

博士論文

PRD を用いたレベル 2PRA を対象とするダイ
ナミック PRA に適用可能なソースターム評価
手法の開発

A development of source term evaluation
method using PRD applicable to dynamic
PRA for level 2 PRA

中村 康一

目 次

第 1 章 緒言	1
第 2 章 ソースターム PRD の構築.....	4
2.1 PRD 法の概要.....	4
2.2 ソースターム PRD の構築.....	6
2.2.1 メイン PRD.....	6
2.2.2 ソースターム PRD で評価対象とするプラント内現象の同定	10
2.2.3 サブ PRD	44
2.2.4 単純化したモデル又は事故進展解析結果に基づく評価.....	60
2.2.5 ソースターム PRD の性能評価.....	83
2.3 まとめ.....	95
第 3 章 ソースターム PRD を用いたレベル 2 ダイナミック PRA への適用性評 価.....	97
3.1 評価の方針.....	97
3.2 状態遷移評価に係る条件設定	99
3.2.1 状態遷移評価手法の選定.....	100
3.2.2 条件設定.....	111
3.2.3 DPRA 解析ツールの作成.....	116
3.3 MELCOR を適用したレベル 2DPRA.....	123
3.3.1 解析方針.....	123
3.3.2 解析条件の設定.....	123
3.3.3 MELCOR を適用したレベル 2DPRA 解析結果.....	127
3.4 メタモデルを適用したレベル 2DPRA (CV 破損に至るまでの解析)	153
3.4.1 解析方針.....	153
3.4.2 メタモデルのモデリング.....	153
3.4.3 基本事故シナリオの解析.....	171
3.4.4 メタモデルを適用したレベル 2DPRA	178
3.5 ソースターム PRD の適用性評価	189
3.5.1 概要.....	189
3.5.2 レベル 2DPRA の解析結果の比較	189
3.5.3 レベル 2DPRA における計算負荷の比較.....	214
3.5.4 ソースターム PRD を適用したレベル 2 ダイナミック PRA の検討.....	219
3.6 まとめ.....	224

第 4 章 結言	227
参考文献	230
謝辞	233

目 次

図 1-1 格納容器イベントツリーを用いたレベル 2PRA とレベル 2 ダイナミック PRA の手法比較イメージ	3
図 2.1-1 PRD の基本構造	5
図 2.2-1 ソースターム PRD のメイン PRD と主要なサブ PRD	9
図 2.2-2 プラント内重要現象の評価方法と評価結果の反映先	43
図 2.2-3 Cs 挙動サブ PRD の構造	52
図 2.2-4 CV 機能喪失前の Cs 除去効果に関するサブ PRD の構造 (Cs 挙動サブ PRD の一部)	52
図 2.2-5 エアロゾル粒径に関するサブ PRD (Cs 挙動サブ PRD の一部)	53
図 2.2-6 Mason の式に従う湿分の吸収に伴うエアロゾル粒子径の試算	53
図 2.2-7 MCCI による CV 内圧上昇を評価するための PRD	58
図 2.2-8 MCCI によるガス発生への寄与を考慮した CV 機能喪失時の CV 圧力の累積確 率	59
図 2.2-9 ソースターム PRD による Cs のプラント内分布の推移の解析結果	89
図 2.2-10 MELCOR による Cs のプラント内分布の推移の解析結果 (SOARCA)	90
図 2.2-11 コンパートメント数による環境放出量への影響	90
図 2.2-12 ソースターム PRD による Cs の CV 内沈着割合の時間推移の解析結果 (沈 着効果別)	91
図 2.2-13 ソースターム PRD による不確かさを含む Cs のプラント内浮遊割合の時間 推移の解析結果	91
図 2.2-14 ソースターム PRD による Cs の環境への方放出量の累積発生頻度の評価結 果	92
図 2.2-15 Cs の環境への放出割合の解析結果の比較 (MELCOR [SOARCA]、ソースタ ーム PRD)	92
図 3.2-1 DPRA の状態遷移と状態遷移確率のイメージ	109
図 3.2-2 ADAPT の DET 評価の概念図 (クリープ累積損傷パラメータの累積分布関数)	110
図 3.2-3 ADAPT の DET 評価の概念図 (DET と計算プロセス実行の様子)	110
図 3.2-4 レベル 2DPRA の適用性評価の対象とする SBO 事故シナリオの基本イベン トツリーの構造	115
図 3.2-7 DPRA ツールの構成図	120
図 3.2-8 DPRA ツールにおける分岐計算のロジック	121
図 3.2-9 DPRA における分岐ロジックの MELCOR への実装方法	122
図 3.3-1 MELCOR の SUrry プラントノード分割図	126

図 3.3-2 SG 水位 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)	132
図 3.3-3 SG 水位 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損ケースのみ)	132
図 3.3-4 SG 水位 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグクリーブ破損ケ ースのみ)	133
図 3.3-5 SG 水位 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、TI-SGTR ケースのみ)	133
図 3.3-6 一次系水量 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)	134
図 3.3-7 一次系水量 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損ケースのみ)	134
図 3.3-8 一次系水量 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグクリーブ破損 ケースのみ)	135
図 3.3-9 一次系水量 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、TI-SGTR ケースのみ)	135
図 3.3-10 ダウンカム水位 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)	136
図 3.3-11 ダウンカム水位 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損ケ ースのみ)	136
図 3.3-12 ダウンカム水位 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグク リーブ破損ケースのみ)	137
図 3.3-13 ダウンカム水位 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、TI-SGTR ケ ースのみ)	137
図 3.3-14 被覆管最高温度 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)	138
図 3.3-15 被覆管最高温度 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損ケ ースのみ)	138
図 3.3-16 被覆管最高温度 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグク リーブ破損ケースのみ)	139
図 3.3-17 被覆管最高温度 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、Ti-SGTR ケ ースのみ)	139
図 3.3-18 炉心からの水素発生量 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、全ケ ース)	140
図 3.3-19 炉心からの水素発生量 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、CV 過 圧破損 ケースのみ)	140
図 3.3-20 炉心からの水素発生量 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、ホ ットレ グク リーブ破損 ケースのみ)	141
図 3.3-21 炉心からの水素発生量 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、Ti-S GTR ケ ースのみ)	141
図 3.3-22 加圧器圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)	142

図 3.3-23 加圧器圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損ケースのみ)	142
図 3.3-24 加圧器圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグクリープ破損ケースのみ)	143
図 3.3-25 加圧器圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、Ti-SGTR ケースのみ)	143
図 3.3-26 蒸気発生器二次側圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)	144
図 3.3-27 蒸気発生器二次側圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損ケースのみ)	144
図 3.3-28 蒸気発生器二次側圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグクリープ破損ケースのみ)	145
図 3.3-29 蒸気発生器二次側圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、Ti-SGTR ケースのみ)	145
図 3.3-30 CV 圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)	146
図 3.3-31 CV 圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損ケースのみ)	146
図 3.3-32 CV 圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグクリープ破損ケースのみ)	147
図 3.3-33 CV 圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、Ti-SGTR ケースのみ)	147
図 3.3-34 CV 圧力 (一次系強制減圧のみ、ADAPT 設定値別) (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果 : 事故後 25 時間まで)	148
図 3.3-35 CV 圧力 (一次系強制減圧のみ、ADAPT 設定値別) (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、事故後 150 時間まで)	148
図 3.3-36 CV 圧力 (CV 過圧破損のみ、ADAPT 設定値別) (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、事故後 25 時間まで)	149
図 3.3-37 CV 圧力 (CV 過圧破損のみ、ADAPT 設定値別) (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、事故後 150 時間まで)	149
図 3.3-38 分岐確率とイベントツリーとの関係	150
図 3.3-39 CV 過圧破損及び DCH の条件付き発生確率 (累積値) (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損のみ)	151
図 3.3-40 CV 過圧破損及び DCH の条件付き発生確率 (累積値) (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、DCH のみ)	151
図 3.3-41 CV 破損の累積頻度 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果)	152
図 3.4-1 PWR プラントメタモデル	164

図 3.4-2 RV ノード (蒸気量)	165
図 3.4-3 PORV 流量.....	165
図 3.4-4 SRV 流量.....	166
図 3.4-5 RV 破断蒸気流量.....	166
図 3.4-6 炉心溶融猶予時間.....	167
図 3.4-7 RV ノード (冷却材水量)	167
図 3.4-8 RV 破断冷却材流量.....	168
図 3.4-9 CV ノード (蒸気量)	168
図 3.4-10 CV 破断蒸気流量	169
図 3.4-11 CV ノード (冷却材水量)	169
図 3.4-12 メタモデル、計算フロー	170
図 3.4-13 RV 圧力 (メタモデル)	174
図 3.4-14 RV 水位 (メタモデル)	174
図 3.4-15 CV 圧力 (メタモデル)	175
図 3.4-16 SG 冷却材質量 (メタモデル)	175
図 3.4-17 CV 温度 (メタモデル)	176
図 3.4-18 加圧器逃がし弁流量 (第 1 弁) (メタモデル)	176
図 3.4-19 加圧器逃がし弁流量 (第 2 弁) (メタモデル)	177
図 3.4-23 SG 冷却材質量 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)	181
図 3.4-24 SG 冷却材質量 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、CV 破損ケースのみ)	181
図 3.4-25 SG 冷却材質量 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグクリーブ破損ケースのみ)	182
図 3.4-26 SG 冷却材質量 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、Ti-SGTR ケースのみ)	182
図 3.4-27 RV 水位 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)	183
図 3.4-28 RV 水位 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、CV 破損ケースのみ)	183
図 3.4-29 RV 水位 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグクリーブ破損ケースのみ)	184
図 3.4-30 RV 水位 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、Ti-SGTR ケースのみ)	184
図 3.4-31 加圧器圧力 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)	185
図 3.4-32 加圧器圧力 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、CV 破損ケースのみ)	185
図 3.4-33 加圧器圧力 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグクリーブ破	

損ケースのみ)	186
図 3.4-34 加圧器圧力 (メタモデル: レベル 2DPRA 解析結果、Ti-SGTR ケースのみ)	186
図 3.4-35 CV 圧力 (メタモデル: レベル 2DPRA 解析結果、一次系強制減圧ケースのみ)	187
図 3.4-36 CV 圧力 (メタモデル: レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損ケースのみ)	187
図 3.4-37 CV 過圧破損の条件付き発生確率 (累積値) (メタモデル: レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損)	188
図 3.4-38 CV 過圧破損の条件付き発生確率 (累積値) (メタモデル: レベル 2DPRA 解析結果、DCH)	188
図 3.5-1 CV 破損時間に対する Cs の環境への放出割合 (MELCOR によるレベル 2DPRA 解析結果)	200
図 3.5-2 CV 破損時間に対する Cs の環境への放出割合の不確かさ分布 (MELCOR によるレベル 2DPRA 解析結果)	200
図 3.5-3 Cs の環境への放出割合の発生確率 (MELCOR によるレベル 2DPRA 解析結果)	201
図 3.5-4 区間分割別の Cs の環境への放出割合の発生頻度 (MELCOR によるレベル 2DPRA 解析結果)	201
図 3.5-5 Cs の環境への放出割合別の発生頻度の不確かさ分布 (MELCOR によるレベル 2DPRA 解析結果)	202
図 3.5-6 Cs の環境への放出割合の CCDF (MELCOR によるレベル 2DPRA 解析結果)	202
図 3.5-7 CV 破損時間に対する Cs の環境への放出割合 (MELCOR ライブラリを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)	203
図 3.5-8 CV 破損時間に対する Cs の環境への放出割合の不確かさ分布 (MELCOR ライブラリを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)	203
図 3.5-9 Cs の環境への放出割合の発生頻度 (MELCOR ライブラリを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)	204
図 3.5-10 区間分割別の Cs の環境への放出割合の発生頻度 (MELCOR ライブラリを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)	204
図 3.5-11 Cs の環境への放出割合別の発生頻度の不確かさ分布 (MELCOR ライブラリを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)	205
図 3.5-12 Cs の環境への放出割合の CCDF (MELCOR ライブラリを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)	205
図 3.5-13 CV 破損時間に対する Cs の環境への放出割合 (メタモデルを適用したソ	

スターム PRD の 2DPRA 解析結果)	206
図 3.5-14 CV 破損時間に対する Cs の環境への放出割合の不確実さ分布 (メタモデルを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)	206
図 3.5-15 Cs の環境への放出割合の発生頻度 (メタモデルを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)	207
図 3.5-16 区間分割別の Cs の環境への放出割合の発生頻度 (メタモデルを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)	207
図 3.5-17 Cs の環境への放出割合別の発生頻度の不確実さ分布 (メタモデルを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)	208
図 3.5-18 Cs の環境への放出割合の CCDF (メタモデルを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)	208
図 3.5-19 放出区間別の Cs の環境への放出割合の発生頻度 (3 ケースの比較)	209
図 3.5-20 CV 破損時間に対する Cs の環境への放出割合 (3 ケースの比較)	209
図 3.5-21 15hr 以前の CV 破損シナリオの Cs の環境への放出割合の不確実さ分布 (3 ケースの比較)	210
図 3.5-22 15hr 以降の CV 破損シナリオの Cs の環境への放出割合の不確実さ分布 (3 ケースの比較)	210
図 3.5-23 Cs の環境への放出割合の CCDF (3 ケースの比較)	211
図 3.5-24 CV 破損要因割合 (事故後早期 (15 時間以内)、MELCOR)	211
図 3.5-25 CV 破損要因割合 (事故後後期 (15 時間以降)、MELCOR)	212
図 3.5-26 CV 破損要因割合 (事故後早期 (15 時間以内)、メタモデル)	212
図 3.5-27 CV 破損要因割合 (事故後後期 (15 時間以降)、メタモデル)	213

表 目 次

表 2.2-1 SBO を起因とする事故シナリオにおいて環境への Cs 放出挙動に影響を与える可能性がある判定された物理現象と物理要因	23
表 2.2-2 Cs の環境放出量に対する影響度の判断指標	33
表 2.2-3 全交流電源喪失における抽出された物理現象一覧（①CV 機能喪失時の CV 内 Cs 浮遊量）	37
表 2.2-4 全交流電源喪失における抽出された物理現象一覧（①CV 機能喪失時の CV 内 Cs 浮遊量）	38
表 2.2-5 全交流電源喪失における抽出された物理現象一覧（② CV 機能喪失後の Cs 再蒸発）	39
表 2.2-6 全交流電源喪失における抽出された物理現象一覧（② CV 機能喪失後の Cs 再蒸発）	40
表 2.2-7 全交流電源喪失における抽出された物理現象一覧（③ Cs 環境放出の継続時間、④ Cs 環境放出流量）	41
表 2.2-8 全交流電源喪失における抽出された物理現象一覧（③ Cs 環境放出の継続時間、④ Cs 環境放出流量）	42
表 2.2-9 MCCI による Cs の環境への放出量に与える影響	57
表 2.2-10 MELCOR の物理モデルとソースターム PRD のモデル設定方法（事故フェーズ 1：炉心損傷～RV 破損）	76
表 2.2-11 MELCOR の物理モデルとソースターム PRD のモデル設定方法（事故フェーズ 2：RV 破損～CV 機能喪失）	78
表 2.2-12 MELCOR の物理モデルとソースターム PRD のモデル設定方法（事故フェーズ 3：CV 機能喪失後）	80
表 2.2-13 事故進展解析結果に基づき設定するソースターム PRD の解析条件	81
表 2.2-14 ソースターム PRD の入力条件となる主要なプラント情報	82
表 2.2-15 ソースターム PRD における性能評価の主要な解析条件	85
表 2.2-16 SOARCA 解析の不確かさ解析の基本的な条件	89
表 3.2-1 連続時間法と離散時間法を含む DPRA の 3 手法の比較	108
表 3.2-2 状態遷移パラメータの設定値一覧（括弧内は累積確率）	115
表 3.3-2 一次系の安全弁／逃がし弁の設定点	125
表 3.3-3 二次系の安全弁／逃がし弁の設定点	125
表 3.4-1 一次系の安全弁／逃がし弁の設定点	164
表 3.4-2 二次系の安全弁／逃がし弁の設定点	164
表 3.4-3 事象発生時刻の比較	173
表 3.5-1 実機事故条件の解析時間試算に係る条件	218

表 3.5-2 各手法によるレベル 2DPRA に要する計算時間の比較.....	218
表 3.5-3 実機プラント条件にレベル 2 ダイナミック PRA の解析時間の試算結果..	218
表 3.5-4 3 ケースの解析結果の特徴の比較	221

略 語 表 (1 / 2)

略語	綴り	日本語
ACC	Accumulator	蓄圧器
ADAPT	Analysis of Dynamic Accident Progress Trees	
ADS	Accident Dynamic Simulation methodology	
AM	Accident Mnagement	アクシデントマネジメント
ATWS	Anticipated Transients Without Scram	スクラム不能過渡変動
BAF	Bottom of Active Fuel	有効燃料底部
BE	Best Estimate	最適評価
BEPU	Best Estimate Plus Uncertainty	
CCDF	Complementary Cumulative Distribution Function	相補累積分布関数
CFF	Containment Failure Frequency	格納容器破損頻度
CHF	Critical Heat Flux	限界熱流束
CMMC	Continuous Markov Chain Monte Carlo	連続マルコフ過程モンテカルロ
CV	Containment Vessel	格納容器
DCH	Direct Containment Heating	格納容器雰囲気直接加熱
DDET	Discrete Dynamic Event Tree	離散型動的イベントツリー
DENDROS	Dynamic Event Network Distributed Risk-Oriented Scheduler	
DET	Dynamic Event Tree	動的イベントツリー
DETAM	Dynamic Event Tree Analysis Method	
DPRA	Dynamic PRA	レベル 2 ダイナミック確率論的リスク評価
DYLAM	Dynaic Logical Analytical Methodology	
ECCS	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却装置
ET	Event Tree	イベントツリー
FCI	Fuel-Coolant Interaction	燃料-冷却材相互作用
FCVS	Filtered Containment Venting System	フィルタードベントシステム
FP	Fission Product	核分裂生成物
IPE	Individual Plant Examination	個別プラントの安全評価

略 語 表 (2 / 2)

略語	綴り	日本語
IS-LOCA	Interface System LOCA	インターフェイスシステム LOCA
LHS	Latin hypercube sampling	ラテン超方格サンプリング
LOCA	Loss of coolant accident	冷却材喪失事故
LTSBO	Long-Term Station Blackout	長期全交流電源喪失
MC	Monte Carlo	モンテカルロ
MCCI	Molten Core Concrete Interaction	溶融炉心コンクリート反応
MCDET	Monte Carlo Dynamic Event Tree	
MCMC	Markov chain Monte Carlo	マルコフ過程モンテカルロ 法
MSIV	Main Steam Isolation Valve	主蒸気隔離弁
PAR	Passive Autocatalytic Recombiner	触媒式水素再結合装置
PIRT	Phenomena Identification Ranking Table	
PORV	Power Operated Relief Valve	加圧器逃し弁
PRA	Probabilistic Risk Assessment	確率論的リスク評価
PRD	Phenomenological Relationship Diagram	
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型軽水炉
RCP	Reactor Coolant Pump	原子炉冷却材ポンプ
RCS	Reactor Coolant System	原子炉冷却系
RV	Reactor Vessel	原子炉容器
SA	Severe Accident	シビアアクシデント
SBO	Station Black Out	全交流電源喪失
SG	Steam Generator	蒸気発生器
SOARCA	State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses	
SRV	Safety Relief Valve	加圧器逃し安全弁
STPRD	Source Term PRD	ソースターム PRD
Ti-SGTR	Thermally Induced Steam Generator Tube Rupture	温度誘因蒸気発生器伝熱管 破損
V&V	Verification and Validation	検証と妥当性確認

第1章 緒言

福島第一発電所事故を契機に、国内では原子力発電所の安全性向上にあたりリスク情報の活用が積極的に進められている。確率論的リスク評価（PRA: Probabilistic Risk Assessment）は、発電所のリスクを定量的に評価することができる有用な手段である。

本研究の目的は、Phenomenological Relationship Diagram (PRD)を用いて原子力事故時の環境への核分裂生成物（FP: Fission Product）の放出リスクを評価可能なレベル2ダイナミック確率論的リスク評価（DPRA: Dynamic PRA）に適用可能なソースターム評価手法を開発するとともに、具体的な適用方法を提案することである。

DPRAは、事故シナリオの展開をイベントツリーは用いずに、事故進展解析の統計的な実施により直接リスク値を定量化する方法論である。従来のイベントツリーを用いたPRAに比べ、事故シナリオの挙動変化やリスクの時間的変化をより詳細に扱うことができることが特徴であり（図 1-1）、DPRAを実際の原子力プラントのリスク評価に活用することができれば大幅なリスク活用の向上につながる。しかし、DPRAの実施には膨大な解析ケースの事故進展解析が必要となるため、計算負荷が非常に大きく、従来の事故進展解析手法を用いた方法では実施が難しく研究段階にある。DPRAの計算負荷の大きさを解決するための研究としては、これまでも多くの研究が実施されており、それらは主に二つのアプローチに分類される。

一つは、事故進展に伴う状態遷移評価の合理化あるいは効率化をはかり、解析ケース数を低減するものである。そのようなアプローチで開発された評価手法の一つの例としては、ADAPT（Analysis of Dynamic Accident Progress Trees）^[1]が挙げられる。本手法ではシビアアクシデント（SA: Severe Accident）解析の実施により状態遷移の確率を評価する過程で、状態遷移を離散化して取り扱い、動的 イベントツリーを生成する。これによりモンテカルロ（MC: Monte Carlo）法などによる大量計算を回避することが可能となり、計算負荷の大幅な低減を可能としている。

そしてもう一つのアプローチは、事故進展解析の計算負荷の低減が挙げられる。事故進展解析はプラント内の複雑な挙動の解析が必要であり、一般的に解析にかかる計算負荷が非常に大きい。もし事故進展解析の解析対象とする現象を絞り込むことや、数値解析手法の効率化などによりソースターム評価を高速化することができれば、計算負荷の低減が可能となる。大阪大学の研究^{[2][3]}ではDPRA手法の開発に当たり、状態遷移手法として計算負荷が非常に大きい連続マルコフ過程モンテカルロ（CMMC: Continuous Markov Chain Monte Carlo）法を用いる一方で、熱水力応答解析手法として効率的な評価が可能なメタモデルを開発することで、高速炉の事故シナリオに対する試評価を実現している。

本研究は、後者のアプローチに相当するものである。すなわち、計算負荷が十分低

いながらも事故時のプラント内現象を適切に評価し、それらの影響を考慮した環境へのFPの放出量を評価可能な手法を開発する。

環境へのFPの放出量に関する評価手法の開発にあたり、レベル2PRAのSA現象の確率評価などに適用事例があるPRDを適用した。PRDは定量化対象の事象（頂上事象）を階層的に素事象へ分解し、単純化された関数ゲートにより素事象同士の相互作用を定量化することで、頂上事象の定量値を得る手法である。そのような特徴から現象論的な分析を適切に反映しつつも、数値解析的な膨大な計算負荷を回避した定量化が可能となる。本研究の実施の流れを以下に示す。

事故時の環境へのFP放出量を頂上事象とするPRD（ソースタームPRD）を構築する。環境へのFPの放出の評価指標は、事故時の環境へ放出されるセシウム137（Cs）の放出量とする。Csは高い揮発性及び拡散性を示し半減期が長く、大規模な炉心損傷を伴うSA時には周囲の土地汚染の主要影響核種となる。SA時に環境へ放出されるCs量は、事故進展中にプラント内で発生する様々な現象により左右される。ソースタームPRDでこのようなプラント内で発生する現象の影響を適切に反映するために、Csの環境放出量に寄与が大きい現象の同定を行い、それらによるCsの環境への放出量への影響の定量化方法を構築する。

次に構築したソースタームPRDの妥当性を確認するために、加圧水型軽水炉（PWR）の米国Surryプラントを対象に緩和策を含まないLong-Term Station Blackout（LTSBO）シナリオを対象としたソースターム解析を実施する。State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses（SOARCA）プロジェクトにて実施されたSA解析コードMELCORコード¹⁴による同シナリオの解析結果との比較を行い、両者の整合性を評価する。

次に構築したソースタームPRDのレベル2DPRAへの適用性を示すために、ソースタームPRDを適用したレベル2DPRA解析を実施する。比較のためMELCOR ver. 2.1にADAPTを組み合わせた解析を同じ条件により実施する。両者の解析結果の整合性及び計算負荷の十分性を評価する。

最後にソースタームPRDの適用範囲及び計算負荷に関する特徴に応じた実機プラントの実際の条件におけるレベル2DPRAへの適用方法について考察した。

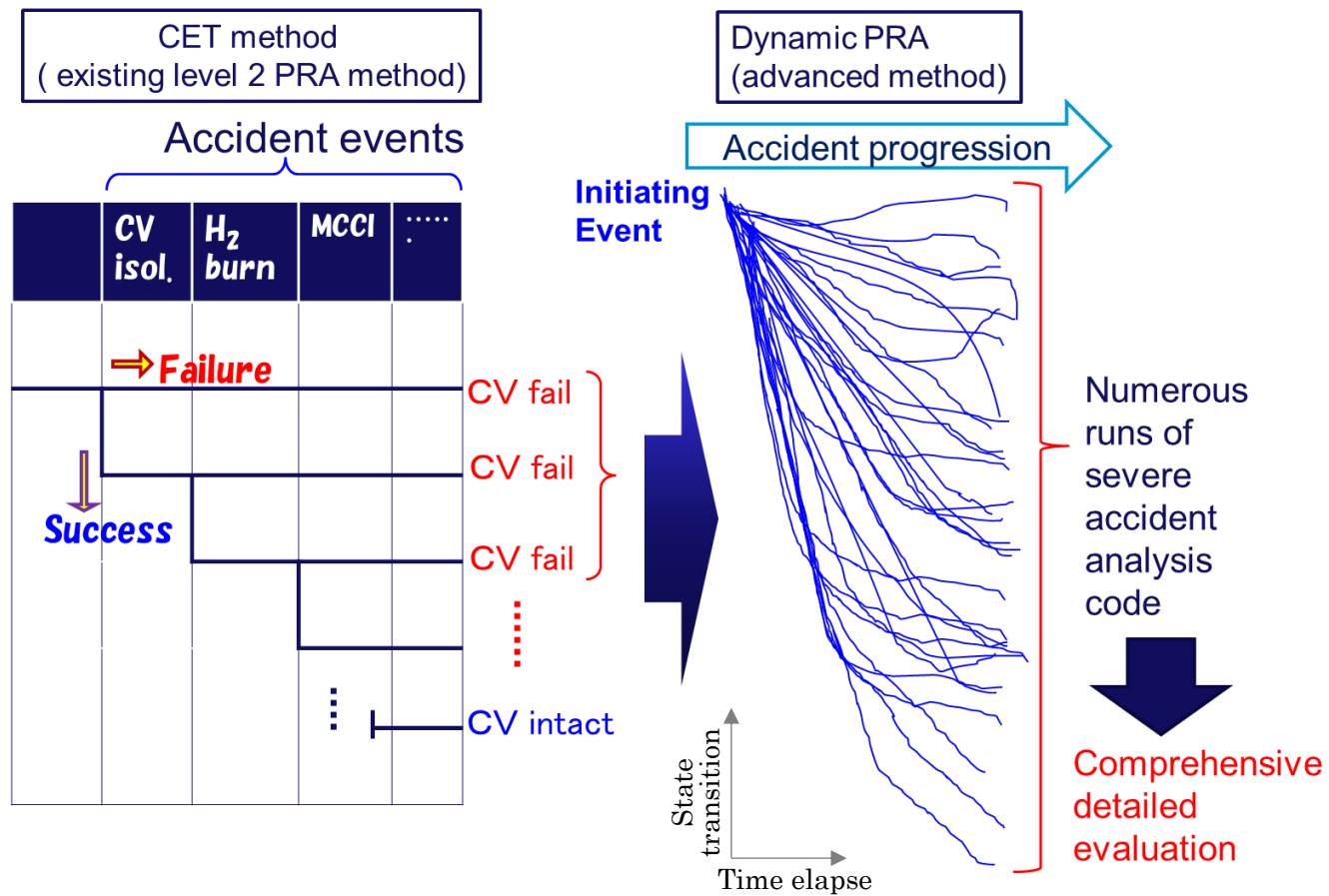


図 1-1 格納容器イベントツリーを用いたレベル 2PRA とレベル 2 ダイナミック PRA の手法比較イメージ

第2章 ソースタームPRDの構築

2.1 PRD法の概要

本研究でソースターム評価手法として適用するPRDは、元々はサンディア国立研究所^[5]や原子力安全基盤機構^[6]により、高速炉のPRA向けに開発された手法である。最近では軽水炉のレベル2PRAにおいてSA現象による格納容器破損頻度（CFF: Containment Failure Frequency）の評価に適用した事例もある^[7]。PRDでは、評価目的の事象（頂上事象）に対し、それを構成する事象（素事象）を下位に展開する。さらに素事象同士の相互作用を考慮した関数ゲートを素事象と頂上事象の間に設定する（図 2.1-1）。このような関数ゲートを定量化することで頂上事象を評価する。

PRDの構成としては、主にメインPRDとサブPRDに分割される。メインPRDは、PRDの主幹部を表わすもので、頂上事象とそれを構成する上位の要素を記述するのが役割である。また、サブPRDはメインPRDのさらに下位に展開されている層を指し、PRDを定量化するための具体的な関数ゲートや物性値やパラメータがその中に含まれる。

頂上事象は目的に応じて設定可能であり、例えば水素燃焼による格納容器（CV: Containment Vessel）破損に至る頻度などが設定可能である。頂上事象の種類によっては、素事象や関数ゲートの構造が複雑になる場合や多層構造となることがある。

本研究では頂上事象に環境へ放出されるCs量を設定したPRDを構築する。PRDを適用することで、プラント内のFP挙動に関連する素現象の影響を考慮しつつ、数値解析的な膨大な計算負荷を回避しながら最適な評価の実施が期待できる。

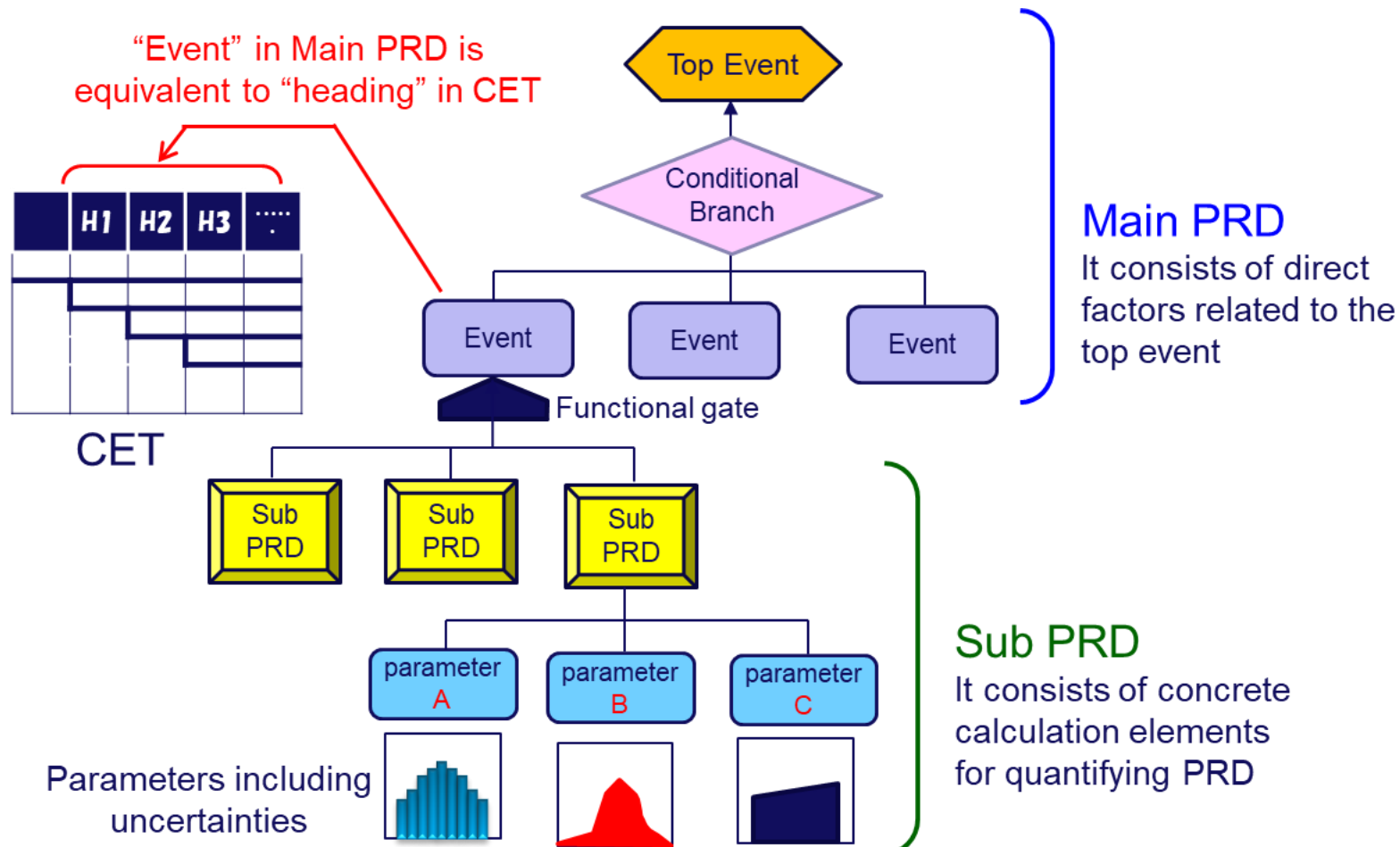


図 2.1-1 PRD の基本構造

2.2 ソースターム PRD の構築

ソースタームPRDでは事故時の環境へのCs放出量を頂上事象とし、それを構成する事象（素事象）を下位に展開する。頂上事象とCsの環境への放出量に直接的な物理関係を持つ上位要素を記述するメインPRDと、メインPRDの下位に展開され、メインPRDで記述される上位要素を定量化するための具体的な関数ゲート、物性値又はパラメータを記述するサブPRDから構成する。本節ではこれらの具体的な構築方法を示す。事故シナリオごとにプラント内における事故進展が異なるため、環境へのCsの放出に寄与する要素が変化し、PRDの構造が異なることが考えられる。本研究ではLTSBOに起因した炉心損傷に至る事故シナリオに対し、ソースタームPRDを構築しレベル2DPRAへの適用性を評価する。その結果に基づき他の事故シナリオへの拡張性を評価することで、実際の条件におけるレベル2DPRAへの適用性を評価する。

なお本研究の対象とする解析対象とする事象時期は、事故発生から事故収束に至るまでの期間とする。事故収束の考え方は2.2.2.2節で説明する。

2.2.1 メイン PRD

ソースタームPRDのメインPRDの基本的な考え方を示す。環境の気相中へ放出されるCsは、CV内圧を駆動力とするプラント外への移行を想定する。その他の放出要因として、プラント内外の物質濃度や温度の差により生じる拡散現象も考えられるが、主な評価時期である事故直後においてはその影響は小さいと考えられるため対象外とする。CV内圧により環境へ放出されるCsの量は、「放出流量」「放出時間」「CV内浮遊Cs量」により評価する（図 2.2-1）。

「放出流量」はCVから環境への気相流量を表わす。「放出時間」はCV破損からの経過時間を表わす。「CV内浮遊Cs量」はCV内に浮遊するCsの量を表わす。浮遊するCsには、ガス状のものとエアロゾル状のものが含まれるが、それらを区別せずに扱う。また「放出流量」「放出時間」及び「CV内浮遊Cs量」は相互作用を持つ。例えば放出流量に応じてCV内浮遊Cs量は変化する。このような相互作用を時間依存の浮遊Cs量の変化に関連付けて次式により評価する。

$$\frac{dm(t)}{dt} \cdot V = -m(t) \cdot v(t) \cdot S - (\lambda + \kappa) \cdot m(t) \cdot V + W(t) \quad (1)$$

ここで、

- $m(t)$: 時刻 t における CV 内浮遊 Cs 濃度 [kg/m^3]
- V : CV 体積 [m^3]
- $v(t)$: CV リーク口からの Cs 放出速度 [m/s]
- S : CV リーク面積 [m^2]

- λ : 自然沈着効果による Cs 除去速度[s⁻¹]
 κ : 影響緩和策による Cs 除去速度[s⁻¹]
 $W(t)$: 再蒸発速度 [kg/s]

式(1)の左辺は単位時間当たりのCV内浮遊Cs量の増加量を表わす。また右辺第一項は環境への放出速度、第二項は沈着速度、そして第三項は再蒸発速度を表わす。本評価では、ソースタームPRDの評価開始時期はCV破損時とした。これは、プラントのFPの閉じ込め機能を失い大量にCsが環境へ放出され始める時間に相当する。時刻tはCV破損からの経過時間を意味する。

放出速度 $v(t)$ は非圧縮流体で、等温過程を仮定すると、ベルヌーイの式より以下の通り求まる。

$$v(t) = \left\{ \frac{2RT_0}{M_0} \ln \frac{\rho(t)}{\rho_0} \right\}^{1/2} \quad (2)$$

ここで、

- $\rho(t)$: 時刻 t における CV 内の気体の密度 [kg/m³]
 ρ_0 : CV 破損時の CV 内の気体の密度 [kg/m³]
 R : 気体定数 [m²·kg/(s²·K¹·mol¹)]
 T_0 : CV 破損時の CV 内雰囲気温度 [K]
 M : CV 内気体の分子量 [kg/mol]

これを適用し、式(1)より $m(t)$ が得られる。事故開始から事故収束に至るまでの経過時間 t_c におけるCV内浮遊Cs量 $M_{cv}(t_c)$ 、CV内Cs除去量 $M_{rem}(t_c)$ 及び環境へのCs放出量 $M_{rel}(t_c)$ はそれぞれ次の通り評価できる。

$$M_{cv}(t_c) = m(t_c) \cdot V \quad (3)$$

$$M_{rel}(t_c) = S \int_0^{t_c} m(t)v(t)dt \quad (4)$$

$$M_{rem}(t_c) = \int_0^{t_c} ((\lambda + \kappa)m(t) \cdot V + W(t))dt \quad (5)$$

上記の通り、CV内浮遊Cs量を定量化することで事故収束時の環境へのCs放出量をはじめ、Cs存在量の分布を得ることができる。さらに、プラント内で生じる様々な現

象の影響は、「放出流量」「放出時間」「CV内浮遊Cs量」への寄与をサブPRD等で定量化することで評価可能となる（次節以降）。

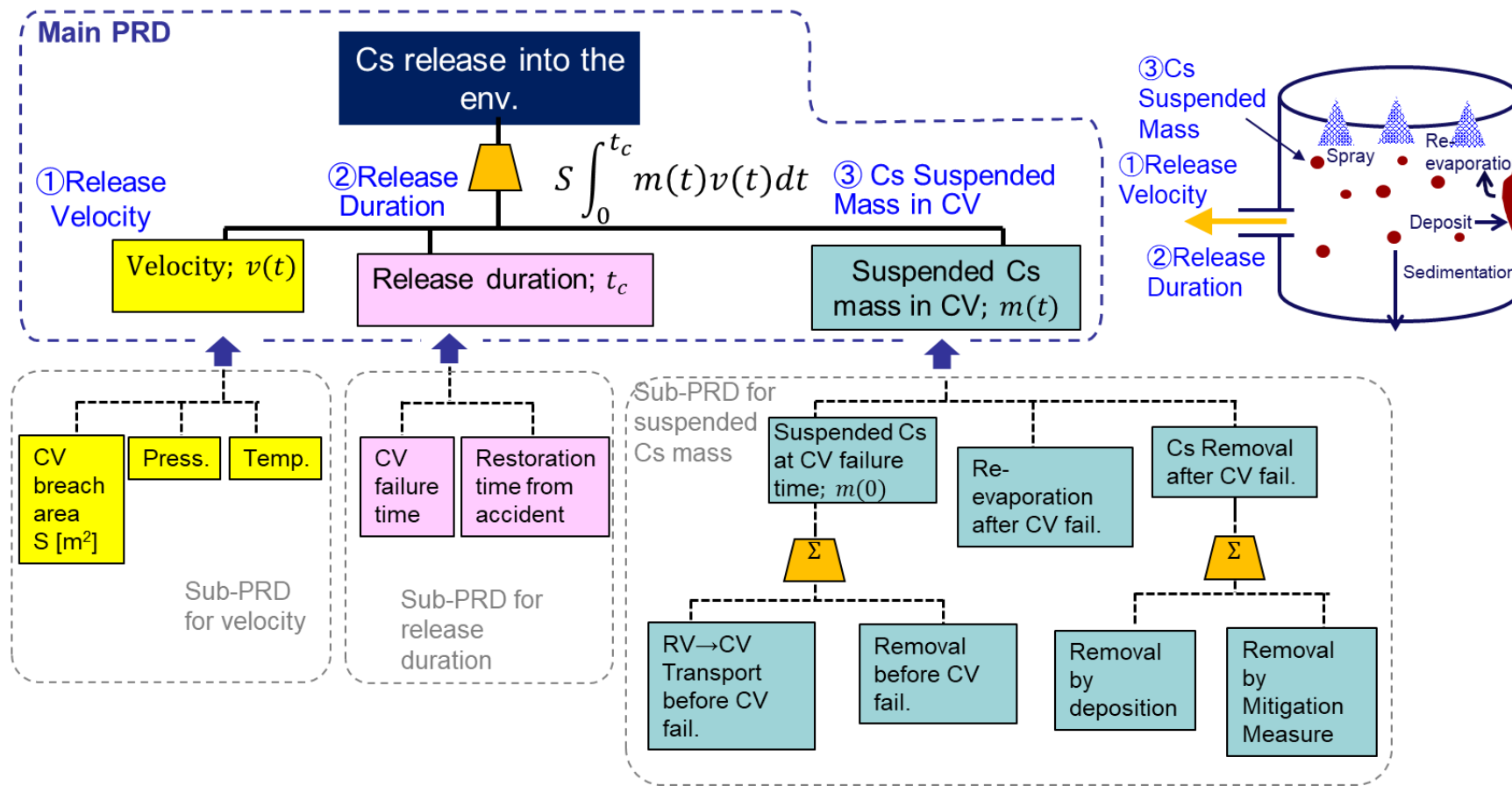


図 2.2-1 ソースターム PRD のメイン PRD と主要なサブ PRD

2.2.2 ソースターム PRD で評価対象とするプラント内現象の同定

SA時のプラント内では様々な現象が発生しCsの環境放出量に影響を及ぼす。ソースタームPRDにおいては、これらの影響は主にサブPRDにて評価する。ここでは評価すべき事故時のプラント内現象（プラント内重要現象）の同定を行う。

同定にあたってはPIRT（Phenomena Identification Ranking Table）^[8]手法を参考に分析を実施した。PIRTとは、設計評価項目と各基本単位で発生する現象を表形式で組み合わせ、評価結果への影響の大きさ等の観点で専門家によりランク付けすることで、発生現象の重要度を考慮して課題を抽出できる表作成の手法及び表の作成結果である。PIRTは目的に応じて、様々な評価に適用可能である。例えば、BEPU（Best Estimate Plus Uncertainty）^[9]はこれまで、軽水炉の冷却材喪失事故（LOCA: Loss of coolant accident）などを対象に最適評価（BE: Best Estimate）コードを用いた安全評価を中心に実用化が図られ、海外では安全規制への適用例も存在し、その検討にあたってPIRTは活用されてきた。また近年BEPUは、熱水力をはじめ、炉物理、燃料、シビアアクシデント、核分裂生成物ソースタームなどマルチフィジックス、マルチスケールの多様な関連分野を包含し、検証と妥当性確認（V&V: Verification and Validation）や スケーリング、統計手法など不確かさの議論に不可欠な課題、軽水炉以外の炉型、数値解析手法など、広範な関連課題を対象としている。

本研究ではまず重要現象の抽出対象とする物理領域を設定する。次に、物理領域ごとに想定事故シナリオの進展中に発生する現象を抽出する。抽出した物理現象に対して、環境へのCs放出量への影響度を判断するための指標を設定する。最後に、各領域の物理現象に対して、設定した指標をもとにプラント内重要現象の同定を行う。本研究の同定過程と実際のPIRT手法で異なる点は、重要現象の同定の過程において、専門家によるランク付け及び事故進展解析による感度解析は行わず、他者が実施したPIRT実施結果及び事故進展解析結果を参考に分析したことが挙げられる。

2.2.2.1 物理領域の設定

(1) 対象領域の設定対象となる原子炉施設、対象領域の選定

物理領域をA)~I)と設定し、発生する物理現象を整理することとした。この物理領域は、現象を一括することができる比較的独立性の高いコンポーネントに分類している。なお、原子炉容器（RV: Reactor Vessel）及びCVについては、炉心損傷前後において内部で発生する現象が大きく異なることから、領域の区分を炉心損傷前後で独立して定義することとした。RVについては領域定義も炉心損傷前後で変えている。各物理領域について説明する。

A) 炉心（核）

炉心はシステムにおける最も主要な熱源である。原子炉トリップまでの期間につい

ては核分裂出力が熱源として寄与し、原子炉トリップ後は崩壊熱が主要な熱源として寄与する。発生熱は燃料棒から冷却材に伝えられる。発生熱の推移により、LOCA、炉心損傷タイミングが変化し、Csの燃料からの放出タイミングへの影響がある。

B) 炉心（燃料）

燃料棒は燃料ペレット、燃料被覆管、及びそれらの間のギャップガスにより構成される。燃料棒から発生した熱エネルギーが冷却材へと放出される。燃料損傷状態が、その後のCs移行にも影響を与える。

C) 炉心（熱流動）

炉心では入口から流入した原子炉冷却材が燃料棒の間の菅群流路を流れ、燃料を冷却する。炉心内の出力分布と流入冷却材条件の不均一等のため、三次元的な流動による顕著な流量再配分が生じる可能性がある。事象進展中は二相流状態も生じ、気液各相の間に相変化、界面せん断、界面熱伝達といった質量、エネルギーの輸送プロセスが存在する複雑な現象が生じる。両相間の平行性により、混合流として簡略化した取り扱いに近似することが可能である。

原子炉冷却材には、ほう酸が溶解しており、その濃度分布の変化は核分裂出力の変化にも影響する。

D) 原子炉冷却系（RCS: Reactor Coolant System）

原子炉冷却系では炉心と蒸気発生器（SG: Steam Generator）をつないで冷却材が循環する。RCSでは熱源がないため、蒸気凝縮や構造材との熱伝達等の現象が生じる。RCS圧力バウンダリに接続される配管隔離弁の誤開又は破損により、原子炉冷却材が直接CV外に流出するインターフェイスシステムLOCA（IS-LOCA: Interface System LOCA）事象が想定される。

E) 加圧器

加圧器は逃がし弁、安全弁からの放出により、事象中の一次系の圧力変化に重要な役割を持つ。一次系圧力上昇時の抑制のために開放されると、冷却材がCVに蒸気として放出される。

F) SG

SGでは伝熱管を介して一次側、二次側の熱輸送が行われる。主給水及び補助給水系による給水、二次側圧力上昇抑制のための主蒸気安全弁及び逃がし弁の開放により水位維持に影響が生じる。

G) CV (炉心損傷前)

炉心損傷に至る前は、通常は一次系及び二次系から隔離された状態であるが、一次系破断が生じた場合は一次冷却材がCVへ放出される。原子炉冷却材は減圧により二相状態となり、冷却材はCV内のヒートシンクへ熱伝達する。再循環により一次系もしくはCV内に注入された冷却材は、凝縮熱伝達によりCV内の蒸気状態に影響する。

H) RV (炉心損傷後)

炉心が露出し、放射性崩壊や燃料被覆管の酸化反応により燃料がヒートアップすると、燃料ペレットの崩壊、燃料被覆管及び燃料の熔融に至る。燃料のヒートアップにより冷却材は次第にCV内に放出される。RV内に残された冷却材と熔融した炉心が相互反応すると、炉内水蒸気爆発又は水蒸気スパイクが発生する可能性がある。冷却材喪失後、下部プレナムに堆積した熔融デブリの熱的負荷によってRV破損に至る。

I) CV (炉心損傷後)

一次系配管の小口径破断LOCA又は全交流電源喪失や過渡事象の発生により、一次系の水位が緩やかに低下し、高圧状態のまま炉心損傷に至る場合、高圧状態で原子炉圧力容器が破損し、高圧の蒸気流と共に液滴状の熔融デブリがCV内に飛散する。この場合、飛散した液滴状熔融デブリからCV雰囲気への伝熱や熔融デブリ中に含まれる金属と水蒸気との酸化反応熱によってCV内が加温され、圧力が上昇する格納容器雰囲気直接加熱 (DCH: Direct Containment Heating) が発生することが想定される。

一次系配管の大口径破断LOCAの発生により、一次系が急速に減圧され、低圧状態で炉心損傷に至る場合、低圧状態で原子炉圧力容器が破損し、破損口から熔融デブリが原子炉下部キャビティ (以下、キャビティ) に落下する。キャビティへ落下した熔融炉心がキャビティ水に接触し、冷却材が急激に蒸発することによって炉外水蒸気爆発又は水蒸気スパイクが発生することが想定される。

RV破損口からCVに落下した熔融デブリは、キャビティ床に堆積しコンクリートとの相互作用である熔融炉心コンクリート反応 (MCCI: Molten Core Concrete Interaction) が始まる。ここで、堆積層の拡がりが大きく、堆積層の厚さが十分小さい場合は、注水によりキャビティ内に水張りされた冷却材プールや雰囲気、あるいは、コンクリートへの伝熱によって十分にデブリが冷却され、MCCIが抑制される可能性がある。十分に冷却がされない場合、侵食されたコンクリートに含まれる自由水、結合水が水蒸気となって熔融デブリ中の金属と反応することで、非凝縮性ガスがCV内に放出される。水素等の可燃性ガスについては、イグナイタや触媒式水素再結合装置 (PAR: Passive Autocatalytic Recombiner) による水素濃度低減に失敗、あるいは代替CVスプレイの効果により可燃領域まで濃度が上昇した場合、着火源の存在によって大規模な水素燃焼を引き起こす可能性がある。MCCIIによる水蒸気や非凝縮性ガスは

CV内を加圧・加温するため、CV圧力の上昇を判断基準として着手される代替CVスプレイやCV内自然対流冷却によるCV内除熱に成功しなければ、配管貫通部等においてCV過圧破損やCV過温破損に至る可能性がある。キャビティ内のデブリ冷却に失敗し、長期に渡ってコンクリート侵食が継続した場合には、CVのベースマットが貫通する可能性がある。ベースマットが貫通した場合は土壌を通じて環境中にCsが放出されることになる。

(2) 対象領域における物理現象

各物理領域において、本シナリオの事故推移を踏まえた物理現象の抽出を行う。ここでは本研究の対象とする緩和策を伴わないLTSBOを起因とする炉心損傷事故を含め、全交流動力電源喪失（SBO: Station Black Out）を起因とする事故全般のシナリオを対象に説明する。

(a) 事象の推移

まず事故シナリオの基本的な事象推移について示す。SBOは、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流電源も喪失し、重要度が特に高い安全機能を有する構造物、系統及び機器の交流電源が喪失する事象を想定する。

その際、全交流動力電源喪失に伴い、従属的に発生する原子炉補機冷却水系の機能喪失の重畳を考慮することにより、原子炉冷却材ポンプ（RCP: Reactor Coolant Pump）シール部へのシール水注入機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失し、RCPシール部からの冷却材の漏えいに至った場合（RCPシールLOCAが発生する場合）には、非常用炉心冷却装置（ECCS: Emergency Core Cooling System）等による冷却材の補給が行われないと炉心損傷に至る。

RCPシール部からの冷却材の漏えいは、CV圧力及び温度の上昇をもたらすが、漏えい量が限られていることより通常のLOCAと比較してCVの圧力及び温度の上昇は緩やかであり、RCSは高圧状態で推移する。

本事故シーケンスにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

SBOが発生すると原子炉トリップにより、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。崩壊熱はSG二次側へ伝熱され、二次側では給水及び蒸気放出により除熱がなされる。RCPのコーストダウンとともに一次系は強制循環から自然循環に徐々に移行するが、RCPシール部からの冷却材の漏えいにより一次系保有水量が減少することから、自然循環も停止する。自然循環停止後の崩壊熱除去はリフラックス冷却によって行われるが、冷却材の漏えいは継続するため、いずれは炉心露出、損傷に至る。炉心損傷後、RV内下部ヘッドに残された冷却材と溶融した炉心が相互反応すると、炉内水

蒸気爆発又は水蒸気スパイクが発生する可能性がある。

この事象（RCPシールLOCAが発生する場合）に対する炉心損傷防止対策としては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いて二次系を強制冷却し、かつ、加圧器逃し弁開放により一次系強制減圧を実施し、一次系を冷却及び減圧し、蓄圧注入を促進させること（フィードアンドブリード）で、事故初期の炉心冷却を確保しつつ、一次系圧力及び温度を一定状態に維持する。また、代替交流電源の確立後は蓄圧タンクの隔離を行い、二次系強制冷却の再開により一次系を冷却及び減圧して、燃料取替用水タンクを水源とした代替炉心注入手段により、炉心損傷を防止することができる。二次系強制冷却により、一次系圧力は急速に低下し、漏えい流量が減少するとともに、蓄圧注入が開始されるため一時的に一次系保有水量が回復する。蓄圧タンクの隔離後、更に冷却を継続し代替炉心注入を開始することにより、漏えい流量と注入流量が釣り合うことで一次系保有水量の安定状態が維持される。以降、炉心で発生した崩壊熱はリフラックス冷却と冷却材の漏えいにより除去され、炉心の冠水及び冷却状態は維持されることになる。

炉心損傷防止対策が作動しない場合、本事故シーケンスはRCPシール部から一次系冷却材が緩やかに漏えいするため、一次系が高圧状態のまま炉心損傷に至る。炉心損傷後のRVは高圧状態で破損し、溶融デブリが原子炉圧力容器からCVへ流出する時は、微細化してCV雰囲気へ飛散して、短時間で加熱・加圧するDCHが発生する。前述の加圧器逃し弁開放による一次系強制減圧が成功した場合は、RV内が低圧状態になり、DCH及び溶融デブリの飛散を防ぐことができる。

一次系強制減圧により、RVが低圧状態で推移する場合、炉心損傷後の溶融デブリは原子炉圧力容器破損後にキャビティに落下する。キャビティへ落下した溶融炉心がキャビティ水に接触し、冷却材が急激に蒸発することによって水蒸気爆発又は水蒸気スパイクが発生する可能性がある。

水蒸気爆発や水蒸気スパイク等の急激な水蒸気生成が発生しない場合、溶融デブリの熱によりキャビティ水が蒸発し、CVの圧力上昇が生じ、CVは過圧破損に至る。キャビティ水蒸発後の溶融デブリの再加熱により、CV雰囲気温度が上昇し、CVは過温破損に至る。

RVから溶融デブリが落下した時のキャビティ水の水量は、CV内の水蒸気生成による昇圧と溶融デブリの再加熱による昇温に影響し、CVの過圧破損又は過温破損を引き起こす。スプレー等による注水が途中まで作動し、キャビティ水量が十分ある場合は、溶融デブリがキャビティ水を蒸発させ、CV内の雰囲気温度上昇より圧力上昇が促進され、早期に過圧破損に至る傾向がある。一方、注水が事故発生から作動しなかった場合は、溶融デブリの冷却が成されず、CV内の圧力上昇より雰囲気温度上昇が促進され、早期に過温破損に至る傾向がある。

CV破損防止対策としては、代替CVスプレーとCV再循環ユニットによるCV内自然対

流冷却がある。RV破損前に代替CVスプレイの注水を行い、キャビティに水張りを行うことにより、溶融デブリ落下後のキャビティでのMCCIを抑制する。RV破損後は、代替CVスプレイ注水により、キャビティへ落下した溶融デブリの除熱を行う。CV内設備の健全性が保証できるCV内の水量を維持するため、注水量が再循環切り替え水量到達後は、代替CVスプレイを停止し、CV内自然対流冷却運転に切り替え、溶融デブリの除熱とCVの圧力抑制を継続する。

キャビティ内のデブリ冷却に失敗し、長期に渡ってMCCIによるコンクリート侵食が継続した場合は、CVのベースマツト溶融貫通が発生する可能性がある。また、デブリ冷却に長期に渡って失敗することで、CV内雰囲気温度上昇は継続し、CV破損後であっても、温度上昇による過温破損が併発する可能性がある。

Cs挙動について示す。炉心損傷後にCVに放出されたCsが主に浮遊エアロゾル状態でCV上部区画に移行する。エアロゾル状態のCsは時間経過とともに重力沈降し、床・壁面及び原子炉キャビティ水へ沈着する。キャビティ水蒸発後のデブリ再加熱により、溶融デブリ内に残存するCsが気体又はエアロゾル状態でCV内に放出される。また、溶融デブリ周辺の壁床面に沈着したCsエアロゾルが燃料デブリからの熱により再蒸発する。CV破損により、気相に浮遊するCsが破損個所からCV外へ放出される。CV破損後、MCCIは継続し、コンクリート侵食が進む。MCCIで発生した非凝縮性ガスにより、CVから環境への放出流量が上昇し、Cs漏えいが継続する。

ソースターム抑制対策として、事故影響緩和策である代替CVスプレイとCV内自然対流冷却が有効である。これらはCV破損後に作動してもソースターム低減効果が期待できる。代替CVスプレイ作動時では、スプレイ液滴が浮遊エアロゾル状態のCs粒子に衝突することによる捕集効果とスプレイの除熱による水蒸気凝縮に伴って発生する拡散泳動にCs粒子が運ばれ、凝縮成長水滴への沈着効果が生じる。CV内自然対流冷却作動時では、拡散泳動によるCs粒子の凝縮水滴への沈着効果が生じる。これらの浮遊エアロゾル除去効果により、ソースタームの低減が期待できる。

(b) 物理現象、物理要因の抽出

各物理領域において、SBO時の事象進展推移と比較しながら発生可能性が想定される物理現象と物理現象に影響を与えると想定される物理要因を抽出した。以下A)~I)において、下線部で示す箇所が抽出した物理現象又は物理要因を表す。ここでは本研究の対象とするLTSBOを含め、SBOを起因とする事故全般のシナリオを対象に抽出を行った。

A) 炉心 (核)

炉心出力は事象進展中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、一次系及び炉心の熱水力挙動を介して燃料被覆管温度及びCV圧力に影響する。事故発生後、直ちに

原子炉トリップが生じるが、その際、炉心出力には核分裂出力及びそれに係る反応度フィードバック効果、制御棒の効果が主に影響する。トリップ後は崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

事象の進展を通して、特に着目する中期及び長期冷却での崩壊熱は、炉心内の出力分布変化の初期状態に概ね依存するため、過渡中の3次元的な出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

B) 炉心 (燃料)

核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は燃料被覆管温度に直接影響する。被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーや核的反応度帰還効果に影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。

冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束 (CHF: Critical Heat Flux) 及びCHF超過後 (炉心露出後) の燃料棒表面熱伝達率が燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHFまでの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、CHFを超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

C) 炉心 (熱流動)

燃料棒から放出される熱は一次冷却材により除熱され、一次冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。

本事故シーケンスでは、一次系保有水量の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心の周方向の水位の差異が見られないため、3次元的な熱流動挙動の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率の変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離 (水位変化) を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、過熱蒸気と液体が共存する気液の熱非平衡が生じる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく圧力損失は一次系の流動挙動に影響を与える。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中のほう素濃度が変化する場合には、核的反応度帰還効果に影響を与える。

D) RCS

主要な炉心領域の境界条件は、一次冷却材の流動挙動の結果として与えられる。

RCPコストダウンが生じると強制循環流量が減少し、その後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰・凝縮によるボイド率（水頭）の変化が影響する。RCPシール部からの冷却材の漏えいによる冷却材の喪失に伴い、気液が分離した二相流動様式や気液間の熱非平衡も生じる。自然循環が停止すると、一次側から二次側への伝熱によるSG一次側での凝縮水の炉心への落下（SG入口部での気液分離・対向流）等のリフラックス冷却に関係する現象が生じ、事象中の燃料被覆管温度変化に影響する物理現象として挙げられる。

RCPシール部からの冷却材漏えいは、臨界流又は差圧流としての冷却材の放出であり、一次系保有水量、流動挙動に影響する。

RCPシール部から放出された冷却材は、ECCSからの注入により補われる。ECCS強制注入（代替注入）、蓄圧タンク注入は、一次系保有水量及びほう素濃度の変化に影響を与える主要な現象として捉えられる。

一次系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、後述のSGでの熱伝達により定まるが、一次冷却材配管、RV、加圧器等の構造材との熱伝達も影響を与える。

一次冷却系とCVの圧力差が配管にかかる応力となり、炉心損傷後に伴う構造材の高温化からクリーブ破損に至る可能性がある。そのため、高温側配管と加圧器サージ管のクリーブ破損を抽出した。高温側配管と加圧器サージ管について、炉心上部プレナムから高温蒸気が直接流入して熱的に厳しい条件となること、また、これら配管の破断がCV応答に与える影響は定性的に同じとなることから、ここでは一次系高温側配管のクリーブ破損で代表させる。

E) 加圧器

本事故シーケンスでは、一次系からの冷却材流出に伴い、加圧器水位は低下し、一次冷却材の冷却が継続されるため、加圧器へのインサージは生じず、それに伴う気液熱非平衡現象は燃料被覆管温度に対し影響を与えない。加圧器逃しタンクには、ラプチャディスクが設置されており、規定圧力到達でラプチャディスクを通じて一次冷却材がCVへ放出される。一次系の高圧状態での推移を防ぐために、加圧器逃がし弁開放による一次系強制減圧が期待できる。

F) SG

SGでは伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により一次側・二次側間で熱が伝達され、一次系の保有エネルギー変化に影響を与える。

二次側では、二次側給水（補助給水）の継続されない場合、二次側水がドライアウトし、伝熱特性の低下が生じる。

タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いて二次系を強制冷却し、かつ、加圧器逃がし弁開放により一次系を冷却及び減圧し、蓄圧注入を促進させること対策（フィードアンドブリード）で、事故初期の炉心冷却を確保しつつ、一次系圧力及び温度を一定状態に維持する。また、代替交流電源の確立後は蓄圧タンクの隔離を行い、二次系強制冷却の再開により一次系を冷却及び減圧して、燃料取替用水タンクを水源とした代替炉心注入手段により、炉心損傷を防止することができる。

SG二次側水位が残留している場合、一次側において蒸気の凝縮現象が生じ、炉心のリフラックス冷却に寄与する。

炉心損傷後に一次系が高圧かつ二次系への給水がないという限定的な条件下では、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（Ti-SGTR: Thermally Induced Steam Generator Tube Rupture）が発生する可能性がある。一次系が高圧で二次系に給水がないドライで低圧の条件下、いわゆるhigh-dry-low条件下においては、クリープ破損によるSG伝熱管破損が発生する可能性がある。high-dry-low条件下においても、一次系高温側配管が先に破損する可能性がある。Ti-SGTRが発生した場合で、かつ、破損SGの隔離に失敗した場合は、CVバイパスとなりCsがCVを経由せず環境へと放出される。なお、破損SG二次側で給水が行われ水位が形成された場合には、伝熱管破断位置によっては、プールスクラビングによりCsの捕集効果が期待される。

ソースターム挙動については、炉心損傷時に二次側水位がある場合、一次系内SG側配管への冷却が成され大量のCsが沈着する。炉心損傷後においても、二次側給水を復旧作動することにより、Csの再蒸発を抑制する効果が期待できる。

G) CV（炉心損傷前）

RCPシール部からの冷却材漏えいにより高温の一次冷却材がCV内に放出され、区画間・区画内を流れてCV内全体に拡がってゆき、CV圧力及び温度が緩やかに上昇する。区画間での空気と蒸気の割合に差が生じて、温度分布が生じるが、流れに対して区画間の流路が大きいため各部の全圧力としては等しく、圧力評価上は区画間・区画内の流動の評価は必ずしも必要ない。

CV内温度の上昇により、CV本体をはじめとするCV内の構造材との熱伝達が生じる。構造材との熱伝達はその熱容量によりCV内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達によるCV内の蒸気の凝縮による凝縮水は、一次系からの放出水と共にCV再循環サンプに移動してプールを形成し、その一部は流路を経てキャビティに移動しプールを形成する。代替設備によるCVスプレー（代替CVスプレー）の注入水もプール形成に寄与する。CV再循環サンプ及びキャビティの液相部の温度がCV内温

度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

CV圧力及び温度を低減させる設備としては、スプレイ及びCV再循環ユニットによるCV内自然対流冷却が挙げられる。

CV圧力に関わる現象としては、RCPシールLOCA及び加圧器逃し弁開放による高温冷却材の放出に係る現象が挙げられる。

H) RV（炉心損傷後）

RCPシールLOCA部からの冷却材の漏えいと、加圧器逃がし弁の開放により、CV内への一次冷却材の流出が開始する。一次系冷却材の流出に伴い炉心水位は低下、炉心が露出し燃料棒が昇温し始める。減圧沸騰により炉内で高温の水蒸気が発生すると、被覆管に含まれるジルコニウムやその他の炉内構造物に含まれるステンレス鋼の酸化（金属-水反応）による生成熱も添加され、さらに温度が上昇し、また酸化速度も増していく。ここで、被覆管の酸化反応によって生成された水素は、一次系配管破断口を通じて、水蒸気と共にCV内に流出する。崩壊熱や酸化反応による温度上昇に伴い被覆管の強度が低下し、熱膨張等が原因により被覆管表面が破損する。

炉内の温度上昇が継続すると、比較的融点の低い制御材（Ag-In-Cd合金（1100K））の溶融やステンレス鋼とジルコニウムの共晶反応（Ni/Zr系やFe/Zr系の共晶温度：1200K～1250K）、UO₂/ジルカロイ反応による液相の形成（1400K）等が起きる。また、比較的融点の高いUO₂も、溶融したジルカロイによって実際の融点（3120K）よりも低い温度（2030K）で溶融する可能性がある。炉心の温度上昇に伴い溶融した炉内物質は、下方にリロケーションし炉心支持板に堆積する。炉心支持板（ステンレス鋼）が、堆積した溶融炉心により加熱されることで破損すると、支持板破損部から溶融炉心が下部プレナムに落下する。ここで、下部プレナム内に冷却材が存在し、水蒸気爆発及び水蒸気スパイクが生じた場合には、急激な蒸気の膨張によって吹き上げられた冷却材（水スラグ）が、RVドーム部に衝突、破壊する可能性があり（水スラグによるRV頂部破損）、また、下部プレナムで起きた水蒸気爆発の衝撃力によりRV底部が破損に至る可能性（水スラグによるRV底部破損）もある。なお、RV底部が破損した場合には、RV頂部破損に寄与する水スラグのエネルギーが一部消失することになる。燃料-冷却材相互作用（FCI: Fuel-Coolant Interaction）による水蒸気爆発やRV頂部破損に至らない場合、下部プレナムには溶融デブリが堆積する。堆積したデブリの冷却維持ができなければ、RV底部は貫通管溶接部の破損やクリープ破損等の原因により破損する（溶融炉心によるRV底部の熱的破損）。

溶融炉心のほとんどは、溶融時に下部プレナムへ落下するが、一部は炉心部に残留し、RV炉心部燃料からのCs放出と水素の発生が継続する可能性がある。

ソースターム挙動については、崩壊熱や酸化反応による温度上昇で燃料被覆管が破損すると、燃料ペレットとのギャップに蓄積されていたXeやKr等の希ガス、I、Cs等

の高揮発性Csが一次系内に放出される。希ガスはほとんどがガス状のままRCPシールLOCA破断口及び加圧器逃し弁からCV中に放出されるが、高揮発性FPは一次系配管を移動中に凝縮しエアロゾル化し、前述した二次系給水によるリフラックス冷却の影響でCsの一部は炉内構造物や一次系配管部に沈着する。なお、放出されたIはそのほとんどがCsと結合し、CsIとなって移行する可能性が高いとされている。一次系のRCPシールLOCA破断口又は加圧器逃し弁を経由して、CsがCVへ放出される。また、RV破損時にもCsがCVへ放出される。

D) CV (炉心損傷後)

本事故シーケンスでは、一次系の漏えい面積が限られることから、冷却材の漏えい量が少なく、一次系圧力が高圧の状態推移する。

高圧状態でRV破損に至った場合、高圧の蒸気流と共に液滴状の溶融デブリがCV内に飛散する可能性がある。飛散した液滴状溶融デブリからCV雰囲気への伝熱や溶融デブリ中に含まれる金属と水蒸気との酸化反応熱によってCV内が加温され、圧力が上昇するDCHが発生する可能性がある。

デブリ飛散、DCHを防止するために、加圧器逃し弁開放による一次系強制減圧が実施される。

一次系強制減圧に失敗した場合、一次系が高圧・高温状態を継続することで、温度誘因による一次系高温側配管クリーブ破損やTi-SGTRが発生する可能性がある。

クリーブ破損位置が一次系高温側配管の場合は、LOCA発生によりCV内に一次系冷却材が放出し、一次系は減圧される。

Ti-SGTRの場合で、かつ、破損SGの隔離に失敗した場合は、CVバイパスとなりCsがCVを経由せず環境へと放出される。

一次系強制減圧が成功し、一次系が低圧状態でRV破損に至った場合、溶融デブリはキャビティに落下し、キャビティ内に拡がりながら堆積する。溶融デブリはCV雰囲気やキャビティ水との熱伝達を生じる。

キャビティに冷却材がある場合には、RV内と同様にFCI (炉外)が発生し、キャビティ部で炉外水蒸気爆発又は水蒸気スパイクが発生する可能性がある。

水蒸気爆発や水蒸気スパイク等の急激な水蒸気生成が発生しない場合、溶融デブリの熱によりキャビティ水が蒸発し、CVの圧力上昇が生じ、CVは過圧破損に至る。キャビティ水蒸発後の溶融デブリの再加熱により、CV雰囲気温度が上昇し、CVは過温破損に至る。

RVから溶融デブリが落下した時のキャビティ水の水量が、CV内の水蒸気生成と溶融デブリ直接冷却が生じ、CVの圧力上昇と温度上昇に影響を与える。キャビティ水量が多い場合は、圧力上昇による過圧破損が早期に発生する傾向があり、キャビティ水量が少ない場合は、溶融デブリの冷却が成されず、CV雰囲気の温度上昇による過温破

損が早期に発生する傾向がある。

キャビティに冷却材がない場合、溶融デブリは、キャビティ床に堆積しMCCIが発生する。コンクリートに含まれる自由水、結合水が水蒸気となって溶融デブリ中の金属と反応することで、非凝縮性ガスが発生し、CV内に放出される。

RV破損前に、スプレーなどによりキャビティ水が一定量存在する（ウェット）状態では、溶融デブリに熱せられ、キャビティ水が蒸発し、昇圧によるCV過圧破損に至る。RV破損前に注水系が作動せず、キャビティ水がほとんどない（ドライ）状態では、CVの温度が上昇し、過温破損に至る。CV破損後は破損口から圧力が喪失しているため、圧力上昇は生じないが、代替CVスプレー等の事故緩和設備が作動しない場合は、CV雰囲気温度の上昇は継続し、過温破損に至る。つまり、事故緩和設備による除熱が成されない場合、CVは過圧破損後に過温破損を併発する。

前述したとおり、CV破損防止対策としては、代替CVスプレーとCV再循環ユニットによるCV内自然対流冷却がある。RV破損前に代替CVスプレーの注水を行い、キャビティに水張りを行うことにより、MCCIの抑制とRV破損後に代替CVスプレー注水を行い、キャビティへ落下した溶融デブリの除熱が期待できる。CV内設備機器が冠水せずに、健全性が保持できるようにするため、CV内の水量を制限する必要がある。そのため、注水量がECCS再循環切替水量到達後は、代替CVスプレーを停止し、CV内自然対流冷却運転に切り替え、溶融デブリの除熱とCV内の圧力抑制を継続し、CVの過圧・過温破損を防止する。

Cs挙動について示す。炉心損傷後にCVに放出されたCsが主に浮遊エアロゾル状態でCV上部区画に移行する。浮遊エアロゾル状態のCsは時間経過とともに重力沈降し、壁面及びCVへ放出した冷却水へ沈着する。CV内の冷却水は連通管を通りキャビティへ移行し、Csは水とともにキャビティへ移行する。キャビティ水蒸発後のデブリ再加熱により、溶融デブリ内に残存するCsが気体又はエアロゾル状態でCV内に再放出される。また、溶融デブリ周辺の壁床面に沈着したCsエアロゾルが燃料デブリからの熱により再蒸発する。CV破損により、気相に浮遊するCsが破損個所からCV外へ放出される。CV破損後、MCCIは継続し、コンクリート浸食が進む。MCCIで発生した非凝縮性ガスにより、CVから環境への放出流量が上昇し、Cs漏えいが継続する。

ソースターム抑制対策として、事故影響緩和策である代替CVスプレー（CV破損後）とCV内自然対流冷却（CV破損後）が有効である。これらはCV破損時に作動してもソースターム低減効果が期待できる。

代替CVスプレー作動時では、スプレー液滴が浮遊エアロゾル状態のCs粒子に衝突することによる捕集効果とスプレーの除熱による水蒸気凝縮に伴って発生する拡散泳動にCs粒子が運ばれ、凝縮成長水滴への沈着効果が生じる。

CV内自然対流冷却作動時では、拡散泳動によるCs粒子の凝縮水滴への沈着効果が生じる。これらの浮遊エアロゾル除去効果により、ソースタームの低減が期待できる。

以上より抽出した物理現象、物理要因を表 2.2-1にまとめる。本節ではSBOに起因する事故シナリオ全般に対して物理現象と物理要因を抽出したが、本研究で対象とするLTSBOを起因とする炉心損傷事故シナリオに関連するものも表で分類した。

表 2.2-1 SBO を起因とする事故シナリオにおいて環境への Cs 放出挙動に影響を与える可能性のある判定された物理現象と物理要因

物理領域	抽出された物理現象／物理要因	本研究の事故シナリオ (LTSBO 起因) 対象：○／対象外×
A) 炉心 (核)	核分裂出力	○
	反応度帰還効果	○
	制御棒の効果	○
	崩壊熱	○
	出力分布変化	○
B) 炉心 (燃料)	燃料棒内温度の変化	○
	燃料棒限界熱流束 (CHF)	○
	燃料棒表面熱伝達率	○
	燃料被覆管の変形及び酸化反応	○
C) 炉心 (熱流動)	3次元熱流動挙動	○
	冷却材沸騰・ボイド率の変化	○
	重力による気液の分離 (水位変化)	○
	過熱蒸気と液体が共存する気液の熱非平衡	○
	炉心内の流動及び水頭に基づく圧力損失	○
	ほう素濃度の変化	○
D) 原子炉冷却系	冷却材強制循環流量 (RCP コーストダウン時)	○
	冷却材自然循環 (RCP コーストダウン後)	○
	一次系内圧力損失 (冷却材自然循環時)	○
	沸騰・凝縮によるボイド率 (水頭) の変化 (冷却材自然循環時)	○
	気液間の熱非平衡 (RCP シール LOCA 時)	○
	SG リフラックス冷却	×：炉心損傷防止策は実施しない
	RCP シールからの冷却材の放出	○
	ECCS 強制注入 (代替注入)、蓄圧タンク注入	×：炉心損傷防止策は実施しない
	ほう素濃度の変化 (ECCS 注入時)	×：炉心損傷防止策は実施しない
	構造材との熱伝達	○
	一次系高温側配管のクリープ破損	○
E) 加圧器	加圧器水位	○
	加圧器から CV へ冷却材放出	○
	一次系強制減圧	○
F) SG	二次系強制冷却	×：炉心損傷防止策は実施しない

表 2.2-1 SBO を起因とする事故シナリオにおいて環境への Cs 放出挙動に影響を与える可能性のある判定された物理現象と物理要因

物理領域	抽出された物理現象／物理要因	本研究の事故シナリオ (LTSBO 起因) 対象：○／対象外×
	Ti-SGTR	○
	SG プールスクラビングにより Cs 捕集効果(SGTR 時)	×：補助給水は炉心損傷後実施しない
	SG 細管冷却による Cs 沈着効果	×：補助給水は炉心損傷後実施しない
G) CV (炉心損傷前)	構造材との熱伝達	○
	コンクリート内部の熱伝導	○
	CV スプレイ (代替 CV スプレイ)	×：炉心損傷前の CV 破損防止策は実施しない
	サンプル水又はキャビティ水の気液界面熱伝達	×：炉心損傷前の CV 破損防止策は実施しない
	CV 再循環ユニットによる CV 内自然対流冷却	×：本対策は実施しない
H) RV (炉心損傷後)	被覆管酸化反応	○
	水素生成	○
	一次系漏洩口からの水蒸気及び水素の CV 内流出	○
	被覆管破損	○
	制御材溶融	○
	ステンレス鋼とジルコニウムの共晶反応	○
	UO ₂ /ジルカロイ共晶溶融	○
	溶融炉心の下部支持板上へのリロケーション	○
	溶融炉心の下部プレナムへの落下	○
	FCI (炉内)	○
	冷却材 (水スラグ) による RV ドーム部に衝突、破壊 (水蒸気爆発時)	○
	溶融炉心による RV 底部の熱的破損	○
	溶融炉心の RV 内残留 (RV 破損時)	○
D) CV (炉心損傷後)	溶融デブリの CV 内飛散 (RV 破損時の一次系が高圧の場合)	○
	DCH	○
	一次系強制減圧	○
	溶融デブリのキャビティへの落下	○
	FCI (炉外)	○
	炉外水蒸気爆発又は水蒸気スパイク	○
	キャビティ水の蒸発	○
	CV 過圧破損	○
CV 過温破損	○	

表 2.2-1 SBO を起因とする事故シナリオにおいて環境への Cs 放出挙動に影響を与える可能性のある判定された物理現象と物理要因

物理領域	抽出された物理現象／物理要因	本研究の事故シナリオ (LTSBO 起因) 対象：○／対象外×
	MCCI	○
	非凝縮性ガス蓄積	○
	CV 破損防止対策	○
	代替 CV スプレー	○
	CV 再循環ユニットによる CV 内自然対流冷却	×
	壁面沈着した Cs の洗い流し(ウォッシュダウン)	○
	キャビティの冷却水枯渇によるデブリ再加熱	○
	キャビティ周辺の沈着 Cs のデブリからの伝熱による再蒸発	○
	CV スプレーによる Cs エアロゾル除去	○
	CV スプレーがもたらす拡散泳動による Cs 除去効果	○

2.2.2.2 ソースタームへの影響度の判断指標の設定

前節で抽出された各領域の現象ごとに、環境へのCsの放出量への寄与度を評価して影響度を判定する。その際、ソースタームと直接的に結びつかない現象（例えば炉内現象など初期に起こる事象など）について、環境へのCsの放出量との関連性を判定することは難しい。そこで、環境へのCsの放出量を物理要因に細分化することで、影響度を判断するための判断指標を設定した。

(1) ソースタームを特徴づける基本項目の抽出

環境へ放出されるCsを決定する要因は、構築したメインPRD（2.2.1節）をもとに設定した。放出対象となるCV内のCs存在量、Csの放出継続時間、及び環境へのCsの放出流量の三要素への寄与度が判断する基準となる。これらの要素をさらに細分化し、CV内で発生しうる各現象による頂上事象（Csの環境への総放出量）への影響度を判定するための指標（判定指標）①～⑤を以下の通り設定した。

まず放出対象となるプラント内Cs存在量について検討する。放出対象となるCsとしては、以下の三つのCV内の状態が考えられる。

- ・ CV破損時にCV内に浮遊していたものが圧力差などにより、一部壁などに沈着除去される場合も考えられるが、化学形態に変化はなく環境へ放出される。この放出量は、主にCV機能喪失時のCV内浮遊Cs量（①CV機能喪失時のCV内浮遊Cs量）により定まる。
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続されている原子炉冷却系隔離弁の誤開又は破損により、一次冷却材が系外に流出するIS-LOCAと過渡事象後のTi-SGTRが発生する事象の場合は、燃料から放出されたCsの多くがCV内を経由せず、一次系から環境へ放出される。これらの要因による放出量は、主にCVバイパス時の一次系内Cs存在量（②CVバイパス発生時の一次系内Cs存在量）により定まる。
- ・ CV破損時には壁や床面に沈着、あるいは液相に存在していたCsが、その後デブリからの伝熱などにより再蒸発が発生し気相に放出され、環境へ放出される（③CV機能喪失後のCs再蒸発量）。

次にCsの放出継続時間の構成要素を検討する。Csの環境への漏洩はCV破損から事故収束まで継続する。事故収束のタイミングは定義が必要となる。一度喪失したCVバウンダリの健全性が、事象発生後に復旧することは現実的に起こりにくく本検討の対象外とする。CVの圧力が環境大気圧に対して同等あるいは十分に低くなり、Csの漏洩流量が十分に小さくなった時点を事故収束のタイミングと見なす。CV破損後にCV内外の差圧が十分小さい状態に至るのは、次の二通りが考えられる。

- ・ 十分な時間経過によりデブリの崩壊熱が大きく低下し、デブリからの発熱と外

部への流体あるいは構造物への伝熱がバランスし、さらなる水蒸気発生や化学反応、気相の加熱が発生しなくなる。

- ・ 外部からの事故復旧支援（外部電源の復旧、機材・モバイル電源の持ち込み、要員の追加など）により、デブリの継続的な冷却が可能となる。

デブリの崩壊熱が十分に低下して前者の状況に至るためには長期の期間（約半年から一年）が必要と考えられる。それまでに積極的なデブリ冷却が復旧しない状況は、現実的に起こりえない。したがって後者の外部支援による安定冷却開始を事故収束とみなすことが妥当である。ここでは、外部支援による安定冷却の開始を事故発生7日後とした。すなわち、CV破損から事象開始7日後までの時間間隔を「④Cs環境放出の継続時間」と定義した。

最後に、放出経路を通したCsの放出流量について検討する。Csの放出流量は環境へ放出されるCs量へ直接影響を与える要因であり、CV内外の圧力差や放出経路における圧損で決まる（⑤Cs環境放出流量）。

以上より、判断指標として①～⑤を抽出した。

- ①CV機能喪失時のCV内浮遊Cs量
- ②CVバイパス発生時の一次系内Cs存在量
- ③CV機能喪失後のCs再蒸発量
- ④Cs環境放出の継続時間
- ⑤Cs環境放出流量

(2) ソースターム影響度の判断指標の設定

様々なプラント内現象と判断指標の因果関係を分析し、影響度判断を行うためには、さらに定量的または直接的な判断ができる基準が必要となる。したがって①～⑤を大項目とし、更なる判断項目の細分化(Middle Item, Sub Itemの設定)を行った。影響判断指標の細分化結果を表 2.2-2に示す。以下に細分化の考え方を示す。

(a) 「CV 機能喪失時の CV 内浮遊 Cs 量」に関連する項目

CV内のCs浮遊量の増減に影響を与えるのは、RVからCVへの浮遊Csの移行（(I) 原子炉冷却系からCVへの浮遊Csの移行）と、CV内の浮遊Csの壁面等への沈着（(II) CV壁床面へのCsの沈着）である。(a)と(b)に影響を与えると想定される項目をさらに小項目（Sub Item）に抽出する（下線部が抽出されたSub itemを示す）。

- ・ 原子炉冷却系からCVへの浮遊Csの移行

炉心損傷が発生し、LOCA及び加圧器逃がし弁等の放出経路により、(a)一次系開口部からCVへCsが放出される。一次冷却材の移行経路又は破断面積が小さい場合は、一

次系内にCsが留まり、(b)一次系内のCs沈着量が増える。炉心溶融後、RVは下部プレナムに堆積した溶融炉心の熱的負荷によって破損に至り、(c)RV破損口からCVへCsが放出される。

- ・ CV壁床面へのCsの沈着

CV内に移行した浮遊状態のCsは(d)CVへ放出されてからCV機能喪失までの時間経過により、床面へ重力沈降又は壁面へ沈着していく。これは、(e)CV内の温度と圧力による影響と(f)エアロゾル粒径や(g)エアロゾル密度による影響が作用している。

CV破損防止対策である代替CVスプレーとCV内自然対流冷却も、CV内のCs除去へ効果が大きい。これは、Csエアロゾル粒子と(h)代替CVスプレーのスプレー液滴が衝突することによる捕集効果と(h)スプレーの除熱による水蒸気凝縮に伴って発生する拡散泳動にCsエアロゾル粒子が運ばれ、凝縮成長水滴への沈着効果液滴による衝突除去と(i)自然対流冷却状態における拡散泳動によるCsエアロゾル粒子の凝縮水滴への沈着効果が生じる。これらの浮遊エアロゾル除去効果でCsが除去されるためである。

(b) 「CV バイパス発生時の一次系内 Cs 存在量」に関する項目

CVバイパス発生時の一次系内のCs存在量の増減に影響を与えるのは、炉心から一次系へのCsの移行（(III) 炉心から一次系へのCsの移行）と一次系内のCsの壁面への沈着（(IV) 一次系壁面へのCsの沈着）である。(c)と(d)に影響を与えると想定される項目をさらに詳細に抽出する。

- ・ 炉心から一次系へのCsの移行

一次冷却材が系外に流出するIS-LOCA又はTi-SGTRによるCVバイパス事象が発生した場合、一次冷却材の系外への流出により、炉心損傷が発生し、(k) 炉心から一次系へのCsが移行する。この一次系への放出はRV破損後まで継続する。RV破損後はCVキャビティへCsが放出されるため、RV破損口からCVへCsが放出される。RV破損後は前項の(a)と(b)同様の挙動である。

- ・ 一次系壁面へのCsの沈着

炉心から一次系へ移行した浮遊状態のCsは(l)バイパス流路及び(m)バイパス配管の面積の影響で、一次系内にCsが留まり、一次系内のCs沈着量が増大する。CVバイパス発生時は、一次系と環境との隔離に失敗しているため一次系圧力は低く推移する。炉心溶融後、事故影響緩和策が作動しない場合は、溶融炉心により、(n)一次系内の温度が上昇し、一次系内沈着状態のCsを蒸発させる。

(c) 「CV 機能喪失後の Cs 再蒸発」に関連する項目

CV機能喪失後も、ソースターム抑制対策等が実施されない場合は、CV内でCsの再蒸発が継続し、Csの環境への放出が継続する。このCsの再蒸発に影響を与えるのは、「(V) CV機能喪失後のCV内温度」と「(VI) CV機能喪失後のCs沈着量分布」である。これは、CV内に沈着しているCsがCV温度上昇により再蒸発するためである。これらに影響を与える項目をさらに細分化する。

・ CV機能喪失後のCV内温度

CV機能喪失後はCV内の溶融デブリを熱源として温度上昇が発生する。RV破損時に(o)デブリ飛散が発生している場合は、(p)溶融デブリの空気接触表面積が大きくなり、デブリが冷却される。また、CV機能喪失後にスプレー等によるソースターム抑制対策が作動する場合は、(q)スプレー等によるデブリの直接冷却が期待できる。

・ CV機能喪失後のCs沈着量分布

CV機能喪失時に、浮遊Csは環境へ放出される。CV内に(r)CV機能喪失時に壁面沈着状態で存在するCsは一部がCVの減圧による蒸発促進により放出するが、大半は放出せずに残留する。RV内に壁面沈着状態で存在するCsも同様である。(s)RV内に溶融デブリが存在する場合は、その熱により再蒸発によりCsの放出が発生する。溶融デブリが存在せず、Csの崩壊熱と周囲の構造物等との伝熱バランスが取れている場合は、RCS内の壁面沈着状態Csは残留する。ソースターム抑制対策としてCV再循環ユニットによる(t)CV内自然対流冷却が作動する場合は、除熱による水蒸気凝縮に伴って発生する拡散泳動にCsエアロゾル粒子が運ばれ、凝縮成長水滴への沈着効果が働き、Cs沈着量が増大する。(u)代替CVスプレーによる注水が作動する場合は、拡散泳動によるCsエアロゾル粒子の凝縮水滴への沈着効果とスプレー液滴がCsエアロゾル粒子と衝突することによる捕集効果がある。スプレー作動時は、壁面が濡れることにより壁面に沈着しているCsが水とともに原子炉キャビティへ運ばれる効果(v)ウォッシュダウン効果も働く。ウォッシュダウン効果により、キャビティへのCs移行量が増大するため、キャビティにある溶融デブリによって再加熱されるCs量が増大する。キャビティへのCs移行量には、(w)キャビティへの水移行経路の影響が大きい。キャビティへの水移行経路（連通管）はCV最下階区画の壁からCVキャビティへ接続されている。CV最下階区画における連通管の接続高さが堰となり、キャビティへの水移行量に影響し、CV最下階区画にCsを留める効果がある。

(d) 「Cs 環境放出の継続時間」に関連する項目

Cs環境放出の継続時間は、炉心損傷かつCV機能喪失が発生し、Csが環境へ放出し始めてから事故収束までの時間である。すなわち放出開始としては「(VII) 炉心損傷発

生タイミング」と「(VIII) CV機能喪失タイミング」が影響する。これらに影響を与えると想定される項目をさらに詳細に抽出する。

- ・ 炉心損傷タイミング

炉心損傷タイミングは、(x) 一次系冷却水の水位低下速度の影響を受ける。

- ・ CV機能喪失タイミング

(b)に記載したように、炉心損傷後にCVへ移行した浮遊状態のCsはCVへの移行後からの時間経過とともに、床面へ重力沈降又は壁面へ沈着していく。重力沈降の影響を考慮するため、CV機能喪失タイミングはCsがCVへ移行開始してからの経過時間で分類を行った。

CV機能喪失はRV破損直後から数時間以内に至る場合と長時間後に発生する場合がある (y)早期CV機能喪失時期（早期・後期）。

CV機能喪失時期は、レベル2PRAの原子力学会標準^[10]を参考に以下のCV機能喪失モードにより分類できる。

- ・ CVバイパス事象

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される配管隔離弁の誤開又は破損により一次冷却材が系外に流出するIS-LOCAと蒸気発生器伝熱管破損による二次系バイパス事象のSGTRがCVバイパス事象として想定される。これらの事象は、RV破損時にはすでに発生しているため、早期CV機能喪失と分類できる。

- ・ CV隔離失敗

事故発生時にCVの隔離に失敗する事象である。この事象もRV破損時にはすでに発生しているため、早期CV機能喪失と分類できる。

- ・ 早期CV機能喪失事象

早期CV機能喪失事象は、RV内外における水蒸気爆発とRV内外における水素燃焼とDCH事象が想定される。水素燃焼と水蒸気爆発はRV内と炉外のCVキャビティ部で熔融炉心と水の反応により、発生する可能性がある。これらの事象は、RV破損直後に発生するため、早期CV機能喪失と分類できる。

- ・ 後期CV機能喪失事象

後期CV機能喪失事象は、CV温度上昇による過温破損と水蒸気・非凝縮性ガスの蓄積による過圧破損とMCCIによるベースマットの熔融貫通が想定される。これらの事象は、RV破損後長時間経過後に発生するため、後期CV機能喪失と分類できる。

- ・ 併発CV機能喪失事象

併発CV機能喪失事象としては、Ti-SGTRが想定される。Ti-SGTRは一次系が高压状態で炉心損傷する事故シーケンスにおいて、炉心で発生した高温ガスによってSG伝熱管が破損する事象である。この事象は、炉心損傷直後に伝熱管破損に至るため、RV破損時にはすでに発生している。そのため、早期CV機能喪失と分類できる。

- ・ アクシデントマネジメント (AM: Accident Management) 策としてのCs放出

AM策としてのCs放出として、フィルタードベントシステム (FCVS: Filtered Containment Venting System) 作動によるCsの環境放出を考慮する。ベントの実施により、CVの圧力は低減されるため、ベント実施時はCVの破損は発生しない。ベントによって放出されるCsはフィルタ装置による十分な除染が成されている。これらのことから、FCVS作動時はCV機能喪失をしているとは言えないため、CV健全となる。

CV機能喪失後に代替CVスプレーやFCVS等の事故緩和設備が作動していない場合は、MCCIが継続し、発生ガスとともに、Cs放出が解析終了の事故後7日間まで継続する。

(e) 「Cs環境放出流量」に関連する項目

Cs環境放出流量に影響を与えるのは、「(IX) CV漏洩面積」、「(X) CV機能喪失後の圧力変化」である。これは、Csが環境へ放出されると流路と放出するために働く圧力が流量に影響するためである。これらに影響を与えると想定される項目をさらに詳細に抽出する。

- ・ CV漏洩面積

CV漏洩面積は(z)CV破損規模 (CV機能喪失要因) に起因する。MCCIによる水素生成から発生する水素爆発、冷却水への溶融炉心の落下によって発生する水蒸気爆発、CVの最高使用圧力を大幅に上回る圧力到達等の要因によるCV破損は大規模面積の破損になる可能性が高い。CV温度上昇による過温破損は電気ペネ等のシール材が溶けるため、小規模面積の破損になる可能性が高い。

- ・ CV機能喪失後の圧力変化

CV機能喪失後の圧力変化は、主にCV内の気体生成量の影響を受ける。CV内の気体生成は主に蒸発による水蒸気発生と化学反応によるガスの発生が考えられる。前者は主に(aa)CV内の冷却水の量と冷却水を蒸発させる(ab)溶融デブリの温度の影響を受ける。後者としては、MCCIによる(ac)非凝縮性ガスの発生や、(ad)金属・水反応による

水素発生等が考えられる。

以上から判断指標は表 2.2-2の通り設定した。

表 2.2-2 Cs の環境放出量に対する影響度の判断指標

Basic items	Middle items	Sub items (JI: Judgement indicator)
① Suspended Cs mass in CV at CV fail	(I) Cs transfer mass: RCS – CV (II) Mass of Cs dep in CV	(a) Cs transfer: PS to CV (b) Cs dep in PS (c) Cs transfer: RV – CV (d) Duration after Cs transfer starts (e) CV temp and press (f) Particle size of aerosol (g) Density of aerosol (h) Aerosol removal by CV spray (before CV fail)* ¹ (i) Aerosol dep by CV spray (before CV fail) * ² (j) Aerosol dep by CV NCC (before CV spray)
② Cs mass in PS during CV bypass scenario	(III) Mass of Cs transfer: RV – PS (IV) Mass of Cs dep in PS	(k) Cs transfer: RV- PS (l) Cs transfer pass (m) CV bypass area (n) PS temp
③ Re-evaporation mass after CV fail	(V) CV temp after CV fail (VI) Mass of Cs dep after CV fail	(o) Debris dispersion (p) Surface area of molten debris (q) CV cooling by CV spray (r) Cs dep in CV at CV fail (s) Residual debris in RV (t) Cs removal by CV NCC (u) Cs removal by alternative CV spray (v) Wash down effect (w) Pipe height connecting to CV cavity
④ Duration of Cs release to the environment	(VII) CD time (VIII) CV fail time	(x) Decease rate of coolant in RV (y) Phase of CV fail
⑤ Cs flow rate to the environment	(IX) CV leak area (X) Press history after CV fail	(z) Scale of CV fail (aa) Coolant mass in CV (ab) Molten debris temp (ac) Non-condensable gas generation (ad) H ₂ generation by the metal water reaction

*1: Removal effect brought by the collision between the spray droplet and aerosol.

*2: Secondary effects brought by the spray including the turbulent deposition on the CV wall by increasing gas phase flow.

PS: primary system, dep: deposition, temp: temperature press: pressure, NCC: Natural Convection Cooling, CD: Core Damage

2.2.2.3 ソースターム PRD で考慮するプラント内現象の同定

物理領域毎に抽出した現象（2.2.2.1節参照）に対し、設定した判定指標（2.2.2.2節参照）を適用して、SA時のCsの環境放出量に対する重要現象の同定を行った。同定にあたっては対象とする物理現象の因果関係から影響度を分析する必要があり、過去の研究知見や事故進展解析の結果などを参照することが有用である。そこで以下の文献を参考にした。

- ・ SA現象に関するPIRT
 - 欧州PIRT結果（SA研究優先度を検討するためのPIRT）：文献[11]
- ・ SA現象に関する最新知見
 - 個別現象に関する試験、解析の最新知見、SA事故進展に関する知見：文献[12]
- ・ SA解析
 - MELCORによる米国Surryプラントを対象としたLTSBOを起因とした事故の解析：文献[13][14]

影響度分析結果を表2.2-3～表2.2-2に示す。ここでは特にソースタームPRDに関連性が高い物理領域として、「H) RV（炉心損傷後）」「I) CV（炉心損傷後）」の判定結果を示す。環境へのCsの放出量への影響が大きく、ソースタームPRD構築においても重要と判断した物理現象については「○」とした。環境へのCsの放出量への影響は大きい、偶発的な不確かさが大きいため、ソースタームPRD構築において重要ではないと判断した物理現象は「●」とした。環境へのCsの放出量への影響が小さいと判断した物理現象は「△」とした。環境へのCsの放出量への影響がない、もしくは関連性がないと判断できる物理現象は「－」とした。知見不足のため、ソースタームへの影響が不明と判断した物理現象は「U」で表している。本分析では、対象とする事故シナリオはLTSBOを想定しており、事故発生後にECCS及び二次系補助給水の作動に失敗するシナリオを想定している。そのため、炉心損傷防止に係わるシビアアクシデント対策を含む物理現象はソースタームPRD構築において、今回は重要でないと判断し、「●」とした。

抽出されたプラント内現象と主な判定理由を以下に示す。理由の後のカッコには重要度高と判定した主な判定項目（表 2.2-2：JI、Csの環境放出量に対する影響度の判定指標（小項目））を示す。

Ph#1: 燃料及びデブリからのCs放出挙動

燃料及びデブリからのCs放出のタイミングや状態（温度など）は、Cs壁面沈着量などに影響し、CV内浮遊Cs量に大きな影響を与える（JI-(a), (b), (c)）。

Ph#2: 炉心損傷挙動

炉心損傷挙動のタイミング、温度等によりCV温度や圧力に大きな影響を与え、その結果Csの環境放出流量や再蒸発量に大きな影響を与える(JI-(c), (e), (ad))。

Ph#3: RCSにおけるCsエアロゾル挙動

RCS内のCsエアロゾル挙動は壁面沈着量などに影響を与え、結果としてCV内浮遊Cs量等に影響を与える(JI-(a), (b), (c))。

Ph#4: 加圧器逃し弁又は他のRCSリーク箇所（シールLOCA、クリーブ破損等）からのCs移行挙動

CsのCV移行量に影響を与え、結果としてCV内浮遊Cs量等に影響を与える(JI-(a))。

Ph#5: RV破損

RV破損のタイミングによりCsのRCS内の沈着に影響し、CV内浮遊Cs量等に影響を与える。またRV破損状態（破損面積等）は、CVへ移行するデブリ量に影響を与え、RCS内に残留するCs量に影響を与える(JI-(b), (c))。

Ph#6: CV内Csエアロゾル挙動

エアロゾルの凝集や凝縮、壁面や床面への沈着挙動はCV内浮遊Cs量に影響を与える(JI-(f), (g))。

Ph#7: CV内区画間の熱水力、熱移行挙動

Cs環境放出速度やCs再蒸発量に大きな影響を与える(JI-(e))。

Ph#8: CV内デブリ挙動（MCCI、水蒸気爆発、DCH等）

CV内デブリ挙動は、CV機能喪失タイミングやCV内の熱水力状態に影響を与え、Cs放出継続時間やCsの環境放出速度に影響を与える(JI-(o), (p), (q))。

Ph#9: CV内Cs液相移行挙動（壁面ウォッシュダウン、区画間移行等）

Csは可溶性であるため液相とともに移行する。この挙動によりCV内のCs分布に影響を与える。結果としてCs再蒸発量などに大きな影響を与える(JI-(r), (v))。

Ph#10: Cs再蒸発挙動

Csの再蒸発挙動はCV内浮遊Cs量に大きな影響を与える(JI-(r))。

Ph#11: SA影響緩和策（CVスプレー等）

Csの除去効果を与えるSA影響緩和策は、CV内浮遊Cs量に影響を与える他、CV内圧力にも影響を与えるためCsの環境放出速度に影響を与える(JI-(h), (i), (j))。

以上より、ソースタームPRDで考慮すべきプラント内現象として11個のプラント内現象を抽出した。これらの現象をソースタームPRDへと組み込む。具体的には以下の二つの方法で組み込む。

- ・ サブPRD

サブPRDの対象とするのは事故進展解析のように複数のパラメータの影響を受け、時間変化を伴う変化を求める必要がある現象、又は他のプラント内重要現象との相互作用がある現象等を対象とする。これらはPRDを構築し、関数ゲートを設定することで評価する。

- ・ 単純化したモデル又は事故進展解析結果に基づく評価

事故進展解析結果からLTSBOシナリオでは挙動の範囲を絞り込むことができる現象が対象となる。これらは事故時のCsの環境放出量への影響度も加味して単純化したモデル又は事故進展解析結果に基づく評価を行う

プラント内重要現象のモデリングの方法とソースタームPRDへの結果の反映先を図2.2-2に示す。それぞれのモデリングの方法を2.2.3節（サブPRD）及び2.2.4節（単純化したモデル又は事故進展解析結果に基づく評価）に示す。

表 2.2-3 全交流電源喪失における抽出された物理現象一覧 (①CV 機能喪失時の CV 内 Cs 浮遊量)

判定項目 評価対象現象		①CV 機能喪失時の CV 内 Cs 浮遊量										判定理由
		(a) RV から CV への浮遊 Cs 移行			(b) CV 壁床面への Cs 除去							
領域	物理現象	(ア) 一次系開口部から CV へ Cs 放出	(イ) 一次系内の Cs 沈着量	(ウ) RV 破損口から CV へ Cs 移行	(エ) CV への Cs 移行後の時間経過	(オ) CV 内温度と圧力	(カ) エアロゾル粒径	(キ) エアロゾル密度	(ク) 代替 CV スプレイ (*1) による Cs の凝集効果	(ケ) 代替 CV スプレイ (*1) の除熱による Cs の凝縮効果	(コ) CV 内自然対流冷却 (*2) の除熱による Cs の凝縮効果	<ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷後の RV 領域における物理現象では、被覆管及び制御材の破損、共晶反応については、炉心損傷時期に影響を与えるが、Cs 移行挙動には影響を与えない。 炉心損傷後に生成された Cs のほとんどが CV へ放出されるため、水蒸気と水素の CV への放出が Cs 移行に与える影響はわずかである。 水蒸気爆発によって一次系と RV から CV への Cs 移行挙動は不明である。 本シナリオで SA 対策の作動は考慮していないため、対象外とした。
H RV (炉心損傷後)	被覆管の酸化反応	—	—	—	○	△	—	—	—	—	—	
	水素発生	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	
	水蒸気と水素が CV へ流出	△	△	—	—	○	—	—	—	—	—	
	被覆管破損	—	—	—	○	△	—	—	—	—	—	
	制御材の溶融	—	—	—	○	△	—	—	—	—	—	
	ステンレス鋼とジルコニウムの共晶反応	—	—	—	○	△	—	—	—	—	—	
	UO ₂ /ジルカロイ反応による液相形成	—	—	—	○	△	—	—	—	—	—	
	炉心溶融	△	—	—	○	△	△	△	—	—	—	
	溶融炉心の下部プレナムへの落下	—	—	○	—	○	—	—	—	—	—	
	炉内水蒸気爆発	U	U	U	U	○	—	—	●	●	●	
	RV クリープ破損	—	△	○	○	○	—	—	●	●	●	
炉心部燃料残留	○	△	○	—	○	—	—	●	●	●		

(*1) : CV機能喪失前における代替CVスプレイ作動 (*2) : CV機能喪失前におけるCV内自然対流冷却作動

表 2.2-4 全交流電源喪失における抽出された物理現象一覧 (①CV 機能喪失時の CV 内 Cs 浮遊量)

判定項目		①CV 機能喪失時の CV 内 Cs 浮遊量										判定理由
評価対象現象		(a) RV から CV への浮遊 Cs 移行			(b) CV 壁床面への Cs 除去							
領域	物理現象	(ア) 一次系開口部から CV へ Cs 放出	(イ) 一次系内の Cs 沈着量	(ウ) RV 破損口から CV へ Cs 移行	(エ) CV への Cs 移行後の時間経過	(オ) CV 内温度と圧力	(カ) エアロゾル粒径	(キ) エアロゾル密度	(ク) 代替 CV スプレー (*1) による Cs の凝集効果	(ケ) 代替 CV スプレー (*1) の除熱による Cs の凝縮効果	(コ) CV 内自然対流冷却 (*2) の除熱による Cs の凝縮効果	
I CV (炉心損傷後)	デブリ飛散、DCH	—	—	—	—	○	—	—	●	●	●	<ul style="list-style-type: none"> 炉心溶融後、一次系強制減圧作動によって、加圧器逃がし弁から CV へ Cs が放出される。 炉外水蒸気爆発、FCI、水素燃焼は、CV 内の温度と圧力に直接影響するが、CV 内の Cs 移行には影響しない。 炉心損傷後に、CV 内に浮遊エアロゾル Cs が大量に放出されているため、事故影響緩和策による捕集、凝縮沈着効果があると考えられるが、本シナリオで SA 対策の作動は考慮していないため、対象外とした。
	一次系強制減圧	○	△	△	—	○	—	—	—	—	—	
	キャビティへのデブリ落下	—	—	△	—	○	—	—	●	●	●	
	FCI	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	
	炉外水蒸気爆発	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	
	キャビティ水の蒸発	—	—	—	—	○	U	U	●	●	●	
	CV 過圧・過温破損	—	—	—	—	○	U	U	●	●	●	
	水素燃焼	—	—	—	—	○	U	U	●	●	●	
	MCCI	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	
	非凝縮性ガスの発生	—	—	—	—	○	U	U	—	—	—	
	デブリ再加熱	—	—	—	○	○	U	U	●	●	●	
	浮遊 Cs の壁面沈着、水中沈着	—	—	—	○	—	○	○	●	●	●	
	冷却水が連通管通過	—	—	—	△	△	—	—	●	●	●	
	Cs 再蒸発	—	—	—	○	○	○	○	●	●	●	
CV 破損防止対策 (*4)	—	—	—	●	●	●	●	●	●	●		
ソースターム抑制対策 (*5)	—	—	—	●	●	●	●	●	●	●		

(*1) : CV機能喪失前における代替CVスプレー作動 (*2) : CV機能喪失前におけるCV内自然対流冷却作動 (*4) : CV破損前に代替CVスプレーとCV内自然対流冷却の作動を想定 (*5) : CV破損後の事故緩和策として代替CVスプレーとCV内自然対流冷却の作動を想定

表 2.2-5 全交流電源喪失における抽出された物理現象一覧 (② CV 機能喪失後の Cs 再蒸発)

判定項目		② CV 機能喪失後の Cs 再蒸発								判定理由
評価対象現象		(c) CV 機能喪失後の CV 内温度			(d) CV 機能喪失後の Cs 沈着量分布					
領域	物理現象	(サ) デブリ飛散	(シ) 溶融デブリの空気接触表面積	(ス) スプレイによるデブリ直接冷却	(セ) CV 機能喪失時の壁面沈着状態 Cs	(ソ) RV 内の溶融デブリの残留	(タ) CV 内自然対流冷却(*6)の除熱による Cs の凝縮効果	(チ) 代替 CV スプレイ(*7)による Cs の凝集効果と除熱による Cs の凝縮効果	(ツ) ウォッシュダウン効果	
H RV (炉心損傷後)	被覆管の酸化反応	—	—	—	—	△	—	—	—	炉心損傷後の RV における現象では、炉心溶融については、溶融デブリの残留にわずかに影響を与える。 RV 破損の要因は、CV 機能喪失後のデブリ分布に影響がある。
	水素発生	—	—	—	—	—	—	—	—	
	水蒸気と水素が CV へ流出	—	—	—	○	—	—	—	○	
	被覆管破損	—	—	—	—	△	—	—	—	
	制御材の溶融	—	—	—	—	△	—	—	—	
	ステンレス鋼とジルコニウムの共晶反応	—	—	—	—	△	—	—	—	
	UO ₂ /ジルカロイ反応による液相形成	—	—	—	—	△	—	—	—	
	炉心溶融	—	—	—	—	○	—	—	—	
	溶融炉心の下部ブレナムへの落下	△	△	—	△	○	—	—	—	
	炉内水蒸気爆発	○	○	—	—	○	—	—	—	
	RV クリープ破損	○	○	—	△	○	—	—	—	
炉心部燃料残留	○	○	—	—	○	△	△	—		

(*6) : CV機能喪失後におけるCV内自然対流冷却作動 (*7) : CV機能喪失後における代替CVスプレイ作動

表 2.2-6 全交流電源喪失における抽出された物理現象一覧 (② CV 機能喪失後の Cs 再蒸発)

判定項目 評価対象現象		② CV 機能喪失後の Cs 再蒸発								判定理由
		(c) CV 機能喪失後の CV 内温度			(d) CV 機能喪失後の Cs 沈着量分布					
領域	物理現象	(サ) デ ブリ飛散	(シ) 熔融デ ブリの空気 接触表面積	(ス) スプレ イによるデ ブリ直接冷 却	(セ) CV 機能 喪失時の壁面 沈着状態 Cs	(ソ) RV 内の 熔融デブリ の残留	(タ) CV 内 自然対流冷 却(*6)の除熱 による Cs の 凝縮効果	(チ) 代替 CV スプレー(*7) による Cs の 凝集効果と 除熱による Cs の凝縮効 果	(ツ) ウォッ シュダウン 効果	
I CV (炉心損傷後)	デブリ飛散、DCH	○	○	—	—	○	—	—	—	炉心損傷後の CV 領域における物理現象では、CV 機能喪失前の現象が CV 内のデブリ状態に影響を与える。
	一次系強制減圧	○	—	—	△	△	—	—	—	
	キャビティへのデブリ落下	—	○	—	—	○	—	—	—	
	FCI	—	○	—	△	—	—	—	—	炉外水蒸気爆発、FCI、水素燃焼のような急激な CV 破損が発生する場合は、CV 機能喪失時のデブリ配置が不明である。
	炉外水蒸気爆発	U	U	—	△	—	—	—	—	
	キャビティ水の蒸発	—	△	—	—	—	—	—	△	
	CV 過圧・過温破損	—	△	—	△	—	—	—	—	
	水素燃焼	U	U	—	—	—	—	—	—	CV 機能喪失後に発生する物理現象は、Cs 沈着挙動に直接影響を与える。
	MCCI	△	○	○	△	△	—	—	—	
	非凝縮性ガスの発生	—	—	—	△	—	—	—	—	
	デブリ再加熱	△	○	—	○	—	○	○	○	本シナリオで SA 対策の作動は考慮していないため、対象外とした。
	浮遊 Cs の壁面沈着、水中沈着	—	—	—	○	—	○	○	○	
	冷却水の連通管通過	—	—	△	△	—	○	○	○	
	Cs 再蒸発	—	—	—	○	—	○	○	○	
CV 破損防止対策(*4)	—	△	●	●	—	△	△	●		
ソースターム抑制対策(*5)	—	△	○	○	—	○	○	○		

(*4) : CV破損前に代替CVスプレーとCV内自然対流冷却の作動を想定 (*5) : CV機能喪失後の事故緩和策として代替CVスプレーとCV内自然対流冷却の作動を想定 (*6) : CV機能喪失後におけるCV内自然対流冷却作動 (*7) : CV機能喪失後における代替CVスプレー作動

表 2.2-7 全交流電源喪失における抽出された物理現象一覧 (③ Cs 環境放出の継続時間、④ Cs 環境放出流量)

判定項目 評価対象現象		③ Cs 環境放出の継続時間			④ Cs 環境放出流量						判定理由	
		(e) 炉心損傷 タイミング	(f) CV 機能喪失タイミン グ		(g) CV 漏洩面積		(h) CV 機能喪失後の圧力変化					
領域	物理現象	(テ) 一次系 冷却水の水位低下速度	(ト) 早期 CV 機能 喪失	(ナ) 後期 CV 機能喪 失	(ニ) 大規 模面積破 損	(ヌ) 小規 模面積破 損	(ネ) CV 内 の冷却水量	(ノ) 溶融 デブリの温 度	(ハ) 非凝 縮性ガスの 発生	(ヒ) 金属・ 水反応によ る水素発生		
H RV (炉心損傷後)	被覆管の酸化反応	○	—	—	—	—	—	—	—	—	炉心損傷後の RV における現象では、炉心溶融過程で一次冷却水の水位低下速度への影響が大きい。	
	水素発生	—	△	△	△	△	—	—	—	—		
	水蒸気と水素が CV へ流出	—	△	△	△	△	△	—	—	—		CV 機能喪失タイミング又は破損面積への直接の影響はほとんどない。
	被覆管破損	○	—	—	—	—	—	—	△	—	—	
	制御材の溶融	○	—	—	—	—	—	—	△	—	—	
	ステンレス鋼とジルコニウムの共晶反応	○	—	—	—	—	—	—	△	—	—	炉内水蒸気爆発のような、急激な RV 破損では、同時に CV 破損も発生すると想定しており、CV 漏洩面積にも影響を与える。
	UO ₂ /ジルカロイ反応による液相形成	○	—	—	—	—	—	—	△	—	—	
	炉心溶融	○	—	—	—	—	—	△	△	—	—	炉心損傷に関連する現象は、CV 機能喪失後の溶融デブリ温度にもわずかに影響を与える。
	溶融炉心の下部プレナムへの落下	—	—	—	—	—	—	△	△	—	—	
	炉内水蒸気爆発	—	○	—	—	○	—	△	△	—	—	
	RV クリープ破損	—	—	—	—	—	—	△	△	—	—	
炉心部燃料残留	—	—	—	—	—	—	△	△	△	△		

表 2.2-8 全交流電源喪失における抽出された物理現象一覧 (③ Cs 環境放出の継続時間、④ Cs 環境放出流量)

判定項目 評価対象現象		③ Cs 環境放出の継続時間			④ Cs 環境放出流量						判定理由
		(e) 炉心損傷 タイミング	(f) CV 機能喪失タイミ ング		(g) CV 漏洩面積		(h) CV 機能喪失後の圧力変化				
領域	物理現象	(テ) 一次系 冷却水の水位低下速度	(ト) 早期 CV 機能喪失	(ナ) 後期 CV 機能喪失	(ニ) 大規模 面積破損	(ヌ) 小規模 面積破損	(ネ) CV 内の 冷却水量	(ノ) 溶融 デブリの 温度	(ハ) 非凝 縮性ガスの発生	(ヒ) 金属・ 水反応による水素 発生	
I CV (炉心損傷後)	デブリ飛散、DCH	—	○	—	○	—	—	○	○	○	炉心損傷後、CV における現象では、すでに炉心損傷しているため、炉心損傷タイミングには影響がない。
	一次系強制減圧	—	△	△	△	△	△	—	—	—	
	キャビティへのデブリ落下	—	—	—	—	—	△	○	○	○	
	FCI	—	○	—	○	—	△	—	—	—	CV 機能喪失モードにより、CV 機能喪失タイミング及び CV 漏洩面積へ影響を与える。
	炉外水蒸気爆発	—	○	—	○	—	△	—	—	—	
	キャビティ水の蒸発	—	△	○	○	○	△	○	○	○	本シナリオでは、CV 機能喪失前の SA 対策の作動は考慮していないため、対象外とした。
	CV 過圧・過温破損	—	△	○	○	○	—	—	—	—	
	水素燃焼	—	○	△	○	△	—	—	○	○	
	MCCI	—	—	○	—	○	△	○	○	○	
	非凝縮性ガスの発生	—	—	△	△	△	—	—	○	△	CV 機能喪失後のソースターム抑制対策は、CV 機能喪失後の圧力変化に影響を与える。
	デブリ再加熱	—	—	—	—	△	△	○	○	○	
	浮遊 Cs の壁面沈着、水中沈着	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	冷却水が連通管通過	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	Cs 再蒸発	—	—	△	△	△	△	○	○	○	
CV 破損防止対策 (*4)	—	●	●	●	●	●	●	●	●		
ソースターム抑制対策(*5)	—	—	—	—	—	—	○	○	○		

(*4) : CV 破損前に代替 CV スプレーと CV 内自然対流冷却の作動を想定 (*5) : CV 破損後の事故緩和策として代替 CV スプレーと CV 内自然対流冷却の作動を想定

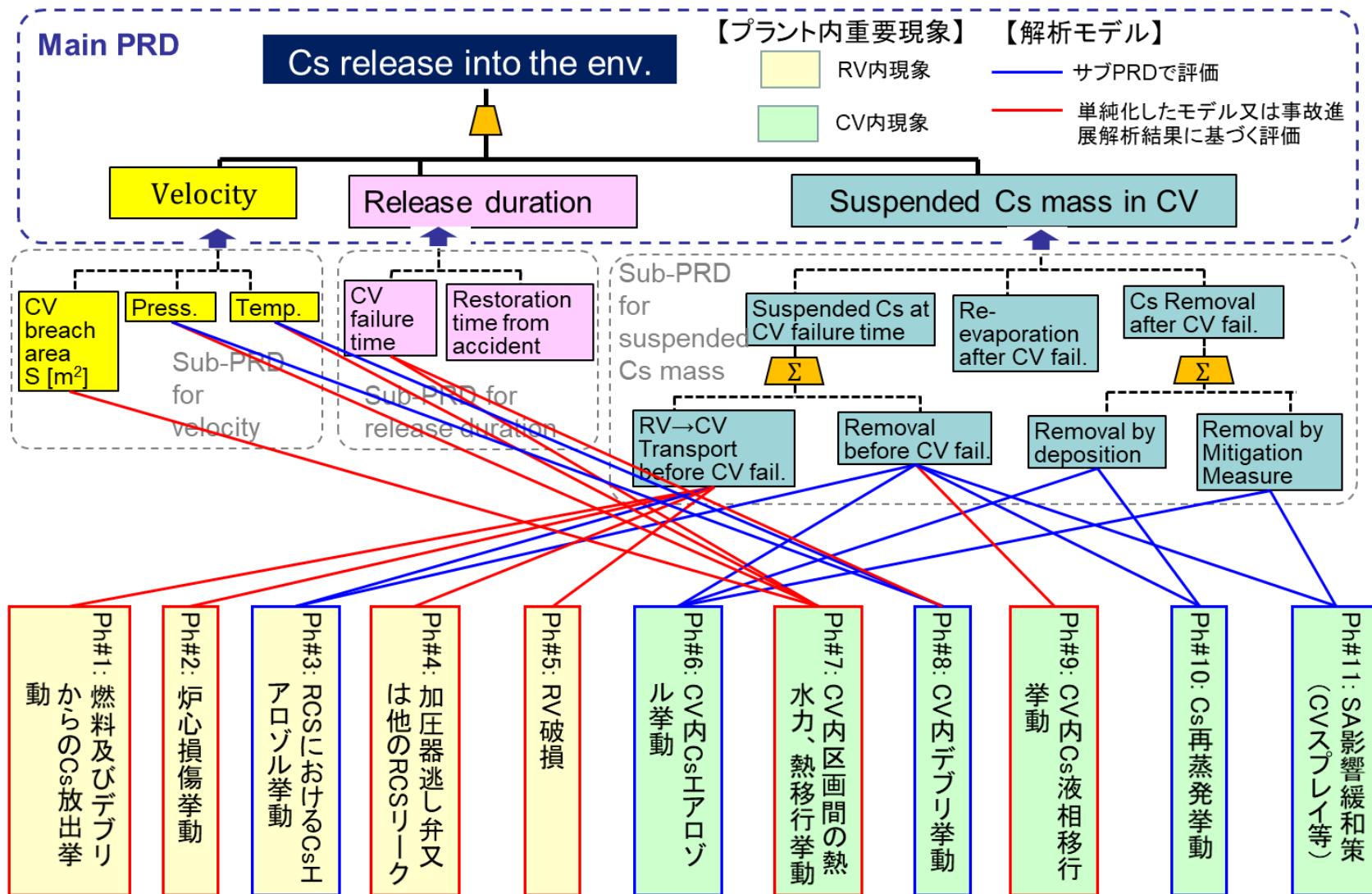


図 2.2-2 プラント内重要現象の評価方法と評価結果の反映先

2.2.3 サブ PRD

サブPRDのモデルの設定方法を示す。サブPRDの対象とするのは図 2.2-2の青枠で示したプラント内重要現象である。これらに対して、以下の通りサブPRDを構築した。

■ Cs挙動サブPRD

- Ph#3: RCSにおけるCsエアロゾル挙動
- Ph#6: CV内Csエアロゾル挙動
- Ph#10: Cs再蒸発挙動
- Ph#11: SA影響緩和策 (CVスプレー等)

■ MCCIサブPRD

- Ph#8: CV内デブリ挙動 (MCCI、水蒸気爆発、DCH等)

Ph#8CV内デブリ挙動の内、DCHの扱いについてはサブPRDを適用せず2.2.4節に示すとおり事故進展解析結果に基づき与える条件とした。以下にそれぞれのサブPRDの構築について示す。

2.2.3.1 Cs 挙動サブ PRD

本サブPRDの目的は、メインPRD (図 2.2-1) におけるCV内Cs浮遊量 $m(t)$ を定量化することである。CV内のCs浮遊量は環境へのCs放出量を評価する上で、直接的な影響を持つ。CV内のCs浮遊量に対して影響度が高いことから、できるかぎり事故進展解析コードと同等の評価が得られることが好ましい。この観点から本サブPRDの評価モデルの構築では、MELCORに相当する評価モデルをできる限り取り入れる方針とした。

本研究の評価対象シナリオはLTSBOを起因とする炉心損傷シナリオであることを踏まえ、本シナリオにおいて特徴的なCs挙動を考慮して、モデルの単純化などの適正化を行う。なお、ここではCVバイパス事象及び誘因LOCAの発生を含まないシナリオに限定してサブPRDの構築方法を示す。

LTSBO事故シナリオを起因とするSA時の基本的なCV内Cs挙動を示す。RVからCVに放出されたCsは、放出初期はほとんどがエアロゾルの形態で浮遊する。Csエアロゾルは、時間経過とともに様々なエアロゾル効果により壁面や床面に沈着する。また、CVスプレーなどの緩和策を実施する場合は、温度の低下による壁面沈着の促進効果や液滴との衝突効果によりCsの浮遊量はさらに減少する。エアロゾルの粒径分布は沈着効果や緩和策による除去効果に影響を与える。エアロゾルの粒径は主にエアロゾル同士の凝集または吸湿効果により時間とともに変化する。

Cs挙動サブPRDの構成を図 2.2-3～図 2.2-5に示す。CV内Cs浮遊量を、初期浮遊量、CV内の除去量及びCV機能喪失後の再蒸発量の関係より評価する。これはメイン

PRDに示す(1)式に該当する。初期浮遊量はCV機能喪失時のCs浮遊量を指し、CV機能喪失前におけるRVからCVへの移行量、CV内の除去量及び再蒸発量の関係から評価する。CV内Cs除去量は自然沈着量及び影響緩和策による除去効果に分類される。Csの質量バランスから、次式により評価する。

$$\frac{dm(t_R)}{dt} \cdot V = -(\lambda + \kappa) \cdot m(t_R) \cdot V + W(t) \quad (6)$$

ここで、

- $m(t_R)$: RV 破損からの経過時間 t_R に対する CV 内浮遊 Cs 密度 [kg/m³]
- t_R : RV 破損後の経過時間 [s]
- V : CV 体積 [m³]
- λ : 自然沈着効果による Cs 除去速度[s⁻¹]
- κ : 影響緩和策による Cs 除去速度[s⁻¹]
- $W(t)$: 再蒸発速度 [kg/s]

式(6)を $m(t_R)$ について解き、RVからCVへのCs移行量を初期値として与えることで、CV内Cs浮遊量は得られる。

Cs挙動サブPRDで下位に展開する評価モデルは以下とする。

- ・ CV内Cs沈着
- ・ CV内Cs再蒸発
- ・ エアロゾル粒径分布

上記に含まれないRVからCVへ放出されるCs量についても、事故シナリオにより変動する挙動であり適切な考慮が必要である。本研究では、計算負荷の低減の観点からMELCORの解析結果を入力条件として与える方法を取り、サブPRDの評価モデルの対象外とした(2.2.4節参照)。なおCVスプレー等の影響緩和策によるCs除去効果は、本研究の事故シナリオでは含まないため対象外とする。それぞれの評価方法を以下に示す。

(1) CV 内 Cs 沈着量

CV内におけるCsの沈着挙動は、Cs浮遊量は評価する上で直接的な影響を持つ。そのため適切な数値モデルに基づき時間変化に対する評価を行う。Cs除去率を規定するCs沈着速度 λ は、個別のエアロゾル沈着効果の和により求まり次式により評価する。

$$\text{CV 機能喪失前} \quad \lambda = \lambda_{grav} \quad (7)$$

$$\text{CV 機能喪失後} \quad \lambda = \lambda_{diff} + \lambda_{therm} + \lambda_{grav} \quad (8)$$

ここで、

λ_{diff} : ブラウン拡散による Cs 沈着速度 [s⁻¹]

λ_{therm} : 熱泳動による Cs 沈着速度 [s⁻¹]

λ_{grav} : 重力沈降による Cs 沈着速度 [s⁻¹]

CV機能喪失前後にて評価式を分類した理由は、CV機能喪失前後で支配的な沈着要因が異なることを踏まえたものである。RV破損後、RVから放出された高温ガスによりCV内は攪拌され、短時間で定常な流動状態及び均一なCs分布に至る。そのためCsの主な沈着機構は重力沈降となり、多くのCsが重力沈降により床面に沈着する。一方CV機能喪失後は、CV機能喪失による減圧及びMCCIの継続よりCVは流動状態が継続する。そのため、重力沈降に加えて熱泳動やブラウン拡散の影響も増大する。なお、拡散泳動は壁面付近の水蒸気濃度の分布により起因する沈着機構である。主にCV内自然対流冷却など、CV内に冷却された壁面が存在する場合に効果があり、本研究の事故シナリオで想定しないため対象外とする。

以下に各沈着機構の評価モデルについて示す。

(a) ブラウン拡散

粒子のブラウン運動によって、粒子は濃度の高い領域から低い領域に向かって拡散することにより発生する沈着メカニズムをブラウン拡散という。拡散境界層厚さ及び拡散係数による、次式で評価する。

$$\lambda_{diff} = D/\Delta \quad (9)$$

ここで、

D : 拡散係数 [m/s]

Δ : 境界層厚さ [m]

(b) 熱泳動

エアロゾルに温度勾配が存在すると、粒子は高温側の媒質気体分子から、低温側よりも大きな運動量を与えられ、その結果、高温側から低温側に向かって力を受けて移動する。これを熱泳動という。Epsteinら^[15]による次式により評価する。

$$\lambda_{therm} = v_{therm}/h \quad (10)$$

$$v_{therm} = \frac{\nu K}{\chi \rho L} \left\{ \frac{T_{\infty}}{T_w} - 1 \right\} \left[\frac{1 - (K Pr)^{1.25} T_w/T_{\infty}}{1 - (K Pr)^{1.25}} \right] Nu_x \quad (11)$$

ここで、

- v_{therm} : 熱泳動による Cs 沈着速度 [m/s]
- h : 沈着長さ [m]
- ν : 動粘性係数 [Pa · s]
- K : 熱泳動速度係数 [-]
- χ : Stokes 則の補正因子 [-]
- ρ : ガス密度 [kg/m³]
- L : 代表長さ [m]
- T_{∞} : ガス温度 [K]
- T_w : 壁表面温度 [K]
- Pr : Prandtl 数 [-]
- Nu_x : 局所 Nusselt 数 [-]

沈着長さはCV半径とした。

(c) 重力沈降

重力沈降による沈着速度は、Stokes則に基づく終末沈降速度式に微小粒子のすべりの影響と粒子の不規則形状に対する効力の影響を考慮した次式で与えられる。

$$\lambda_{grav} = v_{grav}/h \quad (12)$$

$$v_{grav} = \frac{d_p^2 \rho_p g C_m}{18 \mu \chi} \quad (13)$$

ここで、

- v_{grav} : 重力沈降速度 [m/s]
- d_p : エアロゾル粒子径 [m]
- ρ_p : 粒子密度 [kg/m³]
- g : 重力加速度 [m/s²]
- C_m : カニングム補正係数 [-]
- μ : 粘性係数 [Pa · s]

沈着長さはCV高さとした。

(2) CV内Cs再蒸発

CV内に沈着したCsは熱を受けると蒸発する。SA時のプラント内はその熱源はデブリやFPの崩壊熱による。再蒸発量はCV内のCsの浮遊量に直接影響を与え、環境へのCs放出量に大きく寄与する。Cs再蒸発量の評価モデルを以下に示す。

飽和蒸気量に達するまで蒸発が続くとして、蒸発の速度を λ とすると、単位時間当たりの蒸発量は以下の微分方程式で表される

$$\frac{dM_v}{dt} = -\lambda(M_v - M_s) \quad (14)$$

ここで、

- M_v : Cs 蒸気の CV 内存在量 [kg]
- M_s : Cs 飽和蒸気量 [kg]
- λ : 蒸発速度 [s⁻¹]

微分方程式を解いて、

$$M_v(t) = M_s(1 - e^{-\lambda t}) \cong \lambda M_s t \quad (15)$$

となる。ここで、蒸発速度は、一般的に質量移行係数を用いて以下の式で与えられる。

$$\lambda = \frac{A}{V} h_m \quad (16)$$

ここで、

- A : 蒸発面積 [m²]
- V : CV 体積 [m³]
- h_m : 質量移行係数 [m/s]

さらに、質量移行係数は

$$h_m = \frac{D_F \cdot Sh}{L} \quad (17)$$

ここで、

- D_F : 拡散係数 [m²/s]
- Sh : シャーウッド数 [-]
- L : 代表長さ [m]

で与えられる。

飽和蒸気量は、気体の飽和蒸気圧と状態方程式を用いて

$$M_s = \rho V \quad \left(\rho = \frac{MP}{RT} \right) \quad (18)$$

で与えられる。また、質量移行係数は、

$$h_m = 0.664Re^{0.5}Sc^{1/3} \quad (19)$$

を用いた。Sc数は系内の流体の密度から、次式で計算する。

$$Sc = \frac{\mu}{D_F \rho} \quad (20)$$

(3) エアロゾル粒径分布

Csエアロゾルの粒径は沈着に影響を与える因子である。粒径を決める要因としては、一般的にエアロゾルの凝集 (“Agglomeration”: 図 2.2-5) と蒸気凝縮 (“Vapor Condensation”: 図 2.2-5) が挙げられる。

凝集はエアロゾルの粒子同士の沈着により生じる。粒子径は一般的に分布を持ち、時間の経過とともに対数正規分布に近づく。本研究では平衡粒子径分布（長時間経過後に得られる粒子径の平衡状態）を仮定する。このような仮定はMELCORと同様にSA時のFP挙動を解析するMAAPコードでも取り入れられており、試験解析を通してその妥当性が示されている。RV破損によりCVへ放出されるエアロゾル粒径に基づき評価される平衡粒子径分布を仮定する。

蒸気凝縮は、Csの高い吸湿効果により発生する。MELCORではエアロゾル表面と空間における水蒸気濃度の差分に起因する拡散効果により吸湿が進み、粒子表面の飽和率に応じて粒径の成長をMasonの式^[16]により評価する。

$$r \frac{dr}{dt} = \frac{S - S_{rd}}{\rho_w(a + b)} \quad (21)$$

a及びbはそれぞれ熱流束項及び蒸気拡散項を表し、

$$a = \frac{M_w L^2}{k_w R T^2} \quad (22)$$

$$b = \frac{RT}{P_{sat}DM_W} \quad (23)$$

S及びS_{rd}はそれぞれ飽和蒸気圧に対する雰囲気、表面の蒸気圧の比を表し、

$$S = \frac{P_{\infty}}{P_{sat}} \quad (24)$$

$$S_{rd} = \frac{P_{rd}}{P_{sat}} \quad (25)$$

ここで、

- r : 粒子径 [m]
- ρ_w : 水の密度 [kg/m³]
- M_W : 水の分子量 [kg/mol]
- k_w : 水蒸気の熱伝導率 [W/(m·K)]
- L : 水蒸気の凝縮潜熱 [J/kg]
- T : 雰囲気の温度 [K]
- D : 空気中での水蒸気の拡散係数 [m²/s]
- P_{∞} : 雰囲気の蒸気圧 [Pa]
- P_{sat} : 飽和蒸気圧 [Pa]

本研究で対象とする事故シナリオの条件下において、**Mason**の式を用いてエアロゾルの粒径変化の試算を実施した結果を図 2.2-6に示す。本図は炉心損傷によりCsが気相へ放出された時間を開始時間として、原子炉冷却材が放出されていることにより気相は飽和雰囲気であることを想定した場合のCsエアロゾルの粒径変化を示す。本試評価では、約34秒程度で周囲の湿分を吸収してエアロゾルは飽和状態まで成長する結果を示した。これは本研究で対象とする事故収束までの時間（7日）に対して無視できるほど小さな時間といえることから、吸湿による粒径の過渡変化が結果に与える影響は小さいとみなすことができる。そこで本研究では吸湿によるエアロゾル粒径の成長は瞬時に飽和径に到達することとした。これにより計算負荷の低減が期待される。

(4) CV内Cs挙動の評価におけるボリュームの取り扱い

エアロゾルの沈着及び粒径分布は概ねMELCORと同様のモデルにより評価する。一方、CVのノーディングはMELCORでは複数に分割している一方で、ソースタームPRDでは単一ボリュームとして扱う（2.2.1参照）。そのため、沈着速度の評価で参照するボリューム内の条件（温度、沈着長さ）などが両者で異なる。より詳細にCVを分

割するMELCORではボリュームごとの条件を詳細に反映可能であるが、単一のボリュームで扱うソースタームPRDではこのような場所ごとの状態を反映できない。その場合CV内の熱水力挙動が比較的緩慢に進む状態での粒径成長や沈着は十分模擬できるが、大きな過渡変化を含む条件下での挙動はMELCORとの結果の差異が顕在化する可能性が考えられる。本研究で対象とするLTSBOを起因とする炉心損傷シナリオでは、高压状態で炉心損傷が進み原子炉冷却系のバウンダリ破損に至る。その場合、高速流でFPを含むガスがCV内に拡がる。このような条件下でのFP挙動を評価することには単一ボリュームは最適ではない。一方、沈着や粒径分布が支配的に発生するのは、そのような高速流の発生によりCV内のガス及びエアロゾルが十分に混合した後、しばらく時間が経過した後である。この時間フェーズでは気体の状態は静定しているとみなすことができ、ボリュームごとの熱水力条件の差は小さく、単一ボリュームにより評価が可能となる。本研究では事故収束に至るまでの環境へのCs放出量を評価することを目的としていることから、このような静定フェーズにおける評価がメインとして考えて、単一ボリュームによる評価を採用する。

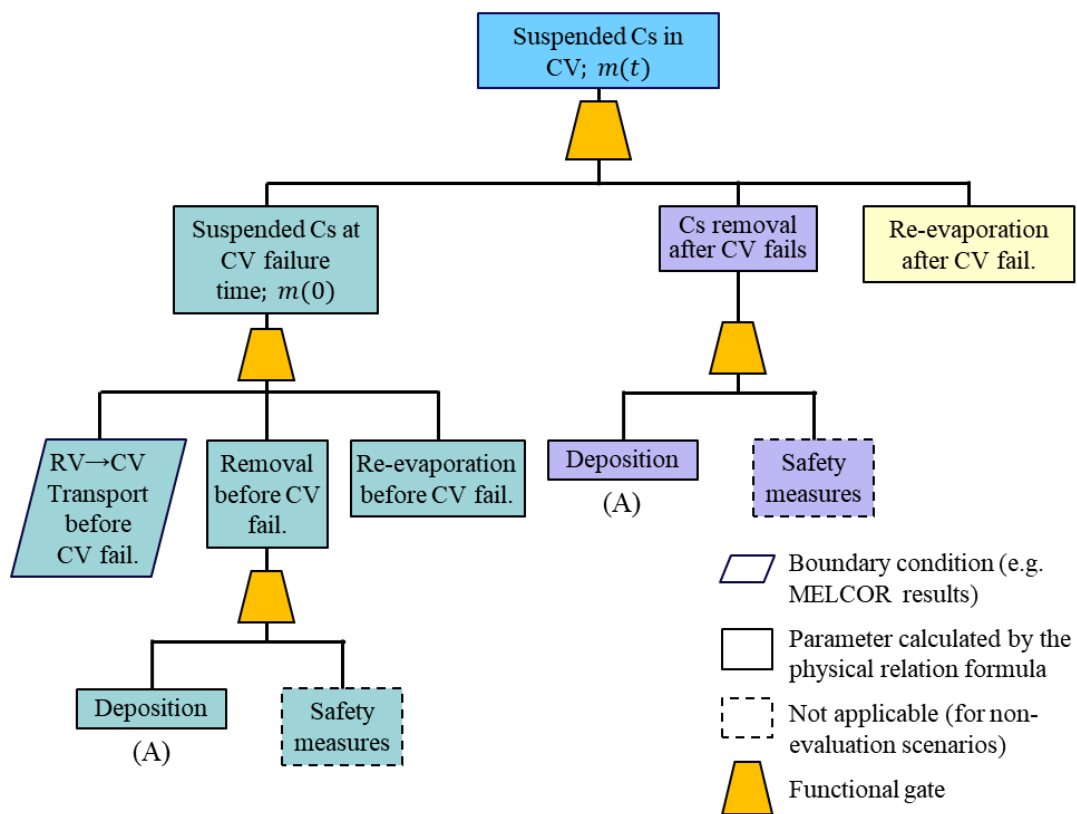


図 2.2-3 Cs 挙動サブ PRD の構造

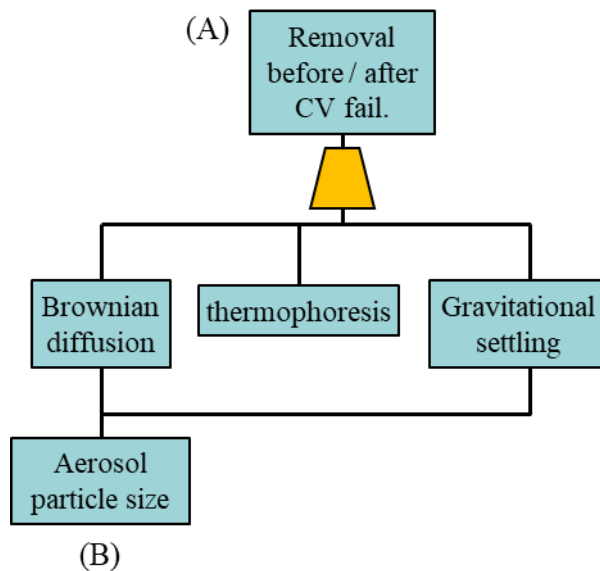


図 2.2-4 CV 機能喪失前の Cs 除去効果に関するサブ PRD の構造 (Cs 挙動サブ PRD の一部)

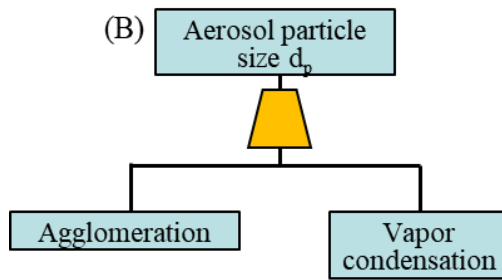


図 2.2-5 エアロゾル粒径に関するサブ PRD (Cs 挙動サブ PRD の一部)

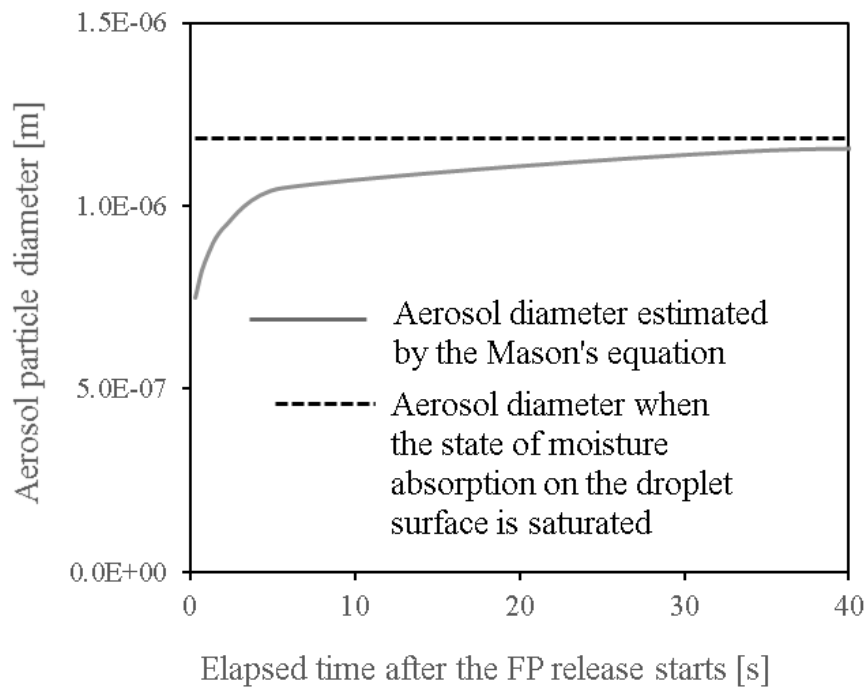


図 2.2-6 Mason の式に従う湿分の吸収に伴うエアロゾル粒子径の試算

2.2.3.2 MCCI サブ PRD

MCCIは、炉内における炉心損傷が進展し、RVの下部ヘッドがデブリにより破損し、キャビティにデブリが落下したときに発生するデブリとコンクリートの相互作用である。MCCIにより、デブリの熱量によるコンクリート分解反応や金属 - 水間の化学反応が発生し、事故進展に様々な影響を及ぼす。なおMCCIが継続すると、CV底部のベースマツト破損に至る可能性があるその場合Csを含む水やガスがCV外へ放出される。放出されたCsは主にプラント敷地内又は海洋の汚染に影響することが考えられるため、環境へのCsの放出量を指標とする本研究では検討の対象外とする。

MCCIがCs挙動に与える影響としては、特に以下のものが考えられる。

- a. 反応ガス発生によるCV圧力の増加
- b. CV温度への影響
- c. デブリからのCs生成

a.~c.の現象について、MCCIによるメインPRDへの影響の観点から、さらに詳細に分析を行った（表 2.2-9）。LTSBOを起因とし緩和策は伴わない炉心損傷事故シナリオでは、CVへの注水が行われなため、デブリがキャビティに落下する際にはわずかな冷却材しか存在せず、その後も冷却水は追加されない。そのため崩壊熱や化学反応によるデブリの発生熱は、主に気相への伝熱とコンクリートの分解反応に使われる。気相への伝熱は小さく、主に後者の伝熱が主因子となる。コンクリート分解反応によりコンクリート内に存在するガス成分（例えば H_2O 、 CO_2 ）や、化学反応による H_2 が発生しCVの圧力増加に寄与する。後者の化学反応による H_2 の発生は主に、未酸化の燃料被覆管に含まれるジルカロイの酸化が発生することにより起こる。本研究で対象とする事故シナリオにおいて、ジルカロイ-水反応に関しては、反応の対象となる燃料被覆管がRV破損前に既に大部分が酸化してことを想定し、MCCI発生時期における反応による寄与は無視できるものと判断する。そこでコンクリート内に存在するガス成分によるCV圧力の寄与を評価するためのサブPRDを対象とする。なお、MCCIによるCVへの温度影響は、コンクリート浸食反応による吸熱、化学反応、構造物への伝熱等が関連し非常に複雑であり、その解明にはさらなる研究知見の蓄積が必要であると考え、本研究の対象外とした。

本サブPRDでは、MCCIによる発生ガスによるCV圧力寄与を頂上事象とする（図 2.2-7）。CV圧力の増加はメインPRDに含まれるCV機能喪失後の環境へのCs放出流量に影響を与える。本サブPRDではキャビティに堆積した溶融デブリの厚さから、デブリの初燃料に対して、コンクリート又は気相への伝熱のバランスからコンクリート浸食量を評価する。そして、浸食したコンクリート成分中に含まれるガス成分（ H_2O 、 CO_2 ）が気相へ放出されることを仮定する。

本サブPRDの計算の流れを示す。キャビティに堆積するデブリは冷却水が存在する場合は、燃料-冷却材間相互作用による微粒化割合を考慮し、微粒化しなかったものを初期の溶融デブリ堆積量として評価する(図 2.2-7 : Initial Melting Debris)。次に堆積した微粒化デブリの再加熱に伴う溶融を考える(図 2.2-7 : Remelting Debris Thickness)。再加熱に伴う溶融厚さは、初期微粒化デブリ厚さ、デブリ表面からの熱流束、限界熱流束の関係から熱バランスを計算し評価する。デブリ表面からの熱流束はキャビティ全体にデブリが広がった場合を想定し、崩壊熱による発生熱の移行を想定する。以上より、初期溶融デブリと再溶融デブリの厚さの和から溶融デブリ厚さ D_{cd} を得る(図 2.2-7 : Melting Debris thickness)。さらに溶融デブリの厚さと、浸食が継続する限界デブリ厚さ D_{cl} と比較から、コンクリート浸食厚さを得る。最後に、コンクリート浸食厚さから、コンクリート(玄武岩系コンクリートを想定)中に含まれるガス成分(H_2O 、 CO_2)が気相へ放出されることを想定し、それによるCV圧力への寄与を求める。

本PRDにRVから落下するデブリ量を与えて試評価を実施した。評価結果を図 2.2-8 に示す。本結果はLTSBO時のMCCIによる寄与を含むCV機能喪失時のCV圧力の累積発生頻度を示す。本結果はMCCIにより発生するガス(H_2O 、 CO_2)、原子炉冷却材の全量蒸発、CV内に事故後初期より存在するガスの膨張を考慮したCV圧力である。0.936~0.956MPa[gauge]の幅で、中央値0.95MPa[gauge]という結果になった。この不確かさ幅は、前述のとおり落下したデブリの微粒化割合や拡がり、冷却にかかる不確かさを伝搬させた結果である。本PRDではガスの発生要因としては、コンクリート中に含まれるガス成分の放出を想定しており、前述の通り金属-水反応などの化学反応により追加的に生じるガスの発生は現状考慮していないことに注意が必要である。これは対象とする事故シナリオにおいて、金属-水反応の主因子であるジルカロイ-水反応に関して、反応の対象となる燃料被覆管がRV破損前に既に大部分が酸化してことを想定し、MCCI発生時期における反応による寄与は無視できることとしたことによる。RV破損前の燃料被覆管の酸化割合は主に事故進展の違いにより影響を受ける。大LOCAやスクラム不能過渡変動(ATWS: Anticipated Transients Without Scram)を起因とする事故のような事故進展が早いシナリオではデブリのRV保持時間が短く、RV破損前の被覆管の酸化割合が小さい傾向にある。また炉心損傷後に注水があるものの、十分に炉心が冷却できない場合においては金属の酸化がより促進する可能性がある。さらにRV内の冷却水によりデブリの微粒化が促進し、水蒸気又は冷却水との接触面積の増加により酸化が進む。もし未酸化金属が多く含む場合を想定する場合、以下の影響をMCCIのサブPRDに追加する必要がある。

- a. 金属-水反応による発熱量評価
- b. 追加で生成される水素による圧力寄与

a.は図 2.2-7の「Heat flux on upper surface of debris」の評価に「Heat generation by metal-water reaction」の算出過程を組み込む必要がある。b.は図 2.2-7の「The amount of concrete erosion」から「Gas generation by MCCI」を評価する算出過程を組み込む必要がある。LTSBOシナリオを対象とする本研究ではコンクリートの浸食に応じたガス発生のみを考慮している。

表 2.2-9 MCCI による Cs の環境への放出量に与える影響

Effects by MCCI	Specific phenomena	Impact on release Cs to the environment	Built-in PRD
(a) CV pressure by gas generation	Release of the gas contained in the concrete component (e.g., H ₂ O, and CO ₂)	High : Condensable and non-condensable gas directly contribute to CV pressure addition	○
	Vapor generation from surrounding water by debris	High : High impact only for the scenario with water brought to CV	× Out of target scenario
	Gas generation (e.g., H ₂) due to chemical reaction	Middle : Small as a CV pressure contribution	○
(b) Influence on CV temp	Transition of enthalpy to gas phase due to gas generation	Not clear : Analysis by Severe Accident progression analysis is required.	△ Further study is needed for modeling
	Heat generation by chemical reaction	Not clear : Analysis by Severe Accident progression analysis is required.	△ Further study is needed for modeling
(c) Suspended Cs growth from the debris	Acceleration of rerelease of Cs from debris	Small : Almost all Cs is already released in RV	× Small impact on Cs Released
	Acceleration of re-evaporation of Cs deposited on the reactor cavity	Small : hard to believe that there is promoting effect	× Small impact on Cs Released

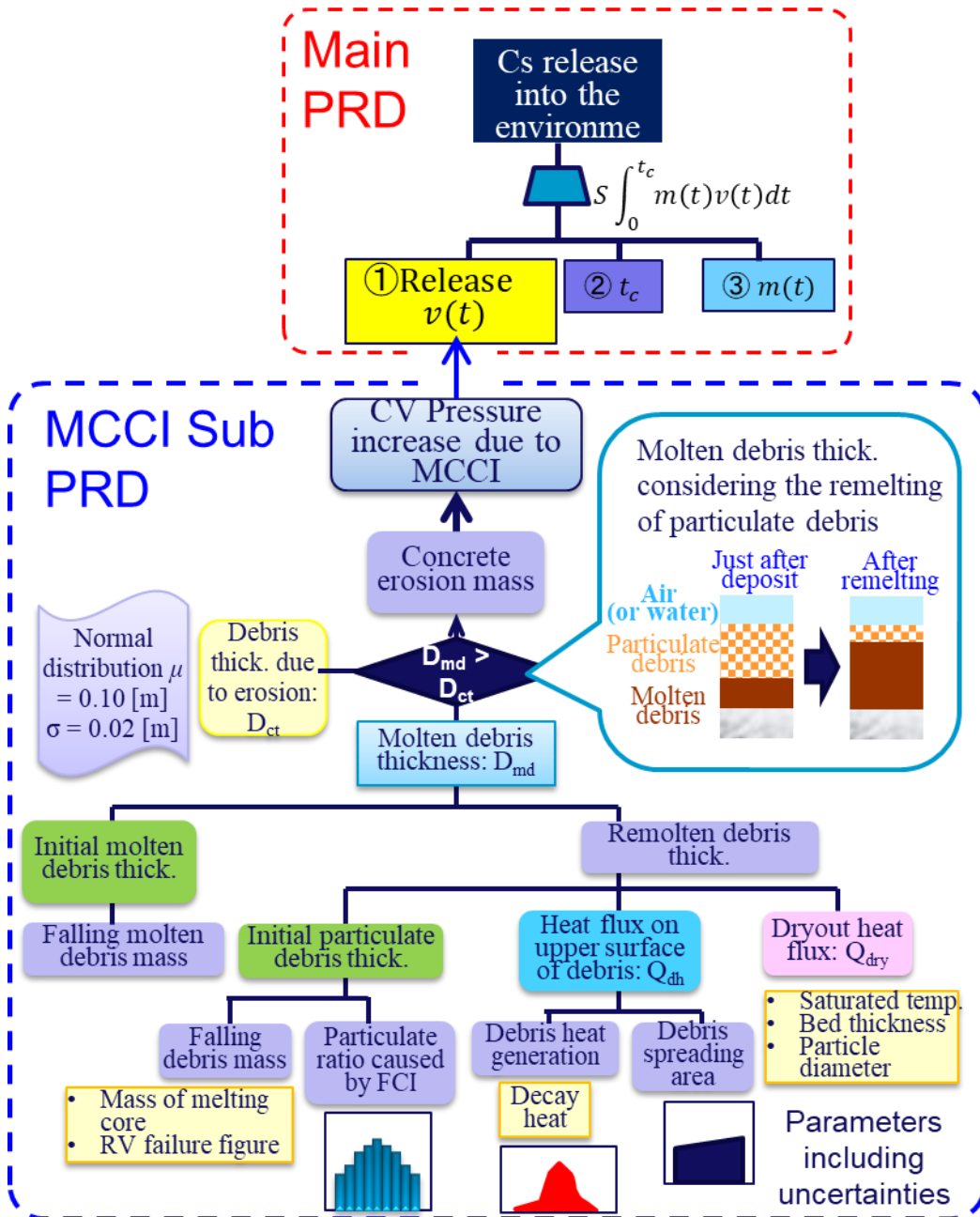


図 2.2-7 MCCI による CV 内圧上昇を評価するための PRD

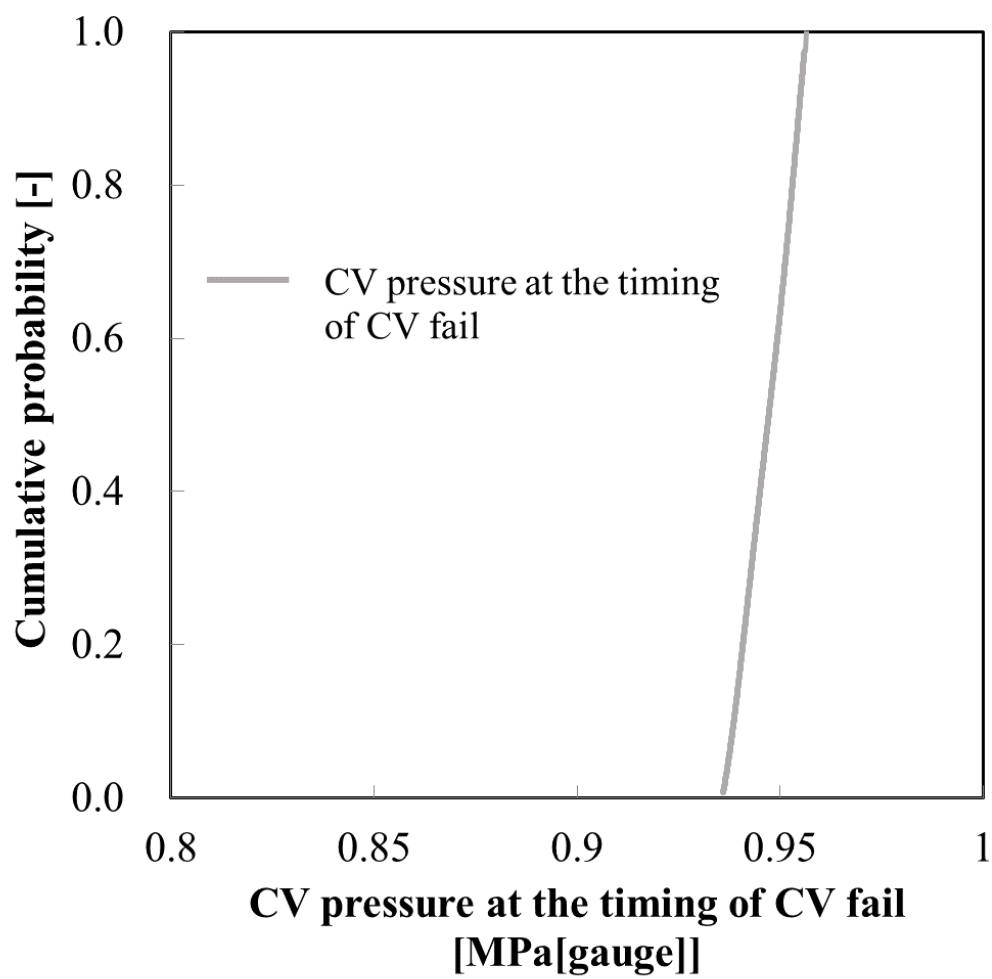


図 2.2-8 MCCI によるガス発生の寄与を考慮した CV 機能喪失時の CV 圧力の累積確率

2.2.4 単純化したモデル又は事故進展解析結果に基づく評価

2.2.4.1 基本方針

ソースタームPRDの評価性能としては、SA時のプラント内事象を適切に評価可能であり、MELCORと同等のCsの環境への放出量の評価結果が得られることを目指している。一方で計算負荷はレベル2DPRAに適用可能な水準に低減させる。これらの観点から、ソースタームPRDに適用する各評価モデルは、対象となる現象のCsの環境への放出量に対する影響度に応じて、その評価モデルの詳細度を設定することが妥当と考えた。対象とする現象がCsの環境への放出量に影響が大きい場合は、MELCORと同様に、プラント各部における熱水力挙動、構造への影響、SA現象、FP挙動を同時に互いの相互作用を考慮しながら、それらの時間変化を連続計算により解析する必要がある。2.2.3節で示したサブPRDで取り扱う現象を含めて、ソースタームPRDの各解析モデルの設定方法について述べる。

ソースタームPRDの各モデルについて、MELCORと比較し、Csの環境への放出量（又はCV内Cs浮遊量）に影響度に応じて、解析モデルの詳細度を設定する。具体的に以下の通り設定する。

○：MELCORと同様の物理モデルを採用

Csの環境への放出量への影響度が大きい現象については、様々な事故条件下においてもMELCORと整合した結果を持つ必要がある。そのためMELCORと同様の物理モデルを設定する。

△：MELCORの結果を参照して境界条件を与える。

Csの環境への放出量への影響度が大きいのが、MELCORと同様に時間変化に伴う詳細な変化を評価せずに、MELCORの解析結果をソースタームPRDの境界条件として与えることで、MELCORとの整合性を持たせることができる場合はそのようにする。

×：単純化したモデルを設定

Csの環境への放出量への影響度が小さいものは、できる限り計算負荷を減らす観点から単純化したモデルを採用する。

上記の方針に基づき、事故フェーズを3分割してそれぞれの現象に対するMELCORのモデルの分析とソースタームPRDのモデリング方法を検討した。各事故フェーズのソースタームPRDのモデルの設定を表 2.2-10から表 2.2-12に示す。各事故フェーズの考え方を以下に示す。

2.2.4.2 事故フェーズ 1：炉心損傷～RV 破損

本フェーズでは炉心損傷からRV破損までに発生する現象に関するモデルの取り扱いを示す。本フェーズの主要な現象は一次系熱水力挙動（炉心の温度上昇に伴う一次系内における流動及び温度変化）、炉心損傷（炉心の昇温、昇温に伴う炉心損傷挙動と破損した燃料の移行（リロケーション））、デブリ挙動（溶融炉心又は炉心損傷に伴い生じる欠片の挙動）が含まれる。

本フェーズのソースタームPRDのモデリング方針を示す。炉心損傷からRV破損までの挙動はCsの放出量、タイミング等に寄与する影響度が大きい。一方、MELCORの解析によると炉心損傷に伴い放出されるCsはその揮発性の高さから、炉心損傷の挙動によらずほとんどが炉心から放出される。そのため炉心損傷挙動や燃料からCsの放出挙動は、詳細な時間変化を取り扱う必要がなく単純化が可能と判断できる。また一次系内に放出されたCsは揮発性が高く多くがガス状又はエアロゾルとしてふるまい、時間の経過とともに一次系内の壁面や構造物へ沈着するものと、壁面から再び蒸発するものとでバランスする。再蒸発量は事故シナリオに依存した値であり一次系内熱流動と関連した評価が必要である。またRV破損時には、その時点で浮遊しているCsはほとんどがCVへ放出され、減圧に伴い沈着していたCsの一部も再蒸発によりCVに移行する。その量は主に減圧前後の圧力差に依存するが、LTSBOでは減圧直前の圧力は非常に高圧である一方で、減圧直後は常圧近くまで低下することから、シナリオの違いによる影響は小さい。このような特性から、RV破損時のCVへのCs移行量は炉心損傷時期や形状、温度等に左右されにくく、単純化が可能と判断できる。

以下にソースタームPRDの個別のモデル設定について示す。

(1) 一次系熱水力挙動

(a) 温度・圧力

炉心損傷後の一次系の温度・圧力挙動は一次系内の流動及び伝熱挙動により決まる。MELCORのモデルの扱いを表 2.2-10の「一次系熱水力挙動－温度・圧力」に示す。RV、一次系配管、加圧器、SGなどを、複数のコンパートメントに分割する。プラントの構成に応じて各コンパートメントをフローパスで接続し、互いの流体の移行を評価する。コンパートメント間の移行は質量、運動量、エネルギーの保存により評価する。炉心損傷後の一次系では炉心から発生するガス及び一次系内の密度差に起因する自然対流が駆動力となる流動がみられる。SGの二次側に水位がある場合はその冷却効果による自然対流による駆動が生じるが、本研究で対象とするシナリオでは炉心損傷後にSGに水位があることを想定していないため対象外とする。炉心損傷後、一次系の減圧（加圧器逃し弁開、配管・SGクリープ破損、RV破損）が生じるまで数10分から数時間程度と幅広いものの、流動の観点からは十分時間が長く、一次系の気相はほぼ均一な高温状態となる。伝熱挙動は燃料の伝熱（崩壊熱の発生、燃料－気相熱伝

達、輻射、ガス発生に伴うエンタルピ移行)、壁面熱伝達を評価する。炉心損傷後の一次系内は閉じた系であり、多少の系外への放熱があるものの時間経過とともに一次系内は高温となる。その結果、炉心損傷後、流動挙動に関連して短時間でRV内の炉心付近は2000°C~3100°Cとなり、その他の一次系部分は250°C~500°Cの分布が定常となる。定常となる圧力、温度分布は事故シナリオによる。この分布はCsの浮遊量や沈着量に大きく影響し、Csの環境への放出量にも影響する可能性がある。

表 2.2-10の「一次系熱水力挙動-温度・圧力」に示す通り、ソースタームPRDではMELCORの結果を参照して境界条件を与える。具体的には以下の条件を適用する。

- ・ 一次系・RV内温度・圧力は一定値を維持
- ・ RV破損時の一次系圧力をMELCORの結果より与える (CV内現象評価に使用)

前述の通り一次系内の流動・伝熱の定常状態への到達は早い。また一次系の温度・圧力挙動はCsの燃料からの放出、一次系内の沈着及び浮遊の分布に影響を与える。この分布状態は事故シナリオによって異なる。RV破損時の一次系内のCs沈着量はMELCORの結果からソースタームPRDに与えることとするが、一次系の温度・圧力の時間変化や分布を解析的に解く必要はない。また、RV破損時の一次系圧力は、デブリのCV内の飛散挙動に影響を与える。圧力が大きい方が、RVからCVへのデブリの放出速度が大きく、デブリは細かい粒子状となってCV内に飛散し、CV内の様々なコンパートメントに分散する。デブリが飛散することで、CV内の温度・圧力の上昇につながり、DCHが発生する場合もある。また飛散状況によってCV内のRV下方のキャビティに落下するデブリ量が変化する。これによりMCCI評価時のデブリ量にも影響する。したがってRV破損時の一次系圧力をMELCORの結果より与える。

(2) 炉心損傷

(a) 昇温、炉心損傷、リロケーション

炉心損傷に関連する現象としては炉心温度の昇温、炉心損傷(燃料の破損、溶融、溶融・破損燃料の移行)が挙げられる。MELCORのモデルの扱いを表 2.2-10の「炉心損傷-昇温、炉心損傷、リロケーション」に示す。炉心水位を失い露出した燃料は崩壊熱により徐々に昇温する。それに伴い被覆管も昇温する。1200K程度になると被覆管と冷却材が酸化反応を発生し、水素を発生するとともに、化学反応熱により急激に温度上昇が起こる。燃料が2000Kを超えると構造材や被覆管と共晶反応を起こし、融点低下により炉心溶融が発生し、デブリ状となり下方へ落下する(このような状態のデブリを溶融デブリと言う)。またはもし燃料や被覆管が強度を失った場合には機械的破損により下方へ落下する(このような状態を粒子状デブリと言う)。落下した溶融デブリ及び粒子状デブリは炉心の下方に存在する炉心支持板の上に溜まる。もしくは支持板の隙間から下部ヘッドへと落下する。デブリの蓄積により炉心支持板が破損

する。これにより支持板上に存在していた大量のデブリは下部ヘッドへ移行する。このような一連の炉心の昇温、損傷、リロケーションの過程において燃料中のCsは放出されるとともに、一次系内を昇温・昇圧させる。

表 2.2-10の「炉心損傷－昇温、炉心損傷、リロケーション」に示す通り、ソースタームPRDでは炉心損傷は単純化したモデルを与えることとする。具体的には以下のモデルを適用する。

- ・ 炉心の昇温、損傷、リロケーションの一連の物理挙動は解析対象外とする。
- ・ 炉心損傷時間、Csの放出開始時間をMELCORの解析結果より与える

炉心損傷によるCs挙動への影響は主に二つとなる。一つはCsの放出速度及び放出量への影響である。Csの放出速度は燃料温度に依存する。しかしCsは揮発性が高いため放出速度が大きく、SBOシナリオの場合はRV破損までにはほぼ100%が放出される。そのため燃料温度の変動は考慮しない。炉心損傷によるCs挙動への影響の二つ目は、一次系内の温度・圧力への影響が挙げられる。炉心損傷の過程により温度や圧力の変化及び到達する定常状態は異なる。しかし(1)及び(2)で述べた通り、RV破損時の一次系内Cs沈着量及びRV圧力をMELCORの結果からソースタームPRDに境界条件として与えるため、この詳細な過程を評価する必要はない。

(3) デブリ挙動

デブリが下部ヘッドへ落下し、RV下部ヘッド壁の昇温または強度の低下により破損し、CVへデブリが放出されるまでの現象を扱う。

(a) デブリ冷却

MELCORのモデルの扱いを表 2.2-10の「デブリ挙動－デブリ冷却」に示す。デブリが下部ヘッドへ落下する際には、下部ヘッドには冷却水が存在する。そのため冷却水に接触したデブリの一部は細粒化し、下部ヘッドには粒子状デブリと溶融デブリが蓄積する。密度差から下方に溶融デブリ、上方に粒子状デブリの構成となる。蓄積したデブリは、デブリからの発熱（崩壊熱、化学反応）、デブリ上方に存在する冷却水による徐熱を評価する。

表 2.2-10の「デブリ挙動－デブリ冷却」に示す通り、ソースタームPRDでは炉心損傷は単純化したモデルを与えることとする。具体的には以下のモデルを適用する。

- ・ デブリ冷却挙動は解析対象外とする。

下部ヘッドにおけるデブリ冷却によるCs挙動への影響は、デブリ冷却が始まるまでには燃料内に存在するCsのほとんどが既に放出されているため。下部ヘッドのデブリの冷却挙動によるCs挙動への寄与は主に熱発生源及び水蒸気発生源としての寄与に限

定される。熱や水蒸気は温度・圧力挙動に影響しCsの沈着挙動に影響を与える。(1)で述べた通り、RV破損時の一次系内のCs沈着量をMELCORの結果からソースタームPRDに与えることとしているため、この詳細な過程を評価対象外とする。

(b) 下部ヘッド破損

MELCORのモデルの扱いを表 2.2-10の「下部ヘッド破損」に示す。下部ヘッドに蓄積したデブリは下部ヘッド壁面を加熱させ、破損に至る。MELCORでは主に3つの破損モードを考慮している。

- ・ 貫通部破損
- ・ 下部ヘッド壁のクリープ破損
- ・ 下部ヘッド全周破損

貫通部破損は、下部ヘッドの外面に存在する複数の配管貫通部（通常運転時に炉内の中性子束分布を測定するための小口径配管、数10本の配管が存在する）が破損するものである。デブリの接触による熱的負荷及び機械的負荷を考慮し破損を判定する。貫通部破損となった場合は破損口面積が他の破損モードと比べて小さい。そのため一次系内のガスのCVへの放出速度は小さく、Csの放出速度は小さい傾向にある。下部ヘッド壁のクリープ破損は、下部ヘッド壁面へのデブリによる温度・圧力による負荷により生じる破損である。下部ヘッド壁面に対する温度・圧力負荷と材料の降伏応力の関係から破損を評価する。下部ヘッド壁のクリープ破損の場合は、貫通部破損よりも破損面積が大きく、一次系内部のガスのCVへの放出速度が大きく、Csの放出速度も大きい傾向にある。下部ヘッド全周破損は、熱伝導率が高い金属状の溶融デブリからの熱により下部ヘッド壁面が浸食し発生する破損である。MELCORでは、下部ヘッドに蓄積した溶融デブリは金属溶融物と酸化溶融物に層分離を起こす。UO₂を含み密度が大きい酸化デブリが下層に、金属層が上層となる。金属層にて浸食発生による破損が起こるため下部ヘッドの全周（リング状）の破損が発生する。下部ヘッド全周破損が発生した場合は、3つの破損モードで最も破損面積が大きく、一次系内のガスのCVへの放出速度、Csの放出速度が3つの破損モードの中で最大となる。

表 2.2-10の「下部ヘッド破損」に示す通り、ソースタームPRDではMELCORの結果を参照して境界条件を与える。具体的には以下の条件を適用する。

- ・ 下部ヘッドの破損モードは評価しない
- ・ RV破損時間及びRV破損面積（RV破損モード）をMELCORの解析結果より与える

前述の通り下部ヘッドの破損モードは3つあり、事故進展によりどのモードにより破損が発生するかは異なり、単一又は複数のモードが発生する場合がある。破損モード

ごとに破損面積が異なるため、破損モードは以下に影響を与える。

- ・ デブリのCVへの放出速度
- ・ 一次系内ガスのCVへの放出速度（RVの減圧速度）
- ・ 一次系内に浮遊するCsのCVへの放出速度

RVの破損面積は、デブリのCVへの放出速度CV内に影響を与え、デブリの分散挙動に影響を与える（(1)(a)参照）。したがってRVの破損面積はMELCORの結果を参照する。またRV破損タイミングは、CsのCVへの放出開始時間を表す。CV内に放出されたCsはCV内を浮遊し、時間経過とともに沈着する。またCVが破損すると浮遊Csは環境へ放出される。RV破損時間が早い場合は、CV破損までの時間が長くなり、CV内の沈着量が大きくなり、結果として環境への放出量が減少する可能性がある。このようにRV破損時間はCsの環境放出量に影響を与えるため、MELCORの解析結果を与える。

(4) Cs 挙動

燃料の昇温に伴い燃料からCsが放出、Csの他のFPとの化学反応、Csの一次系内の移行・沈着挙動が含まれる。

(a) 燃料からの放出

MELCORのモデルの扱いを表 2.2-10の「Cs挙動－燃料からの放出」に示す。燃料の温度上昇に伴い燃料内のCsは結晶粒から空孔へ拡散し、燃料の空孔から表面への拡散が起きる。表面に到達したCsは揮発し放出される。MELCORではこの挙動について、過去の試験及び理論的なモデルに基づきいくつかのモデルを用意している。その中の一つのCORSOR-Mモデルは以下の関係式により放出率を評価する。

$$\dot{f} = k_0 e^{-\frac{Q}{RT}} \quad (26)$$

- k_0 : 定数[1/min]
 Q : 定数[kcal/mole]
 R : ガス定数 1.987×10^{-3} [(kcal/mole)K⁻¹]

各FPの放出率（単位時間あたりの放出割合）を燃料温度の関数としている。放出開始時点における燃料燃焼度からの各FPの存在量（インベントリ）と併せて、一定経過時間後における燃料からのFP放出量を計算する。その他、結晶粒から空孔への拡散、空孔から燃料表面への拡散も含み、より詳細な評価が可能なCORSOR-Boothモデルもある。

表 2.2-10の「Cs挙動－燃料からの放出」に示す通り、ソースタームPRDでは単純化したモデルを設定する。具体的には以下の条件を適用する。

- ・ 炉心損傷時に100%のCsが放出される

Csは揮発性が高く燃料の昇温に伴い、燃料から放出される速度が大きい。特にLTSBOシナリオでは、炉内にデブリが維持される時間が長く燃料がより高温を維持する(2500K～3000K)。例えばデブリのRV外への移行までの時間が短いシナリオでは、MCCIの開始も早くコンクリート分解反応による吸熱によりデブリ温度は炉内デブリより下がる(1000K～2000K)ことやデブリが分散することによる温度低下により、放出が100%に至らない場合もある。LTSBOシナリオではRV内でほぼ100%が放出するとみなすことができる^[13]。したがってソースタームPRDでは上記のモデルを適用した。

(b) Cs 化学組成

MELCORのモデルの扱いを表 2.2-10の「Cs挙動－Cs化学組成」に示す。MELCORでは燃料から放出されたCsの化学形態の存在比率をユーザー入力により初期値として与える。事故進展に伴う化学反応は考慮しない。燃料から放出された直後のCsは単体で存在する。しかしCsは反応性が高いため、ただちに他の物質との化学反応を起こす。過去に知見からイウ素(I)が最もCsとの反応性が高い。また物質量はIよりCsの方が大きいため、Iの全量がCsと反応しCsIとなると考えられている。残りのCsは一般的には冷却材と反応しCsOHとなる。また一部はモリブデン(Mo)と反応してCs₂MoO₄の形態となることを示す主張もある。これはSA総合試験Phebus-FP試験のFPT1^[17]にて示されたものである。本試験では、使用済み燃料を実際に使って熔融させた本試験では、試験後の各構造材(炉内構造物、原子炉冷却系配管内壁等)に沈着したCsの状態を計測したことで確認できたことである。ただし、MoはCsよりも揮発性が小さく、燃料から放出されるタイミングはCsよりも遅い。そのため、共に揮発性が高いCsとイウ素の反応とは異なり、燃料からの放出された直後に両者が反応し形成される反応は考えにくい。一次系に沈着したCsに飛来したMoが反応することや、気相において両者が反応することなどが考えられる。CsOHに対するCs₂MoO₄の存在比は国際的にも様々な意見があり、現在まで確立されたものではない。SOARCA^[14]の解析においては、詳細な化学分析に基づき、Iは全量がCsIとなり、残りのCsは全量がMoと結合しCs₂MoO₄となることを基本解析条件としている。

表 2.2-10の「Cs挙動－Cs化学組成」に示す通り、ソースタームPRDでは単純化したモデルを設定する。具体的には以下の条件を適用する。

- ・ 燃料から放出されたCsはCsI又はCs₂MoO₄の化学形態とする。

前述の通り、Csの化学形態は現在も確立されていない。そのため本研究ではSOARCAの基本条件を設定し、同様の設定をすることとした。

(c) 一次系移行挙動

MELCORのモデルの扱いを表 2.2-10の「Cs挙動—一次系移行挙動」に示す。燃料から放出されたCsは、放出直後は蒸気であるが気相との接触により冷却され、主にエアロゾルとしてふるまう。浮遊Csは気相の流動とともに一次系内を移行する。炉心損傷後に流動状態は早期に定常化するそのためCsは一次系内にほぼ均一に分布する

((1)(a)参照)。浮遊Csは壁面や構造物に沈着する。エアロゾルに関する挙動としては以下の挙動を評価する。

- ・ 粒径分布
- ・ 重力沈降
- ・ 熱泳動
- ・ 拡散泳動
- ・ 乱流沈着

MELCORでは、これらの挙動の評価でエアロゾルの物理式を適用しており、エアロゾル試験の解析などを通して係数補正を行っている。

表 2.2-10の「Cs挙動—一次系移行挙動」に示す通り、ソースタームPRDではMELCORと同等のモデルを設定する。ただし以下のような取り扱いとする。

- ・ 燃料から放出されたCsは一次系内に均一分布する
- ・ Csの壁面への沈着、再蒸発挙動はCs挙動サブPRD (2.2.3.1節) により評価
- ・ 一部モデルを単純化 (吸湿成長の扱い、一次系内で影響が小さい拡散泳動の除外など)

(1)(a)で示した通り、LTSBOシナリオにおいて炉心損傷後の流動状態は早期に定常化するためCsは一次系内に均一に分布することとできる。浮遊したCsは壁面へ沈着し、一部は再蒸発する。これらの扱いはソースタームPRDにより評価する。

2.2.4.3 事故フェーズ 2：RV 破損～CV 機能喪失

RCSからCVへ放出された直後のCsは多くがエアロゾルとしてふるまう。その後壁面/床面への沈着や、再蒸発が発生し、時間が経過すると存在分布はある割合に静定する。MELCORの結果より、CV機能喪失時間に対して早期にこの定常なバランスに到達することがわかっている。この特性を踏まえた単純化モデルを採用する。

本フェーズではRV破損からCV機能喪失までに発生する現象に関するモデルの取り扱いを示す。本フェーズの主要な現象はCV内熱水力挙動 (ガスの発生・コンパートメ

ント間の移行、熱発生、伝熱挙動)、デブリ挙動(デブリの分散、MCCI)、Cs挙動(浮遊Csの移行・沈着・再蒸発、液相移行)に分割される。

ソースタームPRDのモデリング方針を示す。RVが破損した後のCVの温度及び圧力はデブリからの熱またはガスの発生、あるいは水蒸気の生成により発生により徐々に上昇する。これらのCsへの影響としてはCsの沈着・再蒸発挙動への影響が考えられる。CV内の沈着要因は様々な要因が考えられるが、MELCORの解析によると主な要因は重力沈降であること。重力沈降は温度及び圧力の影響を受けず、時間と密度に依存する。したがってCsの沈着挙動の観点から、CV内熱水力挙動の時間変化を詳細に評価する必要はなく単純化が可能である。

RVが破損してCVに放出されたデブリはRV破損時の一次系圧力に応じて、CV内に分散する。一次系が高压で飛散したデブリは細粒化し、DCHを引き起こす必要可能性がある。DCHが発生した場合にはRV破損直後にCVが破損する。そのためCsの環境への放出開始時間が早くなるため影響度が大きい。そのためDCHの発生の有無とその時間をMELCORの解析結果から(あるいはダイナミックPRAの状態遷移として)与える。一次系が低压でRVが破損した場合には、デブリはRV下部のキャビティへ自由落下する。自由落下したデブリはMCCIを開始する。MCCIはコンクリート浸食に伴うガス発生、化学反応、Csの追加放出など、Csの環境放出量に対して様々な影響を及ぼす。そのためMCCIサブPRDを構築して評価する。

CV内に放出されたCsは放出初期にはエアロゾル状で振る舞い、CV各部に分布する。時間の経過とともにCV壁面や床面、構造物などへの沈着・再蒸発が起こる。主な沈着要因は重力沈降である。これは主にエアロゾル密度と時間の関数で評価が必要であり、Csの環境放出量に影響があるためMELCORと同様の解析を行う。またCV壁面に沈着したCsは温度に応じて再蒸発が発生する。CVに沈着したCsの主な再蒸発要因は、Csの温度、気相の濃度であるが、CVが大きくCsの沈着量が小さいことから気相のCs濃度が大きくなることで、Csの再蒸発が制限されることは考えにくい。そのためCsの温度により再蒸発速度は決まる。MELCORの解析によると沈着Csの主な昇温要因はデブリからの伝熱(輻射等)である。そのためデブリが存在する原子炉キャビティ付近に沈着するCsが主な再蒸発のソースとなる。原子炉キャビティから遠い区画(例えば上部区画)にもCsが沈着し、崩壊熱により温度が上昇するが、CV壁面や構造物が大きな吸熱源となるため、十分に温度が上がらず、再蒸発要因にはなりにくい。CVの他の区画に対する原子炉キャビティのCsの沈着割合、デブリからの伝熱は主に幾何形状により決まる要因であり、事故シナリオにより変化しにくい。そのため単純化したモデルが適用可能と考える

以下にソースタームPRDの個別のモデル設定について示す。

(1) CV 内熱水力

(a) 温度・圧力

MELCORのモデルの扱いを表 2.2-11の「CV内熱水力ー温度・圧力」に示す。CVをプラントの構成に応じて複数コンパートメントに分割し、コンパートメント間をフローパスで接続し、互いの流体の移行を評価する。コンパートメント間の移行は質量、運動量、エネルギーの保存により評価する。RV破損後はRVが生じる高温ガスがCVを移行する。デブリが原子炉キャビティに落下した後は、デブリからの発生ガスあるいは水蒸気の移行が起こる。これによりCV内のガス濃度はほぼ均一に混合する。CV温度・圧力は徐々に上昇する。CVが破損圧力・温度に達するとCsの環境への放出が開始する。CV機能喪失時間はCsの環境放出量に影響を与える。CV圧力・温度の上昇はCsの沈着量にも影響を与える可能性がある。しかしLTSBOではCVのCsの沈着をもたらす主な要因は重力沈降である。重力沈降はエアロゾル密度、空間高さ、時間によりその速度が決まる。したがって温度・圧力の影響は受けない。CV壁面で水蒸気が凝縮し凝縮水は、CVの低い場所へ流れる。一般的にCVの最も低い場所にある原子炉キャビティに流れる。原子炉キャビティにはデブリが存在するため、それが熱源となり再蒸発が発生する。

表 2.2-11の「CV内熱水力ー温度・圧力」に示す通り、ソースタームPRDではMELCORの結果を参照して境界条件を与える。具体的には以下の条件を適用する。

- ・ CV内温度・圧力の時間変化は一定値とする
- ・ CV機能喪失タイミングはMELCORの結果より与える（CV機能喪失後評価に使用）
- ・ 液相の流れは考慮せず（ただし凝縮水によるCsの原子炉キャビティへの移行割合はMELCORにより与える。）

前述の通りCV内温度・圧力はCsの沈着挙動に影響を与えない（重力沈降が主要沈着要因であるため）。また温度・圧力上昇によりCV機能喪失をもたらすが、CV機能喪失タイミングをMELCORより与えることとした。以上よりCV内温度・圧力の各場所の時間推移を解析する必要はなく、RV破損からCV機能喪失までの間は一定を維持するとみなすことができる。液相の流れとしては、CV壁面への凝縮水の原子炉キャビティに移行がある。これによりCsの原子炉キャビティへの移行量が決まり、再蒸発に影響を与える。しかしMELCORでは壁面で生じた凝縮水の発生と移行は解析しているものの、それによるCsの移行量（ウォッシュダウン量）は解析せず、ユーザー入力によりウォッシュダウン比率（壁面に沈着したCsのうち何割が原子炉キャビティへ移行するか）を定めている。ソースタームPRDでも同様の扱いとして液相の移行は解析しない。

(2) デブリ挙動

(a) デブリ分散、コンクリート反応等

MELCORのモデルの扱いを表 2.2-11の「デブリ挙動—デブリ分散、コンクリート反応等」に示す。RVが破損してCVに放出されたデブリはRV破損時の一次系圧力に応じて、CV内に分散する。一次系が高圧で飛散したデブリは細粒化し、DCHを引き起こす必要可能性がある。DCHが発生した場合にはRV破損直後にCVが機能喪失する。

MELCORではRV圧力に応じたデブリの各コンパートメントへの移行割合をユーザー入力にて与える。またデブリの細粒化に伴うCV気相への伝熱を評価する。

一次系が低圧でRVが破損した場合には、デブリはRV下部のキャビティへ自由落下する。自由落下したデブリはMCCIを開始する。MCCIはコンクリート浸食に伴うガス発生、化学反応、Csの追加放出など、Csの環境放出量に対して様々な影響を及ぼす。

MELCORではMCCIについて以下の現象を解析する。

- ・ デブリ拡がり
- ・ コンクリート浸食
- ・ デブリ成層化・混合
- ・ エネルギー生成・伝熱
- ・ 化学反応
- ・ デブリ上方からの注水による浸水、クラスト破損

まずコンクリート床に落下したデブリの床面上での広がりを計算する（デブリ拡がり）。デブリとコンクリートが接触することで生じるコンクリート熱分解反応を解析する（コンクリート浸食）。熔融デブリは様々な物質が混在しており、デブリ内における物質成層化（軽酸化物層、軽金属層、混合層、重酸化物相）の割合を解析する

（デブリ成層化・混合）。崩壊熱、化学反応熱、コンクリート浸食に伴う吸熱等のエネルギーバランスを解析し、エネルギーの移行を解析する（エネルギー生成・伝熱）。またもしデブリ上面から注水があった場合には、デブリ状に水プールを形成する。水プールとデブリの間には強固なクラストが形成される。一方で、熱応力によりそのクラストにはひび割れや破損が生じることがある。このような浸水・クラスト破損挙動を評価する（デブリ上方からの注水による浸水、クラスト破損）。

表 2.2-11の「デブリ挙動—デブリ分散、コンクリート反応等」に示す通り、ソースタームPRDではMELCORの結果を参照して境界条件を与える。具体的には以下の条件を適用する。

- ・ CV内における各コンパートメントへのデブリ分散割合はMCCIサブPRDにより評価する。
- ・ RVからのデブリの飛散化によるCV温度・圧力への影響は考慮しない。
- ・ DCHの発生の有無はCV機能喪失タイミングとしてMELCORの結果より与え

る。

- ・ MCCIの挙動をMCCIサブPRDで評価する。

RV破損後のCV内における各コンパートメントへのデブリ分散が発生すると、各コンパートメントにてMCCIが発生し、キャビティのみで発生する場合に比べて浸食量は変化する。MCCIの浸食量の変化はCsの環境放出量に影響を与えるため、デブリの分散割合をMCCIサブPRDにより評価する。前述の通りCV温度・圧力の変化はCsへの環境放出量への影響は小さい。そのためRVからのデブリの飛散化によるCV温度・圧力への影響は考慮しない。DCHの発生は、CV機能喪失タイミング及びCV機能喪失時のCV温度・圧力がCsの環境放出量へ影響を与える。したがってDCHの発生の有無はCV機能喪失タイミングとしてMELCORの結果より与える（CV機能喪失時のCV温度・圧力は「2.2.4.3(1)」参照）。

MCCIによるCsへの環境放出量への影響は、MCCIに伴う非凝縮性ガスの発生、水蒸気発生、デブリからの伝熱が挙げられる。コンクリート浸食反応は吸熱反応であり、崩壊熱や化学反応に伴う発熱があるもののCV温度を上昇させる効果は小さい。一方で発生ガスや水蒸気ガスによるCV圧力への寄与は大きい。MCCIによるCV圧力の上昇の寄与はCV機能喪失の促進の他、CV機能喪失後のCsを環境へ放出する駆動力となる。したがってMCCIによるCV圧力上昇への寄与の時間変化は重要であり、MCCIサブPRDにて解析する（2.2.3.2節参照）。

なお、本研究ではコンクリート浸食に伴うCV下方のバウンダリが破損する現象については考慮しない。CV下方のバウンダリが破損した場合は、CV下方に存在する地中へのFP放出が生じる。地中に放出されたFPは、拡散し地下水との接触により環境へ拡散していくものと考えられる。本研究で対象とするリスク評価はプラントから放出されたCsが環境へ広く分布し土地汚染を引き起こすリスクである。したがってFPの地中拡散による影響は、直接大気に放出され拡散する現象に比べて相対的に小さいものと考えられるため、MCCIのCV下方のバウンダリの破損は評価対象外とする。

(3) Cs 挙動

(a) CV 内移行挙動

MELCORのモデルの扱いを表 2.2-11の「Cs挙動－CV内移行挙動」に示す。RVから放出されたCsは、主にエアロゾルとしてふるまう。浮遊Csは気相の流動とともにCV内を移行する。RV破損後に大きな気相の流動状態を伴うことによりCsはCV内にほぼ均一に分布する（「2.2.4.3(1)」参照）。浮遊Csは壁面や構造物に沈着する。エアロゾルに関する挙動としては以下の挙動を評価する。

- ・ 粒径分布
- ・ 重力沈降

- ・ 熱泳動
- ・ 拡散泳動
- ・ 乱流沈着

MELCORでは、これらの挙動の評価でエアロゾルの物理式を適用しており、エアロゾル試験の解析などを通して係数補正を行っている。また沈着したCsはCsの温度などに応じて再蒸発を評価する。沈着したCsの一部は壁面の凝縮水により下方へ流れ出る。MELCORでは壁面で生じた凝縮水の発生と移行は解析しているものの、それによるCsの移行量（ウォッシュダウン量）は解析せず、ユーザー入力によりウォッシュダウン比率（壁面に沈着したCsのうち何割が原子炉キャビティへ移行するか）を定めている。

表 2.2-11の「Cs挙動—CV内移行挙動」に示す通り、ソースタームPRDではMELCORと同等のモデルを設定する。ただし以下のような取り扱いとする。

- ・ RVから放出されたCsはCV内に均一分布する
- ・ Csの壁面への沈着、ウォッシュダウン、再蒸発はCs挙動サブPRD（2.2.3.1節）により評価
- ・ 一部モデルを単純化（吸湿成長の扱い、LTSBOで影響が小さい拡散泳動の除外など）

前述の通りLTSBOにおいてRV破損後に大きな気相の流動状態を伴うことによりCsはCV内にほぼ均一に分布する。Csへの壁面沈着、ウォッシュダウン、再蒸発挙動はCsの環境への放出量に大きな影響を及ぼすため、FP挙動サブPRDにて評価する。ただし、一部モデルの単純化を行った。

2.2.4.4 事故フェーズ3：CV機能喪失後

CV機能喪失後は、CVから環境への放出パスが形成されるため、浮遊するCsは徐々に環境へ放出される。放出が開始すると、CV破損箇所を想定する区画が減圧し、それに伴い他の区画も減圧する。CV機能喪失前と同様にCV内の各種Cs挙動（移行、沈着、再蒸発、ウォッシュダウン）が発生する。MCCIはCV機能喪失後も継続するためCs挙動へ影響を及ぼす

ソースタームPRDのモデリング方針を示す。CV機能喪失と同時にCVから環境への放出パスが形成される。CVは複数区画で構成されるため、CV破損箇所を持つ区画（例えばCV上部区画）から環境への気相の放出を起し減圧し、それに伴い他の区画も減圧する。これにより区画間の気相流量が生じる。CV内は十分な混合状態となる。これにより、ソースタームPRDではCV機能喪失前と同様にCVを単一区画として扱う。MCCIはCV機能喪失後も継続するためCV機能喪失前と同様の解析を行う。CV機

能喪失と同時にCV内に浮遊しているCsの環境への放出が開始する。環境への放出速度はCV内の圧力に応じて決まる。一方で、CV機能喪失前と同様にCV内のCsの沈着・再蒸発も継続する。以上より、Csの環境への放出量は、CV内Cs浮遊量、環境への放出量、CV内の沈着除去量、再蒸発の増加量のマスバランスから求めることができる。このような方法をソースタームメインPRDにより採用する（2.2.1節参照）。

以下にソースタームPRDの個別のモデル設定について示す。

(1) CV内熱水力

(a) 温度・圧力

MELCORのモデルの扱いを表 2.2-12の「CV内熱水力ー温度・圧力」に示す。CV機能喪失前と評価モデルは同じである。ただしCV機能喪失によりCVから環境へのフローパスが開放され、CVのコンパートメントから環境への放出を扱う。CV内のガスの環境放出に伴いCV内は混合状態となる。CV圧力・温度の上昇はCsの沈着量にも影響を与える可能性がある。しかし前述の通り主な沈着要因は重力沈降であり、温度・圧力の影響は受けない。CV壁面で水蒸気が凝縮し凝縮水は、CVの低い場所へ流れる。一般的にはCVの最も低い場所にある原子炉キャビティに流れる。原子炉キャビティにはデブリが存在するため、それが熱源となり再蒸発が発生する。しかし、CV機能喪失後における水蒸気濃度は低いためこのような現象の影響は小さい。

表 2.2-12の「CV内熱水力ー温度・圧力」に示す通り、ソースタームPRDではMELCORの結果を参照して境界条件を与える。具体的には以下の条件を適用する。

- ・ CV機能喪失時のCV内温度・圧力はMELCORの解析結果より与える。ただしMCCIによりCV機能喪失後にガス発生分を、CV機能喪失時の圧力に加算する。
- ・ CVから環境へのガス放出に伴う圧力の低下を評価する。CV温度は一定とする。
- ・ 液相の流れは考慮せず。

前述の通りCV機能喪失時のCV内温度・圧力はMELCORの解析結果より与える。MCCIはCV機能喪失後も継続するため、ガス発生によるCV内圧の上昇分は、CV機能喪失時の圧力に加算する。なおMCCIの継続は事故収束とみなす事故後7日後までを想定する（2.2.2節参照）。CVからの気相の環境への流出に伴い徐々にCV圧力が低下する。Csの環境への放出速度低下をもたらすため評価が必要である。気相の流出速度及びCV内圧の低下速度の関係について、理想気体を想定したベルヌーイの式により評価する。

CV温度によるCsの沈着量への影響は小さい（重力沈降が主な沈着機構のため）が、沈着したCsの再蒸発には影響を与える。一方で、前述の通りCVの主な再蒸発の対象となるCsは、キャビティ付近に沈着するCsである。そのためCV気相温度よりもデブリ

からの直接の伝熱（輻射など）に支配される。そのためCV温度によるCsの環境への放出量への影響は小さいと考え、CV温度は一定とみなす。

CV機能喪失後のCVはドライ条件となるため液相の流れは生じない。そのためソースタームPRDでは考慮しない。

(2) デブリ挙動

(a) デブリ分散、コンクリート反応等

MELCORのモデルの扱いを表 2.2-12の「デブリ挙動—デブリ分散、コンクリート反応等」に示す。MCCIが継続する。コンクリート浸食に伴うガス発生、化学反応、Csの追加放出など、Csの環境放出量に対して様々な影響を及ぼす。MELCORではCV機能喪失前と同様にMCCIについて以下の現象を解析する。

- ・ デブリ拡がり
- ・ コンクリート浸食
- ・ デブリ成層化・混合
- ・ エネルギー生成・伝熱
- ・ 化学反応
- ・ デブリ上方からの注水による浸水、クラスト破損

表 2.2-12の「デブリ挙動—デブリ分散、コンクリート反応等」に示す通り、ソースタームPRDではMELCORの結果を参照して境界条件を与える。具体的には以下の条件を適用する。

- ・ MCCIの挙動をサブPRDで評価する。
- ・ MCCIによりCV機能喪失後にガス発生分を、CV機能喪失時の圧力に加算する。

MCCIによるCsへの環境放出量への影響は、MCCIに伴う非凝縮性ガスの発生、水蒸気発生、デブリからの伝熱が挙げられる。コンクリート浸食反応は吸熱反応であり、崩壊熱や化学反応に伴う発熱があるもののCV温度を上昇させる効果は小さい。一方で発生ガスや水蒸気ガスによるCV圧力への寄与は大きい。MCCIによるCV圧力の上昇の寄与はCV機能喪失の促進の他、CV機能喪失後のCsを環境へ放出する駆動力となる。したがってMCCIによるCV圧力上昇への寄与の時間変化は重要であり、MCCIサブPRDにて解析する（2.2.3.2節参照）。

(3) Cs 挙動

(a) CV 内移行、環境放出挙動

MELCORのモデルの扱いを表 2.2-12の「Cs挙動—CV内移行、環境放出挙動」に示す。CV機能喪失前と同様に、CV内では浮遊Csの移行、沈着、再蒸発が発生する。CV

機能喪失と同時にCVから環境への放出パスが開放されるため、このパスを通じた環境への放出が開始する。MELCORのこれらの評価モデルはCV機能喪失前と変わらない。

表 2.2-12の「Cs挙動—CV内移行、環境放出挙動」に示す通り、ソースタームPRDではMELCORと同等のモデルを設定する。ただし以下のような取り扱いとする。

- ・ 浮遊CsはCV内に均一分布する
- ・ Csの壁面への沈着、再蒸発はCs挙動サブPRD（2.2.3.1節）により評価
- ・ 一部モデルを単純化（吸湿成長の扱い、LTSBOで影響が小さい拡散泳動の除外、ウォッシュダウンの除外など）

前述の通りLTSBOにおいてRV破損後に大きな気相の流動状態を伴うことによりCsはCV内にほぼ均一に分布する。Csへの壁面沈着、再蒸発挙動はCsの環境への放出量に大きな影響を及ぼすため、FP挙動サブPRDにて評価する。ただし、一部モデルの単純化を行った。CV機能喪失前では評価対象だったウォッシュダウンについても、CV機能喪失後はCV内がドライ条件となるため評価対象外とする。

最後に事故進展解析結果より反映するソースタームPRDの解析条件を表 2.2-13に、プラント条件から反映するソースタームPRDの解析条件を表 2.2-14にまとめた。

表 2.2-10 MELCOR の物理モデルとソースターム PRD のモデル設定方法（事故フェーズ 1：炉心損傷～RV 破損）

○：MELCOR と同様の物理モデルを採用、△：MELCOR の結果から境界条件を与える、×：単純化したモデルを設定

時期	現象		MELCOR	ソースターム PRD
(1) 炉心損傷～RV破損	一次系熱水 力挙動	温度・圧力	圧力差に基づくガス移行。エンタルピーの移行、壁面熱伝達を考慮した温度評価	モデルの扱い：△ 一次系・RV内温度・圧力は一定値を維持 RV破損時の一次系圧力をMELCORの結果より与える（CV内現象評価に使用）
	炉心損傷	昇温、炉心損傷、リロケーション	崩壊熱の発生、燃料の昇温 被覆管・構造材の酸化反応 被覆管内圧の上昇・被覆管の破損 燃料・被覆管・構造材の機械的破損、共晶反応、熔融 リロケーション（破損燃料、熔融燃料の落下）、熔融プールの形成 炉心支持板の昇温、機械破損、熔融	モデルの扱い：× 炉心の昇温、損傷、リロケーションの一連の物理挙動は解析対象外とする。 炉心損傷時間。Csの放出開始時間をMELCOR解析結果より与える
	デブリ挙動	デブリ冷却	下部ヘッドへのデブリ落下時のデブリ細粒化 デブリの発熱（崩壊熱、化学反応熱）、冷却（デブリ上部冷却水）、輻射、RV壁面への伝熱	モデルの扱い：× デブリ冷却挙動は解析対象外とする。
		下部ヘッド破損	デブリからの伝熱及び機械的応力に対する下部ヘッド壁面又は配管貫通部の耐力の評価による以下の破損モードの評価 貫通部破損 下部ヘッド壁のクリープ破損 下部ヘッド全周破損	モデルの扱い：△ 下部ヘッドの破損モードは評価しない RV破損時間及びRV破損面積をMELCORの解析結果より与える
Cs 挙動	燃料からの放出	以下の放出過程の評価。燃料温度などがパラメータとなる。 FP は結晶粒から空孔への拡散 燃料の空孔から表面への拡散	モデルの扱い：× 炉心損傷時に100%のCsが放出される	

表 2.2-10 MELCOR の物理モデルとソースターム PRD のモデル設定方法（事故フェーズ 1：炉心損傷～RV 破損）

○：MELCOR と同様の物理モデルを採用、△：MELCOR の結果から境界条件を与える、×：単純化したモデルを設定

時期	現象	MELCOR	ソースターム PRD
		表面に到達した FP の揮発	
	Cs 化学組成	<p>燃料から放出された Cs の初期化学組成をユーザー入力で設定する。事故進展に伴う化学変化は解析せず、初期状態を事故収束まで保つ。初期値化学組成は、一般的に以下のような設定を行う。</p> <p>Cs と I が反応し CsI を形成する（Cs 一部、I 全量）</p> <p>CsI 分を差し引いた Cs は冷却材と反応し CsOH を形成*</p> <p>*: 冷却材ではなく Mo と結合して Cs₂MoO₄ を形成するという主張もある。</p>	<p>モデルの扱い：△</p> <p>燃料から放出されたCsはCsI又はCs₂MoO₄の化学形態とする。</p>
	一次系移行挙動	<p>Cs の流動状態に応じたコンパートメント間の移行</p> <p>Cs の壁面への沈着及び再蒸発</p>	<p>モデルの扱い：×</p> <p>燃料から放出されたCsは一次系内に均一分布する</p> <p>Csの壁面への沈着、再蒸発挙動はCs挙動サブPRD（2.2.3.1節）により評価</p> <p>一部モデルを単純化（吸湿成長の扱い、一次系内で影響が小さい拡散泳動の除外など）</p>

表 2.2-11 MELCOR の物理モデルとソースターム PRD のモデル設定方法（事故フェーズ 2：RV 破損～CV 機能喪失）

○：MELCOR と同様の物理モデルを採用、△：MELCOR の結果から境界条件を与える、×：単純化したモデルを設定

時期	現象		MELCOR	ソースターム PRD
(2) RV 破損～CV 機能喪失	CV 内熱水 力	温度・圧力	CV を複数コンパートメントに分割し、コンパートメント間をフローパスで接続し、互いの流体・熱の移行を評価 デブリからのガス発生・発熱、化学反応熱、壁面伝熱、相変化 CV の温度・圧力上昇に伴う CV 機能喪失 CV 壁面での水蒸気凝縮、液相移行	モデルの扱い：△ CV 内温度・圧力の時間変化は解析せず CV 機能喪失タイミングは MELCOR の結果より与える（CV 機能喪失後評価に使用） 液相の流れは考慮せず（ただし凝縮水による Cs の原子炉キャビティへの移行割合は MELCOR により与える。）
	デブリ挙動	デブリ分散、 コンクリート 反応等	(a) デブリ分散 RV 圧力に応じたデブリの各コンパートメントへの移行割合をユーザー入力にて与える デブリの細粒化に伴う CV 気相への伝熱を評価 (b) MCCI 以下の現象を評価し MCCI 挙動を評価 デブリ拡がり コンクリート浸食 デブリ成層化・混合 エネルギー生成・伝熱 化学反応 デブリ上方からの注水による浸水、クラスト破損	モデルの扱い：DCH（△）、MCCI（×） CV内における各コンパートメントへのデブリ分散割合はMCCIサブPRDにより評価する。 RVからのデブリの飛散化によるCV温度・圧力への影響は考慮しない。 DCHの発生の有無はCV機能喪失タイミングとしてMELCORの結果より与える。 MCCIの挙動をMCCIサブPRDで評価する。
	Cs 挙動	CV 内移行挙動	Cs の流動状態に応じたコンパートメント間の移行 Cs の壁面への沈着及び再蒸発 壁面凝縮水の移行に伴う Cs の流れ出し（ウォッシュダウン）	○：MELCOR と同様の物理モデルを採用 RVから放出されたCsはCV内に均一分布する Csの壁面への沈着、ウォッシュダウン、再蒸発はCs挙動サブPRD（2.2.3.1節）

表 2.2-11 MELCOR の物理モデルとソースターム PRD のモデル設定方法 (事故フェーズ 2 : RV 破損~CV 機能喪失)

○ : MELCOR と同様の物理モデルを採用、△ : MELCOR の結果から境界条件を与える、× : 単純化したモデルを設定

時期	現象	MELCOR	ソースターム PRD
			により評価 一部モデルを単純化 (吸湿成長の扱い、 LTSBOで影響が小さい拡散泳動の除外など)

表 2.2-12 MELCOR の物理モデルとソースターム PRD のモデル設定方法 (事故フェーズ 3 : CV 機能喪失後)

○ : MELCOR と同様の物理モデルを採用、△ : MELCOR の結果から境界条件を与える、× : 単純化したモデルを設定

時期	現象		MELCOR	ソースターム PRD
(2) RV 破損～CV 機能喪失	CV 内熱水力	温度・圧力	CV を複数コンパートメントに分割し、コンパートメント間をフローパスで接続し、互いの流体・熱の移行を評価 デブリからのガス発生・発熱、化学反応熱、壁面伝熱、相変化 CV の温度・圧力上昇に伴う CV 機能喪失 CV 壁面での水蒸気凝縮、液相移行	モデルの扱い：△ CV機能喪失時のCV内温度・圧力は MELCORの解析結果より与える。ただし MCCIによりCV機能喪失後にガス発生分を、CV機能喪失時の圧力に加算する（加算分はMCCIサブPRDにより評価）。 CVから環境へのガス放出に伴う圧力の低下を評価する（ベルヌーイの式）。CV温度は一定とする。 液相の流れは考慮せず。
	デブリ挙動	デブリ分散、コンクリート反応等	以下の現象を評価し MCCI 挙動を評価 デブリ拡がり コンクリート浸食 デブリ成層化・混合 エネルギー生成・伝熱 化学反応 デブリ上方からの注水による浸水、クラスト破損	MCCIの挙動をサブPRDで評価する。 MCCIによりCV機能喪失後にガス発生分を、CV機能喪失時の圧力に加算する。
	Cs 挙動	CV 内移行、環境放出挙動	Cs の流動状態に応じたコンパートメント間の移行 Cs の壁面への沈着及び再蒸発 壁面凝縮水の移行に伴う Cs の流れ出し（ウォッシュダウン）	× 浮遊CsはCV内に均一分布する Csの壁面への沈着、再蒸発はCs挙動サブPRD (2.2.3.1節) により評価 一部モデルを単純化（吸湿成長の扱い、LTSBOで影響が小さい拡散泳動の除外、ウォッシュダウンの除外など）

表 2.2-13 事故進展解析結果に基づき設定するソースターム PRD の解析条件

事故フェーズ	事故進展解析結果	結果の反映先	
		評価モデル	パラメータ
事故フェーズ1：炉心損傷～RV破損	炉心損傷時間[hr]	Cs挙動サブPRD	一次系内Cs挙動の開始時間
事故フェーズ2：RV破損～CV機能喪失	RV破損時一次系圧力 [MPa]	MCCIサブPRD	CV内分散量
	RV破損時間 [hr]	Cs挙動サブPRD	CV内Cs挙動の開始時間
	RV破損面積[m ²] (RV破損モード)	MCCIサブPRD	CV内分散量
	CV機能喪失時間[hr]	<ul style="list-style-type: none"> ・ Cs挙動サブPRD ・ メインPRD 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 環境へのCs放出開始時間 ・ 放出時間
事故フェーズ3：CV機能喪失後	CV機能喪失時CV温度[K]	<ul style="list-style-type: none"> ・ Cs挙動サブPRD 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 再蒸発速度
	CV機能喪失時圧力[MPa]	<ul style="list-style-type: none"> ・ Cs挙動サブPRD 	<ul style="list-style-type: none"> ・ Cs放出速度 (ベルヌーイの式)
	DCH発生時間[hr]	<ul style="list-style-type: none"> ・ Cs挙動サブPRD ・ メインPRD 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 環境へのCs放出開始時間 ・ 放出時間

表 2.2-14 ソースターム PRD の入力条件となる主要なプラント情報

項目	プラント情報	プラント情報の反映先	
		評価モデル	評価パラメータ
炉心	Cs インベントリ [kg]	Cs 挙動サブ PRD	燃料・デブリからの Cs 放出量
一次系、RV	体積 [m ³]	Cs 挙動サブ PRD	浮遊 Cs 濃度
	直径 [m]、高さ[m]	Cs 挙動サブ PRD	Cs 沈着速度
	RV 内壁・床面・構造物の表面積 [m ²]	Cs 挙動サブ PRD	Cs 沈着面積
	RV 以外の内壁・床面・構造物の表面積 [m ²]	Cs 挙動サブ PRD	Cs 沈着面積
CV	体積 [m ³]	Cs 挙動サブ PRD メイン PRD	浮遊 Cs 濃度 CV→環境へのガス流速
	直径 [m]、高さ[m]	Cs 挙動サブ PRD	Cs 沈着速度
	キャビティ及びキャビティ以外の壁・床面・構造物の表面積 [m ²]	Cs 挙動サブ PRD	Cs 沈着面積 Cs 再蒸発面積 (キャビティ)
	CV 破損圧力 [MPa]、CV 破損温度 [K]	Cs 挙動サブ PRD	Cs 放出速度 (CV 破損圧力) Cs 再蒸発速度 (CV 破損温度)
	CV 破損面積 [m ²]	Cs 挙動サブ PRD	Cs 放出速度
影響緩和策	CV スプレー流量 [m ³ /s]、液滴径 [m]	Cs 挙動サブ PRD	CV スプレーによる除去速度

2.2.5 ソースターム PRD の性能評価

2.2.5.1 ソースターム PRD を用いた実機解析

(1) 解析条件

(a) 実機条件・事故シナリオ

ソースタームPRDを用いて実機の事故時を対象とした試評価を実施した。評価対象の原子力プラントは米国のSurryプラント（3ループPWR）として、事故シナリオは、緩和策を伴わないLTSBOに起因する炉心損傷事故シナリオとする。具体的な事故シナリオは、米国原子力規制委員会（U.S.NRC）が実施したSOARCAプロジェクト^{[13][14]}におけるMELCORの解析（以下、SOARCA解析）を参照した。

本シナリオでは、原子炉冷却材ポンプのシールLOCA等による冷却材流出を伴わない場合は、炉心損傷に至るまで比較的緩慢に事故が進展することが特徴としてあげられる。また炉心損傷後、原子炉の減圧操作を実施しない場合には、高圧状態でRV破損に至り、溶融デブリがCV内へ高速で分散する可能性があることが特徴としてあげられる。過渡事象（主給水喪失、手動原子炉トリップなど）を起因とするSA事故シナリオは類似の事故進展を示す。すなわち原子炉が高圧状態で炉心損傷に至る事故シナリオにおいて、事故進展の特徴の観点からLTSBOは代表性が認められる。

一方で、大LOCAなど事故後初期に冷却材がCVへ流出するシナリオは、早期に炉心損傷に至る可能性があり、低圧状態で事故が進展する。また蒸気発生器細管破断

（SGTR）やIS-LOCAなどのCVバイパス事故シナリオでは、早期にCVの閉じ込め機能は喪失し、炉心損傷直後にCV外へのFP放出が開始することからLTSBOとは異なる特徴を持つ。このように、低圧事故シナリオやCVバイパス事故シナリオは、高圧事故シナリオとは特徴が大きく異なるため、本試評価の結果は適用できない。

ソースタームPRDの試評価に用いた解析条件を表 2.2-15に示す。プラント固有の解析条件（Csの初期炉心存在量、CV破損圧力等）は、SOARCA解析^{[13][14]}におけるSurryの条件と同じ条件を採用した。放出経路における除染係数（DF）は、Csが環境に放出される過程、すなわちCV破損口や原子炉建屋を通る際の、狭隘部や壁面などへのエアロゾル除去効果を表す。SOARCA解析において、このような効果に関する具体的な条件設定の言及はないことから、本評価においても対象外とした。さらに、SOARCA解析におけるSurryプラントのMELCORの解析結果を参照し、CVに移行したCsの量、CV破損のタイミングなどを設定した。

(b) 不確実さサンプリング手法

ソースタームPRDの評価では、入力条件としてサブPRDの解析条件（2.2.3節参照）、又はプラント情報（表 2.2-14参照）について不確実さ分布を持った値で与える。評価ではこの不確実さ分布より値をサンプリングし、サンプリングした値を用いた評価を行う。これを繰り返すことにより最終的なソースタームPRDの評価結果の不

確実さ分布を得る。サンプリング方法としてはMC法適用し、サンプリング数は1000回とした。サンプリング数は、大きければ大きいほど精度向上が可能となる。一方計算コストが大きくなるため、解析精度と計算コストのバランスにより最適なサンプリング数を定める必要がある。本研究では100~5000回のサンプリング数で感度解析を実施し、ソースタームPRDの中央値が5%以内で収束する1000回を採用することとした。

またサンプリング方法はMC法の外、ラテン超方格サンプリング (LHS: Latin hypercube sampling) ^[18] が存在する。LHSは多変数の層別サンプリング手法のひとつであり、n個の実験数を指定した場合、各変数をn個の区間に分割し、区間からランダムに値を取りだしランダムに組み合わせていく実験計画法である。この方法の特徴としてはMC法よりも少ないサンプリング数で不確実さ分布から均等にサンプリングすることをでき、計算コストの大幅な低減につながることである。一方、ソースターム評価においては、不確実さ分布が正規分布等のような連続的な分布形状を持つものではなく不連続な分布を持つものが数多く存在する。その場合分割方法により解の精度は大きく異なり、適切な分割が行われない場合は十分な精度の解が得られない。適切な分割方法を得るためには繰り返しの感度解析により解の収束性を確認する必要がある。本研究では、ソースタームPRDにMC法を適用することによる計算コストは適用可能な範囲であることを確認したため、LHSではなくMC法を適用した。

表 2.2-15 ソースターム PRD における性能評価の主要な解析条件

Contents		Values	Reference,
Plant specific condition	Initial inventory of Cs in the core	251.7 kg	(*1)
	CV failure pressure	0.6758MPa[gauge]	(*1)
	CV volume	50970 m ³	(*1)
Accident boundary condition	CV failure area	0.0028 m ²	(*1)
	Duration time of Cs release into the environment	40.2 hour	(*2)
	The amount of Cs deposition inside CV	-	Sub PRD
	Accident scenario	LTSBO	(*1)
	Accident scenario CV failure time	LTSBO 55.4	(*1) (*2)

(*1) SOARCA analysis condition

(*2) SOARCA analysis results (NUREG/CR-7110 vol.1, Surry plant)

(2) 解析結果

ソースタームPRDによる試解析結果を図 2.2-9から図 2.2-15に示す。

図 2.2-9は時間変化に伴うCsのプラント内の分布を示す。事故後16hrに炉心損傷の発生しCsが100%放出する。これは評価モデルの設定に基づく。17.1hrのRV破損までにRV内壁面には約20%が沈着し、残りの80%がCV内にエアロゾルとして放出される。またRV内に沈着したCsは事故収束まで沈着状態を維持する。RV破損後はCV内に浮遊するCsは急激に低下し、同時にCV壁面への沈着量が急増する。これはCV内に浮遊するCsが壁面への沈着が進行することによる。45.5hrのCV破損からCsの環境放出が開始する。しかしその時点でほとんどのCsが沈着しており、その後の再蒸発量も少なく80hr時点でのCsの環境への放出量は小さい（放出割合0.001以下）。SOARCA解析の同様の図を図 2.2-12に示す。両者の比較より、以下の点がソースタームPRDとMELCORの結果で整合することから、ソースタームPRDは物理的に妥当な結果が得られているものと判断できる。

- ・ 両者はRV破損後にはRV沈着量はほぼ一定を維持し、再蒸発による環境への追加放出は見られない。
- ・ ソースタームPRDの方が、初期のCV沈着速度は小さいものの、両者は長期の定常状態はほぼ同等であり環境への放出量への影響は小さい。
- ・ 両者はCV機能喪失により主要なCsの環境放出が開始し、ともにその量は微量である。

なお、RV破損直後のCV壁へのCs沈着速度がSOARCA解析よりもソースタームPRDの方が小さい。これはMELCORではCVを複数のコンパートメントに分割しているのに対して、ソースタームPRDのCs挙動サブPRDでは、モデルの単純化のためにCVを単一のコンパートメントで扱っていることが原因と考えられる（2.2.3.1(1)参照）。図 2.2-11に示す通りCVを複数コンパートメントに分割した場合には、狭隘部において、Csエアロゾルの壁面の衝突頻度が大きくなるために、初期の沈着速度の増大効果がみられる。一方長期の定常状態では、CsはCV内に沈着の均一化が進むため、Csの環境への放出量への寄与は小さい。

図 2.2-12にCV壁面又は床面への沈着メカニズム別の時間変化を示す。重力沈降による沈着影響が非常に大きく、ブラウン拡散による効果はそれに比べて大幅に小さく推移している。このような傾向は、CVスプレーなどCs除去効果を伴う影響緩和策が作動しない事故シナリオで、数時間から数十時間に及ぶ事故進展の評価においては一般的な挙動であり、本解析結果はそのような傾向に整合するものである。

図 2.2-13にCV内に浮遊するCsの時間変化を示す。時間の経過とともに浮遊量は低下する。ここで得られた不確かさ幅はソースタームPRDで与えた不確かさ分布（MCCIサブPRDにおける「デブリ細粒化割合」「拡がり」、Cs挙動サブPRDの「拡散係数」「初期エアロゾル粒径」等）が伝播して得られたものである。時間の経過と

ともに、不確実さ幅は大きくなり、60hr時には放出割合で5% : 0.00063、中央値 : 0.0014、95% : 0.0024に到達している。このような不確実さを含む解析結果を小さな計算負荷により得られるのがソースタームPRDの特徴である（MELCORで同様の解析を実施した場合との比較は後述）。

図 2.2-14は、事故収束時（事故後7日後）の環境中に放出されたCsの割合についての不確実さ分布を示す。横軸は炉心初期インベントリに対するCsの環境への総放出量の割合を示す。縦軸は累積発生頻度を表わす。5%値が約0.00023で95%値が約0.025、そして中央値が約0.0011の不確実さ幅を持つCsの総放出量が得られた。これは前述の通りソースタームPRDで設定している各種不確実さパラメータの伝搬による分布である。本解析では初期インベントリに対する割合で0.012（中央値）のCsがCV機能喪失直後にCV内に存在している。その量に対して、非常に少量のCsが最終的に環境へ放出された。今回対象とした事故シナリオのようにCVスプレイなどの影響緩和策を伴わないケースで、SOARCA解析では、一度CV内に放出されたCsは初期にCV内全体に分布する傾向にある。そして、溶融デブリなどの熱源とCsの接触状態や位置関係から、デブリからの熱影響を受けないものが多く存在し、沈着状態で最後まで保持される傾向にある。また、Csの化学形を揮発性の低いCs₂MoO₄の存在割合を大きく想定したことも再蒸発の抑制につながり、Csの環境への放出量の低下につながる。ソースタームPRDの結果はこのような結果に合致するものである。

図 2.2-15にSOARCA解析とソースタームPRDの事故後48hrにおける環境中に放出されたCsの割合についての不確実さ分布を示す。なお、両者の比較を行う場合、SOARCAとソースタームPRDでは解析条件（解析数、不確実さパラメータ等）が必ずしも一致しないことに注意が必要である。すなわち、両者の完全な一致は見込めず、オーダー程度の一致で妥当と判断できる。SOARCAの不確実さ解析の基本的な解析条件を表 2.2-16に示す。SOARCA解析の結果はLTSBOに起因した炉心損傷に至った後、Ti-SGTRの発生を含む解析を実施している（文献[14]のFig. 6-13）。本文献の記載による不確実さ解析結果の95付近%の値はTi-SGTRを生じた結果であることが示されている。一方、中央値付近からそれより下の範囲の分布はTi-SGTRを伴わない結果であることが示されている。以上よりSOARCAではTi-SGTRを発生したシナリオを含まない放出割合 5×10^{-3} 程度（目視で両者の境界値を判断）を95%値～最大値とみなして両者を比較することが妥当である。図中“SOARCA (Non-SGTR)”がTi-SGTRを含まないSOARCAの結果を示す。これとソースタームPRDの比較を比べると以下のような結果となった。

- ・ 5%（ソースタームPRD : 0.00017、SOARCA : 0.000068）
- ・ 50%（ソースタームPRD : 0.0008、SOARCA : 0.00032）
- ・ 95%～最大（ソースタームPRD : 0.0017～0.0027、SOARCA : 0.005）

5%値はソースタームPRDがMELCORよりも3倍程度大きい値となっているが、それ以外はオーダーが一致している。5%の両者の違いの原因は、ソースタームPRDではCVからの設計漏洩量をモデル化しておらず、低放出量の分布に違いが表れたことなどが原因として挙げられる。しかし、支配的な放出割合を論ずる上では大きな影響をもたらすものではない。また、ソースタームPRDではパラメータ数がMELCORより小さいため特異な最小値があらわれている。主要な範囲を示す5%以上で一致しているため結果に影響はない。以上より両者は整合する値が得られたと言える。

以上より、SOARCA解析において以下の点の一致を確認できたことからソースタームPRDは妥当と判断できる。

- ・ 主要な物理挙動が一致する（RV・CV内Cs挙動（浮遊・沈着・再蒸発））
- ・ 不確実さを含む環境の放出量が概ね一致

なおこのような不確実さ解析を実施する場合、MELCORを使った方法では、1ケースあたり数時間から数十時間を要する解析を数100～1000ケース実施することになる。ソースタームPRDでは同等の解析を一般的なパーソナルコンピュータにより数秒～数10秒で完了可能である。

表 2.2-16 SOARCA 解析の不確実さ解析の基本的な条件

解析条件
<ul style="list-style-type: none"> 方法：選定パラメータの分布からサンプリングを実施し、MELCOR を繰り返して実施 不確実さパラメータ：24 パラメータ不確実さ分布：過去の SA 研究、耐力データ等に基づき設定 サンプリング方法：MC シミュレーション 解析ケース数：1003 ケース

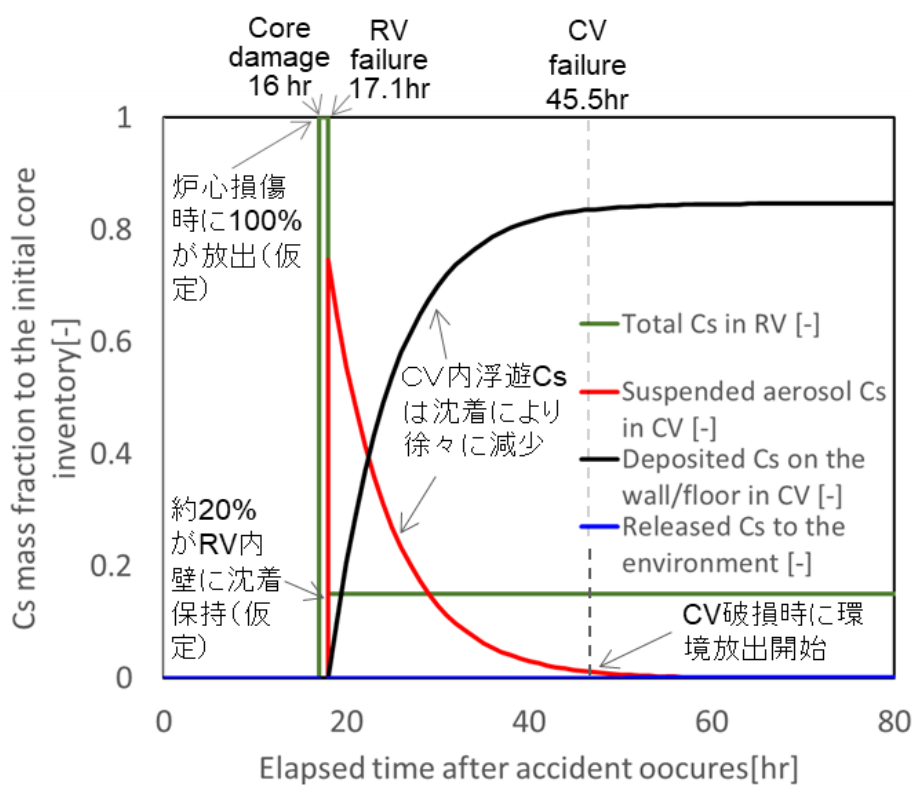


図 2.2-9 ソースターム PRD による Cs のプラント内分布の推移の解析結果

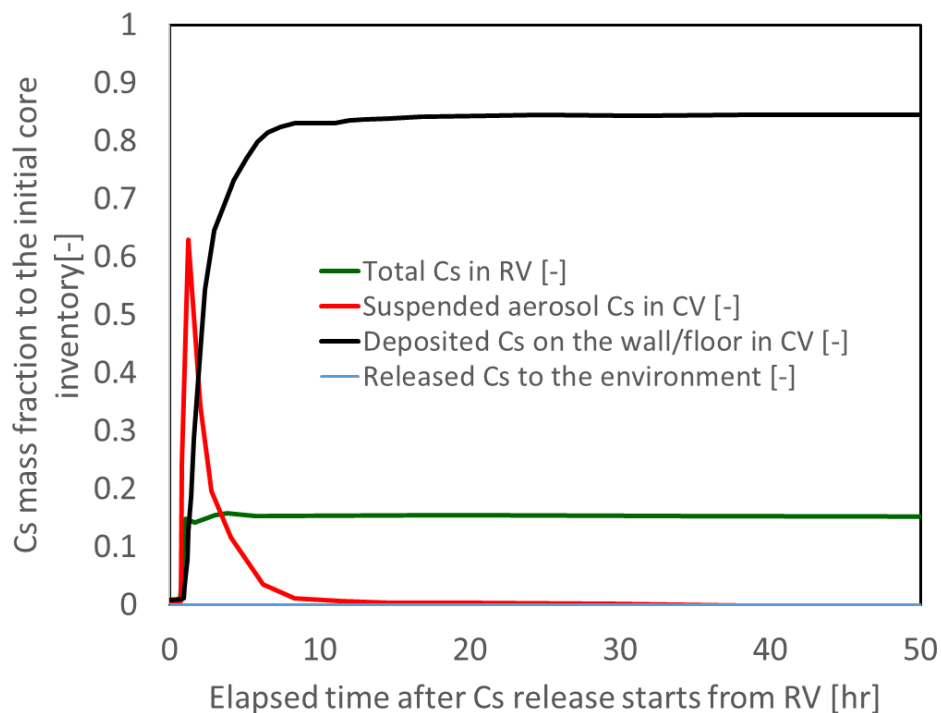


図 2.2-10 MELCOR による Cs のプラント内分布の推移の解析結果 (SOARCA)^[13]

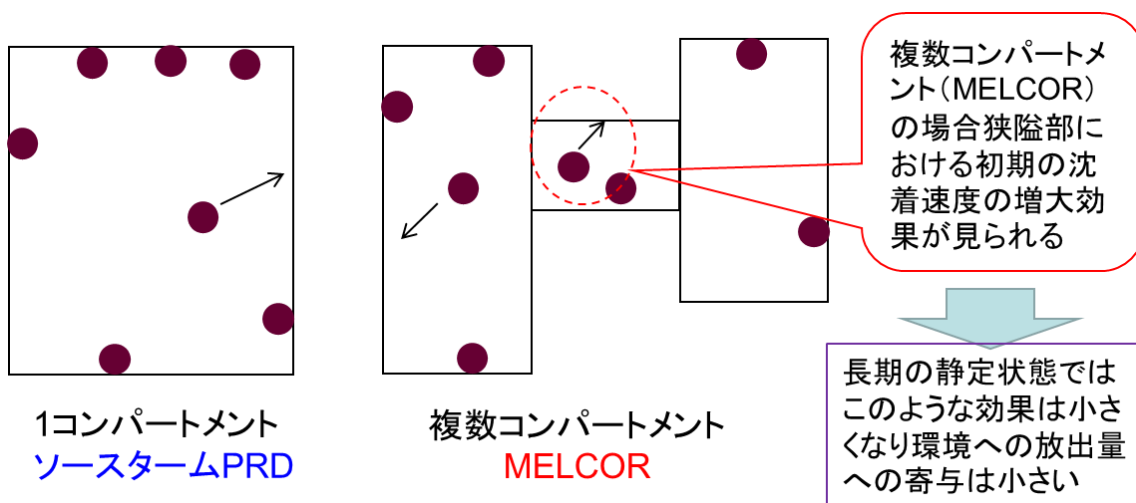


図 2.2-11 コンパートメント数による環境放出量への影響

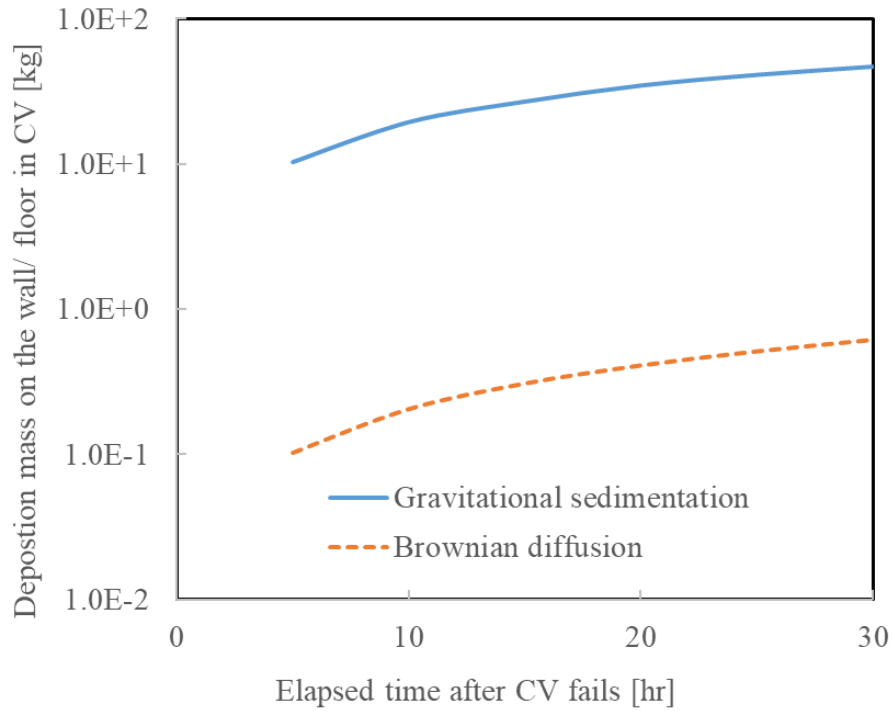


図 2.2-12 ソースターム PRD による Cs の CV 内沈着割合の時間推移の解析結果（沈着効果別）

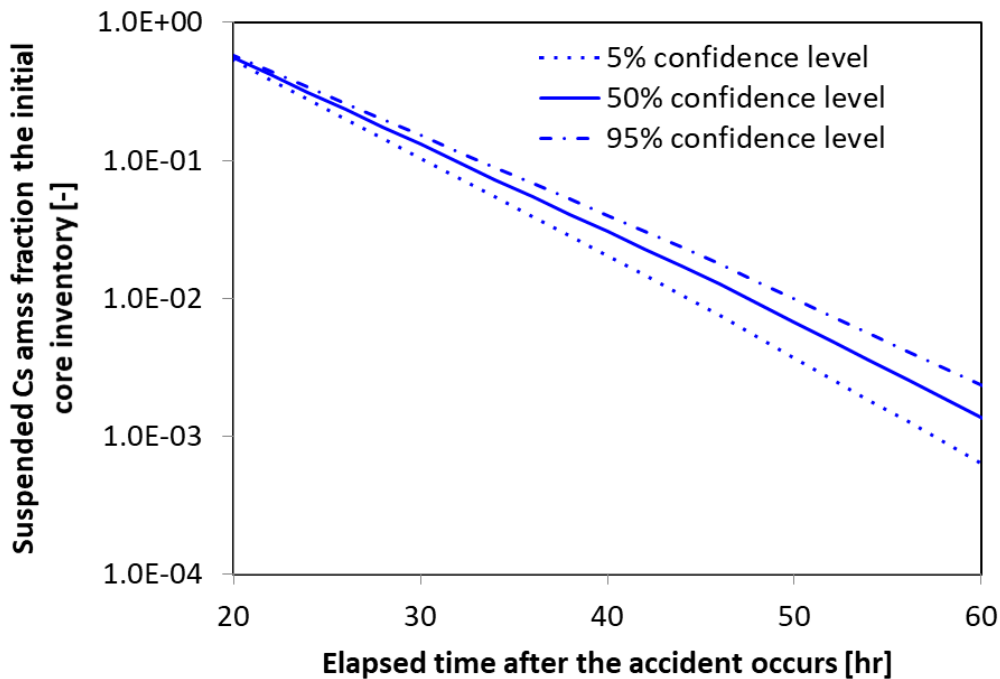


図 2.2-13 ソースターム PRD による不確かさを含む Cs のプラント内浮遊割合の時間推移の解析結果

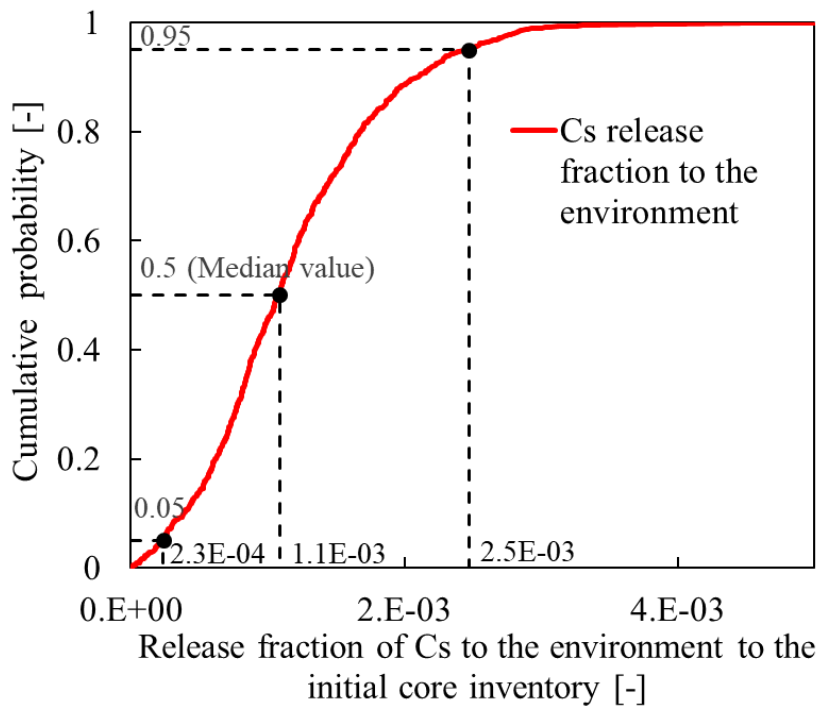


図 2.2-14 ソースターム PRD による Cs の環境への方放出量の累積発生頻度の評価結果

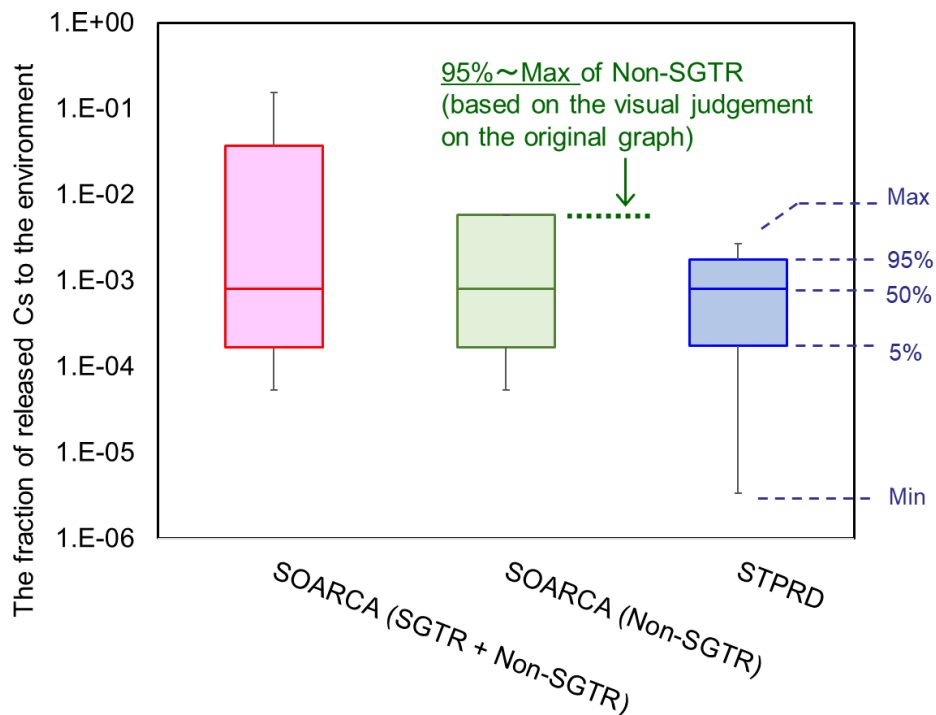


図 2.2-15 Cs の環境への放出割合の解析結果の比較 (MELCOR [SOARCA]、ソースターム PRD) [14]

2.2.5.2 ソースターム PRD の性能評価

ダイナミックPRAではSA時にプラント内で発生しうる多岐にわたる現象の状態遷移確率の解析を実施する。そのため非常に多くの解析数が必要となり、ソースターム解析1ケースあたりの計算負荷は十分小さい必要がある。計算負荷の観点から、ソースタームPRDのダイナミックPRAへ適用性を評価するための試算を行った。ソースタームPRDとCMMC法を組み合わせ、原子炉冷却系配管のクリーブ破損発生の状態遷移確率の評価を実施した場合の解析時間の試算を行った。CMMC法を対象とした理由は、CMMC法は他の手法に比べて機構論的であり、解析時間が大きいことである。すなわち計算負荷の観点からは、CMMC法へ適用性を判断できる場合は、他の手法への適用性も包絡できる。比較対象としてMELCORを用いた場合の試算も行った。

CMMC法では解析サイクル毎に評価現象の関連パラメータのサンプリングを行い、サンプル数に応じた事故進展解析を実施する。このような解析の解析時間 T_r [s] は以下の通り表せる。

$$T_r = T_a R_{a-r} N_s \quad (27)$$

T_a : 解析対象の事故進展時間 [s]

R_{a-r} : 事故進展時間に対する解析時間の比 [-]

N_s : パラメータサンプリング回数 [-]

式(27)に、次の通り条件設定を行う。RV冷却系配管のクリーブ破損は、炉心損傷後のRVが高温高压の条件下で発生するため、炉心損傷開始からRV破損に至るまでの時間をおおよそ評価対象と見なすことができる。SOARCAのSurryプラントを対象としたLTSBOシナリオの評価では炉心損傷開始からRV破損に至るまでの時間を約5時間と評価している ($T_a = 18,000$)^[13]。また、大阪大学によるCMMC法の評価事例では、100,000回のパラメータサンプリングを実施しており、これを参考にする ($N_s = 100,000$)^[3]。解析対象の事故進展時間に対する解析時間の比は、解析手法や解析条件により異なる。MELCORでは経験的な値として、7日間の事故進展の解析に24時間程度の時間を要する ($R_{a-r, MELCOR} = 0.14$)。一方、ソースタームPRDでは、対象事故シナリオのいくつかの熱水力挙動 (CV機能喪失時のCV温度・圧力など) を入力条件として与えることで、7日間の解析を10秒で解析可能である ($R_{a-r, PRD} = 1.7 \times 10^{-5}$)。以上の条件に基づき、式(5)によりCMMC法適用した場合の原子炉冷却系配管のクリーブ破損の状態遷移確率の解析時間は以下の通り試算できる。

- ・ ソースタームPRD : 3.0×10^4 秒 (8時間)
- ・ MELCOR : 2.6×10^8 秒 (71,429時間)

MELCORに比べてソースタームPRDにおける解析時間は非常に小さく、現実的に達

成可能な解析時間である。なお、実際にダイナミックPRAに適用する場合は、他の現象の状態遷移確率についても評価が必要となる。仮にCVイベントツリーの各現象ヘディングが状態遷移確率を持つ場合には、20種類以上の状態遷移確率の評価が必要となり、さらに大きな解析時間の上昇が見込まれる。しかしその場合においても、CPUの並列化等により十分解決可能な範囲と考えられる。なお計算時間には不確実さサンプリング手法と回数に大きく依存する。本研究では2.2.5.1節に示した通りMC法による1000回を採用した。本条件による解析は実行可能な範囲に収まっていることから、今回のケースではLHSの適用は不要と考えられる。しかしより複雑な解析を実施する場合は、計算負荷の上昇によりLHSは有効となる可能性があり、その場合感度解析などを通じた事故シナリオの網羅性に関する慎重な適用性の確認が必要となる。

また、ソースタームPRDでは、いくつかの熱水力挙動について予め解析入力条件として与える。そのためMELCOR等による事故進展解析結果に基づく熱水力情報が別途用意する必要がある。ただし、必要とする熱水力挙動はCV機能喪失時の圧力・温度など、事故収束までの長時間に対して早期のものに限られ、熱水力条件の設定のための事故進展解析に係る時間は、MELCOR単独でダイナミックPRAを実施する場合に比べて大きな短縮が見込める。さらに必要な熱水力挙動の情報を予めデータ・ライブラリとして整備することなどにより、ソースタームPRDと事故進展解析の計算負荷の分散化が可能となる。

以上より、ソースタームPRDはSA時のプラント内重要現象を適切に考慮した評価が可能でありながら、MELCORコードに比べて大きな計算負荷の低減又は分散化が可能であることから、いずれのダイナミックPRAに適用可能な手法と判断できる。

2.3 まとめ

本章ではレベル2DPRAに適用可能なソースターム評価手法として、PRDを適用したソースターム評価手法（ソースタームPRD）の開発を行った。以下に本章のまとめを示す。

レベル2DPRAに適用可能なソースターム評価手法として満たすべき条件は、SA時の各種プラント内現象のCs挙動への影響を適切に反映したCs挙動解析が可能であること、膨大な解析量を要するレベル2DPRAに適用可能なほど十分に計算負荷が低いことである。これらを満たすために、本研究ではPRDを適用した評価手法の開発を行った。PRDは定量化対象の事象（頂上事象）を階層的に素事象へ分解し、単純化された関数ゲートにより素事象同士の相互作用を定量化することで、頂上事象の定量値を得る手法である。そのような特徴から現象論的な分析を適切に反映しつつも、数値解析的な膨大な計算負荷を回避した定量化が可能となる。

事故時の環境へのCs放出量を頂上事象とするPRDを展開した。「放出速度」「放出時間」「CV内浮遊Cs量」から環境へのCsの放出を評価するメインPRDと、様々なプラント内重要現象の定量化を行うためのサブPRDを展開した。さらに単純化したモデル又は事故進展解析結果に基づく評価にて構成することで、事故進展に基づく適切なCs放出量を評価できるようにした。

ソースタームPRDではSA時のプラント内現象を適切に反映する必要がある。そのために以下のプロセスによりモデル化を行った。

- ・ PIRTの実施によるプラント内重要現象の選定
- ・ 選定されたプラント内重要現象について重要度に応じた解析モデル化を実施

PIRTのプロセスにおいては、プラント内の核物理領域における物理現象、物理要因の抽出を行い、Csの環境への放出量への影響度を判断するための指標を設定した。

LTSBOを起因とする緩和策を伴わない事故シナリオを対象に、プラント内重要現象の同定を行った。その結果、プラント内より11個のプラント内重要現象を同定した。

環境への放出量に影響が大きい対象現象は、MELCORと同様に、プラント内の様々な挙動の相互作用を考慮し、時間変化を考慮した評価モデルを設定した。一方、重要度が低い対象現象は、計算負荷低減の観点から単純化した評価モデルを設定した。影響度が大きい現象であるMCCIとCs挙動は、様々な要因の相互作用と因果関係を評価可能なサブPRDにおいて評価するモデルを設定した。

ソースタームPRDを用いて実機の事故時を対象としたCsの環境への放出量評価を実施した。対象の原子力プラントは米国Surryプラントとして、事故シナリオは、緩和策

を伴わないLTSBOシナリオとした。ソースタームPRDの評価結果とSOARCA解析との比較を実施した。両者の解析結果は整合した。これはソースタームPRDより妥当な評価結果が得られることを示す。

計算負荷の十分性の観点からソースタームPRDのレベル2DPRAへの適用性を評価するために、ソースタームPRDをCMMC法に適用した場合のレベル2DPRAにかかる計算時間を試算した。その結果ソースタームPRDを適用した方法で現実的に実施可能な計算時間であることを確認した。このことから、本研究のMC法を適用する不確実性サンプリング手法は妥当な設定であることが明らかになった。ただしより一層複雑な解析を対象とする場合は、サンプリング手法としてLHSは有効となることが考えられる。LHSの適用の際には、感度解析などを通じた事故シナリオの網羅性に関する慎重な適用性の確認が必要となる。

以上より、ソースタームPRDはMELCORで表現可能な事故進展に関連するプラント内Cs挙動を物理的に表現でき、環境への放出量結果もよく一致し、計算負荷もレベル2DPRAに適用できる程十分に低いことからレベル2DPRAに適用できる目途を得た。

第3章 ソースタームPRDを用いたレベル2ダイナミックPRAへの適用性評価

本章の目的は、ソースタームPRDを適用して実機プラントの特定の事故条件を対象にレベル2DPRAを実施することにより、実際の原子力プラントを対象としたレベル2DPRAへの適用性を評価することである。さらに、ソースタームPRDの具体的な適用方法を提案する。

第2章で開発したソースタームPRDのレベル2DPRAへの適用性を評価するために、状態遷移評価手法と組み合わせてSurryプラントのLTSBO事故シナリオを対象としたレベル2DPRAを実施した。状態遷移評価手法とは、時刻の経過に従いプラントの状態が変化する確率を示し3.2節にその詳細を示す。ここでは、比較のためにMELCOR ver. 2.1と状態遷移評価手法を組み合わせた評価も実施した。

3.1 評価の方針

ソースタームPRDはプラント条件及び事故条件に加えて、いくつかの熱水力条件を与えることで、環境へのCsの放出量の評価を可能とする。熱水力条件の与え方の違いも含め、以下の3ケースによる解析を実施した。解析結果から、それぞれのケースの特徴を検討し、レベル2DPRAへの適用方法を示す。

○ ケース1：MELCOR

MELCORと状態遷移評価手法を組み合わせてレベル2DPRAを実施し、Csの環境放出量を解析する。この方法には以下の特徴がある。

- ・ MELCORによりCsの環境放出量まで直接求めるため、最も適切な解析結果が得られる。
- ・ MELCORを用いて事故収束までの事故後7日間の解析を実施する必要がある、最も計算負荷が大きい。

○ ケース2：ソースタームPRD+MELCORライブラリ

状態遷移評価手法とMELCORを組み合わせたレベル2DPRAを実施する。MELCORによるCV機能喪失に至るまでの熱水力データライブラリ(MELCORライブラリ)を作成し、その情報に基づきソースタームPRDを実行する。ソースタームPRDは、表 2.2-13に示すMELCORの解析結果を入力条件として与える。この方法には以下の特徴がある。

- ・ MELCORの実施結果をソースタームPRDに反映するために、MELCORとソースタームPRDを同時に実施する必要がない。そのため解析リソースの分散が容易であり、解析の高速化につながる。
- ・ MELCORライブラリ作成のためのMELCORの最長解析時間はCV機能喪失に至るま

である（表 2.2-13参照）。そのためMELCOR単独でレベル2DPRAを実施する場合（事故後7日）に比べて、大幅な解析時間の短縮につながる。

○ ケース3：ソースタームPRD+メタモデル

熱水力挙動を評価可能な単純化したモデル（メタモデル）を作成し、ソースタームPRDと組み合わせた解析を実施した。本研究の対象事故シナリオはSBOに起因する事故に限定している。そのため本事故シナリオでは、プラント内の熱水力挙動の中にはある範囲に限定され傾向を持つものが存在する。そのような熱水力挙動について相関的に扱いモデルの単純化を行う。この方法には以下の特徴がある。

- ・ MELCORに代わりメタモデルを適用することで、計算負荷の大幅な低減が期待できる。なおメタモデルの事故進展解析の解析対象時間も、ケース1と同様に事故開始からCV機能喪失までに限定できる。ケース1と同様にソースタームPRDと事故進展解析は分散実施が可能である。
- ・ メタモデルは適用可能な事故シナリオや物理現象が限定される。

ケース1は、ケース2、3との比較ケースとして実施するほか、ケース1の入力条件を与える。それぞれについて以下の流れにより実施した。

- ・ 状態遷移評価に係る条件設定（3.2節）
- ・ MELCORによるレベル2DPRA解析（3.3節）
- ・ メタモデルによるレベル2DPRA解析（3.4節）
- ・ ケース1から3の比較、ソースタームPRDの適用性評価（3.5節）

解析結果の比較（3.5節）ではMELCORで実施したケース1を基準に、それに対するケース2及び3の結果の整合性を評価する。ケース1を基準とする理由は、MELCORは、国内外で継続的なモデルの妥当性確認や検証が続けられているとともに、多くの解析事例が存在することから、現状のSA研究の最新知見が反映された手法と判断できることである。解析結果の差異がある場合はその原因と解決方法（あるいは回避方法）を検討した。

また、レベル2DPRAへの適用性を評価するためには、解析における計算負荷の十分性の評価も必要である。本研究の解析ではDPRAの適用性確認を行うためにサンプルケースを用いたレベル2DPRA解析を実施している。しかし実際の原子力プラントを対象とした解析では莫大な解析数が必要となりその実現性を確認する。

レベル2DPRAを実施する場合、その評価目的に応じて解析規模や必要なアウトプットは異なる。また費用対効果の観点から最適な方法を選択することが妥当である。本研究で実施した3ケースの解析結果と計算負荷の比較から最適な適用方法を検討した。

3.2 状態遷移評価に係る条件設定

イベントツリー(ET)を用いた従来のレベル2PRAでは、イベントの生起順序を事前に評価する。ETの各分岐点(ヘディング)に確率を割り当てて、それらの伝播を評価し発生しうる事故シナリオの発生確率を評価する。しかしレベル2PRAで扱うSA事故シナリオは非常に複雑であり、不確かさが大きい。そのため事前に設定した順序に従い事象が発生するとは限らず、入れ替えが生じることもある。またSAで発生する現象は連続的であり、必ずしもイベントツリー(ET: Event tree)のヘディングのように二分岐で表現できるとは限らず、その結果ETで表現できないシナリオが存在する可能性がある。

このようなET法の限界を補う方法としてDPRAが提唱されている。DPRAではETを使わず、事故進展解析(MELCOR等)の統計解析により直接リスク評価を行う。事象の進展は、ある時点のプラント状態(構造物の損傷状態など)と状態量(圧力、温度など)に応じて、微小時間後の事象変化(ある現象の発生、構造物の損傷など)が起きる。このようなある時点の微小時間後に生じる事象変化を状態遷移と呼び、状態遷移が発生する条件付確率を状態遷移確率と呼ぶ。状態遷移のイメージを図3.2-1に示す。矢印はベクトル量であり、ここで時刻 $t \rightarrow t + \Delta t$ における長さは時間変化を示し、向きの変位は状態遷移 $C_{t \rightarrow t + \Delta t}$ を表す。 $C_{t \rightarrow t + \Delta t}$ の発生確率は、時刻 t における状態量 $a_1(t), a_2(t), \dots$ に応じて決まる($P_{t \rightarrow t + \Delta t}(a_1(t), a_2(t), \dots)$)。Pは確率分布で与えられる。このような状態遷移を起因事象発生から事故収束まで繰り返し実施する。

レベル2ダイナミックPRAは、状態遷移確率を評価する手法(状態遷移評価手法)と事故進展解析手法を組み合わせることで評価を行う。一般的な解析の流れを以下に示す。カッコ【】内は実施する評価手法を示す

STEP1: 【状態遷移評価手法】 時刻 t におけるプラント状態及び状態量 $a_1(t), a_2(t), \dots$ に応じた状態遷移確率 $P_{t \rightarrow t + \Delta t}(a_1(t), a_2(t), \dots)$ を評価する。状態遷移確率に応じた状態遷移 $C_{t \rightarrow t + \Delta t}$ を決定。 $C(t \rightarrow t + \Delta t)$ を事故進展解析の入力条件に与える

STEP2: 【事故進展解析手法】 状態遷移 $C(t)$ を発生させた事故進展解析を時刻 t から Δt 後まで実施。 $t + \Delta t$ におけるプラント状態及び状態量 $a_1(t + \Delta t), a_2(t + \Delta t), \dots$ を状態遷移評価手法の入力条件に与える。 →STEP1に戻る

上記 Δt が前述の「微小時間」に該当する。実際評価上は解析の1解析時間ステップとして設定される。状態遷移確率Pに応じた状態遷移Cの発生はMC法などによる繰り返し試行(例えば1000サンプリング)を実施する。これにより発生しうる状態遷移Cを網羅して次の解析ステップに進める。STEP1、2について解析時間ステップを進めると同時に繰り返し実施して事故収束まで到達する。リスク評価の目的の事象のケース

数を全体解析数の除算することにより確率が算出できる。例えばCV機能喪失至ったケース数を全体ケース数で割ることによりCFFを得る。

上記の通り状態遷移の評価を微小時間経過ごとに実施した場合、事故収束に至るまでには膨大な事故進展解析の解析数となり、現実的に実施可能なものにならない。そのため状態遷移評価手法の開発は、数多く実施されていずれも、状態遷移の解析上の仮定、状態遷移の発生方法等についての工夫を行うことでDPRAを成立させようとするものである。

3.2.1 状態遷移評価手法の選定

本研究では、国内外で開発された既存の状態遷移評価手法を適用し、ソースタームPRDを適用したレベル2DPRAを実施することとした。各手法の調査を行い本研究に適した手法を選定することとした。

3.2.1.1 DPRAの開発動向

まず国内外のDPRAの動向及びPRAの流れと知見をまとめた。

(1) 国内の DPRA の動向

大阪大学では、従来のPSA手法の課題を挙げた上で、その課題の解決のためにDPRA手法の適用性について検討がなされた^{[2][3]}。報告書の中には“DPRA”という表記が陽に記載されていないが、DPRA手法の一つであるマルコフ過程モンテカルロ(MCMC: Markov chain Monte Carlo)法を非定常問題に拡張したCMMC法を整備し、高速炉の除熱源喪失事象に適用して、その有効性を評価している。高速炉を対象としているため、解析コードはNALAP-IIを使用している。CMMCにおけるジョブ管理やサンプリングについてはインハウスコードを用いていると思われる。手法としては有効であるものの、定量的な精度を確保するためには多くのサンプリング数が必要となり、結果として計算時間が膨大なものとなる点が問題点として挙げられている。CMMC法と他の解析コード(Super-COPD)との組み合わせや、マルチユニットサイトへの適用性について検討について進められた。

(2) 国外の DPRA の動向^[19]

各国の研究機関において、DPRAの手法整備と実装が進められている。いくつかある状態遷移評価手法の中でも、動的イベントツリー(DET)法が主流として検討が進められている。以下、DET法の各国の動向について述べる。

(a) 欧州

イタリアJoint European Centerでは離散型動的イベントツリー(DDET: Discrete

Dynamic Event Tree) 法の実装としてDYLAM (Dynaic Logical Analytical Methodology,1986) を整備した。

Munozら (スペイン) は、主としてレベル1PRAにおける事象進展をターゲットとしたDENDROS (Dynamic Event Network Distributed Risk-Oriented Scheduler,1999) を整備した。

GRSでは、DET法とMC法を組み合わせたMCDET (Monte Carlo Dynamic Event Tree,2002) を開発した。MCDETでは、すべての非定常現象の組合せに対して2つの特性、「いつ」と「どこで」、を考慮している。離散的な不確実さに対してはDET法を適用し、連続事象な不確実さに対してはMC法を採用した。MCDETではMELCORと組み合わせて全交流電源喪失事象への適用を試みた。

(b) 米国

Siuら (Massachusetts Institute of Technology) は、DYLAMを一般化してDETAM (Dynamic Event Tree Analysis Method,1992) を整備し、原子力発電所の事故シナリオに対しての適用を試みた。

Moslehら (Maryland大学) は、ADS (Accident Dynamic Simulation methodology,1993) を整備した。ADSにおけるPRAモデリングの方針においては、事故シナリオモデルを包含される自然現象に関連する複数の異なるパーツに分解し、基本的な特性は変えずに簡略化し、実機スケールのための統合ルールを構築する。本手法は2008年にZhuらによって並列化された。

SNLとオハイオ州立大学では、ADAPT (Analysis of Dynamic Accident Progression Trees,2008) を整備した。MCDETの手法に近いが、MC法を採用していないので連続的な事象については分位値 (パーセンタイルなど) を利用して離散化している。

3.2.1.2 状態遷移評価手法の比較と選定

前節で述べた通り各国各機関において様々な状態遷移評価手法の開発が行われており、DPRAの課題である計算負荷の大きさを低減し実機プラントへの適用を進めようとしている。

各国の状態遷移評価のアプローチは様々であるが主に連続時間法と離散時間法の2つの主要な分類に分類されるが、多くの研究では後者を採用している。離散時間法ではユーザー指定の時間間隔でシステム要素および変数の状態の変化に基づいて新しいシーケンスに分岐することによりシナリオが生成される。各シナリオについて、時間依存確率は構成する分枝確率に基づき計算される。状態遷移を離散化した取り扱いとすることで、MC計算を回避することができ大幅な解析ケースの低減につながる。一方で、離散化の方法 (連続変数を何区分に離散化させるか。離散化パラメータの設定値) をユーザー自ら決める必要があり、目的に応じた設定が必要となる。

連続時間法では、離散時間法とは異なり状態遷移の評価をMC計算により評価する。離散化する方法に比べてより厳密な解が得られる一方で、解析ケース数が非常に大きくなることが問題点として挙げられる。

連続時間法と離散時間法を代表する3つの手法を詳細に比較する。対象はCMMC法、MCDET法、ADAPTである。CMMC法は連続時間法による。MCDETは連続時間法と離散時間法の両方を使用する。ADAPTは離散時間法を使用する。それぞれの手法の概要を以下に示す。

(1) CMMC 法

参考文献：[2] [3]

(a) 概要

炉心損傷プロセスがマルコフ過程と仮定すると、状態遷移確率を定義できれば連立常微分方程式を解くことでシステムの状態を時間の関数で与えることが可能となる。マルコフ過程モンテカルロ法（MCMC法）とは、システムの状態が一つ前の時間ステップにおける状態によって決定されるようなモデルにおいて、乱数によってシステムの状態を変化させ、そのモデルからのサンプルを作り出す手法である。

状態の遷移確率はシステムコードによる計算結果から得られる温度・圧力などの状態変数に依存することになるので、状態遷移確率は時間依存性を持っている、という点から、通常のMCMC法ではなく連続性のある連続マルコフ過程モンテカルロ法（CMMC法）を提案している。CMMC法をレベル2PRAへ適用することにより、発生順序や現象の不確かさ等のシナリオの不確かさをパラメータとして評価することが可能なため発生しうる評価値としてCFFを網羅的に評価可能である。

(b) 適用

CMMC法と機構論的熱水力モデルのカップリング

NALAPコード（高速炉事故進展解析コード）とCMMC法をカップリングさせて、原子炉スクラム後の一定時間の間に一次系・二次系の配管が破断する確率及び空気冷却器が回復する確率をCMMC法によって決定し、その結果をNALAPコードに反映させる。プラント挙動解析1ケースを1サンプルとして、これを何回も繰り返すことでプラント挙動の統計的な情報を得ることができる。

NALAPコードの中で、一つ前の時刻にシミュレーション時間幅を加えることで現在の時刻を算出する箇所の直後に、CMMC法による各機器の破損及び回復判定を行うプログラムを付け加えた。CMMCプログラムでは、NALAPコードから得た情報（時刻など）や各機器の破損及び回復状態を基に、各機器の単位時間当たりの破損（または回復）確率を算出する。算出した確率値と乱数の大きさを比べて、各機器の破損（または回復）を判定する。CMMCプログラムで判定された各機器の状態は、次の時刻で

NALAPコードに反映される。

(c) 特長・課題

- ・ 状態遷移を逐次追いかけるような手法であるため、動的にしても静的にしてもイベントツリーは作成しない。イベントツリーにおける分岐確率がマルコフ連鎖における遷移確率に相当しているものと思われる。
- ・ 基本的にはMC法を採用しているため、それなりのサンプル数を大きくしないと破損確率の精度は十分得られない可能性がある。解の収束性に関しては、MCDETやADAPTのようなDETを取り込んだ手法の方が効率的な可能性がある。
- ・ 本手法では、従来型のイベントツリー手法をレベル2PRAに適用したときに直面する以下の困難・イベントツリーのヘディングの順序が不定であること
 - ▶ ヘディング間に相関があること（順序依存性があること）、分岐確率がシナリオやプラントシステムの状態に依存することに対処するために、イベントツリーではなく状態マトリクスとして表示する手法が適していると述べている。ただし、イベントの分岐が3個以上となると状態マトリクスは3次元以上となり理解しにくくなるため、カテゴリ別状態の表示方法が提案されている。
 - ▶ サンプル数の増加、それに伴う計算時間が大きくなる問題から既往研究ではプラント動特性解析コードについて別途メタモデルを作成し、CMMC法とのカップリング手法を構築している。しかしながらメタモデルの適用性について課題も多くは今後の研究において充実を図るポイントとして挙げられている。

(2) MCDET

参考文献：[20][21][22]

(a) 概要

MCDETは確率変数をDETとMCシミュレーションを組み合わせる取り扱い手法であり、MELCOR等の事故進展解析コードと連携してリスク評価に用いる。

状態の遷移、すなわちイベントツリーにおける分岐は、発生タイミングと遷移先について、連続的にも離散的にもランダムに起こり得る。MCDETはこの“いつ”というタイミングと“どこへ”という状態について、その取り得る組み合わせを網羅する方針となっている。

MCDETではランダム遷移に関係する確率変数を、離散変数と連続変数の2種類に分けて考える。2種の変数は例えば、離散変数が弁開放の成功/失敗といった離散システム状態を表し、連続変数は事象発生のランダムな時間を表す。離散変数

に対してはDETの分岐生成により扱い、連続的変数はMCシミュレーションによるサンプリングで取り扱う。

また、確率的変数の不確実さは2種類に分けて扱い、**aleatory**(確率論的、偶然的)と**epistemic**(認識論的、知識による)の不確実さがある。**aleatory**な不確実さは連続的確率変数に対して行うMCシミュレーションで考慮されており、**epistemic**な不確実さの考慮に対してもさらにMCシミュレーションを用いることで、2重ループを構成する。

MCDET部分の処理はおおまかに以下に挙げる2パートに分けられる。

MCシミュレーションに用いる連続的変数のパラメータ値集合を生成する

生成したサンプル値のそれぞれに対して離散的パラメータ値のとり得るすべての組み合わせに基づいてそれぞれにDDETを生成する。

MCDETの特色をまとめると以下が挙げられる

- ・ 離散的確率変数をDETで、連続的確率変数をMCシミュレーションにより取り扱う
- ・ **aleatory** (偶然的),**epistemic** (認識論的) の異なる2つの不確実さを考慮する
- ・ 不確実さを持つ変数はMCシミュレーションのサンプリングによって決定される

(b) 適用

MCDETの適用例としては、以下が取り上げられている。

- ・ 対象プラント：PWR
- ・ ダイナミックコード：MELCOR、ATHLETE-3D
- ・ 全交流電源喪失（SBO）、火災シナリオ
- ・ MCDETモジュールの構成とイベントツリー処理の流れ

(c) 特長・課題

- ・ MCDETは解析ツールとして完成度が高く、機能が充実している。

<MCDETの解析モジュール>

- 制御モジュール（スケジューラ）
- 確率的モジュール
- ドライバモジュール

<ポスト処理>

- シナリオや変数の時刻歴など、結果の可視化（未整備部分もあるが、いくつかの手法を提案）
- ・ 解析事例が豊富であり、機能も充実している。ただし示された解析時間は12000s（3.3hr）程度のもものが多く、7日間の環境へのCs放出量の評価への適用は不明

(3) ADAPT

参考文献：[1] [23] [24] [25] [26]

(a) 概要

ADAPTシステムでは動的イベントツリー法を採用している。本手法では、イベントツリーの分岐条件を予め設定した上で、シミュレータによる事故進展解析を行いながらイベントツリーを構築する。また、確率変数が確率密度関数などで連続変数として与えられる場合、ADAPTでは百分位数による離散的な代表値を採用してイベントツリーを構築する。

図 3.2-3に、動的イベントツリー構築の概念図を示す。図 3.2-2はクリープ破損時の累積損傷値の累積分布関数を示す。決定論的手法を用いる場合には、累積損傷 $R=1$ のときにクリープ破損に至るものとするが、ここでは施工等によるばらつきの影響が図 3.2-2に示す関数で与えられるものとする。

事故進展解析の実行中は累積損傷 R の評価を逐次行う。 R が最初の分岐ポイント ($R=0.518$) に到達すると、クリープ破損した場合の計算プロセス (図 3.2-3の最上段のライン) に加えて、新たに破損しない場合の計算プロセス (図 3.2-3の2段目) を追加する。クリープ破損していない計算プロセスに対しては、2つ目の分岐ポイント ($R=0.764$) に到達した時点で先程と同様の処理を行って計算プロセスを新規に作成する。以後、同様の処理を繰り返して動的イベントツリーを構築しながら複数の事故進展解析を進める。実際のPRAにおいてはクリープ破損以外の不確かさ (分岐ポイント) が存在するため、より複雑なツリーが構築されることになる。

(b) 適用

米国ZIONプラント (4ループPWR) を対象に、全交流電源喪失を起因事象とする事故進展挙動について、既存のレベル2PRA手法 (ET法) とADAPTによるDPRA手法による比較を実施した。ADAPTによるDPRA結果は、従来手法よりもより詳細な解又はより物理的により説明性がある解を与えていることが分かる。両者の主な相違点を以下の通りまとめた。

・ ジルカロイ酸化反応

従来手法では、ジルカロイ酸化反応の主要因は蓄圧注入のタイミングだと予測していた。しかし、DPRAではLOCAの存在と大きさが支配要因であった。これらのパラメータは水-金属反応に必要な蒸気量に関する最も重要なパラメータであるといえる。

・ 炉心損傷タイミング

従来手法では2通りのタイミングを考慮していた (1) 事象発生から2時間以内、(2) 事象発生から2~4時間)。DPRAでは3通り (1) 事象発生から2~5時間後 (補助給水

喪失)、2) 事象発生から11~15時間後(直流電源枯渇)、3) 事象発生から19~23時間後(再循環機能喪失))。DPRAはより詳細な結果を与えた。

- ・ **SGTRの影響**

従来手法では、SGTRがCVバイパスを発生させると仮定。DPRAでは、SGTRの影響は極めて小さく、ホットレグまたはサージラインのクリープ破損による一次系の減圧が支配的である

- ・ **CV機能喪失の主要モード**

従来手法では、基礎マットメルトスルーが主たるモードと予測している。DPRAにおいては、コンクリート浸食が9ftに至ってメルトスルーが生じるシナリオはなかった。DPRAではCV機能喪失はすべて過圧破損によるものであった。

(c) 特長・課題

- ・ ADAPTは3手法で唯一すべての状態遷移を離散化し、MC法による解析を含まない。そのため計算負荷はもっと低い。
- ・ MELCORを使用したSA解析の事例もあり、レベル2DPRAにも適用できる可能性が高い。
- ・ 一方で、状態遷移の連続変数の離散化はユーザーが行う必要がある。離散化数と離散化したパラメータの取り方によって解析精度が大きく変動することが予想される。ユーザーは目的に応じた適切な設定をする必要がある。

3.2.1.3 状態遷移評価手法の選定

状態遷移評価手法の3手法の比較を表に示す。それぞれの手法に長所と短所があることは前述のとおりである。本評価ではADAPTを適用したDPRA解析を実施することとした。理由は以下のとおりである。

- ・ 本評価のスコープは事故時のCs環境放出量である。解析期間は7日間でこのような長期のソースターム評価への適用事例がある手法は存在せず、できる限り効率的な手法を選択することが妥当である。。また本研究では比較のためにMELCORを適用したDPRAも実施する。そのため計算負荷の低さが重要となる。ADAPTは不確実さを離散化したパラメータとして扱うことで、MC法等によるサンプリングの実施を回避することが可能となり、計算コストの低減の大幅な低減が可能となり、本研究の目的に適している。
- ・ ADAPTは離散化の設定方法により、解析精度が変動することに注意が必要である。しかしSA時の現象に対する解析事例があることから、事故時のCsの環境放出量も評価できると判断できる。

ADAPTの適用事例として、3.2.1.2(3)(b)で示した通り現象（水素生成、炉心損傷等）の分析や部分的なCFFの評価を対象としたものが挙げられる。また影響緩和策の成否等、対象が最初から離散化した分布を持つ対象に適用される。本研究では、これをさらに拡張してソースターム評価に拡張する。さらに影響緩和策と現象の相互作用も考慮する。

ADAPTにおいて不確実さ分布の中から、どのように離散化を行うかは解析結果に影響を与える。離散化の設定が適切ではない場合には、複数の状態遷移の重畳の評価において、表現できないシナリオが残存する可能性がある。そのため感度解析等を通して最適な離散化数及び離散化位置を設定する必要がある。過去の実施事例に示されたCFFを評価する場合^[24]においては、格納容器への負荷に直接寄与する要因がその評価対象の中心であった。格納容器への熱的又は機械的負荷をもたらす要因は過去の研究より明らかになっている部分が多く、不確実さに関する知見が蓄積されている。そのため離散化の設定方法によるシナリオ生成に与える影響は比較的小さく、MCを用いたCMMCやMCDETと同等の解を得ることができる。

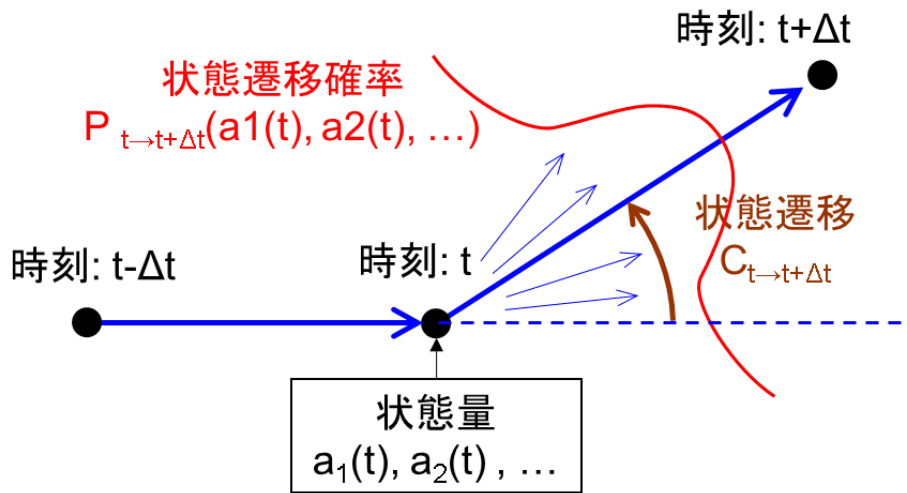
一方、本研究ではソースタームを評価対象とする。その場合、プラント内のFP挙動に影響を与える現象とその因果関係は、試験の難しさなどにより必ずしも十分に研究的な知見が確立されておらず、明らかになっていない部分が多い。そのため不確実さ分布が確立されておらず、離散化を適用した場合、MCを適用した結果と異なる結果が得られる可能性がある。例えば以下のような現象は、その状態遷移を扱うことは困難と言える。

- ・ CV又は建屋内における水素燃焼、爆燃又は爆轟によるFPの環境への飛散
- ・ CV内の熱流動挙動によるFPの化学変化への影響とそれによる環境放出量への影響

このような現象は、できるかぎり高い精度の解を得ようとする場合、ADAPTよりもCMMCやMCDETを選択することが有効と考えられる。一方、知見不足による問題は、今後の知見蓄積により精度向上が可能となる。レベル2DPRAの手法の成立性を示すことを目的とする本研究では、上記の見込みを踏まえてADAPTを適用することとした。

表 3.2-1 連続時間法と離散時間法を含む DPRA の 3 手法の比較

手法	CMMC 法	MCDET	ADAPT
名称	連続マルコフ過程モンテカルロ法	Monte Carlo Dynamic Event Tree	Analysis of Dynamic Accident Progress Trees
開発機関	大阪大学	GRS (ドイツ)	SNL&オハイオ州立大学
不確かさの 取扱い	モンテカルロ法	モンテカルロ法+離散型動的イベントツリー法 (DDET 法)	離散型動的イベントツリー法 (DDET 法)
概要	状態遷移確率が時間依存性を持つ連続マルコフ過程と仮定	DET を使用、モンテカルロ法と離散化変数の併用 連続変数 (機器損傷確率など) はモンテカルロ法、離散変数 (機器の稼働状態など) は(離散)動的イベントツリーを使用	離散化動的イベントツリーの使用 機器損傷や稼働状態等、すべての状態変数を離散化し、動的イベントツリーを作成する。
特徴	計算コスト高、厳密さ高 発生順序や現象の不確かさ等のシナリオの不確かさをパラメータとして評価することが可能	計算コスト中、厳密さ中 MMC と MCDET の中間的な位置付。 モンテカルロ法の部分については、サンプリング数が精度に影響。	計算コスト小～中、厳密さ中 離散化変数の利用により最も計算コストを低減。ただし離散化方法が結果に大きく影響



時刻tからt+Δtへのベクトルが表すもの:

- 長さ: 時間
- 向きの変位: 状態遷移

図 3.2-1 DPRA の状態遷移と状態遷移確率のイメージ

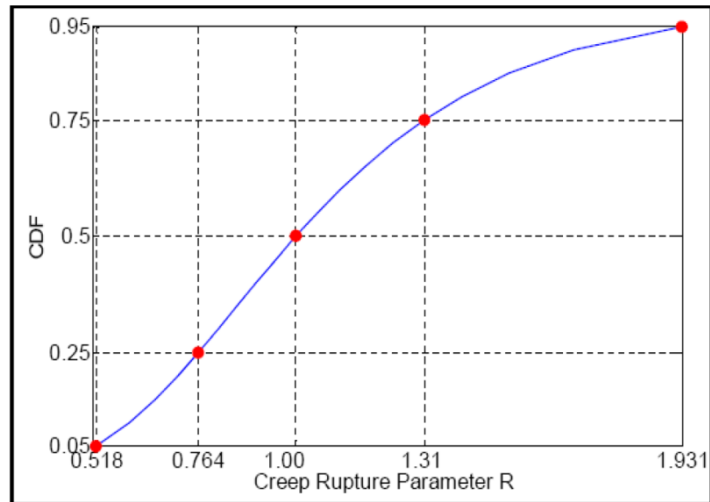


図 3.2-2 ADAPT の DET 評価の概念図 (クリープ累積損傷パラメータの累積分布関数)

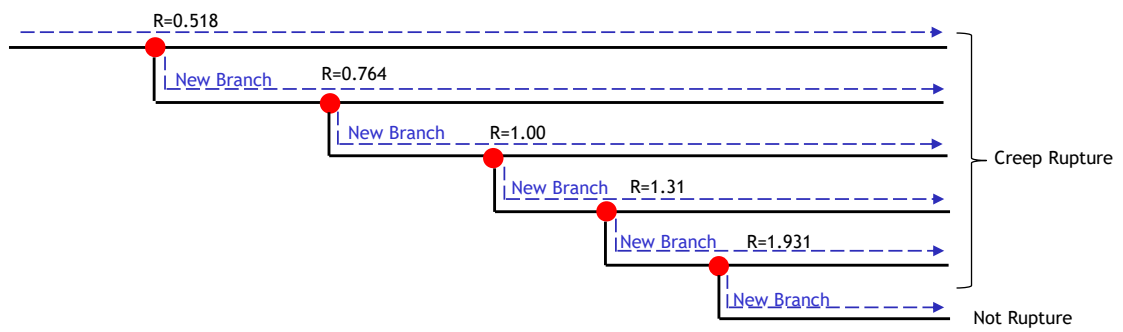


図 3.2-3 ADAPT の DET 評価の概念図 (DET と計算プロセス実行の様子)

3.2.2 条件設定

ADAPTを適用したレベル2DPRAを実施するためには、以下の条件を設定する必要がある。

- ・ 状態遷移の評価対象とするパラメータ（状態遷移パラメータ）の選定
- ・ 状態遷移パラメータの離散化の設定（離散化数、離散化位置）

SA時にプラント内で発生する現象や操作の内、状態遷移を伴うものを選定し、状態遷移評価の対象とする。本解析はソースタームPRDのレベル2DPRAへの適用性評価を目的とするため、必ずしもプラント内で発生するすべての状態遷移を対象とせず、いくつかの状態遷移パラメータを選定する。選定対象となるのは状態遷移パラメータの状態量の変化と確率の関係が既知である必要がある。例えば、構造物のクリープ破損を評価する場合には、その構造物のクリープ累積損傷パラメータの連続的な変化に対する損傷確率が過去の材料研究などにより明らかにされている必要がある。本研究ではソースタームPRDの適用性を確認することを目的とするため、事故進展中に状態遷移が適度に発生し、それにより事故シナリオに変化をもたらすものを選定対象とする。

次に選定した状態遷移パラメータに対して離散化の設定を行う。図 3.2-2及び図 3.2-3に示す通り、状態遷移パラメータの状態量から、DETの分岐を生じるポイントを選定する。離散化数はできるだけ多い方が、モンテカルロ法による評価（連続時間法）に近づき、発生しうる事故シナリオの変化を追従できるため解析精度の向上につながる。しかし離散化数が大きすぎると解析ケース数を低減することができるADAPTのメリットが失われるため、適切な数を設定する必要がある。ADAPTを適用したオハイオ州立大学の事例^[24]では、2～5の離散化数で解析を行った。

また離散化の設定値を与える必要がある。これはとりうる不確かさ分布の中から離散化数に応じた値を選定するものである。必ずしも不確かさ分布の中から均等に分割して設定することが妥当とは限らない。これは、ある状態量付近で重要なシナリオ（本研究では環境へのCs放出量への寄与が大きいシナリオ）が生成される場合には、その付近は重点的に離散化させる必要がある。このような離散化の設定値の決め方は、状態遷移後の複雑な事故シナリオの変化に応じて設定する必要があるため、定性的な分析により決めることは難しく、感度解析などにより目的に応じた値を設定することが妥当である。本研究ではソースタームPRDの適用性評価を目的としているため、まずは均等分割を志向し離散化の設定値を割り当てることとした。以下に状態遷移パラメータの設定と離散化の設定値について示す。

3.2.2.1 状態遷移パラメータの選定

対象とする事故シナリオはSBOを起因として炉心損傷に至る事故シナリオとする。

本シナリオの炉心損傷後の主な事故進展を示すETを図 3.2-4に示す。本シナリオでは、炉心損傷後原子炉が高圧状態で推移するため、運転員は加圧器逃し弁を開放する一次系強制減圧を実施する。もしこの操作に遅れた場合や失敗した場合には、原子炉が高圧状態で破損し、DCHが発生する可能性がある。また一次系内の熱水力状態によってはホットレグや蒸気発生器細管のクリープ破損が発生する。このように本シナリオの炉心損傷からRV破損までは、様々な状態遷移パラメータが介在し、ヘディングの入れ替えなどが生じ、ETで考慮できない事故シナリオに変化していく可能性がある。このことからレベル2DPRAへの適用性を判断することに対して最適なシナリオであると判断した。

本解析で選定した状態遷移パラメータを以下に示す。（カッコ内は状態遷移パラメータの識別記号を表す。）

- ・ CV 機能喪失圧力 (CP)
- ・ 加圧器逃し安全弁 (SRV: Safety Relief Valve) が閉固着に至る回数 (SS)
- ・ 加圧器逃し弁 (PORV: Power Operated Relief Valve) が閉固着に至る回数 (SP)
- ・ ホットレグクリープ破損に至る累積損傷 (HL)
- ・ 蒸気発生器伝熱管クリープ破損に至る累積損傷 (SG)
- ・ 一次系強制減圧 (FD)

以下はMC法により与える。

- ・ DCHによるCV内発生圧力 (MC法)
- ・ DCHが発生する一次系圧力 (MC法)

前述の通り一次系原あるに関するものを中心に選定した (SS, SP, HL, SG, FD) 。またCV機能喪失に影響する物も選定した (CP)

3.2.2.2 状態遷移パラメータの離散化の設定

表 3.2-2に上記のパラメータの設定値を示す。それぞれの状態遷移パラメータ設定方法を以下に示す。

(1) CV 機能喪失圧力 (CP)

CV機能喪失圧力SA時にFPの閉じ込め機能を持つ重要構造物である。CVは様々な要因により破損に導かれる。ここではCV内圧の上昇に対するCVの破損圧力について述べる。CVの形式（鋼製、コンクリート製など）毎に、CV内圧に対する耐圧や破損形式が異なり、材料や構造に起因する不確かさが異なる。米国では申請者は個別プラントの安全評価 (IPEs) を実施することを要求されている。IPEsの中でCVの破損圧力のフラジリティを評価することを要求されている。NUREG/CR-6906^[27] ではSurryプラ

ントのCVは鉄筋コンクリート製であり文献[27]のFigure 18にフラジリティカーブを示している。本評価ではこのカーブを参考にする。離散化数は4とし、ほぼ均等に離散化位置を割り当てた。

(2) 加圧器 SRV/PORV の閉固着 (SS/SP)

SBOを起因とするSA事故では炉心損傷後、一次系は高圧を維持する。SRV及びPORVはそれぞれ開放圧力設定値に達すると、弁体を押しやっているスプリングが押し上げられ、開放に至る。また設定値を下回ると弁は閉まる。一次系が高圧のシナリオではSRV/PORVの開閉を繰り返すため、いずれ故障に至る可能性がある。

SOARCA^[13]によるとMELCORによるSurryプラントの解析にあたり、SRV及びPORVが閉固着 (Fail To Open) に至る確率を設定している。本解析ではその中央値を参考にして設定した。それぞれの弁の開閉の回数が設定値を上回ると弁が閉固着する設定とした。

(3) 配管クリープ破損に至る累積損傷 (HL/SG)

SBOを起因とするSA事故シナリオでは、炉心損傷後一次系内は高温・高圧となる。そのため一次系内の各所でクリープ破損が発生する可能性があり、ホットレグ配管もその可能性がある。本解析ではSOARCA^[13]を参考に中央値を1.0として5点設定した。

(4) 一次系強制減圧の実施時刻 (FD)

SBOを起因とするSA事故では炉心損傷後、一次系は高圧を維持する。もし高圧状態でRV破損に至るとDCHが発生する可能性がある。そこで運転員は炉心損傷を認知した時点で、加圧器逃し弁を手動で開放し、強制的に減圧を実施する。本操作は中央制御室で操作するものであり、炉心損傷の認知失敗、操作失敗などの可能性がある。RV破損までの限られた時間内で操作を完了する必要がある。このような人間信頼性に係る失敗を考慮するために、本研究では中央値を1時間として3点設定した。

一次系強制減圧を実施する場合には、指定時刻に到達後にPORV1弁を開放とした。

(5) DCH 発生時の CV 圧力

もし一次系が高圧状態 (約2.0MPa以上) でRVが破損した場合には、デブリがCV内に飛散し、飛散したデブリと気相の伝熱、及びデブリの酸化反応による発熱により、CV内雰囲気は急激に加温・加圧されCVの破損に至る可能性がある。このようにDCHによりデブリからの伝熱及び化学反応の発熱により発生圧力は、RV破損口、デブリの飛散状態等、様々な現象論的な不確かさが内包される。

NUREG-1150^[28]ではDCH時に発生するCV圧力の不確かさ分布について、専門家パネルを用いた方法により同定している。文献[28]のFigure C. 5.6にDCH発生時におけ

るCV圧力の確率分布を示す。図中に記載されているCavity dry / Large Hole Size / Large Melt Injectionの条件における累積確率分布を参考に発生圧力を設定した。

(6) DCH が発生する一次系圧力

DCHの発生は、RV破損時の一次系の圧力に大きく左右される。DCHの発生条件に関する国際的には試験研究やそれに基づく指標が示されている。DCH防止の一次系圧力の閾値としては、BNLの実験結果(Surry: 2.38MPa、Wats Bar: 4.0MPa)^{[29] [30]}、DOEのARSAP指標 (1.7MPa)^[31]、EPRIのALWR要求の指標 (250psig: 1.83MPa)^[32]、EURの指標 (20bar: 2MPa)^[33]などが挙げられる。

本研究ではこれらの値を参考として、一次系圧力4.0、8.0、15.0 [MPa]の3点の設定とした。

表 3.2-2 状態遷移パラメータの設定値一覧 (括弧内は累積確率)

変数	記号	V1	V2	V3	V4
CV 機能喪失圧力 [MPa]	CP	0.310 (0.001)	0.655 (0.01)	0.807 (0.025)	1.03 (0.6)
SRV の閉固着 [回]	SS	64 (0.1)	128 (0.25)	256 (0.5)	324 (0.95)
PORV の閉固着 [回]	SP	62 (0.1)	124 (0.25)	247 (0.5)	370 (0.95)
主蒸気配管クリープ 破断時累積損傷 [-]	HL SG	0.5 (0.01)	0.8 (0.1)	1 (0.5)	1.3 (0.95)
一次系強制減圧の実 施時刻 [Hr]	FD	0.5 (0.1)	1.0 (0.5)	2.0 (0.995)	
DCH 発生後 CV 圧力 [MPa]	M.C.	0.4 (0.05)	0.9 (0.7)		
DCH が発生する一次 系圧力 [MPa]	M.C.	8.0 (0.5)			

※M.C. : MC 法によるサンプリング

SBO	Core Damage	【AM】 RCS depressurization	RCS creep rupture	DCH	CV over pressure
1	2	3	4	5	6
Success					No
					Yes
Failure		No	No	No	No
			Yes	Yes	Yes
		SGTR			No
					Yes
		LOCA			No
					Yes

図 3.2-4 レベル 2DPRA の適用性評価の対象とする SBO 事故シナリオの基本イベントツリーの構造

3.2.3 DPRA 解析ツールの作成

ADAPTにMELCORなどの事故進展解析コードを組み合わせてレベル2DPRAを実施するためには、両者のインターフェイスを制御するためのツールが必要となる。以下にレベル2DPRAを実施するために作成したDPRAツールについて示す。

3.2.3.1 概要

DPRA解析ツールは、主に状態遷移を表現する分岐プロセスの生成を行うスケジューラと、事故進展解析の制御をするためのドライバで構成した。スケジューラ及びドライバはPython 3.6.1で構築した。ツールの構成は以下の通りである。

- ・ スケジューラ
- ・ ドライバ
- ・ 後処理ツール

上記項目の各々の機能を以下及び図 3.2-5に示す。

また、DPRAの分岐計算のロジックを図 3.2-6に示す。

3.2.3.2 ツールの機能

本ツールにおける各機能の役割を以下に示す。

(1) 事故進展解析（ここでは MELCOR ver. 2.1 を想定）

与えられた入力デッキよりプラント挙動解析を行う。なお、本ツール用に組込んだ制御関数に従って、ユーザーが指定する所定の分岐ポイントにおいてリスタートファイルを出力する。

(2) ドライバ

スケジューラからの指示に基づき、MELCOR入力デッキのひな形や分岐ポイントの設定から入力デッキの作成とMELCORの起動を行う。また、MELCORの計算状況のモニタリングを行い、下記の状況をスケジューラに報告する。

- ・ MELCORの計算が分岐点に到達したとき
- ・ CORまたはRNパッケージから主要事象発生メッセージが出力されたとき
- ・ 論理型制御関数のステータス変更のメッセージが出力されたとき
- ・ 計算終了時

(3) スケジューラ

ドライバを利用して全体のジョブ管理を行う。DETの構築、累積分布関数の管理、ドライバへの分岐ポイントの指示はすべてスケジューラにて行う。ドライバースケジ

ユーラ間の情報伝達は`queue` (キュー) を用いる。スケジューラからドライバへの指示送信の内容としては、以下のようなものが挙げられる。これらの内容はドライバ関数の引数とする。

- ・ ジョブ名称
- ・ 実行フォルダ名
- ・ 入力デッキのファイル名
- ・ 分岐ポイントの情報

一方、ドライバからスケジューラへの結果報告の内容としては、以下のようなものが挙げられる。これらの情報は`queue` を介してスケジューラに伝達される。

- ・ ジョブ名称
- ・ 分岐ポイントに到達した時刻とサイクル数
- ・ 計算状況 (事故進展の状況など、事象発生の内容と時刻)

DPRAの計算ではMELCORによる事故進展解析を多数実行する必要があることから、本ツールではMELCORの並列実行に対応している。並列実行時におけるジョブスケジューリングについては、Python3に実装されている機能の一つである`concurrent, futures`モジュールの`ThreadPoolExecutor`で実装した。本機能により、新たな分岐プロセスが発生するたびに`submit`メソッドでジョブを投入することで、`Executor`がユーザー指定のジョブ数を超えないようにジョブの管理を実現できる。

(4) ツールの動作概要

本ツールの動作概要は以下の通りである。

1. スケジューラが`max workers = 最大ジョブ数`としてスレッドプールを生成
2. スケジューラがジョブ投入 (`submit`)。これによりドライバスレッドが生成
3. ドライバがスケジューラの指示通りに実行フォルダや入力デッキを作成してMELCORを実行する
4. ドライバはMELCOR の計算がリスタートポイント (分岐ポイント) 等に到達次第、その情報を結果報告用のキューに`put`。
5. スケジューラは結果報告用のキューから情報を`get`
6. MELCORの計算が分岐ポイントに到達していた場合にはスケジューラが新たなジョブを`submit`する

(5) MCDET と ADAPT について :

本ツールでは、MCDETとADAPTの2つの手法を実施できる環境を整備している。両

者の大きな相違点は、MCDETは連続的な不確かさについてはMC法を用いたサンプリング手法を採用している点に対して、ADAPTではすべての不確かさを離散化したDET手法を採用している点である。

これらの2つの手法を実装するために、本ツールでは図 3.2-6に示すような方法を採用している。

MCDETにおけるMC法による複数サンプリングについては、MC法を適用するすべての不確かさを考慮したサンプルデータを予め用意しておく。図 3.2-6におけるOuter Loopの部分がそれに相当する。Outer Loopにおいては、MCxxxxx (xxxxxxは一意的なケース番号) をそれぞれのサンプルデータに付与し、それぞれMELGENの計算から実行する。図 3.2-6左側のInner Processがなければ通常のMC法と等価な計算となる。

MC法に採用されなかった不確かさについては、DET法で計算を進める。DET法の計算方法については、ADAPTで採用されている手法を参考に計算の効率化を図っている。すなわち、図 3.2-6左側のInner Processの計算においては、分岐条件を予め定めた入力デッキを用いて初期条件から計算するのではなく、初期スタートのプロセスは1つのみとして、分岐条件に到達したものはMELCORのリスタート機能を用いて分岐条件の直後からの計算で済ませるような仕組みを採用している。この仕組みはMELCORに組込む制御関数 (Control Function)を利用して実現している。

(6) MELCOR の機能:

MELCOR計算においてプラントパラメータが分岐ポイントに到達したときのMELCOR側の処理について示す。図 3.2-7に示すようなControl Functionを、PRAで参照するプラントパラメータ毎に準備する。図 3.2-7の例はSRVの開固着 (ただし時間指定) を想定した例である。構成要素は以下の通りである。

(a) 分岐チェックロジック (Branch Check)

COUNTER_S : 自身の前ステップの値とBRANCH_IF_Sの値を加算する。

TAB_FUN_Sで指定される分岐ポイントを超える度に1ずつ加算される。初期値は0

TAB FUN S : 分岐ポイントを記載したTable Function

SRV FAIL CLOSE : 分岐ポイントを超えたかどうかを判定する。この例においては、時刻が分岐ポイントとして指定した時刻を超えれば真となる。

BRANCH_IF_S : SRV FAIL CLOSEが真であれば1、偽であれば0をCOUNTER_Sに送る。

(b) 分岐設定ロジック (Branch Set)

BRANCH_S : 分岐させる場合に真となるように**CF L-READ**関数で指定する。L-**READ**で読み取るファイルはスケジューラが作成する。

BRANCH_ACT_S : **BRANCH_S** が真であれば1、偽であれば**CF199**の結果 (通常の**SRV**の動作設定) を返す。

(c) リスタート出力設定 (Restart File Output)

RESTART DUMP : 真のときにリスタートファイルを出力する。

RESTART_FLAG_S : **BRANCH_S**が真のとき (分岐させる場合) に偽を、そうでない場合には**SRV FAIL CLOSE**の結果を返す。分岐後は同じ分岐条件でリスタート情報を出力しないために設けたフラグである。

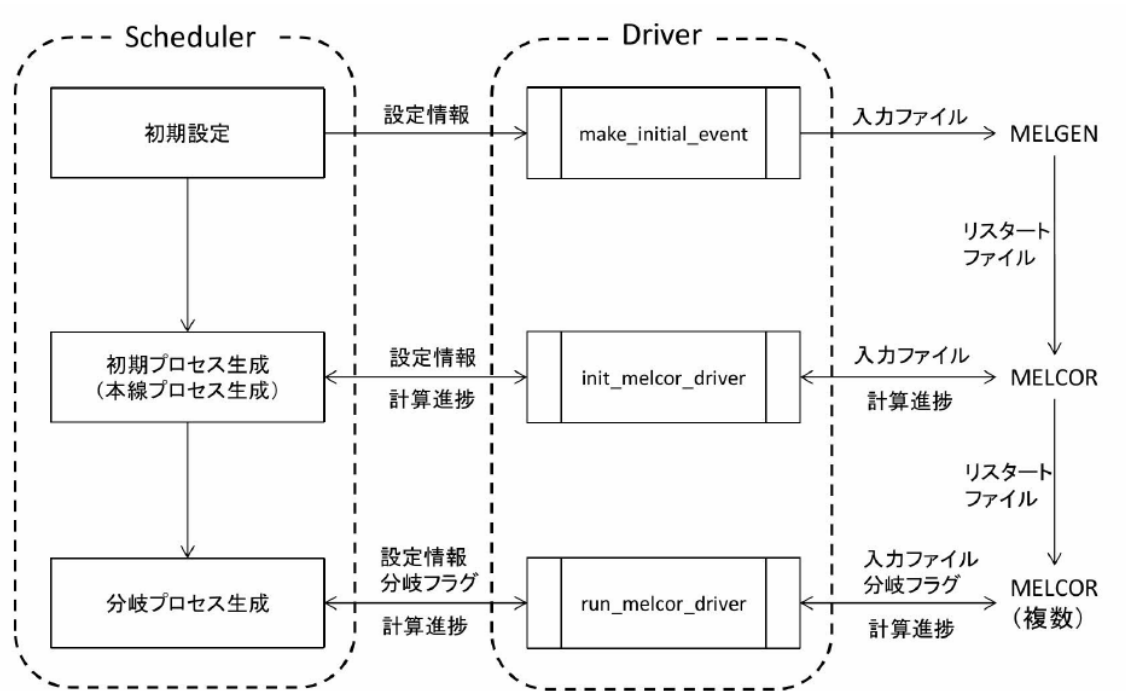


図 3.2-5 DPRA ツールの構成図

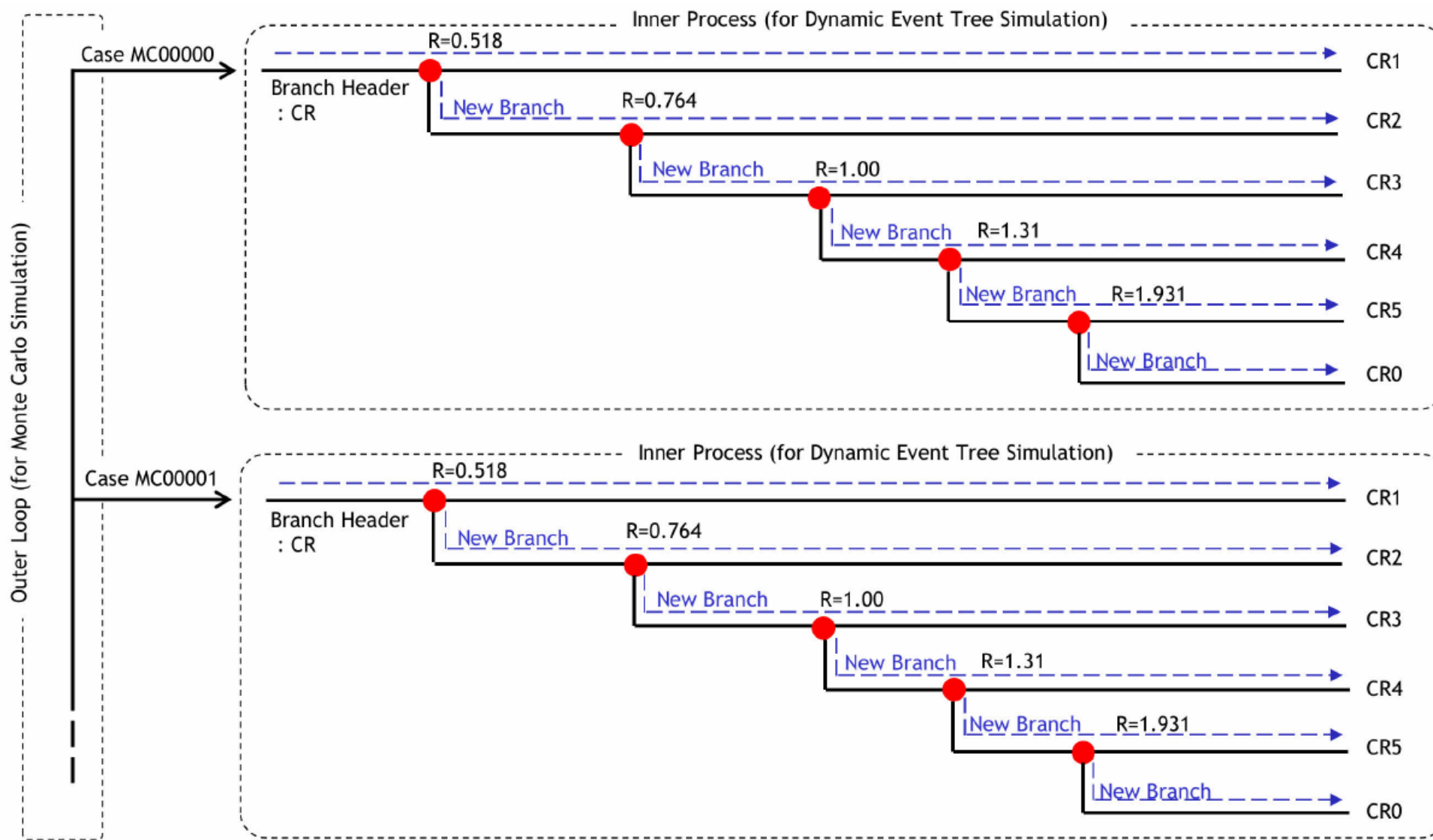
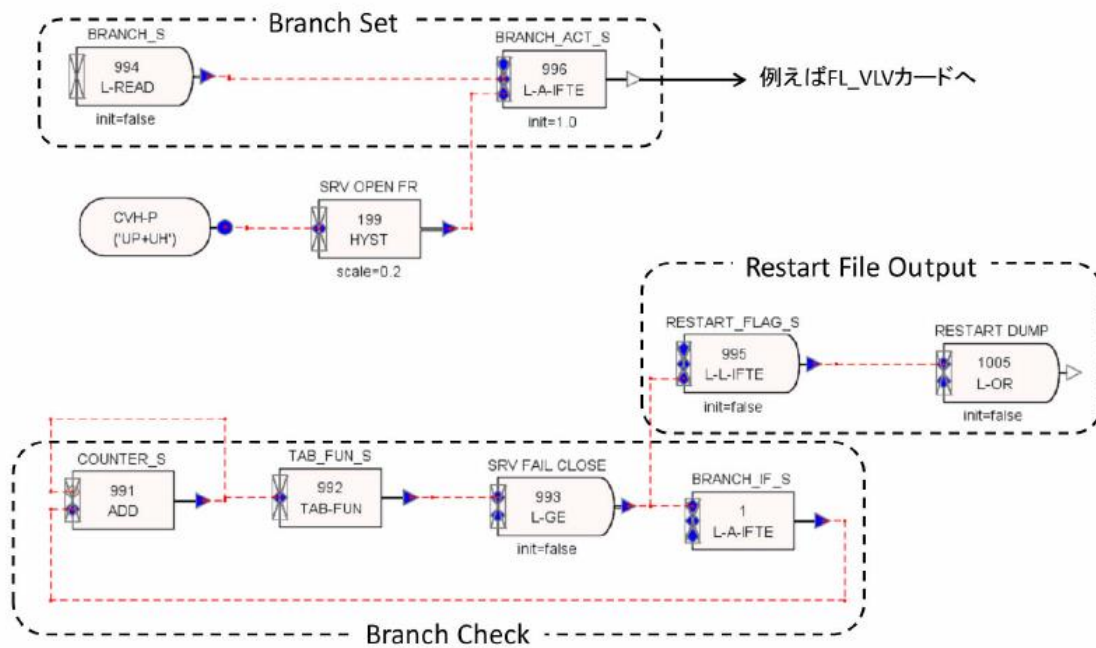


図 3.2-6 DPRA ツールにおける分岐計算のロジック



Editing Table Data

No Unit	No Unit
-	-
0.0	250.0
1.0	540.0
2.0	1230.0
3.0	1610.0
4.0	1.0E+10

Add Remove

OK Cancel

図 3.2-7 DPRA における分岐ロジックの MELCOR への実装方法

3.3 MELCOR を適用したレベル 2DPRA

3.3.1 解析方針

Surryプラントを対象にSBOに起因する炉心損傷事故シナリオを対象に、MELCOR ver. 2.1を適用して、3.2.2節で設定したADAPTの解析条件の下レベル2DPRAを実施した。3.2.3節で作成したDPRA解析ツールを使用して、解析制御及びポスト処理を行う。解析時間は事故後7日間とした。

ここで得られたCsの環境放出量と発生確率の結果は3.1節で示したケース3の解析結果となる。また表 2.2-14に該当する解析結果はケース1のソースタームPRDの入力条件（MELCORライブラリ）となる。

3.3.2 解析条件の設定

MELCORの解析条件を以下の通り設定する。

3.3.2.1 プラントデータの設定

以下の資料等に基づき、3ループPWRプラントの入力データを整備した。

参考文献：[13] [34] [35]

プラントの基本スペックは、文献[13] のTable 4-1に示されている設計値等を参考にした。以下にそれぞれの設定方法を示す。

(1) プラントノード分割

図 3.3-1に示すノード分割とした。Aループ側を加圧器ループとして1ループ分、Bループ側を2ループ分としてモデル化した。炉心（CORコンポーネント）は半径方向4分割、軸方向10分割とした。CVについては、CV本体及びキャビティの2分割とした。

(2) 逃がし弁の設定

資料^[13] に記載の設定を採用した。表 3.3-1及び表 3.3-2に、それぞれ一次系及び二次系の圧力安全弁／逃がし弁の設定点を示す。

(3) 崩壊熱出力

崩壊熱テーブルは文献[13] のTable 4-3を参照した。

(4) 注水系など

蓄圧注水系については制御関数を用いてモデル化した。ECCSについては、今回は対象事故シナリオの対象外ためモデル化していない。

3.3.2.2 基本事故シナリオの条件

基本事故シナリオとして、資料^[13]に記載の影響緩和策とをものなわないLTSBOケースの条件を基本解析条件とする。

- ・ 時刻0において全交流電源喪失
- ・ RCPトリップ
- ・ 主給水停止
- ・ スクラム成功
- ・ 主蒸気隔離弁（MSIV: Main Steam Isolation Valve）閉は成功
- ・ ECCSはすべて失敗

なお、本解析ではRCPシールからのリークは考慮していない。

表 3.3-1 一次系の安全弁／逃がし弁の設定点^[13]

	num of vlv.	flow		pressure open			pressure close		
		lbm/hr	kg/s	psig	MPag	MPa	psig	MPag	MPa
SRV	1	293330	37.0	2485	17.13	17.23	2408	16.60	16.70
	1	293330	37.0	2499.5	17.23	17.33	2422	16.70	16.80
	1	293330	37.0	2514	17.33	17.43	2436	16.80	16.90
PORV	1	210000	26.5	2335	16.10	16.20	2263	15.60	15.70
	1	210000	26.5	2349.5	16.20	16.30	2277	15.70	15.80
Rap. Disk	1	900000	113.4	100	0.69	0.79	-	-	-

表 3.3-2 二次系の安全弁／逃がし弁の設定点^[13]

	num of vlv.	flow		pressure open			pressure close		
		lbm/hr	kg/s	psig	MPag	MPa	psig	MPag	MPa
PORV	1 per 1 line	373000	47.0	1035	7.14	7.24	1003	6.91	7.02
SRV	1 per 1 line	361750	45.6	1085	7.48	7.58	1051	7.25	7.35
	1 per 1 line	3423400	431.3	1115	7.69	7.79	1080	7.45	7.55

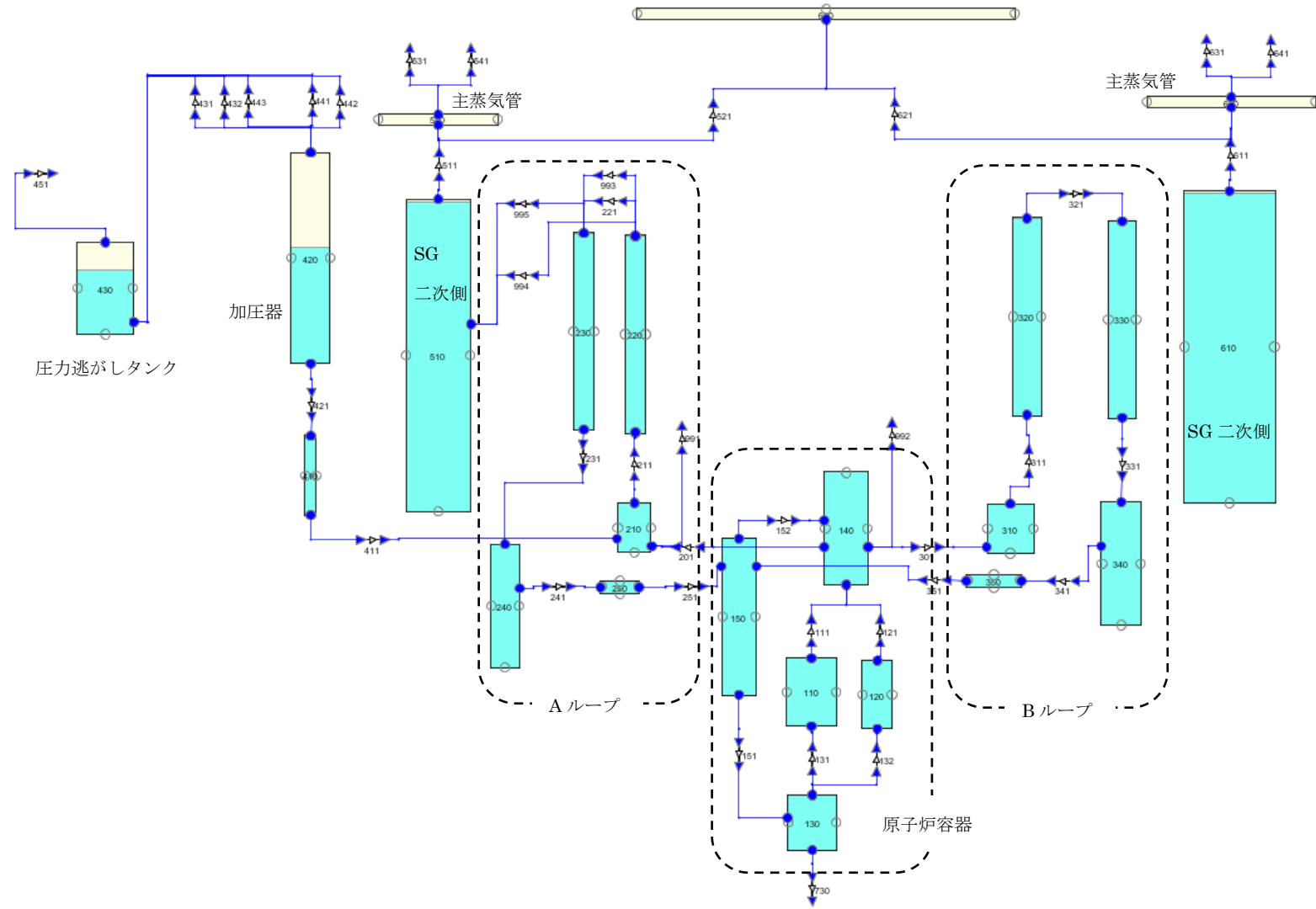


図 3.3-1 MELCOR の Surry プラントノード分割図

3.3.3 MELCOR を適用したレベル 2DPRA 解析結果

Surryプラントを対象にSBOに起因する炉心損傷事故シナリオを対象に、MELCOR ver. 2.1とADAPTを組み合わせたレベル2DPRAを実施した。本条件における計算ケースは2430ケース、計算時間は60並列で約2日間であった。

3.3.3.1 プラント挙動

以下にプラント挙動パラメータを示す。各プラント挙動は(a) 全ケース、(b) CV過圧破損ケースのみ、(c) ホットレグクリーブ破損ケースのみ、(d) TI-SGTRケースのみの4パターンで示す。

(1) 一次系・二次系

図 3.3-3～図 3.3-5にSG二次側の水位の推移を全ケース又はCV機能喪失要因別で示す。SBO発生後、補助給水の停止とともにSGの水位は徐々に低下し、1hr程度ではほぼ枯渇、5hrまでにすべてのシナリオでほぼSGの水位はほぼ完全に枯渇する。事故初期のSGの水位低下速度はシナリオごとの変化は現れない。一方、3～5hrで若干シナリオごとの変動がみられる。これはこの期間に一次系に蓄圧注水の注水があり、その注水タイミングにばらつきがあることによる。一次側に蓄圧注水が注入されるとSGの熱交換率が変化するため、結果としてSG水位にも変動を与える。

図 3.3-6～図 3.3-9、図 3.3-10～図 3.3-13にそれぞれ一次系水量とダウンカマ水量の推移を全ケース又はCV機能喪失要因別で示す。ダウンカマ水位に着目すると、事故初期はSGの水位低下とともに急激に推移は低下する。ホットレグ破損、Ti-SGTRを伴わないケースでは低下が1h、2hr頃から開始しているケースがそれぞれ確認できる。これは運転員の一次系強制減圧の開始をそれぞれ0.5hr、1hr、2hr、もしくは減圧失敗ケースを想定しているためである。強制減圧により、炉内の冷却水は急激に蒸発が発生し、CVへ放出されダウンカマの水位低下につながる。いずれのケースも3hr頃には水位はほぼ枯渇する。また3hr若しくは4hr頃に一時的な水位の回復が見られる。これは炉心に蓄圧注水が注入されたことによる。蓄圧注水は炉内圧力が設定値(0.41MPa)以下になったら自動的に注入される。注入タイミングが3hrと4hrで異なるのは、前者は一次系強制減圧、ホットレグ破損、Ti-SGTRにより減圧が促進したケース、後者はあらゆる減圧に失敗しRV破損に至るケースである。一度上昇した水位は再び低下し、7hr前までにはあらゆるケースで枯渇している。

図 3.3-14～図 3.3-17に被覆管最高温度の推移を全ケース又はCV機能喪失要因別で示す。ECCSや代替注水などによる炉心への注水を実施しないため、ダウンカマ水位の低下とともに急激に被覆管温度は上昇する。3hr頃に2200℃に到達後一時的に温度は低下している。これは被覆管と燃料の共晶溶融が2500Kで発生し、溶融部分が下方の炉心領域外に落下したことが原因である。その後温度は上昇し同じく2500Kに到達

すると次々と燃料は下方へ落下する。炉心が炉心部からなくなると温度は便宜上 0°C 以下を表示している。炉心部から燃料がなくなるタイミングは(b)～(c)でそれぞれ異なるが、ホットレグ破損では比較的早い時間に集まっている傾向にある (5.5hr～7.5hr) これはホットレグ破損に伴い最も早く炉心水位を低下し、急速なヒートアップをもたらしたことが原因と考えられる。

図 3.3-18～図 3.3-21に炉心からの水素発生量の推移を全ケース又はCV機能喪失要因別で示す。炉心温度の上昇に伴い、被覆管と冷却材の化学反応により水素が発生する。いずれのケースも3hr頃までは水素の発生速度は概ね同様である。3hr頃に到達するといずれのケースも水素の発生が一旦停止する。最終的には350～450kgの水素発生量となる。

図 3.3-22～図 3.3-25、図 3.3-26～図 3.3-29にそれぞれ加圧器圧力と蒸気発生器二次側圧力の推移を全ケース又はCV機能喪失要因別で示す。加圧器圧力に着目するとTi-SGTRのケースでは1hr、3hr、4hr頃に他のケースで見られない圧力の低下がみられる。これはTi-SGTRが発生し、SG二次側に一次系のガスが流出して、圧力の低下及びその後の変動をもたらしているものと考えられる。ホットレグ破損のケースでは3hrから勾配を持って圧力が低下しているケースがあるのが特徴である。これはホットレグ破損がこの時間に発生してCVに一次系のガスが流出することで圧力が低下したものである。3.5hr頃にほぼ垂直で圧力が急降下しているのはRV破損による。また、RV破損までの圧力の上限が16MPa、17MPa若しくはスパイク状にそれらを超えたものが確認できる。それぞれ通常通り加圧器逃し弁の自動開閉が作動しているケース、加圧器逃し弁が閉固着するも加圧器安全弁の自動開閉が正常に作動しているケース、加圧器逃し弁と安全弁の両方が閉固着するケースに分類できる。圧力が高いほどクリーブ破損の発生を起しやすくなるため、これらはホットレグ破損やTi-SGTRの発生にも影響を及ぼしている。SG二次側の圧力が、Ti-SGTRのケースは8hr以降では低圧（おおよそ1.3MPa以下）を維持、それ以外の範囲において高圧（おおよそ5MPa以上）を維持している。Ti-SGTRではSG細管の破断により二次側の高圧ガスがCVへ流出することで圧力が低下している。一方細管破断を伴わない場合は、二次側の高圧ガスは閉じ込め状態となり事故収束まで高圧状態を維持する。

(2) CV

図 3.3-30～図 3.3-35にCV圧力の推移を全ケース又はCV機能喪失要因別で示す。事故後初期は一次系からのガス流出、RV破損（おおよそ5hr）以降はCVに放出されたデブリによるガス発生や水蒸気生成により徐々に圧力が上昇する。CV圧力が急激に低下する時点は、CV機能喪失のタイミングを表す。CV圧力の急激な低下が起こるタイミングがケースにより異なるのは、CV過圧破損の場合は破損圧力を0.31、0.66、0.81、1.03MPaと設定していることその他、それぞれのシナリオの他の状態遷移の発生による

影響でCV圧力の変化が異なるためである。それ以外のCV圧力の降下要因は、DCHとTi-SGTRである。DCHが発生するのはRV破損直後であり、おおよそ3.5hr付近のCV圧力急低下はDCHが主な原因である。またTi-SGTRによるCV圧力の低下はRV破損までに発生するので、事故後初期（3.5hrまで）のCV圧力の低下はTi-SGTRも原因となる。Ti-SGTRのケースを見ると、CV圧力の急低下を迎えるタイミングはほかのケースよりも広く分布していることが分かる。これは破断したSG細管より少しずつガスの流出がみられるため、圧力の上昇速度が緩やかであり、他のケースよりもCV過圧破損に至るまでに時間がかかることによる。ホットレグ破損のケースに着目すると、CV機能喪失後にCV圧力の低下が緩やかなケースが大量にみられることが特徴してあげられる。

3.3.3.2 CV 破損頻度

(1) CV 破損頻度の算出方法

まずCV破損頻度の算出方法を示す。CV過圧破損の例で説明する。図 3.3-38に分岐確率とイベントツリーの関係を示す。CV圧力 $R=R_1$ （例えば83kPa）のときの過圧破損確率を F_1 とする。親分岐の確率を P_1 とすると、最初の分岐の確率 P_{11} は、 $P_{11}=P_1F_1$ 、 P_{12} の確率は $P_{12}=P_1(1-F_1)$ となる。

次の分岐ポイントにおけるCV圧力 $R=R_2$ のときの過圧破損確率に関しては、 R_1 において過圧破損しなかった場合の条件付き確率となることから、 R_2 において過圧破損に至る確率は、

$$P_{121} = P_{12}P(A_2 | \bar{A}_1) = P_1(1 - F_1)P(A_2 | \bar{A}_1) \quad (28)$$

同様に、 R_2 においても過圧破損に至らない確率は、

$$P_{121} = P_{12}P(\bar{A}_2 | \bar{A}_1) = P_1(1 - F_1)P(\bar{A}_2 | \bar{A}_1) \quad (29)$$

ここで、 \bar{A}_1 : R_1 において過圧破損しない確率、 A_2 : R_2 において過圧破損する確率、 \bar{A}_2 : R_2 において過圧破損しない確率を示す。条件付き確率 $P(A_2 | \bar{A}_1)$ 及び $P(\bar{A}_2 | \bar{A}_1)$ は、次式で求められる。

$$P(\bar{A}_2 | \bar{A}_1) = \frac{P(\bar{A}_1 \cap \bar{A}_2)}{P(\bar{A}_1)}, P(A_2 | \bar{A}_1) = \frac{P(\bar{A}_1 \cap A_2)}{P(\bar{A}_1)} \quad (30)$$

$P(\bar{A}_1)=1-F_1$ であることから、

$$P_{121}=P_1P(\bar{A}_1\cap\bar{A}_2), P_{122}=P_1P(\bar{A}_1\cap A_2) \quad (31)$$

$P(\bar{A}_1\cap A_2)$ は、 R_1 において過圧破損せず、かつ R_2 において過圧破損する確率を示していることから、次式となる。

$$P(\bar{A}_1\cap A_2)=F_2-F_1, P_{121}=P_1(F_2-F_1) \quad (32)$$

$P(\bar{A}_1\cap\bar{A}_2)$ は R_1 において過圧破損せず、かつ R_2 において過圧破損しない確率を示していることから、次式となる。

$$P(\bar{A}_1\cap\bar{A}_2)=1-F_2, P_{122}=P_1(1-F_2) \quad (33)$$

同様にして、

$$P_{1221}=P_1(F_3-F_2), P_{1222}=P_1(1-F_3) \quad (34)$$

となる。

以上の演算は1つの事象（ここでは過圧破損）のみを想定しているが、水素燃焼や弁固着等の他の複数の事象が考慮される場合においても、それぞれの事象の発生確率が与えられれば各分岐の確率が計算できる。

(2) MELCOR の解析結果

図 3.3-39～図 3.3-41にCV過圧破損及びDCHの条件付き発生確率の推移を示す。まずCV過圧破損に着目する。時間経過とともに徐々にCV過圧破損頻度が上昇しているのが分かる。これは事故の進展に伴いガスの発生や水蒸気の発生が徐々に進み、CVが加圧されていく全体的な傾向を示したものである。上昇は階段状になっているところが確認できる。これはADAPTの設定において、CV過圧破損圧力を4つに離散化し、そ

の圧力に集中的に到達している様子を表す。

このような時間変化に伴うリスクの変動はDPRAの特徴的な結果の一つである。従来のETを使用した方法では、合計のリスク値のみで時間変化を与えることはできなかった。このようなリスクの時間変化をとらえることができれば、事故の影響緩和策の検討などにおいて、より最適な方法（タイミング、要領等）をリスク情報から得ることが可能となる。

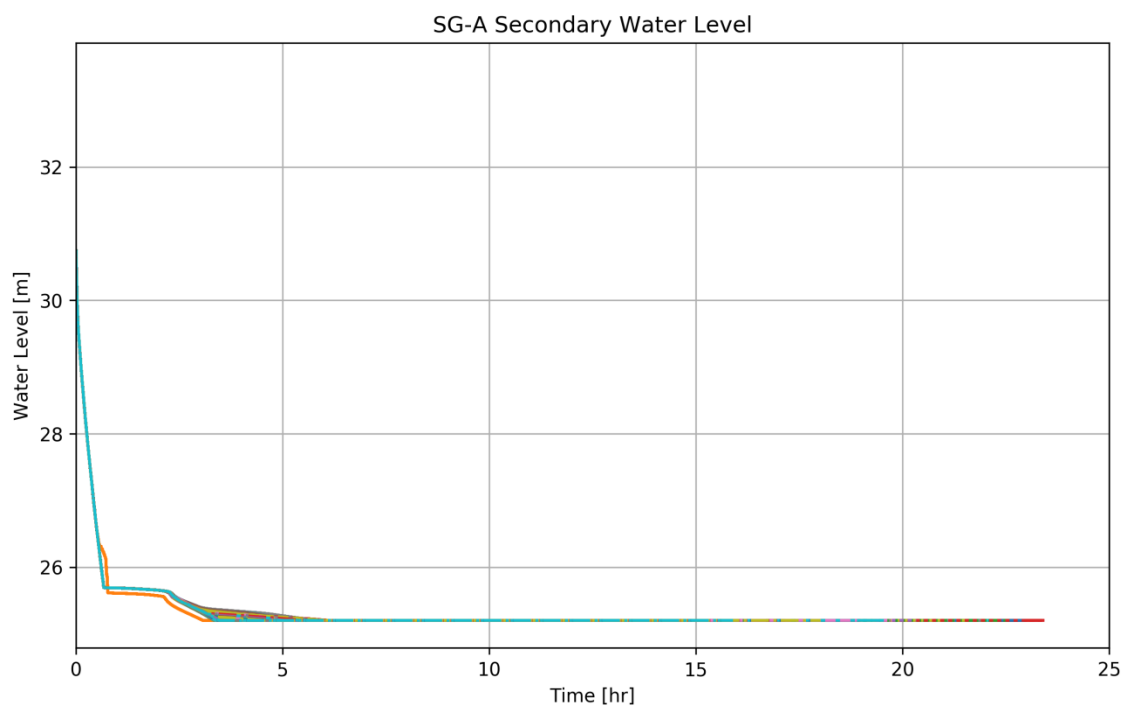


図 3.3-2 SG 水位 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)

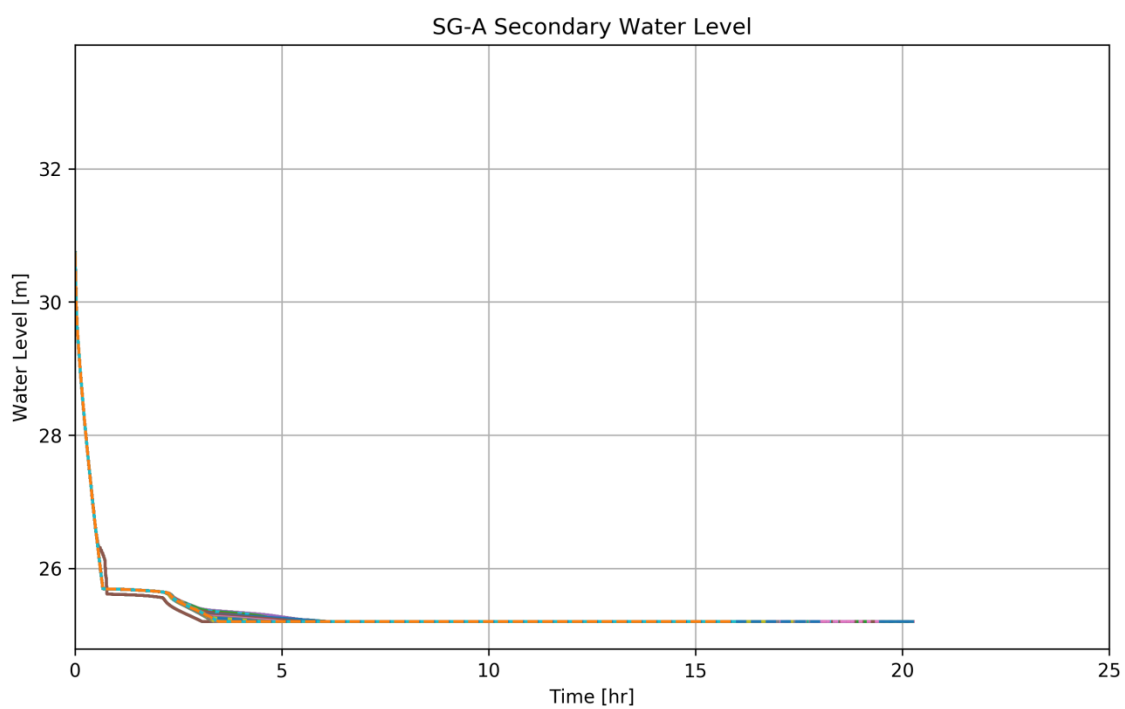


図 3.3-3 SG 水位 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損ケースのみ)

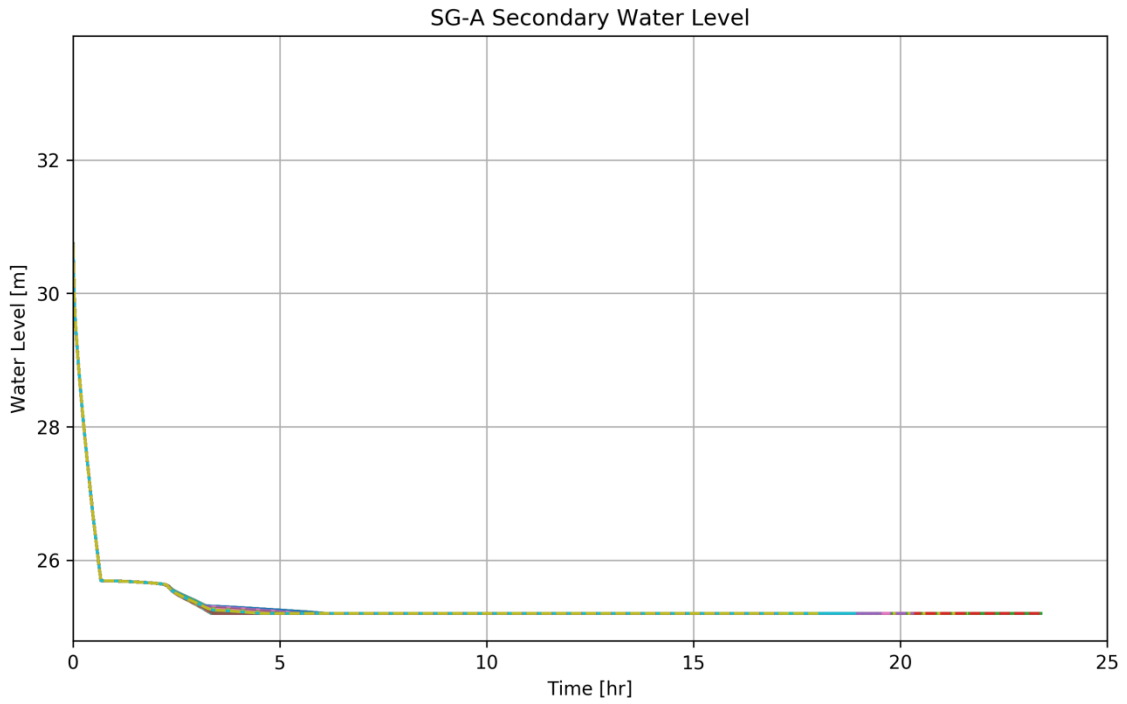


図 3.3-4 SG 水位 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグクリープ破損ケースのみ)

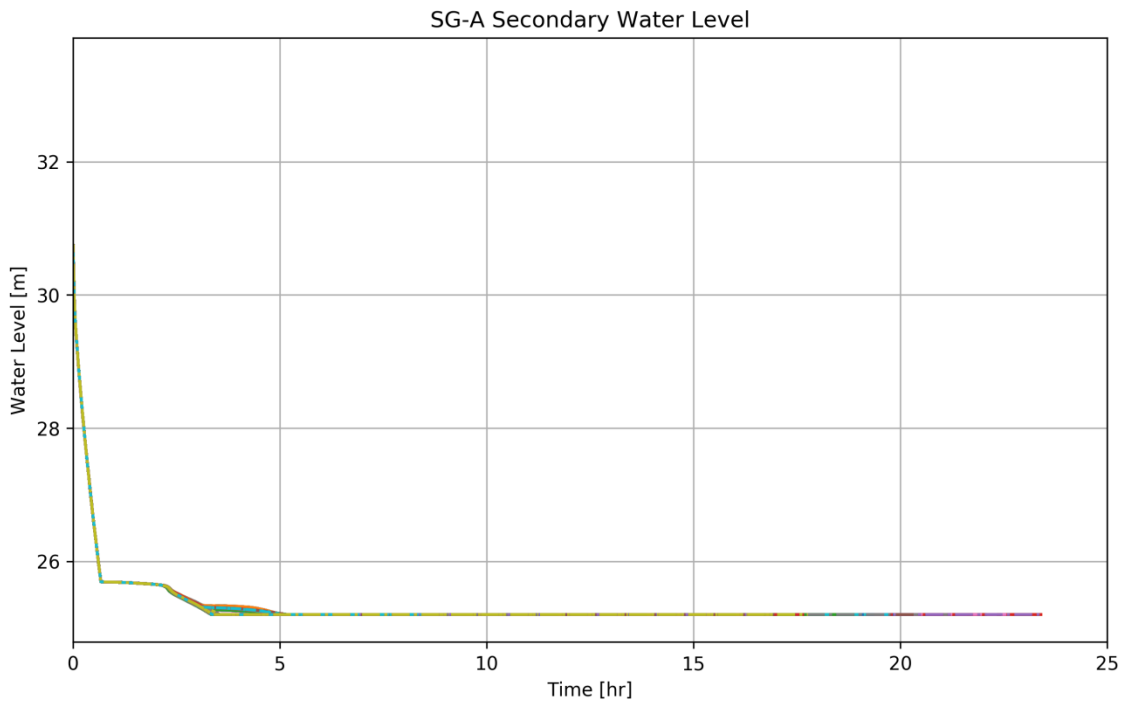


図 3.3-5 SG 水位 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、TI-SGTR ケースのみ)

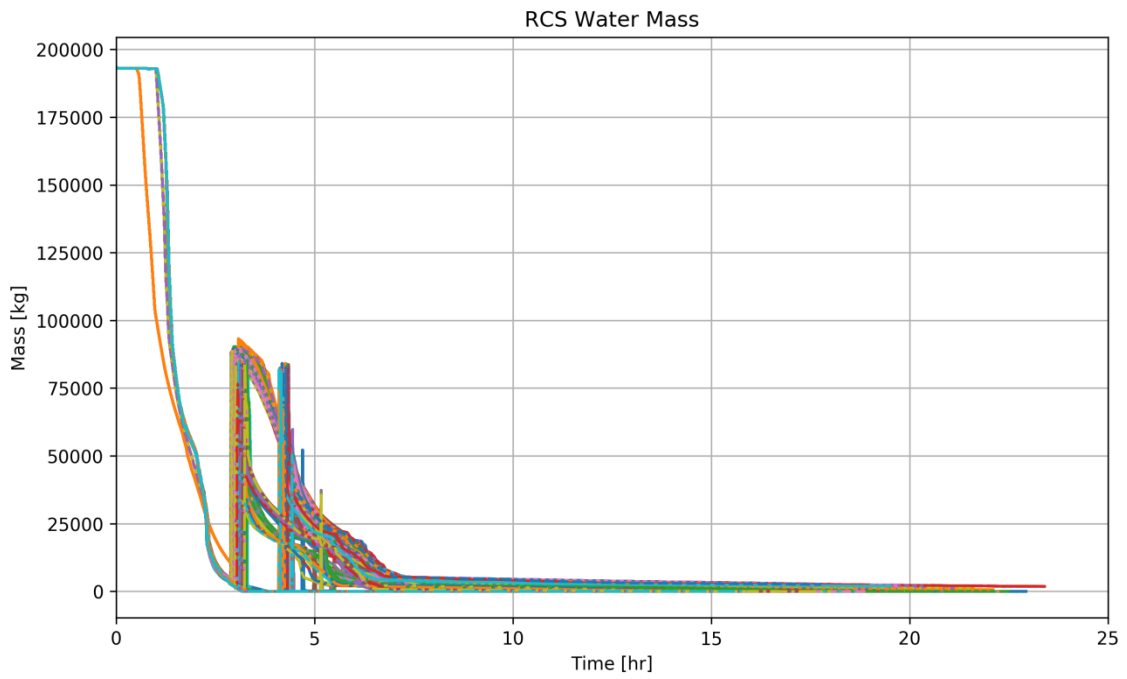


図 3.3-6 一次系水量 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)

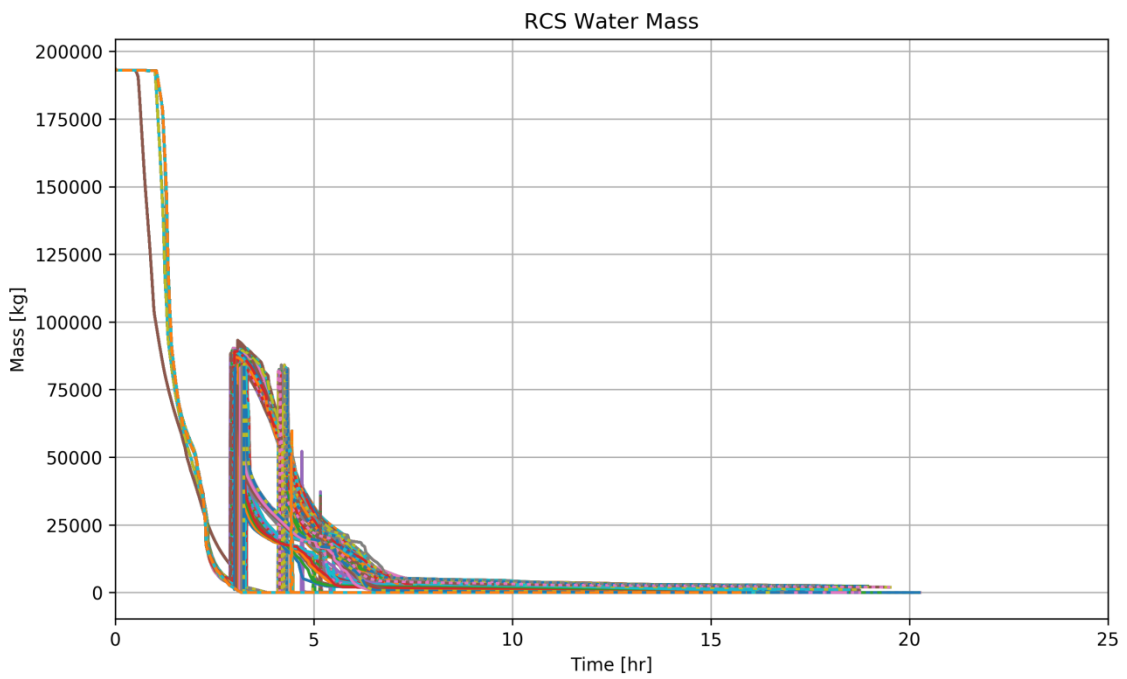


図 3.3-7 一次系水量 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損ケースのみ)

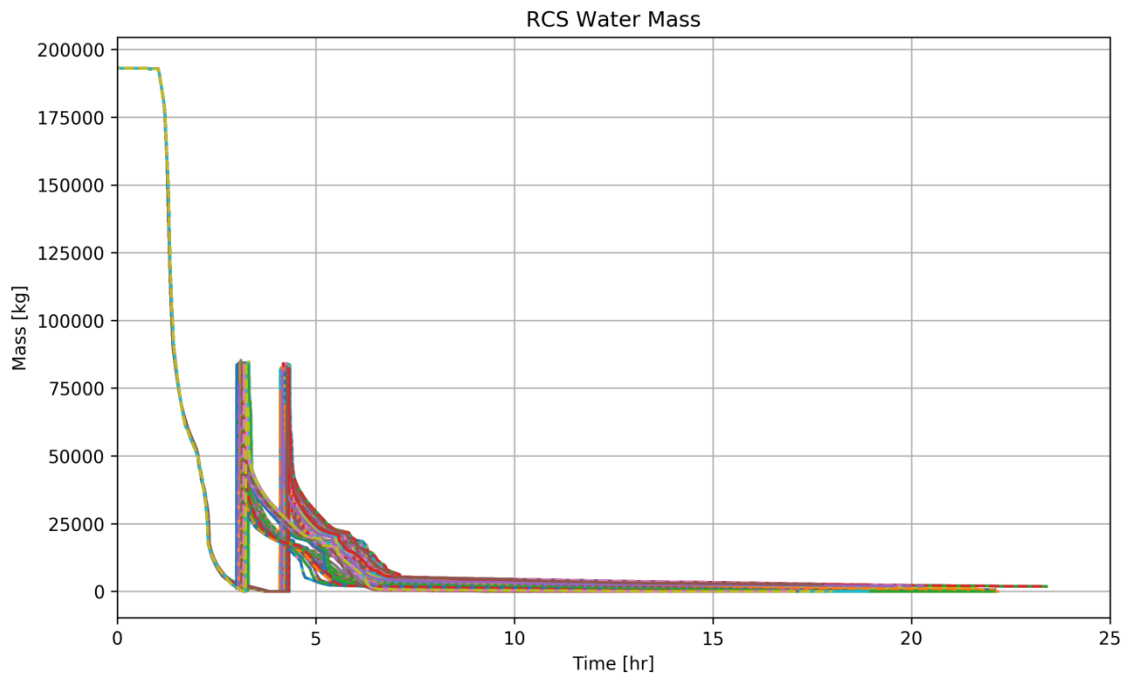


図 3.3-8 一次系水量 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグクリープ破損ケースのみ)

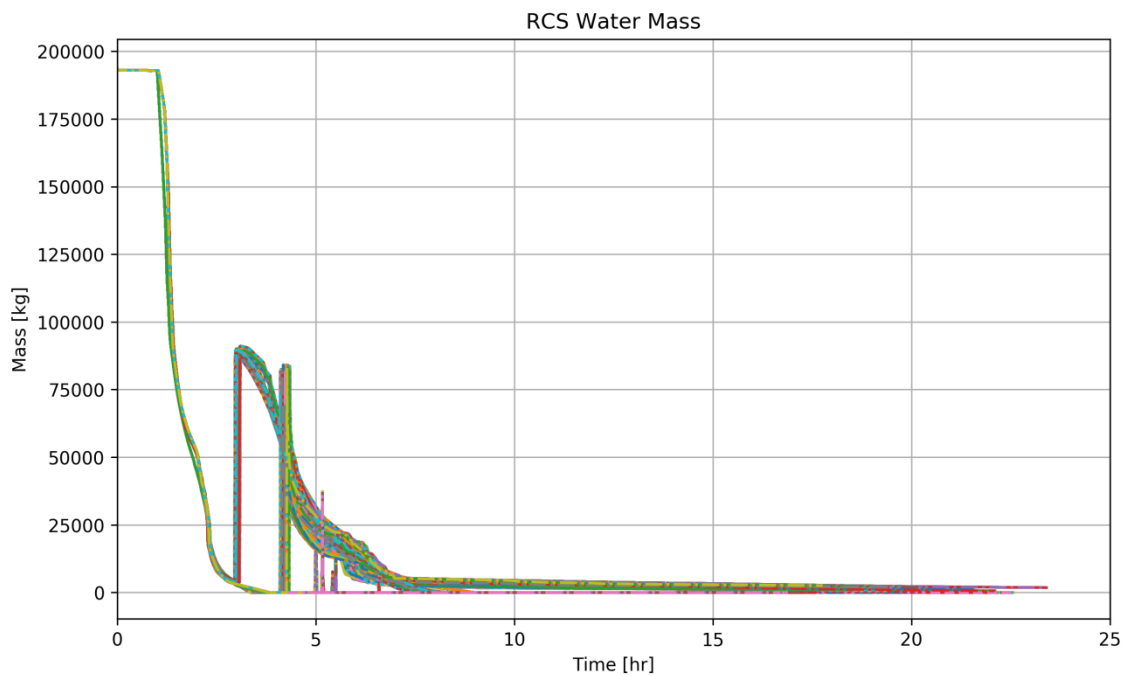


図 3.3-9 一次系水量 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、TI-SGTR ケースのみ)

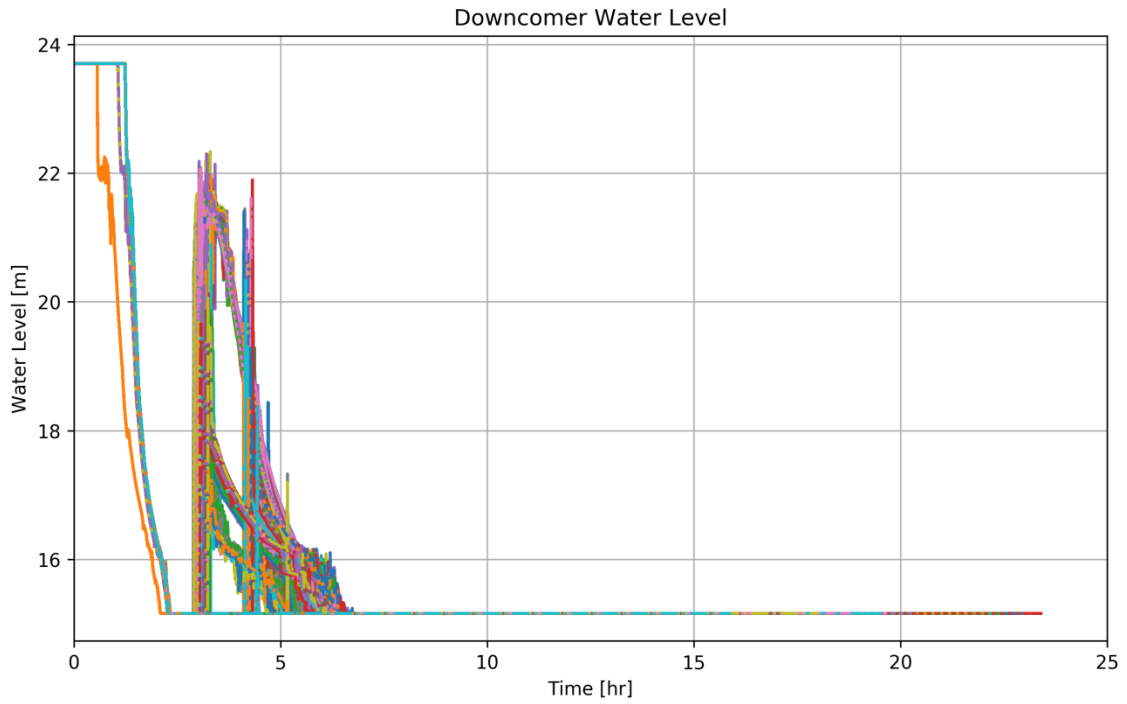


図 3.3-10 ダウンカマ水位 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)

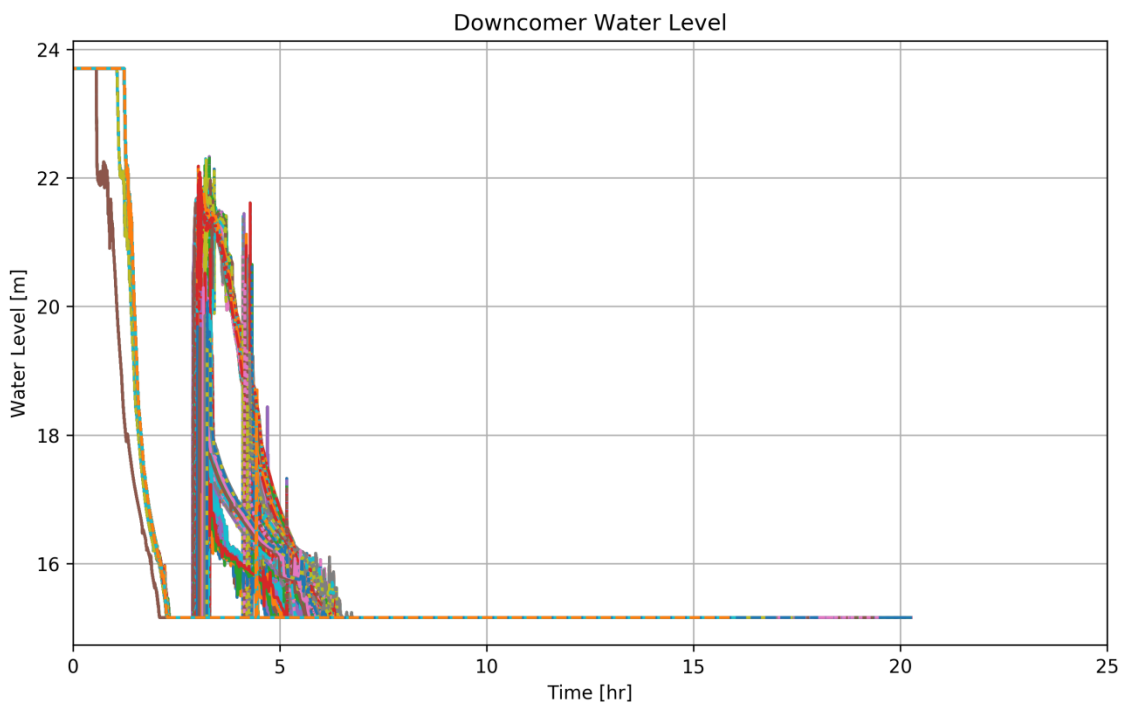


図 3.3-11 ダウンカマ水位 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損ケースのみ)

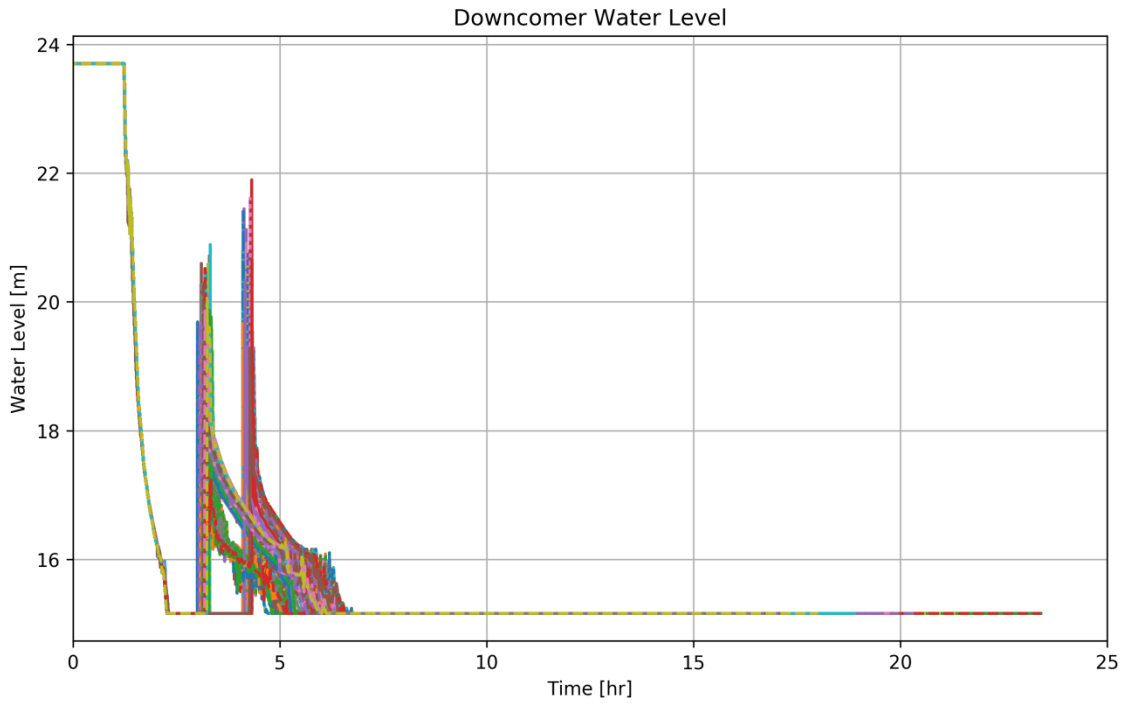


図 3.3-12 ダウンカマ水位 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグクリープ破損ケースのみ)

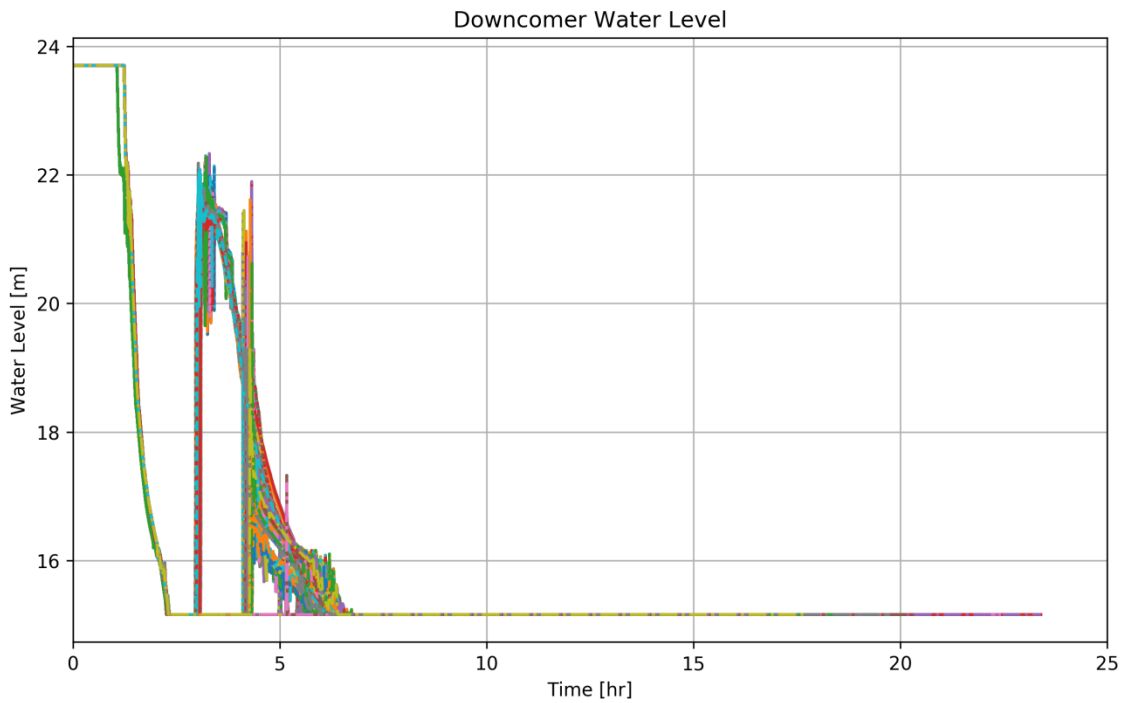


図 3.3-13 ダウンカマ水位 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、TI-SGTR ケースのみ)

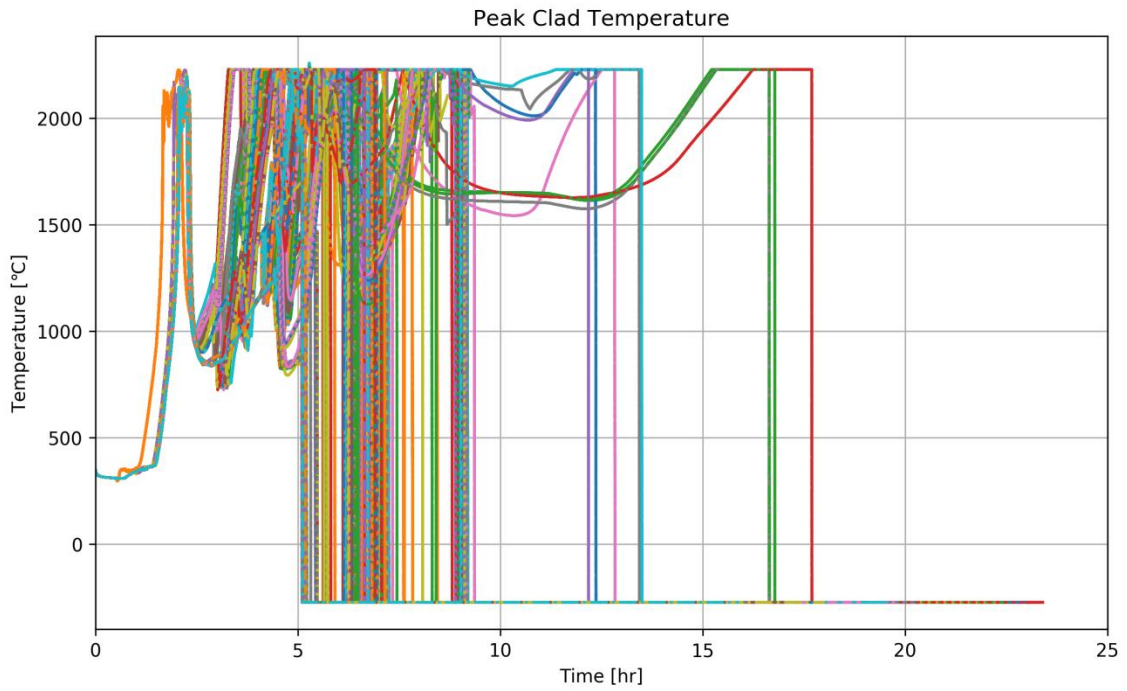


図 3.3-14 被覆管最高温度 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)

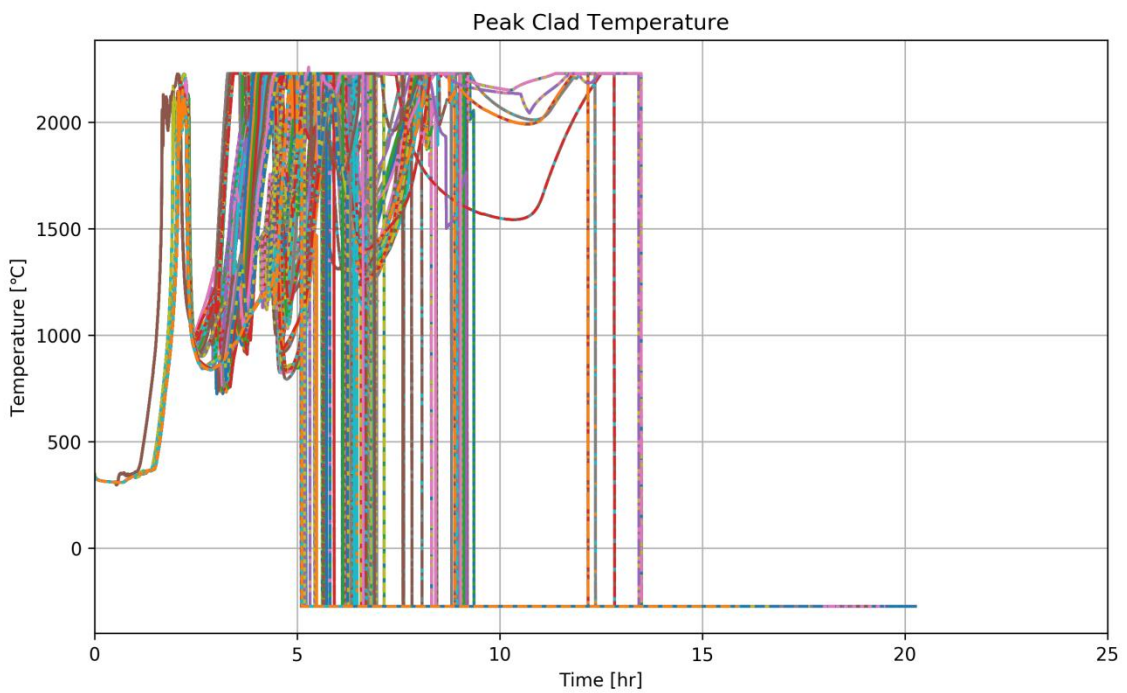


図 3.3-15 被覆管最高温度 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損ケースのみ)

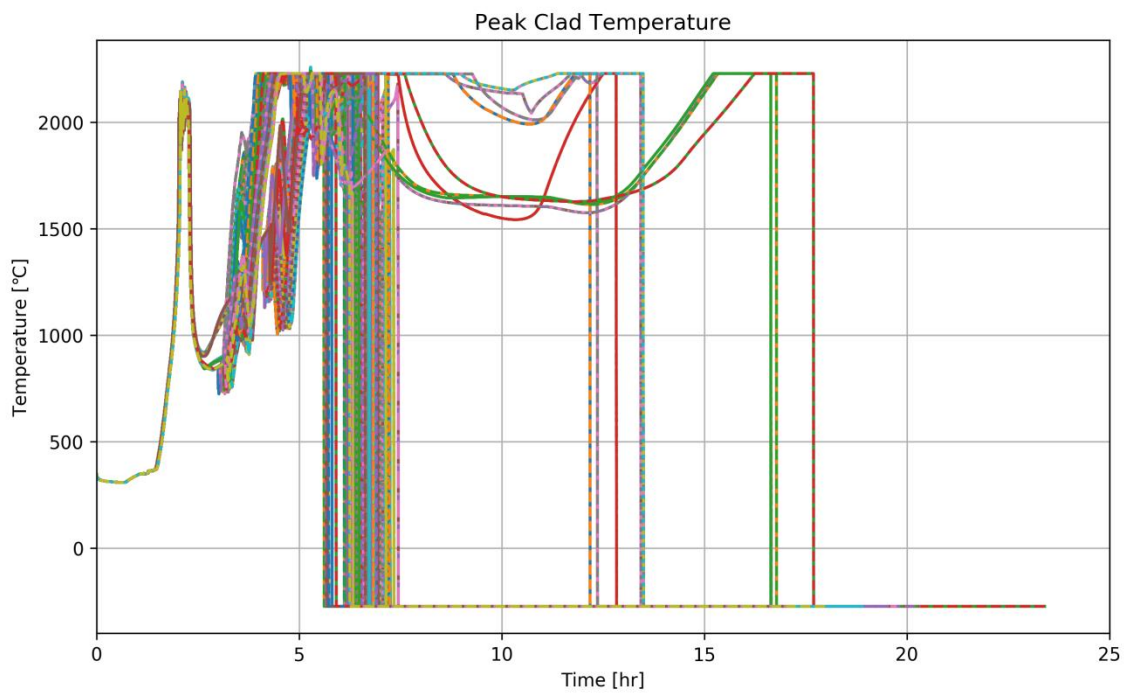


図 3.3-16 被覆管最高温度 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグクリープ破損ケースのみ)

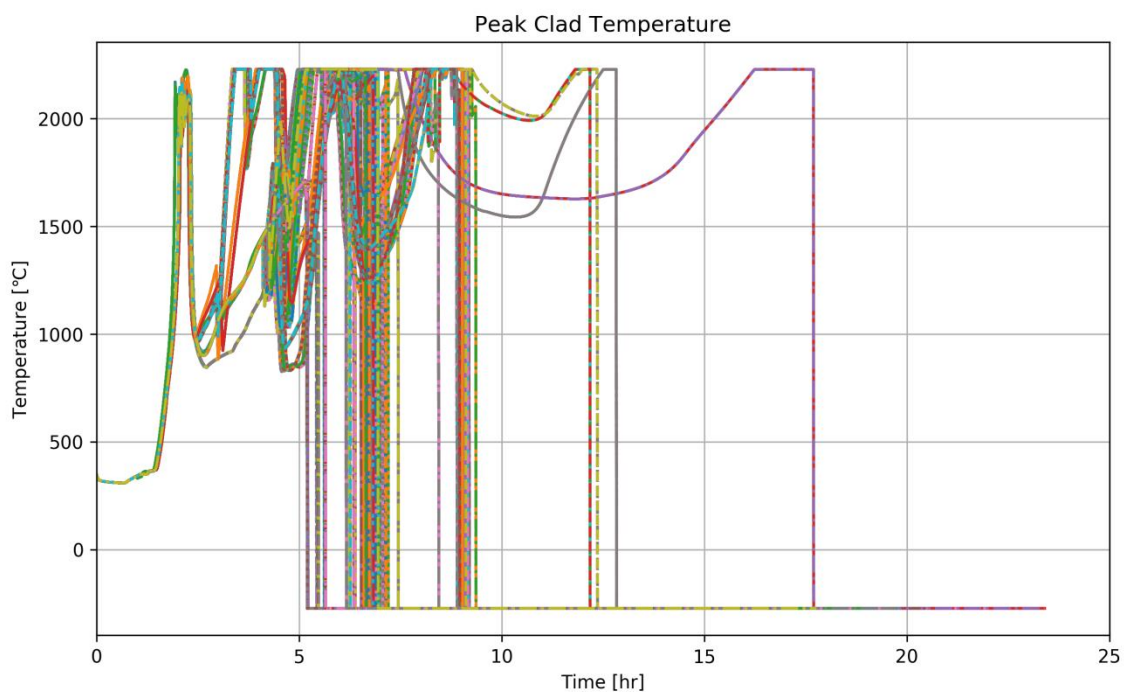


図 3.3-17 被覆管最高温度 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、Ti-SGTR ケースのみ)

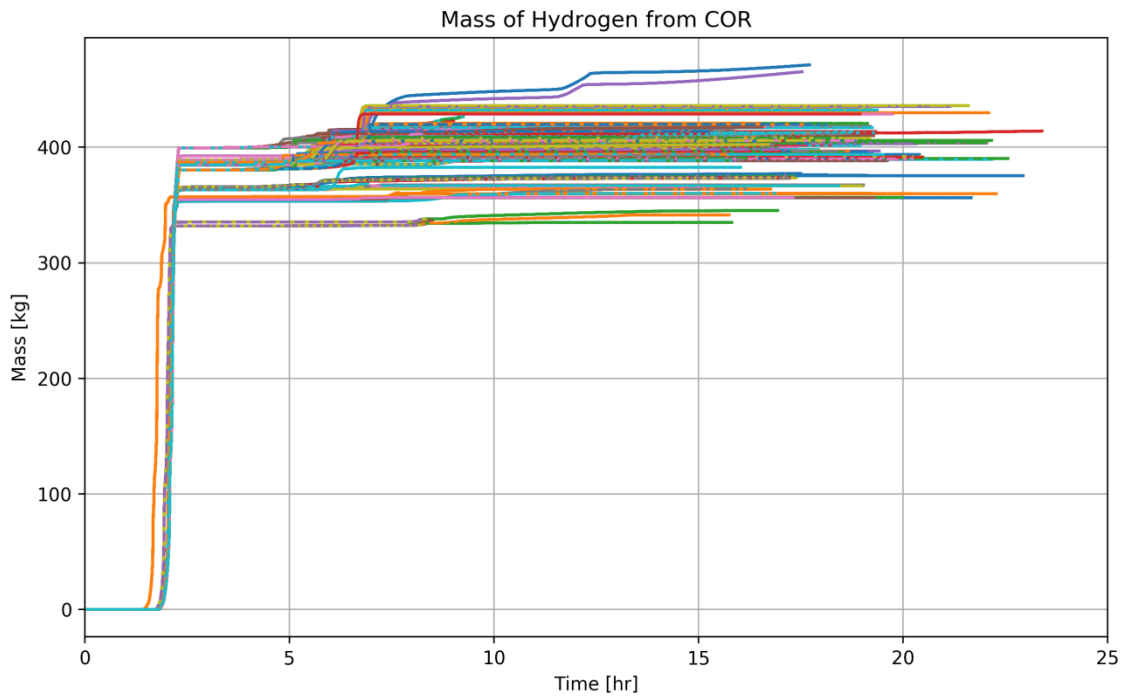


図 3.3-18 炉心からの水素発生量 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)

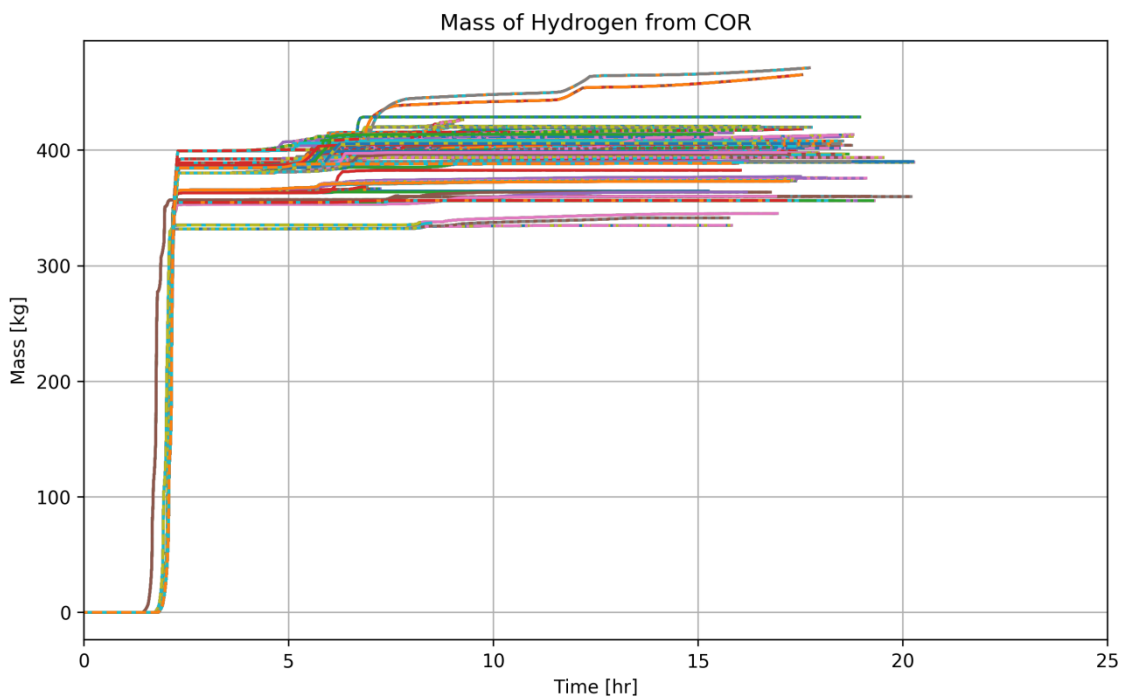


図 3.3-19 炉心からの水素発生量 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損ケースのみ)

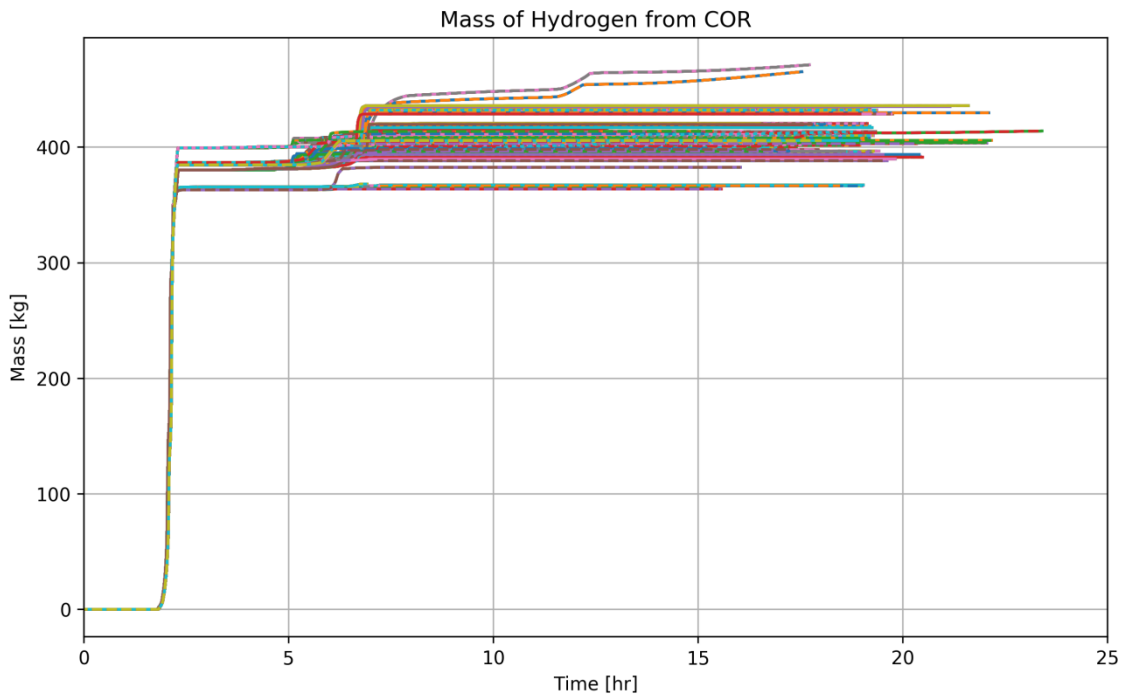


図 3.3-20 炉心からの水素発生量 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグクリ
ープ破損ケースのみ)

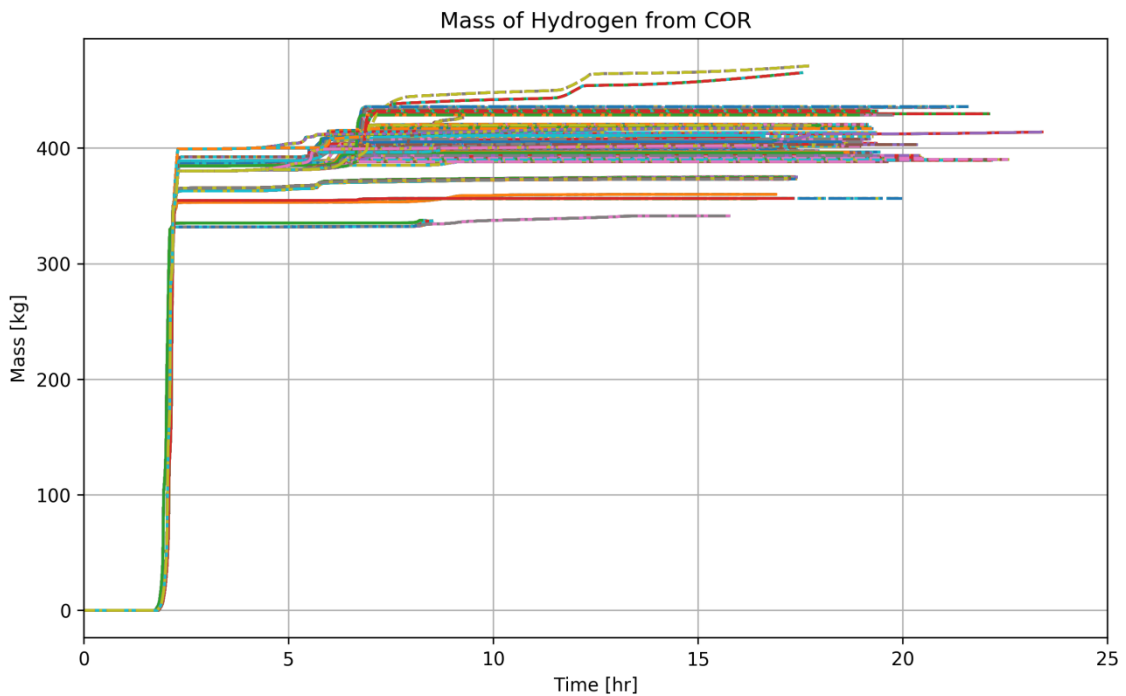


図 3.3-21 炉心からの水素発生量 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、Ti-SGTR ケース
のみ)

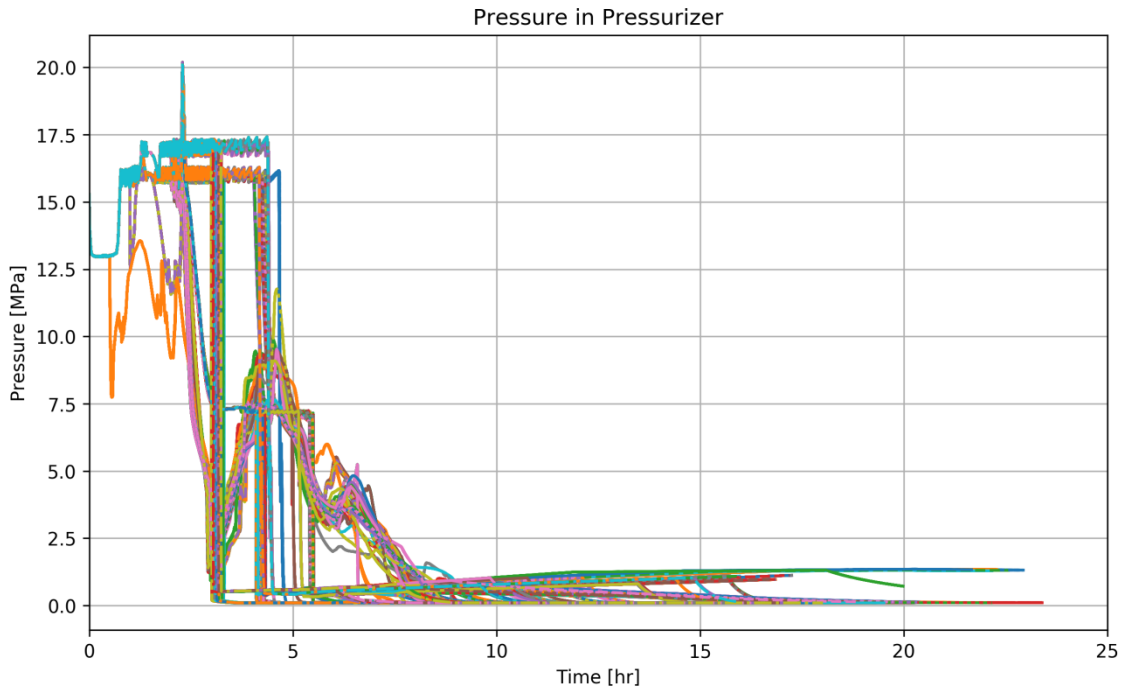


図 3.3-22 加圧器圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)

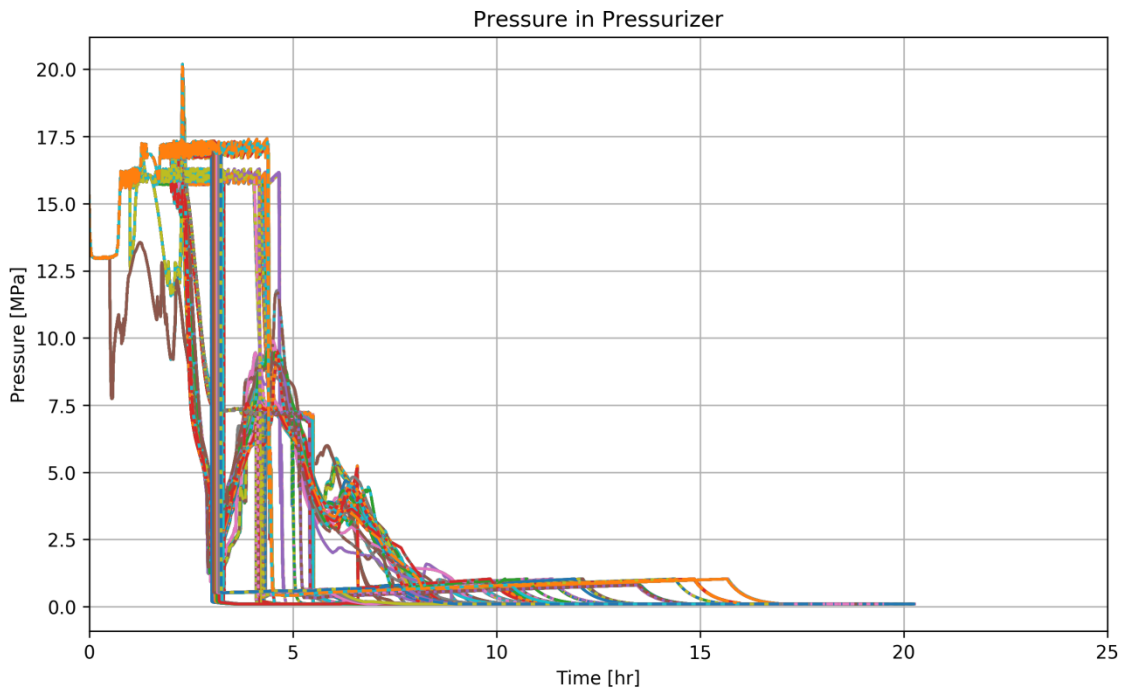


図 3.3-23 加圧器圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損ケースのみ)

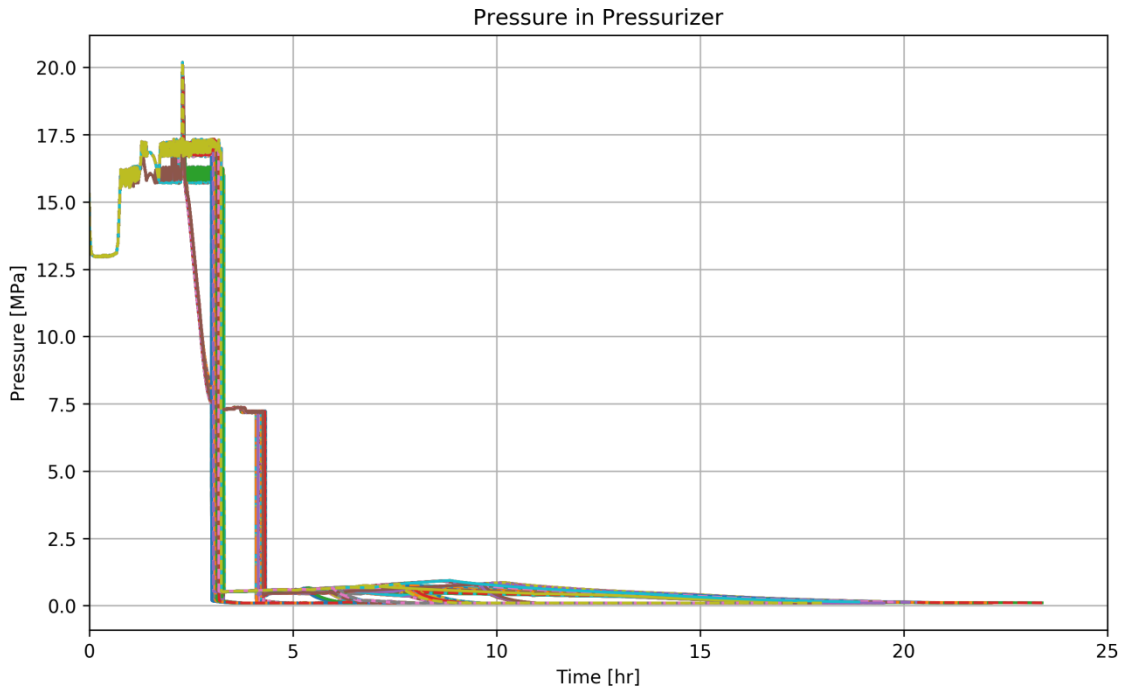


図 3.3-24 加圧器圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグクリープ破損ケースのみ)

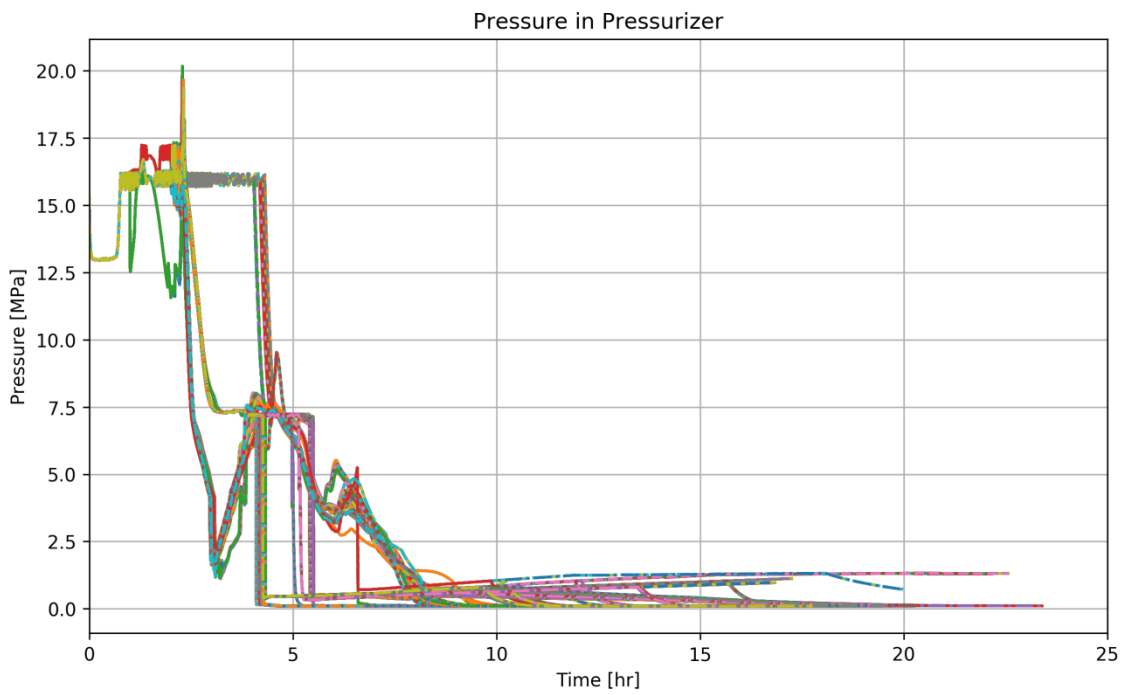


図 3.3-25 加圧器圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、Ti-SGTR ケースのみ)

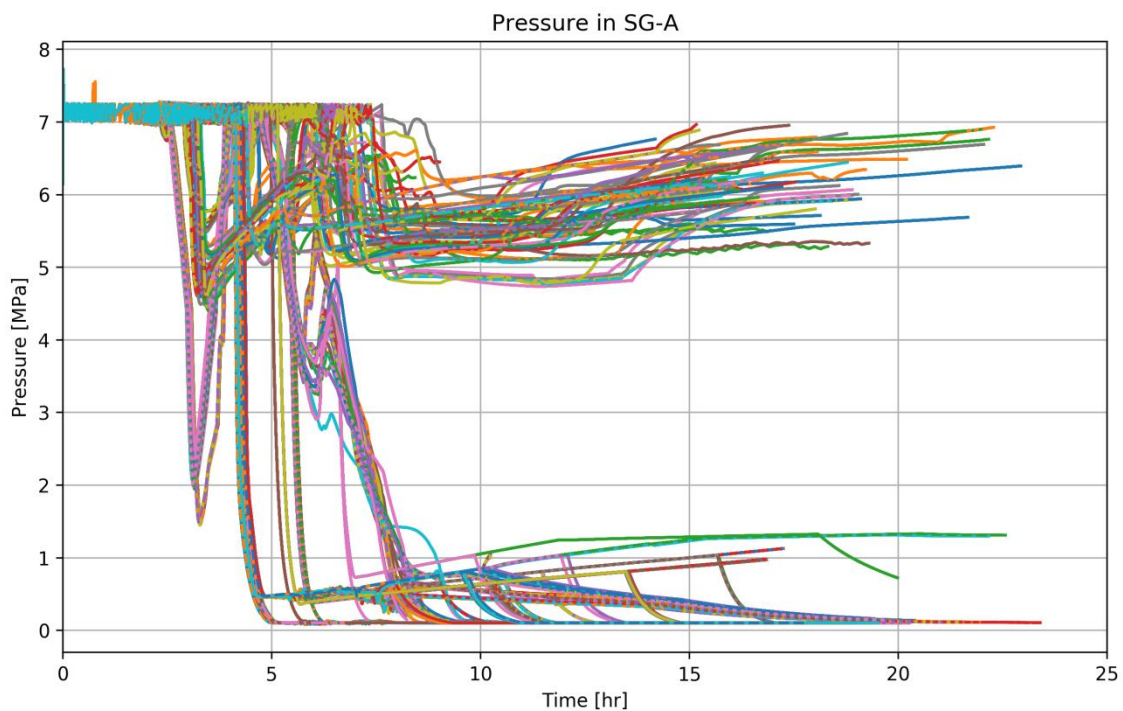


図 3.3-26 蒸気発生器二次側圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)

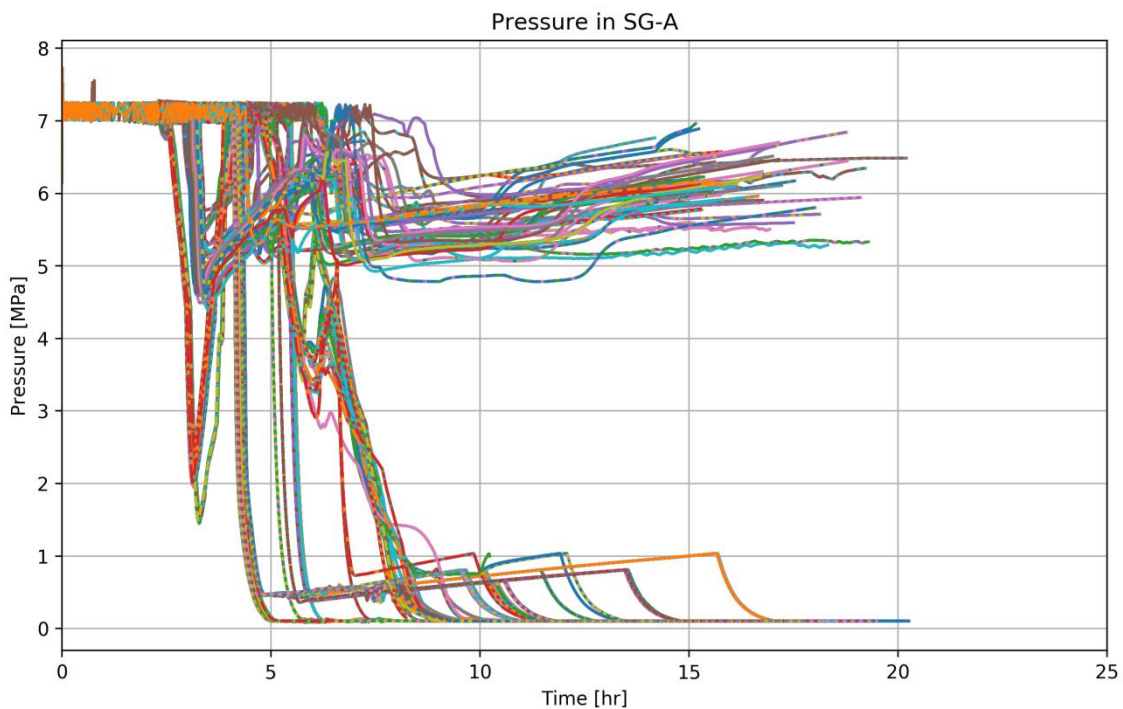


図 3.3-27 蒸気発生器二次側圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損ケースのみ)

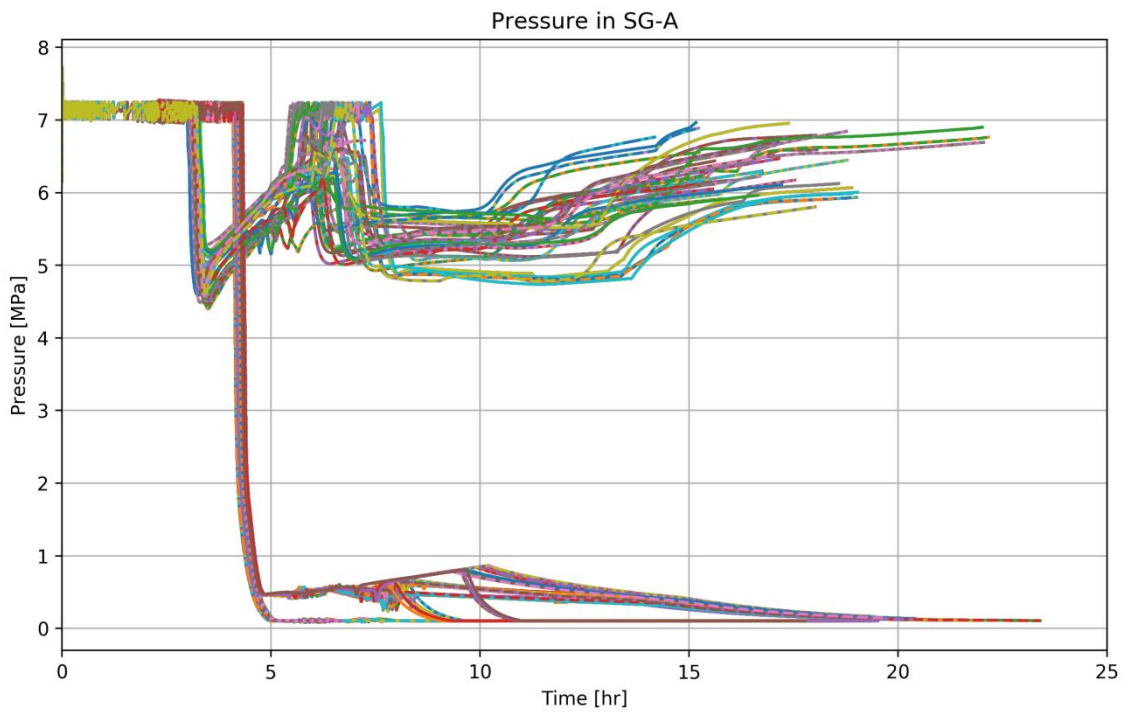


図 3.3-28 蒸気発生器二次側圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグクリ
ープ破損ケースのみ)

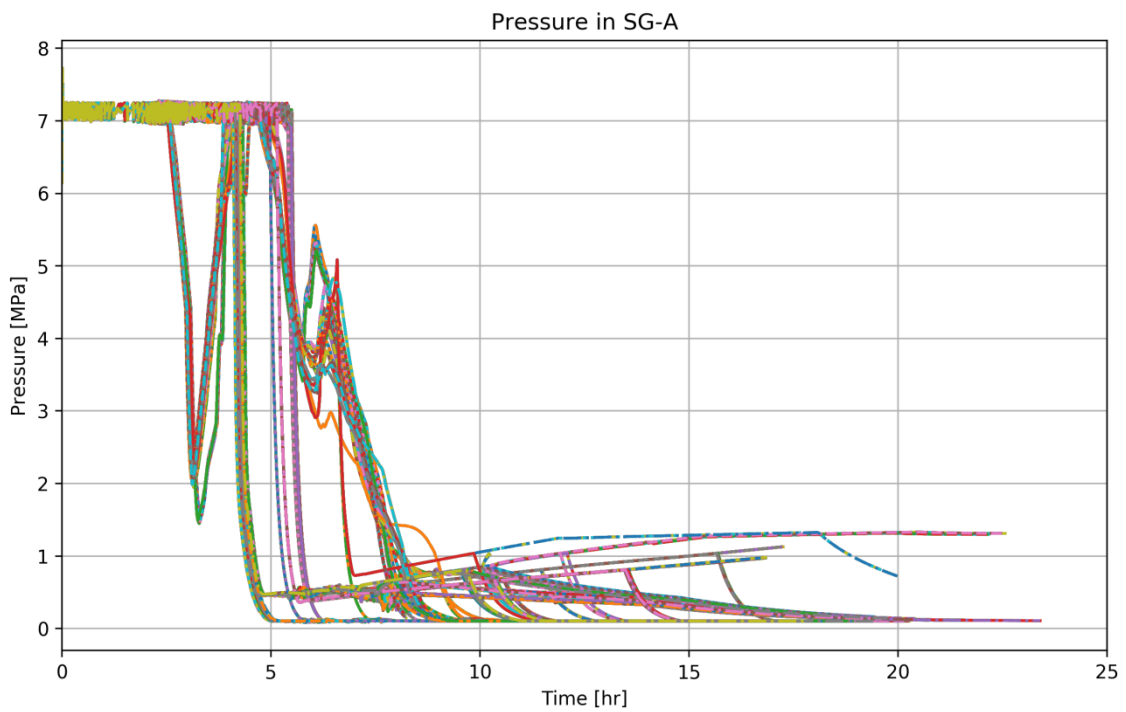


図 3.3-29 蒸気発生器二次側圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、Ti-SGTR ケース
のみ)

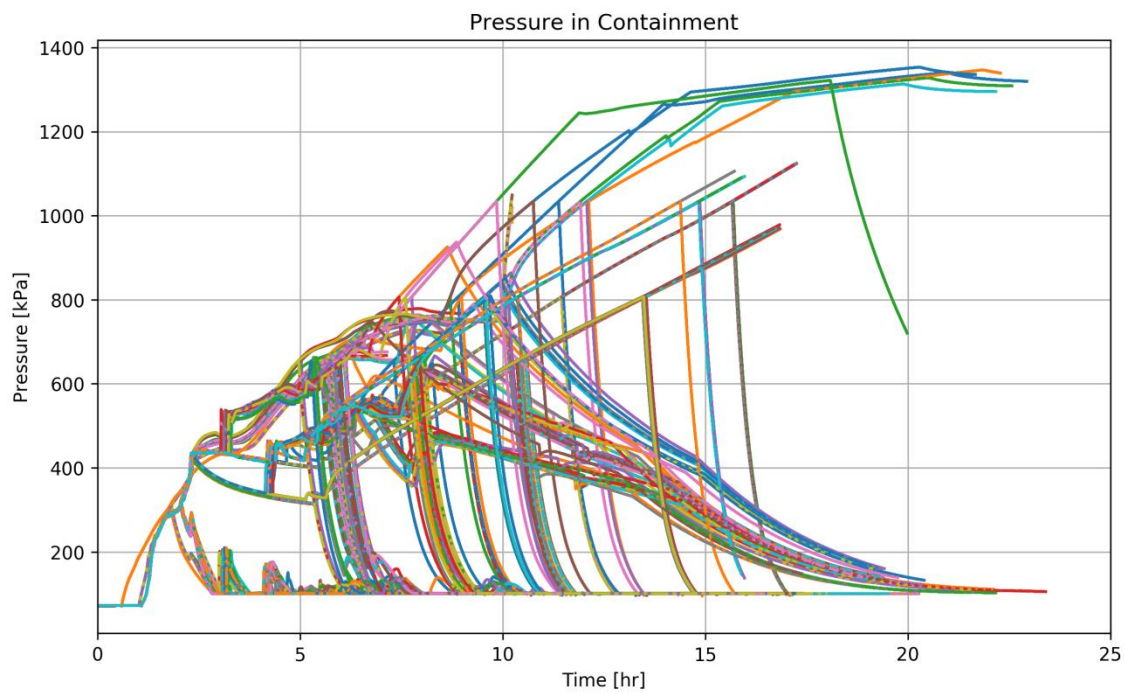


図 3.3-30 CV 圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)

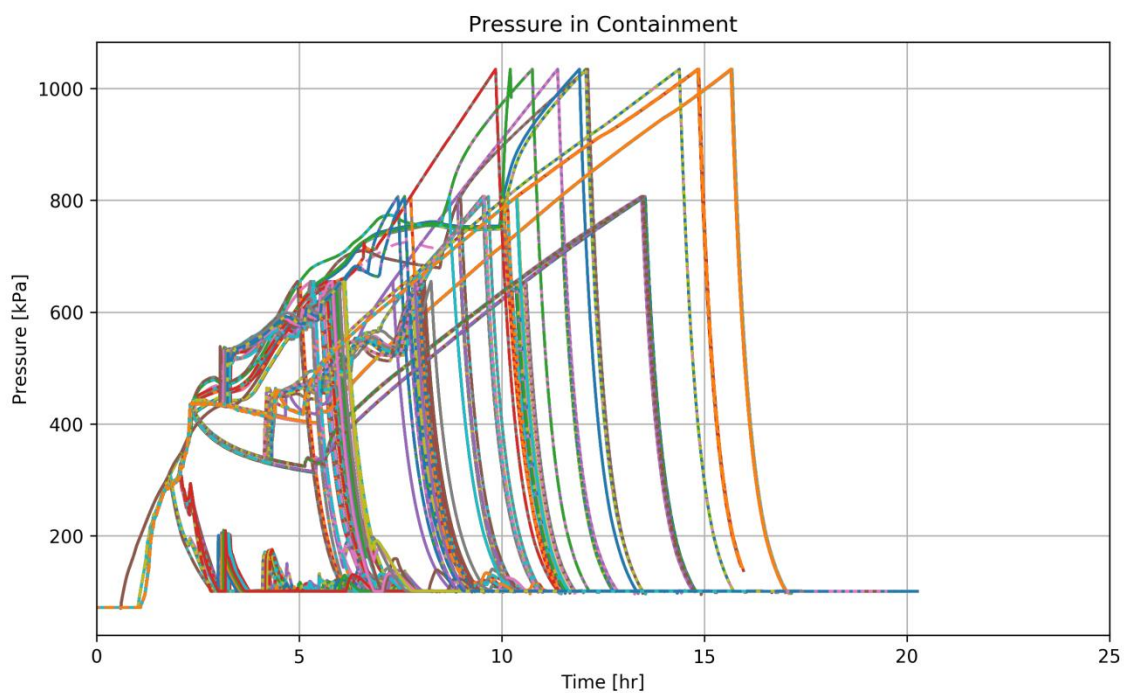


図 3.3-31 CV 圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損ケースのみ)

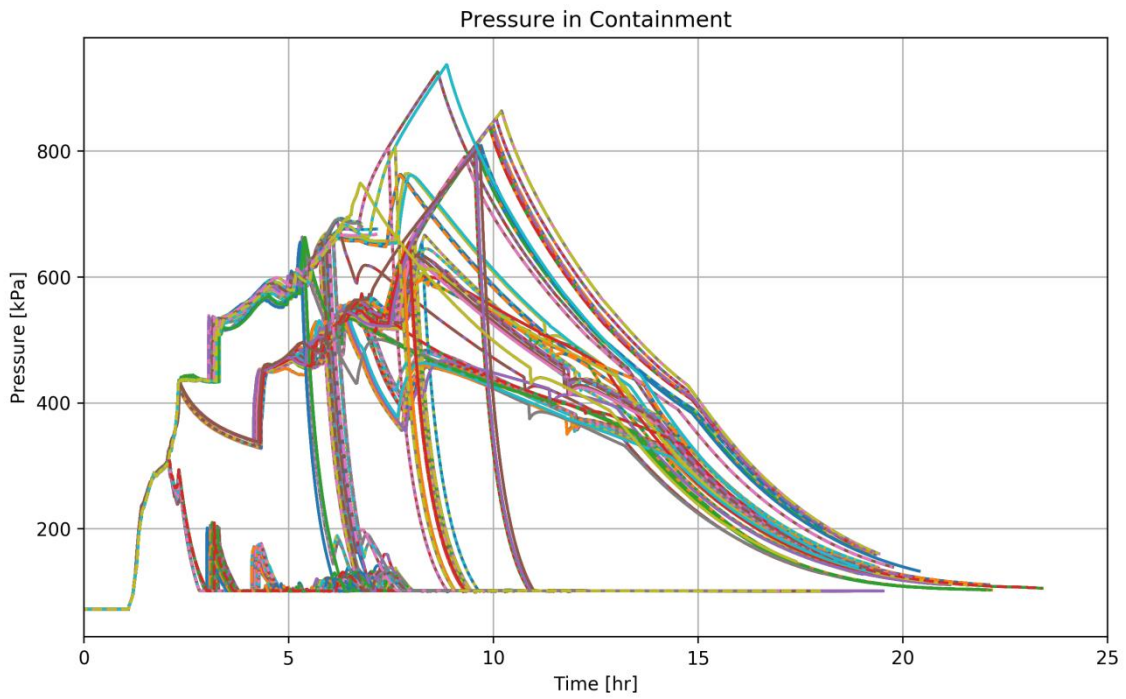


図 3.3-32 CV 圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグクリーブ破損ケースのみ)

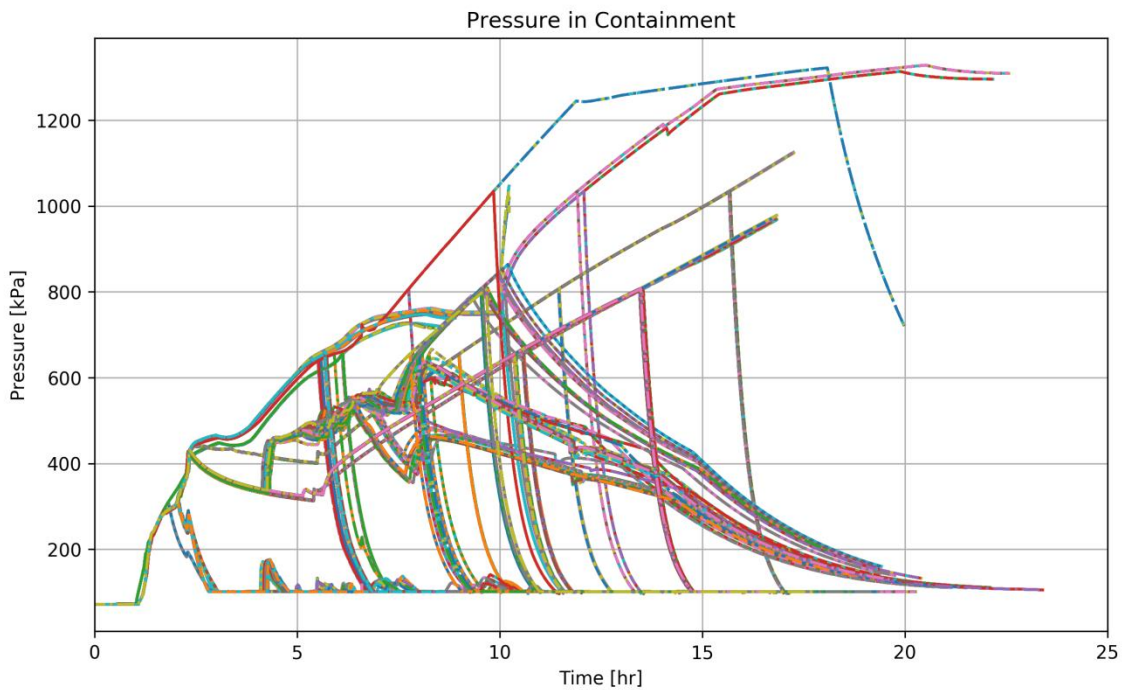


図 3.3-33 CV 圧力 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、Ti-SGTR ケースのみ)

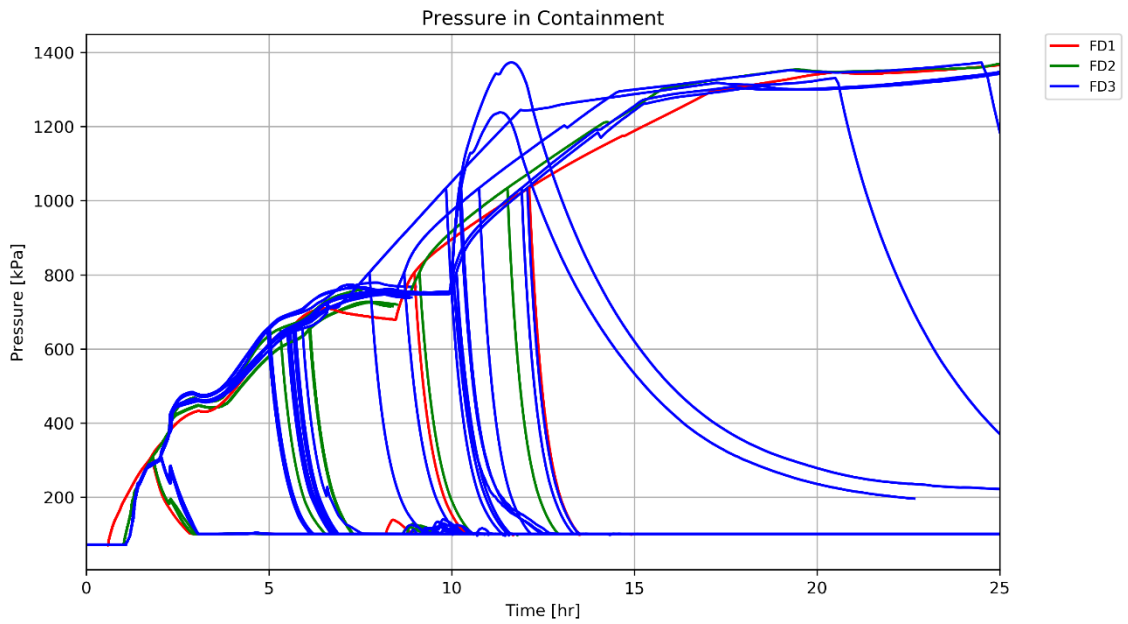


図 3.3-34 CV 圧力（一次系強制減圧のみ、ADAPT 設定値別）（MELCOR：レベル
2DPRA 解析結果：事故後 25 時間まで）

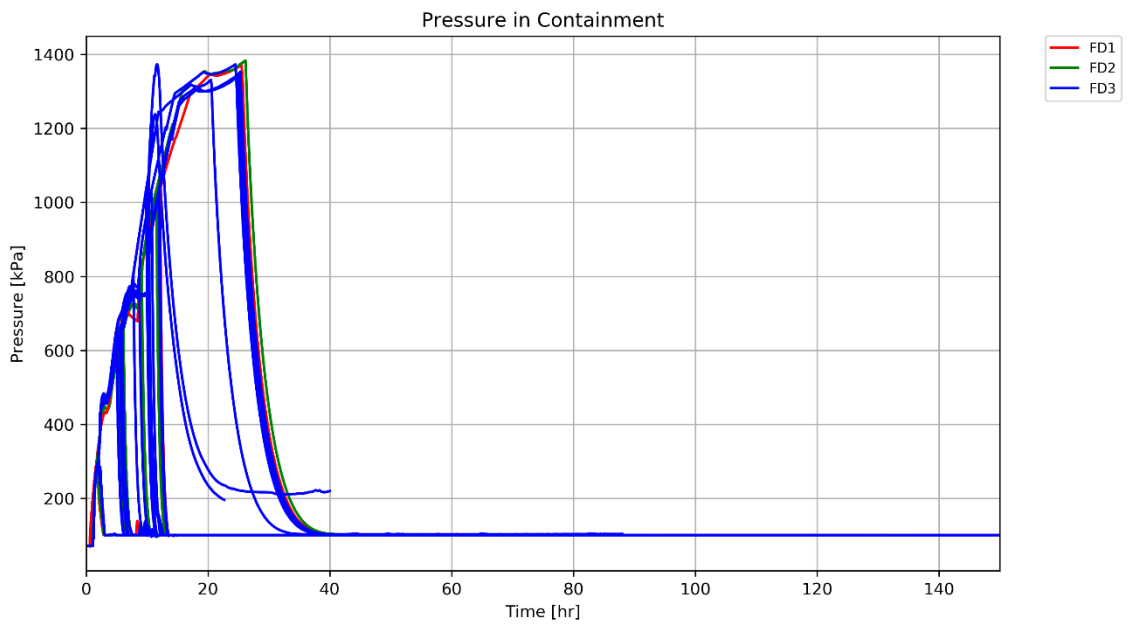


図 3.3-35 CV 圧力（一次系強制減圧のみ、ADAPT 設定値別）（MELCOR：レベル
2DPRA 解析結果、事故後 150 時間まで）

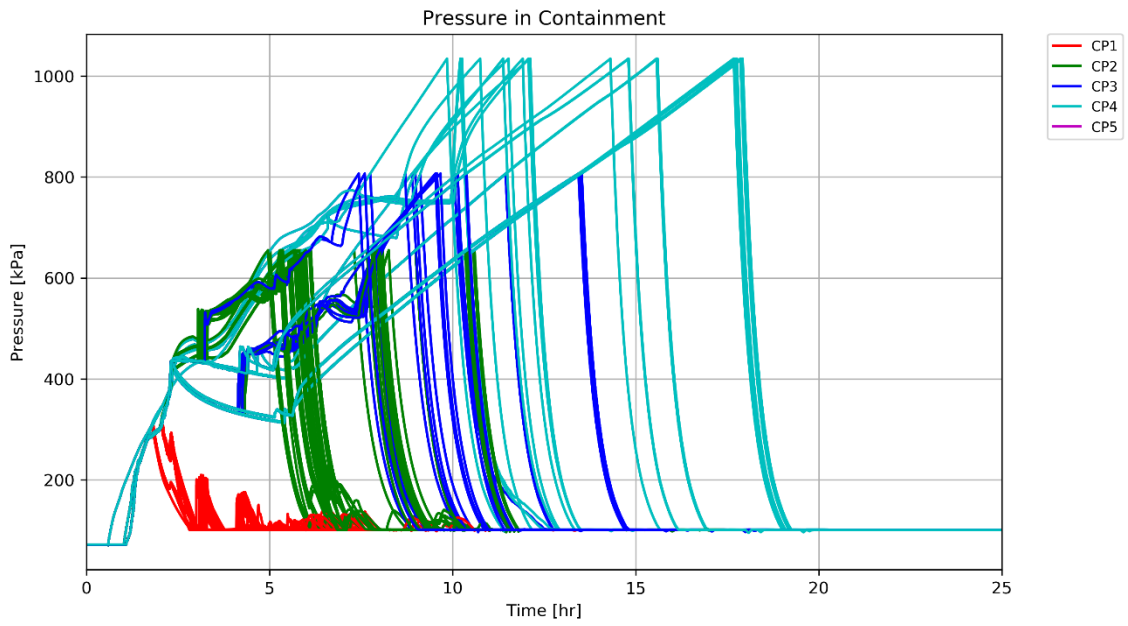


図 3.3-36CV 圧力 (CV 過圧破損のみ、ADAPT 設定値別) (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、事故後 25 時間まで)

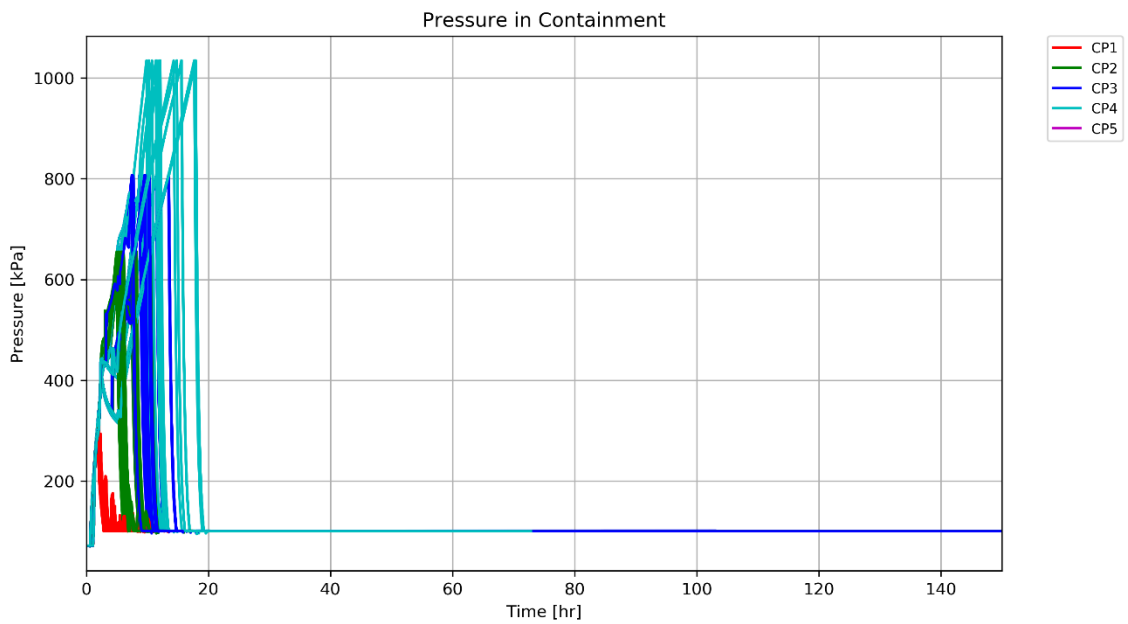


図 3.3-37CV 圧力 (CV 過圧破損のみ、ADAPT 設定値別) (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果、事故後 150 時間まで)

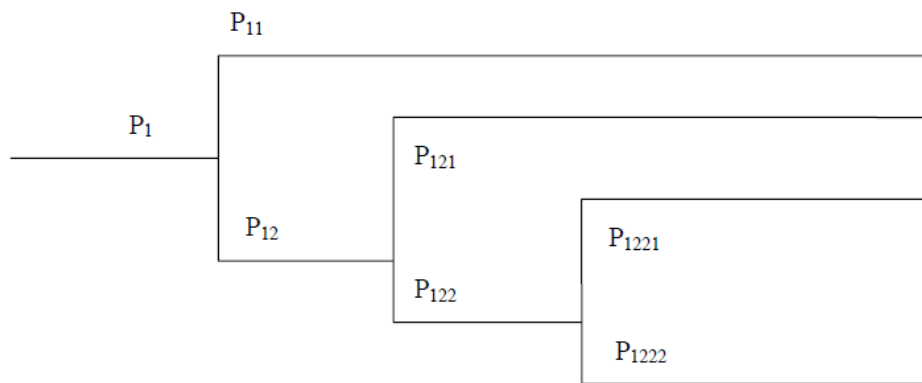


図 3.3-38 分岐確率とイベントツリーとの関係

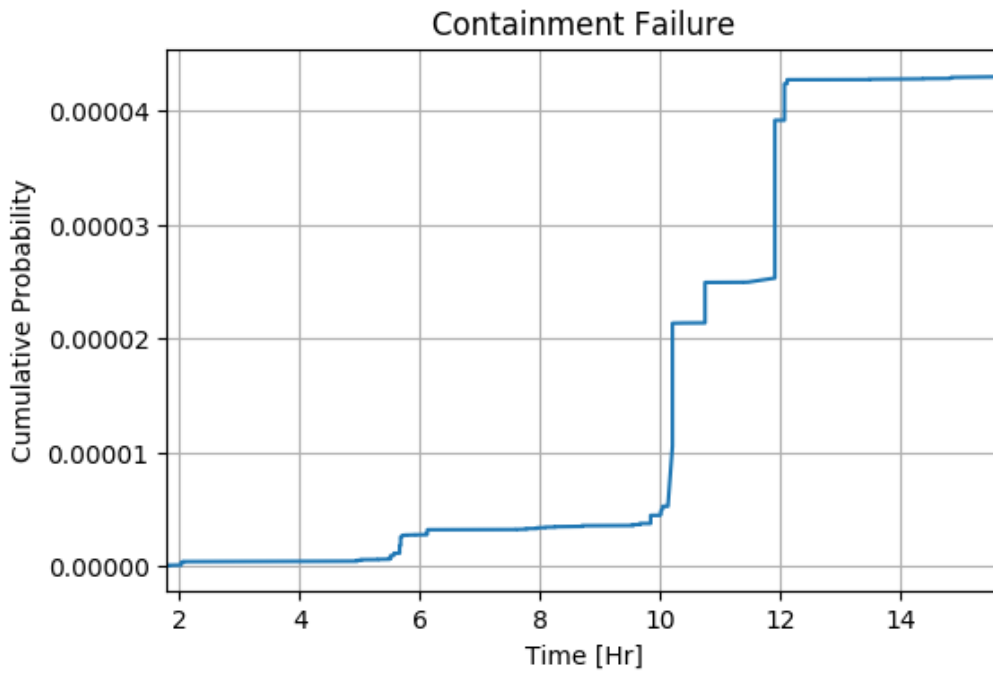


図 3.3-39 CV 過圧破損及び DCH の条件付き発生確率（累積値）（MELCOR：レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損のみ）

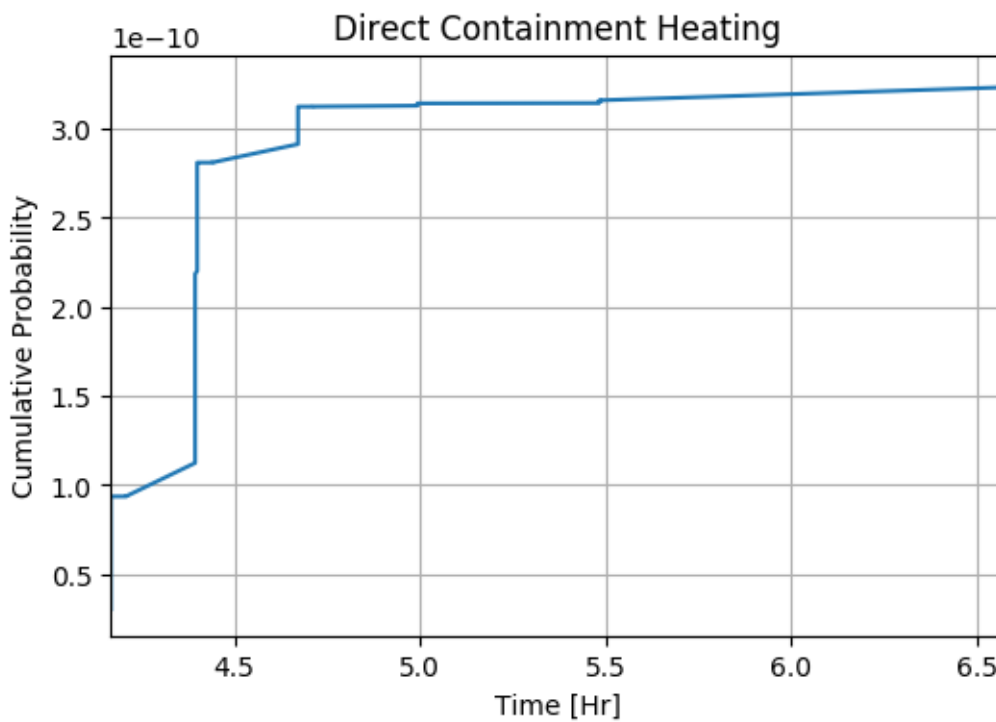


図 3.3-40 CV 過圧破損及び DCH の条件付き発生確率（累積値）（MELCOR：レベル 2DPRA 解析結果、DCH のみ）

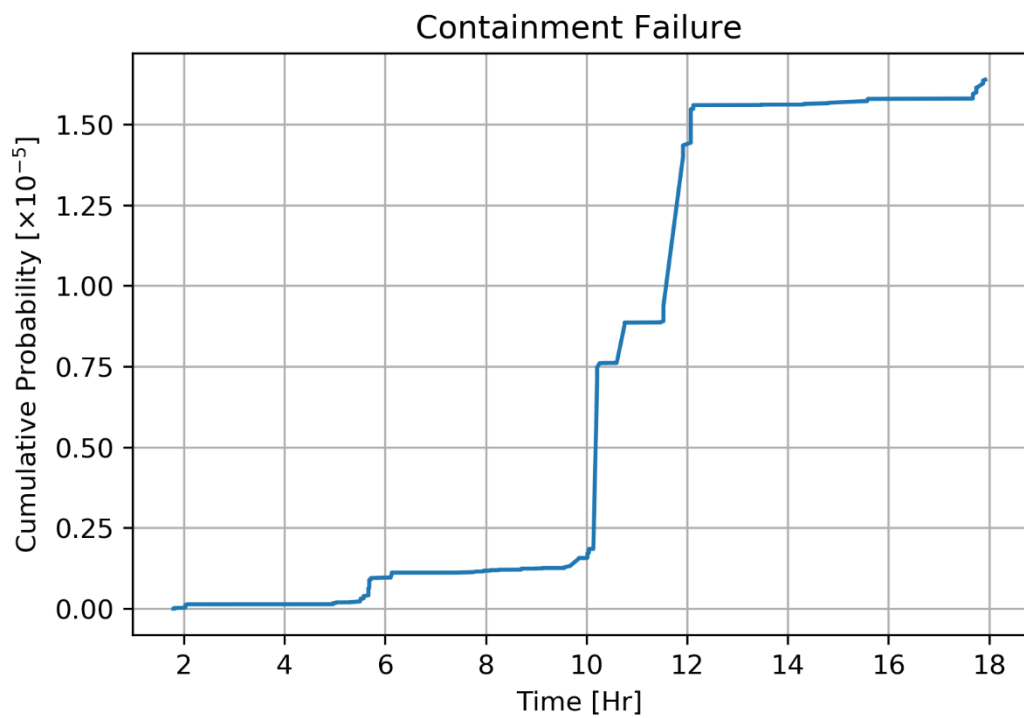


図 3.3-41 CV 破損の累積頻度 (MELCOR : レベル 2DPRA 解析結果)

3.4 メタモデルを適用したレベル 2DPRA (CV 破損に至るまでの解析)

3.4.1 解析方針

Surryプラントを対象にSBOに起因する炉心損傷事故シナリオを対象に、熱水力挙動を評価可能な単純化したモデル（メタモデル）を適用して、3.2.2節で設定したADAPTの解析条件の下、レベル2DPRAを実施した。3.2.3節で作成したDPRA解析ツールを使用して、解析制御及びポスト処理を行う。解析時間は事故後7日間とした。

ここで得られたCsの環境放出量と発生確率の結果は3.1節で示したケース2の解析結果となる。また表 2.2-14に該当する解析結果はケース1のソースタームPRDの入力条件となる。

メタモデルはPython3にて作成した。解析モデルの単純化はSurryを対象としたMELCOR解析^[13]の熱水力結果を分析して行った。なお単純化方法は、評価対象のモデルについて相関式化、係数化、引数の限定化、評価対象外とすることである。対象に応じ最適な方法を選択した。単純化の対象のモデルは、以下の条件にあてはまるものとする。

- ・ その変動によるCsの環境への放出挙動に与える影響が小さい
- ・ 簡略的な関係式によりCsの環境への放出挙動と関係付けられる
- ・ Csの環境への放出量に影響を持つ可能性があるが、MELCORの評価モデルが複雑であり、その単純化による計算負荷の低減効果が大きい

3番目の条件にあてはまるものは、基本事故シナリオに対する解析（3.4.3節）で、それによるCsへの環境放出量への影響分析を行い、単純化することの妥当性を確認した。

3.4.2 メタモデルのモデリング

メタモデルのモデルは、プラント内の熱水力挙動の変動を評価するための物理モデル、プラントの設計に応じた条件（幾何形状等）のプラント設計モデル、基本的な事故シナリオの境界条件を定める基本事故シナリオに分類される。以下にメタモデルの境界条件と、メタモデルのモデリング、計算フローを示す。

3.4.2.1 主要なモデルの仮定

メタモデルの主要なモデルの仮定を以下に示す。

基本的な形状及び運転条件等はMELCORモデルと同等とする

基本的な形状及び運転条件等は事故時挙動及びシナリオを決めるためDPRAにおいて影響度が大きい。したがってMELCORモデルと同等とする。

Ti-SGTRが発生した場合、RVから直接環境へ放出される簡略化したモデルとする

MELCORでは、Ti-SGTRが発生するとSG細管にSG一次側から二次側のパスが生じ、一次系から二次系を介し、直接環境へCsが放出される。圧力差は一次側（16MPa程度）に対して二次側（8MPa程度）であるため、メタモデルの場合は二次側が環境のため0.1MPaとなる。そのためメタモデルの方が減圧速度は大きくなる。RV破損時のRV圧力に影響を及ぼし、デブリの分散に影響する。デブリ分散が変化するとMCCIやDCHが変化するため、Csの環境への放出量に影響を及ぼし得る。しかしここではメタモデルの計算負荷の節約を優先し、このような扱いとした。結果への影響を注視する。

メタモデルの構成ノードはRV、CV、SG、ENVの4ノードとする (図 3.4-1)

ノードの分割数はMELCORで一次系が15ノード程度、CVが5ノード以上である。メタモデルではこれを大幅に小さくして設定する。ノード数が小さくなると、RVでは炉心損傷後の温度分布に影響を及ぼし、ホットレグやSGのクリープ破損の有無あるいはタイミングに影響を及ぼす。Ti-SGTRへの影響は直接的にCsの環境への放出量に影響を及ぼしうる。しかしここではメタモデルの計算負荷の節約を優先し、このような扱いとした。結果への影響を注視する。

一次系及び二次系への蒸気放出量は崩壊熱による蒸発量と同じとする

実現象ではプラントの発熱源は崩壊熱だけではなく、化学反応熱（金属-水反応等）が挙げられ、MELCORではこれも評価する。発熱量の過小評価で、蒸気量を低く評価した場合には炉心損傷に至るまでの時間が変化する。しかし対象とするシナリオは、炉心損傷のタイミングは非常に早く（事故後数十分～2hr程度）、発熱量の取り扱いの違いによる炉心損傷のタイミングの変動に大きな影響を及ぼさないものと考えられる。Csの環境への放出量への影響は僅少と考えてこのような仮定とする。

一次系から二次系へのSGの伝熱効率及びCVでの凝縮は係数にて設定する

SGを通した一次系から二次系への伝熱量は、SG細管の状態（伝熱面積、粗さ・付着物質等の表面状態）に加えて、熱流動状態（一次系・二次系の流動、沸騰等）により変化する。そのため事故進展に依存する。本研究では、LTSBOを起因とする事故で、炉心損傷後のRV破損に至るまでの伝熱効率を、MELCORに整合するように設定した。

CV内壁で発生する水蒸気の凝縮は、CV壁面温度及び壁面近傍の雰囲気状態により決まり、事故シナリオにより決まる。水蒸気濃度や流動状態に影響を受け、事故進展中も凝縮量は変位する。本研究では、LTSBOを起因とする事故で、一次系からCVへ高温ガスが放出された後の凝縮を、MELCORに整合するように係数で与えた。

下部ヘッド破損タイミングはRV枯渇タイミングとし、溶融デブリはRVからCVへ移行する

RV下部ヘッドに落下したデブリは、そこに溜まっている冷却水により冷却される。またデブリから下部ヘッド壁の加熱により下部ヘッド破損に至る（現象の詳細は2.2.4.2(3)に示す）。

3.4.2.2 物理モデル

(1) 質量 (Update Mass)

RV、CV及びSGノードの質量は質量保存式より計算する。式中右辺がノードに対する流入出質量で各時刻に更新される。これはMELCORと同様の扱いである。

(a) RV ノード (蒸気量、図 3.4-2)

RVノードの蒸気量の保存式を以下に示す。

$$\frac{\partial M_{RV,v}}{\partial t} = m_{porv,v} + m_{srv,v} + m_{hl,v} + m_{lh,v} - m_{drv,v} + m_{sgtr,v} \quad (35)$$

RVは1ノードとし、RVノードとCVノード間は4つのフローパスを考慮する。メタモデルは一次系を2ノード (RV、SG) としているのに対して、MELCORでは詳細な分割を行う。以下にMELCORの一次系内のーディング例を示す。

- ・ RV : 複数ノード (ダウンカマ、下部プレナム、炉心、炉心バイパス、上部プレナム)
- ・ 一次系配管 : 複数ノード (ホットレグ、加圧器サージ管、加圧器、クロスオーバーレグ、原子炉冷却材ポンプ)
- ・ SG : 複数ノード (高温側SG細管、低温側SG細管)

MELCORで一次系を詳細に分割しているのは、主に以下の現象を詳細に評価するためである。

- ① 炉心損傷前の一次系内流動 (コーストダウン、蒸気流れ、SG自然対流冷却)
- ② RV減圧速度 (加圧器逃し/安全弁、誘因LOCA、Ti-SGTR等)
- ③ 炉心損傷後の一次系内流動 (SG自然対流冷却、過熱蒸気の流動等)

炉心損傷前の一次系内流動は、炉心損傷タイミングに影響を与え、Csの放出タイミングに影響し、Csの環境への放出に影響を及ぼし得る。炉心損傷タイミングは、主に炉心水位の低下速度により決まる。炉心水位の変動を直接MELCORの結果と整合させるモデリングを行う (後述) ことで、炉心損傷前の一次系内流動の影響は考慮の対象

外となる。RV減圧速度は、炉心損傷まであれば炉心損傷タイミング、炉心損傷後であればCVへのCs放出タイミングに影響し、いずれもCsの環境放出量へ影響しうる。RV減圧速度をMELCORの結果と整合させるモデリングを行う（後述）ことで、RV減圧速度への影響は考慮の対象外となる。炉心損傷後の一次系内流動は、誘因LOCA、Ti-SGTRの発生のタイミングに加えて、一次系内のCsの沈着・再蒸発挙動に影響する。そのため環境へのCs放出量に影響する。誘因LOCA、Ti-SGTRの扱いについては後述する。一次系内のCsの沈着については、炉心損傷直後は温度よらない沈着効果（重力沈降など）が主要機構となり考慮の対象外とした。

1) 逃し弁（PORV、主蒸気逃し弁）からの蒸気流量 ($m_{porv,v}$)

PORVは作動圧の異なる2弁をモデル化し、図 3.4-3に示すようにRVノード圧力（作動圧）に応じた蒸気流量を与える。閉固着に至る回数（入力値）に至ると全閉（流量0）となる。また、強制減圧時刻まで到達すると全開（作動圧以下となっても閉とならない）状態となる。PORV及び主蒸気逃し弁の流量は全開時流量(表 3.4-1、表 3.4-2)がSOARCA^[13]と一致するように流出口面積を調整し、次式より計算した。

$$m = A\sqrt{2\rho\Delta P} \quad [\text{kg/s}] \quad (36)$$

MELCORよりも弁数が小さい、そのため流出口面積が同じでも等価水力直径を過小に扱っている。しかし、流量を直接MELCORと整合させることでこの影響を考慮する必要はない。

2) 安全弁（SRV、主蒸気逃し安全弁）からの蒸気流量 ($m_{srv,v}$)

SRVは作動圧の異なる3弁をモデル化し、図 3.4-4に示すようにRVノード圧力（作動圧）に応じた蒸気流量を与える。PORVと同様に閉固着に至る回数（入力値）に至ると全閉（流量0）となる。また、強制減圧時刻まで到達すると全開（作動圧以下となっても閉とならない）状態となる。逃し弁と同様には全開時流量(表 3.4-1、表 3.4-2)がSOARCA^[13]と一致するように破断面面積を調整した。適用式も逃し弁と同じである。

MELCORと比較したモデルの妥当性は、逃し弁と同じ考え方により説明できる。

3) ホットレグ破損時の蒸気流量 ($m_{hl,v}$)

ホットレグクリープ破損発生時は図 3.4-5に示すようにRVノードとCVノードの圧力差に応じた蒸気放出を考慮する。蒸気流量は $Q = A\sqrt{2\Delta P/\rho}$ で求めるとし、MELCOR解析結果を参考に差圧17[MPa]時、蒸気流量6000kg/s程度となるように開口面積を調整した。

またクリープ発生条件はMELCORのクリープ破損モデルを適用した。クリープ破損時間は対象となる構造物に作用する応力及び温度より次式により算定する。クリープ破損時間 t_R が指定値となった時点で破損と判断する。クリープ破損モデルでは部材及び配管径（外径、内径）及び配管内及び外の雰囲気圧力が入力となる。本作業ではMELCOR入力デッキを参考に配管外径0.3810m、内径0.3690mとし、材質はSS-316（MELCORデータベース）とした。配管自体はモデル化されていないため、RV温度を配管温度とし、内圧はRV、外圧はCVの値を用いた。

この仮定はMELCORに比べてホットレグクリープ破損の発生を促進させる可能性がある。しかしここではメタモデルの計算負荷の節約を優先し、このような扱いとした。結果への影響を注視する。

$$t_R = 10^{\left(\frac{P_{LM}}{T} - c\right)} \quad (37)$$

$$LM - CREEP(t) = \int \frac{dt}{t_R(t)} \approx \sum \frac{\Delta t_i}{t_R(t_i)} \quad (38)$$

なお、構造物に作用する応力は次式より算定する。

$$P_{LM} = \min[a_1 \log_{10}(\sigma_e) + b_1, a_2 \log_{10}(\sigma_e) + b_2] \quad (39)$$

ここで、係数 a_1, b_1, c, a_2, b_2 は材料別にMELCOR内部データベースで定義されているものを使用した、 σ_e は配管に作用する応力であり、次式を適用した。

$$PIPE - STR(t) = \frac{(R_o^2 + R_i^2)P_i - 2R_o^2P_o}{(R_o + R_i)(R_o - R_i)} \quad (40)$$

このような評価モデルはMELCORと同等である。

4) 下部ヘッド破損時の蒸気流量 ($m_{lh,v}$)

下部ヘッド破損時流量はホットレグクリープ破損時と同じとした（図 3.4-5）。また、下部ヘッド破損条件はRV水位が有効燃料底部（BAF: Bottom of Active Fuel）到達後、1500秒後とした。これは崩壊熱30MWとした場合に炉心燃料温度が熔融温度相当

である2000Kまで昇温するまでの時間（炉心溶融猶予時間）相当である（図 3.4-6）。RVノードとENVノード間は1つのフローパスを設定する。

MELCORでは下部ヘッド破損のモデルは3種類あり、それぞれ異なる破損判定を行い、異なる破損面積の設定を行っている（表 2.2-10参照）。このような下部ヘッドの破損タイミングと破損面積の違いは、CsのCVへの放出タイミング、デブリの分散挙動に影響を及ぼす。CsのCVへの放出タイミングへの影響は、数十分～数時間程度のばらつきであり、Csの環境への放出量への影響は小さいと考えられる。デブリの分散によるDCHの判定は、破損時RV圧力により判定する（後述）。これはMELCORと同等のモデルであり、この観点から、下部ヘッドの破損タイミングと破損面積の違いによる影響はない。ただしデブリの分散によりキャビティへ落下するデブリ量が変化し、MCCI挙動に影響を及ぼし、CV破損時のCV圧力に変化を与えるため、Csの環境放出量に影響する可能性がある。しかしここではメタモデルの計算負荷の節約を優先し、このような扱いとした。結果への影響を注視する。

5) SGTR 発生時の蒸気流量 ($m_{sgtr,v}$)

SGTR発生時破損時流量もホットレグクリープ破損時と同じとした（図 3.4-5）。また伝熱管破損条件はMELCORのクリープ破損モデルを適用し、クリープ破損時間 t_R が指定値となった時点で破損と判断する。本作業ではMELCOR入力デッキを参考に配管外径0.0111m、内径0.0109025mとし、材質はSS-316（MELCORデータベース）とした。配管自体はモデル化されていないため、RV温度を配管温度とし、内圧はRVの値、外圧は大気圧とした。

MELCORでは破損面積、圧力差に応じた流量を個別に設定している。しかしいずれも高速流であるため、流出完了までの時間差は小さい。Csの環境への放出に影響を及ぼすほどではないと判断できる。

RVノードでの境界条件として以下を考慮した。

6) 崩壊熱（二次系で除去しきれなかった分）による蒸発量 ($m_{drv,v}$)

RVノードの崩壊熱のうち、二次系へ熱伝達で除去された分以外は、蒸発量として考慮した。なお、RV水位がBAFに到達した際は二次系への熱伝達は0とした。また、SG伝熱管における熱伝達効率 α はSOARCAの再現解析の検討結果をもとに0.95とし、SG水量が20000kg以下となった場合は0.30に低下、SG水枯渇後は0に設定した。

$$m_{drv,v} = -(1 - \alpha) \frac{Q_{decay}}{h} \quad (41)$$

ここで	Q_{decay}	:	崩壊熱	[W]
	h	:	潜熱	[J/kg]
	α	:	熱伝達効率	[-]

MELCORではRV内における伝熱はエネルギーの保存により評価する。伝熱挙動のずれは、主に炉心損傷のタイミングに影響を与え、Csの放出開始時間に影響する。前述の通り炉心水位の低下速度をMELCORと整合させることで、炉心損傷タイミングをMELCORと整合させるため、上記に扱いによる影響はない。

(b) RV ノード（冷却材水量、図 3.4-7）

RVノードの冷却材水量の保存式を以下に示す。

$$\frac{\partial M_{RV,w}}{\partial t} = m_{hl,w} + m_{acc} + m_{drv,v} + m_{sgtr,w} + m_{sgtr,w} \quad (42)$$

RVノードとCVノード間は1つのフローパスを考慮する。

1) ホットレグ破損時の冷却材流量 ($m_{lh,w}$)

ホットレグクリープ破損発生時は図 3.4-8に示すようにRVノードとCVノードの圧力差に応じた蒸気放出を考慮する。蒸気流量は $Q = A\sqrt{2\Delta P/\rho}$ で求めるとし、MELCOR解析結果を参考に差圧17[MPa]時、蒸気流量300kg/s程度となるように開口面積を調整した。破損条件は蒸気流量と同じとした。

RVノードとENVノード間は1つのパスを考慮する。

2) SGTR 発生時の冷却材流量 ($m_{sgtr,w}$)

SGTR発生時破損時流量はホットレグクリープ破損時と同じとした（図 3.4-8）。破損条件は蒸気流量と同じとした。

RVノードでの境界条件として以下の2つを考慮した。

3) 蓄圧注入 (m_{acc})

RV減圧時（RVとCVの圧力差が4.16[MPa]に到達した時点）に蓄圧注入（109,296kg）を実施する。ただし、SOARCA解析の水位回復に一致するよう50%を投入とした。

MELCORでは蓄圧注水からの圧力差に応じた注水速度を考慮し、水位回復を評価する。このような取り扱いは炉心損傷タイミングに影響する可能性があるが、水位低下

速度をMELCORと整合させるため、その影響は考慮する必要はない。

- 4) 二次系で除去しきれなかった分の崩壊熱による蒸発に伴う冷却材喪失 ($m_{drv,v}$)
 (a)6)で述べた二次系で除去しきれなかった分の崩壊熱相当の冷却材喪失を考慮する。

MELCORはエネルギーバランスにより伝熱を評価する。対象シナリオのMELCORの解析結果においても上記の挙動を確認できることから、本モデルは妥当である。

- (c) CV ノード (蒸気量、図 3.4-9)

CVノードの蒸気量の保存式を以下に示す。

$$\frac{\partial M_{CV,v}}{\partial t} = (1 - \beta)(-m_{porv,v} - m_{srv,v} - m_{hl,v} - m_{lh,v}) + m_{dcv,v} - m_{cvfail,v} - m_{dch,v} - m_{dch,v} \quad (43)$$

RVノードとCVノード間は4つのパスを考慮する。ここで β は凝縮効率とし、0.8とした。値自体はSOARCA結果^[13]と一致するように調整し、一定値とした。CVへ放出された蒸気は、20%が蒸気状態で放出される(それ以外は凝縮)。

- ・ 逃し弁からの蒸気流量 ($(1 - \beta)m_{porv,v}$)
- ・ 安全弁からの蒸気流量 ($(1 - \beta)m_{srv,v}$)
- ・ ホットレグ破損時の蒸気流量 ($(1 - \beta)m_{hl,v}$)
- ・ 下部ヘッド破損時の蒸気流量 ($(1 - \beta)m_{lh,v}$)

CVノードでの境界条件として以下の1つを考慮した。

- 1) (下部ヘッド破損時) 崩壊熱による蒸発量 ($m_{dcv,v}$)

下部ヘッド破損時に落下した溶融デブリの崩壊熱によるCVノードの崩壊熱のうち、CV内で凝縮しきれない分は蒸気として放出する。ここで凝縮効率 β は先ほどと同様0.8とした。

$$m_{dcv,v} = -(1 - \beta) \frac{Q_{decay}}{h} \quad (44)$$

ここで	Q_{decay}	:	崩壊熱	[W]
	h	:	潜熱	[J/kg]
	β	:	凝縮効率	[-]

CVノードとENVノード間は2つのフローパスを考慮する。

2) CV 過圧破損時の蒸気流量 ($m_{cvfail,v}$)

CV圧力が破損圧力以上となった場合、過圧破損に至る。破損発生時は図 3.4-10に示すようにCVノードと大気圧の圧力差に応じた蒸気放出を考慮する。

3) DCH による破損時の蒸気流量 ($m_{dch,v}$)

下部ヘッド破損時にRVノードがDCH発生圧力以上の場合にDCHが発生するとし、DCH発生時CV圧力がCV破損圧以上である場合に、DCHによるCV破損が発生するものとした。蒸気流量はCV過圧破損時の蒸気流量 (図 3.4-10) と同じとした。

(d) CV ノード (冷却材水量、図 3.4-11)

CVノードの冷却材水量の保存式を以下に示す。ここで β は凝縮効率とし、0.8とした。値自体はSOARCA結果^[13]と一致するように調整し、一定値とした。CVへ放出された蒸気のうち、80%は冷却材水としてCV内に落下する。

$$\frac{\partial M_{CV,w}}{\partial t} = \beta(m_{porv,v} + m_{srv,v} + m_{hl,v} + m_{lh,v}) - m_{lh,w} + m_{dcv,w} + -m_{dch,v} \quad (45)$$

RVノードとCVノード間は5つのパスを考慮する。

- ・ 逃し弁からの蒸気流量 ($\beta m_{porv,v}$)
- ・ 安全弁からの蒸気流量 ($\beta m_{srv,v}$)
- ・ ホットレグ破損時の蒸気流量 ($\beta m_{hl,v}$)
- ・ 下部ヘッド破損時の蒸気流量 ($\beta m_{lh,v}$)
- ・ ホットレグ破損時の冷却材流量 ($m_{lh,w}$)

CVノードでの境界条件として以下を考慮した。

1) (下部ヘッド破損時) 崩壊熱による蒸発に伴う冷却材喪失 ($m_{dcv,w}$)

下部ヘッド破損時に落下した熔融デブリの崩壊熱によるCVノードの崩壊熱のうち、蒸発に伴う冷却材喪失を考慮する。

$$m_{dcv,w} = -m_{dcv,v} \quad (46)$$

(2) 密度 (Update Density)

RV及びCVノードにおけるガス密度は次式より算定した。本モデルでは空気質量は初期状態の値を使用した。各ノードの自由体積は初期自由空間及び初期質量、(1)項で計算された各ノードの質量にもとづき各時刻で更新される。

$$\rho_{RV,v} = \frac{M_{RV,v}}{V_{RV}} \quad [\text{kg/m}^3] \quad (47)$$

$$\rho_{RV,a} = \frac{M_{RV,a}}{V_{RV}} \quad [\text{kg/m}^3] \quad (48)$$

$$\rho_{RV,mix} = \rho_{RV,v} + \rho_{RV,a} \quad [\text{kg/m}^3] \quad (49)$$

$$\rho_{CV,v} = \frac{M_{CV,v}}{V_{CV}} \quad [\text{kg/m}^3] \quad (50)$$

$$\rho_{CV,a} = \frac{M_{CV,a}}{V_{CV}} \quad [\text{kg/m}^3] \quad (51)$$

$$\rho_{CV,mix} = \rho_{CV,v} + \rho_{CV,a} \quad [\text{kg/m}^3] \quad (52)$$

(3) 温度 (Update Temperature)

各ノードの温度は次式により算定した。右辺 (分子) 第一項はノードが前ステップで保有するエネルギー、右辺第二項として隣接ノードからの流入質量が保有するエネルギーを意味する。ここでは単純化して取り扱うため比熱は時間変化せずに一定であるとしたエネルギー保存式である。本体系では系内は断熱とし、壁面への熱伝達は考慮していない。そのため壁面凝縮に伴う潜熱分は体系外へ放出される扱いとなっている。

$$T = \frac{\left(\rho_{old} V_{old} + \frac{\partial M_v}{\partial t} dt \right) T}{\rho V} \quad (53)$$

(4) 圧力 (Update Pressure)

各ボリュームの圧力は理想気体の状態方程式より算定した。

$$p = \rho RT \quad [\text{Pa}] \quad (54)$$

3.4.2.3 プラント設計条件

プラントの基本スペックは、SOARCA解析^[13]に示されているSurryプラントのプラント設計条件を適用した。以下の資料等に基づき、プラントの入力データを整備した。

参考資料 : [13] [34] [35]

(1) 逃がし弁の設定

表 3.4-1及び表 3.4-2に、それぞれ一次系及び二次系の圧力安全弁/逃がし弁の設定点を示す。

(2) 崩壊熱出力

資料[13] に記載の崩壊熱テーブルを採用した。

(3) 注水系など

蓄圧注水系は、一次系圧力が4.16 [MPaA]以下で実施する。補助給水系（タービン動及び電動）は、今回はモデル化していない。

3.4.2.4 メタモデルの計算フロー

メタモデルの計算フローを図 3.4-12に示す。解析の各タイムステップにおいて質量、密度、温度、圧力の計算を実施した後、フローパス、リークデブリの更新を行い次のステップに移る。これを事故初期から事故収束まで繰り返し実施する。

表 3.4-1 一次系の安全弁／逃がし弁の設定点^[13]

	num of vlv.	flow		pressure open			pressure close		
		lbm/hr	kg/s	psig	MPag	MPa	psig	MPag	MPa
SRV	1	293330	37.0	2485	17.13	17.23	2408	16.60	16.70
	1	293330	37.0	2499.5	17.23	17.33	2422	16.70	16.80
	1	293330	37.0	2514	17.33	17.43	2436	16.80	16.90
PORV	1	210000	26.5	2335	16.10	16.20	2263	15.60	15.70
	1	210000	26.5	2349.5	16.20	16.30	2277	15.70	15.80
Rap. Disk	1	900000	113.4	100	0.69	0.79	-	-	-

表 3.4-2 二次系の安全弁／逃がし弁の設定点^[13]

	num of vlv.	flow		pressure open			pressure close		
		lbm/hr	kg/s	psig	MPag	MPa	psig	MPag	MPa
PORV	1 per 1 line	373000	47.0	1035	7.14	7.24	1003	6.91	7.02
SRV	1 per 1 line	361750	45.6	1085	7.48	7.58	1051	7.25	7.35
	1 per 1 line	3423400	431.3	1115	7.69	7.79	1080	7.45	7.55

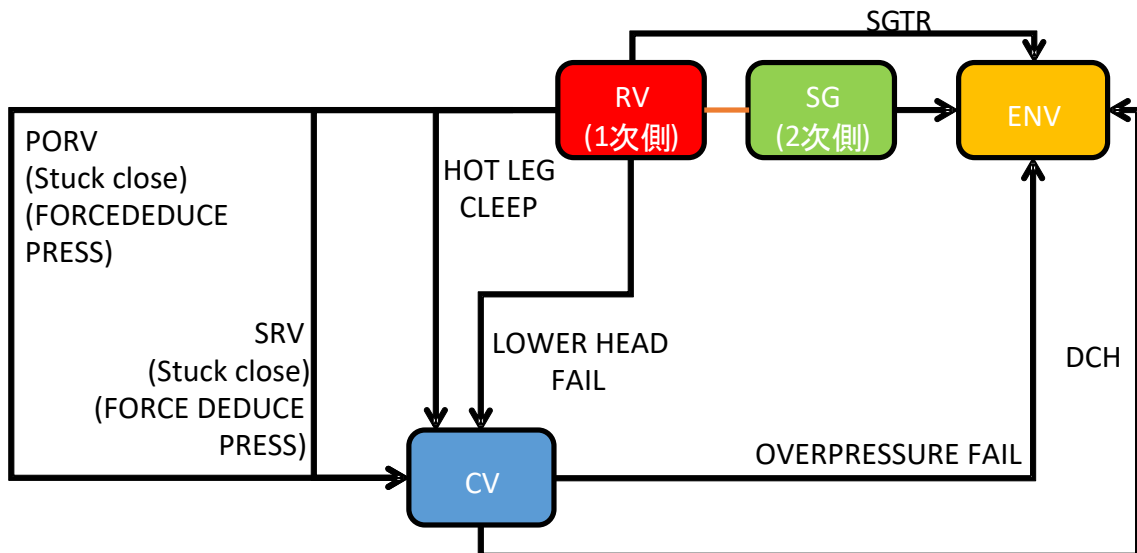


図 3.4-1 PWR プラントメタモデル

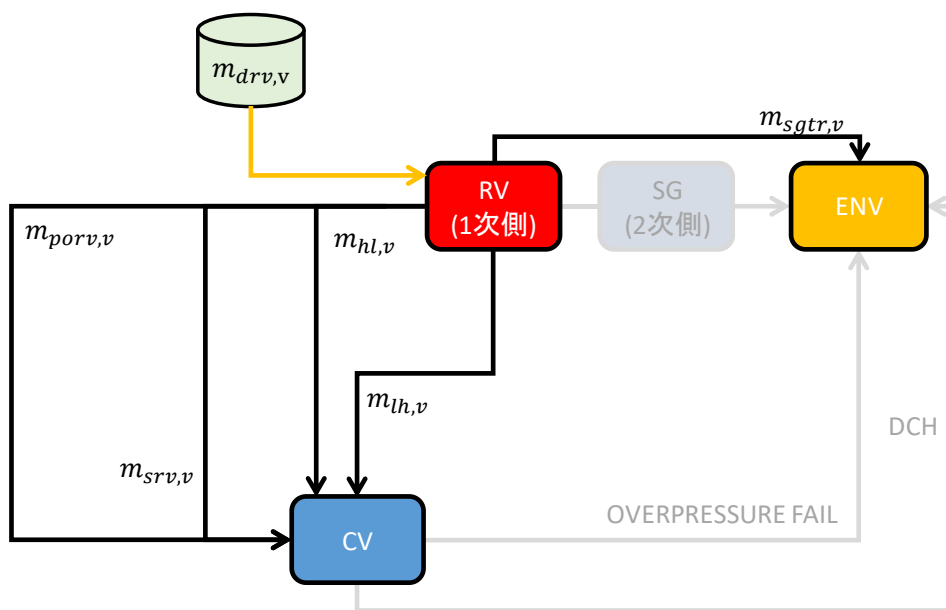


図 3.4-2 RV ノード (蒸気量)

PORV流量

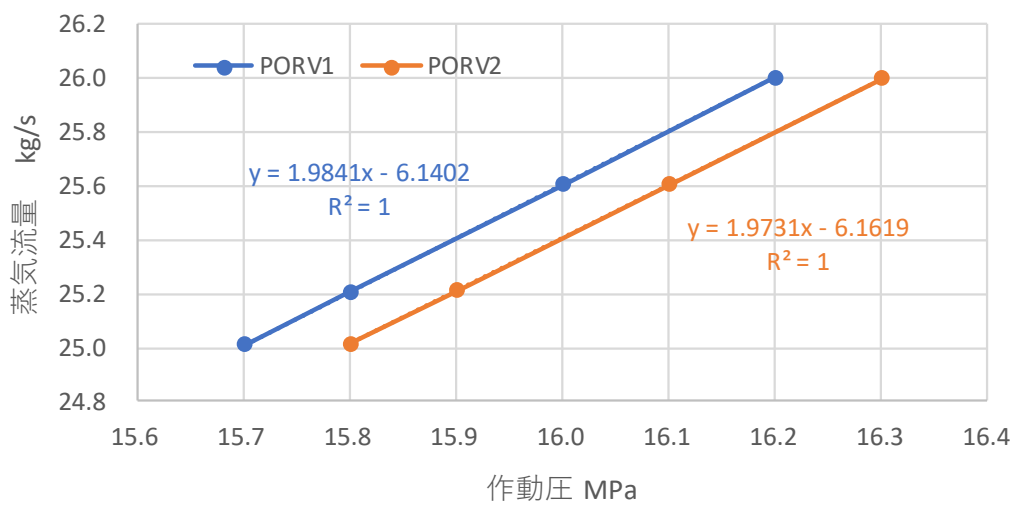


図 3.4-3 PORV 流量

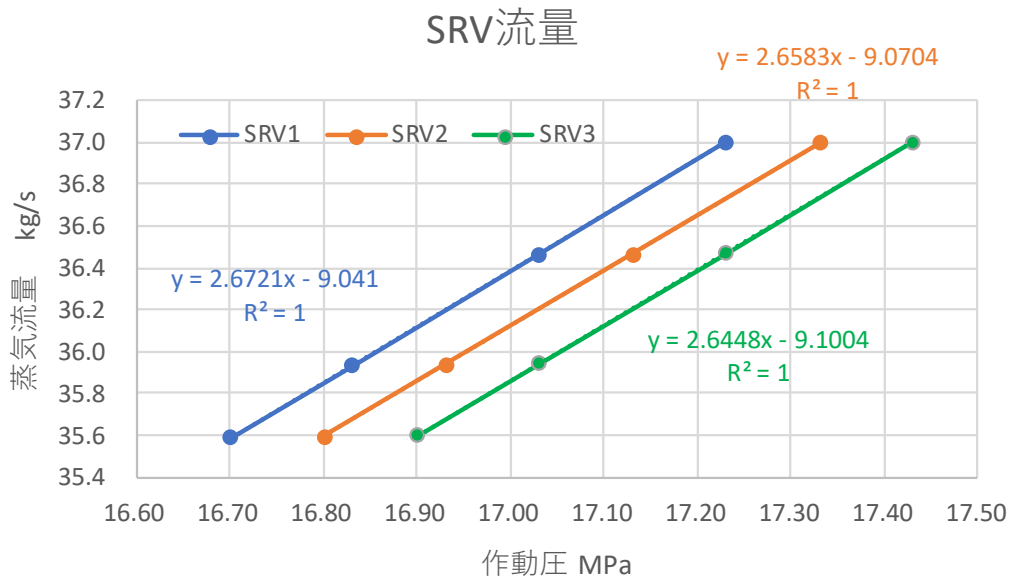


图 3.4-4 SRV 流量

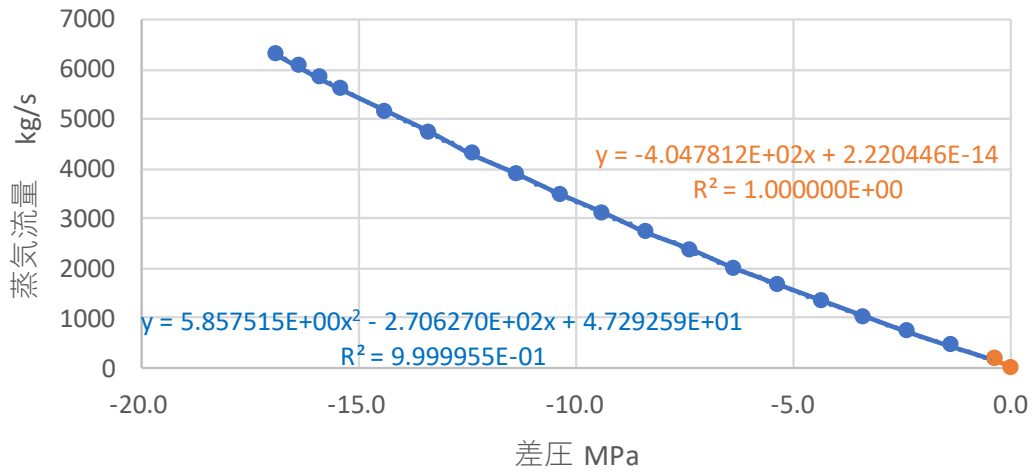


图 3.4-5 RV 破断蒸気流量

UO ₂ 質量	79650	kg
ZrO ₂ 質量	16465	kg
UO ₂ 比熱	292.36	J/kg/K
ZrO ₂ 比熱	544.3	J/kg/K

MELCOR USER GUIDE 2,1 Vol.2

MELCOR USER GUIDE 2,1 Vol.2

等価比熱	3.22E+07	J/K	
平均崩壊熱	3.00E+07	W	=J/s

初期温度	600	K
破損温度	2000	K
許容温度上昇	1400	K

猶予時間	1.50E+03	sec
------	----------	-----

図 3.4-6 炉心溶融猶予時間

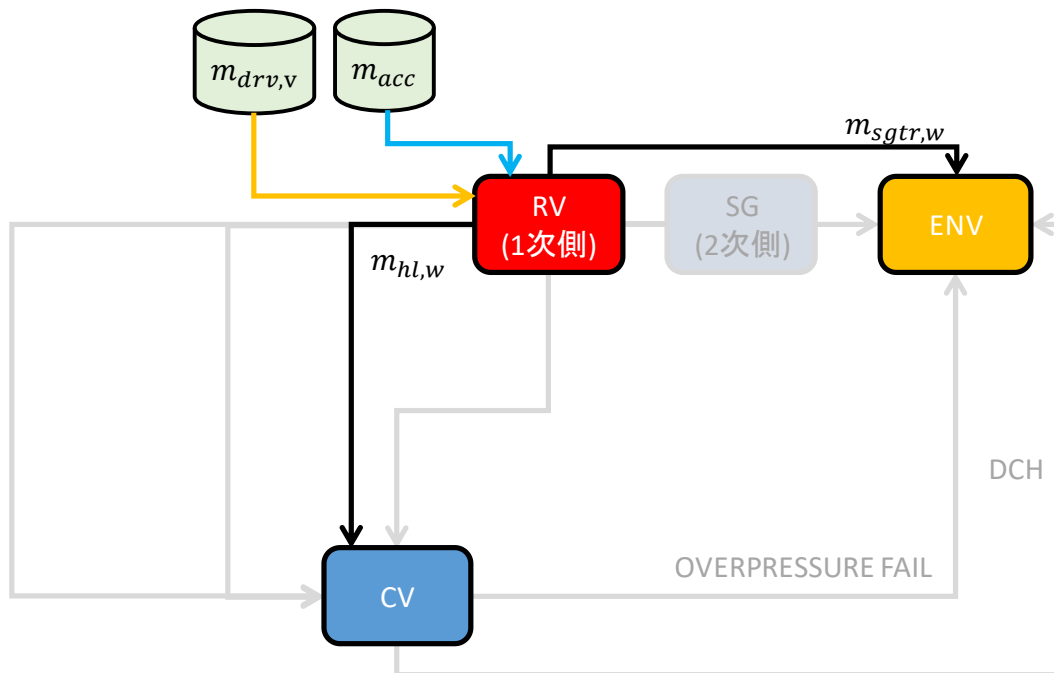


図 3.4-7 RV ノード (冷却材水量)

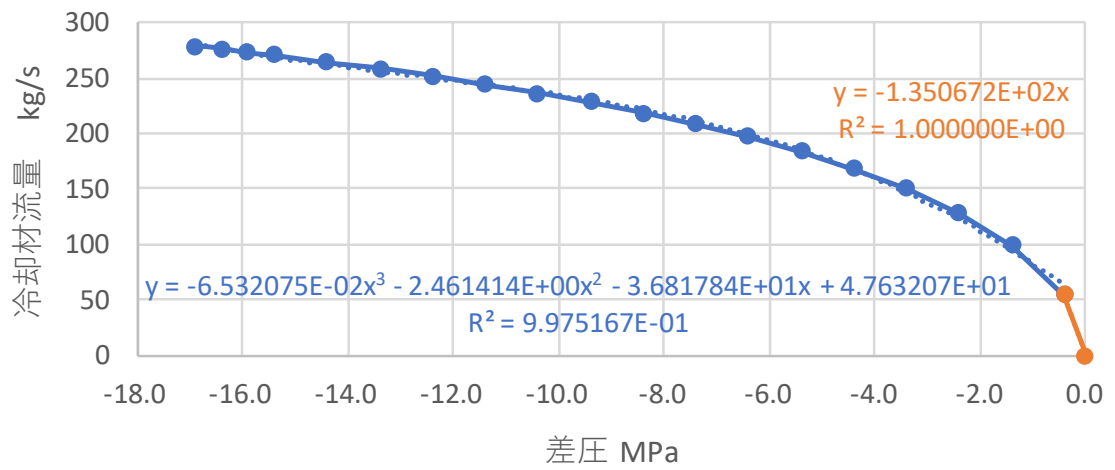


図 3.4-8 RV 破断冷却材流量

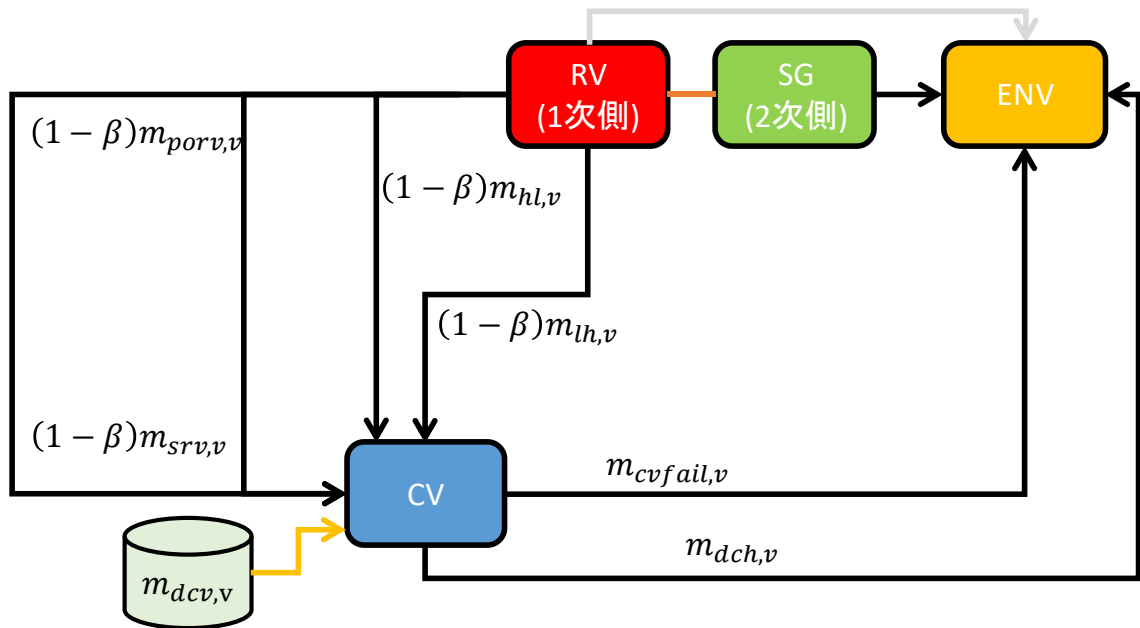


図 3.4-9 CV ノード (蒸気量)

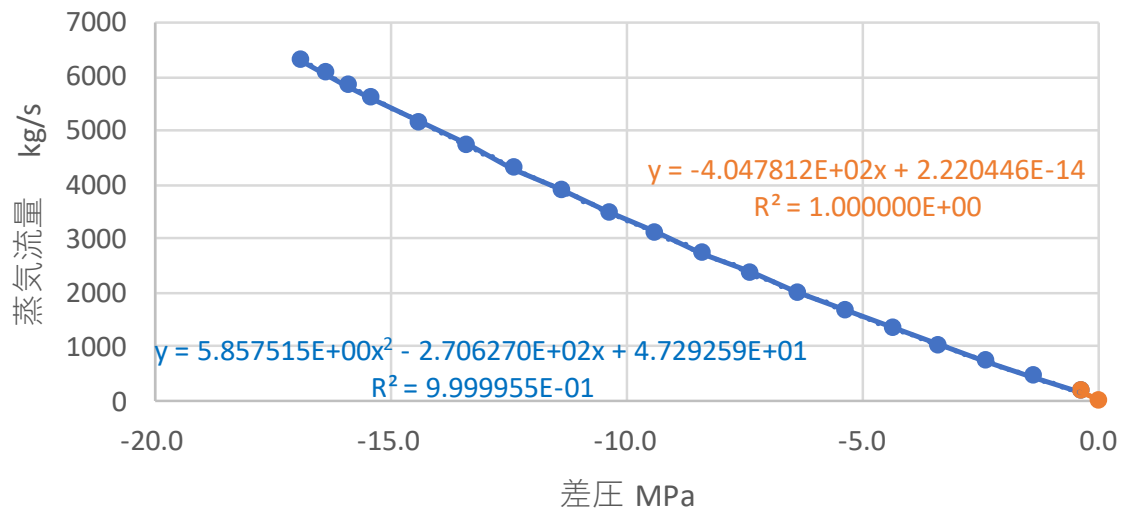


图 3.4-10 CV 破断蒸气流量

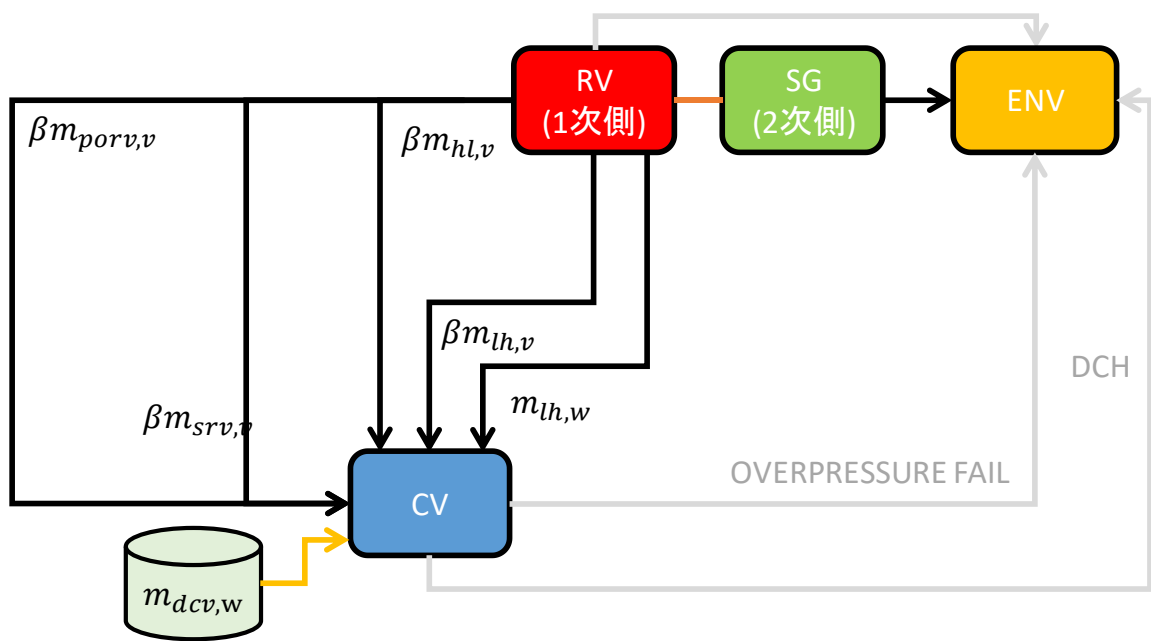


图 3.4-11 CV ノード (冷却材水量)

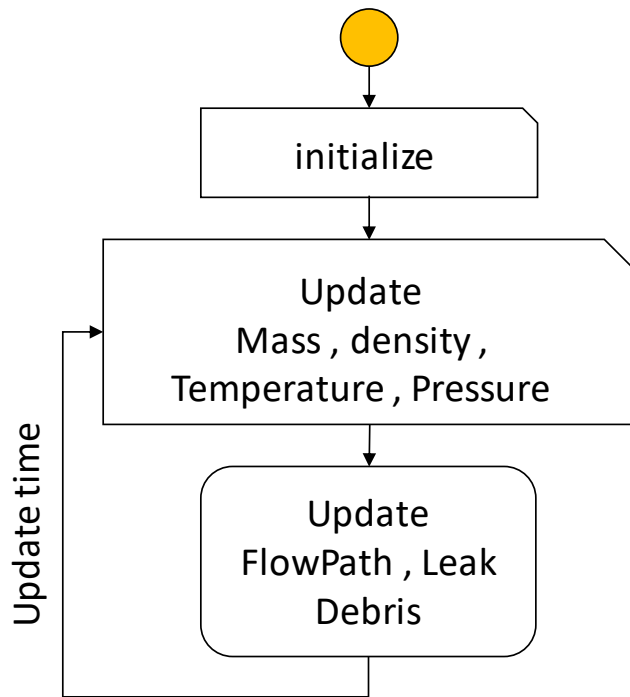


図 3.4-12 メタモデル、計算フロー

3.4.3 基本事故シナリオの解析

3.4.3.1 概要

メタモデルを用いて基本事故シナリオに対する熱水力解析を実施する。解析結果から、メタモデルの解析モデルにおける単純化の仮定に対する妥当性を確認する。

3.4.3.2 基本事故シナリオ

前節にて整備した入力データを用いて、SOARCA解析^[13]のUnmitigated STSBOケースの条件をベースに試計算を実施した。

- ・ 時刻0において全交流電源喪失
- ・ RCPトリップ
- ・ 主給水停止
- ・ スクラム成功
- ・ MSIV閉は成功
- ・ 補助給水はモーター駆動／タービン駆動の両方とも失敗
- ・ ECCSはすべて失敗
- ・ RCPシールからのリークは考慮しない

3.4.3.3 解析結果

メタモデルとMELCOR（SOARCA）の結果の比較を示す。

- ・ エラー! 参照元が見つかりません。RV圧力（メタモデル：図 3.4-13、SOARCA：文献[13]のFigure 5-28)
- ・ RV水位（メタモデル：図 3.4-14、SOARCA：文献[13]のFigure 5-29)
- ・ CV圧力（メタモデル：図 3.4-15、SOARCA：文献[13]のFigure 5-33)
- ・ SG冷却材質量の時刻歴変化（メタモデル：図 3.4-16)
- ・ CV温度（メタモデル：図 3.4-17)
- ・ 加圧器逃がし弁流量（メタモデル：第1弁 図 3.4-18、第2弁 図 3.4-19)

主な事象発生時刻の比較を表 3.4-3に示す。対象とするシナリオでは緩和策が全く考慮されていないため、事象発生後SG水位が急激に低下する。SG枯渇後（本モデルではSG初期水量の約15%とした）は安全弁を通して、CV側へ蒸気が放出され、CV圧力が急激に上昇している。

一方、圧力容器一次系を模擬したホットレグ配管は約2時間48分で破損に至り、減圧に伴う蓄圧注水が実施され、一時的に圧力容器水位が回復するが、その後、約3時間30分後にBAF水位を下回り、約4時間後に下部ヘッド破損に至る。なお、本モデルでは下部ヘッド破損はRV水位低下後、約1500秒で破損するモデルとした。これは燃料及び被覆管の熱容量から燃料熔融温度まで上昇するまでの遅れ時間である。

CV圧力はホットレグ破損による蒸気放出及び下部ヘッド破損によるデブリ落下によりさらに加圧され、10時間後までに約450kPaまで上昇している。

図 3.4-13にメタモデルにより得られたRV圧力の時間推移を示す。文献[13] の Figure 5-28に示すMELCOR (SOARCA) の結果と比較する。両手法において初期のRVは高圧を維持し、炉心損傷に至った後RCSバウンダリの破損により、CV圧力まで急減圧を示している。急減圧のタイミングはメタモデルとMELCORで2.8hrと3.8hrで、1hr程度メタモデルが早い結果となった。これはメタモデルではRV内温度がややMELCORより高く推移し、ホットレグクリーブ破損が促進したことが原因である。RCSバウンダリ破損のタイミングはCVへのCs放出タイミングに影響を与える。しかし2.2.5節においてソースタームPRDとMELCORのソースターム結果から、RCSバウンダリ破損（このケースではRV破損）からCV破損までの時間は十分に長く、この間にCVに放出されたCsのほとんどが床や壁面に沈着し、浮遊Csは定常化する。このことから1hr程度のRCS破損タイミングの違いはCsの環境への放出量の観点からは影響度が小さく、メタモデルの解析結果は妥当と判断できる。

表 3.4-3 事象発生時刻の比較

Event	SOARCA ^[13] [hh:mm]	メタモデル [hh:mm]
Initial event	00:00	00:00
First SG SRV open	00:03	00:00
SG dryout	01:16	01:13
Pressurizer SRV open	01:27	
PRT rupture disk open	01:46	
FP gap release	02:57	
Creep rupture at hot leg	03:45	02:48
Acc. Start discharging	03:45	02:48
Acc. Empty	03:45	02:48
Lower head failure	07:16	06.52
CV design pressure(310kPa)	11:00	07:08

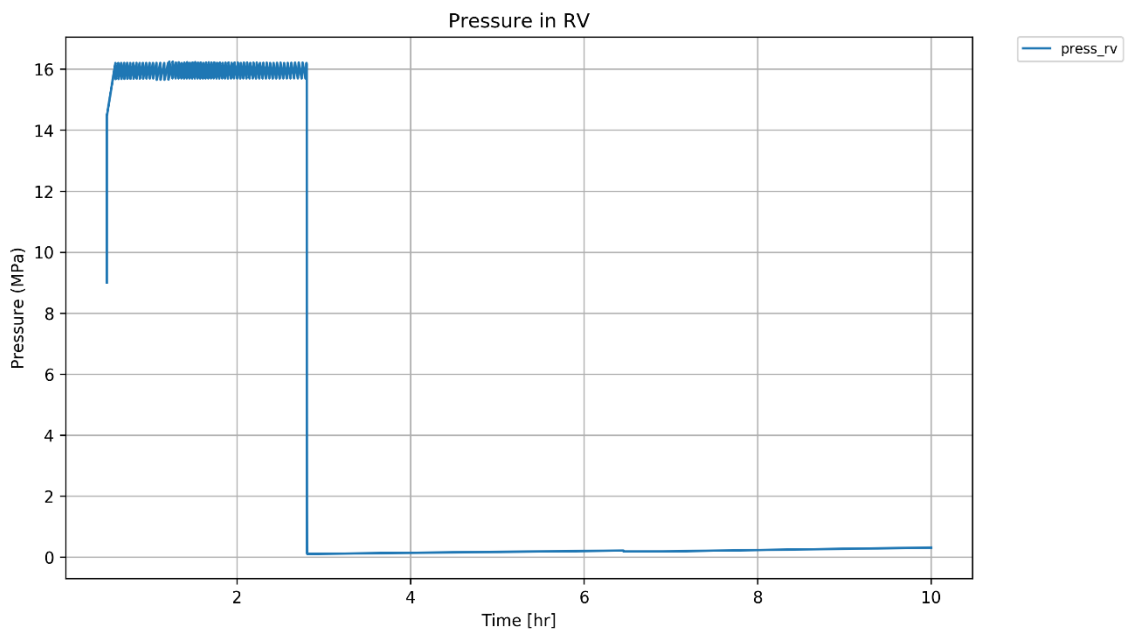


図 3.4-13 RV 圧力 (メタモデル)

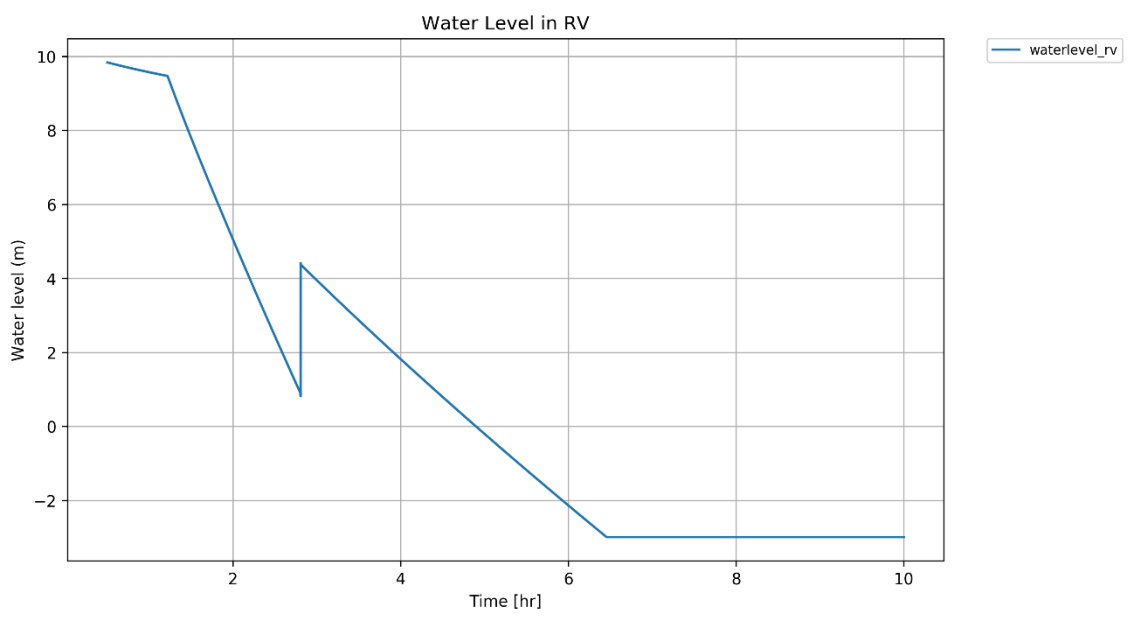


図 3.4-14 RV 水位 (メタモデル)

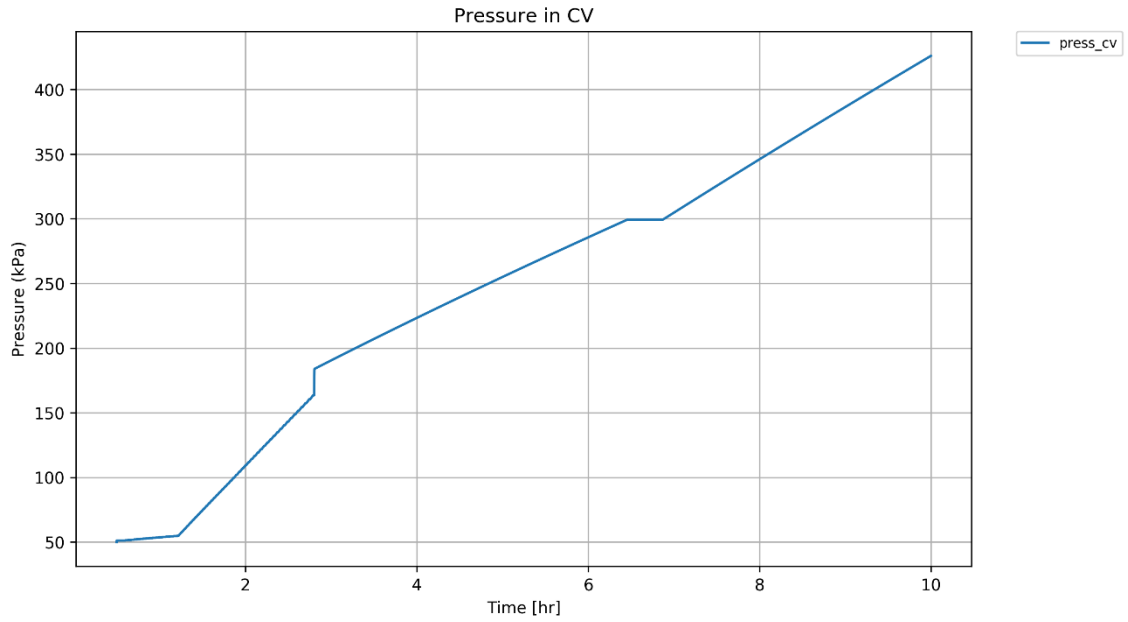


図 3.4-15 CV 圧力 (メタモデル)

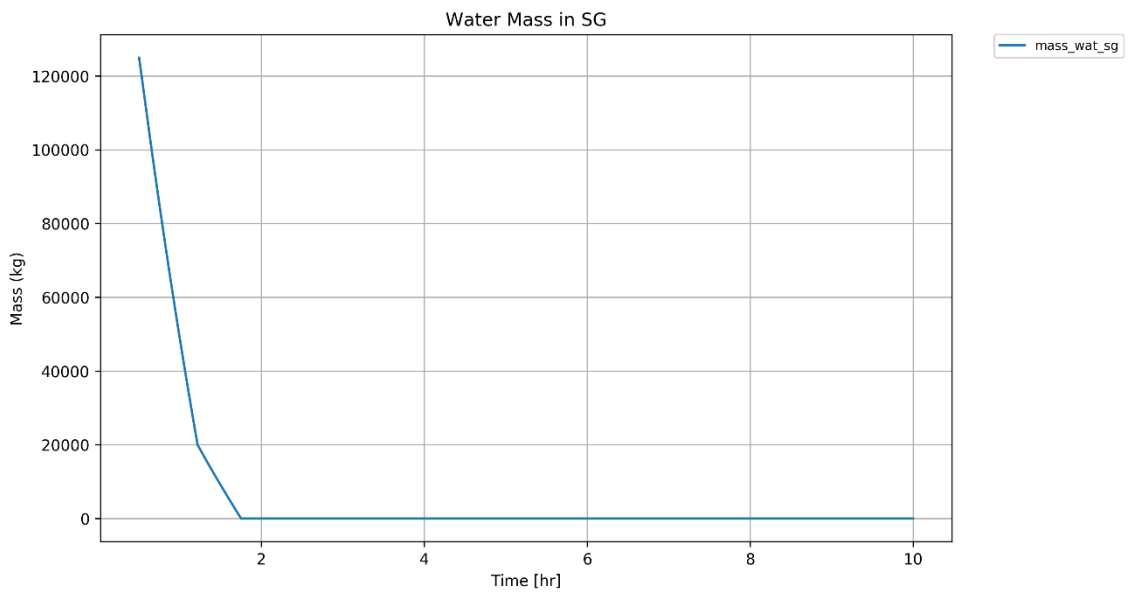


図 3.4-16 SG 冷却材質量 (メタモデル)

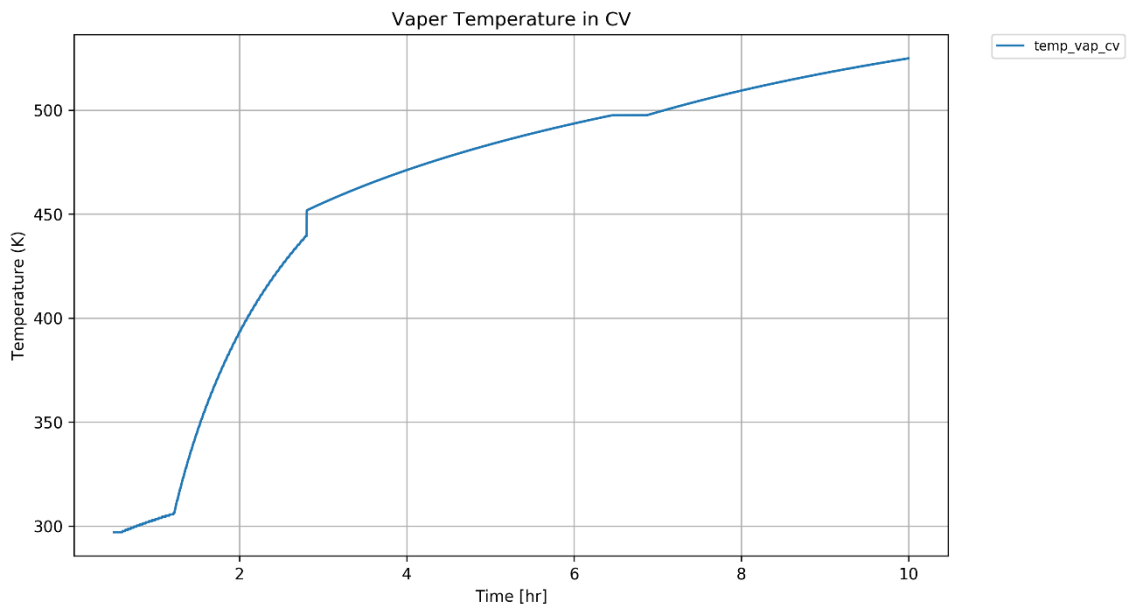


図 3.4-17 CV 温度 (メタモデル)

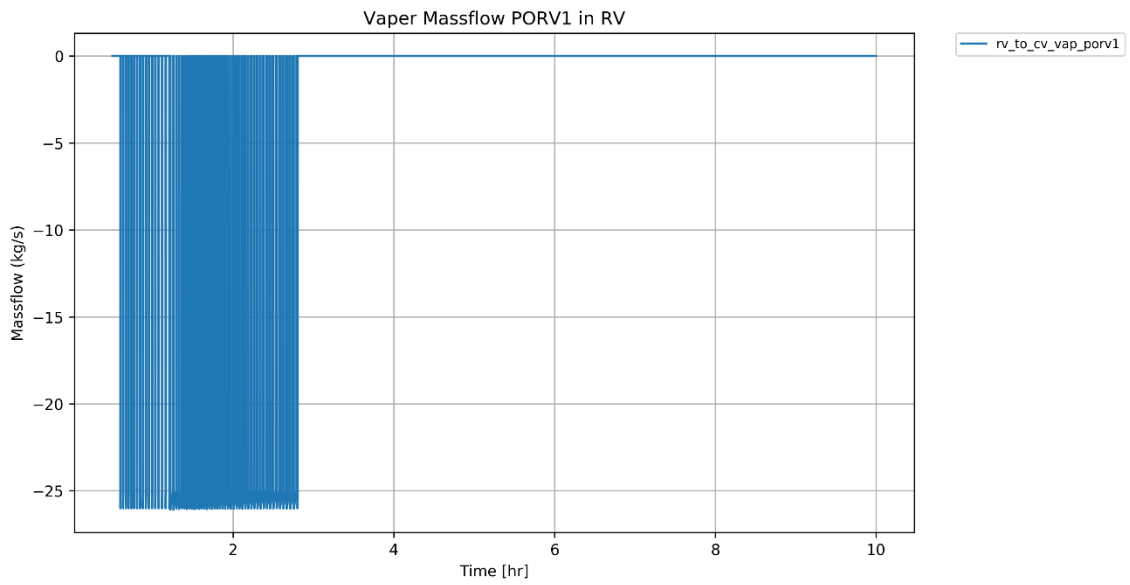


図 3.4-18 加圧器逃がし弁流量 (第 1 弁) (メタモデル)

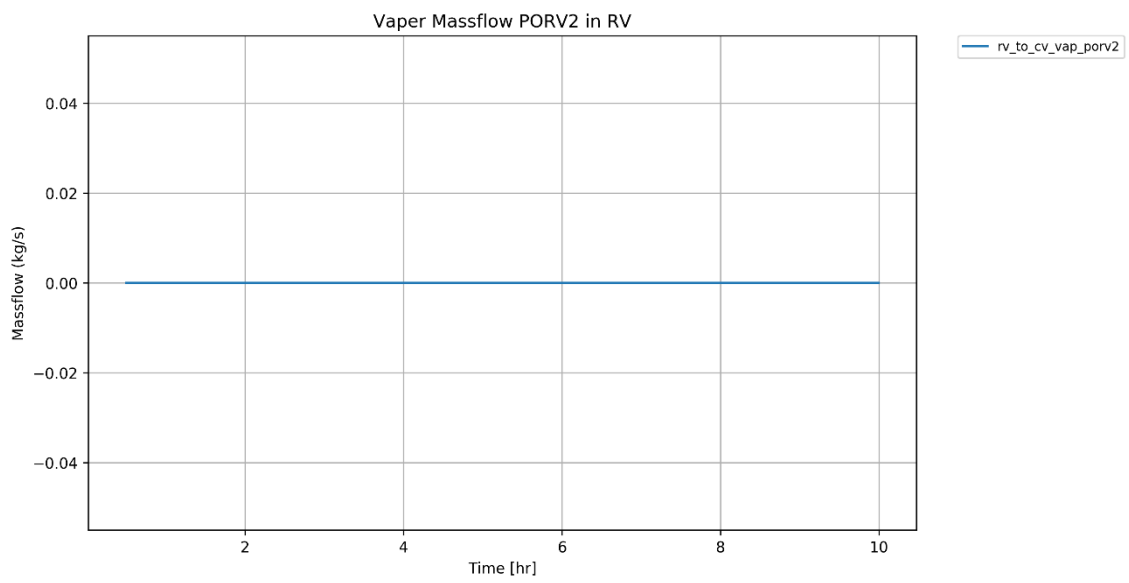


図 3.4-19 加圧器逃がし弁流量 (第 2 弁) (メタモデル)

3.4.4 メタモデルを適用したレベル 2DPRA

Surryプラントを対象にSBOに起因する炉心損傷事故シナリオについて、メタモデルとADAPTを組み合わせたレベル2DPRAを実施した。ADAPTの設定条件はMELCORと同様（3.2.2節）とし、基本事故シナリオ（3.4.3節）を基本ケースとした。

本条件における計算ケースは1473ケース、計算時間は12並列で約8時間であった。

3.4.4.1 プラント挙動

以下にプラント挙動パラメータを示す。各プラント挙動は(a) 全ケース、(b) CV過圧破損ケースのみ、(c) ホットレグクリープ破損ケースのみ、(d) TI-SGTRケースのみの4パターンで示す。

(1) 一次系・二次系

(a) SG 水量

図 3.4-20～図 3.4-23にSG二次側の水位の推移を全ケース、CV破損有の場合及び一次系破損有の場合について示す。SBO発生後、補助給水の停止とともにSGの水位は徐々に低下し、2hr程度でほぼ枯渇、3hrまでにすべてのシナリオでほぼSGの水位はほぼ完全に枯渇する。事故初期のSGの水位低下速度はシナリオごとの変化は現れない。MELCORの結果（図 3.3-2～図 3.3-5）との比較は以下の通り

- ・ SG二次側冷却水の枯渇は、メタモデル2hr程度とMELCORで1hr程度。
- ・ MELCORでは3～5hrで一次系に蓄圧注水の注水があり若干の変動見られる。メタモデルではこのような変動は見られない。

(b) RV 水位

図 3.4-24～図 3.4-27にRV水位の推移を全ケース、CV破損有の場合及び一次系破損有の場合について示す。事故初期はSGの水位低下とともに急激に推移は低下する。ホットレグ破損、Ti-SGTRを伴わないケースでは低下が1～2hr頃から開始しているケースがそれぞれ確認できる。これは運転員の一次系強制減圧の開始をそれぞれ0.5hr、1hr、2hr、もしくは減圧失敗ケースを想定しているためである。強制減圧により、炉内の冷却水は急激に蒸発が発生し、CVへ放出されダウンカマの水位低下につながる。水位の枯渇は3～8hrでばらついている。また3hr若しくは4h頃に一時的な水位の回復が見られる。これは炉心に蓄圧注水が注入されたことによる。蓄圧注水は炉内圧力が設定値（0.41MPa）以下になったら自動的に注入される。注入タイミングが3hrと4hrで異なるのは、前者は一次系強制減圧、ホットレグ破損、Ti-SGTRにより減圧が促進したケース、後者はあらゆる減圧に失敗しRV破損に至るケースである。一度上昇した水位は再び低下する。MELCORの結果（図 3.3-6～図 3.3-9）との比較は以下の通り。

- ・ 共に初期の水位の急激な低下を伴う。これは、一次系強制減圧、ホットレグ破

損、Ti-SGTRによる減圧に伴うものである。減圧要因によって低下速度が異なる。メタモデルの方がばらつきは大きく、水位枯渇は3～8hr、MELCORの水位枯渇は3～7hrと概ね幅は整合する。

- ・ 共に蓄圧注水による一時的な水位回復が見られる。

(c) 加圧器圧力

図 3.4-28～図 3.4-31に加圧器圧力の推移を全ケース、CV破損有の場合及び一次系破損有の場合について示す。いずれのケースの初期は高圧を維持する。Ti-SGTRのケースでTi-SGTRが3.5hr、4hr付近で発生し、それに伴う減圧がみられる。ホットレグ破損もほぼ同じタイミングで起きている。Ti-SGTR及びホットレグ破損が発生しないケースでは、一次系強制減(0.5hr、1hr、2hr)とRV破損(4hr付近)による減圧がみられる。蓄圧注水の注入により4MPaを10～15hr維持するケースも見られる。

MELCORの結果(図 3.3-22～図 3.3-25)との比較を以下に示す。

- ・ Ti-SGTRはともに発生するケースがある。メタモデル(3.5hr、4hr)、MELCOR(1hr、3hr、4hr)と、メタモデルは事故後初期のTi-SGTRの発生を模擬できていない。ともに加圧器逃し弁の開放設定圧付近の高圧を維持しており、温度推移が両者で違うことでこのような違いがもたらされている。
- ・ Ti-SGTRが発生した場合、MELCORではほかのケースで見られないような一時的な圧力の上下変動がみられる。これはTi-SGTRが発生し、SG二次側に一次系のガスが流出して、圧力の低下及びその後の変動をもたらしているものと考えられる。メタモデルではこのような挙動を表現できていない。
- ・ MELCORでホットレグの破損時(3hr)にみられるような比較的緩やかな勾配を持った圧力低下がメタモデルで表現できていない。
- ・ RV破損はMELCORで3.5hr、メタモデルで4hrと概ね整合する。

(2) CV

図 3.4-32及び図 3.4-33にCV圧力の推移を一次系強制減圧ケース及びCV過圧破損ケースについて示す。事故後初期は一次系からのガス流出、RV破損(おおよそ4hr)以降はCVに放出されたデブリによるガス発生や水蒸気生成により徐々に圧力が上昇する。CV圧力が急激に低下する時点は、CV破損のタイミングを表す。CV圧力の急激な低下が起こるタイミングがケースにより異なるのは、CV過圧破損の場合は破損圧力を0.31、0.66、0.81、1.03MPaと設定していることその他、それぞれのシナリオの他の状態遷移の発生による影響でCV圧力の変化が異なるためである。それ以外のCV圧力の降下要因は、DCHとTi-SGTRである。DCHが発生するのはRV破損直後であり、おおよそ4hr付近のCV圧力急低下はDCHが主な原因である。またTi-SGTRによるCV圧力の低下はRV破損までに発生するので、事故後初期(4hrまで)のCV圧力の低下はTi-

SGTRも原因となる。MELCORの結果（図 3.3-30～図 3.3-37）との比較を以下に示す。

3.4.4.2 CV 破損頻度

図 3.4-34及び図 3.4-35にCV破損の累積発生頻度をCV過圧破損とDCHについて示す。時間経過とともに徐々にCV過圧破損頻度が上昇しているのが分かる。これは事故の進展に伴いガスの発生や水蒸気の発生が徐々に進み、CVが加圧されていく全体的な傾向を示したものである。上昇は階段状になっているところを確認できる。これはADAPTの設定において、CV過圧破損圧力を4つに離散化し、その圧力に集中的に到達している様子を表す。挙動はMELCORの結果と整合する。

このような時間変化に伴うリスクの変動はDPRAの特徴的な結果の一つである。従来のETを使用した方法では、合計のリスク値のみで時間変化を与えることはできなかった。このようなリスクの時間変化をとらえることができれば、事故の影響緩和策の検討などにおいて、より最適な方法（タイミング、要領等）をリスク情報から得ることが可能となる。

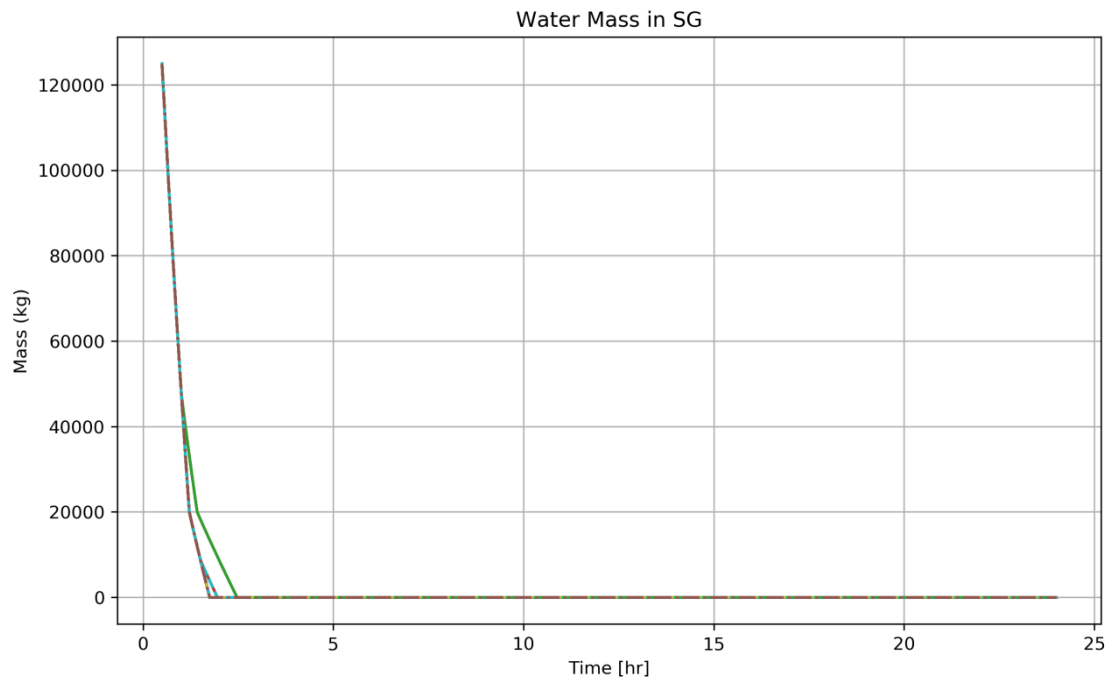


図 3.4-20 SG 冷却材質量 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)

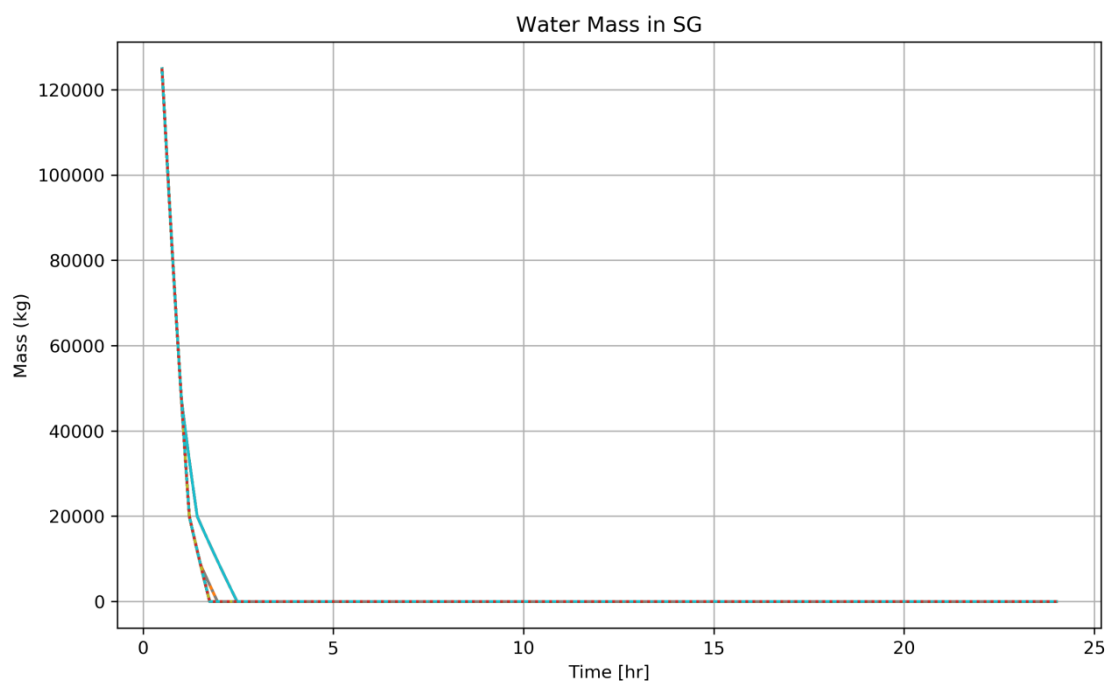


図 3.4-21 SG 冷却材質量 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、CV 破損ケースのみ)

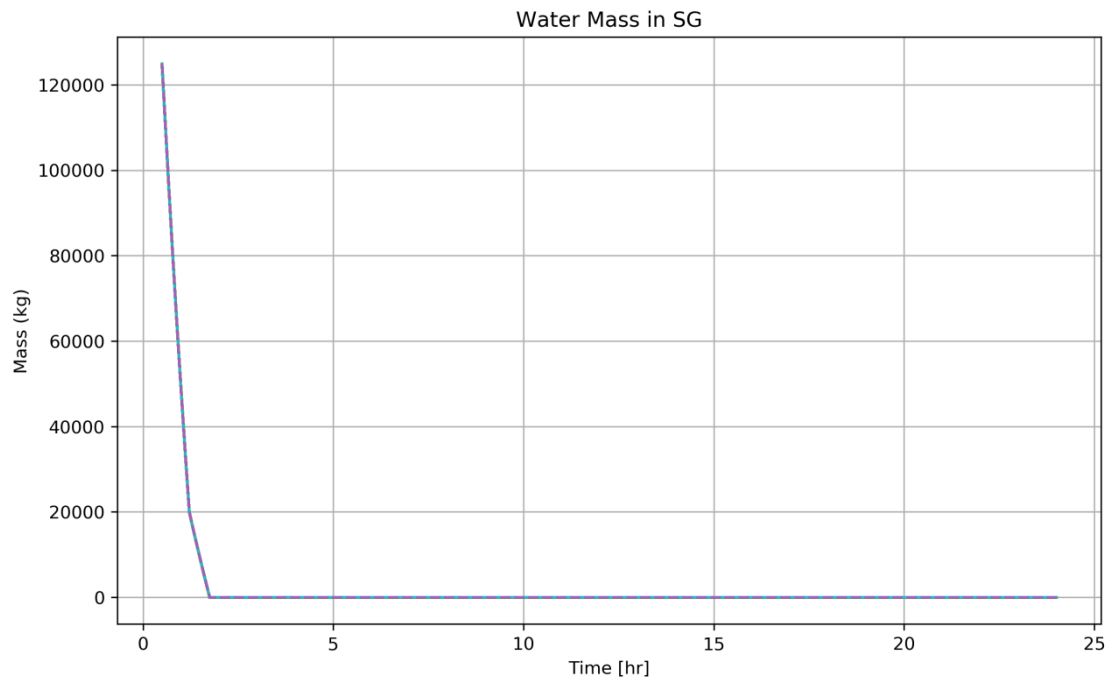


図 3.4-22 SG 冷却材質量 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグクリーブ破損ケースのみ)

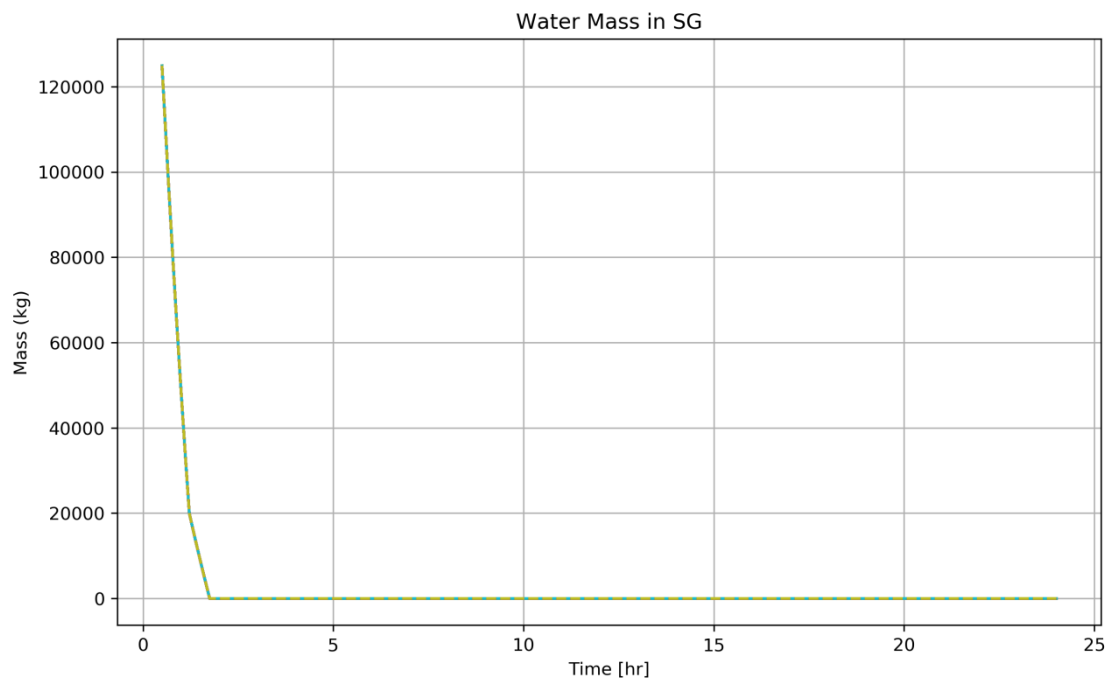


図 3.4-23 SG 冷却材質量 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、Ti-SGTR ケースのみ)

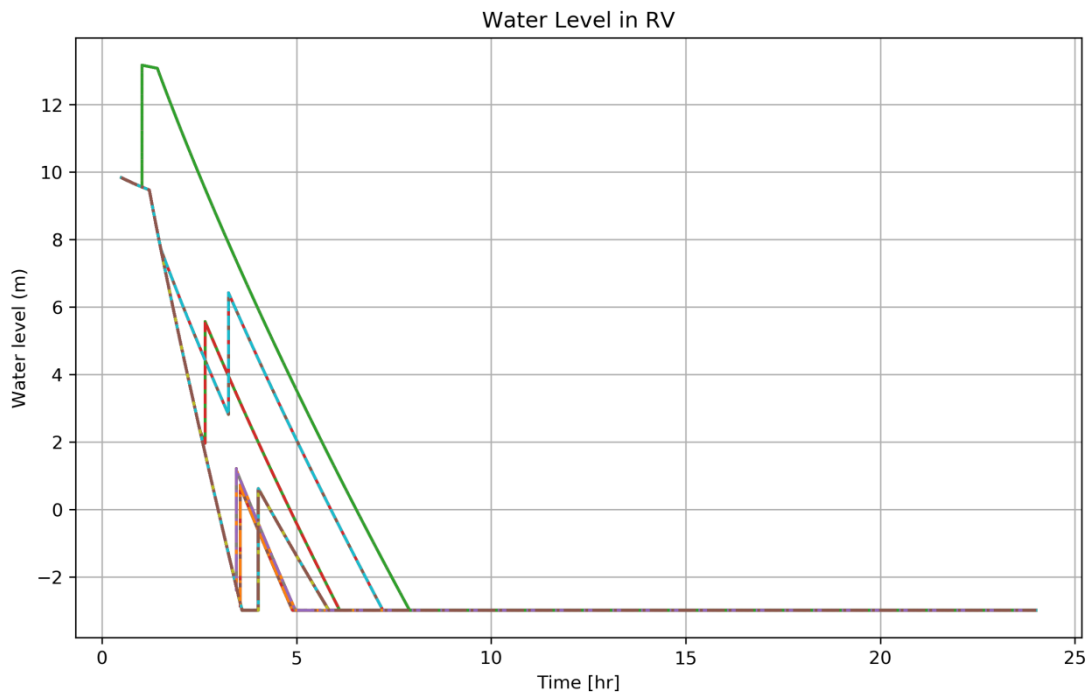


図 3.4-24 RV 水位 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)

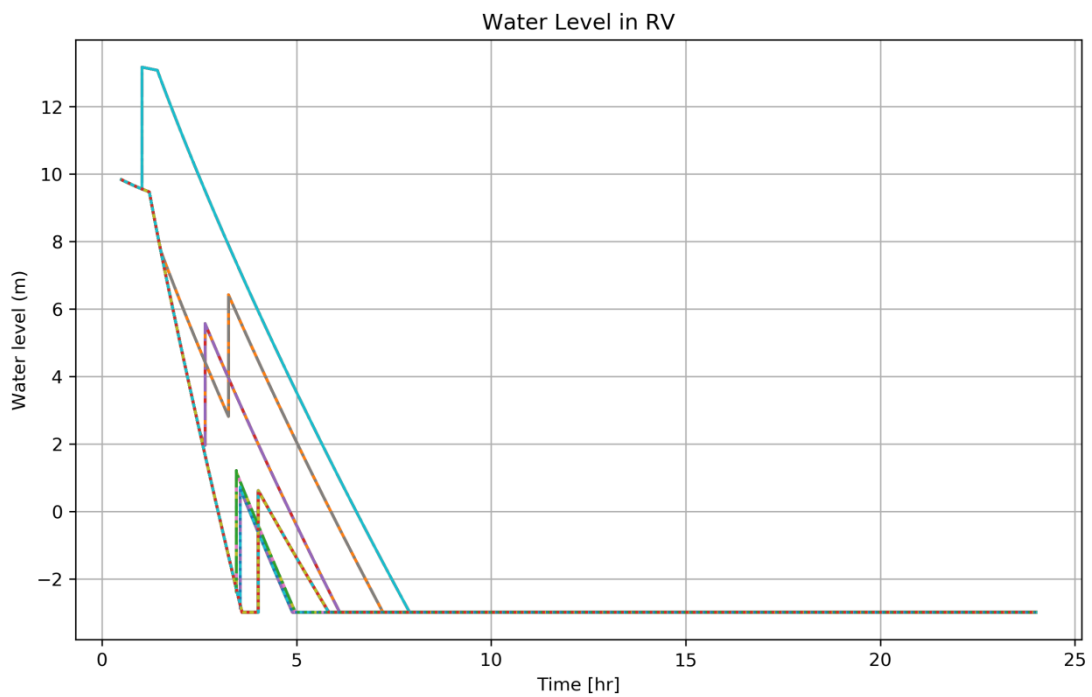


図 3.4-25 RV 水位 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、CV 破損ケースのみ)

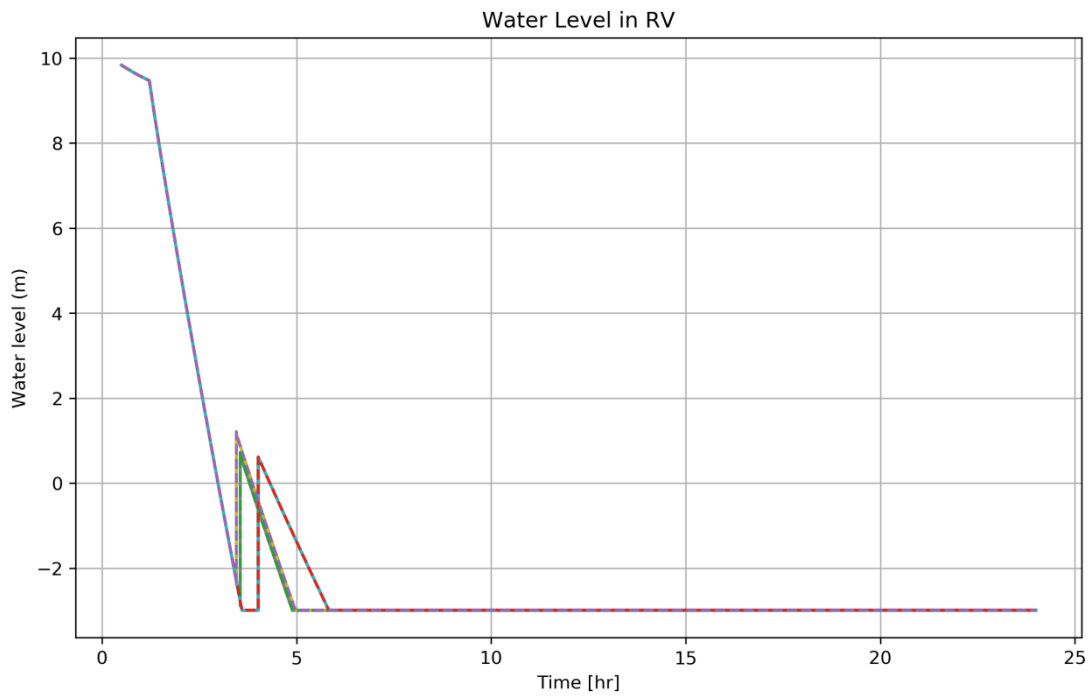


図 3.4-26 RV 水位 (メタモデル: レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグクリープ破損ケースのみ)

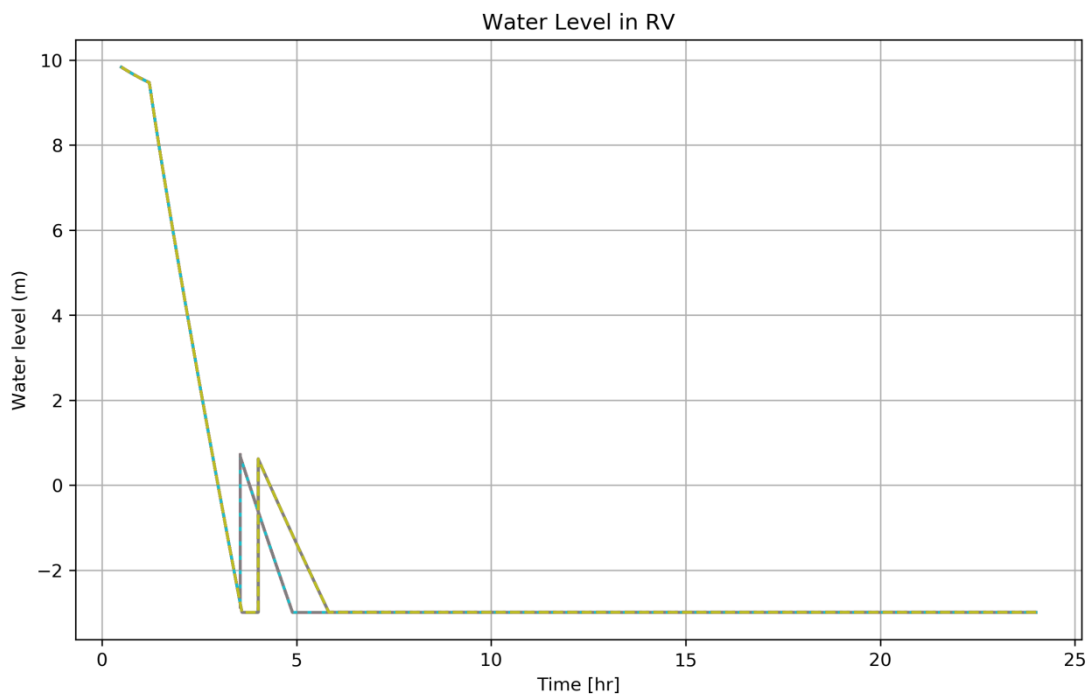


図 3.4-27 RV 水位 (メタモデル: レベル 2DPRA 解析結果、Ti-SGTR ケースのみ)

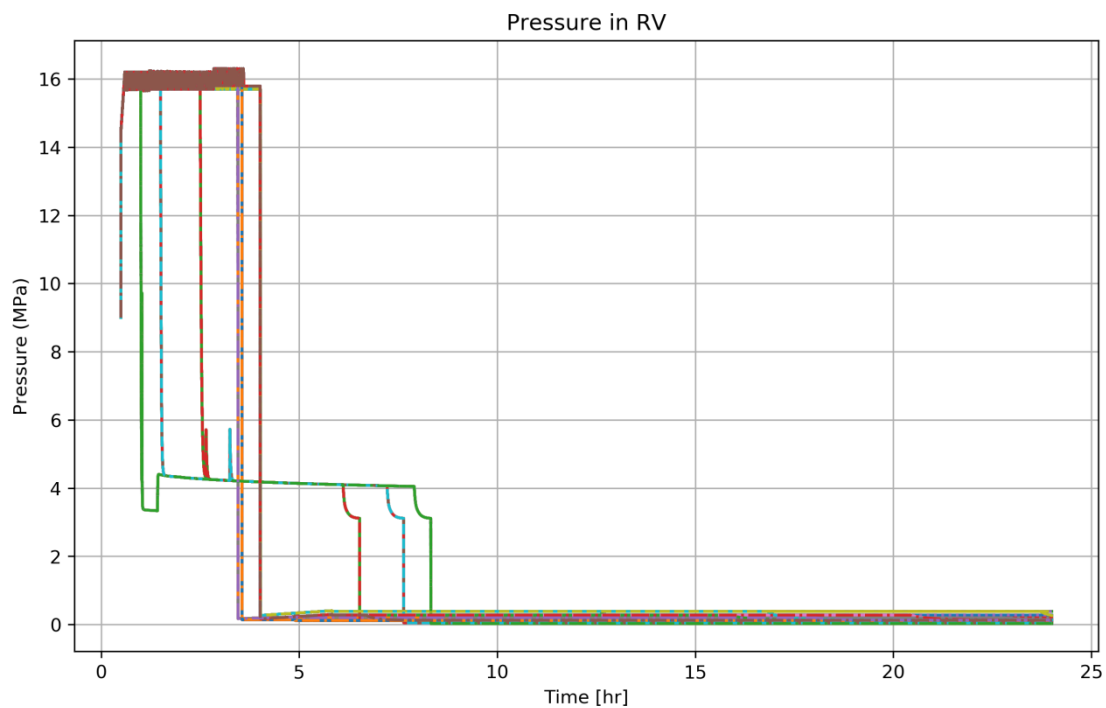


図 3.4-28 加圧器圧力 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、全ケース)

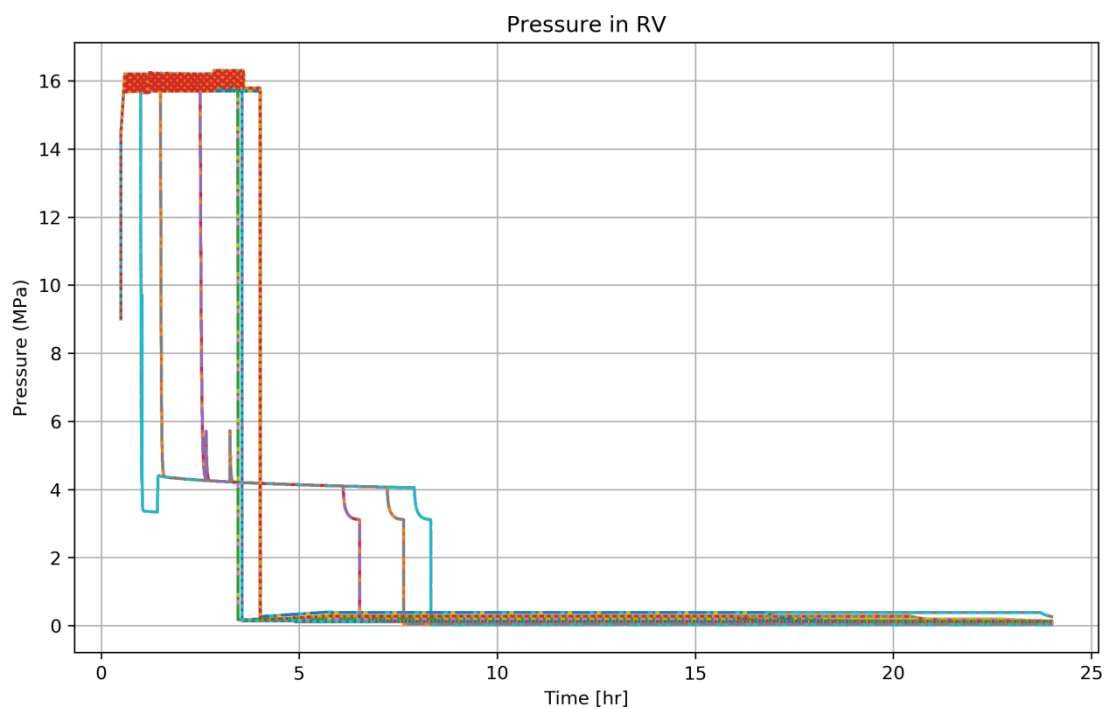


図 3.4-29 加圧器圧力 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、CV 破損ケースのみ)

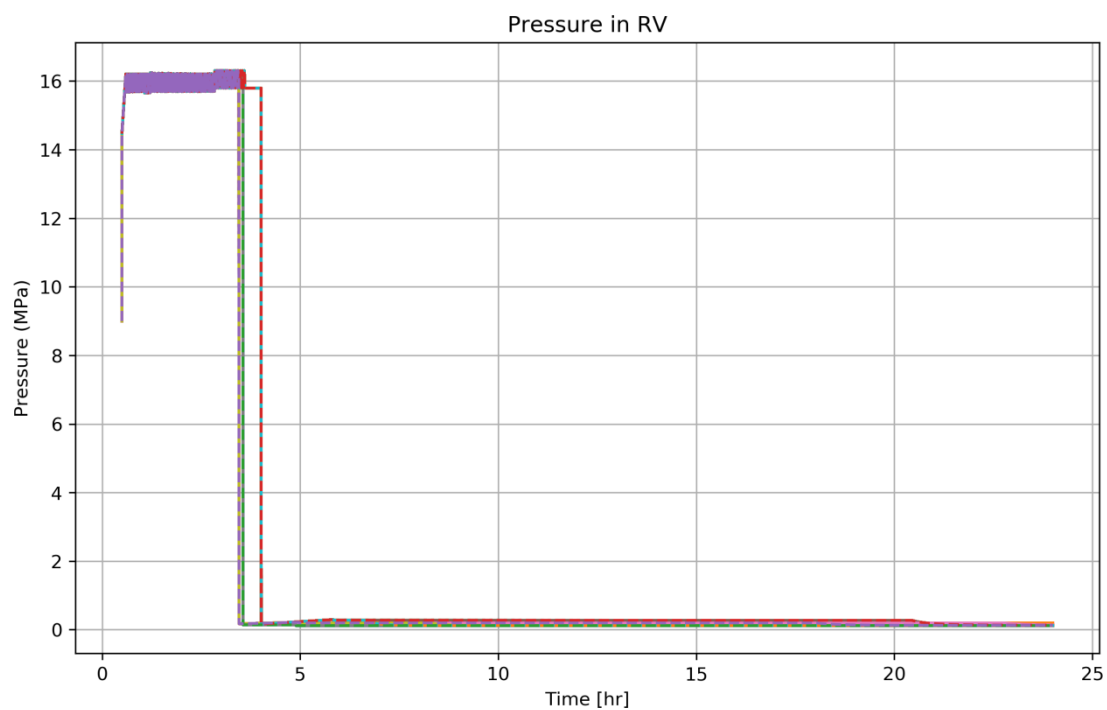


図 3.4-30 加圧器圧力 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、ホットレグクリープ破損ケースのみ)

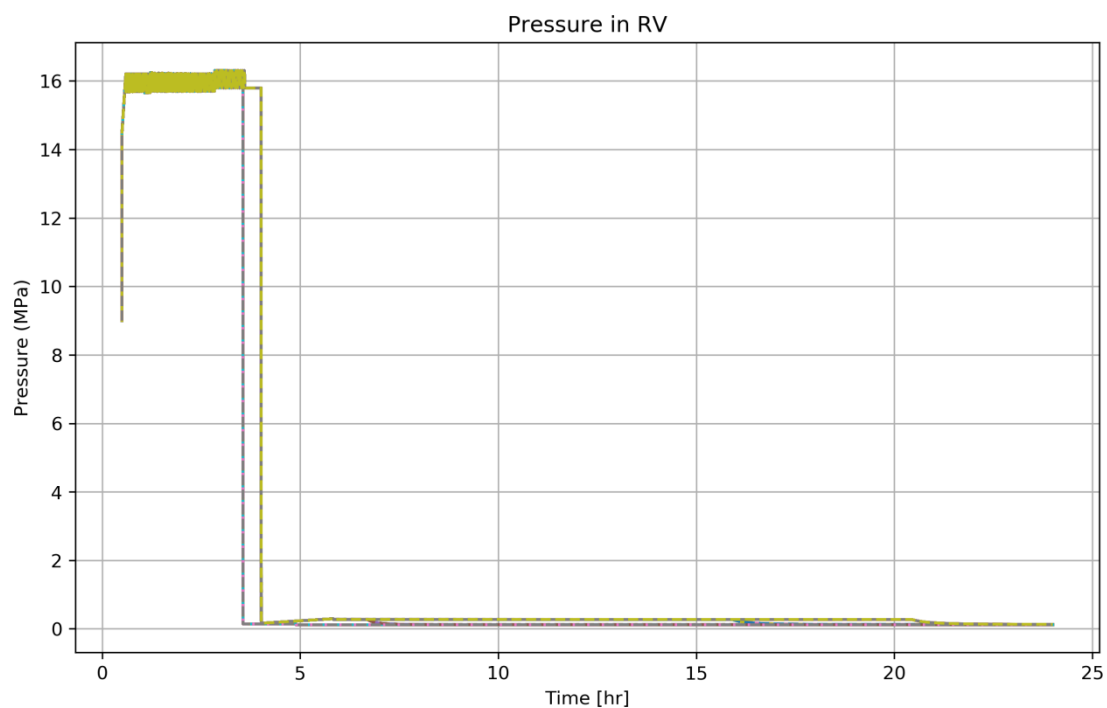


図 3.4-31 加圧器圧力 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、Ti-SGTR ケースのみ)

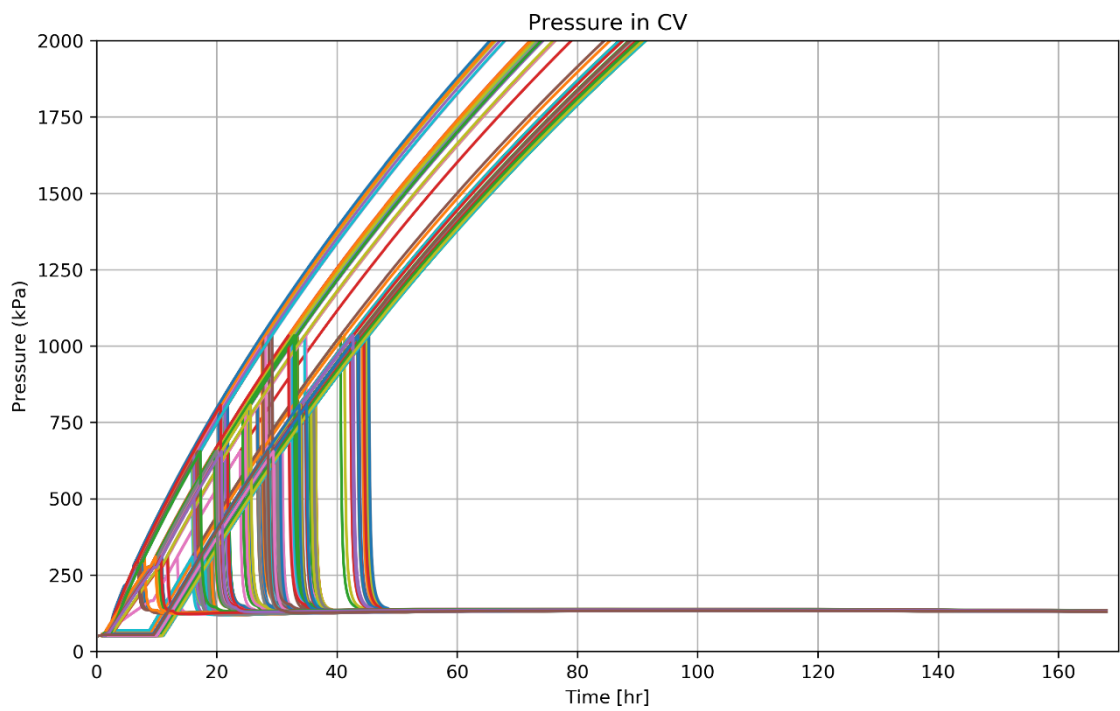


図 3.4-32 CV 圧力 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、一次系強制減圧ケースのみ)

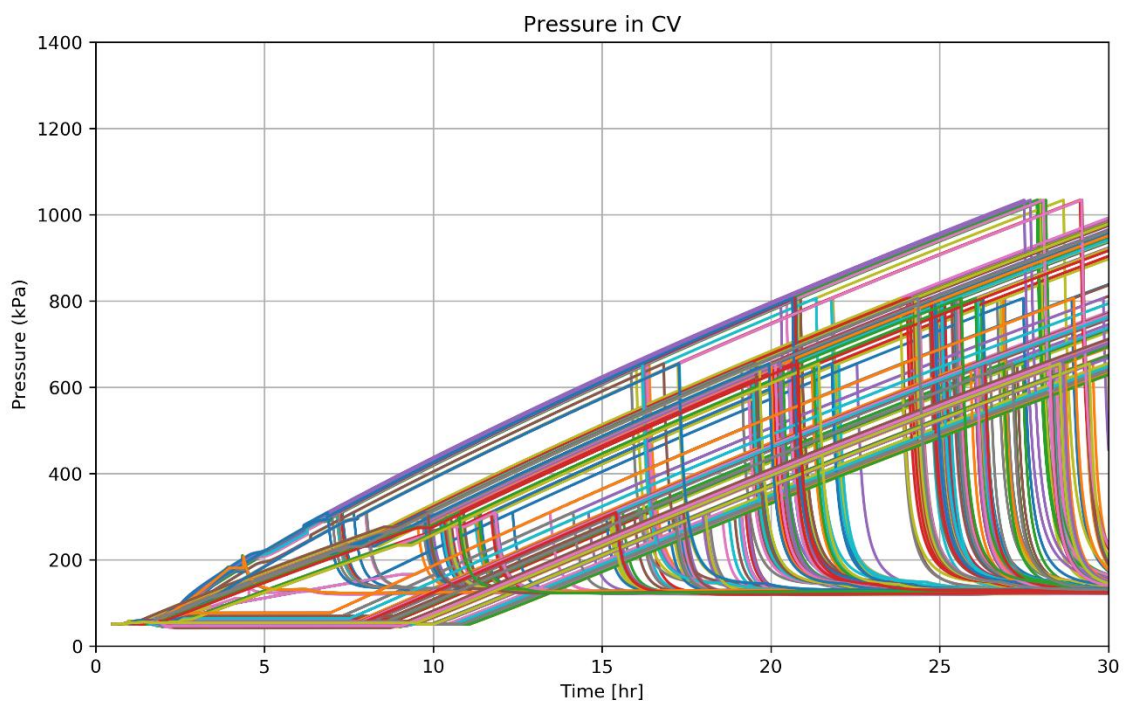


図 3.4-33 CV 圧力 (メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損ケースのみ)

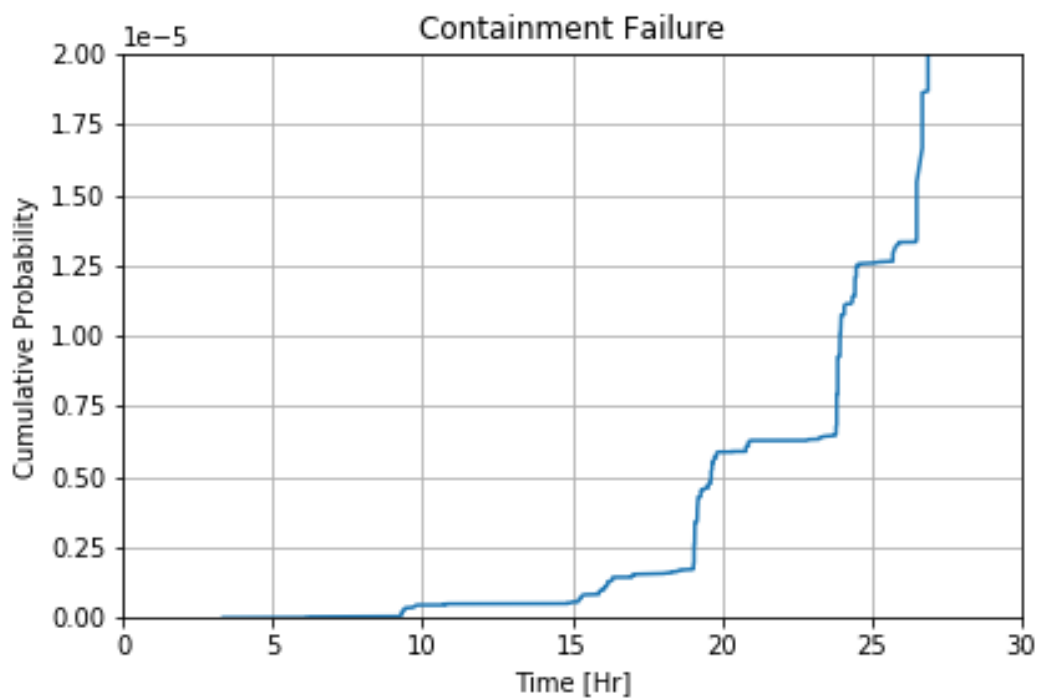


図 3.4-34 CV 過圧破損の条件付き発生確率（累積値）（メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、CV 過圧破損）

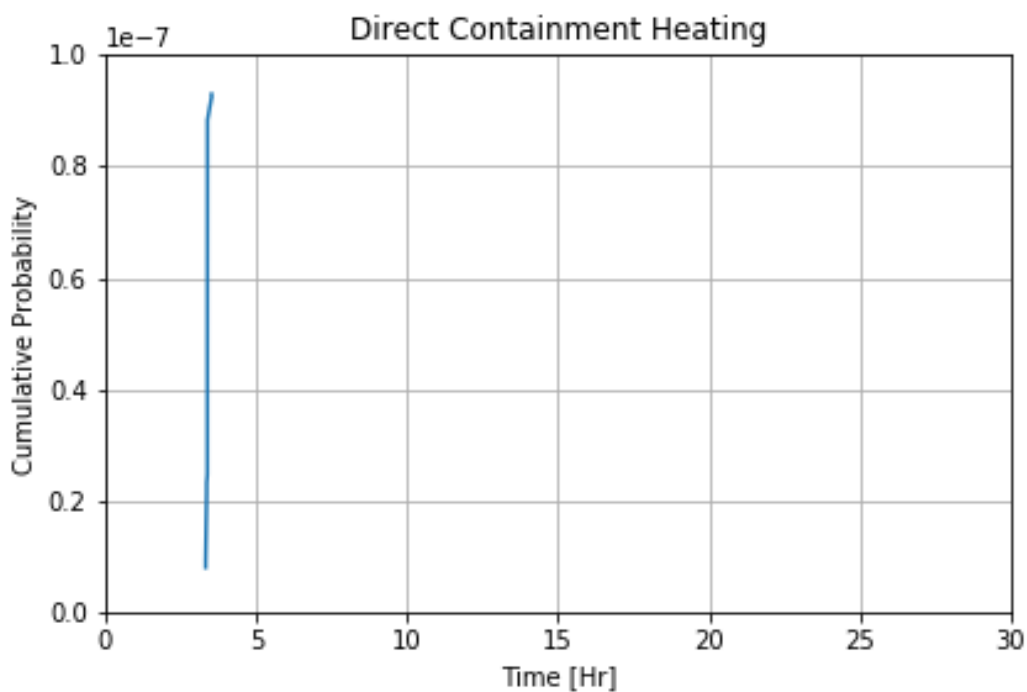


図 3.4-35 CV 過圧破損の条件付き発生確率（累積値）（メタモデル：レベル 2DPRA 解析結果、DCH）

3.5 ソースターム PRD の適用性評価

3.5.1 概要

3.3節及び3.4節で得られたMELCOR及びメタモデルにより得られた熱水力結果及びCV破損頻度をもとに、Csの環境への放出量とその発生頻度を評価した。以下の3ケースについて環境へのCs放出量に関する評価結果を比較した。

- ケース1：MELCOR熱水力ライブラリ+ソースタームPRD
- ケース2：メタモデル+ソースタームPRD
- ケース3：MELCOR

ケース1及び2では表 2.2-14に示す事故進展解析結果をソースタームPRDの入力条件として与え、それに基づき環境へのCs放出量を評価する。ケース3ではMELCORにより直接Csの環境への放出量を評価する。

3ケースについて解析結果の妥当性を比較する。ここではMELCORで実施したケース1を基準に、それに対するケース2及び3の結果の整合性を評価する。理由は、MELCORは、国内外で継続的なモデルの妥当性確認や検証が続けられているとともに、多くの解析事例が存在することから、現状のSA研究の最新知見が反映された手法と判断できることである。解析結果の差異がある場合は、その原因と解決方法（あるいは回避方法）も検討した。

レベル2DPRAへの適用性を評価するためには、解析における計算負荷の十分性の評価も必要である。本研究の解析ではDPRAの適用性確認を行うためにサンプルケースを用いたレベル2DPRA解析を実施している。しかし実際の原子力プラントを対象とした解析では莫大な解析数が必要となり、その実現性を確認する必要がある。

レベル2DPRAを実施する場合、その解析目的に応じて解析規模や必要なアウトプットは異なる。また費用対効果の観点から最適な方法を選択する必要がある。本研究で実施した3ケースの解析結果と計算負荷の比較から最適な適用方法を検討した。

3.5.2 レベル 2DPRA の解析結果の比較

3.5.2.1 MELCOR

MELCORによるレベル2DPRAの結果を図 3.5-1～図 3.5-6に示す。MELCORによるDPRAでは、3.3節と同様にMELCOR ver. 2.1を適用して、3.2.2節で設定したADAPTの解析条件の下レベル2DPRAを実施し、各解析ケースにおける環境へのCs放出量及び発生確率を評価した。解析時間は事故後7日間とした。解析シナリオ数は270ケースとなった。これはMELCORを適用したレベル2DPRA（3.3節）において、CV破損に至ったケース数に相当する。CV破損に至らなかったケースは含まれない。

図 3.5-1にCV破損時間に対するCsの環境放出割合の結果を示す。CV破損時間は24.4hrまでで分布している。Csの環境への放出割合は、 7.0×10^{-9} から0.13と広く分布

している。この分布は各ケースの事故シナリオの違いに起因する。大きなCsの環境放出を伴うケースが多く存在するのは、15hr以降のCV破損時間である。放出割合 1×10^{-5} を基準とすると、15hr以前では超過するのは66ケース、15hr以降では197ケースと約3倍程度大きい。一方、 1×10^{-5} を下回るのは15hr以前で7ケース、15hr以降では9ケースと同等であった。

図 3.5-2にCV破損時間15hr以前、15hr以降のCsの環境放出割合の分布を示す。中央値は15hr以前では 6.74×10^{-3} 、15hr以降は 6.21×10^{-3} と両者はほぼ同等である。一方で5%と95%の拡がりから、15hr以降の方が狭い範囲に分布していることが分かる。15hr以前でより幅広いCs放出割合の分布を示す理由は、主にCV破損原因の違いに起因する。15hr以降のCV破損原因の多くはCV過圧破損によるものである。一方15hr以前ではCV過圧破損に加えて、Ti-SGTRとDCHが発生する。Ti-SGTRが発生した場合は、CsはSG細管の破損口から二次系配管を通して環境へ放出される。特にRV破損前の一次系内圧はCVに比べて大幅に大きいため、これにより放出をさらに促進する。また、CV内の面積の大きな壁面にエアロゾルが接触せず、沈着除去効果が得られにくいため、それも環境への放出量を大きくする原因となる。DCHが発生した場合は、大きな圧力が瞬時にCV内に発生する。それによりCV破損に至り、内圧に応じCsは環境へ放出される。なおDCH発生後のCV圧力は不確実さを持つパラメータであり、ADAPTの設定においても0.4~1.3MPaの不確実さを考慮している（表 3.2-2参照）。これがCsの環境への放出割合に大きなばらつきを与える要因になっている。

図 3.5-3にCsの環境への放出量に対する発生確率を示す。CV破損時間の違い（15hrより以前か、以降か）を区別して示す。CV破損が15hr以前では、発生確率は 3.7×10^{-8} から 7.2×10^{-6} でばらついているのに対し、15hr以降では 5.8×10^{-8} から 5.8×10^{-7} とばらつきは小さい。15hr以前の発生確率の大きなばらつきはCV破損原因に起因する。発生確率が小さく放出量大きいものは、主にDCHやTi-SGTRによるものである。DCHは前述の通り発生した場合放出量が大きくなるが、主蒸気管クリープ破損及びTi-SGTRの回避、Ti-SGTRの失敗などの要因が重なって発生するため、発生確率が小さくなる（MELCORのDCH発生確率は図 3.3-40参照）。また、Ti-SGTRも同様の理由により発生確率が小さい。

図 3.5-4はCsの環境への放出割合の区間別のシナリオ発生頻度を表す。本結果より放出割合が 1×10^{-3} ~ 1×10^{-2} の区間において事故シナリオの発生数が最も多いことが分かる。また図 3.5-5はCsの環境への放出割合の区間別の発生確率の分布を示す。中央値では 1.0×10^{-1} から1.0の区間の発生確率が最も大きい。これは1ケースのみがその存在するためばらつきを含まないことが要因である。2番目に大きいのは 1×10^{-5} ~ 1×10^{-4} の区間である。

図 3.5-6にCsの環境への放出割合の相補累積分布関数(CCDF)を示す。本図における横軸はCsの環境への放出割合を表し、縦軸はその放出割合を超過する確率（超過確

率)を表す。中央値は及び95%値は、放出割合がそれぞれ 4.2×10^{-3} 及び 1.2×10^{-3} に対して、超過確率は 8.1×10^{-6} 及び 1.5×10^{-5} で得られた。なお5%値は超過確率の最小値を下回るため評価できない。本結果より、MELCORの放出割合の中央値 4.2×10^{-3} を超過する確率が 8.1×10^{-6} であることが得られた。

以上の結果よりMELCORは以下の特徴が得られた。

- ・ 早期CV破損（ここでは15hr以前）と後期CV破損（ここでは15hr以降）では、両者の放出量の中央値は同等であるが、ばらつきは早期の方が大きい。これは早期のCV破損原因にTi-SGTRやDCHが含まれており、圧力などのパラメータ変動によりもたらされた不確実さである。
- ・ 早期CV破損と後期CV破損では、前者のほうが発生確率にばらつきが大きい。これは早期にはCV過圧破損に加えて、Ti-SGTRやDCHが含まれていることにより、それぞれの発生頻度の違いによる。
- ・ Csの環境の放出量の中央値は 4.2×10^{-3} で、それを超過する確率は 8.1×10^{-6} である。

3.5.2.2 ソースターム PRD (MELCOR ライブラリ)

MELCORライブラリとソースタームPRDによるレベル2DPRAの結果を図 3.5-7～図 3.5-12に示す。MELCORライブラリとソースタームPRDによるDPRAでは、MELCORで得られたDPRA結果（3.3節参照）の下、表 2.2-13の結果をソースタームPRDの入力条件として与えることで、各解析ケースにおける環境へのCs放出量を評価しその発生確率を評価した。解析時間は事故後7日間とした。解析シナリオ数は270ケースとなった。これは3.3節で実施したMELCORによる解析の内、CV破損が発生したケース数に相当する。

図 3.5-7にCV破損時間に対するCsの環境放出割合の結果を示す。CV破損時間は24.4hrまでで分布している。Csの環境への放出割合は、 1.8×10^{-3} から 1.0×10^{-1} で分布している。CV破損時間が早期ほど放出割合は大きい。これはCV破損から事故収束までの時間が、CV破損が早期ほど長くなるためである。

図 3.5-8にCV破損時間15hr以前、15hr以降のCsの環境放出割合の分布を示す。MELCORの結果に比べて中央値の推移は近い一方で、Csの環境放出割合のばらつきは小さい。15hrより早期では5%から95%のばらつきは、 6.7×10^{-3} から 5.3×10^{-3} となり、MELCORのばらつきよりも小さい。ソースタームPRDでは、このばらつきは前述のCV破損時間の違いによる。一方、MELCORでは同じ要因に加えてCV破損原因も影響している。ソースタームPRDが15hr以前のばらつきが小さい原因として、DCH後の圧力の取り扱いとTi-SGTR時の放出パスの取り扱いの違いがMELCORと異なることが挙げられる。ソースタームPRDではDCHによるCV破損が発生した場合、CV破損時のCV圧力に加えて、デブリの分散状態に応じたその後のMCCI継続に伴う発生圧力を考慮し

て、Csの放出速度を評価する。MELCORでは同様の影響に加えて、デブリの分散状態に応じたCV内雰囲気加熱継続や、それに伴った壁面に沈着したCsの再蒸発挙動等が考慮されている。このような挙動の事故シナリオにおける違いにより、DCHによるCV破損の場合のCs放出割合のばらつきの違いが生じているものと考えられる。またTi-SGTRが発生した場合、ソースタームPRDでは一次系から環境への経路を形成し、そこからの放出量を評価する。MELCORも同様の放出経路を想定するが、より経路は詳細である。Csは炉心から一次系、SG細管、二次系配管を経て環境へ放出される。このような経路におけるCsの沈着除去量を評価する。このような沈着挙動は、熱水力挙動に影響を受けるため事故シナリオによるばらつきが生じる。2.2.3.1(4)に示した通り現状のソースタームPRDは事故後長期の粒径分布又は沈着挙動の定常状態を考慮して、CVを1ボリュームによるモデリングを行っている。そのためこのような早期の現象に伴うCV破損が発生した際のCsの環境放出量の精度が得られない結果となったと考えられる。CVのボリューム数を増やし、放出パスの条件をMELCORに近づけることでこの課題は解決可能である。しかし計算コストとの費用便益による設定が必要であり、本研究では1ボリュームによる解析で適用性の検討を行う。

15hr以降のばらつきは主にMCCIによる発生圧力の違いに起因する。MELCORではMCCIをデブリの拡がり、コンクリート浸食、化学反応、冷却挙動など詳細な評価を行う(2.2.4.3(2)(a)節)。デブリの落下挙動、デブリの構成物質、熱水力挙動などに影響を受けるため、事故シナリオにより異なり、発生圧力についてもばらつきを生じる要因となっている。一方、ソースタームPRDではCV破損時の状態からその後のMCCI挙動を評価し、その評価は単純化した扱いとなっている。これはMCCを扱うには厳密にはエネルギー・質量・運動量の保存が必要であり、また化学変化・多相流、多成分を伴う複雑現象であるため計算負荷が大きい。以上より現状のソースタームPRDは放出割合の中央値はMELCORと整合するが、事故シナリオに起因するばらつきが模擬できていないことが分かった。

図 3.5-9には環境へのCsの放出割合に対する発生確率を示す。CV破損が15hr以前と以降では発生確率は、15hr以前の方が大きくばらついている。また15hr以前の方が放出量は大きい。前述の通りMELCORの結果に比べて放出量のばらつきが小さいが、発生確率のばらつきはMELCORと同様である。図 3.5-10に示す通り $1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-2}$ の放出割合において事故シナリオ数が最も多い。そして図 3.5-11に示す通り約 1×10^{-2} の放出割合における発生確率が最も大きくばらつきも大きい。両図よりシナリオ数が多く、放出割合 1×10^{-2} 付近に事故シナリオは集中しており、発生確率が大きいことが分かる。

図 3.5-12にCsの環境への放出割合の相補累積分布関数(CCDF)を示す。本図における横軸はCsの環境への放出割合を表し、縦軸はその放出割合を超過する確率(超過確率)を表す。中央値は及び95%値は、放出割合がそれぞれ 6.4×10^{-3} 及び 2.7×10^{-3} に対

して、超過確率は 8.9×10^{-6} 及び 1.5×10^{-5} で得られた。本結果より、環境へのCs放出割合の中央値 6.4×10^{-3} を超過する確率が 8.9×10^{-6} であることが得られた。この結果はほぼMELCORで得られた結果に整合する。しかし前述の通り事故シナリオの違いによる放出割合のばらつきはMELCORの方が広く表現できており、CCDFの形状は両者で異なる。

以上よりソースタームPRD（MELCORライブラリ）の結果は、以下の特徴が得られた。

- ・ CV破損時間が早期ほど放出割合は大きい。これはCV破損から事故収束までの時間が、CV破損が早期ほど長くなるためである。この傾向はMELCORより顕著に確認できる。後述の通りこれはソースタームPRDの結果におけるばらつきが小さいことで、MELCORよりも傾向が顕在化したことによる。
- ・ 早期CV破損（ここでは15hr以前）と後期CV破損（ここでは15hr以降）の両方において放出割合のばらつきはMELCORよりも小さい。原因はソースタームPRDが単純化したモデルを採用していることによる。早期の原因は、DCH及びTi-SGTRにおける事故シナリオに起因する不確実さ要因を表現できていないことによる。後期の原因はCV破損後のMCCI時の事故シナリオごとの不確実さ要因（デブリ組成、化学反応等）を表現できていないことによる。
- ・ 放出割合のCCDFにおいて、放出割合の中央値、超過発生頻度はMELCORとほぼ同様である。このことからMELCORの結果と概ね近い放出割合の挙動であると言える。一方で、CCDFの形状は大きくMELCORとは異なることから、事故シナリオごとのばらつきを表現できていないことに起因する。

3.5.2.3 ソースターム PRD（メタモデル）

MELCORライブラリとメタモデルによるレベル2DPRAの結果を図 3.5-13～図 3.5-18に示す。MELCORライブラリとソースタームPRDによるDPRAでは、メタモデルで得られたDPRA結果（3.4節参照）の下、表 2.2-13の結果をソースタームPRDの入力条件として与えることで、各解析ケースにおける環境へのCs放出量を評価しその発生確率を評価した。解析時間は事故後7日間とした。

図 3.5-13にCV破損時間に対するCsの環境放出割合の結果を示す。CV破損時間は23.4hrまでで分布している。Csの環境への放出割合は、 6.4×10^{-4} から 2.7×10^{-2} で分布している。CV破損時間が早期ほど放出割合は大きい。これはCV破損から事故収束までの時間が、CV破損が早期ほど長くなるため放出継続時間が長くなるためである。これはケース2とほぼ同様の傾向である。

図 3.5-14にCV破損時間15hr以前、15hr以降のCsの環境放出割合の分布を示す。MELCORの結果に比べて中央値の推移は近い一方で、Csの環境放出割合のばらつきは小さい。15hr以前では5%から95%のばらつきは、 1.9×10^{-3} から 2.7×10^{-2} となり、

MELCORのばらつきよりも小さい。ソースタームPRDでは、このばらつきは前述のCV破損時間の違いによる。一方、MELCORでは同要因に加えてCV破損原因もばらつきに影響する。ソースタームPRDが15hr以前のばらつきが小さい原因として、ケース2と同様にDCH後の圧力の取り扱いとTi-SGTR時の放出パスの取り扱いの違いがMELCORと異なることが挙げられる（3.5.2.2節参照）。

また、15hr以前ではケース2と比べて放出割合は小さい傾向にある。これは、メタモデルではDCH及びTi-SGTR時の熱水力挙動がMELCORと異なることが原因として挙げられる。DCH発生時、RVからCVへデブリが分散放出される。その結果CV圧力は急激に上昇しCV破損に至る。このような急激な圧力上昇はADAPTの条件により与えている（表 3.2-2参照）。MELCORではこのような急速な圧力発生が生じた直後に、急速な構造物・液相等への伝熱による圧力変化、化学反応、デブリによる伝熱などが評価される。その結果大きな温度及び圧力が生じる。一方メタモデルは伝熱計算を単純化して扱うため、構造物などへの短時間の過渡的な伝熱を正しく扱えていない。そのため圧力・温度などの評価値がMELCORよりも低くなり、結果として放出割合の低下につながっている。Ti-SGTR発生時にはCsとともに多くの熱量がSGを介して環境へ放出される。蒸気質量の保存則を基本とするメタモデルでは、複数コンパートメントに及ぶ複雑な伝熱挙動を模擬することは難しく、このような差からTi-SGTR時の放出量の低下につながっている。もしメタモデルの評価モデルを改良する場合、このような急速な過渡現象を模擬する必要がある、以下の見直しが必要になると考える。

ボリューム、ジャンクションの設定詳細化（コンパートメントの複数化、各コンパートメントの形状・体積、コンパートメント間のジャンクション（ケーブルトレイ等））

- ・ 流体挙動のモデル詳細化（流体の運動量保存の考慮、自然対流モデル等）
- ・ 構造物（壁床面、内部構造物（ポンプ等））の伝熱特性のモデル詳細化
- ・ 構造物内の温度分布モデル、表面伝熱モデルの詳細化
- ・ 相変化のモデル詳細化（蒸気凝縮等）

上記のモデル変更は、MELCORのモデルに近づけること又はさらなるモデルの追加に該当する。このような変更を実施すると、計算コストは大幅に大きくなり、単純化した評価モデルの適用を特徴とするメタモデルとは異なる特性の一般的な伝熱解析コードと同等となる。

15hr以降のばらつきは主にMCCIによる発生圧力の違いに起因する。前述の通りMELCORではMCCIを詳細に評価することにより、事故シナリオごとの放出割合のばらつきを与えている。一方、ソースタームPRDではCV破損時の状態からその後のMCCI挙動を評価し、その評価は単純化した扱いとなっているため、このようなばらつきは表現できていない（3.5.2.2節参照）。一方で、ケース2とはほぼ同様の挙動で推移

していることから、MCCIによる放出割合の中央値はメタモデルを使った方法でもよく整合する。

図 3.5-15には環境へのCsの放出割合に対する発生確率を示す。前述の通り MELCORの結果に比べて放出量のばらつきが小さいが、発生確率のばらつきは MELCORとオーダーで同等である。図 3.5-16に示す通り $1 \times 10^{-4} \sim 1 \times 10^{-3}$ の放出割合において事故シナリオ数が最も多い。そして図 3.5-17に示す通り約 1×10^{-3} の放出割合における発生確率が最も大きくばらつきも大きい。

図 3.5-18にCsの環境への放出割合の相補累積分布関数(CCDF)を示す。本図における横軸はCsの環境への放出割合を表し、縦軸はその放出割合を超過する確率（超過確率）を表す。中央値は及び95%値は、放出割合がそれぞれ 1.3×10^{-3} 及び 7.2×10^{-3} に対して、超過確率は 6.0×10^{-6} 及び 1.8×10^{-5} で得られた。本結果より、環境へのCs放出割合の中央値 6.0×10^{-3} を超過する確率が 6.0×10^{-6} であることが得られた。この結果はほぼMELCORで得られた結果に整合する。しかし前述の通り事故シナリオの違いによる放出割合のばらつきはMELCORの方が広く表現できており、CCDFの形状は両者で異なる。

以上よりソースタームPRD（MELCORライブラリ）の結果は、以下の特徴が得られた。

- ・ CV破損時間は早期ほど放出割合が大きい。これはCV破損から事故収束までの時間は、CV破損が早期ほど放出継続時間は長くなるためである。この傾向はMELCORより顕著に確認できる。ソースタームPRDの結果におけるばらつきが小さいことで、MELCORよりも傾向が顕在化したことによる。これはケース2と整合する。
- ・ 早期CV破損（ここでは15hr以前）と後期CV破損（ここでは15hr以降）の両方において放出割合のばらつきはMELCORよりも小さい。原因はソースタームPRDが単純化したモデルを採用していることによる。具体的に早期の原因は、DCH及びTi-SGTRにおける事故シナリオに起因する不確実さ要因を表現できていないことによる。後期の原因はCV破損後のMCCI時の事故シナリオごとの不確実さ要因（デブリ組成、化学反応等）を表現できていないことによる。
- ・ 早期CV破損（15hr以前）では同じくソースタームPRDを適用したケース2と比べて放出割合は小さい傾向にある。これは、メタモデルではDCH及びTi-SGTR時の熱水力挙動がMELCORで得られたものと異なることが原因として挙げられる。メタモデルは伝熱計算を単純化して扱うため、DCH時の構造物などへの短時間の過渡的な伝熱を正しく扱えず、結果として放出割合の低下につながっている。また、メタモデルではTi-SGTR発生時の複数コンパートメントに及ぶ複雑な伝熱挙動を模擬することは困難であり、Ti-SGTR時の放出量の低下につながっている。

- ・ 放出割合のCCDFにおいて、放出割合の中央値、超過発生頻度はMELCORとほぼ同様である。このことからMELCORの結果と概ね近い放出割合の挙動であると言える。一方で、CCDFの形状は大きくMELCORとは異なることから、事故シナリオごとのばらつきを表現できていないことに起因する。

3.5.2.4 3 ケースの結果の比較

前節で得られた3ケースの結果の比較を行った。ケース1 (MELCOR) を基準に、以下の観点により比較を行った。

- ・ 解析シナリオ数 (事故シナリオ多様性)
- ・ Csの環境放出割合の中央値推移 (早期CV破損、後期CV破損)
- ・ Csの環境放出割合のばらつき (早期CV破損、後期CV破損)
- ・ Csの環境放出割合に対する発生確率 (中央値、ばらつき)

(1) 解析シナリオ数・発生確率 (事故シナリオ多様性)

図 3.5-19に各ケースの放出Cs割合に応じて区間分割した事故シナリオの解析回数の比較を示す。CV破損に至りCsの環境放出量を評価した合計解析数、ケース1～3でそれぞれ270、270、28回となった。事故シナリオの解析回数は表 3.2-2に示すADAPTの設定条件の離散化点(V1～V4)に到達し、CV破損にまで至ったケース数に該当する。言い換えると、状態遷移CP～FDと、MC法によるサンプリングを行ったM.C.の離散化数の積で得られる合計数15,000(=CP:5×SS:5×SP:5×HL/SG:5×FD:5×DCH後発生CV圧力:3×DCH発生一次系圧力:2)から、実際は発生しなかった事故シナリオのケース数を除いた数として得られる。実際に発生しなかった事故シナリオとは、事故進展上、発生しえない状態遷移の組み合わせを含むシナリオのことで、例えば以下のような事故シナリオが挙げられる。

- ・ DCH (またはTi-SGTR) が発生したCV破損に至り、その後CV圧力が上昇せずにCV過圧破損の条件 (CP) に到達しない。
- ・ 一次系強制減圧の条件 (FD) に到達する前にRV下部ヘッド破損に至る。
- ・ 一次系強制減圧の実施により主蒸気配管クリープの発生条件 (FD) やTi-SGTRの発生条件(SG)に到達しない
- ・ CV圧力の上昇が緩慢なためCV破損条件に到達しない。

MELCORにより得られたケース1を基準として考える。MELCORの熱水力結果を参照するケース2はケース1と同数が得られている。一方、ケース3はケース1よりも大幅に小さい。これはメタモデルではCV圧力の急激な変化を伴うCV破損ケース (DCH、Ti-SGTR、早期のCV過圧破損) で、十分にその挙動を模擬できず、CV破損数を過小に評価していることが主原因である。Csの放出割合の区間別でみると3ケースとも放

出割合 10^{-3} ~ 10^{-2} において最も事故シナリオ回数は多い。このことから最も事故シナリオ数が多い後期のCV過圧破損時のCsの環境放出割合は概ね整合することがわかる。一方でケース1では全体を見ると幅広い範囲の放出割合の事故シナリオが存在し、ケース2及びケース3ではそのようなばらつきは得られていない。このことからソースタームPRDでは放出割合のばらつきが大きい事故シナリオ（DCH、Ti-SGTR等）についてその挙動を十分模擬できていないことが分かる。この原因は前述の通り、ケース3で適用しているメタモデルでは、DCHのような急速な過渡変化時の伝熱挙動について伝熱計算を単純化して扱うため、構造物などへの短時間の過渡的な伝熱を正しく扱えていないこと、Ti-SGTRのような複雑な経路における過渡変化で、複数コンパートメントに及ぶ複雑な伝熱挙動を模擬できていないことが挙げられる。メタモデルの伝熱モデルを詳細化することでこれらの評価精度の向上を見込める可能性はあるが、計算コストは大幅に大きくなり、単純化した評価モデルの適用を特徴とするメタモデルとは異なる特性の一般的な伝熱解析コードとなる。このことから、このような差異はメタモデルの特性を判断できる。

図 3.5-24~図 3.5-27にそれぞれMELCOR（ケース1、2）又はメタモデル（ケース3）の事故後早期又は後期におけるCV破損要因の割合を示す。MELCORでは早期はTi-SGTRとDCHを合せて90%近くを占め、後期はCV過圧破損の上昇により44%まで低下する。また一方、メタモデルでは早期と後期とで共にCV過圧破損の割合が98%を示しており、Ti-SGTR又はDCHの発生確率を過小に評価していることがわかる。

(2) Csの環境放出割合の中央値推移（早期CV破損、後期CV破損）

図 3.5-20に3ケースにおけるCV破損時間に対するCsの環境放出割合の比較を示す。本図には全事故シナリオの解析値をプロットするとともに、線形近似も載せた。ケース1ではCV破損時間全般にわたって放出割合のばらつきが大きい一方で、線形近似では時間の経過とともに放出割合が減少していることが分かる。これはCV破損時間が早期の方がCs放出継続時間は長くなり、結果としてCsの環境放出量が大きくなることによるものである。この傾向はケース2及び3でも見られる。CV破損時間に対する放出割合の勾配は3ケースともほぼ同様であることから、放出継続時間に依存した放出割合の傾向は整合する。一方で、CV破損時間が早期における放出割合はケース1とケース2は整合するものの、ケース3は小さい（本図は対数軸であることに注意）。これは、ケース3ではメタモデルを採用しており、DCH及びTi-SGTR時の熱水力挙動がMELCORで得られたものと異なることが原因として挙げられる。DCH時の構造物などへの短時間の過渡的な伝熱を正しく扱えず、結果として放出割合の低下につながっている。また、Ti-SGTR発生時の複数コンパートメントに及ぶ複雑な伝熱挙動を模擬することは困難であり、Ti-SGTR時の放出量の低下につながっている。

(3) Cs の環境放出割合のばらつき（早期 CV 破損、後期 CV 破損）

図 3.5-21 及び図 3.5-22 に 3 ケースの環境への Cs 放出割合の分布を CV 破損時期別に示す。早期 CV 破損 (15hr より以前) では、ケース 1 は大きくばらついている。これは DCH や Ti-SGTR を伴う各事故シナリオにおいて熱水力挙動等の違いに起因する放出割合のばらつきである。ケース 2 は中央値についてはほぼケース 1 と同等であるが、ばらつきはケース 1 よりも小さい。これはソースターム PRD では DCH 及び Ti-SGTR における事故シナリオに起因する不確実さ要因を表現できていないことによる (3.5.2.2 節参照)。DCH のばらつきは、CV 破損後のデブリの分散状態に応じた CV 内雰囲気加熱継続や、それに応じた壁面に沈着した Cs の再蒸発挙動等をモデルに取り込むことで改善が見込める。ケース 3 は中央値についてはほぼケース 1 と同等であるが、ばらつきはケース 1 よりも小さい。これはケース 2 と同様にソースターム PRD の DCH 及び Ti-SGTR の評価モデルに起因する。また中央値と 95% 値がほぼ一緒であり、大きい放出割合の事故シナリオの割合が小さい。これはメタモデルの特性による事象である。メタモデルは伝熱計算を単純化して扱うため、DCH 時の構造物などへの短時間の過渡的な伝熱を正しく扱えず、結果として放出割合の低下につながっている。また、Ti-SGTR 発生時の複数コンパートメントに及ぶ複雑な伝熱挙動を模擬することは困難であり、Ti-SGTR 時の放出量の低下につながっている。このような早期事象においてメタモデルの適用は難しい。

早期 CV 破損 (15hr より以前) では、3 ケースとも放出割合の中央値はほぼ整合する。一方、ばらつきは MELCOR が最も大きい。これは MCC1 に起因する放出割合のばらつきをソースターム PRD で表現できていないことに起因する。具体的には、デブリの分散状態に応じた CV 内雰囲気加熱継続や、それに応じた壁面に沈着した Cs の再蒸発挙動等について、ソースターム PRD は現状単純化して扱っているため、事故シナリオごとの違いを十分に表現できていない。これらの影響を考慮したモデルを作成することで改善が見込まれる。

(4) Cs の環境放出割合に対する発生確率（中央値、ばらつき）

図 3.5-23 に 3 ケースの Cs の環境への放出割合の相補累積分布関数 (CCDF) を示す。本図における横軸は Cs の環境への放出割合を表し、縦軸はその放出割合を超過する確率 (超過確率) を表す。3 ケースにおける放出割合の中央値とその超過発生確率は、オーダーで一致する。このことから SBO で起因する炉心損傷事故シナリオのリスク評価値は 3 ケースで整合することを確認できた。一方で、中央値を超えるプロファイルは 3 ケースで形状が異なる。ケース 1 及びケース 2 では最大 10^{-1} オーダーの放出割合から超過発生頻度が開始しており、その後徐々に中央値に到達している。一方でケース 3 は 10^{-2} オーダーに最大放出割合をとり急激に中央値に向かっている。このことからケース 3 は放出割合が大きい事故シナリオについて事故シナリオの多様性が小さいことが分か

る。これは前述の通りDCHやTi-SGTRなどの確率は小さいものの、放出割合が大きい事故シナリオの多様性を表現できていないことが原因である。

(5) レベル 2DPRA 解析結果の比較のまとめ

以上、3ケースのレベル2DPRA解析結果の比較により以下のような特徴が得られた。

- ・ 3ケースの解析シナリオ数の比較では、MELCORの結果を適用したケース1及び2に対して、メタモデルの結果を適用したケース3の解析シナリオ数は大幅に小さい。その原因はDCHやTi-SGTRを伴う事故シナリオをメタモデルは十分に表現できていないことが原因である。熱水力挙動を単純化して扱うメタモデルでは、このような大きな過渡事象の評価において、広範なシナリオに対応した評価モデルとすることは難しく、メタモデルの特性による結果と言える。一方CV過圧破損等の比較的事象が緩慢なシナリオはMELCORとメタモデルで整合する結果が得られた。
- ・ Csの環境放出割合の中央値推移ではケース1及び2は概ね整合する結果が得られた。一方、メタモデルを採用したケース3ではやや放出割合を過小評価した。これは前述の過渡事象の模擬性に起因し、DCH時の構造物などへの短時間の過渡的な伝熱や、Ti-SGTR発生時の複数コンパートメントの伝熱挙動を正しく扱えないことの結果として得られたものである。
- ・ Csの環境放出割合のばらつきは、ケース1に対してケース2はばらつきが小さい。早期のばらつきの小ささの原因は、ソースタームPRDではDCH及びTi-SGTRにおける事故シナリオに起因する不確実さ要因を表現できていないことによる。1ボリュームを採用したソースタームPRDでは急激な過渡変化に伴うCsの環境放出量を十分に模擬できないため、ボリュームの改善により精度向上が見込める。また後期のばらつきの小ささはMCCIに起因する放出割合のばらつきをソースタームPRDで表現できていないことに起因する。デブリの分散状態に応じたCV内雰囲気加熱継続や、それに応じた壁面に沈着したCsの再蒸発挙動等のモデルを改善することが可能である。モデルの見直しで改善が見込めるものは、時間変化に伴う詳細な計算を要する物であるため、計算コストとのバランスにより最適な設定を決めることが妥当である。
- ・ 同じくケース3もケース1に対してCsの環境放出割合のばらつきは小さい。これは伝熱計算を単純化して扱うメタモデルの問題であり、DCHやTi-SGTRを伴う事故シナリオやMCCIを十分に表現できていないことが原因である。メタモデルの特性上の問題であるため、メタモデルをこのようなシナリオへ適用することを回避することが妥当と考えられる。

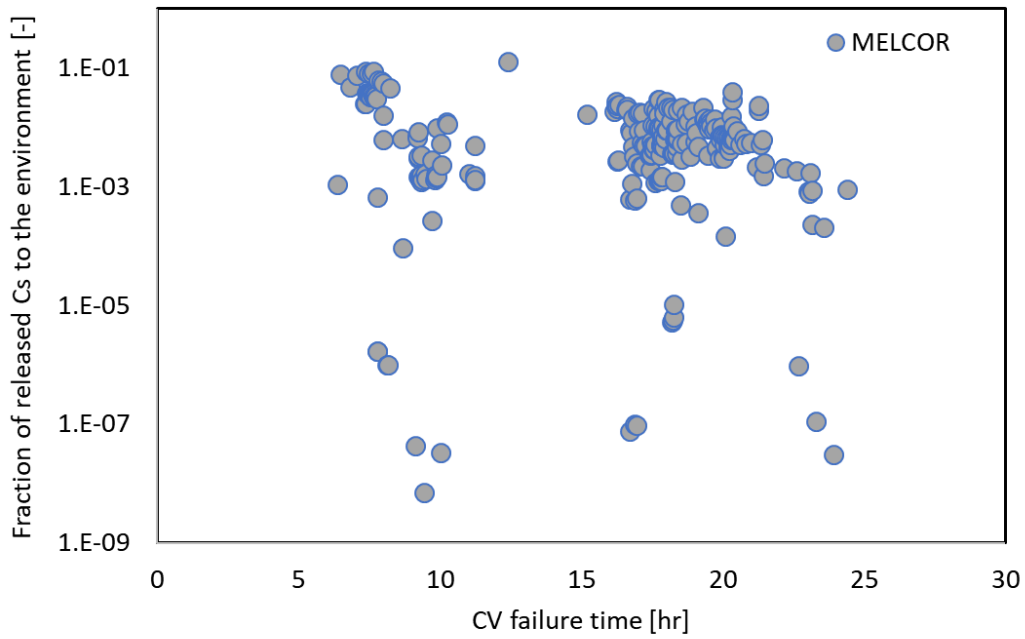


図 3.5-1 CV 破損時間に対する Cs の環境への放出割合 (MELCOR によるレベル 2DPRA 解析結果)

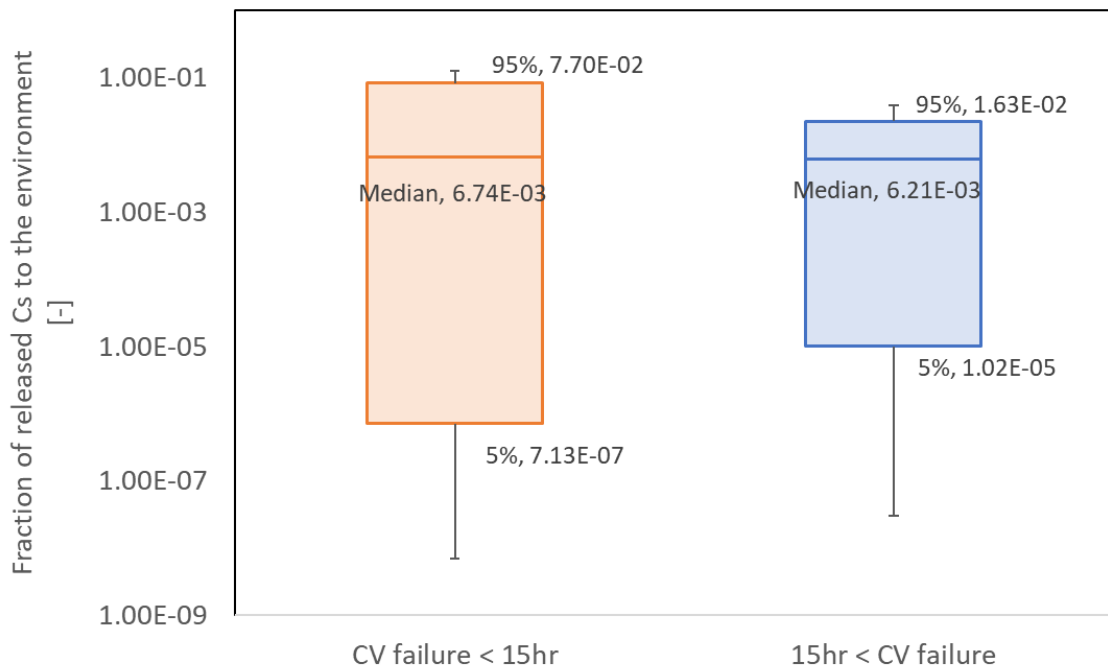


図 3.5-2 CV 破損時間に対する Cs の環境への放出割合の不確かさ分布 (MELCOR によるレベル 2DPRA 解析結果)

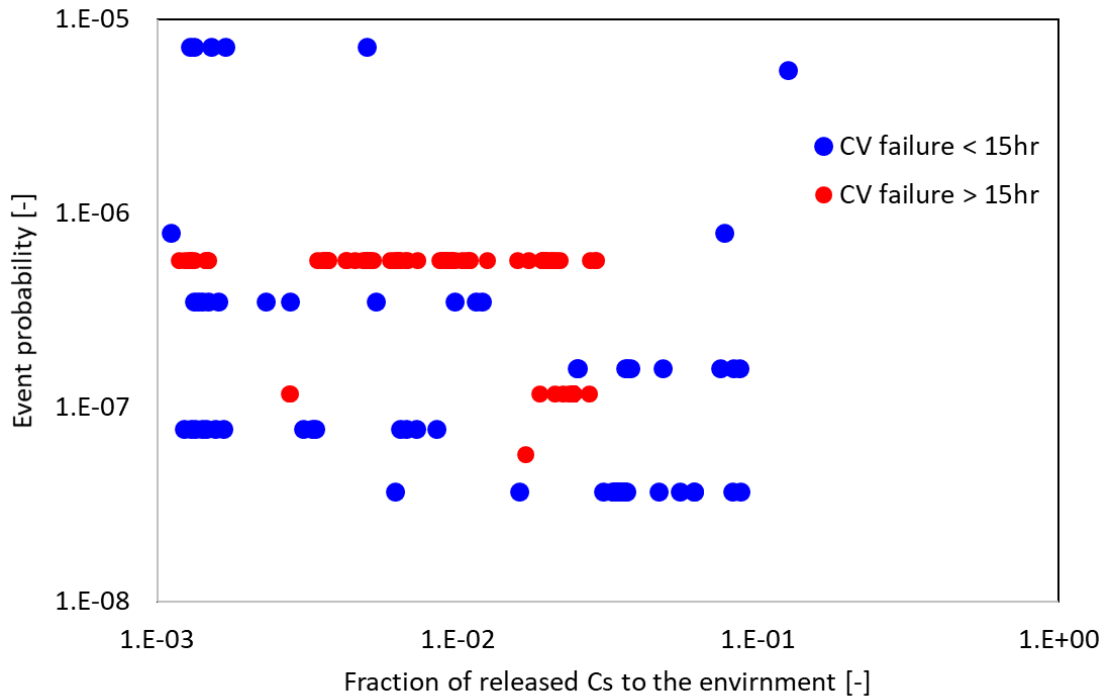


図 3.5-3 Cs の環境への放出割合の発生確率 (MELCOR によるレベル 2DPRA 解析結果)

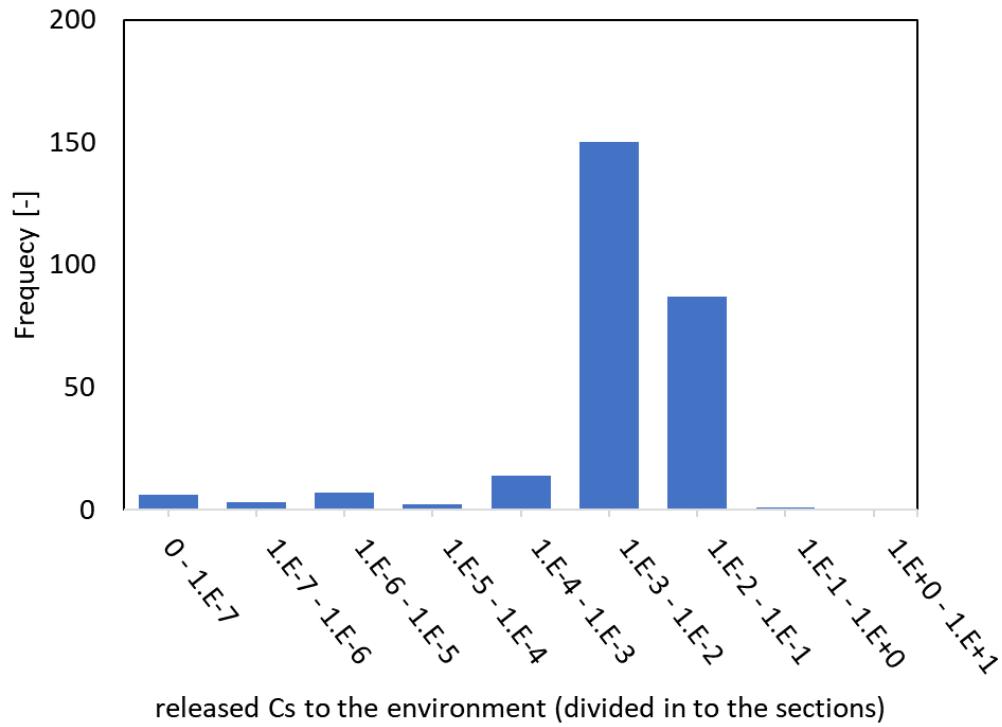


図 3.5-4 区間分割別の Cs の環境への放出割合の発生頻度 (MELCOR によるレベル 2DPRA 解析結果)

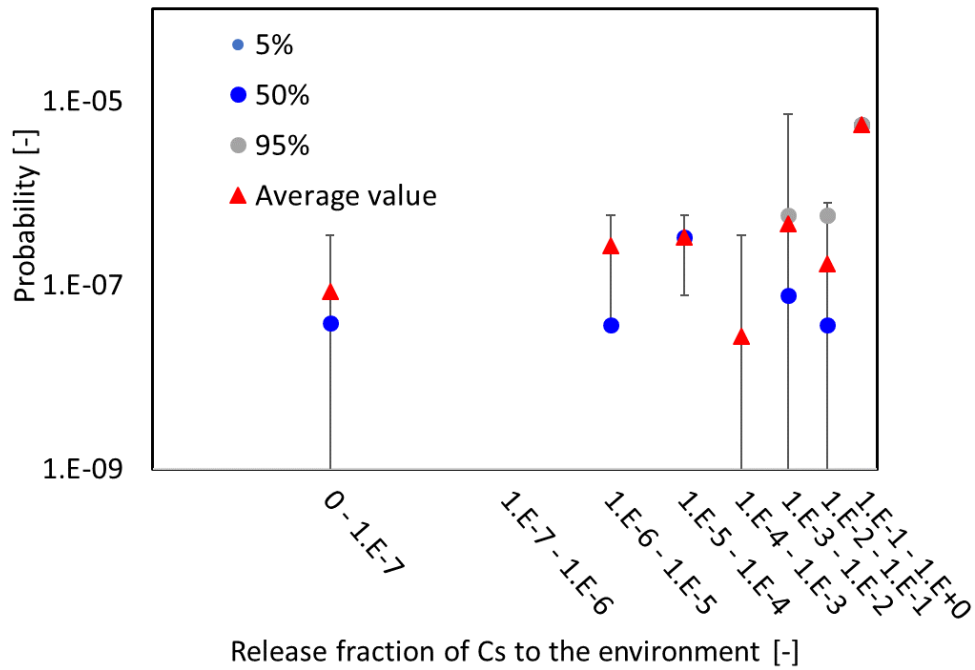


図 3.5-5 Cs の環境への放出割合別の発生頻度の不確かさ分布 (MELCOR によるレベル 2DPRA 解析結果)

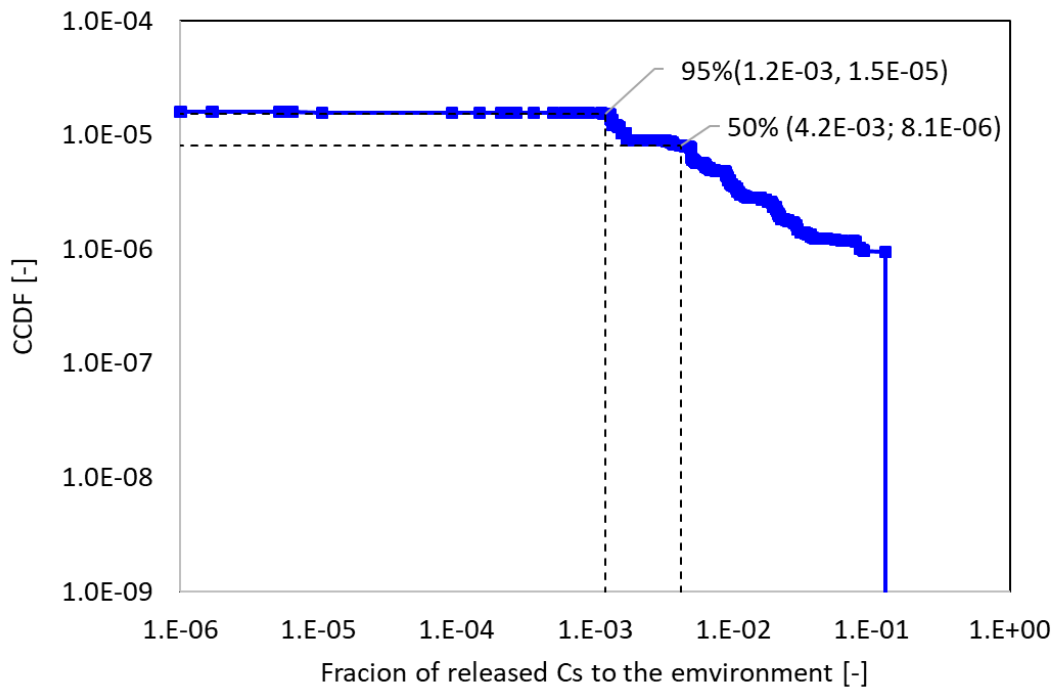


図 3.5-6 Cs の環境への放出割合の CCDF (MELCOR によるレベル 2DPRA 解析結果)

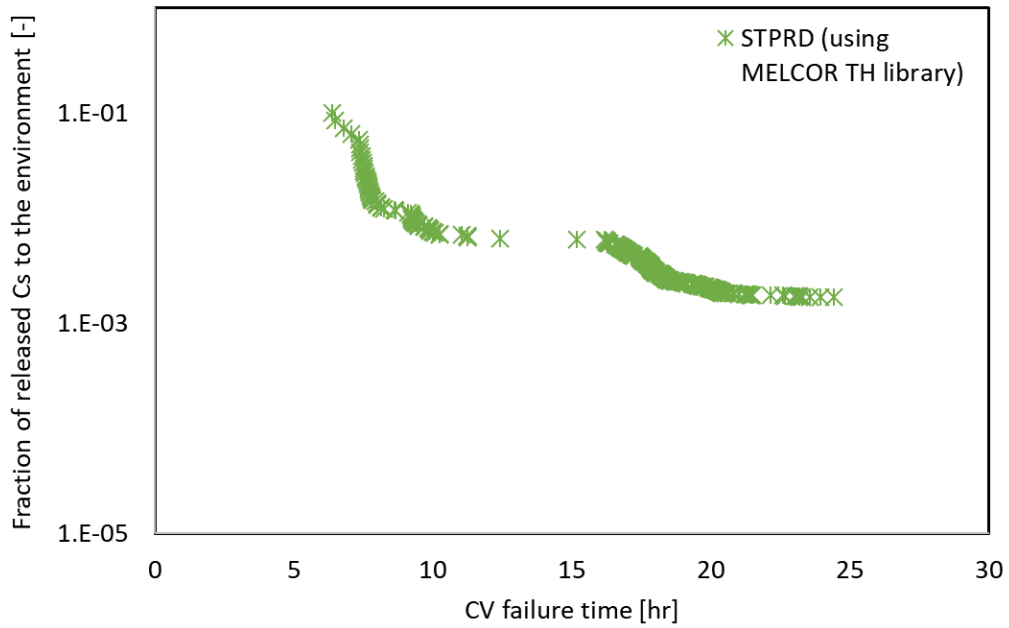


図 3.5-7 CV 破損時間に対する Cs の環境への放出割合 (MELCOR ライブラリを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)

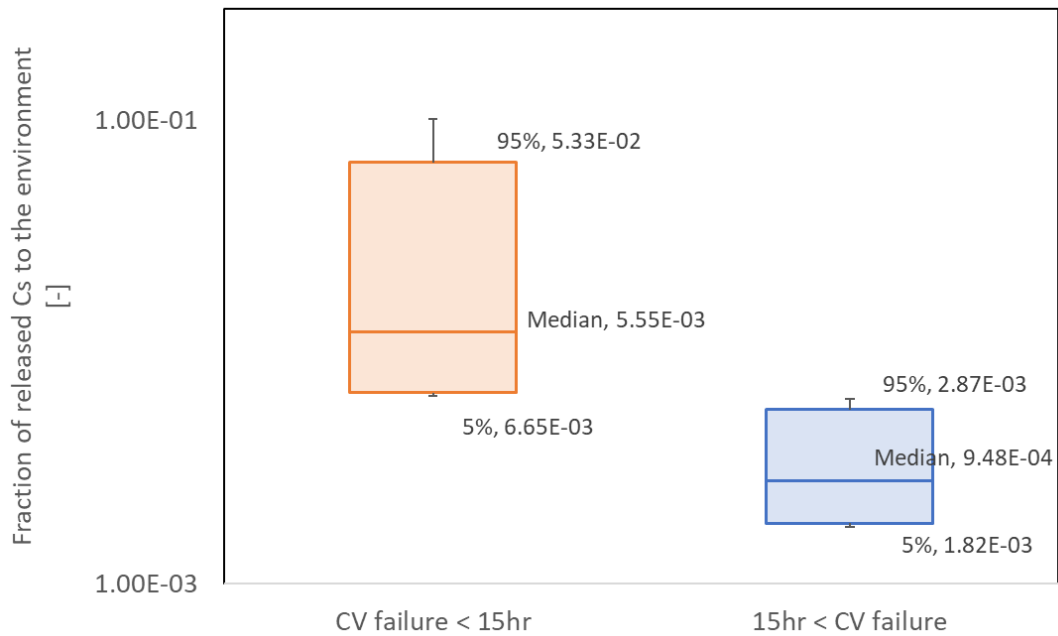


図 3.5-8 CV 破損時間に対する Cs の環境への放出割合の不確かさ分布 (MELCOR ライブラリを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)

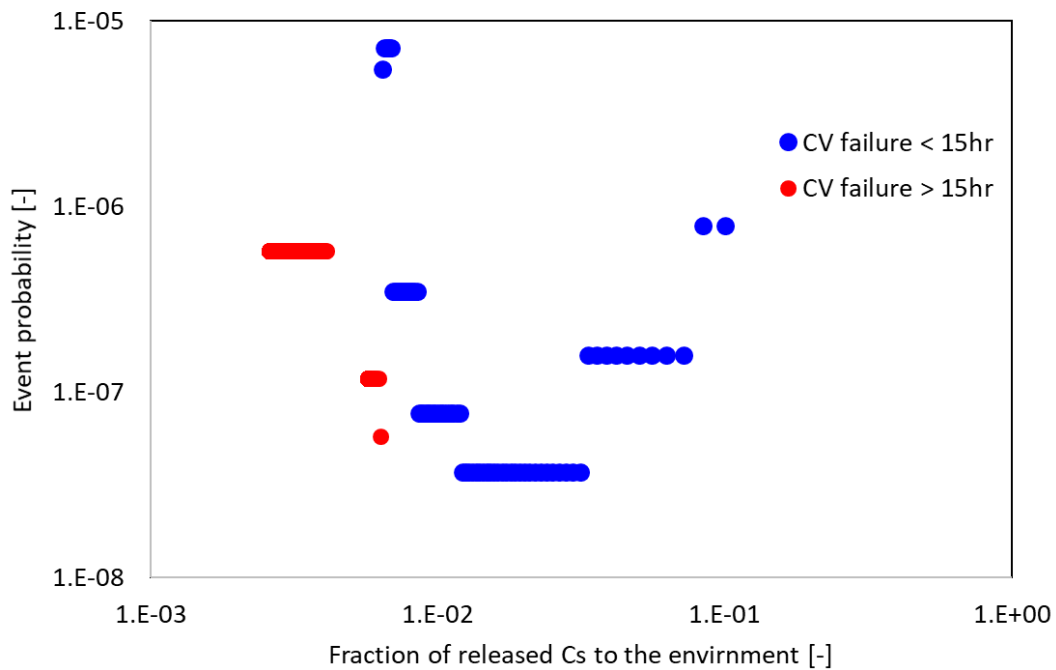


図 3.5-9 Cs の環境への放出割合の発生頻度 (MELCOR ライブラリを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)

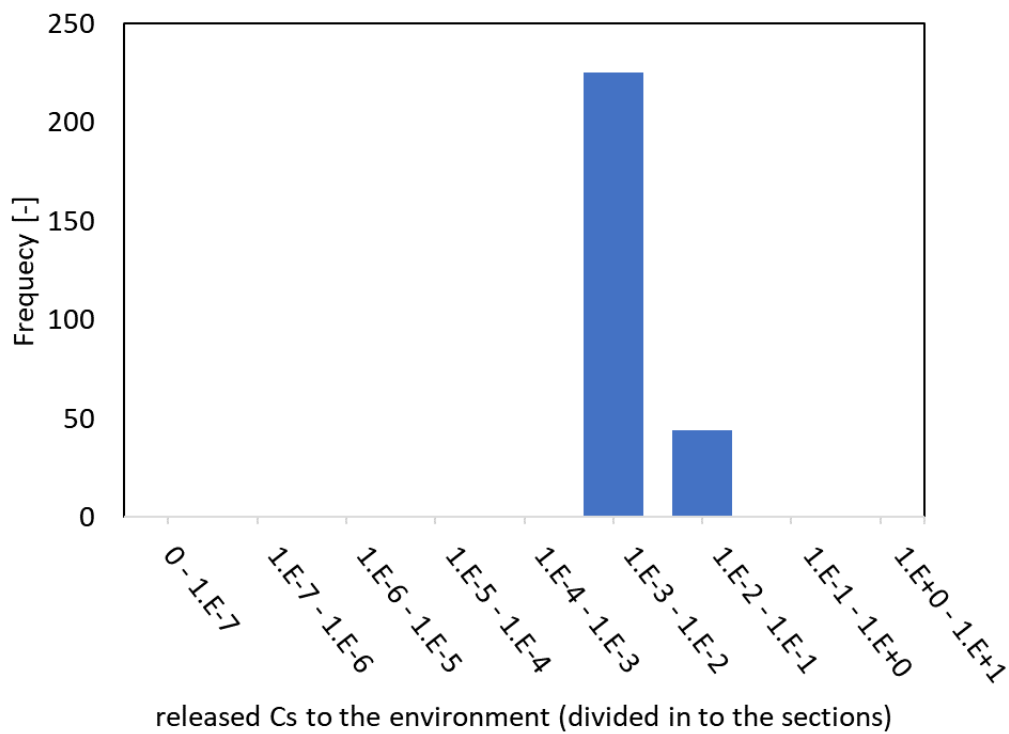


図 3.5-10 区間分割別の Cs の環境への放出割合の発生頻度 (MELCOR ライブラリを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)

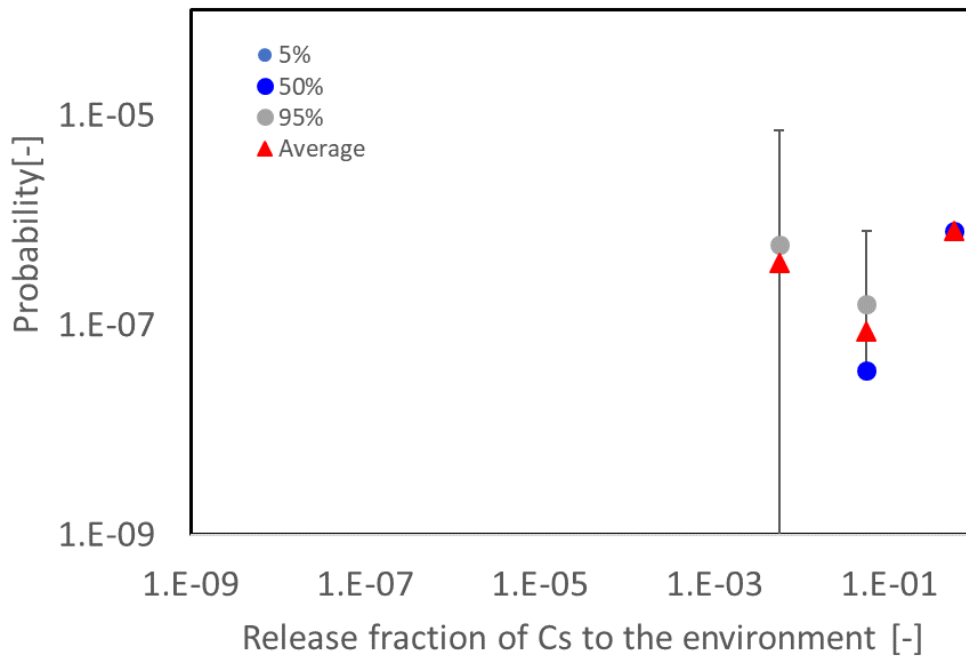


図 3.5-11 Cs の環境への放出割合別の発生頻度の不確かさ分布 (MELCOR ライブラリを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)

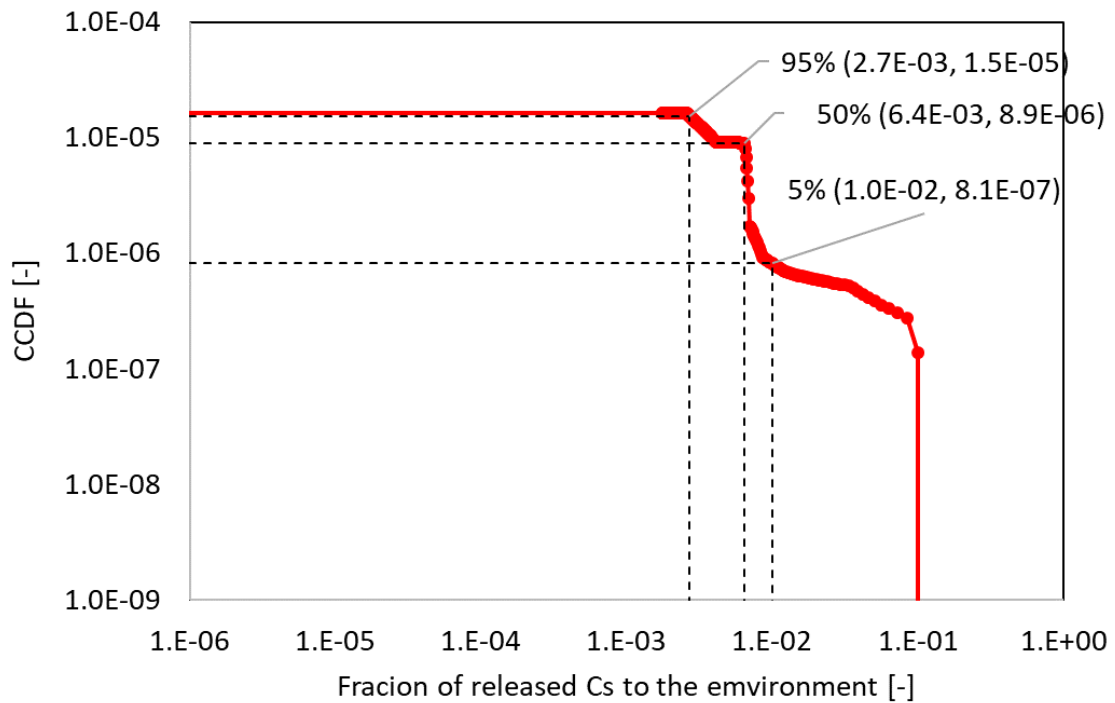


図 3.5-12 Cs の環境への放出割合の CCDF (MELCOR ライブラリを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)

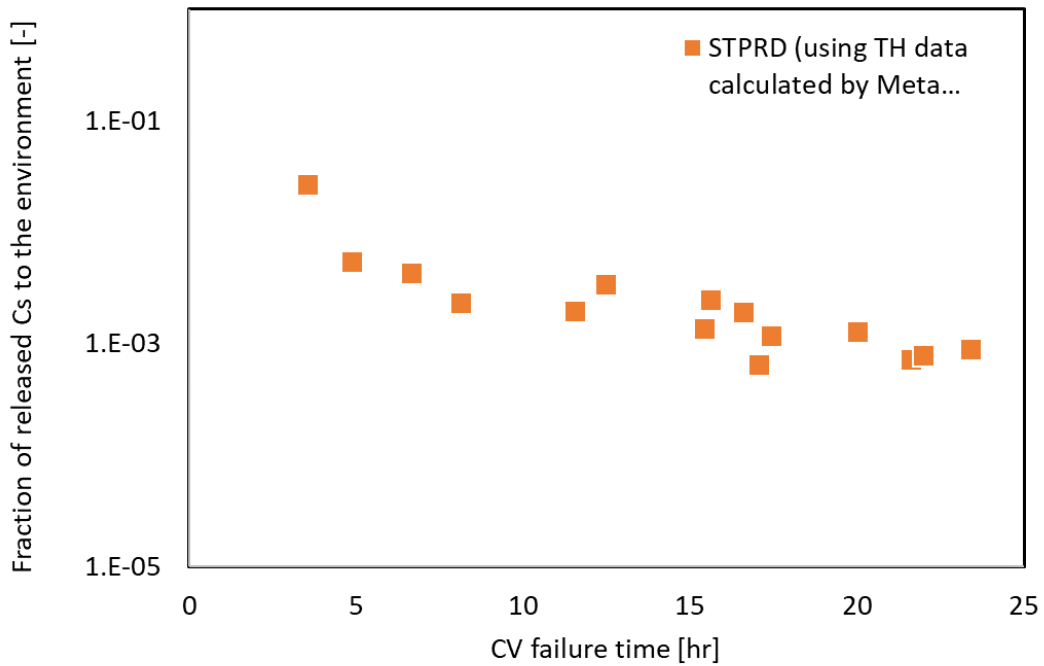


図 3.5-13 CV 破損時間に対する Cs の環境への放出割合 (メタモデルを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)

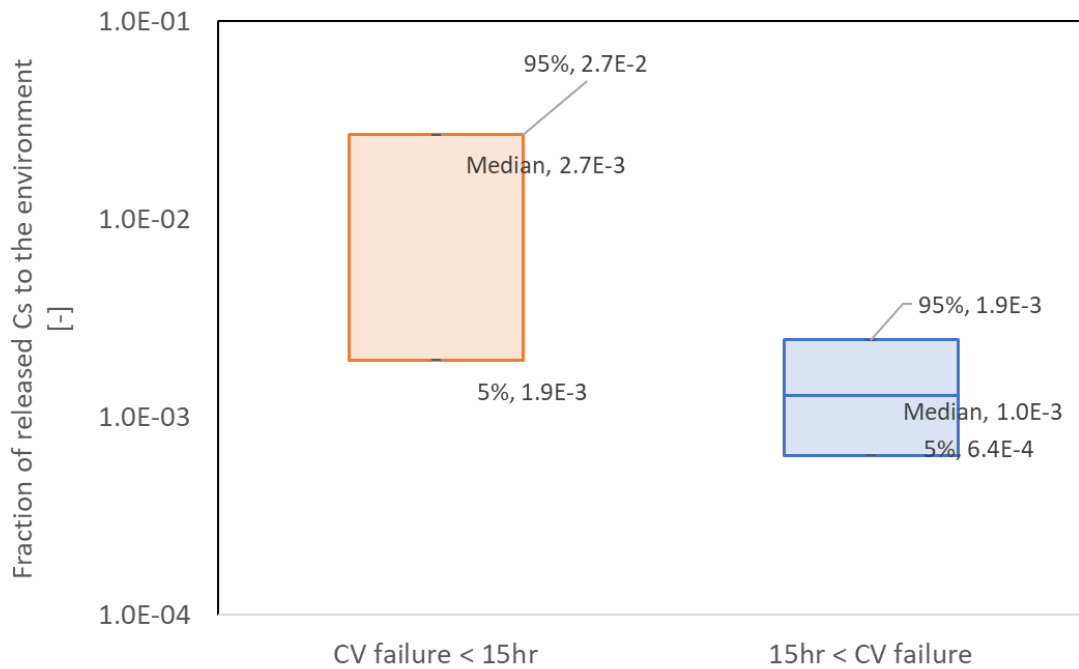


図 3.5-14 CV 破損時間に対する Cs の環境への放出割合の不確かさ分布 (メタモデルを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)

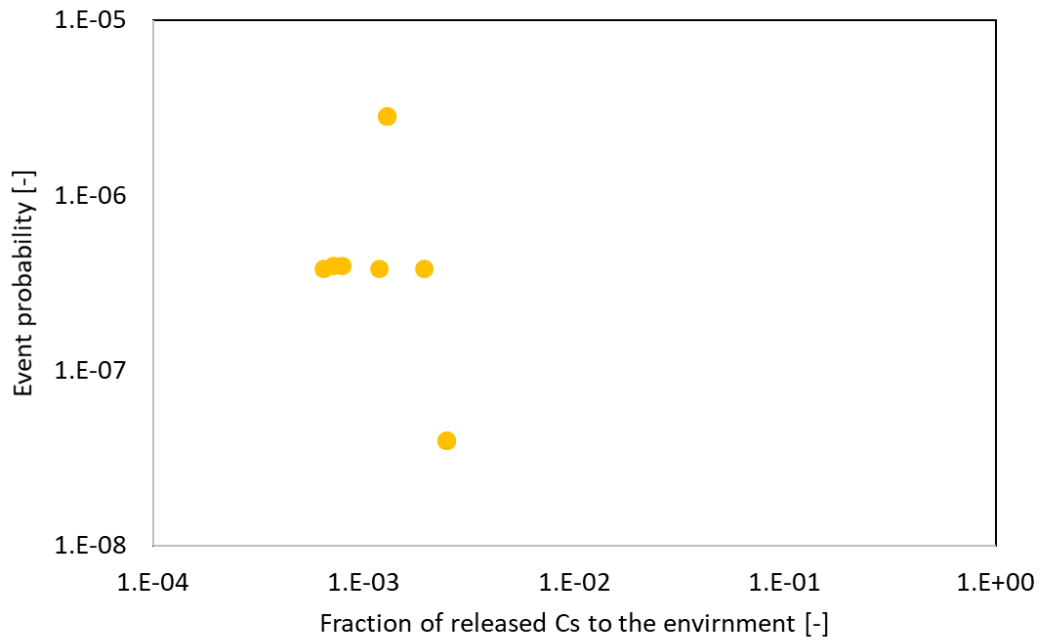


図 3.5-15 Cs の環境への放出割合の発生頻度 (メタモデルを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)

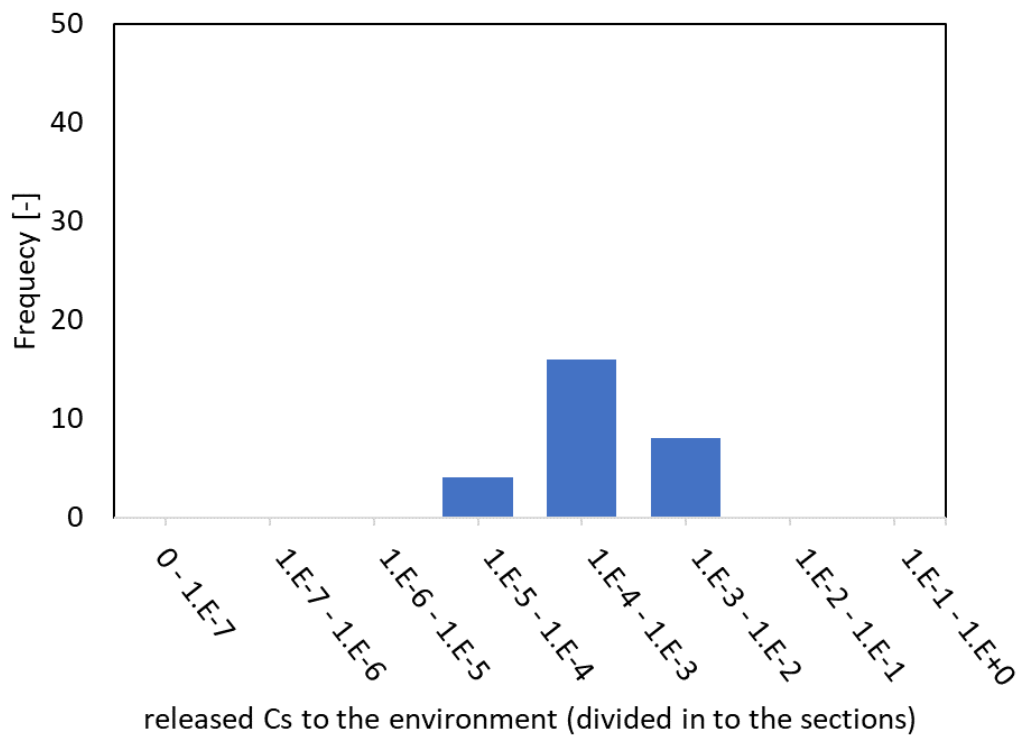


図 3.5-16 区間分割別の Cs の環境への放出割合の発生頻度 (メタモデルを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)

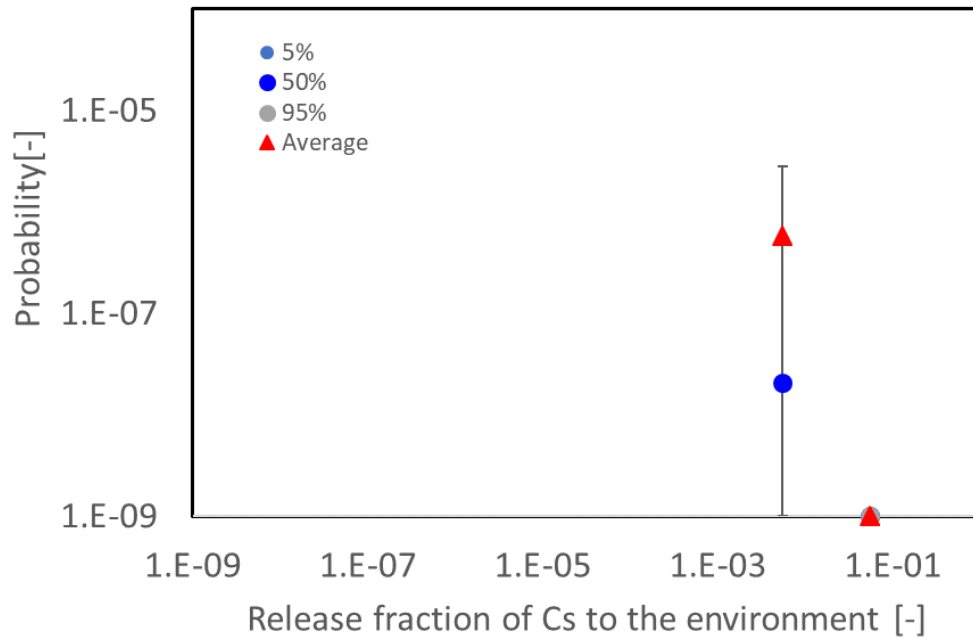


図 3.5-17 Cs の環境への放出割合別の発生頻度の不確かさ分布 (メタモデルを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)

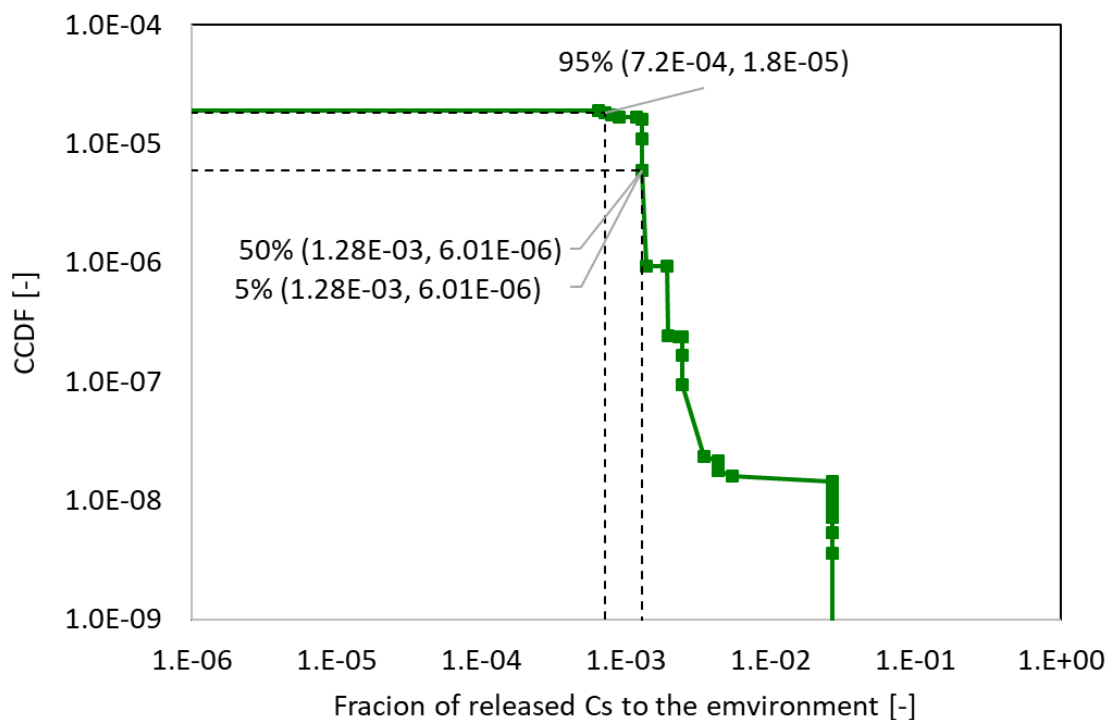


図 3.5-18 Cs の環境への放出割合の CCDF (メタモデルを適用したソースターム PRD の 2DPRA 解析結果)

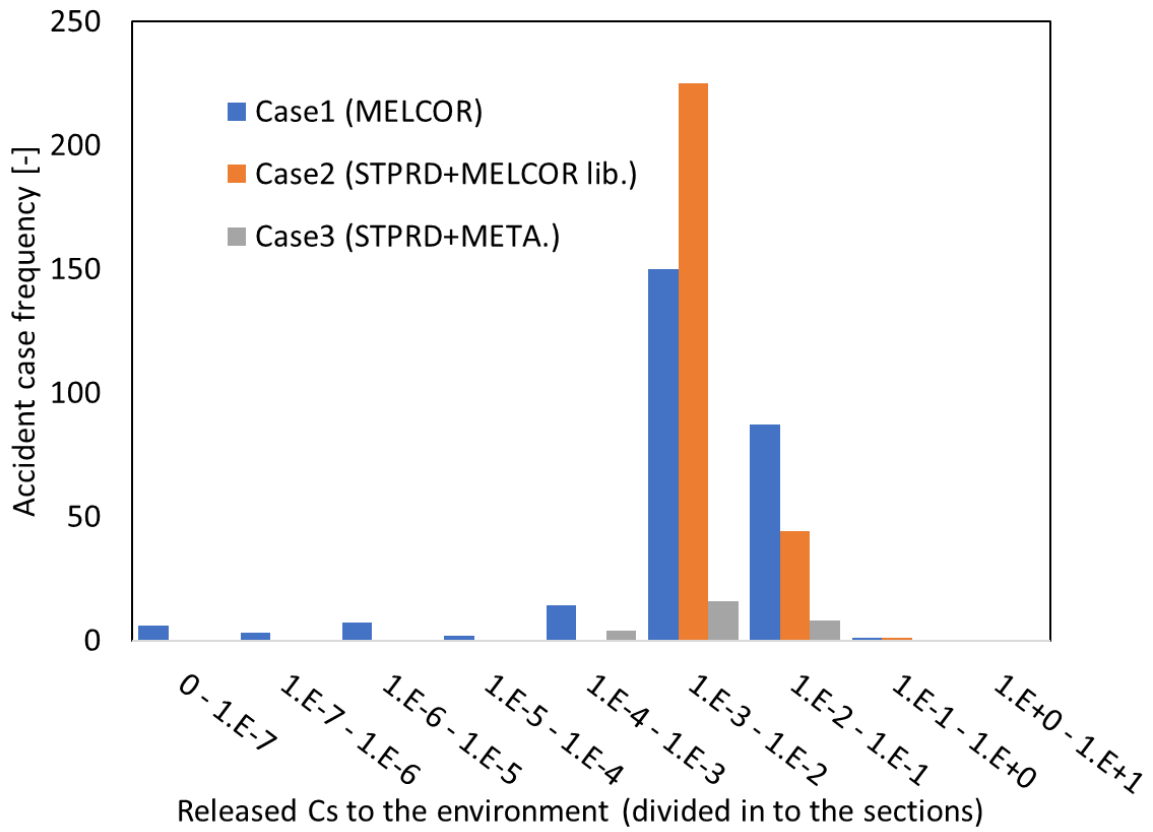


図 3.5-19 放出区間別の Cs の環境への放出割合の発生頻度 (3 ケースの比較)

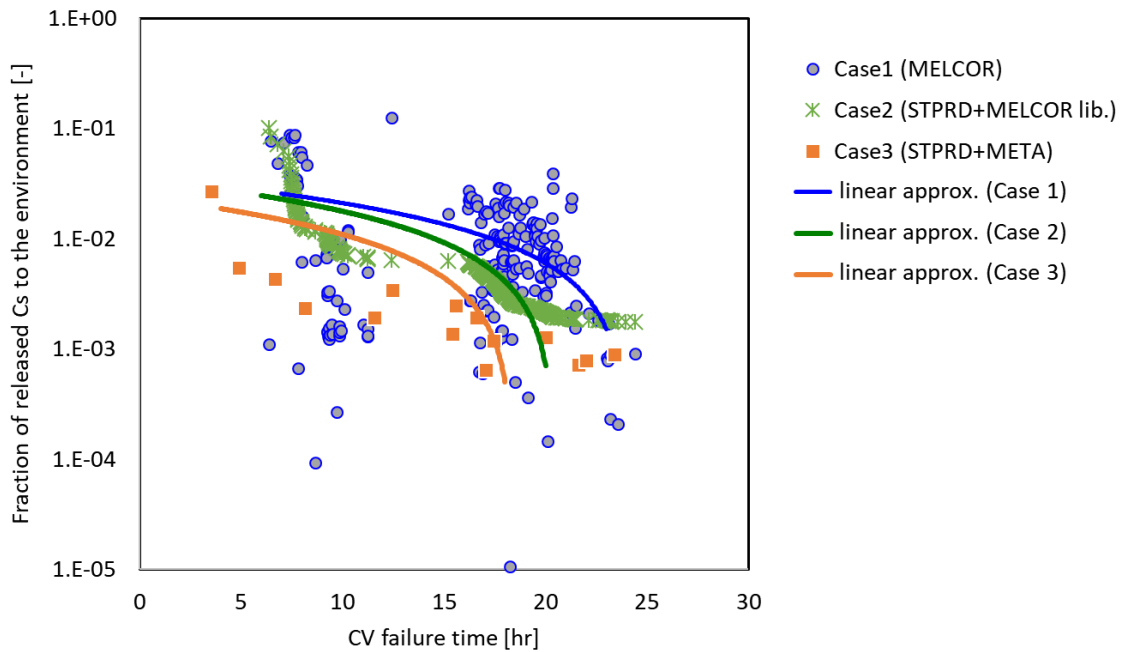


図 3.5-20 CV 破損時間に対する Cs の環境への放出割合 (3 ケースの比較)

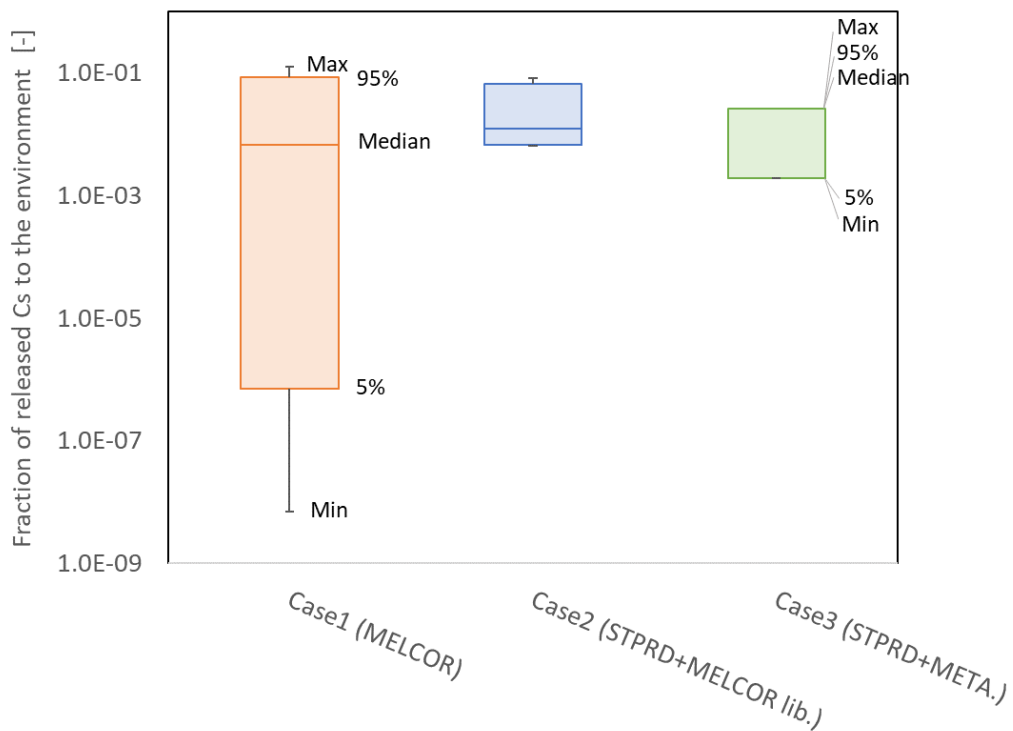


図 3.5-21 15hr 以前の CV 破損シナリオの Cs の環境への放出割合の不確実さ分布 (3 ケースの比較)

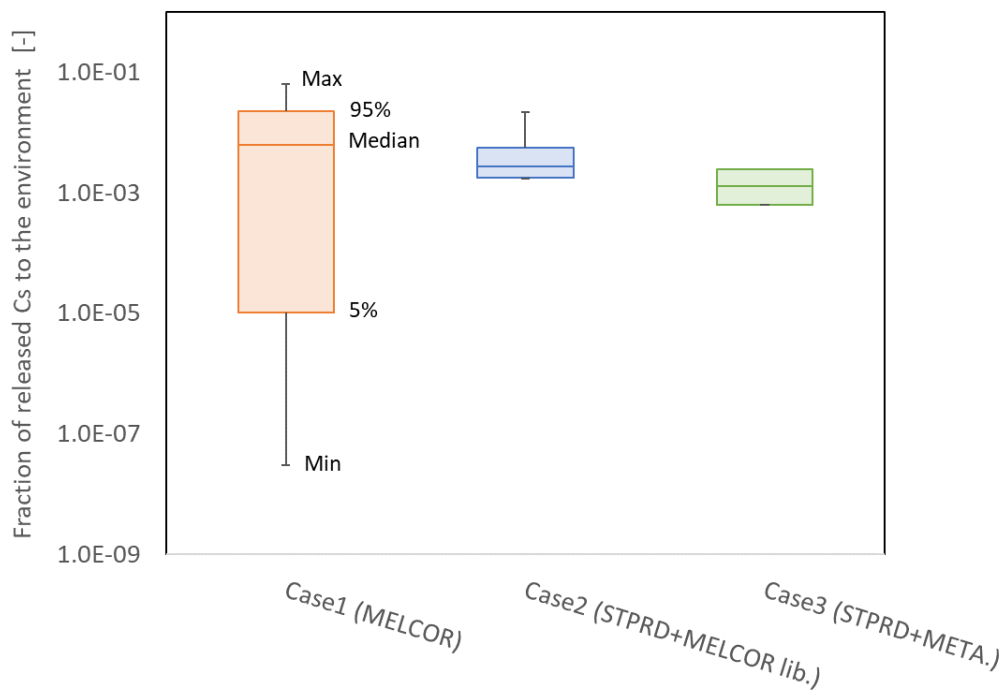


図 3.5-22 15hr 以降の CV 破損シナリオの Cs の環境への放出割合の不確実さ分布 (3 ケースの比較)

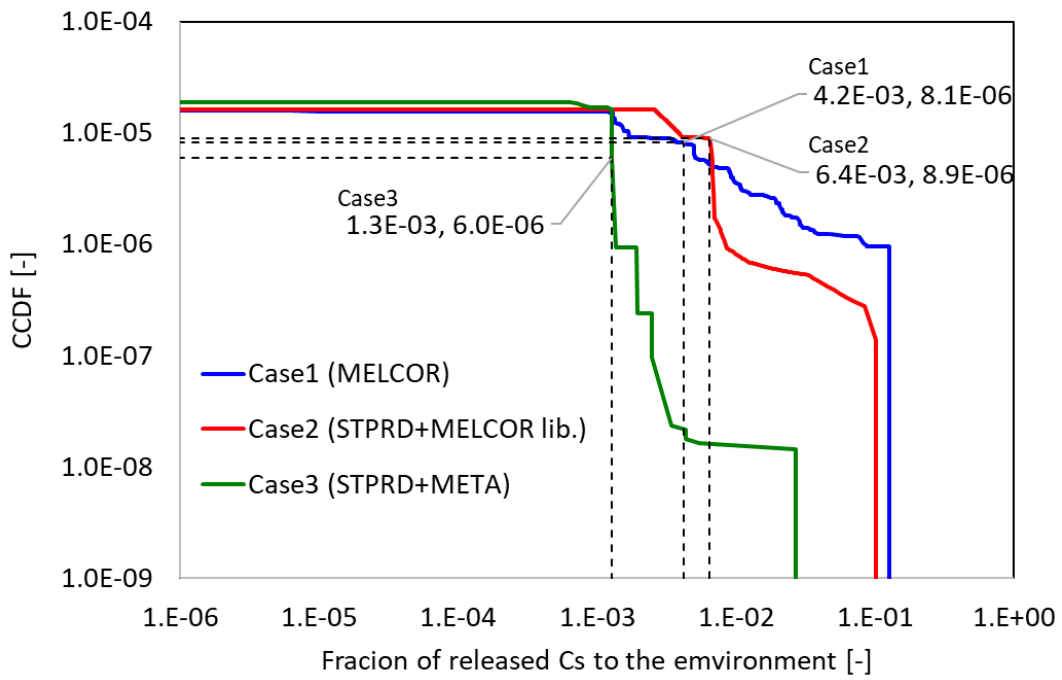


図 3.5-23 Cs の環境への放出割合の CCDF (3 ケースの比較)

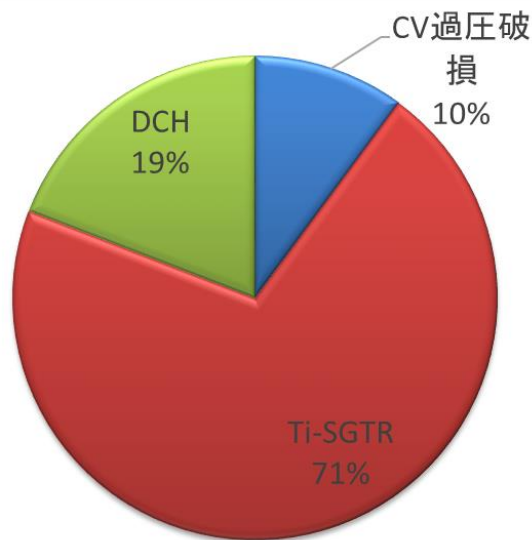


図 3.5-24 CV 破損要因割合 (事故後早期 (15 時間以内)、MELCOR)

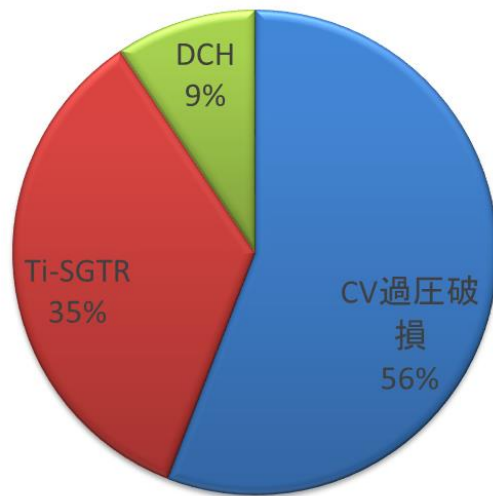


図 3.5-25 CV 破損要因割合 (事故後後期 (15 時間以降)、MELCOR)

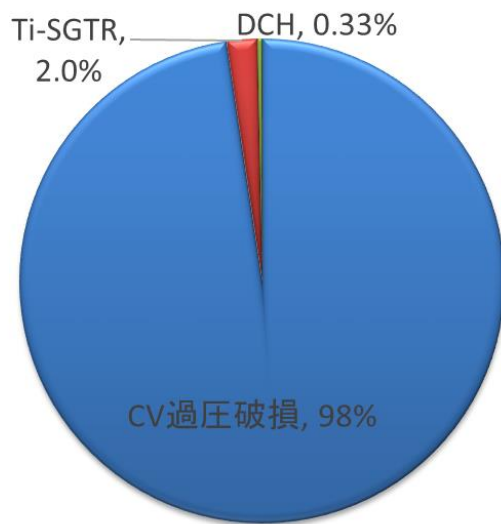


図 3.5-26 CV 破損要因割合 (事故後早期 (15 時間以内)、メタモデル)

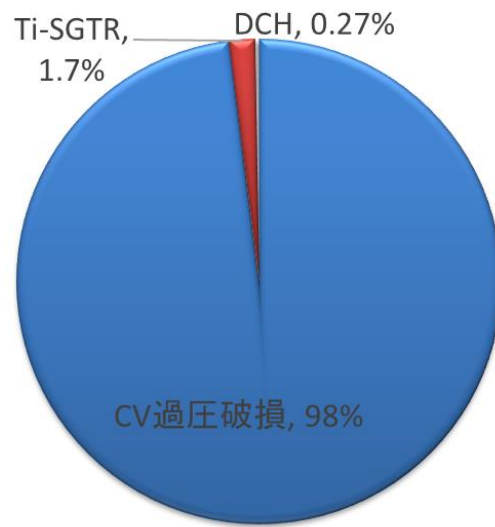


図 3.5-27 CV 破損要因割合 (事故後後期 (15 時間以降)、メタモデル)

3.5.3 レベル2DPRAにおける計算負荷の比較

3.5.3.1 概要

レベル2DPRAへの適用性を評価するためには、解析における計算負荷の十分性の評価が必要となる。本研究の解析ではDPRAの適用性確認を行うためにサンプルケースを適用したレベル2DPRA解析を実施した。実際の原子力プラントの事故を対象としたより多様な起因事象や状態遷移を考える必要がある。また近年はSA対策が複雑化されており、それらの影響も考慮する必要がある。その結果、解析では莫大な解析数が必要となると考えられる。ソースタームPRDをレベル2ダイナミックへ適用性を評価するために、実際の原子力プラントに対するレベル2DPRAの計算負荷を試算し、ソースタームPRDの適用性を評価した。

3.5.3.2 試算条件

対象とする原子力プラントは1基とし、内の事象に起因して発生する事故シナリオのリスク評価を考える。リスク評価結果の適用先に応じて要求される解析結果及びその品質が異なる。本試算では、対象の原子力プラントが有するリスク全体を把握するとともに、個別の事故シナリオのリスク評価することにより、プラント設計の見直し、プラント運用（検査、事故時手順書への反映）の適正化を実施することができるリスク評価を念頭に置く。このような目的ではレベル2DPRAでは以下の評価結果が必要となる。

○全体リスク評価値

安全目標等のリスク指標との比較に適用。プラントの運転状態の反映、不確実さを含む評価が必要となる。

例：CV破損頻度（/炉年）、急性被ばくの原因となる放射性物質（希ガス、ヨウ素等）の放出確率（Bq/炉年）、土地汚染の原因となる原因となる放射性物質（Cs、Sr等）（点推定、不確実さ）

○個別事故シナリオのリスク評価値

SA対策の最適化などのリスクマネジメント、事故時手順書の最適化に適用。プラントの運転状態の反映、不確実さの考慮、事故時の時間経過に伴うリスク変化に関する情報が必要

例：個別起因事象（LOCA、SGTR等）、影響緩和策の成功/失敗等を含む事故シナリオのリスク評価値（点推定、不確実さ、リスク値の時間変化）

上記の目的に応じたレベル2DPRAを実施する場合を想定し、本研究で実施した解析をもとに、拡張する場合の解析時間を試算する。次式により試算する。

$$t_R = F_i \cdot F_c \cdot F_d \cdot F_m \cdot t_p / N_{CPU} \quad (55)$$

ここで

- t_R : 実機事故条件における解析時間 [hr] (1CPUによる解析を想定)
- F_i : プラント損傷状態比 [-]
- F_c : 状態遷移現象数比 [-]
- F_d : ADAPT離散化数比 [-]
- F_m : MCサンプリング数比 [-]
- N_{CPU} : 実機解析で使用するCPU数 [-]
- t_p : 本研究の解析で要した時間 [hr] (1CPUにより実施した場合)

各係数は本研究の解析と実際の原子力プラントに対するレベル2DPRAの条件の比較から設定する必要がある。試算における係数の設定結果を表 3.5-1に示す。以下にそれぞれの係数及び解析時間 t_p の設定方法を示す。

(1) プラント損傷状態

プラント損傷状態比 F_i について考える。本研究の解析ではSBOを起因とする炉心損傷事故を対象としたが実際は多岐に炉心損傷事故シナリオが存在する。炉心損傷に至る事故シナリオはプラント損傷状態 (PDS) によりグループ化される。PDSは、炉心損傷に至るすべての事故シナリオ (レベル1PRAの評価結果) を炉心損傷後の事象の特徴に応じてグループ化する手法であり、事故進展と緩和操作の類似性に応じて行われる^[10]。本研究の解析ではSBOを起因としてすべての炉心冷却手段を失い、かつCVへの注水が行われない事故シナリオを想定した。このようなPDSはPWRの場合TEDと分類される。PWRの場合PDSは合計22種程度である^[10]。以上より試算では $F_i = 20$ として考える。

(2) 状態遷移

状態遷移現象数比 F_c について考える。本研究の解析では状態遷移は6種類を考えている (表 3.2-2、記号: CP~FD)。実際はこれ以外の様々な現象における状態遷移を扱う必要がある。状態遷移は、対象現象における熱水力挙動等との因果関係を明らかにして初めて定量化が可能である。現状のSA研究では必ずしもこのような因果関係が全て明らかになっておらず、評価すべき状態遷移数の同定は難しい。ここでは内的事象レベル2PRAのETの現象ヘディング (水素燃焼、MCCI等) の数 (約25ヘディング) を状態遷移数として考えることとした。本研究解析は状態遷移数5としたため、 $F_c = 5$ を想定した。

(3) ADAPT 離散化数

ADAPTの離散化数比 F_D について考える。状態遷移パラメータの状態量から、DETの分岐を生じるポイントを選定する。離散化数はできるだけ多い方が、発生しうる事故シナリオの変化を追従できるため解析精度の向上につながる。しかし多すぎると離散化により解析ケース数を低減することができるADAPTのメリットが失われるため、適切な数を設定する必要がある。本研究ではサンプル解析としてV1～V4を設定した（表3.2-2）。ADAPTの各種実施事例を見ると概ね離散化数は10以下で設定している^{[1][23][24][25][26]}。本研究の解析では5を採用しているため、試算では $F_D = 2$ とする。

(4) MC サンプル数

MCサンプル数比 F_m について考える。SA時には状態遷移を伴わない不確実さパラメータについては、MC法によりパラメータの不確実さ分布からランダムサンプリングを実施して繰り返し解析を実施することで解析結果への不確実さ伝搬を評価する。このような解析をSOARCAプロジェクトで実施されている。SOARCAのSurryプラントを対象とした解析では、以下のようなパラメータについてMCサンプリングによる不確実さ解析が実施された。

- ・ バッテリー持続時間
- ・ ジルカロイ熔融発生温度
- ・ 原子炉キャビティ上でのデブリ拡がり速度時定数
- ・ 水素燃焼発生基準
- ・ エアロゾル粒子密度

SOARCAではMCサンプリングを約1000回実施している。これを参考に、本研究の解析ではMCサンプリングを8回としたため、 $F_m = 125$ を想定する。

(5) その他の条件

本研究の解析で要した時間 t_p は実際に解析要した時間から、1CPU当たりの時間で算出する。本研究におけるレベル2DPRA（ケース1～3）の計算時間の比較を表3.5-2に示す。ケース3が最も1ケースあたりの解析時間が小さく、ケース2、3がそれに続く。なおケース2では、MELCORライブラリの作成にかかる時間（MELCORによりCV破損委至るまで熱水力挙動解析を実施）を見込んでいる。

ケース3は最も解析時間が最も小さい一方で、解析ケース数が小さい。これはメタモデルがDCHやTi-SGTRなどに複雑な熱水力挙動を取る事故シナリオについてMELCORとは異なる挙動を示し、結果としてADAPTの設定条件に到達せず解析ケース数の縮小に至ったことによる。

ケース2は、ソースタームPRD自体の解析時間は非常に短いものの、MELCORライブラリの作成のために、ADAPTを適用したMELCORによるレベル2ダイナミックPRAをCV破損まで実施する必要がある。それによる解析時間の長さにより、ケース1のソースターム解析時間に対しては7割程度の時間短縮となっている。

ケース1はMELCORによりソースターム解析を実施する必要があるため、CV破損に至るまでの時間に加えて事故収束（事故後7日）の解析が必要となり、解析時間は長くなっている。

3.5.3.3 試算結果

(55)式から、本研究の各解析ケースの解析時間を試算した。試算結果を表に示す。解析時間 t_R を評価した結果を表 3.5-3に示す。ケース3が最も解析時間が小さく、続いてケース2,1と続く。本試算の考察を以下に示す。

- ・ ケース3が最も時間が小さく実践的な範囲である。一方、ケース3は前述の通り、大規模な過渡的な熱水力挙動を伴う事故シナリオ（SBOシナリオではDCHやTi-SGTRなど）に適用できない問題点がある。したがって比較的緩慢なCV内の熱水力の過渡変化を伴うシナリオ（SBOシナリオでは、CVの過圧による後期CV破損）に部分的に適用することが適切である。
- ・ 次にケース2が計算時間は小さい。ケース2はMELCORライブラリを入力データとするため、MELCORと同数の解析ケース数が得られる（表 3.5-2参照）。ケース3のような解析ケースの欠損がなく、網羅的な解析が可能である。一方、ソースタームPRDの単純化したモデルに起因して、特定の現象（SBO事故シナリオではDCH、Ti-SGTR及びMCCI）により生じるCsの環境放出割合のばらつきを十分に模擬できない問題点がある。ケース1と組み合わせてこのようなケースを回避するか、または原因となっている単純化したモデルの見直しを行うこと等で対処できる。ただし後者は解析時間の増大につながるため、レベル2DPRAの目的に応じて選択をするのが妥当である。またケース2及び3は熱水力解析結果をソースタームPRDの入力条件とするため、MELCOR（またはメタモデル）とソースタームPRDの解析を同時に実施する必要はなく、解析リソースの位置的、時間的分散が可能であることも大きな長所として挙げられる。
- ・ ケース1は最も計算時間が大きく、この方法のみで実施することはほぼ現実的ではない。またケース2,3のように解析リソースの位置的、時間的分散も難しい。一方、全てのソースターム評価結果をMELCORコードにより直接評価できるため、解析結果の信頼性が最も高い。

表 3.5-1 実機事故条件の解析時間試算に係る条件

	本研究の解析	実機事故条件	係数
プラント損傷状態	1	20	$F_i = 20$
状態遷移確率を評価する現象数	5	25	$F_c = 5$
ADAPT 離散化数	5	10	$F_d = 2$
MC サンプルング数	8	1000	$F_m = 125$

表 3.5-2 各手法によるレベル 2DPRA に要する計算時間の比較

	Case1 (MELCOR)	Case2 (STPRD + MELCOR lib.)	Case3 (STPRD +META)
解析ケース数	2430	2430	1240
解析時間 【カッコ内STPRDの解析に係る時間】	○CV破損に至る熱水力挙動: ~48時間 ○ソースターム評価: 120~168時間	~48時間【約35秒】	0.5時間【約15秒】
解析環境	60並列CPU	60並列CPU	4並列CPU

表 3.5-3 実機プラント条件にレベル 2 ダイナミック PRA の解析時間の試算結果

	Case1 (MELCOR)	Case2 (STPRD + MELCOR lib.)	Case3 (STPRD +META)
実機プラント条件における解析時間の試算[hr] (1CPU を想定)	$2.3 \times 10^8 \sim 3.2 \times 10^8$	9.0×10^7	6.3×10^4

3.5.4 ソースターム PRD を適用したレベル2 ダイナミック PRA の検討

前節までで、本研究で実施したケース1～3のレベル2DPRAの解析結果について、解析結果の妥当性及び計算負荷の十分性の観点から比較を行った。表 3.5-4にこれまで整理した3ケースの評価の特徴を機能別にまとめた。

解析結果の比較では、ケース1を基準に考えた場合、ケース2はCsの環境放出量の中央値については、CV破損時期によらず概ねケース1を再現できることが分かった。一方で不確実さの評価については、CV破損時期が早期・後期共にばらつきを過小に評価する傾向であることが分かった。ただし早期CV破損については、CV内のボリューム構成の見直しにより、後期CV破損については、デブリの分散状態に応じたCV内雰囲気加熱継続や、それに伴った壁面に沈着したCsの再蒸発挙動等のモデルの見直しにより精度向上が見込める。評価目的に応じて、計算コストとのバランスにより最適な設定を決めることが妥当であることを明らかにした。ケース3はDCHやTi-SGTRの事故シナリオを十分に表現できていないこと等により解析ケース数が小さいなど、メタモデルの特性上の課題が存在することが明らかになった。ただし後期CV破損の中央値などのケース1の再現性は十分であることから、事故シナリオを選択した部分的な適用が最適であると言える。

3.5.3節で示した通り、実際のプラント条件のレベル2DPRAを実施にあたっては、依然計算負荷の観点から課題が残っている。計算負荷の観点から、現実的に単独の手法で実施可能な範囲なのはメタモデルのみという結果となった。レベル2DPRAの原子力プラントへの適用にむけて、具体的な手法検討を進めていくにあたり、解析精度の特性を踏まえると、適用するケースを選択することや組み合わせること、手法を一部改良して適用すること等が有効であると考えられる。

レベル2DPRAの必要とされるリスク評価に応じたレベル2DPRA評価方法の検討結果を以下に示す。

- ・ レベル2DPRAの評価結果の適用先に応じて必要な評価が異なる。適切にソースタームPRDを適用することによって、適切な評価精度を保ちつつも、大幅な計算負荷の低減につながる。
- ・ CFFやソースタームのリスクについて中央値を中心に活用する評価目的の場合を考える。このような例としては、影響緩和策導入によるリスク低減効果の評価すること（すなわちリスクの変動をとらえることを目的とする）が挙げられる。このような場合では、ケース2を適用した早期CV破損の評価、ケース3を適用した後期CV破損の評価が適用できる。MELCOR単独によるケース1の適用範囲を大幅に制限できるため、大幅な計算負荷の低減が可能となる。
- ・ 不確実さを含めた詳細なリスク評価が必要となる評価目的の場合を考える。このような例としては、原子力プラントに内在する総合的なリスク評価を行う場合などが挙げられる。このような場合では、すべての事故シナリオを網羅的に、不確

実さを含めた評価が必要となる。このような場合はケース2、3の適用は中央値評価を中心として、不確実さの評価全般にはケース1を適用せざるを得ず、現状の評価モデルでは適用は難しい。前述の通りソースタームPRDのモデル改善により、ケース2の適用範囲は広がる可能性がある。モデルの見直しで改善が見込めるものは、時間変化に伴う詳細な計算を要する物であるため、計算コストを踏まえた費用便益の考慮による最適な設定を決めることが妥当であり、このような適用は今後の課題と考える。

以上より、レベル2DPRAの評価目的によっては、ソースタームPRDの適用により大幅な計算コストの低減が図れることが明らかになった。さらにソースタームPRDのモデルの見直しによりさらなる適用範囲の拡大が望めることが分かった。今後計算コストを踏まえた費用便益の考慮によるモデル最適化を進めていくことで、実機プラントを対象としたレベル2DPRAの適用により近づくことができる。

表 3.5-4 3 ケースの解析結果の特徴の比較

○：評価可能、△：部分的に適用可能、または必要に応じたモデルの見直しで評価可能、×：評価不可

解析ケース		Case1 (MELCOR)	Case2 (STPRD + MELCOR lib.)	Case3 (STPRD +META)	
解析 手法	熱水力挙動	MELCOR	MELCOR	META モデル	
	状態遷移確率	ADAPT	ADAPT	ADAPT	
	環境への CS 放出量	MELCOR	STPRD	STPRD	
解析 結果	Cs 環境放 出割合	中央値	○ CV 破損要因、時間によらず中央値の解析が可能	○ CV 破損要因、時間によらず中央値の解析は MELCOR 相当の解析が可能	<p>早期 CV 破損：× 大規模かつ過渡的な熱水力挙動を含む事故シナリオを評価できない。そのため大規模な放出を伴う事故シナリオで放出量を過小評価する傾向。メタモデルでは模擬が困難な見込み。</p> <p>後期 CV 破損：○ 事象が緩慢な事故シナリオは MELCOR 相当の評価が可能。</p>

表 3.5-4 3 ケースの解析結果の特徴の比較

○：評価可能、△：部分的に適用可能、または必要に応じたモデルの見直しで評価可能、×：評価不可

解析ケース		Case1 (MELCOR)	Case2 (STPRD + MELCOR lib.)	Case3 (STPRD +META)
	不確かさ	○ 事象が緩慢なシナリオに加えて、大きな過渡変化を伴う事故シナリオ時 (SBO では DCH、Ti-SGTR 等) の熱水力挙動の詳細な差異に応じた放出割合のばらつきも表現可能。	△ 単純化したモデルに起因した特定事象 (DCH、Ti-SGTR、MCCI 等) 時の詳細な事象進展の際による放出割合のばらつきを表現できない。モデルの見直しにより対応可能と考えられるが、計算負荷の上昇が見込まれる。	早期 CV 破損：× 大規模かつ過渡的な熱水力挙動を含む事故シナリオを評価できない。そのため大規模な放出を伴う事故シナリオで放出量を過小評価する傾向。メタモデルでは模擬が困難な見込み。 後期 CV 破損：△ ケース 2 と同様にソースターム PRD の単純化モデルに起因して放出割合のばらつきを表現できない。後期の現象 (MCCI の影響等) はソースターム PRD の見直しにより対応可能。ただし計算負荷の上昇が見込まれる。
	発生頻度	中央値 ○ 十分な事故シナリオ数の評価が可能であり、CV 破損条件の多様性を十分に模擬できる。	○ MELCOR ライブラリの採用により、MELCOR と同等の解析が可能	早期 CV 破損：× メタモデルは放出量大きいシナリオを十分に生成できないため、放出量大きい事故シナリオの発生頻度も十分に評価できない。 後期 CV 破損：○ MELCOR と同等の発生頻度を得る

表 3.5-4 3 ケースの解析結果の特徴の比較

○：評価可能、△：部分的に適用可能、または必要に応じたモデルの見直しで評価可能、×：評価不可

解析ケース		Case1 (MELCOR)	Case2 (STPRD + MELCOR lib.)	Case3 (STPRD +META)
	不確かさ	○ 十分な事故シナリオ数の評価が可能であり、CV 破損条件の多様性を十分に模擬できる。	○ MELCOR ライブラリの採用により、MELCOR と同じ発生頻度を与える	早期 CV 破損：× メタモデルは放出量大きいシナリオを十分に生成できないため、放出量大きい事故シナリオの発生頻度も十分に評価できない。 後期 CV 破損：○ MELCOR と同等の発生頻度を得る
	計算負荷	△ MELCOR の 1 ケースあたりの解析時間が長い。CV 破損までのみではなく、事故収束までのソースターム評価が必要。非現実的な解析時間となる。他の手法と組み合わせるなど、解析ケース数の低減ができれば実施可能	△ 1 ケースあたりの解析時間はケース 1 に比べて 1/3 程度となる。MELCOR ライブラリ作成のために CV 破損までの MELCOR 解析は必要。MELCOR とソースターム PRD の解析の分散実施が可能であり、解析リソースの有効活用が必要。レベル 2DPRA は評価内容によっては単独で実施可能な場合がある。	○ 1 ケースあたりの解析時間は最も短く、レベル 2DPRA を単独で実施可能な水準

3.6 まとめ

本章ではソースタームPRDを適用してレベル2DPRAを実施し、原子力プラントを対象としたレベル2DPRAへの適用性を評価するとともに、適用方法の提案を行った。以下に本章のまとめを示す。

ソースタームPRDはプラント条件及び事故条件に加えて、いくつかの熱水力条件を与えることで、環境へのCsの放出量の評価を可能とする。以下の3ケースを実施して比較を行った。ケース1はMELCORコードにより環境へのCs放出量を一貫して評価する手法であり最適な解を与える。このことからケース1を基準に、それに対するケース2及び3の結果の整合性を評価する方針とした。

- ケース1：MELCOR
- ケース2：MELCORライブラリ+ソースタームPRD
- ケース3：ソースタームPRD+メタモデル

状態遷移評価手法としてはADAPTを選定した。ADAPTは状態遷移を離散化して取り扱うことで、MC法による解析を回避し、計算負荷が大幅に節約できる。本研究では解析期間は7日間と非常に長時間の解析を対象とする。また比較対象として解析負荷が大きいMELCORによる解析も実施する。計算負荷が低く、SA時の解析事例が存在することから、本手法を適用することが妥当と判断した。なおADAPTの適用にあたっては対象とする状態遷移の不確実さの知見が十分であること、状態遷移同士の相互作用に関して知見が十分である必要がある。もしこのような知見が不十分な状態でADAPTを適用した場合、ランダムサンプリングを適用するCMMCやMCDETで得られた解析結果と乖離が生じ精度が低下する。本研究で対象とするソースターム評価はプラント内の熱水力挙動やFP挙動が複雑に絡む現象であり、必ずしも知見が十分得られていない部分が存在する。一方、知見不足による問題は、今後の知見蓄積により精度向上が可能となる。レベル2DPRAの手法の成立性を示すことを目的とする本研究では、上記の見込みを踏まえてADAPTを適用することとした。

SurryプラントについてSBOに起因する炉心損傷事故シナリオを対象に、MELCOR ver. 2.1を適用してレベル2DPRAを実施した。解析結果から、ADAPTの設定に伴う一次系内挙動（一次系強制減圧、Ti-SGTR、ホットレグ破損）及びCV内挙動（DCH、CV過圧破損）に加えて、様々な熱水力挙動（水位変動、圧力・温度変化）が連動して進展し、多様な事故シナリオが生成されたことを確認した。このことからレベル2DPRAの解析が適切に実施されたと判断した。また、レベル2DPRAの特徴的な解析結果である時間経過に伴うCFFの時間変化が適切に得られた。

単純化した熱水力解析モデルに基づくメタモデルによるレベル2DPRAを実施した。MELCORの基本的な熱水力挙動に整合させて単純化モデルを構築した。基本的なSBO事故シナリオの解析を実施し、MELCORの熱水力解析結果と整合することを確認した。メタモデルによるレベル2DPRA解析では、一次系内挙動のTi-SGTRやホットレグ破損による減圧タイミングやDCHの発生など、急激な過渡変化を伴う事象はMELCORとは定量的なタイミングは一致しない。これはメタモデルの単純化した評価モデルに起因する。一方、CV内の圧力や温度変化はMELCORに整合することを確認した。

MELCOR及びメタモデルにより得られた熱水力結果及びCV破損頻度をもとに、3ケースのCsの環境への放出量とその発生頻度を評価した。以下の通り、それぞれのケースの特徴に応じた長所と短所が存在することを確認した。以下に示す。

- ・ 3ケースの解析シナリオ数の比較では、MELCORの結果を適用したケース1及び2に対して、メタモデルの結果を適用したケース3の解析シナリオ数は大幅に小さい。ここではDCHやTi-SGTRを伴う事故シナリオをメタモデルは十分に表現できていないことが原因である。熱水力挙動を単純化して扱うメタモデルでは、このような大きな過渡事象の評価において、広範なシナリオに対応した評価モデルとすることは難しく、メタモデルの特性による結果と言える。一方CV過圧破損等の比較的的事象が緩慢なシナリオはMELCORとメタモデルで整合する結果が得られた。
- ・ Csの環境放出割合の中央値推移ではケース1及び2は概ね整合する結果が得られた。一方、メタモデルを採用したケース3ではやや放出割合を過小評価した。これは前述の過渡事象の模擬性に起因し、DCH時の構造物などへの短時間の過渡的な伝熱や、Ti-SGTR発生時の複数コンパートメントの伝熱挙動を正しく扱えないことの結果として得られたものである。
- ・ Csの環境放出割合のばらつきは、ケース1に対してケース2はばらつきが小さい。早期のばらつきの小ささの原因は、ソースタームPRDではDCH及びTi-SGTRにおける事故シナリオに起因する不確実さ要因を表現できていないことによる。1ボリュームを採用したソースタームPRDでは急激な過渡変化に伴うCsの環境放出量を十分に模擬できないため、ボリュームの改善により精度向上が見込める。また後期のばらつきの小ささはMCCIに起因する放出割合のばらつきをソースタームPRDで表現できていないことに起因する。デブリの分散状態に応じたCV内雰囲気加熱継続や、それに応じた壁面に沈着したCsの再蒸発挙動等のモデルを改善することが可能である。実機プラントの評価への適用に当たっては、計算コストとのバランスにより最適な設定を決めることが妥当である。
- ・ 同じくケース3もケース1に対してCsの環境放出割合のばらつきは小さい。これ

は伝熱計算を単純化して扱うメタモデルの問題であり、DCHやTi-SGTRを伴う事故シナリオやMCCIを十分に表現できていないことが原因である。メタモデルの特性上の問題であるため、メタモデルをこのようなシナリオへ適用することを回避することが妥当と考えられる。

原子力プラントの実際の事故条件に拡張した場合のレベル2DPRAにおける計算負荷を試算した。ケース3のみが現実的に実施可能な計算負荷の小ささであることを確認した。続いてケース2,1が続く。ケース2,3は熱水力解析（MELCOR、メタモデル）とCsの環境放出量評価（ソースタームPRD）の解析リソースの分散が可能である。一方ケース1はこのような方法はとれない。

各ケースの解析結果の整合性と計算負荷の特性が大きく異なることから、必要な評価に応じてそれぞれを組み合わせることでレベル2DPRA実施することが最適であると判断できる。レベル2DPRAの評価目的によっては、ソースタームPRDの適用により大幅な計算コストの低減が図ることが可能である。CFFやソースタームのリスクについて中央値を中心に活用する評価目的では、ケース2を適用した早期CV破損の評価、ケース3を適用した後期CV破損の評価が適用できる。MELCOR単独によるケース1の適用範囲を大幅に制限できるため、大幅な計算負荷の低減が可能となる。また不確実さを含むより詳細な評価目的に適用する場合でも、ソースタームPRDのモデルの見直しによりさらなる適用範囲の拡大が望める。今後計算コストを踏まえた費用便益の考慮によるモデル最適化を進めていくことで、実機プラントを対象としたレベル2DPRAの適用により近づくことができる。

以上ソースタームPRDは、様々な要求されるリスク評価結果に応じて適用可能であることを見出した。レベル2DPRAを実際の原子力プラントのリスク評価に対して実施可能とするには、解決すべき課題がまだ存在するものの、本研究で構築したソースタームPRDを適用した開発を進めることは一つの有効な手段となる。

第4章 結言

本研究ではレベル2DPRAの課題である計算負荷の大きさの低減を図るために、PRDを適用したソースターム評価手法（ソースタームPRD）を構築した。構築したソースタームPRDを適用して、特定の事故条件を対象に基づくレベル2DPRAを実施し、ソースタームPRDのレベル2DPRAへの適用性を評価するとともに、実際のプラントの事故条件における具体的な適用方法の提案を行った。以下に本研究の結論を示す。

レベル2DPRAに適用可能なソースターム評価手法として満たすべき条件は、SA時の各種プラント内現象のCs挙動への影響を適切に反映したCs挙動解析が可能であることと、膨大な解析量を要するレベル2DPRAに適用可能なほど十分に計算負荷が低いことである。これを満たすために事故時の環境へのCs放出量を頂上事象とするPRD（ソースタームPRD）を構築した。構築にプラント内現象を適切に評価可能なものとするために、以下によるモデル構築を実施した

- ・ PIRTを実施しプラント内重要現象を同定することで、事故時のCsの環境放出量に対するプラント内の影響度が大きい物理現象を適切に選定した。
- ・ 選定されたプラント内重要現象について重要度に応じた解析モデル化を実施した。特に重要度が大きい現象はMELCORコードのモデルを参照し、時間変化に伴う挙動を評価可能なモデルとした。

以下によりソースタームPRDの事故時のCsの環境への放出量評価への適用性を確認し、レベル2DPRAへの適用の目途を得た。

- ・ ソースタームPRDを用いて実機の事故時を対象としたCsの環境への放出量評価を実施した。同条件の下実施されたMELCORコードによる解析（SOARCA解析）との比較を実施した。両者の解析結果は整合することから、ソースタームPRDは妥当な評価結果を与えることを確認した。
- ・ ソースタームPRDを状態遷移評価手法CMMCに適用した場合のレベル2DPRAにかかる計算時間を試算した。その結果十分に実施可能で範囲であることを確認し、レベル2DPRAを実施するにあたって、計算負荷の観点からソースタームPRDの適用の目途を得た。またこのことから、本研究のMC法を適用する不確実さサンプリング手法は妥当な設定であることが明らかになった。ただしより一層複雑な解析を対象とする場合は、サンプリング手法としてLHSは有効となることが考えられる。LHSの適用の際には、感度解析などを通した事故シナリオの網羅性に関する慎重な適用性の確認が必要となる。

ソースタームPRDを適用したレベル2DPRAをサンプル解析条件の下で実施し、ソー

スタームPRDのレベル2DPRAへの適用性を評価した。ソースタームPRDは熱水力条件を入力条件として与えることで、環境へのCsの放出量の評価を可能とすることから、MELCORコードにより熱水力ライブラリを作成する方法と、単純化したモデルにより熱水力挙動を評価するメタモデルを用いて評価を行った。さらに、MELCORコードを用いた評価も実施した（計3ケース）。MELCORの結果に対してソースタームPRDによる結果を比較し、整合性を確認した。その結果以下の結論を得た。

- ・ 状態遷移評価手法としてはADAPTを選定した。ADAPTは状態遷移を離散化して取り扱うことで、MC法による解析を回避し、計算負荷が大幅に節約できる。本研究では解析期間は7日間と非常に長時間の解析を対象とし、本手法を適用することが妥当と判断した。なおADAPTの適用にあたっては対象とする状態遷移の不確実さの知見が十分であること、状態遷移同士の相互作用に関して知見が十分である必要がある。もし知見が不十分な状態でADAPTを適用した場合、CMMCやMCDETで得られた解析結果と乖離が生じ精度が低下する。本研究で対象とするソースターム評価はプラント内の熱水力挙動やFP挙動が複雑に絡む現象であり、必ずしも知見が十分得られていない部分が存在する。知見不足による問題は、今後の知見蓄積により精度向上が可能となる。将来的な実機プラントへの適用にあたっては、本研究の解析条件に対して、このような知見の更新を反映した離散化の設定を要する。
- ・ 事故シナリオの生成数がケースMELCOR又はMELCORライブラリを適用したケースに対して、メタモデルを適用したケースでは小さい結果となった。これはメタモデルではCV圧力の急激な変化を伴うCV破損ケース（DCH、Ti-SGTR、早期のCV過圧破損）で、十分にその挙動を模擬できず、CV破損数を過小に評価していることが主原因である。大きな過渡事象の評価において、広範なシナリオに対応した評価モデルとすることは難しく、メタモデルの特性による結果と言える。しかし、急激な過渡変化伴わない緩慢な事故シナリオにおいて、メタモデルは適切に状態遷移を伴う事故シナリオに適用できることを明らかにした。
- ・ Csの環境放出割合の中央値推移ではケース1及び2は概ね整合する結果が得られた。一方、メタモデルを採用したケース3ではやや放出割合を過小評価した。これは前述の過渡事象の模擬性に起因し、DCH時の構造物などへの短時間の過渡的な伝熱や、Ti-SGTR発生時の複数コンパートメントの伝熱挙動を正しく扱えないことの結果として得られたものである。
- ・ 原子力プラントの実際の事故条件に拡張した場合のレベル2DPRAにおける計算負荷を試算した。メタモデルを適用したケースのみが現実的に実施可能な計算負荷の小ささであることを確認した。ソースタームPRDによるケースでは、熱水力解析（MELCOR、メタモデル）とCsの環境放出量評価（ソースターム

PRD) の解析リソースの分散が可能である。一方、MELCORではこのような方法はとれない。

各ケースの解析結果の整合性と計算負荷の特性が大きく異なることから、必要な評価に応じてそれぞれを組み合わせることでレベル2DPRA実施することが最適であると判断できる。レベル2DPRAの評価目的によっては、ソースタームPRDの適用により大幅な計算コストの低減が図ることが可能である。CFFやソースタームのリスクについて中央値を中心に活用する評価目的では、ケース2を適用した早期CV破損の評価、ケース3を適用した後期CV破損の評価が適用できる。MELCOR単独によるケース1の適用範囲を大幅に制限できるため、大幅な計算負荷の低減が可能となる。また不確実さを含むより詳細な評価目的に適用する場合でも、ソースタームPRDのモデルの見直しによりさらなる適用範囲の拡大が望める。今後計算コストを踏まえた費用便益の考慮によるモデル最適化を進めていくことで、実機プラントを対象としたレベル2DPRAの適用により近づくことができる。

以上より、本研究で構築したソースタームPRDは、様々な要求されるリスク評価結果に応じて適用可能であることを見出した。レベル2DPRAを実際の原子力プラントのリスク評価に対して実施するには、本研究で構築したソースタームPRDを適用した開発を進めることは一つの有効な手段となることを明らかにした。

参考文献

- [1] A. Hakobyan et al., “Dynamic generation of accident progression event trees,” *Nuclear Engineering and Design*, **238**[12], 3457-3467 (2008).
- [2] Japan Nuclear Energy Safety Organization, *A Study on Quantification Method of Fast Reactor Level 2 PSA*, Japan Nuclear Energy Safety Organization, 11-genshinhou-0005 (2011). [in Japanese].
- [3] Osaka University, *A Study on Quantification Method of Fast Reactor Level 2 PSA*, Report of the study sponsored by Japan Nuclear Energy Safety Organization, (2011). [in Japanese].
- [4] L.L. Humphries, R. K. Cole, D.L. Louie, V. G. Figueroa, M. F. Young, MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 2: Reference Manual Version 2.1.6840, SAND 2015-6692 R, U. S. NRC (2015).
- [5] D. C. Williams et al., LMFBR Accident Delineation Study: Phase I Final Report, NUREG/CR-1507, SAND80-1267, U.S.NRC, (1980).
- [6] H. Endo et al., “Level-2 PSA for the Prototype Fast Breeder Reactor MONJU, Applied to the Accident Management Review,” *Proc. FR09*, Kyoto, Japan, December 7–11, 2009
- [7] K. Nakamura, Y. Yamane, K. Murata, T. Kanai, A. Ui, and H. Endo, “Analysis on Key Issue of Source Term Behavior based on Seismic Level 2 PRA Evaluation by Application of up-to-date knowledge and methodology,” *Proc. ICAPP 2017*, Fukui and Kyoto, Japan, April 24–28, 2017
- [8] G.E. Wilson and B.E. Bouyack, “The role of the PIRT process in experiments, code development and code applications associated with reactor safety analysis,” *Nuclear Engineering and Design*, **186**[1-2], 23-37 (1998).
- [9] 日本原子力学会、「統計的安全評価の実施基準 (AESJ-SC-S001 : 2008)」、ISBN : 978-4-89047-323-6、2009年5月
- [10] 日本原子力学会、「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準 (レベル2PRA編) : 2016」、ISBN:978-4-89047-396-0、2016年12月
- [11] D. Magallon, et al., “European expert network for the reduction of uncertainties in severe accident safety issues (EURSAFE)”, *Nuclear Engineering and Design*, **235**[2-4], 309-346 (2005).
- [12] Bal Raj Sehgal, *Nuclear Safety in light Water Reactors: Severe Accident Phenomenology*, SARNET, Elsevier/Academic Press, ISBN9780123884466 (2012).
- [13] Sandia National Laboratories, *State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses*

- Project Volume 2: Surry Integrated Analysis, NUREG/CR-7110, Vol. 2, U. S. NRC (2012).
- [14] Sandia National Laboratories, State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project: Uncertainty Analysis of the Unmitigated Short-Term Station Blackout of the Surry Power Station Draft Report, ML15224A001, U.S. NRC (2015).
- [15] M. Epstein, G. M. Hauser, and R. E. Henry, "Thermophoretic Deposition of particles in Natural Convection Flow from a Vertical Plate," Transactions of the ASME, Vol. 107, 1985, pp. 272-276.
- [16] B. J. Mason, The Physics of Clouds, Clarendon, Oxford, UK (1971).
- [17] Luis E. Herranz et al., "Experimental interpretation and code validation based on the PHEBUS-FP programme: Lessons learnt from the analysis of the containment scenario of FPT1 and FPT2 tests," Nuclear Engineering and Design, **237**[23], 2210-2218 (2007).
- [18] McKay, M.D. et al., "A Comparison of Three Methods for Selecting Values of Input Variables in the Analysis of Output from a Computer Code," Technometrics, **21**[2], 239-245 (1979).
- [19] Ajit Kumar Verma, Srividya Ajit, Durga Rao Karanki, "Reliability and Safety Engineering second edition"
- [20] Dynamic Event Trees for Probabilistic Safety Analysis, E. Hofer, M. Kloos, B. Krzykacz-Hausmann, J. Peschke, M. Sonnenkalb, GRS, 2004 (Internet No.25)
- [21] Reliability and Safety Engineering, Chapter11, A.K. Verma et al., Springer Series in Reliability Engineering (Internet No.19)
- [22] Weiterentwicklung der MCDET-Methode und des zugehörigen Rechenwerkzeugs für probabilistische Dynamikanalysen, Martina Kloos, Joerg Peschke, Josef Scheuer, GRS-330, 2015
- [23] D. M. Kunsman, et.al., "Development and Application of the Dynamic System Doctor to Nuclear Reactor Probabilistic Risk Assessments", SAND2008-4746, 2008 (SNL No.2)
- [24] K. G. Metzroth, "A Comparison of Dynamic and Classical Event Tree Analysis for Nuclear Power Plant Probabilistic Safety/Risk Assessment", Ohio State University, 2011 (Internet No.33)
- [25] A. P. Hakobyan, "Severe Accident Analysis Using Dynamic Accident Progression Event Trees", Ohio State University, 2006
- [26] A. K. Verma, S. Ajit and D. R. Karanki, "Reliability and Safety Engineering Second Edition", Springer-Verlag London Ltd., 2010, 2016
- [27] NUREG/CR-6906, SAND2006-2274P, "Containment Integrity Research at

- Sandia National Laboratories - An Overview -“, 2006,
- [28] NUREG-1150, Vol.2, “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants“, Appendix C
 - [29] M. H. Fontana, “Recent Advances in Severe Accident Technology - Direct Containment Heating in Advanced Light Water Reactors”, Nuclear Technology Vol. 101, Mar (1993)
 - [30] N. K. Tutu, et al., "Low Pressure Cutoff for Melt Dispersion from Reactor Cavities", Fourth Proceedings of Nuclear Thermal Hydraulics, ANS Meeting, October 30-November 4, (1988)
 - [31] "Advanced Reactor Severe Accident Program Melt Ejection and Direct Containment Heating for Advanced light Water Reactors", DOE/ID-10271, March (1990).
 - [32] "Advanced Light Water Reactor Utility Requirements Document'
 - [33] "European Utility Requirements Document" Rev. B
 - [34] “The Westinghouse pressurized water reactor nuclear power plant”, Westinghouse Electric Corporation, 1984
 - [35] L.L. Humphries, R. K. Cole, D.L. Louie, V. G. Figueroa, M. F. Young, MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 1: Primer and Users’ Guide Version 2.1.6840, SAND 2015-6691R, U. S. NRC (2015).

謝辞

本論文の作成にあたり、お世話になった方々に謝辞を述べたいと思います。

東京大学大学院工学系研究科原子力国際教授で指導教員である山口彰教授には、研究のプロセス（計画、仮定の組み立て、立証、結論の導出）において細部にわたり懇切丁寧にご指導をいただきました。論文の作成にあたって、論理的な文章の組み立てと推敲の大切さを学びました。また研究発表における資料の作成方法、発表方法について、先生のご経験を交えて重要なポイントをご指導いただきました。大変お忙しい中多くの研究打ち合わせの機会をいただけたことを感謝申し上げます。十分な研究進捗をお示しできなかつた際にも、粘り強くかつ的確なご指導をいただき、モチベーションの維持につながりました。先生からいただいたご指導は今後原子力リスクの研究者として活動していく上で糧となり基盤となります。このような有意義な機会をいただけたことに心より感謝申し上げます。

東京大学大学院工学系研究科原子力国際助教の張承賢先生には、研究の進捗打ち合わせ、論文や発表資料の作成において、いつも詳細かつ細部にわたり丁寧に資料に目を通していただき、研究の基本から研究の方向性に至ることまで、非常に的確かつ有益なご指南をいただきました。質問をさせていただいた際にもいつも丁寧にご回答いただきました。自らの研究に疑問を投げかけ、何度も何度も見直していく先生の姿勢は、研究者としてお手本になるものであり、今後の活動において非常に糧になるものでした。また懇親会などで様々なプライベートのお話をさせていただけたことは、研究の息抜きの機会になり、次の集中につながるものでした。心より感謝申し上げます。

東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻 山口彰教授研究室秘書の角田千里様には、研究打ち合わせの設定、各種手続きの際に非常にお世話になりました。また研究が思うより進まず、悩んでいるときにお声がけいただき、またご相談に乗っていただけたおかげで、再び前向きに取り組むことができました。本当にありがとうございました。

山口研究室の皆様には研究室会や懇親会でいつもお世話になりました。皆様にはいつも気軽に声をかけていただき、温かく接していただいたことは、とても嬉しいことでした。また皆様の研究のお話を聞く機会は、良い刺激であり、自らの研究に対するモチベーションにつながるものでした。今後はお互い切磋琢磨していける関係になることができました大変嬉しく思います。この度は本当にありがとうございました。

最後に、私の研究生生活を様々な面で支えてくれた会社の皆様、知人、そして私の家族に心より感謝申し上げます。

2019年8月