

平成20年度  
地震時レベル2 P S Aの解析 (BWR)

平成21年8月

独立行政法人 原子力安全基盤機構

本報告書は、独立行政法人 原子力安全基盤機構が実施した業務の成果を取りまとめたものです。

本報告書の複製、転載、引用等には、当機構の承認が必要です。

平成 21 年 8 月

## 地震時レベル2PSAの解析（BWR）

### 要 旨

原子力安全基盤機構では、リスク情報を活用した安全規制検討等への PSA 手法の活用に向けて、最新知見を反映しつつ、PSA 手法の整備を進めている。これまでに、国内の主な BWR プラントを対象に地震時の主な事故シーケンスの事故進展を対象にソースターム挙動を解析し、性能目標の試運用や新耐震指針に係る地震 PSA 評価のレビューに必要な技術データを蓄積してきた。

本作業では、BWR-5 Mark I 改良型プラント（80 万 KWe 級）を対象にして、レベル 1 地震 PSA から得られた主な事故シーケンスの事故進展及びソースタームをシビアアクシデント事故進展総合解析コード MELCOR 1.8.5 を用いて解析し評価した後、技術データとして整備した。格納容器型式によって、ソースタームが大きく異なる場合があることが明らかになった。

また、格納容器イベントツリに係る格納容器内のエナジェティック事象などの分岐確率に関して、新しい研究成果の影響を検討した結果、BWR-4 Mark I 型プラントに特有の格納容器構造に起因するドライウェルシェルメルトスルの分岐確率の影響が最も大きいことを確認した。

更に、不確実さ解析については、BWR-4 プラントを対象にレベル 1 地震 PSA の不確実さ解析結果からプラント損傷状態の不確実さ分布を求めた後、格納容器イベントツリの不確実さ解析を実施して、格納容器破損頻度及び格納容器破損モード別頻度の不確実さ幅を求めた。その結果、格納容器破損頻度のエラーファクタは約 8 となり、炉心損傷頻度と同程度の不確実さ幅を有することが分かった。また、炉心損傷頻度の平均値は点推定値の約 0.9 倍となった。

ソースタームの不確実解析については、ソースタームへの寄与割合が大きい不確実さ因子に対して、ラテン超方格サンプリング法（LHS）を用いて入力パラメータセットを作成した後、MELCOR 1.8.5 コードを用いて不確実さ解析を実施した。CsI 環境放出割合に関する不確実さ分布を、先行研究(NUREG-1150)と比較した結果、揮発性核種グループの平均値は両者が類似しているが、難揮発性核種グループでは、先行研究結果が 1～5 オーダ上回った結果になった。

# 目 次

1.序論	1-1
2. BWR-5 Mark I 改良型原子炉施設（80 万 KWe 級）の事故進展解析	2-1
2.1 地震時のプラント損傷状態の分類	2-1
2.2 主な解析条件	2-2
2.2.1 原子炉建屋の多ノード化モデル	2-2
2.2.2 格納容器の過圧破損と過温破損の解析条件	2-2
2.3 地震時の主な事故シーケンスの事故進展とソースターム解析	2-3
2.3.1 炉心損傷前に格納容器が過圧破損（先行破損）に至る事故進展解析	2-3
2.3.2 炉心損傷後に格納容器過圧破損または過温破損に至る事故進展解析	2-5
2.3.3 地震による格納容器の直接破損（PCVR）となる事故進展解析	2-6
2.3.4 地震により原子炉建屋が直接損傷（RBR）となる事故進展解析	2-7
2.4 地震時の主な事故シーケンスの解析結果のまとめ	2-8
3. 最近の研究情報が格納容器イベントツリ定量化に与える影響の検討	3-1
3.1 格納容器イベントツリ定量化に係る最近の研究情報について	3-1
3.2 格納容器イベントツリ分岐確率を変えた場合の定量化解析	3-2
3.2.1 解析条件	3-2
3.2.2 地震時の格納容器イベントツリ整備	3-2
3.3 格納容器イベントツリ定量化	3-3
3.3.1 BWR-5 Mark II 改良型プラントの格納容器イベントツリ定量化	3-3
3.3.2 BWR-4 Mark I 型プラントの格納容器イベントツリ定量化	3-4
3.4 格納容器イベントツリ定量化に与える影響のまとめ	3-6
4. 格納容器イベントツリ定量化に関する不確かさ解析	4-1
4.1 プラント損傷状態（PDS）の発生頻度の不確かさ解析	4-1
4.2 格納容器イベントツリのヘディング	4-2

4.2.1 エナジエティック事象に係るヘディングの分岐確率分布	4-2
4.2.2 その他の分岐確率	4-7
4.3 格納容器イベントツリの不確実さ解析	4-7
4.4 格納容器イベントツリ定量化に関する不確実さ解析のまとめ	4-8
5. ソースタームの不確実さ解析	5-1
5.1 環境影響リスクの高い事故シーケンスの選定	5-1
5.2 変動パラメータの選定	5-1
5.3 変動パラメータの不確実さ分布の設定	5-2
5.4 事故進展解析	5-4
5.4.1 MELCOR 入力パラメータセットの作成及び解析	5-4
5.4.2 原子炉未臨界確保失敗 (TC)の事故進展解析	5-4
5.4.3 電源喪失(TB)の事故進展解析	5-5
5.5 MELCOR 解析結果の不確実さ分布	5-6
5.5.1 ソースタームの放出開始時刻	5-6
5.5.2 環境放出割合	5-7
5.6 環境放出割合分布の比較のまとめ	5-10
5.7 不確実さ解析のまとめ	5-10
6. 結論	6-1
参考文献	参-1
略語一覧	略-1
付録 A BWR のレベル 1 地震 PSA の概要	付 A-1
付録 B BWR-3 Mark I 型原子炉施設の事故進展解析	付 B-1
付録 C BWR-4 Mark I 型原子炉施設 (50 万 KWe 級) の事故進展解析	付 C-1
付録 D BWR-5 Mark II 型原子炉施設の事故進展解析	付 D-1
付録 E 燃料貯蔵プールに係る事故進展の試解析について	付 E-1

付録 F	エナジェティック事象のソースターム計算	付 F-1
付録 G	ソースタームの環境放出エンタルピ	付 G-1

## 表 一 覧

表 2.1	プラント損傷状態の発生頻度順位 (BWR-5 Mark I 改良型 80 万 KWe 級) ……………	2-10
表 2.2	MELCOR1.8.5 改良版の主な改良項目 (BWR-5 Mark I 改良型 80 万 KWe 級) ……………	2-11
表 2.3	MELCOR1.8.5 改良版の主な解析条件 (BWR-5 Mark I 改良型 80 万 KWe 級) ……………	2-12
表 2.4	地震時の主な事故シーケンスの概要: BWR-5 Mark I 改良型原子炉施設 ……………	2-13
表 3.1	最近の研究成果から抽出したエナジェティック現象などの分岐確率の平均値 ……………	3-7
表 3.2	整備後の格納容器イベントツリのヘディング (BWR-5 Mark II 改良型) ……………	3-8
表 3.3	プラント損傷状態ごとの格納容器イベントツリのヘディング (BWR-5 Mark II 改良型) ……………	3-9
表 3.4	BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設の格納容器破損モードの特徴 ……………	3-10
表 3.5	地震時プラント損傷状態別の格納容器イベントツリの特徴 (BWR-5 Mark- II 改良型) ……………	3-11
表 3.6	地震時格納容器イベントツリのヘディングの分岐確率算定の考え方 (BWR-5 Mark- II 改良型) ……………	3-13
表 3.7	格納容器イベントツリーの各ヘディングの分岐確率一覧 (BWR-5 Mark- II 改良型) ……………	3-15
表 3.8	プラント損傷状態(PDS)別の格納容器破損の累積発生割合 (BWR-5 Mark II 改良型) (地震動レベル別の累積割合) ……………	3-16
表 3.9	従来の格納容器破損モード別の累積発生割合 (BWR-5 Mark II 改良型) (地震動レベル別の累積割合) ……………	3-17
表 3.10	新データを反映した格納容器破損モード別の累積発生割合の試解析結果 (BWR-5 Mark II 改良型) ……………	3-18
表 3.11	従来のプラント損傷状態(PDS)に対する格納容器破損モード別の発生割合 (BWR-5 Mark II 改良型) ……………	3-19
表 3.12	新データを反映した格納容器破損モード別の発生割合の試解析結果 (BWR-5 Mark- II 改良型) ……………	3-20
表 3.13	格納容器イベントツリーの各ヘディングの分岐確率一覧 (BWR-4 Mark I) ……………	3-21

表 3.14	プラント損傷状態(PDS)別の格納容器破損の累積発生割合 (BWR-4 Mark I 型) (地震動レベル別の累積割合) .....	3-22
表 3.15	従来の格納容器破損モード別の累積発生割合 (BWR-4 Mark I 型) (地震動レベル別の累積割合) .....	3-23
表 3.16	新データを反映した格納容器破損モード別の累積発生割合の試解析結果 (BWR-4 Mark I 型) .....	3-24
表 3.17	従来のプラント損傷状態(PDS)に対する格納容器破損モード別の発生割合 (BWR-4 Mark I 型) .....	3-25
表 3.18	新データを反映したプラント損傷状態(PDS)に対する格納容器破損モード別の 発生割合 (BWR-4 Mark I 型) .....	3-26
表 4.1	地震動に対する各プラント損傷状態の発生頻度 (相対値) .....	4-10
表 4.2	格納容器イベントツリーのヘディング (BWR-4 Mark I 型) .....	4-11
表 4.3	BWR-4 Mark I 型原子炉施設の格納容器破損モードの特徴 .....	4-12
表 4.4	放出カテゴリの分類 (BWR-4 Mark I 型原子炉施設) .....	4-13
表 4.5-1	圧力容器内水蒸気爆発に関するパラメータ .....	4-14
表 4.5-2	圧力容器内水蒸気爆発の分岐確率 .....	4-15
表 4.6-1	原子炉圧力容器破損時の高圧溶融物放出に関するパラメータ .....	4-16
表 4.6-2	原子炉圧力容器破損時の高圧溶融物放出の分岐確率 .....	4-17
表 4.7-1	格納容器雰囲気直接加熱時の格納容器圧力負荷の解析パラメータ (BWR-4 Mark I 型) .....	4-18
表 4.7-2	格納容器雰囲気直接加熱の分岐確率 .....	4-19
表 4.8	格納容器イベントツリーの各ヘディングの分岐確率一覧 (BWR-4 Mark I 型) .....	4-20
表 5.1	環境影響リスクの大きい事故シーケンスの選定概要 (BWR-4 Mark I 型) .....	5-11
表 5.2	MELCOR 不確かさ解析の変動パラメータ .....	5-12
表 5.3	MELCOR コードによる変動パラメータの模擬方法 .....	5-12
表 5.4	MELCOR 不確かさ解析の変動パラメータの根拠 .....	5-13
表 5.5	変動パラメータのサンプリングから求めた MELCOR 入力データ .....	5-15
表 5.6	放出カテゴリ TC- $\theta$ 、TB- $\delta'$ の環境放出開始時間の分布 .....	5-16
表 5.7	放出カテゴリ TC- $\theta$ における環境放出割合の確率分布 .....	5-16
表 5.8	放出カテゴリ TB- $\delta'$ の環境放出割合の確率分布 .....	5-16



表 5.9 BWR のソースターム不確実さ先行研究のエラーファクタとの比較 .....	5-17
表 5.10 BWR のソースターム不確実さ先行研究の 95%値／平均値との比較 .....	5-17

## 図 一 覧

図 2.1	BWR-5 Mark-I 改良型の原子炉施設概要	2-15
図 2.2	BWR-5 Mark-I 改良型原子炉施設の非常用炉心冷却系系統概略図	2-16
図 2.3	原子炉建屋の従来モデルと多ノード化モデル	2-17
図 2.4-1	原子炉冷却系水位（原子炉未臨界確保失敗(TC、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-18
図 2.4-2	炉心最高温度（原子炉未臨界確保失敗(TC、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-18
図 2.4-3	格納容器系圧力（原子炉未臨界確保失敗(TC、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-19
図 2.4-4	サプレッション・プールの水温（原子炉未臨界確保失敗(TC、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-19
図 2.4-5	各放射性物質の環境放出量割合（原子炉未臨界確保失敗(TC、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-20
図 2.4-6	プラント内 FP 分布（原子炉未臨界確保失敗(TC、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-20
図 2.5-1	原子炉冷却系水位（小破断 LOCA 時未臨界確保失敗(S2C、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-21
図 2.5-2	炉心最高温度（小破断 LOCA 時未臨界確保失敗(S2C、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-21
図 2.5-3	格納容器系圧力（小破断 LOCA 時未臨界確保失敗(S2C、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-22
図 2.5-4	サプレッション・プールの水温（小破断 LOCA 時未臨界確保失敗(S2C、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-22
図 2.5-5	各放射性物質の環境放出量割合（小破断 LOCA 時未臨界確保失敗(S2C、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-23
図 2.5-6	プラント内 FP 分布（小破断 LOCA 時未臨界確保失敗(S2C、基本ケース、(BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))	2-23
図 2.6-1	原子炉冷却系水位（崩壊熱除去失敗(TW、基本ケース、BWR-5 Mark I	

	改良型(80万 KWe 級))	2-24
図 2.6-2	炉心最高温度 (崩壊熱除去失敗(TW、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80万 KWe 級))	2-24
図 2.6-3	格納容器系圧力 (崩壊熱除去失敗(TW、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80万 KWe 級))	2-25
図 2.6-4	サプレッション・プールの水温 (崩壊熱除去失敗(TW、基本ケース、 BWR-5 Mark I 改良型(80万 KWe 級))	2-25
図 2.6-5	各放射性物質の環境放出量割合 (崩壊熱除去失敗(TW、基本ケース、 BWR-5 Mark I 改良型(80万 KWe 級))	2-26
図 2.6-6	プラント内 FP 分布 (崩壊熱除去失敗(TW、基本ケース、 (BWR-5 Mark I 改良型(80万 KWe 級)))	2-26
図 2.7-1	原子炉冷却系水位 (電源喪失(TB、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80万 KWe 級))	2-27
図 2.7-2	炉心最高温度 (電源喪失(TB、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80万 KWe 級))	2-27
図 2.7-3	格納容器系圧力 (電源喪失(TB、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80万 KWe 級))	2-28
図 2.7-4	サプレッション・プールの水温 (電源喪失(TB、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80万 KWe 級))	2-28
図 2.7-5	各放射性物質の環境放出量割合 (電源喪失(TB、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80万 KWe 級))	2-29
図 2.7-6	プラント内 FP 分布 (電源喪失(TB、基本ケース、(BWR-5 Mark I 改良型(80万 KWe 級)))	2-29
図 2.8-1	原子炉冷却系水位 (電源喪失時の小破断 LOCA (S2B、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80万 KWe 級))	2-30
図 2.8-2	炉心最高温度 (電源喪失時の小破断 LOCA (S2B、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80万 KWe 級))	2-30
図 2.8-3	格納容器系圧力 (電源喪失時の小破断 LOCA (S2B、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80万 KWe 級))	2-31
図 2.8-4	サプレッション・プールの水温 (電源喪失時の小破断 LOCA (S2B、基本ケース、	

	BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-31
図 2.8-5	各放射性物質の環境放出量割合 (電源喪失時の小破断 LOCA (S2B、基本ケース、 BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-32
図 2.8-6	プラント内 FP 分布 (電源喪失時の小破断 LOCA (S2B、基本ケース、 (BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))	2-32
図 2.9-1	原子炉冷却系水位 (高圧・低圧注水失敗(TQUV、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-33
図 2.9-2	炉心最高温度 (高圧・低圧注水失敗(TQUV、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-33
図 2.9-3	格納容器系圧力 (高圧・低圧注水失敗(TQUV、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-34
図 2.9-4	サプレッション・プールの水温 (高圧・低圧注水失敗(TQUV、基本ケース、 BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-34
図 2.9-5	各放射性物質の環境放出量割合 (高圧・低圧注水失敗(TQUV、基本ケース、 BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-35
図 2.9-6	プラント内 FP 分布 (高圧・低圧注水失敗(TQUV、基本ケース、 (BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))	2-35
図 2.10-1	原子炉冷却系水位 (電源喪失(TBU、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級))	2-36
図 2.10-2	炉心最高温度 (電源喪失(TBU、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級))	2-36
図 2.10-3	格納容器系圧力 (電源喪失(TBU、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級))	2-37
図 2.10-4	サプレッション・プールの水温 (電源喪失(TBU、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-37
図 2.10-5	各放射性物質の環境放出量割合 (電源喪失(TBU、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-38
図 2.10-6	プラント内 FP 分布 (電源喪失(TBU、基本ケース、(BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))	2-38
図 2.11-1	原子炉冷却系水位 (LOCA 時注水失敗(AE、基本ケース、BWR-5 Mark I	

	改良型(80 万 KWe 級))	2-39
図 2.11-2	炉心最高温度 (LOCA 時注水失敗(AE、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-39
図 2.11-3	格納容器系圧力 (LOCA 時注水失敗(AE、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-40
図 2.11-4	サプレッション・プールの水温 (LOCA 時注水失敗(AE、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-40
図 2.11-5	各放射性物質の環境放出量割合 (LOCA 時注水失敗(AE、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-41
図 2.11-6	プラント内 FP 分布 (LOCA 時注水失敗(AE、基本ケース、(BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-41
図 2.12-1	原子炉冷却系水位 (原子炉未臨界確保失敗(PCVR+TC、直接格納容器破損、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-42
図 2.12-2	炉心最高温度 (原子炉未臨界確保失敗(PCVR+TC、直接格納容器破損、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-42
図 2.12-3	格納容器系圧力 (原子炉未臨界確保失敗(PCVR+TC、直接格納容器破損、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-43
図 2.12-4	サプレッション・プールの水温 (原子炉未臨界確保失敗(PCVR+TC、直接格納容器破損、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-43
図 2.12-5	各放射性物質の環境放出量割合 (原子炉未臨界確保失敗(PCVR+TC、直接格納容器破損、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-44
図 2.12-6	プラント内 FP 分布 (原子炉未臨界確保失敗(PCVR+TC、直接格納容器破損、(BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-44
図 2.13-1	原子炉冷却系水位 (原子炉未臨界確保失敗(RBR+TC、直接原子炉建屋損傷、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-45
図 2.13-2	炉心最高温度 (原子炉未臨界確保失敗(RBR+TC、直接原子炉建屋損傷、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-45
図 2.13-3	格納容器系圧力 (原子炉未臨界確保失敗(RBR+TC、直接原子炉建屋損傷、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 Kwe 級))	2-46
図 2.13-4	サプレッション・プールの水温 (原子炉未臨界確保失敗(RBR+TC、	

	直接原子炉建屋損傷、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-46
図 2.13-5	各放射性物質の環境放出量割合 (原子炉未臨界確保失敗(RBR+TC、 直接原子炉建屋損傷、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-47
図 2.13-6	プラント内 FP 分布 (原子炉未臨界確保失敗(RBR+TC、 直接原子炉建屋損傷、(BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))	2-47
図 2.14-1	地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング (BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))	2-48
図 2.14-2	地震時の代表的な事故シーケンスのソースターム (BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級))	2-49
図 2.15-1	地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング (BWR-5 Mark I 改良型の 80 万 KWe 級と BWR-4 との比較)	2-50
図 2.15-2	地震時の代表的な事故シーケンスのソースターム (BWR-5 Mark I 改良型の 80 万 KWe 級と BWR-4 との比較)	2-51
図 3.1	プラント損傷状態別発生頻度割合 (BWR-5 Mark II 改良型)	3-27
図 3.2	プラント損傷状態別発生頻度割合 (BWR-4 Mark I 型)	3-27
図 3.3	各プラント損傷状態の発生頻度変化 (BWR-5 Mark II 改良型)	3-28
図 3.4	各プラント損傷状態の発生頻度変化 (BWR-4 Mark I 型)	3-28
図 3.5	地震動レベルに対する機能喪失確率 (BWR-5 Mark II 改良型)	3-29
図 3.6	地震動レベルに対する機能喪失確率 (BWR-4 Mark I 型)	3-29
図 3.7	プラント損傷状態別格納容器破損頻度割合 (BWR-5 Mark II 改良型)	3-30
図 3.8	各プラント損傷状態の格納容器破損頻度変化 (BWR-5 Mark II 改良型)	3-30
図 3.9	従来の格納容器破損モード別割合 (BWR-5 Mark II 改良型)	3-31
図 3.10	新データを反映した試解析結果 (破損モード別割合) (BWR-5 Mark- II 改良型)	3-31
図 3.11	従来のプラント損傷状態別格納容器破損モード別発生頻度 (相対値 : BWR-5 Mark II 改)	3-32
図 3.12	新データを反映した試解析結果 (破損モード別の発生頻度) (相対値 : BWR-5 Mark II 改)	3-32
図 3.13	プラント損傷状態別格納容器破損頻度割合 (BWR-4 Mark I 型)	3-33
図 3.14	各プラント損傷状態の格納容器破損頻度変化 (BWR-4 Mark I 型)	3-33

図 3.15	従来の格納容器破損モード別割合 (BWR-4 Mark I 型)	3-34
図 3.16	新データを反映した試解析結果 (破損モード別割合) (BWR-4 Mark I 型)	3-34
図 3.17	現状の格納容器破損モード別の発生頻度 (相対値: BWR-4 Mark I 型)	3-35
図 3.18	新データを反映した試解析結果 (破損モード別の発生頻度) (相対値: BWR-4 Mark I 型)	3-35
図 4.1	プラント損傷状態別発生頻度 (BWR-4 Mark I 型)	4-22
図 4.2	各プラント損傷状態の発生頻度 (BWR-4 Mark I 型)	4-23
図 4.3	PDS 別炉心損傷頻度割合 (BWR-4 Mark I 型)	4-24
図 4.4	原子炉圧力容器内の水蒸気爆発 (INST) の評価	4-25
図 4.5	原子炉圧力容器破損時の格納容器過圧破損 (EOPF) の評価	4-26
図 4.6	格納容器雰囲気直接加熱時における格納容器破損確率 (DCH) の評価	4-27
図 4.7-1	ミサイルエネルギーの確率分布	4-28
図 4.7-2	原子炉圧力容器内水蒸気爆発による格納容器破損の発生確率	4-28
図 4.8-1	高圧溶融物放出時の格納容器圧力	4-29
図 4.8-2	高圧溶融物放出による格納容器破損の発生確率	4-29
図 4.9-1	格納容器雰囲気直接加熱時の格納容器圧力	4-30
図 4.9-2	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の発生確率	4-30
図 4.10	プラント損傷状態別格納容器破損頻度 (BWR-4 Mark I 型)	4-31
図 4.11	各プラント損傷状態の格納容器破損頻度 (BWR-4 Mark I 型)	4-32
図 4.12	格納容器破損モード発生頻度 (BWR-4 Mark I 型)	4-33
図 4.13	格納容器破損モードの発生頻度 (BWR-4 Mark I 型)	4-34
図 4.14	PDS 別格納容器破損頻度 (平均値) (BWR-4 Mark I 型)	4-35
図 4.15	格納容器破損モード別発生頻度 (平均値) (BWR-4 Mark I 型)	4-35
図 4.16	点推定解析による格納容器破損モード別発生頻度 (BWR-4 Mark I 型)	4-36
図 4.17	放出カテゴリ頻度 (BWR-4 Mark I 型)	4-37
図 4.18	放出カテゴリ頻度割合 (平均値) (BWR-4 Mark I 型)	4-37
図 5.1	MELCOR コード解析体系モデル	5-18
図 5.2-1	ソースターム変動幅への寄与割合(TC, CsI)	5-19
図 5.2-2	ソースターム変動幅への寄与割合(TC, Sr)	5-19
図 5.3-1	ソースターム変動幅への寄与割合(TB, CsI)	5-20

図 5.3-2	ソースターム変動幅への寄与割合(TB, Sr)	5-20
図 5.4	燃料からの FP 放出率の累積確率分布	5-21
図 5.5	炉内デブリ熱伝達率の累積確率分布	5-21
図 5.6	デブリの平均粒径の累積確率分布	5-22
図 5.7	気泡径の累積確率分布	5-22
図 5.8	気泡上昇速度の累積確率分布	5-23
図 5.9	キャビティ部デブリモデルの累積確率分布	5-23
図 5.10	格納容器破損圧力の累積確率分布	5-24
図 5.11	格納容器破損面積(TC)の累積確率分布	5-24
図 5.12	格納容器破損面積(TB)の累積確率分布	5-25
図 5.13	原子炉建屋での破損発生ノードの累積確率分布	5-25
図 5.14	原子炉未臨界確保失敗(TC)の事故進展タイミング及びソースターム	5-26
図 5.15-1	ドライウエル圧力 (原子炉未臨界確保失敗 (TC))	5-27
図 5.15-2	ドライウエル温度 (原子炉未臨界確保失敗 (TC))	5-27
図 5.15-3	Xe 環境放出量割合 (原子炉未臨界確保失敗 (TC))	5-28
図 5.15-4	CsI 環境放出量割合 (原子炉未臨界確保失敗 (TC))	5-28
図 5.15-5	CsOH 環境放出量割合 (原子炉未臨界確保失敗 (TC))	5-29
図 5.15-6	Te 環境放出量割合 (原子炉未臨界確保失敗 (TC))	5-29
図 5.15-7	Sr 環境放出量割合 (原子炉未臨界確保失敗 (TC))	5-30
図 5.15-8	Ru 環境放出量割合 (原子炉未臨界確保失敗 (TC))	5-30
図 5.15-9	Ce 環境放出量割合 (原子炉未臨界確保失敗 (TC))	5-31
図 5.16	電源喪失 (TB) の事故進展タイミング及びソースターム	5-32
図 5.17-1	ドライウエル圧力 (電源喪失 (TB))	5-33
図 5.17-2	ドライウエル温度 (電源喪失 (TB))	5-33
図 5.17-3	Xe 環境放出量割合 (電源喪失 (TB))	5-34
図 5.17-4	CsI 環境放出量割合 (電源喪失 (TB))	5-34
図 5.17-5	CsOH 環境放出量割合 (電源喪失 (TB))	5-35
図 5.17-6	Te 環境放出量割合 (電源喪失 (TB))	5-35
図 5.17-7	Sr 環境放出量割合 (電源喪失 (TB))	5-36
図 5.17-8	Ru 環境放出量割合 (電源喪失 (TB))	5-36



図 5.17-9	Ce 環境放出量割合（電源喪失(TB)）	5-37
図 5.18	放出開始時間の累積確率分布(TC)	5-38
図 5.19	放出開始時間の累積確率分布(TB)	5-38
図 5.20	放出開始時間の不確実さ分布定数の比較	5-39
図 5.21	環境放出割合の不確実さ分布（原子炉未臨界確保失敗 (TC)）	5-40
図 5.22	環境放出割合の不確実さ分布（電源喪失 (TB)）	5-40
図 5.23	環境放出割合の不確実さ分布定数（原子炉未臨界確保失敗 (TC)）	5-41
図 5.24	環境放出割合の不確実さ分布定数（電源喪失 (TB)）	5-41
図 5.25	NUREG-1150 (N：破線) と MELCOR 解析結果 (M：実線) の環境放出割合 に関する不確実さ分布定数(TC)の比較	5-42
図 5.26	NUREG-1150 (N：破線) と MELCOR 解析結果 (M：実線) の環境放出割合 に関する不確実さ分布定数(TB)の比較	5-42
図 5.27	JAEA 解析結果 (破線) と MELCOR 解析結果 (実線) の環境放出割合に 関する不確実さ分布定数(TC)の比較	5-43

## 1. 序 論

当機構では、リスク情報を活用した安全規制検討等への PSA 手法の活用に向けて、最新知見を反映しつつ、PSA 手法の整備を進めている。地震時のレベル 2PSA に関しては、これまでに、BWR-3、BWR-4、BWR-5 及び ABWR 型原子炉施設を対象にして、地震時の主な事故シーケンスの事故進展を対象にソースターム挙動を解析し、レベル 2PSA 手法の改良整備を進めてきた。

本作業では、新耐震指針に対応した地震 PSA をレビューするために必要な事故進展、ソースターム及び格納容器イベントツリ定量化によるそれらの発生頻度に関する技術情報を蓄積したデータベースの整備を実施するとともに、ソースタームの不確実さについて解析を実施した。

事故進展及びソースタームに関しては、BWR-5Mark I 改良型（80 万 KWe 級）原子炉施設における地震時の主な事故シーケンスを対象にして、シビアアクシデント事故進展総合解析コード MELCOR 1.8.5 を用いて解析し、その影響を検討した。その他に、BWR-3、BWR-4 及び BWR-5Mark II プラントについても過年度までの整備に引き続き、一部の追加解析を実施した。

また、格納容器イベントツリ定量化に関しては、格納容器内のエナジェティック事象（炉外水蒸気爆発（FCI）、格納容器直接加熱（DCH）及びドライウェルシェルメルトスル（格納容器シェルアタック））の他にコア・コンクリート反応（MCCI）及び圧力容器内デブリ保持（IVR）の格納容器イベントツリの分岐確率に関する不確実さ解析の研究が報告されているため、その影響を検討した。

更に、不確実さ解析に関しては、BWR-4 Mark I プラントを対象に、地震時のプラント損傷状態の不確実さ分布を考慮した格納容器イベントツリの定量化を実施し、プラント損傷状態別の格納容器破損頻度及び破損モード別発生頻度を評価した。

ソースタームの不確実さに関しては、健康影響リスクの高い事故シーケンスを対象に、不確実さ因子としてソースタームへの寄与割合が大きい不確実さ因子のパラメータを選定した後、ラテン超方格サンプリング法（LHS）手法を用いて、MELCOR 解析に用いるパラメータセットを作成する。次に、MELCOR1.8.5 コードを用いた不確実さ解析を実施し、ソースタームの放出開始時刻、環境放出割合について累積確率分布及び不確実さ分布定数などを求め、不確実さの幅を検討した。

## 2. BWR-5 Mark I 改良型原子炉施設（80 万 KWe 級）の事故進展解析

国内 BWR-5 プラントは格納容器型式、原子炉出力によって4つのタイプに分類される。当機構は、地震 PSA において、BWR-5 の代表炉を国内で最も基数の多い 110 万 KWe 級 Mark II 改良型格納容器プラントを選定して検討を幅広く行ってきた。このタイプのプラントは、地震ハザードが厳しくないサイトに設置されているため、サイト想定条件も合わせた。また、このタイプ以外に、格納容器型式が異なる Mark II 型格納容器及び Mark I 改良型格納容器の各プラントについても順次検討を進めてきた。特に、構造上耐震性が強い Mark I 改良型格納容器プラントは、地震ハザード条件が厳しいサイトに設置されているため、サイト想定条件も合わせて検討を行った。レベル 1 地震 PSA<sup>(1)</sup>によれば、BWR-5 代表炉（Mark II 改良型）のサイト条件を地震ハザードが厳しい場合に変えると、炉心損傷に至る主な事故シーケンスとして、電源喪失のほかに LOCA、原子炉未臨界確保失敗などが増加する傾向があるため、幅広い事故シーケンスを想定した検討を行ってきた。

本検討では、原子炉出力が 80 万 KWe 級、格納容器型式が Mark I 改良型のプラントを対象に地震ハザードが厳しいサイト条件を想定した場合の事故進展及びソースターム解析を実施し、その特徴を検討した。

### 2.1 地震時のプラント損傷状態の分類

事故シーケンスの選定にあたって、地震ハザードが厳しい場合を検討している BWR-4 Mark I 型格納容器プラントのレベル 1 地震 PSA<sup>(1)</sup>解析結果を参考にして、80 万 KWe 級 BWR-5 Mark I 改良型格納容器プラントのプラント損傷状態（PDS）を選定した。

その結果、地震時のプラント損傷状態として、表 2.1 に示す 17 種類に区分した。その炉心損傷頻度に対する割合を参考にして、発生頻度の大きい上位の 11 種類を選択し、本検討対象として表 2.1 に示した。それらを大きく分けると、下記のとおりである。

#### (1) 地震による建造物の直接損傷により生じるプラント損傷状態

格納容器破損（PCVR）、原子炉建屋損傷（RBR）の二つのプラント損傷状態は、地震による建造物の直接損傷であり、地震特有のプラント損傷状態である。

#### (2) 内の事象と同じプラント損傷状態

原子炉未臨界確保失敗（TC）、電源喪失（TB）、高圧・低圧注水失敗（TQUV）、LOCA 時注水失敗（AE）、崩壊熱除去失敗（TW）、高圧注水・減圧失敗（TQUX）の六つのプラント損傷状態は、内の事象と同一のプラント損傷状態である。

なお、地震時には電源喪失の可能性が高まることを考慮して、高圧注水・減圧失敗(TQUX)は、事象の類似な電源喪失 (TBU)にて模擬する。

### (3) 内の事象の複合事象として生じるプラント損傷状態

地震動に付随して起こりうる制御棒挿入不能(原子炉未臨界確保失敗)、電源喪失、LOCAなどの事象を複合して生じる事象を、本検討では複合事象とした。小破断 LOCA 時の未臨界確保失敗 (S2C)、電源喪失時の小破断 LOCA (S2B) のプラント損傷状態は、小破断 LOCA と内の事象とを組合せたプラント損傷状態であり、内の事象と類似なものであるが、ソースタームは大きくなる可能性がある。

## 2.2 主な解析条件

BWR-5 Mark I 改良型原子炉施設の原子炉建屋は図 2.1 に示す。図 2.2 に、非常用炉心冷却系の系統概要を示す。

### 2.2.1 原子炉建屋の多ノード化モデル

当機構で整備した MELCOR1.8.5<sup>(2~3)</sup>に、原子炉建屋多ノードモデルを組み込んだコードを事故進展解析に使用する。

図 2.1 に示すように、サプレッションプールのある地下 1 階部分と最上階の燃料交換エリアを除くと 4 フロアに分割されているため、図 2.3 に示すように、各フロアをそれぞれ一つずつのノードとしてモデル化している。

従来の原子炉建屋の単一ノードモデルに組み込まれている気体状放射性物質の凝集・蒸発及びエアロゾルの凝集・沈着／沈降をそれぞれ模擬している TRAP-MELT2 と MAEROS のモデル<sup>(4~5)</sup>を、原子炉建屋多ノード化モデルに組み込んで、重力沈降、熱泳動、拡散泳動、ブラウン拡散、凝縮を模擬する。

また、表 2.2 には、MELCOR1.8.5 改良版の主な改良項目を示し、表 2.3 には、BWR-5 Mark I 改良型原子炉施設の MELCOR1.8.5 改良版での主な解析条件を示す。

なお、主な改良項目のうち、凝縮性ガスのプールスクラビング、凝縮性ガスのスプレー除去モデル及び複雑形状や局所流動等の沈着効果を考慮した除染係数 (DF) 補正の 3 点は、MELCOR1.8.3 (JNES 版) に組込んだモデルと同じである。

### 2.2.2 格納容器の過圧破損と過温破損の解析条件

## (1) 過圧破損条件

Mark I 型格納容器（BWR4）に対する格納容器損傷部位として、ドライウエルスタビライザのメイルシアラグが地震によって直接破損の可能性がある。このため、放射性物質の放出先をメイルシアラグの損傷は原子炉建屋第 2 フロアとした。本検討の Mark I 改良型格納容器は型式が若干異なるが、損傷場所は同じと仮定し、放射性物質の放出先を原子炉建屋第 2 フロアとした。位置とした。また、格納容器ヘッドフランジからの放出は、遮蔽ブロックで閉鎖されたエリアへの放出であるが、直接、燃料交換エリアへの放出と仮定した。

## (2) 過温破損条件

格納容器が過温破損した場合も、放射性物質の放出は過圧破損の場合と同じフロアへ放出されるものと仮定した。

## 2.3 地震時の主な事故シーケンスの事故進展とソースターム解析

2.1 項のプラント損傷状態の分類結果から、地震時の特有な事故シーケンスを含むリスク上の主となる事故シーケンスを対象にして、MELCOR1.8.5 改良コードを用いた事故進展を解析した。表 2.5 には、これらの事故シーケンスの概要を示す。

以下に、炉心損傷前に格納容器が過圧破損（先行破損）に至る事故シーケンス、炉心損傷後に格納容器過圧破損または過温破損に至る事故シーケンス、地震による格納容器の直接破損（PCVR）及び原子炉建屋が直接損傷（RBR）となる場合の事故シーケンスに分けて解析結果を示す。

### 2.3.1 炉心損傷前に格納容器が過圧破損（先行破損）に至る事故進展解析

#### (1) 原子炉未臨界確保失敗（TC 及び S2C）

地震時に原子炉未臨界確保に失敗するが、原子炉への注水可能な事故シーケンスは、以下の 2 種類を対象に検討した。

①過渡変化時の未臨界確保失敗(TC)

②小破断 LOCA 時の未臨界確保失敗（S2C）

TC の事故進展解析結果を図 2.4-1 から図 2.4-5 に、S2C の結果を図 2.5-1 から図 2.5-5 に、それぞれ示す。

これらの事故シーケンスでは、地震によって過渡事象または小破断 LOCA のいずれかの事象が発生後、原子炉未臨界確保に失敗し、炉心出力は比較的高い状態が継続した。つまり、TC

及び S2C では原子炉注水が停止して炉心損傷が開始するまで、定格出力の約 12～13%状態が継続した。

TC 及び S2C が生じた場合の炉心への注水は、高圧 ECCS 系 (HPCS) がモータ駆動であるため、継続し、炉心の水位は維持された。炉心部で発生する水蒸気は逃し安全弁を経由して圧力抑制プール水中へ放出され、その水位が急速に上昇し、数分後に HPCS の水源切替レベルに到達した。水源が復水貯蔵タンクから圧力抑制プールに切り替わる。S2C では直接格納容器に蒸気が放出されるので格納容器圧力は初期立ち上がりが高く、圧力抑制プール水温の立ち上がりは遅くなる。しかし、水源切替により、圧力抑制プール水温が急速に上昇し、格納容器圧力も急速に上昇する。このため、TC、S2C では、ほぼ同じ約 1.6 時間後に格納容器破損に至り、HPCS の作動停止に至った。その結果、炉心への注水が停止するため炉心冷却手段が確保できず、原子炉水位が低下した後、燃料落下が開始する。しかし、S2C では TC と比べて、圧力抑制プール水のサブクール度が大きく、原子炉へ注入した場合に燃料落下の開始が遅くなる。この結果、TC、S2C では、それぞれ約 1.7、2.2 時間後に燃料落下開始に至り、S2C の方が遅くなった。

その後の原子炉圧力容器破損については、シュラウドを介した炉心外周部のダウンコマ水位が S2C では小破断 LOCA により減少しており、その除熱効果が期待できない。その結果、S2C では破損タイミングが早まり、TC、S2C に対して、それぞれ約 4.7、3.2 時間後に原子炉圧力容器破損に至った。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 2.4-6 及び図 2.5-6 にそれぞれ示す。格納容器が炉心損傷する前に先行破損する。その後、炉心損傷に伴い放出された CsI に関して、TC では圧力抑制プール水中に蒸気とともに放出され、スクラビング効果により多くが圧力抑制プール水中に留まる。また、S2C では、小破断 LOCA の破断口から直接、ドライウェルや原子炉建屋に放出されるため、圧力抑制プールのスクラビング効果の寄与はほとんどなく、ドライウェルや原子炉建屋での沈着量が多い。CsI 環境放出量は炉心内蔵量の約 25%、42%に達する。

## (2) 崩壊熱除去失敗(TW)

事故進展解析結果を図 2.6-1 から図 2.6-5 に示す。地震時に崩壊熱除去失敗に至る事故シーケンス「過渡変化時の崩壊熱除去失敗(TW)」では、地震によって過渡事象が発生後、原子炉未臨界確保及び高圧炉心注水系 (HPCS) の起動に成功し原子炉への注水は確保される。崩壊熱

除去系の作動失敗により、圧力抑制プールでの水蒸気凝縮による除熱が十分行われず、約 43.5 時間後に格納容器は過圧破損に至った。その結果、HPCS が停止するため炉心冷却手段が確保できず、約 52.5 時間後に燃料落下開始、約 53.1 時間後に原子炉圧力容器破損に至った。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 2.6-6 に示す。崩壊熱除去系の作動失敗により圧力抑制プール水温は飽和温度に近いものの、炉心損傷に伴い放出された CsI は、圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果により一部が圧力抑制プール水中に移行する。その後、圧力容器破損によって CsI はドライウェルに流出したのち、一部がドライウェル及び原子炉建屋に沈着するとともに環境に放出された。その結果、CsI 環境放出量は炉心内蔵量の約 22%であった。

### 2.3.2 炉心損傷後に格納容器過圧破損または過温破損に至る事故進展解析

#### (1) 電源喪失に係る事故シーケンス(TB 及び S2B)

地震時の電源喪失に係る事故シーケンスは、以下の 2 種類がある。

##### ①電源喪失(TB)

##### ②小破断 LOCA 時の電源喪失 (S2B)

TB の事故進展解析結果を図 2.7-1 から図 2.7-5 に、S2B の結果を図 2.8-1 から図 2.8-5 に、それぞれ示す。

これらの事象では、地震によって過渡事象または小破断 LOCA が発生した後、電源喪失になり、RCIC による原子炉注水に成功するが、事故開始から 8 時間後には DC バッテリーが枯渇するため RCIC は停止する。そのため炉心冷却手段が確保できず、原子炉水位は低下する。RCIC 停止時点の原子炉水位として TB では通常運転範囲であるが、S2B では小破断 LOCA により炉心露出が早期に発生した状態を継続した後、RCIC は停止に至っている。その結果、事故進展のタイミングは TB よりも早く、燃料落下は TB、S2B に対して、それぞれ約 13.1、9.7 時間後に開始し、原子炉圧力容器破損は、それぞれ約 14.9、11.2 時間後になり、格納容器の過圧破損には、それぞれ約 30.4、22.0 時間後に至った。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 2.7-6 及び図 2.8-6 にそれぞれ示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、TB では圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果によって圧力抑制プール水中に移行する。また、圧力容器破損後にはドライウェルに流出したのち、ドライウェルと原子炉建屋に沈着した。また、S2B では圧力抑制プール水中に放出されるとともに、小破断 LOCA 部により直接、ドライウェルや原子炉建屋に放出され

るため、原子炉建屋での沈着量が TB より若干大きくなった。CsI 環境放出量は、TB、S2B に対して、それぞれ炉心内蔵量の約 8.7%、8.3%であった。

## (2) 高圧・低圧注水失敗に類する事故シーケンス(TQUV、TBU 及び AE)

地震時の高圧・低圧注水失敗に係る事故シーケンスは、以下の 3 種類がある。

- ①高圧・低圧注水失敗(TQUV)
- ②電源喪失 (TBU)
- ③LOCA 時、注水失敗 (AE)

TQUV の事故進展解析結果を図 2.9-1 から図 2.9-5 に、TBU の結果を図 2.10-1 から図 2.10-5 に、AE の結果を図 2.11-1 から図 2.11-5 に、それぞれ示す。

これらの事象では、地震によって過渡事象または大 LOCA が発生した後、原子炉未臨界確保には成功するが、過渡事象時には高圧注水に失敗する。その後、運転員の手動操作により原子炉減圧には成功するが、低圧注水に失敗する。そのため炉心冷却手段が確保できず、炉心損傷に至る。これらの事象のうち事故進展が最も早いものが、大破断 LOCA が伴う AE である。TQUV は低圧シーケンスであり、TBU は高圧シーケンスであるため、減圧に伴う冷却材減少により水位低下が早く、事故進展も早くなる。その結果、TQUV、TBU、AE に対して、それぞれ約 1.5、1.6、0.6 時間後に燃料落下開始、約 2.3、3.2、1.3 時間後に原子炉圧力容器破損、約 15.5、19.9、17.3 時間後に格納容器の過温破損に至った。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 2.9-6、図 2.10-6 及び図 2.11-6 にそれぞれ示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、TQUV では圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果によって圧力抑制プール水中に大半が移行する。また、圧力容器破損後に、ドライウェルに流出したのち、多くが沈着した。また、TBU、AE では圧力抑制プール水中に放出されるとともに、LOCA により直接、ドライウェルや原子炉建屋に放出されるため、圧力抑制プール水中への移行量は減少し、原子炉建屋での沈着量が比較的大きい結果であった。CsI 環境放出量は、TQUV、TBU、AE に対して、それぞれ炉心内蔵量の約 0.1%、0.3%、0.6%であった。

### 2.3.3 地震による格納容器の直接破損 (PCVR) となる事故進展解析

2.1(1)項に記載したように、地震によって直接、格納容器破損に至る事象 (PCVR) は、格納容器破損モードのひとつに分類できるため、具体的な事象としては、「地震によって時刻 0 で格納



容器ドライウェル破損が生じるものとし、地震時に発生頻度が最も大きい原子炉未臨界確保失敗(TC)の事故シーケンスと組合せた複合シーケンス」と仮定する。また、地震による格納容器の破損断面積は、従来から過圧破損した場合に使用している値  $0.65\text{m}^2$  を仮定した。

格納容器の直接破損状態での原子炉未臨界確保失敗(PCVR+TC)の事故進展解析結果を図 2.12-1 から図 2.12-5 に示す。本事象では、地震によって格納容器破損するとともに、過渡事象が発生した後、原子炉未臨界確保に失敗するものの、HPCS 作動により炉心への注水は成功し、炉心の水位は維持される。その結果、炉心出力は炉心損傷が生じるまで、定格出力の約 13%が維持された。

炉心部で発生する水蒸気は逃し安全弁を經由して圧力抑制プール水中へ放出され、プール水位が急速に上昇し、HPCS の水源切替により復水貯蔵タンクから圧力抑制プールに切り替わる。その結果、圧力抑制プール水温は約 0.5 時間後に飽和温度に達し、HPCS 停止に至るものとした。注水喪失によって原子炉出力は急減するものの、炉心冷却手段が確保できず、約 0.6 時間後に燃料落下開始、約 2.4 時間後に原子炉圧力容器破損に至った。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 2.12-6 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果により、一部が圧力抑制プール水中に移行した。また、圧力容器破損後に、ドライウェル及び原子炉建屋に流出し、それぞれのエリアで多くが沈着した。CsI 環境放出量は炉心内蔵量の約 3%に留まった。

#### 2.3.4 地震により原子炉建屋が直接損傷 (RBR) となる事故進展解析

2.1(1)項に記載したように、地震によって直接、原子炉建屋損傷に至る事象 (RBR) は、地震時に特有なプラント損傷状態として、階層イベントツリの上位に位置し、内的事象にはない事故シーケンスである。レベル 1 地震 PSA の階層イベントツリではこれらの事故シナリオが生じれば、炉心損傷が発生すると仮定している。しかし、レベル 2 地震 PSA において、事故進展を解析するにあたっては事故シナリオを仮定する必要がある。

このため、本作業では、前項 2.3.3 と同様に具体的な事象としては、「地震によって時刻 0 で原子炉建屋損傷が生じるものとし、地震時に発生頻度が最も大きい原子炉未臨界確保失敗(TC)と組合せた複合シーケンス」と仮定する。

また、原子炉建屋 (Mark I 改良型格納容器) の 2 次格納施設の設計漏えい率は水柱  $6.4\text{mm}$  の負圧で 100%/日であるため、等価漏えい面積は約  $5.0 \times 10^{-2}\text{m}^2$  となる。原子炉建屋損傷の破損面積は、ブローアウトパネルの 1/10 程度と仮定する。このため、この等価漏えい面積の 100 倍

を破損面積（5m<sup>2</sup>）と仮定した。

原子炉建屋の直接破損状態での原子炉未臨界確保失敗(RBR+TC)の事故進展解析結果を図 2.13-1 から図 2.13-5 に示す。本事象では、地震によって原子炉建屋が損傷するとともに、過渡事象が発生した後、原子炉未臨界確保失敗するものの、HPCS 作動により炉心への注水は成功し、炉心の水位は維持される。その結果、炉心出力は炉心損傷が生じるまで、定格出力の約 13%が維持された。

炉心部で発生する水蒸気は逃し安全弁を経由して圧力抑制プール水中へ放出され、プール水位が急速に上昇し、HPCS の水源切替により復水貯蔵タンクから圧力抑制プールに切り替わる。その結果、圧力抑制プール水温及び格納容器圧力は急速に上昇し、約 1.6 時間後に格納容器過圧破損に至り、HPCS は停止した。その結果、炉心への注水は停止するため炉心冷却手段が確保できず、約 1.7 時間後に燃料落下開始、約 4.4 時間後に原子炉圧力容器破損に至った。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 2.13-6 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、炉心損傷に伴い放出された後に、圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果により一部が圧力抑制プール水中に移行した。また、圧力容器破損後にドライウェルに流出したのち、一部が沈着するものの、格納容器が先行破損しているため、原子炉建屋の地震による損傷部位から直接、環境放出する。その結果、CsI 環境放出量は炉心内蔵量の約 45%であった。

#### 2.4 地震時の主な事故シーケンスの解析結果のまとめ

前項 2.3 では、計 10 種類の事故シーケンスの解析を実施した。図 2.14-1、図 2.14-2 には、各事故シーケンスの事故進展のタイミング及びソースタームの解析結果を示す。

これらの結果から、放射性物質の環境放出に関して、放射性物質の放出タイミングが早い事故シーケンスは、直接、格納容器破損（PCVR）と原子炉未臨界確保失敗(TC)の事故シーケンスと組合せた複合シーケンス（PCVR+TC）であり、次いで小破断 LOCA 時の未臨界確保失敗（S2C）となり、放出開始はそれぞれ約 2.4 時間後、3.2 時間後からであった。また、放射性物質の環境放出量（CsI 放出量）に関して、直接、原子炉建屋損傷に至る事象（RBR）と原子炉未臨界確保失敗(TC)の事故シーケンスと組合せた複合シーケンス（RBR+TC）であり、次いで小破断 LOCA 時の未臨界確保失敗（S2C）が大きい値になった（それぞれ炉心内蔵量の約 45%、約 42%放出）。Sr 環境放出量に関しても CsI の場合と同じ事象になり、それぞれ炉心内蔵量の約 3.0%、約 1.2%が放出され、地震時のソースターム放出の観点から、厳しい事故シーケンスを絞り込むことがで

きた。

参考のために、電気出力は同等の 80 万 KWe 級であるが、格納容器型式が Mark I 改良型 (BWR-5) と Mark I 型 (BWR-4) と異なる場合の比較を図 2.15-1、図 2.15-2 に示す。

原子炉出力に対する格納容器のドライウェル空間容積の比は、Mark I 型プラントに比して、本検討対象の Mark I 改良型プラントでは約 8 割大きいことにより、格納容器の破損タイミングが遅くなり (約 0.7~10.2 時間)、放射性物質が格納容器内に沈着する効果が大きくなる。一方、原子炉出力に対するサプレッションプール水容積の比が Mark I 改良型プラントでは約 1 割小さいため、サプレッションプール水温の上昇が早くなり、格納容器圧力上昇が早まり、格納容器の破損タイミングが早まる (約 0.3~2.7 時間) ため、格納容器内での沈着効果が期待できなくなる。

特に、高圧・低圧注水失敗 (TQUV) 及び LOCA 時注水失敗 (AE) では、ドライウェル空間容積の比による CsI 環境放出割合の低減効果が大きく現れた (1~2 オーダ低下)。一方、崩壊熱除去失敗 (TW) 及び電源喪失 (TB) においては、サプレッションプール水容積が事故進展に効く場合には、CsI 環境放出割合が増加する結果が得られた (数倍の増加)。

CsI 環境放出量に関しては、格納容器の破損タイミングが遅くなることによって、①格納容器内の沈着量が増加して、CsI 環境放出量が低下する (約 2.2~12%) 場合と、サプレッションプール水容積が低下して水温がより早く上昇することにより、スクラビング効果が減少するとともに、格納容器内の沈着効果が減少し、CsI 環境放出量が増加する効果により CsI 環境放出量の増加する場合 (約 12%) と減少する場合 (約 7%) が見られた。

表 2.1 プラント損傷状態の発生頻度順位 (BWR-5 Mark I 改良型 80 万 KWe 級)

プラント損傷状態 (注 1)	本検討対象
①原子炉未臨界確保失敗(TC)	○
②電源喪失(TB)	○
③高圧・低圧注水失敗(TQUV)	○
④小破断 LOCA 時未臨界確保失敗(S2C)	○
⑤LOCA 時注水失敗(AE)	○
⑥電源喪失時の小破断 LOCA (S2B)	○
⑦LOCA 時の原子炉未臨界確保(AC)	
⑧崩壊熱除去失敗(TW)	○
⑨小破断 LOCA 時の高圧・低圧注水失敗(S2QUV)	
⑩直接格納容器破損(PCVR) (注 2)	○
⑪直接原子炉建屋損傷(RBR) (注 2)	○
⑫直接原子炉圧力容器損傷(RVR)	
⑬高圧注水・減圧失敗(TQUX) (注 3)	○
⑭電源喪失時のインターフェイス LOCA(VB)	
⑮インターフェイス LOCA 時未臨界確保失敗(VC)	
⑯小破断 LOCA 時崩壊熱除去失敗(S2W)	
⑰LOCA 時崩壊熱除去失敗(AW)	

(注 1) BWR-4 Mark I 型原子炉施設のレベル 1 地震 PSA の結果を準用した。

(注 2) 格納容器破損(PCVR)及び原子炉建屋損傷(RBR)は、発生頻度の高い事故シーケンス (TC) と組合せて模擬した。

(注 3) 高圧注水・減圧失敗(TQUX)は、事象の類似な電源喪失 (TBU)にて模擬した。

表 2.2 MELCOR1.8.5 改良版の主な改良項目 (BWR-5 Mark I 改良型 80 万 KWe 級)

改良項目	内 容	備 考
原子炉建屋の多ノードモデル	原子炉建屋を各フロア毎のノードに分割 (1ノード→4ノード) して蒸気、エアロゾルの凝縮、沈着、再蒸発などの挙動を各ノード毎にモデル化した。	
格納容器破損モデル	NUPEC 格納容器構造挙動試験 <sup>(6)</sup> の結果を反映して、格納容器が大規模破断せずに、リークモードで破損するモデルを組み込んだ。	NUPEC 格納容器破損試験結果を反映
格納容器漏えいモデル	NUPEC 放射性物質捕集特性試験 <sup>(7)</sup> の結果を反映して、ペネトレーション部の過温破損を考慮した。壁面温度が漏えい温度になるとペネトレーション部からの漏えいが開始する。また、漏えいパスでのエアロゾル状放射性物質の捕集効果も考慮した。	NUPEC 漏えい試験結果を反映
化学吸着モデル	MELCOR1.8.5 オリジナルコードの化学吸着モデルに PHEBUS 分離効果試験 (DEVAP 試験) <sup>(8)</sup> に基づく CsI, CsOH, Te の化学吸着速度を組み込んだ。	PHEBUS-FP 試験データ等を反映
炉心支持部モデルの分割	炉心支持板破損モデルが、MELCOR1.8.3 の簡易なモデル (破損温度以上であれば破損) から MELCOR1.8.5 の機械的構造強度評価による破損モデル (破損モードを考慮した応力破損条件で破損) に変更されたこと及び MELCOR1.8.5 ではキャニスター内のデブリとバイパス領域のデブリを区別するように変更されたことにより、炉心支持部モデルを従来の「燃料支持金具と炉心支持板」の一体モデルを変更して、それぞれを分けてモデル化した。炉心支持板モデルの厚さを本来の厚さに変更した。	
凝縮性ガスのプールスクラビング	MELCOR1.8.3 (JNES 版) でモデル化した凝縮性ガスのプールスクラビング効果を考慮した。	BWR-MELCOR1.8.3 に反映済みの改良項目
凝縮性ガスのスプレイ除去モデル	MELCOR1.8.3 (JNES 版) でモデル化した凝縮性ガスのスプレイ除去効果を考慮した。	BWR-MELCOR1.8.3 に反映済みの改良項目
複雑形状や局所流動等の沈着効果を考慮した DF 補正	MELCOR1.8.3 (JNES 版) でモデル化した単管沈着モデルを補正するための DF 値の補正を考慮した。	BWR-MELCOR1.8.3 に反映済みの改良項目
(参考) 燃料のデブリ化モデル	MELCOR1.8.3 のデブリ化条件モデルは、未酸化ジルコイの厚さが指定値以下の条件、MELCOR1.8.5 では、酸化した燃料の温度が、UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> 共融混合物の溶融温度(2,500K)に達するか、または、燃料温度が UO <sub>2</sub> の溶融温度(3100K)に達するか、により決定する。	MELCOR1.8.5 オリジナルモデルに使用されているモデルで MELCOR 1.8.3 モデルと異なる。

表 2.3 MELCOR1.8.5 改良版の主な解析条件 (BWR-5 Mark I 改良型 80 万 KWe 級)

改良項目 (注 1)	解析条件	備考
格納容器破損モデル	<p><u>過圧破損</u> 格納容器設計圧力の 2.5 倍</p> <p><u>過圧破損面積</u> 約 0.092 m<sup>2</sup>(TC), 0.0033 m<sup>2</sup>(TB), 0.090 m<sup>2</sup>(S2C), 0.0036 m<sup>2</sup>(S2B), 0.0029 m<sup>2</sup>(TW)</p>	<p>NUPEC 格納容器破損試験の解析結果<sup>(6)</sup>を反映し、過圧破損の圧力としては、ひずみ集中を考慮して格納容器の設計圧力の 2.5 倍を仮定した。</p> <p>格納容器の破損面積として、格納容器が過圧破損する時点において、崩壊熱・核分裂出力 (MELCOR 解析結果) によって発生する水蒸気を臨界流条件で逃がし始めるための面積で近似した。</p>
格納容器漏えいモデル	<p><u>過温破損面積</u> 約 0.0017 m<sup>2</sup></p> <p><u>除染係数(DF)</u> 16</p>	<p>NUPEC 漏えい試験結果<sup>(7)</sup>を反映し、ペネトレーション部有機シール材やフランジやハッチ部のガスケットの過温破損を考慮した。</p> <p>NUPEC 漏えい試験結果<sup>(7)</sup>を反映し、漏えいパスでのエアロゾル状放射性物質の捕集効果として DF=16 を用いた。</p>
化学吸着モデル	<p>PWR でのシビアアクシデント時の揮発性放射性物質の沈着に関する DEVAP 試験に基づく CsI, CsOH, Te の化学吸着速度を使用。</p>	<p>DEVAP 試験に係る論文<sup>(8)</sup>には、SOPHIE コードへの推奨値が記載。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ CsI 沈着速度： 2~10×10<sup>-6</sup>m/s</li> <li>・ CsOH 沈着速度： 約 3×10<sup>-4</sup>m/s</li> </ul>
炉心支持部モデルの分割	<p>炉心支持板の厚さの値を使用。</p>	
原子炉建屋の多ノードモデル	<p>原子炉建屋を各フロア毎に 4 分割して、それぞれの容積を使用。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 建屋容積：約 6,400~約 14,000m<sup>3</sup></li> </ul>	

注 1 : 凝縮性ガスのプールスクラビング、凝縮性ガスのスプレー除去モデル、複雑形状や局所流動等の沈着効果を考慮した DF 補正については、MELCOR1.8.3 (JNES 版) でモデル化してあるため改良項目から省略した。

表 2.4 地震時の主な事故シーケンスの概要 (1/2) : BWR-5 Mark I 改良型原子炉施設

プラント 損傷状態	プラント損傷状態を代表する事故シーケンス
原子炉未臨界 確保失敗 (TC)	<p>地震により過渡事象が発生した後、原子炉停止系（原子炉スクラム及びほう酸水注水系）の故障により原子炉の未臨界確保に失敗する。原子炉隔離時冷却系あるいは高圧炉心スプレイ系の作動には成功する。炉心の水位は維持されるものの、炉心の出力が高い状態で事故が進展するため、炉心で発生した多量の水蒸気が圧力抑制プールに運ばれて、水蒸気が格納容器雰囲気蓄積するようになる。このため、格納容器は、水蒸気による過圧で破損する。</p> <p>また、原子炉隔離時冷却系あるいは高圧炉心スプレイ系は格納容器破損に至った時点で機能維持が期待できない。このため、炉心への注水ができなくなり、炉心水位が低下して炉心損傷に至る。原子炉冷却系は高圧の状態では事故が推移し、また、炉心損傷時期は早期に分類される。</p>
電源喪失 (長期：TB)	<p>地震により全交流電源喪失した後、原子炉スクラムには成功する。全交流電源喪失の際、所内バッテリーにより事故後 8 時間は直流電源が保持されるため、この期間、蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系(RCIC)による炉心への注水ができ、炉心の冷却が維持される。原子炉隔離時冷却系の水源は、圧力抑制プール水位高で復水貯蔵タンク (CST : Condensate Water Storage Tank ) から圧力抑制プールに切り替えられる。DC バッテリーが枯渇した後は、原子炉隔離時冷却系からの注水ができないために炉心損傷に至る。</p> <p>格納容器の破損は、炉心損傷後で事故の晩期に生じる。DC バッテリーの枯渇のために、自動減圧系による原子炉冷却系の減圧ができず、原子炉冷却系の圧力が高い状態で事故が推移する。</p>
高圧・低圧注 水 失 敗 (TQUV)	<p>地震により過渡事象が発生した後、原子炉スクラムには成功するが、高圧系の非常用炉心冷却系の作動には失敗する。その後、運転員による原子炉冷却系の減圧には成功するが、低圧系の非常用炉心冷却系による炉心注水に失敗し、炉心損傷及び格納容器破損に至る事故シーケンスである。炉心損傷時期は事故開始後 1.5 時間程度であり、早期に分類される。格納容器の破損は、炉心損傷後で事故の晩期に生じる。</p> <p>また、運転員による原子炉冷却系の減圧操作によって、原子炉冷却系は低圧の状態では事故が進展する。</p>
LOCA 時注水 失敗(AE)	<p>地震により、LOCA 事故発生した後、原子炉スクラムには成功するが、高圧系及び低圧系の非常用炉心冷却系の故障により、炉心損傷及び格納容器破損に至る。注水系がすべて故障するため早期に炉心損傷に至る。原子炉圧力容器破損以前に、放射性物質が直接ドライウェルへ放出される経路が存在する点で TQUV、TQUX と異なる。</p>
小破断 LOCA 時、未臨界確 保失敗(S2C)	<p>地震により小破断 LOCA が発生した後、原子炉停止系（原子炉スクラム及びほう酸水注水系）の故障により原子炉の未臨界確保に失敗する。原子炉隔離時冷却系あるいは高圧炉心スプレイ系の作動には成功する。以下 TC と類似な事故進展になる。</p>
電源喪失時の 小破断 LOCA (S2B)	<p>地震により全交流電源喪失し、小破断 LOCA が発生した後、原子炉スクラムには成功する。所内バッテリーにより事故後 8 時間は直流電源が保持されるため、この期間、蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系(RCIC)による炉心への注水ができ、炉心の冷却が維持される。原子炉隔離時冷却系の水源は、圧力抑制プール水位高で復水貯蔵タンク (CST) から圧力抑制プールに切り替えられる。DC バッテリーが枯渇した後は、原子炉隔離時冷却系からの注水ができないために炉心損傷に至る。</p> <p>格納容器の破損は、炉心損傷後で事故の晩期に生じる。DC バッテリーの枯渇のために、自動減圧系による原子炉冷却系の減圧ができず、原子炉冷却系の圧力が高い状態で事故が推移する。</p>

表 2.4 地震時の主な事故シーケンスの概要 (2/2) : BWR-5 Mark I 改良型原子炉施設

プラント 損傷状態	プラント損傷状態を代表する事故シーケンス
崩壊熱除去失敗 (TW)	地震により全交流電源喪失した後、原子炉スクラム及び高圧炉心スプレイ系の作動には成功するが、残留熱除去系の作動には失敗する。高圧炉心スプレイ系からの注水によって炉心の水位は維持される。このため、蒸気の蓄積によって格納容器が過圧され破損に至る。その後、格納容器破損時の減圧沸騰によって圧力抑制プールから炉心への注水が困難になり、高圧炉心スプレイ系が停止し、炉心損傷に至る。
格納容器破損 (PCVR)	地震による直接格納容器破損状態において、上位の事故シーケンスとの重畳事象を想定した解析を実施する。具体的には、未臨界確保失敗(TC)との組合せ事象を検討した。 地震により格納容器が破損するとともに、未臨界確保失敗(TC)が発生する。原子炉隔離時冷却系あるいは高圧炉心注水系の作動には成功する。炉心で発生した多量の水蒸気が圧力抑制プールに運ばれるため、圧力抑制プール水温が上昇する。事故後 8 時間は RCIC が作動し、その後、炉心損傷に至る。地震により格納容器が破損していると、圧力容器損傷が生じると、放射性物質の環境放出量が急増する。
原子炉建屋損傷(RBR)	地震により原子炉建屋が損傷する状態において、上位の事故シーケンスとの重畳事象を想定した解析を実施する。具体的には、未臨界確保失敗(TC)との組合せ事象を検討した。 地震により原子炉建屋が損傷するとともに、未臨界確保失敗(TC)が発生する。原子炉隔離時冷却系あるいは高圧炉心注水系の作動には成功する。炉心で発生した多量の水蒸気が圧力抑制プールに運ばれるため、圧力抑制プール水温が上昇する。事故後 8 時間は RCIC が作動し、その後、炉心損傷に至る。格納容器が破損すると、原子炉建屋損傷部位から放射性物質の環境放出量が急増する。
高圧注水・減圧失敗 (TQUX)	地震により、過渡事象発生した後、原子炉スクラムには成功するが、高圧系の非常用炉心冷却系の作動には失敗し、さらに、運転員による原子炉冷却系の減圧に失敗する。原子炉冷却系の圧力が高いため、低圧系の非常用炉心冷却系で炉心に注水できず、炉心損傷に至る。 炉心損傷時期は事故開始後 1 時間程度であり、早期に分類される。格納容器の破損は、炉心損傷後で事故の晩期に生じる。運転員による原子炉冷却系の減圧に失敗するので、原子炉冷却系の圧力は高い状態で事故が推移する。 TQUX では、炉心損傷後に、金属水反応で発生した水素が格納容器に移行して格納容器雰囲気を加圧するために、炉心水位低・格納容器圧力高により自動減圧系 (ADS) が作動する。その場合、原子炉冷却系の圧力が低下し、低圧系から炉心に注水できる。また、自動減圧系 (ADS) が作動しなくても、原子炉圧力容器破損時には原子炉冷却系が減圧されるので、原子炉圧力容器破損後に、低圧系から注水できる場合がある。このため、原子炉ペDESTALに落下したデブリを冷却できる可能性がある。また、TQUX では格納容器スプレイ冷却系が使用可能であり、格納容器内でのデブリの冷却手段及び格納容器除熱手段は確保されている。
<参考> 電源喪失 (TBU : 短期)	地震により全交流電源喪失時に直流電源も喪失し、原子炉隔離時冷却系も使用できないため、早期に炉心損傷に至る。炉心損傷時期は、TQUV、TQUX とほぼ同様であるが、炉心損傷後に電源が復旧できる場合には、格納容器内で溶融デブリ上への注水が期待でき、デブリを冷却できる可能性がある。このため、TQUV、TQUX とは分離して、それぞれ別のプラント損傷状態に分類する。代表的な事故シーケンスは、外部電源喪失を起因事象とし、非常用ディーゼル発電機による電源供給失敗及び直流電源喪失を伴う TBU シーケンスである。



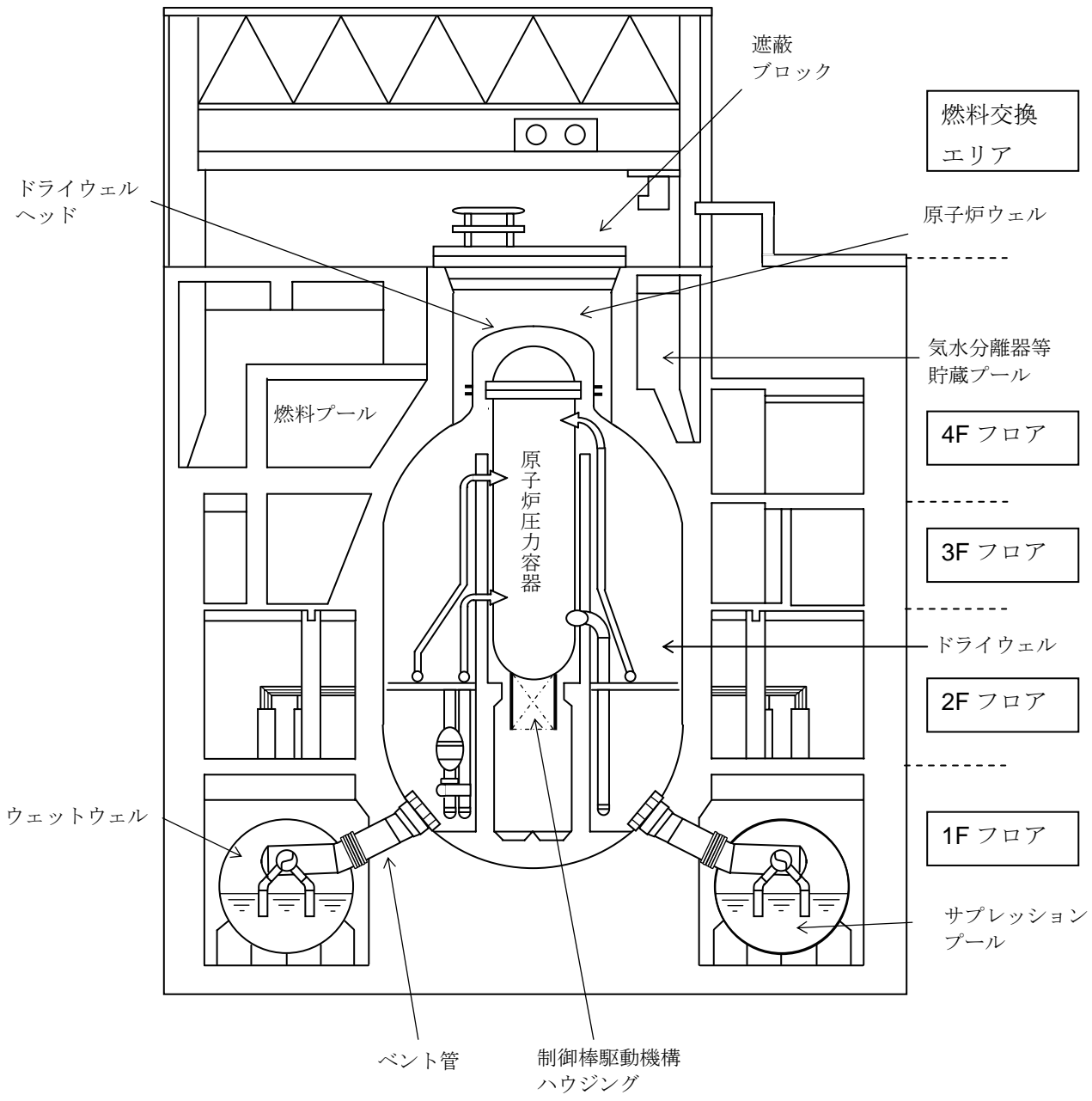


図 2.1 BWR-5 Mark-I 改良型の原子炉施設概要

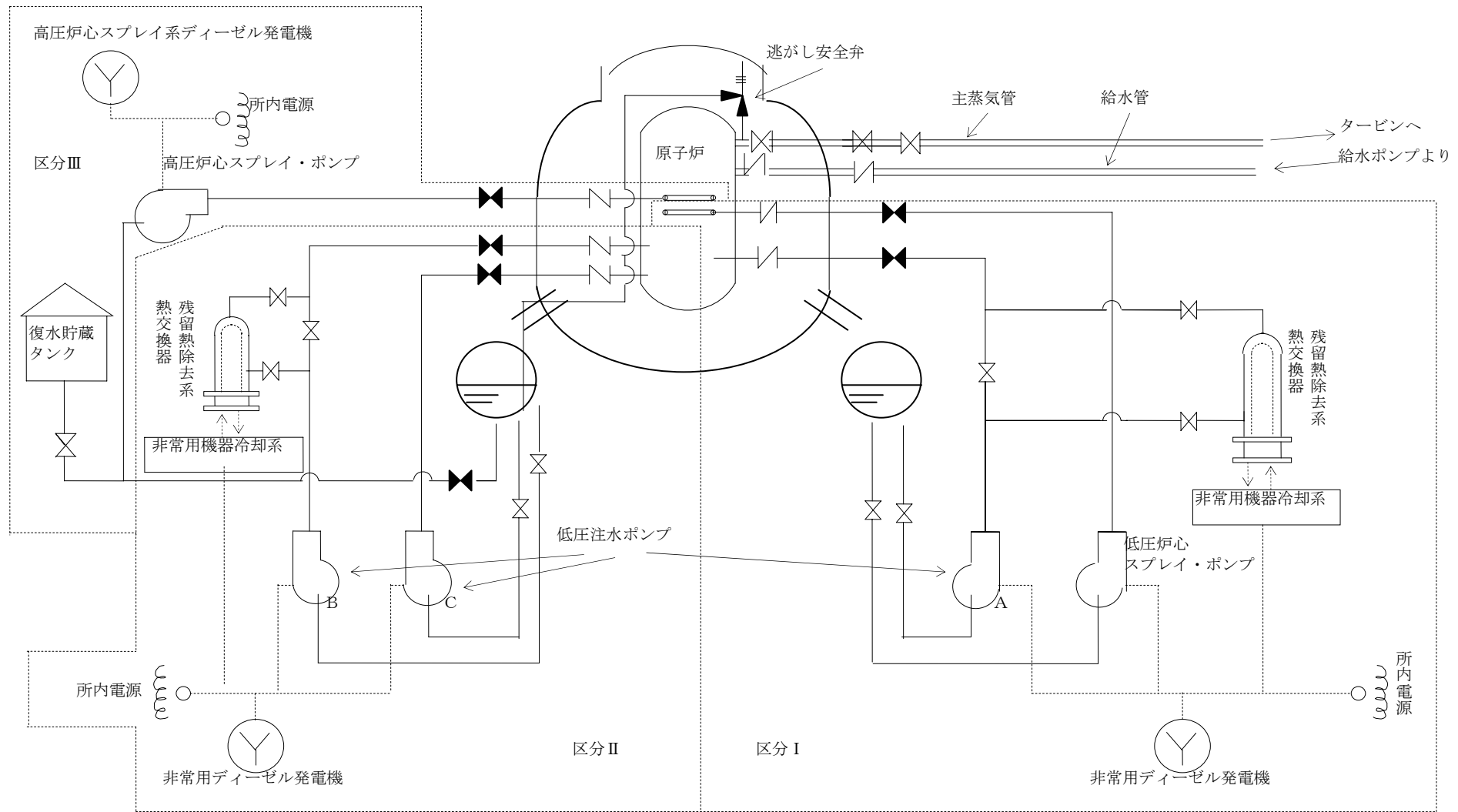


図 2.2 BWR-5 Mark-I 改良型原子炉施設の非常用炉心冷却系系統概略図

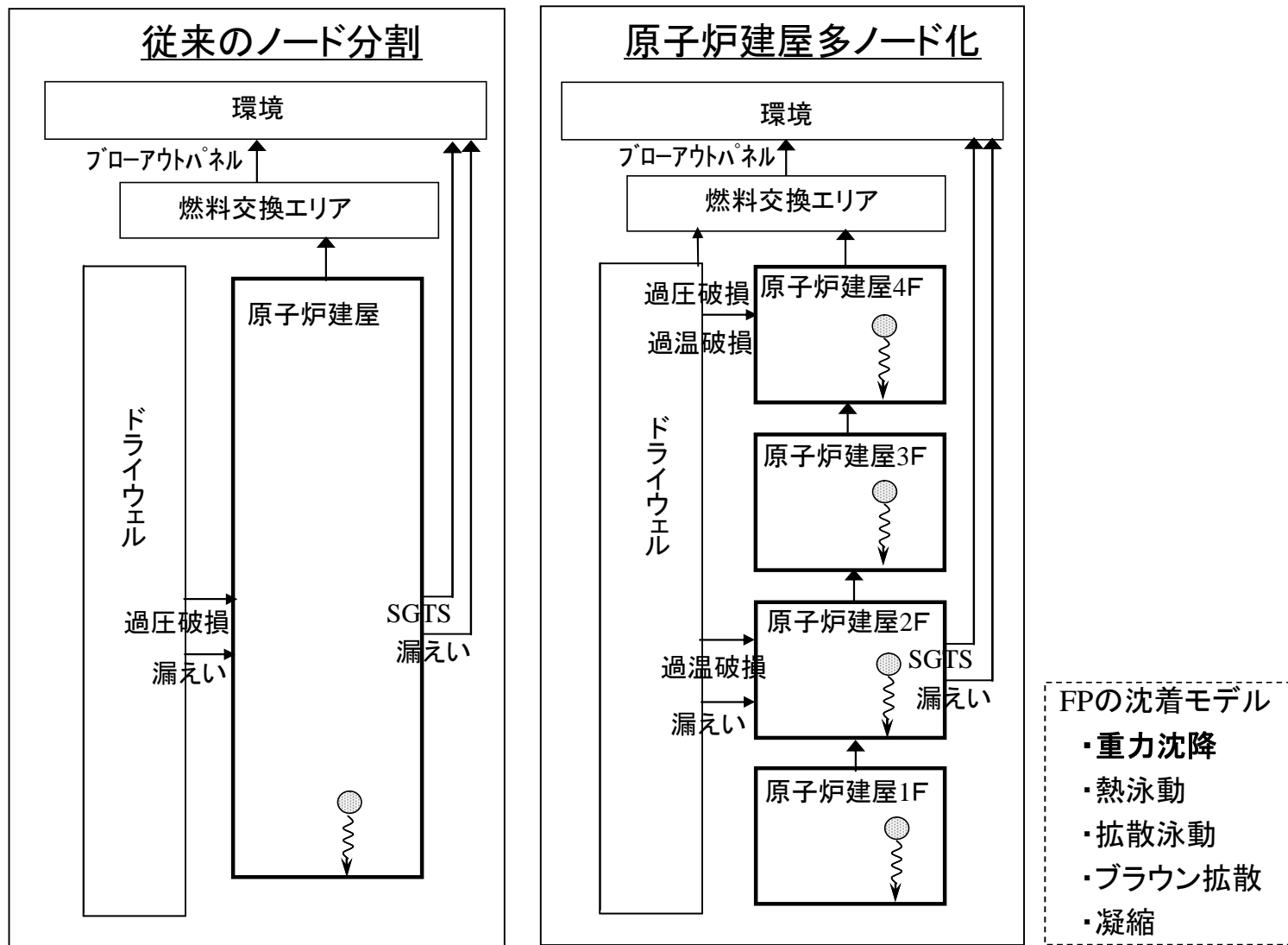


図 2.3 原子炉建屋の従来モデルと多ノード化モデル

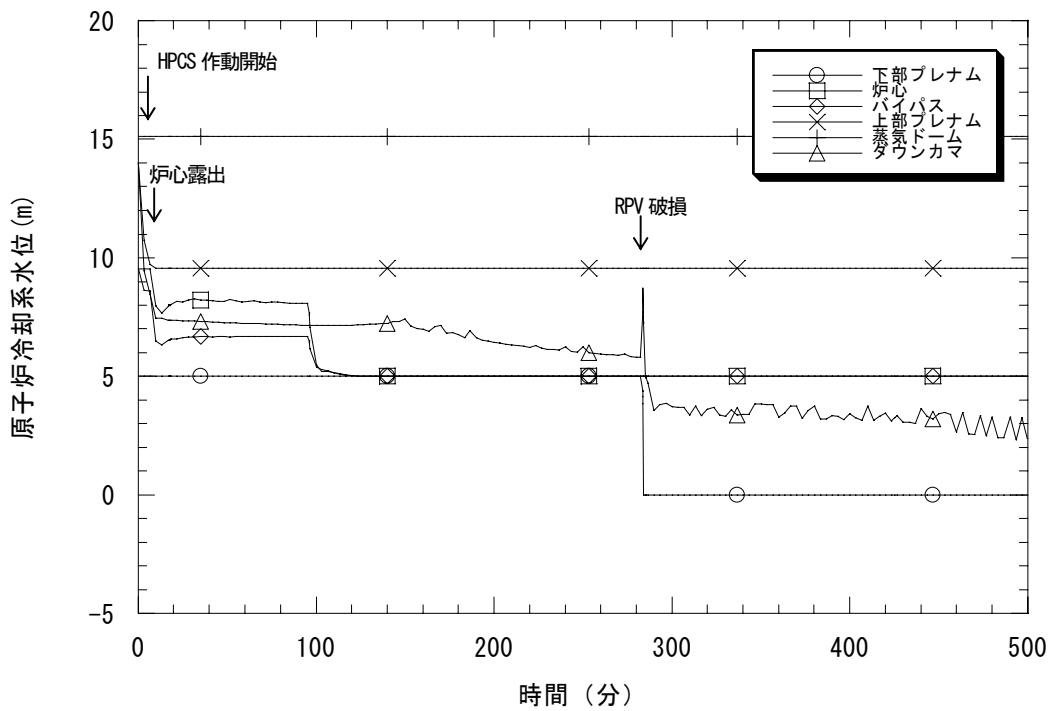


図 2.4-1 原子炉冷却系水位

(原子炉未臨界確保失敗 (TC、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

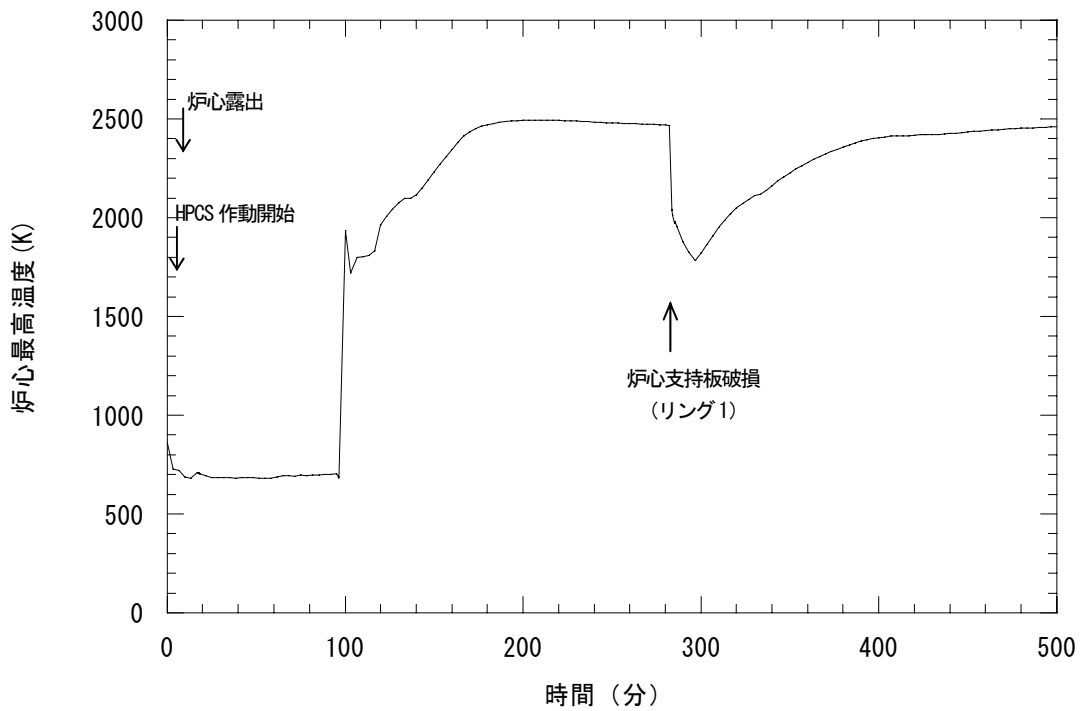


図 2.4-2 炉心最高温度

(原子炉未臨界確保失敗 (TC、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

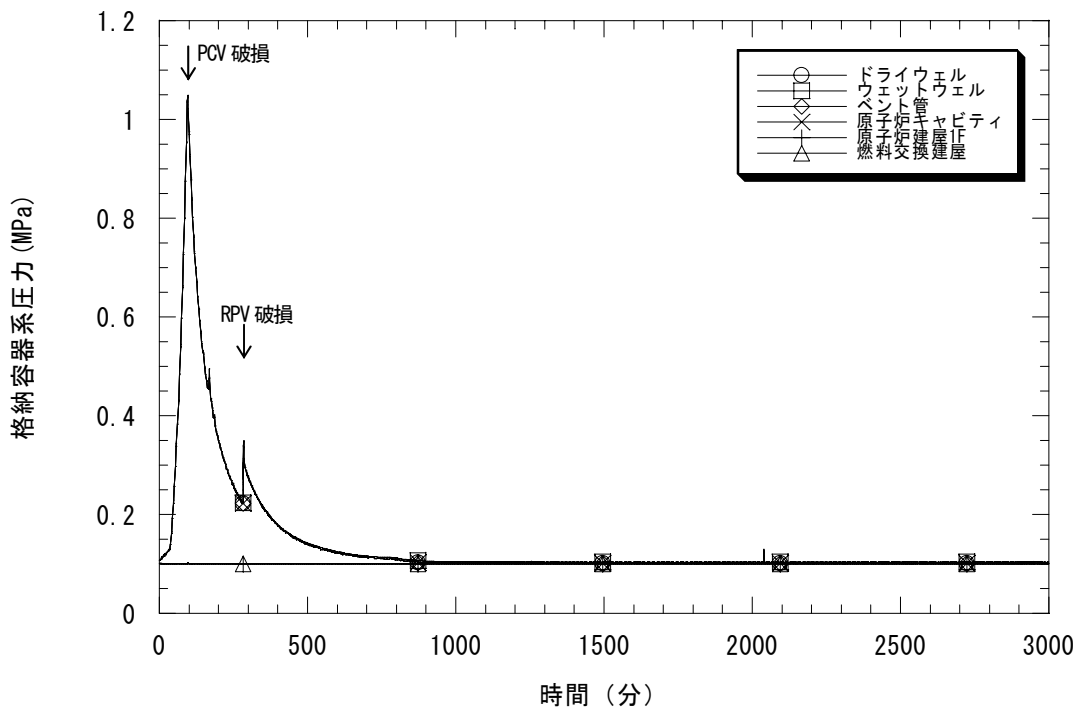


図 2.4-3 格納容器系圧力

(原子炉未臨界確保失敗 (TC、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

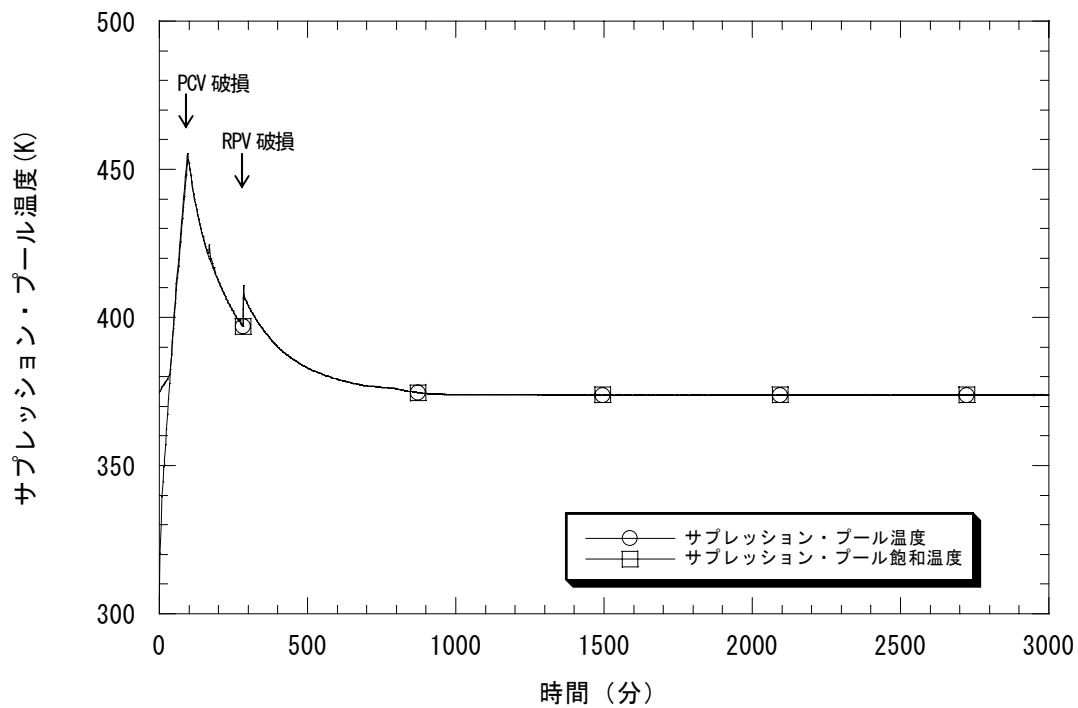


図 2.4-4 サプレッション・プールの水温

(原子炉未臨界確保失敗 (TC、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

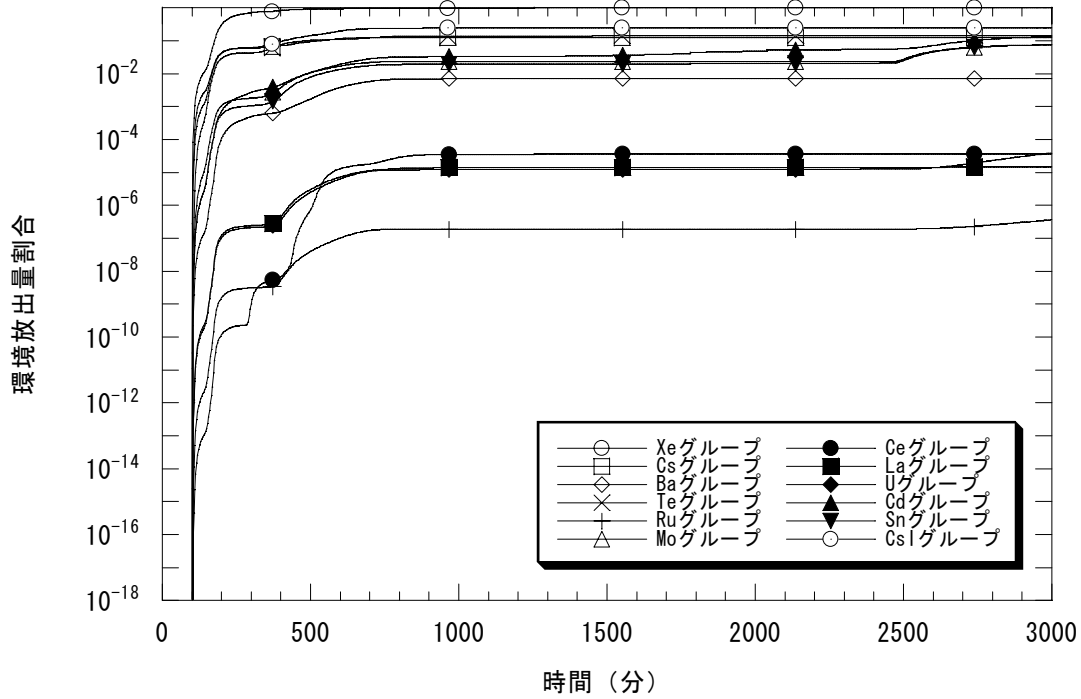


図 2.4-5 各放射性物質の環境放出量割合

(原子炉未臨界確保失敗 (TC、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

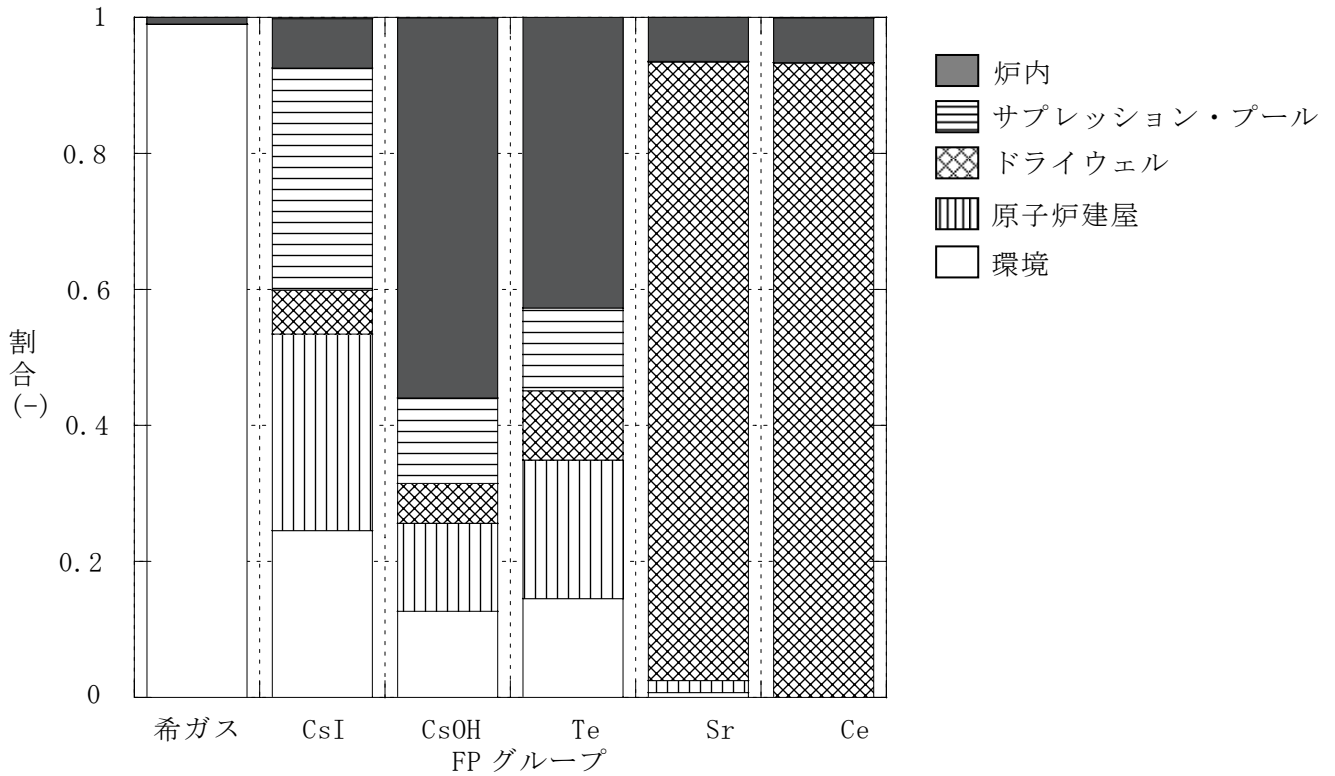


図 2.4-6 プラント内 FP 分布

(原子炉未臨界確保失敗 (TC、基本ケース、(BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級))) )

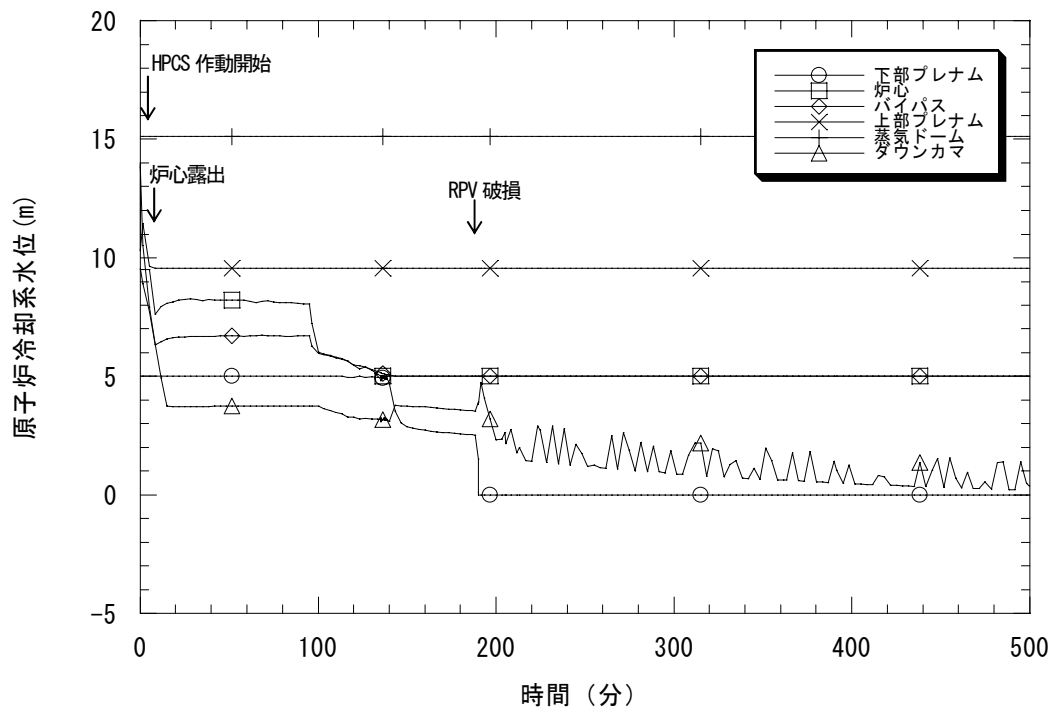


図 2.5-1 原子炉冷却系水位

(小破断 LOCA 時未臨界確保失敗 (S2C、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

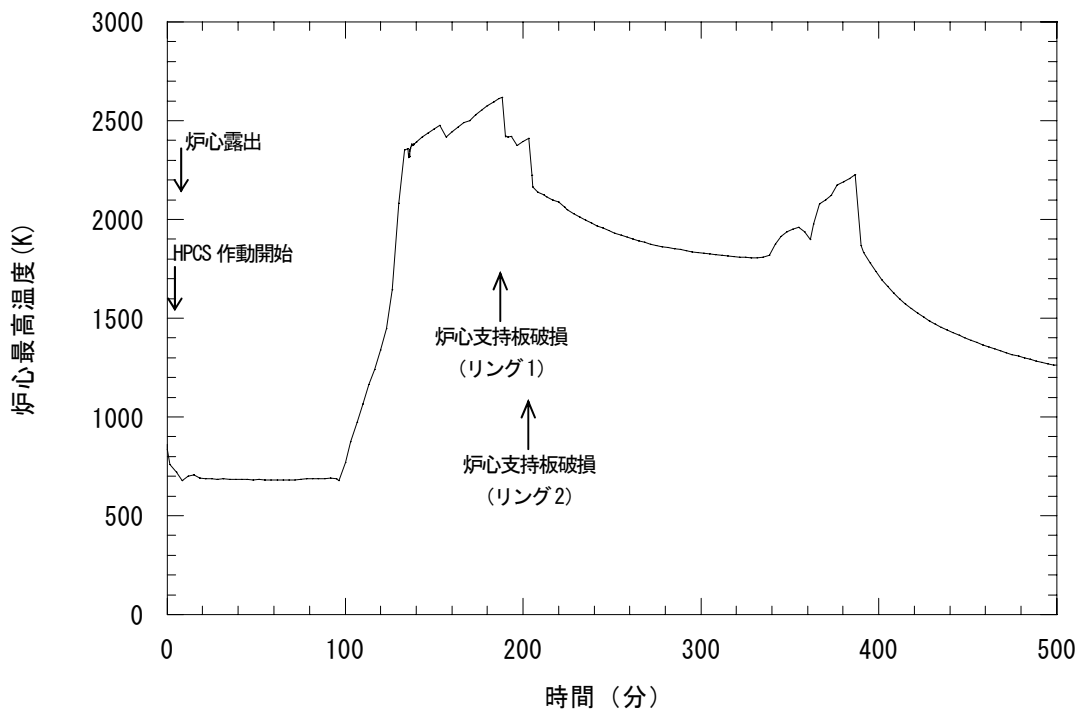


図 2.5-2 炉心最高温度

(小破断 LOCA 時未臨界確保失敗 (S2C、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

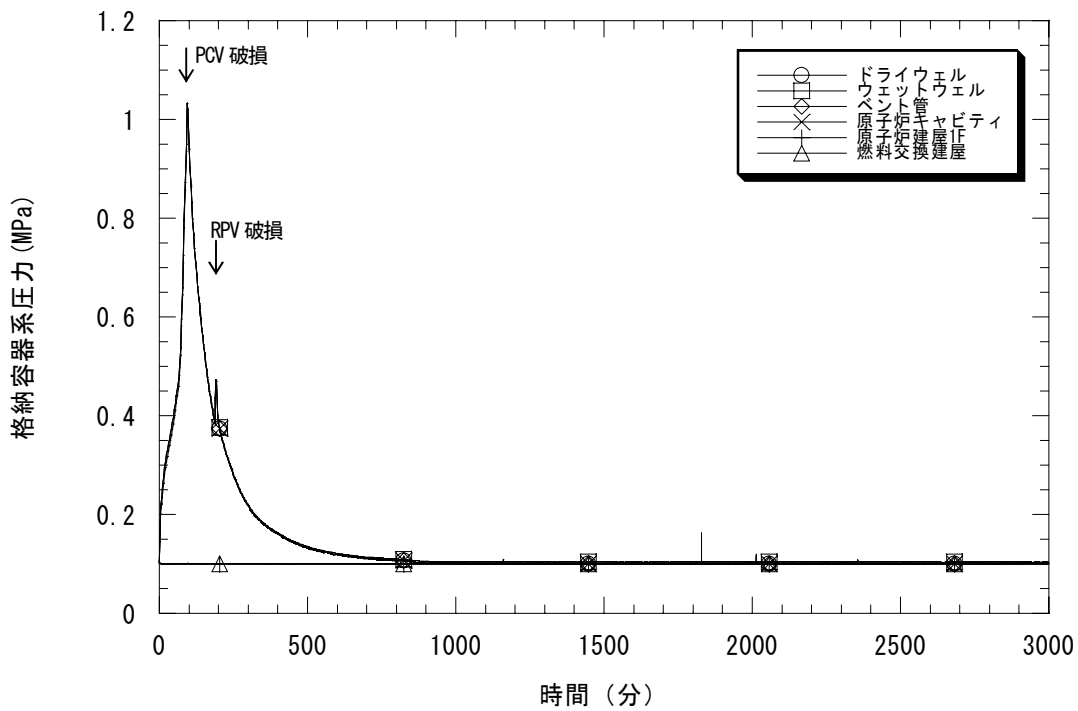


図 2.5-3 格納容器系圧力

(小破断 LOCA 時未臨界確保失敗 (S2C、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

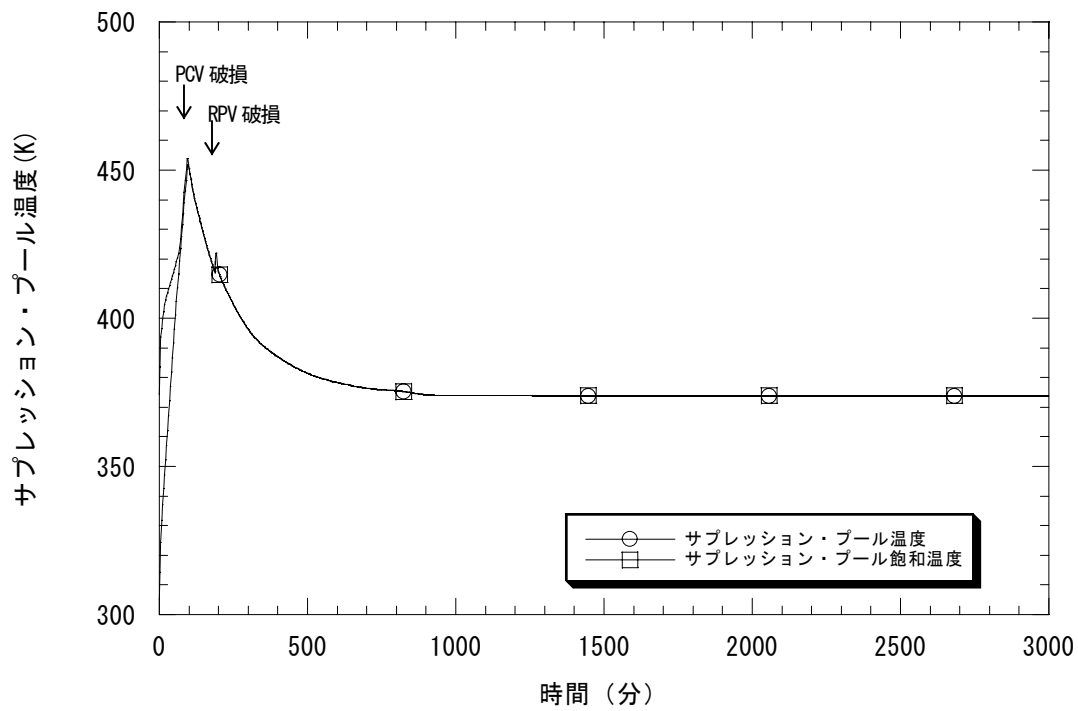


図 2.5-4 サプレッション・プールの水温

(小破断 LOCA 時未臨界確保失敗 (S2C、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))



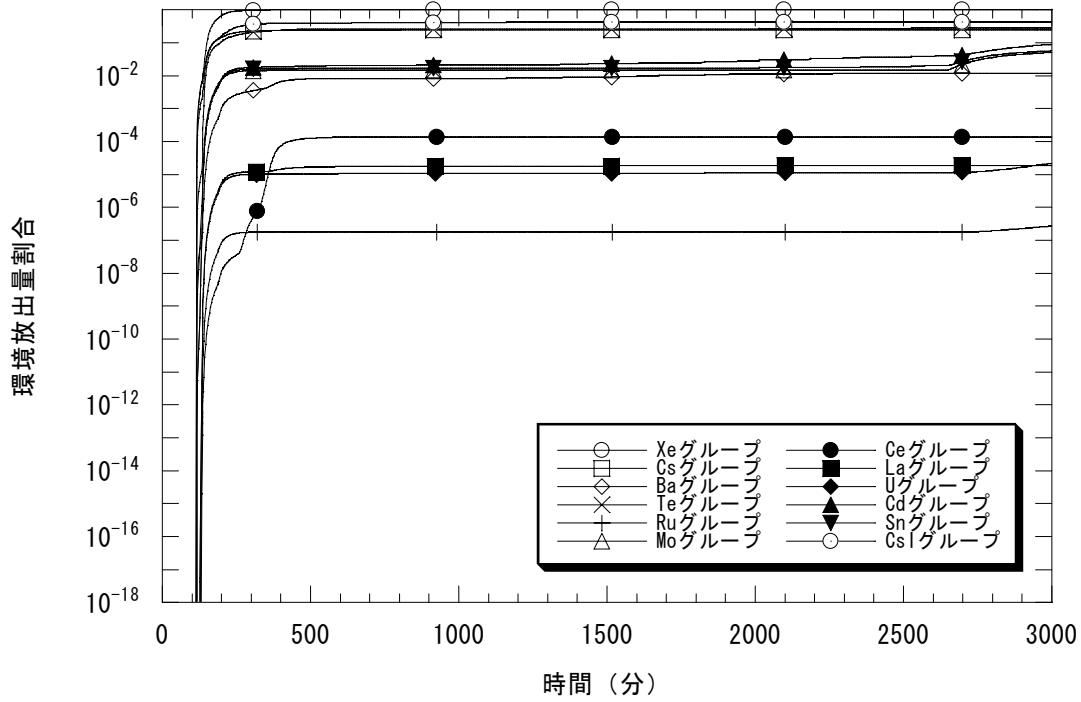


図 2.5-5 各放射性物質の環境放出量割合

(小破断 LOCA 時未臨界確保失敗 (S2C、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

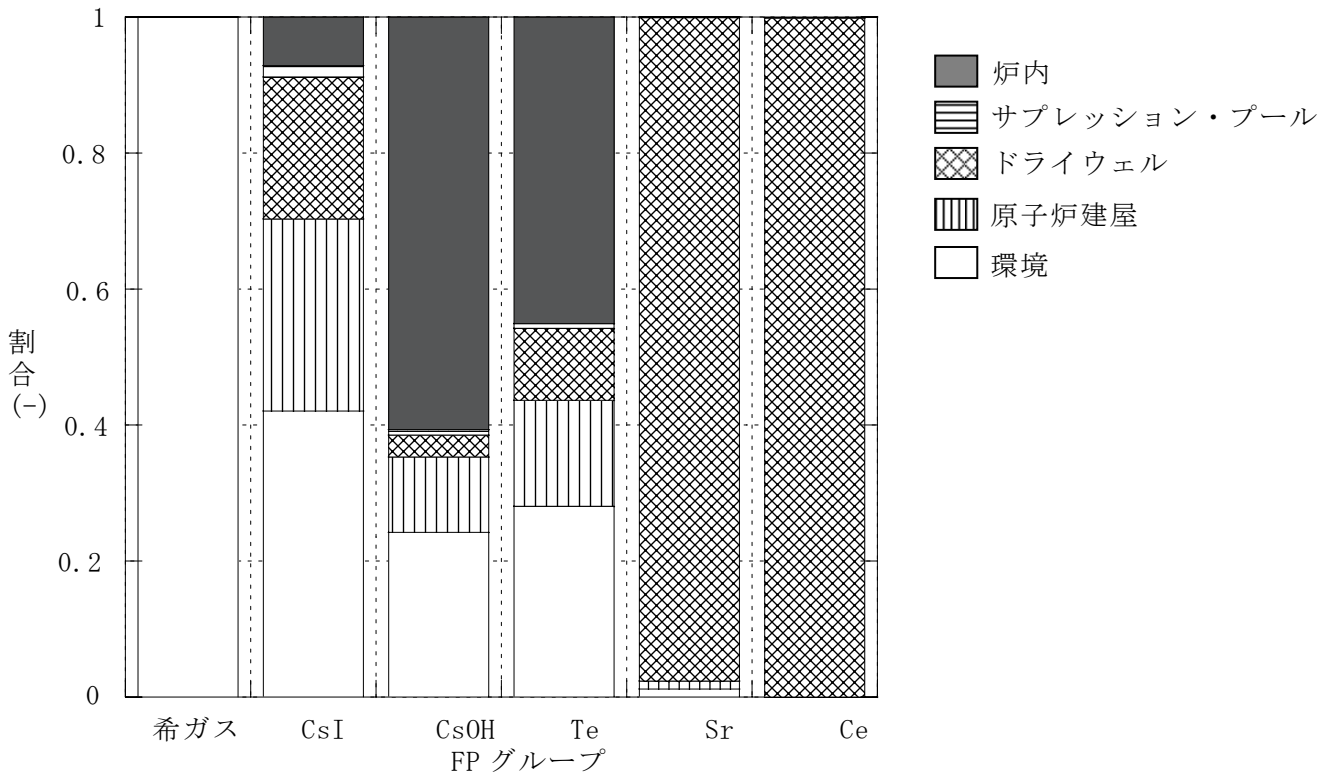


図 2.5-6 プラント内 FP 分布

(小破断 LOCA 時未臨界確保失敗 (S2C、基本ケース、(BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

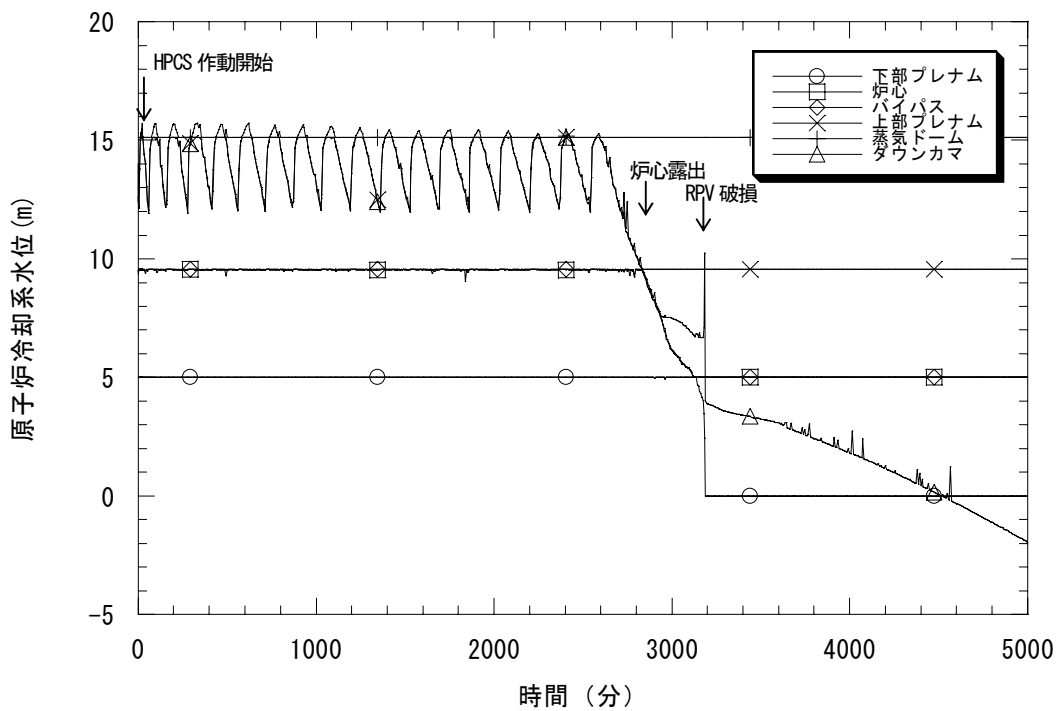


図 2.6-1 原子炉冷却系水位

(崩壊熱除去失敗 (TW、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

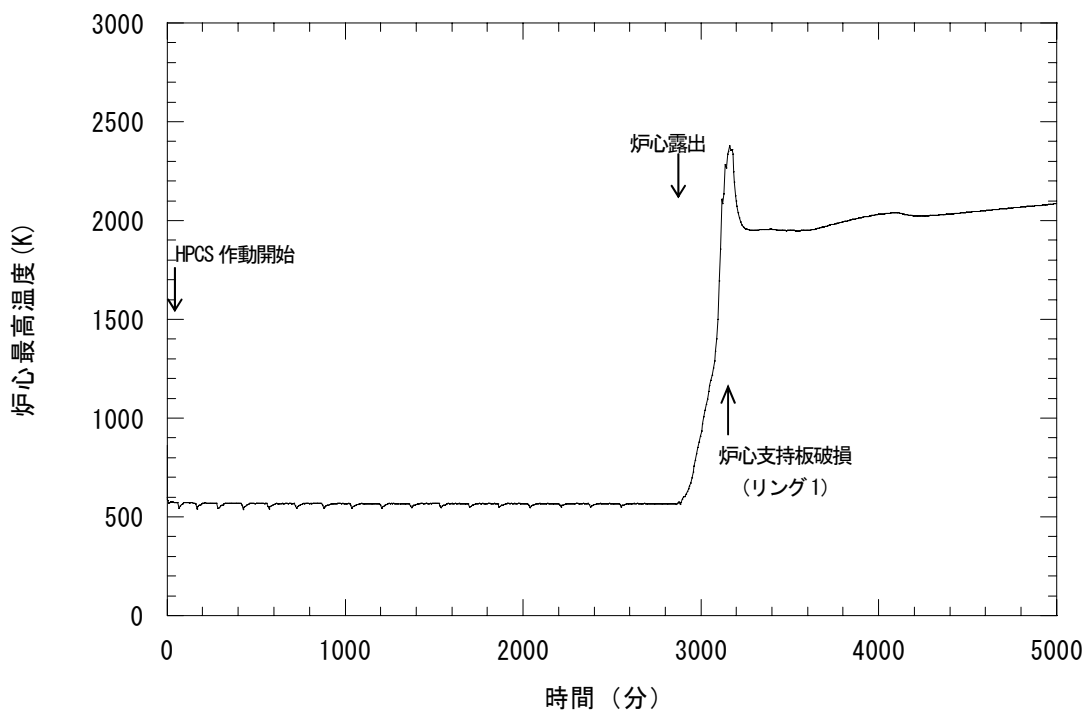


図 2.6-2 炉心最高温度

(崩壊熱除去失敗 (TW、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

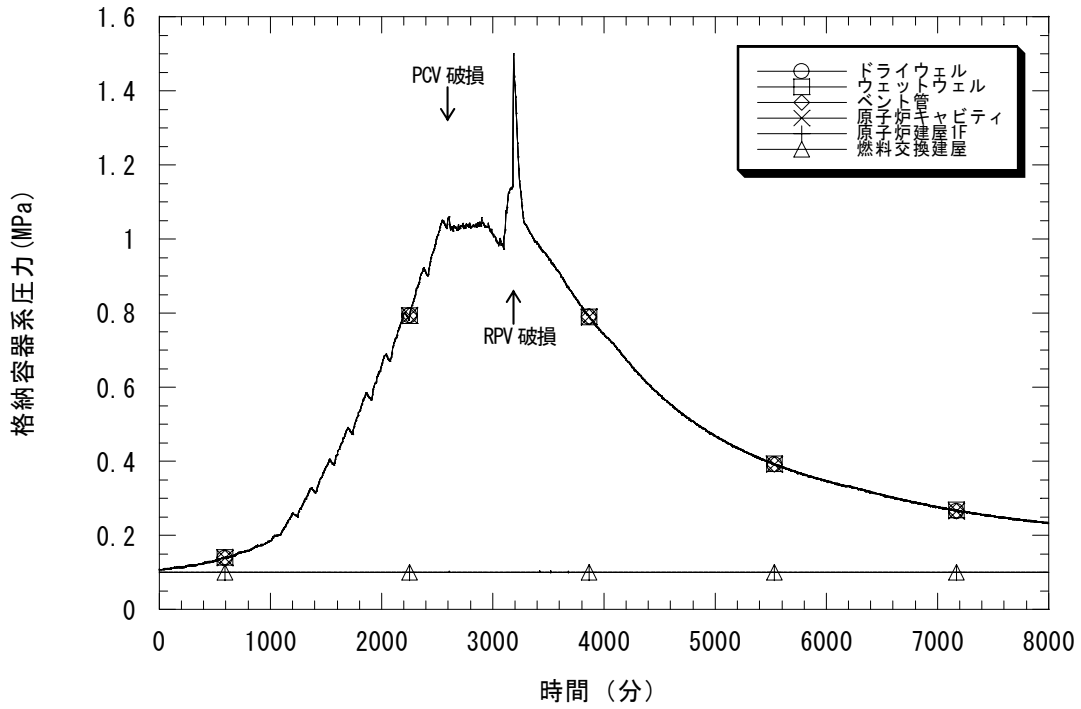


図 2.6-3 格納容器系圧力

(崩壊熱除去失敗 (TW、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

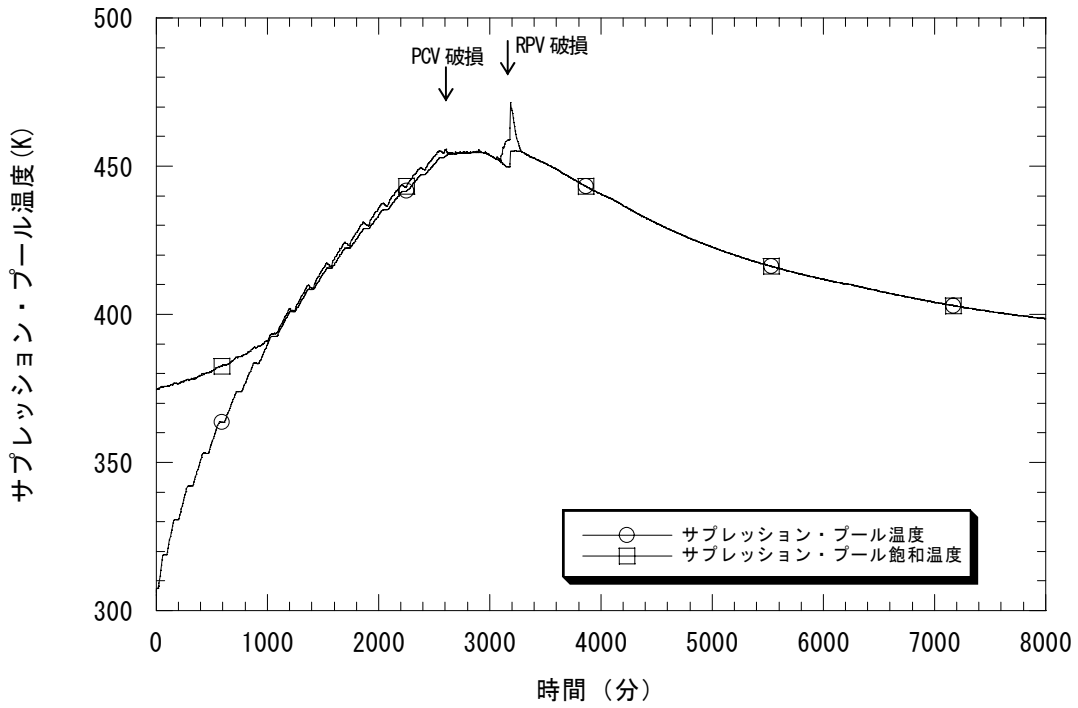


図 2.6-4 サプレッション・プールの水温

(崩壊熱除去失敗 (TW、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

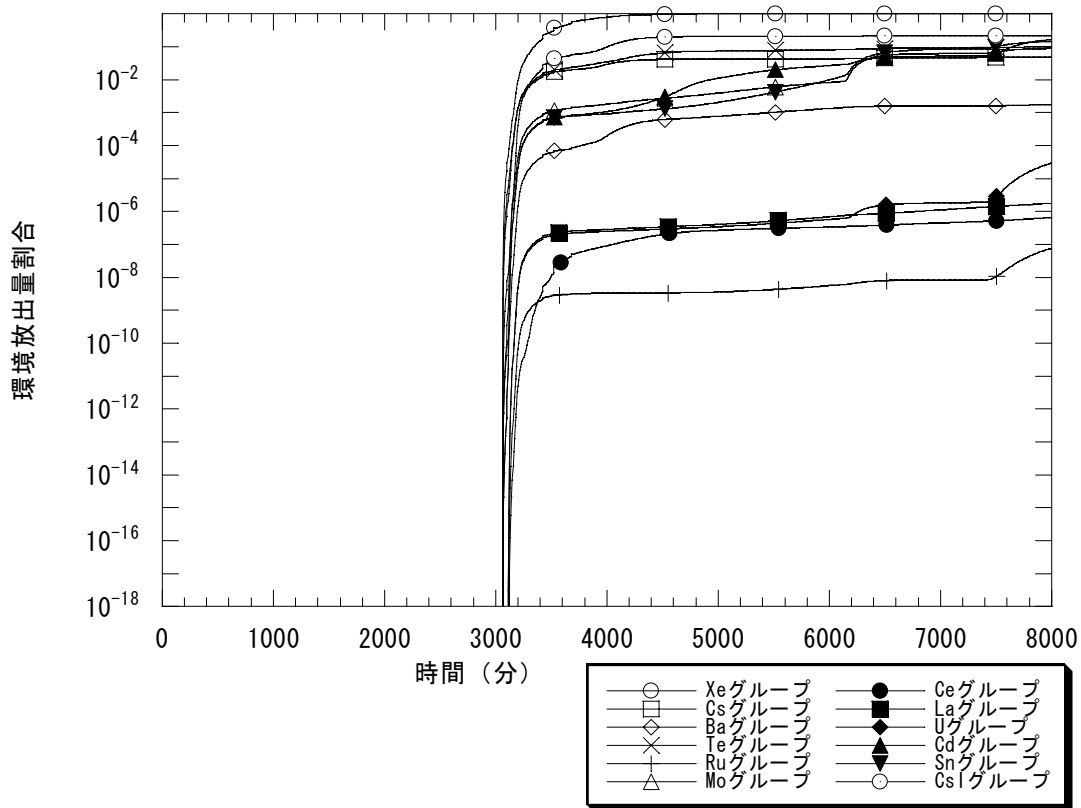


図 2.6-5 各放射性物質の環境放出量割合

(崩壊熱除去失敗 (TW、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

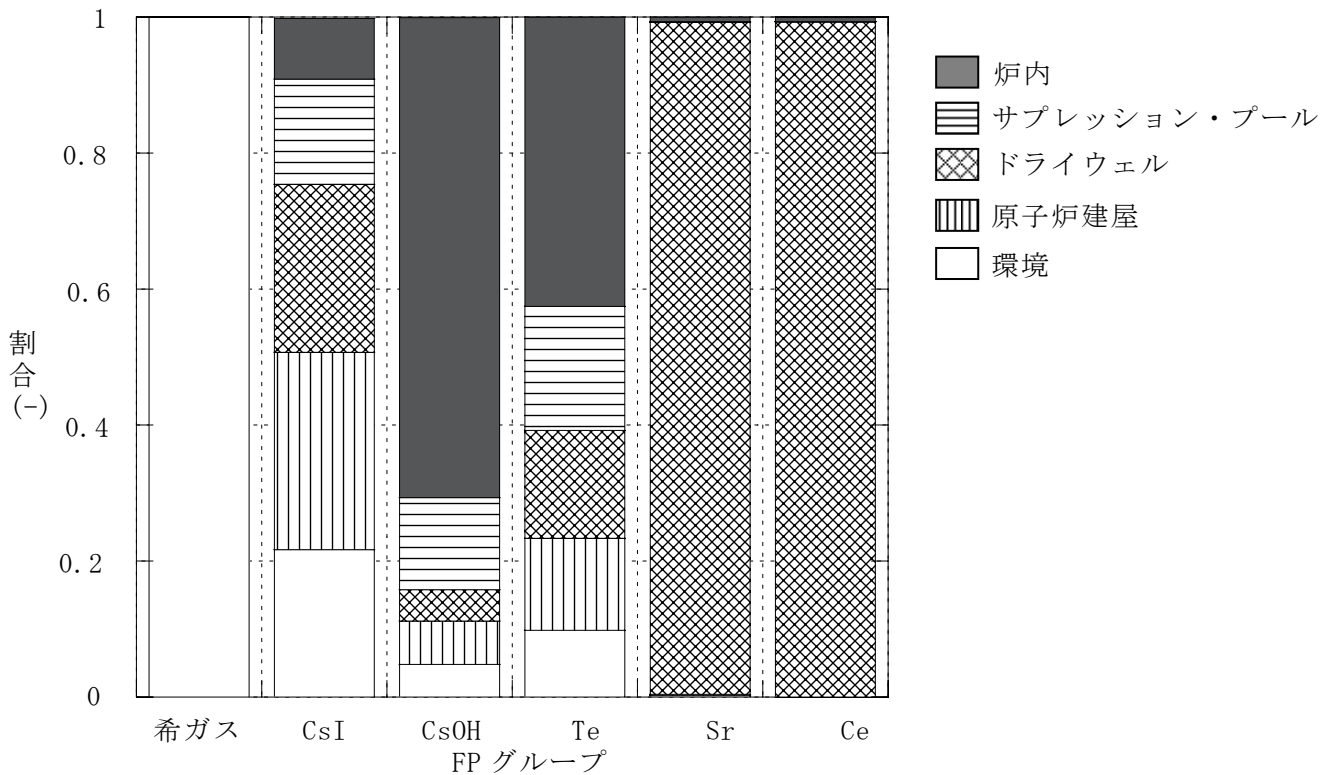


図 2.6-6 プラント内 FP 分布

(崩壊熱除去失敗 (TW、基本ケース、(BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

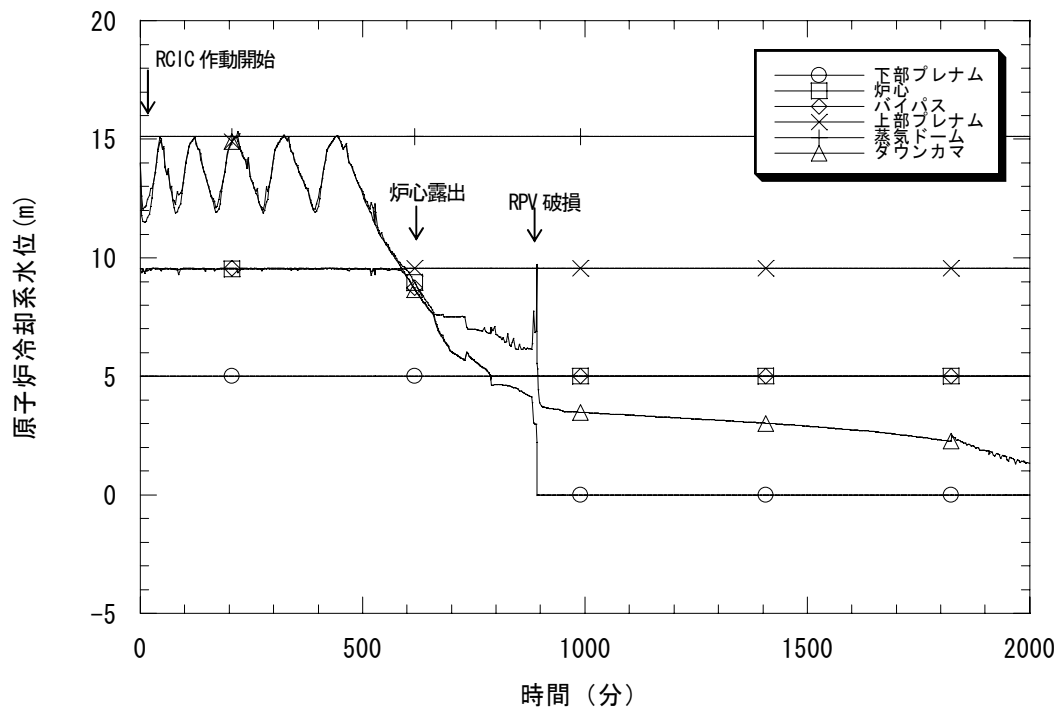


図 2.7-1 原子炉冷却系水位

(電源喪失 (TB、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

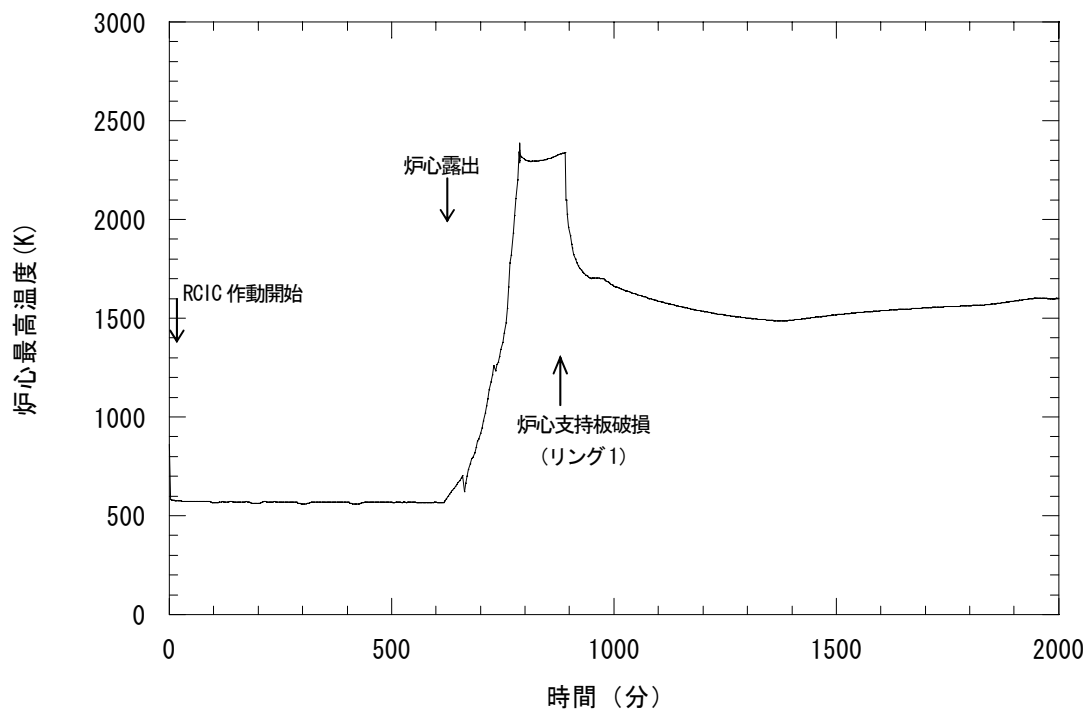


図 2.7-2 炉心最高温度

(電源喪失 (TB、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))



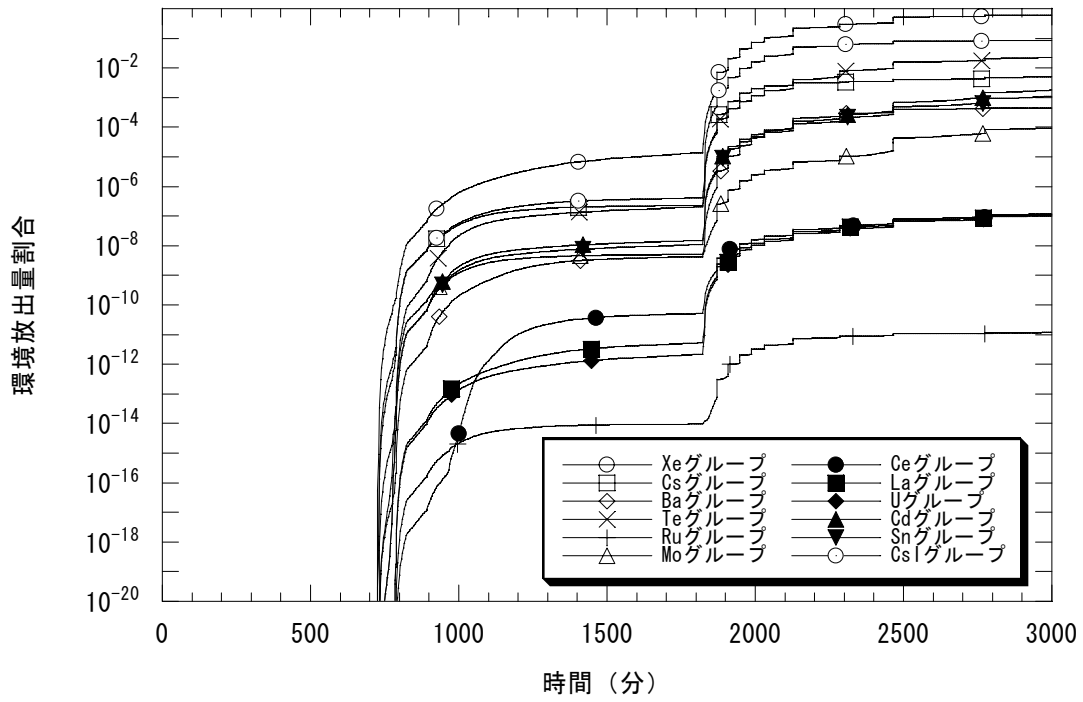


図 2.7-5 各放射性物質の環境放出量割合

(電源喪失 (TB、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

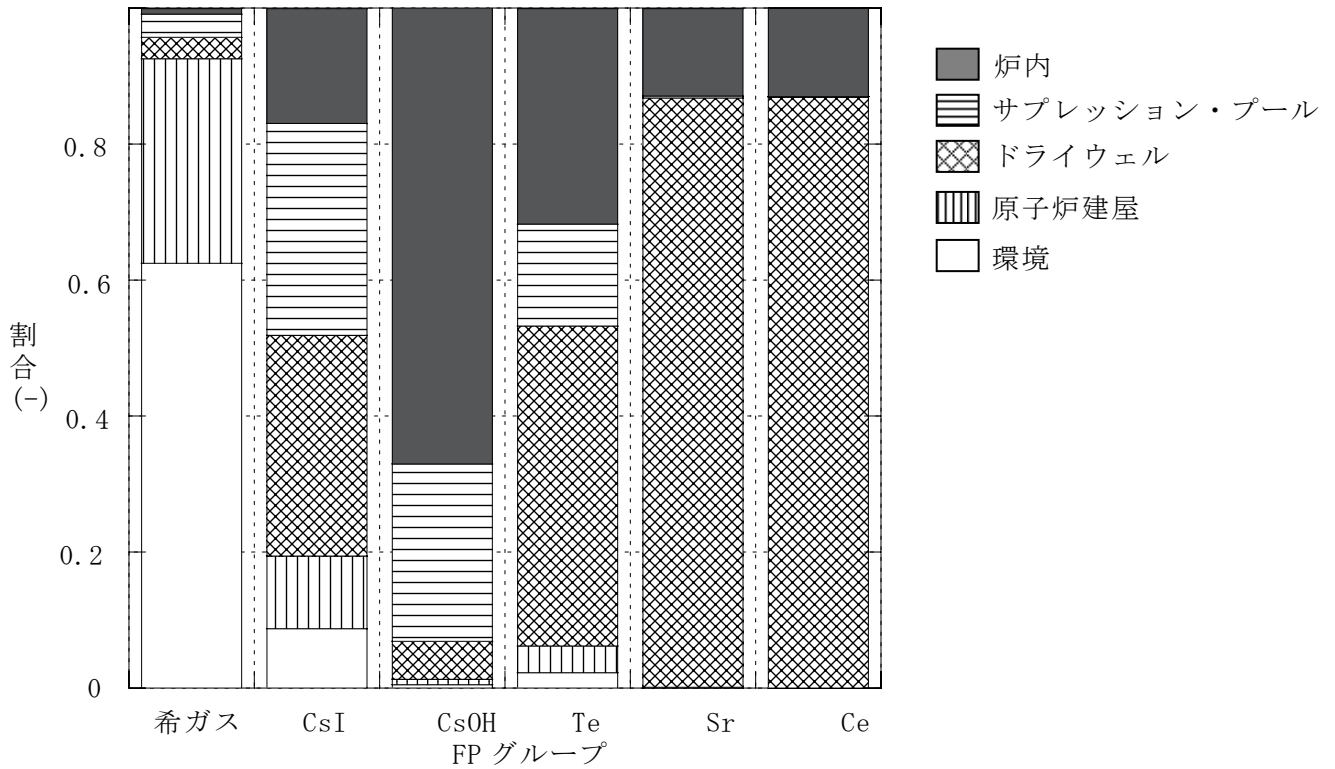


図 2.7-6 プラント内 FP 分布

(電源喪失 (TB、基本ケース、(BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

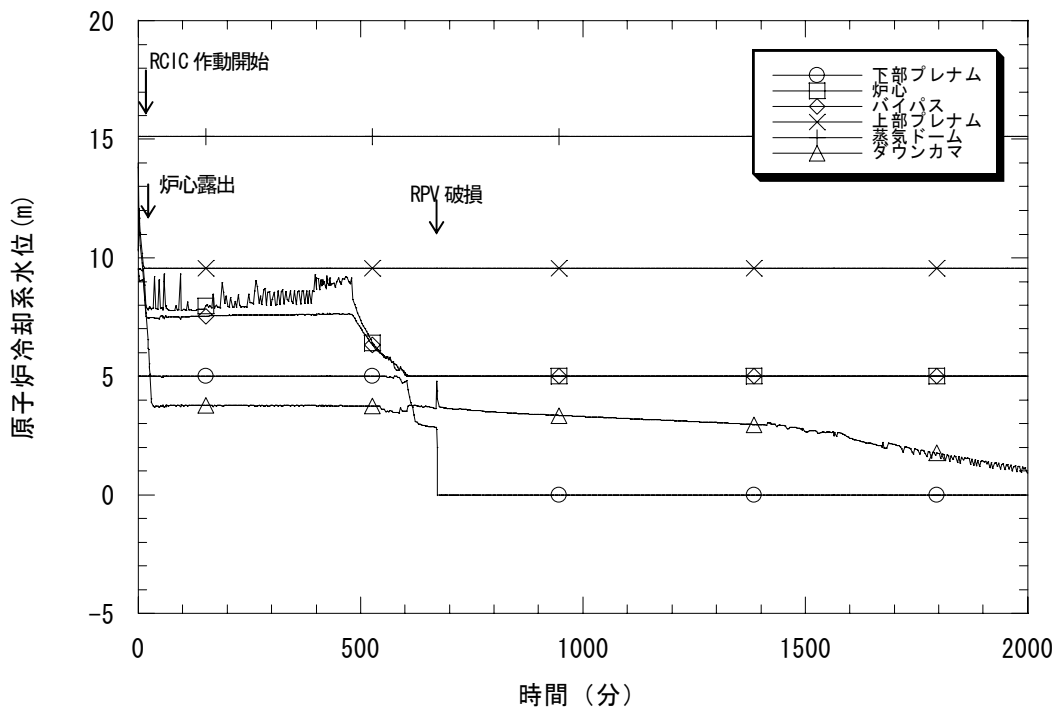


図 2.8-1 原子炉冷却系水位

(電源喪失時の小破断 LOCA (S2B、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

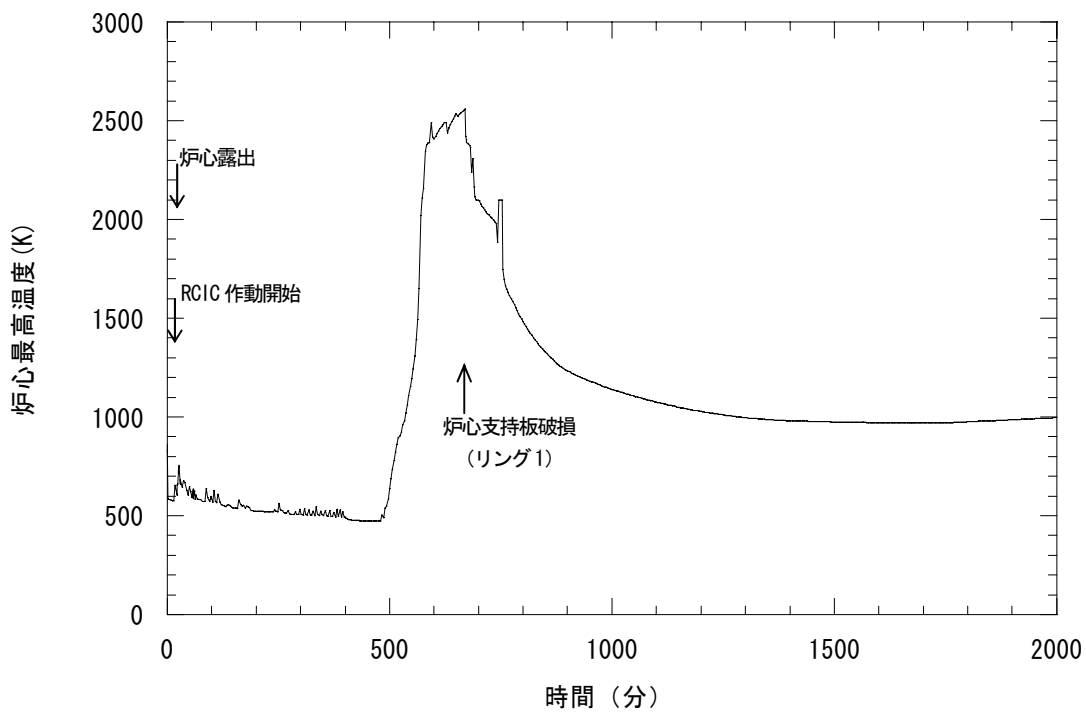


図 2.8-2 炉心最高温度

(電源喪失時の小破断 LOCA (S2B、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))



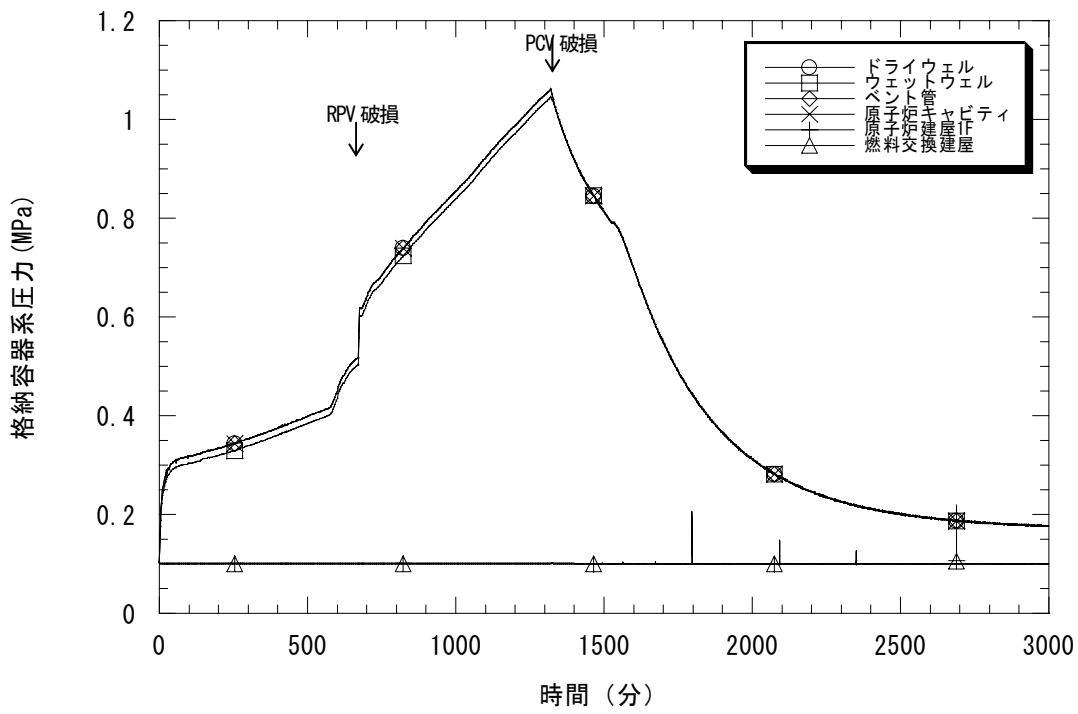


図 2.8-3 格納容器系圧力

(電源喪失時の小破断 LOCA (S2B、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

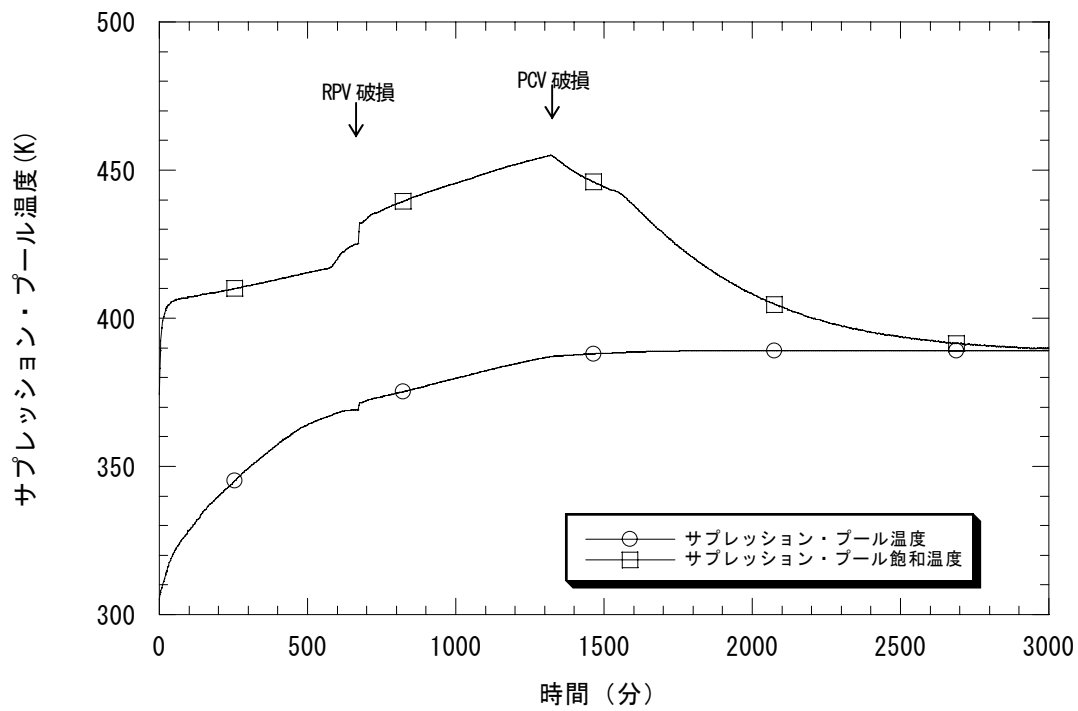


図 2.8-4 サプレッション・プールの水温

(電源喪失時の小破断 LOCA (S2B、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

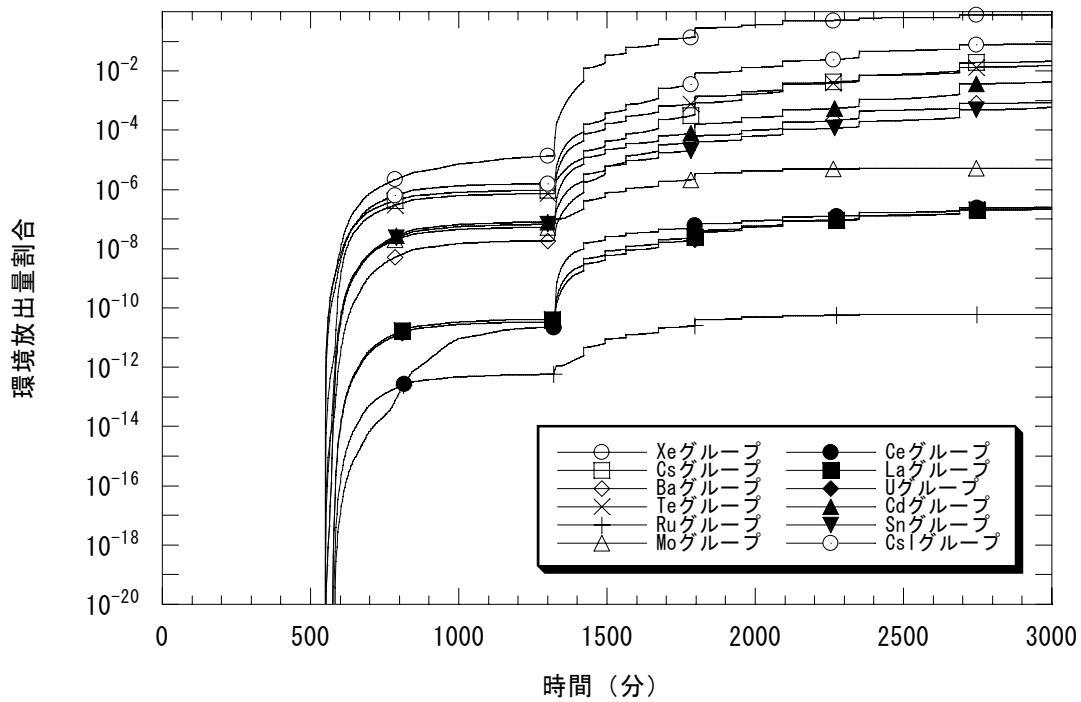


図 2.8-5 各放射性物質の環境放出量割合

(電源喪失時の小破断 LOCA (S2B、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

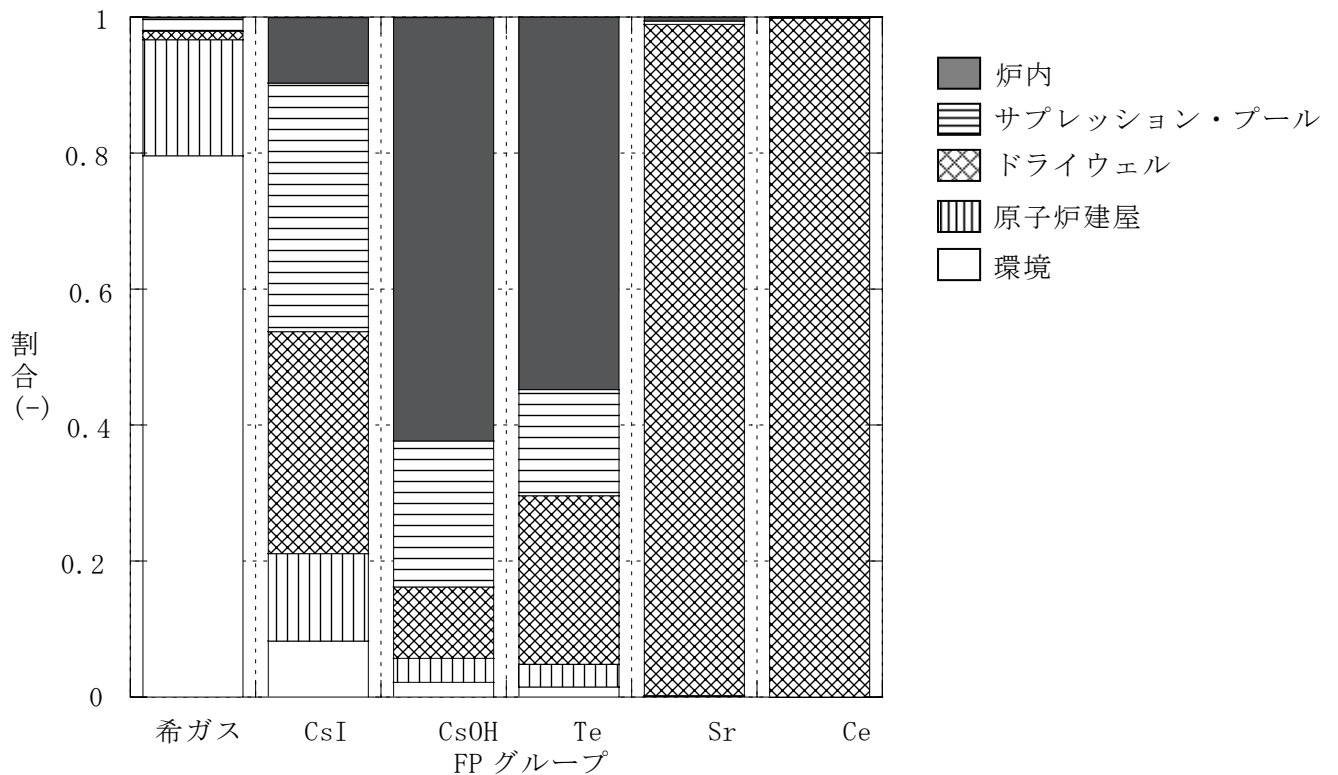


図 2.8-6 プラント内 FP 分布

(電源喪失時の小破断 LOCA (S2B、基本ケース、(BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

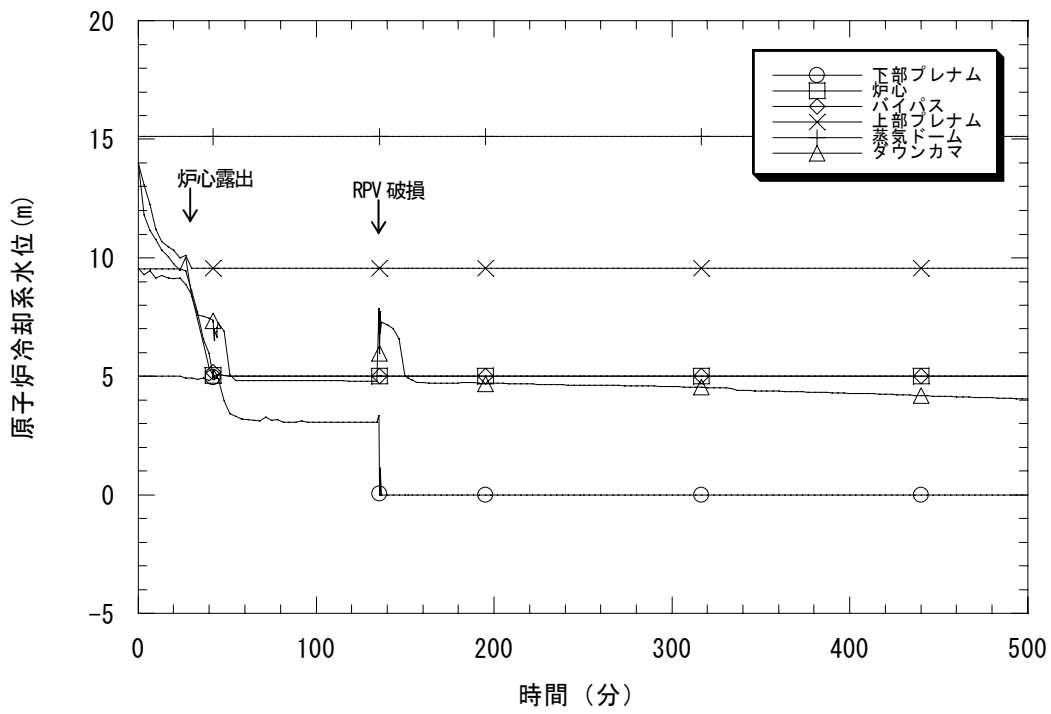


図 2.9-1 原子炉冷却系水位

(高圧・低圧注水失敗 (TQUV、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

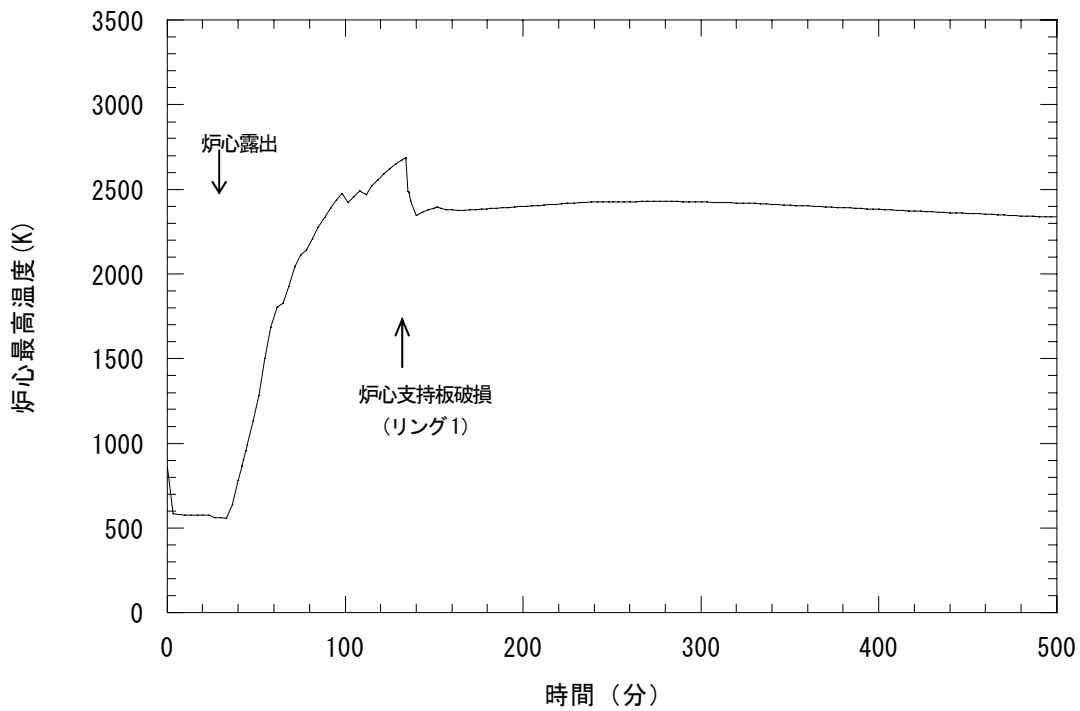


図 2.9-2 炉心最高温度

(高圧・低圧注水失敗 (TQUV、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

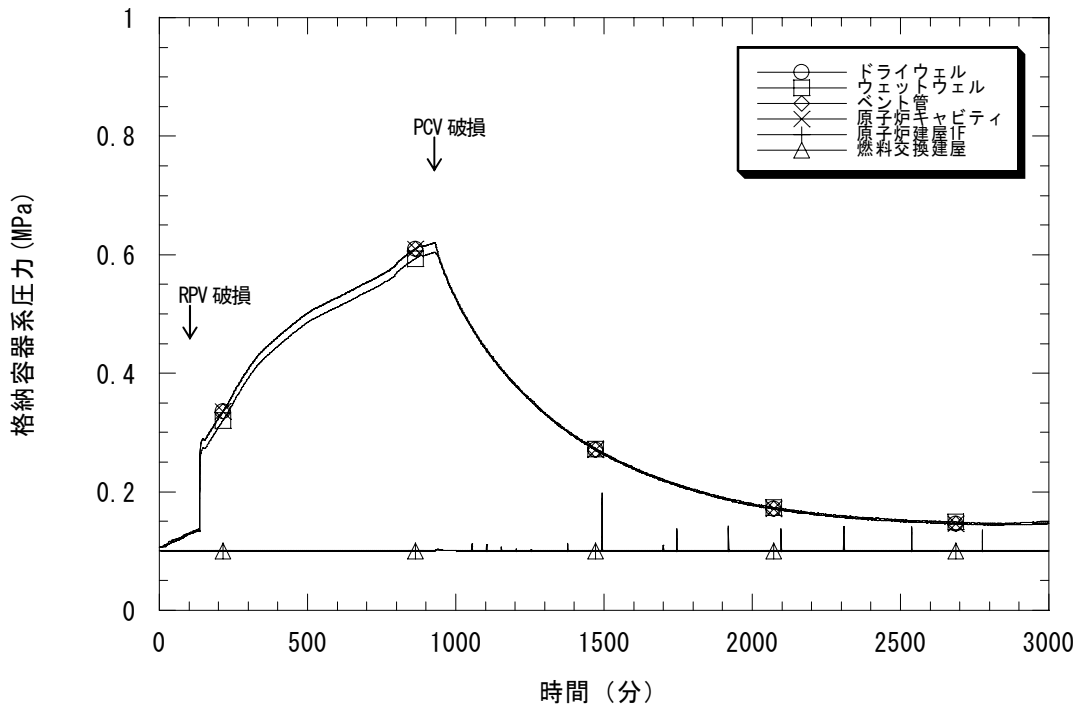


図 2.9-3 格納容器系圧力

(高圧・低圧注水失敗 (TQUV、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

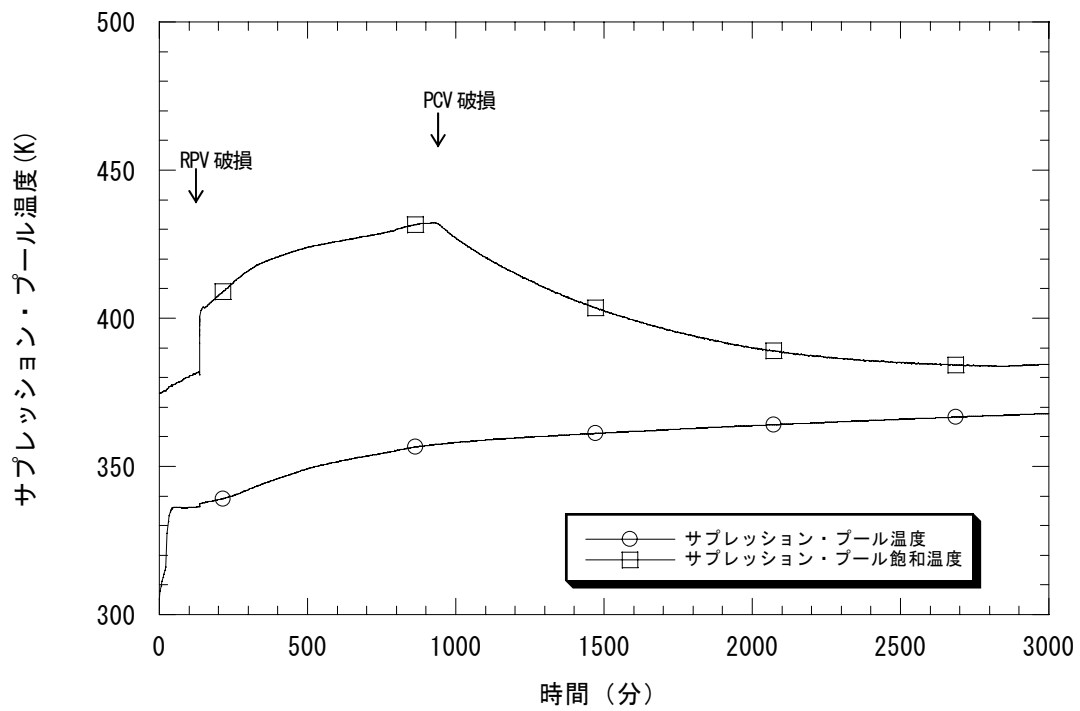


図 2.9-4 サプレッション・プールの水温

(高圧・低圧注水失敗 (TQUV、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

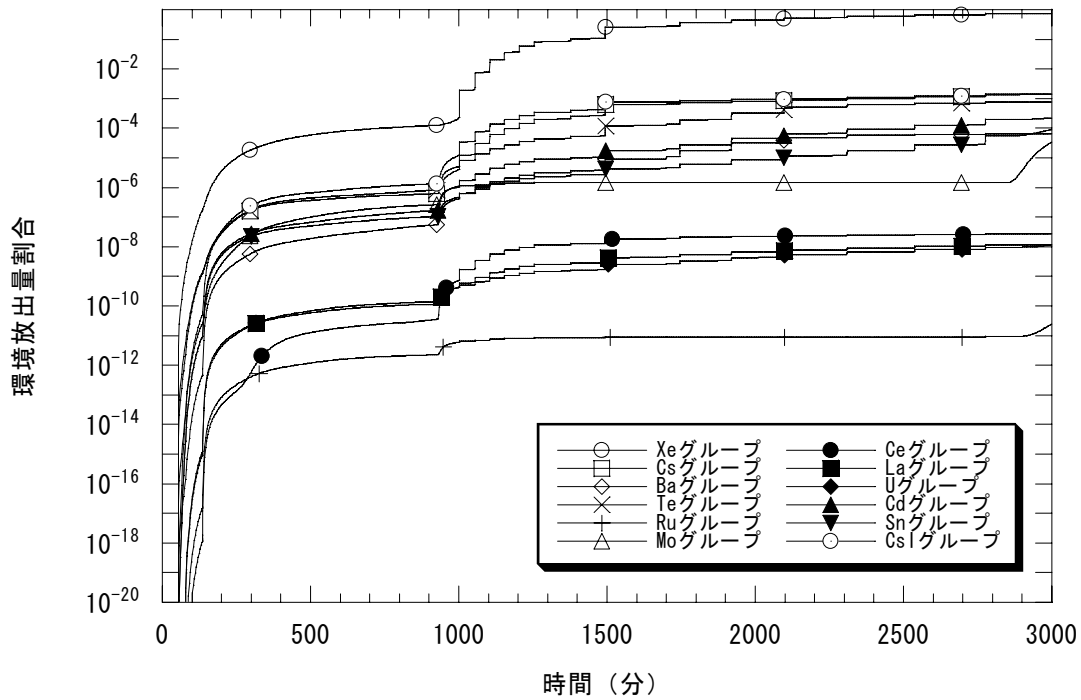


図 2.9-5 各放射性物質の環境放出量割合

(高圧・低圧注水失敗 (TQUV、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

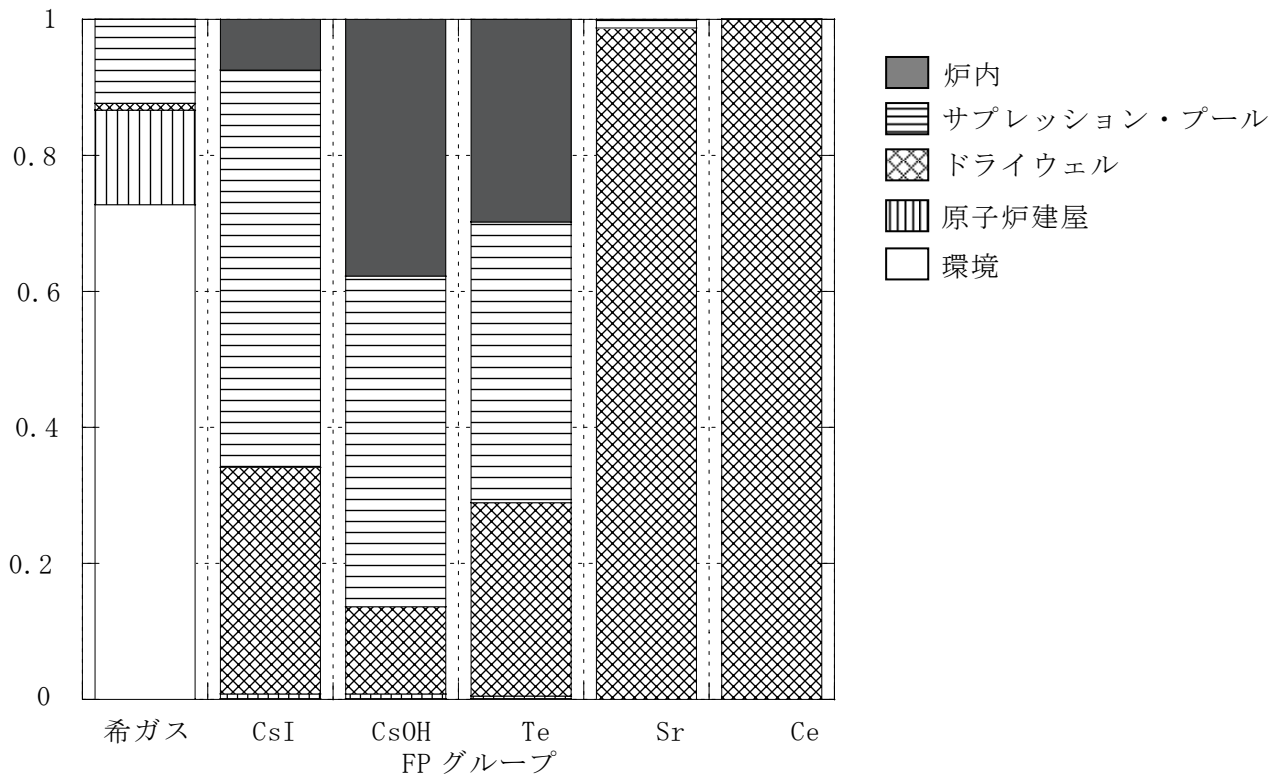


図 2.9-6 プラント内 FP 分布

(高圧・低圧注水失敗(TQUV、基本ケース、(BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

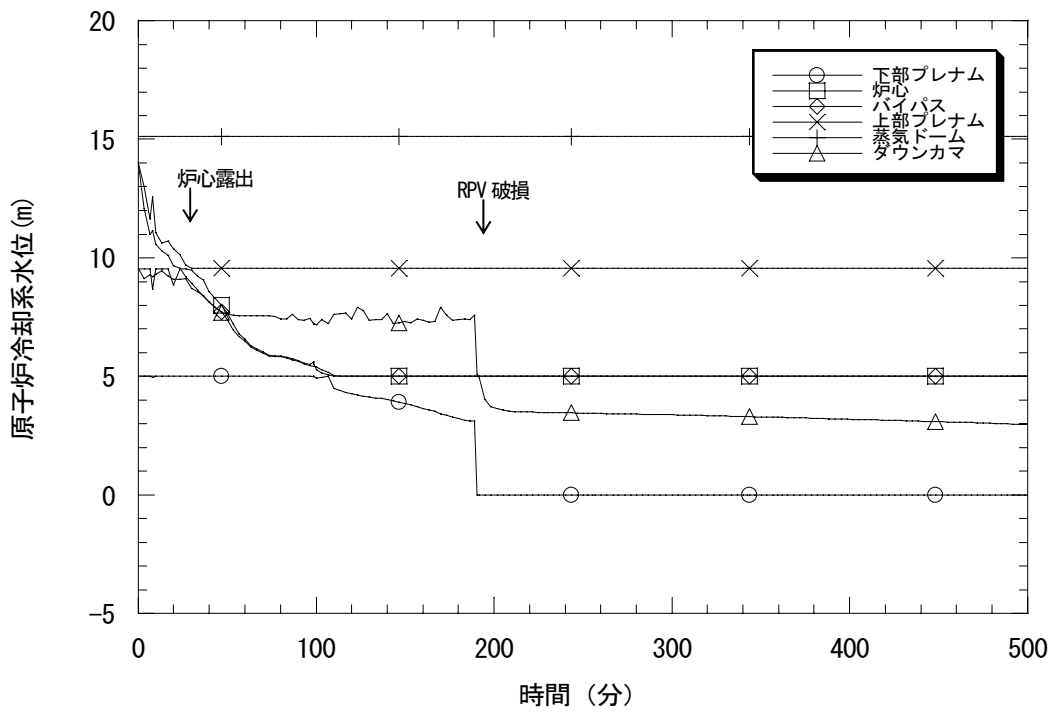


図 2.10-1 原子炉冷却系水位

(電源喪失 (TBU、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

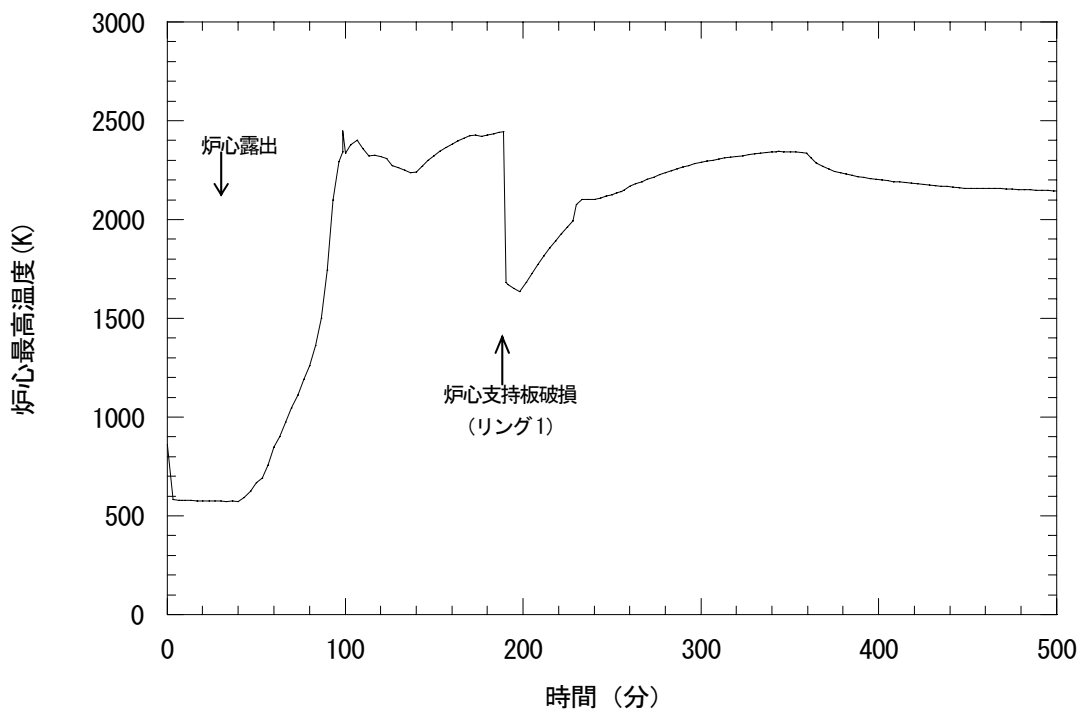


図 2.10-2 炉心最高温度

(電源喪失 (TBU、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

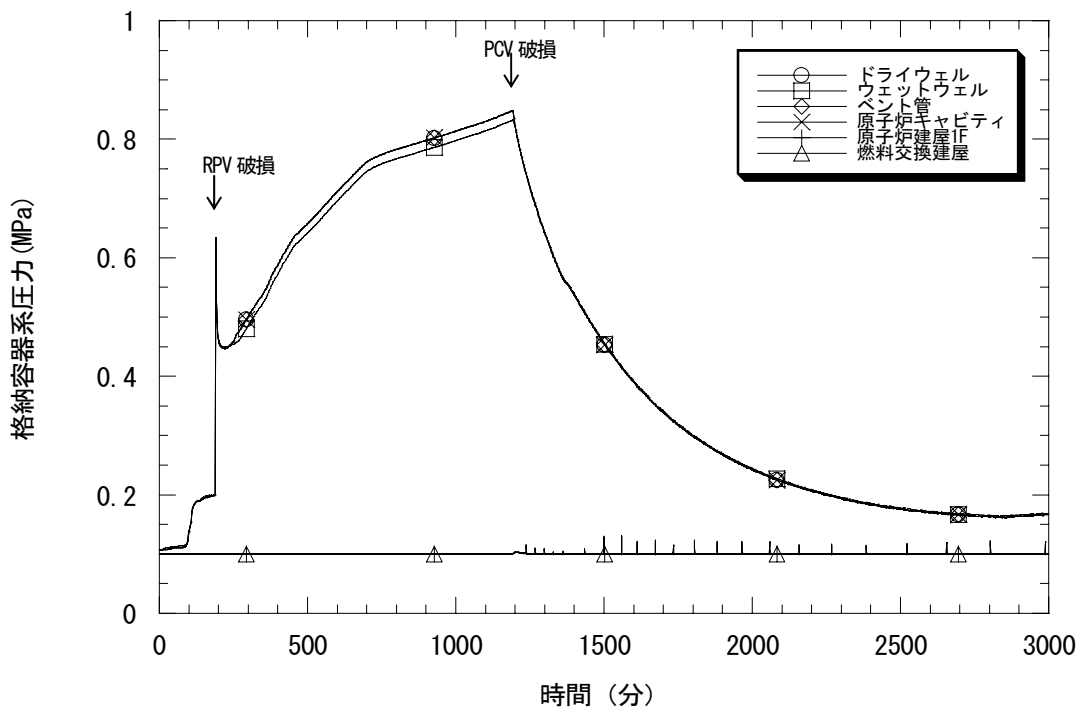


図 2.10-3 格納容器系圧力

(電源喪失 (TBU、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

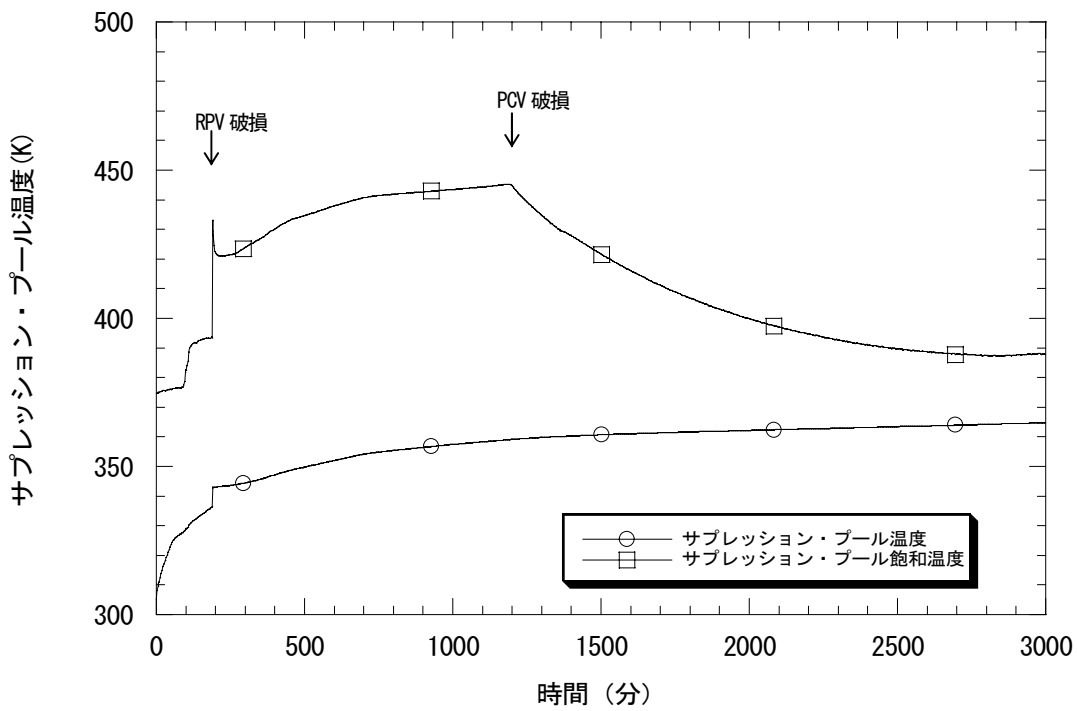


図 2.10-4 サブプレッション・プールの水温

(電源喪失 (TBU、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

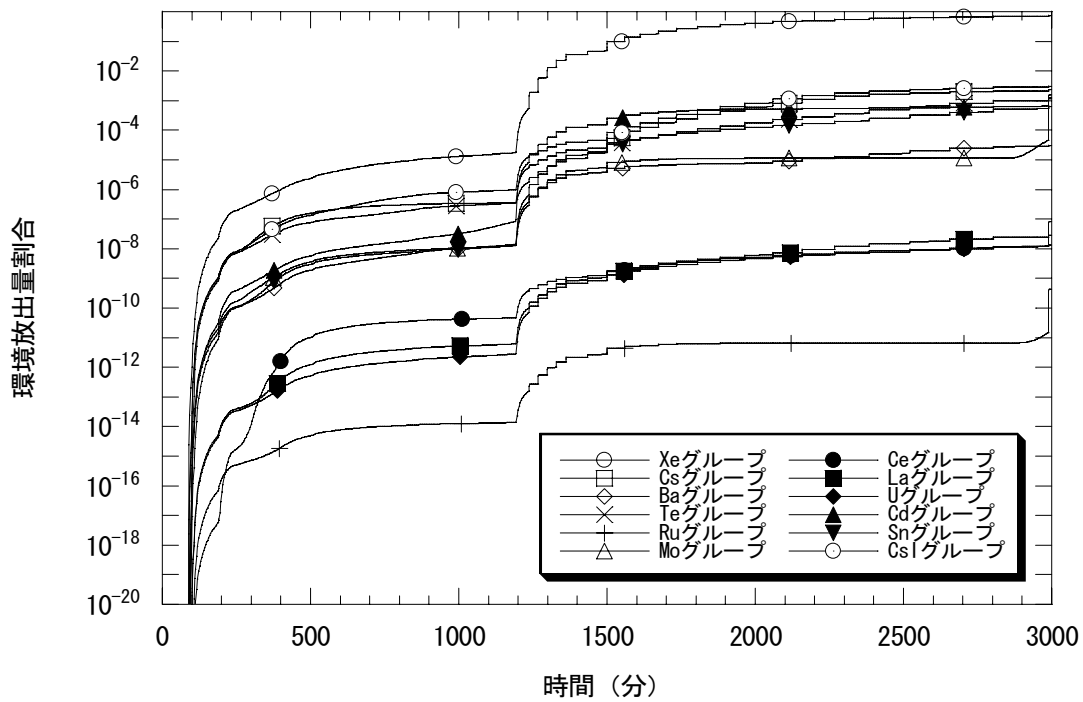


図 2.10-5 各放射性物質の環境放出量割合

(電源喪失 (TBU、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

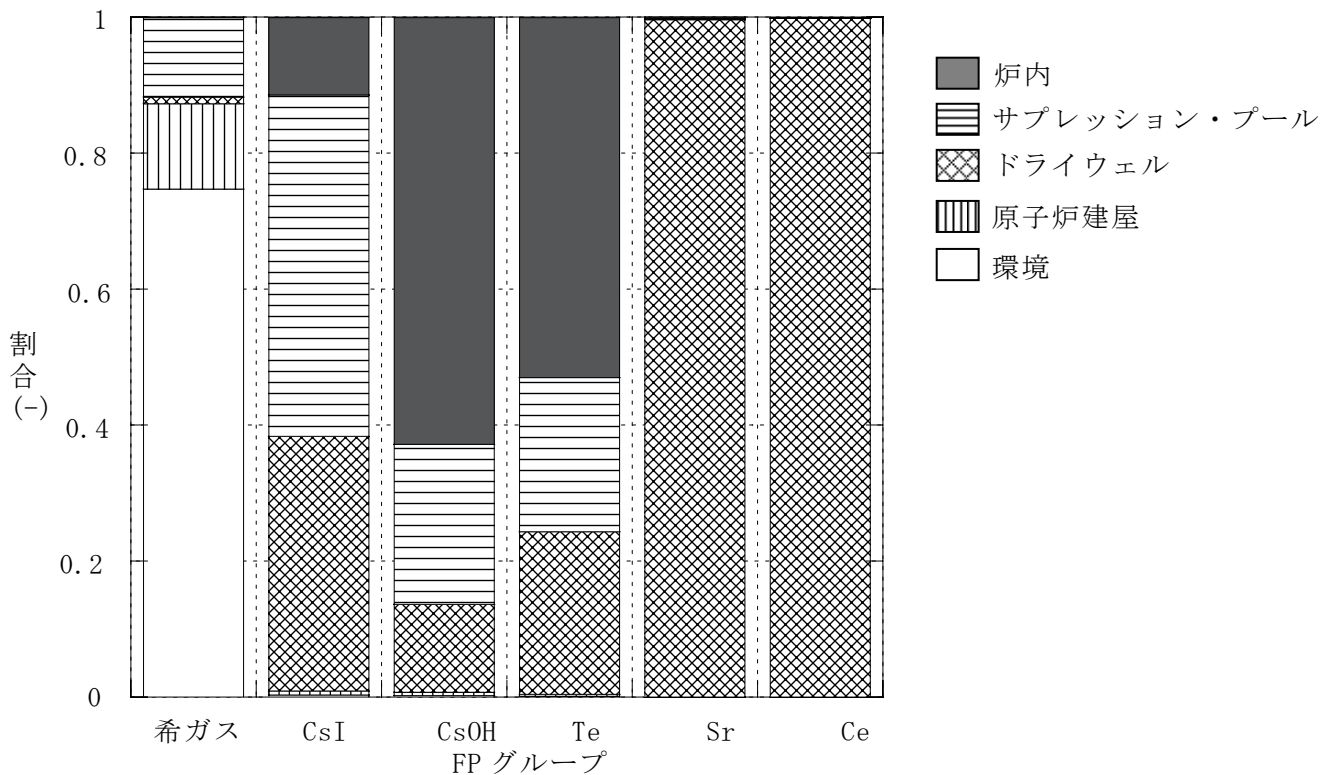


図 2.10-6 プラント内 FP 分布

(電源喪失 (TBU、基本ケース、(BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級))) )



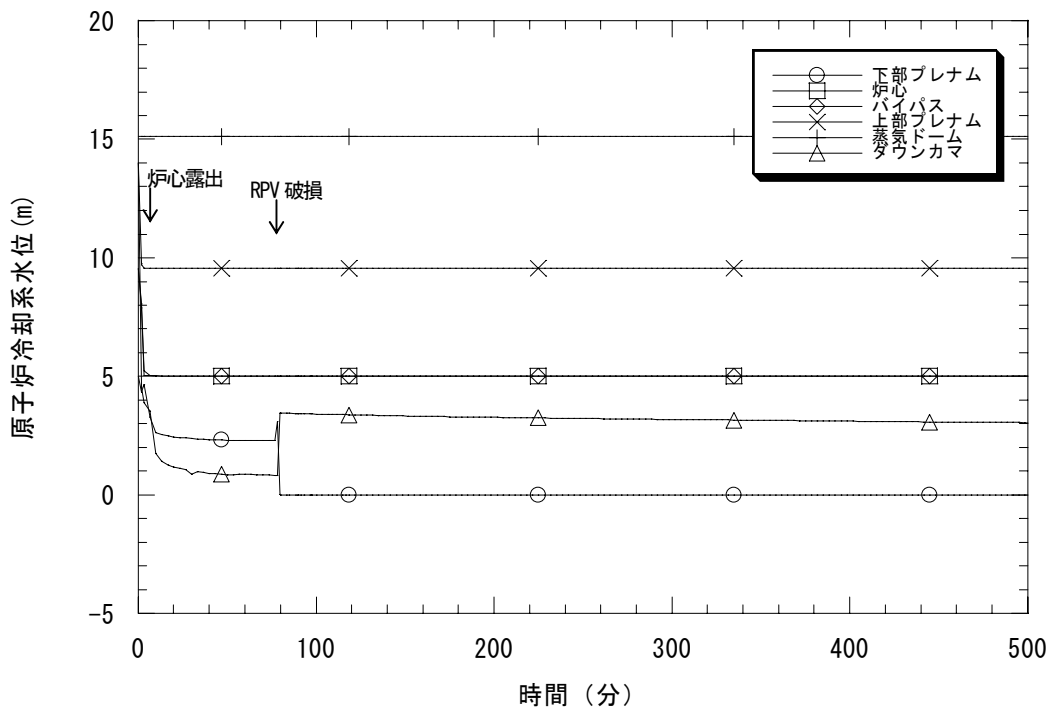


図 2.11-1 原子炉冷却系水位

(LOCA 時注水失敗 (AE、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

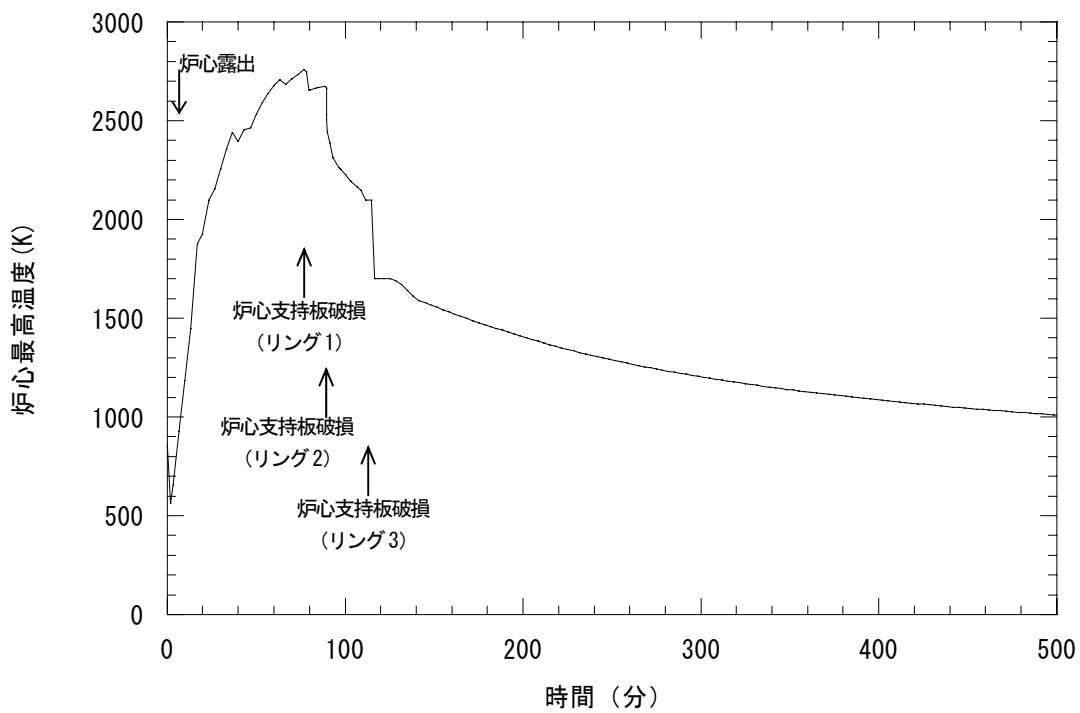


図 2.11-2 炉心最高温度

(LOCA 時注水失敗 (AE、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

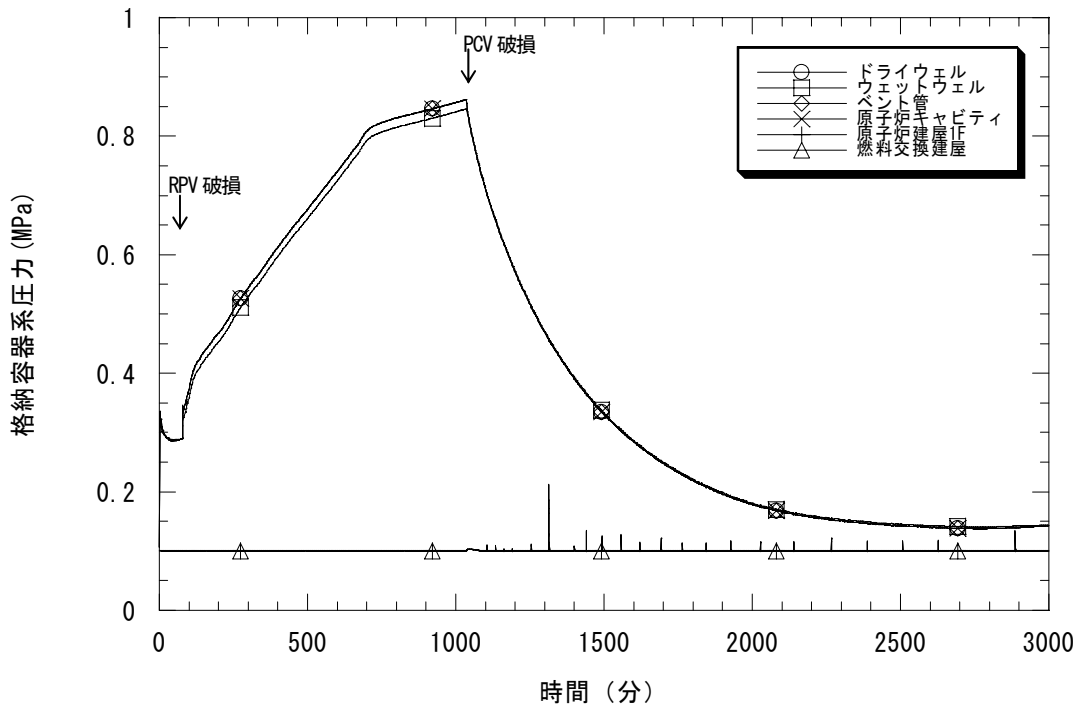


図 2.11-3 格納容器系圧力

(LOCA 時注水失敗 (AE、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

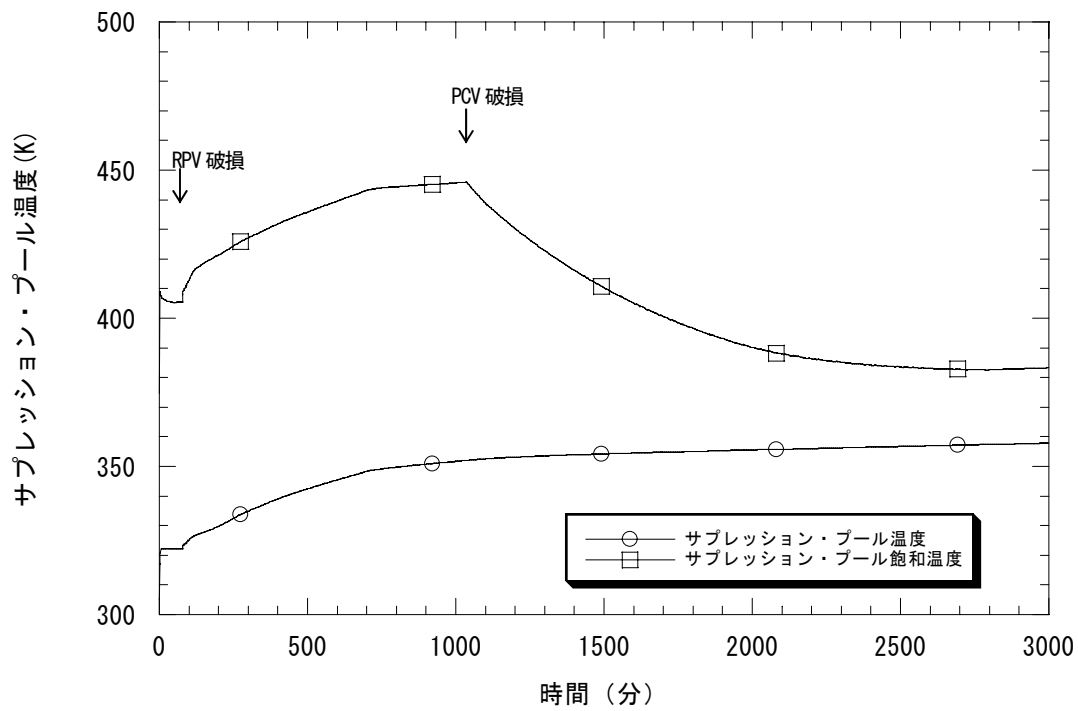


図 2.11-4 サプレッション・プールの水温

(LOCA 時注水失敗 (AE、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

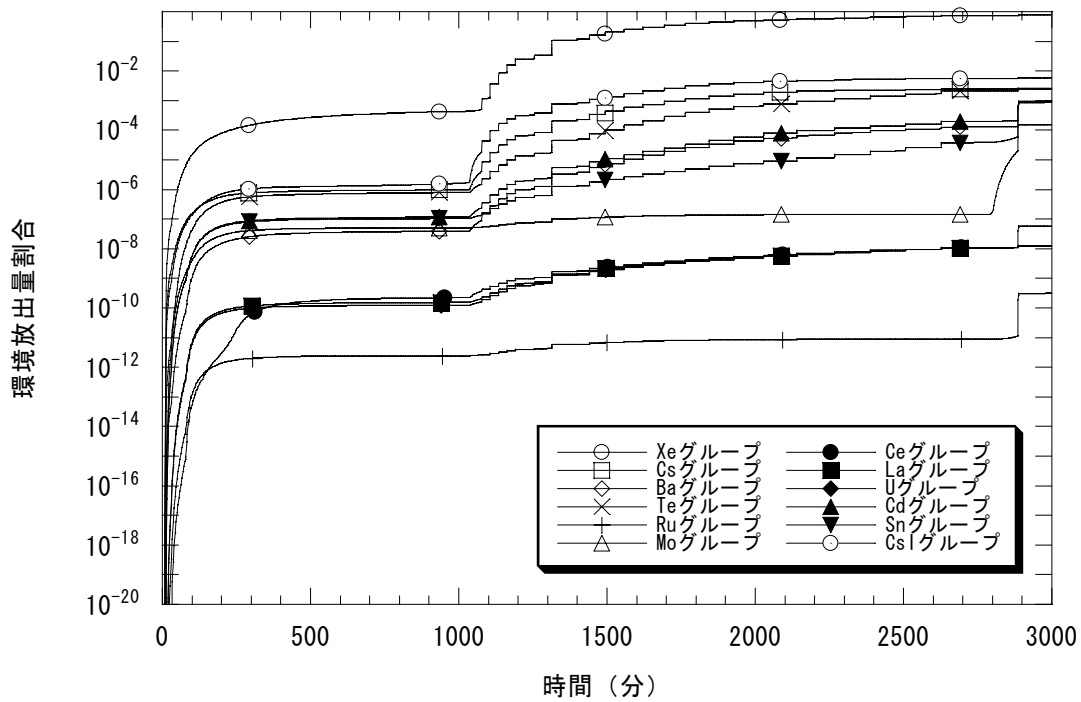


図 2.11-5 各放射性物質の環境放出量割合

(LOCA 時注水失敗 (AE、基本ケース、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

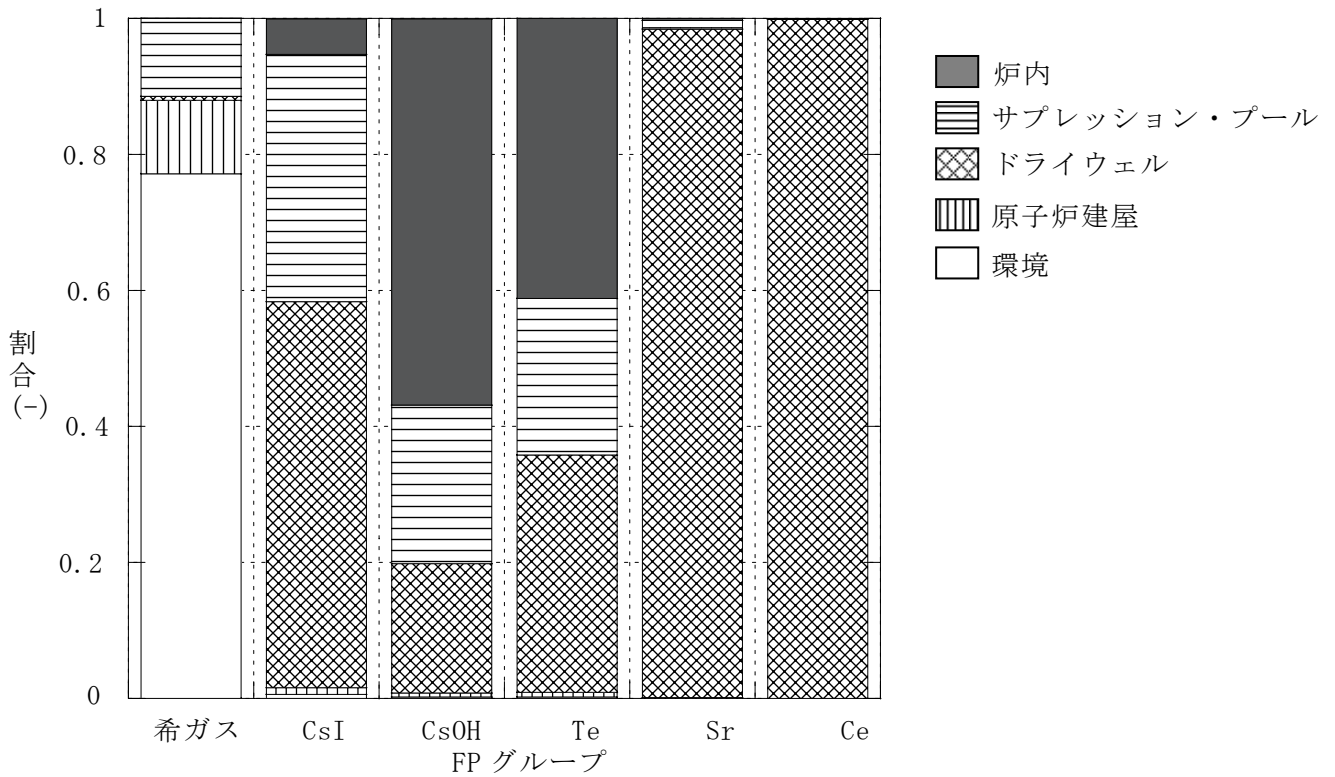


図 2.11-6 プラント内 FP 分布

(LOCA 時注水失敗 (AE、基本ケース、(BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

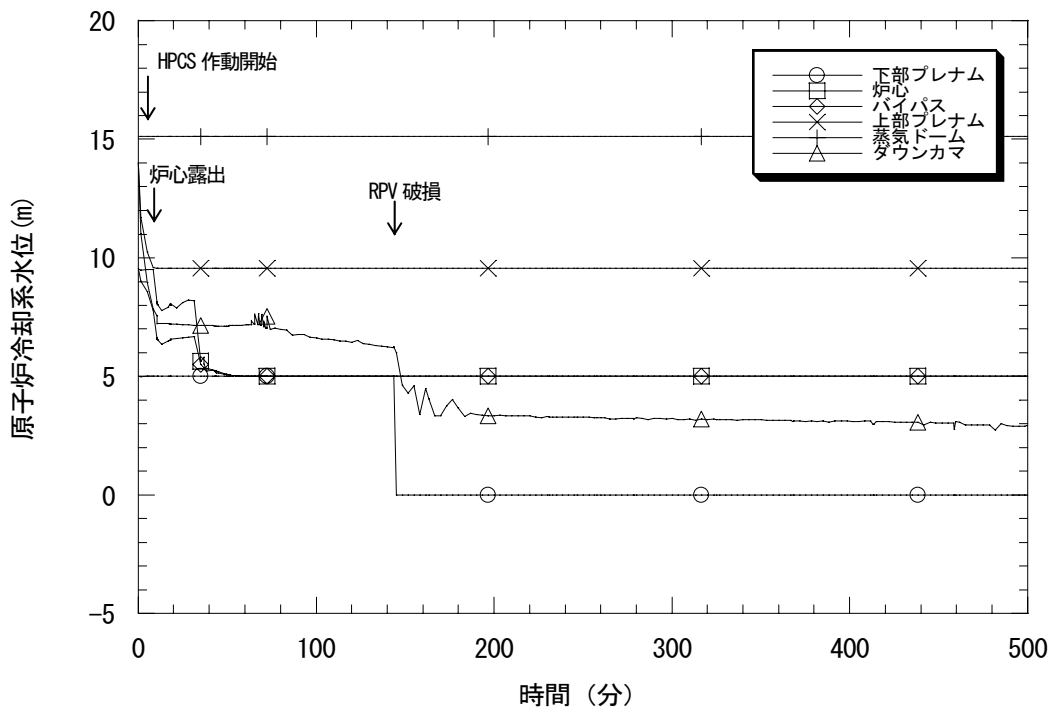


図 2.12-1 原子炉冷却系水位

(原子炉未臨界確保失敗 (PCVR+TC、直接格納容器破損、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

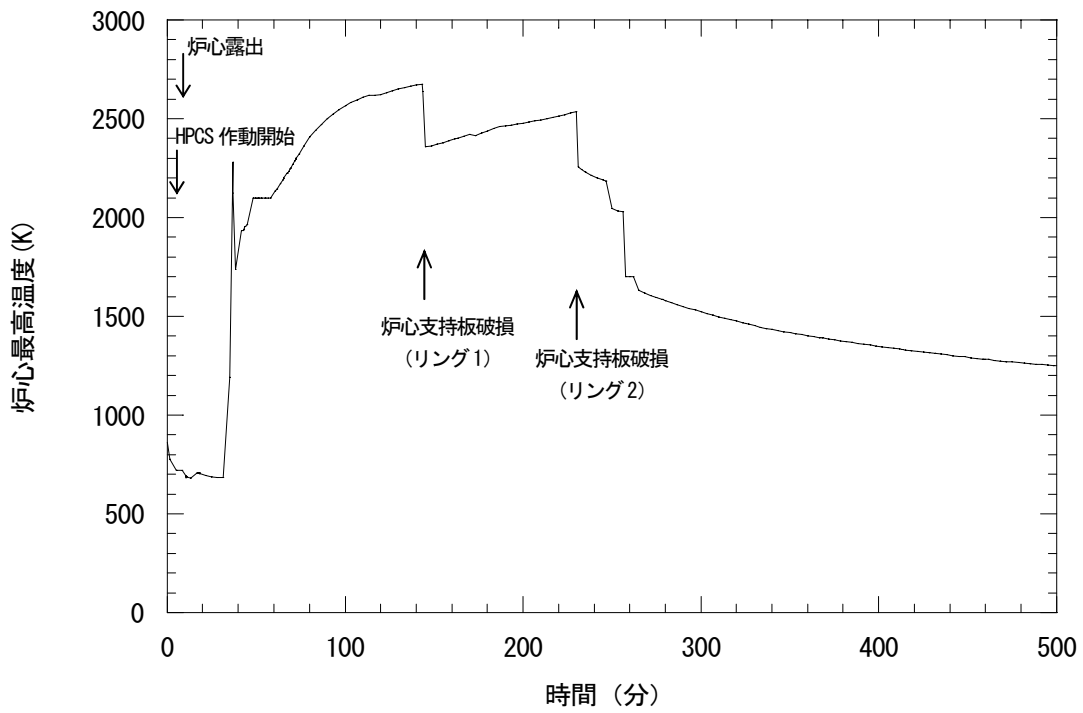


図 2.12-2 炉心最高温度

(原子炉未臨界確保失敗 (PCVR+TC、直接格納容器破損、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

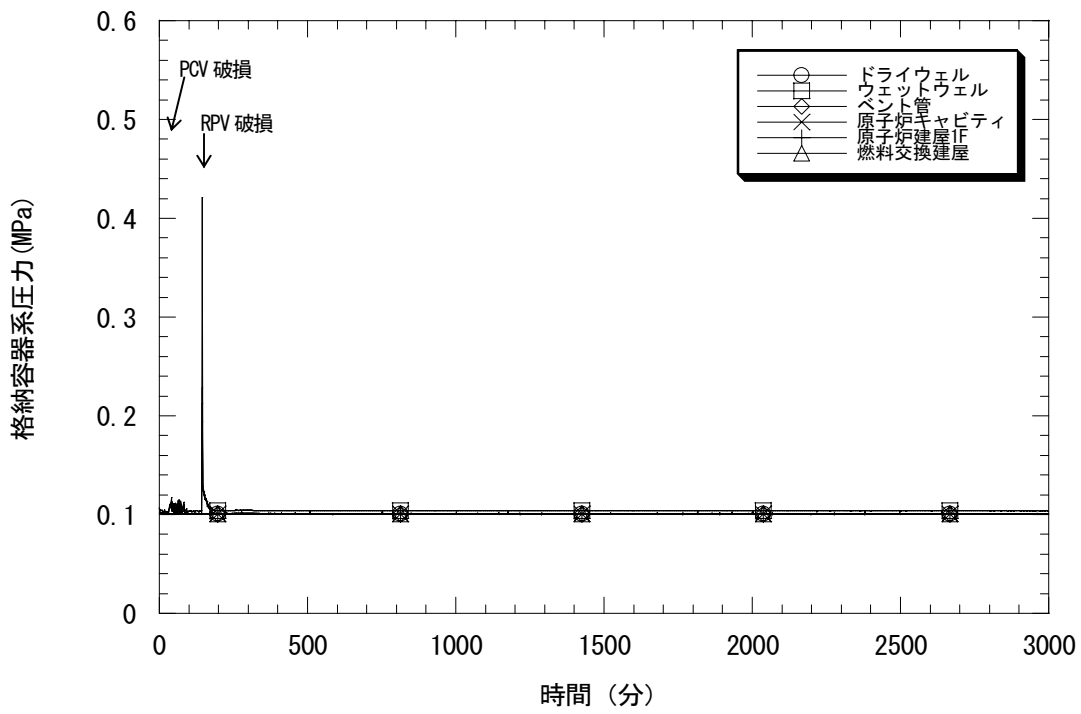


図 2.12-3 格納容器系圧力

(原子炉未臨界確保失敗 (PCVR+TC、直接格納容器破損、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

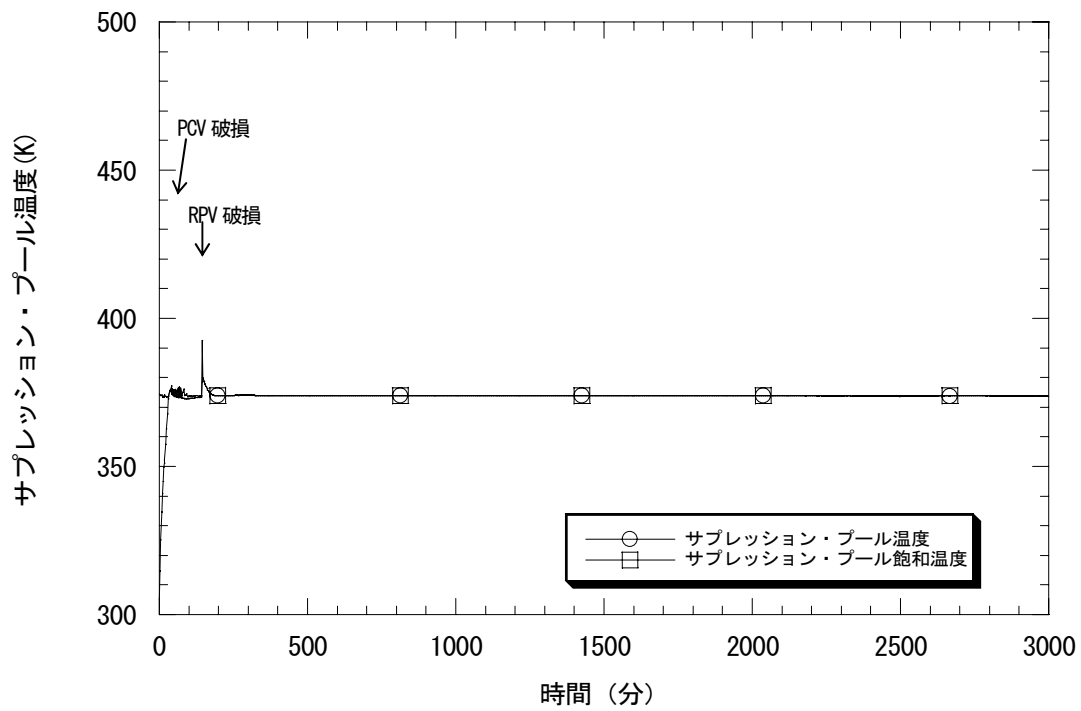


図 2.12-4 サプレッション・プールの水温

(原子炉未臨界確保失敗 (PCVR+TC、直接格納容器破損、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

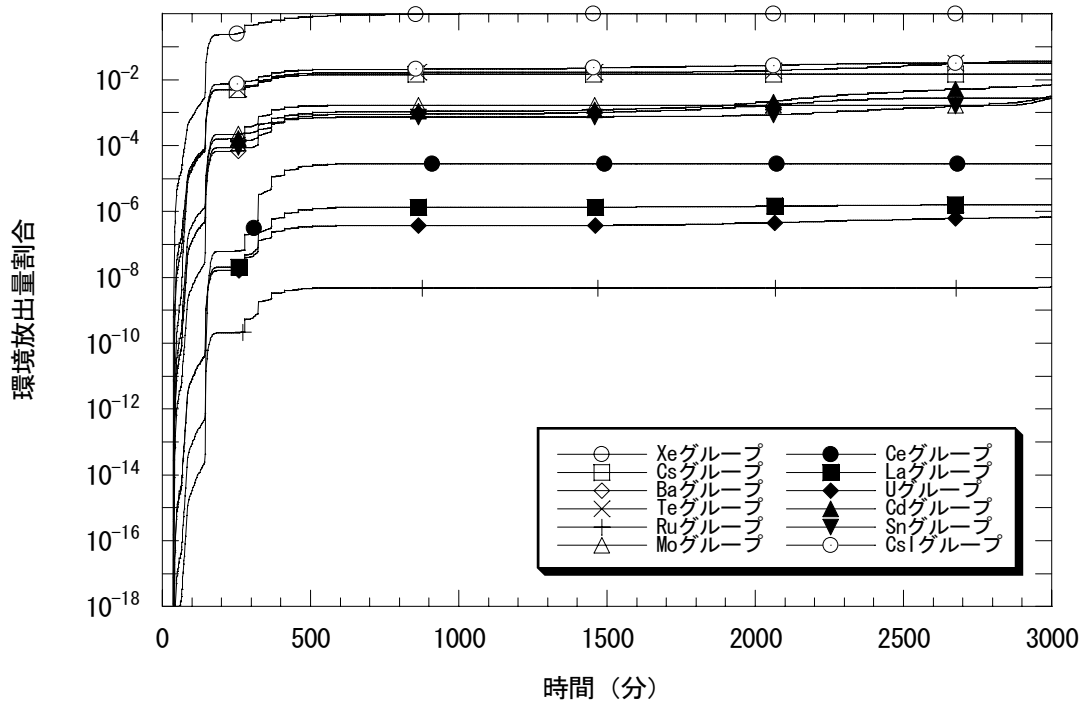


図 2.12-5 各放射性物質の環境放出量割合

(原子炉未臨界確保失敗 (PCVR+TC、直接格納容器破損、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

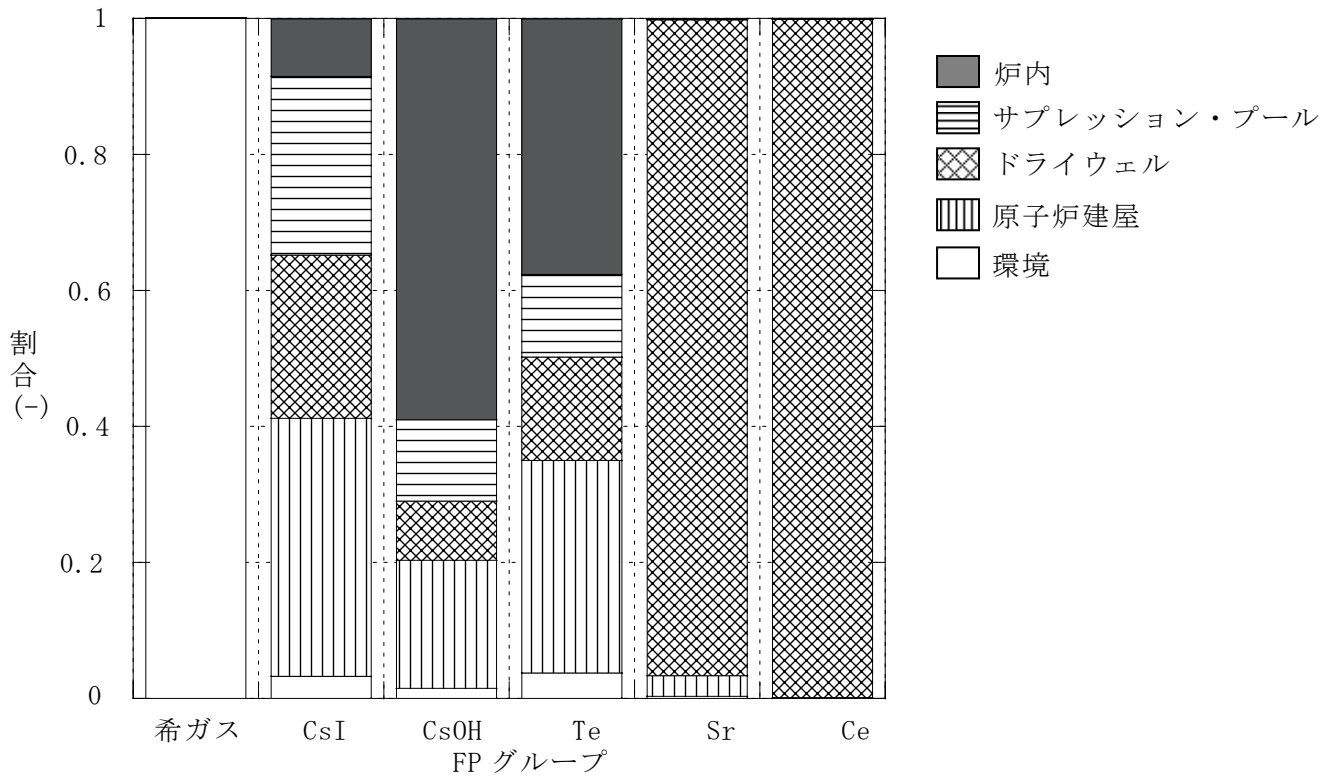


図 2.12-6 プラント内 FP 分布

(原子炉未臨界確保失敗 (PCVR+TC、直接格納容器破損、(BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級))) )

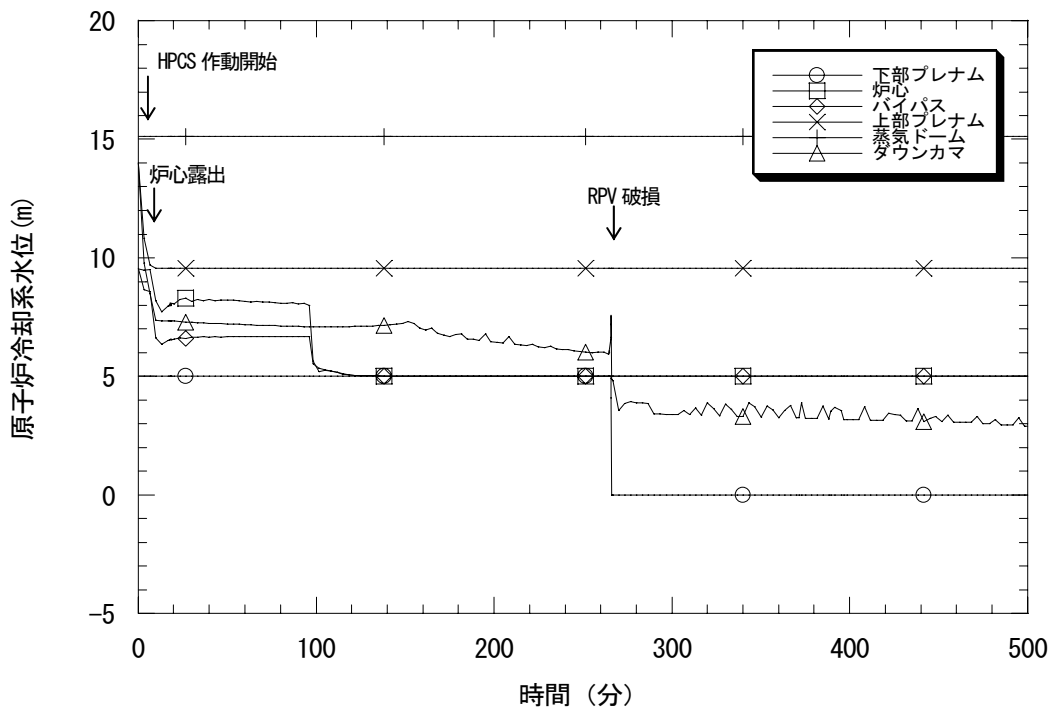


図 2.13-1 原子炉冷却系水位

(原子炉未臨界確保失敗 (RBR+TC、直接原子炉建屋損傷、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

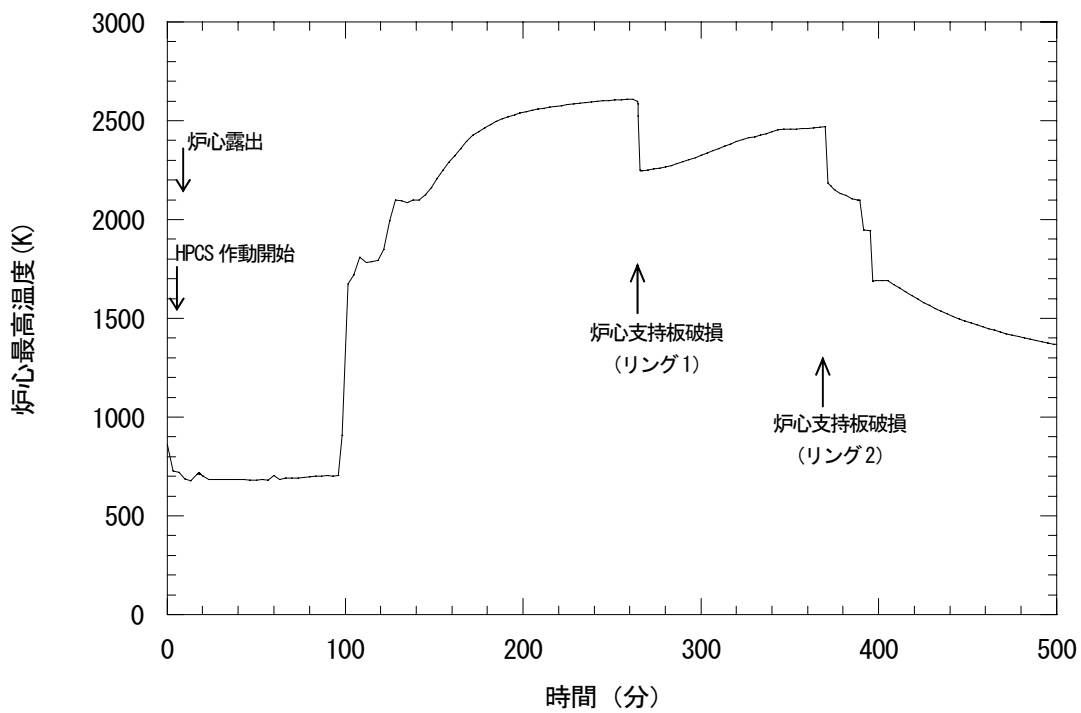


図 2.13-2 炉心最高温度

(原子炉未臨界確保失敗 (RBR+TC、直接原子炉建屋損傷、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

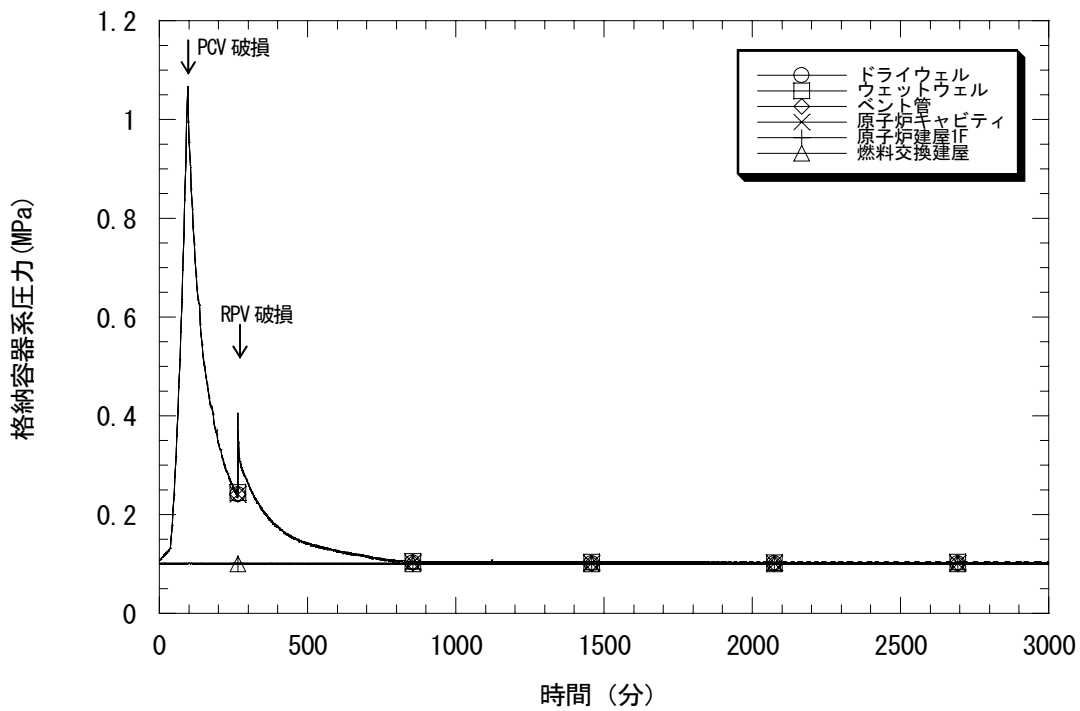


図 2.13-3 格納容器系圧力

(原子炉未臨界確保失敗 (RBR+TC、直接原子炉建屋損傷、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))

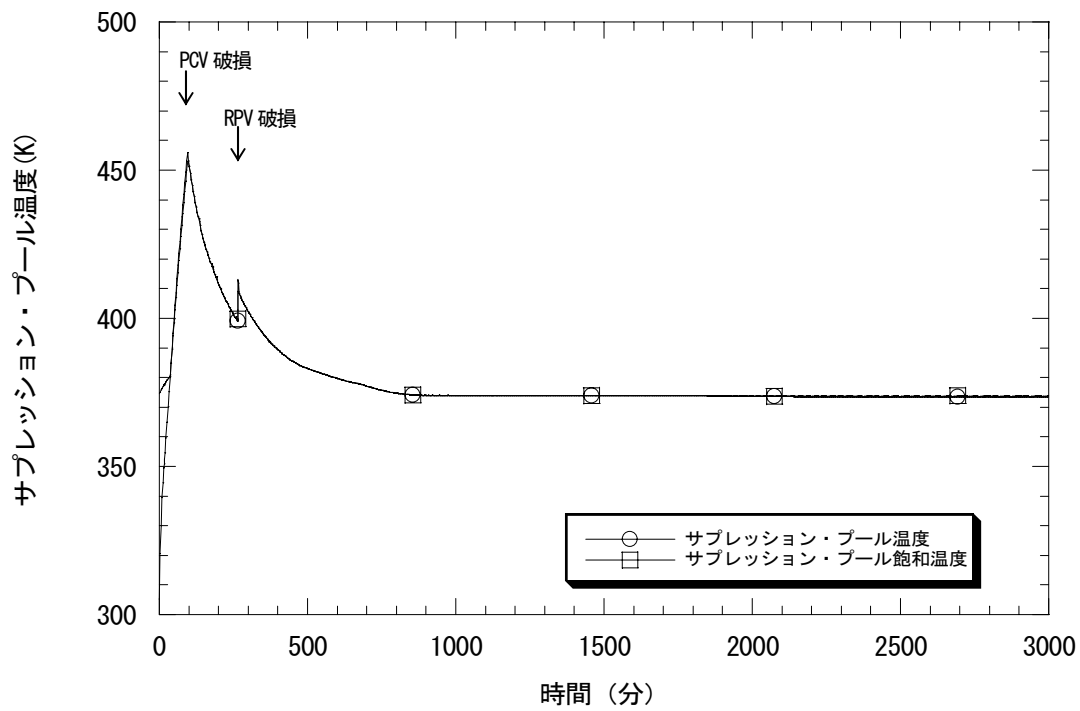


図 2.13-4 サプレッション・プールの水温

(原子炉未臨界確保失敗 (RBR+TC、直接原子炉建屋損傷、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級)))



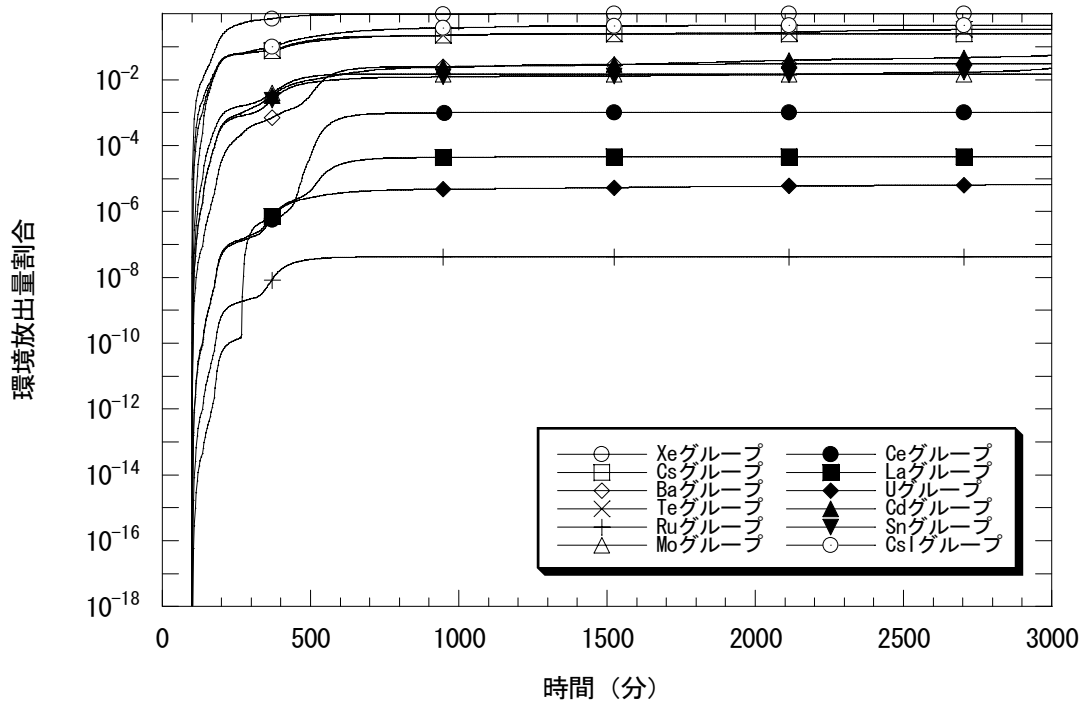


図 2.13-5 各放射性物質の環境放出量割合

(原子炉未臨界確保失敗 (RBR+TC、直接原子炉建屋損傷、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)))

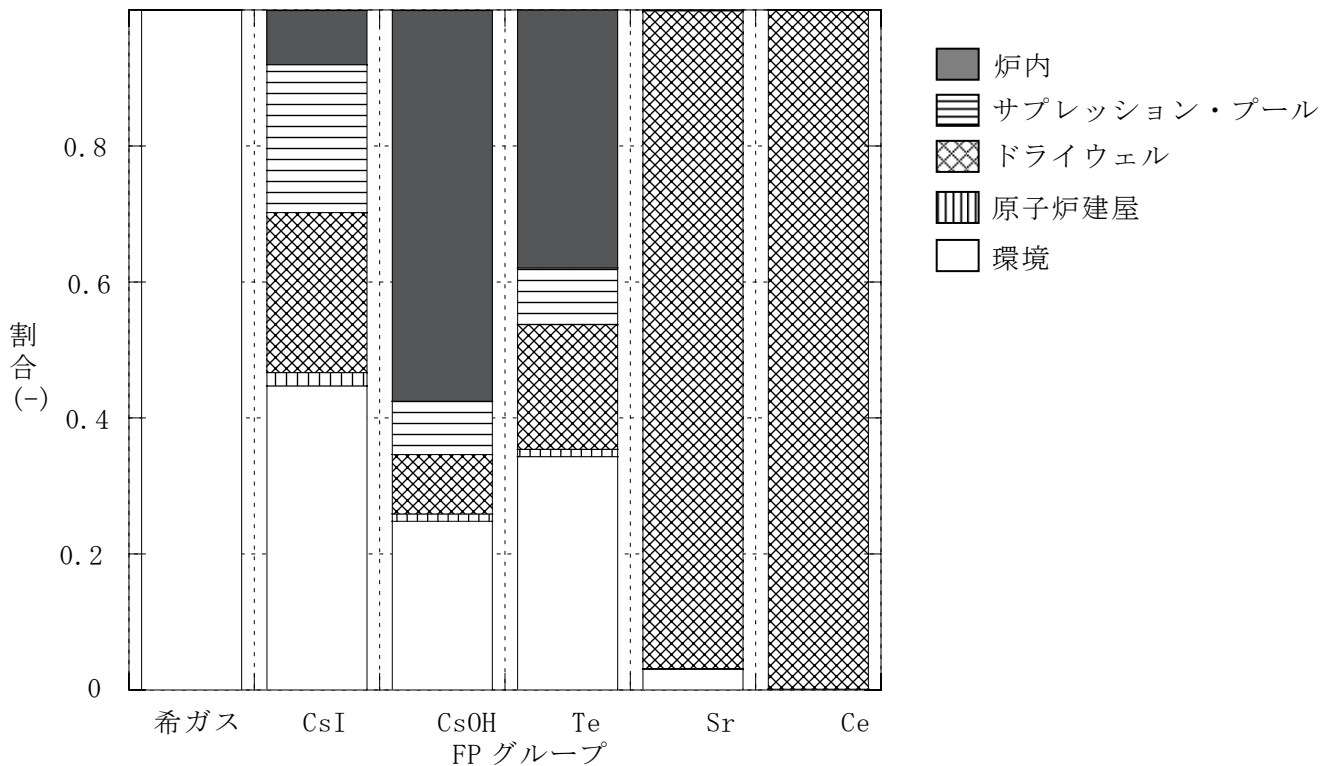


図 2.13-6 プラント内 FP 分布

(原子炉未臨界確保失敗 (RBR+TC、直接原子炉建屋損傷、(BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級))) )

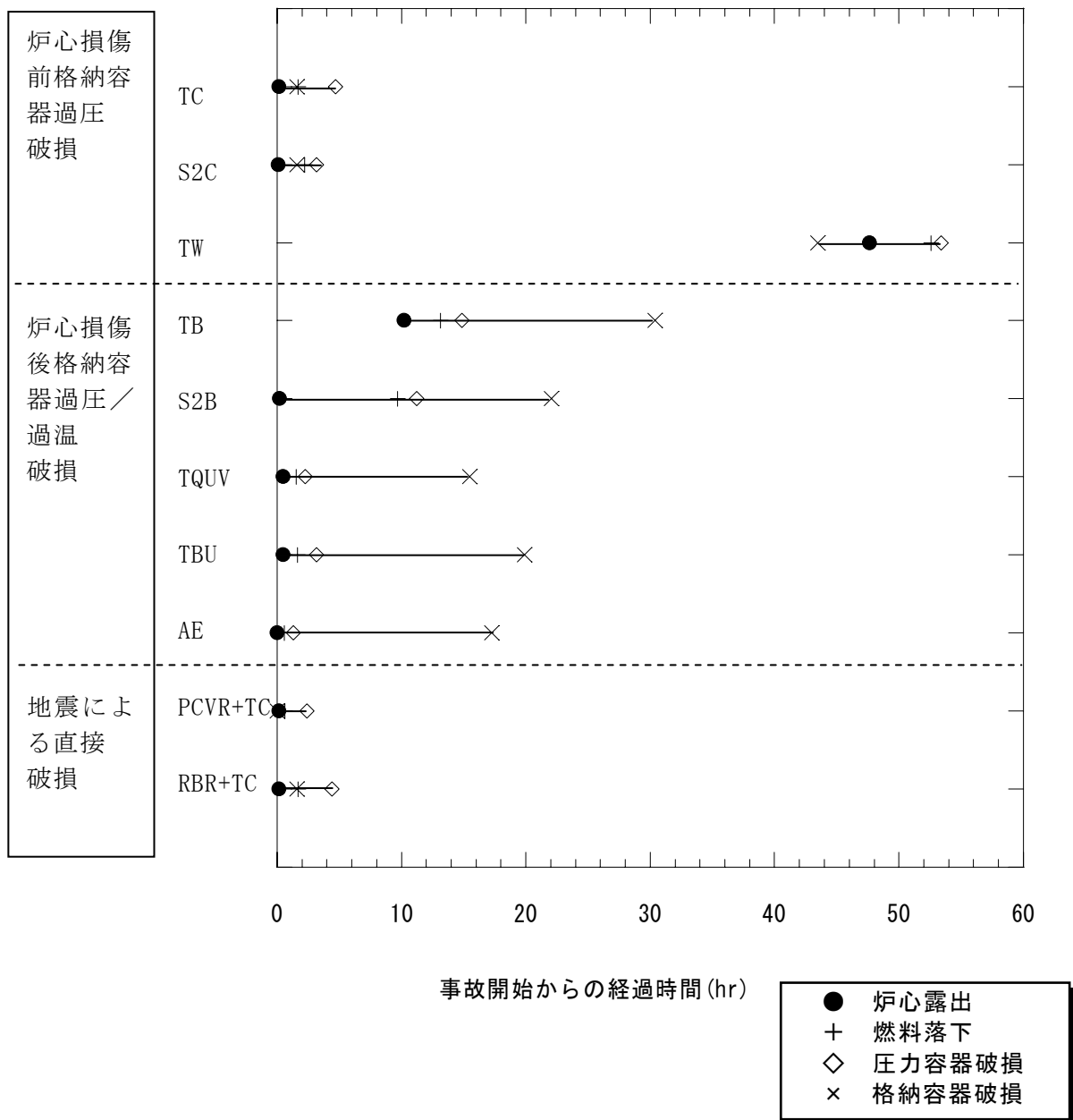


図 2.14-1 地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング  
(BWR-5 Mark I 改良型(80 万 KWe 級))

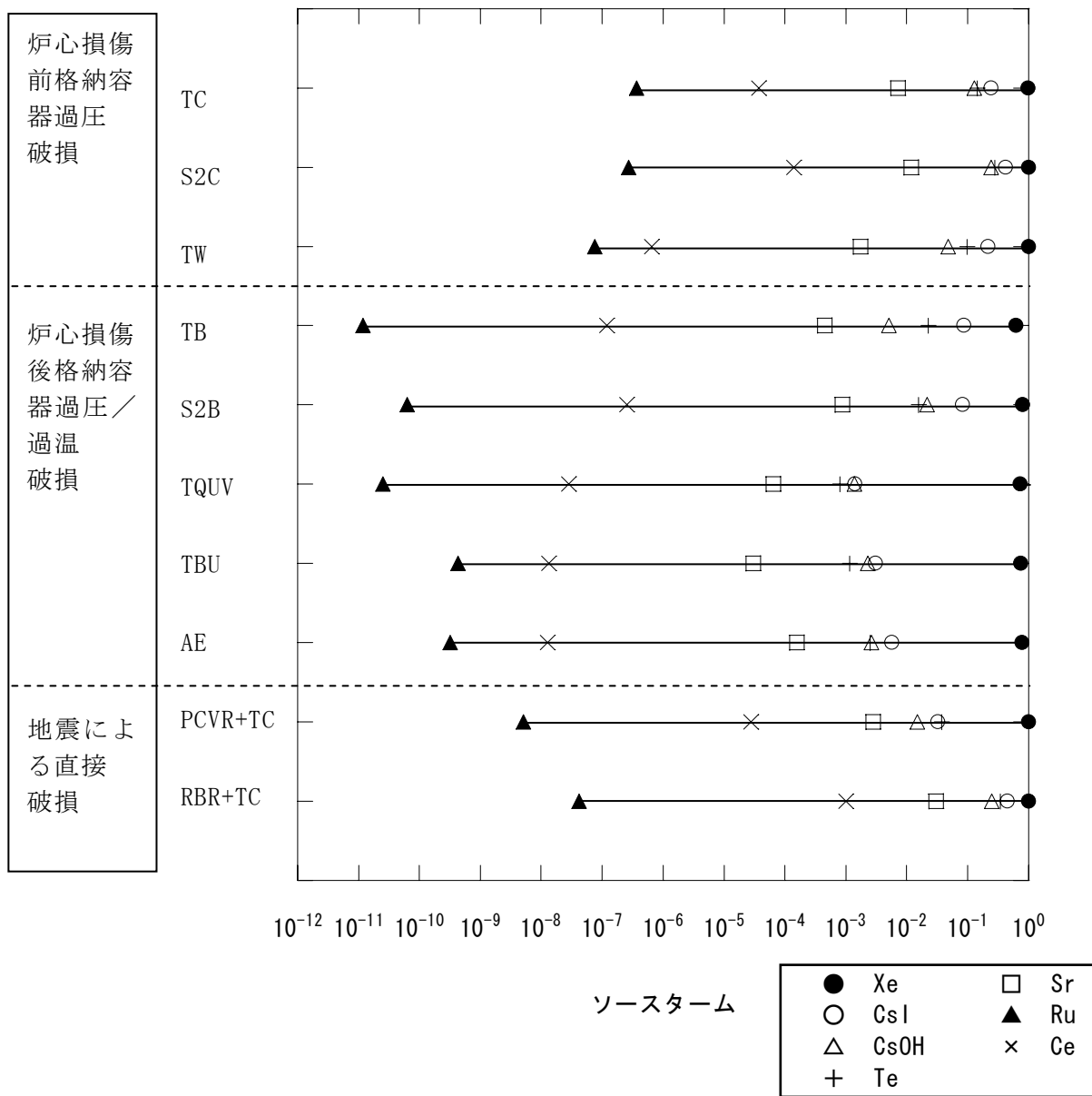


図 2.14-2 地震時の代表的な事故シーケンスのソースターム  
(BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級))

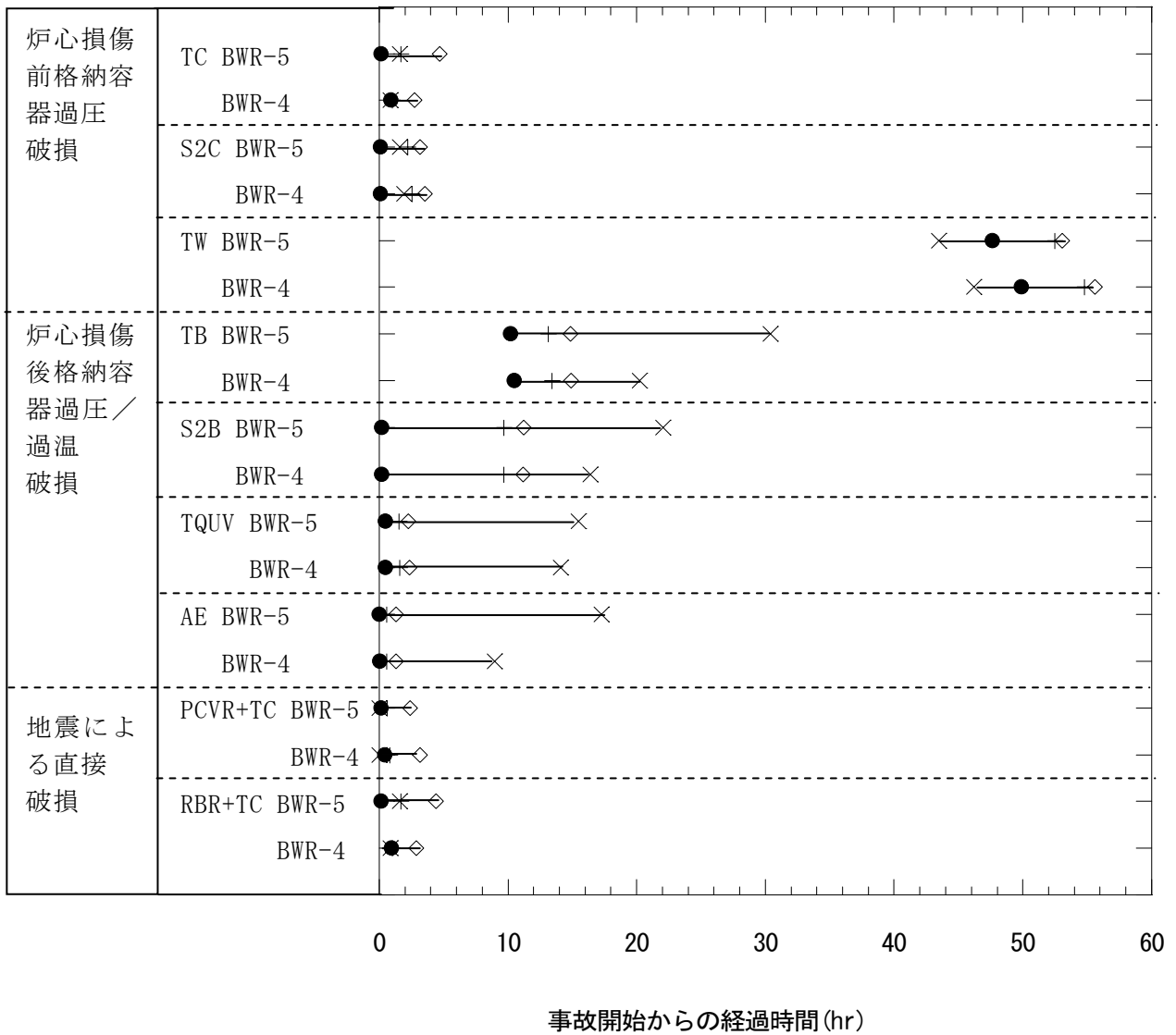
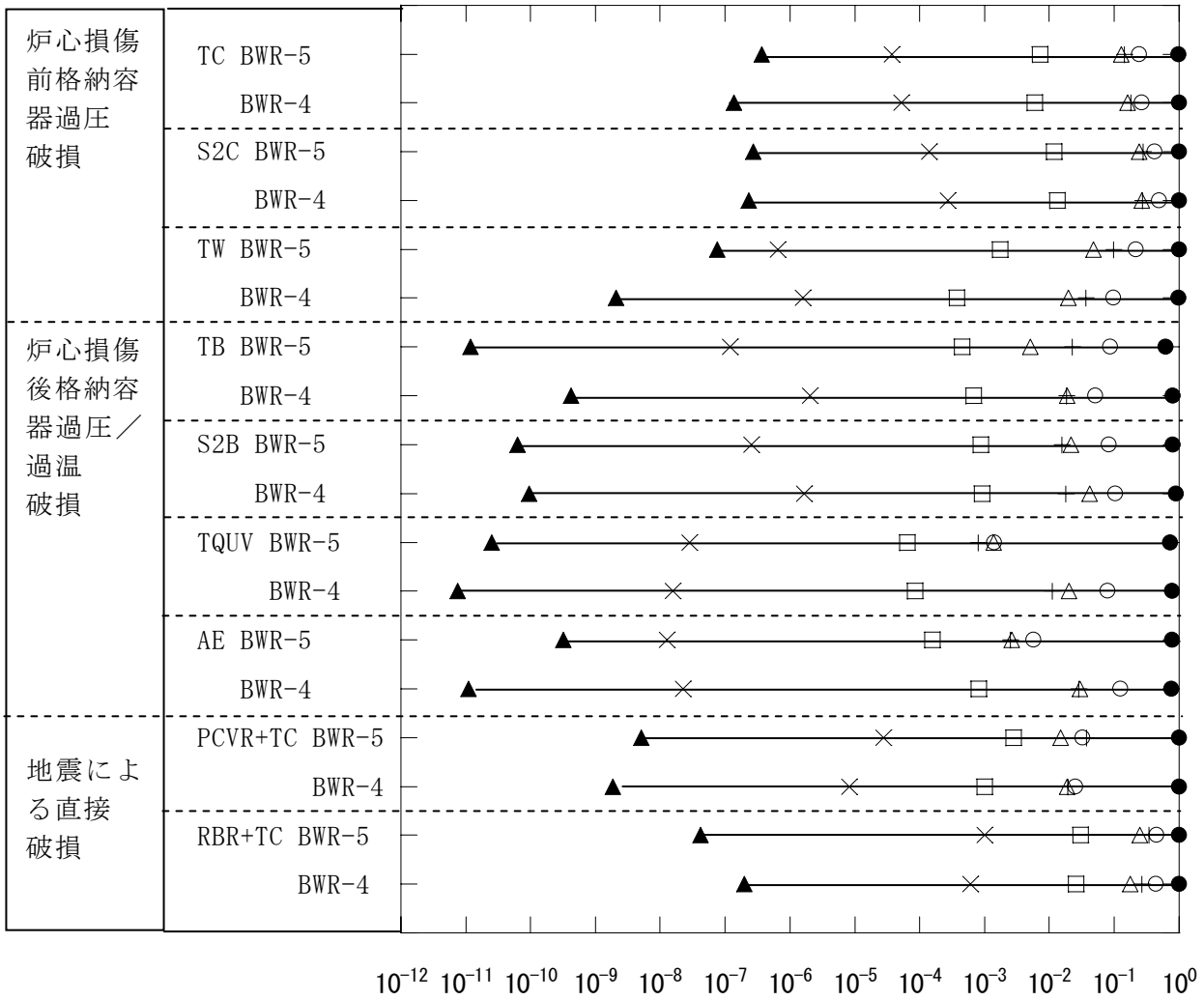


図 2.15-1 地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング  
(BWR-5 Mark I 改良型の 80 万 KWe 級と BWR-4 との比較)



ソースターム

● Xe	□ Sr
○ CsI	▲ Ru
△ CsOH	× Ce
+ Te	

図 2.15-2 地震時の代表的な事故シーケンスのソースターム

(BWR-5 Mark I 改良型の 80 万 KWe 級と BWR-4 との比較)

### 3. 最近の研究情報が格納容器イベントツリ定量化に与える影響の検討

最近、BWR 産業界から、ICAPP '08 (2008 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants) において格納容器に圧力・温度の大きな負荷を与えるエナジェティック現象としての炉外水蒸気爆発 (FCI)、格納容器雰囲気直接加熱 (DCH) 及びドライウェルシェルメルトスル (格納容器シェルアタック)、その他にコア・コンクリート相互作用 (MCCI) 及び圧力容器内デブリ保持 (IVR) の主要現象の分岐確率の不確実さ評価とそれに基づく格納容器イベントツリ定量化について報告<sup>(9)</sup>されている。

本検討では、この研究情報のうち、格納容器イベントツリの分岐確率に関する新データを用いた場合の格納容器イベントツリの定量化への影響を検討した。

#### 3.1 格納容器イベントツリ定量化に係る最近の研究情報について

ICAPP '08 において報告された研究<sup>(9)</sup>では、ROAAM (Risk Oriented Accident Analysis Methodology) 手法または DET (Decomposition Event Tree) 手法により不確実さ評価を実施するため、支配パラメータ選定と確率分布の設定、支配パラメータと格納容器荷重との因果関係構築、格納容器荷重と格納容器破損頻度の因果関係構築 (格納容器フラジリティ)、モンテカルロサンプリングによる不確実さ評価を実施し、BWR-3 Mark I、BWR-4 Mark I、BWR-5 Mark II、BWR-5 Mark II 改良型、ABWR RCCV の各格納容器プラントを対象に格納容器破損モードの不確実さ分布を評価している。評価手法としては、エナジェティック現象の FCI、DCH 及びシェルアタック、並びに MCCI については ROAAM 手法を用い、IVR については DET 手法を用いている。これらの検討結果から得られた IVR を除く事象の分岐確率の平均値を表 3.1 に示す。これらの新データを用いた場合の格納容器イベントツリ定量化の試解析を以下に実施する。

特に、ドライウェルシェルメルトスル (格納容器シェルアタック) については、BWR-3 及び BWR-4 に対して、平均値をそれぞれ 0.18、0.11 としている。一方、カリフォルニア大学の Theofanous 等が発表した論文<sup>(10)</sup>によれば、格納容器注水がない場合のシェルアタックによるライナー破損確率は、デブリの急速放出と緩慢放出の各事故シナリオに対して、それぞれ 1 及び 0.63 と予測している。当機構ではキャビティ内に水がない場合、圧力容器破損後に圧力容器から放出された溶融物がキャビティ床からドライウェル床に広がり、ドライウェルシェルに直接接触し、格納容器が破損する可能性は高いと考えられるため、分岐確率 0.5 としている。

なお、圧力容器内デブリ保持 (IVR) については今後の検討課題とし、本作業では検討対象外とする。

### 3.2 格納容器イベントツリ分岐確率を変えた場合の定量化解析

最近の研究成果から得られた分岐確率を用いた場合の格納容器破損頻度の試解析を BWR-5 Mark II 改良型及び BWR-4 Mark I 型格納容器プラントに適用して実施し、当機構で実施した解析結果と比較した。

#### 3.2.1 解析条件

地震時のプラント損傷状態（PDS）についてはレベル 1 地震 PSA<sup>(1)</sup>の検討結果から、BWR-5 Mark II 改良型及び BWR-4 Mark I 型格納容器プラントを対象として、それぞれに地震ハザード条件の緩やかなサイト及び地震ハザード条件の厳しいサイトを想定した場合を検討した。レベル 1 地震 PSA<sup>(1)</sup>の結果から得られたプラント損傷状態の発生頻度割合については、BWR-5 を図 3.1 及び BWR-4 を図 3.2 にそれぞれ示す。また、300gal から 1,300gal の地震動レベルの大きさに対するプラント損傷別発生頻度の変化について、BWR-5 を図 3.3 及び BWR-4 を図 3.4 に示す。

また、レベル 1 地震 PSA<sup>(1)</sup>の結果から得られたレベル 2PSA の格納容器イベントツリにおいて使用する ECCS 注水系、原子炉減圧系に係る機能喪失確率の地震動に対する特性を図 3.5 及び図 3.6 に示す。サイトの地震条件及び建屋構造により、安全系の機能喪失確率が大きく異なっている。

#### 3.2.2 地震時の格納容器イベントツリ整備

3.1 項に記載した新データを用いた格納容器イベントツリの定量化を評価するために、格納容器イベントツリの分岐項目及び格納容器破損モードについて検討した。格納容器イベントツリの分岐項目（ヘディング）及びその内容を、事故進展のフェイズごとにまとめた。

BWR-5 Mark II 改良型プラント及び BWR-4 Mark I 型プラントを対象に、新データのうち炉外水蒸気爆発（FCI）、格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）に関する試解析を実施するため、発生頻度が低いと考えられ、従来の格納容器イベントツリのヘディングとしていない炉外水蒸気爆発（FCI）を組み込んで、イベントツリを整備した（表 3.2）。整備後に試解析を実施した。

BWR-4 Mark I 型プラントに関しては、新データのうち炉外水蒸気爆発（FCI）、格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）のほかに、BWR-4 Mark I 型プラント特有の構造から生じる格納容器シェルアタック（シェルメルトスル）に関する試解析を実施した。

表 3.3 には、BWR-5 Mark II 改良型に係る主な地震時のプラント損傷状態と各ヘディング項目との関連を例示した。また、格納容器破損モードを、内的事象の場合と同様に、格納容器が破損する時期及び破損形態により分類し、表 3.4 に示した。新たに、炉外水蒸気爆発（FCI）による格納容器損傷を  $\kappa$  モードとして追加した。主なプラント損傷状態ごとの格納容器イベントツリの特徴を、表 3.5 にまとめた。また、格納容器破損頻度のみの評価では格納容器破損モード  $\delta$ 、 $\delta'$ 、 $\delta''$  を一つにまとめて示した。

なお、地震によって原子炉建屋が直接破損する場合を  $\chi$  モードとし、地震によって格納容器が直接破損する場合を  $\lambda$  モードとする。本検討では、 $\lambda$  モードを格納容器隔離失敗（ $\beta$  モード）と置き換えて検討した。

### 3.3 格納容器イベントツリ定量化

各プラントの格納容器イベントツリを基に、各プラント損傷状態ごとに定量化計算を実施した。

参考のため、BWR-5 Mark-II 改良型を対象とした格納容器イベントツリのヘディングの分岐確率算定の考え方を表 3.6 に示す。アクシデントマネジメント（AM）はレベル 1 地震 PSA と同様に期待しないものと仮定した。また、エナジェティック事象などによる格納容器負荷は地震により影響を受けないものとした。

格納容器イベントツリのヘディング項目に対応する機器・システムの地震の大きさに依存した損傷確率は、3.2.1 項に記載した機能喪失確率を用いた。具体的には、地震による影響を評価するヘディング項目として、高圧 ECCS 作動、低圧 ECCS 作動、格納容器（PCV）除熱（RHR 系スプレイモード）及び自動減圧系の四つとした。

#### 3.3.1 BWR-5 Mark II 改良型プラントの格納容器イベントツリ定量化

前項で整備した格納容器イベントツリを基に、各プラント損傷状態ごとに定量化計算を実施した。表 3.7 に格納容器イベントツリの各ヘディングの分岐確率一覧を示すが、新データへの変更分は太字（ボールド）にて示した。

従来の結果と新データを使用した場合の結果には、大きな差は生じなかった。また、炉外水蒸気爆発（ $\kappa$ ）については、発生頻度が非常に小さいことが確認できた。

なお、炉心損傷頻度に対する条件付き格納容器破損確率は、地震時には AM 機能に期待できないとしたため、ほぼ 1 となった。



### (1) 格納容器破損頻度

地震時のプラント損傷状態（PDS）別格納容器破損頻度割合及び地震動レベルに対して累積したプラント損傷（PDS）別格納容器破損頻度変化（相対値）を、それぞれ図 3.7 及び図 3.8 に示す。表 3.8 には、プラント損傷状態(PDS)別の格納容器破損の累積発生割合を示す。

プラント損傷状態の寄与割合をみると、地震ハザード条件が緩やかなサイト条件を想定したため、崩壊熱除去失敗（TW）の占める割合が非常に大きく、次いで、電源喪失（TBU）及び高圧注水・低圧注水失敗（TQUV）の占める割合が大きい結果になった。地震動に対する格納容器破損頻度の傾向としては、TW と TQUV は全地震動域で大きな値であるが、TBU は地震動が大きくなると急速に発生頻度が増加している。

### (2) 格納容器破損モード別の発生頻度

地震動レベルに対して累積した格納容器破損モード別発生頻度の割合として、従来データを使用した結果を図 3.9 及び表 3.9 に示す。新データを用いた結果を図 3.10 及び表 3.10 に示す。

また、プラント損傷状態(PDS)に対する格納容器破損モード別の発生割合については、従来データを使用した場合を表 3.11 に示し、新データを使用した場合を表 3.12 に示す。

プラント損傷状態の寄与割合をみると、地震ハザード条件が緩やかなサイト条件を想定したため、崩壊熱除去失敗（TW）による晩期の炉心損傷前過圧破損（ $\theta$ -TW）の占める割合が非常に大きい。次いで、電源喪失（TBU）及び高圧注水・低圧注水失敗（TQUV）による水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧（ $\delta$ ）の占める割合が大きい結果になった。

新データを使用した場合について、破損モード別発生頻度大きな変化はない。微視的には、格納容器雰囲気直接加熱（ $\sigma$ ）の発生頻度はもともと小さいが、新データでは更に 1 オーダ低下した。また、炉外水蒸気爆発（ $\kappa$ ）の発生頻度は非常に小さく、炉内水蒸気爆発と同程度であった。

地震動に対する格納容器破損モードの発生頻度の傾向としても、従来の場合と比較して新データを反映した結果についてほとんど差は生じなかった。

## 3.3.2 BWR-4 Mark I 型プラントの格納容器イベントツリ定量化

BWR-4 Mark I 型プラントの格納容器イベントツリに新データを用いた場合の定量化を実施した。表 3.13 に格納容器イベントツリの各ヘディングの分岐確率一覧を示すが、新データへ

の変更分は太字（ボールド）にて示した。

従来の結果と新データを使用した場合を比較すると、シェルメルトスルの占める割合が大幅に減少し、代って過圧による損傷の占める割合が大幅に増加した。炉外水蒸気爆発（ $\kappa$ ）については、BWR-5の場合と同様に発生頻度が非常に小さいことが確認できた。

なお、炉心損傷頻度に対する条件付き格納容器破損確率は、地震時にはAM機能に期待できないとしたため、ほぼ1となった。

## (1) 格納容器破損頻度

地震時のプラント損傷状態（PDS）別格納容器破損頻度割合及び地震動レベルに対して累積したプラント損傷別格納容器破損頻度変化（相対値）を、それぞれ図 3.13 及び図 3.14 に示す。

表 3.14 には、プラント損傷状態(PDS)別の格納容器破損の累積発生割合を示す。

プラント損傷状態の寄与割合をみると、地震ハザード条件が厳しいサイト条件を想定したため、原子炉未臨界確保失敗（TC）の占める割合が大きく、次いで、電源喪失（TB）及び高圧注水・低圧注水失敗（TQUV）の占める割合が大きい結果になった。地震動に対する格納容器破損頻度の傾向としては、TC、TB、TQUV がともに全地震動域で大きな値を維持して推移する結果になった。

## (2) 格納容器破損モード別の発生頻度

地震動レベルに対して累積した格納容器破損モード別発生頻度の割合として、従来データを使用した結果を図 3.15 及び表 3.15 に示す。新データを用いた結果を図 3.16 及び表 3.16 に示す。

また、プラント損傷状態(PDS)に対する格納容器破損モード別の発生割合については、従来データを使用した場合を表 3.17 に示し、新データを使用した場合を表 3.18 に示す。

プラント損傷状態の寄与割合をみると、地震ハザード条件が厳しいサイト条件を想定したため、原子炉未臨界確保失敗（TC）による早期の炉心損傷前過圧破損（ $\theta$ -TC）の占める割合が非常に大きい。次いで、電源喪失（TB）及び高圧注水・低圧注水失敗（TQUV）による水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧（ $\delta$ ）及びドライウェルシェルメルトスルの占める割合が大きい結果になった。

新データを使用した場合について、破損モード別発生頻度のシェルメルトスルの占める割合が大幅に減少（ $\phi$ -TQUV：12%→3%、 $\phi$ -TB：14%→3%）し、代って過圧による損傷の占め

る割合が大幅に増加（25%→45%）した。微視的には、格納容器雰囲気直接加熱（ $\sigma$ ）の発生頻度はもともと小さいが、新データでは更に2オーダー低下した。また、炉外水蒸気爆発（ $\kappa$ ）の発生頻度は非常に小さく、炉内水蒸気爆発より1オーダー小さい結果となった。

地震動に対する格納容器破損モードの発生頻度の傾向としても、従来の場合と比較して新データを反映した結果についてほとんど差は生じなかった。

### 3.4 格納容器イベントツリ定量化に与える影響のまとめ

最近の研究成果から得られた分岐確率の新データを使用した場合、BWR-5 Mark II 改良型プラント（地震ハザード条件が緩やかなサイトを想定）に対しては、格納容器破損モードにほとんど影響はなかったが、BWR-4 Mark I 型プラント（地震ハザード条件が厳しいサイトを想定）に対しては、破損モード別発生頻度のシェルメルトスルの占める割合が約1/4に減少（約26%→6%）し、代って過圧による損傷の占める割合が約1.8倍増加した（約25%→45%）。また、格納容器雰囲気直接加熱（ $\sigma$ ）の発生頻度はもともと小さいが、新データでは更に2オーダー低下した。また、炉外水蒸気爆発（ $\kappa$ ）の発生頻度は非常に小さい結果になった。

その結果、格納容器の早期破損の割合が、約10%低減した（約57%→47%）。

表 3.1 最近の研究成果から抽出したエナジェティック現象などの分岐確率の平均値（注 1）

分岐項目		BWR-4 Mark I 型	BWR-5 Mark II 改良型
炉外水蒸気爆発(FCI)		1.1E-8	4.7E-6
格納容器雰囲気 直接加熱(DCH)	TQUX	3.3E-7	5.0E-5
	TB	6.9E-6	2.1E-3
コア・コンクリート反応(MCCD)		(0.5 : 注 2)	0.36
ドライウェルシエルメルトスル(DSM)		0.11	(対象外)

(注 1) 分岐確率の記載論文<sup>9)</sup>の分岐確率平均値 : Sugiyama H., et al., "A study on uncertainties evaluation in Containment Event Tree," ICAPP'08 pp.1373-1381, Anaheim, CA USA, June 8-12, 2008

(注 2) 数値が未公開のため、JNES での使用値を適用して解析。

(注 3) 現在、当機構で使用している分岐確率は、表 3.5、表 3.11 に記載

表 3.2 整備後の格納容器イベントツリのヘディング (BWR-5 Mark II 改良型)

	ヘディング	ヘディングの内容
(a)炉心損傷以前	① PCV 隔離及び地震時格納容器損傷 (CI)	格納容器からの大規模な漏えいは発生するかどうか決める。漏えいが発生したシーケンスでは PCV 過圧は起らない。 地震 PSA では、地震による格納容器破損が生じるかどうかを決める。
	②注水流量調整 (WTR)	原子炉未臨界確保失敗のシーケンスで、高圧 ECCS の注水流量を調整し、炉心出力を低下させ、RHR による PCV からの除熱を行い、PCV 破損を防止できるかどうか決める。
	③炉心損傷前 PCV ベント (VNT0)	炉心損傷開始までに PCV ベントに成功し、PCV 破損を防止できるかどうかを決める。
	④ECCS 継続運転 (ECCS)	高圧 ECCS 又は低圧 ECCS が PCV 破損後も継続運転し、炉心水位の確保が可能かどうかを決める。この分岐に成功したシーケンスでは、炉心損傷が発生しない。
(b)炉心損傷から原子炉圧力容器破損まで	①RPV 内水蒸気爆発 (INST)	RPV 内で PCV 破損を引き起こすような水蒸気爆発が発生するかどうかを決める。
	②電源復旧 (EP1)	電源喪失のシーケンスで、RPV 破損を防止できる時間以内に、外部電源又は DG が復旧に成功するかどうかを決める。
	③高圧 ECCS 作動 (HECC)	高圧 ECCS が自動起動し、炉心水位の確保が可能かどうかを決める。この分岐に成功したシーケンスでは、格納容器破損を防止できる可能性が高い。
	④原子炉減圧 (RD)	自動減圧系(ADS:Automatic Depressurization System)の自動起動、又は手動操作により原子炉減圧に成功するかどうかを決める。この分岐に成功したシーケンスでは、低圧 ECCS の作動が可能となる。
	⑤低圧 ECCS 作動 (LECC)	ADS の作動に成功した場合、低圧 ECCS が自動起動し、炉心水位の確保が可能かどうかを決める。この分岐に成功したシーケンスでは、格納容器破損を防止できる可能性が高い。
	⑥代替注水 (AI1)	原子炉減圧に成功しているシーケンスで、代替注水系の利用により、炉心水位の確保が可能かどうかを決める。
	⑦代替除熱 (AHR1)	低圧 ECCS (LECC) 又は代替注水 (AI1) 成功のシーケンスにおいて、D/W クーラー及び CUW による代替除熱操作に成功するかどうかを決める。
	⑧PCV 除熱 (RHR1)	低圧 ECCS (LECC) 又は代替注水 (AI1) 成功のシーケンスにおいて、崩壊熱除去系(RHR:Residual Heat Removal System、PCV スプレイモード)による PCV からの除熱に成功し、PCV 過圧破損を防止できるかどうかを決める。この分岐では、炉心損傷後における RHR の利用可能性を決める。この分岐に成功したシーケンスでは、格納容器破損を防止できると考えられる。
	⑨早期 PCV ベント (VNT1)	PCV 除熱 (RHR1) 失敗のシーケンスにおいて、格納容器ベントに成功し PCV 過圧破損を防止できるかどうかを決める。
(c)原子炉圧力容器破損からデブリ・コンクリート反応開始まで	①RPV 破損時 PCV 過圧破損 (EOPF)	RPV 破損時に RPV から放出される蒸気及び非凝縮性ガスによる圧カスパイクで PCV が過圧破損するかどうかを決める。
	②格納容器直接加熱 (DCH)	RPV 破損時に飛散するデブリにより PCV 破損を引き起こすような格納容器直接加熱(DCH:Direct Containment Heating)が起るかどうかを決める。
	③炉外水蒸気爆発 (FCI)	RPV 外で PCV 破損を引き起こすような水蒸気爆発が発生するかどうかを決める。
	④水素燃焼 (H2)	RPV 破損まであるいは RPV 破損時に PCV 内で PCV 破損を引き起こすような水素燃焼が発生するかどうかを決める。
(d)デブリ・コンクリート反応開始後	①電源復旧 (EP2)	電源喪失のシーケンスで、PCV 破損を防止できる時間以内に、外部電源又は DG が復旧に成功するかどうかを決める。
	②PCV 内デブリ注水 (DBI)	RPV 破損後、PCV 内のデブリ冷却のための注水が行われるかどうかを決める。すなわち、RPV 破損後 ECCS が復旧し、RPV へ注水された冷却水が RPV の破損口を経由して、PCV 内のデブリへ注水されるかどうかを決める。電源喪失のシーケンスでは、電源の復旧が重要な要因となる。
	③代替注水 (AI2)	代替注水系の利用による PCV 内デブリ注水が可能かどうかを決める。
	④PCV 内デブリ冷却 (DBC)	PCV 内デブリへの注水に成功するシーケンスにおいて、注水の結果、デブリの状態が冷却されるものであるかどうかを決めるためのものであり、デブリ・コンクリート反応が抑制され、かつデブリが極度に高温化されない状態を冷却性の判断とする。
	⑤PCV 内での急速な水蒸気発生 (EXST)	原子炉ベDESTAL床破損後、PCV 内で PCV 破損を引き起こすような急速な水蒸気発生が発生するかどうかを決める。
	⑥代替除熱 (AHR2)	デブリ冷却 (DBC) 成功のシーケンスにおいて、D/W クーラーによる代替除熱操作に成功するかどうかを決める。
	⑦PCV 除熱 (RHR2)	デブリ冷却 (DBC) 成功のシーケンスにおいて、RHR (PCV スプレイモード) による PCV からの除熱に成功し、PCV 過圧破損を防止できるかどうかを決める。この分岐では炉心損傷後における RHR の利用可能性を決める。この分岐に成功したシーケンスでは、格納容器破損を防止できると考えられる。
	⑧後期 PCV ベント (VNT2)	PCV 除熱 (RHR2) 失敗のシーケンスにおいて、格納容器ベントに成功し PCV 過圧破損を防止できるかどうかを決める。
(e)その他	①PCV 破損位置 (BL)	PCV が破損するようなシーケンスにおいて、破損位置がドライウェルかウエットウェルかを定める。
	②原子炉建屋の健全性 (RB)	PCV が破損するようなシーケンスにおいて、原子炉建屋の健全性が維持できるかどうかを決める。

表 3.3 プラント損傷状態ごとの格納容器イベントツリのヘディング (BWR-5 Mark II改良型)

ヘディング PDS	PCV 隔離/ 格納容 器破損	注水流 量調整	PCV ベント	ECCS 継続運 転	炉内水 蒸気爆 発	電源 復旧	高圧 ECCS	原子炉 減圧	低圧 ECCS	代替 注水	代替 除熱	PCV 除熱	PCV ベント	RPV 破損時 PCV 破損	格納容 器直接 加熱	炉外水 蒸気爆 発	PCV 内水素 燃焼	電源 復旧	PCV 内デブ リ注水	代替 注水	PCV 内デブ リ冷却	PCV 内水蒸 気発生	代替 除熱	PCV 除熱	PCV ベント	PCV 破損位 置	原子炉 建屋の 健全性	
	CI	WTR	VNT0	ECCS	INST	EP1	HECC	RD	LECC	AI1	AHR1	RHR1	VNT1	EOPF	DCH	FCI	H2	EP2	DBI	AI2	DBC	EXST	AHR2	RHR2	VNT2	BL	RB	
①TQUV	○	—	—	—	○	—	—	—	—	○	○	○	○	○	○	○	○	—	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
②TQUX	○	—	—	—	○	—	—	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
③TB	○	—	—	—	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
④TBU	○	—	—	—	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
⑤TW	○	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	○	○	
⑥TC	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	○	○	
⑦AE	○	—	—	—	○	—	—	—	—	○	○	○	○	○	○	○	○	—	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
⑧AC	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	○	○	
⑨ABW	○	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	○	○	
⑩RVR (ABCE) (注1)	○	—	—	—	○	—	—	—	—	○	○	○	○	○	○	○	○	—	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
⑪V	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	○	
⑫PCVR (注2)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
⑬RBR (注3)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

(注) ○：ヘディングとして採用

(注1) RVR (地震による直接原子炉圧力容器破損) は、電源喪失(B)、LOCA 時注水失敗(AE)及び制御棒挿入不可(C)が重畳して発生するものと仮定し、ABCE で表す。

(注2) PCVR (地震による直接格納容器破損) は、第1番目のヘディング項目 (PCV 隔離/格納容器破損) との組合せで表し、PDS の項目からは除外した。

(注3) RBR (地震による直接原子炉建屋破損) は、最後のヘディング項目 (原子炉建屋の健全性) との組合せで表し、PDS の項目からは除外した。

表 3.4 BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設の格納容器破損モードの特徴

事故 フェイズ	破損 モード	特 徴
フェイズ i	$\beta$	格納容器の隔離に失敗し、早期に大量の漏えいが生じるもの（但し、本検討では $\lambda$ と統合して評価）
	$\theta$	炉心が損傷する前に、水蒸気蓄積で格納容器が準静的に過圧破損するもの
	$\nu$	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
	$\nu$	炉心損傷前の格納容器ベント
フェイズ ii	$\alpha$	原子炉圧力容器内の水蒸気爆発により、原子炉圧力容器頂部がミサイルとなり格納容器が破損するもの
	$\delta^+$	炉心損傷後、原子炉圧力容器への注水に成功するが、崩壊熱加熱により発生する蒸気によって格納容器が過圧破損するもの
	$\nu \cdot e$	炉心損傷後の早期の格納容器ベント
	$\phi \cdot e$	漏えい、原子炉冷却系内で炉心損傷進展が終息するもの
フェイズ iii	$\gamma$	格納容器内水素燃焼により格納容器が破損するもの
	$\mu$	原子炉圧力容器破損時の圧カスパイクにより格納容器が過圧破損するもの
	$\sigma$	原子炉圧力容器破損時に融体が高速で噴出し、格納容器雰囲気を直接加熱し、格納容器が破損するもの
	$\kappa$	原子炉圧力容器外の水蒸気爆発により、格納容器が破損するもの
フェイズ iv	$\delta$	炉心損傷後、格納容器内のデブリ注水及びデブリ冷却に成功するが、崩壊熱加熱により発生する蒸気によって格納容器が過圧破損するもの
	$\delta'$	炉心損傷後、格納容器内のデブリ注水に失敗し、崩壊熱加熱が原因となって格納容器が過温又は過圧破損するもの
	$\delta''$	炉心損傷後、格納容器内のデブリ注水に成功するがデブリ冷却には失敗し、崩壊熱により格納容器が過圧破損するもの
	$\eta$	格納容器内でのペDESTAL破損時の急速な水蒸気発生により格納容器が破損するもの
	$\nu \cdot l$	炉心損傷後の後期の格納容器ベント
	$\phi \cdot l$	漏えい、格納容器系内で炉心損傷進展が終息するもの
その他	$\chi$	地震により原子炉建屋が破損するもの
	$\lambda$	地震により格納容器が破損するもの（但し、本検討では $\beta$ と統合して評価）

フェイズ i : 炉心損傷以前

フェイズ ii : 炉心損傷から原子炉圧力容器破損まで

フェイズ iii : 原子炉圧力容器破損からデブリ・コンクリート反応開始まで

フェイズ iv : デブリ・コンクリート反応開始後

表 3.5 地震時プラント損傷状態別の格納容器イベントツリーの特徴 (BWR-5 Mark-II 改良型) (1/2)

プラント 損傷状態	格納容器イベントツリーの特徴
① 高圧・低圧 注水失敗 (TQUV)	高圧及び低圧の注水系がすべて故障するため故障機器の復旧がなければ、やがて炉心損傷に至る。炉心損傷開始から RPV 破損に至るまでの期間に ECCS を復旧させる可能性は小さいと考えられるので、ECCS 復旧に関するヘディングは採用しない。格納容器の初期状態に関するヘディングとして、PCV 隔離 (CI) を採用する。PCV 破損に至るケースでは、PCV 破損位置 (BL) 及び原子炉建屋の健全性 (RB) を採用する。格納容器破損を引き起こす可能性のある物理現象として、RPV 内水蒸気爆発 (INST)、RPV 破損時の PCV 過圧破損 (EOPF)、格納容器直接加熱 (DCH)、PCV 内水素燃焼 (H2) 及び PCV 内での急速な水蒸気発生 (EXST) を採用する。これらの現象が発生したシーケンスでは PCV 破損に至るものとする。
② 高圧注水・減圧失敗 (TQUX)	高圧注水系の故障及び運転員による原子炉手動減圧に失敗するため故障機器の復旧がなければ、やがて炉心損傷に至る。原子炉を減圧させる自動減圧系は、原子炉水位低信号と PCV 圧力高信号の両方で作動するが、本プラント損傷状態の場合、炉心損傷開始時刻までに PCV 圧力高信号が発生しないため自動減圧系は作動しない。しかし、炉心損傷が進展していく過程で PCV 圧力高信号が発生し、結果として自動減圧系が作動し、原子炉が減圧し、その後に低圧注水系が作動することによって RPV 破損が防止される可能性が高いと考えられる。このため、自動減圧系又は手動による減圧 (RD) 及び低圧 ECCS (LECC) をヘディングとして採用する。また、原子炉減圧 (RD) の作動に失敗したシーケンスにおいては、RPV の破損防止はできないが、RPV 破損により RPV 内圧力が減圧され、低圧注水系の注入によるデブリ冷却の可能性が高いこと、またデブリ冷却後に PCV からの除熱に成功した場合には PCV 過圧破損を防止できることを考慮して、RPV 破損後のデブリ冷却 (DBC)、PCV 除熱 (RHR2) 及び後期 PCV ベント (VNT2) をヘディングとして採用する。また、RPV 破損時の圧力スパイクによる PCV 破損 (EOPF) 及び格納容器直接加熱 (DCH) の発生の可能性も考慮する。PCV 破損に至るシーケンスでは、上記のプラント損傷状態 TQUV と同様に PCV 破損位置 (BL) 及び原子炉建屋の健全性 (RB) を採用する。
③ 電源喪失 (TB : 長期)	全交流電源喪失及び HPCS 故障により、原子炉隔離時冷却系 (RCIC: Reactor Core Isolation Cooling System) のみが DC バッテリーの有効な期間だけ作動する。その後 DC バッテリーの枯渇により炉心損傷に至る。その他の分岐についてはプラント損傷状態 TQUX と同様である。TB では RCIC の作動期間中に PCV 圧力が上昇するため、RPV 破損時の圧力スパイクによる PCV 破損 (EOPF) 及び格納容器直接加熱 (DCH) の発生の可能性を考慮する。
④ 電源喪失 (TBU : 短期)	全交流電源喪失後 HPCS 及び RCIC が故障し短期に炉心損傷に至る。格納容器イベントツリーは、プラント損傷状態 TB と同様な構成である。
⑤ 崩壊熱除去失敗 (TW)	HPCS-DG の電源は確保され、炉心の冷却は維持されている。崩壊熱除去失敗により、PCV からの除熱に失敗するため、やがて PCV 過圧破損に至る。PCV からの除熱手段として炉心損傷前 PCV ベント (VNT0) を考慮する。これに失敗するシーケンスについては、PCV 過圧破損に至ると考えられるため PCV 破損位置 (BL) をヘディングとして採用する。PCV 破損後も、炉心水位の維持に成功した場合には、炉心損傷は発生せず事故は終息する。このため、ECCS の継続運転 (ECCS) をヘディングとして考慮する。また、RPV 内水蒸気爆発 (INST)、格納容器直接加熱 (DCH) 及び PCV 内での急速な水蒸気発生 (EXST) を考慮する。また、原子炉建屋の健全性 (RB) についてもヘディングとして採用する。
⑥ 原子炉未 臨界確保失敗 (TC)	HPCS-DG の電源は確保され、炉心の冷却は維持されている。原子炉スクラム及びほう酸水注入系 (SLCS: Standby Liquid Control System) による原子炉未臨界確保に失敗し、高圧の注水系による炉心水位維持には成功するが電源喪失により PCV からの除熱ができず PCV 過圧破損に至る。



表 3.5 地震時プラント損傷状態別の格納容器イベントツリーの特徴 (BWR-5 Mark-II 改良型) (2/2)

プラント 損傷状態	格納容器イベントツリーの特徴
⑦ LOCA 時 注水失敗 (AE)	本プラント損傷状態では、大 LOCA 後、高圧及び低圧の注水系による炉心冷却に失敗し、炉心損傷に至る。格納容器イベントツリーは、プラント損傷状態 TQUV と同様な構成である。
⑧ LOCA 時 の原子炉未 臨界確保失 敗(AC)	大破断 LOCA 後、原子炉スクラム及びほう酸水注入系(SLCS:Standby Liquid Control System)による原子炉未臨界確保に失敗し、高圧及び低圧の注水系による炉心水位維持には成功するが PCV からの除熱が不十分のため PCV 過圧破損に至る。炉心への注水流量を絞り、炉心水位を低く維持することによって炉心出力を低下させた上で、RHR による PCV からの除熱を行う場合には、炉心の一部は損傷するものの PCV の健全性は維持される。そこでこのような操作 (WTR) をヘディングとして採用する。その他の分岐についてはプラント損傷状態 TW と同様である。
⑨ 電源喪失 時の LOCA・崩壊 熱除去失敗 (ABW)	非常用 DG の電源喪失は起こるが、HPCS-DG の電源は確保され、炉心の冷却は維持されている。しかし、大 LOCA 後に格納容器が過圧破損すると、高圧及び低圧の注水系による炉心冷却に失敗し、炉心損傷に至る。格納容器イベントツリーは、プラント損傷状態 TQUV と同様な構成である。
⑩ 原子炉圧 力容器損傷 (RVR)	RVR は、電源喪失時の大破断 LOCA での注水失敗及び制御棒挿入失敗の事故シーケンス (ABCE) で模擬する。つまり、大破断 LOCA 後、外部電源喪失し、原子炉スクラムに失敗し、非常用炉心冷却系の作動に失敗し、炉心損傷及び格納容器破損に至る。格納容器イベントツリーは、プラント損傷状態 TQUV と同様な構成である。
⑪ インター フェイス LOCA(V)	HPCS-DG の電源は確保され、炉心の冷却は維持されている。このため、インターフェイスシステム LOCA 後、ECCS は作動するが水源が枯渇し炉心損傷に至る。RPV 内水蒸気爆発 (INST)、格納容器直接加熱 (DCH) 及び PCV 内での急速な水蒸気発生 (EXST) を考慮する。
⑫ 格納容器 破損(PCVR)	地震による格納容器破損(PCVR)については、βモードと名づけて、格納容器イベントツリーを構築した検討の対象外とする。なお、事故進展については、発生頻度の高い事故シーケンスと組合わせて模擬する。
⑬ 原子炉建 屋 損 傷 (RBR)	地震による原子炉建屋損傷(RBR)については、λモードと名づけて、格納容器イベントツリーを構築した検討の対象外とする。なお、事故進展については、原子炉圧力容器損傷(RVR)またはインターフェイス LOCA(V)と組合わせて模擬する。

表 3.6 地震時格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率算定の考え方  
(BWR-5 Mark-II 改良型) (1/2)

	ヘディング	ヘディングの分岐確率算定の考え方
AM 操作に関する分岐確率	注水流量調整(WTR)	アクシデントマネジメント(AM)については、AM 策の追加設備自体の耐震性が保障されていないため、地震により機能喪失することが想定され本検討では AM は考慮しないものとし、失敗の分岐確率を 1.0 に設定する。
	電源復旧(EP1,EP2)	アクシデントマネジメント(AM)については、AM 策の追加設備自体の耐震性が保障されていないため、地震により機能喪失することが想定され本検討では AM は考慮しないものとし、失敗の分岐確率を 1.0 に設定する。
	原子炉減圧(RD)	アクシデントマネジメント(AM)については、AM 策の追加設備自体の耐震性が保障されていないため、地震により機能喪失することが想定され本検討では AM は考慮しないものとし、失敗の分岐確率を 1.0 に設定する。
	RPV への代替注水(AI1)	アクシデントマネジメント(AM)については、AM 策の追加設備自体の耐震性が保障されていないため、地震により機能喪失することが想定され本検討では AM は考慮しないものとし、失敗の分岐確率を 1.0 に設定する。
	PCV 内デブリ注水(DBI)	アクシデントマネジメント(AM)については、AM 策の追加設備自体の耐震性が保障されていないため、地震により機能喪失することが想定され本検討では AM は考慮しないものとし、失敗の分岐確率を 1.0 に設定する。
	格納容器内への代替注水(AI2)	アクシデントマネジメント(AM)については、AM 策の追加設備自体の耐震性が保障されていないため、地震により機能喪失することが想定され本検討では AM は考慮しないものとし、失敗の分岐確率を 1.0 に設定する。
	PCV 代替除熱(AHR1,AHR2)	アクシデントマネジメント(AM)については、AM 策の追加設備自体の耐震性が保障されていないため、地震により機能喪失することが想定され本検討では AM は考慮しないものとし、失敗の分岐確率を 1.0 に設定する。
	PCV 除熱(RHR1,RHR2)	アクシデントマネジメント(AM)については、AM 策の追加設備自体の耐震性が保障されていないため、地震により機能喪失することが想定され本検討では AM は考慮しないものとし、失敗の分岐確率を 1.0 に設定する。
	格納容器ベント(VNT1,VNT2)	アクシデントマネジメント(AM)については、AM 策の追加設備自体の耐震性が保障されていないため、地震により機能喪失することが想定され本検討では AM は考慮しないものとし、失敗の分岐確率を 1.0 に設定する。
エナジェティック事象に関する分岐確率	In-Vessel での水蒸気爆発(INST)	エナジェティック事象は地震に影響ないものとし、下記の内的事象と同じとする。 H11 年度の評価 <sup>(1)</sup> (水蒸気爆発に伴う原子炉压力容器上部ヘッドのミサイルを想定) 結果の中央値 $8.0 \times 10^{-6}$ とする。
	原子炉压力容器破損時の高圧溶融物放出(EOPF)	エナジェティック事象は地震に影響ないものとし、下記の内的事象と同じとする。 H11 年度の評価 <sup>(1)</sup> (MELCOR 解析結果による格納容器圧力負荷) 結果の中央値として、TQUX,TBU で $1.0 \times 10^{-3}$ 、TB で 0.31 とする。
	格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	エナジェティック事象は地震に影響ないものとし、下記の内的事象と同じとする。 H11 年度の評価 <sup>(1)</sup> (DCH 時の格納容器圧力負荷) 結果の中央値として、TQUX,TBU で $2.3 \times 10^{-3}$ 、TB で $1.8 \times 10^{-2}$ とする。
	原子炉ペDESTAL破損時の急激な水蒸気発生(EXST)	エナジェティック事象は地震に影響ないものとし、下記の内的事象と同じとする。 格納容器内への注水に失敗した場合、MELCOR 解析結果によるとペDESTAL破損前にすでに格納容器過圧破損が発生している。そこで、ペDESTAL破損時の急激な水蒸気発生による格納容器破損は起らないものとして、分岐確率 0.0 とする。 格納容器内への注水成功、デブリ冷却失敗の場合についても、ペDESTAL破損時の格納容器圧力は高く、破損条件に近い分岐確率 0.0 とする。

(注 1) 機械系故障については、レベル 1PSA 評価のシステム非信頼度 (機械系故障及び人間信頼性も含む) が  $10^{-2}$  オーダであるため、工学的判断による数値の ために含ませる。

(注 2) レベル 1PSA 評価値を採用する場合は、フェーズ I 段階でシステムが健全であるものの作動不可能なプラント状態であったものがフェーズ II 段階の AM 策により作動可能なプラント状態になった場合に使用する。

表 3.6 地震時、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率算定の考え方  
(BWR-5 Mark-II改良型) (2/2)

	ヘディング		ヘディングの分岐確率算定の考え方
その他の分岐確率	炉心損傷以前	PCV 隔離 (CI)	地震による格納容器破損確率は、この分岐確率として扱うものとする。 なお、もともとの PCV 隔離失敗については、本評価対象プラントでは通常運転時に不活性ガス系によって格納容器内に窒素ガスが充填されており漏れは容易に検出されるため、PCV 隔離に失敗することはないと判断して、本分岐確率を 0.0 に設定している。
		炉心損傷前格納容器ベント (VNT0)	プラント損傷状態の定義に基づき TBW、TC などにおいては、すでに PCV ベントに失敗している、あるいはベント操作を期待しないことから、PCV ベント失敗の分岐確率を 1.0 に設定する。
		ECCS 継続運転 (ECCS)	本分岐は PCV 破損による ECCS 継続運転可能性を考慮するものであり、地震には影響されないため下記の内的事象と同じとする。 プラント損傷状態 TW、TC においては、PCV 破損後には ECCS は故障するものと考え、ECCS 継続運転失敗の分岐確率を 1.0 に設定する。
	炉心損傷から原子炉圧力容器破損まで	高压 ECCS 作動 (HECC)	当機構のレベル 1 地震 PSA 報告書 <sup>1)</sup> の評価結果を用いる。
原子炉減圧 (RD)		当機構の地震レベル 1PSA 報告書 <sup>1)</sup> の自動減圧系失敗確率及び原子炉手動減圧失敗確率を用いて評価する。 TQUX(AM 無しのケース)シーケンスにおいては、レベル 1PSA 段階での原子炉手動減圧失敗確率を重畳させないために、レベル 2PSA の本分岐確率は、自動減圧系失敗確率を原子炉手動減圧失敗確率で除して求めた値に、設定する。当機構のレベル 1 地震 PSA 報告書の評価結果を用いる。 外部電源が喪失している場合 (TB、TBU (AM 無しのケース)シーケンス)、レベル 1PSA 段階での原子炉減圧操作は考慮しないので、レベル 2PSA の本分岐確率は自動減圧系失敗確率に設定する。	
低压 ECCS 作動 (LECC)		当機構のレベル 1 地震 PSA 報告書 <sup>1)</sup> の LPCI 機能喪失確率の評価結果を用いる。	
PCV 除熱 (RHR1)		プラント損傷状態 TQUX において低压 ECCS 作動に成功した場合及びプラント損傷状態 TB、TBU において電源復旧後、ECCS 作動に成功した場合は、PCV スプレイ作動失敗確率として、当機構のレベル 1 地震 PSA 報告書 <sup>1)</sup> の評価結果を用いる。	
原子炉圧力容器破損からデブリ・コンクリート反応開始まで	PCV 内水素燃焼 (H2)	本評価対象プラントでは通常運転時に不活性ガス系によって格納容器内に窒素ガスが充填されており、水素燃焼は発生しないことを考慮し、水素燃焼発生分岐確率を 0.0 に設定する。	
デブリ・コンクリート反応開始後	PCV 内デブリ冷却 (DBC)	本事象は、地震による影響は影響ないものとし、下記の内的事象と同じとする。 不確実さが大きく、成功と失敗が同程度に生じ得ると考えて、PCV 内デブリ冷却失敗確率を 0.5 に設定する。	
	PCV 除熱 (RHR2)	プラント損傷状態 TQUX、TB、TBU において PCV 内デブリ注水 (DBI) に成功した場合は、PCV スプレイ作動失敗確率として、当機構のレベル 1 地震 PSA 報告書の評価結果を用いる。	
その他	PCV 破損位置 (BL)	PCV 過圧事象による PCV 破損位置は、地震により影響されないものとし、ドライウェル又はウェットウェル破損の発生確率は等しくなるため、内的事象の場合と同じく、ウェットウェル破損確率を 0.5 に設定する。	
	原子炉建屋の健全性 (RB)	PCV 過圧事象による PCV 破損によって生じる原子炉建屋の健全性については、地震により影響されないものとし、原子炉建屋の健全性が維持される確率と維持されない確率は等しくなるため、内的事象の場合と同じく、原子炉建屋の健全性維持の失敗確率を 0.5 に設定する。	

(注 1) 機械系故障については、レベル 1PSA 評価のシステム非信頼度 (機械系故障及び人間信頼性も含む) が  $10^{-2}$  オーダであるため、工学的判断による数値の丸めに含ませる。

(注 2) レベル 1PSA 評価値を採用する場合は、フェーズ I 段階でシステムが健全であるものの作動不可能なプラント状態であったものがフェーズ II 段階の AM 策により作動可能なプラント状態になった場合に使用する。

表 3.7 格納容器イベントツリーの各ヘディングの分岐確率一覧 (BWR-5 Mark-II 改良型)

格納容器イベントツリーのヘディング	プラント損傷状態ごとの分岐確率 (下方の分岐確率)		備考	
	対象シーケンス	分岐確率		
(a) 炉心損傷以前	① PCV 隔離 (CI)	全シーケンス	0. 0	格納容器内に窒素ガスが充填されているので漏洩は容易に分かるため、PCV 隔離失敗は発生しないと仮定
	② 注水流量調整 (WTR)	TC, AC	1. 0 <sup>(N1)</sup>	AM 策としての注水流量調整失敗確率
	③ PCV ベント (VNT0)	TW, TC, AC, ABW	1. 0	プラント損傷状態の定義に基づく
	④ ECCS 継続運転 (ECCS)	TW, TC, AC, ABW	1. 0	PCV 破損後には、ECCS は故障するものと仮定
(b) 炉心損傷から原子炉圧力容器破損まで	① RPV 内水蒸気爆発 (INST)	全シーケンス	8. 0E-6	原子炉圧力容器上部ヘッドのミサイルを想定
	② 電源復旧 (EP1)	TB, TBU	1. 0	RPV 破損までの余裕時間が短いことから、電源融通の AM 策は期待しない
	③ 高圧 ECCS (HECC)	TB, TBU	2.7E-2 <sup>(N2)</sup>	レベル 1 PSA 評価に基づく高圧 ECCS 作動失敗確率
	④ 原子炉減圧 (RD)	TB, TBU TQUX	4.3E-6 <sup>(N3)</sup> 1.5E-3 <sup>(N4)</sup>	レベル 1 PSA 評価に基づく ADS 自動起動失敗確率
	⑤ 低圧 ECCS (LECC)	TQUX, TB, TBU	2.4E-3 <sup>(N5)</sup>	レベル 1 PSA 評価に基づく低圧 ECCS 作動失敗確率
	⑥ 代替注水 (AI1)	TQUX, TB, TBU AE, RVR TQUV	1. 0 <sup>(N1)</sup> 1. 0 1. 0 <sup>(N1)</sup>	レベル 1 PSA 評価に基づく代替注水失敗確率 LOCA では RPV 代替注水の AM 策は期待しない AM 策としての代替注水失敗確率
	⑦ 代替除熱 (AHR1)	TQUV, TQUX, TB, TBU, AE, RVR	1. 0 <sup>(N1)</sup>	AM 策としての代替除熱失敗確率
	⑧ PCV 除熱 (RHR1)	代替除熱成功 代替除熱失敗 TB/TBU/TQUX (LECC, HECC 成功)	1. 0 <sup>(N1)</sup> 1. 0 <sup>(N1)</sup> 3.6E-3 <sup>(N6)</sup>	AM 策としての RHR 復旧失敗確率 AM 策としての RHR 復旧失敗確率 レベル 1 PSA 評価に基づく PCV スプレイ失敗確率
	⑨ PCV ベント (VNT1)	TQUV, TQUX, TB, TBU, AE, RVR	1. 0 <sup>(N1)</sup>	AM 策としての PCV ベント失敗確率
(c) 原子炉圧力容器破損からデブリ/コンクリート反応開始まで	① RPV 破損時 PCV 破損 (EOPF)	TQUV, AE, RVR, TQUX/TB/TBU (低圧) TQUX/TBU (高圧) TB (高圧)	0. 0 1. 0E-3 0. 31	MELCOR 解析結果によると RPV 破損時に PCV への圧力負荷が生じないことを考慮し、PCV 過圧破損は発生しないと仮定 MELCOR 解析結果による格納容器圧力負荷 MELCOR 解析結果による格納容器圧力負荷
	② 格納容器直接加熱 (DCH)	低圧シーケンス TQUX/TBU (高圧), TC TB (高圧)	0. 0 2.3E-3 → 5. 0E-5 1.8E-2 →	RPV 破損時に RPV が低圧の時は DCH は発生しないと仮定 DCH 時における格納容器圧力負荷 → 参考データ DCH 時における格納容器圧力負荷 → 参考データ
	③ 炉外水蒸気爆発	全シーケンス	4. 7E-6	新規追加ヘディング
	④ PCV 内水素燃焼 (H2)	全シーケンス	0. 0	格納容器内に窒素ガスが充填されていることを考慮し PCV 内水素燃焼は発生しないと仮定
(d) デブリ/コンクリート反応開始後	① 電源復旧 (EP2)	TB TBU	1. 0 <sup>(U)</sup> 1. 0 <sup>(U)</sup>	AM 策としての電源復旧失敗確率 AM 策としての電源復旧失敗確率
	② PCV 内デブリ注水 (DBI)	TQUV, AE, RVR, TQUX/TB/TBU (RD 成功) TQUX/TB/TBU (RD 失敗) TB/TBU (EP2 成功)	1. 0 2.4E-3 <sup>(N5)</sup>	低圧 ECCS 復旧失敗確率 レベル 1 PSA 評価に基づく低圧 ECCS 作動失敗確率
	③ 代替注水 (AI2)	TQUV, TQUX, TB, TBU, AE, RVR	1. 0 <sup>(U)</sup>	AM 策としての代替注水失敗確率
	④ PCV 内デブリ冷却 (DBC) (コアコンクリート反応)	全シーケンス	0.5 → 0. 36	同程度に生じ得ると判断される現象 → 参考データ
	⑤ PCV 内での急速な水蒸気発生 (EXST)	全シーケンス	0. 0	MELCOR 解析結果によると、ペDESTAL 破損前にすでに PCV 過圧破損が発生していることを考慮し、ペDESTAL 破損時に PCV 破損は発生しないと仮定
	⑥ 代替除熱 (AHR2)	TQUV, TQUX, TB, TBU, AE, RVR	1. 0 <sup>(N1)</sup>	AM 策としての代替除熱失敗確率
	⑦ PCV 除熱 (RHR2)	代替除熱成功、失敗 TQUX/TB/TBU (DBI 成功)	1. 0 <sup>(N1)</sup> 3.6E-3 <sup>(N6)</sup>	AM 策としての RHR 復旧失敗確率 レベル 1 PSA 評価に基づく PCV スプレイ失敗確率
	⑧ PCV ベント (VNT2)	格納容器注水成功 格納容器注水失敗	1. 0 <sup>(N1)</sup> 1. 0	AM 策としての PCV ベント失敗確率 格納容器注水失敗時にはベント操作しないと仮定
	(e) その他	① PCV 破損位置 (BL)	全シーケンス	0. 5
② 原子炉建屋の健全性 (RB)		全シーケンス	0. 5	原子炉建屋の健全性が維持される確率と維持されない確率は等しいと仮定。

(N1) 地震時には AM 策を期待しない。

(N2) 2.7E-2(300Gal), 3.0E-2(450Gal), 4.4E-2(600Gal), 9.9E-2(750Gal), 2.5E-1(900Gal), 6.6E-1(1100Gal), 9.4E-1(1300Gal)

(N3) 4.3E-6(300Gal), 4.3E-6(450Gal), 4.3E-6(600Gal), 4.3E-6(750Gal), 4.4E-6(900Gal), 6.5E-6(1100Gal), 2.0E-5(1300Gal)

(N4) 1.5E-3(300Gal), 1.5E-3(450Gal), 1.5E-3(600Gal), 1.5E-3(750Gal), 1.5E-3(900Gal), 2.2E-3(1100Gal), 6.3E-3(1300Gal) (ADS/DEP の値)

(N5) 2.4E-3(300Gal), 4.5E-3(450Gal), 8.6E-3(600Gal), 2.8E-2(750Gal), 1.2E-1(900Gal), 7.0E-1(1100Gal), 1.0(1300Gal)

(N6) 3.6E-3(300Gal), 5.7E-3(450Gal), 1.0E-2(600Gal), 3.1E-2(750Gal), 1.2E-1(900Gal), 7.1E-1(1100Gal), 1.0(1300Gal)

表 3.8 プラント損傷状態(PDS)別の格納容器破損の累積発生割合 (BWR-5 Mark II改良型)  
(地震動レベル別の累積割合)

プラント 損傷状態	300Gal	450Gal	600Gal	750Gal	900Gal	1100Gal	1300Gal
TQUV	15.7%	13.8%	11.9%	10.9%	11.1%	12.5%	12.5%
S2QUV	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
TQUX	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
TB	0.1%	0.4%	0.7%	0.9%	1.0%	1.0%	1.1%
S2B	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
TBU	0.1%	0.2%	0.4%	0.5%	1.6%	7.8%	14.9%
TW	83.8%	85.3%	86.7%	87.2%	84.5%	74.5%	64.5%
S2W	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
TC	0.3%	0.2%	0.2%	0.4%	0.6%	0.9%	1.2%
S2C	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
AE	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
AC	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
AW	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
V	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
VC	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
RVR	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
PCVR	0.0%	0.0%	0.0%	0.2%	1.2%	3.2%	5.3%
RBR	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.1%	0.3%
合計	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%

表 3.9 従来の格納容器破損モード別の累積発生割合 (BWR-5 Mark II 改良型)  
(地震動レベル別の累積割合)

格納容器破損モード	300Gal	450Gal	600Gal	750Gal	900Gal	1100Gal	1300Gal
In-Vessel での水蒸気爆発( $\alpha$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
地震により格納容器破損( $\beta$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.2%	1.2%	3.1%	5.2%
地震により原子炉建屋損傷( $\lambda$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.1%	0.3%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出( $\mu$ -TBU)	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出( $\mu$ -TQUX)	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出( $\mu$ -TB)	0.0%	0.1%	0.2%	0.3%	0.3%	0.3%	0.3%
格納容器雰囲気直接加熱( $\sigma$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧( $\delta$ )	15.4%	13.9%	12.4%	11.7%	13.1%	20.6%	27.8%
ペDESTAL破損時の急速な水蒸気発生( $\eta$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
晩期炉心損傷前過圧( $\theta$ -TW)	81.1%	82.9%	84.6%	85.2%	82.7%	73.1%	63.5%
早期炉心損傷前過圧( $\theta$ -TC)	0.3%	0.2%	0.2%	0.3%	0.6%	0.9%	1.2%
格納容器バイパス( $\nu$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
早期格納容器ベント( $\nu$ -e)	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
後期格納容器ベント( $\nu$ -l)	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
漏洩、原子炉冷却系内で事故終息( $\phi$ -e)	3.2%	2.9%	2.5%	2.3%	2.2%	1.9%	1.6%
漏洩、格納容器系内で事故終息( $\phi$ -l)	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
合計	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%

表 3.10 新データを反映した格納容器破損モード別の累積発生割合の試解析結果  
(BWR-5 Mark II改良型)

格納容器破損モード	300Gal	450Gal	600Gal	750Gal	900Gal	1100Gal	1300Gal
In-Vessel での水蒸気爆発( $\alpha$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
地震により格納容器破損( $\beta$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.2%	1.2%	3.1%	5.2%
地震により原子炉建屋損傷( $\lambda$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.1%	0.3%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出( $\mu$ -TBU)	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出( $\mu$ -TQUX)	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出( $\mu$ -TB)	0.0%	0.1%	0.2%	0.3%	0.3%	0.3%	0.3%
格納容器雰囲気直接加熱( $\sigma$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧( $\delta$ )	15.4%	13.9%	12.5%	11.7%	13.1%	20.7%	27.8%
炉外水蒸気爆発( $\kappa$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
晩期炉心損傷前過圧( $\theta$ -TW)	81.1%	82.9%	84.6%	85.2%	82.7%	73.1%	63.5%
早期炉心損傷前過圧( $\theta$ -TC)	0.3%	0.2%	0.2%	0.3%	0.6%	0.9%	1.2%
格納容器バイパス( $\nu$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
早期格納容器ベント( $\nu$ -e)	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
後期格納容器ベント( $\nu$ -l)	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
漏洩、原子炉冷却系内で事故終息( $\phi$ -e)	3.2%	2.9%	2.5%	2.3%	2.2%	1.9%	1.6%
漏洩、格納容器系内で事故終息( $\phi$ -l)	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
合計	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%

表 3.11 従来のプラント損傷状態(PDS)に対する格納容器破損モード別の発生割合 (BWR-5 Mark II 改良型)

	TQUV	S2QUV	TQUX	TB	S2B	TBU	TW	S2W	TC	S2C	AE	AC	AW	V	VC	RVR	PCVR	RBR	合計
In-Vessel での水蒸気爆発( $\alpha$ )	8.0E-06	8.0E-06	1.2E-07	8.0E-06	8.0E-06	8.0E-06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	8.0E-06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	8.0E-06	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
地震により格納容器破損( $\beta$ )	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	5.2%
地震により原子炉建屋損傷( $\lambda$ )	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	0.3%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出( $\mu$ -TBU)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E-03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出( $\mu$ -TQUX)	0.0E+00	0.0E+00	1.5E-06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出( $\mu$ -TB)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.1E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.3%
格納容器雰囲気直接加熱( $\sigma$ )	0.0E+00	0.0E+00	3.5E-06	1.2E-02	0.0E+00	2.3E-03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧( $\delta$ )	1.0E+00	1.0E+00	2.2E-02	6.8E-01	1.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	27.8%
ベデスタル破損時の急速な水蒸気発生( $\eta$ )	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
晩期炉心損傷前過圧( $\theta$ -TW)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	63.5%
早期炉心損傷前過圧( $\theta$ -TC)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.2%
格納容器バイパス( $\nu$ )	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
早期格納容器ベント( $\nu$ -e)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
後期格納容器ベント( $\nu$ -l)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
漏洩、原子炉冷却系内で事故終息( $\phi$ -e)	0.0E+00	0.0E+00	9.8E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.6%
漏洩、格納容器系内で事故終息( $\phi$ -l)	0.0E+00	0.0E+00	7.3E-04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
合計	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	100.0%



表 3.12 新データを反映した格納容器破損モード別の発生割合の試解析結果 (BWR-5 Mark II 改良型)

	TQUV	S2QUV	TQUX	TB	S2B	TBU	TW	S2W	TC	S2C	AE	AC	AW	V	VC	RVR	PCVR	RBR	合計
In-Vessel での水蒸気爆発( $\alpha$ )	8.0E-06	8.0E-06	1.2E-07	8.0E-06	8.0E-06	8.0E-06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	8.0E-06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	8.0E-06	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
地震により格納容器破損( $\beta$ )	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	5.2%
地震により原子炉建屋損傷( $\lambda$ )	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	0.3%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出( $\mu$ -TBU)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E-03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出( $\mu$ -TQUX)	0.0E+00	0.0E+00	1.5E-06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出( $\mu$ -TB)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.1E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.3%
格納容器雰囲気直接加熱 ( $\sigma$ )	0.0E+00	0.0E+00	7.6E-08	1.4E-03	0.0E+00	5.0E-05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧( $\delta$ )	1.0E+00	1.0E+00	2.2E-02	6.9E-01	1.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	27.8%
炉外水蒸気爆発( $\kappa$ )	4.7E-06	4.7E-06	7.2E-08	3.2E-06	4.7E-06	4.7E-06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	4.7E-06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	4.7E-06	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
晩期炉心損傷前過圧( $\theta$ -TW)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	63.5%
早期炉心損傷前過圧( $\theta$ -TC)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.2%
格納容器バイパス( $\nu$ )	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
早期格納容器ベント( $\nu$ -e)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
後期格納容器ベント( $\nu$ -l)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
漏洩、原子炉冷却系内で 事故終息( $\phi$ -e)	0.0E+00	0.0E+00	9.8E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.6%
漏洩、格納容器系内で事 故終息( $\phi$ -l)	0.0E+00	0.0E+00	9.4E-04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
合計	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	100.0 %

表 3.13 格納容器イベントツリーの各ヘディングの分岐確率一覧 (BWR-4 Mark I)

格納容器イベントツリーのヘディング	プラント損傷状態ごとの分岐確率 (下方の分岐確率)		備考	
	対象シーケンス	分岐確率		
(a) 炉心損傷以前	①PCV隔離 (C1)	全シーケンス	0.0	格納容器内に窒素ガスが充填されているので漏洩は容易に分かるため、PCV隔離失敗は発生しないと仮定
	②注水流量調整 (WTR)	TC、S <sub>2</sub> C、AC	1.0 <sup>(1)</sup>	AM策としての注水流量調整失敗確率
	③PCVベント (VNT0)	TW、S <sub>2</sub> W、TC、S <sub>2</sub> C、AC	1.0	プラント損傷状態の定義に基づく
	④ECCS継続運転 (ECCS)	TW、S <sub>2</sub> W、TC、S <sub>2</sub> C、AC	1.0	PCV破損後には、ECCSは故障するものと仮定
(b) 炉心損傷から原子炉圧力容器破損まで	①RPV内水蒸気爆発 (INST)	全シーケンス	1.0E-7	原子炉圧力容器上部ヘットのミサイルを想定
	②電源復旧 (EP1)	TB	1.0	RPV破損までの余裕時間が短いことから、電源融通のAM策は期待しない
	③高圧ECCS (HECC)	TB	4.8E-2 <sup>(2)</sup>	レベル1 PSA評価に基づく高圧ECCS作動失敗確率
	④原子炉減圧 (RD)	TB	2.8E-3 <sup>(3)</sup>	レベル1 PSA評価に基づくADS自動起動失敗確率
	⑤低圧ECCS (LECC)	TQUX、TB	9.6E-1 <sup>(4)</sup>	
	⑥代替注水 (AI1)	TQUV、S <sub>2</sub> QUV、TQUX、TB	3.6E-3 <sup>(5)</sup>	レベル1 PSA評価に基づく低圧ECCS作動失敗確率
	⑦代替除熱 (AHR1)	S <sub>2</sub> B、AE、RVR	1.0 <sup>(1)</sup>	AM策としての代替注水失敗確率
	⑧PCV除熱 (RHR1)	TQUV、S <sub>2</sub> QUV、AE、RVR、TQUX/TB/S <sub>2</sub> B (LECC失敗)	1.0 <sup>(1)</sup>	AM策としてのRHR復旧失敗確率
	⑨PCVベント (VNT1)	TQUX/TB/S <sub>2</sub> B (LECC、HECC成功)	4.4E-3 <sup>(6)</sup>	レベル1 PSA評価に基づくPCVスプレイ失敗確率
	⑩PCVベント (VNT1)	TQUV、S <sub>2</sub> QUV、TQUX、TB、S <sub>2</sub> B、AE、RVR	1.0 <sup>(1)</sup>	AM策としてのPCVベント失敗確率
(c) 原子炉圧力容器破損からデブリ/コンクリート反応開始まで	①RPV破損時 PCV破損 (EOPF)	TQUV、AE、RVR、S <sub>2</sub> B、TQUX/TB (低圧)	0.0	MELCOR解析結果によるとRPV破損時にPCVへの圧力荷重が生じないことを考慮し、PCV過圧破損は発生しないと仮定
	②格納容器直接加熱 (DCH)	TQUX (高圧)、TC	3.7E-4	MELCOR解析結果による格納容器圧力荷重
		TB (高圧)	5.3E-3	MELCOR解析結果による格納容器圧力荷重
		低圧シーケンス	0.0	RPV破損時にRPVが低圧の時はDCHは発生しないと仮定
		TQUX (高圧)、TC	5.1E-4 → 3.3E-7	DCH時における格納容器圧力荷重 → 参考データ
		TB (高圧)	8.2E-4 → 6.9E-6	DCH時における格納容器圧力荷重 → 参考データ
(d) デブリ/コンクリート反応開始後	③ベDESTAL注水 (PD1)	TQUV、TQUX、TB、S <sub>2</sub> B、AE、RVR	1.0 <sup>(1)</sup>	AM策としてのベDESTAL注水失敗確率
	④炉外水蒸気爆発 (FCI)	全シーケンス	1.1E-8	新規追加ヘディング
	⑤シェルメルトスルー (DSM)	ベDESTAL注水成功	0.01	発生し難い現象
		ベDESTAL注水失敗	0.5 → 0.11	発生する可能性の高い現象
	⑥PCV内水素燃焼 (H2)	全シーケンス	0.0	格納容器内に窒素ガスが充填されていることを考慮しPCV内水素燃焼は発生しないと仮定
	⑦電源復旧 (EP2)	全シーケンス	1.0 <sup>(1)</sup>	AM策としての電源復旧失敗確率
(e) その他	①PCV破損位置 (BL)	TQUV、S <sub>2</sub> QUV、AE、RVR、TQUX/TB/S <sub>2</sub> B (RD成功)	1.0	低圧ECCS復旧失敗確率
	②原子炉建屋の健全性 (RB)	TQUX/TB/S <sub>2</sub> B (RD失敗)	3.6E-3 <sup>(6)</sup>	レベル1 PSA評価に基づく低圧ECCS作動失敗確率
	③代替注水 (AI2)	TB/S <sub>2</sub> B (EP2成功)	1.0 <sup>(1)</sup>	AM策としての代替注水失敗確率
	④PCV内デブリ冷却 (DBC) (コアコンクリート反応)	TQUV、S <sub>2</sub> QUV、TQUX、TB、S <sub>2</sub> B、AE、RVR	1.0 <sup>(1)</sup>	AM策としての代替注水失敗確率
	⑤代替除熱 (AHR2)	全シーケンス	0.5 → 0.5	同程度に生じ得ると判断される現象 → 参考データ
	⑥PCV除熱 (RHR2)	TQUV、S <sub>2</sub> QUV、AE、RVR、TQUX/TB/S <sub>2</sub> B (DBI失敗)	1.0 <sup>(1)</sup>	AM策としてのRHR復旧失敗確率
	⑦PCVベント (VNT2)	TQUX/TB/S <sub>2</sub> B (DBI成功)	4.4E-3 <sup>(6)</sup>	レベル1 PSA評価に基づくPCVスプレイ失敗確率
⑧PCV破損位置 (BL)	TQUV、S <sub>2</sub> QUV、TQUX、TB、S <sub>2</sub> B、AE、RVR	1.0 <sup>(1)</sup>	AM策としてのPCVベント失敗確率	
(e) その他	①PCV破損位置 (BL)	全シーケンス	0.5	ドライウェルまたはウェットウェル破損の発生確率は等しいと仮定。但し、INST、DSM失敗時はドライウェル破損とする。
	②原子炉建屋の健全性 (RB)	全シーケンス	0.5	原子炉建屋の健全性が維持される確率と維持されない確率は等しいと仮定。

(1) 地震時にはAM策を期待しない。

(2) 4.8E-2(300Gal), 2.0E-1(450Gal), 5.3E-1(600Gal), 8.0E-1(750Gal), 9.3E-1(900Gal), 9.9E-1(1100Gal), 1.0(1300Gal)

(3) 2.8E-3(300Gal), 2.8E-3(450Gal), 2.8E-3(600Gal), 3.1E-3(750Gal), 3.8E-3(900Gal), 1.2E-2(1100Gal), 3.7E-2(1300Gal)

(4) 9.6E-1(300Gal), 9.6E-1(450Gal), 9.6E-1(600Gal), 1.0(750Gal), 1.0(900Gal), 1.0(1100Gal), 1.0(1300Gal) (ADS/DEPの値)

(5) 3.6E-3(300Gal), 5.7E-3(450Gal), 1.2E-2(600Gal), 5.4E-2(750Gal), 1.7E-1(900Gal), 6.5E-1(1100Gal), 9.9E-1(1300Gal)

(6) 4.4E-3(300Gal), 6.5E-3(450Gal), 1.3E-2(600Gal), 5.6E-2(750Gal), 1.8E-1(900Gal), 6.9E-1(1100Gal), 1.0(1300Gal)

表 3.14 プラント損傷状態(PDS)別の格納容器破損の累積発生割合 (BWR-4 Mark I型)  
(地震動レベル別の累積割合)

プラント 損傷状態	300Gal	450Gal	600Gal	750Gal	900Gal	1100Gal	1300Gal
TQUV	29.8%	20.1%	15.4%	15.5%	15.4%	14.1%	12.7%
S2QUV	0.0%	0.0%	0.1%	0.4%	1.1%	2.5%	2.7%
TQUX	0.9%	1.3%	1.4%	1.1%	0.8%	0.6%	0.5%
TB	16.6%	36.2%	41.2%	34.3%	28.4%	24.5%	22.4%
S2B	0.0%	0.1%	0.3%	0.8%	1.7%	3.8%	4.8%
TBU	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
TW	38.1%	29.3%	18.9%	10.8%	6.8%	4.9%	4.2%
S2W	0.0%	0.0%	0.1%	0.1%	0.1%	0.3%	0.2%
TC	14.6%	12.8%	21.6%	32.9%	36.8%	32.6%	29.5%
S2C	0.0%	0.0%	0.2%	1.1%	2.5%	4.7%	6.0%
AE	0.0%	0.1%	0.3%	1.0%	2.2%	4.7%	5.9%
AC	0.0%	0.0%	0.1%	0.8%	1.9%	3.4%	4.8%
AW	0.0%	0.0%	0.0%	0.1%	0.1%	0.2%	0.2%
V	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.1%	0.4%
VC	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.1%	0.3%
RVR	0.0%	0.0%	0.0%	0.1%	0.3%	0.9%	1.5%
PCVR	0.0%	0.0%	0.3%	0.9%	1.1%	1.6%	2.1%
RBR	0.0%	0.0%	0.0%	0.3%	0.8%	1.2%	1.7%
合計	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%

表 3.15 従来の格納容器破損モード別の累積発生割合 (BWR-4 Mark I 型)  
(地震動レベル別の累積割合)

格納容器破損モード	300Gal	450Gal	600Gal	750Gal	900Gal	1100Gal	1300Gal
In-Vessel での水蒸気爆発 ( $\alpha$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
地震により格納容器破損 ( $\beta$ )	0.0%	0.0%	0.3%	0.9%	1.1%	1.6%	2.1%
地震により原子炉建屋損傷 ( $\lambda$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.3%	0.8%	1.2%	1.7%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出 ( $\mu$ -TBU)	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出 ( $\mu$ -TQUX)	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出 ( $\mu$ -TB)	0.1%	0.2%	0.2%	0.2%	0.2%	0.1%	0.1%
格納容器雰囲気直接加熱 ( $\sigma$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
ドライウエルシエル メルトスルー ( $\phi$ -TQUV 等)	15.4%	10.9%	8.8%	9.1%	10.0%	11.4%	11.8%
ドライウエルシエル メルトスルー ( $\phi$ -TB 等)	8.2%	17.9%	20.5%	17.4%	14.9%	14.0%	13.5%
水蒸気・非凝縮ガスによる過圧 ( $\delta$ )	23.4%	28.4%	28.8%	26.2%	24.7%	25.3%	25.1%
晩期炉心損傷前過圧 ( $\theta$ -TW 等)	38.0%	29.2%	18.9%	10.9%	7.1%	5.3%	4.6%
早期炉心損傷前過圧 ( $\theta$ -TC 等)	14.6%	12.8%	21.9%	34.6%	41.0%	40.6%	40.3%
格納容器バイパス ( $\nu$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.2%	0.7%
早期格納容器ベント ( $\nu$ -e)	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
後期格納容器ベント ( $\nu$ -l)	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
漏洩、原子炉冷却系内で事故終息 ( $\phi$ -e)	0.0%	0.1%	0.1%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
漏洩、格納容器系内で事故終息 ( $\phi$ -l)	0.3%	0.4%	0.5%	0.3%	0.2%	0.2%	0.1%
合計	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%

表 3.16 新データを反映した格納容器破損モード別の累積発生割合の試解析結果  
(BWR-4 Mark I 型)

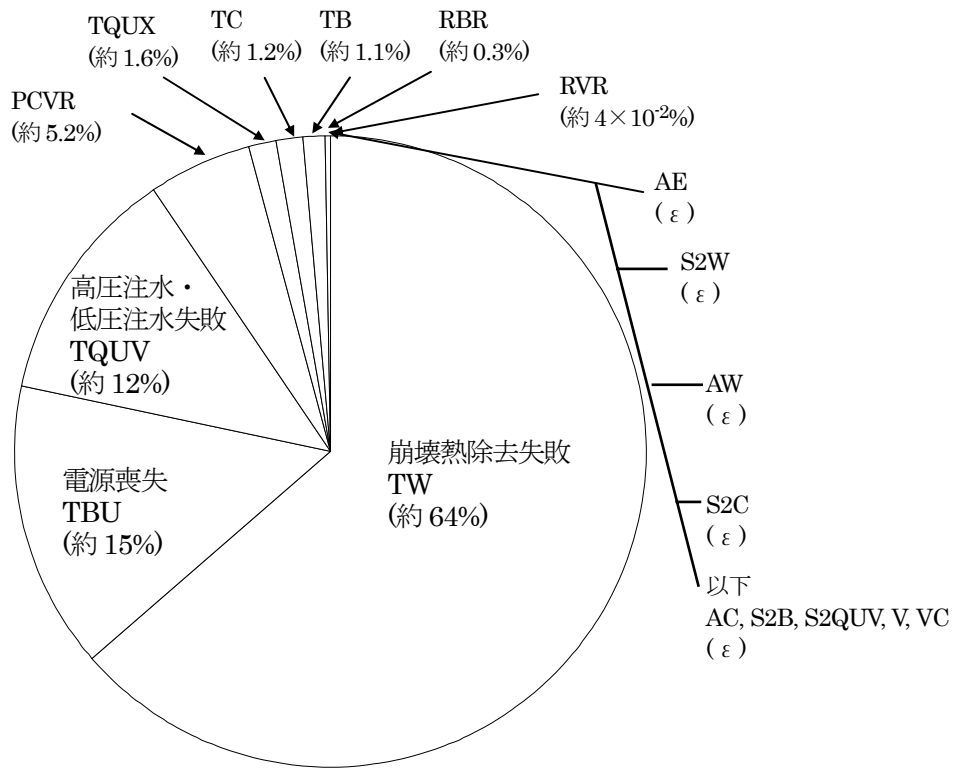
格納容器破損モード	300Gal	450Gal	600Gal	750Gal	900Gal	1100Gal	1300Gal
In-Vessel での水蒸気爆発( $\alpha$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
地震により格納容器破損( $\beta$ )	0.0%	0.0%	0.3%	0.9%	1.1%	1.6%	2.1%
地震により原子炉建屋損傷( $\lambda$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.3%	0.8%	1.2%	1.7%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出( $\mu$ -TBU)	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出( $\mu$ -TQUX)	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出( $\mu$ -TB)	0.1%	0.2%	0.2%	0.2%	0.2%	0.1%	0.1%
格納容器雰囲気直接加熱( $\sigma$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
炉外水蒸気爆発( $\kappa$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
ドライウェルシエル メルトスルー( $\phi$ -TQUV 等)	3.4%	2.4%	1.9%	2.0%	2.2%	2.5%	2.6%
ドライウェルシエル メルトスルー( $\phi$ -TB 等)	1.8%	3.9%	4.5%	3.8%	3.3%	3.1%	3.0%
水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧( $\delta$ )	41.6%	50.6%	51.4%	46.6%	43.9%	45.1%	44.7%
晩期炉心損傷前過圧( $\theta$ -TW)	38.0%	29.2%	18.9%	10.9%	7.1%	5.3%	4.6%
早期炉心損傷前過圧( $\theta$ -TC)	14.5%	12.8%	21.8%	34.6%	41.0%	40.6%	40.3%
格納容器バイパス( $\nu$ )	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.2%	0.7%
早期格納容器ベント( $\nu$ -e)	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
後期格納容器ベント( $\nu$ -l)	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
漏洩、原子炉冷却系内で 事故終息( $\phi$ -e)	0.0%	0.1%	0.1%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
漏洩、格納容器系内で 事故終息( $\phi$ -l)	0.5%	0.8%	0.8%	0.6%	0.4%	0.3%	0.2%
合計	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%

表 3.17 従来のプラント損傷状態(PDS)に対する格納容器破損モード別の発生割合 (BWR-4 Mark I 型)

	TQUV	S2QUV	TQUX	TB	S2B	TW	S2W	TC	S2C	AE	AC	AW	V	VC	RVR	PCVR	RBR	合計
In-Vessel での水蒸気爆発 ( $\alpha$ )	1.0E-07	1.0E-07	9.8E-08	1.0E-07	1.0E-07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E-07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E-07	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
地震により格納容器破損 ( $\beta$ )	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	2.1%
地震により原子炉建屋損傷 ( $\lambda$ )	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	1.7%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出 ( $\mu$ -TBU)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出 ( $\mu$ -TQUX)	0.0E+00	0.0E+00	3.6E-04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出 ( $\mu$ -TB)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.3E-03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.1%
格納容器雰囲気直接加熱 ( $\sigma$ )	0.0E+00	0.0E+00	5.0E-04	8.2E-04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
ドライウェルシエルメルト スルー ( $\phi$ -TQUV 等)	5.0E-01	5.0E-01	4.9E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.0E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.0E-01	0.0E+00	0.0E+00	11.8%
ドライウェルシエルメルト スルー ( $\phi$ -TB 等)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.0E-01	5.0E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	13.5%
水蒸気・非凝縮ガスによる 過圧 ( $\delta$ )	5.0E-01	5.0E-01	2.8E-01	5.0E-01	5.0E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.0E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.0E-01	0.0E+00	0.0E+00	25.1%
晩期炉心損傷前過圧 ( $\theta$ - TW 等)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	4.6%
早期炉心損傷前過圧 ( $\theta$ - TC 等)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	40.3%
格納容器バイパス ( $\nu$ )	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.7%
早期格納容器ベント ( $\nu$ - e)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
後期格納容器ベント ( $\nu$ - l)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
漏洩、原子炉冷却系内で 事故終息 ( $\phi$ -e)	0.0E+00	0.0E+00	2.1E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
漏洩、格納容器系内で事 故終息 ( $\phi$ -l)	0.0E+00	0.0E+00	2.1E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.1%
合計	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	100.0%

表 3.18 新データを反映したプラント損傷状態(PDS)に対する格納容器破損モード別の発生割合 (BWR-4 Mark I 型)

	TQUV	S2QUV	TQUX	TB	S2B	TW	S2W	TC	S2C	AE	AC	AW	V	VC	RVR	PCVR	RBR	合計
In-Vessel での水蒸気爆発( $\alpha$ )	1.0E-07	1.0E-07	9.8E-08	1.0E-07	1.0E-07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E-07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E-07	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
地震により格納容器破損( $\beta$ )	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	2.1%
地震により原子炉建屋損傷( $\lambda$ )	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	1.7%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出( $\mu$ -TBU)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出( $\mu$ -TQUX)	0.0E+00	0.0E+00	3.6E-04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
原子炉圧力容器破損時の 高圧溶融物放出( $\mu$ -TB)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.3E-03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.1%
格納容器雰囲気直接加熱( $\sigma$ )	0.0E+00	0.0E+00	3.2E-07	6.9E-06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
炉外水蒸気爆発( $\kappa$ )	1.1E-08	1.1E-08	1.1E-08	1.1E-08	1.1E-08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.1E-08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.1E-08	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
ドライウエルシエルメルトスルー( $\phi$ -TQUV等)	1.1E-01	1.1E-01	1.1E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.1E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.1E-01	0.0E+00	0.0E+00	2.6%
ドライウエルシエルメルトスルー( $\phi$ -TB等)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.1E-01	1.1E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.0%
水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧( $\delta$ )	8.9E-01	8.9E-01	5.0E-01	8.9E-01	8.9E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	8.9E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	8.9E-01	0.0E+00	0.0E+00	44.7%
晩期炉心損傷前過圧( $\theta$ -TW)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	4.6%
早期炉心損傷前過圧( $\theta$ -TC)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	40.3%
格納容器バイパス( $\nu$ )	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.7%
早期格納容器ベント( $\nu$ -e)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
後期格納容器ベント( $\nu$ -l)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
漏洩、原子炉冷却系内で 事故終息( $\phi$ -e)	0.0E+00	0.0E+00	2.1E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0%
漏洩、格納容器系内で 事故終息( $\phi$ -l)	0.0E+00	0.0E+00	3.7E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.2%
合計	1.0E-07	1.0E-07	9.8E-08	1.0E-07	1.0E-07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E-07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E-07	0.0E+00	0.0E+00	0.0%



ε : 0.01%以下

図 3.1. プラント損傷状態別発生頻度割合(BWR-5 Mark-II 改良型)

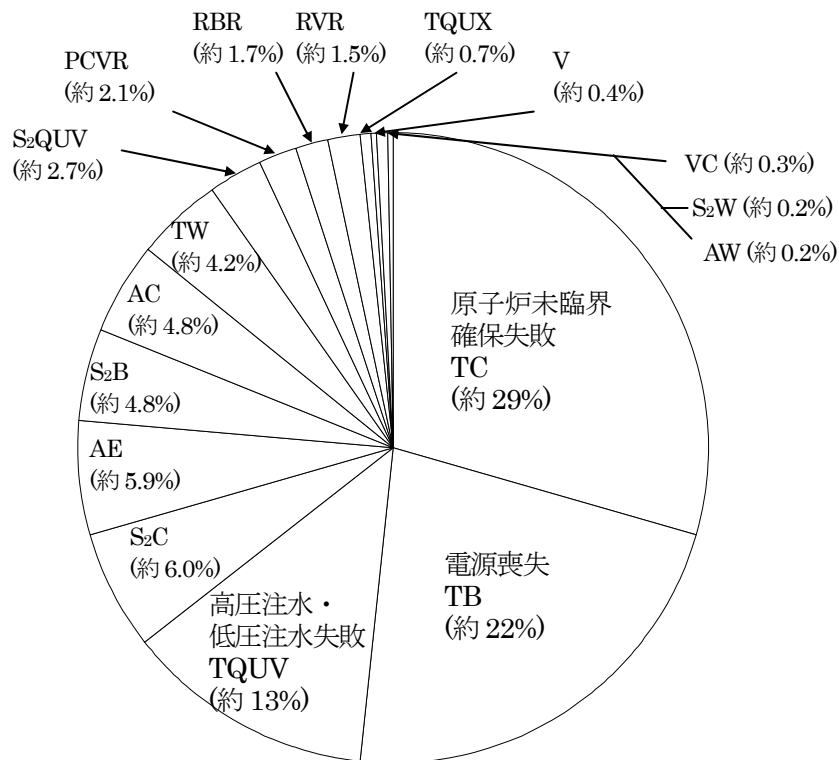


図 3.2 プラント損傷状態別発生頻度割合(BWR-4 Mark I 型)



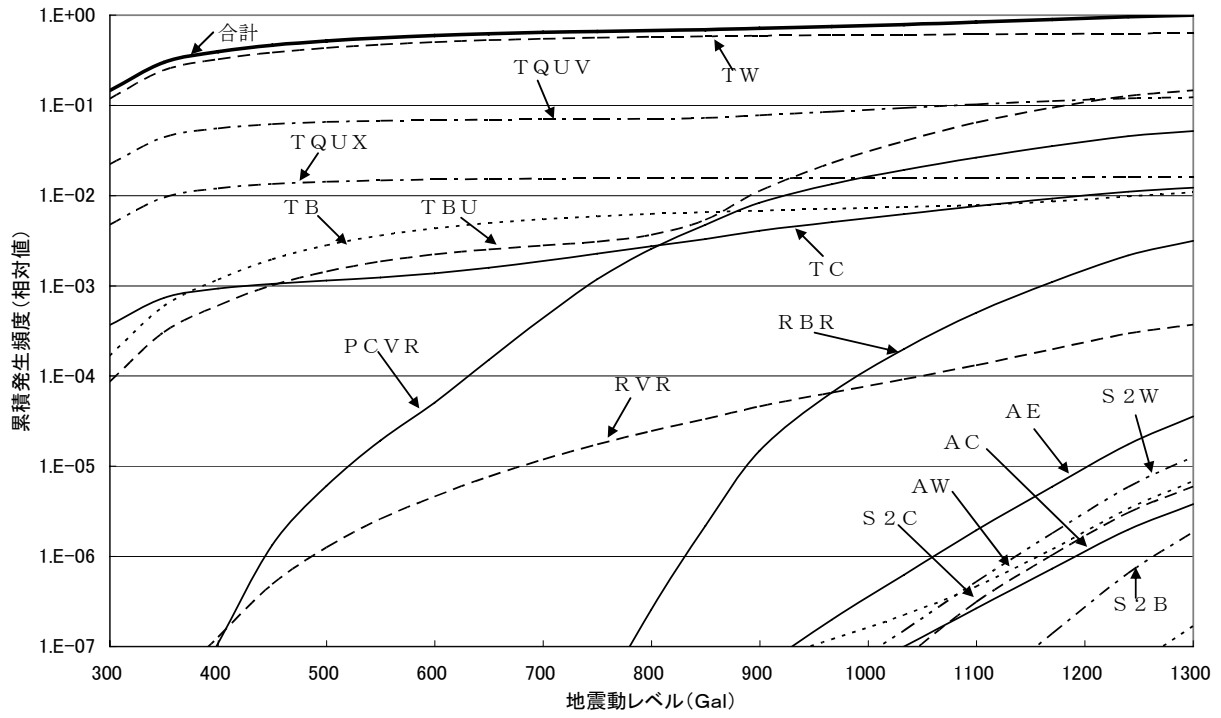


図 3.3 各プラント損傷状態の発生頻度変化 (BWR-5 Mark II 改良型)

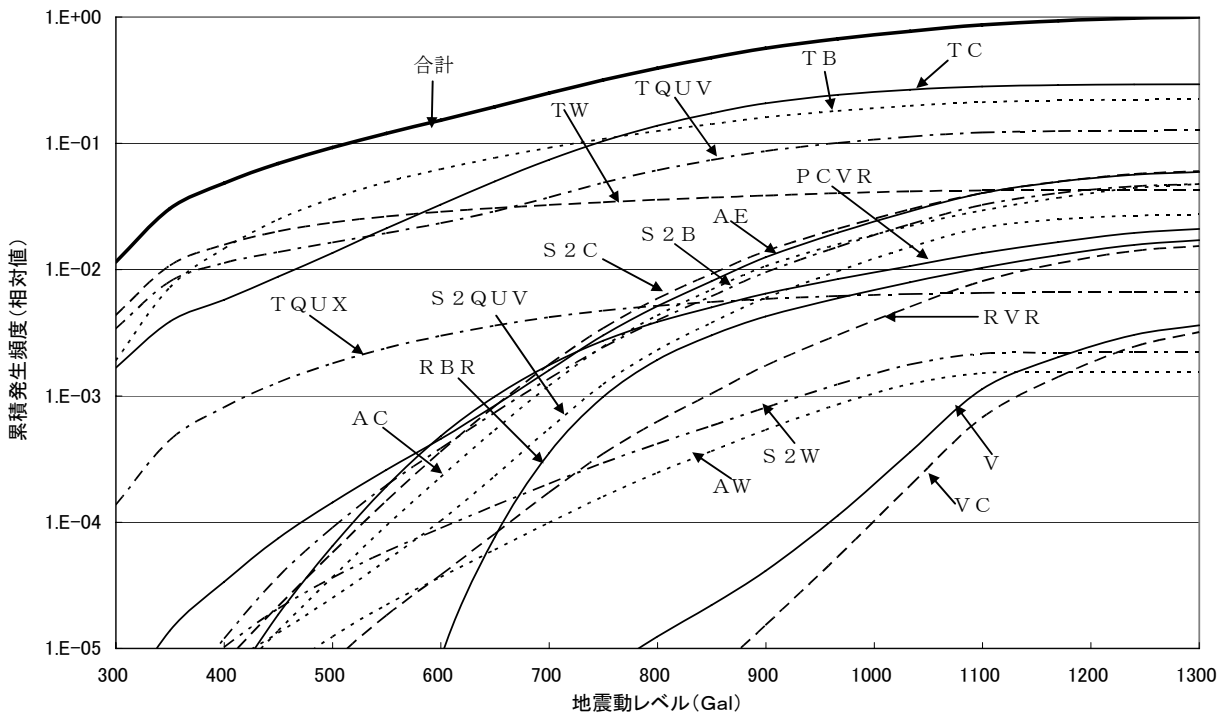


図 3.4 各プラント損傷状態の発生頻度変化 (BWR-4 Mark I 型)

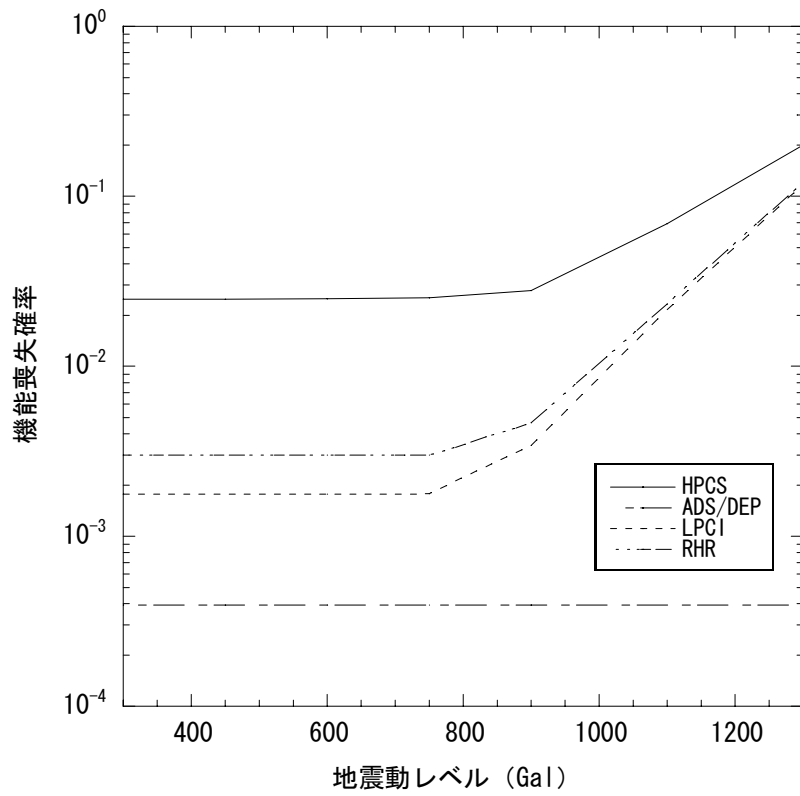


図 3.5 地震動レベルに対する機能喪失確率<sup>(3)</sup> (BWR-5 Mark II 改良型)

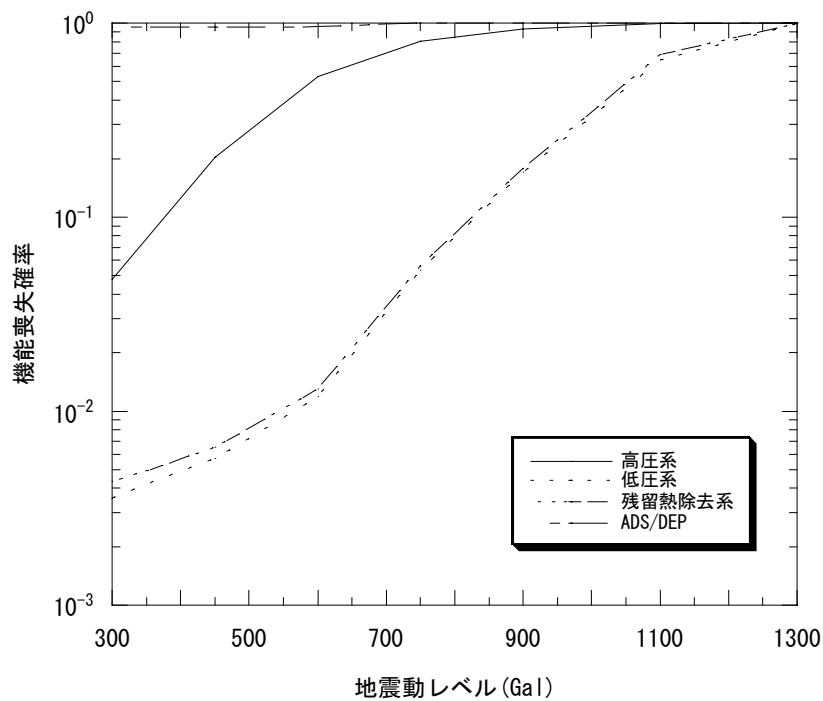
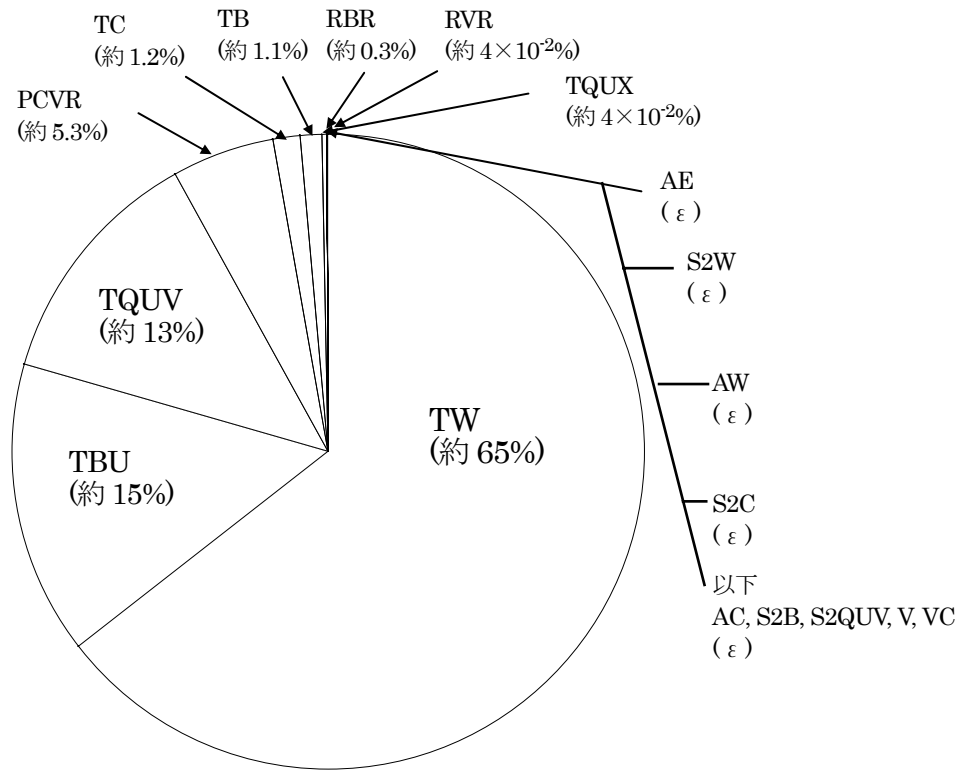


図 3.6 地震動レベルに対する機能喪失確率<sup>(3)</sup> (BWR-4 Mark I 型)



$\epsilon$  : 0.01%以下

図 3.7. プラント損傷状態別格納容器破損頻度割合(BWR-5 Mark-II改良型)

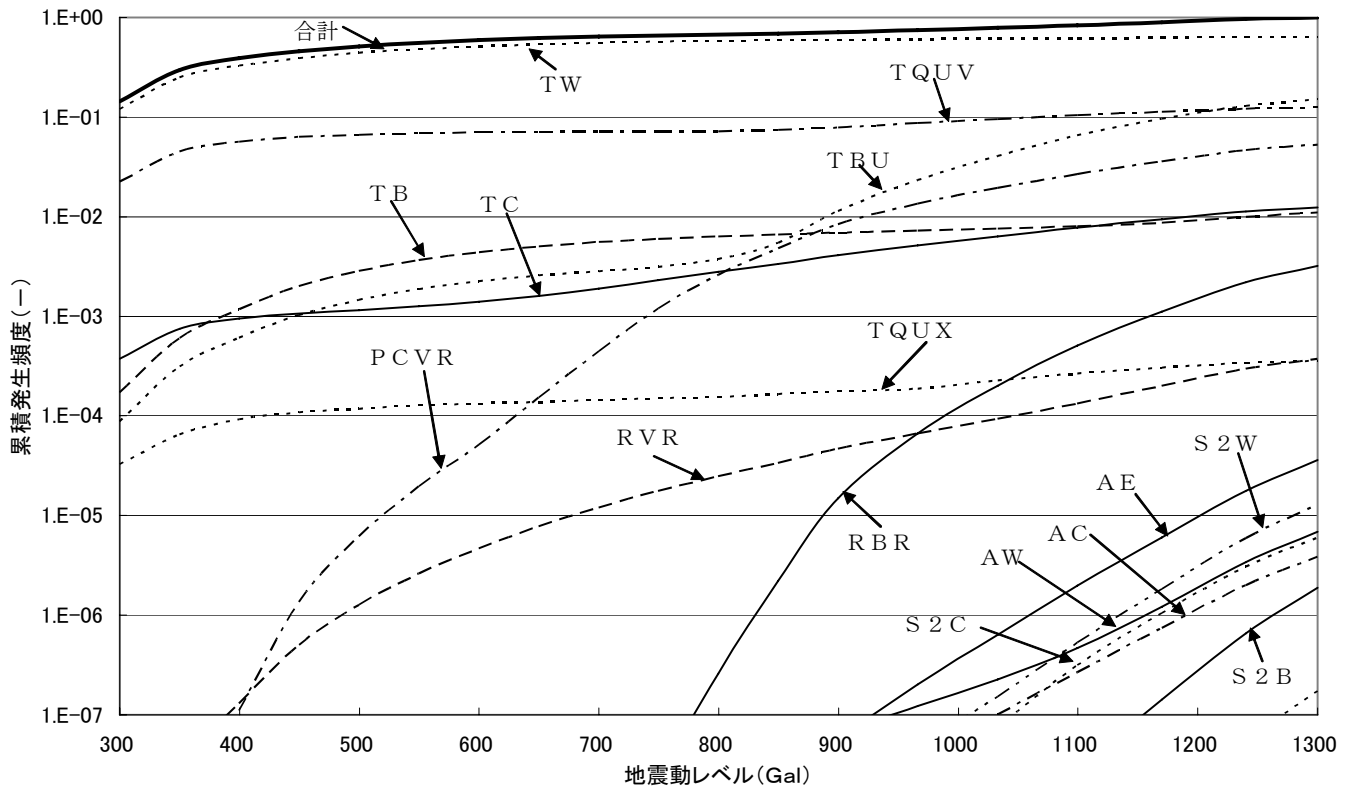


図 3.8 各プラント損傷状態の格納容器破損頻度変化 (BWR-5 Mark II改良型)

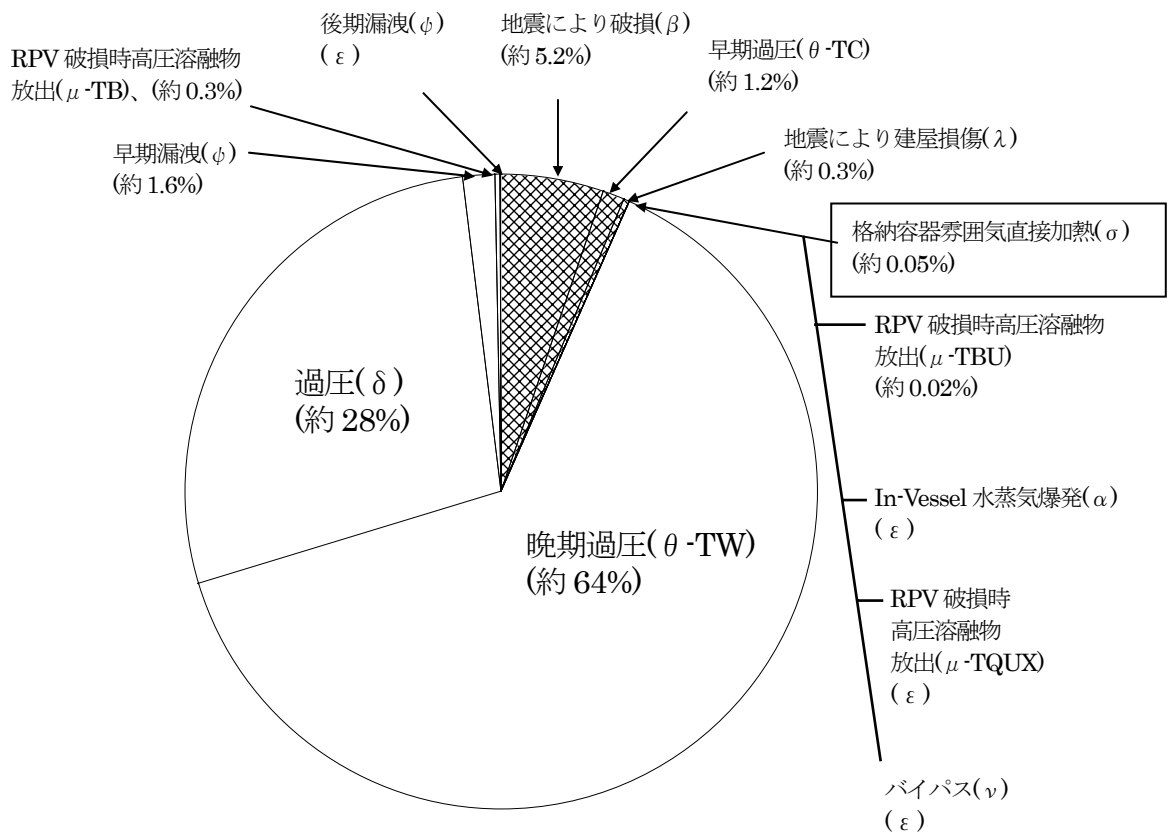


図 3.9 従来の格納容器破損モード別割合(BWR-5 Mark-II改良型)

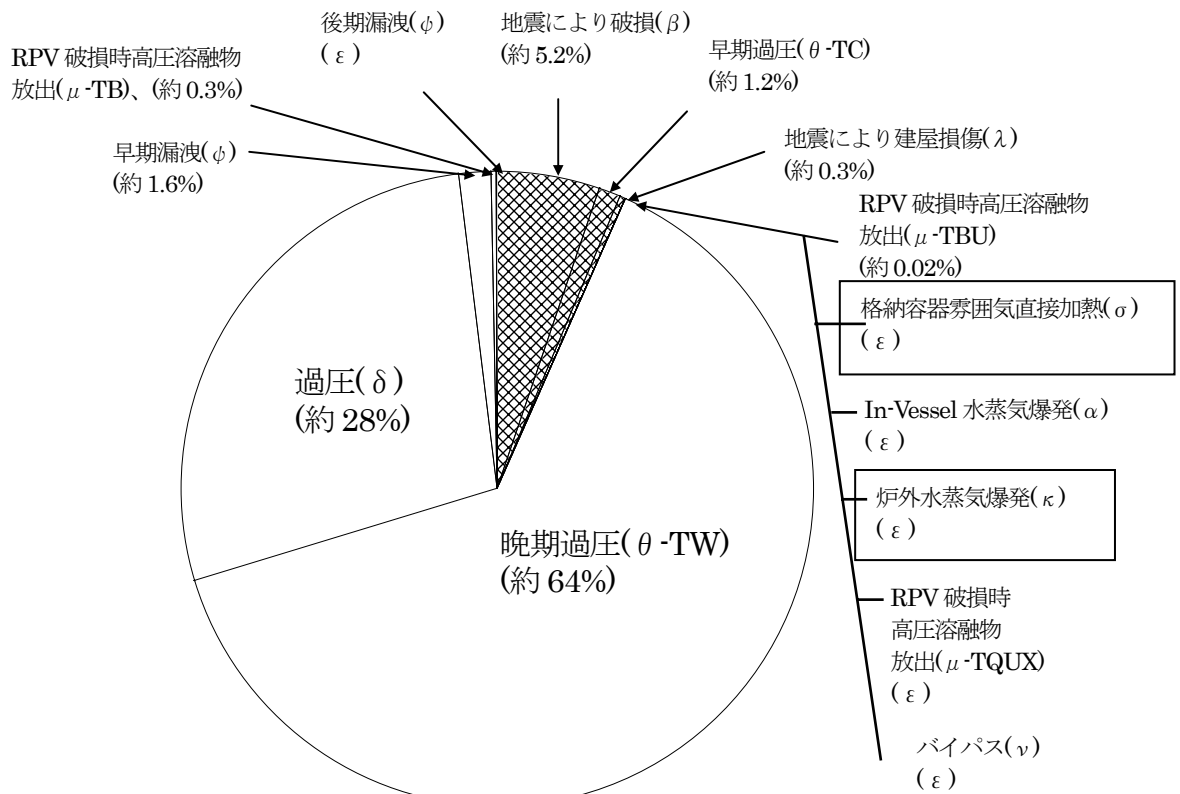


図 3.10 新データを反映した試解析結果 (破損モード別割合) (BWR-5 Mark-II改良型)

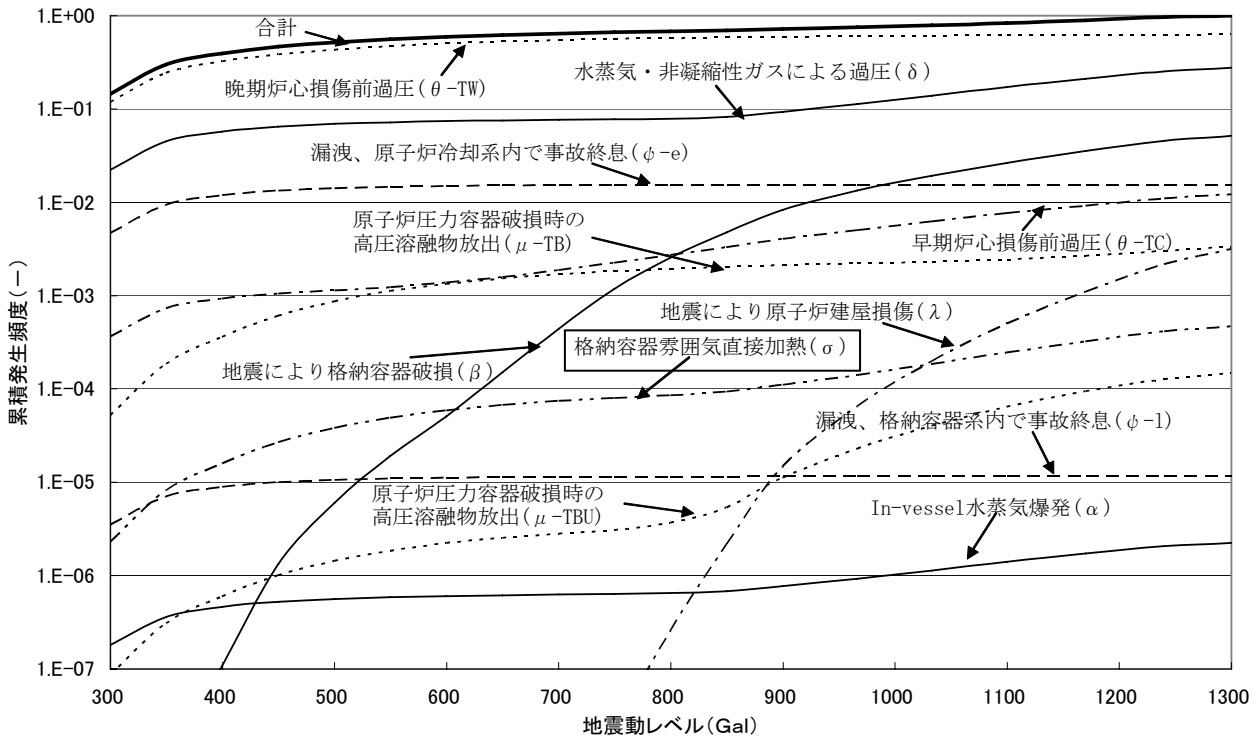


図 3.11 従来のプラント損傷状態別格納容器破損モード別発生頻度 (相対値: BWR-5 Mark II 改)

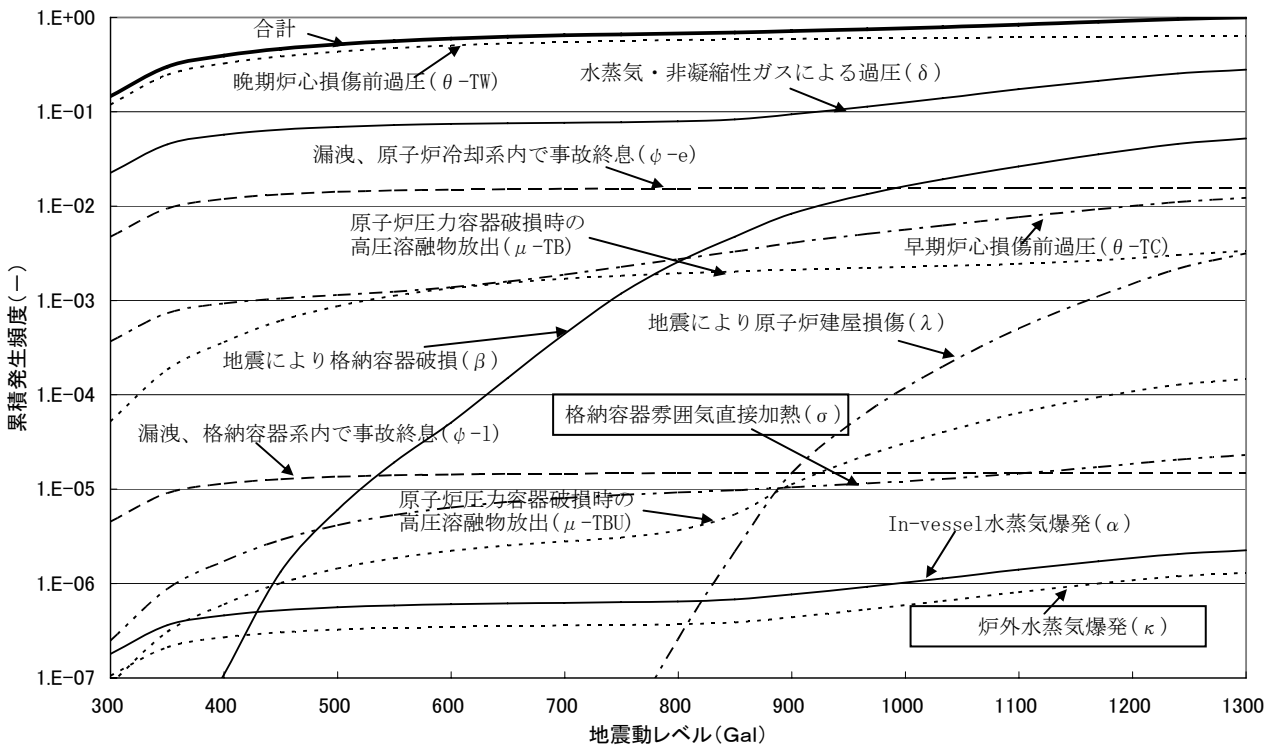


図 3.12 新データを反映した試解析結果 (破損モード別の発生頻度) (相対値: BWR-5 Mark II 改)

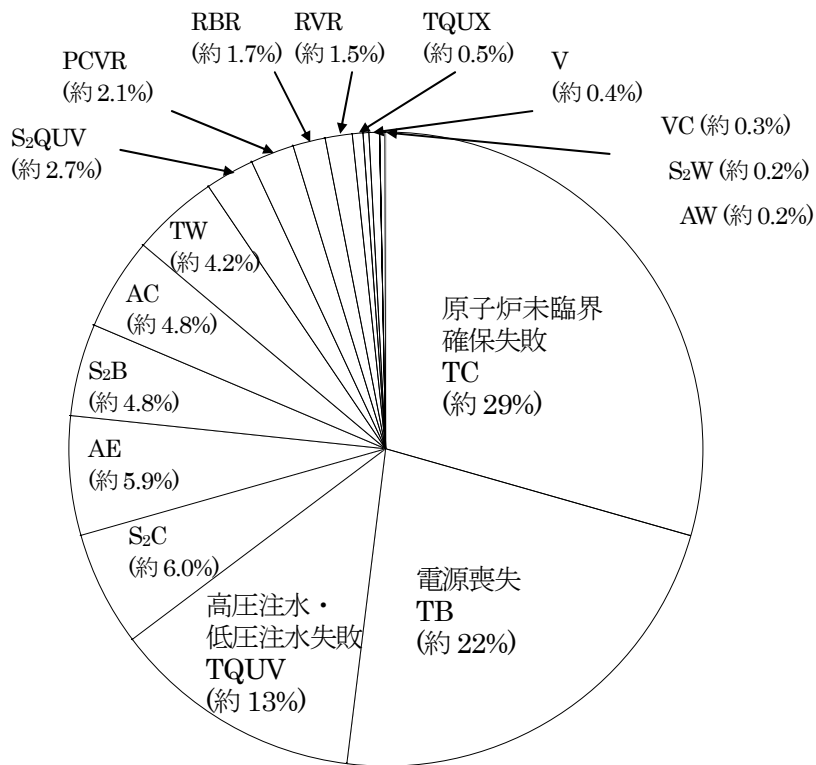


図 3.13 プラント損傷状態別格納容器破損頻度割合(BWR-4 Mark I 型)

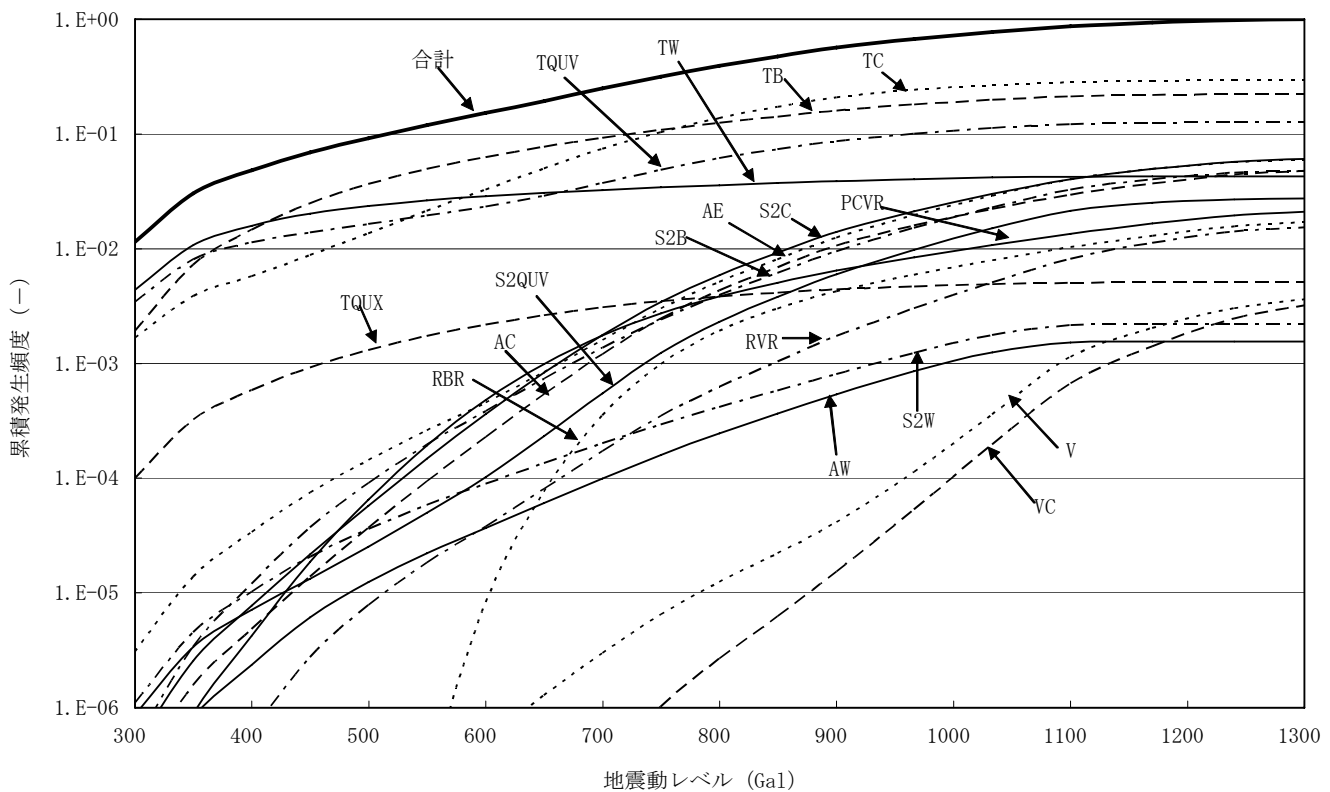


図 3.14 各プラント損傷状態の格納容器破損頻度変化 (BWR-4 Mark I 型)

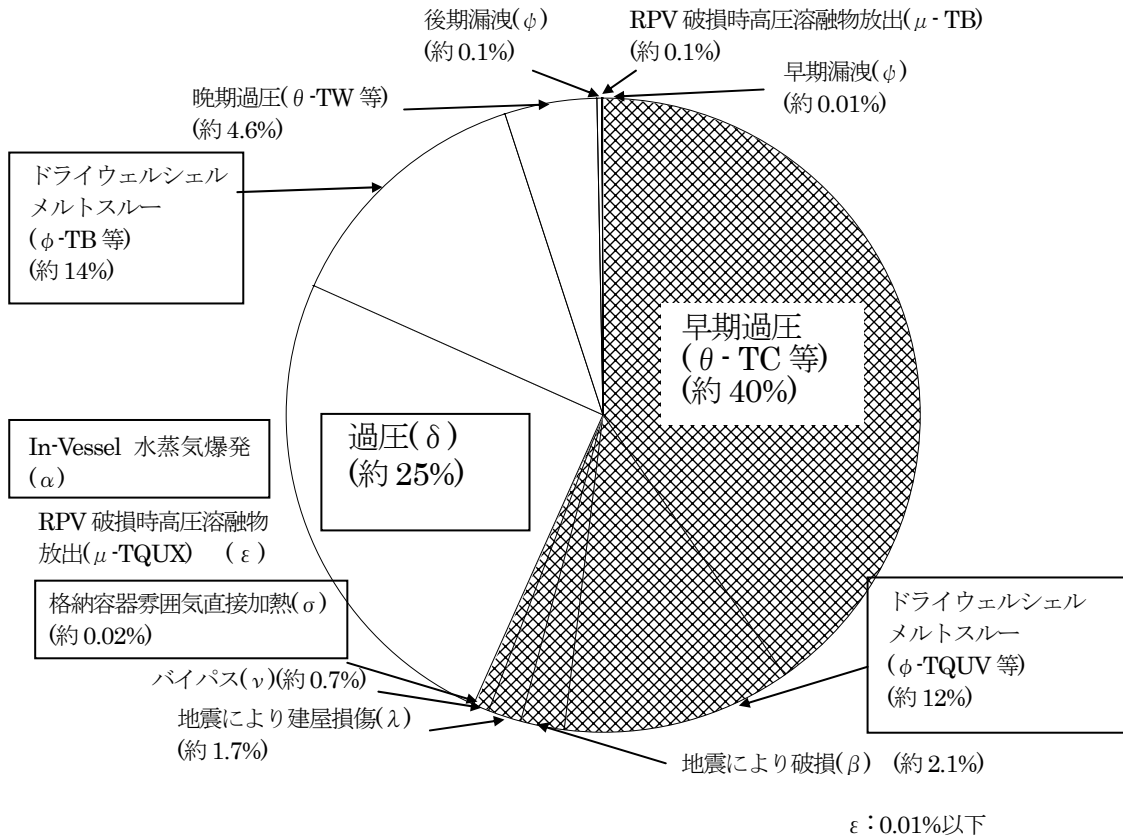


図 3.15 従来の格納容器破損モード別割合(BWR-4 Mark I 型)

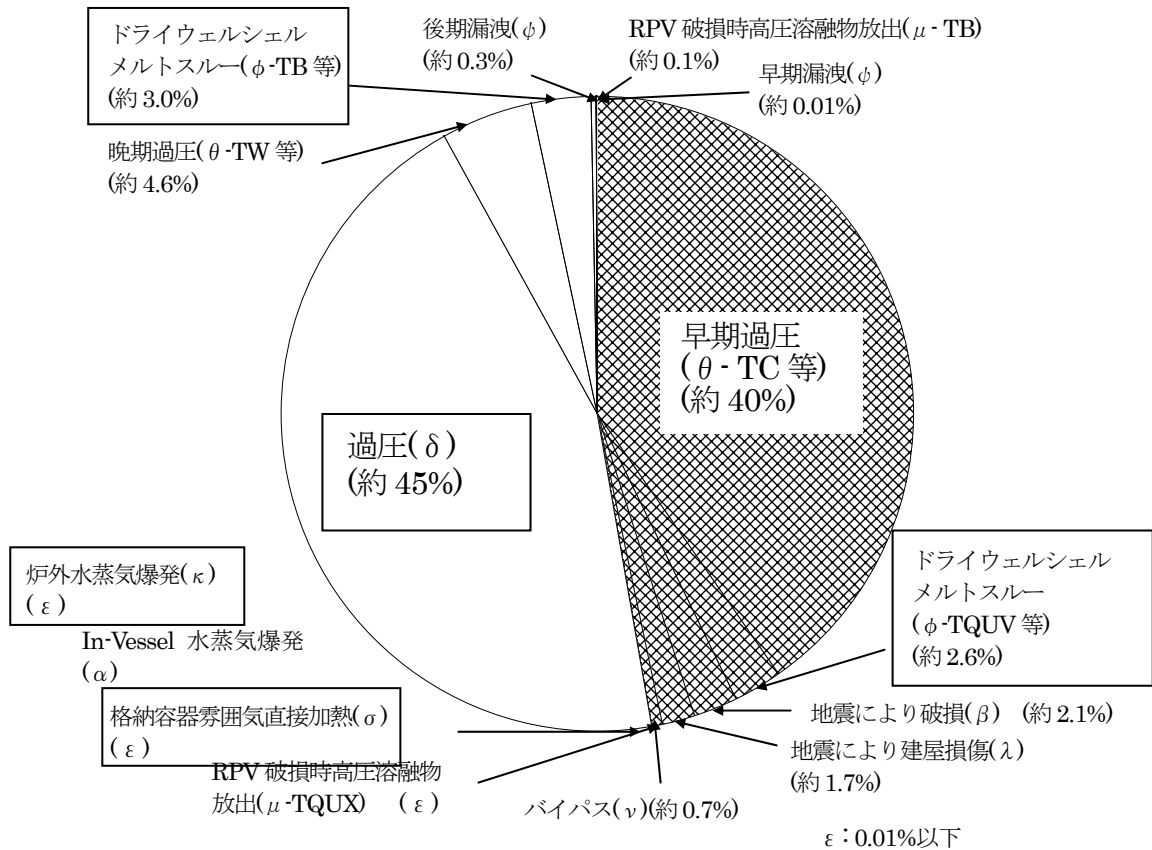


図 3.16 新データを反映した試解析結果 (破損モード別割合) (BWR-4 Mark I 型)

BWR-4 Mark I 型

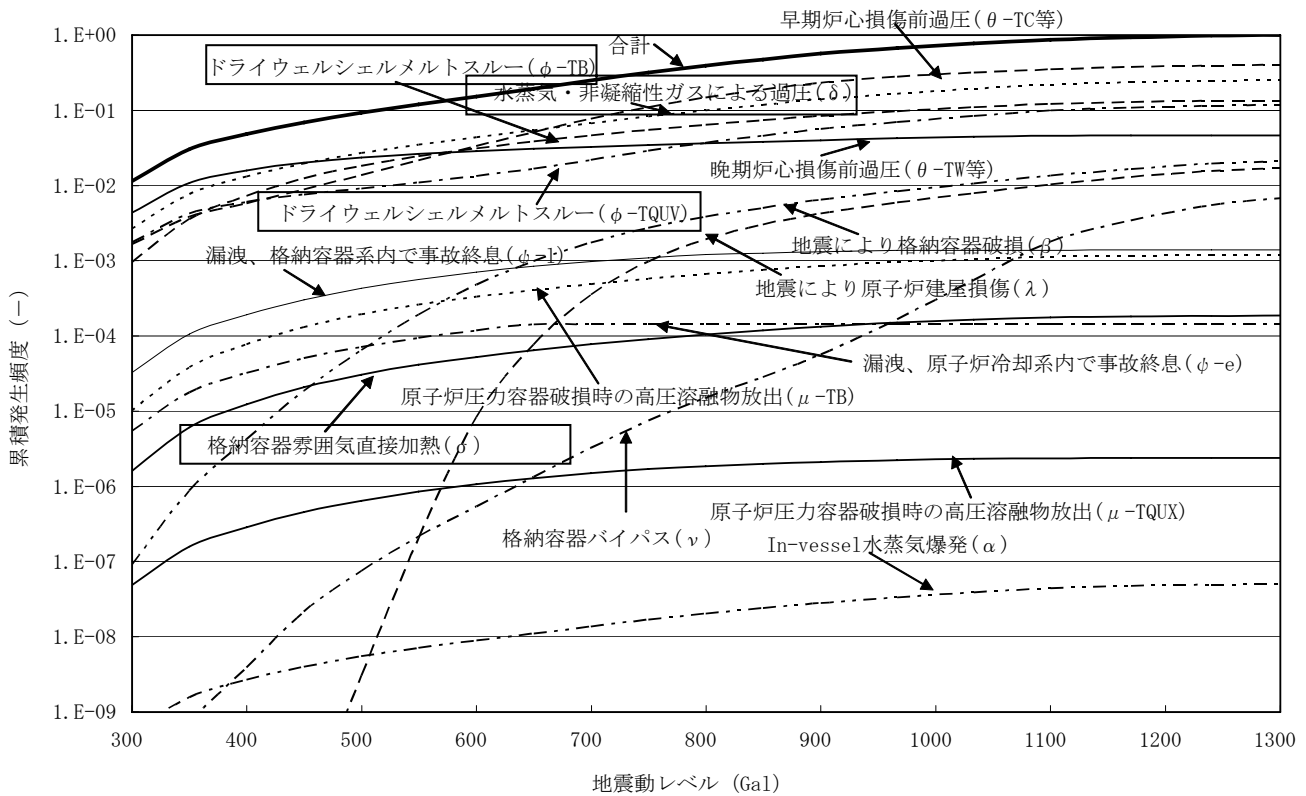


図 3.17 現状の格納容器破損モード別の発生頻度 (相対値: BWR-4 Mark I 型)

BWR-4 Mark I 型

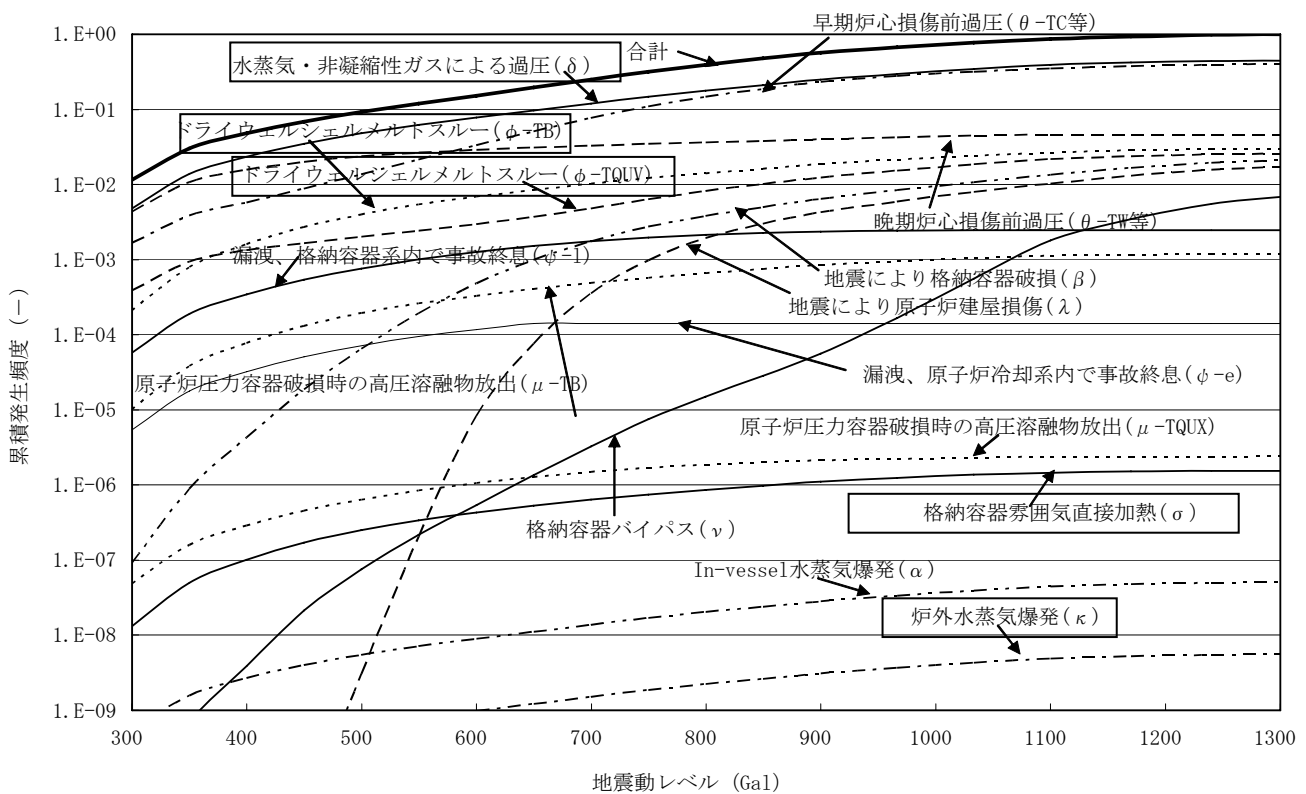


図 3.18 新データを反映した試験解析結果 (破損モード別の発生頻度) (相対値: BWR-4 Mark I 型)



#### 4. 格納容器イベントツリ定量化に関する不確実さ解析

シビアアクシデント時の物理化学現象の解析モデルには、自然現象に由来するランダムさや知識不足による不確実さがある。このため、格納容器の破損頻度及びソースタームの解析では、このような不確実さの伝播を分析し、平均値と不確実さ幅を評価することが重要である。

昨年度は、BWR-4Mark I プラントを対象にして地震時のシビアアクシデントにおけるソースタームの不確実さに大きく寄与する因子に関して MELCOR コードを用いた感度解析を実施し、ソースタームへの影響を、感度解析により評価した。

本作業では、BWR-4Mark I プラントを対象にして、ソースタームの不確実さ解析を実施するため、レベル 1PSA から得られた事故シーケンスを分類したプラント損傷状態の不確実さ分布も含めた格納容器破損頻度の不確実さ解析を実施した。

##### 4.1 プラント損傷状態（PDS）の発生頻度の不確実さ解析

BWR-4 代表プラントを対象に、レベル 1 地震 PSA から得られた事故シーケンスを、原子炉圧力容器内の圧力状態、炉心損傷時期、格納容器破損時期などのプラントの熱水力挙動が類似した 17 種類のプラント損傷状態（PDS：TQUV, S2QUV, TQUX, TB, S2B, TW, S2W, TC, S2C, AE, AC, AW, VB, VC, RVR, PCVR, RBR）に分類して、各 PDS に含まれる事故シーケンスのミニマルカットセットの集合として整理した。

次に、プラント損傷状態（PDS）ごとに不確実さ頻度分布を求めるため、各 PDS に含まれるミニマルカットセットの事故シーケンスの発生頻度データをもとに、フォールトツリー・イベントツリー解析用汎用コード NUPRA を用いてモンテカルロ計算（3,000 回実施）を行い、PDS ごとに不確実さ頻度分布を算出し、その結果から平均値、5%値、50%値、95%値、及びエラーファクタを求めた。また、PDS が 1 シーケンスだけの場合（TB, S2B, RVR, PCVR, RBR）には、それぞれ累積して発生頻度分布（対数正規分布）を求めた。

但し、レベル 1PSA 不確実さ分布の解析結果（5%値、50%値、95%値）のうち、いずれかの値が解析桁数以上になった場合（ゼロとなり欠落している場合など）には、平均値はレベル 1PSA 解析結果を採用し、エラーファクター（EF）の代替値には、地震動の大きい不確実さ分布の値を用いた。

レベル 1PSA 不確実さ分布の点推定値と不確実さ分布の平均値に関する解析結果の相対値を表 4.1 に示す。また、図 4.1 には、表 4.1 に示す各 PDS の累積確率を新たに求めた発生頻度（相対値）に対応して示す。PDS ごとの炉心損傷頻度の確率分布を図 4.2 に示すとともに、全炉心損傷頻度の確率分布を図 4.3 に示す。

PDS 別の発生頻度の平均値では、電源喪失(TB)の寄与割合が最大となり、次に原子炉未臨界確保失敗が大きい結果が得られた（それぞれ全炉心損傷頻度に対して約 28%、約 21%を占める）。

炉心損傷頻度の不確実さ分布の平均値は、炉心損傷頻度の点推定値に対して約 0.9 倍となり、同等であった。また、炉心損傷頻度の 95%値と 5%値は、炉心損傷頻度の不確実さ分布の平均値に対して約 3.4 及び約 0.066 が得られた。炉心損傷頻度のエラーファクタは約 7 となり、約 2 桁弱の不確実さ幅を有することが分かった。

#### 4.2 格納容器イベントツリのヘディング

表 4.2 に格納容器イベントツリのヘディング内容を事故進展に沿って示した。格納容器イベントツリの最終ポイントとして設定した格納容器破損モードを表 4.3 示す。放出カテゴリは、PDS と格納容器破損モードを組み合わせで表し、分類表を表 4.4 に示す。

本検討で使用する格納容器イベントツリのヘディング数は表 4.2 に示すように合計 27 個ある。そのうち、AM に係るヘディング（10 個）を含んでいるが、地震時には AM に期待しないものとした。

また、確率分布を有するヘディングは、シビアアクシデント現象のエナジェティック事象に係るヘディングのうち ROAAM 手法（Risk Oriented Accident Analysis Methodology）に基づいて分岐確率を求めるヘディングが 3 個ある。本検討では、ソースタームの不確実さ解析のために実施する MELCOR 解析結果を用いて、ROAAM 手法による分岐確率を解析する。一方、確率分布を考慮していない 14 個のヘディングには、従来の内的事象と同じ点推定評価の分岐確率を用いた。

##### 4.2.1 エナジェティック事象に係るヘディングの分岐確率分布

シビアアクシデント現象のうち、エナジェティック事象に係るヘディングとしては、圧力容器内水蒸気爆発、原子炉圧力容器破損時の高圧溶融物放出、格納容器雰囲気直接過熱及びドライウエルシェルメルトスルがある。このうち、ドライウエルシェルメルトスルの分岐確率については、アクシデントマネジメントによる注水の有無により一定値を用いているため、本検討においても同様に一定値と仮定する。

その他のエナジェティック事象のヘディングの分岐確率分布を求めるため、解析に使用する入力データとして、4.3 項で実施する MELCOR コードの不確実さ解析の結果から、落下デブリ量、デブリのエネルギー密度、デブリ粒子の浮遊割合などのデータを抽出し、ROAAM 手法による解析を実施して分岐確率分布を求めた。

## (1) 原子炉圧力容器内水蒸気爆発

評価の流れ図を図 4.4 に示す。原子炉圧力容器内の水蒸気爆発による格納容器への負荷は、水蒸気爆発で発生する圧力波ではなく、飛散した構造物の格納容器壁への衝突で生じる。原子炉圧力容器内の水蒸気爆発による格納容器破損（ $\alpha$ モード）の確率は、水蒸気爆発によって原子炉圧力容器の上部が破損してミサイルとなって格納容器に衝突するという想定で、Theofanous らによって計算モデルが提案されている。Theofanous らのモデルでは、下部プレナムに落下するデブリ量と熱エネルギー密度から決まる熱エネルギー、機械エネルギーへの変換、原子炉圧力容器内の構造物によるエネルギー減衰から原子炉圧力容器上部が飛散するエネルギーを求め、格納容器に衝突するミサイルのエネルギーを計算した。

本検討では、水蒸気爆発に伴う原子炉圧力容器上部ヘッドのミサイルを想定して、以下の簡易 ROAM 法により不確実さ伝ば解析を行い、格納容器への衝撃負荷に関する確率分布を作成した。PREP/SPOP コード<sup>(12,13)</sup>を用いて LHS（ラテンハイパー方形法）サンプリングを 500 回実施して、 $\alpha$ モード破損の確率分布を作成した。

$$\begin{aligned} (\text{ミサイルのエネルギー}) &= (\text{落下するデブリ量}) \times (\text{デブリのエネルギー密度}) \\ &\quad \times (\text{機械エネルギー変換率}) \times (\text{エネルギー減衰}) \times (\text{その他の要因}) \end{aligned}$$

$$E_m = M_d \times E_d \times f \times e$$

但し、

$E_m$	: ミサイルのエネルギー	(J)
$M_d$	: デブリ量	(kg)
$E_d$	: 熱エネルギー密度	(J/kg)
$f$	: 機械エネルギー変換率	(-)
$e$	: エネルギー減衰効率	(-)

このうち、落下するデブリ量及びデブリのエネルギー密度については、MELCOR の計算結果を用いて算出する。 $\alpha$ モード破損の確率分布を求めるためには、解析条件を変えた多数の MELCOR 解析が必要であるため、本検討では、4.3 項に述べるソースターム不確実さ解析として、原子炉未臨界確保失敗 (TC) 及び電源喪失 (TB) を対象にした 15 ケースの MELCOR1.8.5 解析結果 (表 4.4-1) を参照データとして使用する。これらの解析結果が正規分布と仮定し、平均値及び上下限を  $3\sigma$  とする分布関数を作成した。また、機械エネルギー変換率(0.02)とエネルギー減衰率(0.1)は定数として、格納容器に衝突するミサイルエネルギーを求めた。

ミサイルのエネルギーと格納容器破損確率との対応について、JAEA では、Theofanous らの

ROAAM 法 (Risk Oriented Accident Analysis Methodology) によるモデルを BWR の炉内水蒸気爆発による格納容器破損 ( $\alpha$ モード破損) を対象にして適用方法を検討し、不確実さを含む発生確率を解析するための評価方法を整備<sup>(14)</sup>している。ROAAM 法は物理的機構論と確率論 (確率モデル) とを結合させることにより、評価対象に含まれる知識不足やランダムな変動による不確実さを総合的に扱い、リスクの不確実さ解析を行う手法である。

BWR-5 Mark II プラントを対象にしたミサイルのエネルギーと格納容器破損確率の検討結果によれば、容器貫通エネルギーとして、75~125MJ (下側破損エネルギー) 及び 150~250MJ (上側破損エネルギー) が得られている。このため、本検討では、ミサイルのエネルギーと格納容器破損確率との対応を、エネルギーが 100MJ 以下のとき  $10^{-7}$ 、250MJ 以上のとき 1.0 とし、その間では対数線形内挿した。また、原子炉压力容器上部破片の飛散中のエネルギー減衰は無視した。

また、評価対象事象を、分岐確率平均値の大きい電源喪失 (TB) に選定した。ミサイルのエネルギーの確率分布を図 4.7-1 に、原子炉压力容器内水蒸気爆発の発生確率の分布を図 4.7-2 に示す。ミサイルのエネルギーの平均は 60MJ、5%値 0MJ、50%値 54MJ、95%値 170MJ である。格納容器破損確率は、平均値  $4.0 \times 10^{-5}$ 、5%値  $1.0 \times 10^{-7}$ 、50%値  $1.0 \times 10^{-7}$ 、95%値  $1.8 \times 10^{-4}$  となった。

なお、压力容器破損後の压力容器外水蒸気爆発については、ABWR を対象に実施した検討<sup>(15)</sup>によれば、低圧压力容器破損シーケンスで下部ドライウェル水張りの場合には、条件付確率  $2 \times 10^{-5}$  と評価され、発生頻度は十分に小さいため、本検討では評価対象外とした。

## (2) 原子炉压力容器破損時の高圧溶融物放出 (EOPF)

TQUX や TB シーケンスのように原子炉冷却系の圧力が高い状態で原子炉压力容器が破損する場合には、原子炉冷却系から放出される水蒸気によって格納容器が過圧される。原子炉压力容器破損時の高圧溶融物放出による格納容器圧力負荷の確率分布を、以下のとおり求めた。

格納容器の圧力負荷 = (格納容器圧力) + (高圧溶融物放出による圧力負荷の増分)

PREP/SPOP コードを用いて LHS (ラテンハイパー方形法) サンプリングを 500 回実施して、 $\mu$  モード破損の確率分布を作成した。高圧溶融物放出による圧力負荷の増分については、高圧事故シーケンスである電源喪失 (TB) 及び高圧注水・減圧失敗 (TQUX) などの MELCOR 解析結果から求めるが、本検討では 4.3 項のソースターム不確実さ解析において、電源喪失 (TB) のみが MELCOR 解析対象であるため、表 4.5-1 に電源喪失の MELCOR 解析結果を示す。こ

れらを正規分布と仮定し、平均値及び上下限を  $3\sigma$  とする分布関数を作成した（表 4.5-2）。

なお、地震時に発生頻度が低い高圧注水・減圧失敗（TQUX）について、本検討では MELCOR 不確実さ解析を実施していないため、電源喪失（TB）の分散と同一と仮定する。当機構の H13 年度の不確実さ分布の検討（BWR-5）によれば、TB の分散が TQUX に比して約 1.5 倍大きく、若干厳しめの仮定になるものと予想される。

格納容器圧力負荷に対する格納容器破損確率は、設計使用圧力以下のとき  $10^{-4}$ 、設計使用圧力の 3 倍(1.26MPa)以上のとき 1.0 とし、その間では対数線形内挿する。

TB 及び TQUX シーケンスでの格納容器の圧力負荷の確率分布を図 4.8-1 に、格納容器破損確率の分布を図 4.8-2 及び表 4.5-2 に示す。

TB シーケンスでの格納容器の圧力負荷の平均は 0.97MPa、5%値 0.80MPa、50%値 0.97MPa、95%値 1.14MPa である。格納容器破損確率の平均値  $6.7 \times 10^{-2}$ 、5%値  $4.4 \times 10^{-3}$ 、50%値  $3.3 \times 10^{-2}$ 、95%値  $2.5 \times 10^{-1}$  である。

TQUX シーケンスについては、平成 17 年度に実施した高圧・低圧注水失敗(TQUX)の MELCOR 結果を平均値とし、標準偏差は TB の値を準用する。格納容器の圧力負荷の平均は 0.76MPa、5%値 0.59MPa、50%値 0.76MPa、95%値 0.93MPa である。格納容器破損確率は、平均値  $5.1 \times 10^{-3}$ 、5%値  $3.4 \times 10^{-4}$ 、50%値  $2.5 \times 10^{-3}$ 、95%値  $1.9 \times 10^{-2}$  である。

### (3) 格納容器雰囲気直接加熱(DCH)

TQUX や TB シーケンスのように原子炉冷却系の圧力が高い状態で原子炉圧力容器が破損する場合には、熔融デブリが破砕して格納容器雰囲気に飛散し、格納容器雰囲気直接加熱が生じる場合がある。格納容器雰囲気直接加熱時の格納容器負荷は、微細化したデブリの顕熱及びデブリ中の金属と雰囲気の水蒸気との金属水反応熱が格納容器雰囲気ガスに移行して温度・圧力を上昇させることによる。格納容器雰囲気直接加熱は数分以内の短時間の現象であるから、格納容器の負荷としては、圧力が重要である。

格納容器の負荷は、MELCOR コードの解析結果を初期条件及び境界条件にして、格納容器に浮遊するデブリ粒子の割合、デブリ／雰囲気ガスとの間の対流熱伝達（輻射熱伝達は無視できる）、デブリ粒子と水蒸気による金属水発熱反応（Zr のみ考える）、圧力抑制プールでの水蒸気凝縮を模擬する計算モデルで解析する。そして、デブリ粒子の浮遊割合とデブリ粒子の大きさの不確実さ伝播解析から、格納容器雰囲気直接加熱時における格納容器内の圧力負荷の確率分布を求める。このため、以下のデブリ伝熱及び圧力抑制プールへの輸送に関する伝熱・輸送方程式を数値積分して格納容器雰囲気のピーク圧力を求め、格納容器の圧力負荷を求める。

$$\frac{d}{dt} \rho_g C T_g M_g = h(T_d - T_g)$$

$$\frac{d}{dt} \rho_d C T_d M_d = -h(T_d - T_g) - \left( \frac{G}{V} + \frac{2r^2}{9\mu_g} (\rho_d - \rho_g) g \frac{A}{V} \right) \rho_d C T_d M_d + S \rho_d C T_m$$

$$PV = nRT_g$$

但し、

$T_g$	: ガス温度(K)	$T_d$	: デブリ温度(K)
$T_m$	: 噴出するデブリ温度(K)	$M_d$	: デブリ浮遊量(kg)
$M_g$	: ガス質量(kg)	$\rho_d$	: デブリ密度(kg/m <sup>3</sup> )
$\rho_g$	: ガス密度(kg/m <sup>3</sup> )		
$r$	: デブリ粒子半径(m)		
$G$	: 圧力抑制プールへのガス流量(m <sup>3</sup> /s)		
$V$	: ドライウエル体積(m <sup>3</sup> )		
$A$	: ドライウエル内のデブリ粒子の沈着面積(m <sup>2</sup> )		
$P$	: ドライウエル圧力(MPa)		
$S$	: デブリ放出率(kg/s)		

格納容器雰囲気直接加熱に寄与するデブリ割合は、不確かさ幅が大きい。

格納容器雰囲気直接加熱現象計算モデルの入力パラメータは、高圧注水・減圧失敗 (TQUX) 及び電源喪失 (TB: 長期) に関する原子炉圧力容器破損直前の MELCOR 解析結果に基づいて設定する。ドライウエル雰囲気の初期組成の水蒸気は原子炉圧力容器破損後に水蒸気がドライウエル内にすべて放出されると想定して、原子炉圧力容器内存在量とドライウエル内存在量の合計値とする。原子炉圧力容器と格納容器との圧力差、原子炉圧力容器破損面積からデブリ粒子の放出率をオリフィスモデルにより計算し、さらにデブリ全量と放出率からデブリ粒子の放出継続時間を求める。格納容器雰囲気直接加熱時の格納容器圧力負荷の解析条件を表 4.6-1 に示す。

格納容器雰囲気直接加熱に寄与するデブリ割合は、不確かさ幅が大きい。しかし、BWR-5 Mark II 型格納容器を対象にした解析例<sup>(46)</sup>では、デブリ粒子のサイズに依存するもののデブリ割合が 0.1 を越えると、ドライウエル雰囲気中の水蒸気が枯渇して金属水反応による発熱が微弱になり、格納容器の圧力が変化しなくなる。そのため、デブリ粒子のサイズの余裕を見込んで、格納容器雰囲気直接加熱に寄与するデブリ割合を 1%~100%を 3 $\sigma$  の範囲とする正規分布にする。さらに、デブリ粒子半径については中央値 0.5cm、幾何標準偏差 2 の対数正規分布にする。

次に、格納容器圧力負荷と格納容器破損確率との対応については、設計圧力以下のときの破

損確率を  $10^{-4}$ 、設計圧力の 3 倍以上のときの破損確率を 1.0 とし、その間の圧力に対する破損確率は対数線形内挿とする。

過年度に実施した MELCOR 解析結果<sup>(3)</sup>から、電源喪失 (TB:長期) 及び高圧注水・減圧失敗 (TQUX) を対象とした場合の格納容器雰囲気直接加熱時の格納容器圧力負荷の確率分布を図 4.9-1 に、格納容器破損確率の分布を図 4.9-2 及び表 4.6-2 に示す。電源喪失 (TB:長期) での格納容器の圧力負荷の平均は 0.84MPa、5%値 0.74MPa、50%値 0.82MPa、95%値 0.97MPa であり、格納容器破損確率は、平均値  $1.2 \times 10^{-2}$ 、5%値  $2.4 \times 10^{-3}$ 、50%値  $6.2 \times 10^{-3}$ 、95%値  $3.6 \times 10^{-2}$  である。高圧注水・減圧失敗 (TQUX) での格納容器の圧力負荷の平均は 0.67MPa、5%値 0.59MPa、50%値 0.66MPa、95%値 0.77MPa であり、格納容器破損確率は、平均値  $1.2 \times 10^{-3}$ 、5%値  $3.7 \times 10^{-4}$ 、50%値  $8.3 \times 10^{-4}$ 、95%値  $3.3 \times 10^{-3}$  である。

#### (4) ドライウェルシェルメルトスル

ドライウェルシェルメルトスルの分岐確率について、①ペDESTAL内に水がない場合、RPV 破損後に RPV から放出された溶融物がドライウェル床に広がり、ドライウェルシェルに直接接触し、格納容器が破損する可能性は高いと考えられるため、分岐確率 0.5 とする。②ペDESTAL内に注水された場合には、ドライウェルシェルメルトスルが防止できる可能性が高いと考えられるため、分岐確率 0.01 とする。

#### 4.2.2 その他の分岐確率

地震動に影響を受けるヘディングの分岐確率としては、①原子炉減圧系(ADS)、②低圧 ECCS 系、③残留熱除去系 (RHR 系スプレイモード) の機能の有効性に係る分岐確率があり、本作業では、レベル 1PSA の非信頼度解析結果を用いた。

#### 4.3 格納容器イベントツリの不確実さ解析

格納容器イベントツリに、4.2.1 項で求めた各プラント損傷状態の頻度分布を初期入力条件とし、各ヘディングには、4.2.2 項で求めた分岐確率分布を使用して、不確実さ伝ば解析を実施し、格納容器破損確率の不確実さ分布を算出した。分岐確率一覧表を表 4.7 に示す。

各プラント損傷状態の格納容器イベントツリに、PROP/SPOP コードを適用して、150~200gal ごとに地震動のレベル 2PSA 不確実さ伝ば解析を計 500 回実施して、格納容器破損モード及び放出カテゴリごとの格納容器破損頻度の不確実さ分布を計算した。

但し、耐震性を考慮していないアクシデントマネジメント(AM)策には期待しないものと仮定し

た。

#### (1) 格納容器破損頻度

プラント損傷状態（PDS）別の格納容器破損頻度の相対値分布を図4.10に示す。また、PDS別の格納容器破損頻度の幅及び確率分布並びに、これらを合計した頻度の相対値の分布を図4.11に示す。図中の記号“—”は5%値と95%値、記号“▲”は50%値（中央値）、記号“×”は平均値を表している。

格納容器破損のPDS別頻度の平均値のパイチャートを図4.14に示す。

格納容器破損の条件付確率は、アクシデントマネジメントを地震時には使用できないとの想定から、約 1.0 である。不確実さ解析の格納容器破損頻度(CFF)の平均値は、点推定値の 0.9 倍である。格納容器破損頻度の合計値の 95%値と 5%値は、格納容器破損頻度の不確実さ分布の平均値に対して約 3.5 及び約 0.050 であるため、炉心損傷頻度のエラーファクタは約 8 となり、約 2 桁弱の不確実さ幅を有している。炉心損傷頻度も約 2 桁弱の不確実さ幅であり、レベル 2PSA では不確実さ幅が拡大しなかった。この原因は、アクシデントマネジメントを地震時には使用できないと仮定したためである。

#### (2) 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の相対値分布を図 4.12 に示す。また、格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の幅及び確率分布並びに、これらを合計した頻度の相対値の分布を図 4.13 に示す。

格納容器破損モード別頻度の平均値のパイチャートを図 4.15 に示し、参考のため、点推定評価の格納容器破損モード別頻度を図 4.16 に示す。両者を比較すると、早期破損割合が約 57%→約 50%に低下し、若干、緩和した結果となった。

但し、格納容器破損モード「 $\theta$ -TC 等」には、 $\theta$ -TC、 $\theta$ -S2C、 $\theta$ -AC が含まれ、更に、TC に係る破損モード  $\alpha$ -TC、 $\sigma$ -TC、 $\phi$ -TC、 $\theta$ -TC を含めている。つまり、TC に係る破損モードのうち、発生頻度が最も高い  $\theta$ -TC で代表させており、 $\theta$ -TC 等は、これらを全て含んだものとしてまとめた。

#### (3) 放出カテゴリの発生頻度

主な放出カテゴリ別の格納容器破損頻度の分布及び寄与割合を図4.17及び図4.18に示す。平均値により不確実さ解析結果を以下にまとめる。

### 4.4. 格納容器イベントツリ定量化に関する不確実さ解析のまとめ

本検討では、BWR-4Mark I プラントを対象にして、地震時のレベル 1 PSA の不確実さを考慮



し、シビアアクシデント現象の不確実さを評価するために ROAAM 法を用いてレベル 2 PSA の格納容器破損頻度の不確実さ解析を実施した。以下に主な成果をまとめる。

#### (1) プラント損傷状態 (PDS) の発生頻度不確実さ解析

レベル 1 PSA から得られた炉心損傷事故シーケンスを 17 種類の PDS ごとに分類し、PDS ごととのミニマルカットセットを作成した。これら各 PDS に対応するミニマルカットセットを利用して、フォールトツリー・イベントツリー解析用汎用コード NUPRA を用いて、PDS ごとに 3,000 回サンプリング計算を行い、不確実さ頻度分布を算出した。炉心損傷頻度は、エラーファクタで約 7 が得られ、約 2 桁弱の不確実さ幅を有することが分かった。PDS 別の発生頻度の平均値では、電源喪失(TB)の寄与割合が最大となり、次に原子炉未臨界確保失敗が大きい結果が得られた（それぞれ全炉心損傷頻度に対して約 28%、約 21%を占める）。

また、不確実さ解析の炉心損傷頻度(CDF)の平均値は、点推定解析と比較すると、約 0.9 倍となり、若干、楽側の結果となった。

#### (2) 格納容器破損頻度の不確実さ解析

圧力容器内水蒸気爆発、原子炉圧力容器破損時の高圧溶融物放出、格納容器雰囲気直接過熱に関するヘディングの分岐確率に対して ROAAM 手法 (Risk Oriented Accident Analysis Methodology) を用いて不確実さ確率分布を解析した。これらのシビアアクシデント現象に係るヘディングの不確実さ確率分布を格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率分布の入力データに用いて、不確実さ解析を実施して、格納容器破損頻度及び放出カテゴリの不確実さ分布を算出した。地震時にはアクシデントマネジメントに期待できないとの仮定から格納容器破損条件付確率は、約 1.0 となった。

また、格納容器破損頻度のエラーファクタは約 8 となり、約 2 桁弱の不確実さ幅を有することが分かった。格納容器破損頻度のうち原子炉未臨界確保失敗 (TC) などにより生じる炉心損傷前の早期格納容器破損後に炉心損傷に至る放出カテゴリ  $\theta$  モード ( $\theta$ -TC、 $\theta$ -S2C などの和) が最も大きく、全体の約 34%を占めた。その次に発生頻度が大きいのは、電源喪失 (TB)、高圧注水・低圧注水失敗 (TQUV) 後に格納容器過圧または過温破損に至る放出カテゴリ  $\delta$  モードが、全体の約 27%を占めた。

点推定解析と比較すると、早期破損割合が約 57%→約 50%に低下し、若干、楽側の結果が得られた。

表 4.1 地震動に対する各プラント損傷状態の発生頻度（相対値）

プラント 損傷状態	データ 区分	炉心損傷累積頻度						
		300gal	450gal	600gal	750gal	900gal	1100gal	1300gal
TQUV	平均	3.4E-03	1.3E-02	2.0E-02	3.6E-02	6.2E-02	9.1E-02	9.4E-02
	点推定値	3.6E-03	1.5E-02	2.5E-02	5.2E-02	9.2E-02	1.3E-01	1.3E-01
	EF	3.1	3.5	4.0	4.9	5.8	6.1	6.1
S2QUV	平均	6.9E-07	1.0E-05	5.2E-05	5.5E-04	2.6E-03	1.3E-02	1.7E-02
	点推定値	9.2E-07	1.4E-05	1.1E-04	1.3E-03	6.3E-03	2.3E-02	2.9E-02
	EF	2.8	7.5	13.1	22.2	25.3	10.7	7.9
TQUX	平均	1.6E-04	1.0E-03	2.9E-03	4.9E-03	6.1E-03	6.6E-03	6.6E-03
	点推定値	1.5E-04	1.4E-03	3.2E-03	5.0E-03	6.2E-03	7.0E-03	7.0E-03
	EF	9.7	13.0	15.5	13.4	10.1	8.3	8.1
TB	平均	3.3E-03	2.7E-02	5.9E-02	9.9E-02	1.5E-01	2.0E-01	2.1E-01
	点推定値	2.0E-03	2.6E-02	6.6E-02	1.2E-01	1.7E-01	2.2E-01	2.4E-01
	EF	14.3	7.1	6.7	7.1	7.7	8.8	9.1
S2B	平均	1.2E-06	5.3E-05	4.1E-04	2.2E-03	8.1E-03	2.8E-02	4.1E-02
	点推定値	5.2E-07	3.9E-05	4.1E-04	2.6E-03	1.0E-02	3.5E-02	5.1E-02
	EF	0.2	0.2	1.3	4.4	9.3	13.3	15.2
TW	平均	3.8E-03	1.8E-02	2.5E-02	3.0E-02	3.3E-02	3.6E-02	3.6E-02
	点推定値	4.6E-03	2.1E-02	3.0E-02	3.6E-02	4.1E-02	4.5E-02	4.5E-02
	EF	3.6	4.1	4.3	4.2	4.0	3.9	3.9
S2W	平均	4.1E-05	6.9E-05	1.5E-04	3.2E-04	7.2E-04	1.7E-03	1.8E-03
	点推定値	1.2E-06	2.2E-05	9.5E-05	3.1E-04	8.6E-04	2.3E-03	2.3E-03
	EF	1.0	1.7	2.7	3.3	3.6	4.9	4.4
TC	平均	2.0E-03	6.4E-03	1.2E-02	3.9E-02	9.2E-02	1.4E-01	1.5E-01
	点推定値	1.8E-03	9.3E-03	3.5E-02	1.1E-01	2.2E-01	3.0E-01	3.1E-01
	EF	16.5	13.3	5.3	5.5	8.3	9.9	9.5
S2C	平均	1.1E-06	1.6E-05	4.6E-04	4.6E-03	2.0E-02	4.8E-02	6.8E-02
	点推定値	4.7E-07	2.3E-05	3.8E-04	3.6E-03	1.5E-02	4.3E-02	6.4E-02
	EF	9.1	19.9	55.3	113.1	90.5	61.3	33.2
AE	平均	4.7E-06	7.2E-05	3.4E-04	1.9E-03	8.4E-03	3.1E-02	4.6E-02
	点推定値	3.3E-06	7.9E-05	4.8E-04	3.2E-03	1.3E-02	4.3E-02	6.3E-02
	EF	2.6	2.8	3.1	4.3	5.9	7.0	7.1
AC	平均	3.3E-08	2.0E-06	3.9E-05	2.0E-03	9.9E-03	2.2E-02	3.3E-02
	点推定値	2.8E-07	1.5E-05	2.4E-04	2.6E-03	1.1E-02	3.1E-02	5.1E-02
	EF	2.9	9.0	4.1	19.2	42.0	26.1	14.9
AW	平均	5.3E-07	1.0E-05	4.6E-05	2.0E-04	7.0E-04	1.7E-03	1.7E-03
	点推定値	1.6E-07	6.5E-06	3.9E-05	1.7E-04	5.7E-04	1.6E-03	1.6E-03
	EF	1.8	2.4	3.9	5.8	8.1	10.4	10.0
V	平均	1.5E-10	7.0E-08	9.0E-07	9.2E-06	8.5E-05	2.0E-03	5.0E-03
	点推定値	6.9E-11	2.3E-08	5.6E-07	6.9E-06	4.4E-05	1.2E-03	3.8E-03
	EF	1.0	2.5	3.7	6.5	9.5	5.6	8.2
VC	平均	4.6E-14	8.3E-11	5.4E-09	1.5E-06	4.7E-05	1.8E-03	6.5E-03
	点推定値	4.9E-14	9.1E-11	1.7E-08	1.1E-06	1.6E-05	7.1E-04	3.4E-03
	EF	1.0	1.2	1.4	13.2	115.1	134.7	52.1
RVR	平均	2.2E-11	1.2E-07	5.9E-06	1.6E-04	1.2E-03	6.8E-03	1.4E-02
	点推定値	1.4E-08	2.9E-06	4.0E-05	3.7E-04	1.8E-03	8.6E-03	1.6E-02
	EF	—	—	—	—	7.4E+05	796.3	273.9
PCVR	平均	3.3E-09	3.0E-06	2.6E-04	2.2E-03	5.7E-03	1.2E-02	2.0E-02
	点推定値	9.7E-08	2.0E-05	5.1E-04	2.9E-03	6.9E-03	1.4E-02	2.2E-02
	EF	—	—	4.9E+05	1.5E+05	1.9E+05	1.4E+04	2.2E+03
RBR	平均	0.0E+00	9.8E-13	6.7E-06	1.0E-03	4.3E-03	1.0E-02	1.7E-02
	点推定値	0.0E+00	4.4E-11	8.8E-06	1.0E-03	4.5E-03	1.1E-02	1.8E-02
	EF	—	—	343.1	62.5	46.6	37.0	30.9
全炉心損 傷頻度	平均	1.4E-02	8.0E-02	1.6E-01	3.2E-01	5.7E-01	8.6E-01	1.0E+00
	点推定値	1.2E-02	8.1E-02	1.7E-01	3.4E-01	6.0E-01	9.2E-01	1.1E+00
	EF	3.7	5.5	7.9	9.9	9.8	8.0	7.2
	5%	1.3E-03	4.5E-03	6.1E-03	9.2E-03	1.8E-02	4.5E-02	6.6E-02
	50%	5.8E-03	3.2E-02	6.3E-02	1.3E-01	2.4E-01	4.0E-01	4.9E-01
95%	1.8E-02	1.3E-01	3.7E-01	9.1E-01	1.8E+00	2.9E+00	3.4E+00	

表 4.2 格納容器イベントツリーのヘディング (BWR-4 Mark I 型)

主要な事故進展段階	ヘディング	ヘディングの内容
(a) 炉心損傷以前	①PCV 隔離及び地震時格納容器損傷 (CI)	格納容器からの大規模な漏えいが発生するかどうかを決める。漏えいが発生したシナリオでは、格納容器過圧は起らない。地震 PSA では、地震による格納容器直接破損が生じるかどうかを決める。
	②注水流量調整 (WTR)	原子炉未臨界確保失敗のシナリオで、高圧 ECCS の注水流量を調整し、炉心出力を低下させ、RHR による PCV からの除熱を行い、PCV 破損を防止できるかどうかを決める。
	③ 炉心損傷前 PCV ベント (VNT0)	炉心損傷開始までに PCV ベントに成功し、PCV 破損を防止できるかどうかを決める。
	④ECCS 継続運転 (ECCS)	高圧 ECCS 又は低圧 ECCS が PCV 破損後も継続運転し、炉心水位の確保が可能かどうかを決める。この分岐に成功したシナリオでは、炉心損傷が発生しない。
(b) 炉心損傷から原子炉圧力容器破損まで	①RPV 内水蒸気爆発 (INST)	RPV 内で PCV 破損を引き起こすような水蒸気爆発が発生するかどうかを決める。
	②電源復旧 (EP1)	電源喪失のシナリオで、RPV 破損を防止できる時間以内に、外部電源又は DG が復旧に成功するかどうかを決める。
	③高圧 ECCS 作動 (HECC)	高圧 ECCS が自動起動し、炉心水位の確保が可能かどうかを決める。この分岐に成功したシナリオでは、格納容器破損を防止できる可能性が高い。
	④原子炉減圧 (RD)	自動減圧系(ADS:Automatic Depressurization System)の自動起動、又は手動操作により原子炉減圧に成功するかどうかを決める。この分岐に成功したシナリオでは、低圧 ECCS の作動が可能となる。
	⑤低圧 ECCS 作動 (LECC)	ADS の作動に成功した場合、低圧 ECCS が自動起動し、炉心水位の確保が可能かどうかを決める。この分岐に成功したシナリオでは、格納容器破損を防止できる可能性が高い。
	⑥代替注水 (AI1)	原子炉減圧に成功しているシナリオで、代替注水系の利用により、炉心水位の確保が可能かどうかを決める。
	⑦代替除熱 (AHR1)	低圧 ECCS (LECC) 又は代替注水 (AI1) 成功のシナリオにおいて、D/W クーラー及び CUW による代替除熱操作に成功するかどうかを決める。
	⑧PCV 除熱 (RHR1)	低圧 ECCS (LECC) 又は代替注水 (AI1) 成功のシナリオにおいて、崩壊熱除去系(RHR:Residual Heat Removal System、PCV スプレイモード)による PCV からの除熱に成功し、PCV 過圧破損を防止できるかどうかを決める。この分岐では、炉心損傷後における RHR の利用可能性を決める。この分岐に成功したシナリオでは、格納容器破損を防止できると考えられる。
	⑨早期 PCV ベント (VNT1)	PCV 除熱 (RHR1) 失敗のシナリオにおいて、格納容器ベントに成功し PCV 過圧破損を防止できるかどうかを決める。
(c) 原子炉圧力容器破損からデブリ・コンクリート反応開始まで	①RPV 破損時 PCV 過圧破損 (EOPF)	RPV 破損時に RPV から放出される蒸気及び非凝縮性ガスによる圧力スパイクで PCV が過圧破損するかどうかを決める。
	②格納容器直接加熱 (DCH)	RPV 破損時に飛散するデブリにより PCV 破損を引き起こすような格納容器直接加熱 (DCH:Direct Containment Heating)が起こるかどうかを決める。
	③ペダスタル注水(PDI)	ドライウェルシェルメルトスルーによる格納容器破損を防止するために、RPV 破損時までに代替注水系の利用によりペダスタル内への注水が可能かどうかを決める。
	④ドライウェルシェルメルトスルー (DSM)	ドライウェルシェルメルトスルーによる格納容器破損が起るかどうかを決める。
	⑤水素燃焼 (H2)	RPV 破損まであるいは RPV 破損時に PCV 内で PCV 破損を引き起こすような水素燃焼が発生するかどうかを決める。
(d) デブリ・コンクリート反応開始後	①電源復旧 (EP2)	電源喪失のシナリオで、PCV 破損を防止できる時間以内に、外部電源又は DG が復旧に成功するかどうかを決める。
	②PCV 内デブリ注水 (DBI)	RPV 破損後、PCV 内のデブリ冷却のための注水が行われるかどうかを決める。すなわち、RPV 破損後 ECCS が復旧し、RPV へ注水された冷却水が RPV の破損口を経由して、PCV 内のデブリへ注水されるかどうかを決める。電源喪失のシナリオでは、電源の復旧が重要な要因となる。
	③代替注水 (AI2)	代替注水系の利用による PCV 内デブリ注水が可能かどうかを決める。
	④PCV 内デブリ冷却 (DBC)	PCV 内デブリへの注水に成功するシナリオにおいて、注水の結果デブリの状態が冷却されるものであるかどうかを決めるためのものであり、デブリ・コンクリート反応が抑制され、かつデブリが極度に高温化されない状態を冷却性の判断とする。
	⑤代替除熱 (AHR2)	デブリ冷却 (DBC) 成功のシナリオにおいて、D/W クーラーによる代替除熱操作に成功するかどうかを決める。
	⑥PCV 除熱 (RHR2)	デブリ冷却 (DBC) 成功のシナリオにおいて、RHR (PCV スプレイモード) による PCV からの除熱に成功し、PCV 過圧破損を防止できるかどうかを決める。この分岐では炉心損傷後における RHR の利用可能性を決める。この分岐に成功したシナリオでは、格納容器破損を防止できると考えられる。
	⑦後期 PCV ベント (VNT2)	PCV 除熱 (RHR2) 失敗のシナリオにおいて、格納容器ベントに成功し PCV 過圧破損を防止できるかどうかを決める。
(e) その他	①PCV 破損位置 (BL)	PCV が破損するようなシナリオにおいて、破損位置がドライウェルカウエットウェルかを決める。
	②原子炉建屋の健全性 (RB)	PCV が破損するようなシナリオにおいて、原子炉建屋の健全性が維持できるかどうかを決める。

表 4.3 BWR-4 Mark I 型原子炉施設の格納容器破損モードの特徴

事故 フェイズ	破損 モード	特 徴
フェイズ i	$\beta$	格納容器の隔離に失敗し、早期に大量の漏えいが生じるもの（但し、本検討では $\lambda$ と統合して評価）
	$\theta$	炉心が損傷する前に、水蒸気蓄積で格納容器が準静的に過圧破損するもの
	$\nu$	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
	$\nu$	炉心損傷前の格納容器ベント
フェイズ ii	$\alpha$	原子炉圧力容器内の水蒸気爆発により、原子炉圧力容器頂部がミサイルとなり格納容器が破損するもの
	$\delta^+$	炉心損傷後、原子炉圧力容器への注水に成功するが、崩壊熱加熱により発生する蒸気によって格納容器が過圧破損するもの
	$\nu$ -e	炉心損傷後の早期の格納容器ベント
	$\phi$ -e	漏えい、原子炉冷却系内で炉心損傷進展が終息するもの
フェイズ iii	$\gamma$	格納容器内水素燃焼により格納容器が破損するもの
	$\mu$	原子炉圧力容器破損時の圧力スパイクにより格納容器が過圧破損するもの
	$\phi$	ドライウェルシェルメルトスルによりドライウェルが破損するもの
	$\sigma$	原子炉圧力容器破損時に融体が高速で噴出し、格納容器雰囲気を直接加熱し、格納容器が破損するもの
フェイズ iv	$\delta$	炉心損傷後、格納容器内のデブリ注水及びデブリ冷却に成功するが、崩壊熱加熱により発生する蒸気によって格納容器が過圧破損するもの
	$\delta'$	炉心損傷後、格納容器内のデブリ注水に失敗し、崩壊熱加熱が原因となって格納容器が過温又は過圧破損するもの
	$\delta''$	炉心損傷後、格納容器内のデブリ注水に成功するがデブリ冷却には失敗し、崩壊熱により格納容器が過圧破損するもの
	$\nu$ -l	炉心損傷後の後期の格納容器ベント
	$\phi$ -l	漏えい、格納容器系内で炉心損傷進展が終息するもの
その他	$\chi$	地震により原子炉建屋が破損するもの
	$\lambda$	地震により格納容器が破損するもの（但し、本検討では $\beta$ と統合して評価）

フェイズ i : 炉心損傷以前

フェイズ ii : 炉心損傷から原子炉圧力容器破損まで

フェイズ iii : 原子炉圧力容器破損からデブリ・コンクリート反応開始まで

フェイズ iv : デブリ・コンクリート反応開始後

（注）原子炉圧力容器外の水蒸気爆発（ $\kappa$ ）は発生頻度が小さく、本検討では除外した。

表 4.4 放出カテゴリの分類 (BWR4 Mark I 型原子炉施設)

格納容器 破損モード (注 1)	TQUV	S <sub>2</sub> QUV	TQUX	TB	S <sub>2</sub> B	TW	S <sub>2</sub> W	TC	S <sub>2</sub> C	AE	AC	AW	VB	VC	RVR	他
In-Vessel での 水蒸気爆発( $\alpha$ )	TQUV- $\alpha$	S <sub>2</sub> QUV- $\alpha$	TQUX- $\alpha$	TB- $\alpha$	S <sub>2</sub> B- $\alpha$	TW- $\alpha$	S <sub>2</sub> W- $\alpha$	TC- $\alpha$	S <sub>2</sub> C- $\alpha$	AE- $\alpha$	AC- $\alpha$	AW- $\alpha$	VB- $\alpha$	VC- $\alpha$	RVR- $\alpha$	
原子炉圧力容器破損時の 高压溶融物放出( $\mu$ -TQUX)	TQUV- $\mu$	S <sub>2</sub> QUV- $\mu$	TQUX- $\mu$	—	—	—	—	—	—	AE- $\mu$	—	—	—	—	RVR- $\mu$	
原子炉圧力容器破損時の 高压溶融物放出( $\mu$ -TB)				TB- $\mu$	S <sub>2</sub> B- $\mu$	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
格納容器雰囲気直接加熱( $\sigma$ )	TQUV- $\sigma$	S <sub>2</sub> QUV- $\sigma$	TQUX- $\sigma$	TB- $\sigma$	S <sub>2</sub> B- $\sigma$	TW- $\sigma$	S <sub>2</sub> W- $\sigma$	TC- $\sigma$	S <sub>2</sub> C- $\sigma$	AE- $\sigma$	AC- $\sigma$	AW- $\sigma$	VB- $\sigma$	VC- $\sigma$	RVR- $\sigma$	
水蒸気・非凝縮性ガスによる 過圧( $\delta$ )	TQUV- $\delta$	S <sub>2</sub> QUV- $\delta$	TQUX- $\delta$	TB- $\delta$	S <sub>2</sub> B- $\delta$	—	—	—	—	AE- $\delta$	—	—	—	—	RVR- $\delta$	
ドライウエルシエル メルトスルー( $\Phi$ -TQUV等)	TQUV- $\phi$	S <sub>2</sub> QUV- $\phi$	TQUX- $\phi$	—	—	—	—	TC- $\phi$	S <sub>2</sub> C- $\phi$	AE- $\phi$	AC- $\phi$	—	VB- $\phi$	VC- $\phi$	RVR- $\phi$	
ドライウエルシエル メルトスルー( $\Phi$ -TB等)	—	—	—	TB- $\phi$	S <sub>2</sub> B- $\phi$	TW- $\phi$	S <sub>2</sub> W- $\phi$	—	—	—	—	AW- $\phi$	—	—	—	
晩期炉心損傷前過圧( $\theta$ -TW等)	—	—	—	—	—	TW- $\theta$	S <sub>2</sub> W- $\theta$	—	—	—	—	AW- $\theta$	—	—	—	
早期炉心損傷前過圧 ( $\theta$ -TC等) (注 1)	—	—	—	—	—	—	—	TC- $\theta$	S <sub>2</sub> C- $\theta$	—	AC- $\theta$	—	—	—	—	
格納容器バイパス( $\nu$ )	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	VB- $\nu$	VC- $\nu$	—	
地震により格納容器破損( $\beta$ )																PCVR- $\beta$
地震により原子炉建屋損傷( $\lambda$ )																RBR- $\lambda$
早期格納容器ベント( $\nu$ -e)						—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
後期格納容器ベント( $\nu$ -l)						—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
漏洩、原子炉冷却系内で事故終 息( $\phi$ -e)			TQUX- $\phi$ -e			—	—	TC- $\phi$ -e	S <sub>2</sub> C- $\phi$ -e		AC- $\phi$ -e	—	—	—		
漏洩、格納容器系内で事故終 息( $\phi$ -l)			TQUX- $\phi$ -l			—	—	—	—		—	—	—	—		

(注 1) 格納容器破損モード「 $\theta$ -TC等」には、 $\theta$ -TC、 $\theta$ -S<sub>2</sub>C、 $\theta$ -ACが含まれ、更に、TCに係る破損モード  $\alpha$ -TC、 $\sigma$ -TC、 $\phi$ -TC、 $\theta$ -TCを含めている。つまり、TCに係る破損モードのうち、発生頻度が最も高い  $\theta$ -TC で代表させている。この結果、 $\theta$ -TC等は、これらを全て含んだものとしている。

表 4.5-1 圧力容器内水蒸気爆発に関するパラメータ

電源喪失	デブリ量 (kg)	エネルギー密度 (J/kg)
TB01	7.48E+04	6.95E+05
TB02	3.89E+03	9.05E+05
TB03	1.11E+04	3.73E+05
TB04	5.37E+04	7.55E+05
TB05	8.64E+04	7.32E+05
TB06	4.37E+03	4.61E+05
TB07	8.44E+03	4.76E+05
TB08	1.19E+05	5.77E+05
TB09	5.15E+04	2.95E+05
TB10	2.99E+04	7.26E+05
TB11	3.88E+03	6.53E+05
TB12	2.53E+04	7.86E+05
TB13	3.96E+03	9.86E+05
TB14	1.06E+05	6.34E+05
TB15	1.24E+05	5.53E+05
平均値	4.70E+04	6.40E+05
標準偏差	4.31E+04	1.83E+05

未臨界確 保失敗	デブリ量 (kg)	エネルギー密度 (J/kg)
TC01	6.65E+03	9.94E+05
TC02	1.13E+04	7.09E+05
TC03	6.54E+03	9.90E+05
TC04	3.54E+04	4.30E+05
TC05	1.25E+04	3.68E+05
TC06	3.63E+04	3.86E+05
TC07	7.20E+04	8.57E+05
TC08	6.34E+03	9.15E+05
TC09	6.32E+04	4.60E+05
TC10	7.13E+04	8.55E+05
TC11	1.12E+04	6.32E+05
TC12	1.10E+04	6.80E+05
TC13	8.44E+03	7.63E+05
TC14	5.70E+03	9.97E+05
TC15	4.01E+04	6.03E+05
平均値	2.65E+04	7.09E+05
標準偏差	2.40E+04	2.18E+05

機械エネルギー変換率	0.02 (一定値)
エネルギー減衰	0.1 (一定値)
その他の要因	1.0 (一定値)

表 4.5-2 圧力容器内水蒸気爆発の分岐確率

T B		T C	
累積確率	水蒸気爆発 分岐確率	累積確率	水蒸気爆発 分岐確率
0.00	1.00E-07	0.00	1.00E-07
0.01	1.00E-07	0.01	1.00E-07
0.05	1.00E-07	0.05	1.00E-07
0.10	1.00E-07	0.10	1.00E-07
0.20	1.00E-07	0.20	1.00E-07
0.30	1.00E-07	0.30	1.00E-07
0.40	1.00E-07	0.40	1.00E-07
0.50	1.00E-07	0.50	1.00E-07
0.60	1.00E-07	0.60	1.00E-07
0.70	1.00E-07	0.70	1.00E-07
0.80	2.26E-07	0.80	1.00E-07
0.90	6.48E-06	0.90	1.00E-07
0.95	1.80E-04	0.95	2.11E-07
0.99	2.04E-03	0.99	9.29E-07
1.00	2.07E-03	1.00	9.82E-07
平均値	3.98E-05	平均値	1.19E-07
標準偏差	2.25E-04	標準偏差	1.01E-07

表 4.6-1 原子炉圧力容器破損時の高圧溶融物放出に関するパラメータ

	高圧溶融物放出前 ドライウェル圧力 (MPa)	高圧溶融物放出後 ドライウェル圧力 (MPa)	圧力増加 (MPa)
TB01	0.312	0.984	0.672
TB02	0.308	0.851	0.543
TB03	0.342	0.894	0.553
TB04	0.409	1.245	0.836
TB05	0.326	1.088	0.762
TB06	0.313	0.855	0.542
TB07	0.329	0.922	0.593
TB08	0.334	0.991	0.657
TB09	0.298	1.056	0.758
TB10	0.334	0.955	0.620
TB11	0.300	0.839	0.538
TB12	0.326	0.921	0.596
TB13	0.276	0.791	0.515
TB14	0.338	1.159	0.821
TB15	0.316	1.030	0.714
平均値	0.324	0.972	0.648
標準偏差	0.028	0.122	0.104



表 4.6-2 原子炉压力容器破損時の高圧溶融物放出の分岐確率

T B		T Q U X	
累積確率	高圧放出 分岐確率	累積確率	高圧放出 分岐確率
0.00	1.40E-03	0.00	1.08E-04
0.01	2.04E-03	0.01	1.57E-04
0.05	4.35E-03	0.05	3.35E-04
0.10	6.73E-03	0.10	5.18E-04
0.20	1.27E-02	0.20	9.79E-04
0.30	1.67E-02	0.30	1.29E-03
0.40	2.37E-02	0.40	1.82E-03
0.50	3.27E-02	0.50	2.52E-03
0.60	4.45E-02	0.60	3.43E-03
0.70	6.32E-02	0.70	4.87E-03
0.80	1.02E-01	0.80	7.86E-03
0.90	1.94E-01	0.90	1.49E-02
0.95	2.50E-01	0.95	1.93E-02
0.99	4.13E-01	0.99	3.18E-02
1.00	4.26E-01	1.00	3.29E-02
平均値	6.68E-02	平均値	5.15E-03
標準偏差	8.51E-02	標準偏差	6.56E-03

表 4.7-1 格納容器雰囲気直接加熱時の格納容器圧力負荷の解析パラメータ (BWR-4 MarkI 型)

項目	TB シーケンス	TQUX シーケンス	備考
ドライウエル 初期圧力及び 温度	3.20E+05 Pa 353.0 K	2.92E+05 Pa 348.7 K	MELCOR コードの計算値
初期デブリ温 度	2302.7 K	2016.5 K	MELCOR コードの計算値
ドライウエル 雰囲気初期 組成	H <sub>2</sub> O : 6.36E+03 kg H <sub>2</sub> : 9.37E+01 kg N <sub>2</sub> : 5.90E+03 kg O <sub>2</sub> : 2.81E+02 kg	H <sub>2</sub> O : 6.34E+03 kg H <sub>2</sub> : 1.63E+02 kg N <sub>2</sub> : 6.88E+03 kg O <sub>2</sub> : 3.28E+02 kg	MELCOR コードの計算値 ただし、H <sub>2</sub> O は原子炉圧力容器 内とドライウエル内の合計
デブリ粒子の 初期組成	UO <sub>2</sub> : 5.2E+04 kg Zr : 9.7E+03 kg ZrO <sub>2</sub> : 7.9E+03 kg Fe : 3.4E+03 kg FeO : 9.4E+02 kg 合計 : 7.4E+04 kg	UO <sub>2</sub> : 4.3E+04 kg Zr : 1.3E+04 kg ZrO <sub>2</sub> : 1.1E+04 kg Fe : 3.4E+03 kg FeO : 6.9E+02 kg 合計 : 7.1E+04 kg	MELCOR コードの計算値 原子炉圧力容器破損直前に下部 プレナム内に堆積するデブリ量
デブリ粒子半 径	中央値 0.5cm、 幾何標準偏差 2 の 対数正規分布	同左	—
原子炉圧力容 器初期圧力	7.30E+06 Pa	7.30E+06 Pa	MELCOR コードの計算値
原子炉圧力容 器破損面積	0.01 m <sup>2</sup>	同左	—
デブリ放出流 のオリフィス 係数	0.6	同左	—
デブリ粒子の 放出率	2.1E+03 kg/s	2.1E+03 kg/s	オリフィスモデルによる計算値
デブリ粒子の 浮遊割合	中央値 0.1、 幾何標準偏差 2 の 対数正規分布	同左	—
デブリ粒子の 放出継続時間	35 s	34 s	デブリ全量と放出率から計算さ れる時間

表 4.7-2 格納容器雰囲気直接加熱の分岐確率

T B		T Q U X	
累積確率	DCH 分岐確率	累積確率	DCH 分岐確率
0.00	1.78E-03	0.00	2.92E-04
0.01	1.85E-03	0.01	3.02E-04
0.05	2.35E-03	0.05	3.67E-04
0.10	2.77E-03	0.10	4.24E-04
0.20	3.36E-03	0.20	4.98E-04
0.30	4.02E-03	0.30	5.84E-04
0.40	5.18E-03	0.40	7.15E-04
0.50	6.16E-03	0.50	8.26E-04
0.60	7.65E-03	0.60	9.94E-04
0.70	9.53E-03	0.70	1.19E-03
0.80	1.34E-02	0.80	1.59E-03
0.90	2.24E-02	0.90	2.32E-03
0.95	3.60E-02	0.95	3.32E-03
0.99	1.49E-01	0.99	1.18E-02
1.00	1.94E-01	1.00	1.20E-02
平均値	1.18E-02	平均値	1.25E-03
標準偏差	2.05E-02	標準偏差	1.47E-03

表 4.8 格納容器イベントツリーの各ヘディングの分岐確率一覧 (BWR-4 Mark I 型) (1/2)

格納容器イベントツリーのヘディング	プラント損傷状態ごとの分岐確率 (下方の分岐確率)		備 考	
	対象シーケンス	分岐確率		
(a) 炉心損傷以前	①PCV隔離 (C1)	全シーケンス	0.0	格納容器内に窒素ガスが充填されているので漏洩は容易に分かるため、PCV隔離失敗は発生しないと仮定
	②注水流量調整 (WTR)	TC、S <sub>2</sub> C、AC	1.0 <sup>(M1)</sup>	AM策としての注水流量調整失敗確率
	③PCVベント (VNT0)	TW、S <sub>2</sub> W、TC、S <sub>2</sub> C、AC	1.0	プラント損傷状態の定義に基づく
	④ECCS継続運転 (ECCS)	TW、S <sub>2</sub> W、TC、S <sub>2</sub> C、AC	1.0	PCV破損後には、ECCSは故障するものと仮定
(b) 炉心損傷から原子炉圧力容器破損まで	①RPV内水蒸気爆発 (INST) *	全シーケンス	1.0E-7 (中央値)	原子炉圧力容器上部ヘッドのミサイルを想定
	②電源復旧 (EP1)	TB	1.0	RPV破損までの余裕時間が短いことから、電源融通のAM策は期待しない
	③高圧ECCS (HECC)	TB	4.8E-2 <sup>(M2)</sup>	レベル1PSA評価に基づく高圧ECCS作動失敗確率
	④原子炉減圧 (RD)	TB	2.8E-3 <sup>(M3)</sup>	レベル1PSA評価に基づくADS自動起動失敗確率
		TQUX	9.6E-1 <sup>(M4)</sup>	
	⑤低圧ECCS (LECC)	TQUX、TB	3.6E-3 <sup>(M5)</sup>	レベル1PSA評価に基づく低圧ECCS作動失敗確率
	⑥代替注水 (AI1)	TQUV、S <sub>2</sub> QUV、TQUX、TB	1.0 <sup>(M1)</sup>	AM策としての代替注水失敗確率 LOCAではRPV代替注水のAM策は期待しない
		S <sub>2</sub> B、AE、RVR	1.0	
	⑦代替除熱 (AHR1)	TQUV、S <sub>2</sub> QUV、TQUX、TB、S <sub>2</sub> B、AE、RVR	1.0 <sup>(M1)</sup>	AM策としての代替除熱失敗確率
⑧PCV除熱 (RHR1)	TQUV、S <sub>2</sub> QUV、AE、RVR、TQUX/TB/S <sub>2</sub> B (LECC失敗)	1.0 <sup>(M1)</sup>	AM策としてのRHR復旧失敗確率 レベル1PSA評価に基づくPCVスプレイ失敗確率	
	TQUX/TB/S <sub>2</sub> B (LECC, HECC成功)	4.4E-3 <sup>(M6)</sup>		
⑨PCVベント (VNT1)	TQUV、S <sub>2</sub> QUV、TQUX、TB、S <sub>2</sub> B、AE、RVR	1.0 <sup>(M1)</sup>	AM策としてのPCVベント失敗確率	
(c) 原子炉圧力容器破損からデブリ/コンクリート反応開始まで	①RPV破損時PCV破損 (EOPF) *	TQUV、AE、RVR、S <sub>2</sub> B、TQUX/TB (低圧)	0.0	MELCOR解析結果によるとRPV破損時にPCVへの圧力負荷が生じないことを考慮し、PCV過圧破損は発生しないと仮定
		TQUX (高圧)	2.5E-3 (中央値)	MELCOR解析結果による格納容器圧力負荷
		TB (高圧)	3.3E-2 (中央値)	MELCOR解析結果による格納容器圧力負荷
	②格納容器直接加熱 (DCH) *	低圧シーケンス	0.0	RPV破損時にRPVが低圧の時はDCHは発生しないと仮定
		TQUX (高圧)、TC	8.3E-4 (中央値)	DCH時における格納容器圧力負荷
TB (高圧)		6.2E-3 (中央値)	DCH時における格納容器圧力負荷	
③ベデスタル注水 (PDI)	TQUV、TQUX、TB、S <sub>2</sub> B、AE、RVR	1.0 <sup>(M1)</sup>	AM策としてのベデスタル注水失敗確率	
④シェルメルトスルー (DSM)	ベデスタル注水成功	0.01	発生し難い現象	
	ベデスタル注水失敗	0.5	発生する可能性の高い現象	
⑤PCV内水素燃焼 (H2)	全シーケンス	0.0	格納容器内に窒素ガスが充填されていることを考慮しPCV内水素燃焼は発生しないと仮定	

表 4.8 格納容器イベントツリーの各ヘディングの分岐確率一覧 (BWR-4 Mark I 型) (2/2)

格納容器イベントツリーのヘディング		プラント損傷状態ごとの分岐確率 (下方の分岐確率)		備 考
		対象シーケンス	分岐確率	
(d) デブリ/コンクリート反応開始後	①電源復旧 (EP2)	T B	1. 0 <sup>(M1)</sup>	AM策としての電源復旧失敗確率
	②PCV内デブリ注水 (DBI)	T Q U V、S <sub>2</sub> Q U V、 A E、R V R、 T Q U X / T B / S <sub>2</sub> B (R D成功)	1. 0	低圧E C C S復旧失敗確率
		T Q U X / T B / S <sub>2</sub> B (R D失敗) T B / S <sub>2</sub> B (E P 2 成 功)	3.6E-3 <sup>(M5)</sup>	レベルI P S A評価に基づく低圧E C C S作動 失敗確率
	③代替注水 (AI2)	T Q U V、S <sub>2</sub> Q U V、 T Q U X、T B、S <sub>2</sub> B、 A E、R V R	1. 0 <sup>(M1)</sup>	AM策としての代替注水失敗確率
	④PCV内デブリ冷却 (DBC) *	全シーケンス	0. 5 (中央値)	同程度に生じ得ると判断される現象 下限値 0.0 から上限値 1.0 の一様分布
	⑤代替除熱 (AHR2)	T Q U V、S <sub>2</sub> Q U V、 T Q U X、T B、S <sub>2</sub> B、 A E、R V R	1. 0 <sup>(M1)</sup>	AM策としての代替除熱失敗確率
	⑥PCV除熱 (RHR2)	T Q U V、S <sub>2</sub> Q U V、 A E、R V R、 T Q U X / T B / S <sub>2</sub> B (D B I 失敗)	1. 0 <sup>(M1)</sup>	AM策としてのRHR復旧失敗確率
T Q U X / T B / S <sub>2</sub> B (D B I 成功)		4.4E-3 <sup>(M6)</sup>	レベルI P S A評価に基づくPCVスプレイ失 敗確率	
⑦PCVベント (VNT2)	T Q U V、S <sub>2</sub> Q U V、 T Q U X、T B、S <sub>2</sub> B、 A E、R V R	1. 0 <sup>(M1)</sup>	AM策としてのPCVベント失敗確率	
(e) その他	①PCV破損位置 (BL)	全シーケンス	0. 5	ドライウエルまたはウェットウエル破損の発生 確率は等しいと仮定。但し、I N S T、D S M失 敗時はドライウエル破損とする。
	②原子炉建屋の健全性 (RB)	全シーケンス	0. 5	原子炉建屋の健全性が維持される確率と維持さ れない確率は等しいと仮定。

\*確率分布を有するヘディング

(M1) 地震時にはAM策を期待しない。

(M2) 4.8E-2(300Gal), 2.0E-1(450Gal), 5.3E-1(600Gal), 8.0E-1(750Gal), 9.3E-1(900Gal), 9.9E-1(1100Gal), 1.0(1300Gal)

(M3) 2.8E-3(300Gal), 2.8E-3(450Gal), 2.8E-3(600Gal), 3.1E-3(750Gal), 3.8E-3(900Gal), 1.2E-2(1100Gal), 3.7E-2(1300Gal)

(M4) 9.6E-1(300Gal), 9.6E-1(450Gal), 9.6E-1(600Gal), 1.0(750Gal), 1.0(900Gal), 1.0(1100Gal), 1.0(1300Gal) (ADS/DEPの値)

(M5) 3.6E-3(300Gal), 5.7E-3(450Gal), 1.2E-2(600Gal), 5.4E-2(750Gal), 1.7E-1(900Gal), 6.5E-1(1100Gal), 9.9E-1(1300Gal)

(M6) 4.4E-3(300Gal), 6.5E-3(450Gal), 1.3E-2(600Gal), 5.6E-2(750Gal), 1.8E-1(900Gal), 6.9E-1(1100Gal), 1.0(1300Gal)

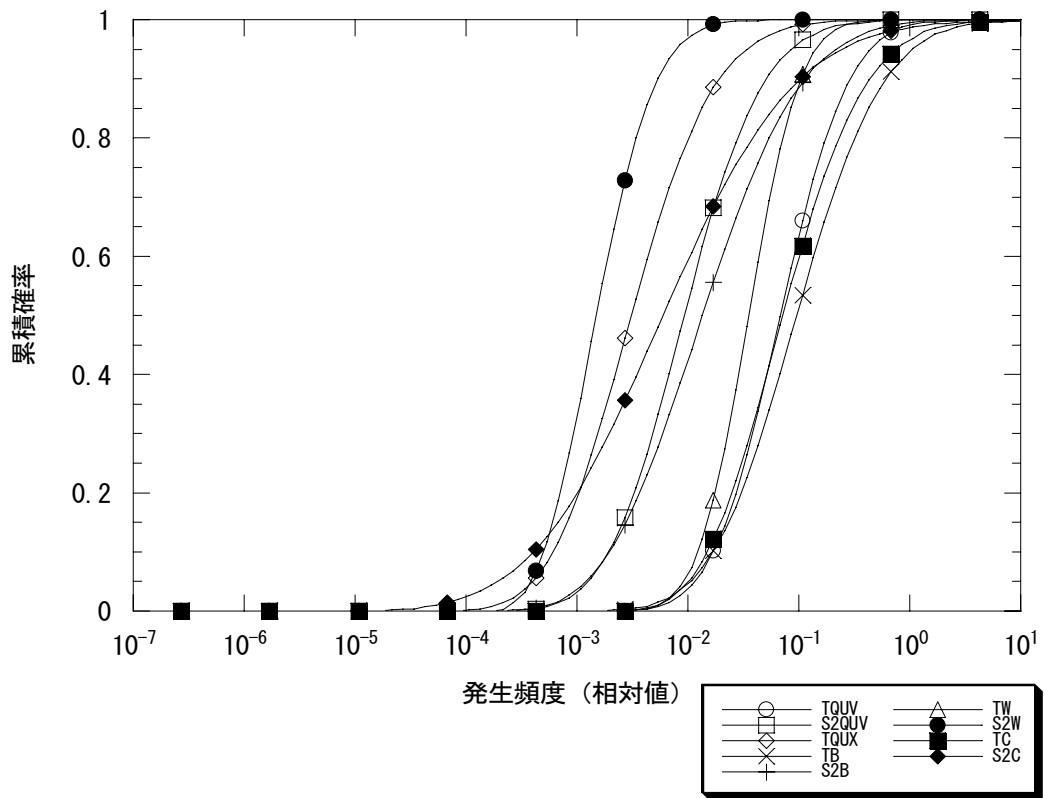


図 4.1 (1/2) プラント損傷状態別発生頻度 (BWR-4 Mark I 型)

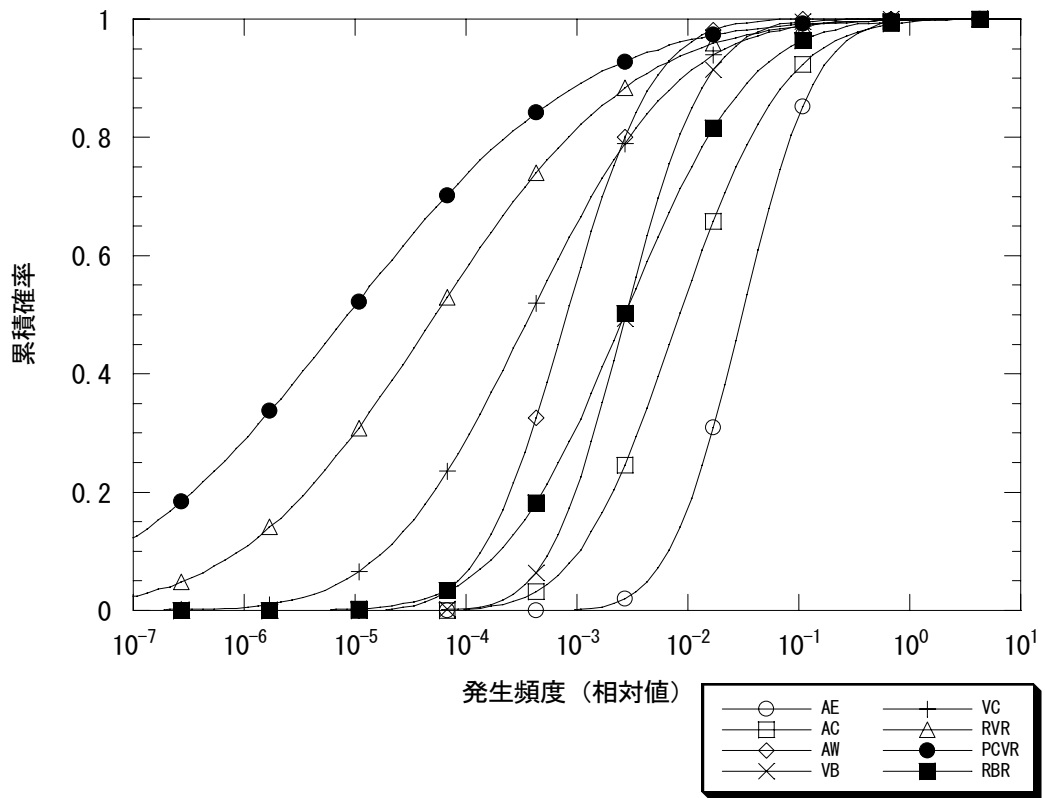


図 4.1 (2/2) プラント損傷状態別発生頻度 (BWR-4 Mark I 型)

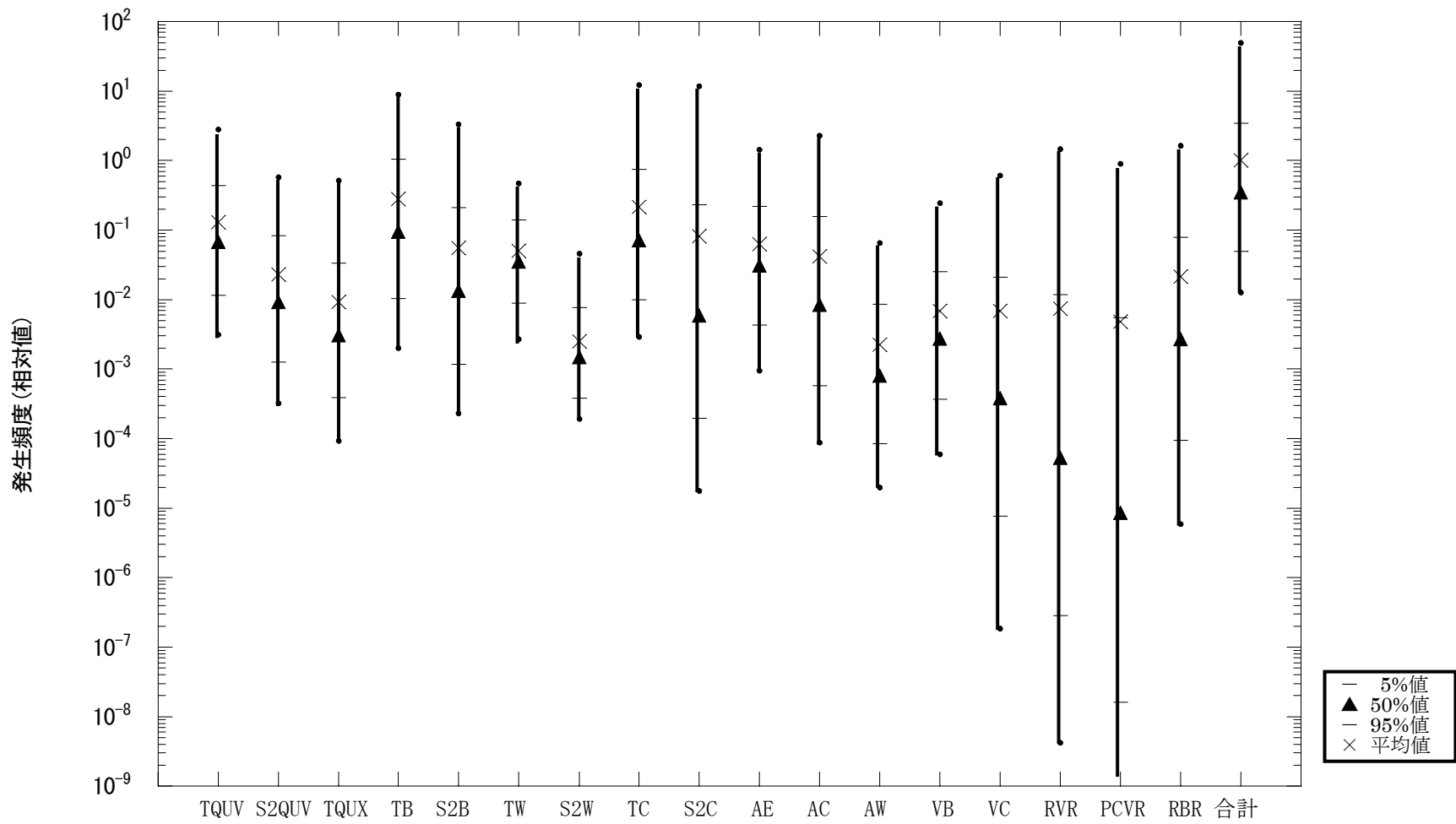


図 4.2 各プラント損傷状態の発生頻度(BWR-4 Mark I 型)

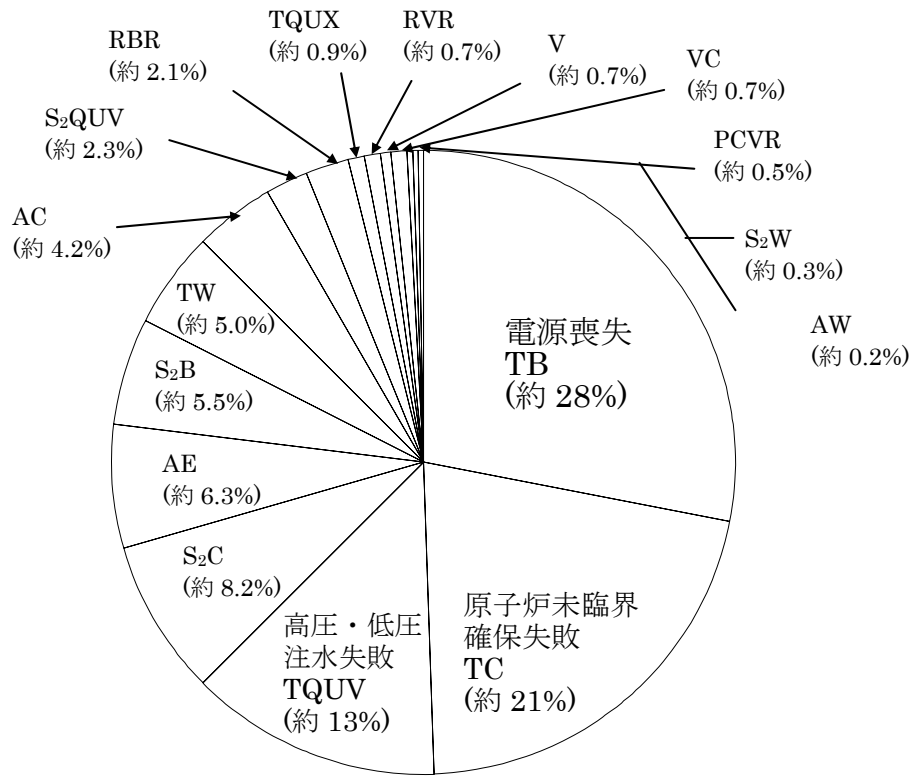


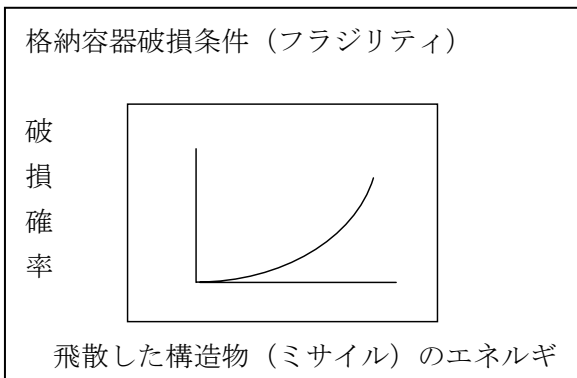
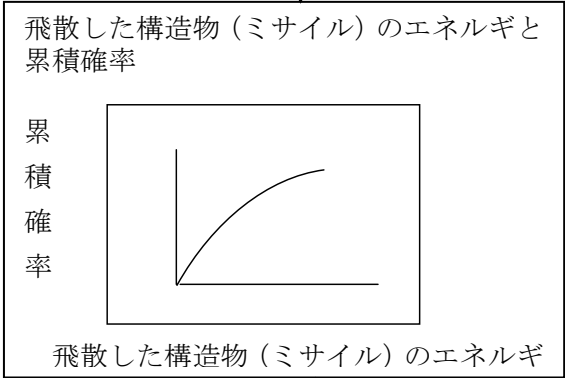
図 4.3 PDS 別炉心損傷頻度割合 (BWR-4 Mark I 型)



○水蒸気爆発により飛散した構造物（ミサイル）のエネルギー評価

- ・格納容器が先行破損とならない事故及びインターフェイス LOCA を除く事故シーケンスを対象に評価
- ・主なパラメータは、デブリの熱エネルギーに関連する「下部プレナムに落下するデブリ量」及び「その熱エネルギー密度」である。
- ・その他の条件
  - ・熱エネルギーを機械エネルギーに変換する機械エネルギー変換率
  - ・原子炉压力容器内の構造物によるエネルギー減衰
  - ・原子炉压力容器上部破片の飛散中のエネルギー減衰は無視する。
- ・原子炉压力容器上部が飛散するエネルギーから格納容器に衝突するミサイルのエネルギーを計算

(ミサイルのエネルギー) =  
 $(\text{デブリ量}) \times (\text{熱エネルギー密度}) \times (\text{機械エネルギー変換率}) \times (\text{エネルギー減衰})$



F

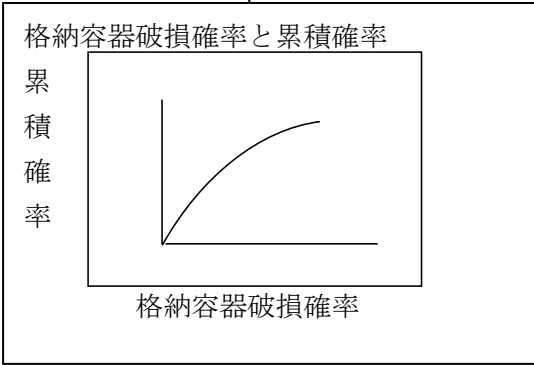


図 4.4 原子炉压力容器内の水蒸気爆発（INST）の評価

○原子炉圧力容器破損時の格納容器過圧負荷の評価

- ・ 高圧注水・減圧失敗 (TQUX) や電源喪失 (TB) のように原子炉冷却系の圧力が高い状態で原子炉圧力容器が破損する事故シーケンスを対象に評価
- ・ 原子炉圧力容器破損時の格納容器の圧力は、下記パラメータを変えた計 15 ケースの MELCOR コードの感度解析結果から得る。
- ・ 感度解析条件は、ソースタームへの影響が大きい下記パラメータから選択。
  - ・ 燃料/デブリからの放射性物質の放出(炉内)に係る放出率に対する補正係数
  - ・ デブリへの伝熱に係るデブリ-水間の熱伝達係数及び微粒子化したデブリの平均粒径
  - ・ スクラッピングによる放射性物質の除去に係る気泡径及び気泡上昇速度
  - ・ デブリ・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生に係るコア・コンクリート反応モデル
  - ・ 格納容器の耐力に関する過圧破損の破損圧力及び破損面積
  - ・ 格納容器及び原子炉建屋での放射性物質の沈着に係る原子炉建屋の除染効果

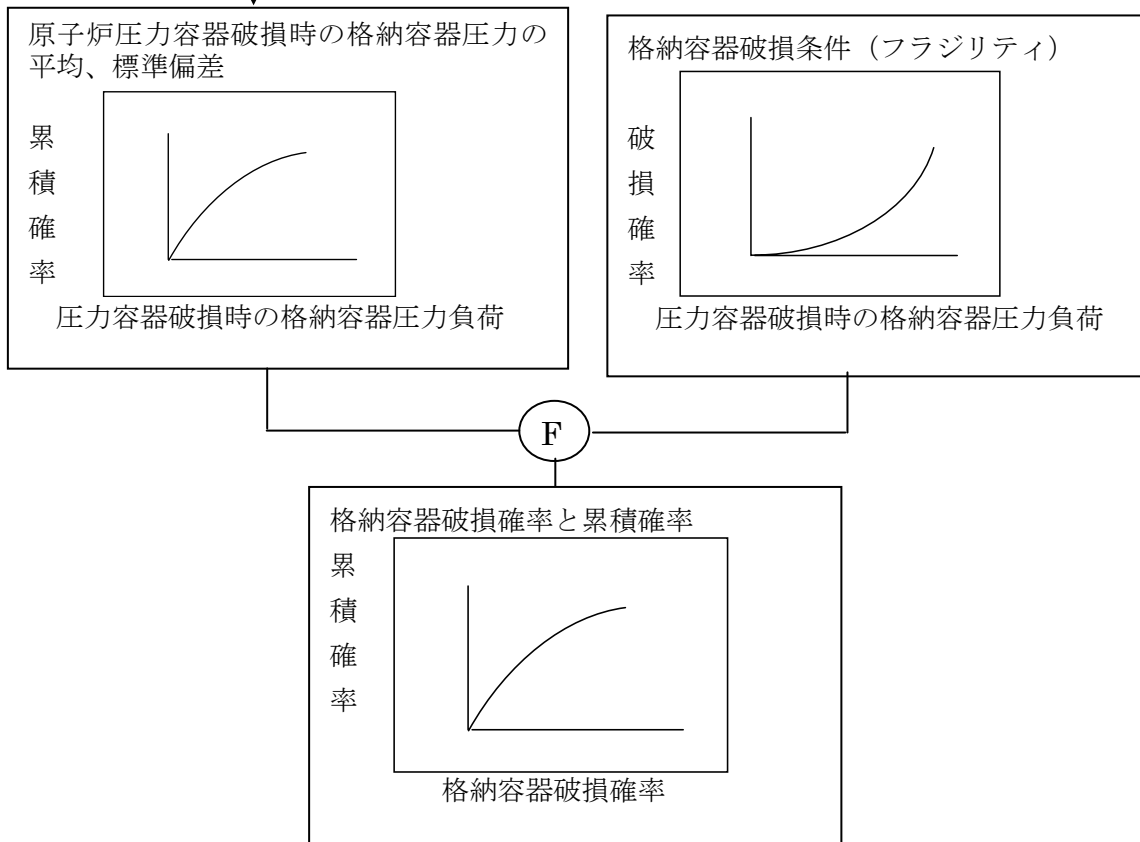


図 4.5 原子炉圧力容器破損時の格納容器過圧破損(EOPF)の評価

○格納容器雰囲気直接加熱時の格納容器負荷の評価

- ・ 高圧注水・減圧失敗 (TQUX) や電源喪失 (TB) のように原子炉冷却系の圧力が高い状態で原子炉圧力容器が破損する事故シーケンスを対象に微細化したデブリの顕熱及びデブリ中の金属と雰囲気の水蒸気との金属水反応熱が格納容器雰囲気ガスに移行することによる温度・圧力を評価
- ・ 主なパラメータは、格納容器に浮遊するデブリ粒子の割合、デブリ/雰囲気ガスとの間の対流熱伝達 (輻射熱伝達は無視できる)、デブリ粒子と水蒸気による金属水発熱反応 (Zrのみ考える)、圧力抑制プールでの水蒸気凝縮である。
- ・ 簡易 ROAAM 法を用い、格納容器雰囲気直接加熱時における格納容器内の圧力負荷の確率分布を求める。このため、デブリ伝熱及び圧力抑制プールへの輸送に関する伝熱・輸送方程式を用いた数値積分により、格納容器雰囲気のピーク圧力を求め、圧力負荷を求める。

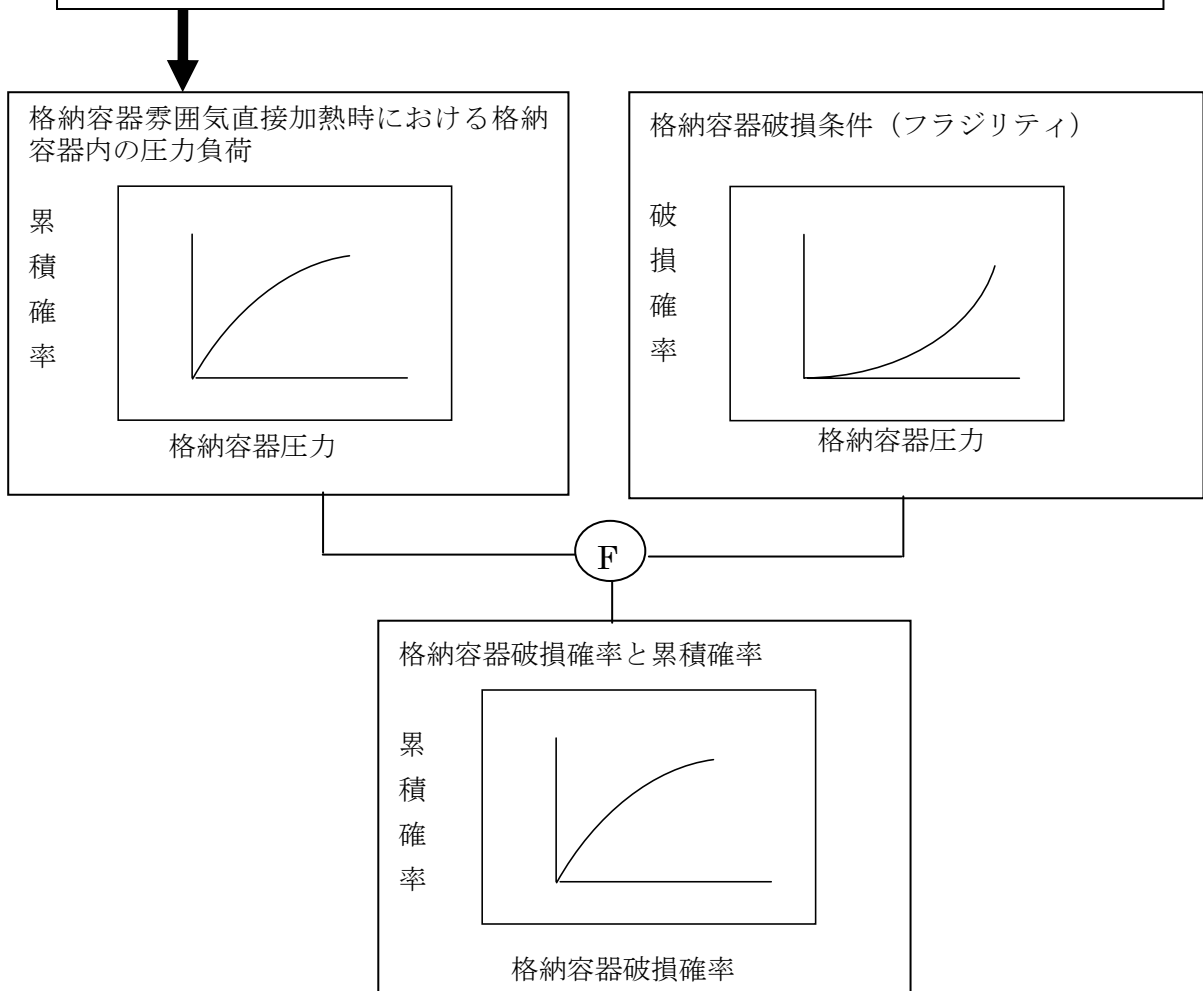


図 4.6 格納容器雰囲気直接加熱時における格納容器破損確率 (DCH) の評価

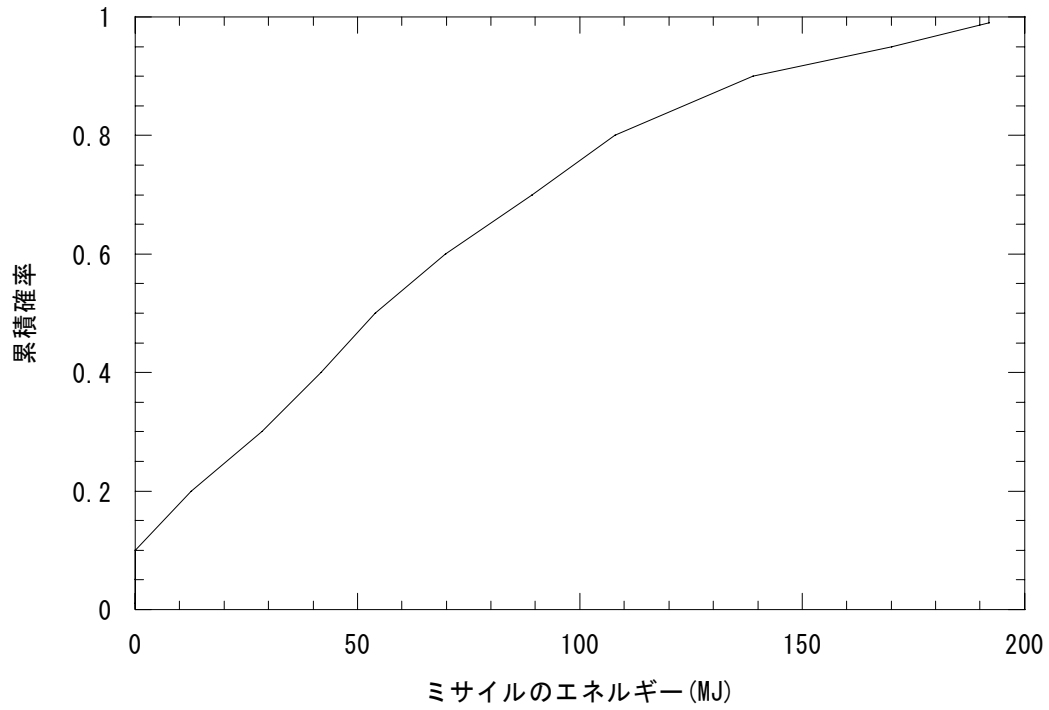


図 4.7-1 ミサイルエネルギーの確率分布

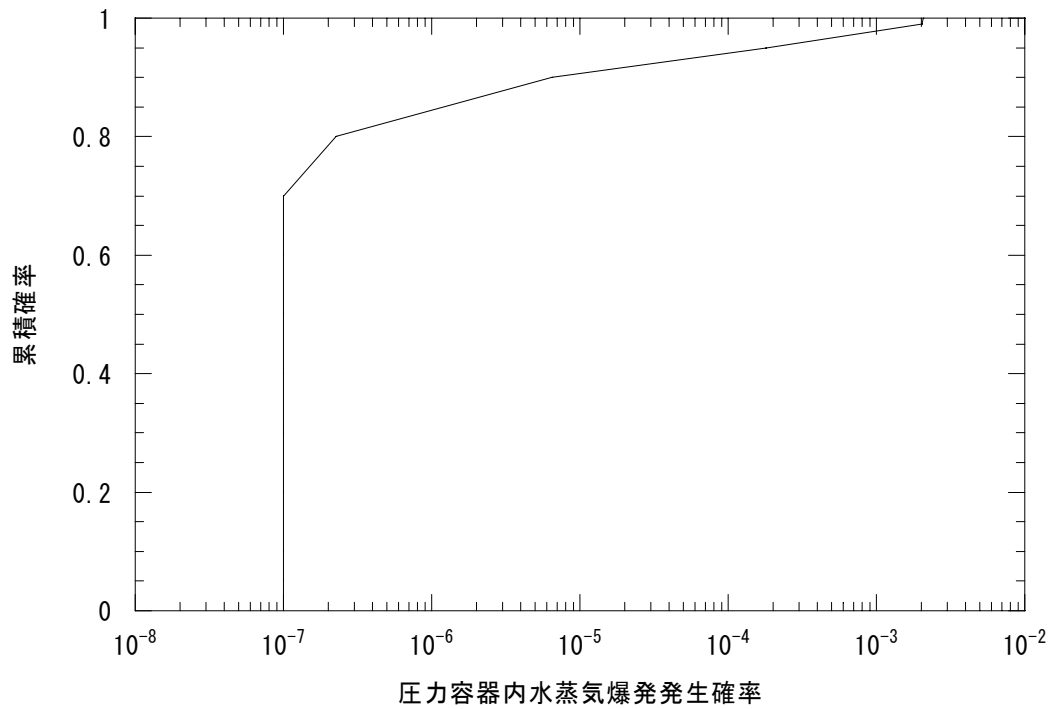


図 4.7-2 原子炉圧力容器内水蒸気爆発による格納容器破損の発生確率

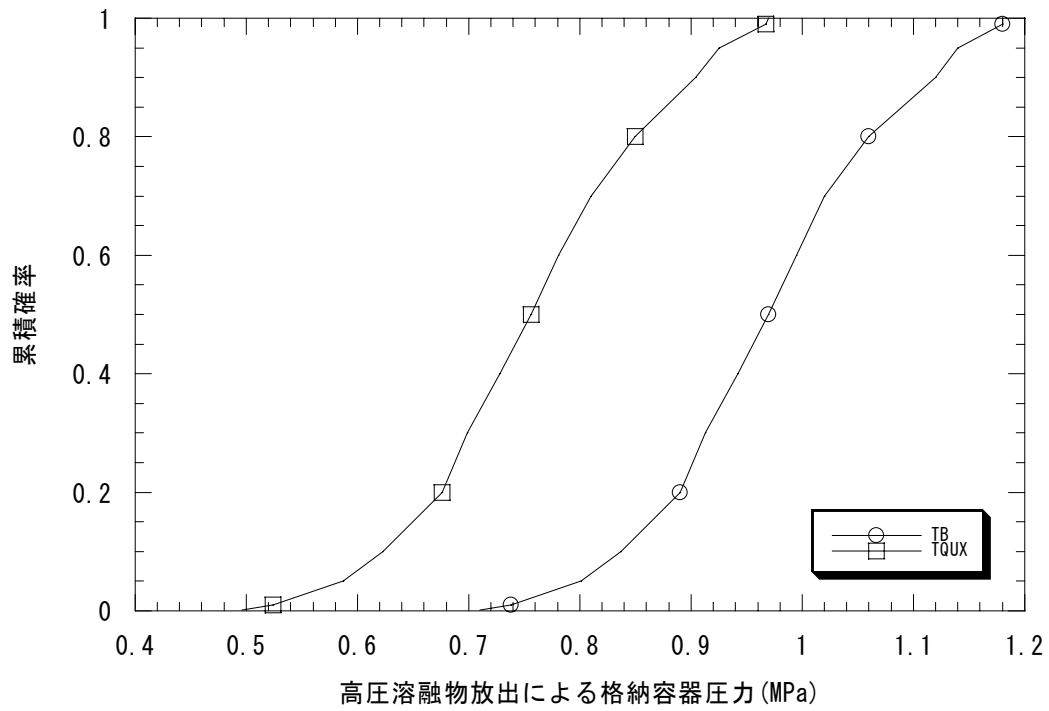


図 4.8-1 高压溶融物放出時の格納容器圧力

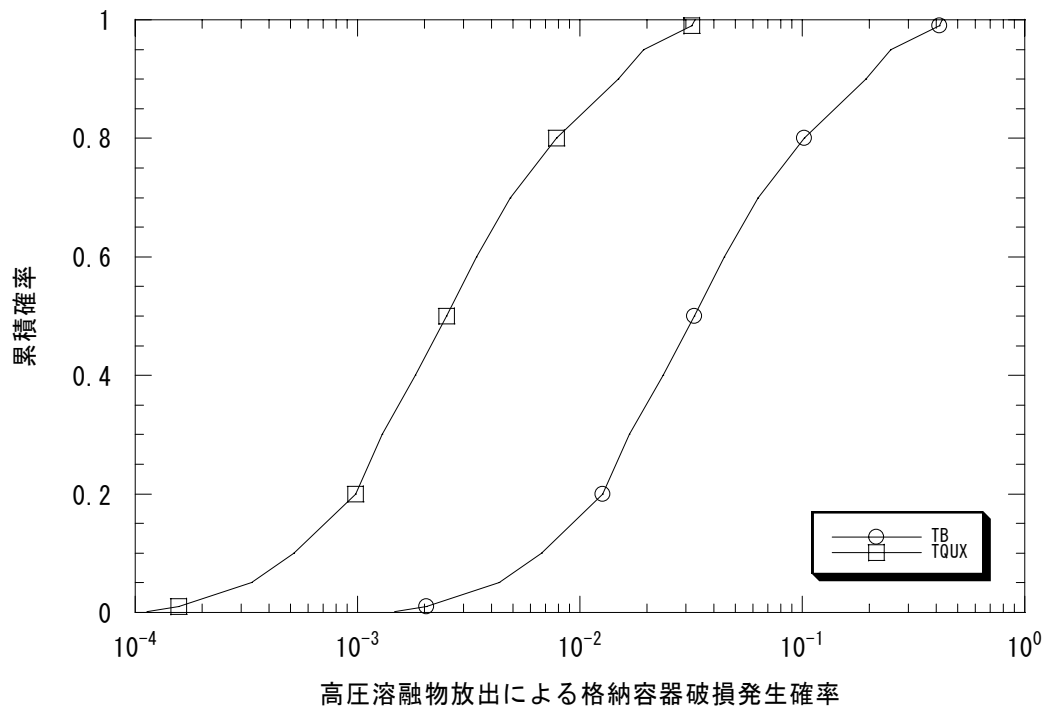


図 4.8-2 高压溶融物放出による格納容器破損の発生確率

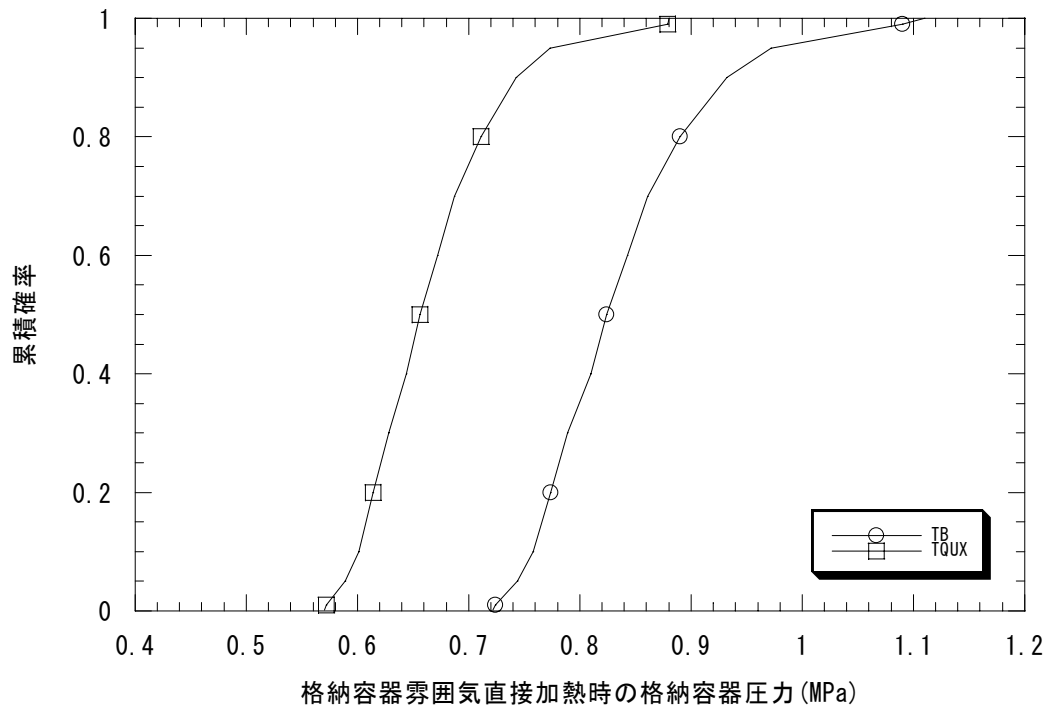


図 4.9-1 格納容器雰囲気直接加熱時の格納容器圧力

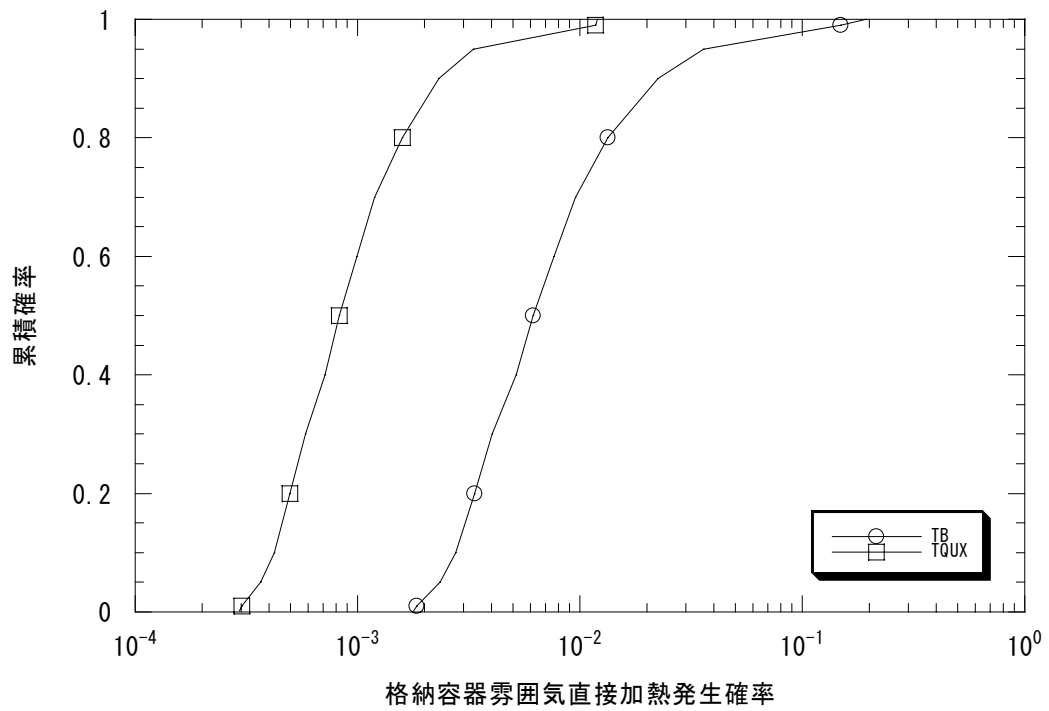


図 4.9-2 格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の発生確率

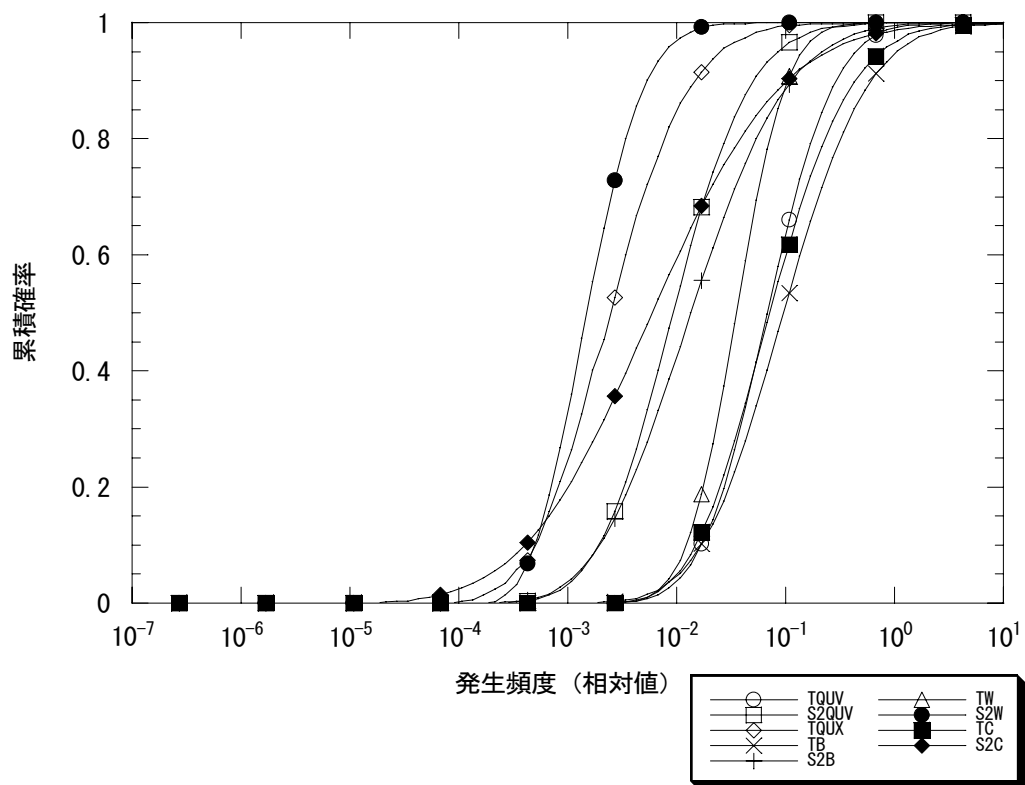


図 4.10(1/2) プラント損傷状態別格納容器破損頻度(BWR-4 Mark I 型)

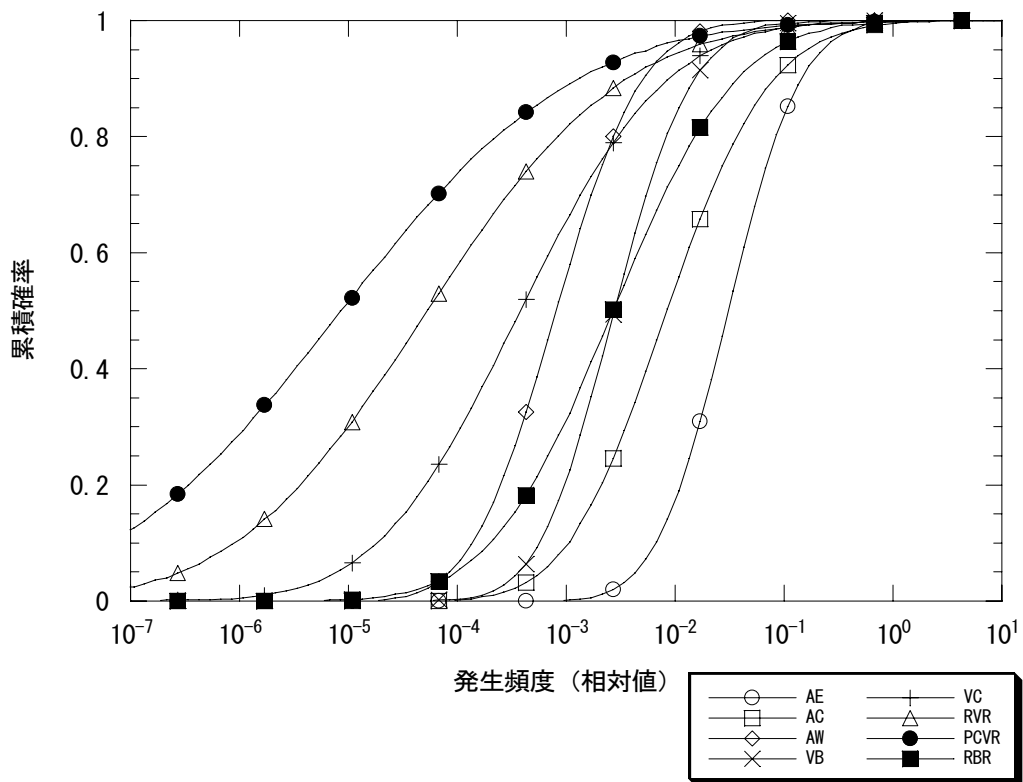


図 4.10(2/2) プラント損傷状態別格納容器破損頻度(BWR-4 Mark I 型)

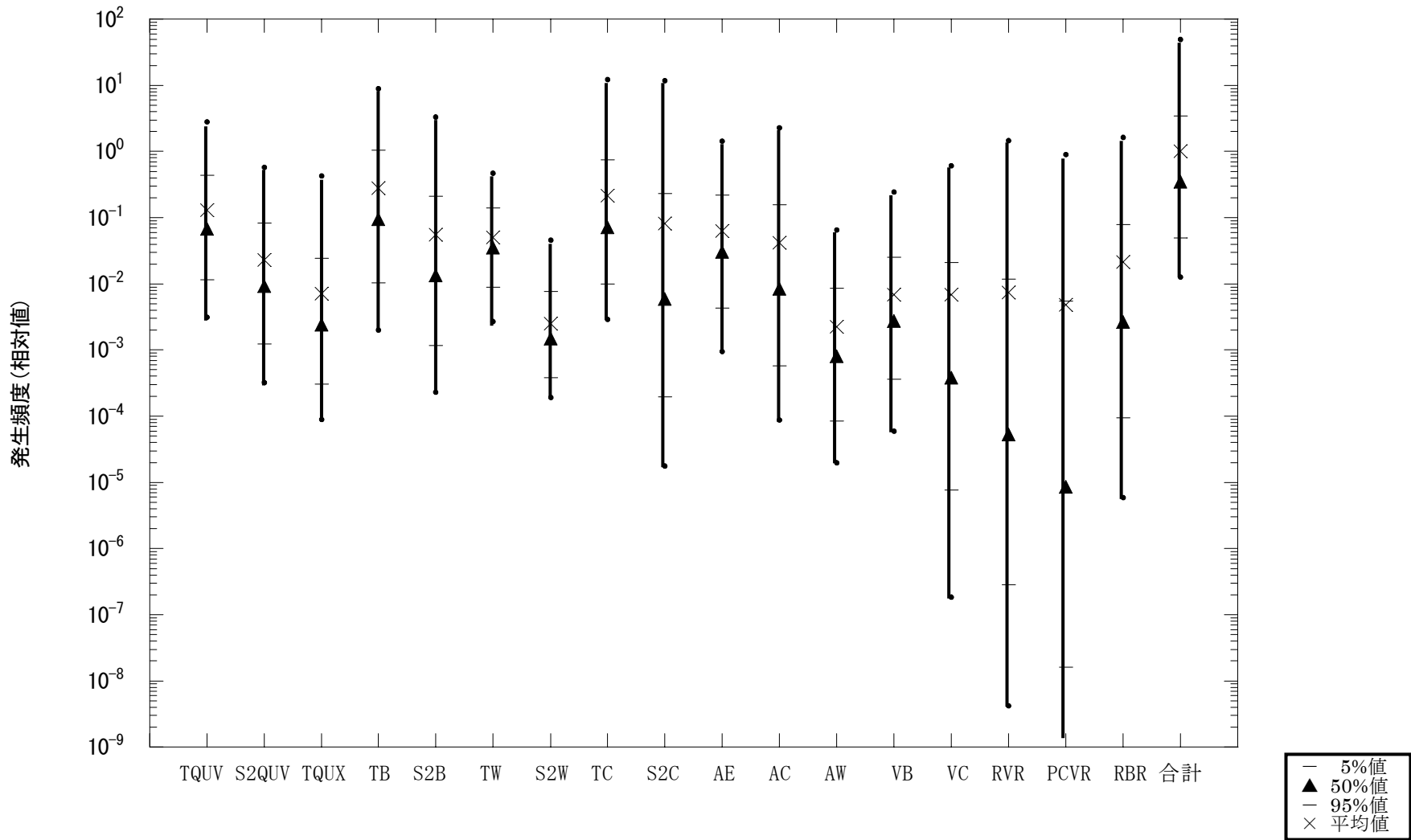


図 4.11 各プラント損傷状態の格納容器破損頻度(BWR-4 Mark I 型)



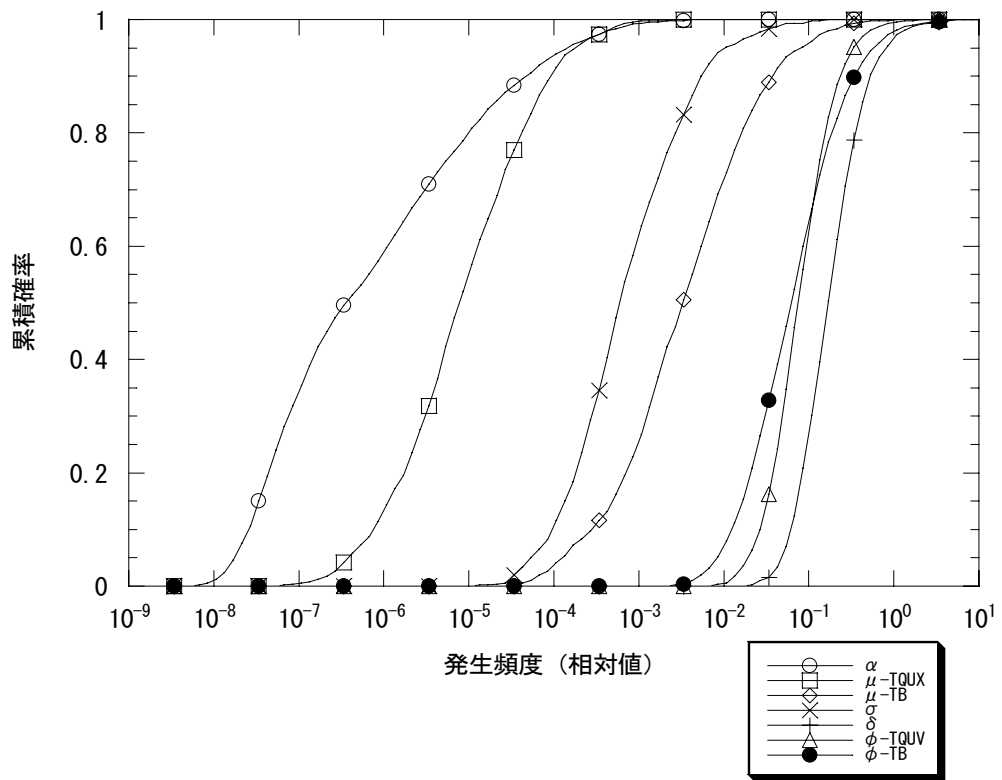


図 4.12(1/2) 格納容器破損モード発生頻度 (BWR-4 Mark I 型)

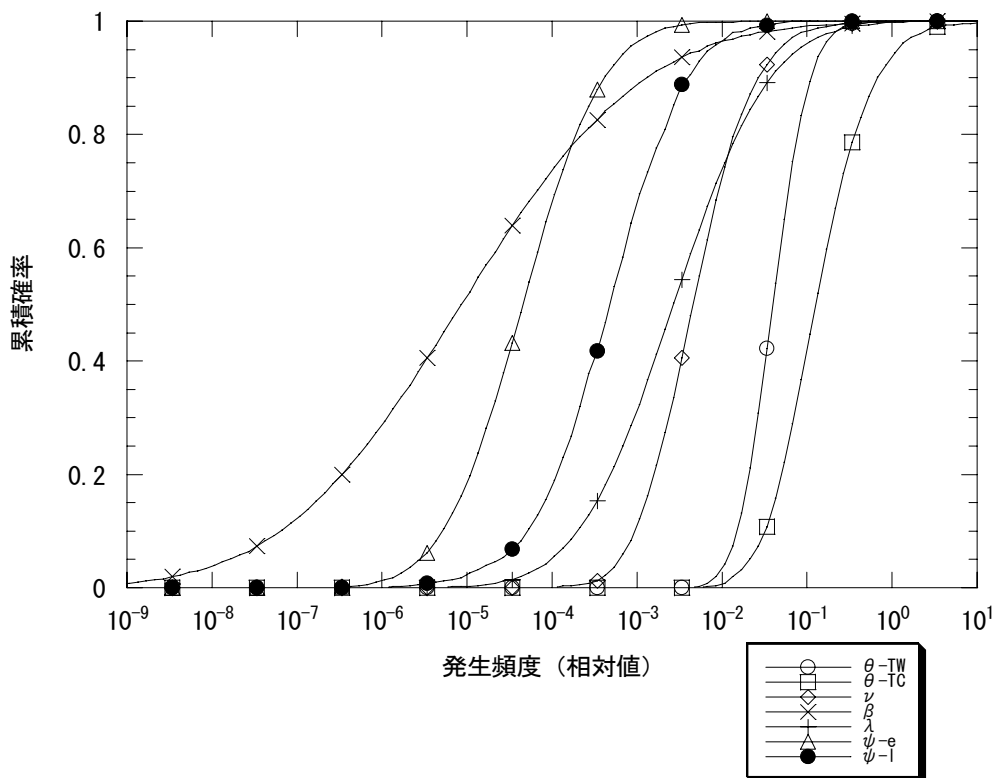


図 4.12(2/2) 格納容器破損モード発生頻度 (BWR-4 Mark I 型)

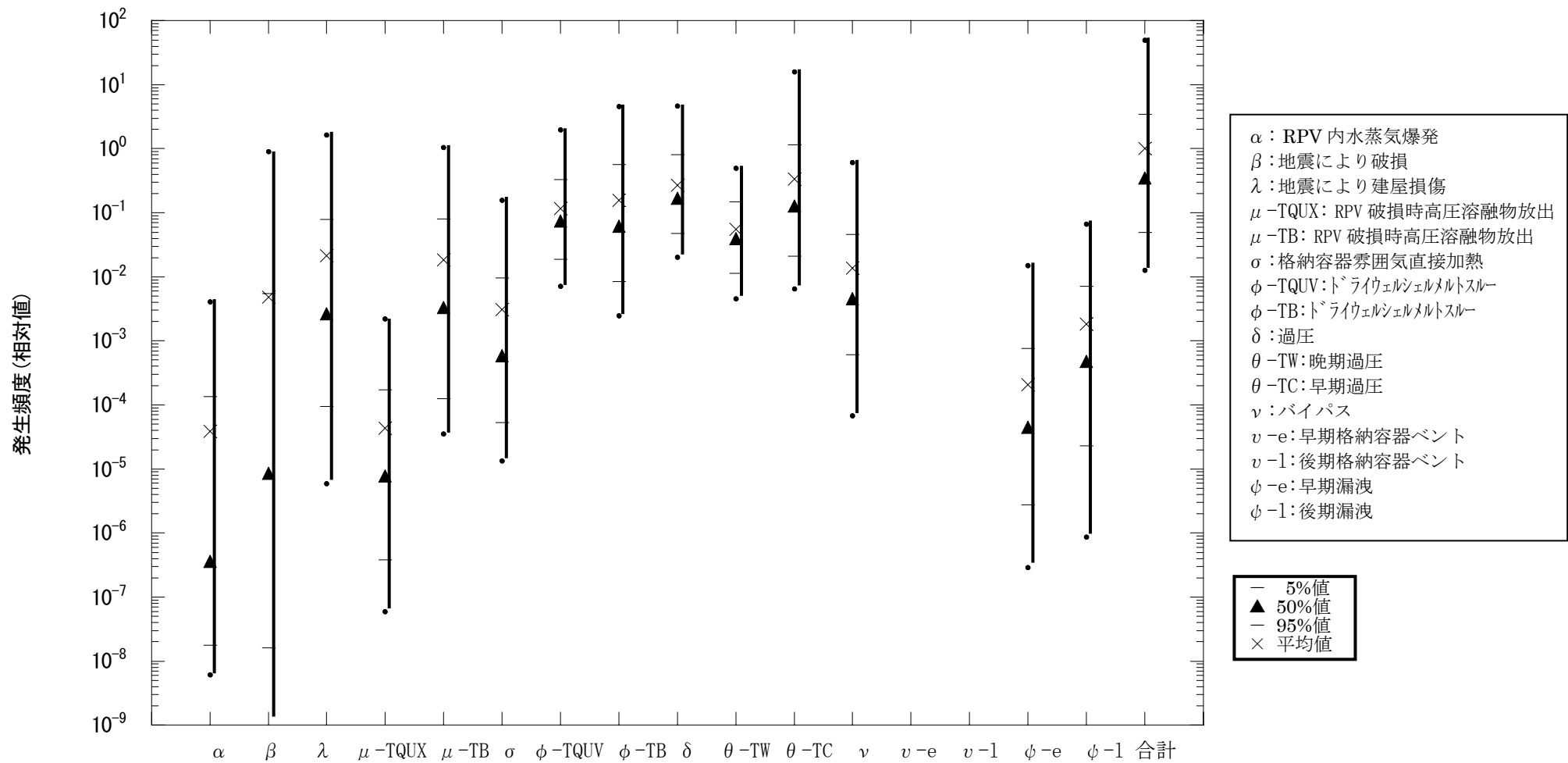


図 4.13 格納容器破損モードの発生頻度(BWR-4 Mark I 型)

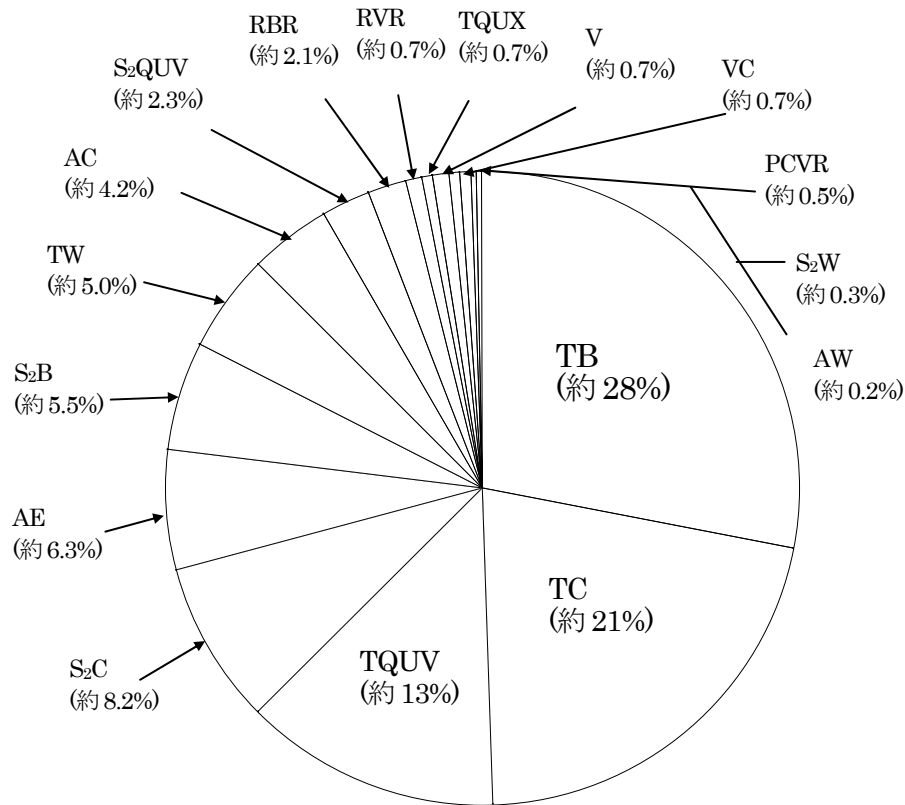


図 4.14 PDS 別格納容器破損頻度 (平均値) (BWR-4 Mark I 型)

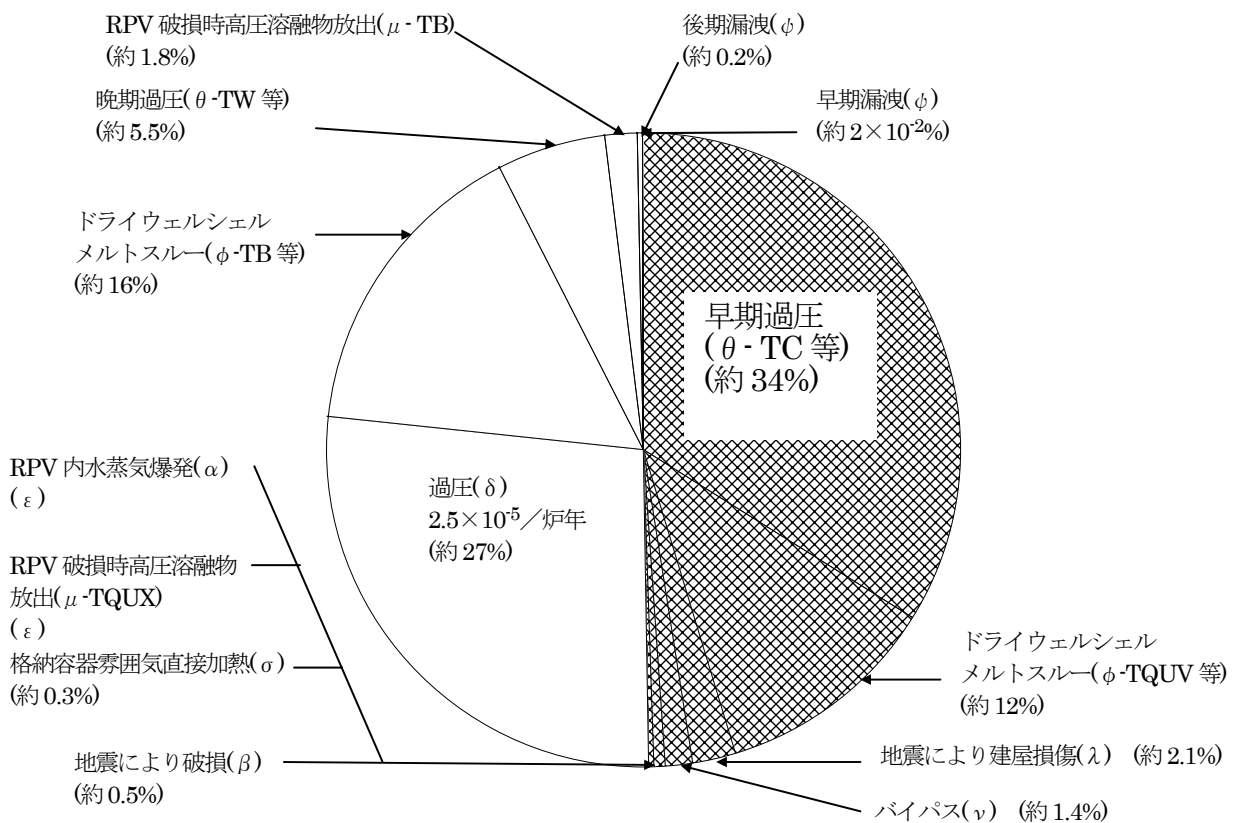


図 4.15 格納容器破損モード別発生頻度 (平均値) (BWR-4 Mark I 型)

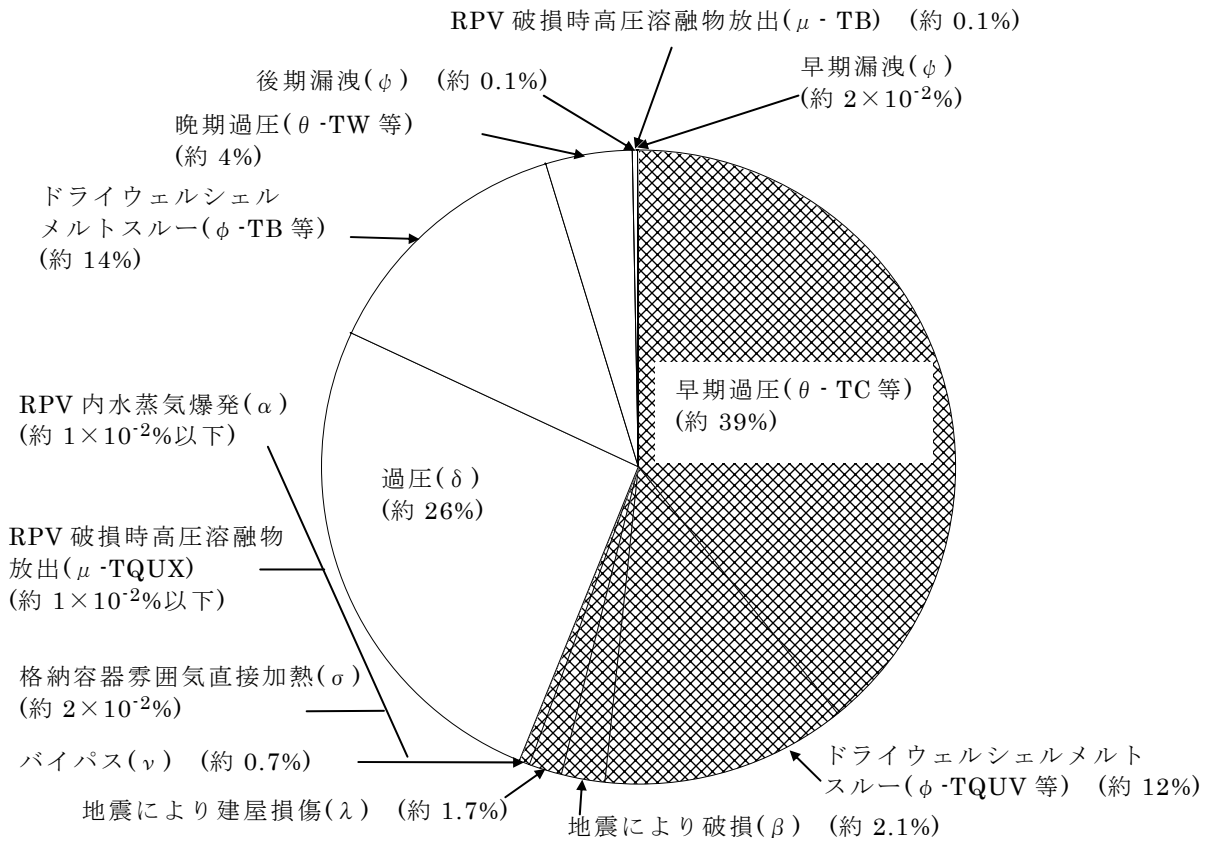
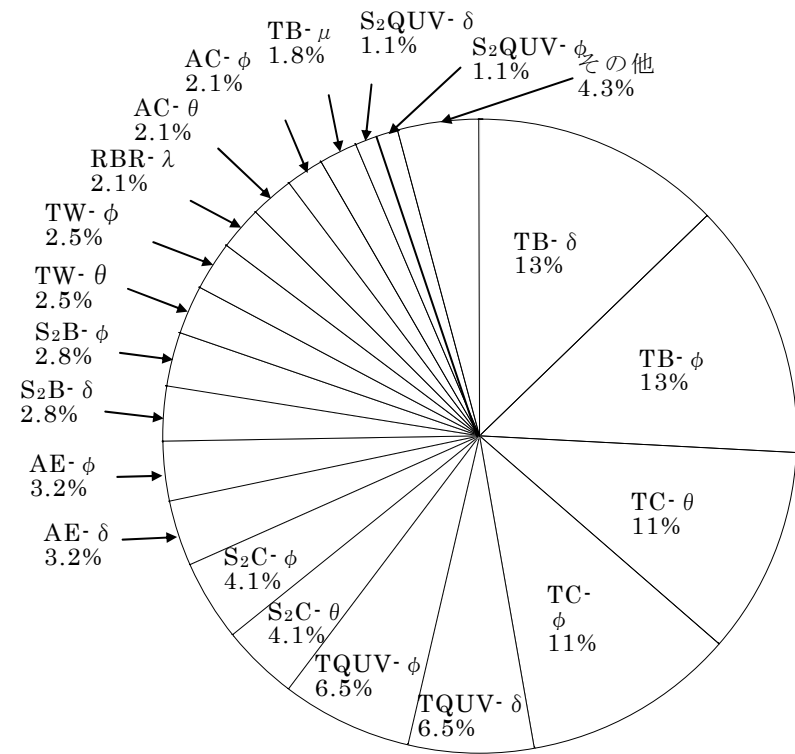
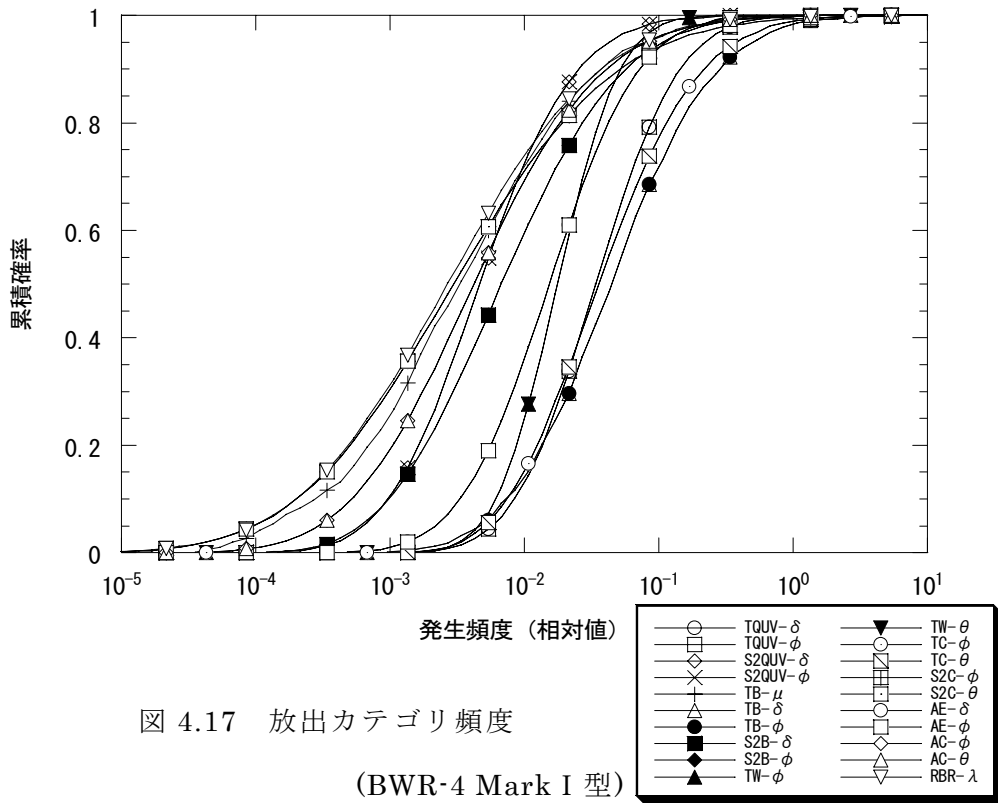


図 4.16 点推定解析による格納容器破損モード別発生頻度(BWR-4 Mark I 型)



## 5 ソースタームの不確実さ解析

シビアアクシデント時の物理化学現象の解析モデルには、自然現象に由来するランダムさや知識不足による不確実さがある。昨年度は、BWR-4Mark I プラントを対象にして地震時のシビアアクシデントにおけるソースタームの不確実さに大きく寄与する因子に関して MELCOR コードを用いた感度解析を実施し、ソースタームへの影響を、感度解析により評価した。

まず、4.2 項において検討した地震時レベル 1 地震 PSA のドミナントシーケンスを対象にして、環境影響リスクの高い事故シーケンス及びそのソースタームに大きく影響する不確実さ因子を選定する。次に、MELCOR1.8.5 コードを用いて、不確実さ因子のパラメータを統計的手法により変えた場合の不確実さ解析を実施し、ソースタームの不確実さ分布を求めた。

なお、本解析に使用した MELCOR1.8.5 の解析体系モデルを図 5.1 に示す。

### 5.1 環境影響リスクの高い事故シーケンスの選定

BWR-4 Mark I 型原子炉施設に関する地震時のレベル 1PSA 結果から、主な事故シーケンスを選定した後、環境影響リスクの高い事故シーケンスを抽出した。

具体的には、過年度に実施したレベル 3PSA 結果<sup>(17)</sup>を参考にして、リスクを、(a) 急性死亡・避難なし、(b) 急性死亡・避難あり、(c) がん死亡・避難なし、(d) がん死亡・避難ありの 4 種類に区分けして、リスクの高い事故シーケンスとして、原子炉未臨界確保失敗(TC)、電源喪失(TB)及び高圧・低圧注水失敗 (TQUV) の 3 種類のうち、本年度は 2 種類を評価対象とした。本作業では、原子炉未臨界確保失敗(TC)及び電源喪失(TB)を選定した。

表 5.1 は、環境影響リスクの大きい事故シーケンスの選定概要を示す。

### 5.2 変動パラメータの選定

レベル 2PSA 不確実さの先行研究及び過年度に実施した当機構の感度解析<sup>(18)</sup>にて検討した 15 種類の不確実さ因子を参考にして、前項 5.1 で選定した事故シーケンスのソースタームに比較的大きく影響する 10 種類の不確実さ因子を対象に、CsI と Sr のソースタームに与える相対的な影響の大きさを、原子炉未臨界確保失敗(TC)に対しては図 5.2-1、5.2-2 に、電源喪失(TB)に対しては図 5.3-1、5.3-2 にパイチャートで示す。この結果から、10 種類の不確実さ因子から、影響が比較的小さいキャビティ部デブリ熱伝達率を除く 9 種類（燃料からの FP 放出モデル、炉内デブリ熱伝達率、デブリの平均粒径、気泡径と気泡上昇速度、キャビティ部のデブリモデル、格納容器の破損圧力と破損面積、原子炉建屋多ノードモデル）を抽出した（表 5.2）。

参考のために、MELCOR コードによる変動パラメータの模擬方法を表 5.3 に示す。

### 5.3 変動パラメータの不確かさ分布の設定

次に、変動パラメータの不確かさ分布について、既存のシビアアクシデント実験等に基づき、それぞれの変動パラメータの変化幅及び確率分布形を設定した（表 5.4）。

#### (1) 燃料／デブリからの放射性物質の放出(炉内)に係る変動パラメータ

燃料からの FP 放出モデル（CORSOR-M）の放出率の補正係数の変化幅及び分布形として、本年度の評価対象事故シーケンスは、TC 及び TB ともに高圧シーケンスであるため、放出率の補正係数として、0.12 ～1.2 倍を適用する（図 5.4）。JAEA での高温・高圧条件下の燃料からの放射性物質放出を調べる VEGA 実験の知見<sup>(19)</sup>から、CORSOR -M モデルでは、高温状態では揮発性 FP を過大評価し、高圧時には放出抑制され、高圧シーケンスに対して、 $1/\sqrt{P}$  となることを考慮して、補正係数の幅を求めた。

#### (2) 炉内デブリ・水間の熱伝達に係る変動パラメータ

炉内デブリ熱伝達率の変化幅及び分布形として、CORSOR-M モデルの熱流束 0.3～3 倍に相当する熱伝達率、対数正規分布を選定した。デブリ・水間の熱伝達に関して、①「下部プレナム部」の落下デブリ熱伝達率（CORSOR-M モデル）及び②「デブリへの伝熱(炉外)」のデブリからの熱伝達係数（VENESA モデル）のうち、①を対象とし、サンディア研究所の Power らがプールスクラビング研究<sup>(20)</sup>で MCCI 時の不確かさ評価に使用した熱流束の分布（中央値：0.5MW/m<sup>2</sup>、変化幅：0.16～1.6MW/m<sup>2</sup>）から決めた（図 5.5）。

#### (3) 微粒子化したデブリの平均粒径

NUPEC が実施した水蒸気爆発<sup>(23)</sup>に係る COTELS 計画（圧力容器外のデブリ冷却特性試験）では、質量中央径 6mm、一方、JRC イスプラ研究所で実施した FARO 試験<sup>(21)</sup>（圧力容器内の FCI 試験）では、質量中央径は、3.2～4.8mm であるため、3～7mm を包絡する対数正規分布を選定した（図 5.6）。

#### (4) スクラビングによる放射性物質の除去に係る気泡径

気泡径の MELCOR 基準値は、0.005m である。不確かさは、小さいと仮定して、±20% の変化幅を評価範囲とし、0.004～0.006m を包絡する対数正規分布（平均径：0.005m、幾何標準偏差：1.6）を選定した（図 5.7）。プールスクラビングの検証の試験<sup>(22)</sup>によれば、BWR クエンチャーのノズル径 1cm を模擬した試験を実施し、気泡径の分布が、見かけ平均径(NMD) 5.7mm、幾何標準偏差 1.6 を得ており、不確かさは小さいと考えられる。

#### (5) スクラビングによる放射性物質の除去に係る気泡上昇速度

気泡上昇速度の MELCOR 基準値は、0.2m/s である。不確かさは、小さいと仮定して±20% の変化幅を評価するため、0.16～0.24m/s の一様分布を仮定する（図 5.8）。気泡上昇速度については、BWR サプレッションプールの除染簡単化モデルの報告書<sup>(23)</sup>には、T クエンチャー部の水深（約 2m）における気泡上昇速度について、単独の気泡上昇速度 24cm/s である。同上報告書に記述された Paul らの試験では、気泡上昇速度の速いブルーム状のものから径方向に離れた単独の気泡上昇速度は、運動量増加係数  $\gamma$  の影響はほとんどなく、不確かさは小さい。また、エントレインメント係数  $\alpha$  については、0.1 の場合を除き、単独の気泡上昇速度に与える影響は小さいと考えられる。

#### (6) コア・コンクリート反応モデル

コア・コンクリート反応モデルであるキャビティ部のデブリは金属と酸化物の混合状態として、MELCOR では完全混合モデル<sup>(4,5)</sup>が推奨されている。本検討では下記の理由により、キャビティ部のデブリモデルとして、完全混合モデルまたは機械混合モデルの選択に関して、0～60%：機械混合モデルとし、60～100%：完全混合モデルを選択する一様分布を選定した（図 5.9）。

参考資料の CORCON コードのモデルと COTELS 試験結果の比較・検討<sup>(21)</sup>には、「デブリ層モデルに関しては、完全混合モデルが実際に近いと考える。」とされているものの、不確か性が大きい現象であると考えられるため、本検討では、発生比率を先行 PWR 研究並みとする。

#### (7) 格納容器の耐力に関する格納容器過圧破損圧力

格納容器過圧破損圧力の変化幅及び分布形として、設計圧 2 倍（5%値）～5.5 倍（95%値）の変化幅とし、対数正規分布を仮定した（図 5.10）。

NUREG-1150<sup>(24)</sup>（5 基の米国プラントのリスク評価）の BWR4(Peach Bottom)に対する専門家判断を参考にすると、格納容器破損圧力は、設計圧 2 倍（5%値）～3 倍（95%値）になる。破損圧力の低圧側については、日本原子力学会「シビアアクシデント熱流動現象評価」<sup>(21)</sup>によれば、アクシデントマネジメント（AM）により、雰囲気温度 200℃以下に保てば、設計圧力の 2 倍（2Pd）以下ではリークは発生しないと言ってよい、としている。また、NUREG/CR-6906<sup>(25)</sup>によれば、IPE（個別プラント評価）における最大の格納容器フラジリティ曲線（Browns Ferry, LaSalle）では、破損確率 5%、95%に対して、それぞれ Mark I では 2.3 倍、4.8 倍、Mark II では 3.3 倍、5.4 倍である。これらを総合的に考慮して、本検討では BWR4 Mark I に対して、低圧側の破損圧力を設計圧の 2 倍（5%値）とした。

一方、参考文献<sup>(21)</sup>によれば、NUPEC、NRC/サンディア研究所共同の格納容器信頼性実証試験のひとつ鋼製格納容器（SCV）試験結果から、ラウンドロビン解析で確立した手法及び各種試験データを使用した解析結果から、構造の一般部では設計圧力の約 5.4～5.6 倍、構造不連続



部では、約 6.0～6.2 倍にて破損する可能性があるとしている。このため、本検討では、高压側の破損圧力については、一般部の値を参考に 5.5 倍（95%値）に選定した。

#### (8) 格納容器の耐力に関する格納容器破損面積

参考文献<sup>(21)</sup>には、リーク面積の評価に、電気モジュール及びフランジガasketを対象に、リーク流を臨界流と仮定して圧縮流体の流量式を適用している。また、格納容器破損サイズに関しては、NUREG/CR-6906<sup>(25)</sup>では、3種類に分割している。つまり、

(a)漏えい：0.1ft<sup>2</sup> オーダで減圧に 2 時間以下では減圧できない格納容器損傷（2 時間の閾値は、最小避難時間を考慮）

(b)破損：1ft<sup>2</sup> 以上の破損面積で減圧が 2 時間以下、

(c)大規模破損：隔離機能の実質的な喪失

と定義している、これを参考にして、本検討では、0.65m<sup>2</sup>（設計圧 5.5 倍）～設計圧 2.0 倍時点の断面積（事故シーケンスに依存）の幅を仮定した（図 5.11：TC、図 5.12：TB）。

#### (9) 原子炉建屋の除染効果に係る原子炉建屋多ノードモデル

MELCOR1.8.5 には、原子炉建屋の除染係数に相当する変数がないため、原子炉建屋多ノードモデル<sup>(3)</sup>を用いて検討した。通常、建屋多ノードモデルでは、過圧破損をハッチ部及び格納容器ヘッドフランジ部で生じると仮定している。原子炉建屋の 2F 破損及び 4F 破損により模擬しているため、建屋多ノードモデルでは、格納容器過圧破損が、ハッチ部（2F ノード）またはヘッドフランジ部（4F ノード）で生じる可能性が高いものとして、発生確率は、一様分布とした（図 5.13）。

## 5.4 事故進展解析

### 5.4.1 MELCOR 入力パラメータセットの作成及び解析

事故シーケンスあたり、変動パラメータの不確かさ幅及び分布形から、PREP/SPOP コード<sup>(12,13)</sup>を用いて、ラテン超方格法（LHS）手法により、MELCOR コードの 15 ケース（不確かさ因子を 9 種類）のパラメータセットを作成した（表 5.5）。

次に、5.1 項で選定した事故シーケンス（原子炉未臨界確保失敗(TC)、電源喪失(TB))を対象にして、前記変動パラメータのパラメータセットを MELCOR1.8.5 に入力して、事故進展・ソースタームを解析した。以下に、各事故シーケンスの事故進展解析結果を示す。

### 5.4.2 原子炉未臨界確保失敗 (TC)の事故進展解析

本事故シーケンスは、地震によって過渡事象が発生後、原子炉未臨界確保に失敗し、炉心出力は比較的高い状態が継続する。一方、炉心への注水に関しては、HPCI 作動により炉心の水位は維持されるものの、炉心部で発生する水蒸気は逃し安全弁を経由して圧力抑制プール水中へ放出され、その水位が上昇する。その結果、HPCI の水源切替により圧力抑制プール水温の上昇に伴い、格納容器圧力は急激に上昇するため、格納容器破損に至り、HPCI の作動停止に至る。その結果、炉心への注水は停止するため炉心冷却手段が確保できず、燃料落下及び原子炉圧力容器破損に至る。炉心損傷前に格納容器が破損しており、圧力容器破損前、圧力抑制プールは飽和温度で推移する。炉心損傷に伴い放出された CsI は、圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果により多くが圧力抑制プール水中に移行する。一方、キャビティ部のデブリがペDESTALを侵食し、その後、ペDESTAL破損に至り、デブリがドライウエル床に流出してドライウエル温度を上昇させる。

その解析結果として、図 5.14 には原子炉未臨界確保失敗 (TC)の事故進展タイミング及びソースタームを示す。図 5.15-1 から図 5.15-9 には、原子炉未臨界確保失敗 (TC)のドライウエル圧力及び温度並びに放射性物質の環境放出割合の時間変化のトレンドを各事故シーケンスの重ね書きで示す。

格納容器破損時刻は、0.8～1.2hr の範囲にあり、原子炉圧力容器破損時刻は、2.6～3.5hr の範囲にあり、ペDESTAL破損時刻は、10.6～18.3hr の範囲にある。CsI 環境放出量割合は、炉心内蔵量に対して 0.11～0.41 の範囲にある。Sr 環境放出量割合は、炉心内蔵量に対して  $1.1 \times 10^{-3}$ ～ $1.4 \times 10^{-2}$  の範囲にある結果が得られた。

#### 5.4.3 電源喪失(TB)の事故進展解析

本事故シーケンスは、地震によって電源喪失になり、RCIC による原子炉注水に成功するが、事故開始から 8 時間後には DC バッテリーが枯渇するため RCIC は停止する。そのため炉心冷却手段が確保できず、燃料落下、原子炉圧力容器破損し格納容器の過圧破損に至る。炉心損傷に伴い放出された CsI は、圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果によって圧力抑制プール水中に移行する。また、圧力容器破損後にはドライウエルに流出したのち、ドライウエルと原子炉建屋に沈着する。一方、キャビティ部のデブリがペDESTALを侵食し、その後、ペDESTAL破損に至り、デブリがドライウエル床に流出してドライウエル温度を上昇させる。MELCOR 解析では、一般的には格納容器の過圧破損のタイミングがペDESTAL破損よりも早く生じるが、格納容器の過圧破損圧力が高いケースでは、ペDESTAL破損が生じた後に過圧破損に至っている。

その解析結果として、図 5.16 には電源喪失 (TB) の事故進展タイミング及び各ケースのソース

タームを示す。また、図 5.17-1 から図 5.17-9 には、電源喪失(TB)のドライウェル圧力及び温度並びに放射性物質の環境放出割合の時間変化のトレンドを各事故シーケンスの重ね書きで示す。

格納容器破損時刻は、14.7～66.0hr の範囲にあり、原子炉圧力容器破損時刻は、14.2～16.5hr の範囲にあり、ペDESTAL破損時刻は、28.3～67.6hr の範囲にある。CsI 環境放出量割合は、炉心内蔵量に対して  $2.5 \times 10^{-2} \sim 0.24$  の範囲にある。Sr 環境放出量割合は、炉心内蔵量に対して  $1.5 \times 10^{-4} \sim 6.2 \times 10^{-3}$  の範囲にある結果が得られた。

## 5.5 MELCOR 解析結果の不確実さ分布

二つの事故シーケンス（原子炉未臨界確保失敗(TC)、電源喪失(TB))を対象にして、それぞれ実施した MELCOR1.8.5 の解析結果（それぞれ 15 ケース）から、ソースターム関連データの不確実さ分布を求め、先行研究（NUREG-1150<sup>(24)</sup>、JAEA 学会論文<sup>(26)</sup>）と比較した。

MELCOR の不確実さ解析結果から、ソースタームの放出開始時刻、環境放出割合について累積確率分布及び不確実さ分布定数などを求め、傾向を分析した。

なお、NUREG-1150 の事故進展・ソースターム解析コードは STCP(Source Term Code Package)を用いて解析している。STCP は BCL(Battelle's Columbus Laboratories)により開発された、炉心の溶融から格納容器破損までの熱水力挙動及び放射性物質の移行挙動を解析するコードであり、MARCH、CORCON 等、機能別の多数のコード群から構成されている。また、MELCOR はこの STCP コードを統合化すると共に、最新解析モデルや解析機能を改良及び付加したコードである。

なお、環境放出エンタルピに関しては、付録 G に示す。

### 5.5.1 ソースタームの放出開始時刻

放出開始時刻を希ガス放出量割合が炉心内蔵量の 0.01 を超える時刻とすれば、MELCOR1.8.5 の解析結果から、ソースタームの放出開始時刻の累積確率をそれぞれ図 5.18 (TC) 及び図 5.19 (TB) に示す。また、放出開始時間の不確実さ分布定数を表 5.6 及び図 5.20 にまとめた。

TC では事故進展が早く、炉心損傷前に格納容器は破損するため放出開始時間は累積確率値 5%～95%幅では、約 1.1～1.5 時間となった。一方、事故進展の緩やかな TB では、格納容器過圧破損圧力のバラツキなどが主因になって、放出開始時間は 50%値が約 33 時間で、5%値と 95%値は、約 16、69 時間であり、この差が約 4 倍となった。

放出開始時刻が対数正規分布するものと仮定してエラーファクタを求めると、TC 及び TB に対して、それぞれ 1.2 及び 2.1 になり、特に TC のバラツキが非常に小さいことが分かった。

先行研究のうち、環境放出開始時間については TC に関して、JAEA 学会論文<sup>(26)</sup>があり、不確実さ分布はほとんどない結果となっている。また、BWR 産業界の学会発表によれば、環境放出開始時間が示されていないため、TC が炉心損傷前に格納容器破損する事故シーケンスであることから、燃料破損のタイミングと同じと仮定してみると、不確実さ分布はほとんどない結果となり、本検討と定性的に一致している。

### 5.5.2 環境放出割合

環境放出割合については先行研究との比較のため、二つの研究成果（NUREG-1150<sup>(24)</sup>、JAEA 学会論文<sup>(26)</sup>）を対象にして、平均値及びエラーファクタなどに関して検討した。

NUREG-1150 では専門家パネルにより作成されたソースタームパラメータに対する確率分布を利用して、環境放出割合が解析されている。NUREG-1150 と MELCOR 解析結果との比較に関しては、主な核種グループ毎の環境放出割合の不確実さ分布定数について比較した。

なお、MELCOR コードは、I 及 Cs を CsI 及び CsOH としても取り扱っているため、NUREG-1150 解析手法のソースタームパラメータとの対応は、CsI を I とし、CsOH を Cs とし、近似し、比較した。また、MELCOR コードの Mo グループと NUREG-1150 の Ba グループは、FP 核種として対応していないので、この比較から除いた。

#### (1) 環境放出割合の平均値

二つの事故シーケンス（原子炉未臨界確保失敗(TC)、電源喪失(TB)）の MELCOR 解析結果から環境放出割合の累積確率分布を、それぞれ図 5.21 (TC) 及び図 5.22 (TB) に示す。

次に、これらの分布が対数正規分布と仮定し、累積確率分布の結果から得られる不確実さ分布定数を求めた。その結果を、二つの事故シーケンスについて、それぞれ表 5.7 及び図 5.23(TC) 並びに表 5.8 及び図 5.24 (TB) に示す。

更に、NUREG-1150 と MELCOR 解析結果との比較として、主な核種グループ毎の環境放出割合の不確実さ分布定数を対象として、それぞれ図 5.25 (TC) 及び図 5.26 (TB) に示す。

先行研究の比較として、BWR に関して二つの研究成果（NUREG-1150<sup>(24)</sup>、JAEA 学会論文<sup>(26)</sup>）があり、それらの解析結果の平均値と本解析結果を比較した。絶対値については解析コードや解析条件が異なるため、先行研究の平均値が本解析の不確実さ幅（5%値～95%値）に入っているか、比較した。

具体的には、図 5.25 (TC) 及び図 5.26 (TB) に破線で示す NUREG-1150 の解析結果のうち、平均値（○印で示す）が、実線で示す MELCOR 解析結果の不確実さ幅（5%値～95%値）

に入っているか、比較した。

原子炉未臨界確保失敗(TC)の結果から、NUREG-1150 の Xe、I、Cs の平均値に関しては、MELCOR 解析結果の不確実さ幅（5%値～95%値）に入っている。Sr、Ru、La、Ce の平均値は、MELCOR 解析結果の 95%値を 1～3 オーダ上回っており、Te の平均値は MELCOR 解析結果の 5%値をわずかに下回った結果になった。

また、電源喪失(TB)の結果から、NUREG-1150 の Xe、I、Cs、Te の平均値に関しては、MELCOR 解析結果の不確実さ幅（5%値～95%値）に入っている。Sr、Ru、La、Ce の平均値は、MELCOR 解析結果の 95%値を 1～5 オーダ上回った結果になった。

次に、JAEA 研究成果との比較は、原子炉未臨界確保失敗(TC)に関して図 5.27 (TC) に示す。CsOH、Sr の JAEA 平均値は、MELCOR 解析結果の不確実さ幅（5%値～95%値）に入っている。CsI の JAEA 平均値は、MELCOR 解析結果の 5%値を 1 オーダ弱下回った結果になった。

## (2) 環境放出割合のエラーファクタ

二つの事故シーケンス（原子炉未臨界確保失敗(TC)、電源喪失(TB)）の MELCOR 解析結果から得られた環境放出割合の確率分布が対数正規分布であると仮定した場合のエラーファクタ及び 95%値／平均値を、それぞれ表 5.7 及び表 5.8 に示す。

この結果から、電源喪失(TB)に対するエラーファクタのほうが大きい値になった。つまり、揮発性核種 CsI のエラーファクタは約 3 であり、難揮発性核種 Sr のエラーファクタは約 5 となった。つまり、CsI の放出割合は、50%値が約 10%で、5%値と 95%値の幅が約 1 桁である。

次に、エラーファクタに関して先行研究との比較を表 5.9 に示す。また、表 5.9 には、NUREG 1150 に記載されているピーチボトム（BWR-4 プラント 110 万 KWe 級）のほかにグランドガルフ（BWR-6 プラント 130 万 KWe 級）のエラーファクタも参考に示した。

なお、ソースタームの分布が図面の範囲を越えている場合に、記号「>」を付加した。

これらの比較から、本検討では不確実さに係る変動パラメータを種々の知見に基いた分布を考慮して、不確実さ解析を実施したものであるが、NUREG1150 の専門家判断による確率分布を使用していないため、エラーファクタは比較的小さい値となった。

BWR 産業界の検討<sup>(27)</sup>では、ABWR プラントの未臨界確保失敗（TC）を対象にして、事故進展解析コード MAAP によりコンクリート溶融温度、格納容器破損圧力、破損面積、エアロゾル形状係数などの不確実さ因子を選定し、100 ケースの解析条件を LHS 法により決定し解析している。解析コードのパラメータの不確実さに着目した評価であり、本検討と類似した方法の検討であるため、比較的小さいエラーファクタの値となっている。

一方、JAEA 学会論文<sup>(28)</sup>では、BWR-5 Mark II プラントの未臨界確保失敗 (TC)、高圧・低圧注水失敗(TQUV)及び TW (崩壊熱除去失敗) に類する事故シーケンス (計 6 ケース) を評価対象にして、事故進展解析コード THALES を用いて、ソースタームの不確実さ解析を実施している。表 4.10 には TC 及び TQUV の結果を示す。THALES コードのパラメータの不確実さに着目するとともに、NUREG1150<sup>(28)</sup>の専門家判断を反映した確率分布を使用して、解析条件の変化幅に保守性を持たせた解析を実施している。具体的には、放射性物質の沈着モデルの不確実さに対して、建屋の除染係数に NUREG1150 の専門家判断の確率分布を使用し、また、燃料からのヨウ素の放出割合についても専門家判断の分布を重畳させた評価を実施している。この結果、ソースタームのエラーファクタは大きくなっているものと考えられる。

また、NUREG-1150 では、数人の専門家の判断に基づいて不確実さに係る変動パラメータの分布を決定して、STCP コードによりソースタームを求めている。このことから、専門家が参照した文献で解析コードが異なることがあり得る。このため、NUREG-1150 解析手法の不確実さ分布が MELCOR コードのみで不確実さ分布を作成した場合より、不確実さ幅が広がる傾向を示している。

なお、STCP(Source Term Code Package)はバツェル・コロンバス研究所により開発された、シビアアクシデントの事故進展 (炉心の熔融から格納容器破損までの熱水力挙動及び放射性物質の移行挙動) を解析するコードとして、MARCH、CORCON などの多数の機能別コード群から構成されている。MELCOR コードは、サンディア研究所において STCP コードを統合化すると共に、最新解析モデルや解析機能を付加し、改良したコードである。

### (3) 95%値／平均値の比較

不確実さ幅の評価指標として、環境放出割合の平均値、エラーファクタのほかに、ソースタームの 95%値／平均値がある。この指標は、パラメータの不確実さ分布の大きい側の値が、点推定値 (平均値) に対して持つ係数である。

本検討で実施した解析の TC 及び TB の 95%値／平均値を表 5.7 及び表 5.8 にそれぞれ示す。また、不確実さ先行研究との比較を表 5.10 にまとめた。

この結果、核種グループに依存して 95%値／平均値は異なり、本検討では希ガスを除くと、約 2～4 程度となった。BWR 産業界評価<sup>(27)</sup>では約 1～3 程度、JAEA 学会論文<sup>(26)</sup>では約 2～8 程度、NUREG1150<sup>(28)</sup>では約 4～7 程度である。この結果は、エラーファクタと同様な傾向を示した。特に、健康影響リスクへの寄与が大きい CsI 及び CsOH について、CsI では大半が約 2～4 程度となり、CsOH は若干大きくなり、約 2～6 程度になる結果を得た。

## 5.6 環境放出割合分布の比較のまとめ

一般的に NUREG-1150 では、数人の専門家の判断を使用している。このことは、専門家が参照した文献で解析コードが異なることがあり得る。このため、NUREG-1150 解析手法の不確かさ分布が MELCOR コードのみで不確かさ分布を作成した場合より、不確かさ幅（エラーファクタ）が広がる傾向がある。

このため、不確かさ幅の評価指標として、エラーファクタの他に、パラメータの不確かさ分布の大きい側の値が、点推定値（平均値）に対して持つ係数（95%値／平均値）の指標を用いた場合も検討した。、その結果、健康影響リスクへの寄与が大きい CsI 及び CsOH について、不確かさ幅を約 2～6 程度になり、類似な結果となった。

## 5.7. 不確かさ解析のまとめ

BWR-4 Mark I 型原子炉施設の地震時のドミナントシーケンスを対象にして、健康影響リスクの高い事故シーケンスを選定した結果、(a)原子炉未臨界確保失敗(TC)及び(b)電源喪失(TB)の二つを選定した。次に、ソースタームに係る不確かさ因子として、ソースタームに比較的大きく影響する 9 種類の因子（燃料からの FP 放出モデル、炉内デブリ熱伝達率、デブリの平均粒径、気泡径と気泡上昇速度、キャビティ部のデブリモデル、格納容器の破損圧力と破損面積、原子炉建屋多ノードモデル）を抽出し、その変化幅及び確率分布形を設定した。

不確かさ因子のパラメータを統計的手法であるラテン超方格サンプリング法（LHS）手法を用いて、MELCOR コードの 15 ケース（不確かさ因子を 9 種類）のパラメータセットを作成した。次に、MELCOR1.8.5 コードを用いた不確かさ解析を実施し、ソースタームの放出開始時刻、環境放出割合について累積確率分布及び不確かさ分布定数などを求め、傾向を分析した。

放出開始時刻が対数正規分布するものと仮定してエラーファクタを求めると、それぞれ 1.2 及び 2.1 になり、特に TC のバラツキが非常に小さく、先行研究の結果と一致している。環境放出割合に関する平均値及びエラーファクタについては、絶対値については解析コードや解析条件が異なるため、先行研究の平均値が本解析の不確かさ幅（5%値～95%値）に入っているか、否かの検討に留めた。不確かさ幅の評価指標として、環境放出割合の平均値、エラーファクタのほかに、ソースタームの 95%値／平均値がある。この指標は、パラメータの不確かさ分布の大きい側の値（95%値）が、点推定値（平均値）に対して持つ係数を意味している。その結果、健康影響リスクへの寄与が大きい CsI 及び CsOH については、エラーファクタが約 2～6 程度となるものの、95%値／平均値の指標は、約 2～4 程度が得られ、類似な結果となった。

表 5.1 環境影響リスクの大きい事故シーケンスの選定概要 (BWR-4 Mark I 型)

	全炉心損傷 頻度に対する 割合(%)	解析対象 の選択 (注 1)	備考 (注 2)
①電源喪失(TB：過圧破損)	28	◎	基本ケースの環境影響リスクは、(a)、(c)で 2% であり、比較的小さい。しかし、この事故シーケンスでのドライウエルシエルメルトスルーの環境影響リスクは、(a)、(b)で 20～30%となり、非常に大きい。
②原子炉未臨界確保失敗 (TC：過圧破損)	21	◎	基本ケースの環境影響リスクは、(a)～(d)で 40～50%となり、非常に大きい。また、地震による直接原子炉建屋損傷(RBR)との組合せでは、(c)、(d)の環境影響リスクが約 10%となり、大きい。
③高圧・低圧注水失敗 (TQUV：過温破損)	13	○	格納容器が過温破損する事故シーケンスであるため選定した。基本ケースでは(c)、ドライウエルシエルメルトスルーの環境影響リスクは、(a)で 4～5%であるが、格納容器が過温破損するため、解析対象とする。
④小破断 LOCA 時未臨界確保失敗(S2C：過圧破損)	8.2	△	基本ケースの環境影響リスクは、(a)～(d)で約 10%となり、大きい。 なお、LOCA 時の原子炉未臨界確保(AC)と類似なケースであり、AC よりリスクが若干低い。
⑤ LOCA 時注水失敗 (AE：過圧破損)	6.3	—	基本ケースでは(a)、ドライウエルシエルメルトスルーの環境影響リスクは、1～2%であり、比較的小さい。

(注 1) 解析対象の選択は下記の記号で示す。

◎：今年度の不確実さ解析対象

○：一部の感度解析を実施済み

△：感度解析対象外の環境影響リスクの大きい事故シーケンス

—：環境影響リスクが比較的低く、解析対象外の事故シーケンス

(注 2) 環境影響リスクは、下記 4 種類に区分けしたリスク評価において、いずれか全リスクに対して、5%以上の割合を占めるものを、本検討ではリスクの大きい事故シーケンスとする。

(a) 急性死亡・避難なし

(b) 急性死亡・避難あり

(c) がん死亡・避難なし

(d) がん死亡・避難あり



表 5.2 MELCOR 不確かさ解析の変動パラメータ

抽出した不確かさ因子	選定した変動パラメータ	MELCOR1.8.5 改良版
燃料/デブリからの放射性物質の放出(炉内)	放出率に対する補正係数	① 燃料からの FP 放出モデル (CORSOR -M) の放出率の係数
デブリへの伝熱などに関するもの	デブリ-水間の熱伝達係数	② 炉内デブリ熱伝達率
	微粒子化したデブリの平均粒径	③ 微粒子化デブリの平均粒径
スクラビングによる放射性物質の除去	気泡径及び気泡上昇速度	④ 気泡径
		⑤ 気泡上昇速度
デブリ・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生	コア・コンクリート反応モデル	⑥ キャビティ部のデブリモデルとして、完全混合または、機械混合モデルを選択。
格納容器の耐力に関するもの	過圧破損	⑦ 破損圧力 (過圧破損)
		⑧ 破損面積 (過圧破損)
放射性物質の沈着(炉外：格納容器，建屋)	原子炉建屋の除染効果	⑨ 原子炉建屋多ノードモデル

表 5.3 MELCOR コードによる変動パラメータの模擬方法

変動パラメータ	MELCOR コードの解析モデル
燃料/デブリからの放射性物質の(炉内)放出率に対する補正係数	燃料からの FP 放出モデル (CORSOR - M) の放出率に基づく。 放出率(fraction/min) = $k_0 \exp(-Q/RT)$
デブリ-水間の熱伝達係数	0 次元 Lipinski 相関による。
デブリへの伝熱などに関する微粒子化したデブリの平均粒径	MELCOR 基準値は、5mm である
スクラビングによる放射性物質の除去に係る気泡径及び気泡上昇速度	プールスクラビングモデル SPARC モデルに基づく。 なお、気泡径の MELCOR 基準値は、0.005m、気泡上昇速度の MELCOR 基準値は、0.2m/s である。
コア・コンクリート反応モデル	キャビティ部のデブリは金属と酸化物の混合状態として、完全混合モデルが MELCOR のデフォルトである。 コンクリートの分解温度は、玄武岩系(BASALT)コンクリートの 1650K を使用。
格納容器の耐力に係る過圧破損	破損圧力 (過圧破損) は、NUPEC、NRC/サンディア研究所共同の格納容器信頼性実証試験のひとつ鋼製格納容器 (SCV) 試験結果を参考にして決定する。
	破損面積 (過圧破損) は、事故シーケンスに依存して、格納容器圧力依存とし、設計圧 2.5 倍時点における崩壊熱による蒸気量の臨界流相当が流れる断面積とする。
放射性物質の沈着(炉外)のうち、原子炉建屋の除染効果	燃料交換エリアを除いて、MELCOR1.8.5 改良版の原子炉建屋を多ノードモデル (1F~4F ノード) に分割したモデルを用いる。

表 5.4 MELCOR 不確実さ解析の変動パラメータの根拠(1/2)

選定した変動パラメータ	MELCOR コードの変数名	変動パラメータの変化幅及び分布形	確率分布の設定法
放出率に対する補正係数	燃料からの FP 放出モデル (CORSOR-M) の放出率の係数 感度係数の C7102	一様分布 ・放出率 0.8~1.2 倍 高圧シーケンスに対して、 ・放出率 0.12 ~1.2 倍	JAEA での高温・高圧条件下の燃料からの放射性物質放出をしらべる VEGA 実験の知見 <sup>(19)</sup> から、CORSOR-M モデルでは、高温状態では揮発性 FP を過大評価し、高圧時には放出抑制される。
炉内デブリ-水間の熱伝達係数	炉内デブリ熱伝達率 感度係数の C1244	対数正規分布 ・熱流束 0.3~3 倍、幾何標準偏差 2.4 に相当する熱伝達率 5%値 0.22 50%値 0.95 95%値 4.00 50%値 $\mu$ -0.05 標準偏差 $\sigma$ 0.88 分散 2.23 平均値 E(x) 1.39 エラーファクタ 4.22	サンディア研究所の Power ラがプールのスクラビング研究 <sup>(20)</sup> で MCCI 時の不確実性評価に使用した熱流束の分布を参考とした。
微粒子化したデブリの平均粒径	微粒子化デブリの平均粒径 DHYPD	対数正規分布 ・平均粒径 3~7mm に相当する幾何標準偏差 2.1 の分布とする。 5%値 1.18 50%値 4.00 95%値 13.56 50%値 $\mu$ 1.39 標準偏差 $\sigma$ 0.74 分散 20.37 平均値 E(x) 5.27 エラーファクタ 3.39	実機デブリ組成に近いウラン溶融物を使用した実験で、水蒸気爆発の起きていない FARO 及び COTELS 実験結果 <sup>(21)</sup> を参考とした。 (注) 質量中央径 6mm、標準偏差 3.3 の分布では、粒径の大きな分布となるため、これらを見直した
気泡径及び気泡上昇速度	気泡径 感度係数の C7152	対数正規分布 5%値 0.002 50%値 0.005 95%値 0.011 50%値 $\mu$ -5.30 標準偏差 $\sigma$ 0.47 分散 7.7E-6 平均値 E(x) 0.006 エラーファクタ 2.17 ・0.004~0.006m (平均径: 0.005m、幾何標準偏差: 1.6)	気泡径の MELCOR 基準値は、0.005m である。不確実さは、小さいと仮定した。 プールのスクラビングの検証の試験 <sup>(22)</sup> を参考にした。
	気泡上昇速度 感度係数の C7153	一様分布 ・0.16~0.24m/s	気泡上昇速度の MELCOR 基準値は、0.2m/s である。不確実さは、小さいと仮定した。サブプレッションプールの除染単化モデルの報告書 <sup>(23)</sup> を参考にした。

表 5.4 MELCOR 不確実さ解析の変動パラメータの根拠(2/2)

選定した変動パラメータ	MELCOR コードの変数名	変動パラメータの変化幅及び分布形	確率分布の設定法
コア・コンクリート反応モデル	キャビティ部のデブリモデルとして、完全混合または、機械混合モデルを選択。  コア・コンクリート反応モデルのオプション MIXING	一様分布 ・機械混合モデルまたは完全混合モデルの選択。 但し、 0～60%：機械混合 60～100%：完全混合  なお、機械混合モデルのデブリ層間の熱伝達係数(HTRINT)は、1とする。	キャビティ部のデブリは金属と酸化物の混合状態として、完全混合モデルが MELCOR 推奨である。機械混合モデルが実験結果を模擬することを考慮した。 CORCON コードのモデルと COTELS 試験結果の比較・検討 <sup>(21)</sup> を参考にした。
過圧破損	破損圧力 (過圧破損)  FL モデルのバルブ開放割合の制御関数	対数正規分布 5%値 1.70 50%値 3.32 95%値 6.46 50%値 $\mu$ 1.20 標準偏差 $\sigma$ 0.41 分散 2.32 平均値 E(x) 3.60 エラーファクタ 1.95 なお、設計圧 2 倍 (5%値)～5.5 倍 (95%値) を目安とした。	参考文献 <sup>(21)</sup> の NUPEC、NRC/サンディア研究所共同の格納容器信頼性実証試験のひとつ鋼製格納容器 (SCV) 試験結果から求めた。
	破損面積 (過圧破損)  破損口の等価破損面積	対数正規分布 TC/TB 5%値 0.19/0.002 50%値 0.37/0.055 95%値 0.72/1.36 50%値 $\mu$ -1.00/-2.90 標準偏差 $\sigma$ 0.41/1.95 分散 0.029/5.81 平均値 E(x) 0.40/0.37 エラーファクタ 1.95/24.56 ・0.65m <sup>2</sup> (設計圧 5.5 倍)～設計圧 2.0 倍時点の断面積 (事故シーケンスに依存)	破損圧力での臨界流相当の断面積を仮定した。 NUREG/CR-6906 <sup>(25)</sup> を参考にした。
原子炉建屋の除染効果	原子炉建屋多ノードモデル  FL モデルの連結ノード KCVTO	一様分布 ・原子炉建屋を 1F～4F に分割したモデルにおいて、1F ノード～4F ノードにおける過圧破損が発生するものと仮定した。  0～10%：1F ノード 10～50%：2F ノード 50～60%：3F ノード 60～100%：4F ノード	建屋多ノードモデルでは、格納容器過圧破損が、ハッチ部 (2F ノード) またはヘッドフランジ部 (4F ノード) で生じる可能性が高いと仮定した。

表 5.5 変動パラメータのサンプリングから求めた MELCOR 入力データ

	燃料からの FP 放出率	炉内デブリ 熱伝達率	微粒子化デ ブリの平均 粒径 (mm)	気泡径 (m)	気泡上昇 速度 (m/sec)	キャビティ 部のデブリ 混合モデル	格納容器過圧破損			建屋除染効 果 (格納容 器破損ノー ド)
							破損圧 (設計圧の 倍数)	破損面積 (TC : m <sup>2</sup> )	破損面積 (TB : m <sup>2</sup> )	
ケース 1	1.15	0.49	2.8	0.0101	0.22	機械混合	3.3	0.42	0.23	2 F
ケース 2	0.85	0.59	5.1	0.0034	0.23	完全混合	5.4	0.34	0.16	2 F
ケース 3	0.73	1.08	7.5	0.0079	0.19	機械混合	4.8	0.37	0.0072	4 F
ケース 4	0.67	1.48	4.8	0.0041	0.18	完全混合	4.0	0.46	0.47	4 F
ケース 5	1.09	1.14	3.3	0.0038	0.17	機械混合	3.7	0.28	0.017	2 F
ケース 6	0.22	0.41	2.5	0.0043	0.22	機械混合	3.0	0.55	0.013	4 F
ケース 7	0.47	1.64	3.7	0.0030	0.18	機械混合	2.7	0.37	0.069	4 F
ケース 8	0.17	0.67	6.8	0.0063	0.19	完全混合	3.5	0.42	0.20	2 F
ケース 9	1.01	1.25	2.3	0.0046	0.20	機械混合	2.6	0.47	0.056	2 F
ケース 10	0.79	0.82	9.6	0.0049	0.23	完全混合	2.1	0.30	0.031	3 F
ケース 11	0.37	0.91	4.4	0.0054	0.16	完全混合	4.7	0.33	0.019	1 F
ケース 12	0.97	2.95	8.7	0.0052	0.21	機械混合	3.7	0.64	0.11	2 F
ケース 13	0.28	2.15	1.9	0.0058	0.23	機械混合	4.4	0.26	0.078	4 F
ケース 14	0.52	2.08	3.4	0.0074	0.21	完全混合	2.9	0.50	0.039	1 F
ケース 15	0.56	0.55	5.6	0.0067	0.17	機械混合	2.4	0.29	0.63	4 F

表 5.6 放出カテゴリ TC- $\theta$ 、TB- $\delta'$  の環境放出開始時間の分布

(単位：時間)

放出カテゴリ	TC- $\theta$	TB- $\delta'$
平均値	1.3	36
95%値	1.5	69
50%値	1.3	33
5%値	1.1	16
エラーファクタ	1.2	2.1
95%値/平均値	1.1	1.9

表 5.7 放出カテゴリ TC- $\theta$  における環境放出割合の確率分布

核種 グループ	Xe	CsI	CsOH	Te	Sr	Ru	Ce
平均値	9.97E-01	2.60E-01	1.39E-01	1.57E-01	4.77E-03	3.48E-07	1.49E-04
95%値	1.00E+00	4.89E-01	2.76E-01	3.15E-01	1.13E-02	1.28E-06	4.50E-04
50%値	9.97E-01	2.36E-01	1.23E-01	1.38E-01	3.85E-03	5.10E-08	9.60E-05
5%値	9.90E-01	1.14E-01	5.46E-02	6.08E-02	1.31E-03	2.03E-09	2.05E-05
エラー ファクタ	1.0	2.1	2.3	2.3	2.9	25	4.7
95%値/ 平均値	1.0	1.9	2.0	2.0	2.4	3.7	3.0

表 5.8 放出カテゴリ TB- $\delta'$  の環境放出割合の確率分布

核種 グループ	Xe	CsI	CsOH	Te	Sr	Ru	Ce
平均値	9.71E-01	1.30E-01	4.11E-02	6.47E-02	1.84E-03	1.85E-09	5.94E-06
95%値	1.04E+00	3.10E-01	1.42E-01	1.82E-01	5.73E-03	5.12E-09	2.14E-05
50%値	9.70E-01	1.04E-01	2.07E-02	4.52E-02	1.13E-03	8.90E-11	7.68E-07
5%値	9.07E-01	3.52E-02	3.03E-03	1.12E-02	2.22E-04	1.54E-12	2.76E-08
エラー ファクタ	1.1	3.0	6.8	4.0	5.1	58	28
95%値/ 平均値	1.1	2.4	3.5	2.8	3.1	2.8	3.6

表 5.9 BWR のソースターム不確実さ先行研究のエラーファクタとの比較

	Xe	CsI	CsOH	Te	Sr	Ru	Ce
原子炉未臨界確保失敗(BWR-4 の TC)	1.0	2.1	2.3	2.3	2.9	25	4.7
電源喪失(BWR-4 の TB)	1.1	3.0	6.8	4.0	5.1	58	28
BWR 産業界評価(ABWR の TC) <sup>(27)</sup>	約 1	約 1	—	約 1.4	約 2.4	約 12	約 3
JAEA 学会論文(BWR-5 の TC) <sup>(26)</sup>	—	約 5.9	約 6.5	—	約 6.3	—	—
JAEA 学会論文(BWR-5 の TQUV) <sup>(26)</sup>	—	約 2.2	約 6.7	—	約 740	—	—
NUREG1150 (ピーチボトム、DW 破損) <sup>(24)</sup>	約 2	約 26	約 53	約 69	>150	>19	>45
NUREG1150 (グランドガルフ、DW 破損) <sup>(24)</sup>	約 2	約 17	約 28	約 53	>66	>23	>25

表 5.10 BWR のソースターム不確実さ先行研究の 95%値／平均値との比較

	Xe	CsI	CsOH	Te	Sr	Ru	Ce
原子炉未臨界確保失敗(BWR-4 の TC)	1.0	1.9	2.0	2.0	2.4	3.7	3.0
電源喪失(BWR-4 の TB)	1.1	2.4	3.5	2.8	3.1	2.8	3.6
BWR 産業界評価(ABWR の TC) <sup>(27)</sup>	約 1.0	約 1.0	—	約 1.5	約 2.0	約 2.8	約 1.8
JAEA 学会論文(BWR-5 の TC) <sup>(26)</sup>	—	約 3.0	約 3.2	—	約 8.2	—	—
JAEA 学会論文(BWR-5 の TQUV) <sup>(26)</sup>	—	約 2.0	約 3.7	—	約 1.1	—	—
NUREG1150 (ピーチボトム、DW 破損) <sup>(24)</sup>	—	約 4.0	約 5.6	約 5.7	約 7.1	約 4.2	約 4.7
NUREG1150 (グランドガルフ、DW 破損) <sup>(24)</sup>		約 4.1	約 4.5	約 4.4	約 4.4	約 5.3	約 4.3

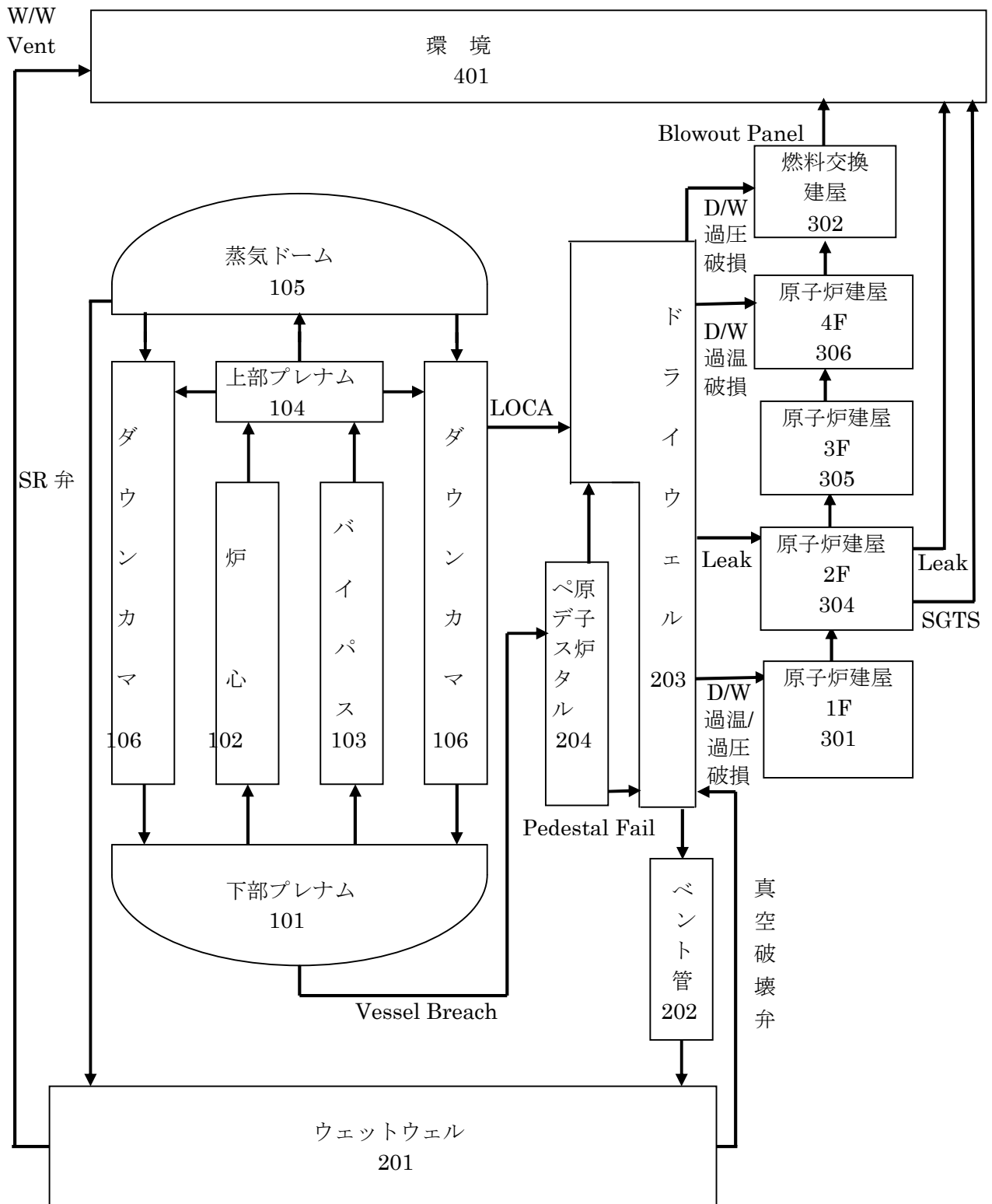


図 5.1 MELCOR コード解析体系モデル

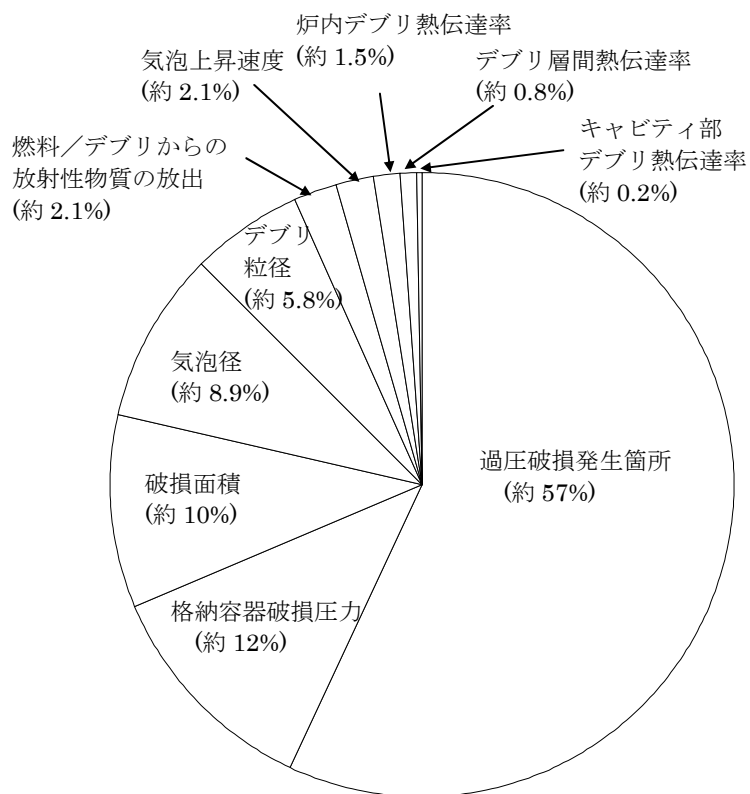


図 5.2-1 ソースターム変動幅への寄与割合(TC, CsI)

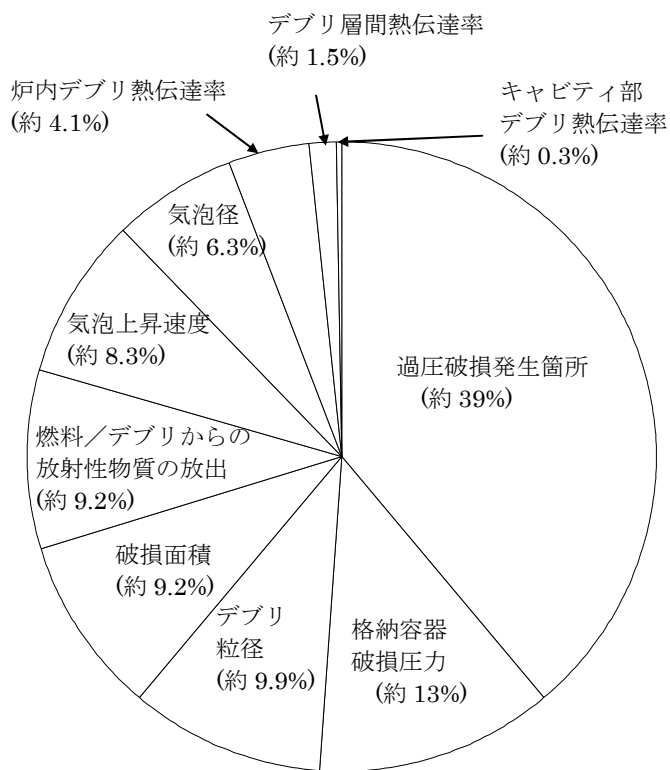


図 5.2-2 ソースターム変動幅への寄与割合(TC, Sr)



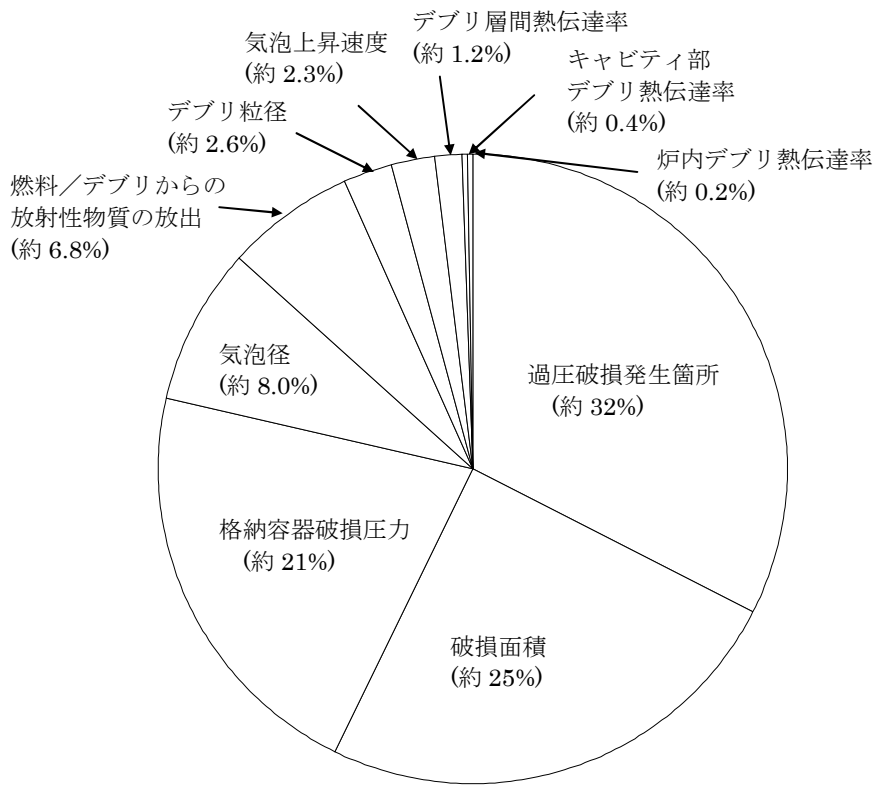


図 5.3-1 ソースターム変動幅への寄与割合(TB, CsI)

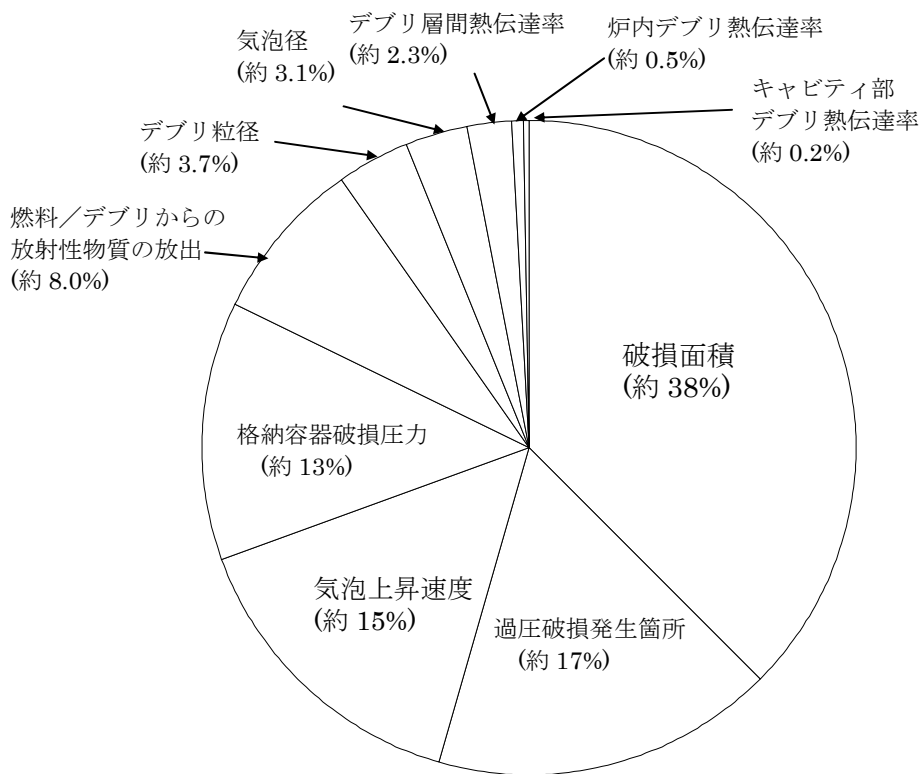


図 5.3-2 ソースターム変動幅への寄与割合(TB, Sr)

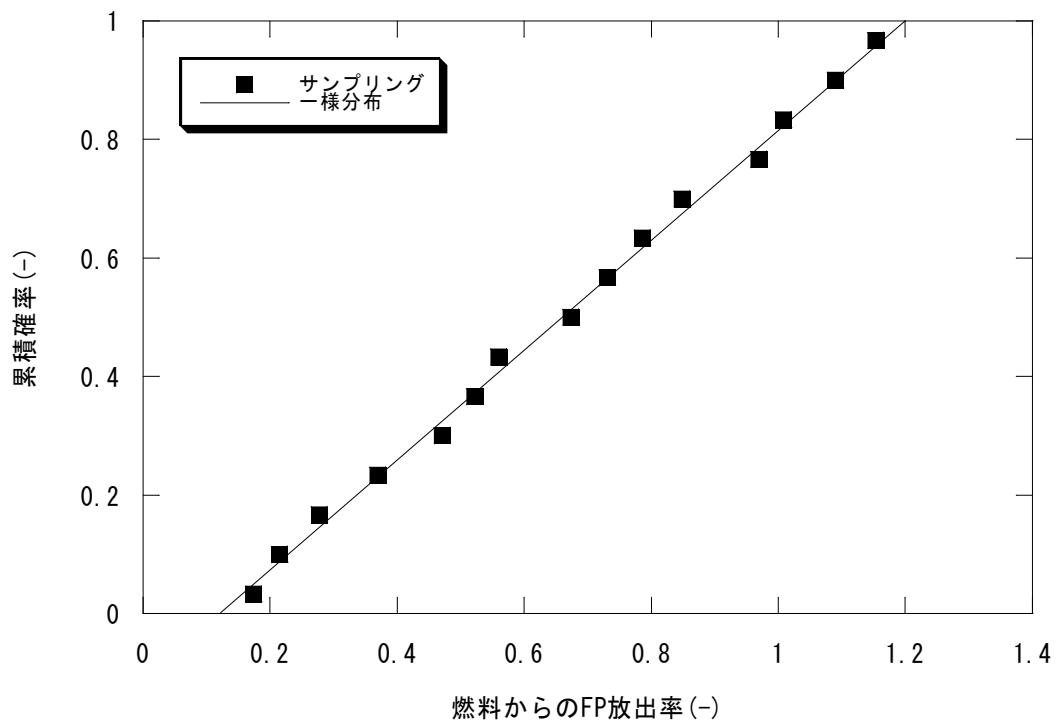


図5.4 燃料からのFP放出率の累積確率分布

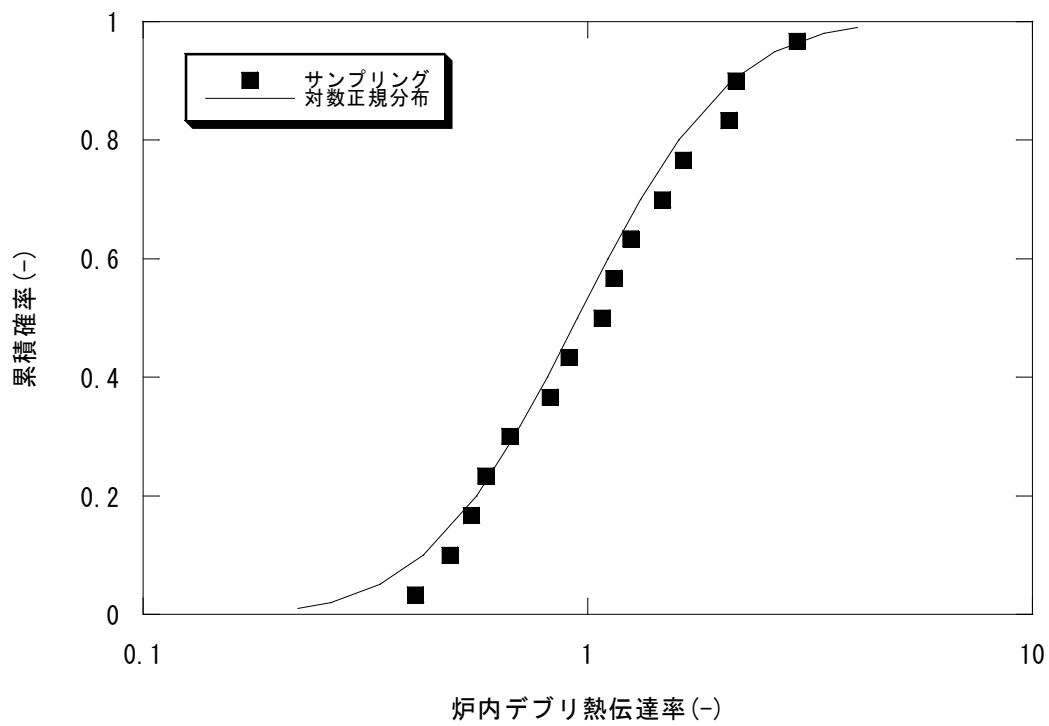


図5.5 炉内デブリ熱伝達率の累積確率分布

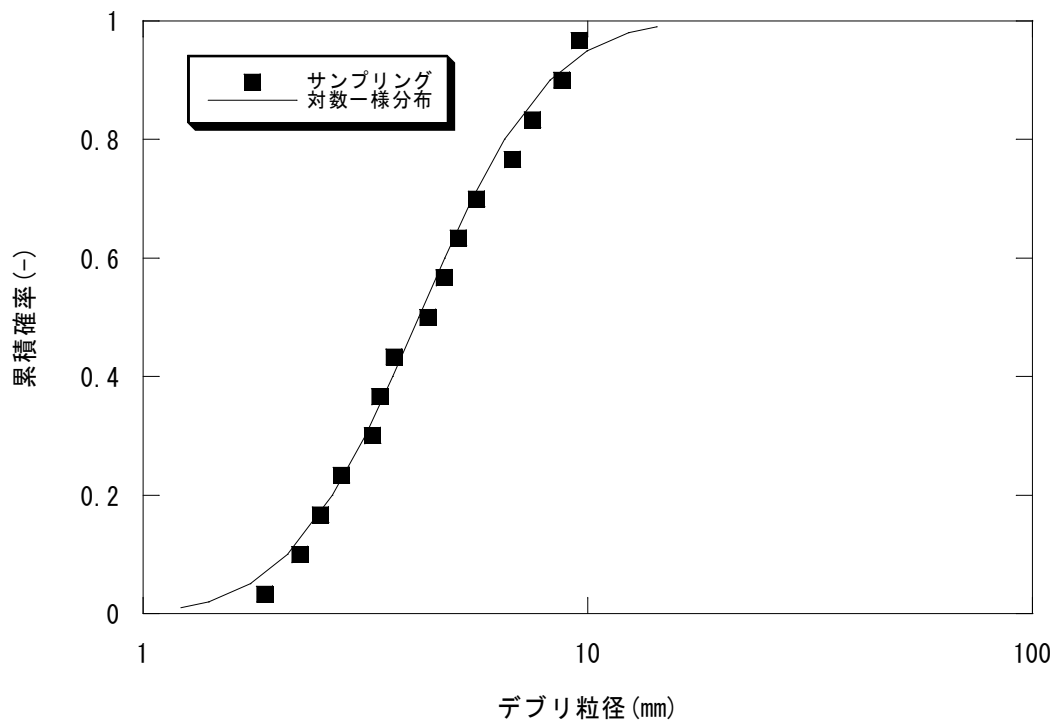


図5.6 デブリの平均粒径の累積確率分布

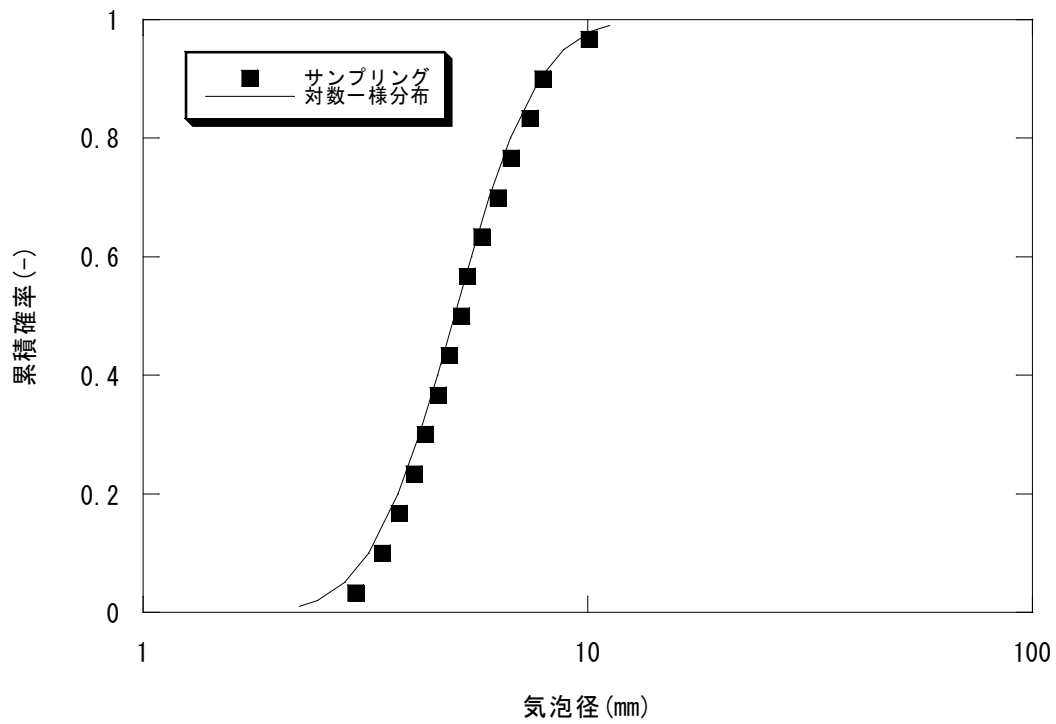


図5.7 気泡径の累積確率分布

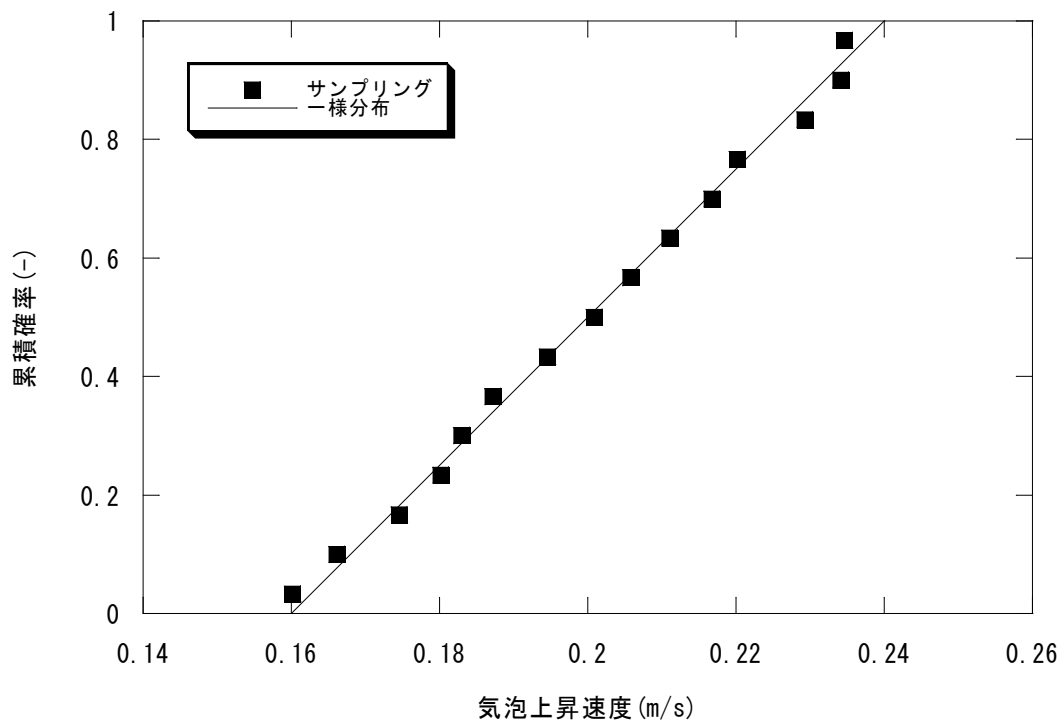


図5.8 気泡上昇速度の累積確率分布

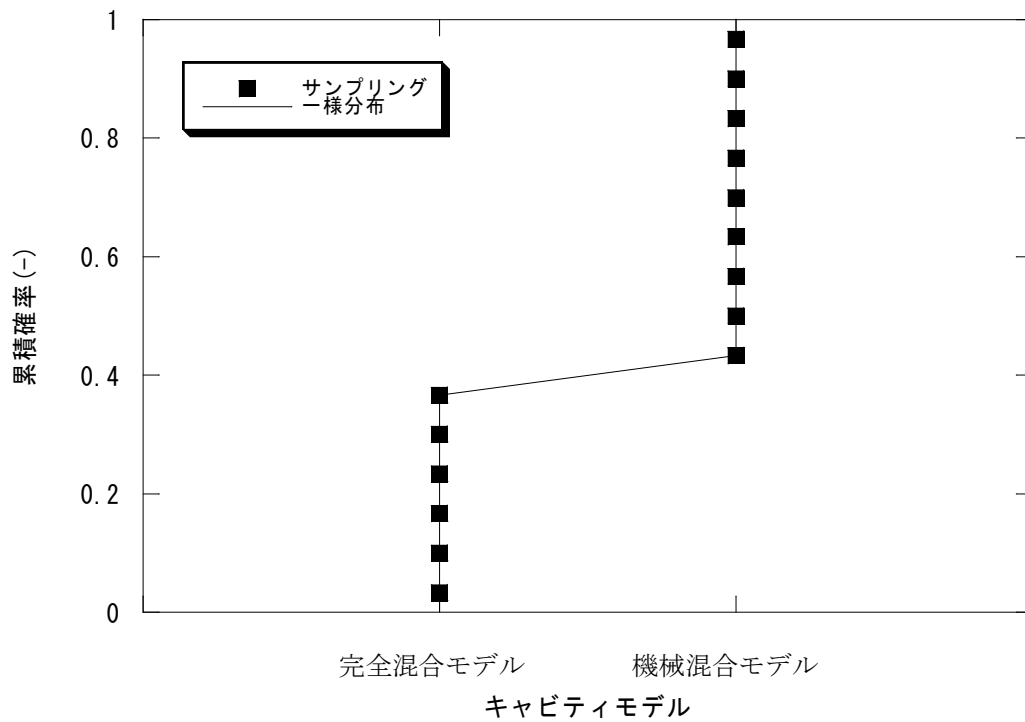


図5.9 キャビティ部デブリモデルの累積確率分布

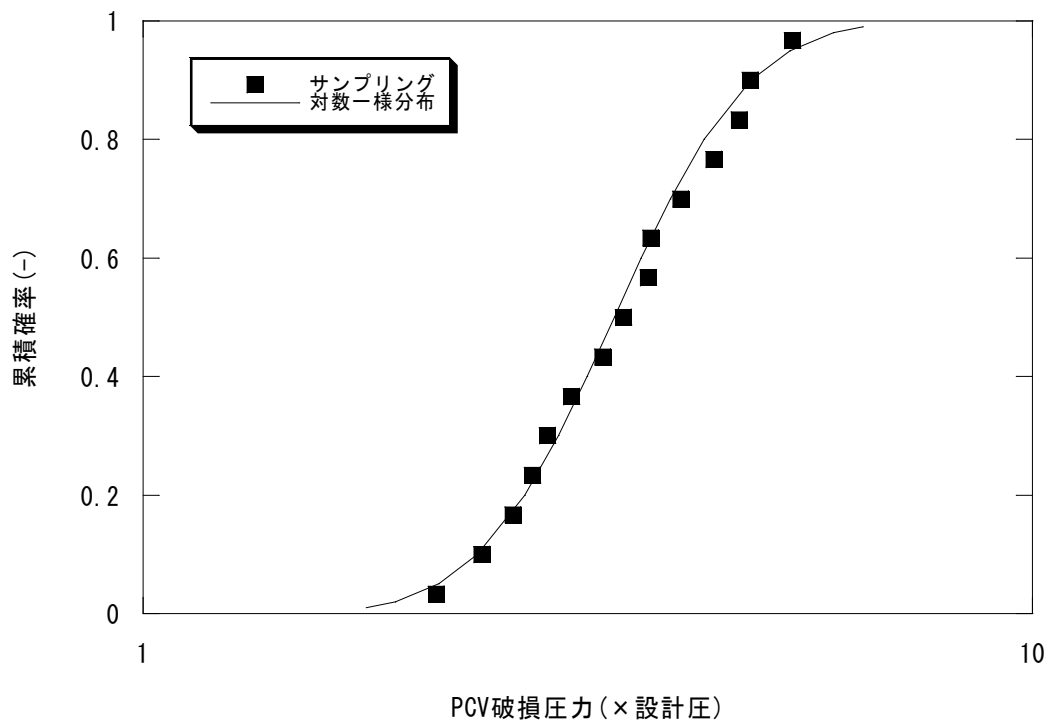


図5.10 格納容器破損圧力の累積確率分布

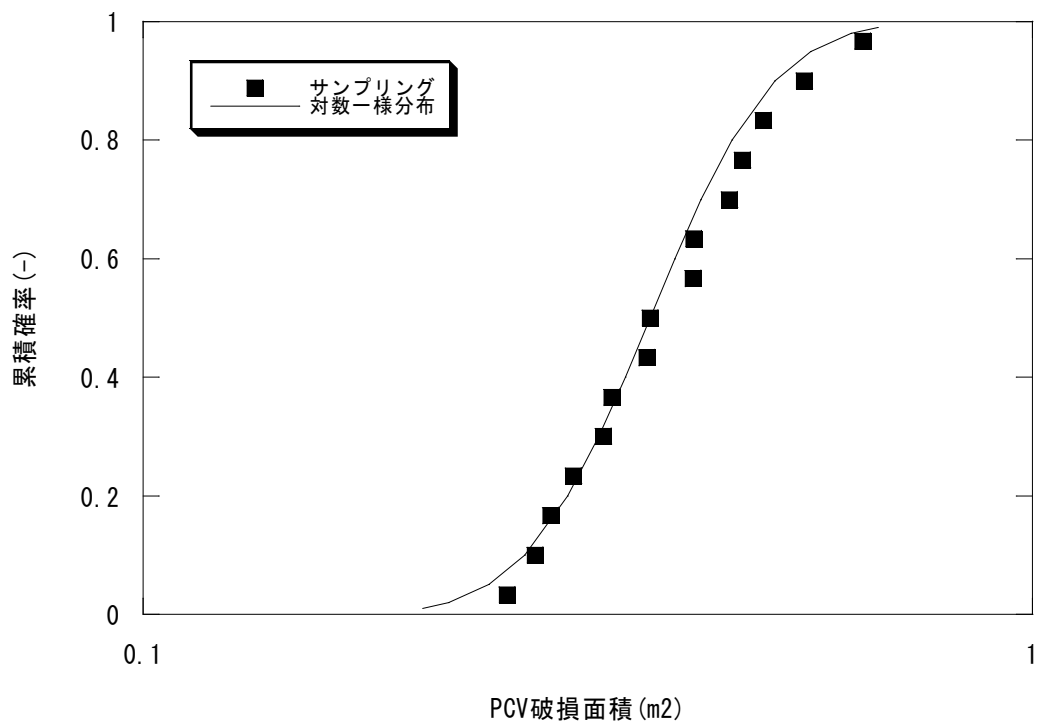


図5.11 格納容器破損面積(TC)の累積確率分布

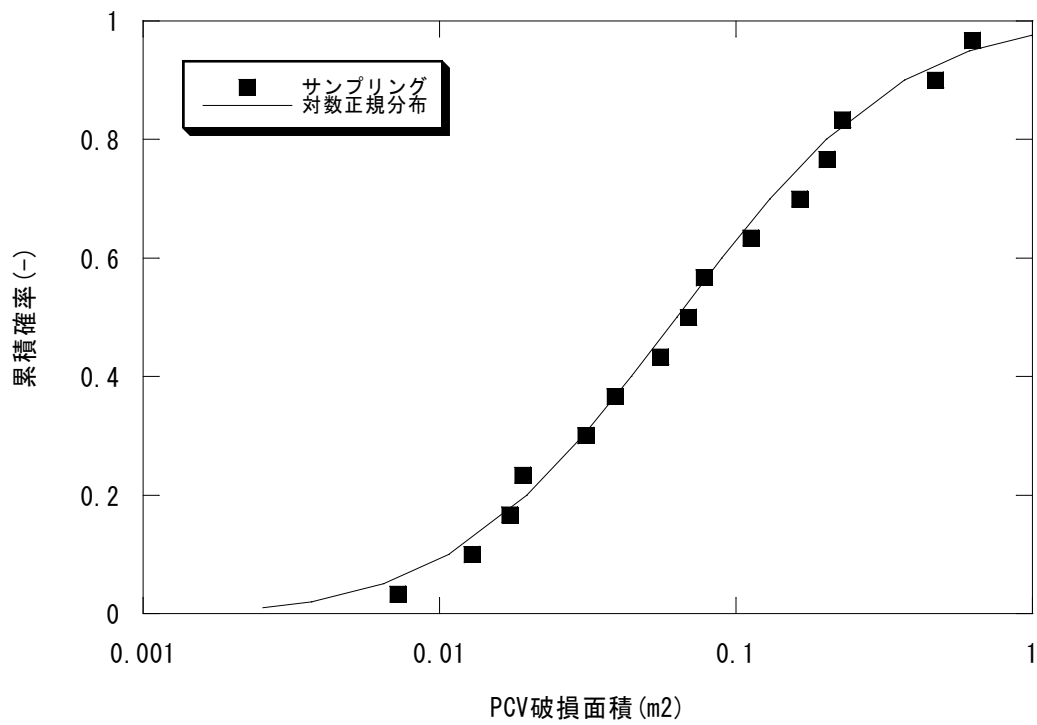


図5.12 格納容器破損面積(TB)の累積確率分布

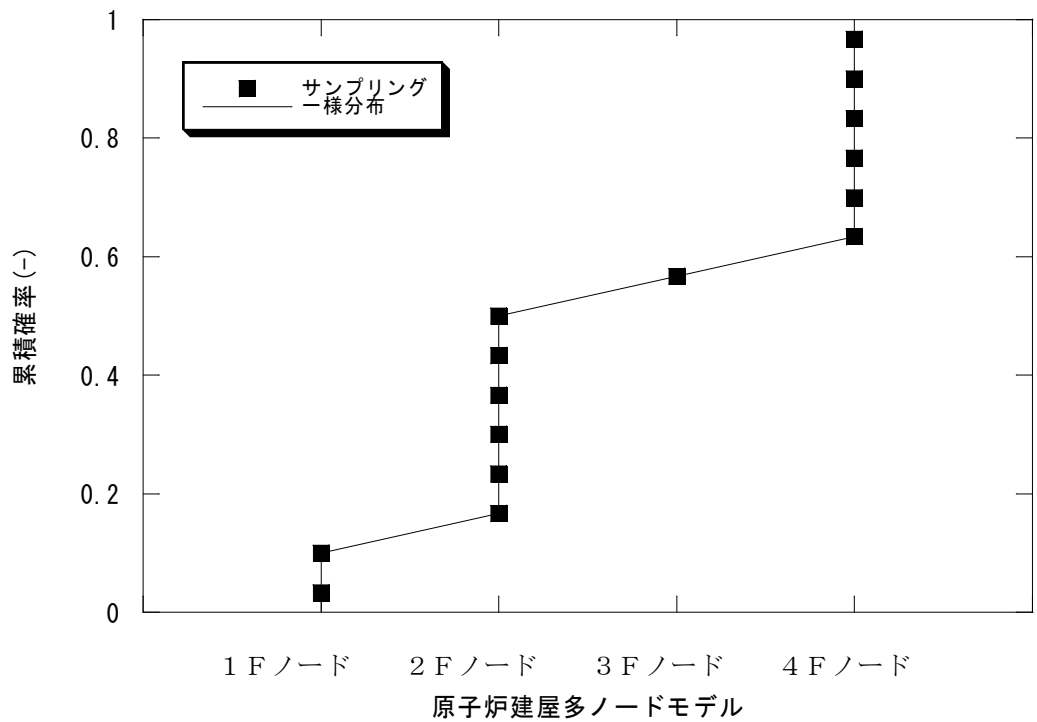


図5.13 原子炉建屋での破損発生ノードの累積確率分布

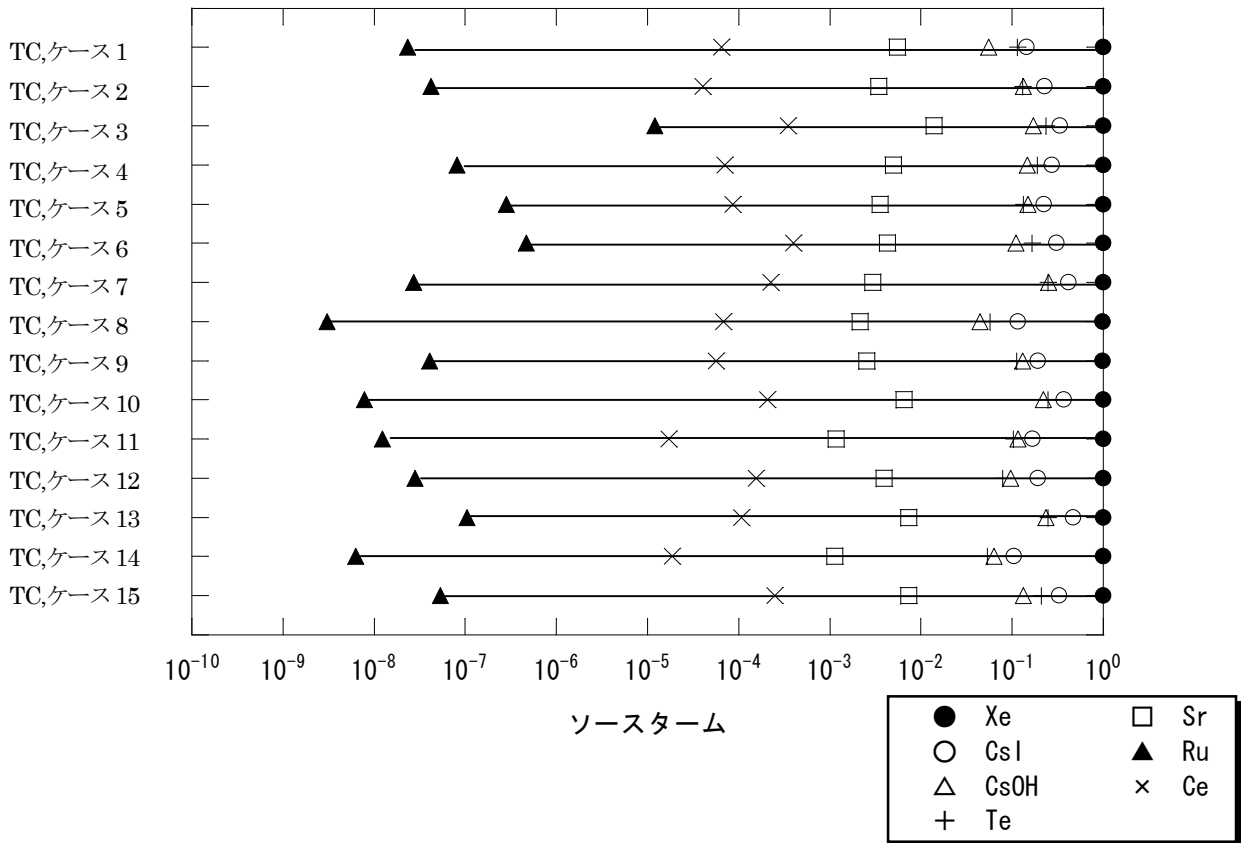
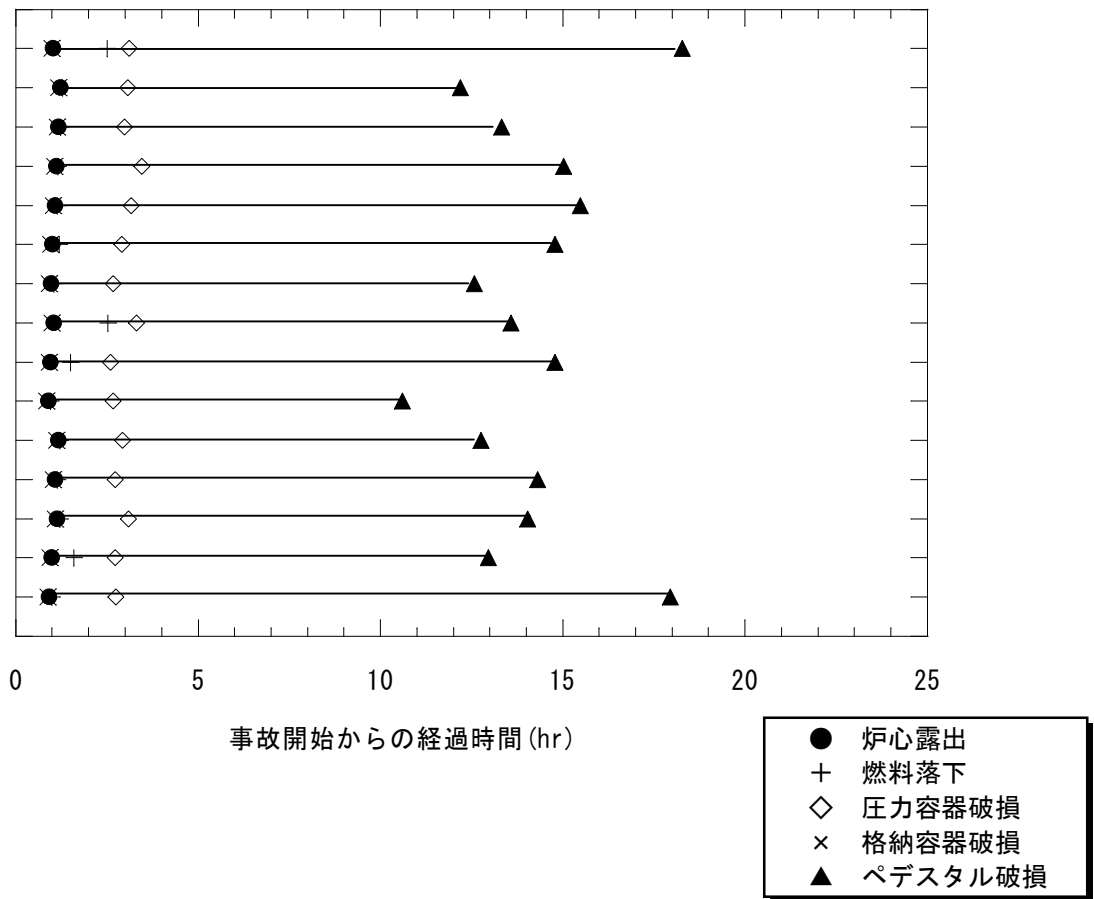


図 5.14 原子炉未臨界確保失敗 (TC) の事故進展タイミング及びソースターム

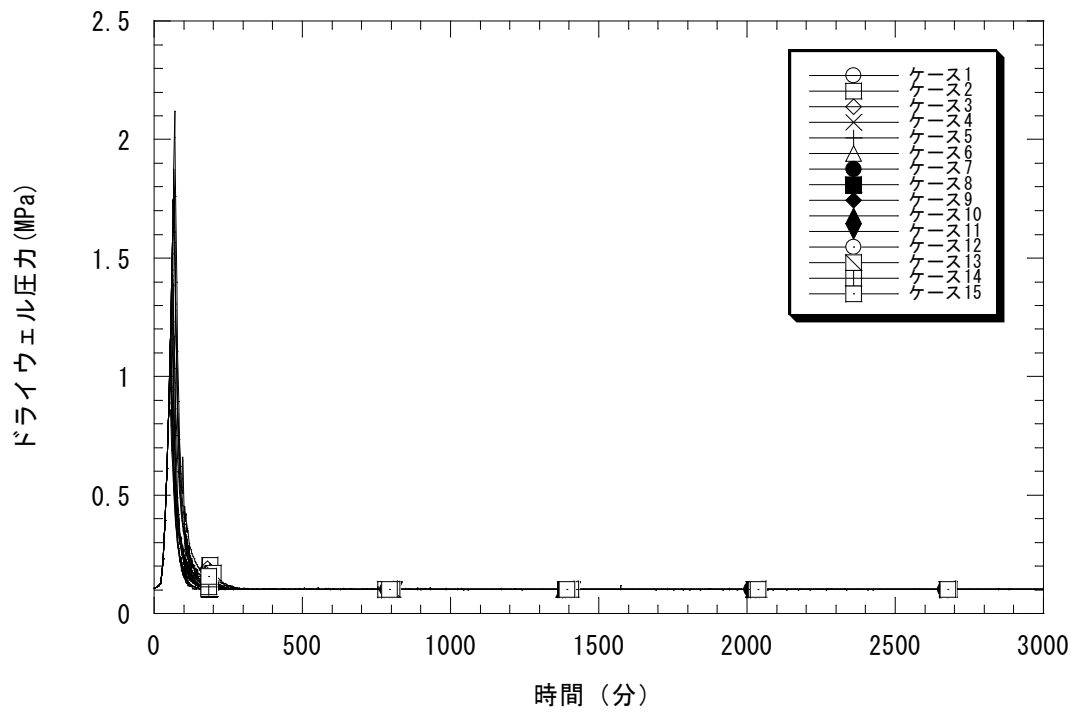


図5.15-1 ドライウェル圧力 (原子炉未臨界確保失敗 (TC))

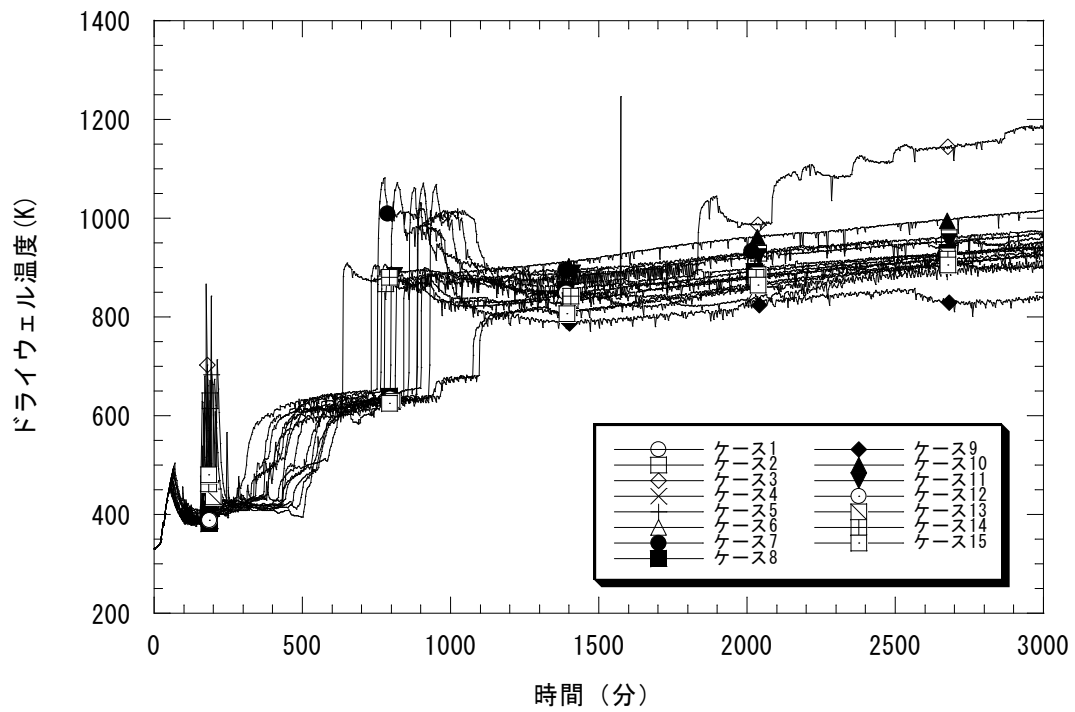


図5.15-2 ドライウェル温度 (原子炉未臨界確保失敗 (TC))



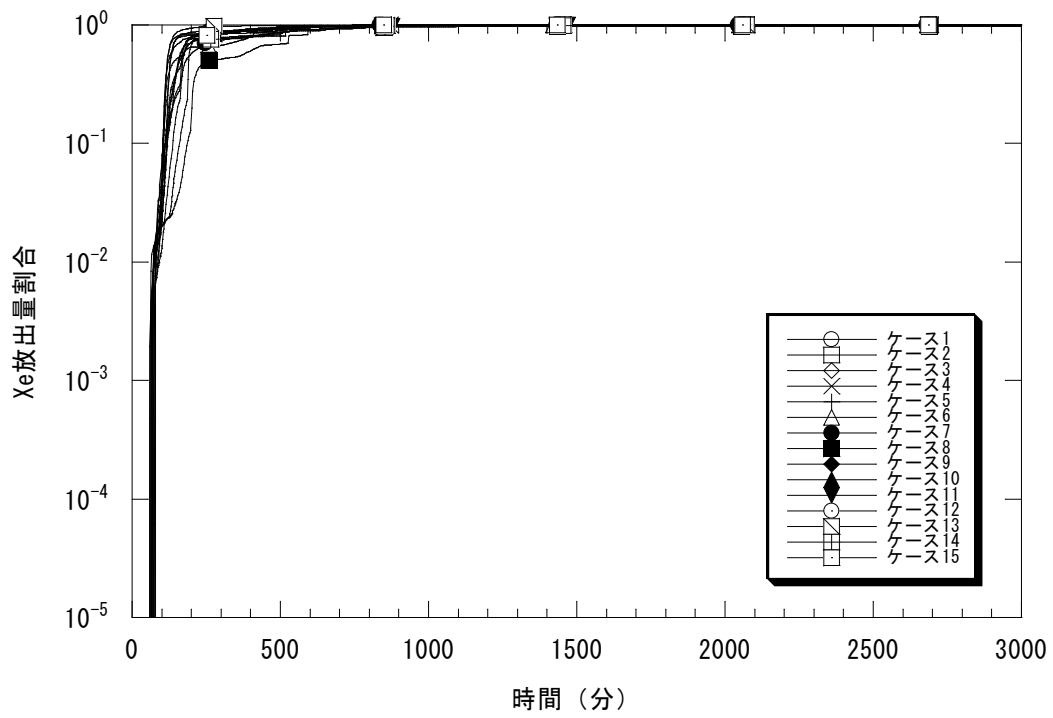


図5.15-3 Xe環境放出量割合 (原子炉未臨界確保失敗 (TC))

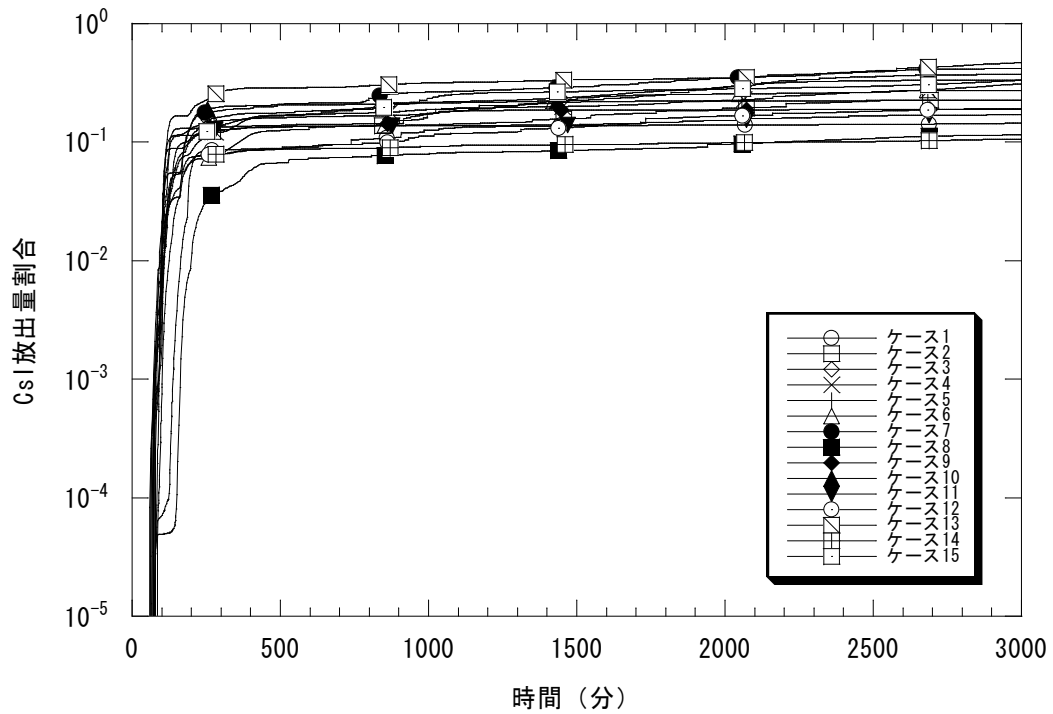


図5.15-4 CsI環境放出量割合 (原子炉未臨界確保失敗 (TC))

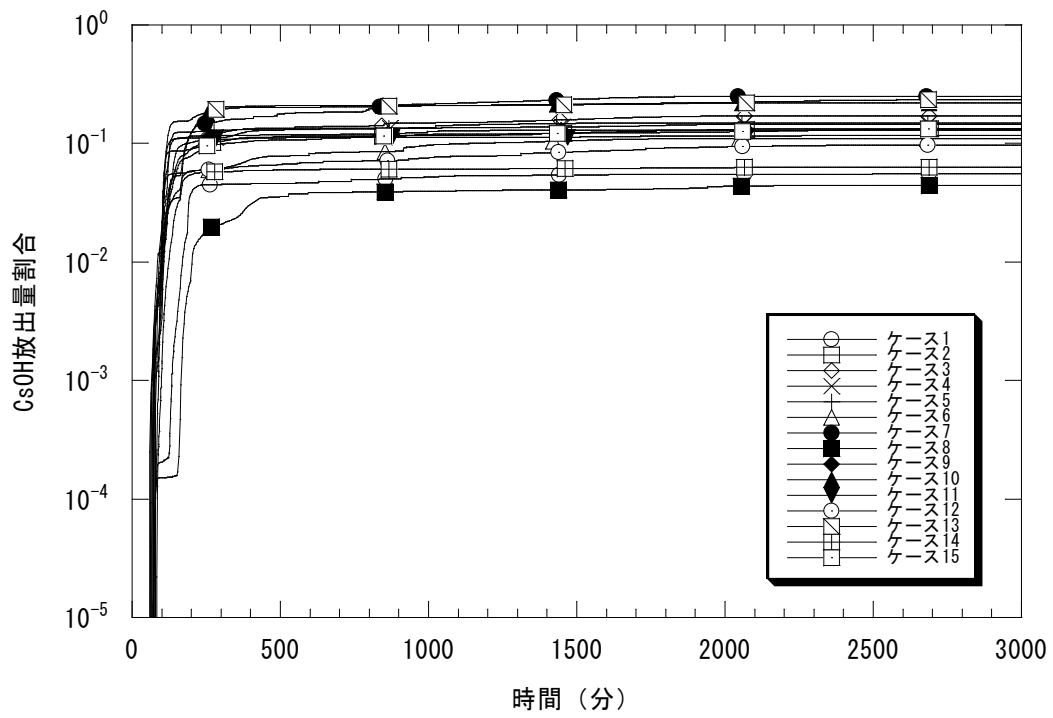


図5.15-5 CsOH環境放出量割合 (原子炉未臨界確保失敗 (TC))

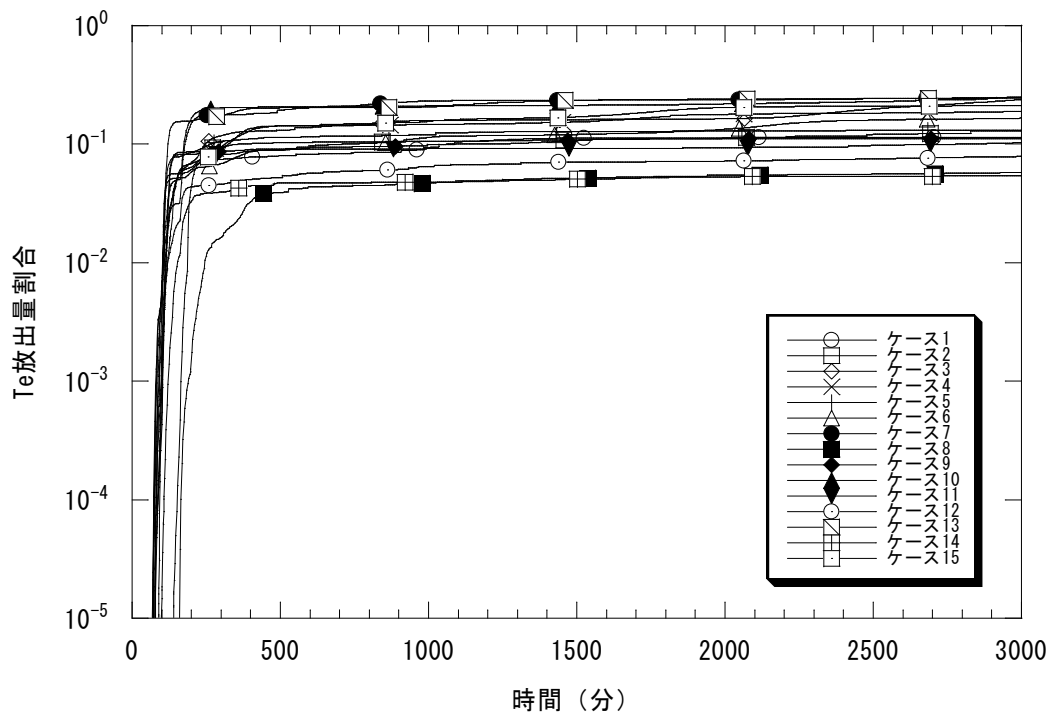


図5.15-6 Te環境放出量割合 (原子炉未臨界確保失敗 (TC))

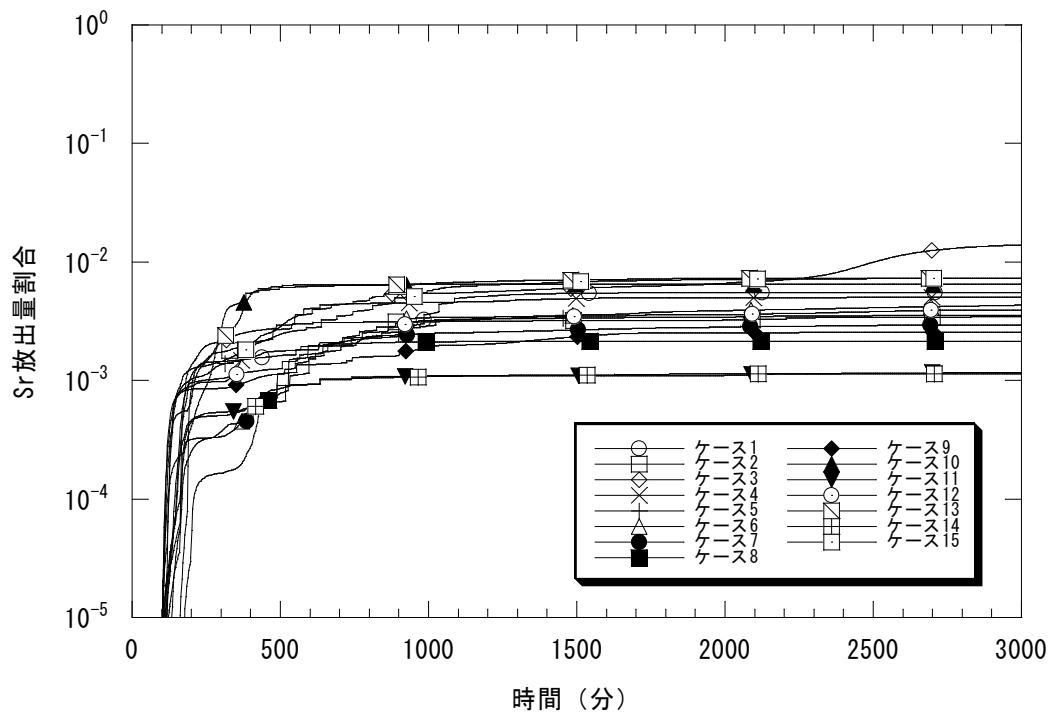


図5.15-7 Sr環境放出量割合（原子炉未臨界確保失敗（TC））

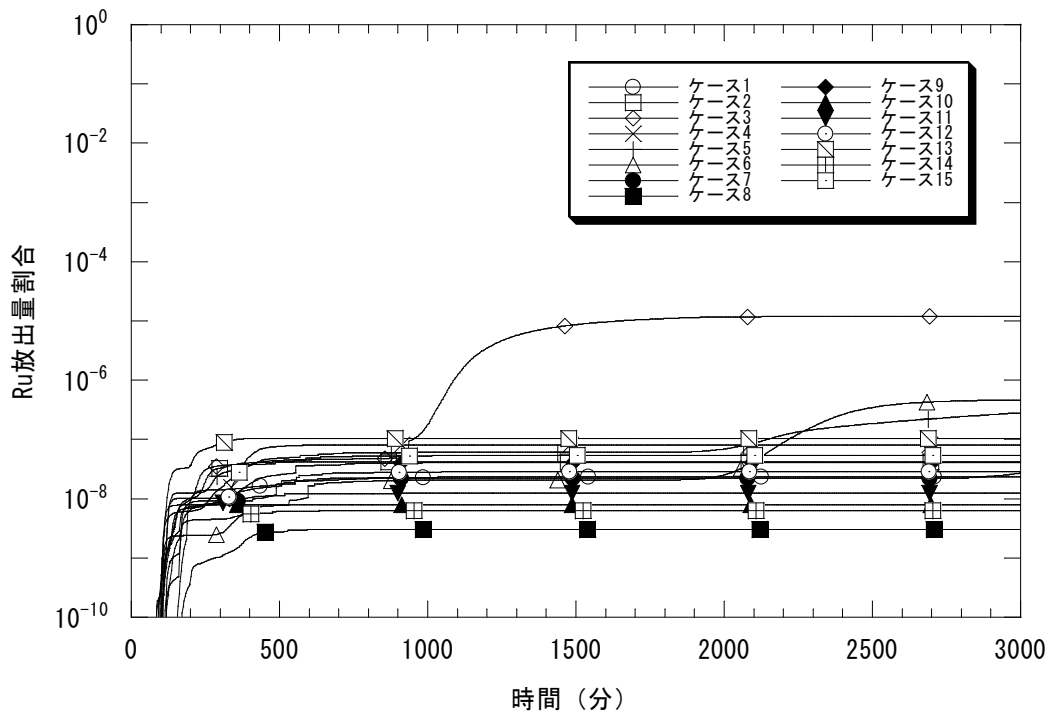


図5.15-8 Ru環境放出量割合（原子炉未臨界確保失敗（TC））

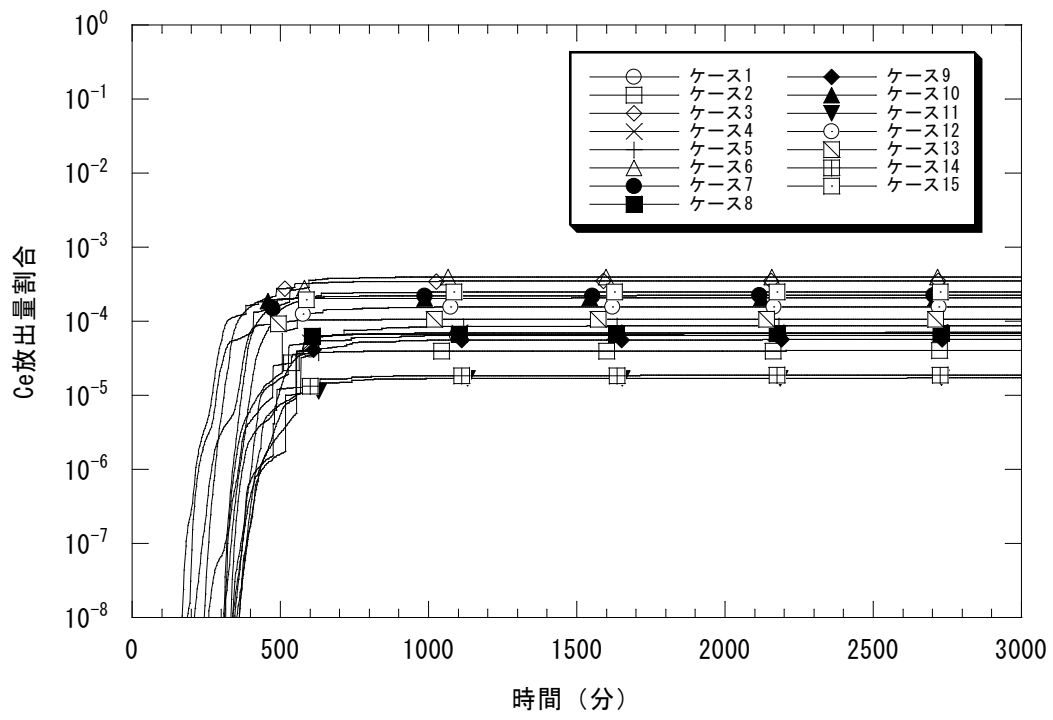


図5.15-9 Ce環境放出量割合 (原子炉未臨界確保失敗 (TC))

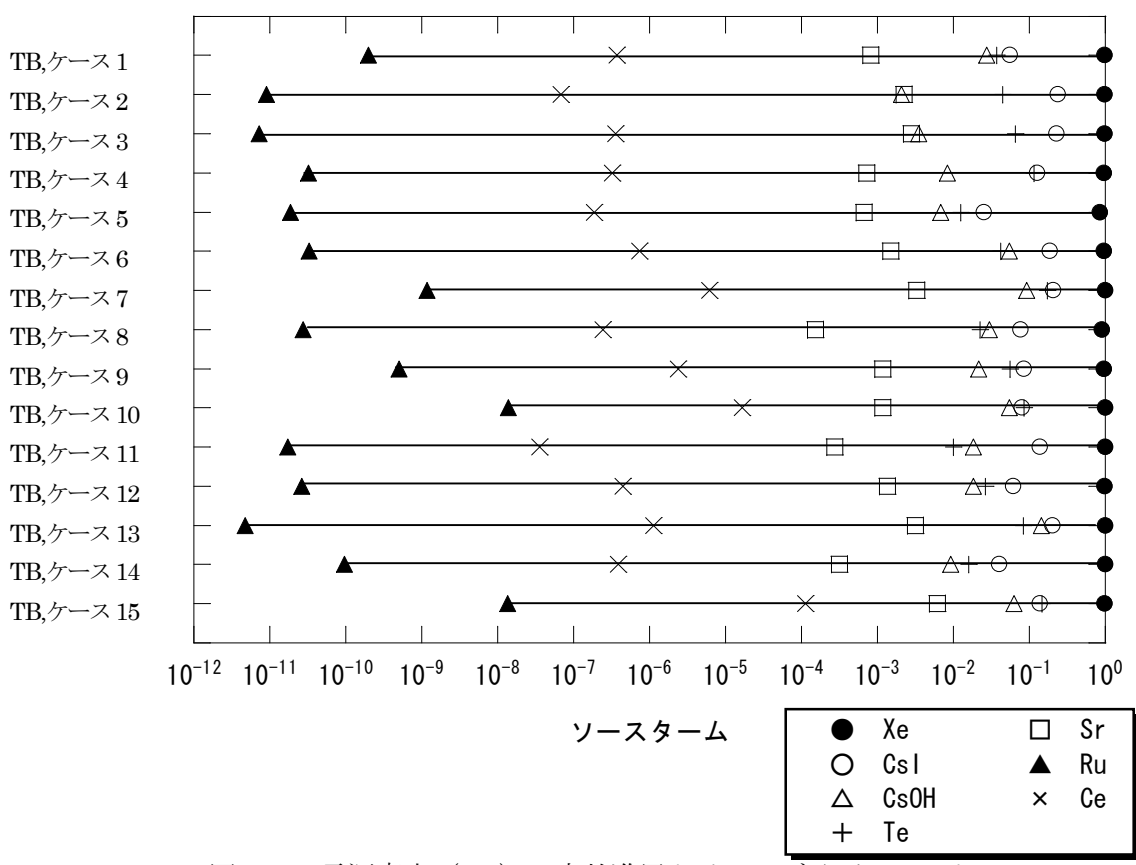
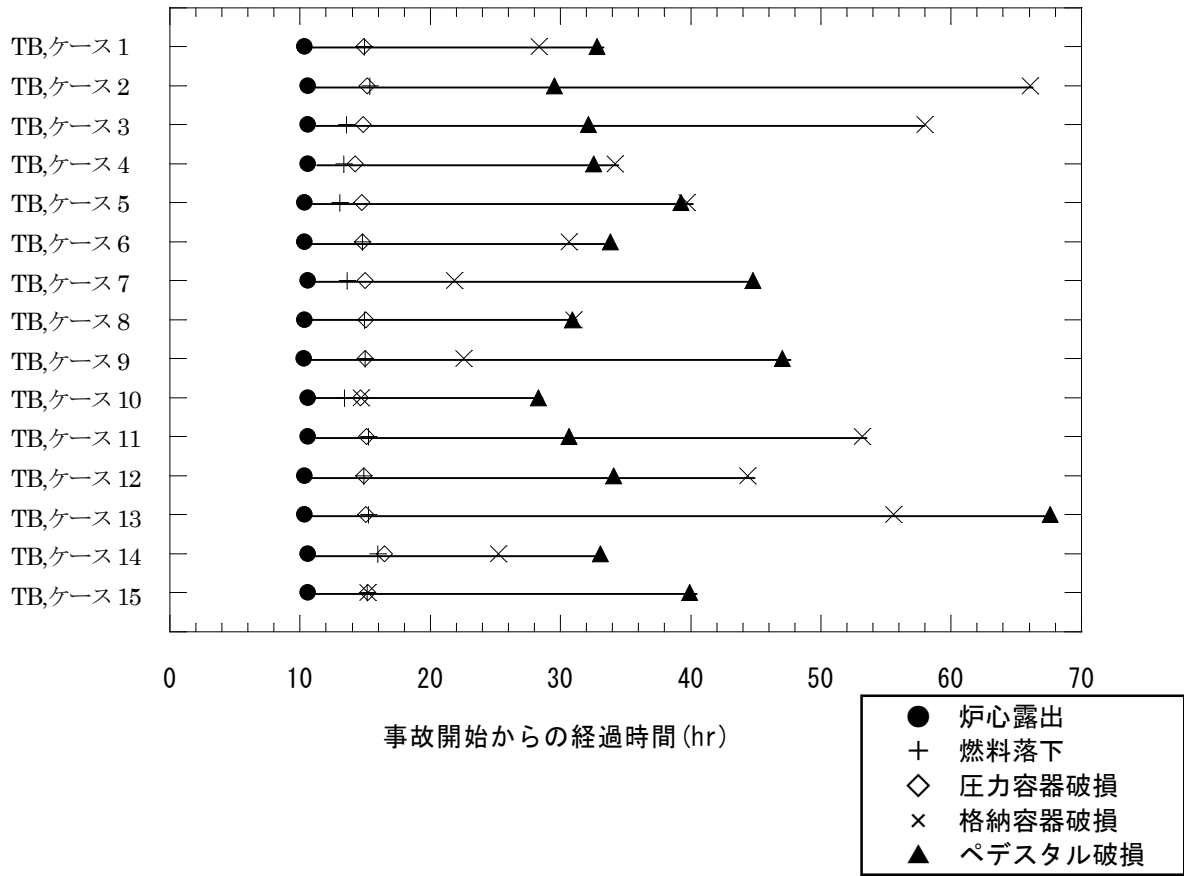


図5.16 電源喪失 (TB) の事故進展タイミング及びソースターム

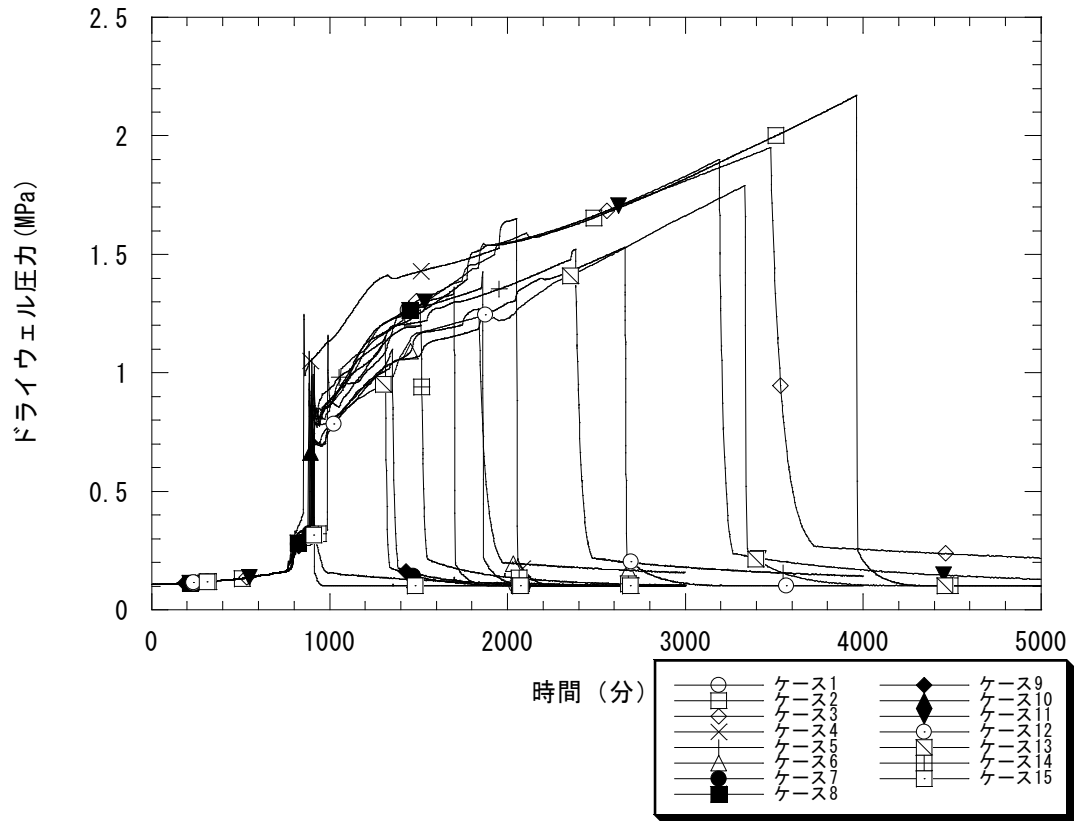


図5.17-1 ドライウェル圧力 (電源喪失(TB))

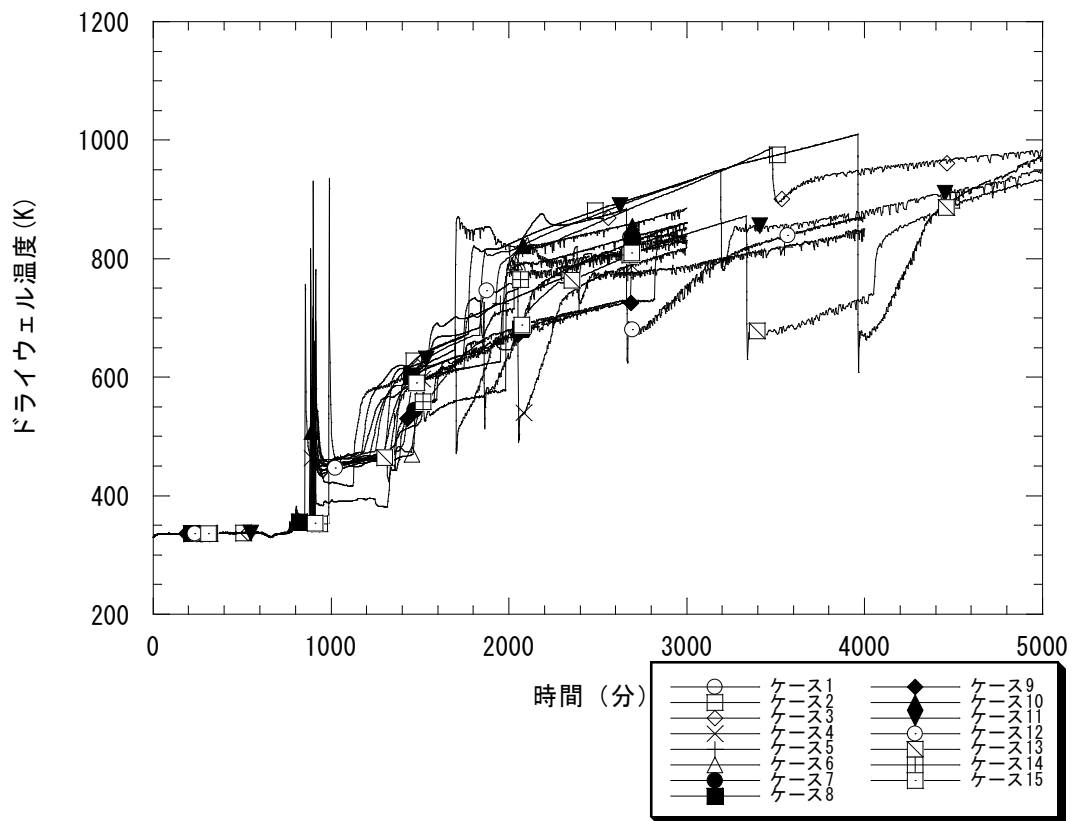


図5.17-2 ドライウェル温度 (電源喪失(TB))

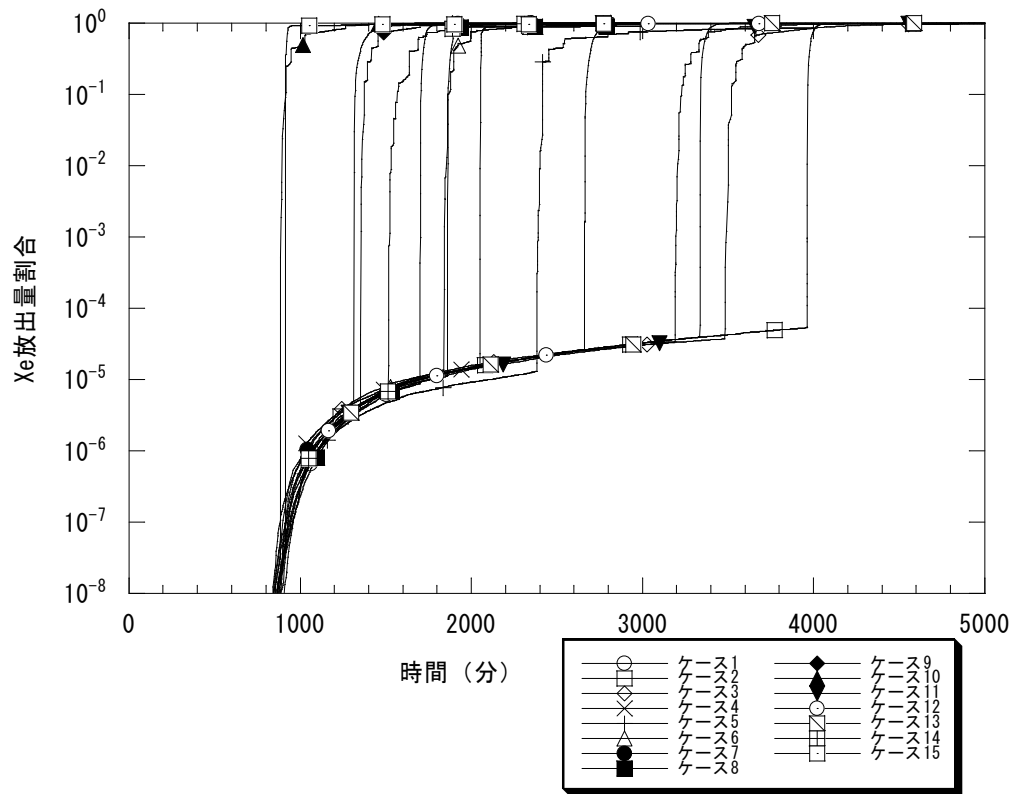


図5.17-3 Xe環境放出量割合 (電源喪失 (TB))

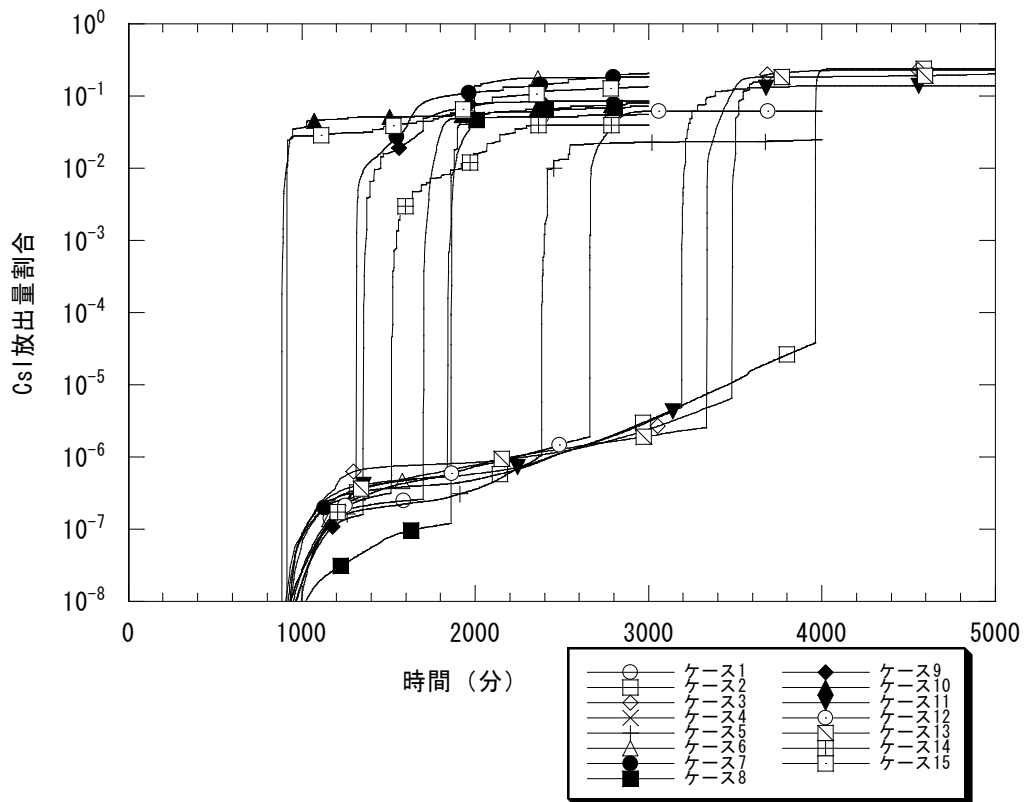


図5.17-4 CsI環境放出量割合 (電源喪失 (TB))

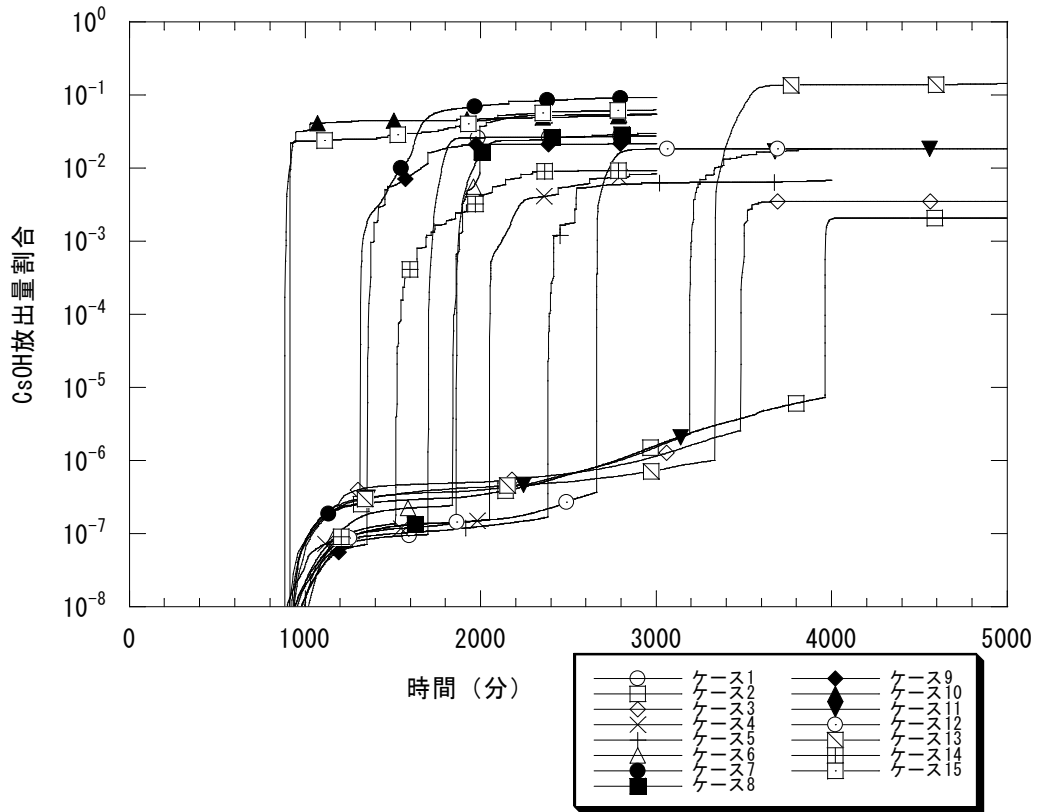


図5.17-5 CsOH環境放出量割合 (電源喪失 (TB))

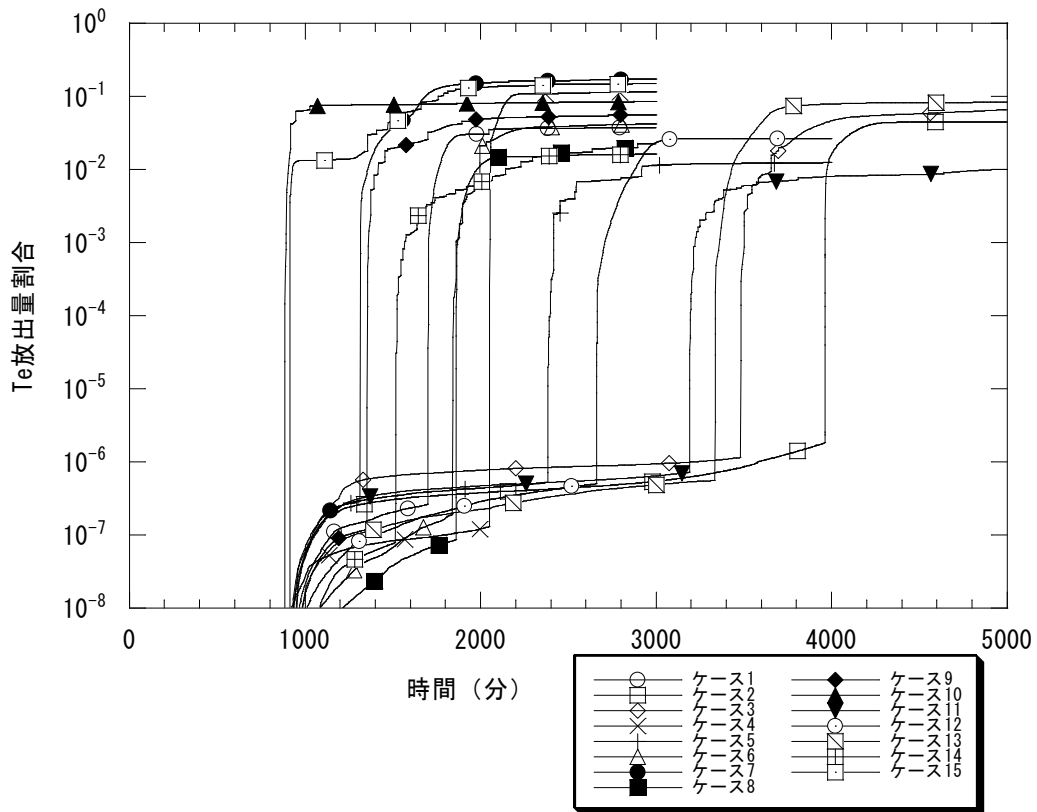


図5.17-6 Te環境放出量割合 (電源喪失 (TB))



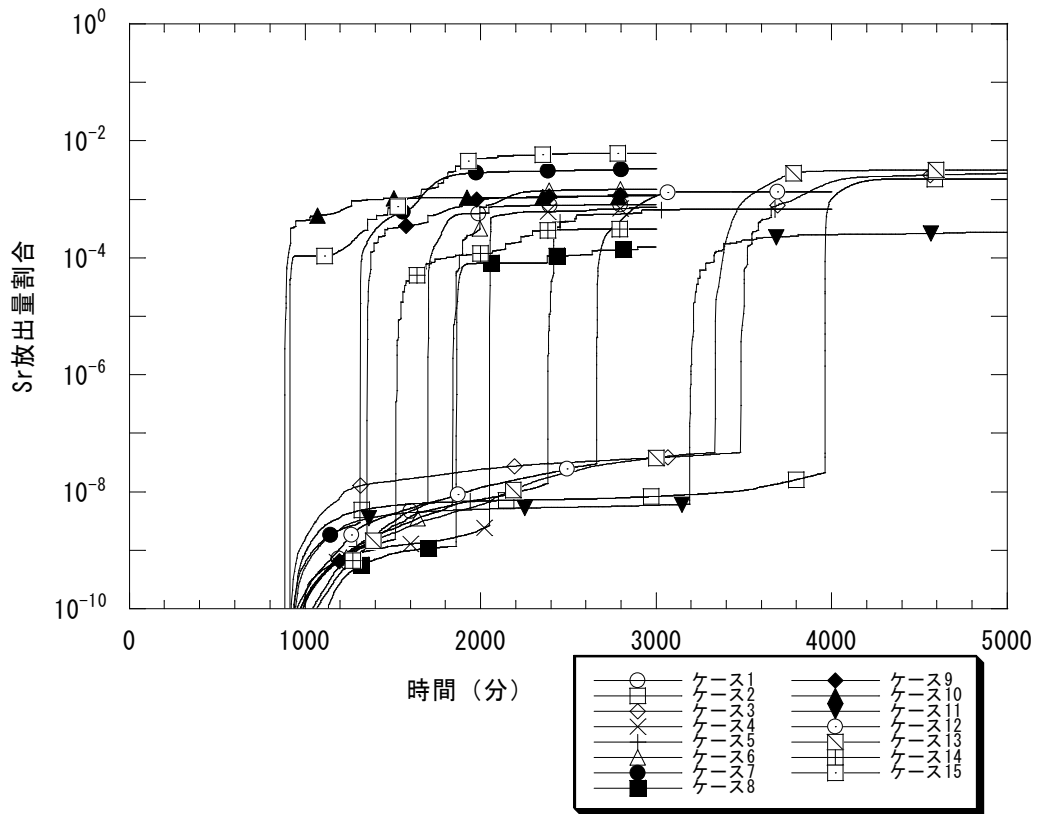


図5.17-7 Sr環境放出量割合 (電源喪失 (TB))

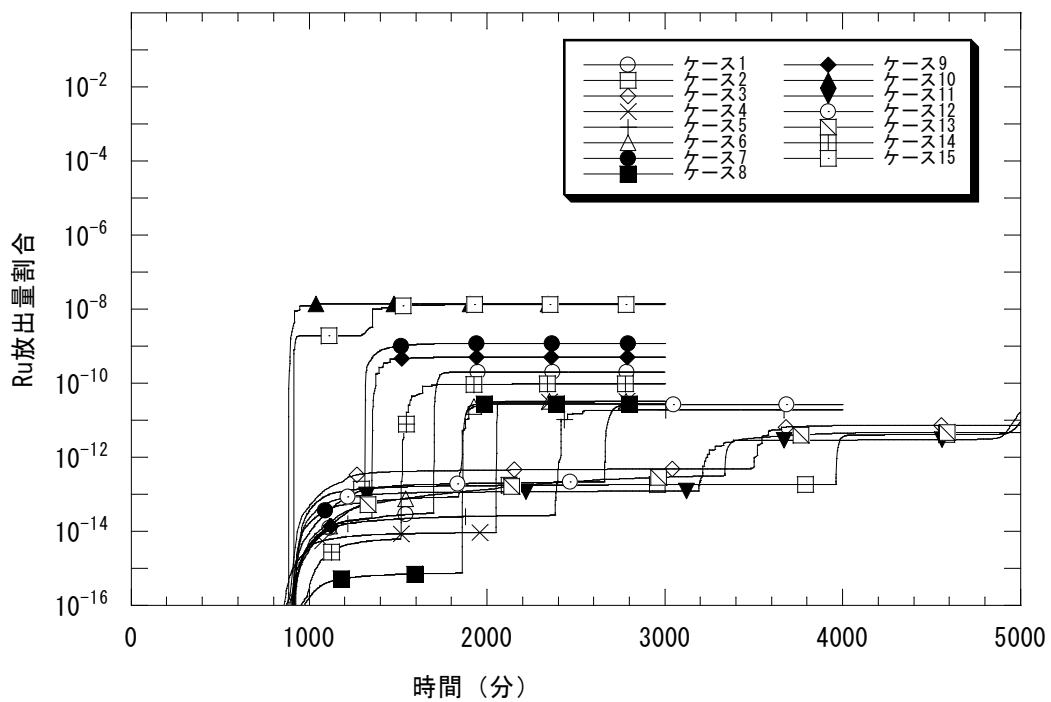


図 5.17-8 Ru 環境放出量割合 (電源喪失 (TB))

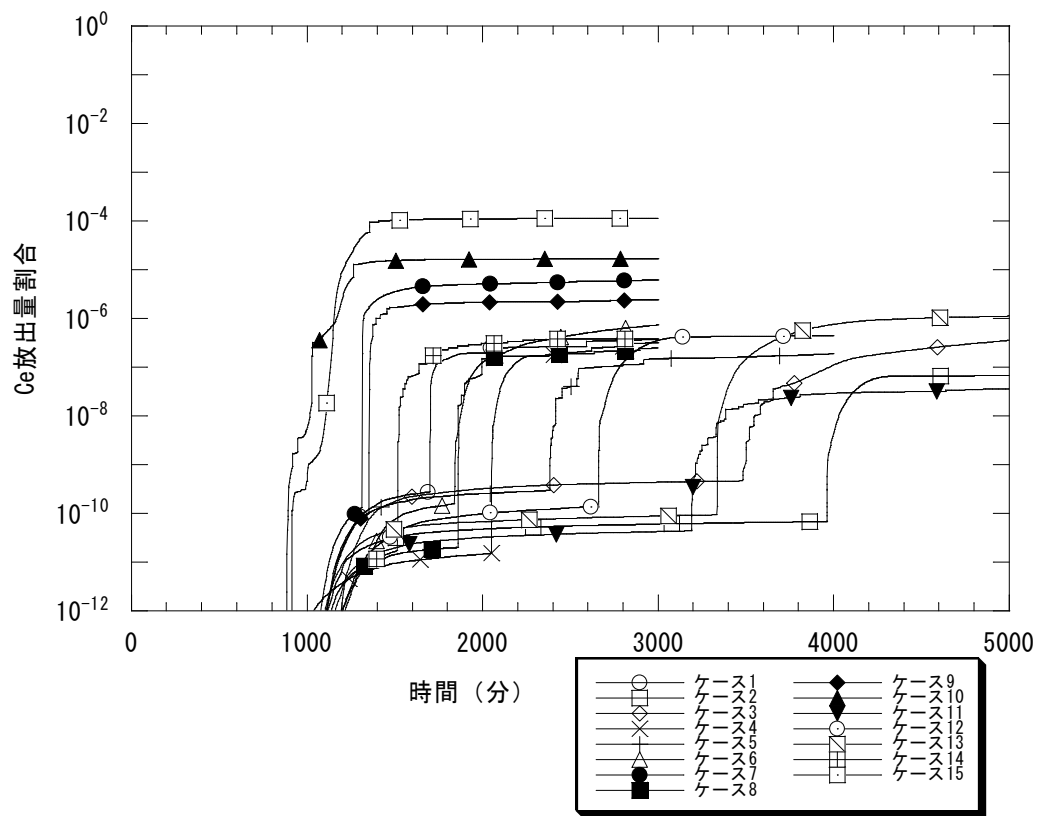


図5.17-9 Ce環境放出量割合 (電源喪失 (TB))

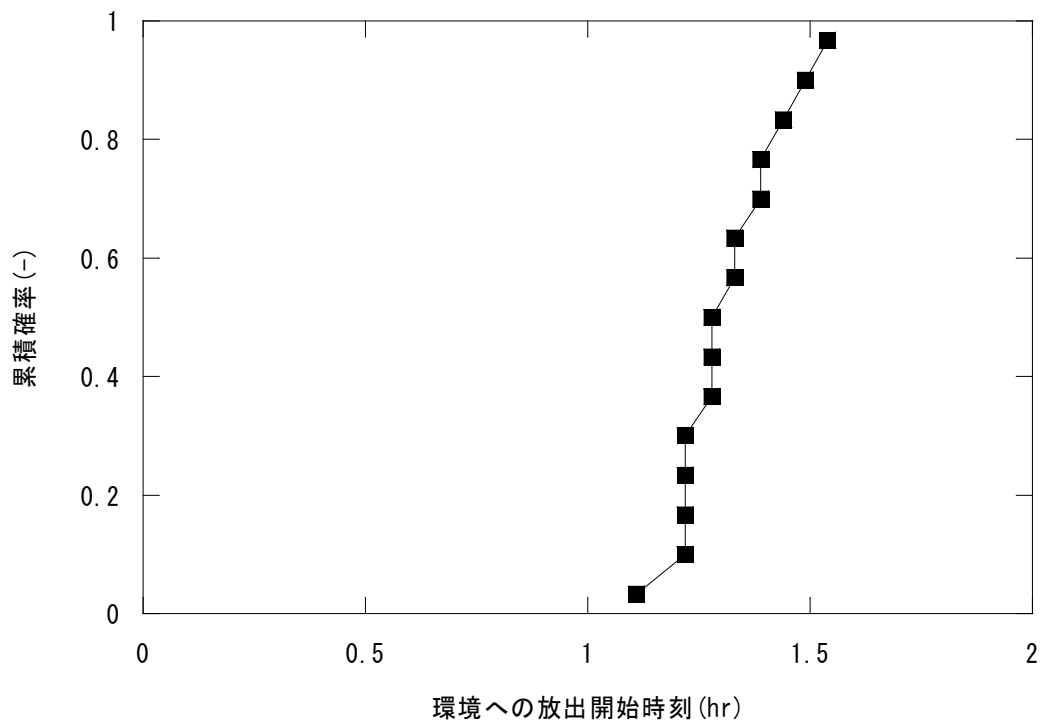


図 5.18 放出開始時間の累積確率分布(TC)

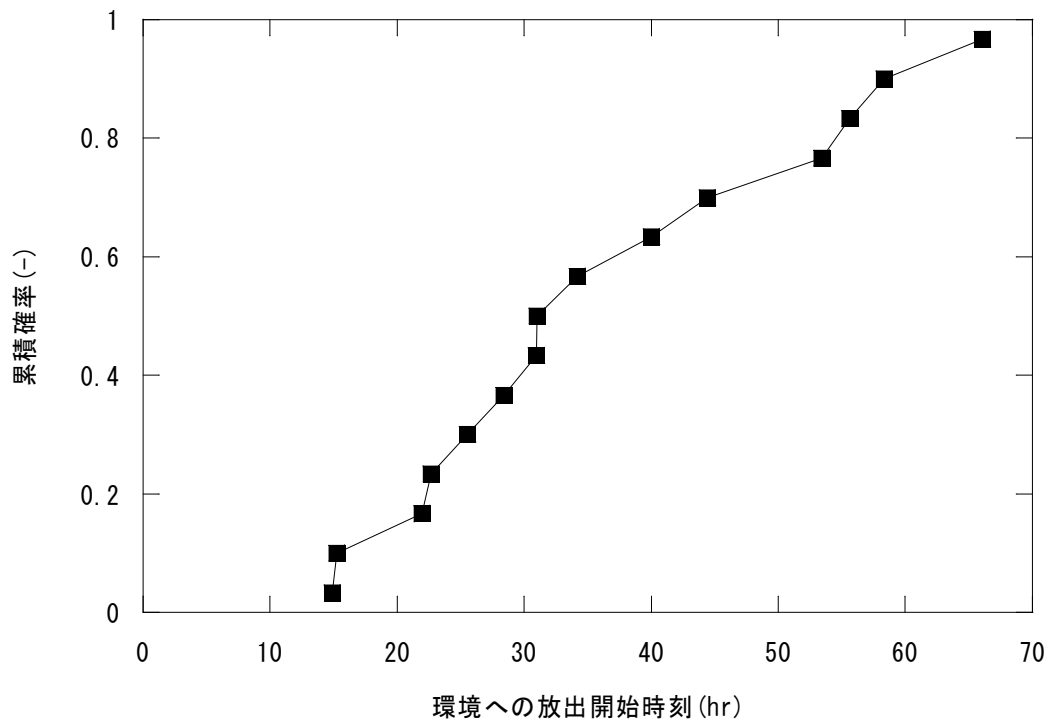


図 5.19 放出開始時間の累積確率分布(TB)

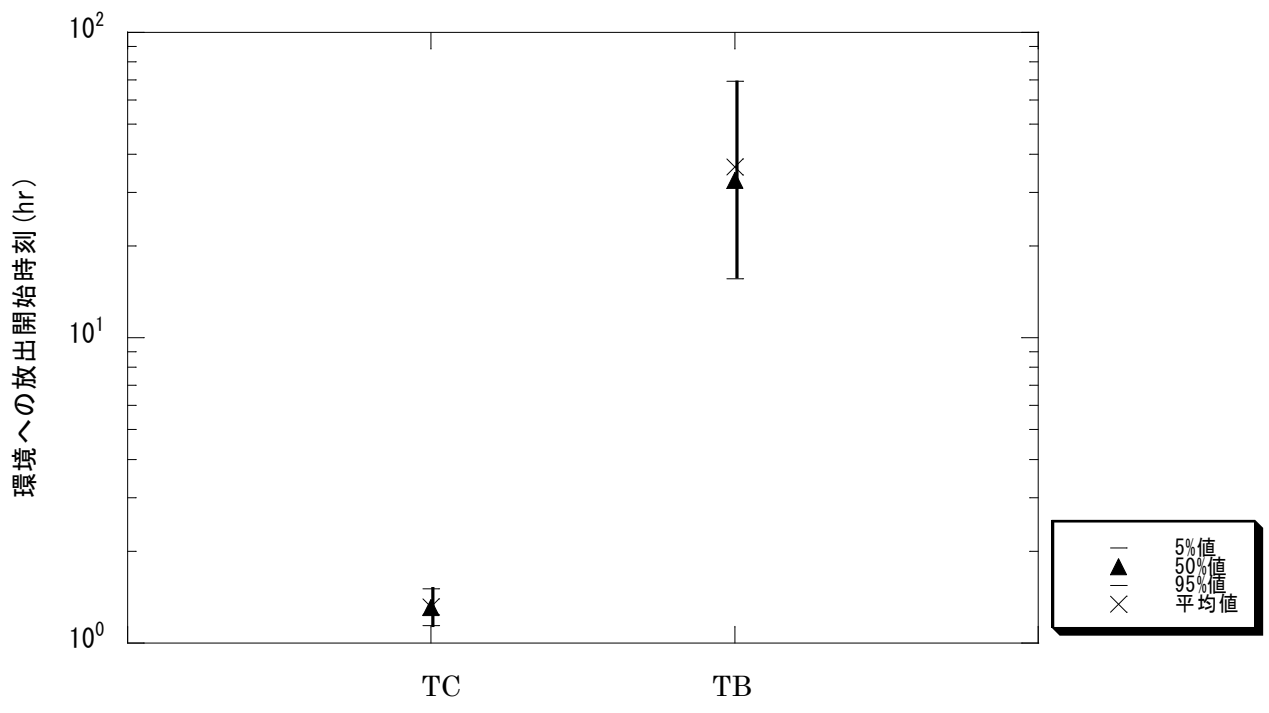


図 5.20 放出開始時間の不確実さ分布定数の比較

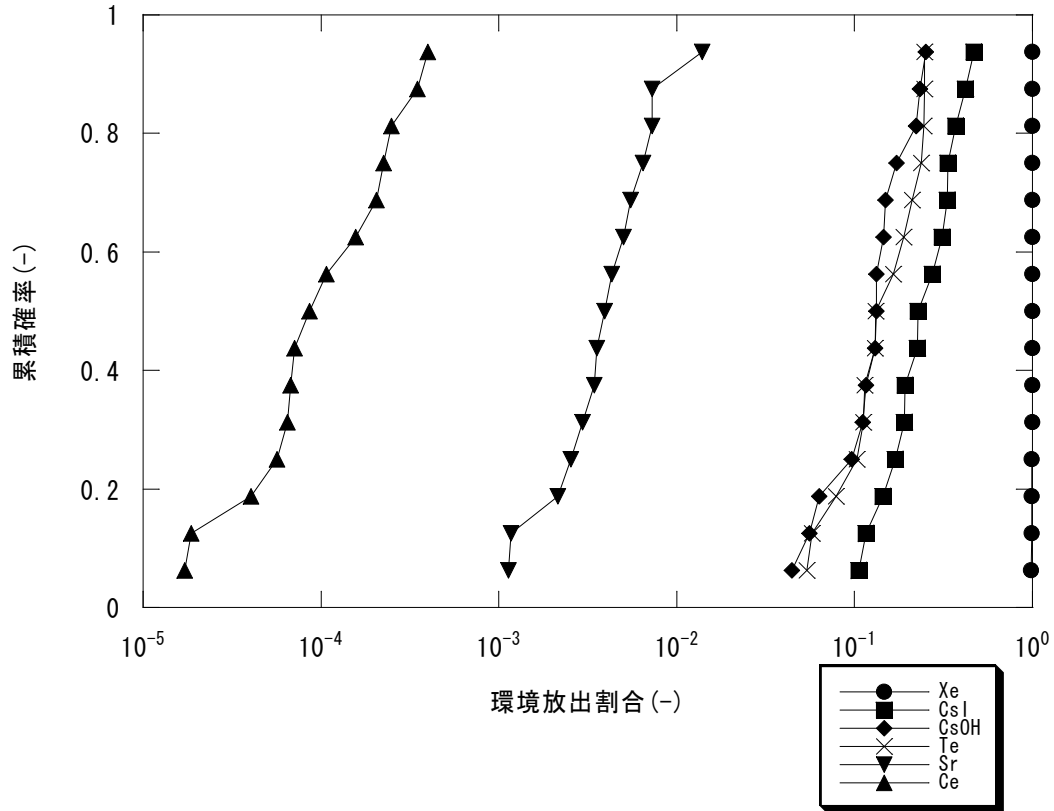


図 5.21 環境放出割合の不確かさ分布 (原子炉未臨界確保失敗 (TC))

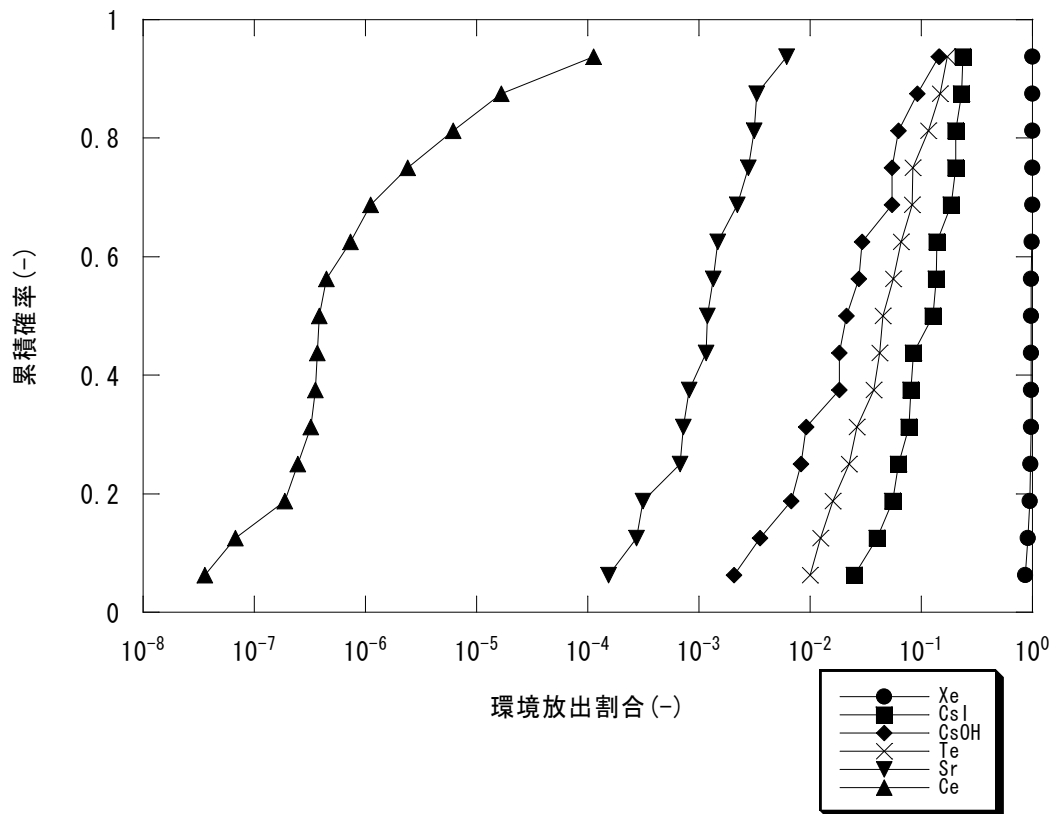


図 5.22 環境放出割合の不確かさ分布 (電源喪失 (TB))

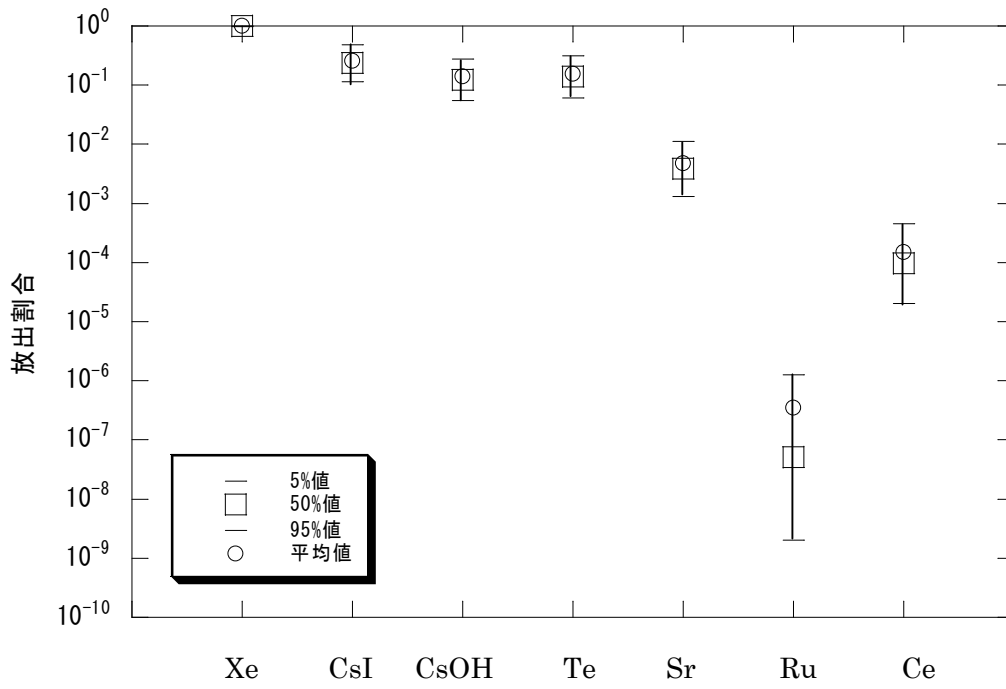


図 5.23 環境放出割合の不確かさ分布定数(原子炉未臨界確保失敗 (TC))

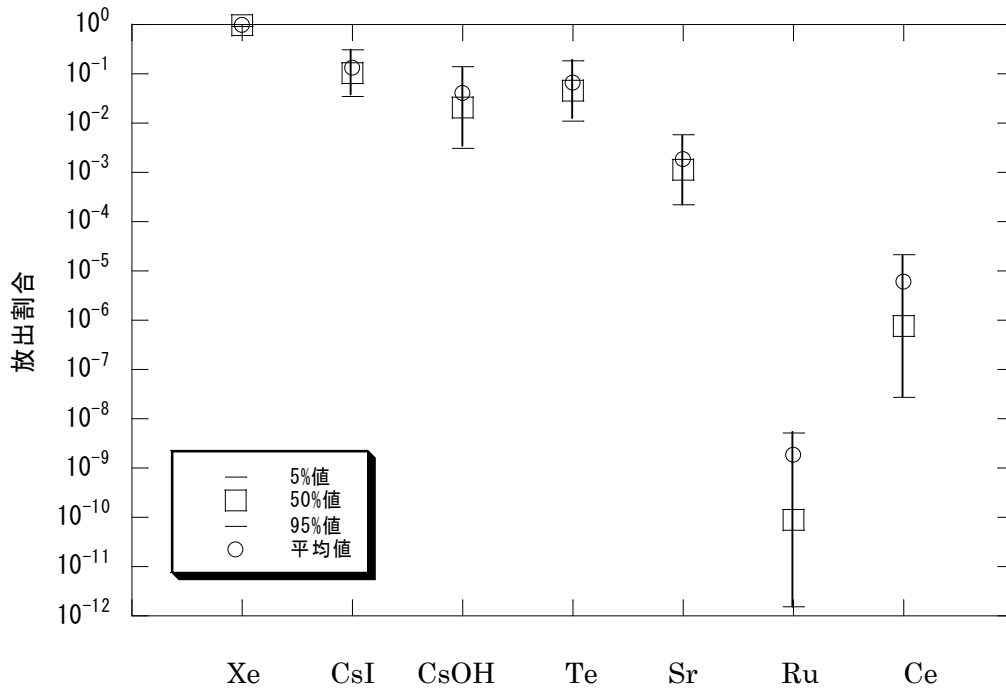


図 5.24 環境放出割合の不確かさ分布定数(電源喪失 (TB))

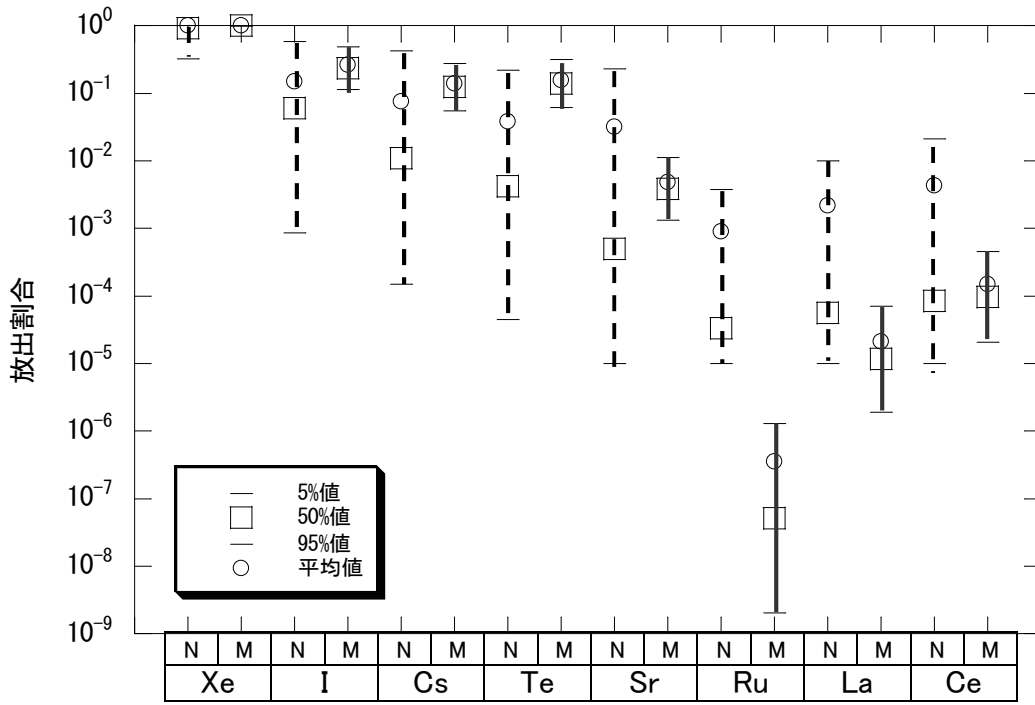


図 5.25 NUREG-1150<sup>(24)</sup> (N : 破線) と MELCOR 解析結果 (M : 実線) の  
環境放出割合に関する不確かさ分布定数(TC)の比較

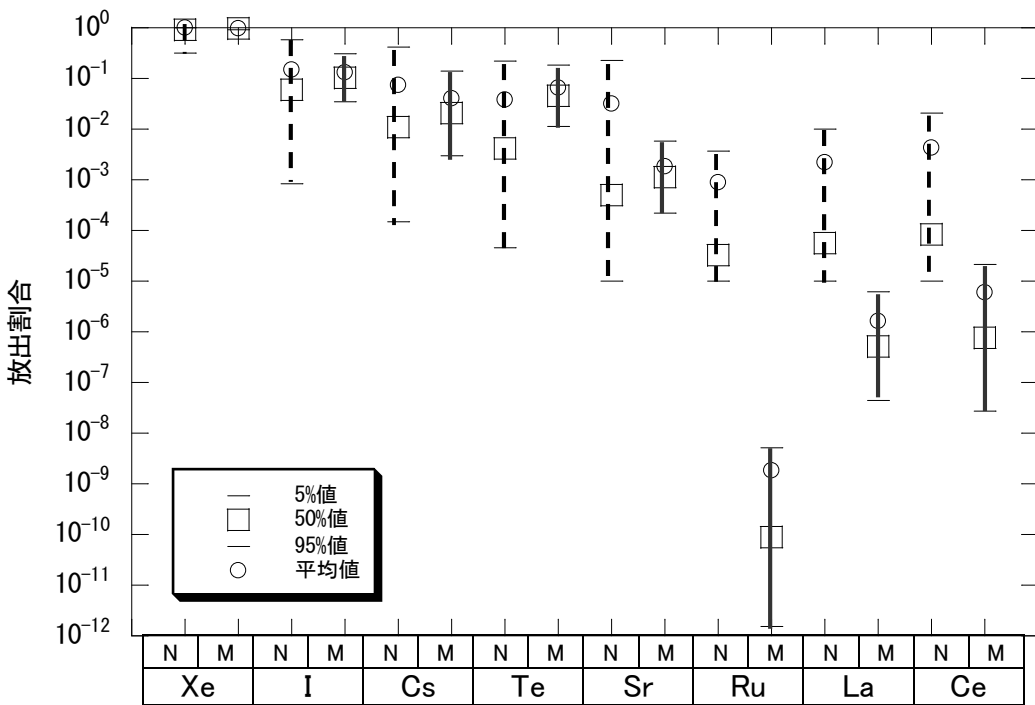


図 5.26 NUREG-1150<sup>(24)</sup> (N : 破線) と MELCOR 解析結果 (M : 実線) の  
環境放出割合に関する不確かさ分布定数(TB)の比較

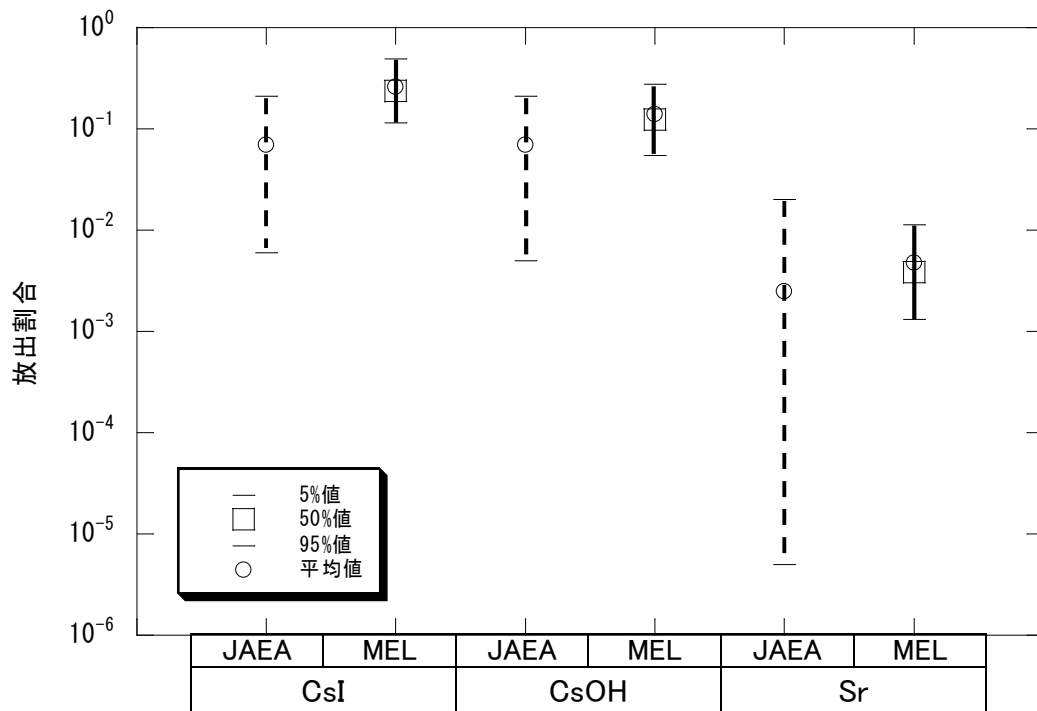


図 5.27 JAEA 解析結果<sup>(26)</sup> (破線) と MELCOR 解析結果 (実線) の環境放出割合に関する不確かさ分布定数(TC)の比較



## 6. 結論

BWR-5Mark I 改良型（80 万 KWe 級）原子炉施設における地震時の主な事故シーケンスを対象にして、シビアアクシデント事故進展総合解析コード MELCOR 1.8.5 を用いて解析し、ソースタームの放出タイミング及び環境放出量などを求め、ソースタームのデータベースを整備した。

そのほかの原子炉施設として、BWR-3、BWR-4 及び BWR-5Mark II プラントを対象に、比較的炉心損傷頻度の大きい事故シーケンスの事故進展及びソースターム解析してデータベースの整備を推進した。格納容器型式によって、ソースタームが大きく異なる場合があることが明らかになった。

また、格納容器イベントツリ定量化に関して、格納容器内のエナジェティック事象（炉外水蒸気爆発（FCI）、格納容器直接加熱（DCH）及びドライウェルシェルメルトスル（格納容器シェルアタック））の他にコア・コンクリート反応（MCCI）及び圧力容器内デブリ保持（IVR）による格納容器イベントツリの分岐確率に関する新知見の影響を検討した。BWR-4 及び BWR-5Mark II 改良型プラントを対象に検討した結果、BWR-4 Mark I 型格納容器に特有のドライウェルシェルメルトスルの分岐確率の影響が最も大きく、破損モード別発生頻度のシェルメルトスルの占める割合が大幅に減少（約 1/4）した。その他の事象の影響は小さい結果になった。

更に、BWR-4 Mark I プラントを対象に、地震時のレベル 1PSA の不確実さ解析結果からプラント損傷状態の不確実さ分布を求めた後、格納容器イベントツリの不確実さ解析を実施して、格納容器破損頻度及び格納容器破損モード別頻度の不確実さ幅を求めた。炉心損傷頻度のエラーファクタは約 7 となり、格納容器破損頻度のエラーファクタは約 8 となり、炉心損傷頻度と同程度の不確実さ幅を有することが分かった。また、炉心損傷頻度の平均値は点推定値の約 0.9 倍となった。格納容器破損頻度の条件付確率は、地震時にアクシデントマネジメントに期待できないとの仮定から約 1.0 となった。

ソースタームの不確実さ解析については、健康影響リスクの高い事故シーケンスを対象に、ソースタームへの寄与割合が大きい不確実さ因子に対して、ラテン超方格サンプリング法（LHS）手法を用いて、MELCOR 解析に用いるパラメータセットを作成した後、MELCOR1.8.5 コードを用いた不確実さ解析を実施した。CsI 環境放出割合に関する不確実さ分布を、先行研究（NUREG-1150）と比較した結果、揮発性核種グループの平均値は両者が類似しているが、難揮発性核種グループでは、先行研究結果が 1～5 オーダ上回った結果になった。

## 参 考 文 献

- (1) 独立行政法人 原子力安全基盤機構「地震に係る確率論的安全評価手法の改良＝BWRの事故シナリオの試解析＝」、JNES/SAE08-006 (平成20年8月)
- (2) 独立行政法人 原子力安全基盤機構「シビアアクシデント解析コードの整備」、JNES/SAE05-98 (平成17年12月)
- (3) 独立行政法人 原子力安全基盤機構「レベル2PSA手法の整備 (BWR)」、JNES/SAE06-046 (平成18年7月)
- (4) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “MELCOR1.8.5 Primer and Users’ Guide,” NUREG/CR-6119 Vol.1 Rev.2, May (2000)
- (5) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “MELCOR1.8.5 Manuals,” NUREG/CR-6119 Vol.2 Rev.2, May (2000)
- (6) 北島 靖己他、“鋼製原子炉格納容器構造挙動試験の解析評価” NUPEC学術論文R12-09-25 (2000年度)
- (7) 渡辺 厚他、“格納容器貫通部リーク条件とエアロゾル捕集効果” NUPEC学術論文R12-09-20 (2000年度)
- (8) G. Le Marois et. al., Assessment of Fission Product Deposits in the Reactor Coolant System: The DEVAP Program, Nuclear Safety, Vol.35, No.2, July-December 1994
- (9) H. Sugiyama et. al., A Study on Uncertainties Evaluation in Containment Event Tree, Paper 8156, pp.1373-1381, Proceedings of ICAPP '08, Anaheim, CA USA, June 8-12, 2008
- (10) Theo G. Theofanous et. al., The probability of Liner Failure in a Mark-I Containment, Part I: Probabilistic framework and Results, Nuclear Technology, Vol.101, Mar. 1993
- (11) (財) 原子力発電技術機構、原子力安全解析所「レベル2 P S A手法の整備に関する報告書＝BWRプラント＝」、INS/M98-14 (平成11年3月)
- (12) T.Homma, A.Saltelli, “LISA Package User Guide Part I, PREP(Statistical PRE Processor): Preparation of Input Sample for Monte Carlo Simulations, Program description and User Guide”, EUR 13922 EN (1992)
- (13) A.Saltelli, T.Homma, “LISA Package User Guide Part III, SPOP (Statistical POrt Processor): Uncertainty and Sensitivity Analysis for Model Output, Program description and User Guide”, EUR 13924 EN (1992)
- (14) 真弓 正美、他：“ROAAM法の適用によるBWRの $\alpha$ モード格納容器破損確率の評価に関する研究”、JAEA-Research 2006-022 (March 2006)
- (15) (財) 原子力安全研究協会、格納容器イベントツリー調査専門委員会「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」 (平成13年7月)
- (16) M.Kajimoto, K.Muramatsu, “Analysis of Direct Containment Heating in a BWR Mar

k-II Containment”, ANS Proc. of 28th. National Heat Transfer Conf., San Diego, CA (1992)

- (17) 独立行政法人 原子力安全基盤機構「レベル3PSAの検討」、JNES/SAE06-060 (平成19年2月)
- (18) 独立行政法人 原子力安全基盤機構「地震時レベル2PSAの解析 (BWR)」、JNES/SAE08-017 (平成20年3月)
- (19) Akihide HIDAKA et. al., “Proposal of Simplified Model of Radionuclide Release from Fuel under Severe Accident Conditions Considering Pressure Effect,” Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 41, No. 12, p. 1192–1203 (December 2004)
- (20) D. A. Powers et. al., A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete, NUREG/CR-5901 (1993)
- (21) 日本原子力学会「シビアアクシデント熱流動現象評価」特別専門委員会、“シビアアクシデント熱流動現象評価、” 平成13年3月
- (22) I.Kaneko et al. "Experimental Study on Aerosol Removal Effect by Pool Scrubbing", 22nd DOE/NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference, 1992.
- (23) D. A. Powers et. al., A Simplified Model of Decontamination by BWR Steam Suppression Pools, NUREG/CR-6153, SAND93-2588, (May 1997)
- (24) USNRC, Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants, Final Summary Report, NUREG-1150, (1990)
- (25) M. F. Hessheimer et. al., “Containment Integrity Research at Sandia National Laboratories An Overview,” NUREG/CR-6906, SAND2006-2274P (July, 2006)
- (26) 石川 淳他、“軽水炉シビアアクシデント時ソースタームの不確かさ評価”、日本原子力学会和文論文誌、Vol.5, No.4, P305-315 (2006)
- (27) 松本 知行他、“BWRの確率論的安全評価 (レベル2, 3) における不確かさ評価の研究 (3) ; ソースタームの不確かさ評価”、日本原子力学会秋の大会予稿集、M-12 (2006年9月)
- (28) U. S. NRC, Evaluation of Severe Accident Risks: Peach Bottom, Unit 2, Appendix B: Supporting Information for the Source Term Analysis, NUREG/CR-4551, 4, Rev. 1, Part 2, (1990).

## 略 語 一 覧

ADS	Automatic Depressurization System	自動減圧系
AM	Accident Management	アクシデントマネジメント
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	過渡時の原子炉スクラム失敗
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型原子炉
CCI	Core Concrete Interaction	コア・コンクリート相互作用
CST	Condensate Storage Tank	復水貯蔵タンク
DCH	Direct Containment Heating	格納容器雰囲気直接加熱
DF	Decontamination Factor	除染係数
DG	Diesel Generator	ディーゼル発電機
DW	Drywell	ドライウェル
ECCS	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却系
HPCI	High Pressure Coolant Injection System	高圧注水系
HPCS	High Pressure Core Spray System	高圧炉心スプレイ系
IPEEE	Individual Plant Examination for External Events	個別プラントの体系的安全解析
ISLOCA	Interfacing-Systems LOCA	インターフェイスシステム LOCA
LOCA	Loss of Coolant Accident	冷却材喪失事故
LPCI	Low Pressure Coolant Injection System	低圧注水系
LPCS	Low Pressure Core Spray System	低圧炉心スプレイ系
MUWC	Make-Up Water System	復水補給水系

NRC	Nuclear Regulatory Commission	原子力規制委員会（米国）
PCV	Primary Containment Vessel	原子炉格納容器
PDS	Plant Damage State	プラント損傷状態
PSA	Probabilistic Safety Assessment	確率論的安全評価
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型原子炉
RCCV	Reinforced Concrete Containment Vessel	鉄筋コンクリート製原子炉格納容器
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling System	原子炉隔離時冷却系
RHR	Residual Heat Removal System	残留熱除去系
RPV	Reactor Pressure Vessel	原子炉圧力容器
SDCS	Shutdown Cooling System	原子炉停止時冷却系
S/P	Suppression Pool	サプレッションプール
TAF	Top of Active Fuel	有効燃料棒上端

プラント損傷状態の記号

TQUV	高圧・低圧注水失敗
TQUX	高圧注水・減圧失敗
TB	電源喪失（長期）
TBU	電源喪失（短期）
TW	崩壊熱除去失敗
TC	原子炉未臨界確保失敗
AE	LOCA 時注水失敗
V	格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）
TBW	電源喪失（長期）＋崩壊熱除去失敗

TC	原子炉未臨界確保失敗
S <sub>2</sub> W	小破断 LOCA 時の崩壊熱除去失敗
S <sub>2</sub> BW	電源喪失時の小破断 LOCA での崩壊熱除去失敗
AW	大破断 LOCA 時の崩壊熱除去失敗
ABW	電源喪失時の大破断 LOCA での崩壊熱除去失敗
S <sub>2</sub> B	小破断 LOCA 時の電源喪失
AB	大破断 LOCA 時の電源喪失
ABCE	電源喪失時の大破断 LOCA での注水失敗及び未臨界確保失敗
TBU-V	電源喪失時のインターフェイスシステム LOCA

レベル 1PSA にて、事故シーケンスの記述に使用している記号例

(1)起因事象

RBR	原子炉建屋破損
PCVR	格納容器破損
RVR	圧力容器破損
V	ISLOCA
A	大破断 LOCA
S <sub>1</sub>	中破断 LOCA
S <sub>2</sub>	小破断 LOCA
Te	外部電源喪失
Tu	初期に主蒸気・復水・給水系(PCS)が使用不可能な過渡事象
Ta	初期に主蒸気・復水・給水系(PCS)が使用可能な過渡事象

## 付録 A BWR のレベル 1 地震 PSA の概要

BWRのレベル1地震PSA（平成19年度）の「地震に係る確率論的安全評価手法の改良＝BWRの事故シーケンスの試解析＝（JNES/SAE08-006）」に記載されているように、平成18年度に引き続き出力運転時を対象としたBWRの各型式のサポート系の地震PSA解析モデルを整備し、事故シーケンスの試解析を実施している。以下に概要を示す。

平成18年度作業で実施した国内BWR型プラントのサポート系の構成の調査、分類結果に基づいて、未整備であったBWR4型プラント（1タイプ）及びBWR5型プラント（2タイプ）のサポート系の模擬モデルを整備し、それぞれ5種類及び7種類の模擬モデルを用いて、事故シーケンス解析を実施した結果、同一型式のBWRプラントにおけるサポート系構成の違いが炉心損傷頻度へ及ぼす影響を評価した結果、BWR4型プラントではサポート系の構成の違い（中間ループの有無及び非常用ディーゼル発電機への独立した冷却系の有無等）により炉心損傷頻度に最大約75%程度の影響を与えるが、BWR5型プラントではサポート系の構成の違いの影響は小さく数%程度の影響を与えるに過ぎない。

なお、その他に、津波PSAモデルの予備的な検討として、津波時の基本的なシナリオの検討及び地震PSAの作業効率の向上を目的とした地震PSA用事故シーケンス解析コードの改良作業を実施している。

## 付録 B. BWR-3 Mark I 型原子炉施設の事故進展解析

BWR-3 代表炉の事故進展及びソースタームの試解析を実施するため、BWR-3 代表炉のレベル 1 地震 PSA<sup>(1)</sup>で得られた炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、本検討では LOCA 時注水失敗 (AE) 及び電源喪失時の小破断 LOCA (S2B) を対象に事故進展解析を実施した。

なお、BWR-3 代表炉の機器応答データは整備途上であるため、整備済みの BWR-5 型プラントの機器応答データを参考データとして設定するとともに、格納容器、原子炉建屋及び圧力容器の耐力データは、BWR-4 型プラントのデータを採用してレベル 1 地震 PSA を実施した結果<sup>(1)</sup>を用いた。

### B.1 解析条件

原子炉建屋の多ノード化モデルは、本文 2.2.1 項に記載した内容と同一モデルを使用した。

BWR-3 Mark I 型原子炉施設の原子炉建屋は図 B.1 に示す。図 B.2 に、非常用炉心冷却系の系統概要を示す。MELOCR コードには、格納容器スプレイ以外の工学的安全系のモデルは組み込まれていないため、高圧注水系 (HPCI)、炉心スプレイ系 (CS) および自動減圧系 (ADS) などの作動条件、注水流量、水源等のデータを制御関数によってモデル化した。

格納容器の過圧破損と過温破損の解析条件は、表 B.2 に記載した。

### B.2 地震時の主な事故シーケンスの事故進展とソースターム解析

#### B.2.1 電源喪失に係る事故シーケンス (本検討対象 : S2B)

地震時の電源喪失に係る事故シーケンスは、電源喪失 (TB) 及び小破断 LOCA 時の電源喪失 (S2B) の 2 種類があるが、本検討では後者を対象に解析を実施した。なお、前者は平成 19 年度作業にて実施済みである。

解析結果を図 B.1-1 から図 B.1-5 に、それぞれ示す。

これらの事象では、地震によって過渡事象または小破断 LOCA が発生した後、電源喪失になり、RCIC による原子炉注水に成功するが、事故開始から 8 時間後には DC バッテリーが枯渇するため RCIC は停止する。そのため炉心冷却手段が確保できず、約 9.7 時間後に燃料落下開始、約 11.2 時間後に原子炉圧力容器破損、約 16.4 時間後に格納容器の過圧破損に至った。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 B.1-6 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、圧力抑制プール水中に放出されるとともに、LOCA により直接ドライ



ウェルや原子炉建屋に放出される。圧力抑制プール水中に放出された CsI は、スクラビング効果によって圧力抑制プール水中に移行する。また、LOCA により直接ドライウェルや原子炉建屋に放出された CsI は、原子炉建屋での沈着量が TB より大きくなる。CsI 環境放出量は、炉心内蔵量の約 11%であった。

### B.2.2 高圧・低圧注水失敗に類する事故シーケンス（本検討対象：AE）

地震時の高圧・低圧注水失敗に係る事故シーケンスは、高圧・低圧注水失敗(TQUV)、小破断 LOCA 時の高圧・低圧注水失敗 (S2QUV) 及び LOCA 時、注水失敗 (AE) の 3 種類があるが、本検討では、AE について解析を実施した。なお、TQUV は、平成 19 年度作業にて実施済みである。

解析結果を図 B.2-1 から図 B.2-5 に、それぞれ示す。

地震によって大 LOCA が発生した後、原子炉未臨界確保には成功するが、高圧・低圧注水に失敗する。そのため炉心冷却手段が確保できず、約 0.6 時間後に燃料落下開始、約 1.3 時間後に原子炉圧力容器破損、約 9.0 時間後に格納容器の過温破損に至った。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 B.2-6 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、圧力抑制プール水中に放出されるとともに、LOCA により直接ドライウェルや原子炉建屋に放出されるため、圧力抑制プール水中への移行量は減少し、原子炉建屋での沈着量が比較的大きい結果であった。CsI 環境放出量は、炉心内蔵量の約 13%であった。

### B.3 地震時の主な事故シーケンスの解析結果のまとめ

本作業にて実施した二つの事故シーケンスの解析結果と昨年度実施した計 7 種類の事故シーケンスの事故進展解析から得られた主な事象のタイミング及びソースタームを図 B.3-1、図 B.3-2 に示す。

放射性物質の放出タイミングが早い事故シーケンスは、過渡変化時の未臨界確保失敗(TC)であり、事故開始から約 2.5 時間後からの放出となった。CsI 環境放出量が多い事故シーケンスは、地震により原子炉建屋に直接損傷が生じるとともに電源喪失に至る事故シーケンス(RBR+TB)、次に過渡変化時の原子炉未臨界確保失敗 (TC) が大きい値になった (それぞれ炉心内蔵量の約 41%、約 30%)。Sr 環境放出量に関しても CsI の場合と同じ事象になった (それぞれ炉心内蔵量の約 0.9%、約 0.6%)。本年度に実施した小破断 LOCA 時の電源喪失 (S2B) 及び LOCA 時注水失敗 (AE) は放出タイミング及びソースタームが、これらの事象よりも厳しくないことを確認す

るとともにデータベースとして蓄積した。

参考のために、図 B.4-1、図 B.4-2 には、BWR-4 の 50 万 KWe 級と BWR-3 代表炉（46 万 KWe 級）の原子炉施設における主な事故シーケンスの事故進展のタイミング及びソースタームの解析結果を比較して示す。

原子炉熱出力に対する格納容器の空間容積の比及びサプレッションプール水量の比については、BWR-3 のほうが BWR-4 50 万 KWe 級より若干大きい（それぞれ約 6%及び 10%大きい）。このため、格納容器破損タイミングは、事象の進展速度が早い原子炉未臨界確保失敗（TC）では、ほとんど同じであったが、崩壊熱除去失敗（TW）では BWR-3 の破損タイミングは遅くなった（約 10 時間）。一方、炉心損傷後の格納容器破損に至る事故シーケンスでは、低圧シーケンスと高圧シーケンスによって、格納容器破損タイミングが異なる。低圧シーケンス（高圧・低圧注水失敗：TQUV）、LOCA 時注水失敗（AE）においては、BWR-3 のほうが BWR-4 50 万 KWe 級よりペDESTAL 壁の破損が早く、ドライウエル部の温度上昇も大きいため、格納容器の過温破損のタイミングが早い（BWR-3 では約 4～9 時間早い）。高圧シーケンス（電源喪失（TB）及び高圧注水・減圧失敗（TQUX））では、ドライウエル部の温度上昇が大きくても、格納容器の空間容積の比及びサプレッションプール水量の比が大きいために格納容器破損タイミングは BWR-3 のほうが若干遅い（約 1 時間）。

また、放射性物質の CsI 環境放出量は、崩壊熱除去失敗（TW）及び小破断 LOCA 時の電源喪失（S2B）を除いて、BWR-3 のほうが BWR-4 50 万 KWe 級より多い（炉心内蔵量の約 1～12%）。崩壊熱除去失敗（TW）では、BWR-3 のほうが格納容器破損タイミングが遅く、小破断 LOCA 時の電源喪失（S2B）では破断口径が小さいことにより、CsI 環境放出量は少ない（炉心内蔵量の約 1～5%）結果となった。

表 B.1 プラント損傷状態の発生頻度順位 (BWR-3 試解析結果より分類)

プラント損傷状態	解析状況
①直接格納容器破損(PCVR) (注 1)	○
②電源喪失(TB)	○
③高圧・低圧注水失敗(TQUV)	○
④原子炉未臨界確保失敗(TC)	○
⑤高圧注水・減圧失敗(TQUX)	○
⑥崩壊熱除去失敗(TW)	○
⑦直接原子炉建屋損傷(RBR) (注 1)	○
⑧直接原子炉圧力容器損傷(RVR) (注 2)	
⑨電源喪失(TBU)	
⑩LOCA 時注水失敗(AE)	◎
⑪電源喪失時の小破断 LOCA (S2B)	◎
⑫小破断 LOCA 時の高圧・低圧注水失敗(S2QUV)	
⑬小破断 LOCA 時未臨界確保失敗(S2C)	
⑭LOCA 時の原子炉未臨界確保(AC)	
⑮小破断 LOCA 時崩壊熱除去失敗(S2W)	
⑯LOCA 時崩壊熱除去失敗(AW)	
⑰インターフェイス LOCA(V)	
⑱インターフェイス LOCA 時未臨界確保失敗(VC)	

◎：本検討で実施、○：解析済み

- (注 1) 格納容器破損(PCVR)及び原子炉建屋損傷(RBR)は、発生頻度の高い事故シーケンスである電源喪失(TB)と組合せて模擬する。  
 なお、直接格納容器破損(PCVR)の発生頻度は試解析条件により、最も大きい試算結果になっているが、見直しされる予定である。
- (注 2) 直接原子炉圧力容器破損(RVR)は時刻 0 にて電源喪失(B)、LOCA 時注水失敗(AE)及び制御棒挿入不可(C)が重畳して発生するものと仮定し、ABCE で表す。

表 B.2 MELCOR1.8.5 改良版の主な改良項目

改良項目
原子炉建屋の多ノードモデル
格納容器破損モデル
格納容器漏えいモデル
化学吸着モデル
炉心支持部モデルの分割
凝縮性ガスのプールスクラビング
凝縮性ガスのスプレー除去モデル
複雑形状や局所流動等の沈着効果を考慮した DF 補正
(参考) 燃料のデブリ化モデル

(注) 各改良項目の内容は、2章の表 2.2 に記載している。

表 B.3 MELCOR1.8.5 改良版の主な解析条件 (BWR-3)

主な改良項目 (注1)	解析条件	備考
格納容器破損モデル	<p><u>過圧破損</u> 格納容器設計圧力の 2.5 倍</p> <p><u>過圧破損面積</u> 約 0.13 m<sup>2</sup>(TC)～約 0.0015 m<sup>2</sup>(TW)</p>	<p>NUPEC 格納容器破損試験の解析結果<sup>⑥</sup>を反映し、過圧破損の圧力としては、ひずみ集中を考慮して格納容器の設計圧力の 2.5 倍を仮定した。</p> <p>格納容器の破損面積として、格納容器が過圧破損する時点において、崩壊熱・核分裂出力 (MELCOR 解析結果) によって発生する水蒸気を臨界流条件で逃がし始めるための面積で近似した。</p>
格納容器漏えいモデル	<p><u>過温破損面積</u> 約 0.0015m<sup>2</sup></p> <p><u>除染係数(DF)</u> 16</p>	<p>NUPEC 漏えい試験結果<sup>⑦</sup>を反映し、ペネトレーション部有機シール材やフランジやハッチ部のガスケットの過温破損を考慮した。</p> <p>NUPEC 漏えい試験結果<sup>⑨</sup>を反映し、漏えいパスでのエアロゾル状放射性物質の捕集効果として DF=16 を用いた。</p>
化学吸着モデル	<p>PWR でのシビアアクシデント時の揮発性放射性物質の沈着に関する DEVAP 試験に基づく CsI, CsOH, Te の化学吸着速度を使用。</p>	<p>DEVAP 試験に係る論文<sup>⑧</sup>には、SOPHIE コードへの推奨値が記載。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ CsI 沈着速度： 2～10×10<sup>-6</sup>m/s</li> <li>・ CsOH 沈着速度： 約 3×10<sup>-4</sup>m/s</li> </ul>
炉心支持部モデルの分割	<p>炉心支持板の厚さの値を使用。</p>	
原子炉建屋の多ノードモデル	<p>燃料交換エリアを除く原子炉建屋を各フロア毎に 4 分割して、それぞれの容積を使用。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 各フロア容積：約 3,900～約 6,500m<sup>3</sup></li> </ul>	

注 1：凝縮性ガスのプールスクラビング、凝縮性ガスのスプレイ除去モデル、複雑形状や局所流動等の沈着効果を考慮した DF 補正については、MELCOR1.8.3 (JNES 版) によりモデル化してあるため改良項目から省略した。

表B.4 地震時の主な事故シーケンスの概要 (1/2) : BWR-3 Mark I 型原子炉施設

プラント 損傷状態	プラント損傷状態を代表する事故シーケンス
格納容器破損 (PCVR)	地震による直接格納容器破損状態において、上位の事故シーケンスとの重畳事象を想定した解析を実施する。具体的には、電源喪失(TB)との組合せ事象を検討した。地震により格納容器が破損するとともに、全交流電源喪失が発生した後、RCICによる原子炉注水に成功するが、8時間後にはDCバッテリーが枯渇するためRCICは停止する。そのため炉心冷却手段が確保できず炉心損傷に至る。 なお、非常用ガス処理系(SGTS)は、電源喪失のため作動しない。
電源喪失(TB)	地震により全交流電源喪失した後、原子炉スクラムには成功する。所内バッテリーにより事故後8時間は直流電源が保持されるため、この期間、蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系(RCIC)による炉心への注水ができ、炉心の冷却が維持される。原子炉隔離時冷却系の水源は、圧力抑制プール水位高で復水貯蔵タンク(CST)から圧力抑制プールに切り替えられる。DCバッテリーが枯渇した後は、原子炉隔離時冷却系からの注水ができないために炉心損傷に至る。
高圧・低圧注 水 失 敗 (TQUV)	地震により過渡事象発生した後、原子炉スクラムには成功するが、高圧系の非常用炉心冷却系の作動には失敗する。その後、運転員による原子炉冷却系の減圧には成功するが、低圧系の非常用炉心冷却系による炉心注水に失敗し、炉心損傷及び格納容器破損に至る事故シーケンスである。炉心損傷時期は事故開始後1時間程度であり、早期に分類される。格納容器の破損は、炉心損傷後で事故の晩期に生じる。 また、運転員による原子炉冷却系の減圧操作によって、原子炉冷却系は低圧の状態です事故が進展する。
原子炉未臨界 確保失敗(TC)	地震により過渡事象が発生した後、原子炉停止系(原子炉スクラム及びほう酸水注水系)の故障により原子炉の未臨界確保に失敗する。原子炉隔離時冷却系あるいは高圧炉心注入系の作動には成功する。炉心の水位は維持されるものの、炉心の出力が高い状態で事故が進展するため、炉心で発生した多量の水蒸気が圧力抑制プールに運ばれて、水蒸気が格納容器雰囲気蓄積するようになる。このため、格納容器は、水蒸気による過圧で破損する。 また、原子炉隔離時冷却系あるいは高圧炉心注入系は格納容器破損に至った時点で機能維持が期待できない。このため、炉心への注水ができなくなり、炉心水位が低下して炉心損傷に至る。原子炉冷却系は高圧の状態です事故が推移し、また、炉心損傷時期は早期に分類される。
高圧注水・減 圧 失 敗 (TQUX)	地震により、過渡事象発生した後、原子炉スクラムには成功するが、高圧系の非常用炉心冷却系の作動には失敗し、さらに、運転員による原子炉冷却系の減圧に失敗する。原子炉冷却系の圧力が高いため、低圧系の非常用炉心冷却系で炉心に注水できず、炉心損傷に至る。 炉心損傷時期は事故開始後1時間程度であり、早期に分類される。格納容器の破損は、炉心損傷後で事故の晩期に生じる。運転員による原子炉冷却系の減圧に失敗するので、原子炉冷却系の圧力は高い状態で事故が推移する。 TQUXでは、炉心損傷後に、金属水反応で発生した水素が格納容器に移行して格納容器雰囲気を加圧するために、炉心水位低・格納容器圧力高により自動減圧系(ADS)が作動する。その場合、原子炉冷却系の圧力が低下し、低圧系から炉心に注水できる。また、自動減圧系(ADS)が作動しなくても、原子炉圧力容器破損時には原子炉冷却系が減圧されるので、原子炉圧力容器破損後に、低圧系から注水できる場合がある。このため、原子炉ペDESTALに落下したデブリを冷却できる可能性がある。また、TQUXでは格納容器スプレイ冷却系が使用可能であり、格納容器内のデブリの冷却手段及び格納容器除熱手段は確保されている。
崩壊熱除去失 敗(TW)	地震により過渡事象が発生した後、原子炉スクラム及び高圧炉心注入系の作動には成功するが、残留熱除去系の作動には失敗する。高圧炉心注入系からの注水によって炉心の水位は維持される。このため、蒸気の蓄積によって格納容器が過圧され破損に至る。その後、格納容器破損時の減圧沸騰によって圧力抑制プールから炉心への注水が困難になり、高圧炉心注入系が停止し、炉心損傷に至る。

表B.4 地震時の主な事故シーケンスの概要 (2/2) : BWR-3 Mark I 型原子炉施設

プラント 損傷状態	プラント損傷状態を代表する事故シーケンス
原子炉建屋損傷(RBR)	<p>地震により原子炉建屋が損傷する状態において、上位の事故シーケンスとの重畳事象を想定した解析を実施する。具体的には、電源喪失(TB)との組合せ事象を検討した。</p> <p>地震により原子炉建屋が損傷するとともに、電源喪失が発生する。原子炉スクラムには成功し、所内バッテリーにより事故後8時間は直流電源が保持されるため、この期間、蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系(RCIC)による炉心への注水ができる。DCバッテリーが枯渇した後は、原子炉隔離時冷却系からの注水ができないために炉心損傷に至る。</p> <p>原子炉隔離時冷却系あるいは高圧炉心スプレイ系は格納容器破損に至った時点で機能維持が期待できない。このため、炉心への注水ができなくなり、炉心水位が低下して炉心損傷に至る。原子炉冷却系は高圧の状態では事故が推移し、また、炉心損傷時期は早期に分類される。</p>
原子炉圧力容器損傷(RVR)	<p>原子炉圧力容器損傷(RVR)は、電源喪失時の大破断 LOCA での注水失敗及び未臨界確保失敗 (ABCE)で模擬する。</p> <p>地震により全交流電源喪失した時に、再循環配管の大破断 LOCA が生じる。原子炉停止系(原子炉スクラム及びほう酸水注水系)の故障により原子炉の未臨界確保に失敗する。また高圧系及び低圧系の非常用炉心冷却系の故障により、注水系がすべて故障するため炉心への注水ができなくなり、炉心水位が低下して早期に炉心損傷に至り、その後、格納容器破損に至る。</p>
電源喪失(TBU:短期)	<p>地震により全交流電源喪失時に直流電源も喪失し、原子炉隔離時冷却系も使用できないため、早期に炉心損傷に至る。炉心損傷時期は、TQUV、TQUX とほぼ同様であるが、炉心損傷後に電源が復旧できる場合には、格納容器内で溶融デブリ上への注水が期待でき、デブリを冷却できる可能性がある。このため、TQUV、TQUX とは分離して、それぞれ別のプラント損傷状態に分類する。代表的な事故シーケンスは、外部電源喪失を起因事象とし、非常用ディーゼル発電機による電源供給失敗及び直流電源喪失を伴う TBU シーケンスである。</p>
LOCA 時注水失敗(AE)	<p>地震により、大 LOCA 事故発生した後、原子炉スクラムには成功するが、高圧系及び低圧系の非常用炉心冷却系の故障により、炉心損傷及び格納容器破損に至る。注水系がすべて故障するため早期に炉心損傷に至る。原子炉圧力容器破損以前に、放射性物質が直接ドライウェルへ放出される経路が存在する点で TQUV、TQUX と異なる。</p>
電源喪失時の小破断 LOCA (S2B)	<p>地震により全交流電源喪失し、小破断 LOCA が発生した後、原子炉スクラムには成功する。所内バッテリーにより事故後8時間は直流電源が保持されるため、この期間、蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系(RCIC)による炉心への注水ができ、炉心の冷却が維持される。原子炉隔離時冷却系の水源は、圧力抑制プール水位高で復水貯蔵タンク(CST)から圧力抑制プールに切り替えられる。DCバッテリーが枯渇した後は、原子炉隔離時冷却系からの注水ができないために炉心損傷に至る。</p> <p>格納容器の破損は、炉心損傷後で事故の晩期に生じる。DCバッテリーの枯渇のために、自動減圧系による原子炉冷却系の減圧ができず、原子炉冷却系の圧力が高い状態で事故が推移する。</p>

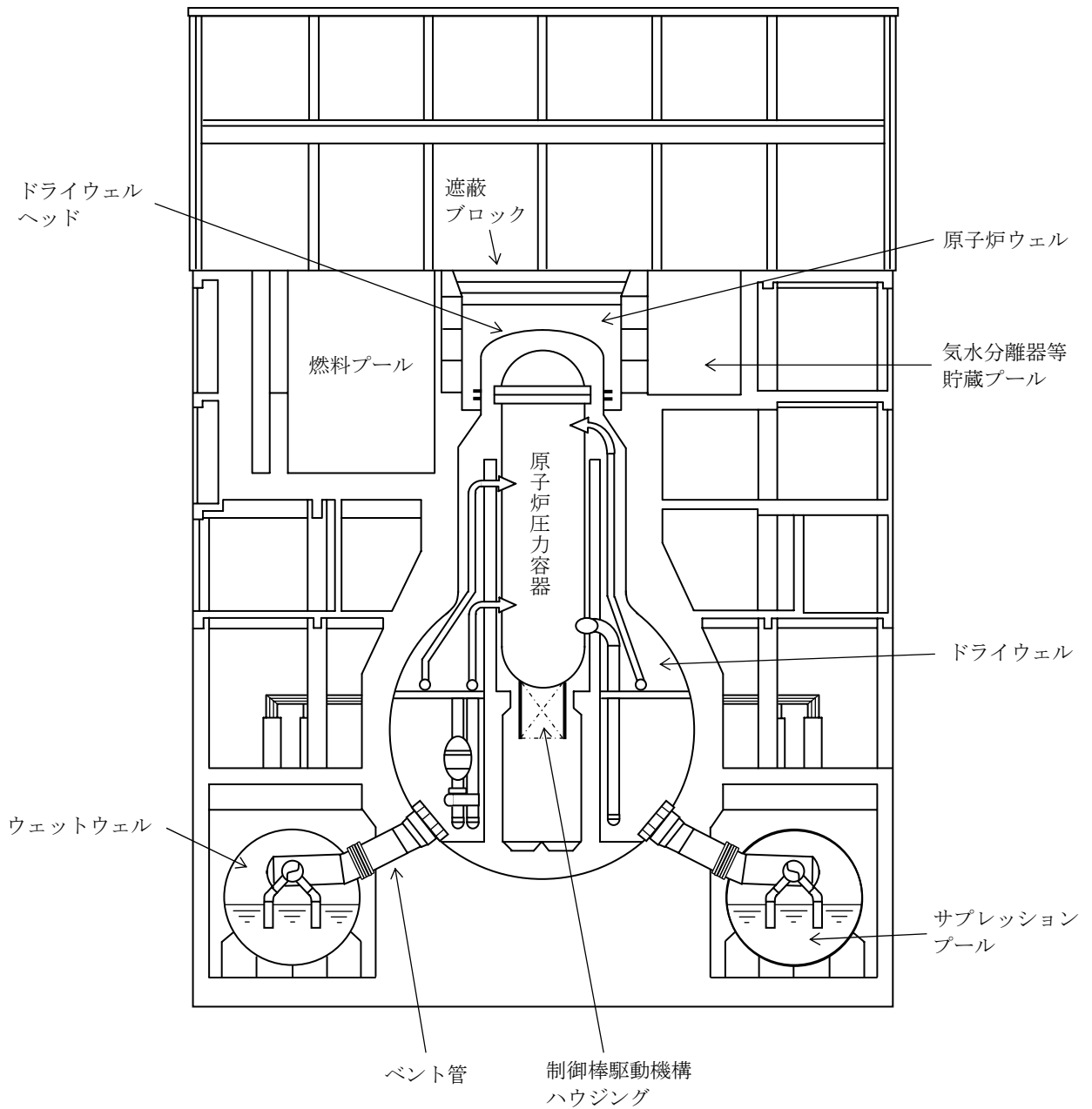


図 B.1 BWR-3 MarkI 型の原子炉建屋概要図



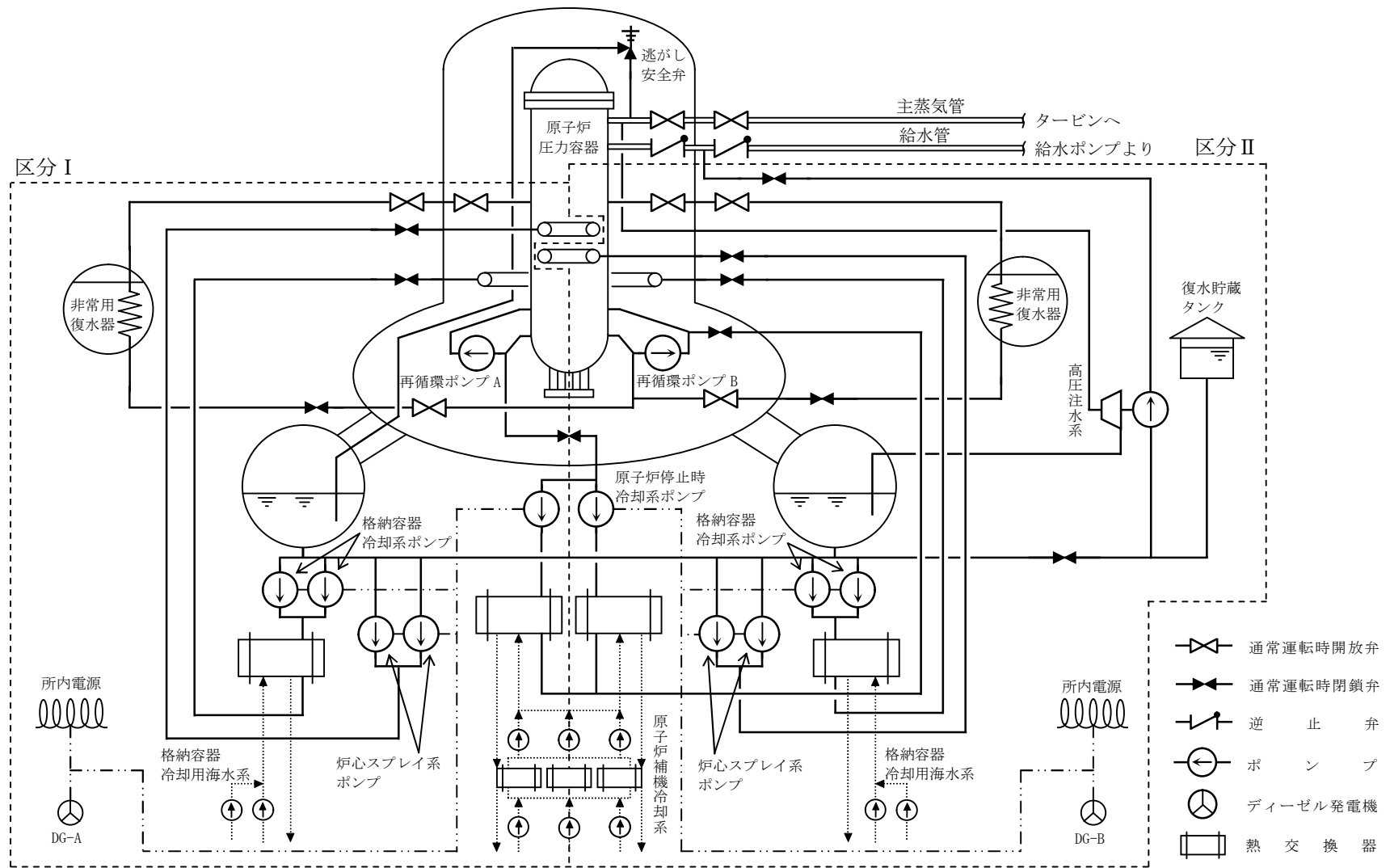


図 B.2 非常用炉心冷却系系統概要図 (BWR-3 MarkI 型)

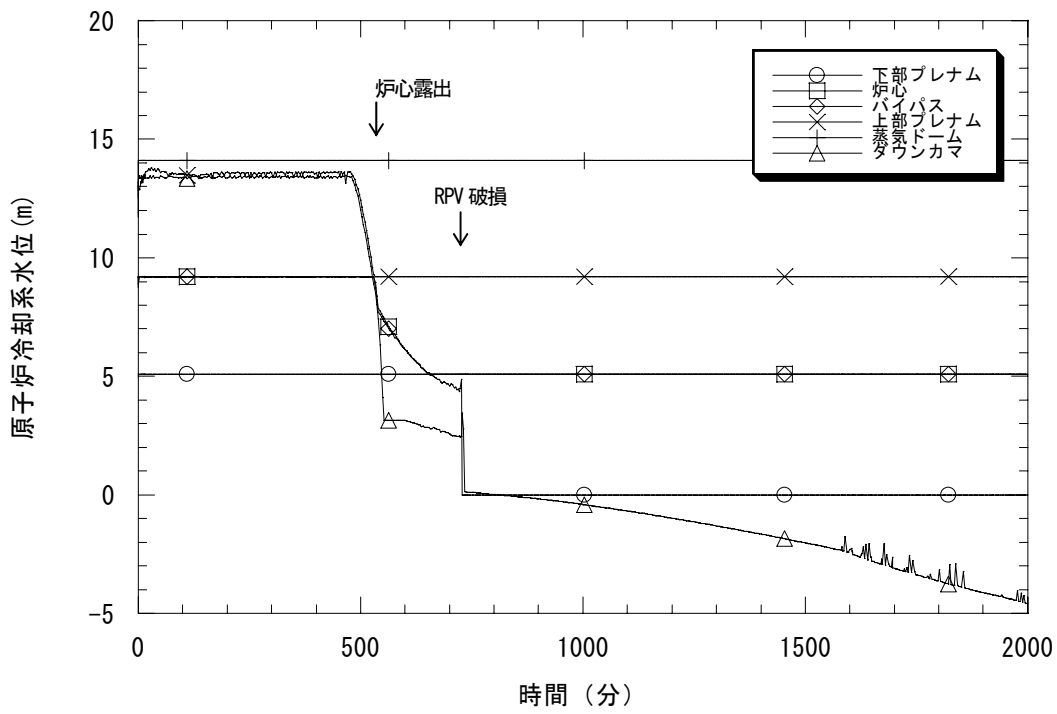


図 B. 3-1 原子炉冷却系水位

(電源喪失時の小破断 LOCA (S2B、基本ケース、BWR-3 Mark I))

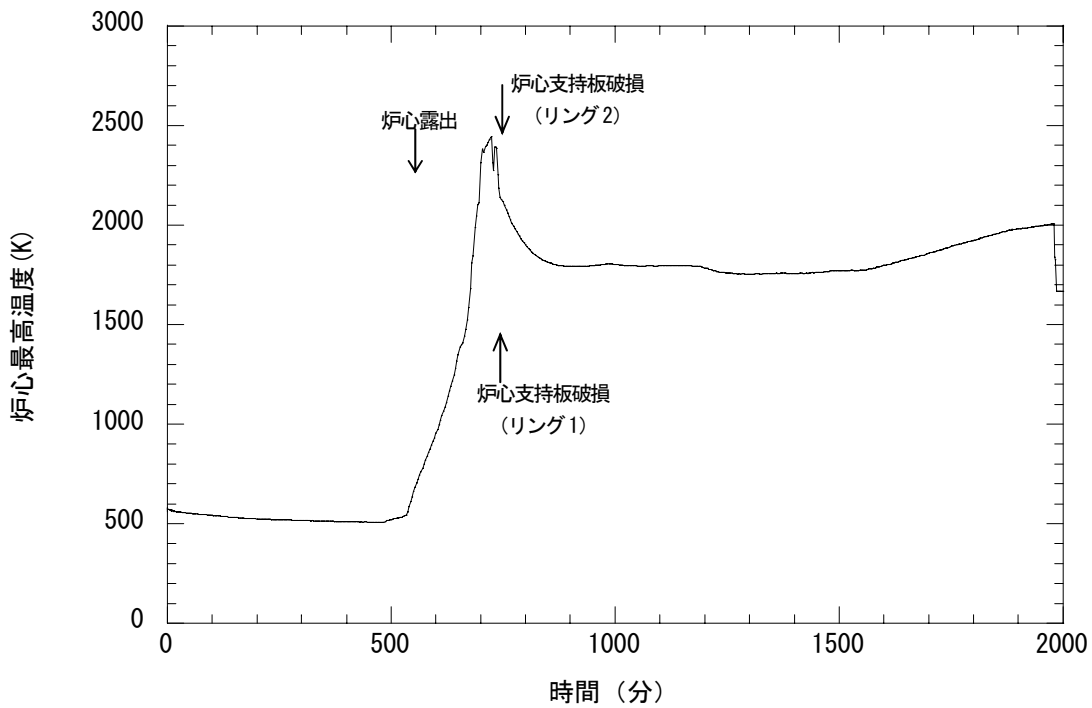


図 B. 3-2 炉心最高温度

(電源喪失時の小破断 LOCA (S2B、基本ケース、BWR-3 Mark I))

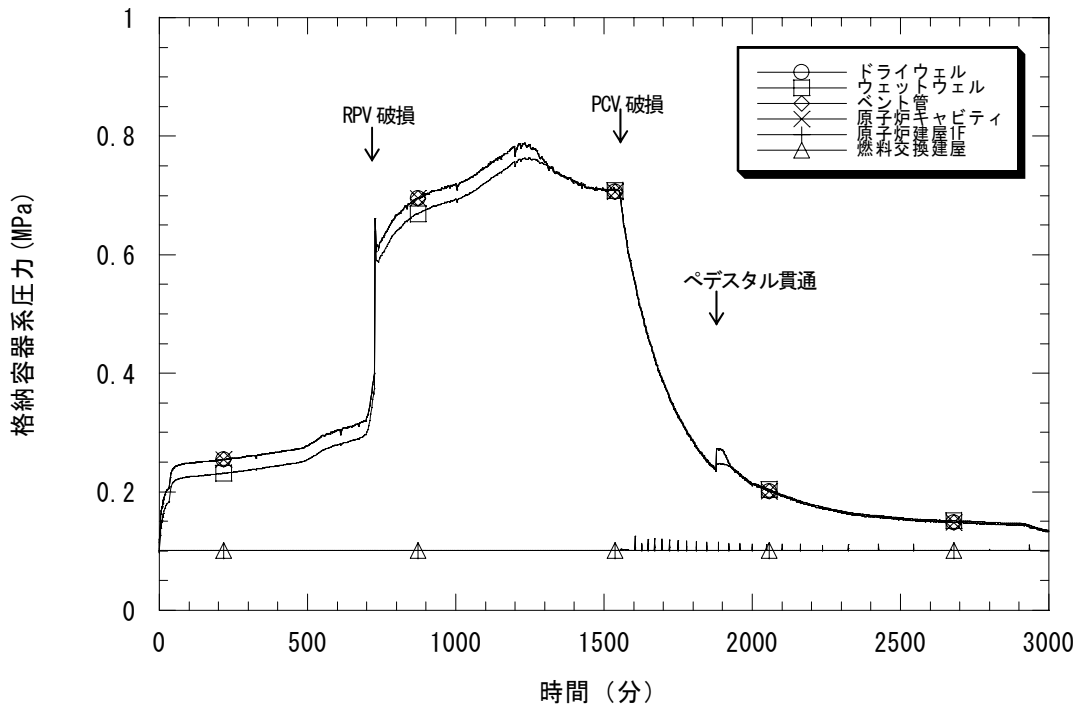


図 B. 3-3 格納容器系圧力

(電源喪失時の小破断 LOCA (S2B、基本ケース、BWR-3 Mark I))

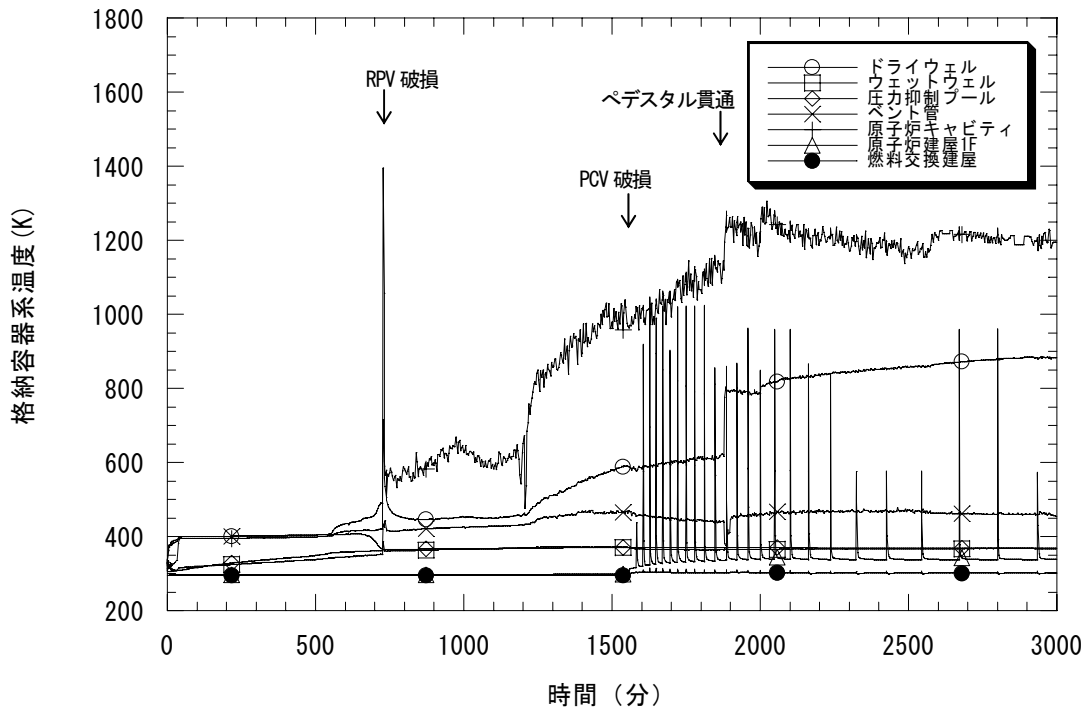


図 B. 3-4 格納容器系温度

(電源喪失時の小破断 LOCA (S2B、基本ケース、BWR-3 Mark I))

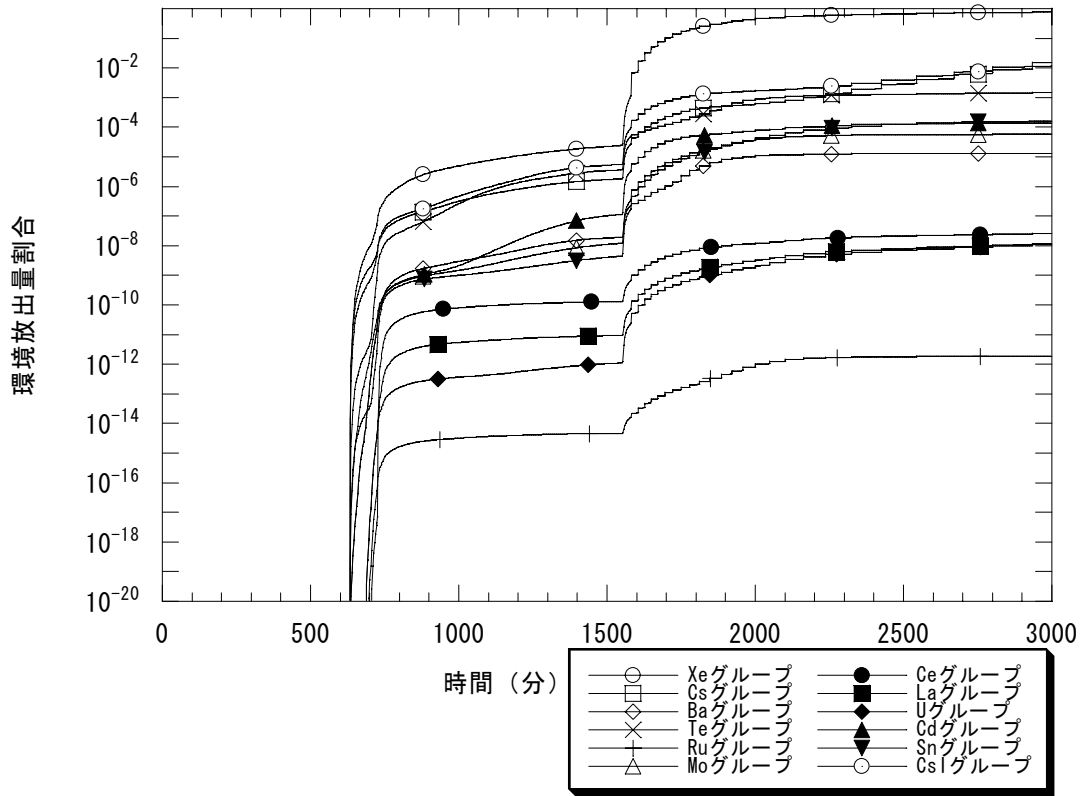


図 B. 3-5 各放射性物質の環境放出量割合

(電源喪失時の小破断 LOCA (S2B、基本ケース、BWR-3 Mark I))

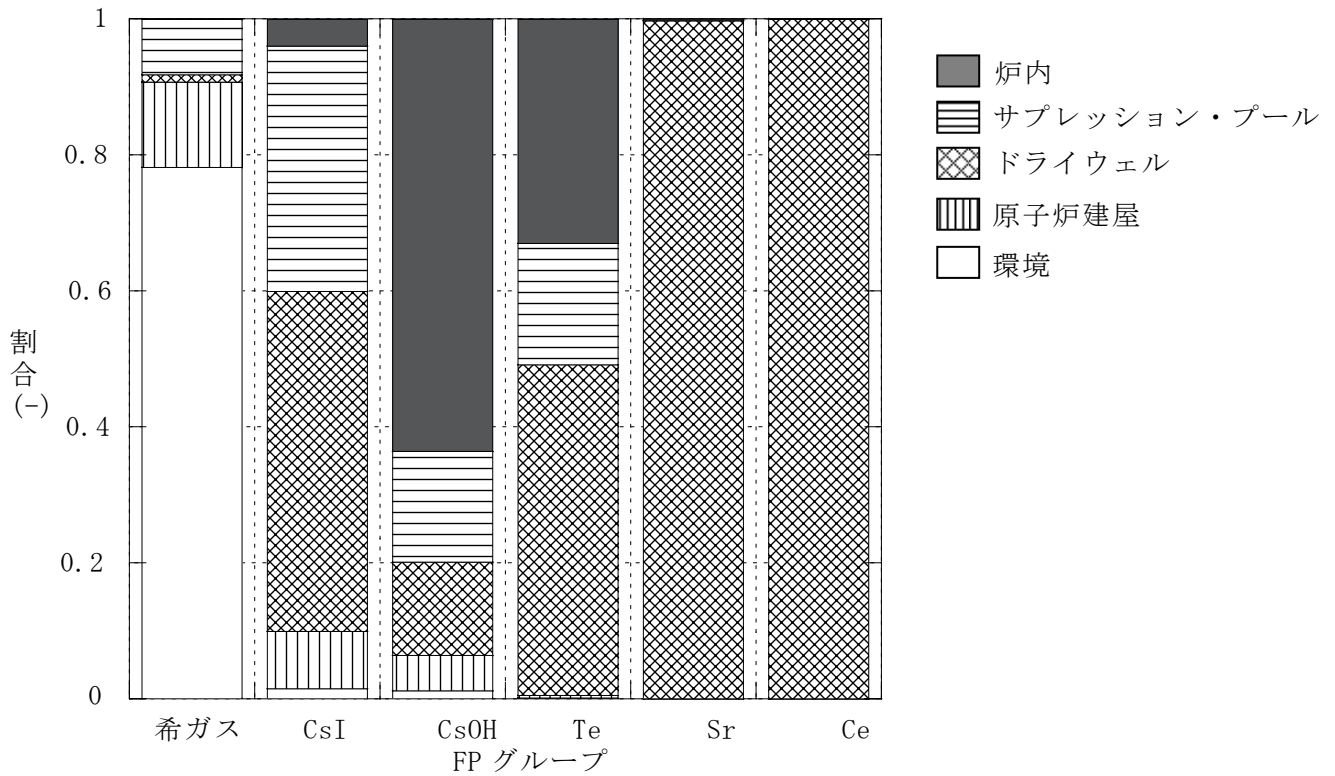


図 B. 3-6 プラント内 FP 分布

(電源喪失時の小破断 LOCA (S2B、基本ケース、BWR-3 Mark I))

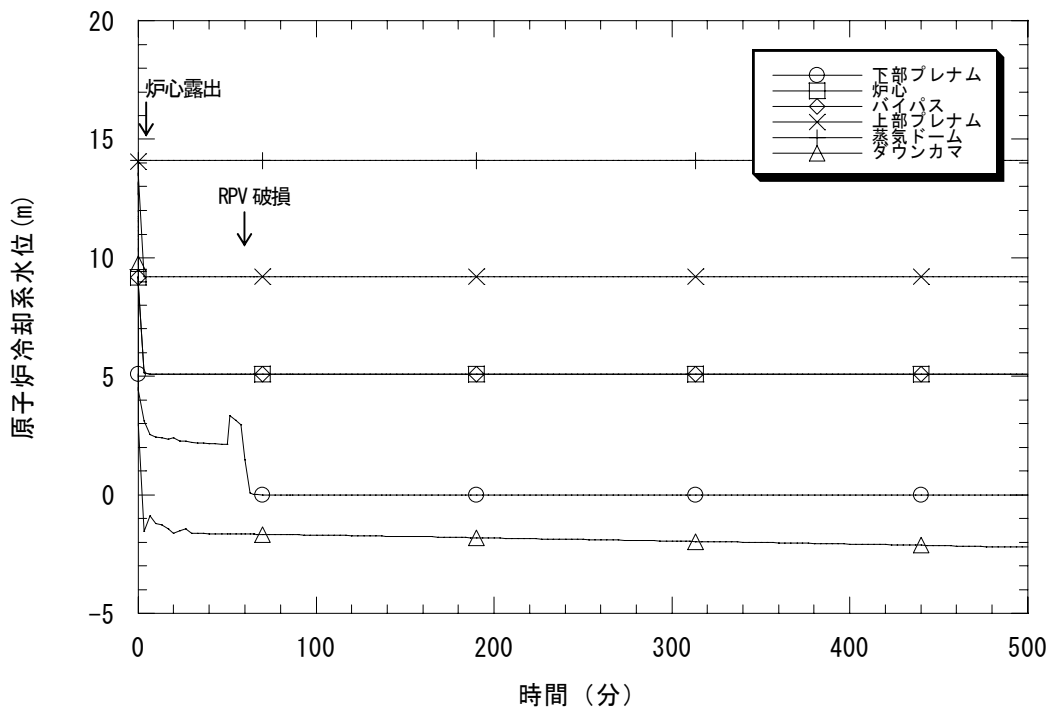


図 B. 4-1 原子炉冷却系水位

(LOCA 時注水失敗 (AE、基本ケース、BWR-3 Mark I))

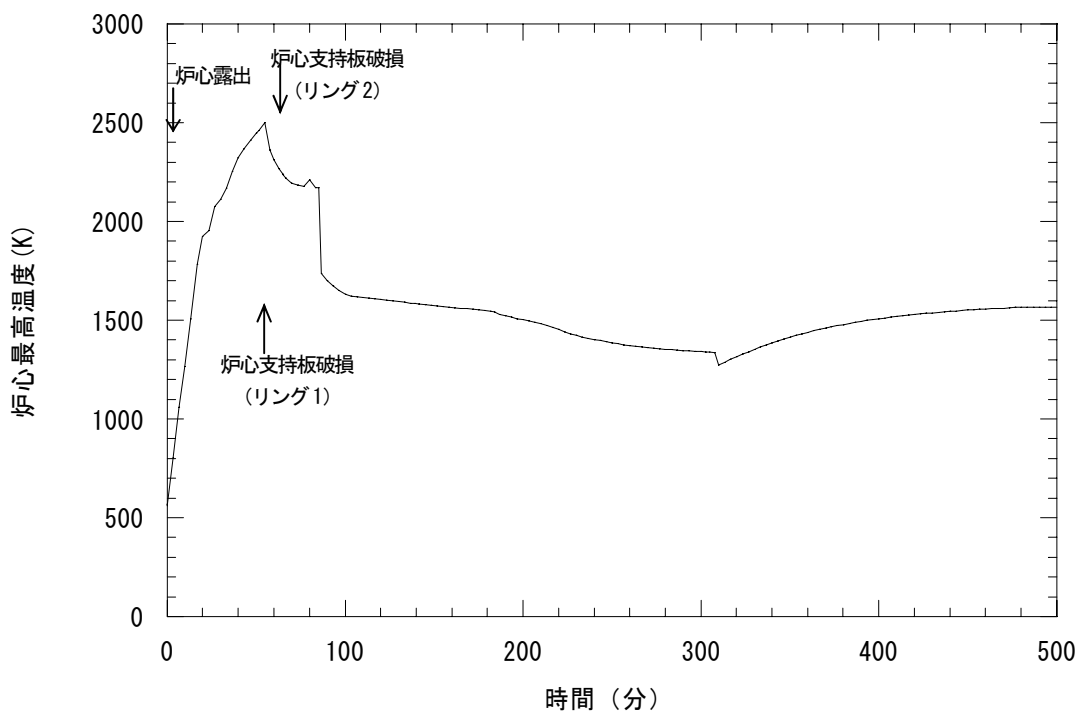


図 B. 4-2 炉心最高温度

(LOCA 時注水失敗 (AE、基本ケース、BWR-3 Mark I))



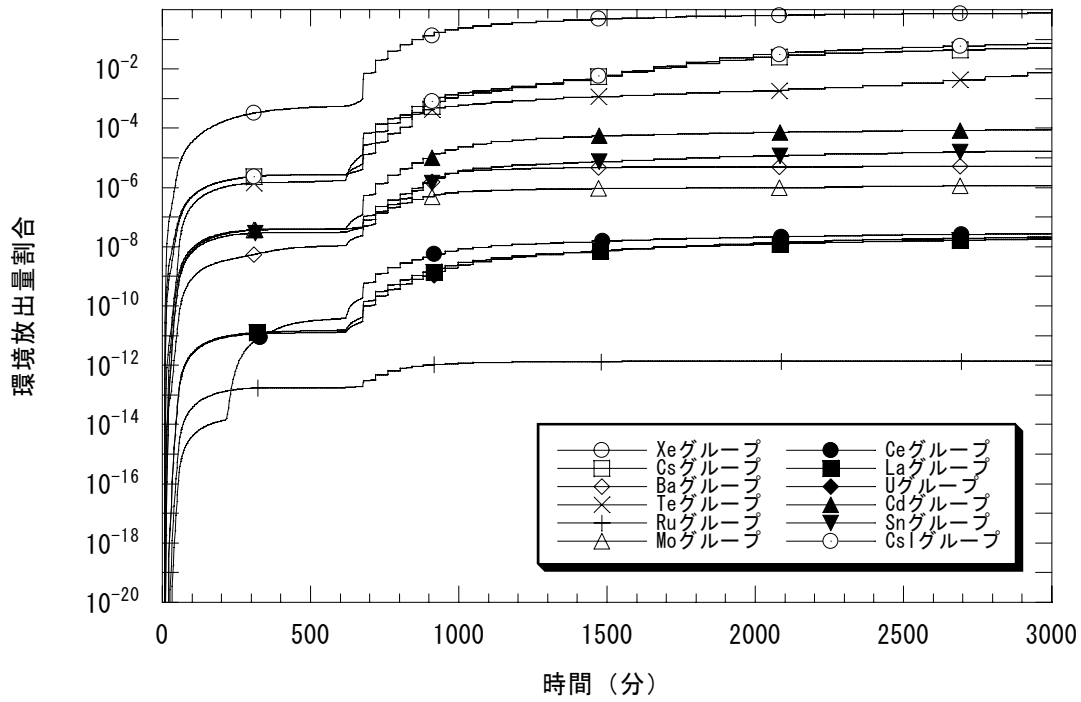


図 B. 4-5 各放射性物質の環境放出量割合

(LOCA 時注水失敗 (AE、基本ケース、BWR-3 Mark I))

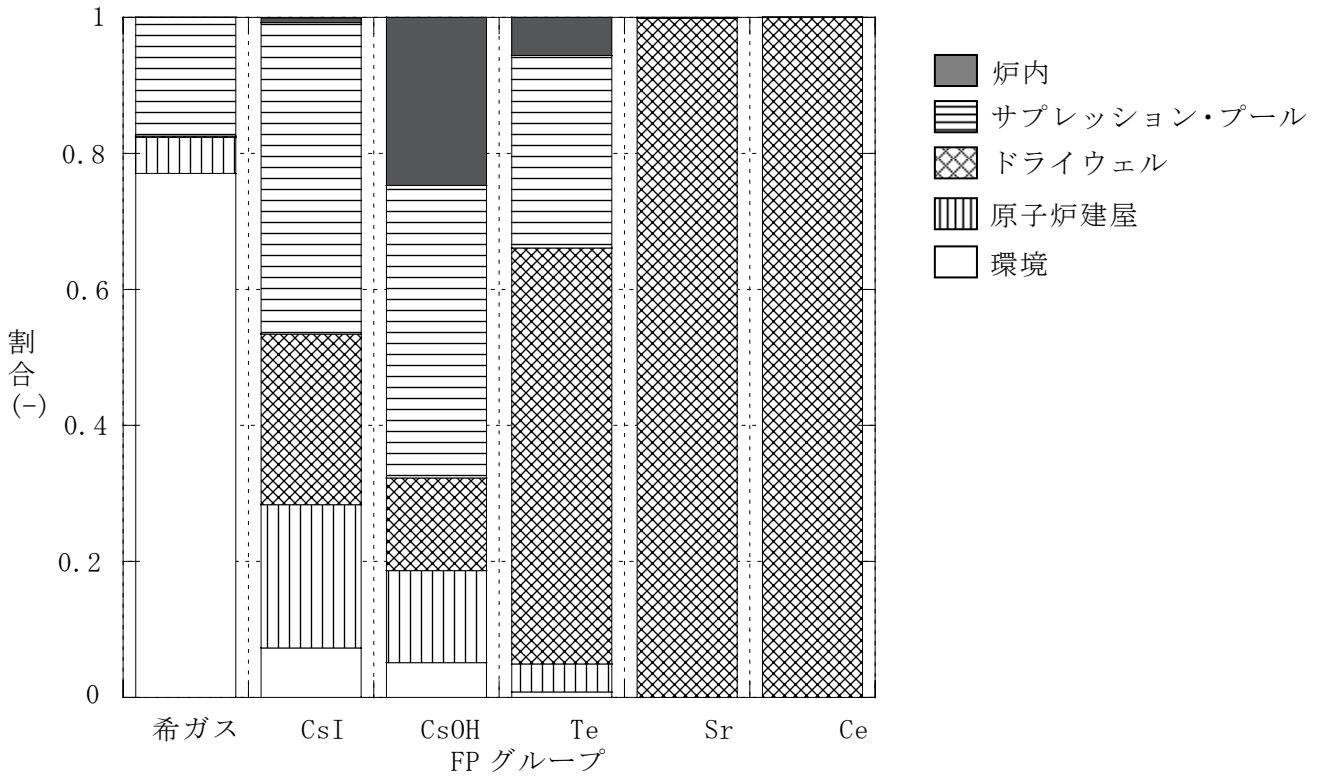


図 B. 4-6 プラント内 FP 分布

(LOCA 時注水失敗 (AE、基本ケース、BWR-3 Mark I))

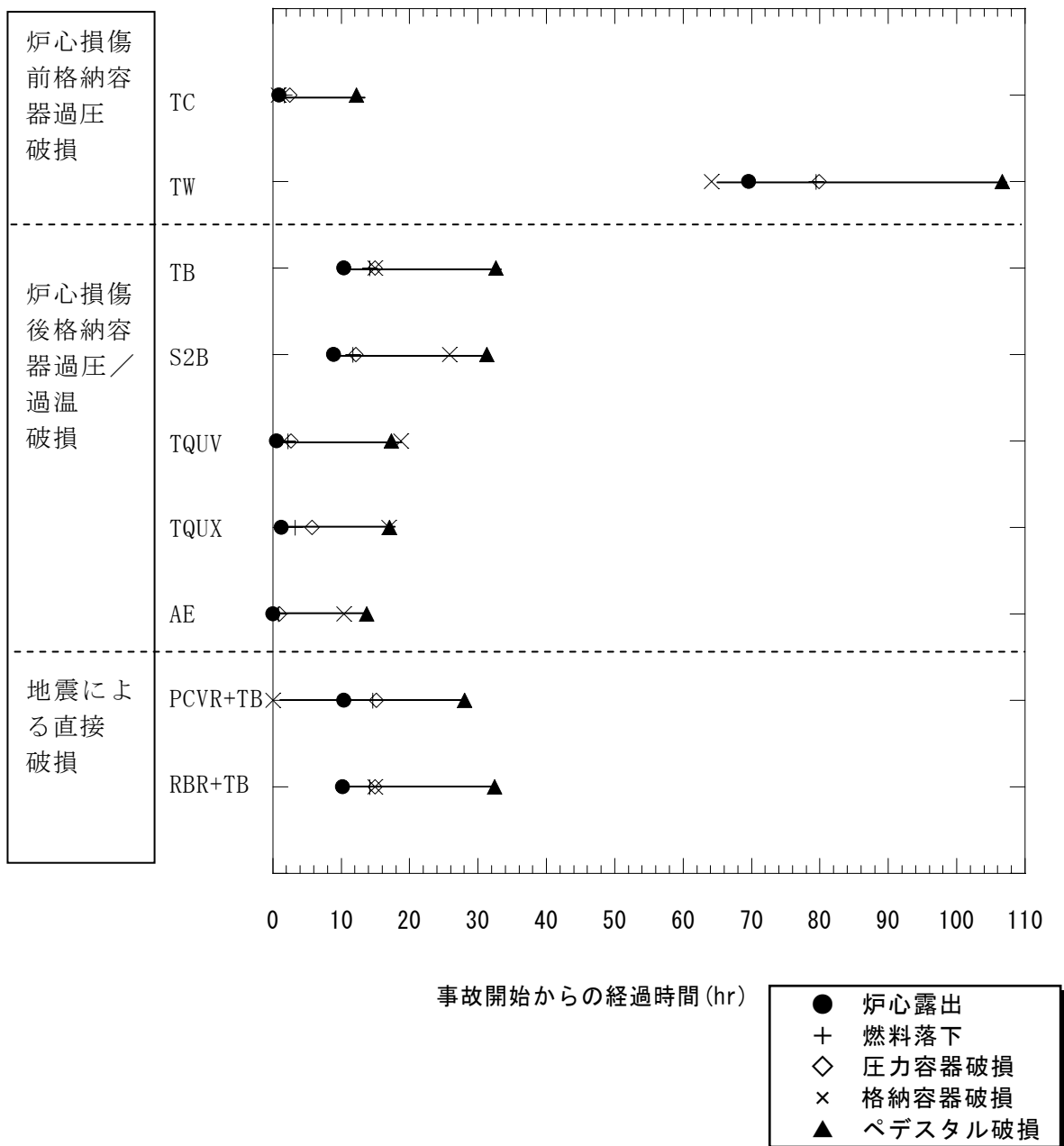


図 B. 5-1 地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング (BWR-3 Mark I)



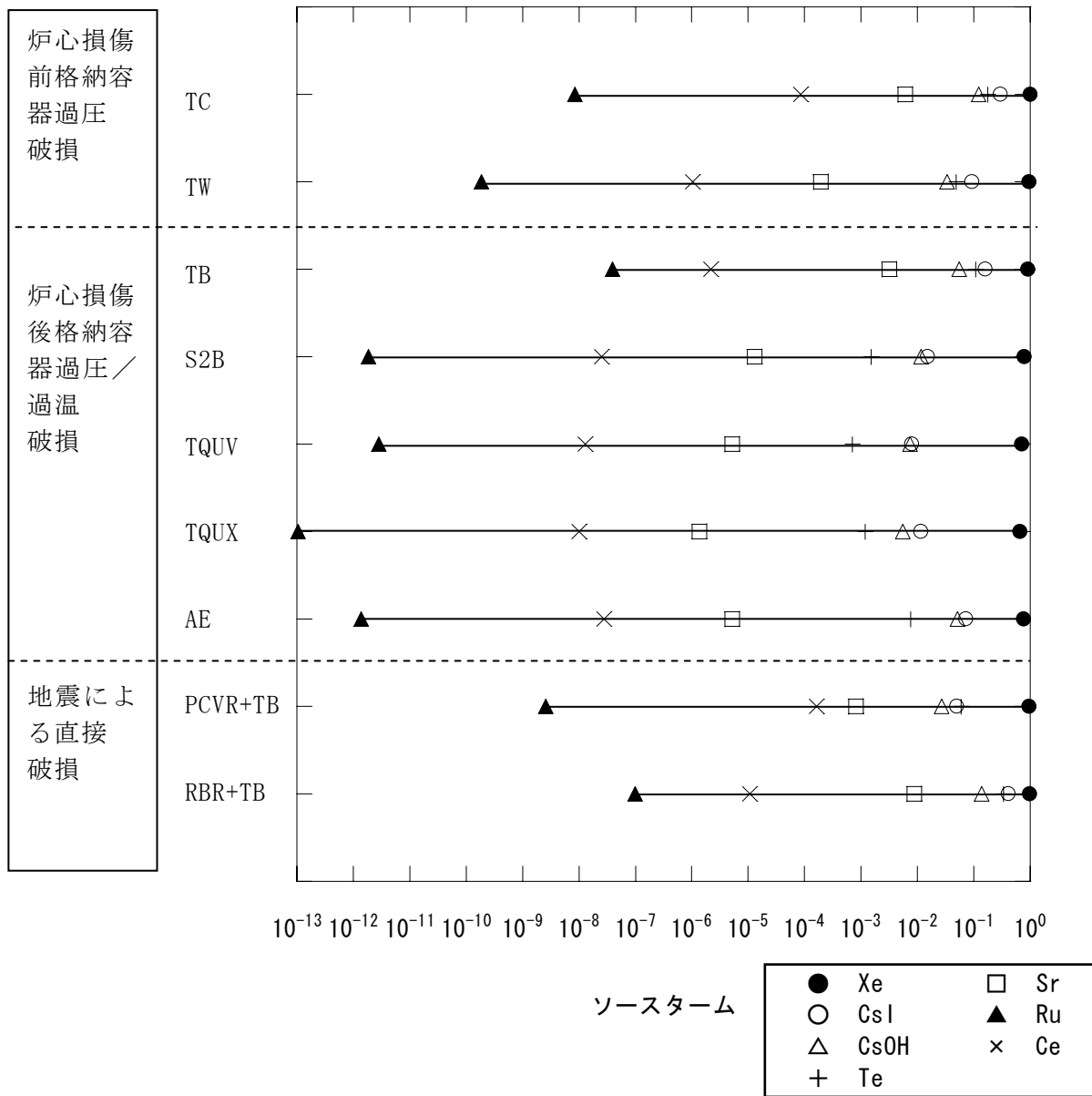
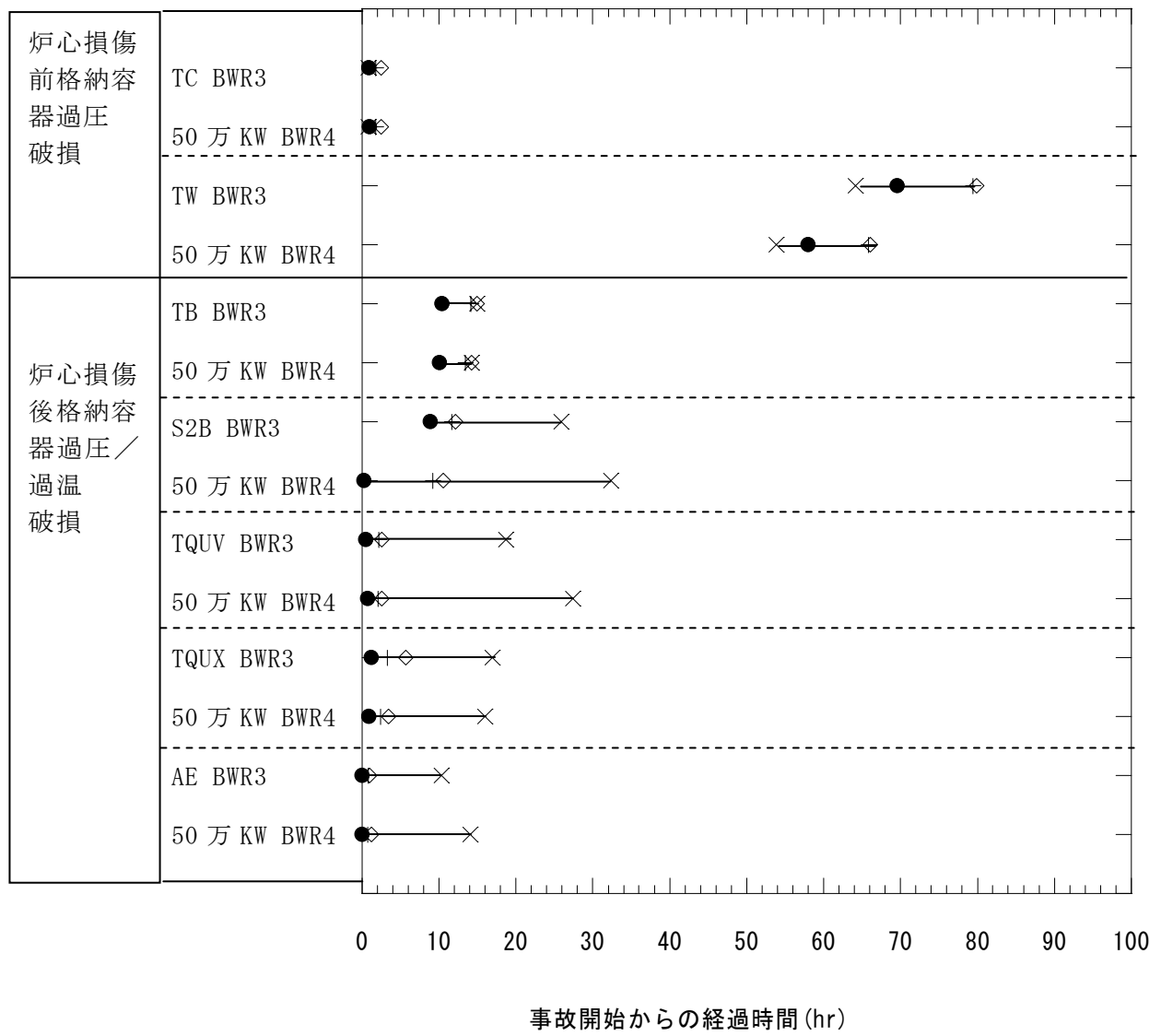


図 B.5-2 地震時の代表的な事故シケンスのソースターム (BWR-3 Mark I)



事故開始からの経過時間 (hr)

- 炉心露出
- + 燃料落下
- ◇ 圧力容器破損
- × 格納容器破損

図 B. 6-1 地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング  
(BWR-3 と BWR-4 50 万 KWe 級の比較)

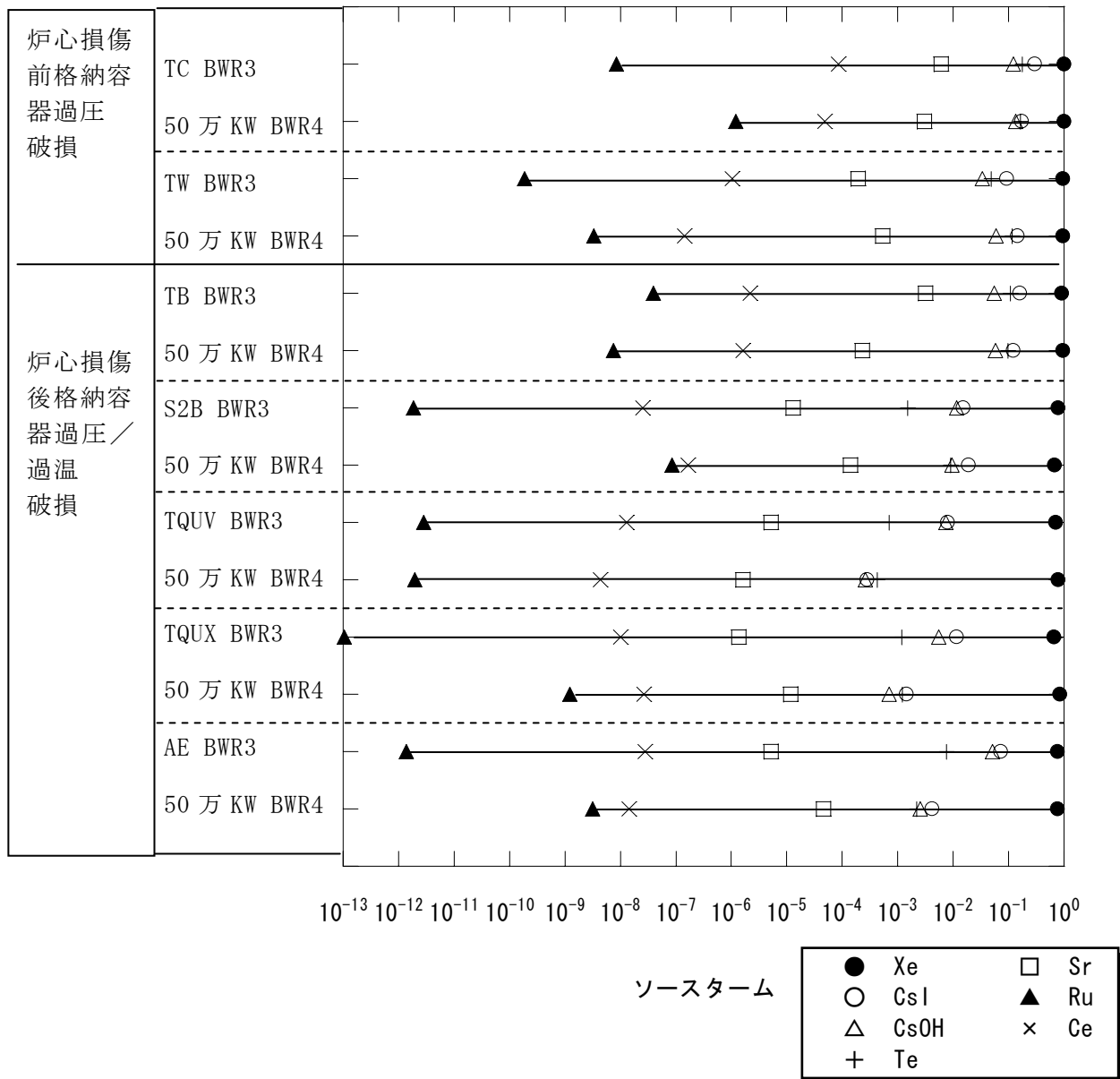


図 B. 6-2 地震時の代表的な事故シークエンスのソースターム  
(BWR-3 と BWR-4 50 万 KWe 級の比較)

## 付録 C. BWR-4 Mark I 型原子炉施設（50 万 KWe 級）の事故進展解析

BWR-4（50 万 KWe 級）を対象にして、従来、格納容器キャビティ部にピットがある場合を仮定していたが、本検討では、ピットがない場合の事故進展及びソースタームへの影響について、MELCOR コードを用いて事故進展及びソースタームを解析して検討した。

評価対象とした事故シーケンスは、BWR-4 代表炉のレベル 1 地震 PSA の解析結果から得られた事故シーケンスから発生頻度の大きい 4 ケースを選択した。

### C.1 解析条件

原子炉建屋の多ノード化モデルは、本文 2.2.1 項に記載した内容と同一モデルを使用した。

BWR-4 Mark I 型原子炉施設の原子炉建屋は図 C.1 に示す。図 C.2 に、非常用炉心冷却系の系統概要を示す。MELOCR コードには、格納容器スプレイ以外の工学的安全系のモデルは組み込まれていないため、高圧注水系（HPCI）、炉心スプレイ系（CS）および自動減圧系（ADS）などの作動条件、注水流量、水源等のデータを制御関数によってモデル化した。

格納容器の過圧破損と過温破損の解析条件は、表 C.1 に記載した。

### C.2 地震時の主な事故シーケンスの事故進展とソースターム解析

#### C.2.1 炉心損傷前に格納容器が過圧破損（先行破損）に至る事故進展解析（対象：TC 及び S2C）

格納容器キャビティ部にピットの有無によって生じる事故進展及びソースタームへの影響について検討した概要を以下に示す。

原子炉未臨界確保失敗するが、原子炉への注水可能な事故シーケンスとして、過渡変化時の未臨界確保失敗(TC)及び小破断 LOCA 時の未臨界確保失敗(S2C)の 2 種類を対象に解析した。

その結果、格納容器キャビティ部にピットの有無によって、MELCOR 解析コードの解析時間刻み幅の相違と思われる現象が生じた結果、S2C についてはピットの有無による差はほとんどないにもかかわらず、類似な事故シーケンスの TC では圧力容器破損が炉心部リング 1 からリング 2 の燃料落下時に変わり、遅くなった結果、圧力容器破損時刻及びソースタームに差が生じた（圧力容器破損時刻が 2.5→3.1 時間後になり、CsI 環境放出量が 17%→14%に変化）。

以下、事故進展の概要について示す。

TC の事故進展解析結果を図 C.3-1 から図 C.3-3 に、S2C の結果を図 C.4-1 から図 C.4-3 に、それぞれ示す。これらの事象では、地震によって過渡事象または小破断 LOCA の事象が発生後、

原子炉未臨界確保に失敗し、炉心出力は比較的高い状態が事故後、原子炉注水が停止して炉心損傷が開始するまで継続する。つまり、TC では定格出力の約 25%、S2C では約 20%状態が事故後、約 1 時間継続した。

炉心への注水に関しては、TC 及び S2C では HPCI 作動により炉心の水位は維持される。炉心部で発生する水蒸気は逃し安全弁を経由して圧力抑制プール水中へ放出され、その水位が上昇し、数分後に HPCI の水源切替レベルに到達する。水源が復水貯蔵タンクから圧力抑制プールに切り替わる。格納容器圧力は初期 S2C のほうが直接格納容器に蒸気放出されるので立ち上がりは早く、圧力抑制プール水温の立ち上がりは遅い。しかし、水源切替により、圧力抑制プール水温が更に上昇し、格納容器圧力も急激に上昇するため、TC、S2C に対して、ほぼ同じタイミングの約 0.9~1.1 時間後に格納容器破損に至り、HPCI の作動停止に至る。その結果、炉心への注水は停止するため炉心冷却手段が確保できず燃料落下が開始するが、HPCI 作動停止が遅い S2C では落下開始が遅くなり、TC、S2C に対して、それぞれ約 1.8、1.9 時間後に燃料落下開始に至った。その後の原子炉圧力容器破損については、シュラウドを介した炉心外周部のダウンコマ水位が S2C では小破断 LOCA により減少しており、その除熱効果が期待できないため、S2C では破損タイミングが早まったため、TC、S2C に対して、それぞれ約 3.1、2.3 時間後に原子炉圧力容器破損に至った。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 C.3-4 及び図 C.4-4 にそれぞれ示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、格納容器が炉心損傷する前に先行破損するため、炉心損傷に伴い放出された CsI は、TC では圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果により多くが圧力抑制プール水中に移行する。また、S2C では、LOCA により直接、ドライウエルや原子炉建屋に放出されるため、圧力抑制プールのスクラビング効果の寄与はほとんどなく、原子炉建屋での沈着量が大きい。ピットなしでの CsI 環境放出量は CsI に対して、TC では炉心内蔵量の約 14%、35%に達する。

## C.2.2 炉心損傷後に格納容器過圧破損または過温破損に至る事故進展解析

格納容器キャビティ部にピットの有無によって生じる事故進展及びソースタームへの影響について検討した。炉心損傷後に格納容器過圧破損または過温破損に至る事故シーケンスとして、電源喪失(TB)及び高圧・低圧注水失敗(TQUV)の 2 種類を対象に解析した。

その結果、格納容器キャビティ部にピットの有無による両者の違いは、高圧・低圧注水失敗(TQUV)に関しては、燃料落下及び圧力容器破損のタイミングについてほとんど差がなく、格

納容器の過圧破損及び過温破損のタイミングがピットなしのほうが若干早まる結果となった（0.4時間）。しかし、電源喪失(TB)については、前項のTCと同様な影響が生じた。つまり、MELCOR解析コードの解析時間刻み幅の相違と思われる現象が生じた結果、圧力容器破損が炉心部リング2からリング1の燃料落下タイミングが変わり、早くなった結果、圧力容器破損時刻及びソースタームに差が生じた（圧力容器破損時刻が14.2→13.7時間後になり、CsI環境放出量が12%→15%に変化）。

以下、ピットなしの場合を例に事故進展の概要について示す。

#### (1) 電源喪失に係る事故シーケンス(TB)

TBの事故進展解析結果を図C.5-1から図C.5-3に示す。

これらの事象では、地震によって過渡事象が発生した後、電源喪失になり、RCICによる原子炉注水に成功するが、事故開始から8時間後にはDCバッテリーが枯渇するためRCICは停止する。そのため炉心冷却手段が確保できず、約13.4時間後に燃料落下開始、約13.7時間後に原子炉圧力容器破損、約13.8時間後に格納容器の過圧破損に至った。原子炉圧力容器破損による格納容器圧力ピークが過圧破損を上回り、早いタイミングで格納容器破損が生じた。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図C.5-4に示す。炉心損傷に伴い放出されたCsIは、TBでは圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果によって圧力抑制プール水中に移行する。また、圧力容器破損後にはドライウェルに流出したのち、ドライウェルと原子炉建屋に沈着した。CsI環境放出量は炉心内蔵量の約15%であった。

#### (2) 高圧・低圧注水失敗に類する事故シーケンス(TQUV)

TQUVの事故進展解析結果を図C.6-1から図C.6-4に示す。

この事象では、地震によって過渡事象が発生した後、原子炉未臨界確保には成功するが、高圧注水に失敗する。その後、運転員の手動操作により原子炉減圧には成功するが、低圧注水に失敗する。そのため炉心冷却手段が確保できず、約2.1時間後に燃料落下開始、約2.6時間後に原子炉圧力容器破損、約26.6時間後に格納容器の過温破損に至った。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図C.6-5に示す。炉心損傷に伴い放出されたCsIは、圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果によって圧力抑制プール水中に大半が移行する。また、圧力容器破損後に、ドライウェルに流出したのち、原子炉建屋で多くが沈着した。CsI環境放出量は、炉心内蔵量の約0.03%であった。

### C.3 地震時の主な事故シーケンスの解析結果のまとめ

前項 C.2 では、BWR-4 の 50 万 KWe 級原子炉施設の計 4 種類の事故シーケンスを対象にして、格納容器キャビティ部にピットがある場合とない場合の事故進展及びソースタームの影響を検討した。図 C.7-1、図 C.7-2 には、各事故シーケンスの事故進展のタイミング及びソースタームの解析結果を示す。

これらの結果から、BWR-4 代表炉において発生頻度の大きい 4 種類の事故シーケンスでは、格納容器キャビティ部にピットがある場合とない場合の事故進展及びソースタームについては、大きな差は生じない結果になった。

なお、前項 C.2 に述べたとおり、MELCOR 解析コードの解析時間刻み幅の相違に起因すると思われる圧力容器破損に至る燃料落下リングが異なることによって生じるソースタームへの影響は、CsI 環境放出量として炉心内蔵量の約 3~4% となった。

表 C.1 MELCOR1.8.5 改良版の主な解析条件 (BWR-4 50 万 KWe 級)

主な改良項目	解析条件
格納容器破損モデル	<p><u>過圧破損</u> 格納容器設計圧力の 2.5 倍</p> <p><u>過圧破損面積</u> 約 0.13 m<sup>2</sup>(TC)、約 0.0027m<sup>2</sup>(TB)、約 0.089m<sup>2</sup>(S2C)</p>
格納容器漏えいモデル	<p><u>過温破損面積</u> 約 0.0019m<sup>2</sup></p> <p><u>除染係数(DF)</u> 16</p>
化学吸着モデル	<p>PWR でのシビアアクシデント時の揮発性放射性物質の沈着に関する DEVAP 試験に基づく CsI, CsOH, Te の化学吸着速度を使用。</p>
炉心支持部モデルの分割	<p>炉心支持板の厚さの値を使用。</p>
原子炉建屋の多ノードモデル	<p>原子炉建屋を各フロア毎に 4 分割して、それぞれの容積を使用。 ・建屋容積：約 3,800～約 6,400m<sup>3</sup></p>



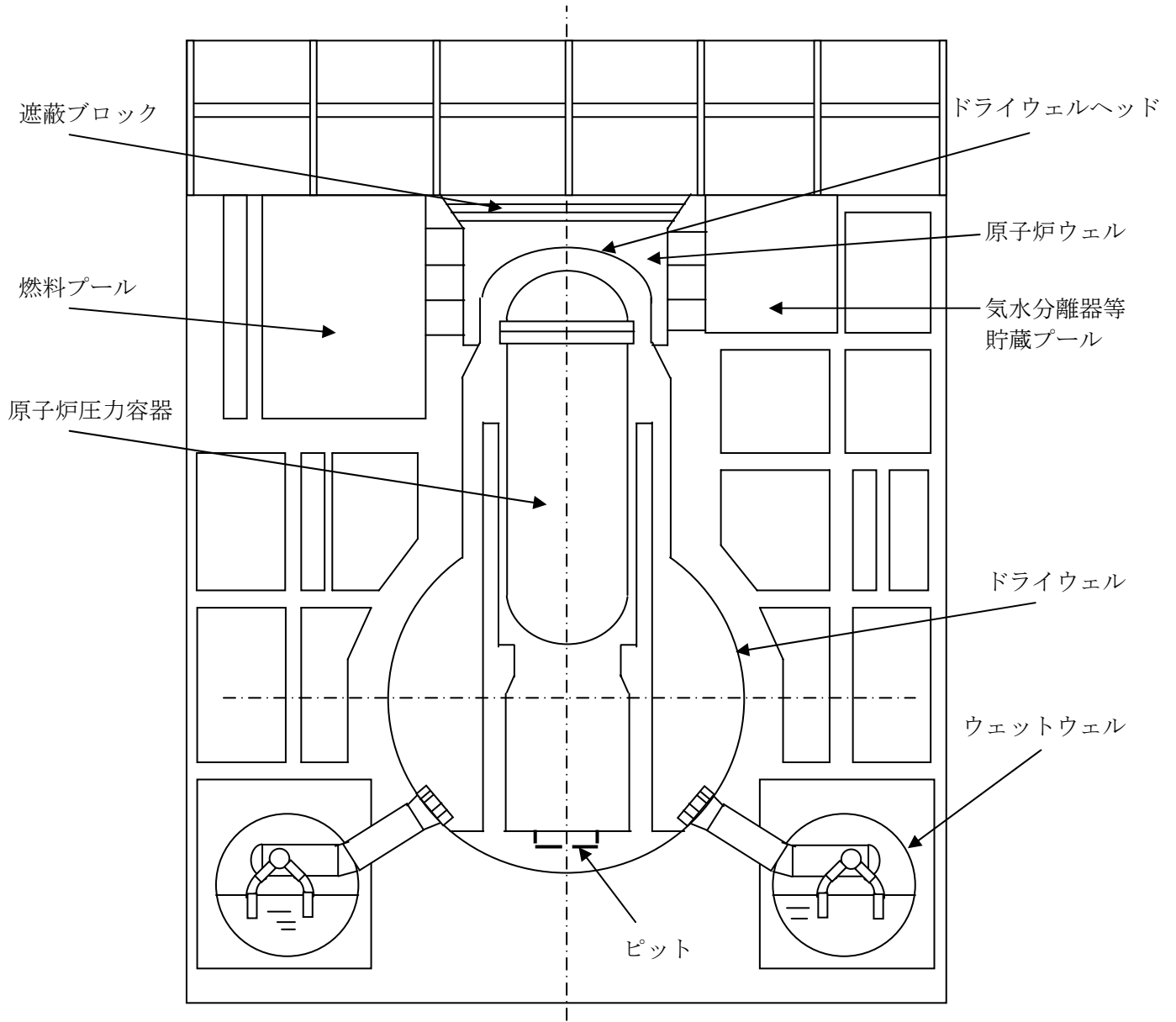
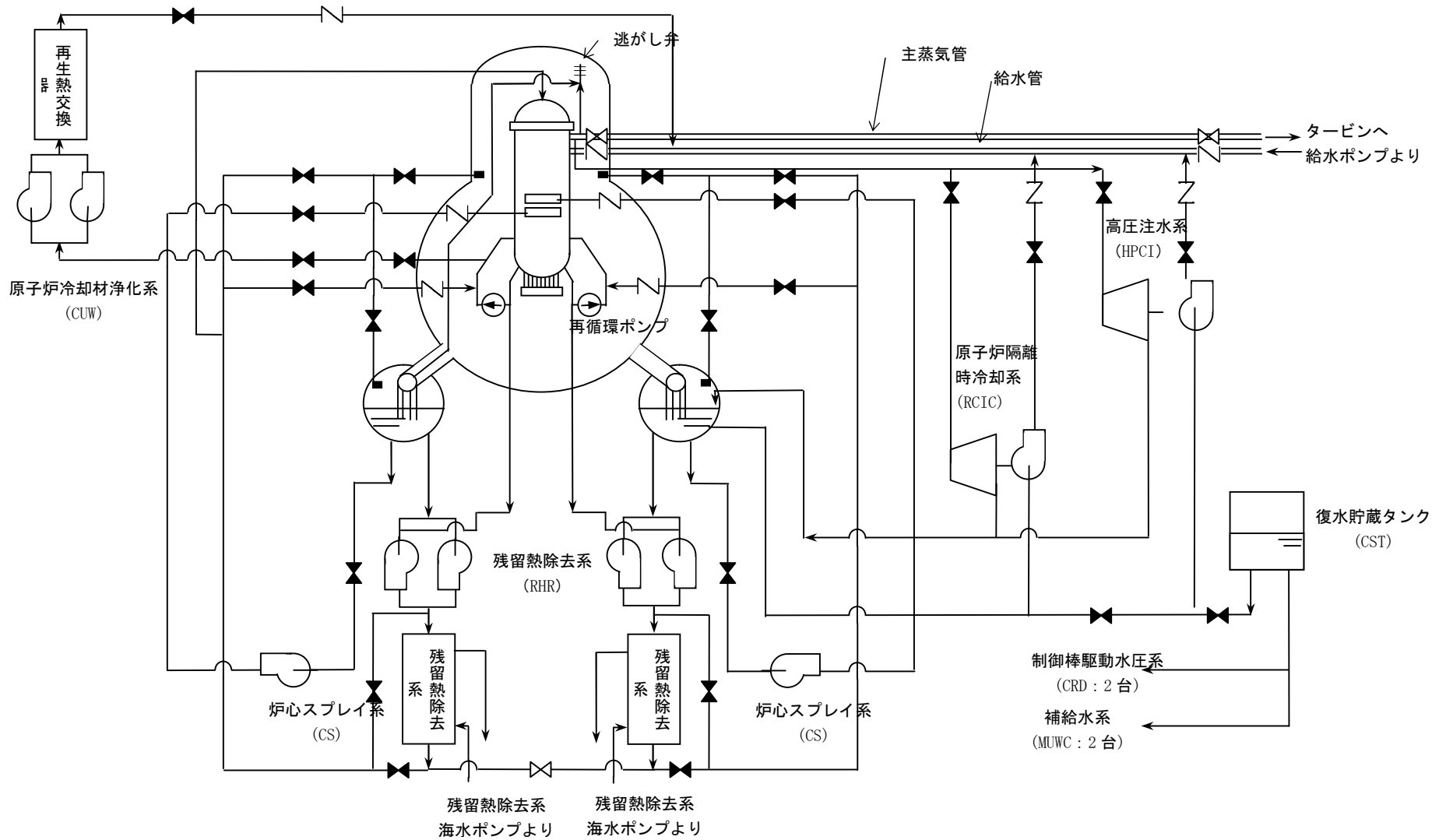


図 C.1 BWR-4 MarkI 型の原子炉建屋概要図



付 C-7

図 C.2 非常用炉心冷却系系統概要図 (BWR-4 MarkI 型)

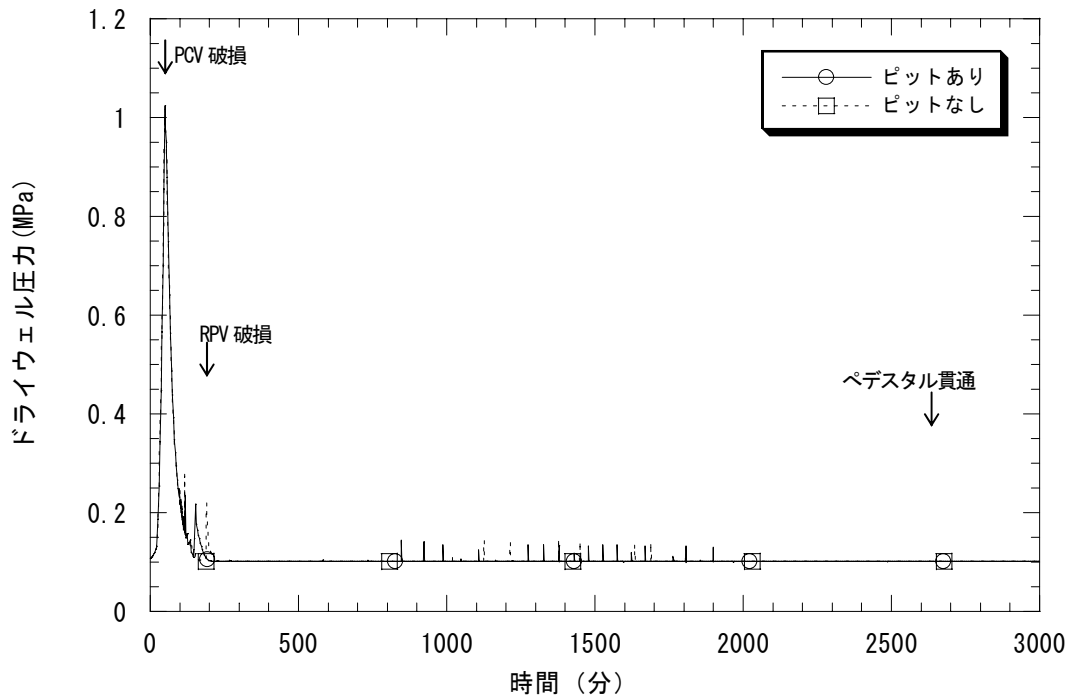


図 C. 3-1 ピット有無によるドライウェル圧力の比較

(原子炉未臨界確保失敗 (TC、BWR-4 Mark I 型 (50 万 KWe 級)))

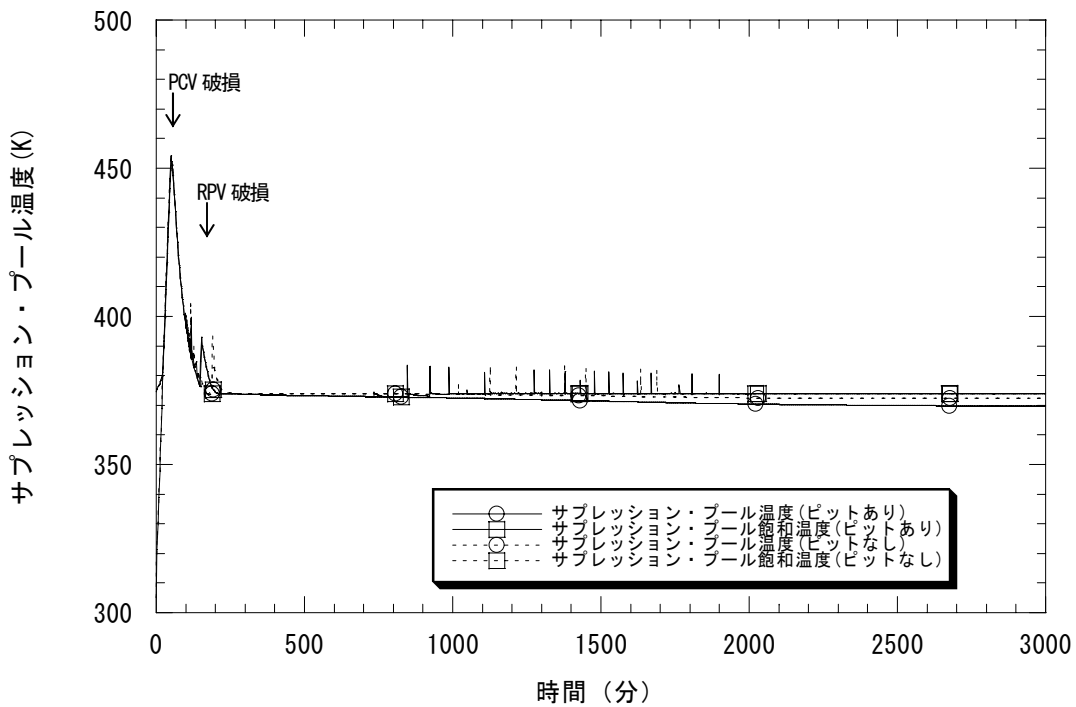


図 C. 3-2 ピット有無によるサプレッションプール水温の比較

(原子炉未臨界確保失敗 (TC、BWR-4 Mark I 型 (50 万 KWe 級)))

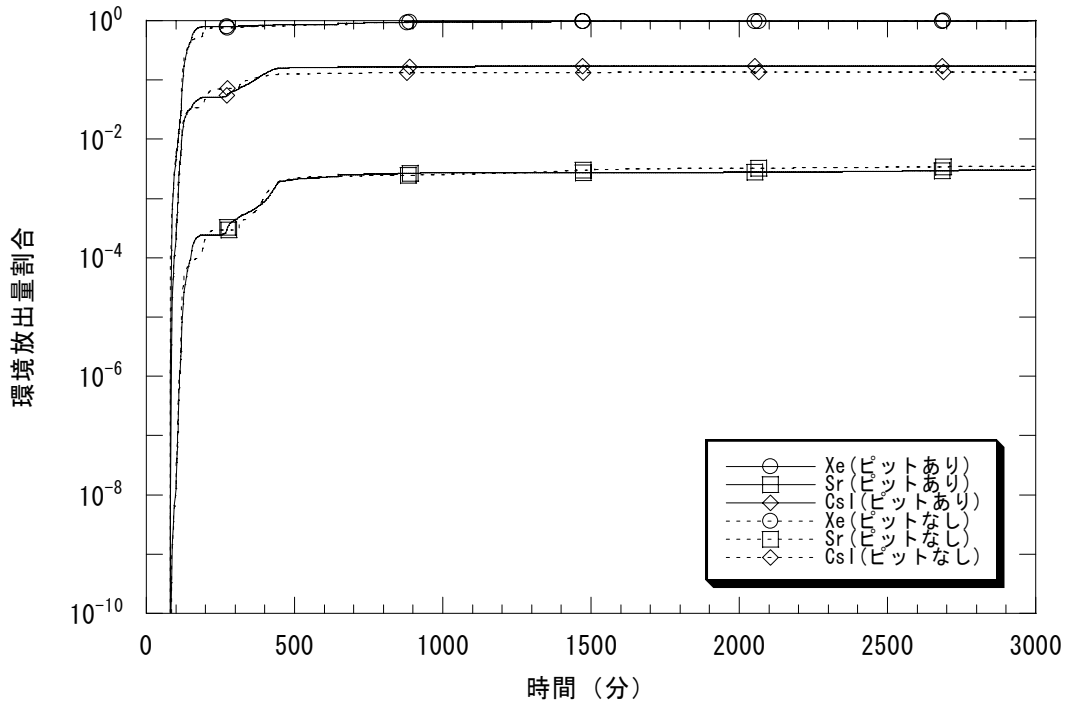


図 C.3-3 ピット有無による主な放射性物質の環境放出量割合の比較  
 (原子炉未臨界確保失敗 (TC、BWR-4 Mark I 型 (50 万 KWe 級)))

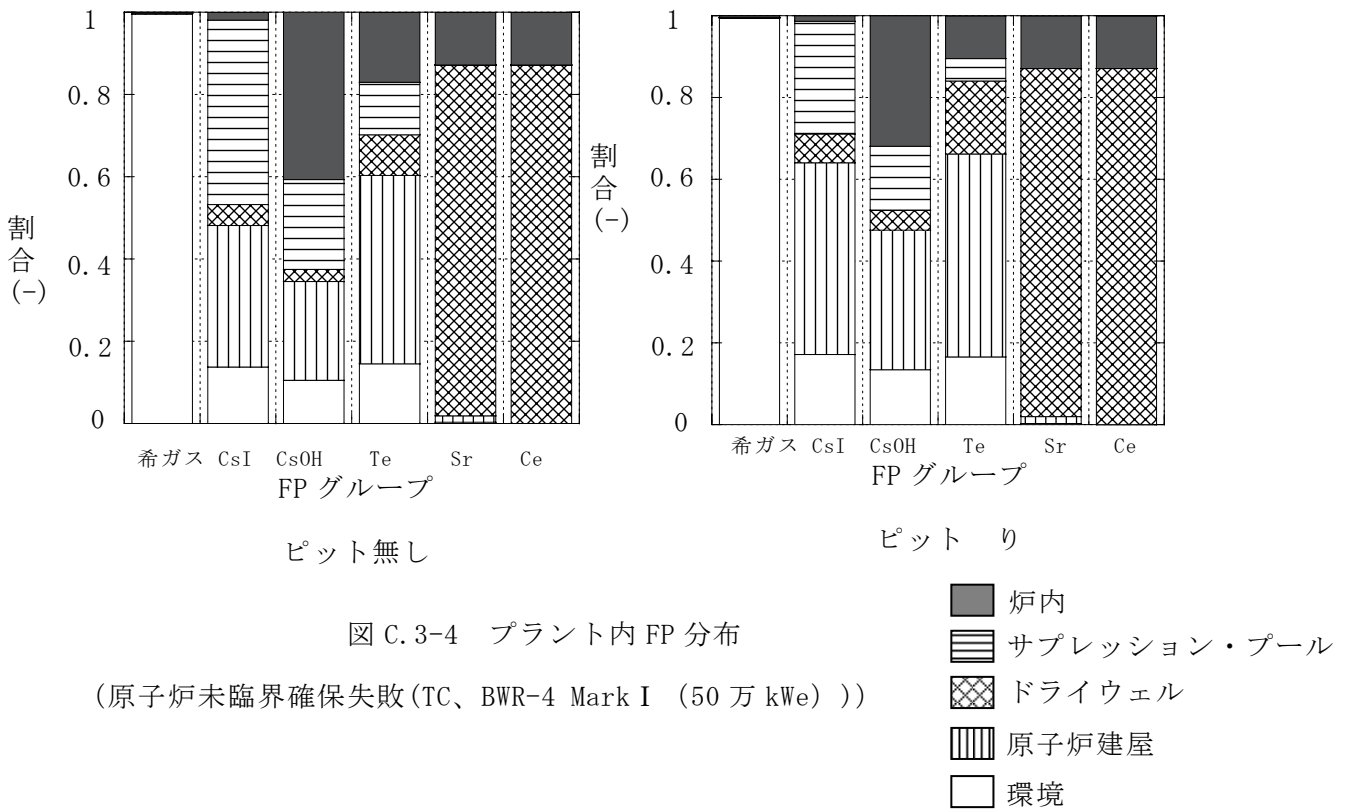


図 C.3-4 プラント内 FP 分布  
 (原子炉未臨界確保失敗 (TC、BWR-4 Mark I (50 万 kWe)))

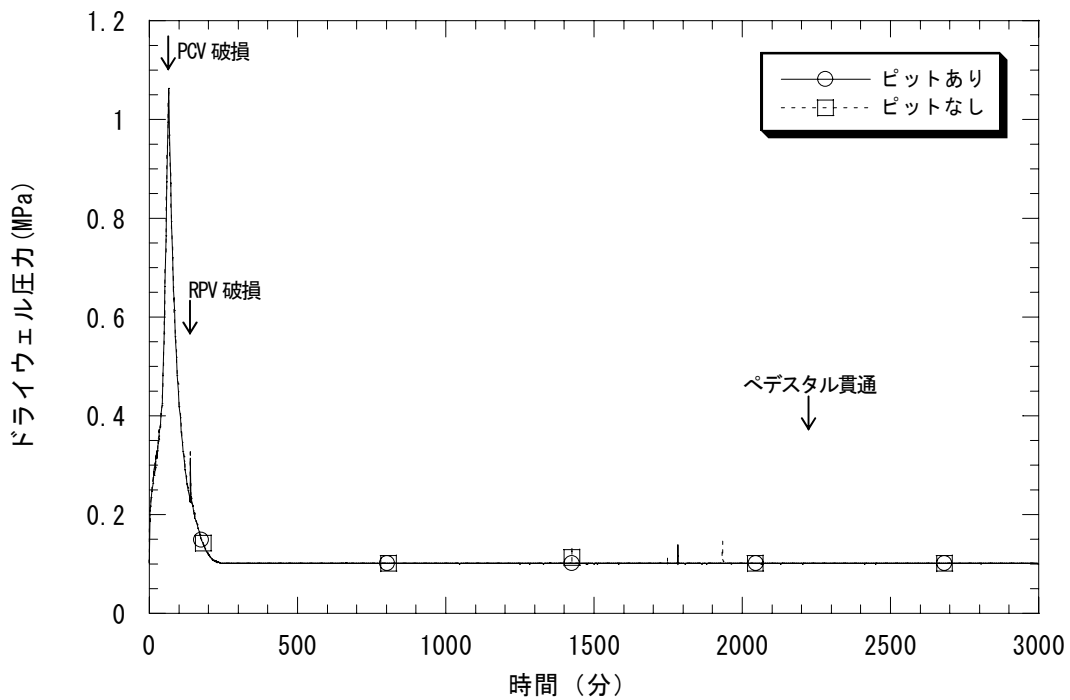


図 C. 4-1 ピット有無による格納容器系圧力

(小破断 LOCA 時未臨界確保失敗 (S2C、BWR-4 Mark I 型(50 万 KWe 級)))

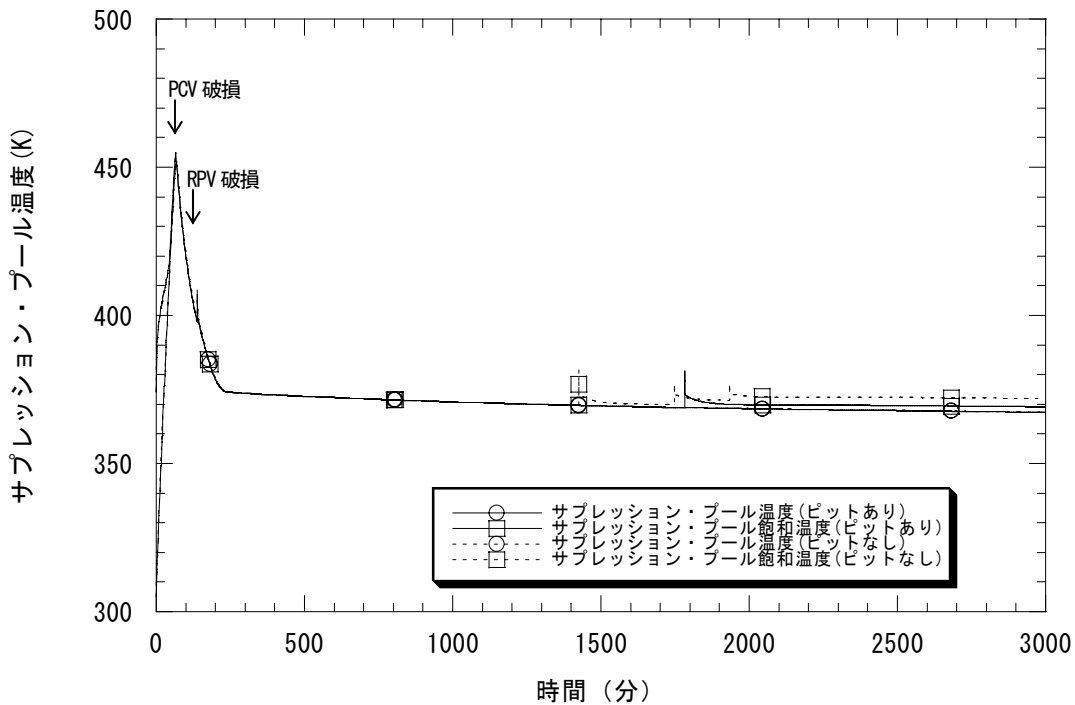


図 C. 4-2 ピット有無によるサプレッション・プールの水温

(小破断 LOCA 時未臨界確保失敗 (S2C、BWR-4 Mark I 型(50 万 KWe 級)))

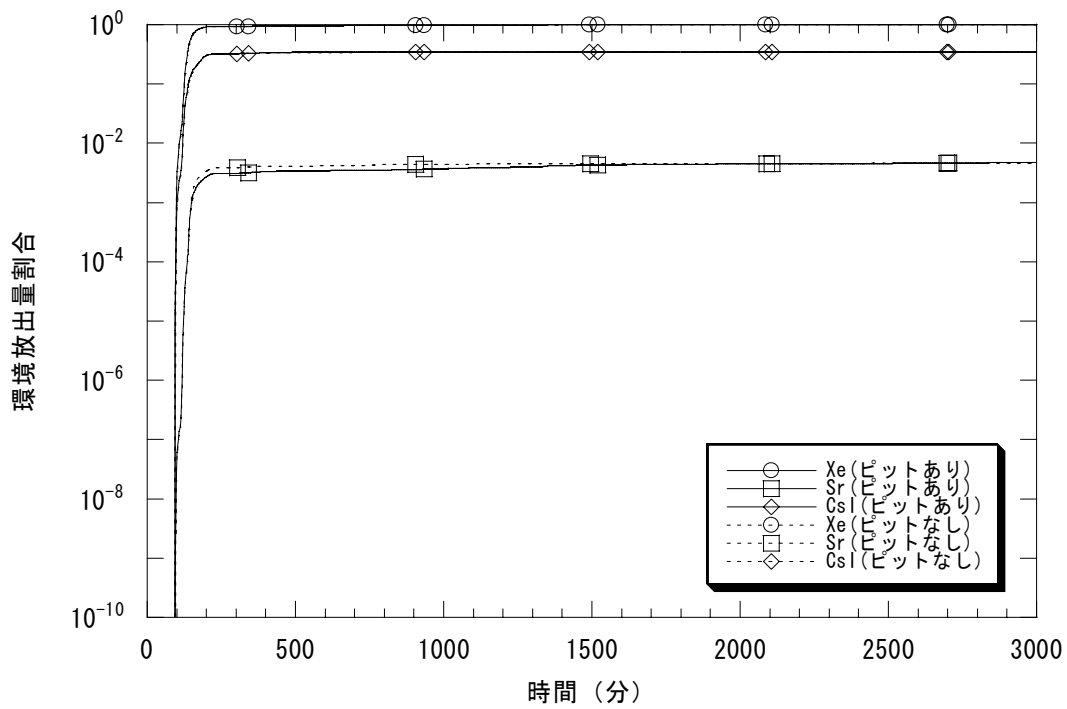


図 C. 4-3 ピット有無による主な放射性物質の環境放出量割合

(小破断 LOCA 時未臨界確保失敗 (S2C、BWR-4 Mark I 型 (50 万 kWe 級)))

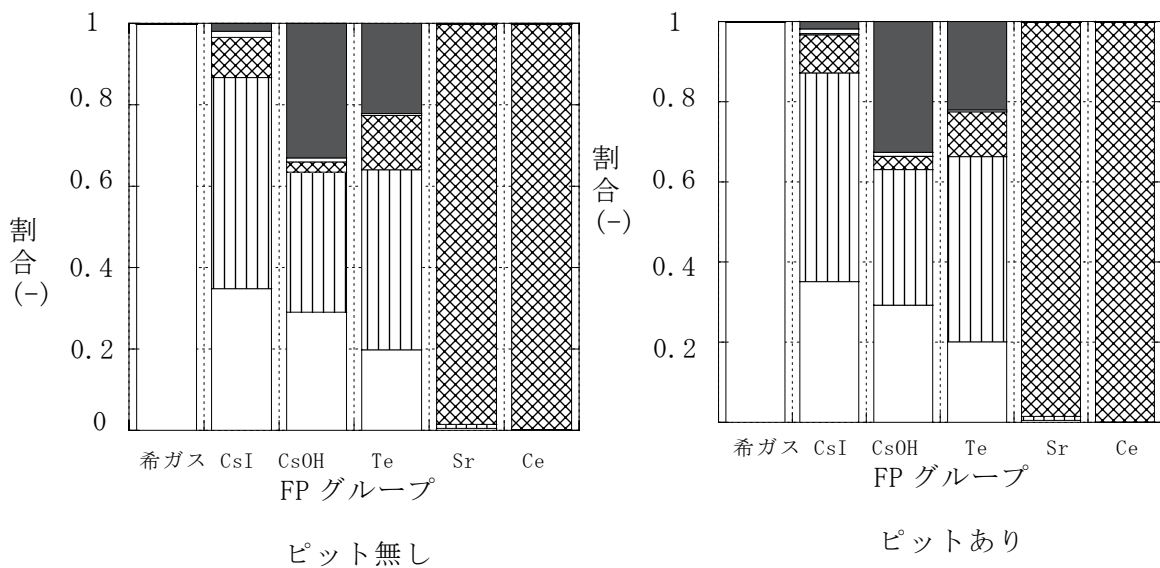


図 C. 4-4 プラント内 FP 分布

(小破断 LOCA 時未臨界確保失敗 (S2C、BWR-4 Mark I (50 万 kWe 級)))

- 炉内
- ▨ サプレッション・プール
- ▩ ドライウエル
- ▤ 原子炉建屋
- 環境

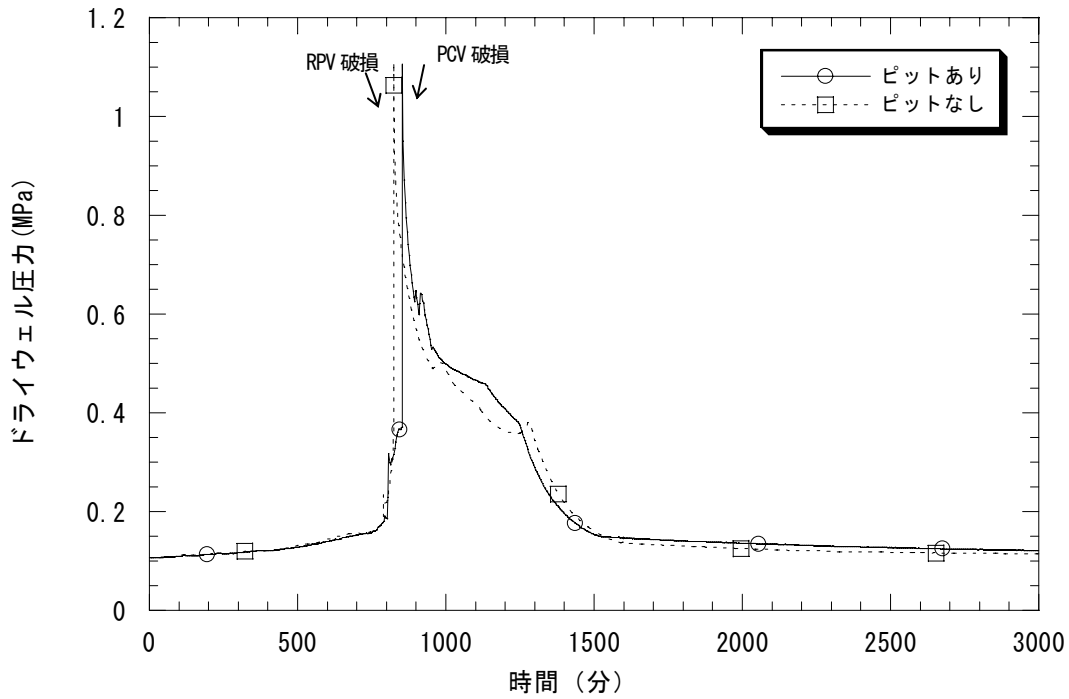


図 C.5-1 ピット有無による格納容器系圧力の比較  
(電源喪失 (TB、BWR-4 Mark I 型 (50 万 KWe 級)))

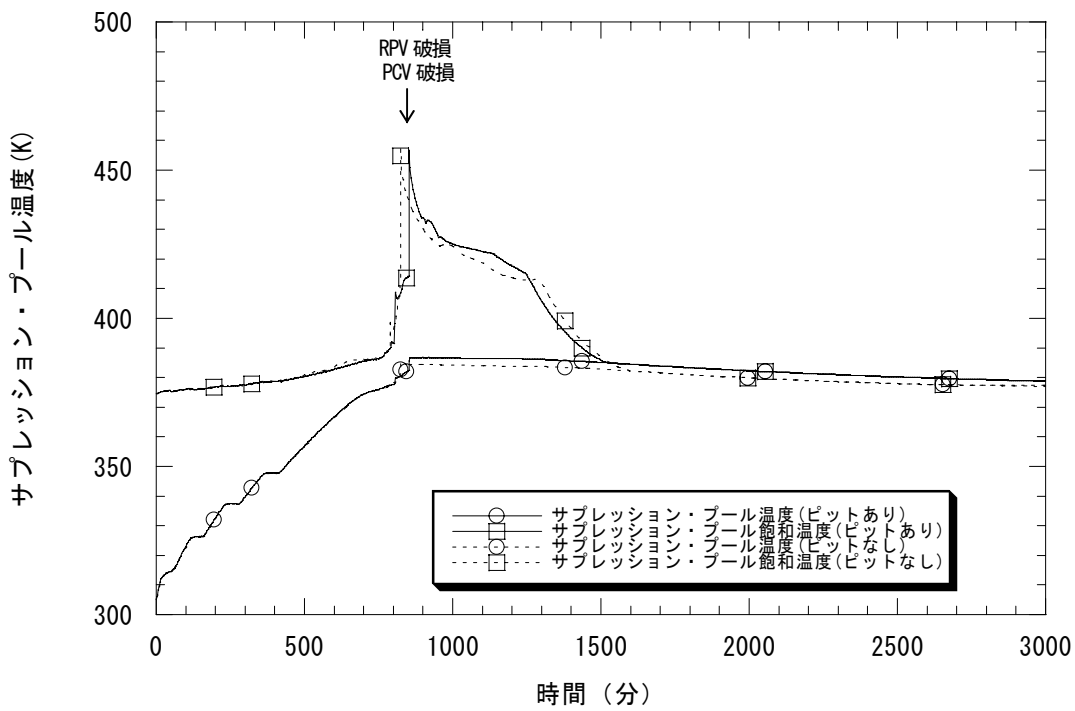


図 C.5-2 ピット有無によるサプレッション・プールの水温の比較  
(電源喪失 (TB、BWR-4 Mark I 型 (50 万 KWe 級)))

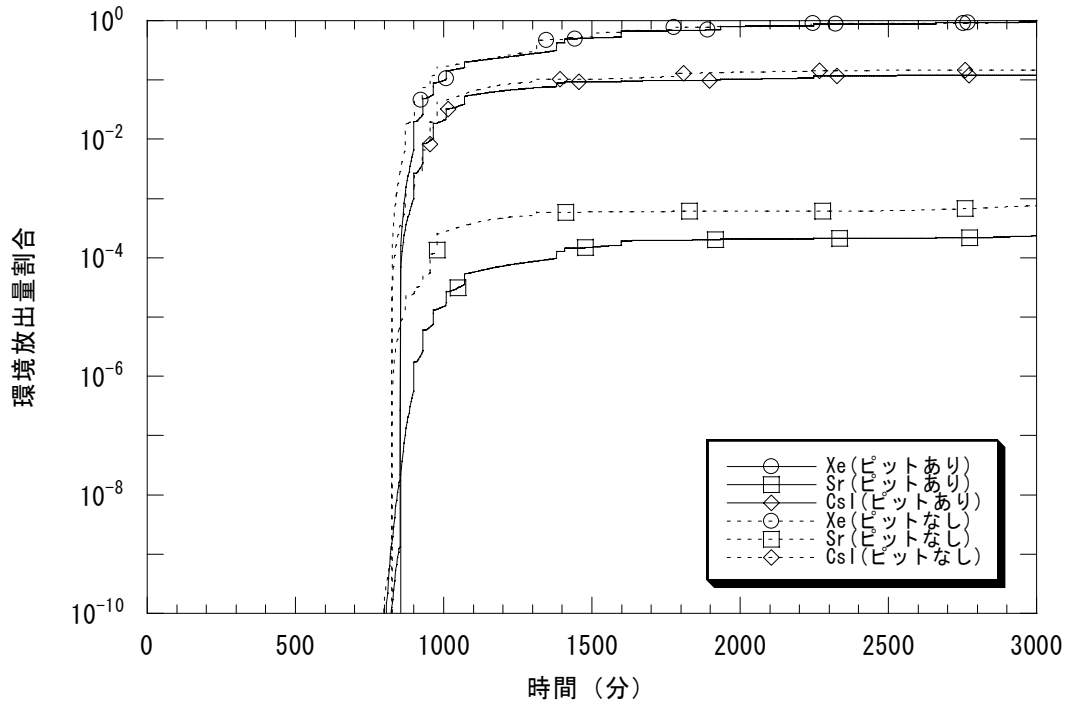


図 C.5-3 ピット有無による主な放射性物質の環境放出量割合の比較  
(電源喪失 (TB、BWR-4 Mark I 型 (50 万 KWe 級)))

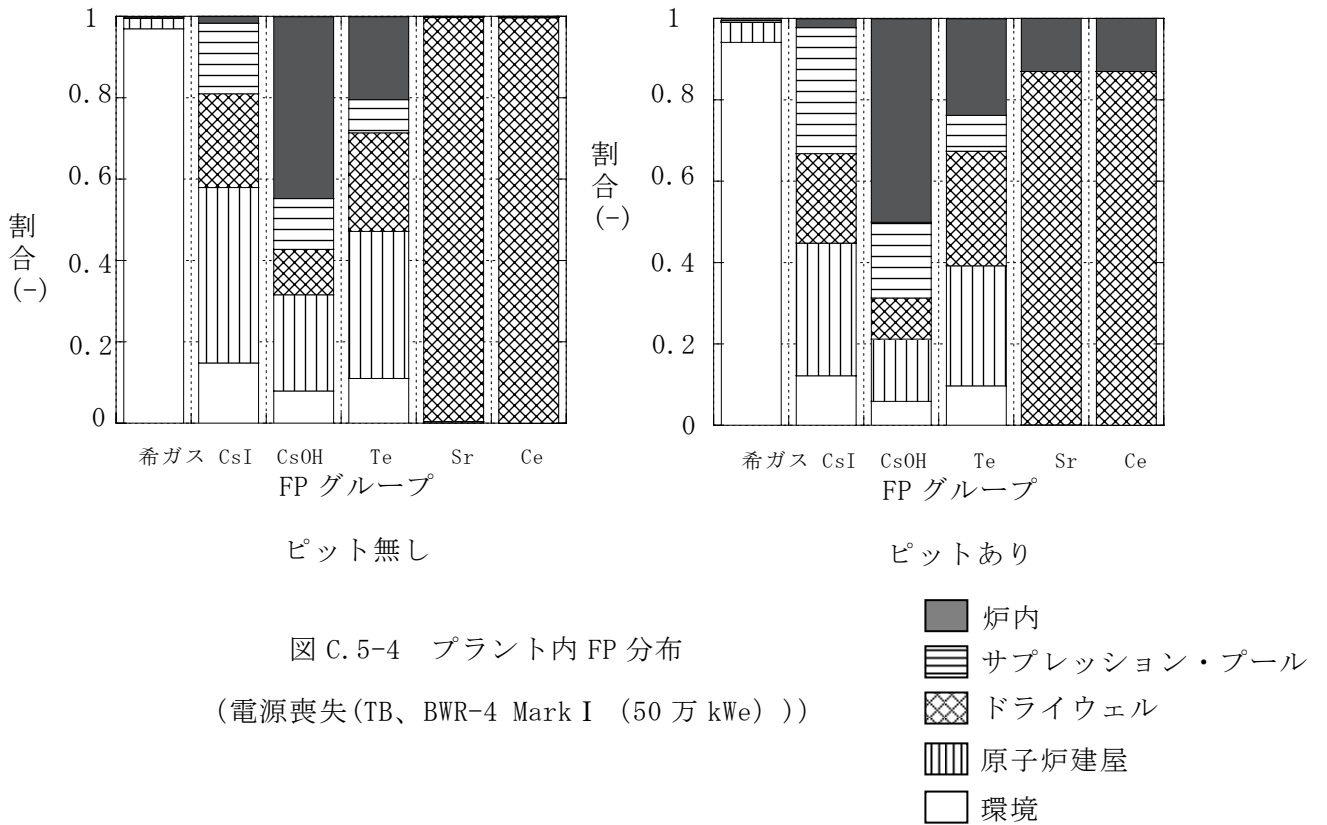


図 C.5-4 プラント内 FP 分布  
(電源喪失 (TB、BWR-4 Mark I (50 万 kWe)))



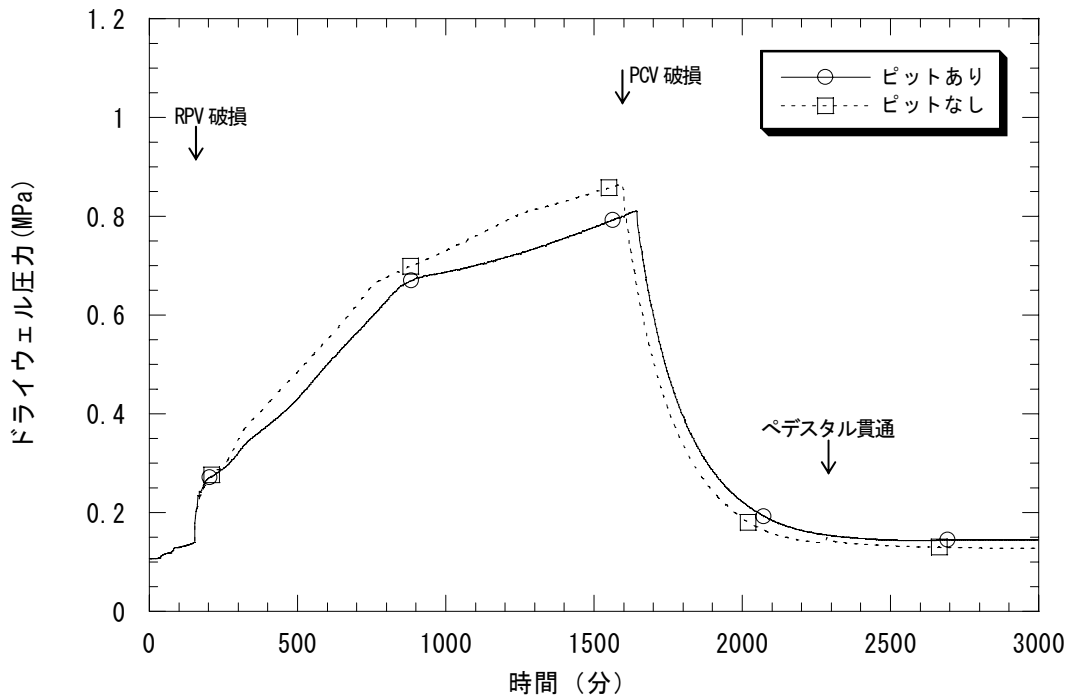


図 C. 6-1 ピット有無による格納容器系圧力の比較  
 (高圧・低圧注水失敗 (TQUV、BWR-4 Mark I 型 (50 万 KWe 級)))

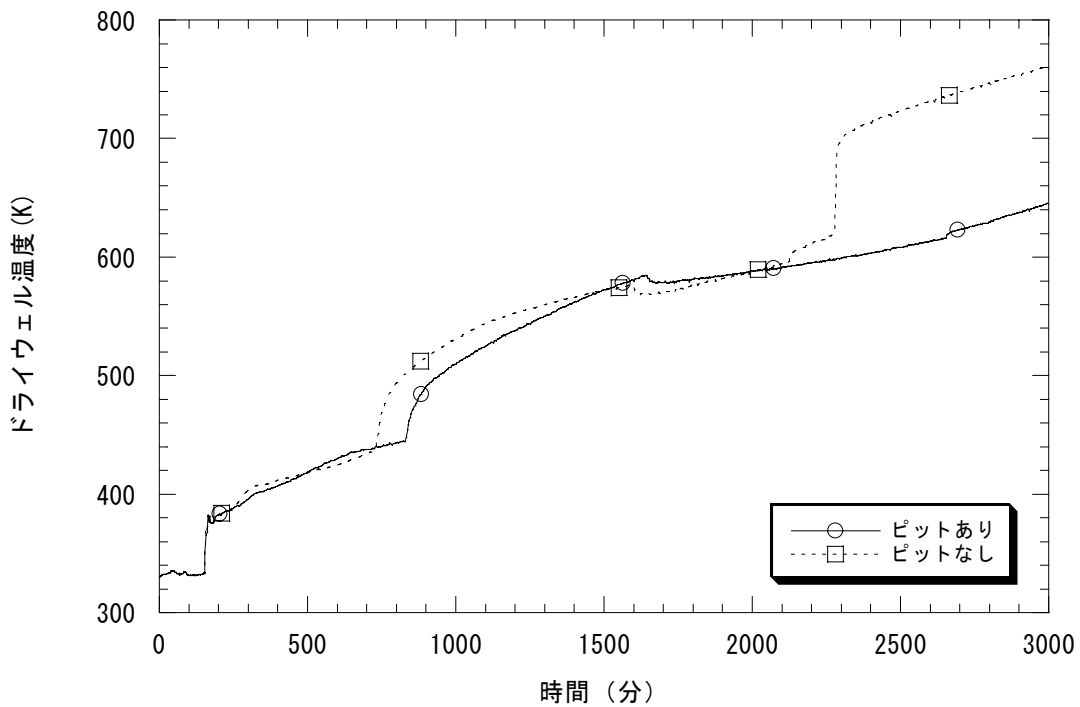


図 C. 6-2 ピット有無によるドライウエル温度の比較  
 (高圧・低圧注水失敗 (TQUV、BWR-4 Mark I 型 (50 万 KWe 級)))

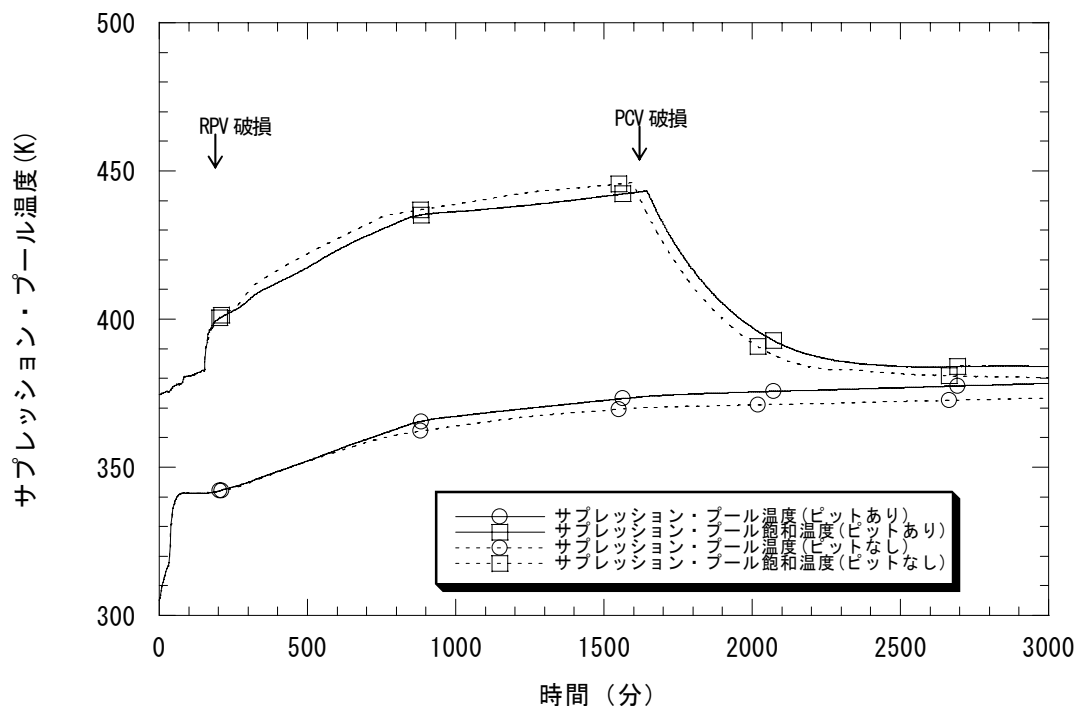


図 C.6-3 ピット有無によるサブプレッション・プールの水温の比較  
 (高圧・低圧注水失敗 (TQUV、BWR-4 Mark I 型 (50 万 KWe 級)))

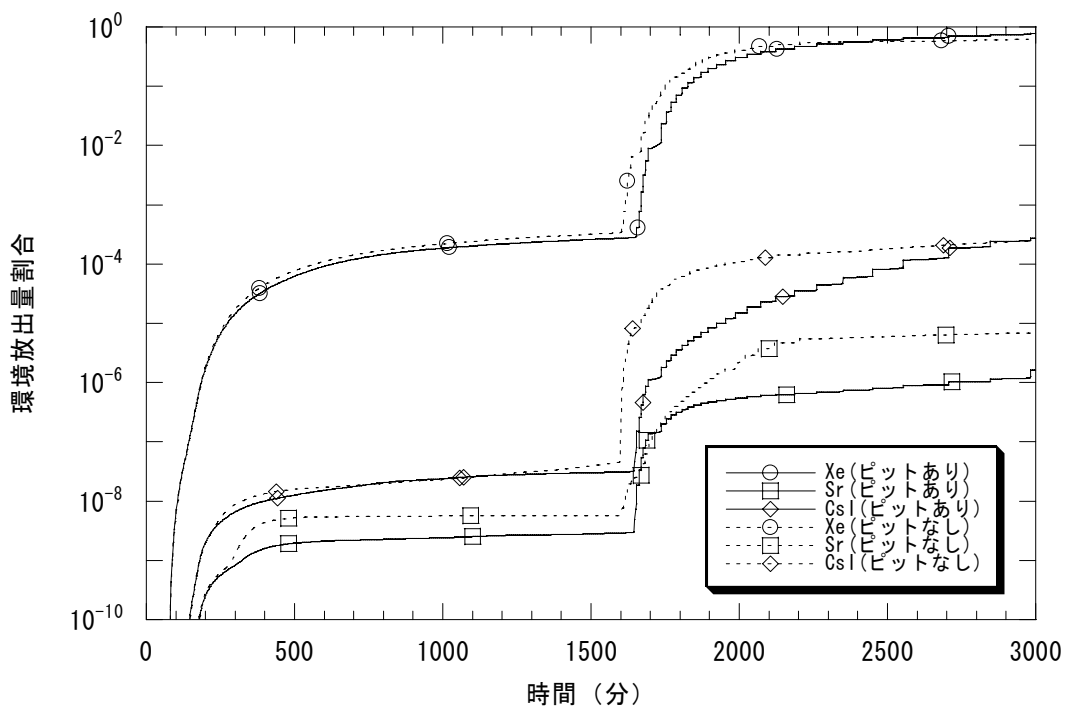
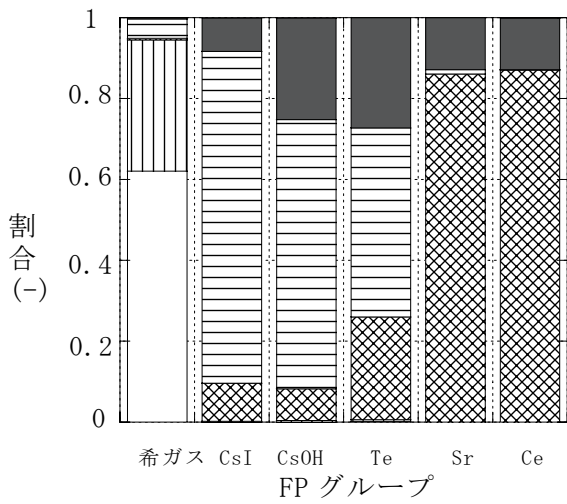
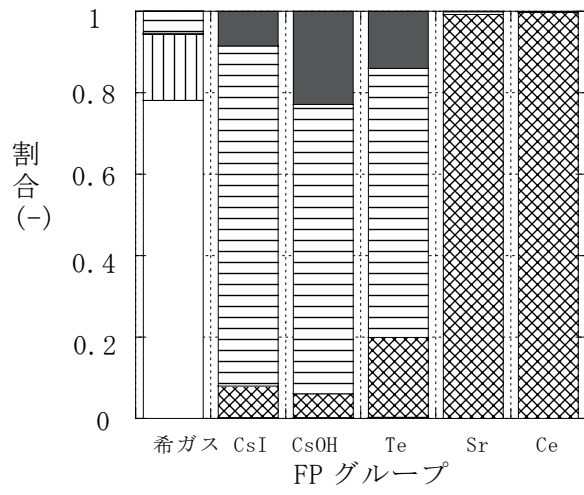


図 C.6-4 ピット有無による主な放射性物質の環境放出量割合の比較  
 (高圧・低圧注水失敗 (TQUV、BWR-4 Mark I 型 (50 万 KWe 級)))



ピット無し



ピットあり

- 炉内
- ▨ サプレッション・プール
- ▩ ドライウエル
- ▧ 原子炉建屋
- 環境

図 C.6-5 プラント内 FP 分布

(高圧・低圧注水失敗(TQUV、BWR-4 Mark I (50 万 kWe) ))

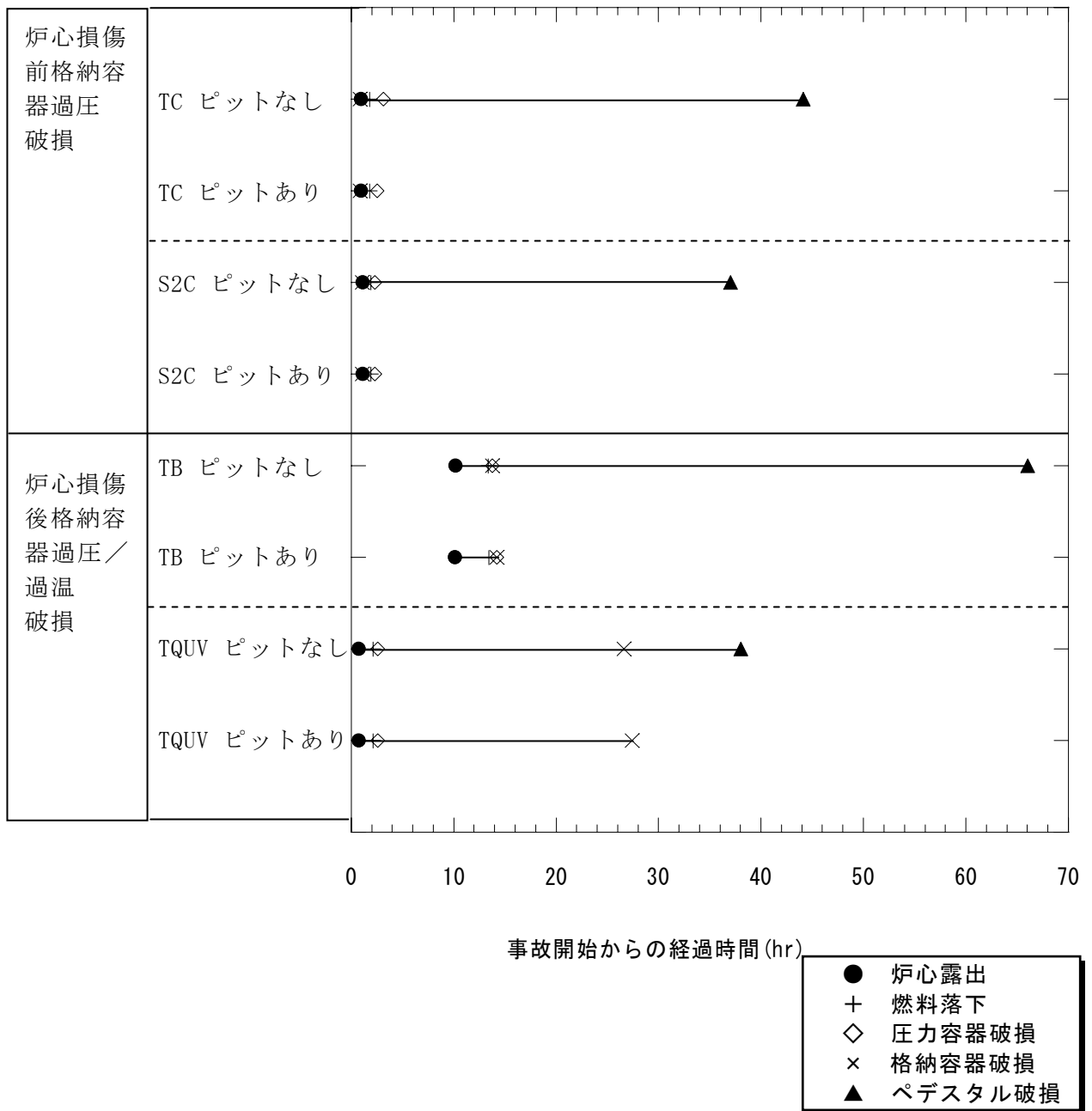


図 C. 7-1 地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング (BWR-4 Mark I (50 万 kWe) )

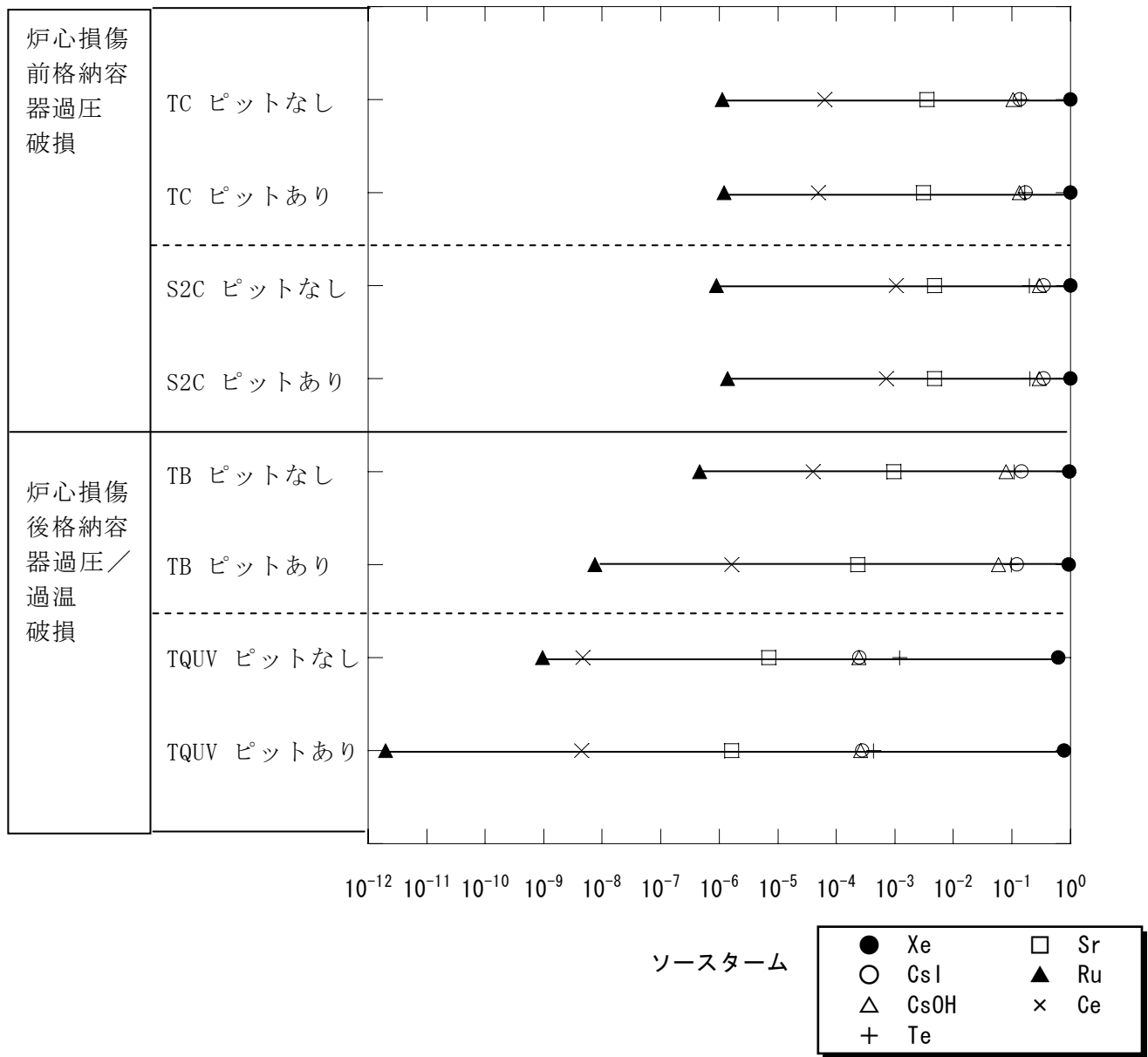


図 C. 7-2 地震時の代表的な事故シーケンスのソースターム (BWR-4 Mark I (50 万 kWe) )

## 付録 D. BWR-5 Mark II 型原子炉施設の事故進展解析

当機構では、地震 PSA 評価の BWR-5 代表プラントとしての Mark II 改良型原子炉施設を対象に評価手法の整備を進めてきた。一方、BWR-5 の当初設計である Mark II 型格納容器は Mark II 改良型と比較すると、格納容器容積が小型である（熱出力に対する格納容器容積の比が約 3 割小さい）。このため、シビアアクシデントが生じた場合の格納容器破損タイミングが早まり、ソースタームが大きくなる可能性がある。本検討では昨年度実施した事故進展解析（計 8 ケース）に加えて、発生頻度の比較的大きいと考えられる 4 つの事故シーケンスを解析し、格納容器型式の相違による影響を検討する。

### D.1 主な解析条件

原子炉建屋の多ノード化モデルは、本文 2.2.1 項に記載した内容と同一モデルを使用した。

BWR-5 Mark II 型原子炉施設の原子炉建屋は図 D.1 に示す。図 D.2 に、非常用炉心冷却系の系統概要を示す。表 D.1 には、BWR-5 Mark II 型原子炉施設の MELCOR1.8.5 改良版での主な解析条件を示す。

本検討では、事故シーケンスとしては、小破断 LOCA 時未臨界確保失敗(S2C)、電源喪失(TB)、インターフェイス LOCA(V)及び直接原子炉建屋損傷(RBR)を選択した。

なお、昨年度は、電源喪失(TBU)、原子炉未臨界確保失敗(TC)、崩壊熱除去失敗(TW)、LOCA 時注水失敗(AE)、高圧・低圧注水失敗(TQUV)、小破断 LOCA 時の崩壊熱除去失敗(S2W)、小破断 LOCA 時の電源喪失(S2B)及び直接格納容器破損(PCVR)のプラント損傷状態となる事故シーケンスを解析した。

### D.2 地震時の主な事故シーケンスの事故進展とソースターム解析

#### D.2.1 炉心損傷前に格納容器が過圧破損（先行破損）に至る事故進展解析（本検討対象：S2C）

小破断 LOCA 時未臨界確保失敗(S2C)の事故進展解析結果を図 D.3-1 から図 D.3-5 に示す。

この事象では、地震によって小破断 LOCA が発生後、原子炉未臨界確保に失敗する。炉心出力は、定格出力の約 10%状態を、原子炉注水が停止して炉心損傷が開始する約 1.6 時間後まで継続した。

炉心への注水に関しては、高圧 ECCS 系 HPCS 作動により炉心の水位は維持される。炉心

部で発生する水蒸気の一部は、小破断部から直接格納容器に放出され、格納容器の圧力上昇に寄与する。また、水蒸気の一部は、逃し安全弁を經由して圧力抑制プール水中へ放出され、その水位が急速に上昇し、約 11 分後に HPCS の水源切替レベルに到達する。水源が復水貯蔵タンクから圧力抑制プールに切り替わる。これにより、圧力抑制プール水温の上昇に伴い、格納容器圧力は急激に上昇するため、約 1.6 時間後に格納容器破損に至り、HPCS が作動停止する。その結果、炉心への注水が停止するため、約 2.3 時間後に燃料落下開始、約 3.7 時間後に原子炉圧力容器破損に至った。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 D.3-6 に示す。TC では格納容器が炉心損傷する前に先行破損するため、炉心損傷に伴い放出された CsI は炉心損傷時点から一部は小破断部から直接格納容器に放出され、大気中に放出され始める。また、一部は圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果により圧力抑制プール水中に移行する。圧力容器破損後にキャビティ部に流出したデブリによる格納容器温度が上昇し、ドライウェルに存在する CsI は原子炉建屋及び環境に移行する。CsI 環境放出量は炉心内蔵量の約 51% に達する。

#### D.2.2 炉心損傷後に格納容器過圧破損または過温破損に至る事故進展解析（本検討対象：TB）

TB の事故進展解析結果を図 D.4-1 から図 D.4-5 に示す。

TB の事象では、地震によって電源喪失になるものの、RCIC による原子炉注水に成功し、原子炉水位は維持される。しかし、事故開始から 8 時間後には DC バッテリーが枯渇するため RCIC は停止し、原子炉水位低下はする。そのため炉心冷却手段が確保できず、約 12.8 時間後に燃料落下開始、約 15.3 時間後に原子炉圧力容器破損した直後に格納容器の過圧破損となった。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 D.4-6 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果によって圧力抑制プール水中に大半が移行するとともに、圧力容器破損後にはドライウェルに流出したのち、ドライウェルと原子炉建屋に沈着した。CsI 環境放出量は、炉心内蔵量の約 13% となった。

#### D.2.3 インターフェイス LOCA に係る事故進展解析（本検討対象：V）

V の事故進展解析結果を図 D.5-1 から図 D.5-5 に示す。地震時のインターフェイス LOCA の事故シーケンスでは、地震によって炉心スプレイ配管破断してインターフェイス LOCA が発生した後、健全な配管の非常用炉心冷却系も作動しないと仮定しているため、炉心冷却手段が確保できず、約 0.6 時間後に燃料落下開始、約 1.8 時間後に原子炉圧力容器破損に至った。格納

容器は破損しないが、燃料から放出した放射性物質は、格納容器をバイパスして原子炉建屋を経由して環境へ放出された。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 D.5-6 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、格納容器をバイパスして、直接原子炉建屋に移行して、大半が沈着した。圧力容器破損後に一部がドライウェルに流出して沈着したが、量は少ない。CsI 環境放出量は、炉心内臓量の約 26%であった。

#### D.2.4 地震により原子炉建屋が直接損傷（RBR）となる事故進展解析（本検討対象：RBR+TBU）

本文 2.1(1)項に記載したように、地震によって直接、原子炉建屋損傷に至る事象（RBR）は、地震時に特有なプラント損傷状態として、階層イベントツリの上位に位置し、内的事象にはない事故シーケンスである。レベル 1 地震 PSA の階層イベントツリではこれらの事故シナリオについてイベントツリに展開することなく、炉心損傷が発生すると仮定した。しかし、レベル 2 地震 PSA において、事故進展を解析するにあたっては事故シナリオを仮定する必要がある。

このため、本作業では、地震によって時刻 0 で原子炉建屋損傷が生じるものとし、地震時に発生頻度が比較的大きい電源喪失(TBU)と組合せた複合シーケンスと仮定した。

なお、原子炉建屋（Mark II 型格納容器）の 2 次格納施設の設計漏えい率である水柱 6.4mm の負圧で 100%/日であるため、等価漏えい面積は約 0.037m<sup>2</sup>となるが、原子炉建屋損傷の破損面積は、この等価漏えい面積の 100 倍と仮定する。このため、破損面積は、3.7m<sup>2</sup>とする。

原子炉建屋の直接破損状態での電源喪失（RBR+TBU）の事故進展解析結果を図 D.6-1 から図 D.6-5 に示す。本事象では、地震によって原子炉建屋が損傷するとともに、電源喪失（TBU）が発生した後、原子炉未臨界確保に成功するが、原子炉隔離時冷却系(RCIC)などの高圧注水系の作動には失敗する。その後、原子炉減圧に失敗し、原子炉冷却系の圧力が高く、低圧系からの注水ができない。また、炉心冷却手段が確保できないため、約 1.4 時間後に燃料落下開始、約 4.1 時間後に原子炉圧力容器破損、約 9.0 時間後に格納容器過圧破損に至った。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 D.6-6 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果によって大半は圧力抑制プール水中に移行した。また、圧力容器破損後に、ドライウェルに流出したのち、多くがドライウェルで沈着した。CsI 環境放出量は、炉心内臓量の約 13%であった。

#### D.3 地震時の主な事故シーケンスの解析結果のまとめ



前項 D.2 では、計 4 種類の事故シーケンスの解析を実施したが、昨年度実施したケースも併せて、図 D.7-1、図 D.7-2 には、各事故シーケンスの事故進展のタイミング及びソースタームの解析結果を示す。

電源喪失 (TBU) の炉心損傷頻度が最も大きく、放射性物質の放出タイミングは約 8.4 時間後であり、CsI 環境放出量は炉心内蔵量の約 9%である。一方、放射性物質の環境放出に関して、放射性物質の放出タイミングが早い事故シーケンスは、インターフェイス LOCA (V) となり、事故開始から約 1.8 時間後からの放出となった。また、放射性物質の環境放出量 (CsI 放出量) に関して、小破断 LOCA 時未臨界確保失敗 (S2C)、次に小破断 LOCA 時の崩壊熱除去失敗 (S2W) が大きい値になった (それぞれ炉心内蔵量の約 51%、約 33%放出)。Sr 環境放出量に関しては、小破断 LOCA 時未臨界確保失敗 (S2C)、次に原子炉未臨界確保失敗(TC)が大きい値になった (それぞれ炉心内蔵量の約 2.6%、約 1.2%放出)。その結果、地震時のソースターム放出の観点から、厳しい事故シーケンスを絞り込むことができた。

参考のために、図 D.8-1、図 D.8-2 には、BWR-5 Mark II 型と BWR-5 Mark II 改良型の原子炉施設における主な事故シーケンスの事故進展のタイミング及びソースタームの解析結果を比較して示す。

原子炉熱出力に対する格納容器の空間容積の比については、BWR-5 Mark II 型では BWR-5 Mark II 改良型より約 3 割小さく、また、原子炉熱出力に対するサプレッションプール水量の比も約 1 割半小さい。このため、格納容器破損タイミングは BWR-5 Mark II 改良型よりも BWR-5 Mark II 型のほうが早くなる傾向がある。炉心損傷前に格納容器破損 (先行破損) に至る事故シーケンスでは、BWR-5 Mark II 型の破損タイミングほうが、崩壊熱除去失敗(TW)では約 9 時間早く、次いで小破断 LOCA 時の崩壊熱除去失敗(S2W)では約 6 時間早くなった。一方、炉心損傷後の格納容器破損に至る事故シーケンスに関して、高圧・低圧注水失敗(TQUV)では約 2 時間早まり、次いで、LOCA 時、注水失敗 (AE) では約 0.4 時間で若干早まる結果となった。

放射性物質の環境放出量について、BWR-5 Mark II 改良型よりも BWR-5 Mark II 型のほうが大きくなる傾向がある。CsI 環境放出量が大きくなるのは、小破断 LOCA 時の崩壊熱除去失敗(S2W)、ついで直接原子炉建屋損傷(RBR+TBU)となった (共に炉心内蔵量の約 9%増加)。

表 D.1 MELCOR1.8.5 改良版の主な解析条件 (BWR5 Mark II 型原子炉施設)

改良項目 (注 1)	解析条件 (注 2)
格納容器破損モデル	<u>過圧破損</u> 格納容器設計圧力の 2.5 倍  <u>過圧破損面積</u> 約 0.12 m <sup>2</sup> (S2C)、0.0072 m <sup>2</sup> (TB)、0.0083 m <sup>2</sup> (RBR+TBU)
格納容器漏えいモデル	<u>過温破損面積</u> 約 0.0025m <sup>2</sup>  <u>除染係数(DF)</u> 16
化学吸着モデル	PWR でのシビアアクシデント時の揮発性放射性物質の沈着に関する DEVAP 試験に基づく CsI, CsOH, Te の化学吸着速度を使用。
炉心支持部モデルの分割	炉心支持板の厚さの値を使用。
原子炉建屋の多ノードモデル	燃料交換エリアを除く原子炉建屋を各フロア毎に 4 分割して、それぞれの容積を使用。 ・ 建屋容積：約 3,800～約 12,800m <sup>3</sup>

(注 1) 凝縮性ガスのプールスクラビング、凝縮性ガスのスプレイ除去モデル、複雑形状や局所流動等の沈着効果を考慮した DF 補正については、MELCOR1.8.3 (JNES 版) でモデル化してあるため改良項目から省略した。

(注 2) 解析条件を決めるにあたっては、2 章の表 2.4 の備考を考慮した。

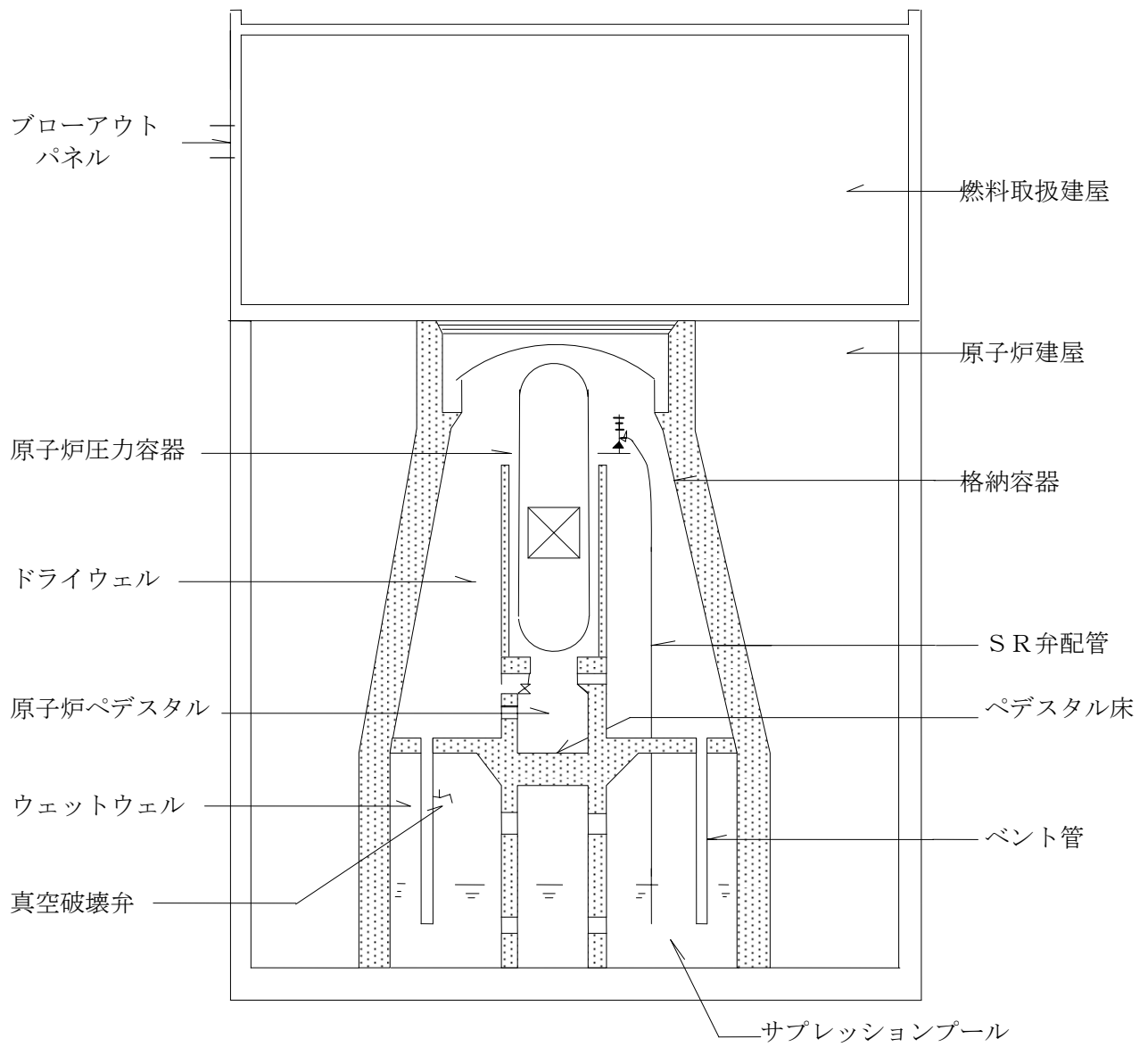


図 D.1 原子炉建屋の概要図 (BWR-5 Mark II)

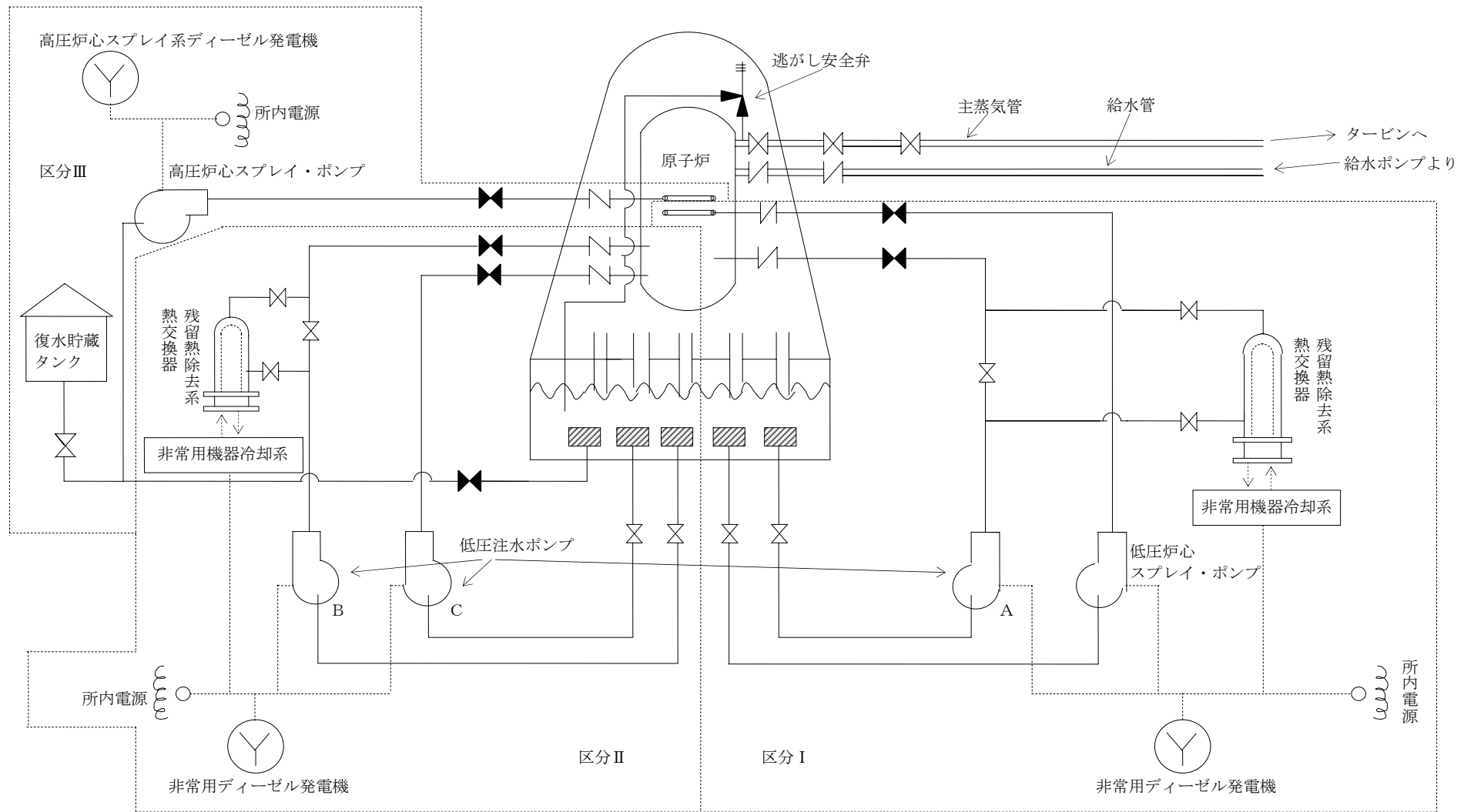


図 D.2 BWR-5 Mark-II型原子炉施設の非常用炉心冷却系系統概略図

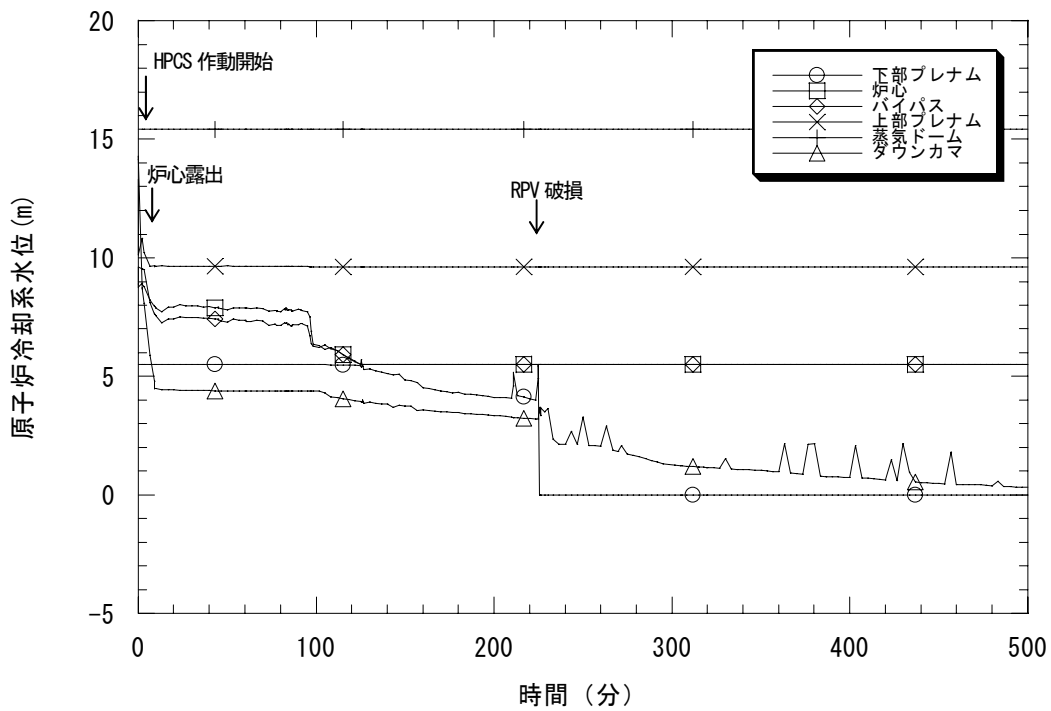


図 D. 3-1 原子炉冷却系水位

(小破断 LOCA 時未臨界確保失敗 (S2C、基本ケース、BWR-5 Mark II))

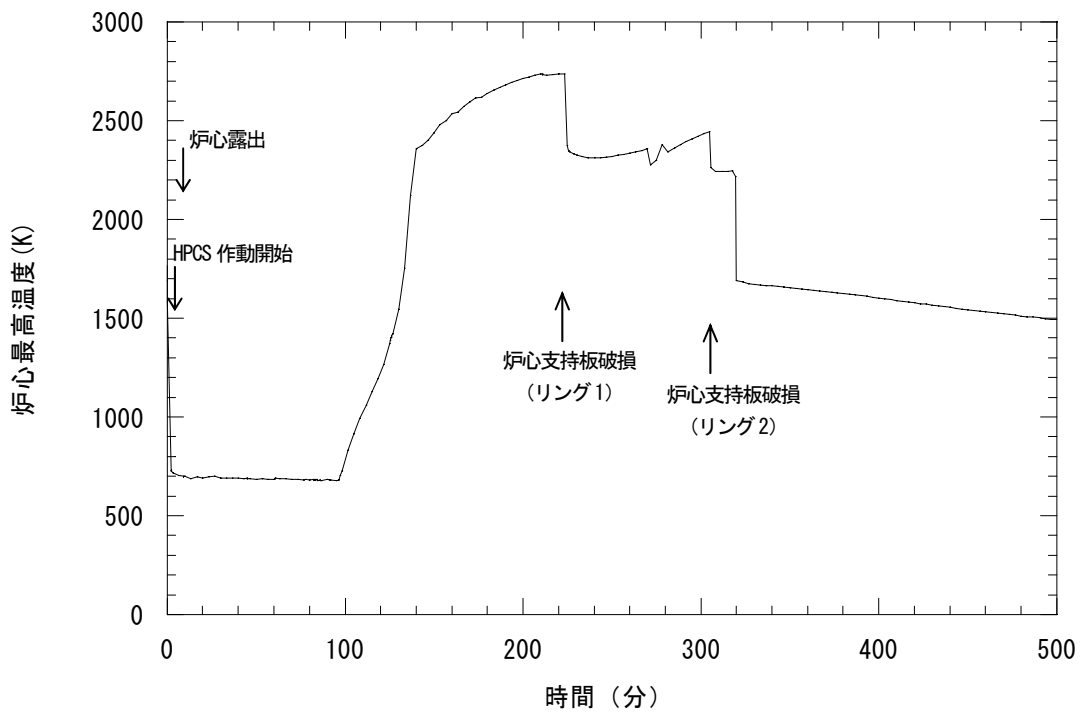


図 D. 3-2 炉心最高温度

(小破断 LOCA 時未臨界確保失敗 (S2C、基本ケース、BWR-5 Mark II))

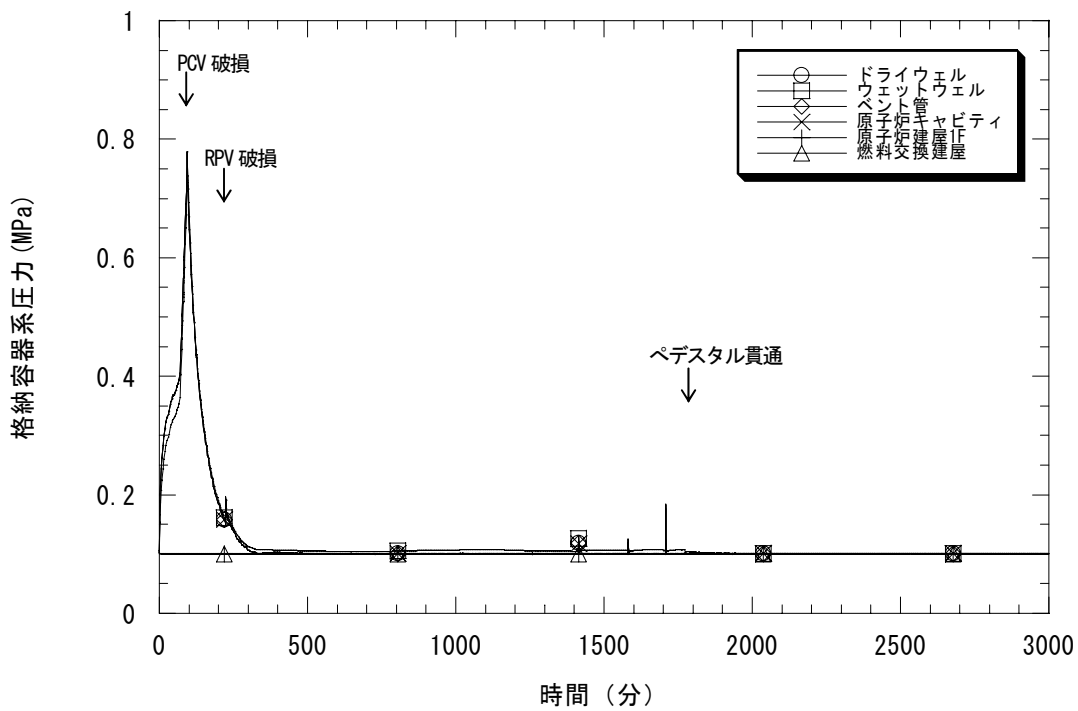


図 D. 3-3 格納容器系圧力

(小破断 LOCA 時未臨界確保失敗 (S2C、基本ケース、BWR-5 Mark II))

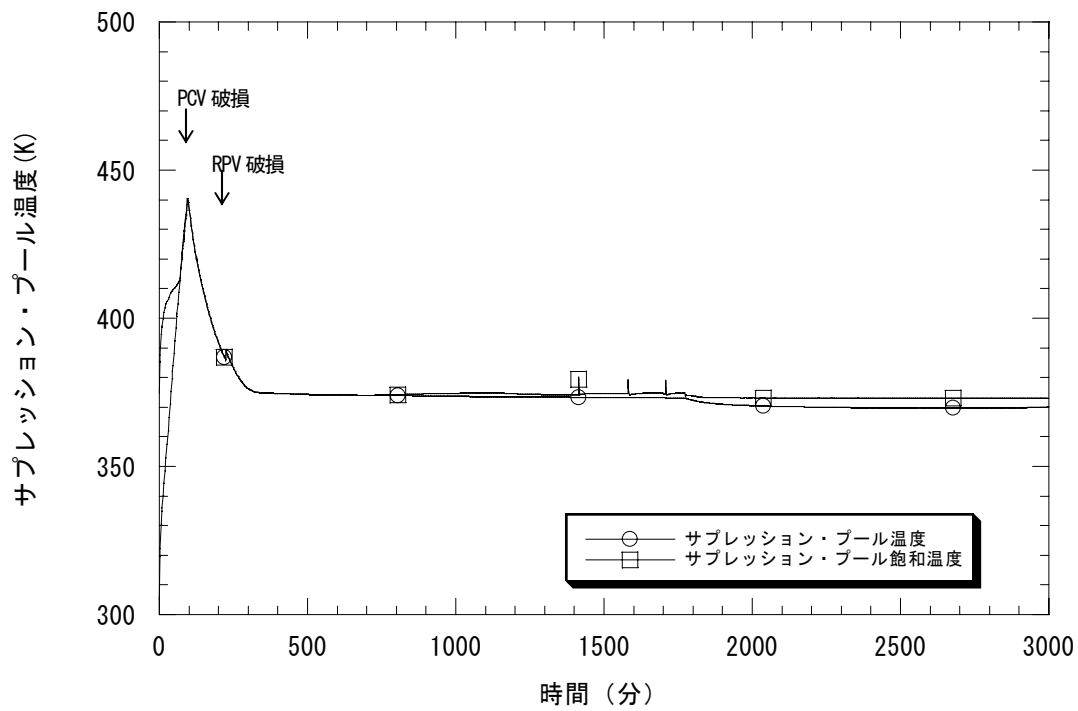


図 D. 3-4 サプレッション・プールの水温

(小破断 LOCA 時未臨界確保失敗 (S2C、基本ケース、BWR-5 Mark II))

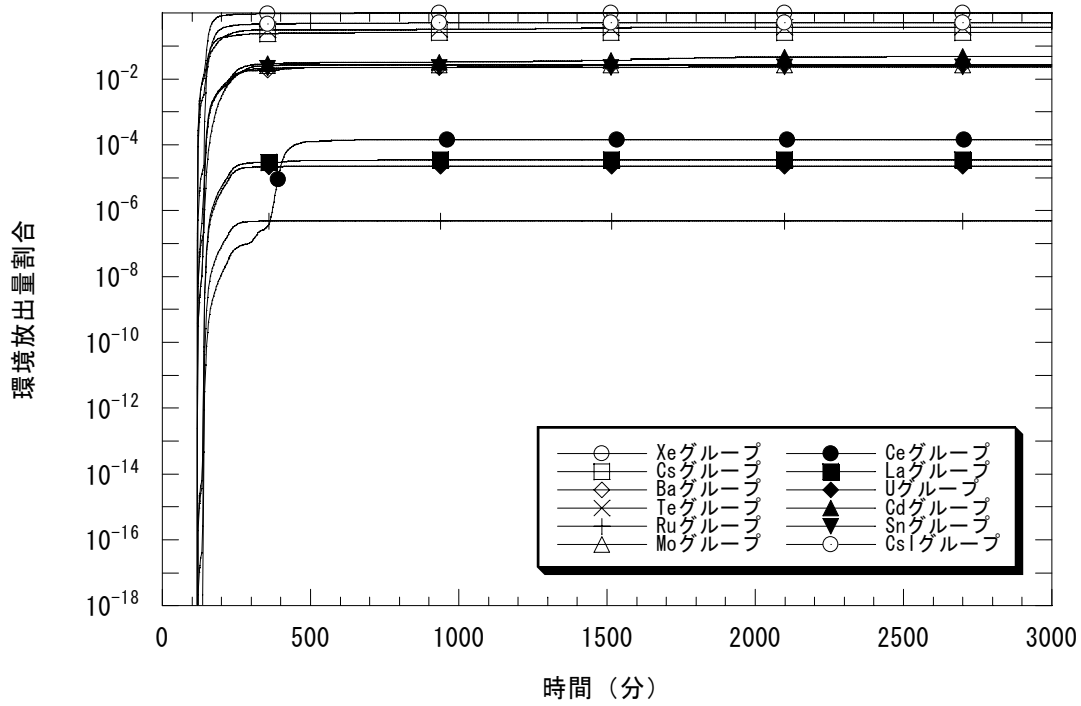


図 D. 3-5 各放射性物質の環境放出量割合

(小破断 LOCA 時未臨界確保失敗 (S2C、基本ケース、BWR-5 Mark II))

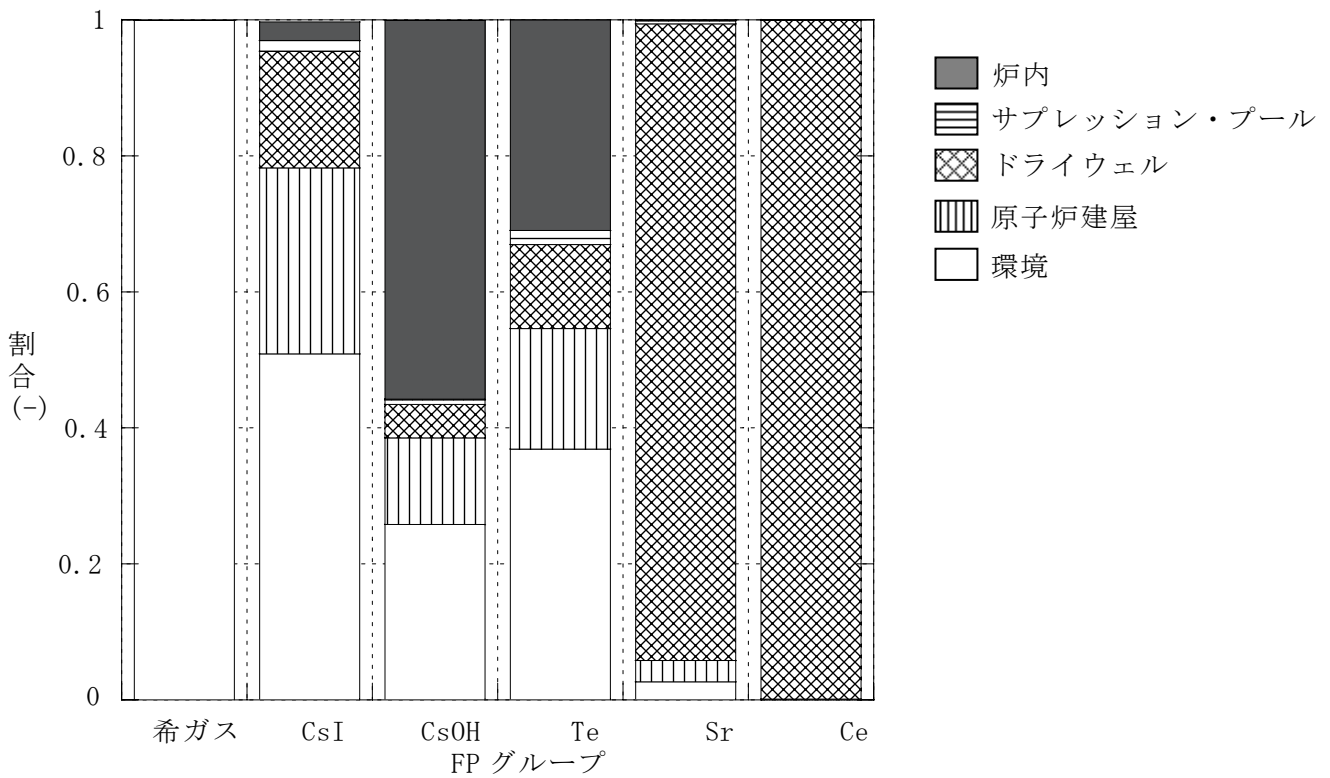


図 D. 3-6 プラント内 FP 分布

(小破断 LOCA 時未臨界確保失敗 (S2C、基本ケース、BWR-5 Mark II))

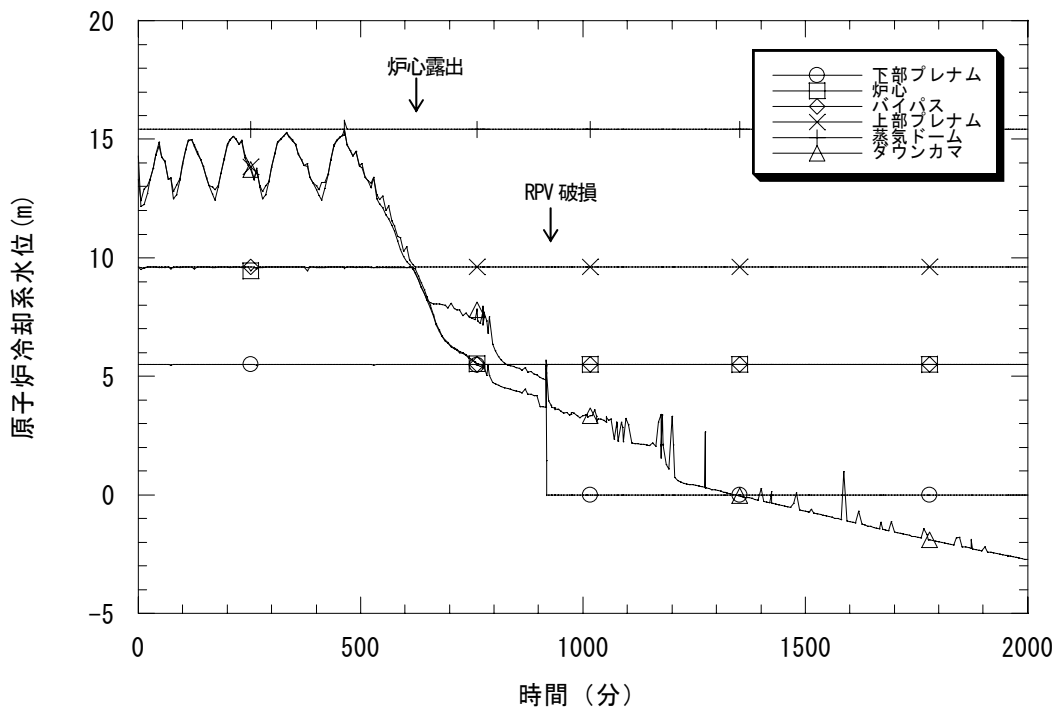


図 D. 4-1 原子炉冷却系水位  
(電源喪失 (TB、基本ケース、BWR-5 Mark II))

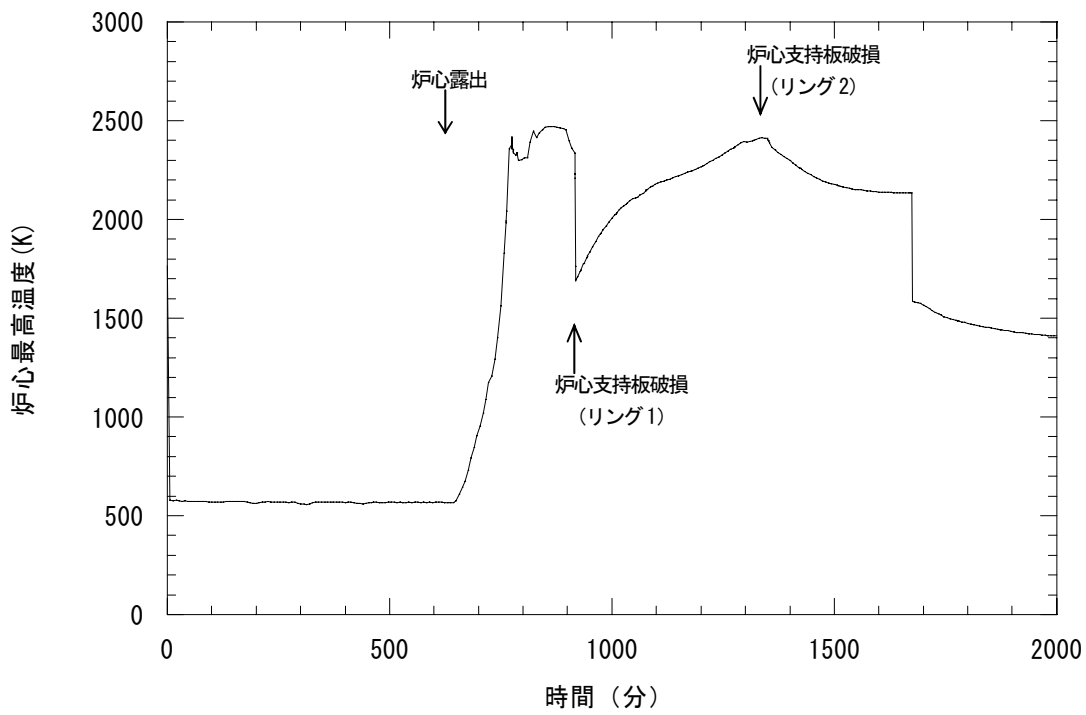


図 D. 4-2 炉心最高温度  
(電源喪失 (TB、基本ケース、BWR-5 Mark II))



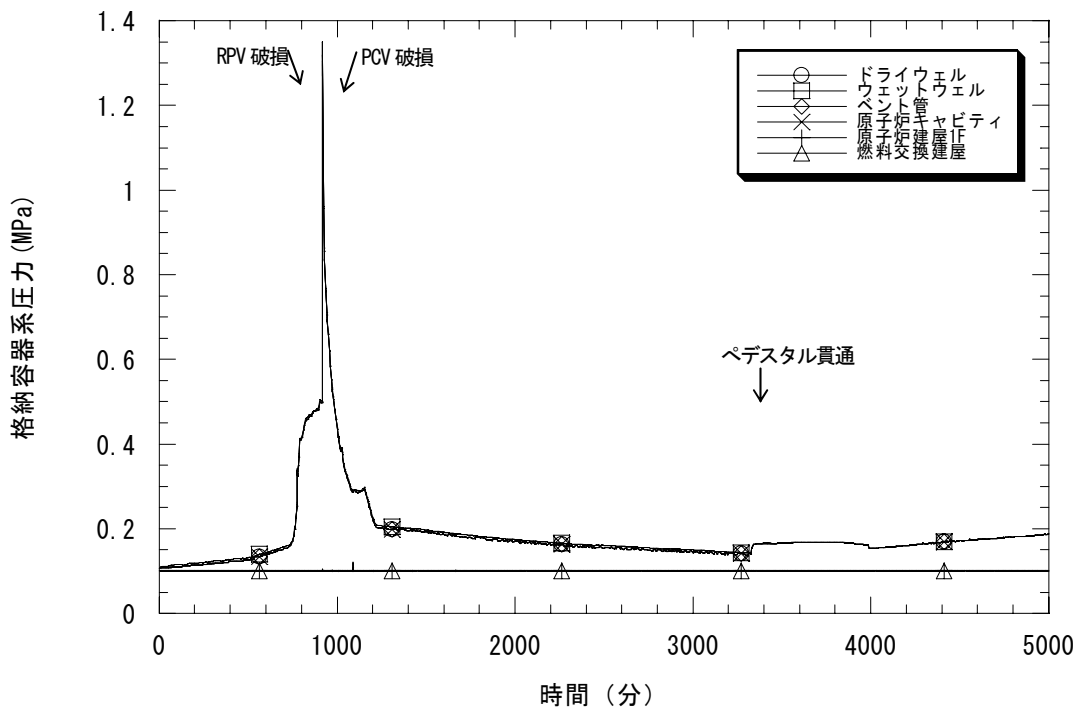


図 D. 4-3 格納容器系圧力  
(電源喪失 (TB、基本ケース、BWR-5 Mark II))

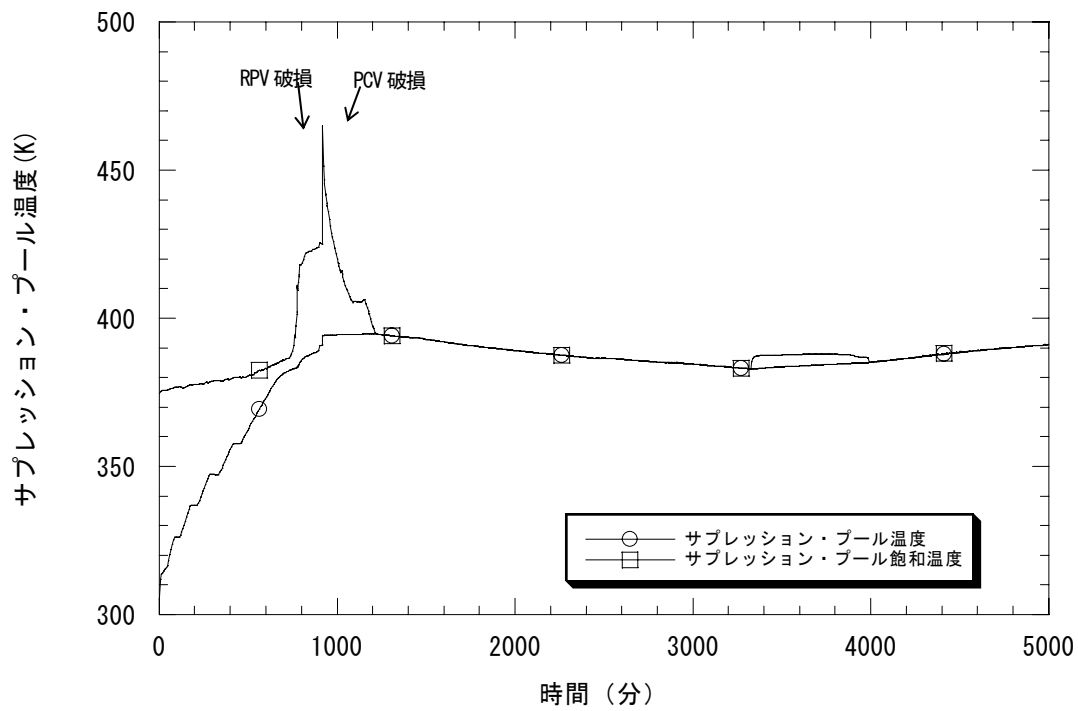


図 D. 4-4 プレッション・プールの水温  
(電源喪失 (TB、基本ケース、BWR-5 Mark II))

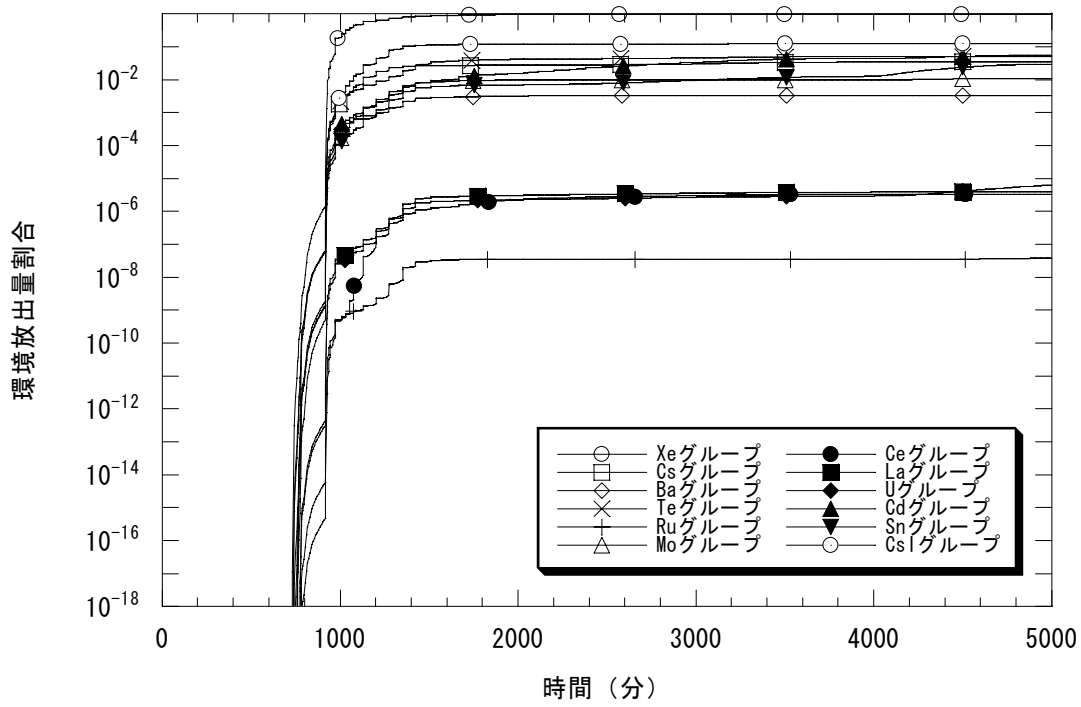


図 D. 4-5 各放射性物質の環境放出量割合  
(電源喪失 (TB、基本ケース、BWR-5 Mark II))

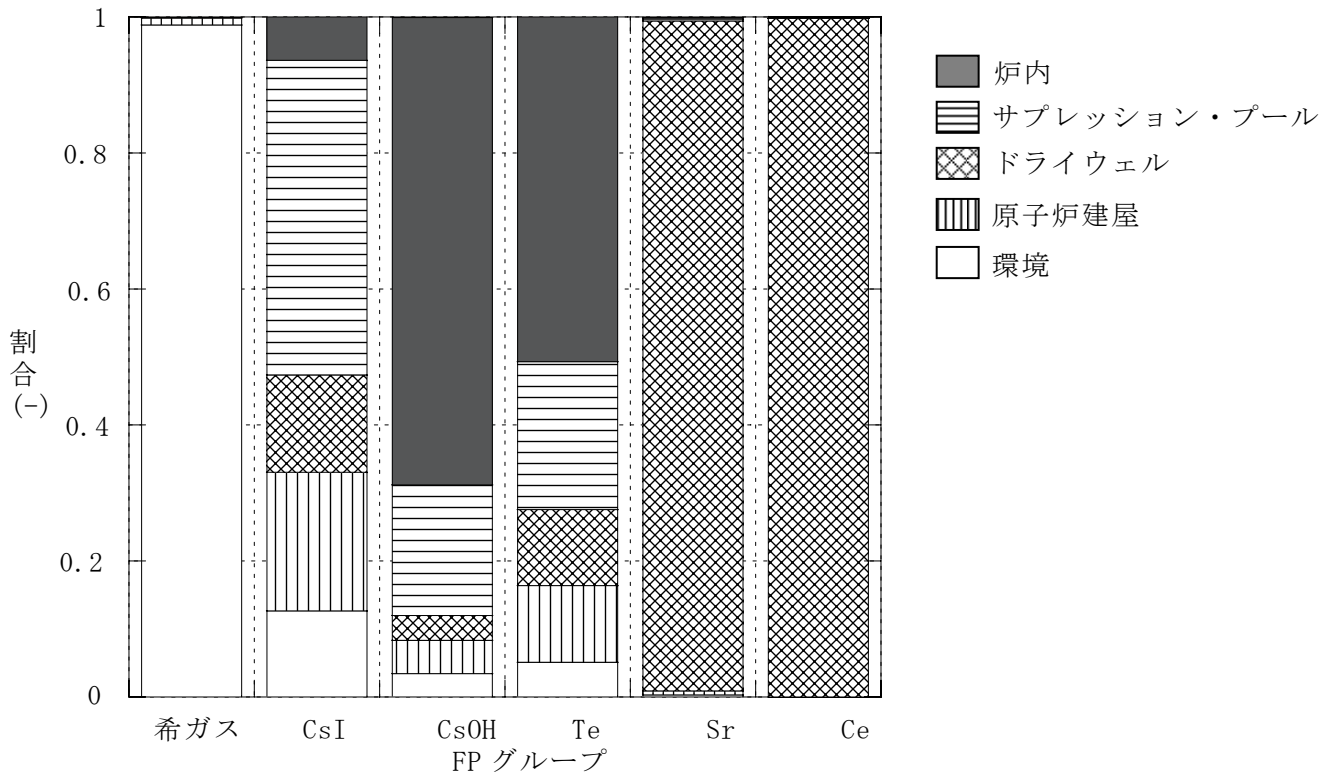


図 D. 4-6 プラント内 FP 分布  
(電源喪失 (TB、基本ケース、BWR-5 Mark II))

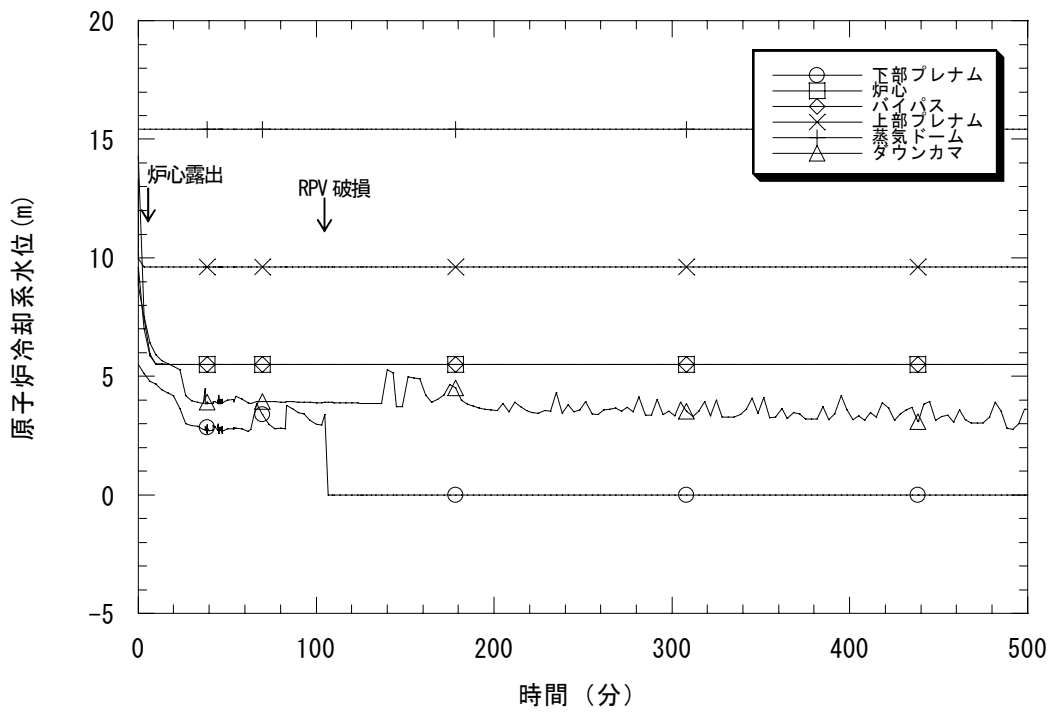


図 D. 5-1 原子炉冷却系水位

(インターフェイス LOCA (V、基本ケース、BWR-5 Mark II))

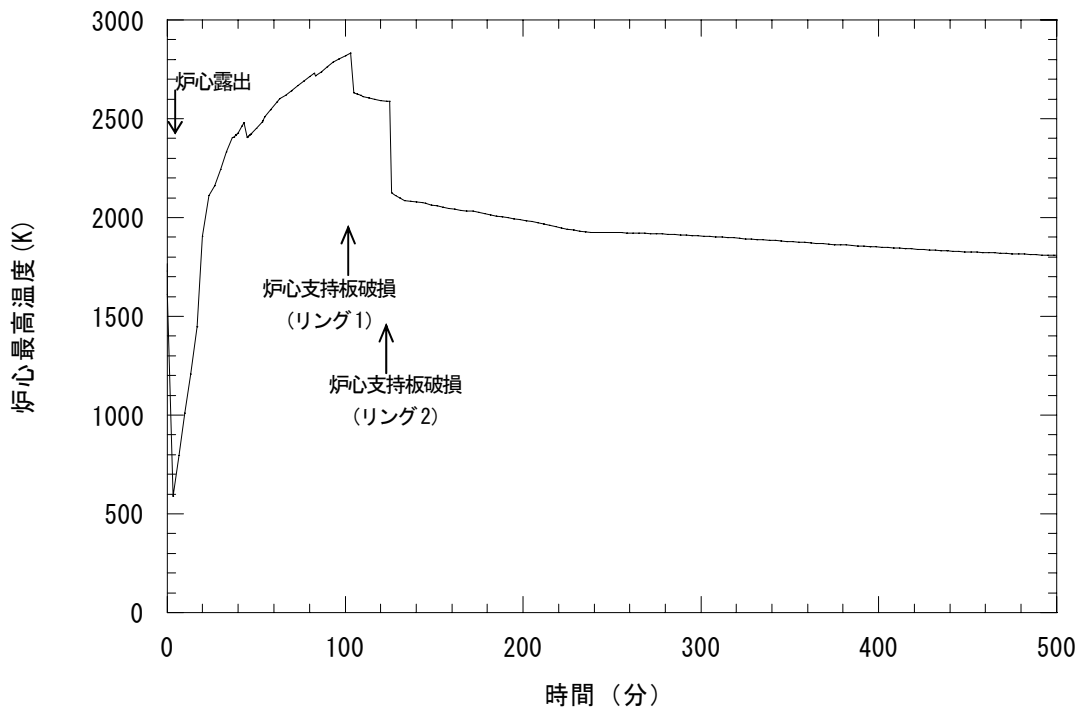


図 D. 5-2 炉心最高温度

(インターフェイス LOCA (V、基本ケース、BWR-5 Mark II))

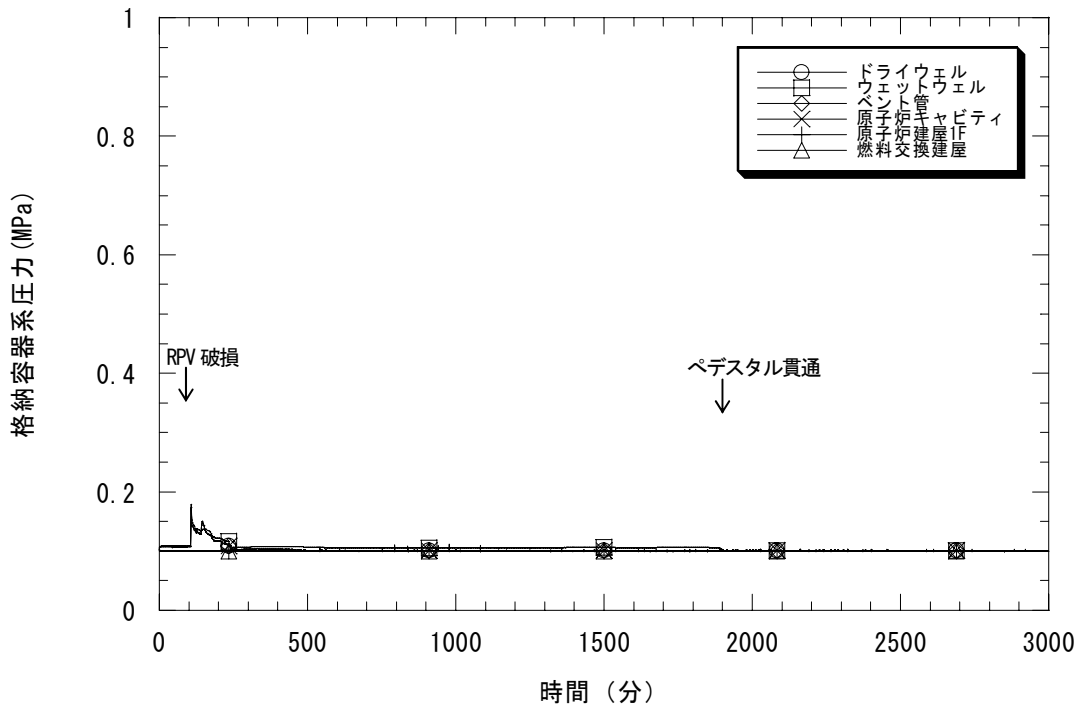


図 D. 5-3 格納容器系圧力

(インターフェイス LOCA (V、基本ケース、BWR-5 Mark II))

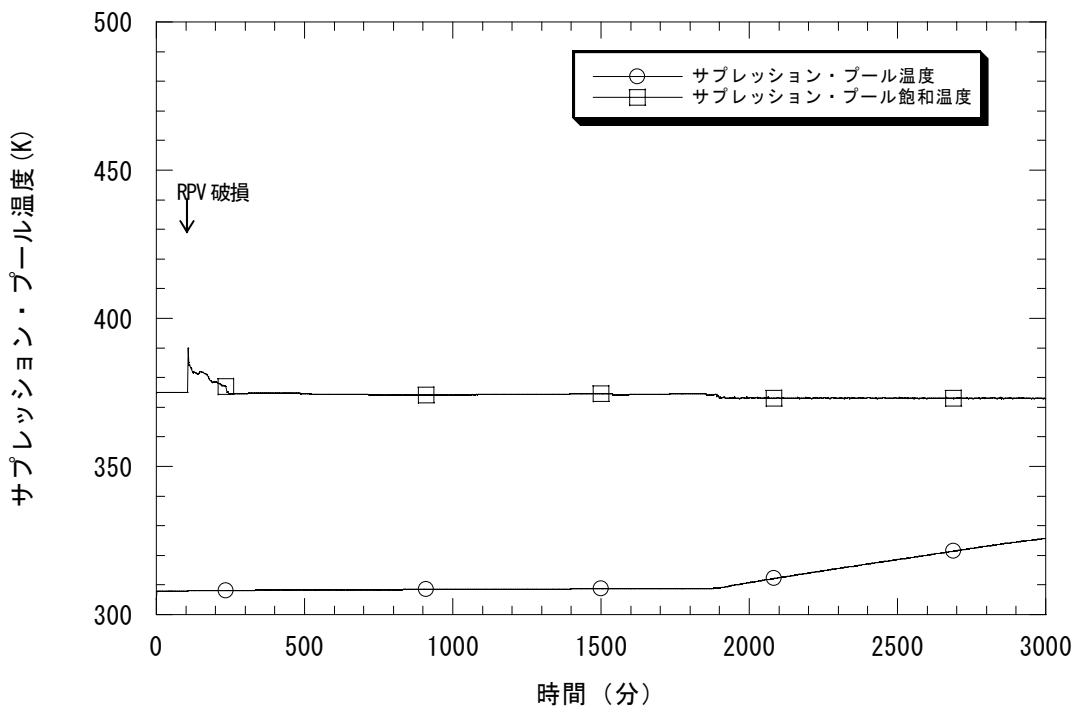


図 D. 5-4 サプレッション・プールの水温

(インターフェイス LOCA (V、基本ケース、BWR-5 Mark II))

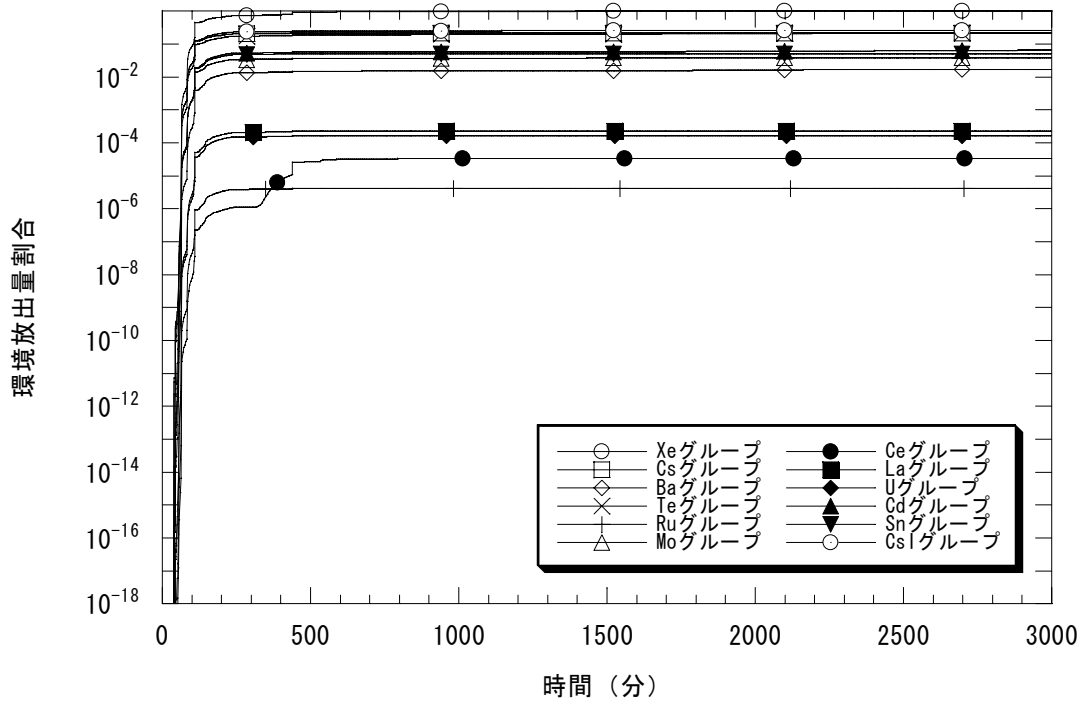


図 D. 5-5 各放射性物質の環境放出量割合

(インターフェイス LOCA (V、基本ケース、BWR-5 Mark II))

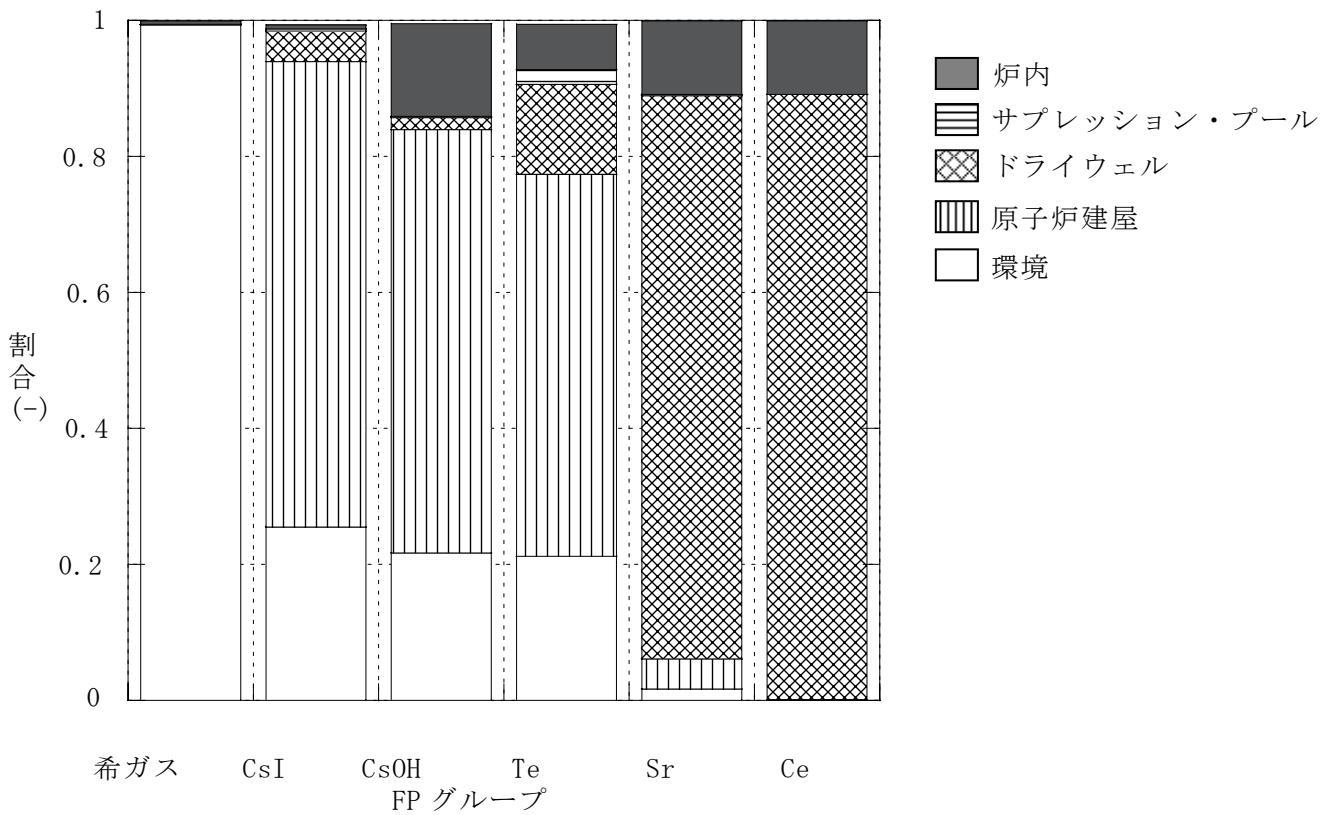


図 D. 5-6 プラント内 FP 分布

(インターフェイス LOCA (V、基本ケース、BWR-5 Mark II))

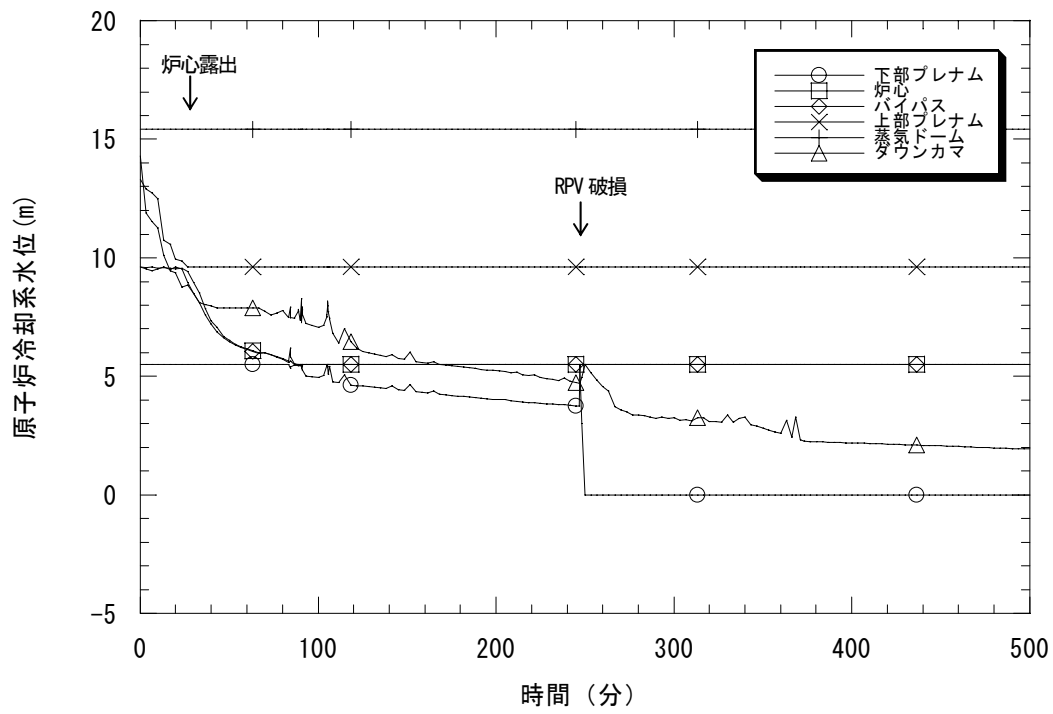


図 D. 6-1 原子炉冷却系水位

(電源喪失 (RBR+TBU、直接原子炉建屋損傷、BWR-5 Mark II))

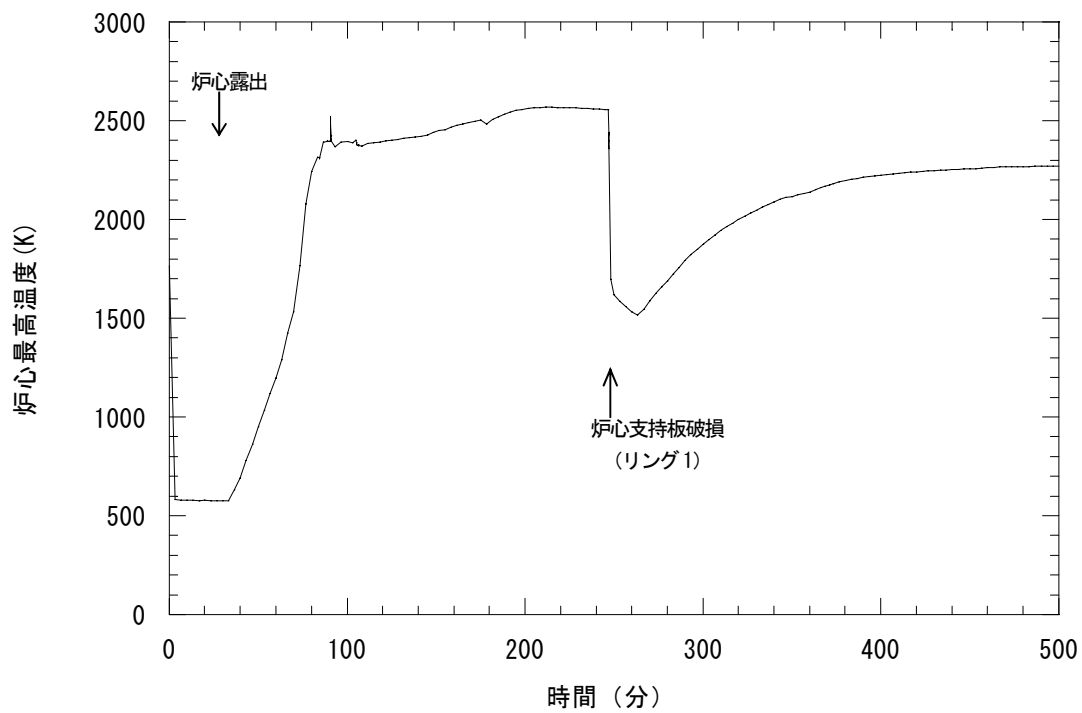


図 D. 6-2 炉心最高温度

(電源喪失 (RBR+TBU、直接原子炉建屋損傷、BWR-5 Mark II))

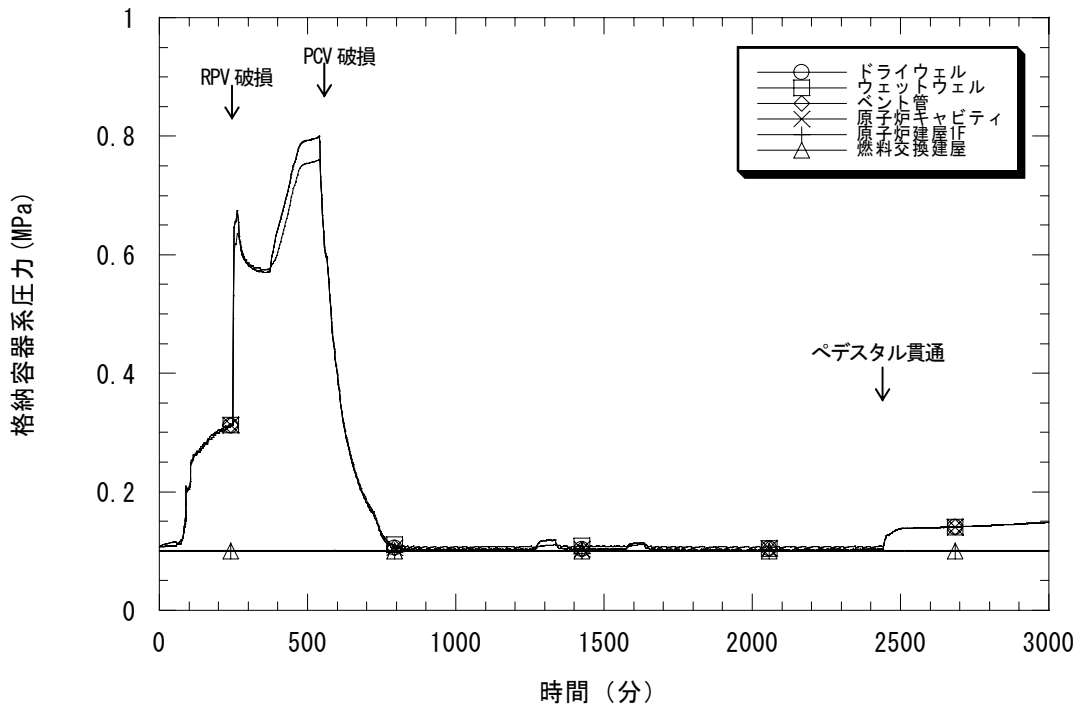


図 D. 6-3 格納容器系圧力

(電源喪失 (RBR+TBU、直接原子炉建屋損傷、BWR-5 Mark II))

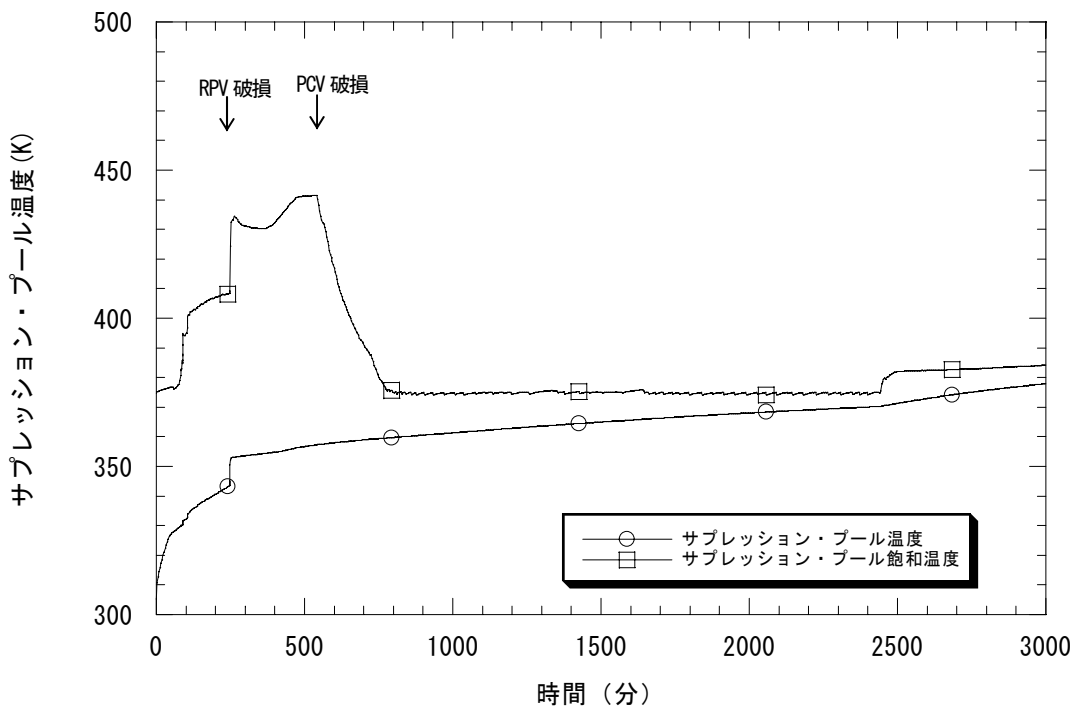


図 D. 6-4 サプレッション・プールの水温

(電源喪失 (RBR+TBU、直接原子炉建屋損傷、BWR-5 Mark II))

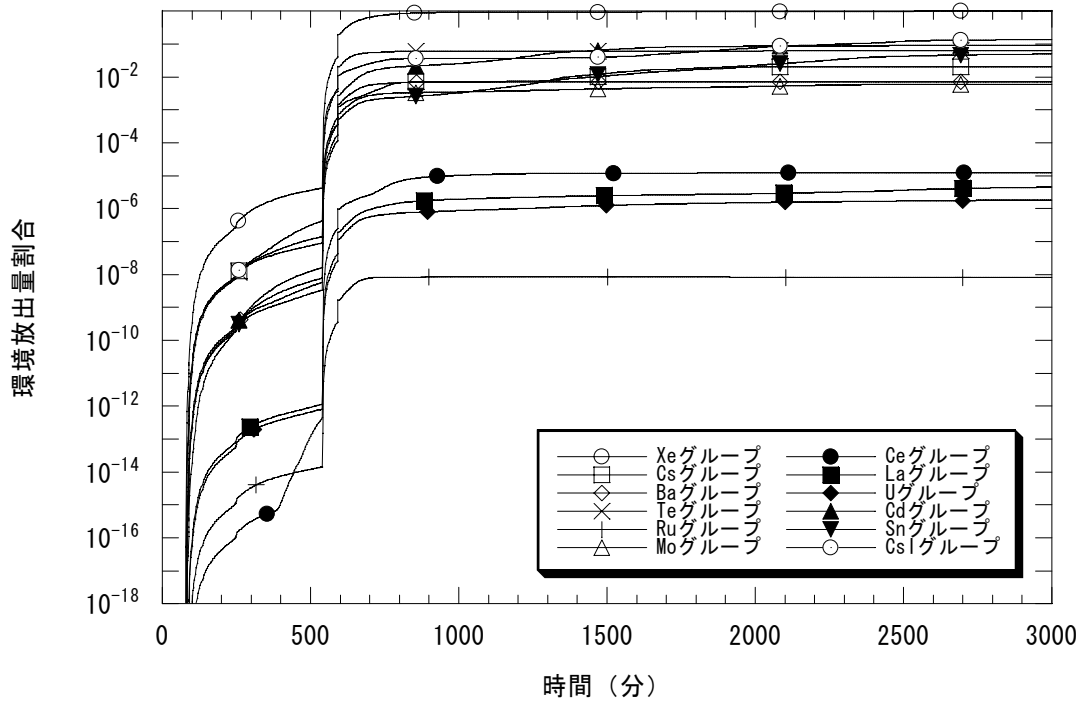


図 D. 6-5 各放射性物質の環境放出量割合

(電源喪失 (RBR+TBU、直接原子炉建屋損傷、BWR-5 Mark II))

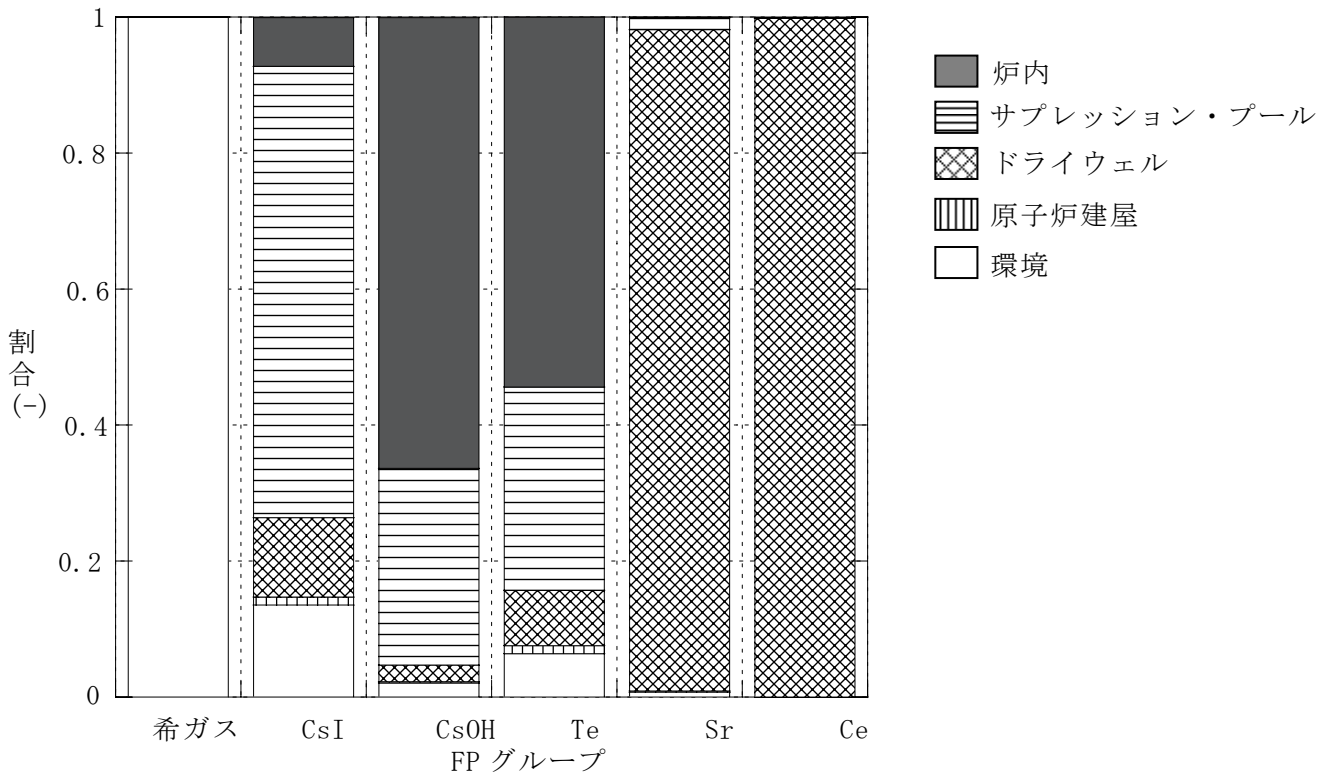


図 D. 6-6 プラント内 FP 分布

(電源喪失 (RBR+TBU、直接原子炉建屋損傷、BWR-5 Mark II))



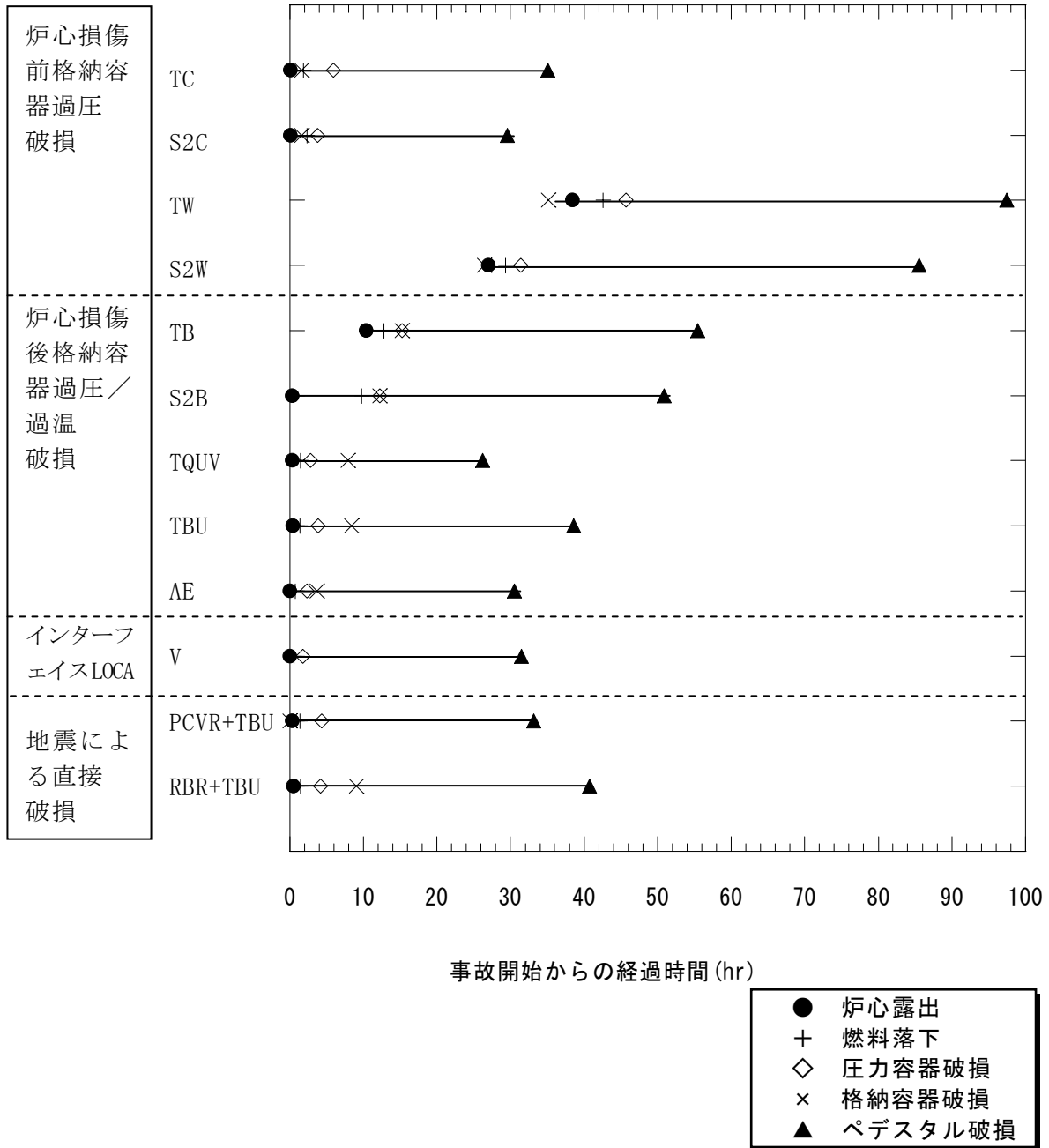


図 D. 7-1 地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング (BWR-5 Mark II)

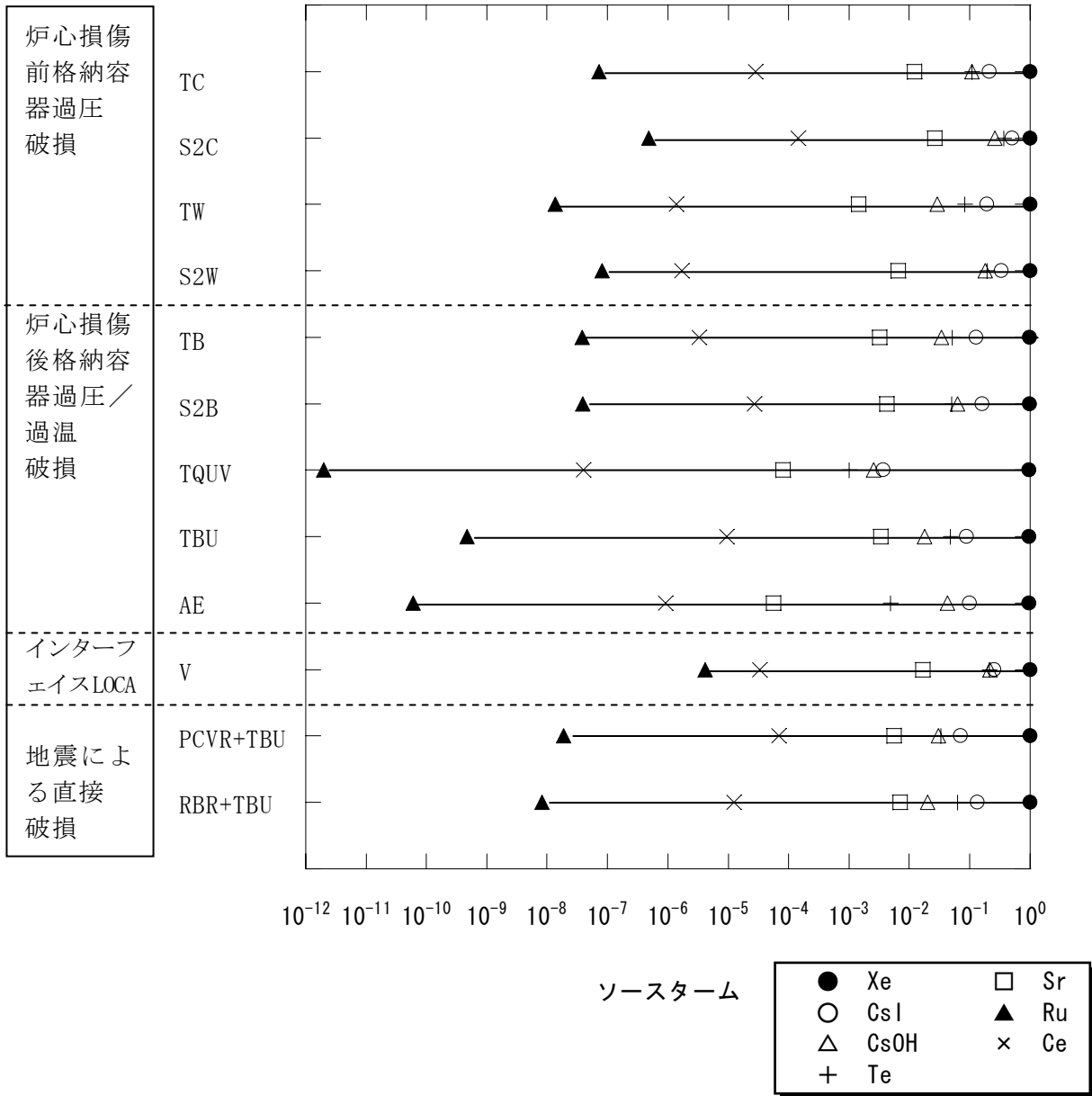
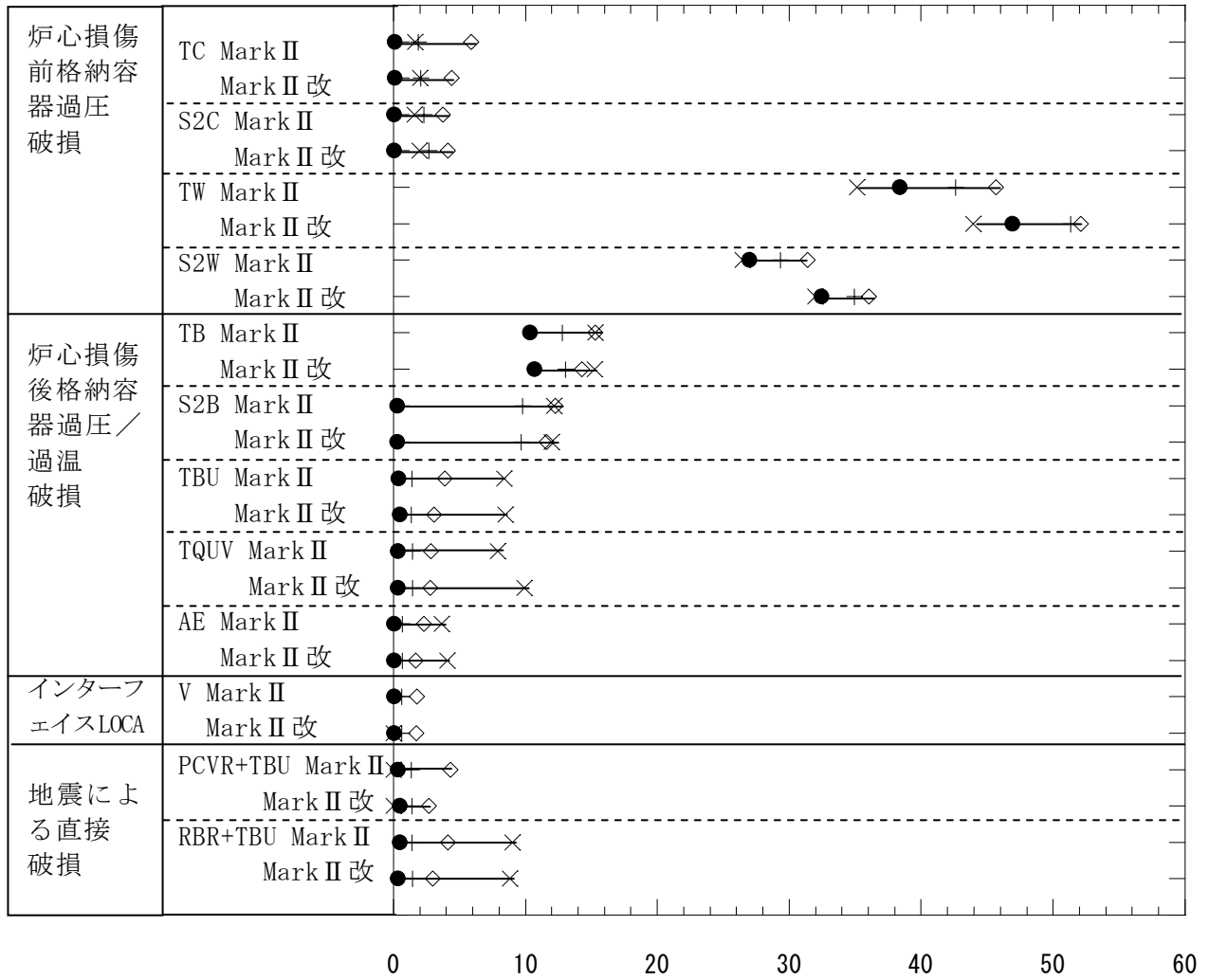


図 D. 7-2 地震時の代表的な事故シケンスのソースターム (BWR-5 Mark II)



事故開始からの経過時間 (hr)

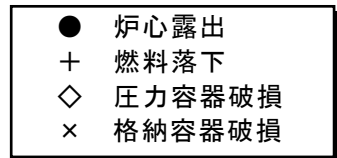
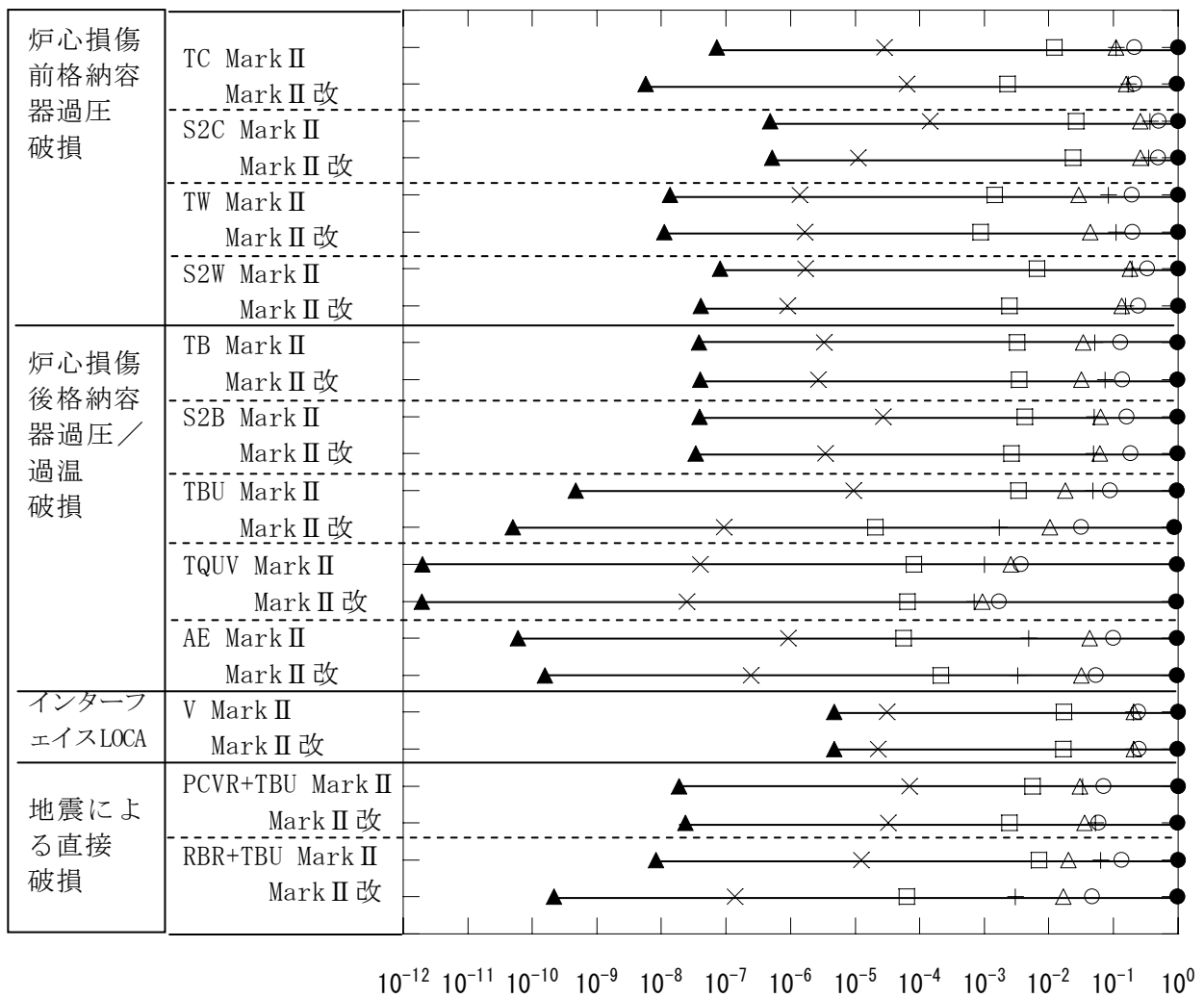


図 D. 8-1 地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング

(BWR-5 Mark II、BWR-5 Mark II 改)



ソースターム

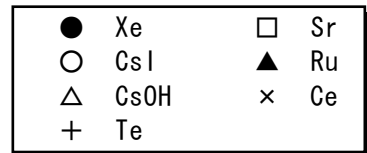


図 D. 8-2 地震時の代表的な事故シーケンスのソースターム

(BWR-5 Mark II、BWR-5 Mark II 改)

## 付録 E 燃料貯蔵プールに係る事故進展の試解析について

中越沖地震によって、柏崎7号（ABWR）の原子炉ウェルライナが一部損傷し、プール水漏えいが生じた。漏えい流量は、約500cc/hr以下であり、補給水機能及び燃料プール冷却系機能も維持されていた。本検討では、地震による燃料プール冷却系機能喪失、更に及びプール水の漏えいが重畳して生じた場合についての事故進展及びソースターム挙動を解析し、燃料貯蔵プールに係る事故進展について検討した。

図E.1に、ABWR RCCVの原子炉格納施設概要図を示す。

事故進展解析にあたって、MELCORのプラントモデルのうち、炉心、原子炉圧力容器及びキャビティ部のモデルを燃料貯蔵プールのモデルに変えて整備した。燃料貯蔵プールは、貯蔵中の使用済み燃料、燃料貯蔵プールライナ及びライナを支持する原子炉建屋のモデルで模擬した。

また、燃料貯蔵プールに係る事故シーケンスとして、地震によって、その冷却機能が喪失または補給水機能が喪失する場合を想定し、事故進展・ソースタームの挙動を新たに整備したMELCORモデルを用いて解析した。

### E.1 MELCOR による燃料貯蔵プールのモデル整備

ABWR 原子炉施設の貯蔵燃料及び貯蔵プールを模擬するため、MELCOR モデルのうち、炉心、炉内構造物、原子炉圧力容器及び格納容器キャビティ部のモデルを削除して、燃料貯蔵プールモデルを構築した。燃料貯蔵プールモデルは、プール内の使用済み燃料、燃料ラック及びプールライナを模擬するモデルで構成した。図 E.2 に MELCOR モデルのボリューム分割と流路を示す。

燃料貯蔵プール以外の原子炉施設のボリューム分割は、標準的なプラントの事故進展を解析する場合と同様とした。

#### (1) コントロールボリューム分割モデル

MELCOR モデルでは、原子炉施設をコントロールボリューム（以下ボリュームと呼ぶ）と呼ばれる複数の区画に分割し、各ボリュームを流路（体積のないモデル）で結ぶことにより、原子炉施設内の質量及びエネルギーの移動を計算する。各ボリューム内は、液相部、気相部、液滴部から構成されている。

燃料貯蔵プールのモデルでは、貯蔵プール下部、貯蔵燃料、バイパス及び貯蔵プール上部の4つのボリュームに分割して模擬した。

#### (2) セル分割モデル

MELCOR モデルでは、炉心部での伝熱現象および構造物の移動を計算するために、ボリューム分割とは別に炉心部を軸方向のセグメントと径方向のリングとで 3 次元的に表し、それらの組合せから決まるセルで炉心部を分割する。以下では、軸方向のセグメントをレベルと呼ぶ。

図 E.3 に燃料貯蔵プールにおける燃料部のセル分割を示す。燃料貯蔵プールモデルでは、燃料貯蔵プール床と燃料ラック下部のギャップを軸方向レベル 1 とし、その他の炉心部軸方向モデルは既存の燃料モデルと同一とした（レベル 2～レベル 9）。その結果、燃料部及び燃料ラック下部を軸方向（レベル 1～レベル 9）と径方向（リング 1～リング 4）との組み合わせ（セル）により、3 次元的に表す。また、燃料貯蔵プールの径方向リング 1～4 により、使用済み燃料 12 年分の貯蔵燃料を貯蔵時期に応じて 4 等分して模擬した。

## E.2 地震時の燃料貯蔵プールに係る事故進展の解析条件

表 E.1 に燃料貯蔵プールの事故進展解析条件を、表 E.2 にプラント停止期間中のプラント状態 (POS) をそれぞれ示す。

### (1) 使用済み燃料の構成

プールに貯蔵された使用済み燃料の構成は、全炉心燃料の約 390%とし、年 1 回の燃料取替えは 33%とし、12 年分の貯蔵とする。また、崩壊熱については最も厳しい状態を想定するため、定期検査中の燃料交換を実施した直後を仮定する。当機構のレベル 1PSA において、プラント停止時検討に使用した 73 日間の定期検査工程では、燃料交換が終了した時点（プラント停止から 25 日後）において、燃料貯蔵プールに係る事故が発生するものと仮定した。

なお、崩壊熱は MELCOR デフォルトの ANS データを使用する。この場合、事故開始時の崩壊熱量は約 3.1MW になり、プール水の蒸発量に換算すると約 4.9T/hr に相当する。

### (2) 燃料貯蔵プール

プールは水深の深い部分（容積約 6 割、水位約 12m）と浅い部分（容積約 4 割、水位約 8m）に分かれており、合計水量は約 2500m<sup>3</sup>である。炉心損傷後にデブリ拡散するエリアは、水深の深い部分とし径 13m の円筒状として仮定する。

燃料プール浄化系は、地震によって機器故障が生じて除熱ができないものとする。また、常用の補給水機能のほか、残留熱除去系による注水もできないものとする。

### (3) 地震によるプールライナ破損

プールライナ破損による流出流量は、中越沖地震によって、柏崎 7 号（ABWR 原子炉施設）の原子炉ウェルライナの上部に生じた微小な傷によって、原子炉ウェルからの漏えい（約 500

cc/hr)が生じた。本検討では、プールライナ及びが地震によって損傷し、使用済み燃料の発熱量を、厳しく見積もった場合の蒸発量の約 10%に相当する 0.5T/hr の流出流量を仮定する（実際の漏えいの約 1,000 倍に相当する）。

#### (4) 格納容器、原子炉建屋からの漏洩

格納容器からの漏洩については、設計漏洩率が常温、最高使用圧力の 0.9 倍の圧力において、空気で 0.4%/日以下であるため、等価破損口面積（約  $9 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）として模擬する。

原子炉建屋からの漏洩については、二次格納施設の設計漏洩率が水柱 6mm の負圧で 50%/日以下であるため、等価破損口面積（約  $3.3 \times 10^{-2} \text{m}^2$ ）として模擬する。

### E.3 事故進展解析

上述した燃料貯蔵プールモデル及び解析条件を用いて、ABWR 原子炉施設の燃料貯蔵プールを対象にした事故進展・ソースターム解析を行った。地震時の事故事象としては、①燃料プール冷却系機能喪失、②地震によるプール水の漏えいが生じた場合について、燃料貯蔵プールを模擬した MELCOR モデルによる解析を実施した。解析結果から、主要なイベントの発生時刻、ソースタームの挙動について事故シーケンスの特徴をまとめた。

なお、被覆管ジルコニウムの火災現象は、評価対象外とした。

#### (1) 燃料プール冷却系機能喪失

燃料プール冷却系機能喪失の解析結果を図 E.4-1 から図 E.4-6 に、それぞれ示す。

燃料プール水冷却機能が喪失すると、燃料プール水温度は上昇し約 42 時間後に 100°C になる。その後プール水は沸騰蒸発しプール水位は徐々に低下し、約 444 時間後（18.5 日後）に燃料頂部が露出し、ヒートアップが開始する。約 650 時間後（27.1 日後）に燃料ギャップ放出が始まると、放射性物質が燃料から放出され始めた。そのうちの一部は、燃料交換建屋からブローアウトパネルを介して環境へ放出された。その後、約 674 時間後（28.1 日後）にプールライナが破損し、約 676 時間後（28.2 日後）にプールはドライアウトし、コア・コンクリート反応が開始し、非凝縮性ガスが発生した。それ以降デブリ温度は 1600K 程度になるためコア・コンクリート反応は継続した。解析終了時点（900 時間後）のコンクリート侵食深さは、縦方向 1.7m、横方向 0.3m となった。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 E.4-7 に示す。燃料損傷に伴い放出された CsI は、直接燃料交換エリアに放出され一部沈着した後、ブローアウトパネルから環境に放出されるため、CsI 環境放出量割合は炉心内蔵量の約 69%に達した。

## (2) プール水の漏えい

燃料貯蔵プール水冷却機能の喪失に加えて、プール水の大量漏えいが発生する場合を解析する。中越沖地震によって、柏崎 7 号(ABWR 原子炉施設)の原子炉ウェルライナの上部に生じた微小な傷によって、原子炉ウェルからの漏えい(約 500cc/hr)が生じたと報告されている。本検討ではプールライナが地震によって損傷し、上記の実例の約 1000 倍の 0.5T/hr の流出流量(漏えい面積  $1.5 \times 10^{-5} \text{m}^2$ )を仮定する。この流量は、事故発生初期の崩壊熱による蒸発量の約 1/10 に相当する。

解析結果を図 E.5-1 から図 E.5-6 に、それぞれ示す。

燃料貯蔵プール水冷却機能の喪失に加えて、プール水の漏えいが発生すると、燃料プール水温度は上昇し約 42 時間後に 100°C になる。その後プール水は沸騰蒸発するとともに、プール水の漏えいによって、プール水位は徐々に低下し、約 407 時間後(17.0 日後)に燃料頂部が露出し、ヒートアップが開始する。約 592 時間後(24.7 日後)に燃料ギャップ放出が始まると、放射性物質が燃料から放出され始める。そのうちの一部は、燃料交換建屋からブローアウトパネルを介して環境へ放出される。その後、約 615 時間後(25.6 日後)にプールライナが破損し、約 617 時間後(25.7 日後)にプールはドライアウトする。コア・コンクリート反応が開始し、非凝縮性ガスが発生する。それ以降デブリ温度は 1600K 程度になるためコア・コンクリート反応は継続する。計算終了時点(900 時間後)のコンクリート侵食深さは、縦方向 2.0m、横方向 0.3m となる。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 E.5-7 に示す。燃料損傷に伴い放出された CsI は、直接燃料交換エリアに放出され一部沈着した後、ブローアウトパネルから環境に放出されるため、CsI 環境放出量割合は炉心内蔵量の約 65%に達した。

## E.4 燃料貯蔵プールに係る事故進展解析結果のまとめ

本作業にて実施した二つの事故シーケンスの解析結果から得られた主な事象のタイミング及びソースタームを図 E.6-1、図 E.6-2 に示す。

放射性物質の放出タイミングが早い事故シーケンスは、燃料プール冷却系機能喪失に加えて地震によるプール水の漏えいが生じた場合であり、事故開始から約 24.7 時間後からの放出となった。一方、CsI 環境放出量が大きい事故シーケンスは、燃料プール冷却系機能喪失が生じた場合が大きい値になった(炉心内蔵量の約 69%)。燃料プール水の大量漏えいが生じると、燃料露出とその後の燃料損傷、プール水のドライアウトに至る時間が早くなった。燃料損傷後に放出される放



放射性物質に対して、その環境放出に寄与する蒸気量も早くなくなるため、FP 環境放出量は若干、少なくなり、燃料交換エリアへの沈着量が若干増える結果が得られた。

表 E.1 燃料貯蔵プールの事故進展解析条件

(1) 使用済み貯蔵燃料の解析条件

項目	解析条件	備考
・燃料貯蔵容量	全炉心燃料の約 390%分 (12 年分) 4 グループに分割して模擬 (等重量で 4 分割) 熱出力は取り出し時期に応じた崩壊熱 (新 ANS) により考慮 ・ 1~3 年前取り出しグループ (出力 87.4%) ・ 4~6 年前取り出しグループ (出力 7.1%) ・ 7~9 年前取り出しグループ (出力 3.0%) ・ 4~6 年前取り出しグループ (出力 2.5%)	全炉心 872 体
・燃料交換体数	全炉心燃料の約 33%分と仮定	
・至近の燃料交換	原子炉停止 25 日後を想定	
・発熱量 (プール水の蒸発量)	約 3.1MW (約 4.9T/hr)	

(2) 使用済み燃料プールの解析条件

項目	解析条件	備考
・プール構成	二段階構造の深部に燃料貯蔵 ・ 深部 : 約 12m 深×約 130m <sup>2</sup> ・ 浅部 : 約 8m 深×約 120m <sup>2</sup>	
・プール水量	約 2500m <sup>3</sup> (初期水位はプール満水状態とする。)	
・地震によるプールライナー破損部からのプール水流出量	0.5T/hr の流出流量を仮定 (漏えい面積 1.5×10 <sup>-5</sup> m <sup>2</sup> )	実際の漏えい流量の約 1,000 倍を仮定 (使用済み燃料の発熱量の約 10%相当)
・ラック支持部の長さ	0.25m と仮定	
・ラック支持部からプール底部まで長さ	0.25m と仮定	

表 E.2 プラント停止期間中のプラント状態 (POS)

POS	作業期間	炉水位	各POS期間 (%)	運転中の除熱系統	使用可能な除熱系	圧力容器	格納容器
S	RHR (B)の起動 主復水器真空破壊から HPCI/ RCIC が待機除外まで	通常 水位	解列から 1日間(1%)	RHR-B	RHR-A	HV 開放	ヘッド 開放 + ハッチ類 開放
A	HPCI/RCIC の 待機除外から PCV/RPV 開放 作業終了まで		8日 (11%)				
B1	燃料移動・ LPRM 取替作業 開始から CUWS が待機除外となる まで	ウエル 満水	16日 (22%)		FPCS	ヘッド 開放	
B2	CUWS待機除外 開始から運転中 の RHR の系統 切替まで		10日 (14%)	FPCS			
B3	RHR の系統切 替(B→A)から燃 料シャッフリン グ作業終了まで		8日 (11%)	FPCS			
C1	RPV 復旧・CRD 機能試験作業開 始から B 系角揚 まで	通常 水位	14日(19%)	RHR-A	-	HV 開放	
C2			4日 (5%)				
D	RHR の系統切 替(A→B) B系角 揚から制御棒引 抜き開始まで			12.5日間 (17%)	RHR-B	RHR-A	

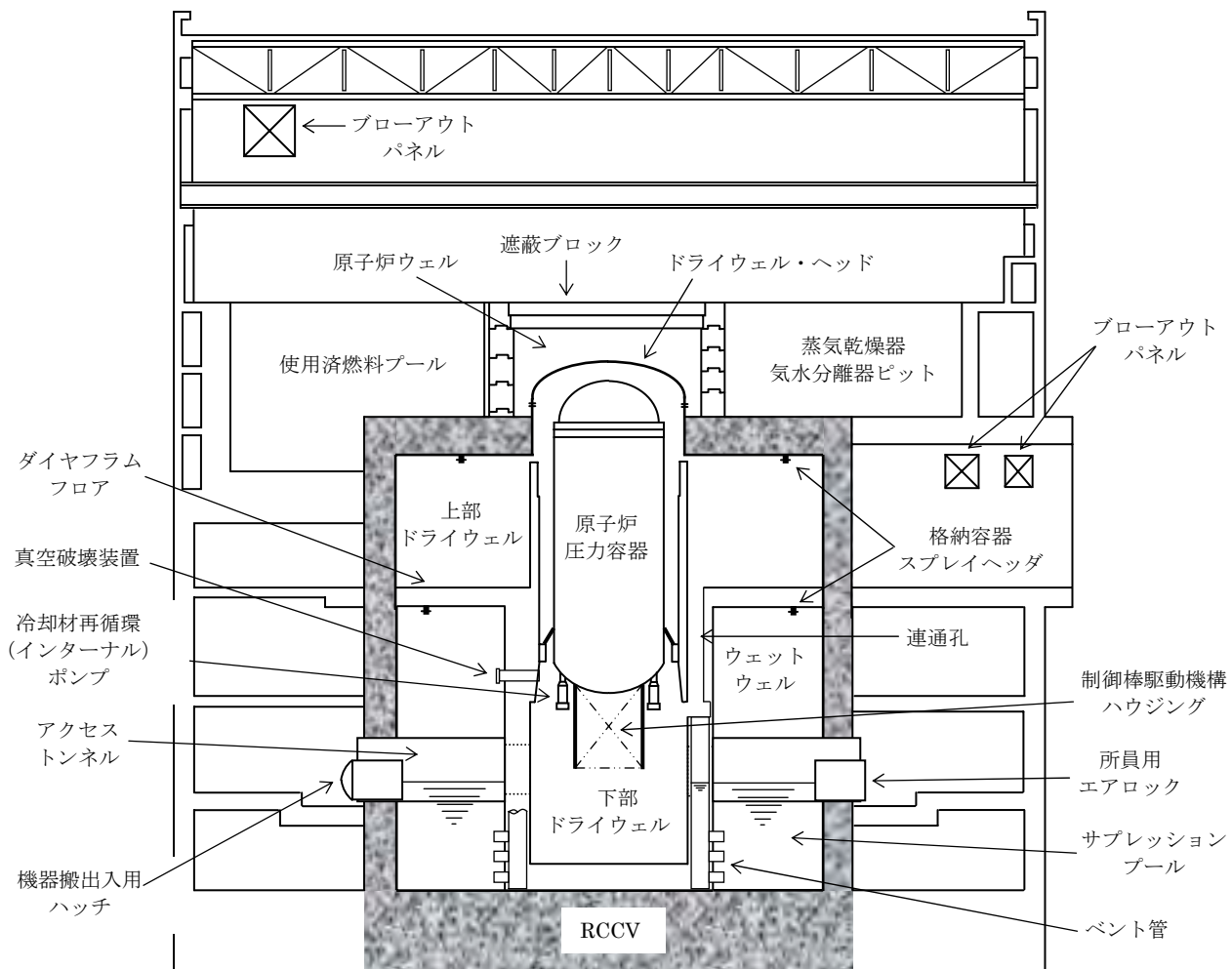


図 E.1 RCCV 型原子炉施設概要

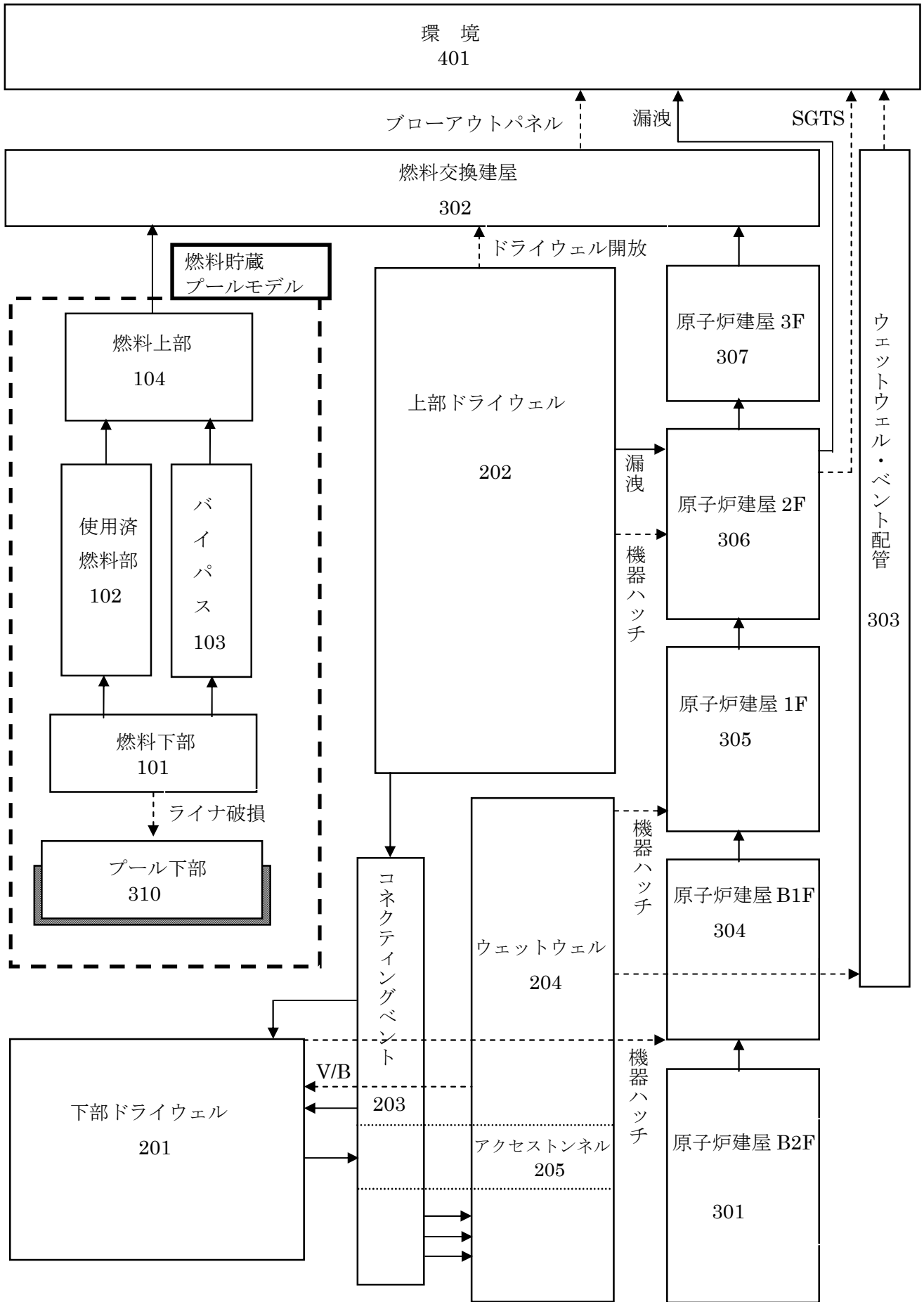
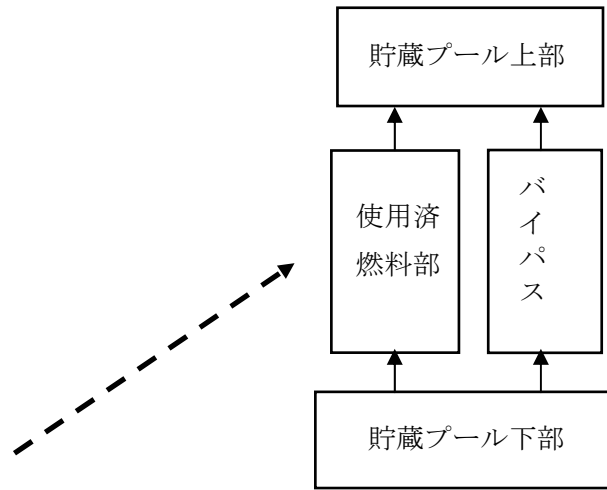


図 E.2 ABWR RCCV の MELCOR ボリューム分割と流路



使用済み燃料部セルモデル

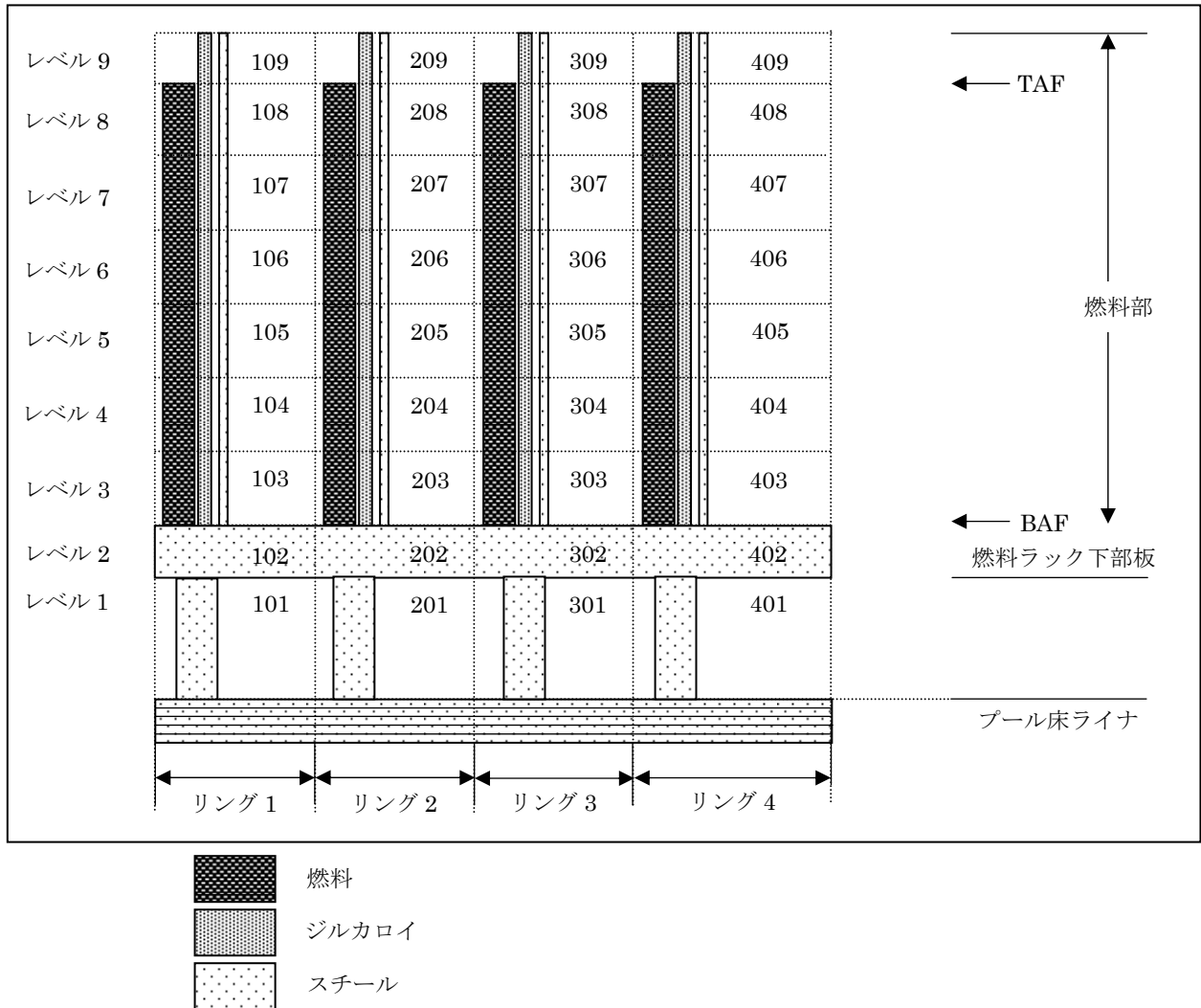


図 E.3 燃料貯蔵プールにおける燃料部のセル分割

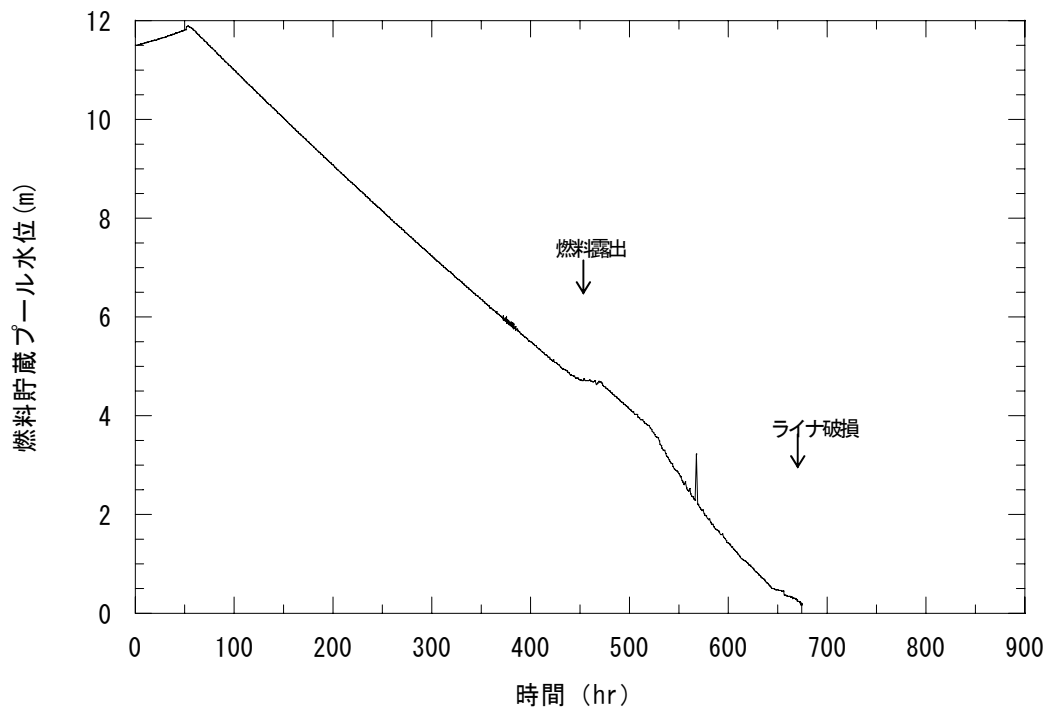


図 E.4-1 燃料貯蔵プール水位  
(燃料プール冷却系機能喪失(ABWR RCCV))

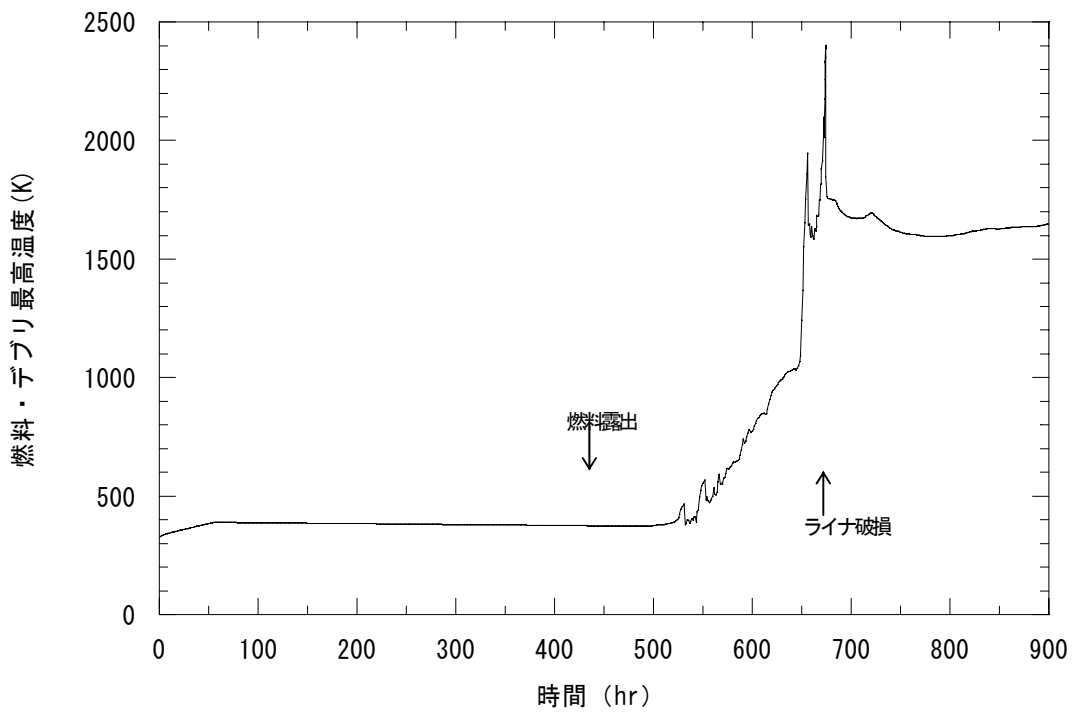


図 E.4-2 燃料・デブリ最高温度  
(燃料プール冷却系機能喪失(ABWR RCCV))

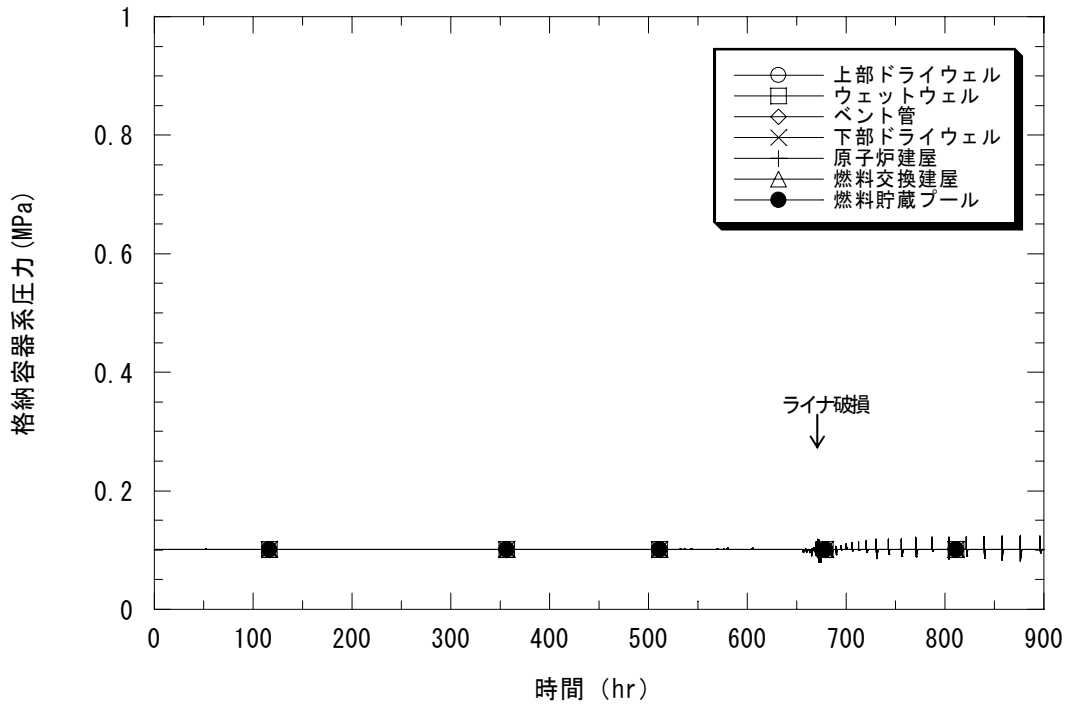


図 E.4-3 格納容器系圧力  
(燃料プール冷却系機能喪失(ABWR RCCV))

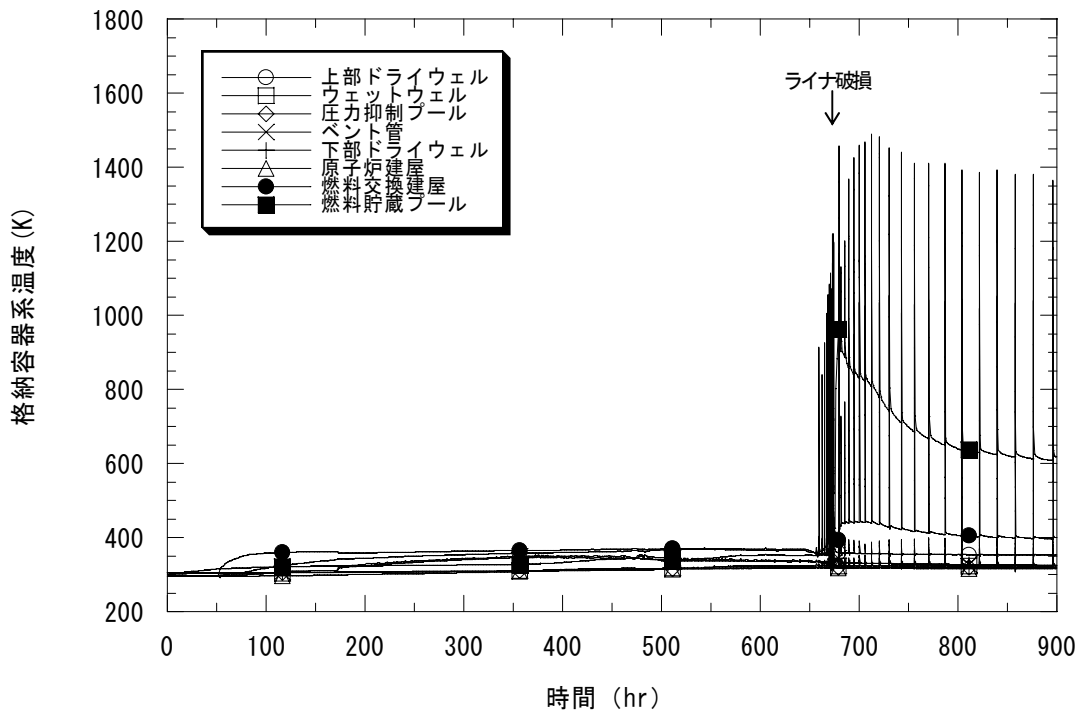


図 E.4-4 格納容器系温度  
(燃料プール冷却系機能喪失(ABWR RCCV))



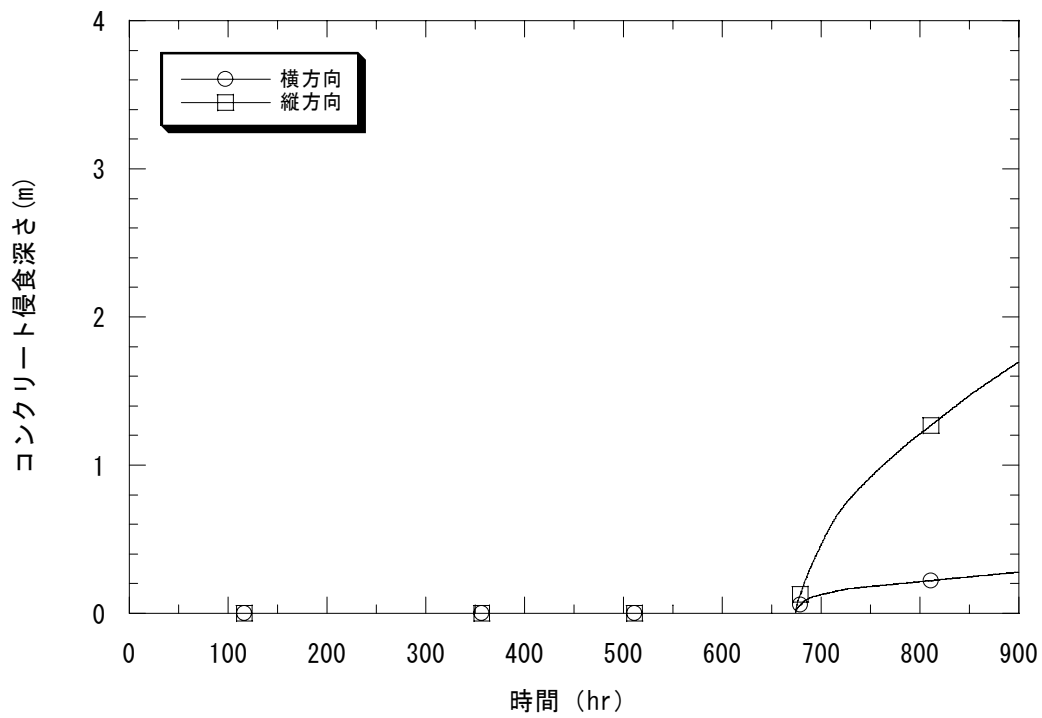


図 E.4-5 コンクリート侵食深さ  
(燃料プール冷却系機能喪失(ABWR RCCV))

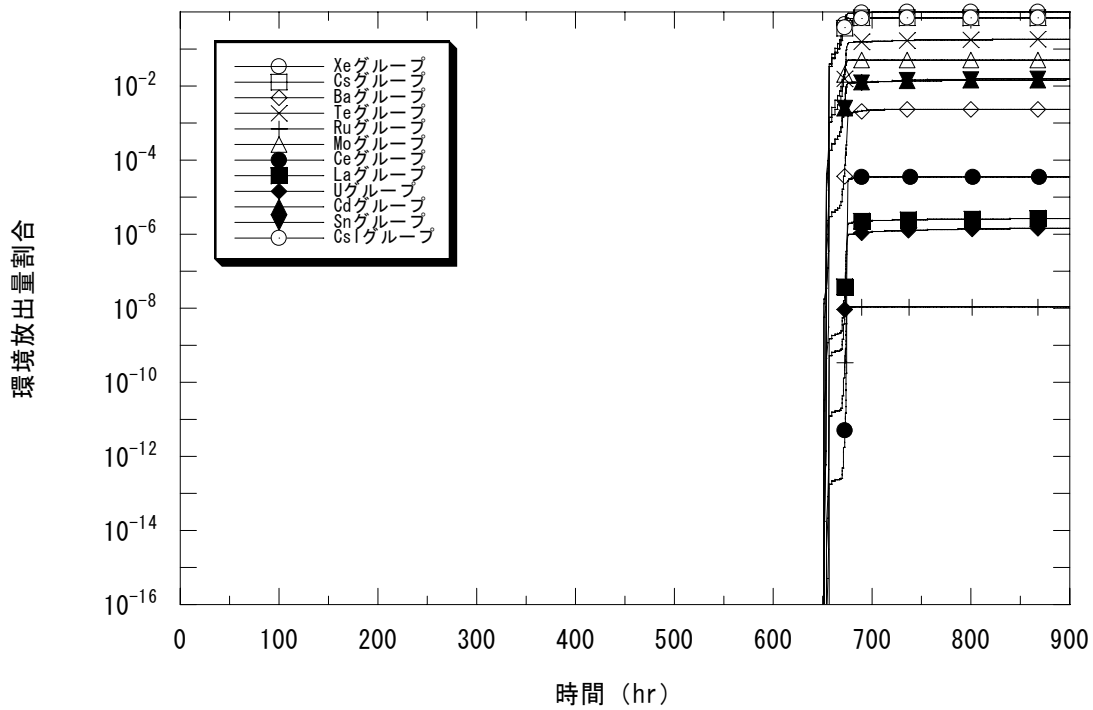


図 E.4-6 各放射性物質の環境放出量割合  
(燃料プール冷却系機能喪失(ABWR RCCV))

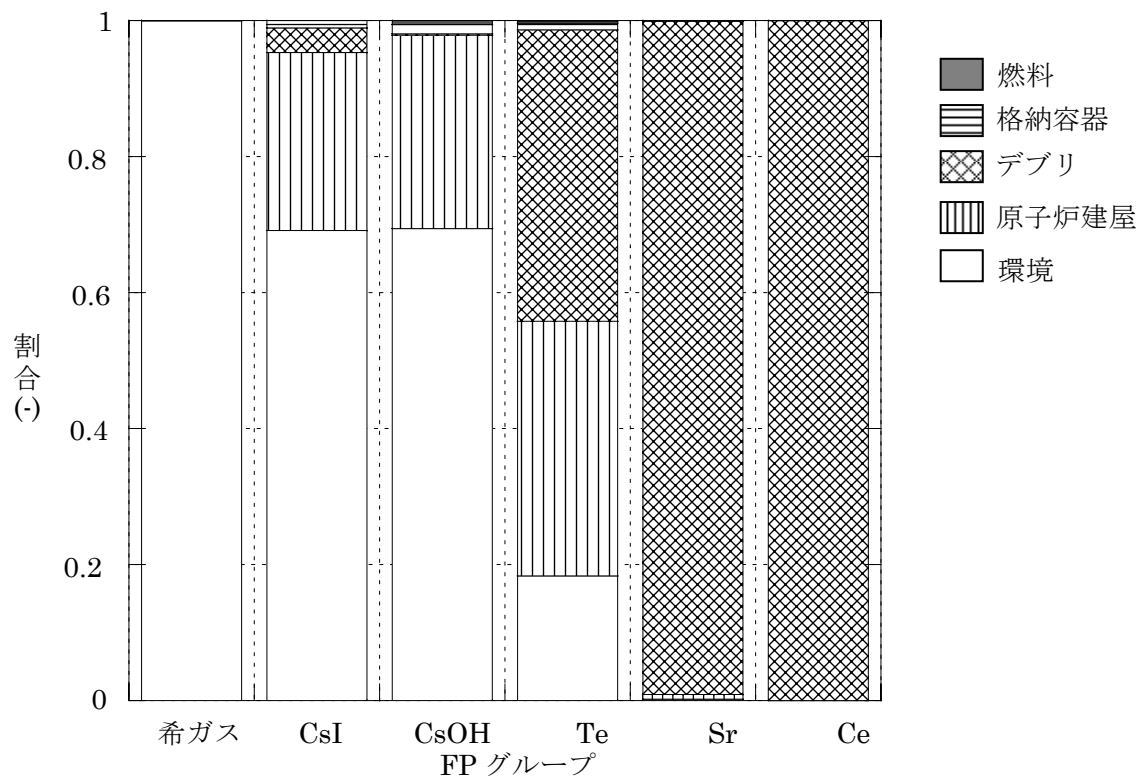


図 E.4-7 プラント内 FP 分布  
(燃料プール冷却系機能喪失(ABWR RCCV))

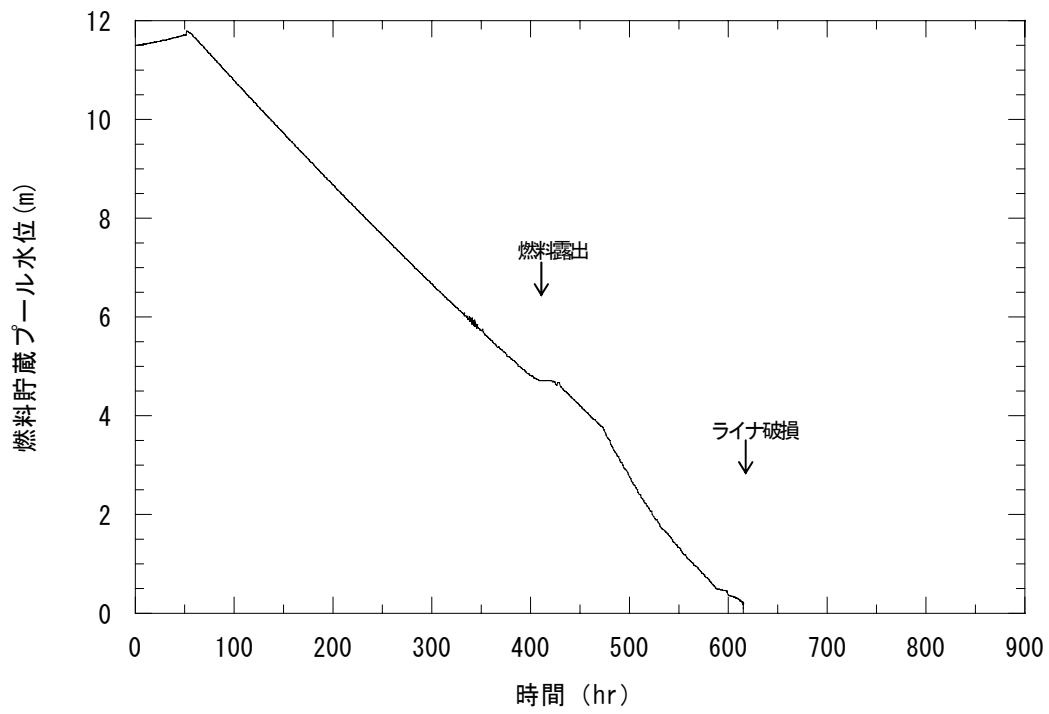


図 E.5-1 燃料貯蔵プール水位  
(プール水の大量漏えい(ABWR RCCV))

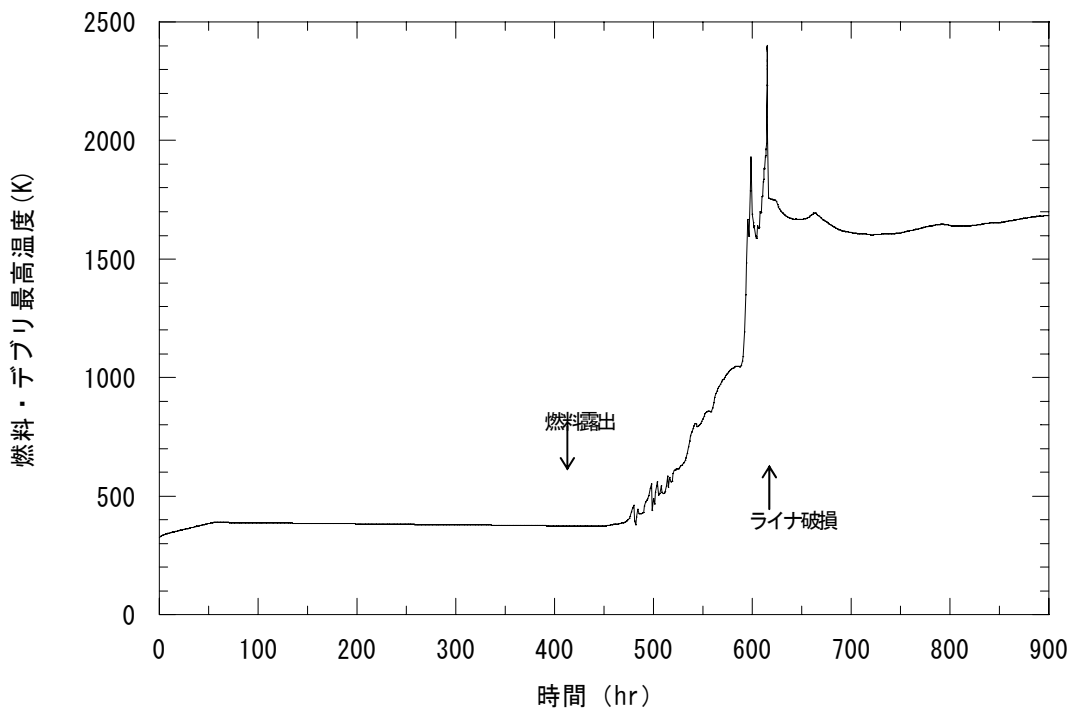


図 E.5-2 燃料・デブリ最高温度  
(プール水の大量漏えい(ABWR RCCV))

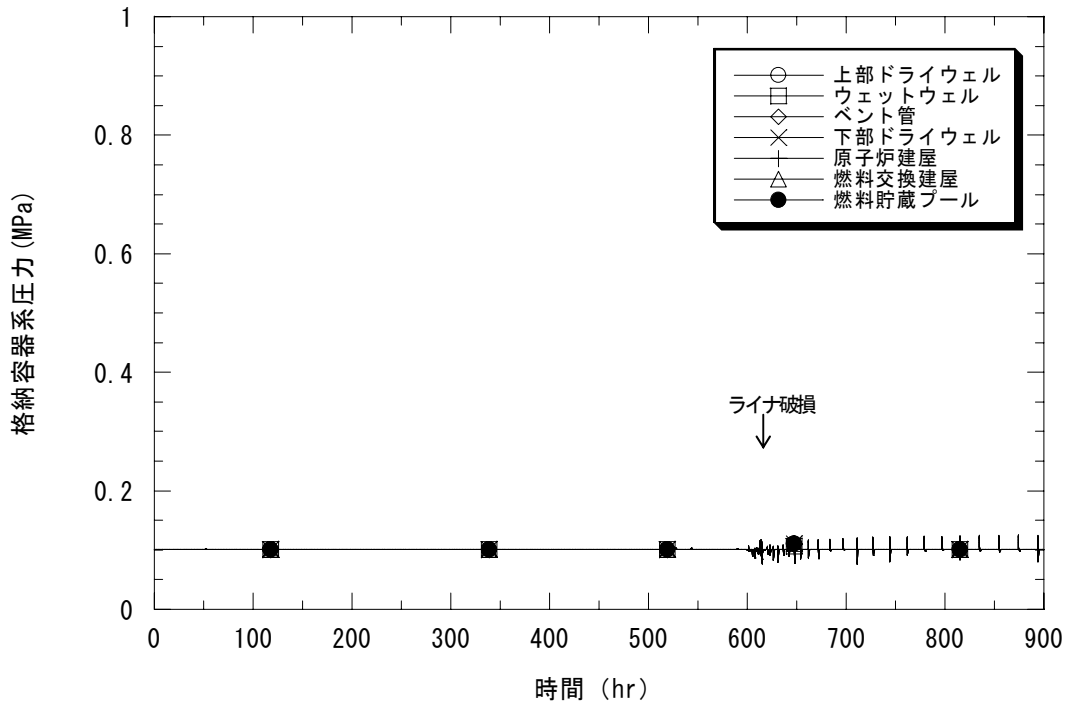


図 E.5-3 格納容器系圧力  
(プール水の大量漏えい(ABWR RCCV))

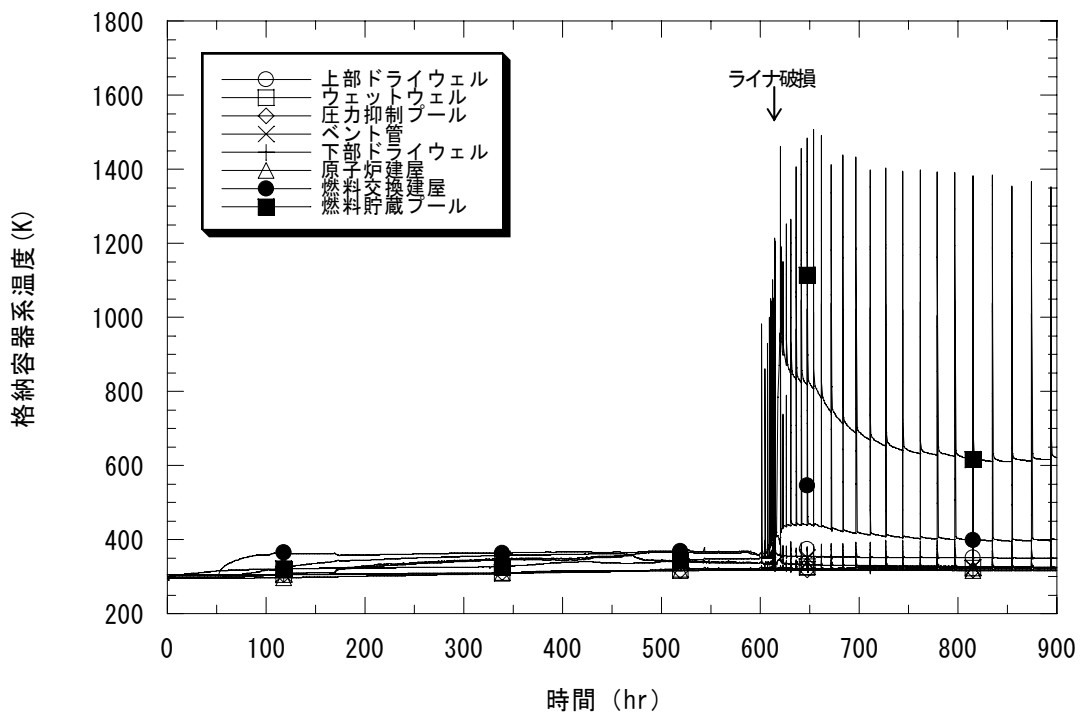


図 E.5-4 格納容器系温度  
(プール水の大量漏えい(ABWR RCCV))

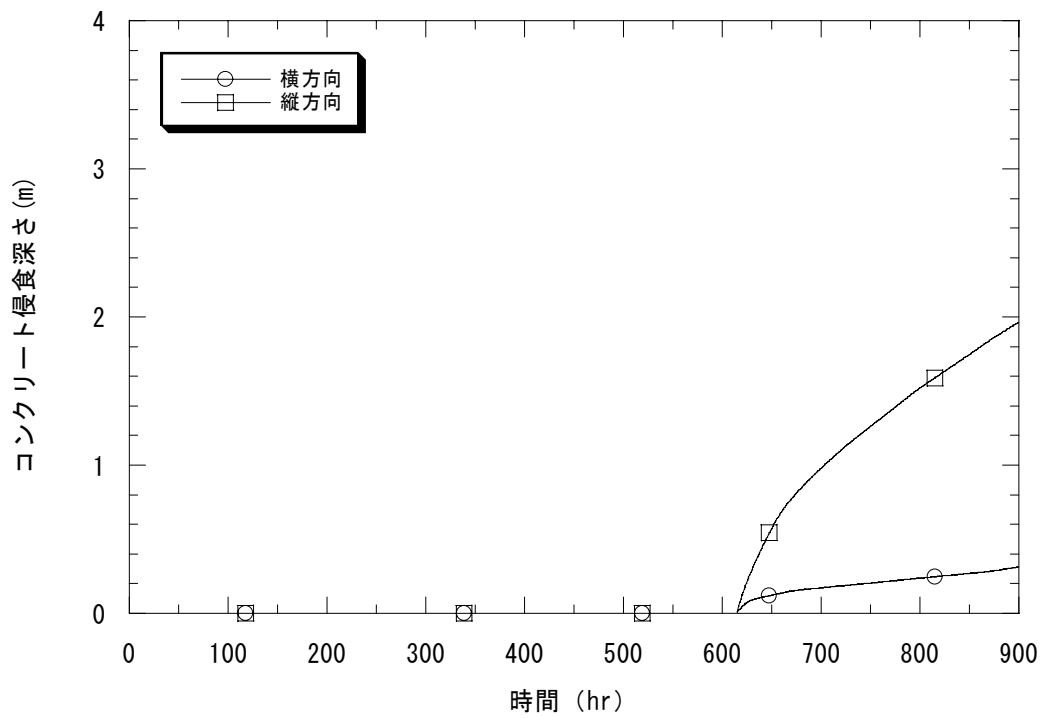


図 E.5-5 コンクリート侵食深さ  
(プール水の大量漏えい(ABWR RCCV))

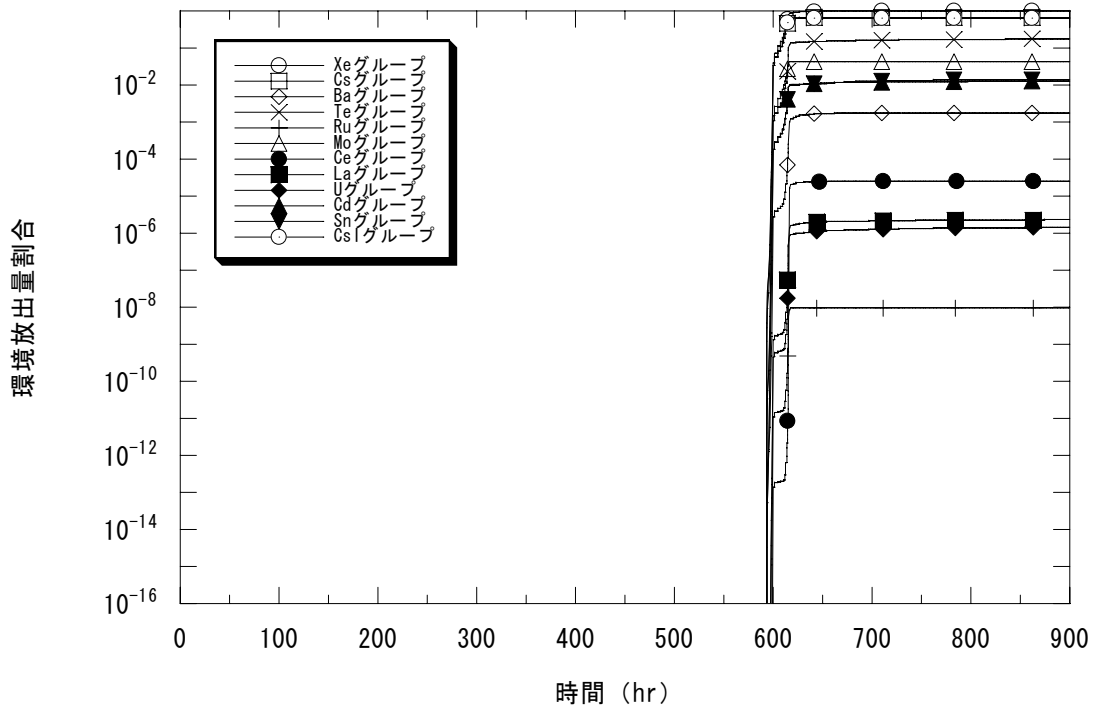


図 E.5-6 各放射性物質の環境放出量割合  
(プール水の大量漏えい(ABWR RCCV))

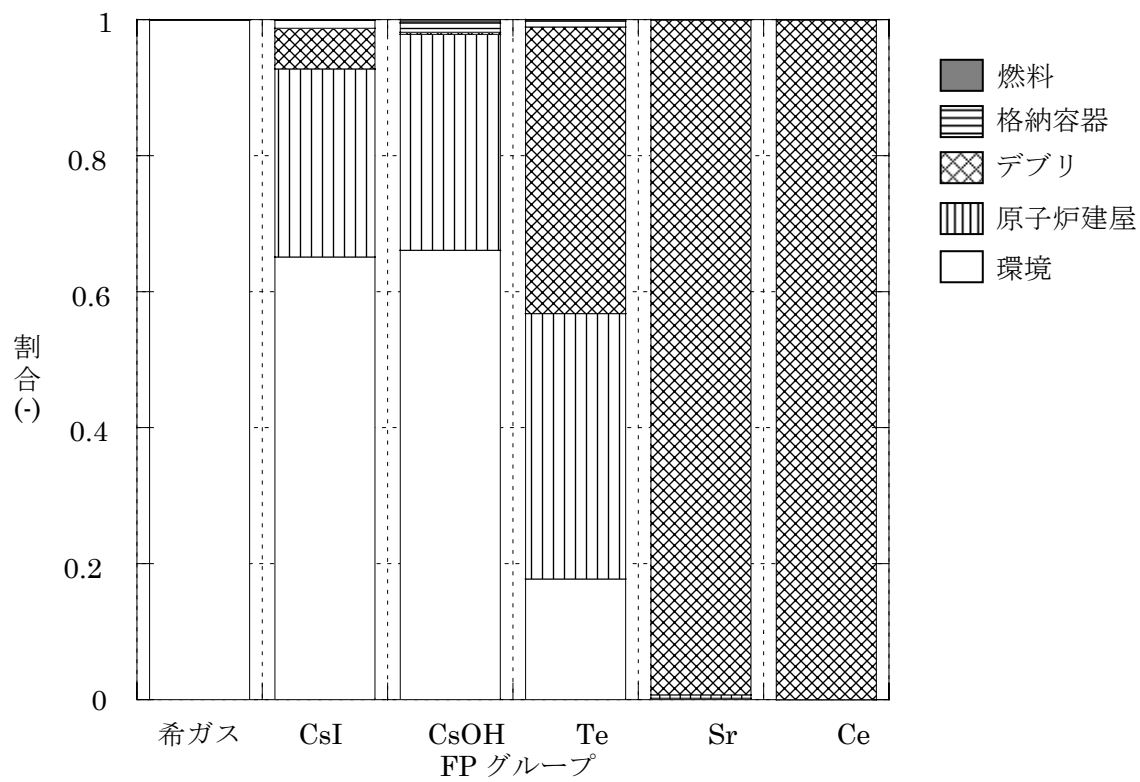


図 E.5-7 プラント内 FP 分布  
(地震によるプール水の大量漏えい(ABWR RCCV))

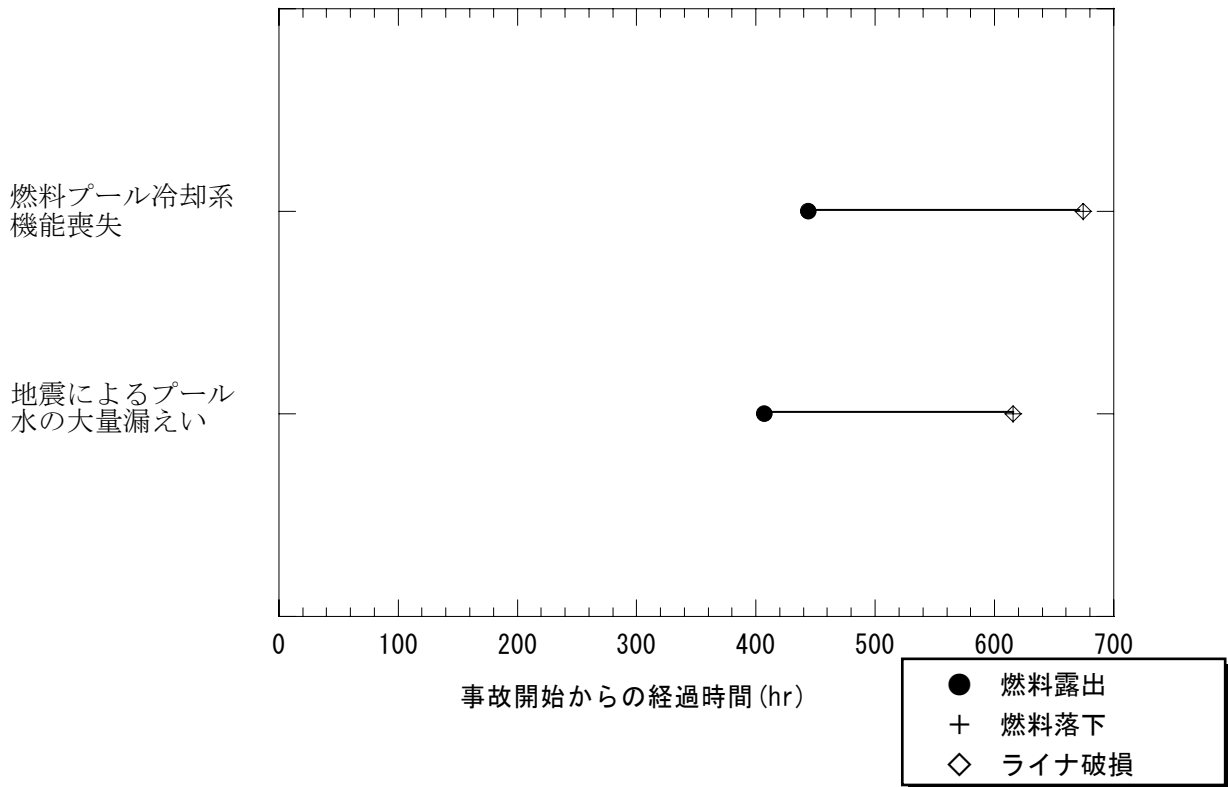


図 E.6-1 燃料貯蔵プールに係る事故シーケンスの事故進展タイミング (ABWR RCCV)

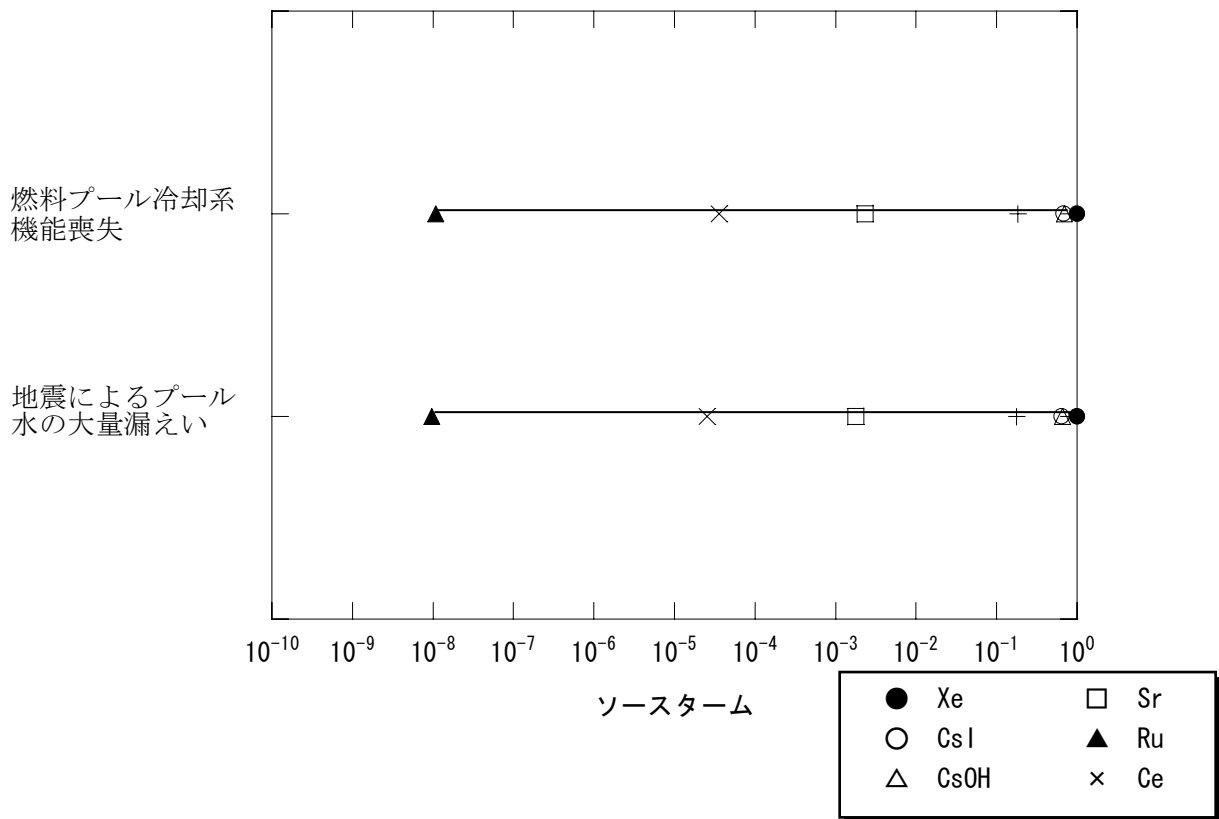


図 E.6-2 燃料貯蔵プールに係る事故シーケンスのソースターム (ABWR RCCV)

## 付録 F エナジェティック事象のソースターム計算

BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級)、BWR-5 Mark II 改良型、BWR-3 Mark I 型、BWR-4 Mark I 型 (50 万 KWe 級)原子炉施設を対象にしたエナジェティック事象(In-Vessel 水蒸気爆発、原子炉圧力容器破損時の高圧溶融物放出、格納容器雰囲気直接加熱及びペDESTAL破損時の急速な水蒸気発生またはドライウエルシエルメルトスルー)のモンテカルロ・シミュレーション解析を PREP/SPOP コードにより実施して、それぞれの格納容器破損モードのソースタームを計算した。

具体的には、MELCOR 解析結果からプラント損傷状態別に初期条件、境界条件を求め、これらを用いてエナジェティック事象ごとにソースターム(平均値と分散)を計算した。

その結果の平均値について、図 F-1～図 F-4 に示す。

原子炉圧力容器内 (In-Vessel) の水蒸気爆発 ( $\alpha$ ) 及び原子炉圧力容器破損時の高圧溶融物放出 ( $\mu$ ) によるソースタームとして、特に難揮発性核種の環境放出割合が多い。しかし、これらの格納容器破損頻度は非常に小さく、一般的に環境への影響は小さい。

なお、エナジェティック事象のソースターム計算は以下に概説する方法により計算した。

エナジェティック事象 (圧力容器内での水蒸気爆発、原子炉圧力容器破損時の高圧溶融物放出、格納容器雰囲気直接加熱及びペDESTAL破損時の急速な水蒸気発生またはドライウエルシエルメルトスルー) による格納容器破損モードでのソースタームは、MELCOR 解析結果からプラント損傷状態別に初期条件、境界条件を求め、これらを用いてエナジェティック事象ごとにデブリからの放出量 (平均値と分散) を以下の計算方法で算出する。

### F.1 圧力容器内での水蒸気爆発

#### (a) 原子炉冷却系内及び格納容器内の浮遊量

MELCOR コードの解析結果から、圧力容器破損時に格納容器内に浮遊している放射性物質  $i$  の量  $m_{FL,i}^e$  を求める。

#### (b) In-Vessel 水蒸気爆発に伴う環境への放出量

破砕する溶融物中に含まれている放射性物質については、重力沈降による沈降速度 (ストークス近似) と臨界流から決まる破損口からの流量を用いることにより、以下に示す 1 点集中型近似による質量の連続の式から、大気中に放出される放射性物質質量を決める。

$$\frac{dm_{PCV,i}(t)}{dt} = -v_{rel} \frac{A_{fail}}{V_{PCV}} m_{PCV,i}(t) - v_{grav} \frac{A_{floor}}{V_{PCV}} m_{PCV,i}(t) - k_i(T) m_{PCV,i}(t) \quad (1)$$



$$\frac{dm_{ENV, i}(t)}{dt} = +v_{rel} \frac{A_{fail}}{V_{PCV}} m_{PCV, i}(t) \quad (2)$$

$$\frac{dm_{ENV, i}^g(t)}{dt} = k_i(T) m_{PCV, i}(t) \quad (3)$$

ここで、

- $m_{PCV}$  : 格納容器内デブリ浮遊量(kg)
- $m_{ENV}$  : デブリの環境への放出量(kg)
- $m_{ENV}^g$  : 放射性ガスの環境への放出量(kg)
- $k_i$  : デブリから発生する放射性ガスの放出率定数(1/s)
- $v_{rel}$  : 格納容器破損口からの流出速度(m/s)
- $A_{fail}$  : 格納容器破損口面積(m<sup>2</sup>)
- $V_{PCV}$  : 格納容器空間体積(m<sup>3</sup>)
- $v_{grav}$  : 溶融物落下速度(m/s)
- $A_{floor}$  : ドライウェル床面積(m<sup>2</sup>)

その際に、(i)デブリの温度として、圧力容器破損時の冷却水の飽和温度を中央値として、圧力容器破損時の冷却水温度からデブリ温度までの範囲、(ii)デブリ粒子の質量中央径を 100  $\mu$ m にした対数正規分布を仮定して、アレニウス型の放出速度定数 (CORSOR-M のモデル) を用いて、(i)及び(ii)を変数とし、当機構から貸与するモンテカルロ・シミュレーション(LHS : PREP/SPOP コード)により、大気中に放出される放射性物質の平均値と分散を計算する。なお、沈着したデブリからの放出は無視する。

そして、 $m_{FL, i}^g + m_{ENV, i} + m_{ENV, i}^g$  を In-Vessel 水蒸気爆発時のソースタームとする。

## F.2 高圧溶融物放出

### (a) 原子炉冷却系内及び格納容器内の浮遊量

MELCOR コードの解析結果から、圧力容器破損時に格納容器内に浮遊している放射性物質 i の量  $m_{FL, i}^g$  を求める。

### (b) 高圧溶融物放出に伴う環境への放出量

破砕して格納容器に浮遊する溶融物は、原子炉圧力容器下部に堆積した溶融物の 10% とする。浮遊する溶融物中に含まれている放射性物質については、重力沈降による沈降速度 (ストーク

ス近似)と臨界流から決まる破損口からの流量を用いることにより、(1)、(2)及び(3)式から、大気中に放出される放射性物質質量 $m_{ENV,i}$ と $m_{ENV,i}^g$ を決める。

その際に、(i)デブリの温度として、圧力容器破損時の冷却水の飽和温度を中央値として、圧力容器破損時の冷却水温度からデブリ温度までの範囲、(ii)デブリ粒子の質量中央径を0.5mmにした対数正規分布を仮定して、アレニウス型の放出速度定数(CORSOR-Mのモデル)を用いて、(i)及び(ii)を変数として、当機構から貸与するモンテカルロ・シミュレーション(LHS:PREP/SPOPコード)により、大気中に放出される放射性物質の平均値と分散を計算する。なお、沈着したデブリからの放出は無視する。

そして、 $m_{FL,i}^g + m_{ENV,i} + m_{ENV,i}^g$ を高圧熔融物放出時のソースタームとする。

### F.3 格納容器雰囲気直接加熱(DCH)

#### (a) 原子炉冷却系内及び格納容器内の浮遊量

MELCORコードの解析結果から、圧力容器破損時に格納容器内に浮遊している放射性物質iの量 $m_{FL,i}^g$ を求める。

#### (b) 格納容器雰囲気直接加熱に伴う環境への放出量

参考文献[財団法人原子力発電技術機構 原子力安全解析所「レベル2 PSA手法の整備に関する報告書=BWRプラント=」、INS/M99-17(2000)]の付録Cに示された解析モデルを用いて、DCH時のデブリ粒子の温度変化を計算する。

その際に、破碎して格納容器に浮遊する熔融物は、原子炉圧力容器下部に堆積した熔融物の10%とする。デブリ粒子の初期温度を2500Kとする。求めたデブリ温度の時間変化から、アレニウス型の放出速度定数(CORSOR-Mのモデル)を用いてデブリ粒子として放出される量、ガス状で放出される量を計算する。その結果とPCV内の初期浮遊量の合計を大気中への放出量とする。

その際に、(i)デブリの浮遊割合として、10%を中央値とした対数正規分布を仮定、(ii)デブリ粒子の質量中央径を0.5mmにした対数正規分布を仮定して、アレニウス型の放出速度定数(CORSOR-Mのモデル)を用いて、(i)及び(ii)を変数として、当機構から貸与するモンテカルロ・シミュレーション(LHS:PREP/SPOPコード)により、大気中に放出される放射性物質の平均値と分散を計算する。なお、沈着したデブリからの放出は無視する。

### F.4 ペDESTAL破損時の水蒸気爆発(Ex-Vessel水蒸気爆発)

(a) 原子炉冷却系内及び格納容器内の浮遊量

MELCOR コードの解析結果から、圧力容器破損時に格納容器内に浮遊している放射性物質  $i$  の量  $m_{FL,i}^g$  を求める。

(b) ペDESTAL破損時の水蒸気爆発に伴う環境への放出量

破砕する溶融物は、圧力抑制プールに落下する溶融物の5%とする。浮遊する溶融物中に含まれている放射性物質については、重力沈降による沈降速度（ストークス近似）と臨界流から決まる破損口からの流量を用いることにより、(1)、(2)及び(3)式から、大気中に放出される放射性物質質量を決める。

その際に、(i)デブリの温度として、圧力容器破損時の冷却水の飽和温度を中央値として、圧力容器破損時の冷却水温度からデブリ温度までの範囲、(ii)デブリ粒子の質量中央径を  $100 \mu\text{m}$  にした対数正規分布、(iii)破砕する溶融物の質量を0~5%の一様分布と仮定して、アレニウス型の放出速度定数（CORSOR-M のモデル）を用いて、(i)、(ii)及び(iii)を変数とし、当機構から貸与するモンテカルロ・シミュレーション(LHS : PREP/SPOP コード)により、大気中に放出される放射性物質の平均値と分散を計算する。なお、沈着したデブリからの放出は無視する。

そして、 $m_{FL,i}^g + m_{ENV,i}^g + m_{ENV,i}^g$  をペDESTAL破損時の水蒸気爆発（Ex-Vessel 水蒸気爆発）のソースタームとする。

## F.5 ドライウェルシエルメルトスルー

(a) 原子炉冷却系内及び格納容器内の浮遊量

MELCOR コードの解析結果から、圧力容器破損時に格納容器内に浮遊している放射性物質  $i$  の量  $m_{FL,i}^g$  を求める。

(b) ドライウェルシエルメルトスルーに伴う環境への放出量

ドライウェルシエルメルトスルーは、炉心デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損であるため、ドライウェルシエルメルトスルーによって炉心デブリが破砕して格納容器に浮遊する溶融物は、0%とする。

このため、 $m_{FL,i}^g$  をドライウェルシエルメルトスルーのソースタームとする。

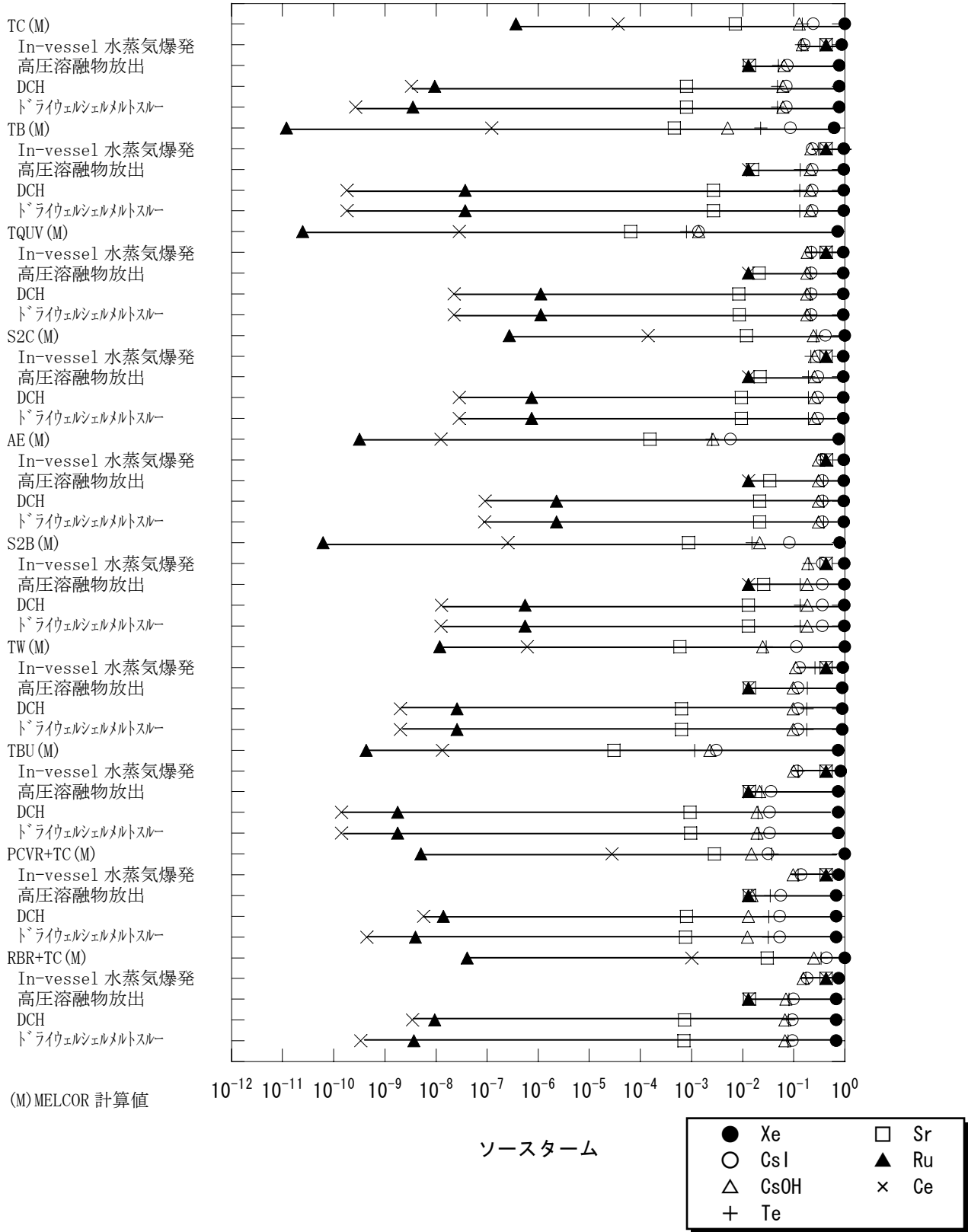


図 F.1 エナジェティック事象発生時のソースターム (BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 kWe))

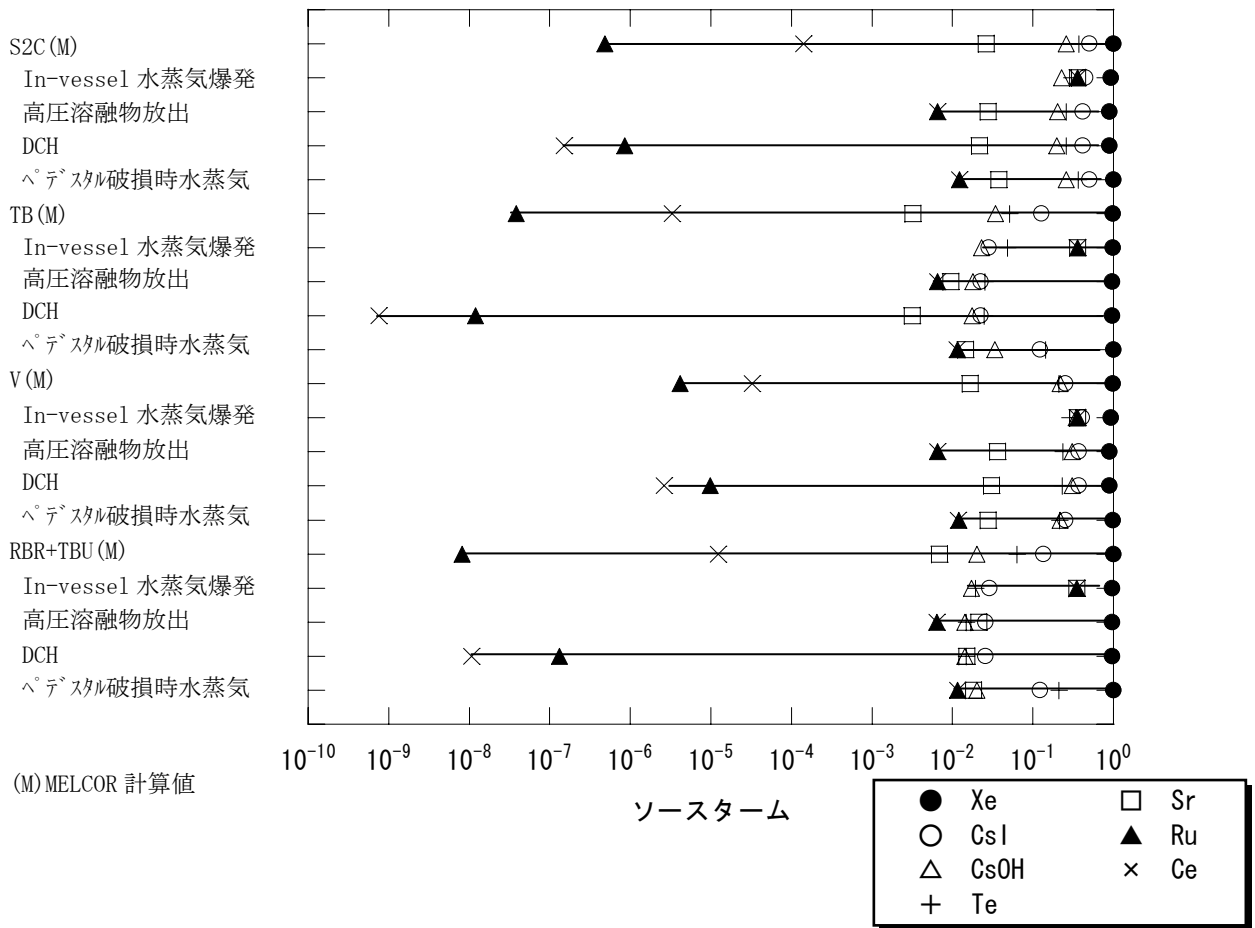


図 F.2 エナジェティック事象発生時のソースターム(BWR-5 Mark II)

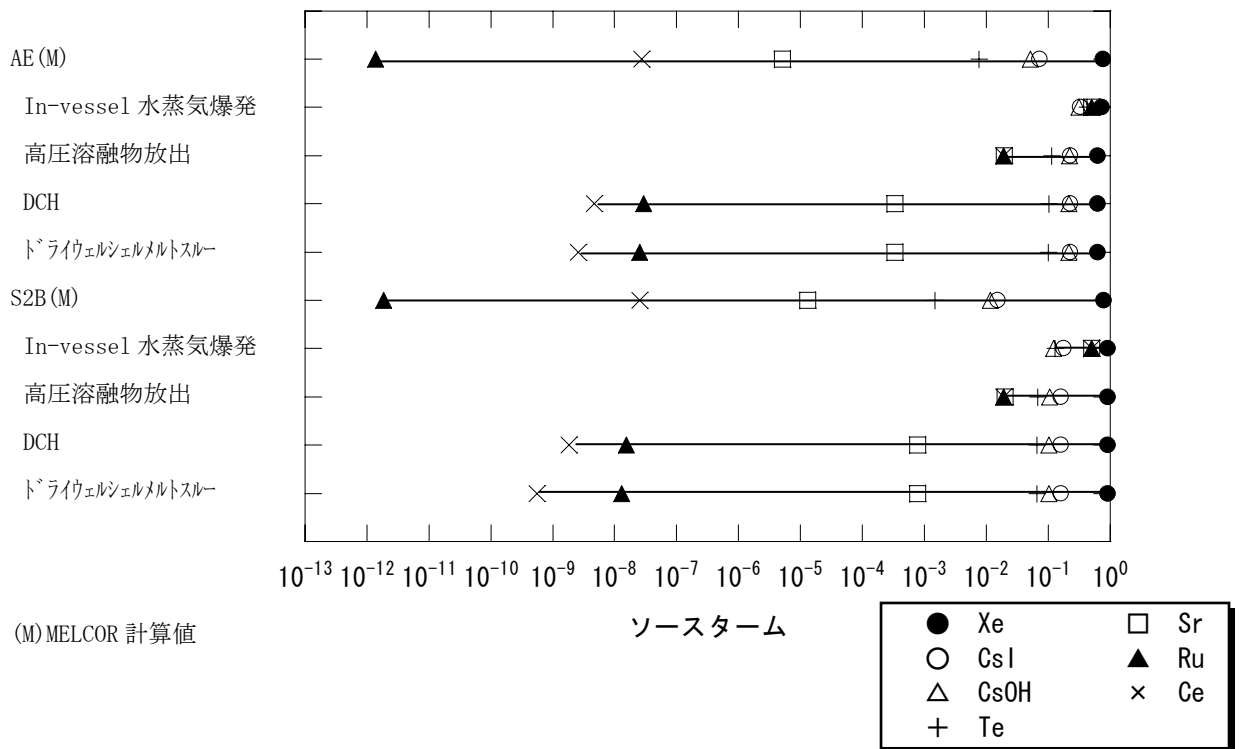


図 F.3 エナジェティック事象発生時のソースターム(BWR-3 Mark I)

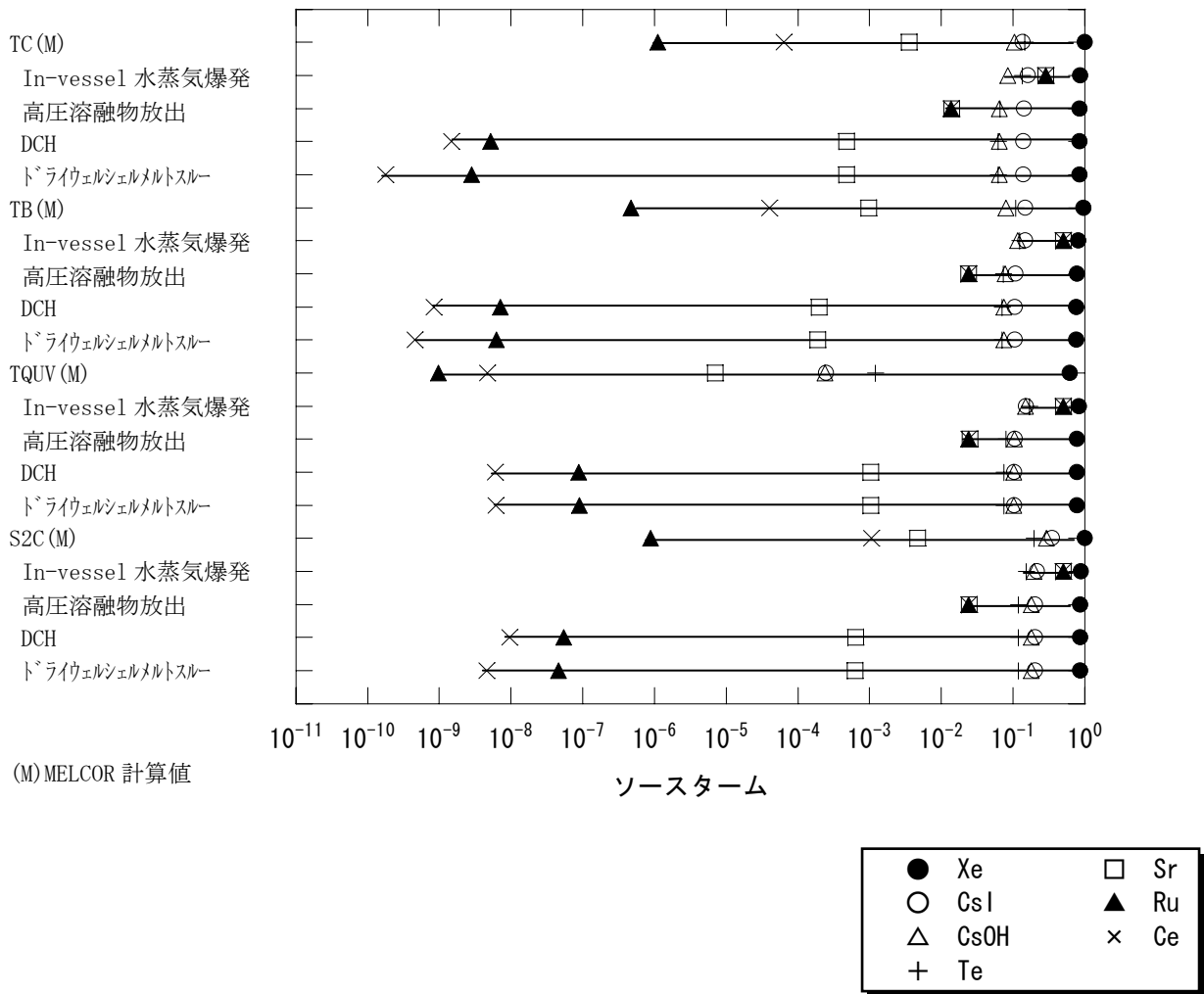


図 F.4 エナジェティック事象発生時のソースターム (BWR-4 Mark I (50 万 kW))

付録 G. ソースタームの環境放出エンタルピー

(1) 地震時の事故進展解析から得られたソースタームの環境放出エンタルピー

レベル3PSAでの環境影響評価に必要なパラメータのひとつに放射性物質の放出エネルギーがある。放出エネルギーは、放射性物質が大気中に放出される際の熱エネルギーであり、地震時のレベル2PSAの事故進展解析MELCOR解析結果から得られる。

今年度の事故進展解析結果から得られたソースタームの環境放出エンタルピーを図G.1～G.4に示す。参考のため、必要に応じて解析時間、エンタルピーのスケールを変えて表示した場合も併せて示した。

注意として、炉心損傷前に格納容器破損に至る事故シーケンス（具体的には、TC：原子炉未臨界確保失敗、S2C：小破断LOCA+原子炉未臨界確保失敗、TW：崩壊熱除去失敗、PCVR+TC：地震時の格納容器直接破損+原子炉未臨界確保失敗、V：インターフェイスシステムLOCA）に対しては、炉心損傷前のエネルギー放出エンタルピーも含まれる可能性があり、炉心損傷前に環境放出エンタルピーが生じている場合には、その量を差し引いて使用する必要がある。

炉心損傷は、燃料ギャップ放出のタイミングとし、その時点の環境放出エンタルピーを差し引いて正味の環境放出エンタルピーを求めて、環境影響解析に使用する必要がある。

	BWR-5 Mark I 改良型 (80万KWe級)		BWR-4 Mark I 型 (50万KWe級)		BWR-5 Mark II (110万KWe級)	
	ギャップ 放出 (分)	放出エン タルピー (TJ)	ギャップ 放出 (分)	放出エン タルピー (TJ)	ギャップ 放出 (分)	放出エン タルピー (TJ)
TC	99	0.14	78	0.62	—	—
S2C	114	0.35	94	0.47	118	0.50
TW	3052	0.23	—	—	—	—
PCVR+TC	35	0.012	—	—	—	—
V	—	—	—	—	13	0.45

—：今回検討外

(2) 不確かさ解析から得られたソースタームの環境放出エンタルピー

不確かさ解析の検討では、評価対象事象をTCとTBについて、種々の変動パラメータを選定して、それぞれ15ケースのMELCOR解析を実施した。その結果得られた環境放出エンタルピー

のデータを以下に示す。

放出エネルギーに関して、解析終了時点の環境放出エンタルピの累積確率をそれぞれ図 G.5 (TC) 及び図 G.6 (TB) に示す。また、環境放出エンタルピの分布を図 G.7 に示す。また、図 G.8 及び図 G.9 には、TC 及び TB の環境放出エンタルピの時間変化のトレンドを重ね書きで示す。

なお、解析終了時点は、事故進展タイミングに依存して変えたため、全てのケースで均一ではない。



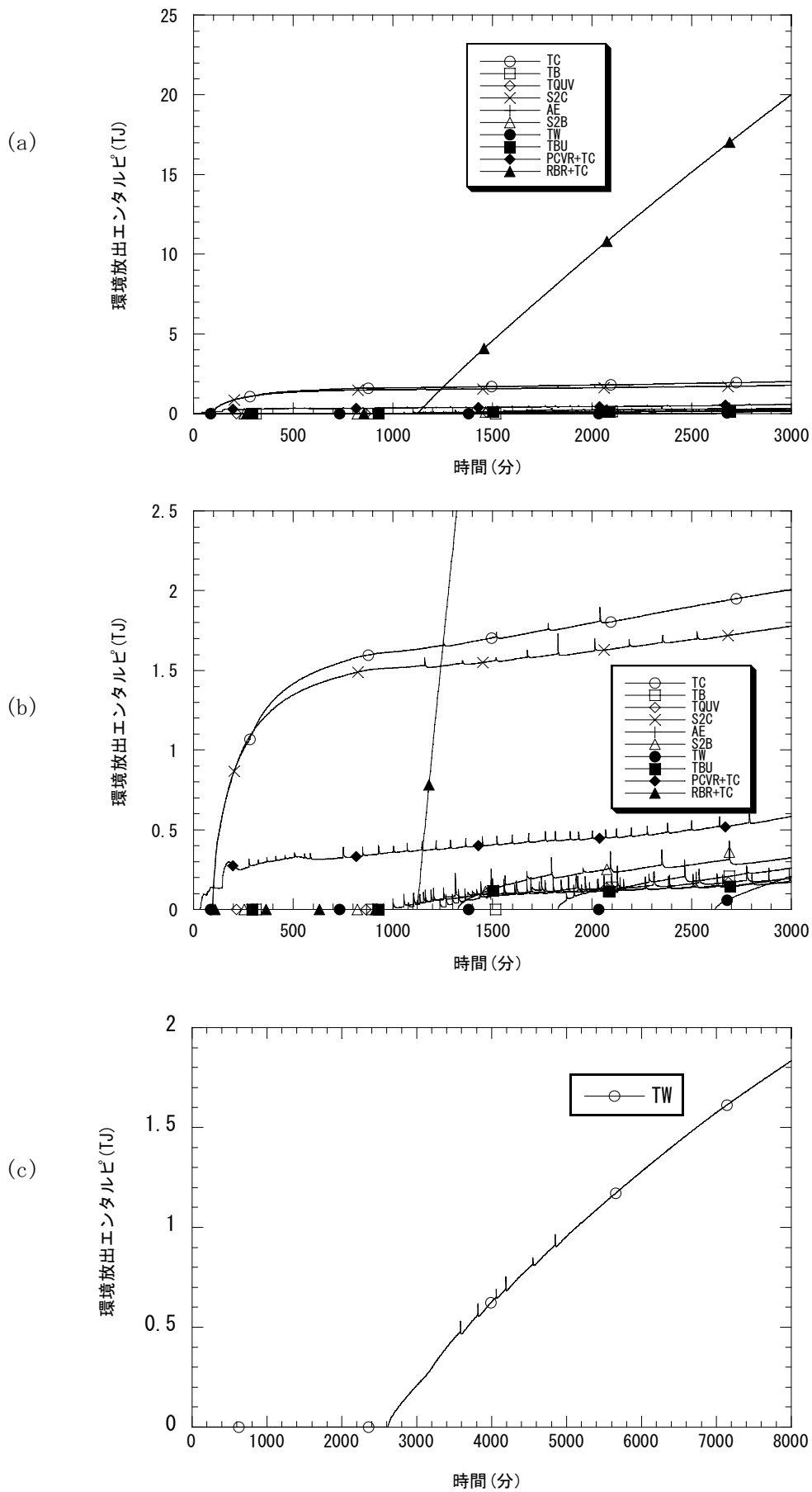


図 G.1 環境放出エンタルピー (BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 KWe 級))

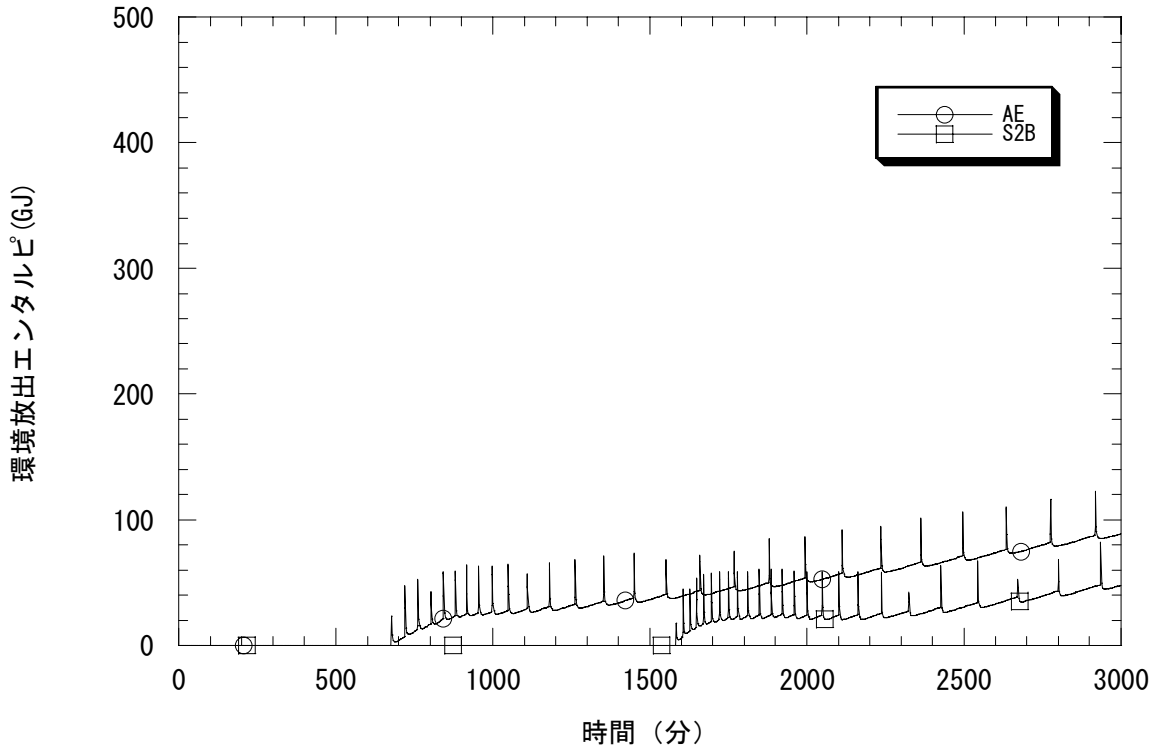


図 G.2 環境放出エンタルピー(BWR-3 Mark I)

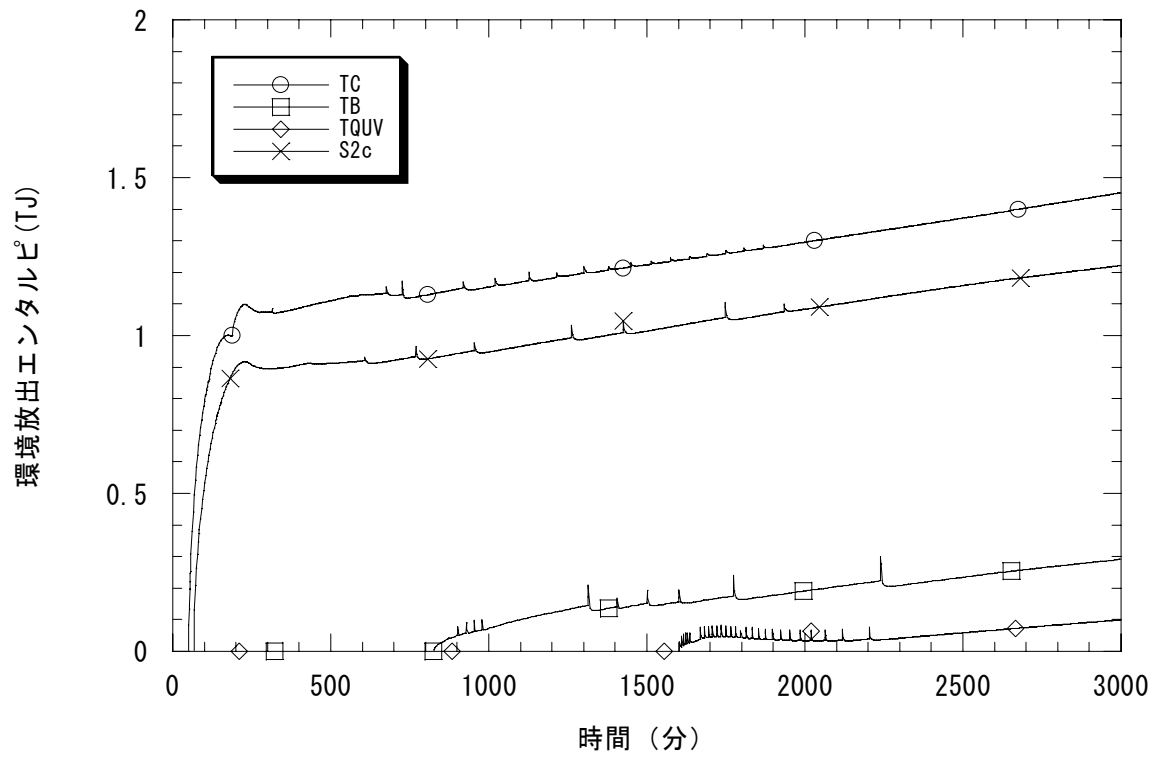


図 G.3 環境放出エンタルピー(BWR-4 Mark I 型(50 万 KWe 級))

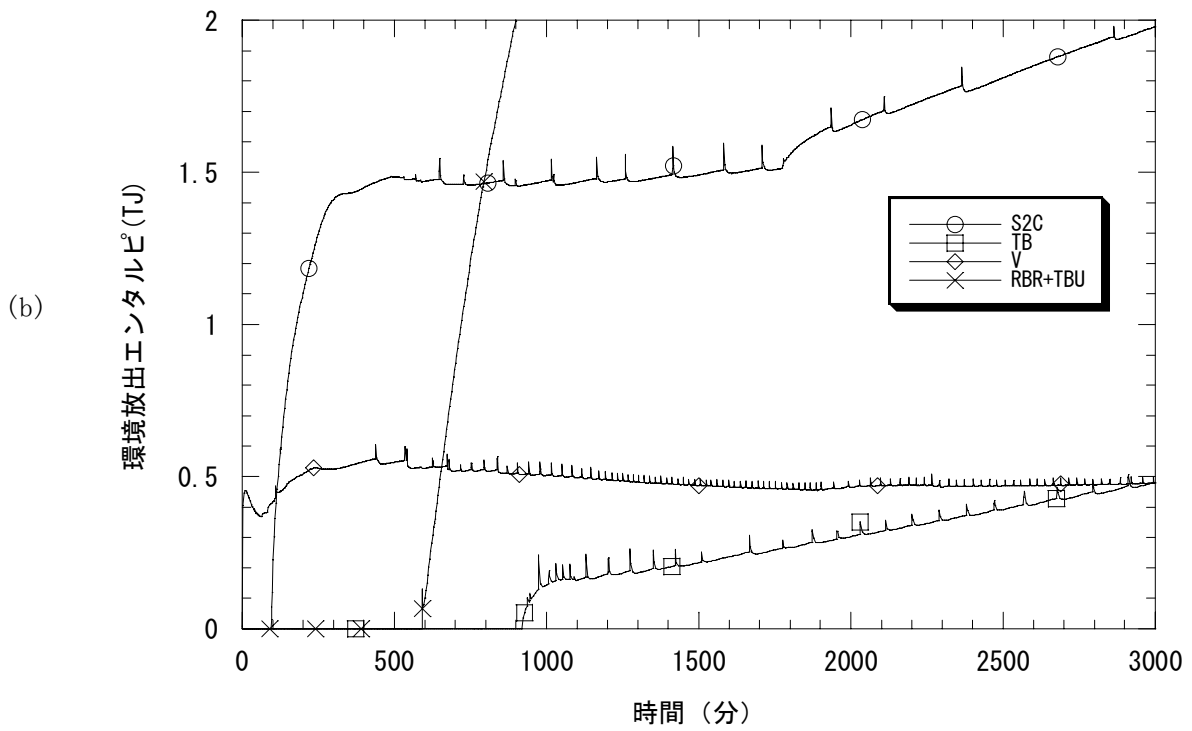
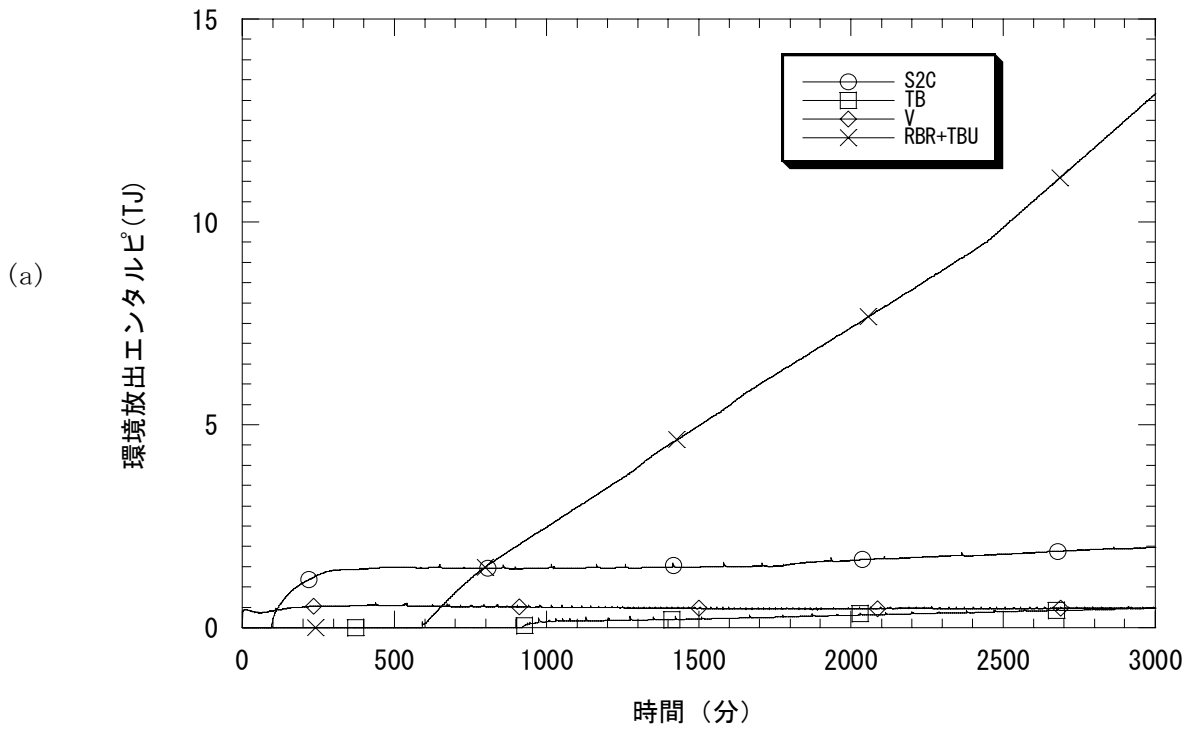


図 G.4 環境放出エンタルピー(BWR-5 Mark II)

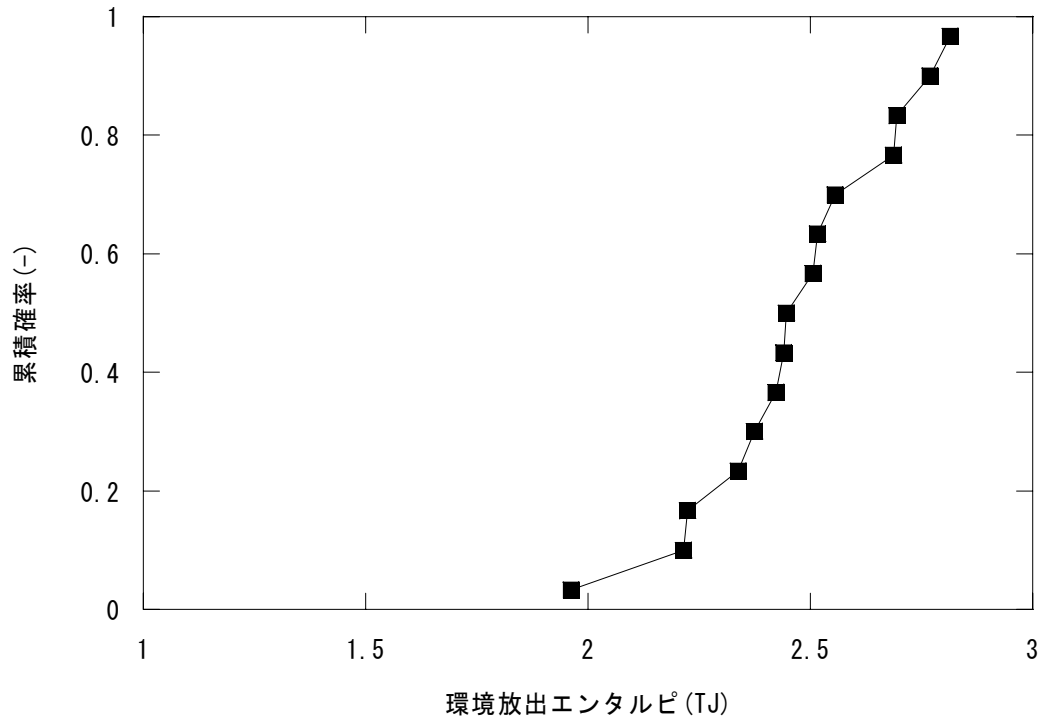


図 G.5 解析終了時点の環境放出エンタルピー (原子炉未臨界確保失敗 (TC))

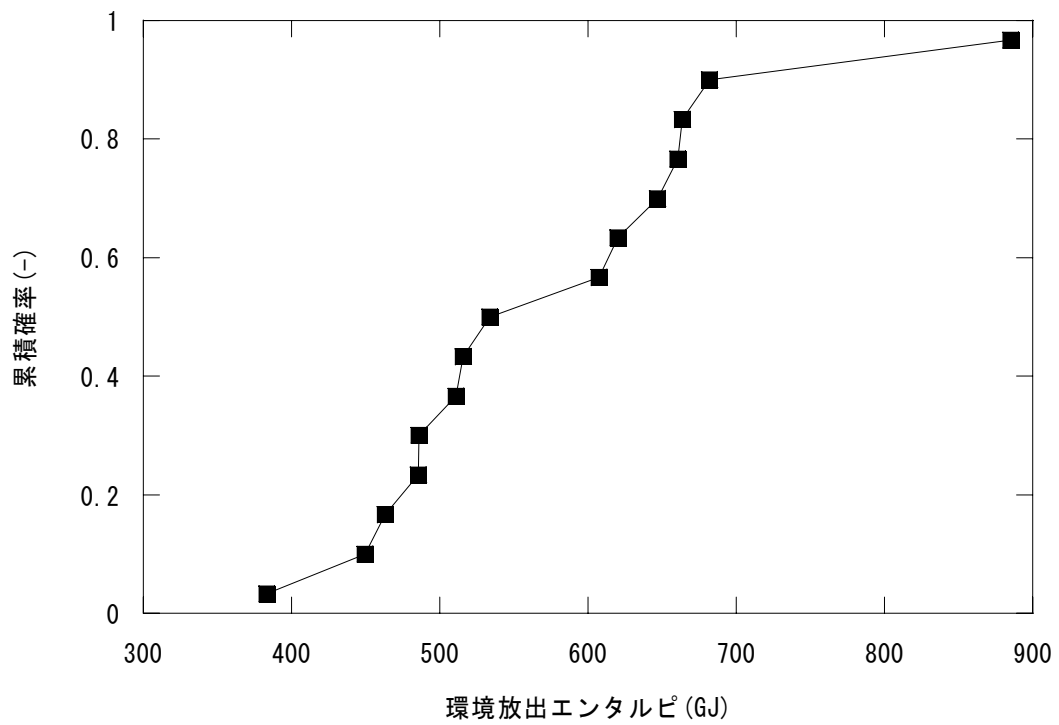


図 G.6 解析終了時点の環境放出エンタルピー (電源喪失(TB))

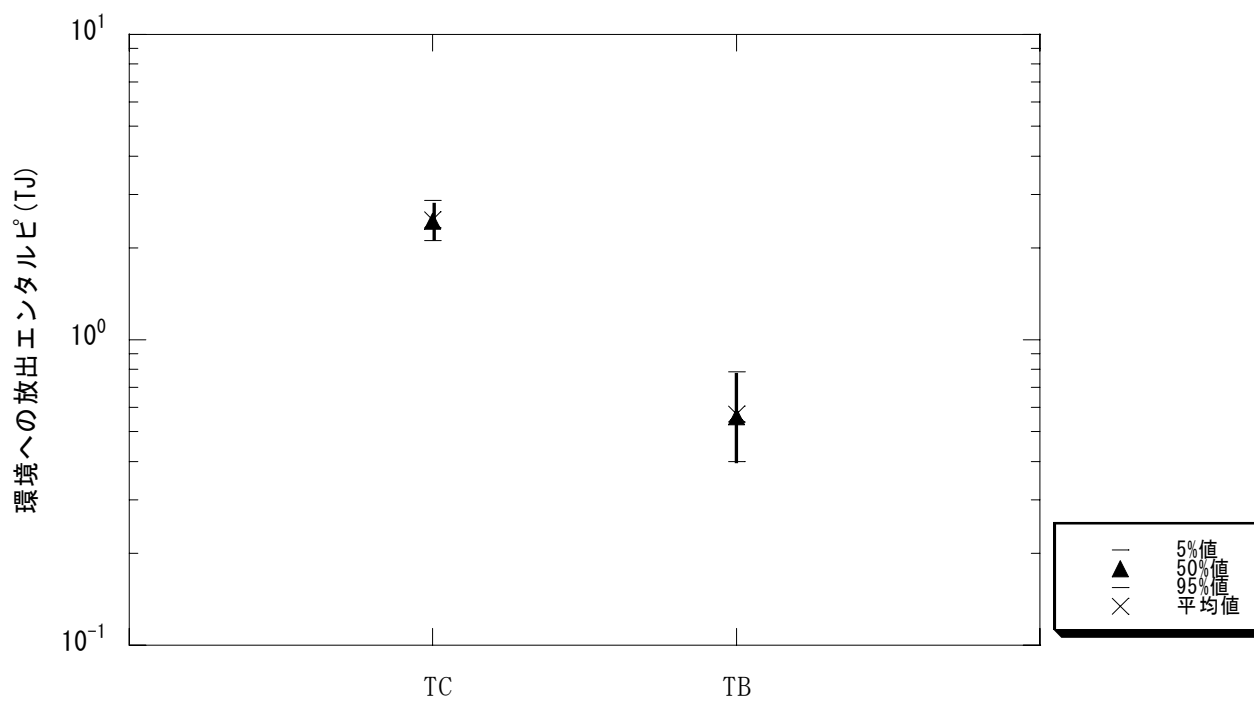


図 G.7 環境放出エンタルピーの分布

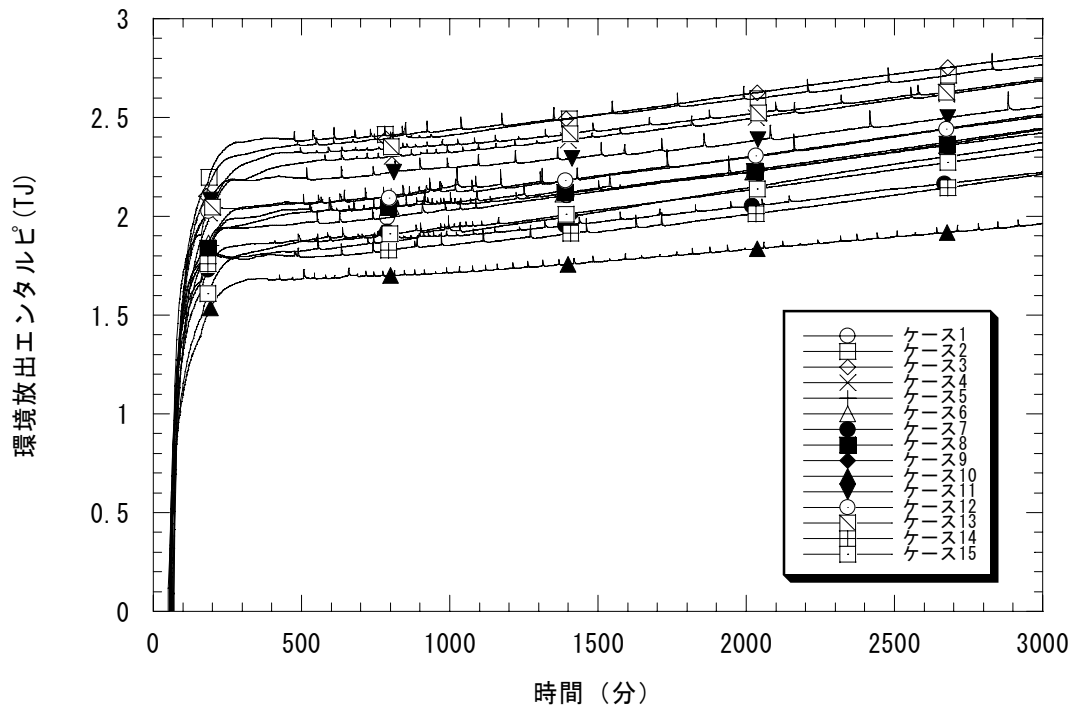


図 G.8 環境放出エンタルピー (原子炉未臨界確保失敗 (TC))

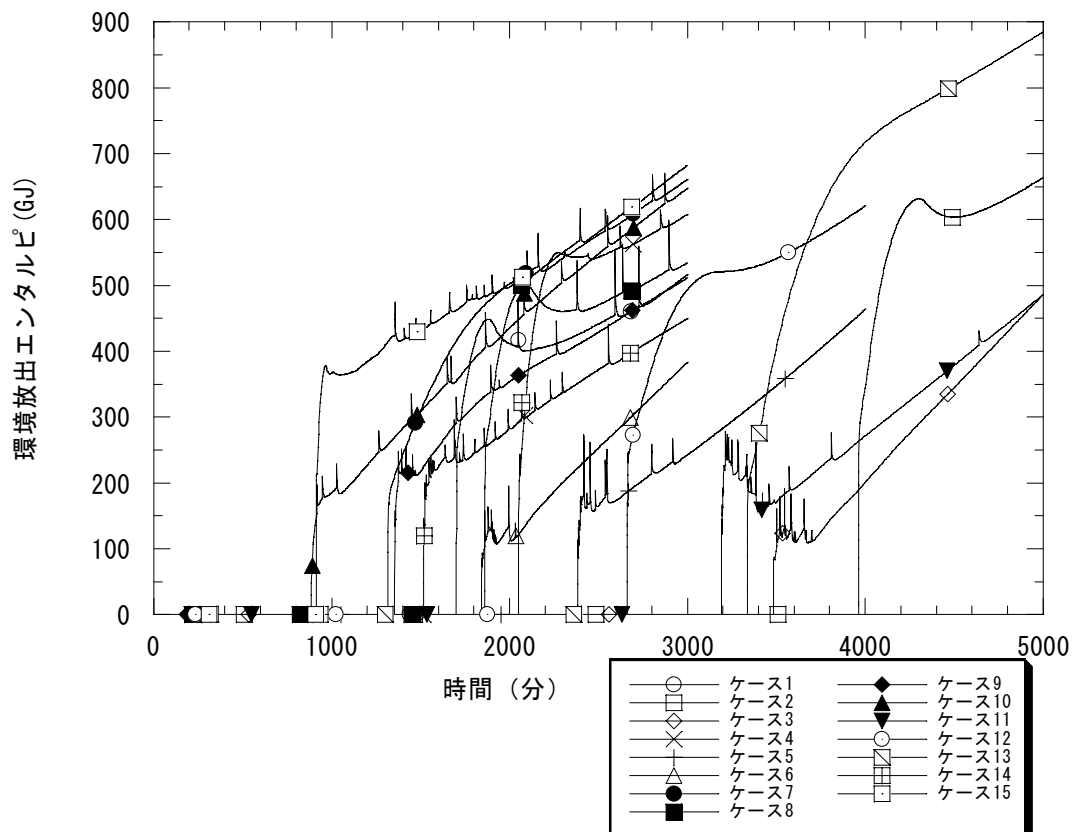


図 G.9 環境放出エンタルピー (電源喪失(TB))