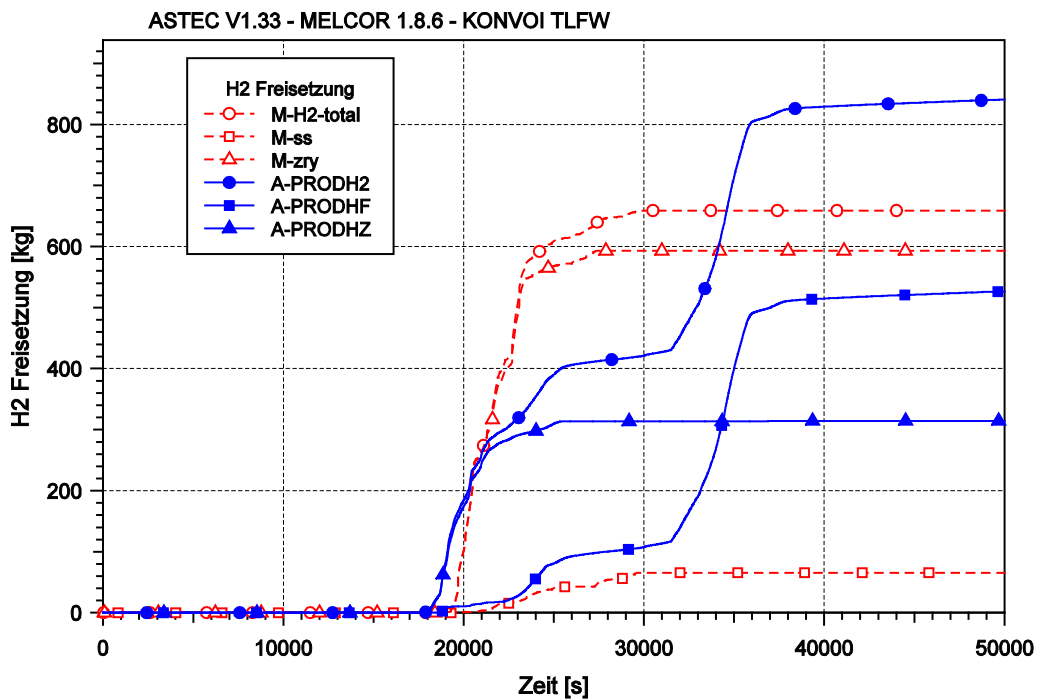


Abb. 5-25 Wasserstofffreisetzung (integral, durch Zr-Oxidation sowie durch Eisen-Oxidation)

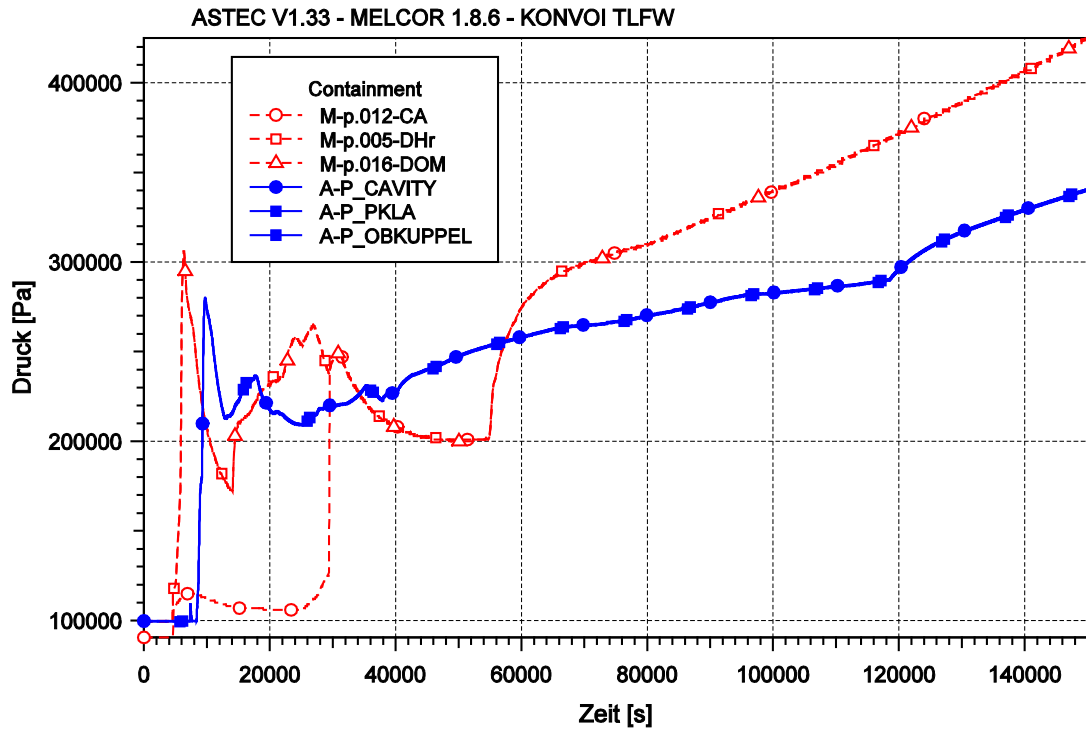


Abb. 5-26 Druck in ausgewählten Räumen des Sicherheitsbehälters

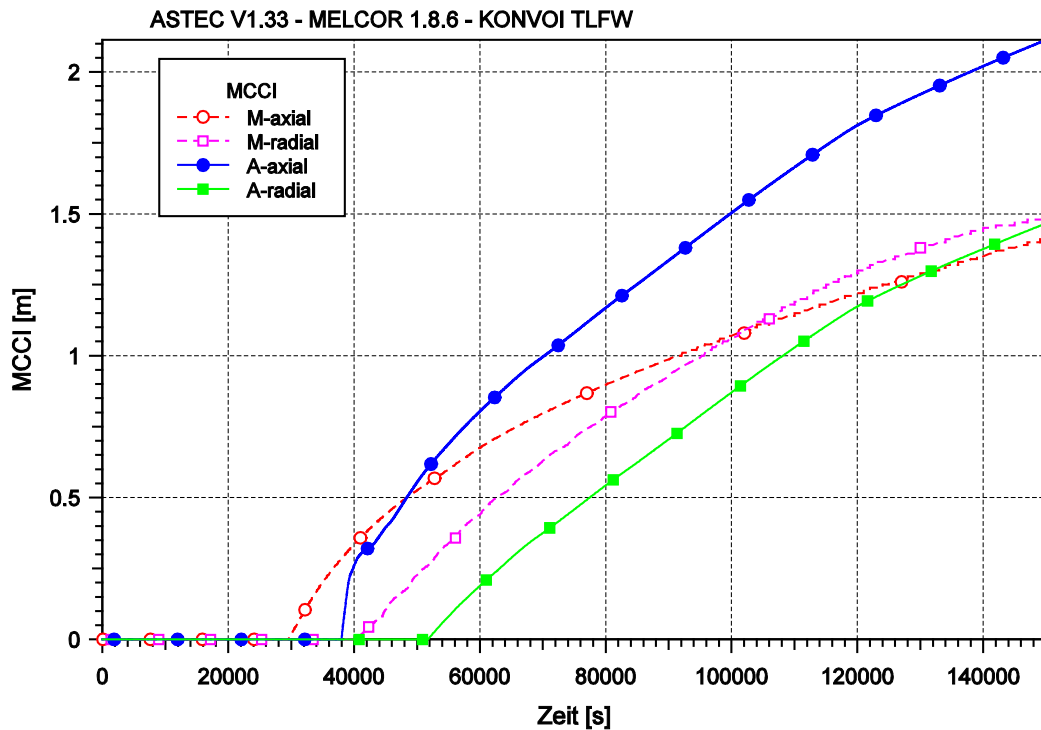


Abb. 5-27 Radiale und axiale Erosion der Reaktorgrube infolge MCCI

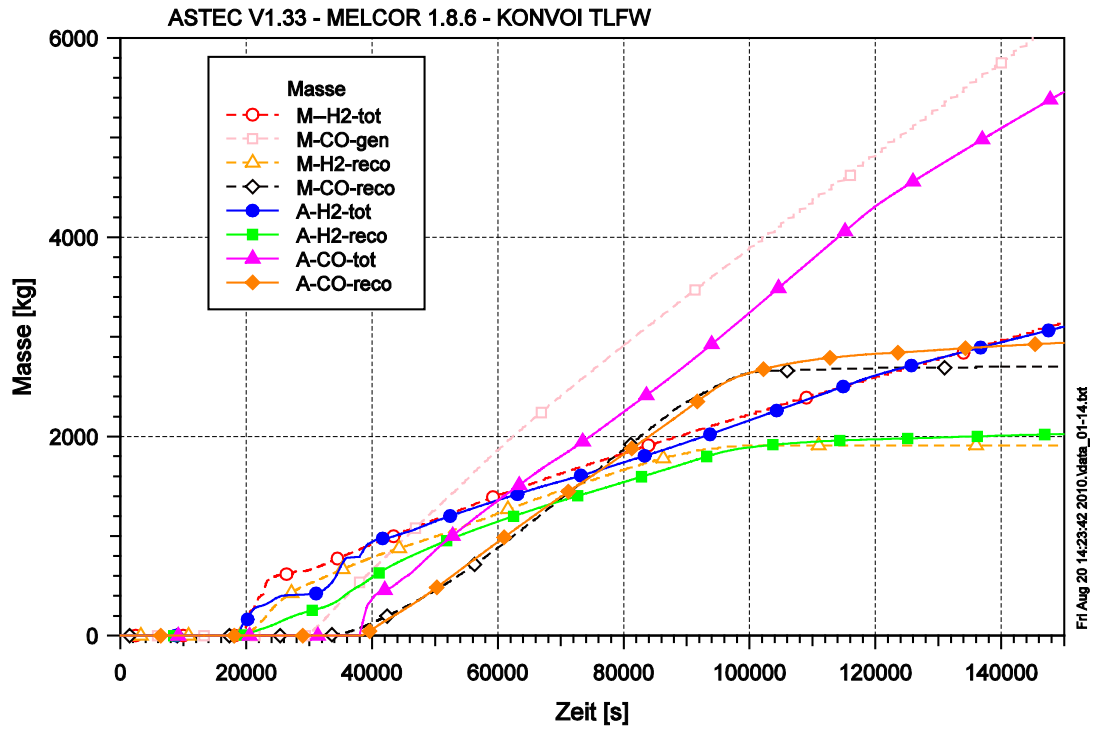


Abb. 5-28 Rekombination von H₂ und CO im Vergleich zu den vorhandenen Massen

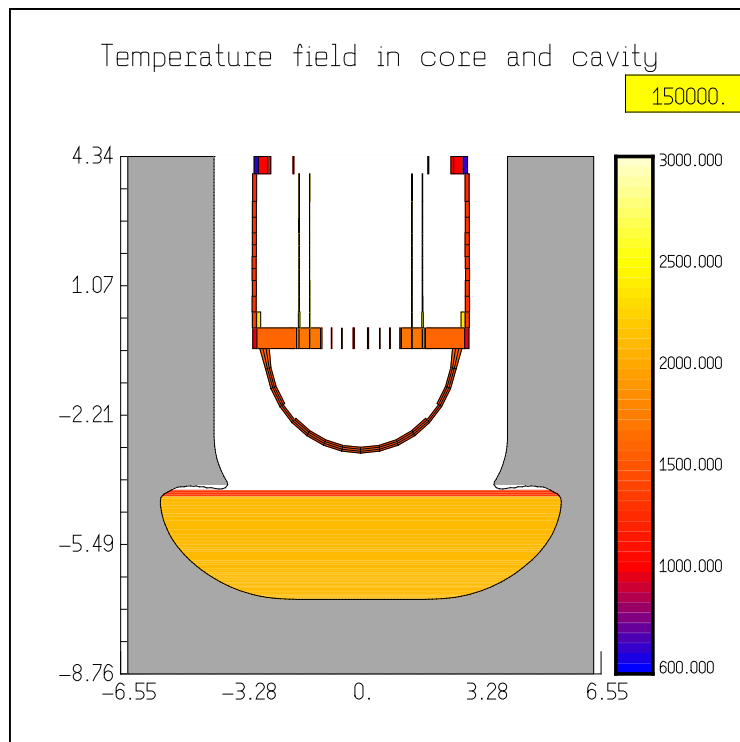


Abb. 5-29 ASTEC Visualisierung der MCCI Modellierung mit MEDICIS; Zustand am Ende der Rechnung nach $t = 150000$ s

5.3 Leckstörfall: 50 cm² Leck in der kalten Leitung des Druckhalterstrangs

Der zweite im Rahmen dieses Vorhabens untersuchte Unfall ist ein postuliertes ‘kleines Leck (50 cm²) in der Leitung zwischen der Hauptkühlmittelpumpe und dem Reaktor-druckbehälter im Druckhalter-Strang’. In der Analyse wurde der komplette Ausfall der aktiven Notkühlung unterstellt. Die Dampferzeuger werden mit 100 K/h abgefahren. Auch hier werden ausgewählte Ergebnisse der Rechnungen mit ASTEC V1.33 solchen von MELCOR 1.8.6 gegenübergestellt. Dabei beziehen sich die Daten auf eine MELCOR-Rechnung mit dem CORSOR-Booth-Model. Der typische Störfallablauf ist in Kap. 5.3 beschrieben, wesentliche Ereignisse beider Programmsysteme sind in der folgenden Tabelle 5-5 gegenübergestellt.

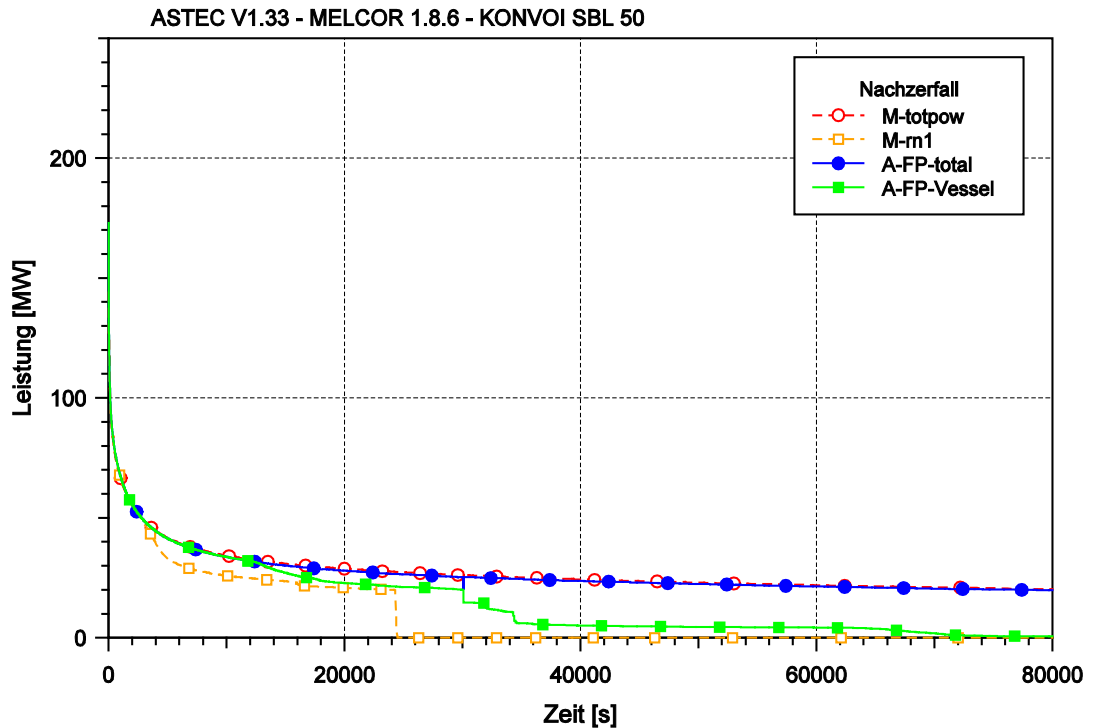
Tabelle 5-5 Ereignisablauf und charakteristische Größen des Leckstörfalls

| Ereignis | MELCOR ASTEC Zeitpunkt [s] | |
|--|-------------------------------|-------------|
| | Leckinitiation (Eingabe) | 0,0 |
| RESA / TUSA | 5,5 | 2,0 |
| DE: Abfahren mit 100 K/h (p(HKL) < 13,2 MPa) | 21 | 21 |
| Notkühlsignal | 29 | 25 |
| Beginn der Freisetzung von Spaltgasen | 950 | 11569 |
| DE Füllstand < 5,0 m: 1 / 3 loop (Start Notspeisewasser) | 1780 / 2383 | 2630 / 3185 |
| DIVA Start (nur ASTEC) | - | 2195 |
| p < 0,25 MPa (1 / 3 loop), (DS-Einspeisung (4 v 4)) | 2654 | 2818 |
| DS-Einspeisung Ende | 6199 / 6219 | 6235 |
| DE-Notspeisewassersystem AUS (Eingabe) | 8000 | 8000 |
| Beginn Kernschmelzen | 14990 | 15320 |
| Beginn Kernabsturz ins untere Plenum | 19880 | 22758 |
| RDB Versagen, Schmelzeaustrag | 24360 | 30133 |
| Wassereinbruch in die Grube: H _{min} / R _{max} | 48315 | 80000 |
| Ende der Rechnung | 150000 | 150000 |
| Physikalische Größe (integral) | Menge [kg] | |
| In-Vessel-Wasserstofffreisetzung | 325 | 624 |

| Ereignis | MELCOR | ASTEC |
|--|---------------|--------|
| | Zeitpunkt [s] | |
| Verlagerte Corium-Masse in Reaktorgrube bei RDB-Versagen | 170000 | 48538 |
| Bis Rechnungsende verlagerte Corium-Masse aus RDB | | 297071 |
| Ex-Vessel Wasserstofffreisetzung durch MCCI | 2600 | 2547 |
| Rekombinierter Wasserstoff im Sicherheitsbehälter | 1800 | 2024 |
| Ex-Vessel CO-Freisetzung durch MCCI | 5910 | 6223 |
| Rekombiniertes CO im Sicherheitsbehälter | 3580 | 2919 |

Analog zum vorherigen Kapitel sind die Ergebnisparameter der MELCOR-Rechnung wiederum jeweils mit einem 'M', gefolgt von einer Kurzbezeichnung des Parameters dargestellt, der in Anlehnung an den jeweiligen Ausgabeparameter gewählt wurde, für ASTEC sind die jeweiligen Parameter mit einem 'A' gekennzeichnet. Der Übersichtlichkeit halber sind auch hier die Diagramme am Ende des Kapitels ab Seite 113 angehängt. Ebenso wie bei dem im vorherigen Kap. 5.2 diskutierten Unfall wurde auch hier für beide Programme wieder eine stationäre Rechnung vorgeschaltet, um den Reaktor in einen thermohydraulisch und thermodynamisch stabilen Zustand zu bringen, der identisch ist zu der Rechnung für die Transiente (vgl. Seite 79).

- **Nachzerfallsleistung**



In Abbildung 5-30 ist die Nachzerfallsleistung während der ersten 80000 s als eine wesentliche Eingabegröße für einen Vergleich der ASTEC-Rechnung mit MELCOR dargestellt. Bei der Simulation wurde analog zum Speisewasserausfall die Leistung unter Annahme eines Abbrandes von 40 GWd/t vorgegeben. Die Kurven zeigen die insgesamt im System vorhandene Nachzerfallsleistung (M-totclspow.0 für MELCOR bzw. A-FP-total für ASTEC) sowie die im Kern vorhandene Leistung (M-rn1 bzw. A-FP-Vessel). Die gesamte Nachzerfallsleistung stimmt prinzipiell gut überein, Unterschiede gibt es in der im Kern verbleibenden Leistung durch den unterschiedlich berechneten Kernzerstörungsablauf. Eine erste deutliche Abweichung tritt bereits mit Beginn der Zerstörung der Hüllrohre und der Freisetzung der Spaltgase auf. Diese setzt in MELCOOR bereits nach 950 s ein, bevor der Druck soweit abgesunken ist, dass die Druckspeicher einspeisen können. ASTEC errechnet den Beginn der Kernzerstörung erst nach 11569 s, obwohl der DIVA-Start, ab dem solche Phänomene mit ASTEC gerechnet werden können, mit 2195 s schon recht früh aktiviert wird. Entsprechend den Startkriterien Dampftemperatur und Dampfgehalt am Kernaustritt liegen zu diesem Zeitpunkt Randbedingungen vor, die eine nachfolgende Kernaufheizung durchaus wahrscheinlich werden lassen. Durch die Einspeisung der Druckspeicher kann die Kernkühlung zunächst aber sehr effektiv wieder hergestellt werden, wie in den nachfolgenden Kapiteln näher ausgeführt wird.

Bezüglich der Nachzerfallsleistung zeigt sich, wie im ersten Fall mit dem Versagen des RDB und der Schmelzeumlagerung in die Reaktorgrube, auch eine Umlagerung der verbliebenen Nachzerfallsleistung. Wird bei MELCOR nahezu die gesamte Nachzerfallsleistung infolge der Verlagerung von ca. 170 t Kern- und Strukturmaterials mit in die Reaktorgrube transportiert, so zeigt sich im Gegensatz dazu bei ASTEC direkt bei RDB-Versagen nur eine partielle Verlagerung von knapp 50 t Schmelze. Erst in den nachfolgenden 6000 s – 8000 s werden weitere Massen verlagert, bis zur Verlagerung nahezu aller Nachzerfallsleistung erzeugender Kernmaterialien vergehen weitere ca. 40000 s. Die Kernzerstörung in ASTEC verläuft damit deutlich unterschiedlich als die in MELCOR.

Dies belegt die Notwendigkeit, das DIVA-Modul zur Berechnung der Kernzerstörung in ASTEC auf jeden Fall auch nach RDB-Versagen weiter aktiv zu halten. Dies ist im Rahmen dieses Vorhabens erstmalig mit der verwendeten ASTEC-Version V.133 möglich gewesen. Eine Deaktivierung von DIVA und CESAR und auch SOPHAEROS war bis dato automatisch vom Code vorgenommen worden, erscheint aber in Anbetracht der hier vorliegenden Erfahrungen als unrealistisch. Nachteilig wirkt sich dies jedoch auf die Rechenzeit aus. Da sonst nach RDB-Versagen nur noch die Ex-Vessel-Module aktiv waren, also CPA, MEDICIS, IODE, ISODOP, wurde die Ex-Vessel-Phase deutlich schneller gerechnet, so dass die Rechnungen meist im Zeitraum von wenigen Tagen durchgeführt werden konnten. Mit aktiviertem DIVA-Modul auch über den Zeitpunkt des RDB-Versagens hinaus, das tendenziell mehr als 50 % der gesamten Rechenzeit benötigt, werden die Rechnungen nun wesentlich langsamer. Rechenzeiten von ein bis zwei Wochen sind damit nahezu unausweichlich. Hier ist zukünftig mit den Hauptentwicklern IRSN zu diskutieren, wie eine Beschleunigung der Rechnungen ermöglicht werden kann.

- **Stöfallablauf bis zum Versagen des Reaktordruckbehälters**

Das Ereignis 'kleines Leck' führt zu einem Druckabfall im Primärkreis und zu einem sofortigen Verlust von Kühlmittel als Wasser-/Dampfgemisch in den Sicherheitsbehälter. Nach 2 s bei ASTEC und ca. 6 s bei MELCOR erfolgt die Notabschaltung des Reaktors zusammen mit der Turbinenschnellabschaltung (RESA/TUSA) aufgrund der Druckdifferenz $dp(\text{SB}/\text{Atm}) > 3 \text{ kPa}$. Bei einem Primärkreisdruck $< 13,2 \text{ MPa}$ nach $\sim 21 \text{ s}$ leiten beide Programme das schnelle Abfahren der Dampferzeuger mit 100 K/h ein. Kurze Zeit später nach 25 s (ASTEC) und $\sim 29 \text{ s}$ (MELCOR) sind die Notkühlkriterien erfüllt,

die Hauptkühlmittelpumpen und die betrieblichen Einspeisesysteme werden abgeschaltet.

Durch den plötzlichen Massen- und Druckverlust im Primärkreis mit Auftreten des Lecks sinkt der Füllstand im Druckhalter, wodurch die DH-Heizung eingeschaltet wird, um den Druck zu halten. Aber Sprüh- und Heizsystem können den Druck nur in gewissen Grenzen regulieren. In weniger als 30 s fällt der Füllstand unter 2,28 m, und das Heizsystem wird ausgeschaltet.

In Abb. 5-31 sind die Druckverläufe im RDB für den Primärkreis und in den Dampferzeugern für den Sekundärkreis für beide Programme dargestellt. Der Druck in den Dampferzeugern wird entsprechend des Solldrucks (Abfahren mit 100 K/h) innerhalb von ca. 7000 s bis auf Umgebungsdruck abgesenkt. Während die Anfangsphase von beiden Programmen recht übereinstimmend gerechnet wird, zeigen sich gegen Ende der Abfahrphase insoweit Unterschiede, als bei MELCOR ein Druckunterschied zwischen Primär- und Sekundärkreislauf von ca. 0,5 MPa verbleibt, wohingegen ASTEC nahezu identische Drücke für beide Kreisläufe errechnet.

In den Abbildungen Abb. 5-32 und Abb. 5-33 sind die Ausströmraten durch das Leck dargestellt. Für die ersten 120 s zeigen ASTEC und MELCOR in dieser hochtransienten Phase eine sehr gute Übereinstimmung, ein Zeichen dafür, dass die Strömungsmodellierung und insbesondere auch die Bedingungen am Leckort von beiden Codes gleich berechnet werden. Zunächst strömt Kühlmittel nur als flüssige Phase aus, nach ca. 400 s folgt dann zunehmend ein Dampf-/Wassergemisch aufgrund der Sättigungsbedingungen, die sich am Leckort einstellen. Nach knapp 1000 s bei MELCOR und 1400 s bei ASTEC überwiegt schließlich die Dampfausströmung. Wegen der abnehmenden Energieabfuhr an die Dampferzeuger bildet sich Dampf im Primärkreis; MELCOR errechnet dann sogar eine reine Dampfausströmung. Infolge der Einspeisung von kaltem Wasser durch die Druckspeicher ab ~ 2650 s (MELCOR) bzw. 2818 s (ASTEC) in den Primärkreislauf wird im nachfolgenden Zeitraum auch wieder vermehrt Wasser über das Leck ausgetragen.

Abb. 5-34 zeigt bezüglich der integral über das Leck in den Sicherheitsbehälter ausgetragenen Masse eine sehr gute qualitative wie quantitative Übereinstimmung. Aufgespalten in Dampf- oder Wassermasse zeigt sich ein etwas anderes Bild. Hier strömt bei ASTEC ab ca. 4000 s deutlich mehr Wasser als bei MELCOR über das Leck ab, MELCOR rechnet sogar nach ca. 7000 s nur noch eine reine Dampfströmung. Noch

deutlicher wird der Unterschied anhand der in Abb. 5-35 aufgetragenen, ins Containment eingetragenen Energie. Die Unterschiede im Energieeintrag haben direkte Konsequenzen auf die Verhältnisse im Sicherheitsbehälter, wie später noch gezeigt wird. Gründe dafür können im frühen DIVA-Start nach 2195 s und der nachfolgenden Einspeisung der Druckspeicher sowie in Unterschieden in der Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger bestehen.

Ein erster Hinweis ist aus Abb. 5-38 zu entnehmen, die den gerechneten Füllstand im RDB für beide Programme gegenüber stellt. Dabei ist für ASTEC nur der kollabierte Füllstand (engl. 'collapsed level'), für MELCOR der kollabierte Wasserspiegel und der Gemischspiegel (engl. 'swell level') aufgetragen. Der RDB-Füllstand sinkt bei MELCOR zunächst sehr rasch ab, bis nach ca. 900 s der nahezu reine Wasseraustrag durch Beginn des Dampfaustrags behindert wird. Der Gemischspiegel steigt zunächst infolge der weiteren Energiezufuhr durch die Nachzerfallswärme wieder bis über die Kernoberkante (16,63 m) aufgrund der Dampferzeugung an. Danach verdampft das Kühlmittel weiter, bis durch die Druckspeicher, beginnend ab 2650 s, der Reaktorkreislauf wieder aufgefüllt wird. Nachdem die Druckspeicher entleert sind (6200 s), erfolgt keine weitere Einspeisung in den Primärkreis, der Reaktor dampft langsam aus.

Bei ASTEC wird in der frühen Phase vor dem DIVA-Start ein wesentlich höherer RDB-Füllstand errechnet, und der Kern bleibt zunächst vollständig bedeckt. Erst nach Start von DIVA bei 2185 s sinkt der Füllstand im Kern rasch ab. Gerade diese Phase kann von dem ASTEC-Modul DIVA derzeit nur unzureichend wiedergegeben werden, da die thermohydraulischen Verhältnisse im Kern in DIVA und insbesondere die im Dampfgebiet nur unvollständig modelliert werden. Andererseits kann sich eine künstliche, durch den Anwender definierte Verzögerung des DIVA-Starts ebenso nachteilig auf die Kernzerstörungsphase auswirken, da der CESAR-Kern zwar die Zwei-Phasen-Thermohydraulik im Kern genauer erfasst, die Aufheizung aber aufgrund der sehr rudimentären Nodalisierung der Brennstabregion durch nur einen repräsentativen Brennstab kaum realistisch nachvollzogen werden kann. Prinzipiell kann vom Anwender auch für CESAR eine eigene Nodalisierung erstellt werden, die analog zu der Nodalisierung von DIVA und vergleichbar der von MELCOR mehrere Kernringe auch in der frühen Phase des Unfalls beinhaltet. Dies würde jedoch den Aufwand unzulässig erhöhen, da dann zwei getrennte Nodalisierungen, eine für CESAR und eine für DIVA, erstellt werden müssten. Derzeit ist die übliche und empfohlene Vorgehensweise die, dass der Anwender das Kernmodell für DIVA definiert, ASTEC intern aus dieser DIVA-Nodalisierung zu Beginn der Rechnung eine vereinfachtes Kernmodell ableitet, das

zwar eine axiale Aufteilung – im vorliegenden Fall von 10 Zonen – aber keine radiale Aufteilung beinhaltet. Unterschiede, insbesondere in der radialen Leistungsverteilung, können so nicht erfasst werden. Erst mit der seit Mitte 2009 verfügbaren ASTEC-Version V2.0 kann optional die radiale Einteilung analog der für das Kernzerstörungsmodul (in ASTEC V2 wurde DIVA durch das französische Modul ICARE ersetzt) gewählt werden. Im Rahmen dieses Vorhabens konnte die Version V2 aber nicht mehr eingesetzt werden.

Der Vergleich der DE-Füllstände (Abb. 5-36) zeigt weitere Unterschiede beider Modelle auf, die sich u. a. auf den zeitlichen Ablauf und die ins Containment eingetragene Wärmemenge auswirken. Nach 1780 s (DE1) bzw. 2385 s (DE3) sind bei MELCOR und nach 2630 s bzw. 3185 s bei ASTEC die Füllstände in den Dampferzeugern unter 5 m gefallen, wodurch das Notspeisewassersystem gestartet wird. Die DE sollen auf einen Füllstand von ~ 11,60 m aufgefüllt werden. Nachfolgend wird dann dieser Füllstand konstant geregelt. In dem hier untersuchten Fall wird die Noteinspeisung nach 8000 s wieder abgeschaltet.

Während des ersten Ausdampfens zeigen beide Rechnungen noch eine gute Übereinstimmung. Der zeitliche Unterschied ist hier wiederum bedingt durch die unrealistische Umlagerung von Wasser aus dem Dombereich der DE in den Rückströmraum in ASTEC. In der nachfolgenden Auffüllphase und der Phase, während der der Füllstand konstant gehalten wird, weichen beide Rechnungen jedoch stark voneinander ab, obwohl der Massenstrom der Notbespeisung bei beiden Rechnungen identisch definiert war. In MELCOR wird der Sollfüllstand von 11,6 m schnell erreicht, während dies in ASTEC bis zum Zeitpunkt der Abschaltung der Bespeisung nicht möglich ist. Der Grund könnte in einer effektiveren Wärmeabfuhr an die DE liegen. Während der nachfolgenden Ausdampfphase nach dem Abschalten der Einspeisung nach 8000 s bis zum Versagen des RDB nach 24360 s (MELCOR) bzw. 30133 s (ASTEC) zeigen die Füllstände in den beiden Rechnungen ein sehr unterschiedliches Verhalten, was auch durch die unterschiedlichen Wasserinventare bedingt sein kann. Insbesondere fällt auf, dass in ASTEC zwischen 25000 s und 30000 s während der Kernzerstörung eine offensichtlich starke Wärmeübertragung an die DE stattfindet. Dies wird von MELCOR nicht in diesem Maße berechnet. Eine ins Detail gehende Klärung der Unterschiede würde einen Vergleich mit einer Detailcodeanalyse bedingen.

Sobald der Druck im Primärkreis unter 2,6 MPa fällt, speisen vier DS in die heißen Stränge des Primärkreises ein. Eine Einspeisung in die kalten Stränge wird vom

Schutzsystem des Reaktors verhindert, d. h. die kaltseitigen DS werden 500 s nach anstehenden Notkühlkriterien abgeschiebert. Der Beginn der DS-Einspeisung erfolgt nach ca. 2650 s bei MELCOR und nach 2818 s bei ASTEC. Abb. 5-37 zeigt die integral eingespeiste Wassermasse aus allen vier DS. Die Einspeisung erfolgt nicht kontinuierlich, da nach dem Eintrag einer gewissen Wassermasse durch die einsetzende Verdampfung im heißen Kern der Druck wieder über den aktuellen Druck der DS ansteigt und dadurch weiteres Einspeisen zwischenzeitlich verhindert wird. Nach erneutem Druckabfall infolge des Massen- und Energieverlustes durch das Leck erfolgt eine weitere Einspeisung durch die DS, bis das zur Verfügung stehende Wasservolumen (30 m^3 je DS) verbraucht ist. Nach ca. 6200 s sind in der MELCOR Rechnung und nach ca. 6235 s in der ASTEC-Rechnung die Druckspeicher entleert. Die Übereinstimmung zwischen ASTEC und MELCOR ist sowohl quantitativ als auch qualitativ als gut einzustufen.

Der Zustand im RDB, wie er nach Start des DIVA Moduls gerechnet wird, ist beispielhaft für ASTEC den Abb. 5-39 bis Abb. 5-46 auf Basis der in ASTEC verfügbaren automatischen Visualisierungen zu entnehmen, die vom Anwender im Eingabedatensatz spezifiziert werden können. Bei DIVA-Start (2195 s) sind die Brennstäbe im oberen Drittel des Kerns bereits nicht mehr mit Wasser bedeckt. Ab 2818 s speisen dann die Druckspeicher ein und füllen den Kern wieder auf, so dass der Gemischspiegel nach ca. 4500 s bis zur Oberkante des Kerns steigt (Abb. 5-40) und der Kern komplett geflutet ist. Bis über das Ende der DS-Einspeisung hinaus kann dieser Zustand dann aufrechterhalten werden. Nach etwa 7000 s steigt der Dampfanteil wieder an (vgl. den kollabierten Füllstand in Abb. 5-38), und der Füllstand fällt. Nach ca. 10800 s beginnt die Kernaufheizung im oberen Bereich (Abb. 5-42) und kann nun nicht mehr aufgehalten werden. Mit zunehmendem Ausdampfen kommt es dann zur erstmaligen Freisetzung von Spaltgasen nach örtlichem Versagen von Hüllrohren. Ab ca. 13000 s beginnt der Eintritt in die Kernzerstörungsphase mit massivem Versagen von Kern- und Strukturmaterialien (Abb. 5-43). Die Verlagerung wird zunächst an der Kerntrageplatte gestoppt, das untere Plenum ist noch komplett mit Wasser gefüllt und kann von unten zur Kühlung beitragen (Abb. 5-44). Nach ca. 23000 s versagt dann aber lokal die Kerntrageplatte und gibt den Weg für die Verlagerung von Kern- und Strukturmaterialien ins untere Plenum frei (Abb. 5-45). Mit zunehmender Verlagerung und Ausdampfen des Restwassers im unteren Plenum beginnt auch die Aufheizung des RDB-Bodens.

Direkt vor dem RDB Versagen nach 30134 s stellt sich der Zustand des RDB wie in Abb. 5-46 dar. Der Zeitpunkt des RDB-Versagens tritt bei ASTEC ca. 6000 s nach dem

von MELCOR errechneten Versagen ein. Ein wesentlicher Grund liegt in der Masse des Coriums, die sich im unteren Plenum ansammelt, d. h. dass hier noch größere Unterschiede bei der Berechnung des Kernschmelzablaufs bestehen. Die nach RDB-Versagen ausgetragene Masse ist bei MELCOR mit ca. 170 t mehr als dreimal so groß wie die von ASTEC gerechnete Masse im unteren Plenum. Demzufolge ist auch für die frühe Ex-Vessel-Phase ein unterschiedlicher Verlauf zu erwarten.

Während der Aufheizung der Hüllrohre setzt bei MELCOR ab ca. 1273 K eine exotherme Zr-Dampfreaktion mit der Bildung von Wasserstoff ein, die zur Aufheizung des Kerns beiträgt. Dies erfolgt bereits maßgeblich, bevor die DS die Kernaufheizung stoppen können. Bis zu diesem Zeitpunkt sind bereits ~ 200 kg Wasserstoff freigesetzt. Bei ASTEC kann trotz des frühen DIVA-Starts nur eine geringe Menge Wasserstoff gebildet werden, da die Kernaufheizung wesentlich geringer ist. Eine Temperatureskala-tion und entsprechende Wasserstofffreisetzung wie in MELCOR erfolgt nicht, da knapp 600 s nach DIVA-Start die Druckspeicher den Kern nahezu vollständig fluten und die Aufheizung stoppen. Nach Beendigung der DS-Einspeisung setzt dann auch bei ASTEC die Aufheizung und Oxidation verstärkt ein und führt nachfolgend in die Eskalationsphase. Hier ist dann allerdings bei MELCOR trotz der dann auch dort einsetzenden Kernzerstörung keine so starke H₂-Freisetzung zu erkennen wie in ASTEC. Die insgesamt freigesetzte Masse von 325 kg erscheint ein wenig zu gering im Vergleich mit den 624 kg, die bei der ASTEC-Rechnung erzeugt werden. Zusätzlich wird in MELCOR wie in ASTEC auch eine Eisen-Dampfreaktion berücksichtigt. Wie der Abbildung zu entnehmen ist, erscheint hier die Wasserstofffreisetzung aufgrund der Fe-Dampf-Reaktion bei ASTEC aber zu hoch. Der Grund liegt auch hier wieder in der Oxidation des äußeren Kernmantels, ähnlich dem bereits diskutierten Fall der Transiente. Vergleichbare Rechnungsergebnisse im Rahmen anderer Analysen liegen nicht vor, weshalb auch hier eine Detailanalyse angezeigt ist.

- **Zustände im Sicherheitsbehälter**

In Abb. 5-49 sind die Druckverläufe aus der ASTEC- und MELCOR-Rechnung in einigen ausgewählten Räumen des SB dargestellt. Charakteristisch für die Zustände in der Anfangsphase im SB ist der rasche Druckaufbau auf ~ 0,22 MPa nach dem Auftreten des Lecks, der in guter Übereinstimmung von beiden Codes gerechnet wird. Im weiteren Verlauf wird der Druck im Wesentlichen durch den Massen- und Energieaustrag aus dem Leck in den Sicherheitsbehälter geprägt. Dieser ist bei MELCOR deutlich höher als bei ASTEC (vgl. Abb. 5-35, Seite 115), was die Unterschiede im Druckverlauf

erklärt. Wie erwähnt sind die Gründe in der Wärmeabfuhr an die Dampferzeuger zu suchen.

Nach dem Versagen des RDB-Bodens fällt das Kernmaterial in die trockene Grube innerhalb des SB. Der Beton wird sowohl in axialer als auch radialer Richtung aufgeschmolzen. Der Erosionsverlauf ist in Abb. 5-48 dargestellt. Trotz der wesentlich geringeren Schmelzmasse (ASTEC), die bei RDB-Versagen in die Reaktorgrube verlagert wird, errechnet ASTEC eine stärkere axiale Erosion als MELCOR, während der radiale Erosionsfortschritt bei beiden Programmen etwa gleich schnell ist. Die zunächst geringe Masse an verlagertem Material führt dann kurze Zeit später bei ASTEC zu einer Abnahme der axialen Erosion, die aber im nachfolgenden Zeitraum wieder zunimmt, da im weiteren Verlauf der Rechnung noch knapp 250 t Corium aus dem RDB verlagert werden, insgesamt also fast 298 t.

Der plötzliche Wassereintritt auf die Schmelze, der bei MELCOR durch das Eindringen der Erosionsfront in radialer oder axialer Richtung in den Beton bestimmt wird, führt ab ca. 48000 s zu einem forcierten Druckanstieg im Sicherheitsbehälter. Bei ASTEC wurde kein entsprechendes Kriterium berücksichtigt. Um dennoch einen Eindruck von der Auswirkung einer wasserüberdeckten Schmelze zu bekommen, wurde hier vereinfachend ein Sumpfwassereintritt nach 80000 s unterstellt. Der sich dann einstellende Druckanstieg aufgrund verdampfenden Wassers ist aber deutlich weniger ausgeprägt als in MELCOR. Dies ist darauf zurückzuführen, dass mehr Energie in die Erosion des Betons geht und dementsprechend weniger von der Schmelzeoberfläche an die Atmosphäre abgeführt werden, unabhängig davon, ob die Schmelze mit Wasser überdeckt ist oder nicht. An dieser Stelle sei darauf hingewiesen, dass die Wechselwirkungen der in das Betonfundament eindringenden Schmelze bisher nur Gegenstand ingenieurmäßiger Abschätzungen ist. Es bestehen generell noch große Unsicherheiten. Der genaue Ablauf kann mit den hier vorgestellten Integralcodes nicht besser berechnet werden und kann nur, wenn überhaupt möglich, auf Basis von Detailrechnungen im Sinne von 'best estimate'-Analysen, auch unter Einfluss bestehender Unsicherheiten, analysiert werden.

Schließlich zeigt Abb. 5-51 die Wirkung der passiv wirkenden Rekombinatoren, die in diversen Räumen des SB verfügbar sind (vgl. Abb. 3-8, Seite 64). Dargestellt sind die im SB vorhandenen bzw. erzeugten Massen H_2 und CO im Vergleich zu den rekombinierten Massen sowohl für ASTEC als auch für MELCOR. Hier zeigt sich, dass trotz der teilweise großen Unterschiede im gerechneten Unfallablauf die Übereinstimmung

zwischen beiden Codes als durchaus zufriedenstellend angesehen werden kann. Mit Blick auf das Gefährdungspotential von H₂ und CO durch Verbrennung und der potentiellen Gefährdung der Integrität des Containments ist für beide Codes folgendes übereinstimmend festzuhalten: Die langfristige Freisetzung von H₂ und CO ins Containment ist durch geringere Freisetzungsraten bestimmt als während der In-Vessel-Phase, insofern besteht hier eine geringere Anforderung hinsichtlich der notwendigen Abbaurate der Rekombinatoren.

- **Quellterm**

Ebenso wie auch schon für das 'Speisewasserausfall'-Szenario konzentriert sich der Vergleich auf integrale Werte für die Betrachtung des Spaltproduktverhaltens, da, bedingt durch die sehr unterschiedliche Modellierung, ein detaillierter Vergleich schwierig ist. Mit Blick auf den Quellterm wurden die am Ende der Rechnung freigesetzten Anteile maßgeblicher Elemente aufgelistet. Dazu sind in Tabelle 5-4 in tabellarischer Form sowohl Freisetzungsanteile der Spaltprodukte als auch anteilige Massenverteilungen in einigen ausgewählten Räumen zum Ende der Rechnung für beide Codes einander gegenüber gestellt. In der In-Vessel-Phase werden vor allem leichtflüchtige Spaltprodukte (z. B. Te, Cs, Csl) und Edelgase (Xe) aus der Schmelze freigesetzt. Erst nach der Materialverlagerung und dem Versagen des RDB werden auch die mittel- (Cd, (Sb), Ba) und schwerflüchtigen Spaltprodukte (Sn, Ce) in größerem Maße freigesetzt.

Die Spalte 'Außerhalb Containment' gibt an, welcher relative Anteil des jeweiligen Elements bzw. der durch dieses Element repräsentierten Spaltproduktklasse bereits infolge Auslegungsleckage in den Ringraum vorgedrungen ist und durch die gefilterte Störfallringraumabsaugung in die Umgebung freigesetzt werden könnte. Der Bezugspunkt ist dabei jeweils das Ausgangsinventar in Tabelle 3-1. Die Spalten Primärkreis, Containment und Reaktorgrube geben an, welcher Anteil nach Rechnungsende bei 150000 s in den entsprechenden Anlagenteilen vorhanden ist. Zeigen die Werte im Sicherheitsbehälter, Primärkreislauf und im Kernmaterial für die meisten Spaltprodukte meist ähnliche Tendenzen, so sind die Werte im Ringraum bei ASTEC deutlich niedriger, teilweise identisch '0'. Lediglich für Edelgase, und leichtflüchtige Spaltprodukte bzw. die Aerosole (CsOH und Csl) wird eine akzeptable Übereinstimmung erzielt. Mittel- und schwerflüchtige Spaltprodukte werden bei ASTEC nahezu vollständig zurückgehalten. Zudem wurde bei ASTEC in den Nachanalysen der Ergebnisse deutlich, dass die gewählte Modellierung der Ringraumabsaugung mittels einer sogenannten

FAN-Struktur zwar einen Massenstrom vom Ringraum in die Umgebung errechnet, aber anscheinend keine Spaltprodukte transportiert. Alle Spaltprodukte verbleiben im Ringraum. ASTEC bietet auch keine andere Modellierungsmöglichkeit für ein solches System, so dass dem Entwickler IRSN entsprechende Nachbesserungen vorgeschlagen werden.

Tabelle 5-6 Vergleich der anteiligen Spaltproduktverteilung bei MELCOR und ASTEC bei Rechnungsende

| | MELCOR | ASTEC | MELCOR | ASTEC | MELCOR | ASTEC | MELCOR | ASTEC | MELCOR | ASTEC |
|---------------|-------------------------|----------|------------------|----------|----------|----------|----------------|----------|-----------------------|----------|
| | Gesamt aus Kernmaterial | | Gebunden im Kern | | Im RKL | | Im Containment | | Außerhalb Containment | |
| Xe | 9,89E-01 | 1,00E+00 | 7,31E-11 | 1,23E-05 | 2,41E-04 | 9,84E-04 | 9,85E-01 | 9,99E-01 | 3,06E-03 | 1,82E-03 |
| CsOH | 1,00E+00 | 1,00E+00 | 3,94E-10 | 1,20E-05 | 1,64E-01 | 6,65E-01 | 8,36E-01 | 3,35E-01 | 1,01E-04 | 1,19E-05 |
| Ba | 1,63E-01 | 4,94E-02 | 8,20E-01 | 9,50E-01 | 3,88E-03 | 4,06E-02 | 1,59E-01 | 8,92E-03 | 1,13E-05 | 0,00E+00 |
| Te | 9,72E-01 | 1,00E+00 | 1,45E-02 | 3,19E-05 | 4,13E-01 | 7,49E-01 | 5,60E-01 | 2,51E-01 | 7,05E-05 | 2,27E-08 |
| Ru | 2,99E-01 | 2,07E-05 | 6,84E-01 | 1,00E+00 | 2,00E-01 | 1,67E-05 | 9,90E-02 | 2,37E-04 | 1,55E-05 | 0,00E+00 |
| Mo as Element | 5,88E-01 | 1,34E-01 | 4,27E-01 | 8,66E-01 | 2,59E-01 | 1,14E-01 | 1,39E-01 | 2,08E-02 | 2,15E-05 | 5,85E-10 |
| Mo as Cs2MoO4 | | | | | | | 3,21E-02 | | 1,58E-01 | |
| Ce | 3,87E-02 | 1,77E-05 | 9,44E-01 | 1,00E+00 | 6,13E-05 | 1,37E-05 | 3,87E-02 | 2,37E-04 | 1,51E-06 | 0,00E+00 |
| La | 3,17E-03 | 1,79E-05 | 9,80E-01 | 1,00E+00 | 1,03E-03 | 1,40E-05 | 2,13E-03 | 2,36E-04 | 2,13E-07 | 0,00E+00 |
| U | 2,10E-03 | 1,76E-05 | 9,88E-01 | 1,00E+00 | 1,38E-03 | 1,35E-05 | 7,22E-04 | 2,41E-04 | 1,11E-07 | 0,00E+00 |
| Cd (Sb) | 8,04E-01 | 5,13E-02 | 1,83E-01 | 9,48E-01 | 4,07E-01 | 3,63E-02 | 3,97E-01 | 1,42E-02 | 5,56E-05 | 0,00E+00 |
| Sn | 7,64E-01 | 2,95E-05 | 2,22E-01 | 1,00E+00 | 4,07E-01 | 2,71E-05 | 3,57E-01 | 2,36E-04 | 5,18E-05 | 0,00E+00 |
| CsI (I) | 9,73E-01 | 1,00E+00 | 1,40E-02 | 1,25E-05 | 7,21E-02 | 6,43E-01 | 9,01E-01 | 3,58E-01 | 9,45E-05 | 6,85E-07 |

Die Freisetzungsanteile wurden auf das Anfangsinventar der radioaktiven Spaltprodukte normiert

Jod als Spaltprodukt kommt eine gesonderte Aufmerksamkeit zu /CLE 07/. Dies zeigt schon die Existenz eines eigens dafür entwickelten Moduls in ASTEC (IODE) sowie die auch für MELCOR in den vergangenen Jahren angestrebte Entwicklung detaillierter Modellansätze. Die Phänomene und Wechselwirkungen sind vielschichtig. So wird das aus dem Kern freigesetzte Jod als im Wesentlichen als CsI, CsOH, Cs₂H₂O₂, Cs₂Te₃ und Cs₂MoO₄ in den Primärkreislauf und nachfolgend in den Sicherheitsbehälter freigesetzt. Bei MELCOR wird neben CsI und CsOH zusätzlich Cs₂MoO₄ freigesetzt. Bei ASTEC werden die Wechselwirkungen im Sicherheitsbehälter dann vom IODE Modul gerechnet. Dazu zählt neben den auch von MELCOR berechneten Ablagerungsmechanismen die chemische Wechselwirkung mit den Strukturen im Sicherheitsbehälter. Die Wechselwirkung ist dabei von den Bedingungen an den Oberflächen bestimmt, also Farbanstriche, Beton oder Stahl oder auch nasser oder trockener Zustand. Durch Abwaschen kann es schließlich in Wasservorlagen gespült werden und dort, abhängig von pH-Wert, Strahlendosis sowie vorhandenen Reaktionspartnern (z. B. Ag), als gasförmiges I₂ oder als organische Verbindung (z. B. Methyljodid, CH₃I) wieder in die Sicherheitsbehälteratmosphäre freigesetzt werden. Als ein Ergebnis werden in der folgenden Tabelle 5-7 die Massen der Jodspezies aufgelistet, die sich im Ringraum bis Rechnungsende angesammelt haben. Dabei wird unterschieden, ob sich die Spezies

in der Atmosphäre (GAS) ansammeln oder in einer Wasservorlage (SUMP) bzw. auf den Strukturen (gestrichener, trockener Beton: PDRY, gestrichen, nasser Beton: PWET, nassen Beton: CWET, trockener Beton: CDRY, nasser Stahl: SWET, trockener Stahl: SDRY) abgelagert werden. Deutlich ist hier der relativ hohe Anteil gelösten Jods (I-) im Sumpf, abgelagerten Jods auf dem trockenen, gestrichenen Beton sowie des gasförmigen Jods und des sehr flüchtigen Methyljodids (CH₃I) in der Atmosphäre. Tabellenwerte < 1 E-20 zeigen an, dass hier keine Masse bilanziert worden ist.

Tabelle 5-7 Massen verschiedener Jodspezies im Ringraum des Sicherheitsbehälters zum Rechnungsende als Ergebnis des IODE Moduls

| Spezies | Host | Masse [kg] |
|---------|------|------------|
| I2 | GAS | 7,664E-08 |
| I2 | SUMP | < 1E-20 |
| CH3I | GAS | 5,211E-07 |
| CH3I | SUMP | < 1E-20 |
| IO3- | GAS | < 1E-20 |
| IO3- | SUMP | < 1E-20 |
| R | GAS | < 1E-20 |
| R | SUMP | < 1E-20 |
| I2 | PDRY | 1,575E-05 |
| I2 | PWET | < 1E-20 |
| I2 | SDRY | < 1E-20 |
| I2 | SWET | < 1E-20 |
| I2 | CDRY | < 1E-20 |
| I2 | CWET | < 1E-20 |
| O2 | GAS | < 1E-20 |
| O3 | GAS | < 1E-20 |
| HIO | SUMP | < 1E-20 |
| I- | SUMP | 2,250E-04 |
| Rp | PWET | < 1E-20 |
| Rp | PDRY | < 1E-20 |
| CH3R | SUMP | < 1E-20 |

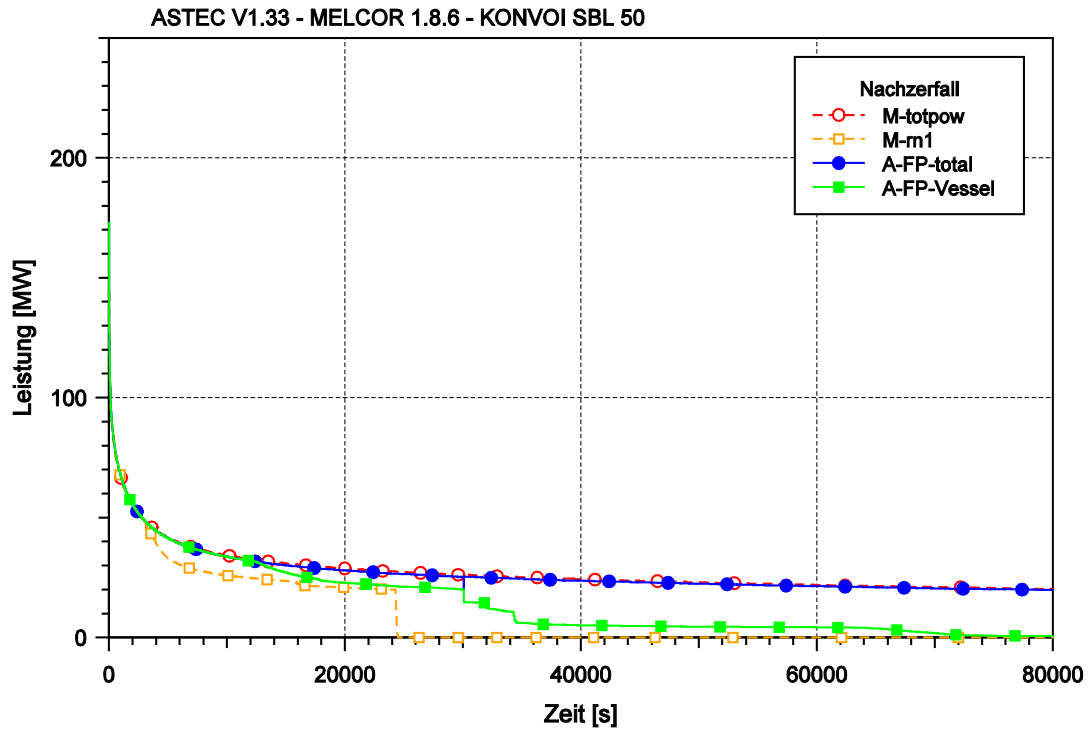


Abb. 5-30 Nachzerfallsleistung aller Radionuklid Klassen und der Radionukliden im Kern (integral und im Kernmodul verfügbarer Anteil)

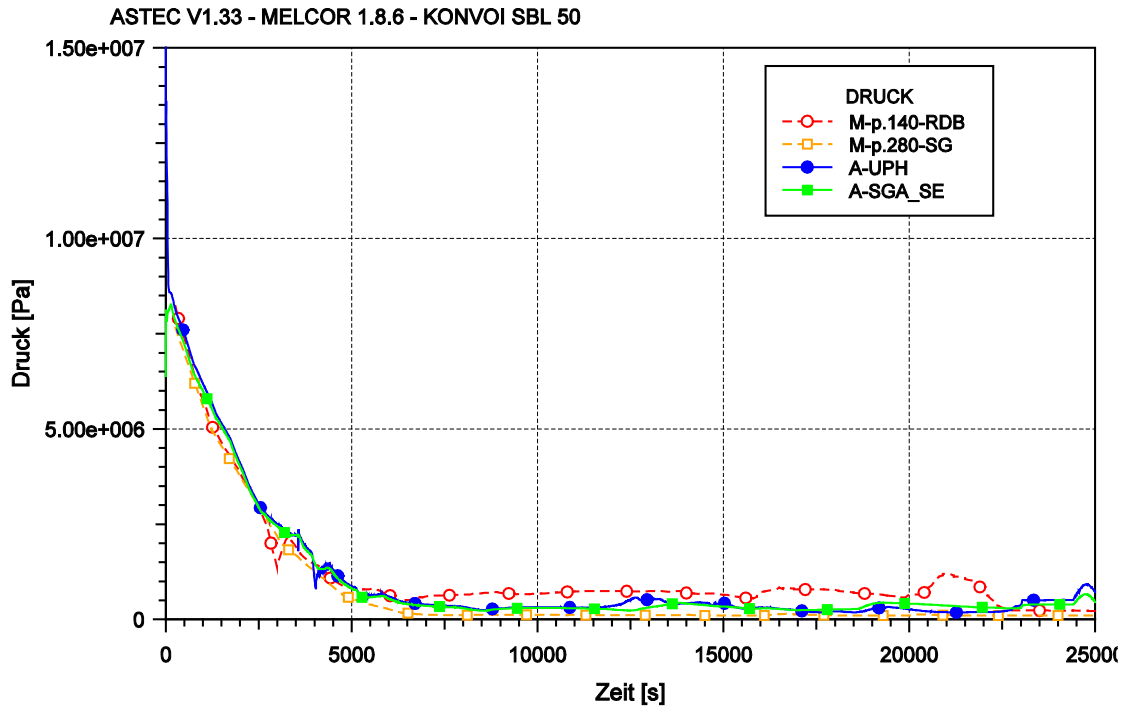


Abb. 5-31 Druck im Primär- bzw. Sekundärkreislauf

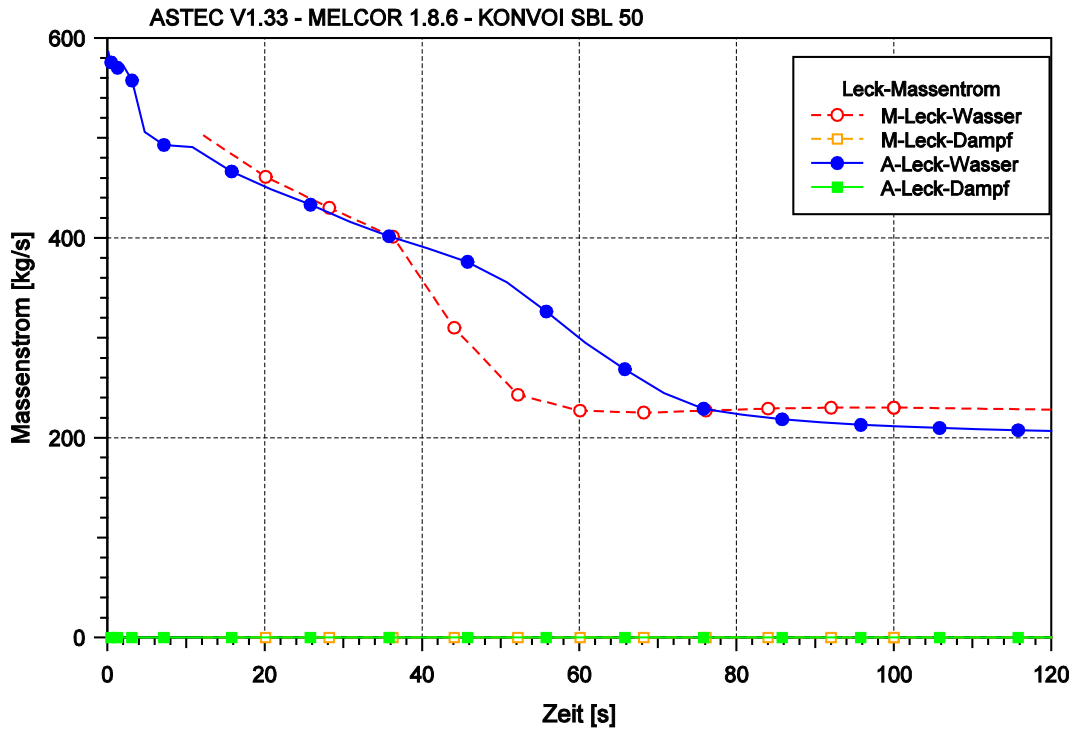


Abb. 5-32 Massenstrom aus Leck (Wasser und Dampf) in den ersten 120 s

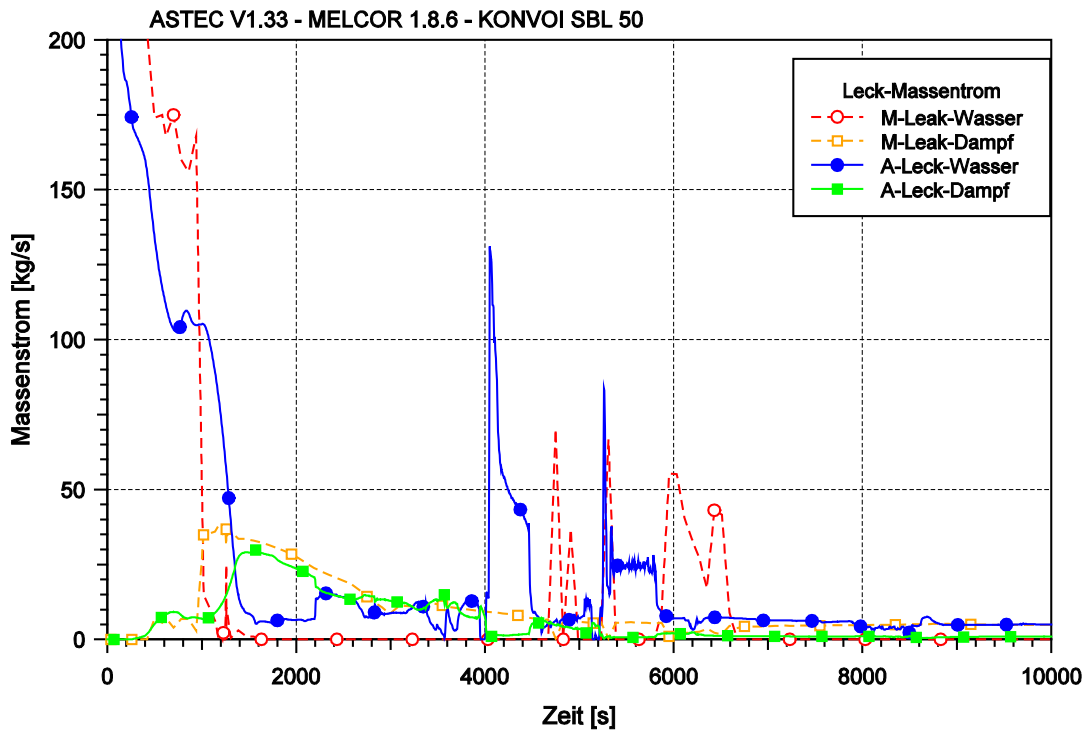


Abb. 5-33 Leckmassenstrom (Wasser und Dampf)

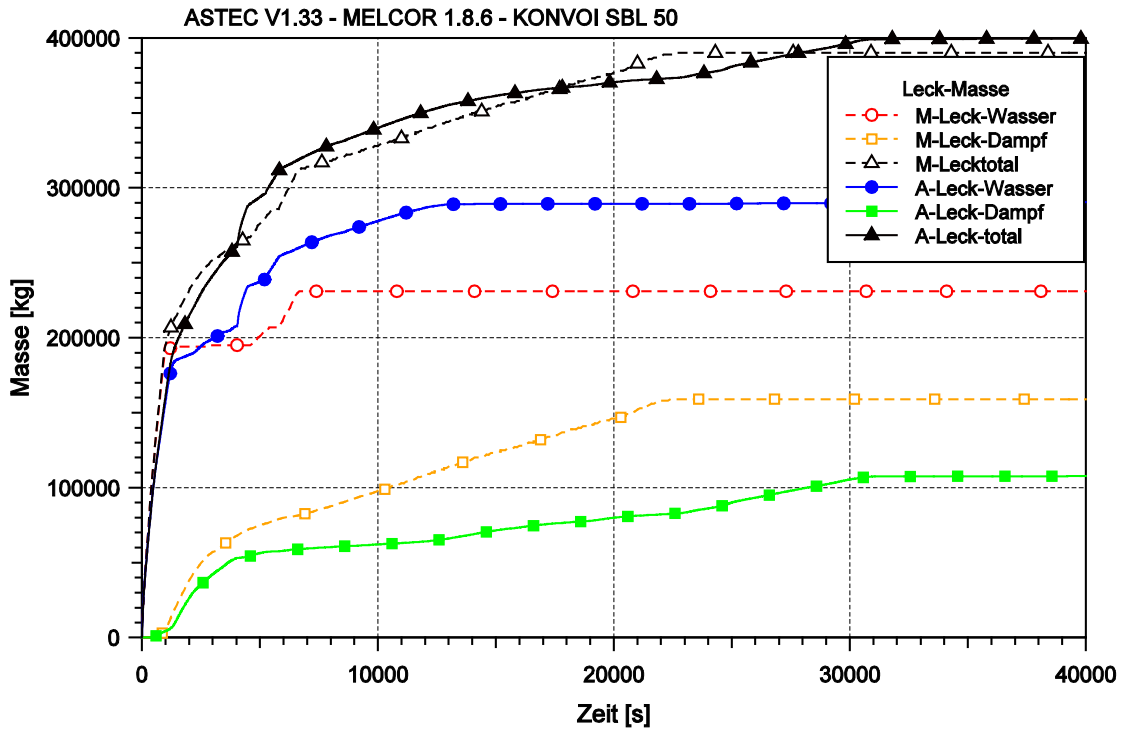


Abb. 5-34 Integral über das Leck ausgetragene Masse (Total, Wasser, Dampf)

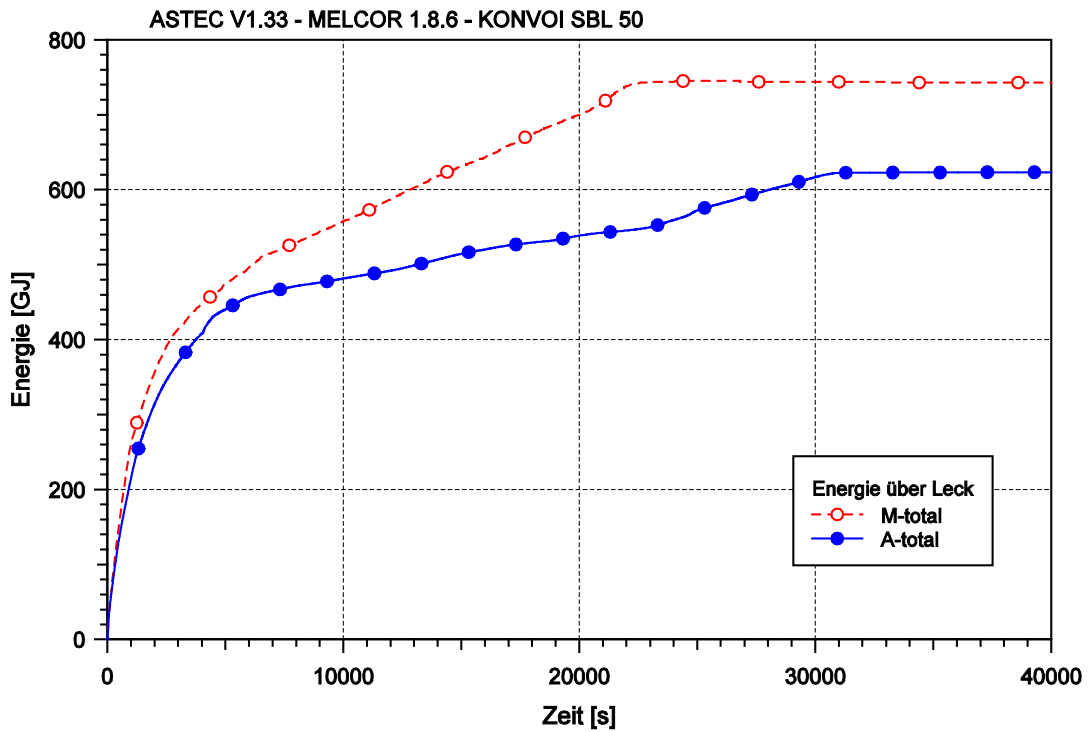


Abb. 5-35 Energieeintrag in Sicherheitsbehälter über Leck

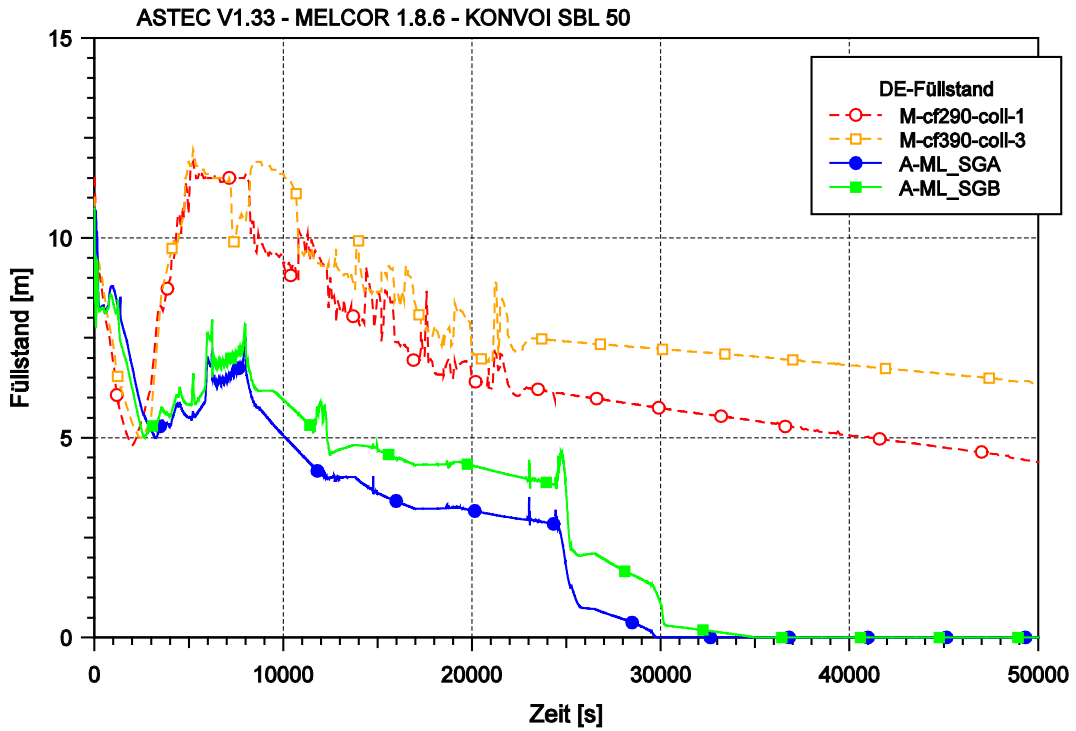


Abb. 5-36 Dampferzeuger-Füllstand für Einfach- und Dreifach-Loop

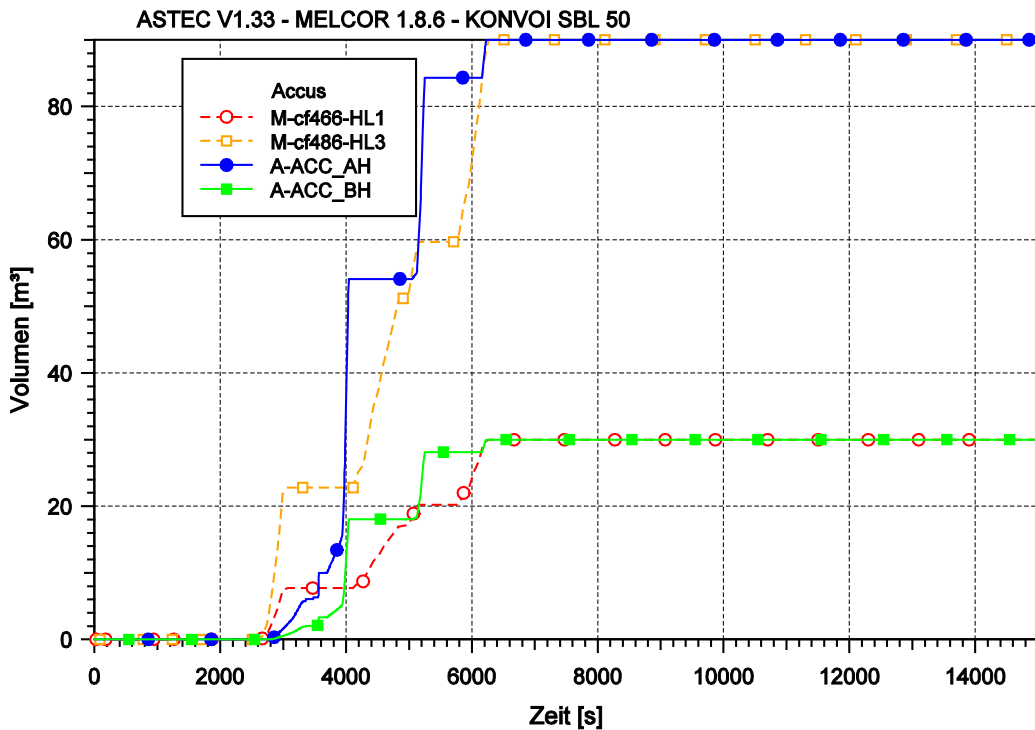


Abb. 5-37 Integral eingespeistes Volumen aus den Druckspeichern

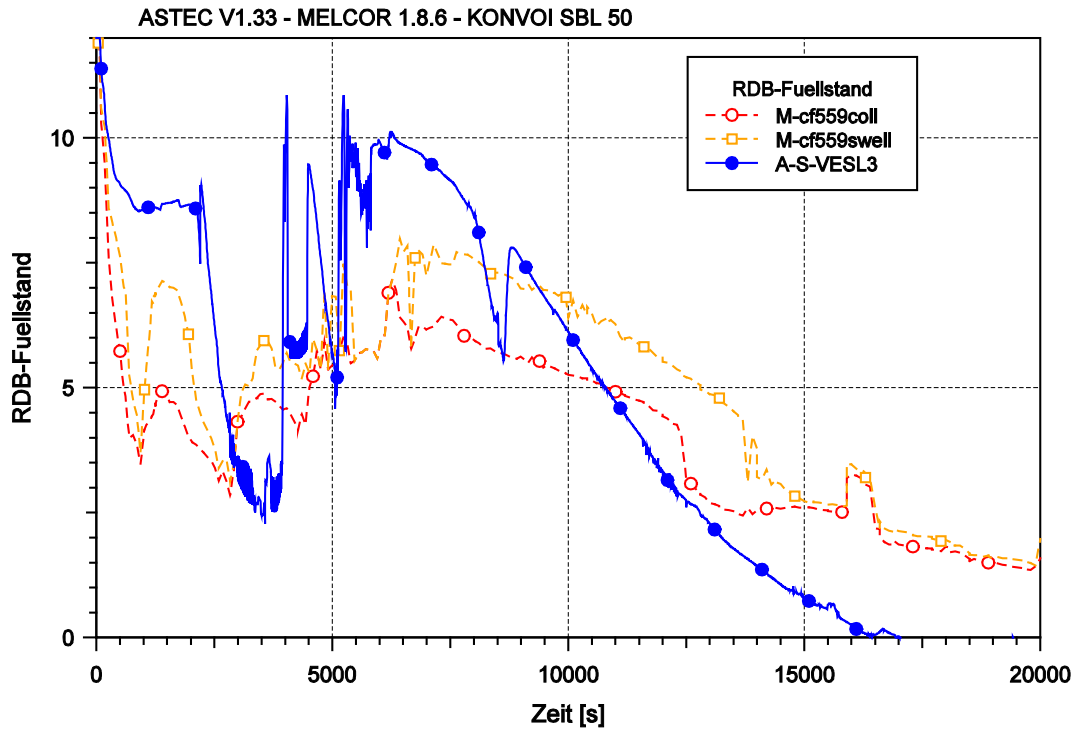


Abb. 5-38 Wasserfüllstand im RDB

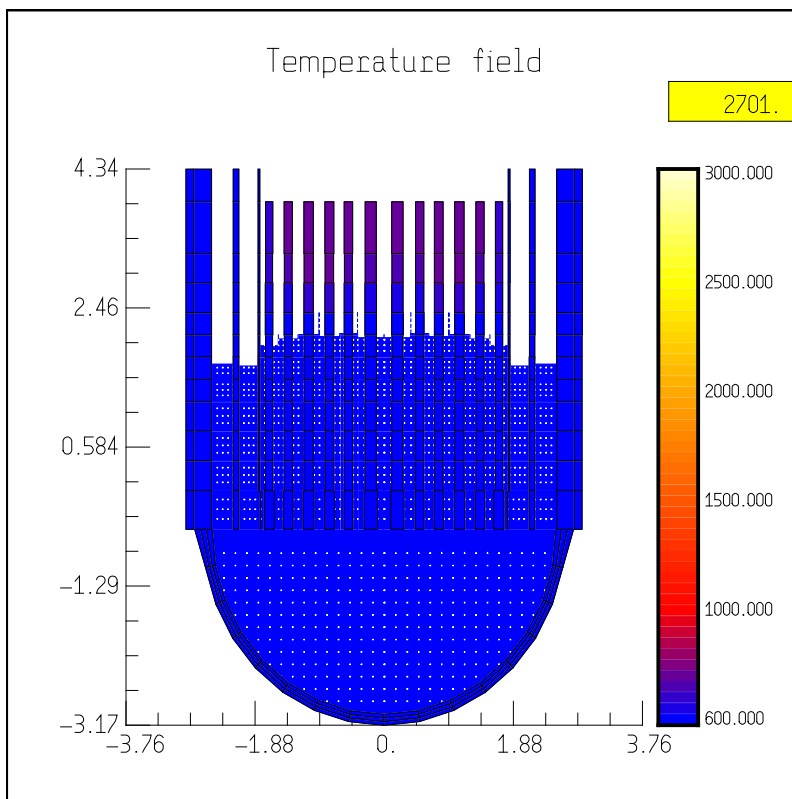


Abb. 5-39 ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA (t = 2701 s)

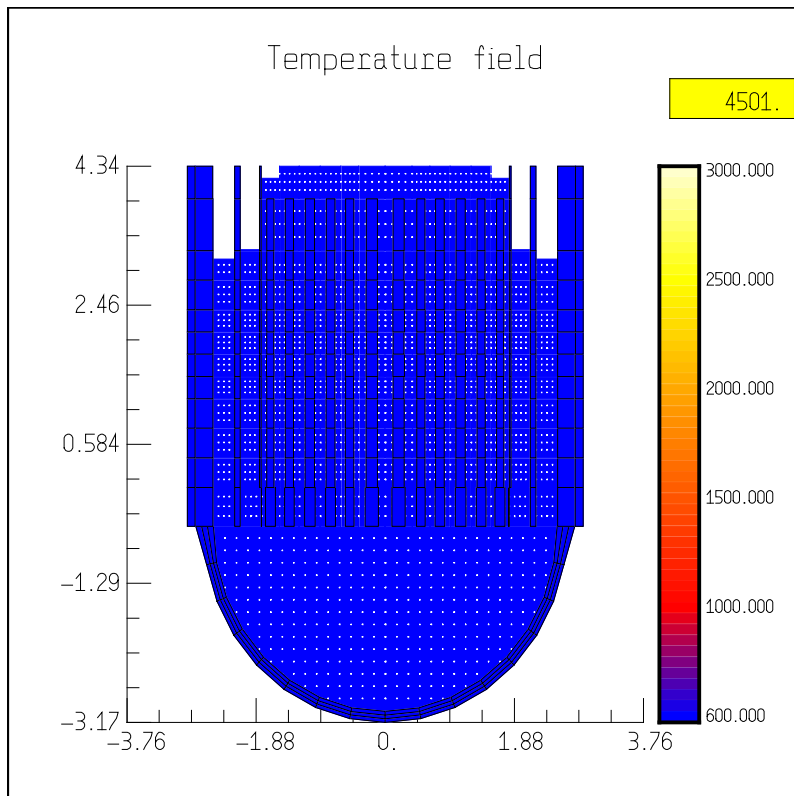


Abb. 5-40 ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA (t = 4501 s)

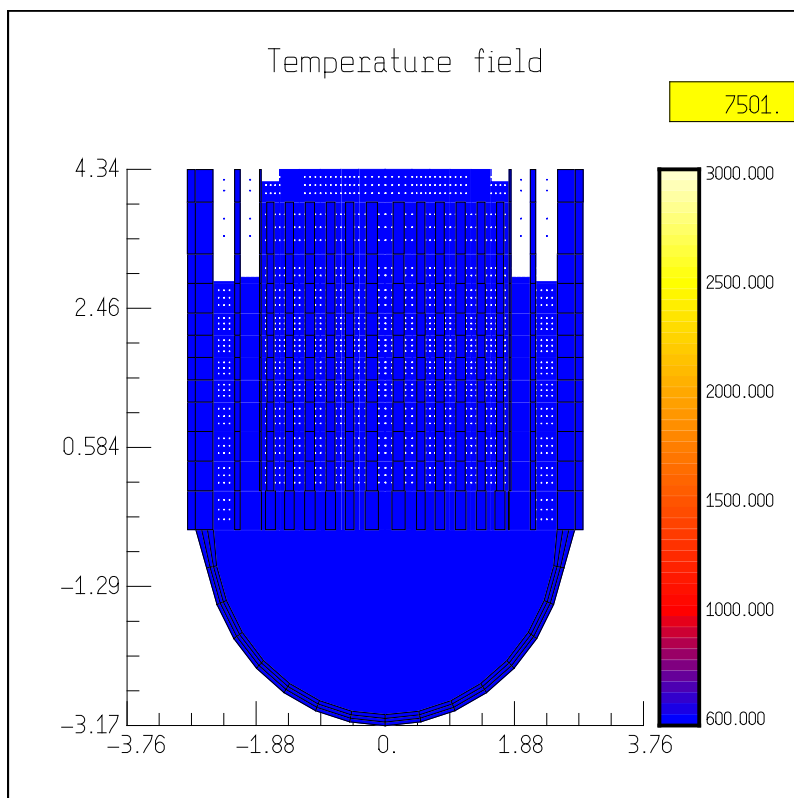


Abb. 5-41 ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA (t = 7501 s)

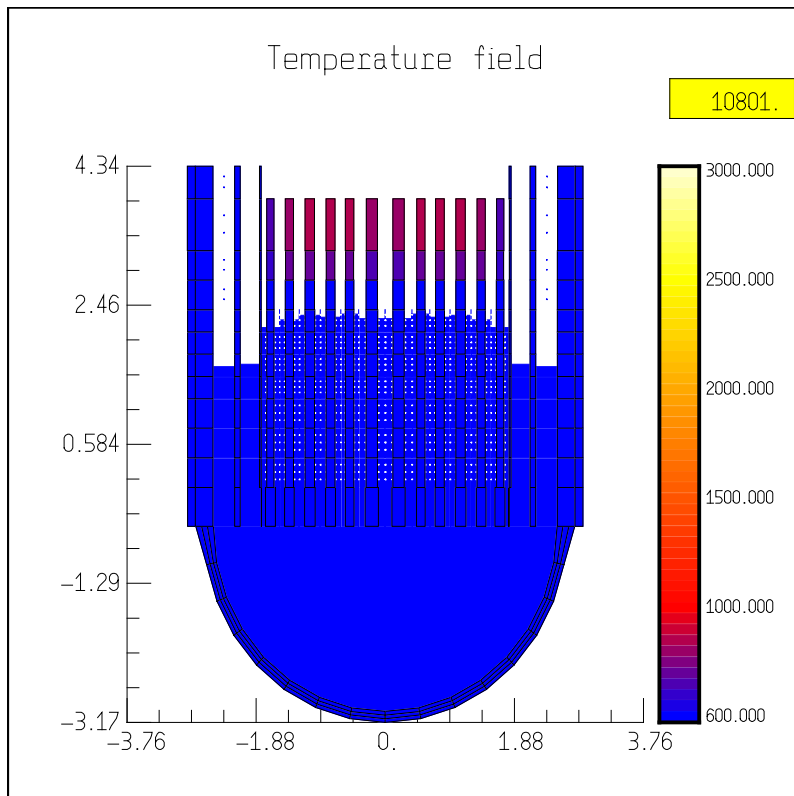


Abb. 5-42 ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA ($t = 10801$ s)

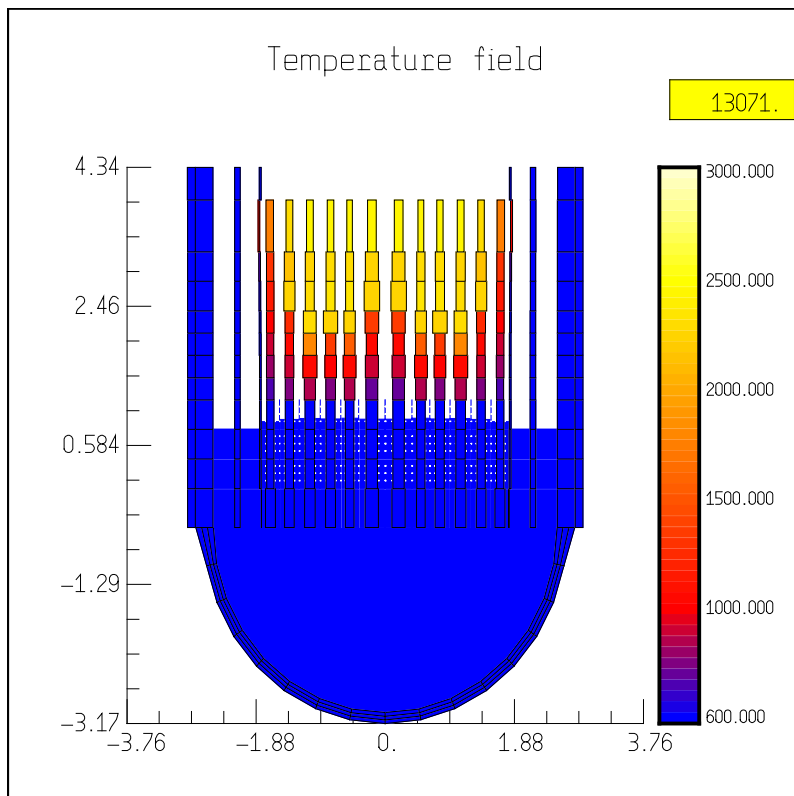


Abb. 5-43 ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA ($t = 13071$ s)

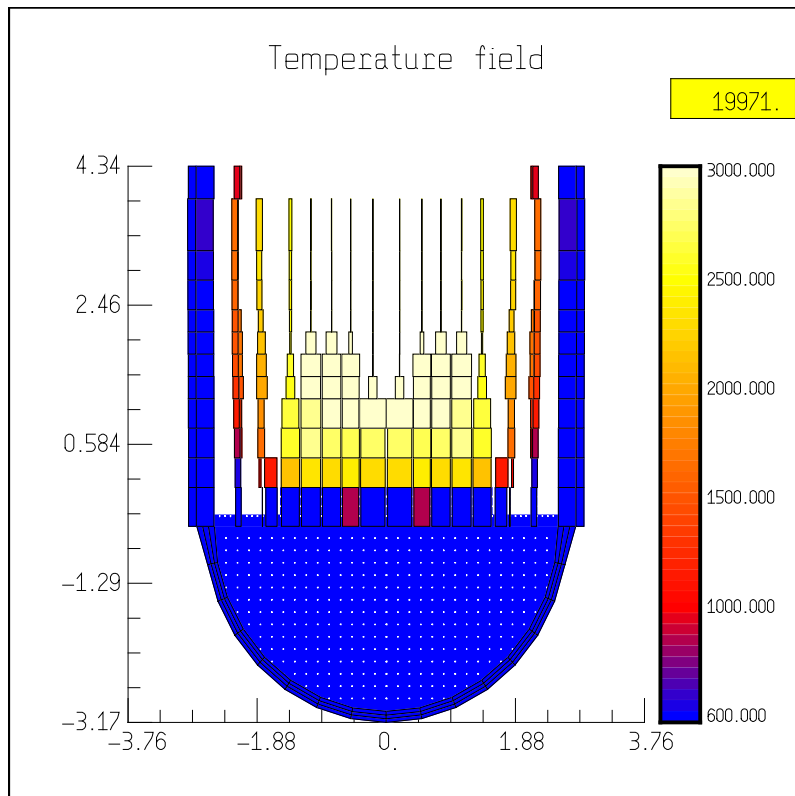


Abb. 5-44 ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA ($t = 19971$ s)

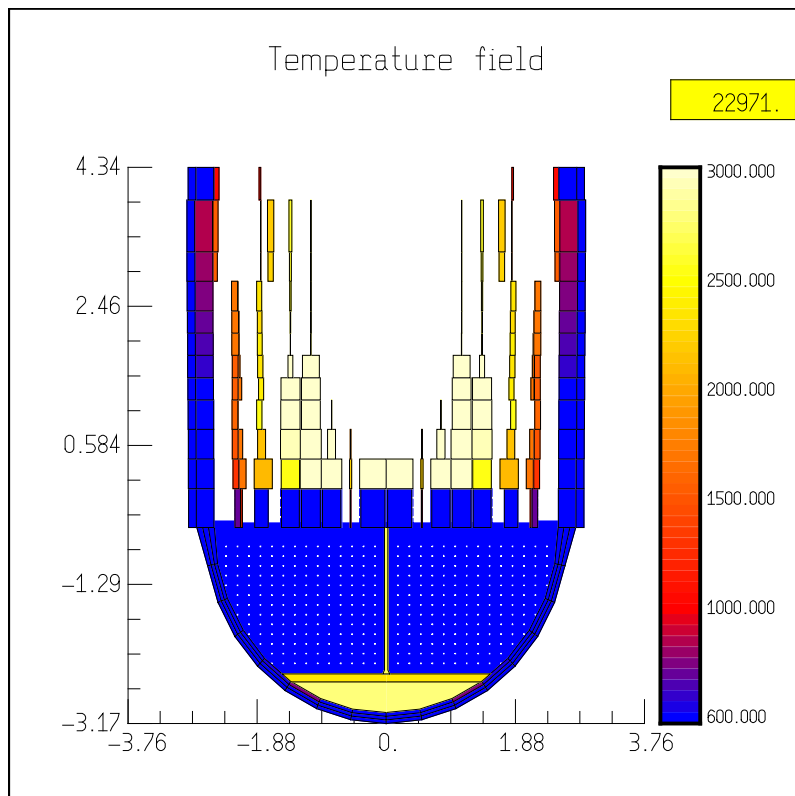


Abb. 5-45 ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA ($t = 22971$ s)

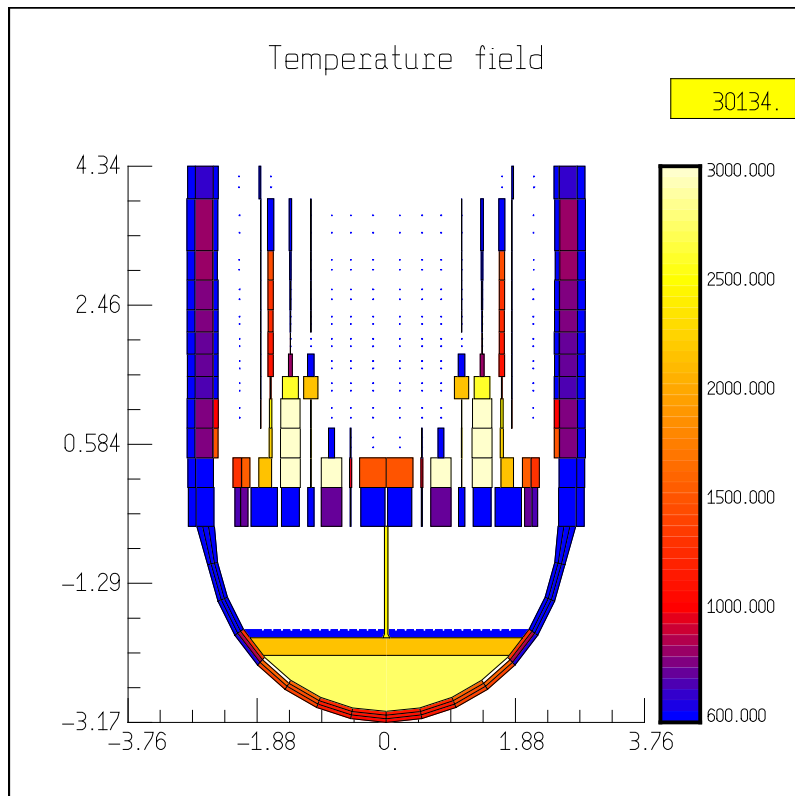


Abb. 5-46 ASTEC Visualisierung der Kernzerstörung mit DIVA (t = 30134 s)

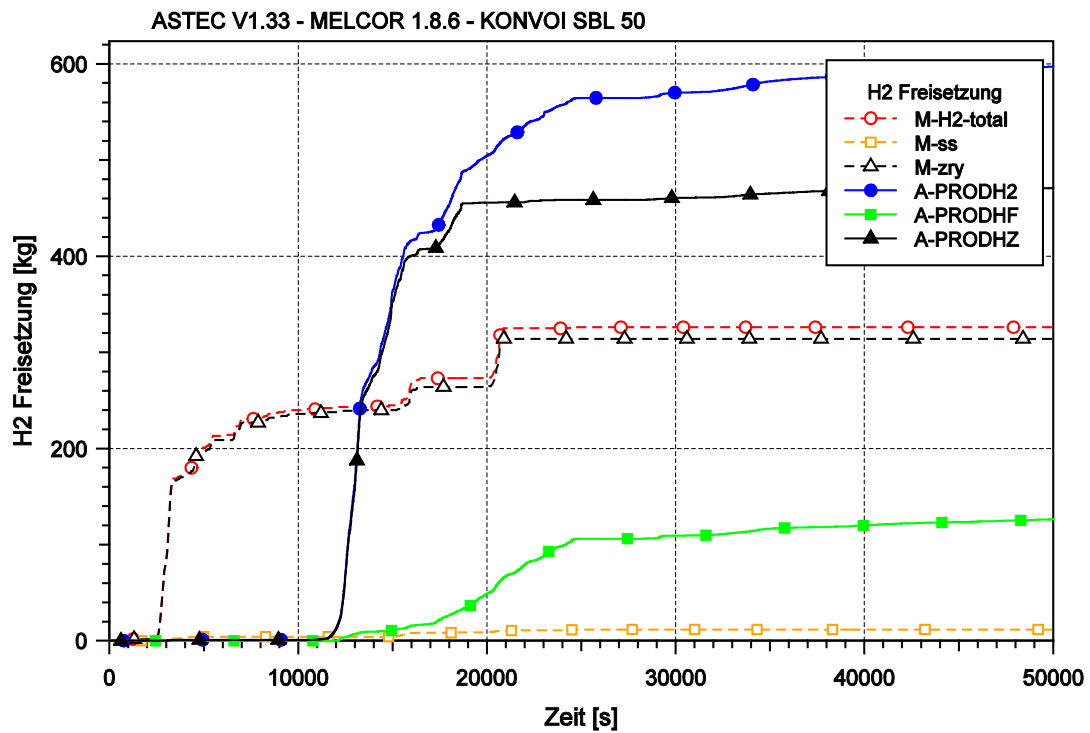


Abb. 5-47 In-Vessel freigesetzte Wasserstoffmasse (total, infolge Zr-Oxidation sowie infolge Stahl-Oxidation)

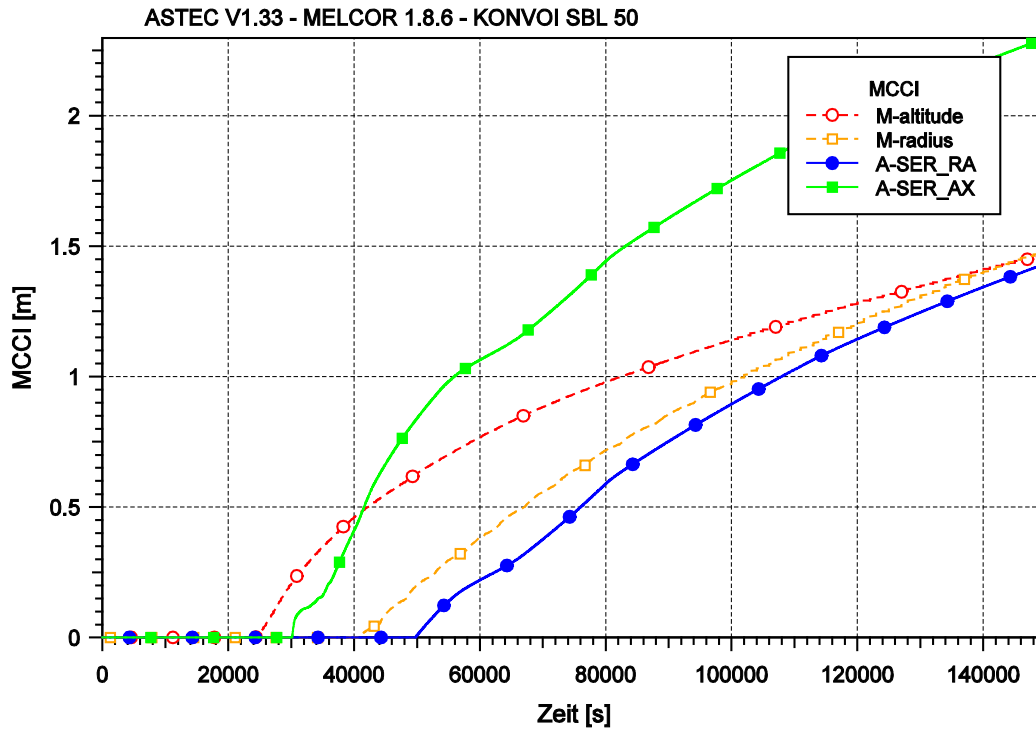


Abb. 5-48 Radiale und axiale Erosion des Sicherheitsbehälter-Fundaments infolge Kernschmelze-Beton-Wechselwirkung (MCCI)

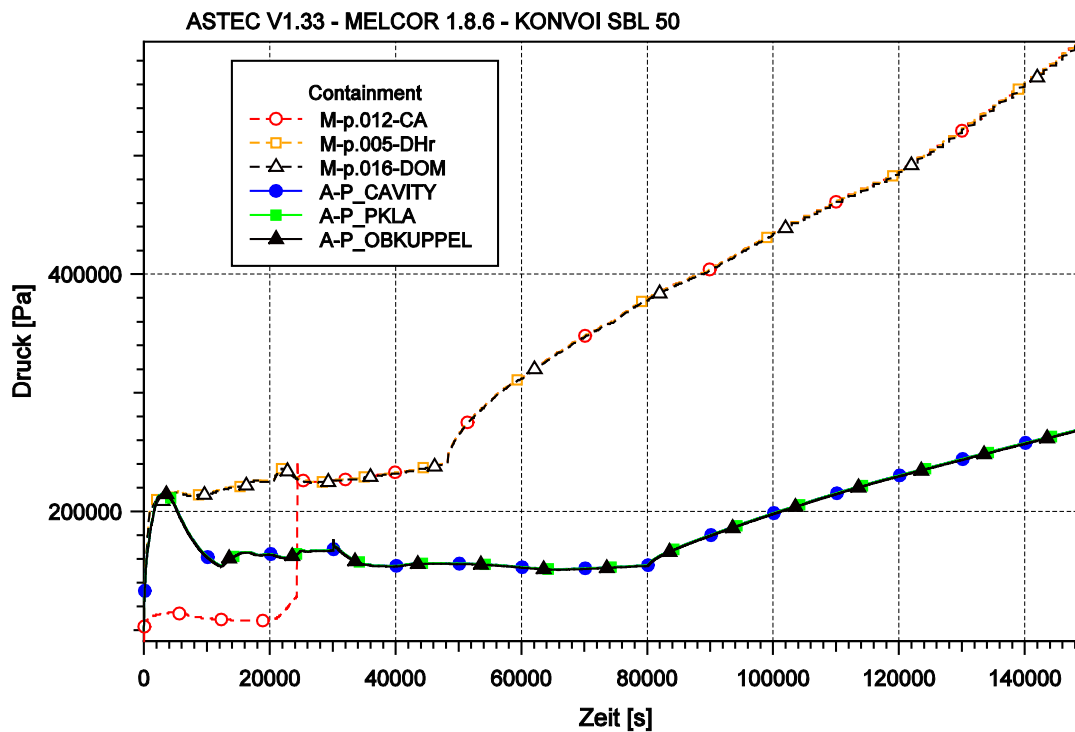


Abb. 5-49 Druck in ausgewählten Räumen des Sicherheitsbehälters

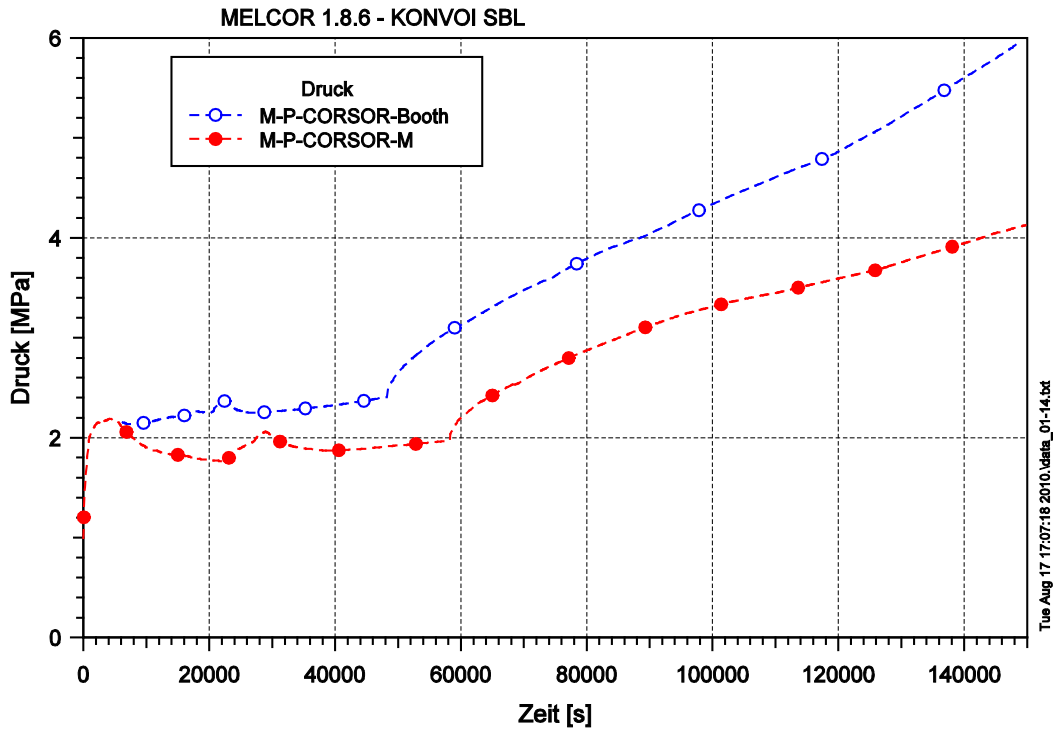


Abb. 5-50 Druck im Sicherheitsbehälter als Ergebnis einer Variationsrechnung mit MELCOR für Freisetzungsmodelle CORSOR-M und CORSOR-Booth

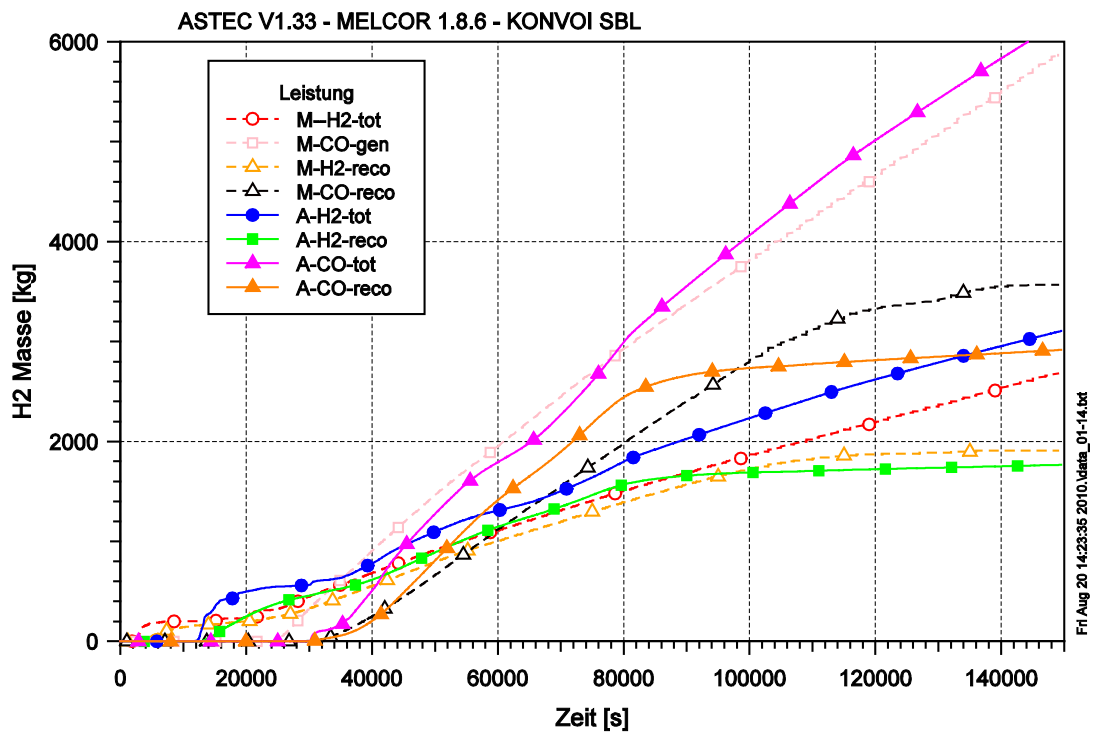


Abb. 5-51 Rekombination von H₂ und CO im Vergleich zu den vorhandenen Massen

6 Zusammenfassung und Schlussfolgerung

Im Rahmen des BMWi-Vorhabens RS1180 wurden analytische Arbeiten zu zwei postulierten Unfällen in einer Reaktoranlage vom Typ KONVOI mit ASTEC V1.33 p3, das in Kooperation vom Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), Frankreich, und der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS), Deutschland, entwickelt wird, durchgeführt und mit entsprechenden Rechnungsergebnissen von MELCOR 1.8.6 YU verglichen. Die Kooperation zur Entwicklung von ASTEC als eigenem Integralcode der beiden Partner begann 1994. Der Integralcode MELCOR wird seit 1982 bei Sandia National Laboratories (SNL) im Auftrag der amerikanischen Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC) entwickelt. Mit beiden Codes kann ein weites Spektrum von Phänomenen bei schweren Störfällen behandelt werden. Bei MELCOR können Phänomene sowohl bei SWR wie auch bei DWR untersucht werden, ASTEC ist derzeit nur auf DWR anwendbar, die Erweiterung auf SWR wird in den kommenden Jahren vollzogen.

Mit diesem Bericht wurden Ergebnisse, die mit ASTEC V1.33 und MELCOR 1.8.6 erzielt wurden, vorgestellt. Dabei wurde darauf geachtet, einen Überblick über möglichst alle relevanten Phänomene während des Unfallablaufs zu geben und dazu exemplarisch Beispiele vorzustellen. Die MELCOR Ergebnisse zeigen im Allgemeinen eine gute Übereinstimmung mit denen früherer Arbeiten /SON/, die mit einer älteren Version MELCOR 1.8.4 erzielt wurden.

Die durchgeführten Rechnungen zeigen die prinzipielle Anwendbarkeit von ASTEC V1.33 für deterministische Unfallanalysen bei PSA der Stufe 2 gemäß dem Fachband zu PSA-Methoden des PSA-Leitfadens /FAK 05/. Dabei ist für ASTEC wie auch für MELCOR festzuhalten, dass der Anspruch eines schnell laufenden Integralcodes hinsichtlich der Rechenzeit mehr und mehr einem gesteigerten Anspruch an die Qualität der Ergebnisse, bedingt durch aufwändigere Anlagennodalisierungen weichen muss. So waren zu Beginn der ASTEC-Entwicklung Rechenzeiten von zwölf Stunden für ein komplettes Störfallszenario anvisiert worden, um die Rechnungen sozusagen 'über Nacht' durchzuführen.

Mit fortschreitender Entwicklung mussten diese Vorgaben an die geänderten Anforderungen angepasst werden. Dies hat zwei Gründe: Zum einen ist eine deutliche Tendenz ersichtlich, einfache Modelle, die teilweise parametrischen Ansätzen folgen, durch mechanistische Modellierungen zu ersetzen und somit die Qualität der Rech-

nungsergebnisse zu erhöhen. Zum anderen sind die teils recht groben Nodalisierungen, z. B. des Containments, im Zuge neuerer Erkenntnisse zum Strömungsverhalten und des Einflusses auf Schichtungsphänomene (z. B. Wasserstoff), zunehmend verfeinert worden. Beide Maßnahmen führen mithin zu einer Rechenzeiterhöhung, die aber für Rechnungen im Sinne von 'best-estimate'-Analysen in Kauf genommen werden muss.

Die hier vorgestellten Rechnungen wurden dabei nicht, wie für PSA der Stufe 2 erforderlich, bis zum Abschluss der Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung durchgeführt. Beim Vergleich der Ergebnisse wurde deutlich, dass die Unterschiede in den durchgeführten Rechnungen schon frühzeitig, teils schon vor Beginn der Kernzerstörung und Spaltproduktfreisetzung, auftraten. Dies ließ sich bislang trotz vielfacher Anstrengungen, z. B. zur besseren Simulation des Verhaltens der Dampferzeuger, noch nicht vollständig abstellen. Viele nachfolgende Ereignisse sind dann direkt ein Ergebnis zeitlich früher liegender Ereignisse. Die Ereignisse, die zur Freisetzung von Spaltprodukten an die Umgebung führen und den Quellterm bestimmen, liegen naturgemäß am Ende der Unfallsimulation. Hier erwies sich als nachteilig, dass wegen der verzögerten Freigabe nicht die deutlich modifizierte Version ASTEC V2.0 eingesetzt werden konnte. Damit ergibt sich für einen Vergleich das Problem, dass Unterschiede sowohl ein Ergebnis unterschiedlicher Modellierung sein können als auch das Ergebnis unterschiedlicher Anfangs- und Randbedingungen.

Bereits in der Phase der Kernzerstörung treten größere Unterschiede auf, die durch die unterschiedliche Modellierung in den beiden Codes (Abschmelzvorgänge, Versagens der Kerngitterplatte, Oxidation etc.) bedingt sind. Dies gilt auch für die Ex-Vessel-Phase nach Versagen des RDB und die dann einsetzende Kernschmelze-Beton-Wechselwirkung (MCCI). Ein Vergleich charakteristischer Daten, wie z. B. axialer und radialer Betonerosion, wird dadurch erschwert, dass sowohl die verlagerte Schmelzmasse als auch Schmelzezusammensetzung als Ergebnis der Kernzerstörungsprozesse im RDB von beiden Programmen recht unterschiedlich berechnet werden. Davon beeinflusst werden natürlich auch die Freisetzung von Spaltprodukten aus der Schmelze, die Freisetzung von Wasserstoff sowie die thermohydraulischen Gegebenheiten sowohl in der Reaktorgrube als auch über die Strömungsverbindungen in den angrenzenden Containmenträumen. Bewertende Aussagen hinsichtlich der Qualität der MCCI-Modellierung von ASTEC und MELCOR und eine Erklärung möglicher Unterschiede sind damit praktisch nicht mehr sinnvoll. Da die Unterschiede aber schon sehr frühzeitig zu Beginn der Rechnungen auftraten und ausgehend von der Ther-

mohydraulik im Primärkreis somit auch das Aerosol- und Spaltproduktverhalten beeinflussen, ist ein bewertender Vergleich hier nur eingeschränkt möglich.

Des Weiteren sind in MELCOR noch keine für Anlagenrechnungen geeigneten Modelle zur Jod-Chemie verfügbar, die insbesondere die Wechselwirkung von Jod- und Jodverbindungen mit anderen Substanzen im Containmentsumpf berücksichtigen. Die mit Blick auf den Quellterm zu berücksichtigende Jodchemie konnte mangels validierter Modelle in MELCOR deshalb nicht verglichen werden. Bei ASTEC konnte die prinzipielle Anwendung gezeigt werden, auf eine gezielte Auswertung wurde verzichtet, da der Aufwand zur Bewertung weit über den in diesem Vorhaben möglichen Rahmen hinausging.

Für die Anwendung von ASTEC im Rahmen von PSA der Stufe 2 für komplette Unfallanalysen aber teilweise auch für die Anwendung von Integralcodes ganz allgemein bedeutet dies:

- Mit Blick auf die Qualität der Ergebnisse kann global eine gute Übereinstimmung von ASTEC mit MELCOR konstatiert werden. Im Einzelnen sind die Ergebnisse jedoch einerseits abhängig von der durch den Anwender zu definierenden Nodalisierung sowie andererseits naturgemäß von der Güte der in den jeweiligen Codes implementierten Modelle. Ein Vergleich der Ergebnisse legt den Schluss nahe, dass insbesondere die Rückwirkung der Nodalisierung auf die Ergebnisse einen entscheidenden Faktor darstellen kann. Dies gilt insbesondere dann, wenn diese frühzeitig im Unfallablauf wirksam werden und demzufolge die nachfolgenden Ereignisse beeinflussen. Im späten Unfallablauf auftretende Abweichungen lassen sich demzufolge nicht eindeutig einer Ursache zuordnen. Hier wären gezielte Einzelanalysen notwendig, um z. B. die Phase der Beton-Kernschmelze-Wechselwirkung nach RDB-Versagen zu analysieren und die Modelle zu bewerten.
- Eine vergleichende Bewertung von ASTEC und MELCOR wäre weiterhin angeraten, sollte aber ein anderes Konzept verfolgen. Im Gegensatz zu der hier verfolgten Vorgehensweise eines Vergleichs kompletter Rechnungen verschiedener Szenarien sollte zukünftig ein Vergleich jeweils nur bestimmte Teilsequenzen beinhalten. Als Ergebnis der hier vorliegenden Untersuchungen ist festzustellen, dass die frühe Phase, die im Wesentlichen durch thermohydraulische Phänomene gekennzeichnet ist, auf Grund ihres großen Einflusses auf zeitlich später erfolgende Ereignisse einer genauen Analyse bedarf. Demzufolge sollte ein Vergleich von

diesem Punkt ausgehen. Ggf. sind Ergebnisse von Detailcodes (ATHLET-CD) heranzuziehen. In eingeschränktem Umfang sollten hier Parameter- bzw. Sensitivitätsuntersuchungen vorgenommen werden, um maßgebliche Einflussparameter herauszufiltern. Dies wäre insbesondere für die Erstellung von Nutzer-Richtlinien von Vorteil und für die GRS als Co-Entwickler von ASTEC auch angeraten. Für das von der GRS hauptverantwortlich betreute ASTEC-Modul CPA zur Berechnung der Thermohydraulik und des Spalt- und Aerosolverhaltens im Containment wird dies schon seit einiger Zeit verfolgt, da sich auch aus Erfahrungen mit COCOSYS gezeigt hat, dass einen wesentlichen Einflussfaktor der Anwender selbst darstellt. Zwar gibt es schon Richtlinien von Seiten des Hauptentwicklers IRSN für einzelne Module, für die weitere Entwicklung von ASTEC und die Anwendung von ASTEC im Rahmen von PSA der Stufe 2 für deutsche Anlagen sind aber eigene Erkenntnisse auch aus dem Vergleich mit anderen Integralcodes wie MELCOR sinnvoll und notwendig. Mit Blick auf ein komplettes Szenario könnten einzelne Phasen separat untersucht werden. Für einen Vergleich mit MELCOR würde dies bedeuten, dass z. B. nur die MCCI-Phase von beiden Programmen gerechnet wird, wobei den Startpunkt dann der Zeitpunkt des RDB-Versagens bilden würde und identische Randbedingungen spezifiziert würden. Erst dann würden sich etwaige Unterschiede beider Programmsysteme bewerten lassen.

- Mit Blick auf die Rechenzeiten, die teilweise bei mehreren Wochen liegen, erscheint die Anwendung von ASTEC im Rahmen von Parameter- oder gar Unsicherheitsanalysen für komplette Unfallszenarien nicht mehr sinnvoll durchführbar. Dies wäre aber insofern angeraten, als dass bisher für ein Unfallszenario immer nur eine Rechnung durchgeführt worden ist. Allerdings können und werden Ergebnisunsicherheiten in der PSA im Ereignisbaum berücksichtigt und dieser kann einfach für Unsicherheitsbetrachtungen genutzt werden. Trotzdem wäre für die Anwendung von ASTEC bei PSA der Stufe 2 die Einschätzung der Genauigkeit bzw. der Sensitivität der Ergebnisse wesentlich. Ein einzelner Wert z. B. für die Wasserstofferzeugung oder für den Quellterm lässt damit keine Aussage zu, wie sich auch nur geringfügige Änderungen in den Randbedingungen auswirken können. Dabei ist nicht allein einer Variation physikalischer Parameter wie z. B. Stoffwerten Rechnung zu tragen sondern auch solcher Parameter, die vom Anwender frei zu wählen sind. Dazu zählt insbesondere die Nodalisierung von Kühlkreislauf, Kern und Containment.

Schließlich ist festzuhalten, dass mit dieser Untersuchung nur ein Teilbereich möglicher Unfallszenarien abgedeckt worden ist. Zukünftig sollten die Analysen auf den Nicht-Leistungsbetrieb sowie auf Anlagen mit SWR erweitert werden. Derzeit ist ASTEC für beide Teilbereiche noch nicht qualifiziert, für MELCOR liegen erste Ergebnisse vor.

Für den Nicht-Leistungsbetrieb existieren nach Aussage des Hauptentwicklers IRSN zwar entsprechende Modelle, eine Validierung steht aber noch aus. Im Hinblick auf die Anwendbarkeit von ASTEC auf Siedewasserreaktoren ist derzeit nur das Modul CPA für den Einsatz im Containment getestet. Auch hier steht eine eingehende Validierung aber noch aus.

Für den Kühlkreislauf eines SWR fehlen noch wesentliche Modellerweiterungen. Dies betrifft insbesondere die Darstellung des Kerns, die sich maßgeblich von der eines DWR unterscheidet, so dass schon die Strömungssimulation nur eingeschränkt durchführbar ist. Für die Phase der Kernzerstörung sind die notwendigen Modellentwicklungen von GRS und IRSN spezifiziert worden. Die Entwicklung wird aber maßgeblich von IRSN als Hauptentwickler getragen, wobei hier die Erfahrungen von GRS unablässig sind, da in Frankreich keine Erfahrungen mit SWR-Anlagen vorliegen. Hier muss mit Verfügbarkeit eines entsprechenden Moduls die GRS entsprechende Arbeiten durchführen. Derzeit werden in enger Zusammenarbeit mit der Entwicklung von ATHLET-CD Erfahrungen ausgetauscht und Teilmodelle dahingehend analysiert, inwieweit sie für den Einsatz in ASTEC verfügbar gemacht werden können.

Die gewonnenen Erkenntnisse fließen in die weitere ASTEC-Entwicklung ebenfalls mit ein.

7 Literatur

- /ALL 07/ Alleien, H.-J., et al.
Intensivierte Validierung der Rechenprogramme COCOSYS und ASTEC,
GRS-A-3330 (Hauptband), Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH, Köln, November 2007
- /CLE 07/ Clement, B., et al.
State of the Art Report on Iodine Chemistry, NEA-Report
NEA/CSNI/R(2007), Paris, Februar 2007
- /FAK 05/ Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse für
Kernkraftwerke
Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke,
Stand: August 2005, BfS-SCHR-37/05, Wirtschaftsverlag NW / Verlag für
neue Wissenschaft GmbH, Salzgitter ISSN 0937-4469,
ISBN 3-86509-414-7, Oktober 2005
- /GAU 05/ Gauntt, R. O., et al.
MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 1: Primer and User's Guide, Vol.2:
Reference Manual, NUREG/CR-6119, SAND2005-5713, Version 1.8.6,
September 2005
- /SCH 03/ Schwinges, B., et al.
Weiterentwicklung und Fortsetzung der Validierung des Containment-
Codesystems COCOSYS und des deutsch-französischen Integralcodes
ASTEC, GRS-A-2962, Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH, Köln, September 2003
- /SON 98/ Sonnenkalb, M.
Unfallanalysen für DWR vom mit dem Integralcode MELCOR 1.8.3
GRS-A-2579, Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH,
Köln, Juni 1998
- /SON 01/ Sonnenkalb, M.
Vergleich: ATHLET-CD mod 1.1G und MELCOR 1.8.4; GKN-2 -
Unfallablauf: Station Black-Out, GRS - V – SR 2306 - 3/2001, Gesellschaft
für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, August 2001

/SON 01a/ Sonnenkalb, M.

Unfallanalysen für DWR vom Typ KONVOI (GKN-2) mit dem Integralcode MELCOR 1.8.4, GRS-A-2954, Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, Dezember 2001

/URB 78/ Urbanic, V. F., T. R. Heidrick

High Temperature Oxidation of Zirkaloy-2 and Zircaloy-4 in Steam
Journal of Nuclear Materials, Vol. 75, 1978, pp. 251-261

8 Verteiler

| | | Exemplare: gedruckte Form | Exemplare: pdf |
|---------------------------|--|------------------------------|-------------------|
| BMWi | | | |
| Referat III B 4 | | 1 x | |
| GRS-PT/B | | | |
| Internationale Verteilung | (FIZ) | 40 x | |
| Projektbegleiter | (stu) | 3 x | 1 x |
| GRS | | | |
| Bereichsleiter | (erv, paa, prg, rot, stc, ver, zir) | | je 1 x |
| Abteilungsleiter | (poi, som, wil) | | je 1 x |
| Projektleiter | (row) | 1 x | 1 x |
| Projektbetreuung | (wal, ham) | | 1 x |
| Informationsverarbeitung | (nit) | | 1 x |
| Autoren | (erd, noh, ren, som) | je 1 x | |
| Bibliothek | (Köln) | 1 x | |
| Gesamtauflage: | | Exemplare | 50 |

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

Schwertnergasse 1
50667 Köln
Telefon +49 221 2068-0
Telefax +49 221 2068-888

Forschungszentrum
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