

平成 15 年 度

レベル 2PSA 手法の整備 (BWR)

平成 16 年 9 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と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。

レベル2PSA手法の整備（BWR）

要 旨

プラントの総合的な耐震安全性評価手法の一つとして地震に係る確率論的安全評価手法の整備を目的にして、平成 12 年度以降、(財)原子力発電技術機構において現行の耐震設計審査指針制定以前及び制定以後に建設された BWR と PWR のそれぞれ二つのタイプのプラントを対象にレベル 1 及びレベル 2 地震 PSA 試解析を実施している。

本作業では定格出力運転時の内的事象のレベル 2PSA 手法を参考にして、BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設への適用を目的として平成 15 年上期のレベル 1 地震 PSA の結果から抽出した地震時のプラント損傷状態を対象に格納容器構造物の損傷に伴う蒸気凝縮機能喪失を仮定した場合の影響が評価できるように解析手法（モデル）を整備し、事故進展の試解析を実施した。また、格納容器イベントツリの手法を地震時の特有なプラント損傷状態を対象にして整備し、地震時のプラント損傷状態別の格納容器破損頻度割合を試解析した。

その結果、レベル 1 地震 PSA の試解析結果から抽出した上位 3 つのプラント損傷状態を例示すると、①外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機損傷により全交流電源喪失となるが高圧注水系は使用可能なプラント損傷状態(TB)、②動力変圧器損傷により崩壊熱除去失敗となるプラント損傷状態(TW)、③外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機損傷により全交流電源喪失になるとともに RCIC による炉心冷却が失敗となるプラント損傷状態(TBU)となった。

また、地震により格納容器内の構造物が損傷して蒸気凝縮機能が喪失することを仮定した場合の放射性物質の放出開始時間及び放出割合について定量的に把握するとともに、地震時のプラント損傷状態別に構築した格納容器イベントツリを用いて格納容器破損モード別の発生頻度を定量的に試算した。これらの試解析の結果から、解析手法の整備は適切であることを確認した。

レベル 2PSA 手法の整備 (BWR)

目 次

1.序論	1-1
1.1 目的、必要性、背景等	1-1
1.2 全体計画と本作業の位置付け	1-1
1.3 本年度の実施内容	1-2
2.地震時のプラント損傷状態の設定及び事故進展解析	2-1
2.1 地震時のプラント損傷状態の設定	2-1
2.1.1 地震時のプラント損傷状態の選定	2-2
2.1.2 事故進展の試解析対象とした事故シーケンス	2-4
2.2 格納容器内の構造物損傷によって蒸気凝縮機能が喪失した場合の試解析	2-4
2.2.1 電源喪失 (TB:長期)	2-5
2.2.2 電源喪失 (TBU:短期)	2-5
2.2.3 電源喪失時の崩壊熱除去失敗 (TBW)	2-6
2.2.4 原子炉未臨界確保失敗 (TC)	2-7
2.2.5 電源喪失時の小破断 LOCA での崩壊熱除去失敗(S ₂ BW)	2-8
2.2.6 電源喪失時の大破断 LOCA での崩壊熱除去失敗(ABW)	2-9
2.2.7 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)	2-10
2.3 地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展とソースタームの特徴	2-11
2.3.1 事故進展の特徴	2-11
2.3.2 ソースターム挙動の特徴	2-13
3.地震時の格納容器イベントツリ定量化	3-1
3.1 地震時の格納容器イベントツリ構築	3-1
3.2 格納容器イベントツリの定量化計算	3-1
3.2.1 格納容器イベントツリのヘディング項目の分岐確率	3-1
3.2.2 プラント損傷別格納容器破損頻度	3-2

3.2.3 格納容器破損モード別の発生頻度	3-2
4.結論	4-1
参考文献一覧	参-1
略語一覧	略-1
付録 A 地震による原子炉建屋破損時の圧力容器破損と インターフェイスシステム LOCA	付 A-1
付録 B 地震時の格納容器イベントツリ	付 B-1

表目次

表 2.1	プラント損傷状態の割合	2-14
表 2.2	地震時の代表的な事故シーケンス	2-15
表 2.3	地震時の代表的な事故シーケンスの大量の放射性物質の放出開始時間	2-17
表 3.1	地震時格納容器イベントツリのヘディング	3-4
表 3.2	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	3-5
表 3.3	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	3-6
表 3.4	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	3-7
表 3.5	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	3-9
表 3.6	格納容器イベントツリの各ヘディングの分岐確率一覧	3-11
表 3.7	プラント損傷状態別の発生確率(地震動レベル別の 条件付き格納容器破損確率)	3-13
表 3.8	プラント損傷状態別の発生割合(地震動レベル別の割合)	3-13
表 3.9	格納容器破損モード別の発生確率(地震動レベル別の 条件付き格納容器破損確率)	3-13

図目次

図 2.1	格納容器の概要図	2-18
図 2.2-1	ドライウエル圧力の比較（電源喪失(TB:長期)）	2-19
図 2.2-2	ドライウエル温度の比較（電源喪失(TB:長期)）	2-19
図 2.2-3	Xe、CsI、Ba の環境放出量割合の比較（電源喪失(TB:長期)）	2-20
図 2.3	プラント内 FP 分布（電源喪失（TB：長期）、過圧破損）	2-21
図 2.4	プラント内 FP 分布（電源喪失(TB:長期)、蒸気凝縮機能部分喪失）	2-21
図 2.5	プラント内 FP 分布（電源喪失(TB:長期)、蒸気凝縮機能全喪失）	2-22
図 2.6-1	ドライウエル圧力の比較（電源喪失(TBU:短期)）	2-23
図 2.6-2	ドライウエル温度の比較（電源喪失(TBU:短期)）	2-23
図 2.6-3	Xe、CsI、Ba の環境放出量割合の比較（電源喪失(TBU:短期)）	2-24
図 2.7	プラント内 FP 分布（電源喪失（TBU：短期）、過圧破損）	2-25
図 2.8	プラント内 FP 分布（電源喪失(TBU：短期)、蒸気凝縮機能部分喪失）	2-25
図 2.9	プラント内 FP 分布（電源喪失(TBU：短期)、蒸気凝縮機能全喪失）	2-26
図 2.10-1	ドライウエル圧力の比較（電源喪失時の崩壊熱除去失敗(TBW)）	2-27
図 2.10-2	ドライウエル温度の比較（電源喪失時の崩壊熱除去失敗(TBW)）	2-28
図 2.10-3	Xe、CsI、Ba の環境放出量割合の比較 （電源喪失時の崩壊熱除去失敗(TBW)）	2-28
図 2.11	プラント内 FP 分布（電源喪失時の崩壊熱除去失敗(TBW)、過圧破損）	2-29
図 2.12	プラント内 FP 分布 （電源喪失時の崩壊熱除去失敗(TBW)、蒸気凝縮機能部分喪失）	2-29
図 2.13	プラント内 FP 分布 （電源喪失時の崩壊熱除去失敗(TBW)、蒸気凝縮機能全喪失）	2-30
図 2.14-1	ドライウエル圧力の比較（未臨界確保失敗(TC)）	2-31
図 2.14-2	ドライウエル温度の比較（未臨界確保失敗(TC)）	2-31
図 2.14-3	Xe、CsI、Ba の環境放出量割合の比較（未臨界確保失敗(TC)）	2-32
図 2.15	プラント内 FP 分布（未臨界確保失敗（TC）、過圧破損）	2-33
図 2.16	プラント内 FP 分布（未臨界確保失敗（TC）、蒸気凝縮機能部分喪失）	2-33
図 2.17	プラント内 FP 分布（未臨界確保失敗（TC）、蒸気凝縮機能全喪失）	2-34

図 2.18-1	ドライウエル圧力の比較	
	(電源喪失時の小破断 LOCA での崩壊熱除去失敗(S ₂ BW))	2-35
図 2.18-2	ドライウエル温度の比較	
	(電源喪失時の小破断 LOCA での崩壊熱除去失敗(S ₂ BW))	2-35
図 2.18-3	Xe、CsI、Ba の環境放出量割合の比較	
	(電源喪失時の小破断 LOCA での崩壊熱除去失敗(S ₂ BW))	2-36
図 2.19	プラント内 FP 分布	
	(電源喪失時の小破断 LOCA での崩壊熱除去失敗(S ₂ BW)、過圧破損)	2-37
図 2.20	プラント内 FP 分布	
	(電源喪失時の小破断 LOCA での崩壊熱除去失敗(S ₂ BW)、蒸気凝縮機能部分喪失)	2-37
図 2.21	プラント内 FP 分布	
	(電源喪失時の小破断 LOCA での崩壊熱除去失敗(S ₂ BW)、蒸気凝縮機能全喪失)	2-38
図 2.22-1	ドライウエル圧力の比較	
	(電源喪失時の大破断 LOCA での崩壊熱除去失敗(ABW))	2-39
図 2.22-2	ドライウエル温度の比較	
	(電源喪失時の大破断 LOCA での崩壊熱除去失敗(ABW))	2-39
図 2.22-3	Xe、CsI、Ba の環境放出量割合の比較	
	(電源喪失時の大破断 LOCA での崩壊熱除去失敗(ABW))	2-40
図 2.23	プラント内 FP 分布	
	(電源喪失時の大 LOCA 崩壊熱除去失敗(ABW)、過圧破損)	2-41
図 2.24	プラント内 FP 分布	
	(電源喪失時の大 LOCA 崩壊熱除去失敗(ABW)、蒸気凝縮機能部分喪失)	2-41
図 2.25	プラント内 FP 分布	
	(電源喪失時の大 LOCA 崩壊熱除去失敗(ABW)、蒸気凝縮機能全喪失)	2-42
図 2.26-1	ドライウエル圧力の比較	
	(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))	2-43
図 2.26-2	ドライウエル温度の比較	
	(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))	2-43
図 2.26-3	Xe、CsI、Ba の環境放出量割合の比較	
	(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))	2-44

図 2.27	プラント内 FP 分布（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)、過圧破損）	2-45
図 2.28	プラント内 FP 分布（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)、蒸気凝縮機能部分喪失）	2-45
図 2.29	プラント内 FP 分布（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)、蒸気凝縮機能全喪失）	2-46
図 2.30	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の解析結果	2-47
図 2.31	地震時の代表的な事故シーケンスのソースタームの解析結果	2-48
図 3.1	地震動レベルに対する機能喪失確率	3-14
図 3.2	プラント損傷状態別格納容器破損頻度割合	3-15
図 3.3	格納容器破損モード別発生頻度割合	3-15
図 3.4	プラント損傷状態別格納容器破損頻度（相対値／Gal）	3-16
図 3.5	格納容器破損モード別の発生頻度（相対値／Gal）	3-17

1.序 論

1.1 目的、必要性、背景等

原子力安全・保安部会報告書「原子力の安全基盤の確保について」^(参¹)における PSA を利用して安全規制を推進すること及び原子力安全委員会安全目標専門部会報告書「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」^(参²)を踏まえて、レベル 2PSA 手法の整備を行う必要がある。当機構では原子炉施設の設置（変更）許可申請に係る安全審査等における P S A 手法の活用に向けて、最新知見を考慮した内的・外的事象に対する P S A 手法の整備、必要に応じマニュアル等の整備を行っている。

このためレベル 2PSA 手法の整備(BWR)として、定格出力運転時の内的事象のレベル 2PSA 手法を参考にして、BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設への適用を目的として平成 15 年上期のレベル 1 地震 PSA の結果から抽出した地震時のプラント損傷状態を対象に格納容器構造物の損傷に伴う蒸気凝縮機能喪失を仮定した場合の影響が評価できるように解析手法（モデル）を整備し、事故進展の試解析を実施した。また、格納容器イベントツリの手法を地震時の特有なプラント損傷状態を対象にして整備し、地震時のプラント損傷状態別の格納容器破損頻度割合を試計算した。

1.2 全体計画と本作業の位置付け

地震 PSA については（財）原子力発電技術機構において平成 6 年度から原子力プラントの総合的な耐震安全性評価手法の整備として地震に係る確率論的安全評価（レベル 1 地震 PSA）を進めており、BWR プラントのレベル 1PSA として、平成 11 年度から 15 年度に BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設について試解析^(参^{3~8})を実施してきた。レベル 2 地震 PSA は平成 15、16 年度に実施し、レベル 3 地震 PSA は平成 15~17 年度に実施する計画としている。

地震時のレベル 2PSA 手法としては、地震の規模によっては、放射性物質放散の防護壁となっている格納容器自体の損傷が懸念されるとともに、LOCA^(略) 事象と全交流電源喪失、あるいは、スクラム失敗とが重複するなどが懸念されることや、アクシデントマネジメント(AM^(略))策の追加設備自体が地震により機能喪失することが想定されるため、格納容器の健全性及びソースタームへの地震の影響を確認できるように手法を整備する必要がある。

このため、レベル 2PSA^(略) 手法の整備の一環として、平成 14 年度から地震時のレベル 2PSA 手法の整備に着手し、先行地震 PSA 研究及び当機構の地震レベル 1PSA とのインターフェイス等の分析、プラント損傷状態への分類及び格納容器イベントツリのヘディング項目等の検討、更に、BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設を対象にして地震時の代表的な事故シーケンスについて事故進

展の試解析を実施し、解析結果の蓄積を図っている(参⁹、1⁰)。

本作業では、BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設を対象に、レベル1地震PSAの試解析結果から、事故進展の類似性及び地震時に特有なプラント損傷状態を検討して地震時のプラント損傷状態(PDS)を設定し、得られたPDSの事故進展を試解析した。また、地震により格納容器構造物の損傷により蒸気凝縮機能が喪失すると仮定した状態で、事故進展する場合のソースタームの試解析を実施した。これらの結果から格納容器イベントツリを構築し、ドミナントな事故シーケンスの格納容器破損頻度を試解析した。

1.3 本年度の実施内容

1.3.1 地震時の事故進展解析

BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設を対象にした過年度の地震時レベル1PSAの試解析結果から、主要な事故シーケンスを対象にして、以下の項目を検討した。

1.3.2 事故進展の類似性及びプラント損傷状態の検討

地震時の主要な事故シーケンスから、事故進展が類似なものを整理するとともに、環境リスク評価上の重要性が比較的小さいものを除く等の足切り(トランケート)条件を検討した。また、地震時に特有なプラント損傷状態について検討し、事故進展解析を実施するプラント損傷状態を決めた。

1.3.3 事故進展解析

前項1.3.2で検討した支配的な事故シーケンスについて、事故進展の試解析を実施した。インターフェイスシステムLOCA(V)を除く代表的な事故シーケンスについては、地震により格納容器の蒸気凝縮機能が全喪失する場合と部分喪失する場合の二通りを仮定した場合を解析し、早期格納容器破損とソースタームの関係を検討した。地震による原子炉建屋損傷の影響解析は、インターフェイスシステムLOCA(RHR停止時吸込み配管破断)及び地震による圧力容器破損を模擬する「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)」において、地震により原子炉建屋破損を仮定した場合の事故進展を試解析し、熱水力及びソースタームの影響を検討した。

1.3.4 地震時の格納容器イベントツリ定量化

(1) 地震時のプラント損傷状態の分類と格納容器イベントツリの構築

1.3.2 項の結果から、地震動の大きさごとに、プラント損傷状態への分類及びその発生頻度をまとめた。これらのプラント損傷状態別に格納容器イベントツリの分類、破損モードを検討して、格納容器イベントツリを構築した。

(2) 格納容器イベントツリの定量化計算

地震時の代表的な 8 種類のプラント損傷状態に関する格納容器イベントツリ定量化の試計算を実施した。このために、最新の地震時レベル 1PSA の検討結果から、格納容器イベントツリのヘディング項目に関連する機器・システムについて、地震の大きさに依存した損傷確率を調査してヘディング項目の分岐確率を求めた。

2. 地震時のプラント損傷状態の設定及び事故進展解析

BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設を対象にした地震時レベル 1PSA のドミナントシーケンスから、事故進展の類似性を考慮した検討を行い、地震時のプラント損傷状態(PDS)を設定した。

地震の規模により格納容器内の構造物が損傷、特にベント管が損傷すると蒸気凝縮機能が阻害される可能性が懸念されるため、この蒸気凝縮機能が全喪失した場合と、部分喪失した場合の二通りを仮定して、上記の代表的なプラント損傷状態のうち、インターフェイス LOCA(V)を除く 7 種類のプラント損傷状態を対象にして試解析を実施した。この解析結果と、正常な蒸気凝縮機能が維持された場合とを比較した。

2.1 地震時のプラント損傷状態の設定

平成 15 年度上期の地震時レベル 1PSA から得られたドミナントシーケンスを、プラント損傷状態に対応させて集計した結果を、表 2.1 に示す。

プラント損傷状態は、下記の 16 種類である。(1)から(7)は、内の事象のプラント損傷状態と同じであり、(8)から(16)は、地震時に発生頻度が高くなるプラント損傷状態である。(14)から(16)の圧力容器破損 (RVR)、格納容器破損 (PCVR)、原子炉建屋破損 (RBR) は、地震特有のシーケンスであるため解析の対象とした。

- (1) 高圧・低圧注水失敗 (TQUV)
- (2) 高圧注水・減圧失敗 (TQUX)
- (3) 電源喪失 (TB：長期)
- (4) 電源喪失(TBU：短期)
- (5) 崩壊熱除去失敗 (TW)
- (6) 原子炉未臨界確保失敗 (TC)
- (7) LOCA 時注水失敗 (AE)
- (8) 電源喪失時の崩壊熱除去失敗 (TBW)
- (9) 小破断 LOCA 時の崩壊熱除去失敗 (S₂W)
- (10) 大破断 LOCA 時の崩壊熱除去失敗 (AW)
- (11) 小破断 LOCA 時の電源喪失 (S₂B)
- (12) 大破断 LOCA 時の電源喪失 (AB)
- (13) 電源喪失時のインターフェイスシステム LOCA (TBU-V)
- (14) 圧力容器破損 (RVR)

(15) 格納容器破損 (PCVR)

(16) 原子炉建屋破損 (RBR)

これらを対象にして、以下の検討を行い、地震時にプラント損傷状態を代表する事故シーケンスを選択した。

2.1.1 地震時のプラント損傷状態の選定

レベル 1 地震 PSA の結果から得られたプラント損傷状態 (16 種類) から、事故進展解析の対象とするプラント損傷状態を決めるために、発生頻度の高いもの及び発生頻度は小さくとも環境リスク評価上の重要性が高いものを、解析対象に選択し、事故進展及びソースターム挙動を解析した。

ただし、類似な事故進展を示す事象及び地震時に特有なプラント損傷状態については、下記の方針で模擬した。

(1) 類似な事故進展を示す事象の分類

- ① 小破断 LOCA 時の電源喪失 (S₂B) は崩壊熱除去失敗も重畳した小破断 LOCA 時の電源喪失・崩壊熱除去失敗 (S₂BW) で模擬する。全交流電源が喪失すると、崩壊熱除去系ポンプ電源がなくなり崩壊熱除去系機能喪失に至るが、電源喪失 (B) は、工学的安全設備への電源喪失を意味しており、崩壊熱除去系には外部電源系から所内変圧器を介して電源が供給されている。しかし、地震時には外部電源系を含む全ての電源が喪失する可能性が高いため、小破断 LOCA 時の電源喪失・崩壊熱除去失敗 (S₂BW) で模擬する。
- ② また、大破断 LOCA 時の電源喪失 (AB) は炉心損傷頻度に占める割合が小さい (0.03%) が、①と同様な理由から大破断 LOCA での崩壊熱除去失敗 (ABW)で模擬する。
- ③ 崩壊熱除去失敗 (TW) は電源喪失時の崩壊熱除去失敗 (TBW) で模擬し、高圧注水系として原子炉隔離時冷却系(RCIC)の代わりに高圧炉心スプレイ系(HPCS)用いる。

(2) 地震時に特有なプラント損傷状態の事故シーケンス

レベル 1 地震 PSA のイベントツリは階層構造を用いて展開しているため、ヘディングは原則として発生時の影響が大きい起回事象の順番とし時系列の順にはしていない。また、包絡される事故シナリオは分岐させないため、事故シーケンスは階層状になる。また、各起回事象の発生確率はそれぞれ対象とする機器、建物・構築物等のフラジリティ解析から決め、

後続のヘディングで考慮する起回事象の発生確率は、先行のヘディングの起回事象が発生しない条件付きの確率として評価する。

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する原子炉建屋破損、格納容器破損、原子炉圧力容器破損については、内の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包絡される事故シナリオは分岐させないため、詳細な事故シーケンスの展開はなく、炉心損傷が発生するとしている。しかし、レベル 2 地震 PSA において、事故進展解析を実施するにあたっては事故シナリオを同定する必要がある。

① 圧力容器破損(RVR)の事故シーケンス

米国 NRC^(略) が実施した五つの代表的な軽水炉を対象にしたシビアアクシデントリスク研究(NUREG-1150^(参 11))と同様にレベル 1 地震 PSA の評価では、圧力容器支持スタビライザーが損傷すれば、圧力容器破損(RVR)が生じるものと仮定している。

図 2.1 に示すように、圧力容器支持スタビライザーが損傷した場合、圧力容器が傾斜して制御棒が挿入できなくなる可能性がある。一方、地震により圧力容器自体が破損すれば、LOCA 時注水失敗(AE)と類似な事象になるものと想定される。このため、圧力容器破損(RVR)を LOCA 時注水失敗(AE)及び大 LOCA 時の未臨界確保失敗(AC)の事象に、地震時に発生する可能性が高い電源喪失が重畳した複合事象(ABCE)と仮定する。

② 格納容器破損 (PCVR)

格納容器は図 2.1 に示すように、原子炉圧力容器を取り囲む上部半球下部円錐台形のドライウエルとプール水を蓄える円筒形のサプレッションチェンバからなる。内部にはドライウエルとサプレッションチェンバを仕切る鉄筋コンクリート造ダイヤフラムフロアとこれを貫通する鋼製ベント管等がある。格納容器で損傷の可能性のある部位として、ドライウエルシエル、サプレッションチェンバシエル、上部シアラグ、下部シアラグ、ダイヤフラムフロア等を挙げて評価した結果、その損傷確率から代表的な損傷部位は下部シアラグのダイヤフラムフロアビームシート側板となった^(参 7)。この部位が損傷し、格納容器ドライウエルの隔離機能が損なわれた場合の試解析は地震時のプラント損傷状態を対象に実施済みである^(参 10)。

このためドライウエルとサプレッションプールを結ぶベント管が損傷して蒸気凝縮機能が劣化する場合の手法を整備して、試解析を実施した。

③ 原子炉建屋破損 (RBR)

レベル 1 地震 PSA の階層構造イベントツリの最上位にある原子炉建屋破損 (RBR) につい

て、発生頻度が比較的低い（炉心損傷頻度全体の 0.003%）ものの、原子炉建屋破損（RBR）時に環境への影響が大きい可能性があるインターフェースシステム LOCA との重畳事故及び圧力容器破損との重畳事象を模擬した試解析を実施した。

しかし地震時にインターフェースシステム LOCA 及び圧力容器破損が発生する割合は、それぞれ $10^{-7}\%$ 、 $10^{-3}\%$ のオーダーであるため両者の重畳事象の発生頻度は非常に小さく、試解析結果は、参考のため付録 A に示した。

2.1.2 事故進展の試解析対象とした事故シーケンス

前項の検討結果から、事故進展の試解析対象として以下の 7 種類のプラント損傷状態を選定した。表 2.2 に地震時のプラント損傷状態を代表するシーケンスの概要を示す。

- ① 電源喪失(TB：長期)
- ② 電源喪失(TBU：短期)
- ③ 電源喪失時の崩壊熱除去失敗(TBW)
- ④ 原子炉未臨界確保失敗(TC)
- ⑤ 電源喪失時の小破断 LOCA での崩壊熱除去失敗（S₂BW）
- ⑥ 電源喪失時の大破断 LOCA での崩壊熱除去失敗（ABW）
- ⑦ 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）

2.2 格納容器内の構造物損傷によって蒸気凝縮機能が喪失した場合の試解析

格納容器内の構造物損傷（ベント管）による蒸気凝縮機能の喪失について、発生する地震の規模によっては、瞬時に格納容器の蒸気凝縮機能が全喪失する場合と、部分喪失する場合の二通りの可能性が懸念されるため、地震時のドミナントシーケンスを対象に事故進展の試解析を実施した。

- (a) 蒸気凝縮機能の全喪失：全 108 本のベント管のうち 1 本でも完全破断すれば、全数破損と大差ない結果になるものと推定されるため蒸気凝縮機能の全喪失はベント管 1 本の完全破断で模擬する。（ベント管破断面積約 0.3m^2 ）
- (b) 蒸気凝縮機能の部分喪失：ベント管のヒビ割れによる漏えいを仮定して模擬する。ただし、漏えい率は、PCV 設計漏えい率 ($0.5\%/day$) の 100 倍の漏えい率相当を仮定する。（破断面積：約 0.001m^2 ）

2.2.1 電源喪失 (TB:長期)

全交流電源喪失後、原子炉隔離時冷却系(RCIC^(略))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、原子炉圧力容器破損に至るものである。

図 2.2-1 から図 2.2-3 に事故進展結果を示す。

圧力容器 (RPV) 破損のタイミングはバッテリー電源枯渇による RCIC 停止後の水位低下、炉心損傷後の炉心デブリにより生じるので①蒸気凝縮正常、②蒸気凝縮部分喪失、③蒸気凝縮全喪失の3ケースで基本的に大差なく、約16時間後に生じた。ドライウエル (D/W) 破損時間は蒸気凝縮機能に依存し、それぞれ、約22時間後、約20時間後、約16時間後に生じた。機能が全喪失した③蒸気凝縮全喪失では圧力容器破損時の蒸気放出により、ほぼ同時に格納容器 (PCV) 過圧破損が発生した。

③蒸気凝縮全喪失はRPV破損直後にPCV破損であるためRPV破損によって、RPVに存在していた放射性物質(FP)がドライウエル内で沈着する間も無く環境に放出されるため、CsIとBa(Sr)の環境放出量は①蒸気凝縮正常な場合に比して、それぞれ約2.5倍、約13倍であった。

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については、図 2.3 に①蒸気凝縮正常な場合を、図 2.4 に②蒸気凝縮部分喪失する場合を、図 2.5 に③蒸気凝縮全喪失する場合を、それぞれ示す。

大半の難揮発性放射性物質は、デブリ中に保持されたままであるが、Ba(Sr)については若干、原子炉建屋に移行した後、沈着した結果になっている。

2.2.2 電源喪失 (TBU:短期)

全交流電源喪失後、原子炉未臨界確保には成功するが、RCICの作動に失敗する。その後、炉心冷却手段が確保できず、炉心損傷したのち、原子炉圧力容器破損に至るものである。

図 2.6-1 から図 2.6-3 に事故進展結果を示す。

圧力容器 (RPV) 破損のタイミングはRCIC故障による水位低下、炉心損傷後の炉心デブリにより生じるので①蒸気凝縮正常、②蒸気凝縮部分喪失、③蒸気凝縮全喪失の3ケースで基本的に大差なく、約3.5時間後に生じた。ドライウエル (D/W) 破損時間は蒸気凝縮機能にほぼ依存し、それぞれ、約17時間後、約19時間後、約8時間後に生じた。しかし、②蒸気凝縮部分喪失のドライウエル (D/W) 破損時間が、①蒸気凝縮正常の場合より若干遅くなる原因としては、D/W圧力上昇が蒸気凝縮機能により緩和される効果と、ベント管損傷によってD/Wの蒸気・ガスがサ

プレッションチェンバに流入することによる D/W 圧力上昇が緩和される効果のうち、②蒸気凝縮部分喪失の場合には後者の効果により、D/W 圧力上昇が緩和されて D/W 破損時間が遅くなった。

CsI 環境放出量は、②蒸気凝縮部分喪失が最も多く、①蒸気凝縮正常の場合の約 1.3 倍となったが、逆に③蒸気凝縮全喪失の場合には、①蒸気凝縮正常の場合の約 0.5 倍となった。この原因としては、③蒸気凝縮全喪失の場合にはドライウエル (D/W) 破損時間が早く生じるため、凝縮されない蒸気は原子炉建屋に流入し、D/W 温度は低めに推移することにより D/W 沈着量が増加して環境放出量が減少したことによるものである。一方、②蒸気凝縮部分喪失の場合にはドライウエル (D/W) 破損時間が遅くなるとともに、凝縮されない蒸気により D/W 温度が高めに推移するため、D/W 沈着量が減少して環境放出量が増加した。これらの効果により③蒸気凝縮全喪失、①蒸気凝縮正常、②蒸気凝縮部分喪失の順に D/W 沈着量が増加し、環境放出量が減少した。難揮発性放射性物質の Ba(Sr)について、環境放出量は非常に少ないものの、PCV 破損時間が遅いほうが環境放出量が少なかった。

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については、図 2.7 に①蒸気凝縮正常な場合を、図 2.8 に②蒸気凝縮部分喪失する場合を、図 2.9 に③蒸気凝縮全喪失する場合を、それぞれ示す。

大半の難揮発性放射性物質は、デブリ中に保持されたままである。

2.2.3 電源喪失時の崩壊熱除去失敗 (TBW)

本事象では、外部電源喪失し、非常用 DG-A 系、B 系の起動に失敗し全交流電源喪失するものの、原子炉スクラムし、高圧炉心スプレイ系 (HPCS^(略)) 用ディーゼル発電機(DG^(略))の起動に成功しているため HPCS により原子炉への注水は確保される。HPCS 注水により、圧力抑制プール水位高に至ると HPCS の水源は、復水貯蔵タンク (CST^(略)) から圧力抑制プールへ切り替わる。

また、崩壊熱除去系の作動失敗しているため、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、その結果、格納容器内圧力が上昇して格納容器破損に至る。

図 2.10-1 から図 2.10-3 に事故進展結果を示す。

格納容器過圧破損は炉心損傷前破損であり、格納容器過圧破損まで逃し安全弁作動により放出される蒸気は全量がサプレッションプール (S/P) に流入するため、①蒸気凝縮正常、②蒸気凝縮部分喪失、③蒸気凝縮全喪失の 3 ケースで基本的に大差なく、格納容器過圧破損は約 48 時間後に生じた。

格納容器破損後は HPCS が利用できないと仮定しているため、炉心水位は低下し、炉心損傷し、炉心デブリにより炉心支持板が破損し、圧力容器破損に至るが、格納容器破損のタイミング（HPCS 停止のタイミング）と原子炉水位との関係により、炉心損傷に至るタイミングとして約 3 時間の差が生じる可能性がある。このため、①蒸気凝縮正常、②蒸気凝縮部分喪失、③蒸気凝縮全喪失の場合で、それぞれ約 57 時間後、約 60 時間後、約 60 時間後に圧力容器破損が生じた。また、格納容器が先行破損しており環境への放射性物質 (FP) 放出量には余り差が生じなかった。

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については、図 2.11 に①蒸気凝縮正常な場合を、図 2.12 に②蒸気凝縮部分喪失する場合を、図 2.13 に③蒸気凝縮全喪失する場合を、それぞれ示す。

大半の難揮発性放射性物質は、デブリ中に保持されたままである。

2.2.4 原子炉未臨界確保失敗 (TC)

過渡事象発生後、原子炉未臨界確保に失敗し、炉心出力は高く維持される。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へ放出され、その水位が上昇する。その結果、HPCS の水源切替により圧力抑制プール水が飽和となり、格納容器圧力は急激に上昇し、格納容器破損に至る。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炉心損傷、原子炉圧力容器破損に至るものである。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。

図 2.14-1 から図 2.14-3 に事故進展結果を示す。

格納容器過圧破損は炉心損傷前破損であり、格納容器過圧破損まで逃し安全弁作動により放出される蒸気は全量がサプレッションプール (S/P) に流入するため、①蒸気凝縮正常、②蒸気凝縮部分喪失、③蒸気凝縮全喪失の 3 ケースで基本的に大差なく、格納容器過圧破損は約 2 時間後に生じた。

格納容器破損後は HPCS が利用できないと仮定しているため、炉心水位は低下し、炉心損傷し、炉心デブリにより炉心支持板が破損して、圧力容器破損に至る。格納容器破損のタイミング（HPCS 停止のタイミング）と原子炉水位との関係により、炉心損傷に至るタイミングが決まるが、①蒸気凝縮正常、②蒸気凝縮部分喪失、③蒸気凝縮全喪失の場合で、全て約 2.2 時間後に生じた。また、格納容器が先行破損しており環境への放射性物質 (FP) 放出量には余り差が生じなかった。

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については、図 2.15 に①蒸気凝縮正常な場合を、図 2.16 に②蒸気凝縮部分喪失する場合を、図 2.17 に③蒸気凝縮全喪失する場合を、それぞれ示す。

大半の難揮発性放射性物質は、デブリ中に保持されたままであるが、いずれのケースも Ba(Sr) については若干、原子炉建屋に移行した後、沈着した結果になっている。

2.2.5 電源喪失時の小破断 LOCA での崩壊熱除去失敗(S₂BW)

本事象は、電源喪失時に小破断 LOCA（口径 2 インチ）が発生するが、電源喪失については、非常用 DG-A 系、B 系の起動に失敗し全交流電源喪失するものの、原子炉スクラムし、高圧炉心スプレイ系（HPCS^(略)）用ディーゼル発電機(DG^(略))の起動に成功しているため HPCS により原子炉への注水は確保されている。

HPCS 注水は、格納容器破損に至るまでの間は確保され、原子炉水位は十分に維持される。圧力抑制プール水位高に至ると HPCS の水源は、復水貯蔵タンク（CST^(略)）から圧力抑制プールへ切り替わる。崩壊熱除去系の作動失敗しているため、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、その結果、格納容器内圧力が上昇して格納容器破損に至る。

図 2.18-1 から図 2.18-3 に事故進展結果を示す。

格納容器過圧破損は炉心損傷前破損であり、小破断 LOCA による格納容器への蒸気リークが生じるため、格納容器過圧破損時間は蒸気凝縮機能に依存して遅くなるため、①蒸気凝縮正常、②蒸気凝縮部分喪失、③蒸気凝縮全喪失の 3 ケースで格納容器過圧破損はそれぞれ約 38 時間後、約 29 時間後、約 26 時間後に生じた。また、格納容器過圧破損が生じると、HPCS 作動停止になるため RPV 破損時間も同じ傾向となり、①蒸気凝縮正常、②蒸気凝縮部分喪失、③蒸気凝縮全喪失の 3 ケースで RPV 破損時間はそれぞれ約 44 時間後、約 35 時間後、約 32 時間後に生じた。

CsI 環境放出量は、③蒸気凝縮全喪失が最も多く、①蒸気凝縮正常の場合の約 1.1 倍となり、②蒸気凝縮部分喪失の場合には、①蒸気凝縮正常の場合の約 0.9 倍となり、大差のない結果になった。③蒸気凝縮全喪失の場合にはベント管破損部分からサブプレッションチェンバへ放射性物質が拡散・沈着してサブプレッションプールの存在割合が若干生じている。

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については、図 2.19 に①蒸気凝縮正常な場合を、図 2.20 に②蒸気凝縮部分喪失する場合を、図 2.21 に③蒸気凝縮全喪失する場合を、それぞれ示す。

大半の難揮発性放射性物質は、デブリ中に保持されたままであるが、いずれのケースも Ba(Sr)

については若干、原子炉建屋に移行した後、沈着した結果になっている。

2.2.6 電源喪失時の大破断 LOCA での崩壊熱除去失敗(ABW)

本事象は、電源喪失時に再循環配管の大破断 LOCA（口径 6 インチ）が発生するが、電源喪失については、非常用 DG-A 系、B 系の起動に失敗し全交流電源喪失するものの、原子炉スクラムし、高圧炉心スプレイ系（HPCS^(略)）用ディーゼル発電機(DG^(略))の起動に成功しているため HPCS により原子炉への注水は確保されている。

HPCS 注水による炉心冷却手段が確保できる条件は、前項の S₂BW と同様に格納容器破損に至るまでの間は確保され、原子炉水位は十分に維持される。圧力抑制プール水位高に至ると HPCS の水源は、復水貯蔵タンク（CST^(略)）から圧力抑制プールへ切り替わる。崩壊熱除去系の作動失敗しているため、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、その結果、格納容器内圧力が上昇して格納容器破損に至る。

格納容器過圧破損（約 42～44 時間後）後は HPCS 注水が不可能になり、炉心損傷、原子炉圧力容器破損及び格納容器の過圧破損に至る事故進展の様相は類似である。

図 2.22-1 から図 2.22-3 に事故進展結果を示す。

格納容器過圧破損は炉心損傷前破損であり、大破断 LOCA により格納容器圧力は上昇するものの、ベント管が正常もしくは部分損傷であれば圧力上昇は抑制される。また ECCS 機能は正常であるため注水された冷水が破断口から流出し、格納容器内の蒸気を凝縮させるため、圧力はいったん低下した後、再上昇した。また、ベント管が損傷している場合には、D/W と W/W の差圧がなくなり、結果として D/W 圧力上昇が緩和される効果によって D/W 破損時間が遅くなった。そのため、①蒸気凝縮正常、②蒸気凝縮部分喪失、③蒸気凝縮全喪失の 3 ケースで格納容器過圧破損はそれぞれ約 42 時間後、約 44 時間後、約 44 時間後に生じた。また、格納容器過圧破損が生じると、HPCS 作動停止になるため RPV 破損時間も同じ傾向となり、①蒸気凝縮正常、②蒸気凝縮部分喪失、③蒸気凝縮全喪失の 3 ケースで RPV 破損時間はそれぞれ約 47 時間後、約 48 時間後、約 49 時間後に生じた。

CsI 環境放出量は、①蒸気凝縮正常、②蒸気凝縮部分喪失、③蒸気凝縮全喪失の 3 ケースともほとんど同じ結果になった。

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については、図 2.23 に①蒸気凝縮正常な場合を、図 2.24 に②蒸気凝縮部分喪失する場合を、図 2.25 に③蒸気凝縮全喪失する場合を、それぞれ示す。

大半の難揮発性放射性物質は、デブリ中に保持されたままであるが、いずれのケースも Ba(Sr) については若干、原子炉建屋に移行した後、沈着した結果になっている。

2.2.7 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)

再循環配管の大破断 LOCA 発生後、原子炉未臨界確保に失敗するとともに、高圧・低圧系による注水に失敗する。そのため炉心冷却手段が確保できず短時間のうちに炉心損傷、原子炉圧力容器破損に至り、その後、格納容器過圧破損に至るものである。しかし、③蒸気凝縮全喪失する場合には LOCA によるブローダウン蒸気が凝縮できないため D/W 圧力が急速に上昇し、炉心損傷前破損に至る。

図 2.26-1 から図 2.26-3 に事故進展結果を示す。

高圧・低圧系による注水失敗により、①蒸気凝縮正常、②蒸気凝縮部分喪失、③蒸気凝縮全喪失の 3 ケースで圧力容器破損時間はほとんど同じであり、それぞれ約 1.8 時間後、約 1.8 時間後、約 1.5 時間後に生じた。

③蒸気凝縮全喪失した場合には LOCA によるブローダウンによって D/W が急速に圧力上昇し、RPV 破損に先行して非常に早く格納容器過圧破損 (2.5 分後) に至った。②蒸気凝縮部分喪失した場合には、圧力容器破損後、キャビティ内に流出した冷却水の蒸発により D/W 雰囲気が増圧されている間 (約 3 時間後まで) は、②蒸気凝縮部分喪失の D/W 圧力は①蒸気凝縮正常の場合より高いトレンドを示すが、約 3 時間以降においては②蒸気凝縮部分喪失した場合にはサプレッションチェンバの上部気相部にドライウェルから水蒸気等が流入し、圧力上昇が緩和される効果により格納容器過圧破損のタイミングは、①蒸気凝縮正常の場合 (約 17 時間後) に比して②蒸気凝縮部分喪失の場合 (約 20 時間後) のほうが遅くなった。

CsI 環境放出量は、①蒸気凝縮正常、②蒸気凝縮部分喪失、③蒸気凝縮全喪失の 3 ケースとも、ほとんど同じ結果になった。難揮発性放射性物質 Ba(Sr) については③蒸気凝縮全喪失の場合、格納容器過圧破損が非常に早く生じるため環境放出量は非常に多い結果になった。

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については、図 2.27 に①蒸気凝縮正常な場合を、図 2.28 に②蒸気凝縮部分喪失する場合を、図 2.29 に③蒸気凝縮全喪失する場合を、それぞれ示す。

大半の難揮発性放射性物質は、デブリ中に保持されたままであるが、③蒸気凝縮全喪失する場合の Ba(Sr) については若干、原子炉建屋に移行した後、沈着した結果になっている。

2.3 地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展とソースタームの特徴

地震による格納容器構造物破損によって蒸気凝縮機能が喪失すると仮定した場合の影響を調べるため、主要な事故事象のタイミングとソースタームについて格納容器が健全な場合と比較して特徴を整理した。

2.3.1 事故進展の特徴

図 2.30 には、MELCOR による事故進展の試解析結果から得られた主要な事故事象のタイミングを①蒸気凝縮正常、②蒸気凝縮部分喪失、③蒸気凝縮全喪失の 3 ケースについて示す。地震時の代表的な事故シーケンスの特徴を以下のように整理した。

(1) 大量の放射性物質の放出開始時間

格納容器の過圧破損する場合には、放出開始時間は格納容器の破損時間であり、格納容器が炉心損傷前に破損している場合には、圧力容器破損時間を放出開始時間となる。表 2.3 には①蒸気凝縮正常、②蒸気凝縮部分喪失、③蒸気凝縮全喪失の場合の放出開始時間について示す。その結果から下記の特徴が得られた。

- (a) 地震により格納容器構造物が破損して蒸気凝縮機能が喪失し、大量の放射性物質の放出開始時間が早まる結果（約 5～17 時間早まる）のなる事故シナリオが二種類あった。つまり、格納容器が炉心損傷後に過圧破損する時間が早まるため放出開始時間が早まる場合と、格納容器が炉心損傷前に過圧破損することによりサプレッションプールからの注水系が停止して炉心損傷が早まり圧力容器破損のタイミングが早まって放出開始時間が早まる場合の二種類の事故シナリオがあった。
- (b) その結果、③蒸気凝縮全喪失の場合に放出開始時間が早くなるプラント損傷状態は、TB、TBU、S₂BW、ABCE の 4 ケースになり、それぞれ約 6 時間、約 9 時間、約 12 時間、約 17 時間早くなった。特に、ABCE のケースでは、LOCA 発生時の蒸気放出により、③蒸気凝縮全喪失の場合には短時間のうちに格納容器過圧破損に至った。
- (c) 炉心損傷前に格納容器破損する先行破損の場合（TBW、TC、ABW のケース）には、いずれも圧力容器破損時間が放出開始時間となるが、③蒸気凝縮全喪失の場合に放出開始時間が 1～2 時間遅くなった。この理由としては、TBW、ABW のケースではベント管損傷によってドライウェル（D/W）の蒸気等がサプレッションプールの空間部に流入する結果、ドライウェル（D/W）圧力上昇が緩和されて格納容器の過圧破損が①蒸気凝縮正常な場合よ

りも遅くなるため、HPCS による原子炉注水が確保され炉心損傷が遅くなるためである。TC については、蒸気凝縮機能が喪失したほうが格納容器破損時間は早くなり、その時点で HPCS による原子炉注水は停止する。注水停止後の原子炉水位の低下速度は崩壊熱との関係から、早く注水停止したほうが早く水位は低下する。一方、原子炉未臨界状態の出力は原子炉水位に比例しており、HPCS 注水が停止すれば出力も急速に低下することになるため、炉心露出後の炉心最高温度の上昇が緩やかになり压力容器破損時間が遅くなったものと考えられる。

- (d) また、②蒸気凝縮部分喪失のケースでは、ドライウエル (D/W) 圧力上昇が蒸気凝縮機能の部分喪失により減少するものの、ベント管損傷によってドライウエル (D/W) の蒸気等がサプレッションプールの空間部に流入してドライウエル (D/W) 圧力上昇が緩和される効果により相殺されて、格納容器破損時間が①蒸気凝縮正常な場合よりも遅くなる場合 (TBU、TBW、TC、ABW、ABCE では約 1~3 時間遅い) が多い結果を得た。

(2) 主要な事象の発生時刻

地震による格納容器構造物破損によって蒸気凝縮機能が喪失すると仮定した場合の影響を図 2.30 に示す。主要な事象の発生時刻について①蒸気凝縮正常、②蒸気凝縮部分喪失、③蒸気凝縮全喪失の 3 ケースの傾向を整理すると下記の特徴が得られた。

- (a) 炉心露出、燃料落下、压力容器破損のタイミングについては、大きな差が生じない場合が多い(TB、TBU、TC、ABW、ABCE)。压力容器破損までの事故進展では逃し安全弁により蒸気は排気管を經由してサプレッションプールに流入して凝縮するため、蒸気凝縮機能の影響は直接には
- (b) 格納容器破損時間については、前項で説明したように蒸気凝縮機能が喪失することによって早まる傾向になる事故シーケンス (TB、TBU、S₂BW、ABCE) がある。
- (c) 压力容器破損後のペDESTAL破損時間については、地震によって蒸気凝縮機能が喪失するほうが遅くなる傾向 (対象事故シーケンス: TB、TBU、TC、ABCE)。これは、コア・コンクリート反応により発生した非凝縮性ガスが、デブリ中に取り込まれ、格納容器圧力の変化により体積変化するためデブリ全体の容積を変化させる。このため、地震によって蒸気凝縮機能が喪失する場合には、格納容器が早く大気圧になることにより、デブリ中に取り込まれた非凝縮性ガスが体積減少しないため、デブリ容積は増加する。この結果、デブリからの単位面積あたりの表面熱流束は減少し、コア・コンクリート反応速

度が緩やかになり、ペDESTAL破損のタイミングは遅くなる。

2.3.2 ソースターム挙動の特徴

図 2.31 には、主要な事故シーケンスのソースタームに関して、①蒸気凝縮正常、②蒸気凝縮部分喪失、③蒸気凝縮全喪失の場合の主要な放射性物質の環境放出割合（炉心内臓量に対する値）を示す。その結果から下記の特徴が得られた。

(1) 揮発性放射性物質（CsI、CsOH）の放出割合

(a) 炉心損傷に伴って揮発性放射性物質が早期に放出されるため、格納容器の蒸気凝縮機能が喪失して、格納容器破損時間が短くなる TB の場合には③蒸気凝縮全喪失での環境放出量も多くなった（①に比して②では 1.7 倍、③では 2.5 倍に増加）。

(b) 一方、格納容器破損時間が短くなっても、再蒸発した揮発性放射性物質が原子炉建屋にて沈着する場合にはソースタームタームはほとんど変わらない（S2BW）。

(2) 難揮発性放射性物質の Ba(Sr)、Ru、Ce については、炉心損傷開始から圧力容器破損までは原子炉系内で一部放出され、圧力容器破損後は原子炉下部キャビティ部にデブリに含まれて落下した後に放出し続けるが、特に原子炉下部キャビティ部のドライアウトした後に徐々に整定する。格納容器の①蒸気凝縮正常、②蒸気凝縮部分喪失、③蒸気凝縮全喪失の場合の比較で示すと、格納容器破損時間が短くなる場合が多く、そのため、③の環境放出量も多くなる。（対象事故シーケンス：TB①に比して②では 3.5 倍、③では 13 倍に増加）

表 2.1 プラント損傷状態の割合

プラント損傷状態	パーセント
TQUV	5.3
TQUX	0.6
TB	56.
TBU	12.
TW	16.
TC	4.8
AE	ε
TBW	4.3
S2W	ε
AW	ε
S2B	0.5
AB	0.03
TBU-V	ε
RVR	ε
PCVR	0.5
RBR	ε
合計	100.

(注) ε は、0.01%以下。

表 2.2 地震時の代表的な事故シーケンス (1/2) : BWR-5 Mark II 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
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。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> <p>地震により格納容器が破損した場合も、事故後 8 時間は RCIC が作動し、その後、炉心損傷に至る。</p>
電源喪失時の 崩壊熱除去失 敗 (TBW)	<p>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が、崩壊熱除去機能が喪失しているために、逃がし安全弁から圧力抑制プールに流出する蒸気が効果的に凝縮されない。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。</p> <p>地震により格納容器が破損した場合には、崩壊熱除去機能喪失により圧力抑制プール水温が上昇し、飽和温度に達した時点で高圧炉心スプレイ系注水が停止し、その後、炉心損傷に至る。</p>
原子炉未臨 界 確 保 失 敗 (TC)	<p>地震により過渡事象発生した後、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>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。代表的な事故シーケンスは、主蒸気隔離弁閉鎖を伴う過渡事象で原子炉の未臨界確保に失敗する TC シーケンスである。</p> <p>地震により格納容器が破損した場合には、圧力抑制プール水温が上昇して、飽和温度に達した時点で高圧炉心スプレイ系注水が停止し、その後、炉心損傷に至る。</p>
電源喪失時の 小破断 LOCA での崩壊熱除 去 失 敗 (S ₂ BW)	<p>地震により全交流電源喪失した後に、小破断 LOCA が発生する。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が、残留熱除去系の作動が失敗して格納容器からの除熱ができないため、水蒸気の蓄積によって格納容器圧力は徐々に上昇し、ついには、格納容器が過圧破損する。格納容器の破損により、高圧炉心スプレイ系は機能喪失に至る可能性が高い。その結果、炉心への注水が困難になり、格納容器破損後に炉心損傷に至る。</p> <p>地震により格納容器が破損した場合には、崩壊熱除去機能喪失により圧力抑制プール水温が上昇して、飽和温度に達した時点 (または、圧力抑制プール水位が HPCS 吸い込み口到達時) に高圧炉心スプレイ系注水が停止し、その後、炉心損傷に至る。</p>
電源喪失時の 大破断 LOCA での崩壊熱除 去 失 敗 (ABW)	<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が、残留熱除去系の作動が失敗して格納容器からの除熱ができないため、水蒸気の蓄積によって格納容器圧力は徐々に上昇し、ついには、格納容器が過圧破損する。格納容器の破損により、高圧炉心スプレイ系は機能喪失に至る可能性が高い。その結果、炉心への注水が困難になり、格納容器破損後に炉心損傷に至る。</p> <p>地震により格納容器が破損した場合には、崩壊熱除去機能喪失により圧力抑制プール水温が上昇して、飽和温度に達した時点 (または、圧力抑制プール水位が HPCS 吸い込み口到達時) に高圧炉心スプレイ系注水が停止し、その後、炉心損傷に至る。</p>

表 2.2 プラント損傷状態を代表する事故シーケンス (2/2) : BWR-5 Mark II 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
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)	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。
(参考) インター フェイス システム LOCA(V)	インターフェイスシステム LOCA 事故発生後、健全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、早期に炉心損傷に至る。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環境へ至る。 地震により、LPCS 配管のみが破断する場合と、LPCS 配管破断及び RHR 停止時吸込み配管破断の二重配管破断が生じる場合を解析する。

表 2.3 地震時の代表的な事故シーケンスの大量の放射性物質の放出開始時間

地震時の 代表的な事故シーケンス	大量の放射性物質の放出開始時間（時間） （蒸気凝縮正常な場合を基準にした時間差）		
	①蒸気凝縮正常	②蒸気凝縮部分喪失	③蒸気凝縮全喪失
電源喪失(TB：長期)	21.8 (基準)	19.8 (-2.0)	16.3 (-5.5)
電源喪失(TBU：短期)	16.5 (基準)	18.5 (2.0)	7.6 (-8.9)
電源喪失時の 崩壊熱除去失敗(TBW)	57.4 (基準)	59.9 (2.5)	59.6 (2.2)
原子炉未臨界確保失敗(TC)	4.1 (基準)	5.5 (1.4)	5.3 (1.2)
電源喪失時の小破断 LOCA で の崩壊熱除去失敗 (S ₂ BW)	43.7 (基準)	34.9 (-8.8)	31.7 (-12.0)
電源喪失時の大破断 LOCA で の崩壊熱除去失敗 (ABW)	47.1 (基準)	48.4 (1.3)	48.8 (1.7)
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)	16.8 (基準)	20.1 (3.3)	0.04 (-16.8)

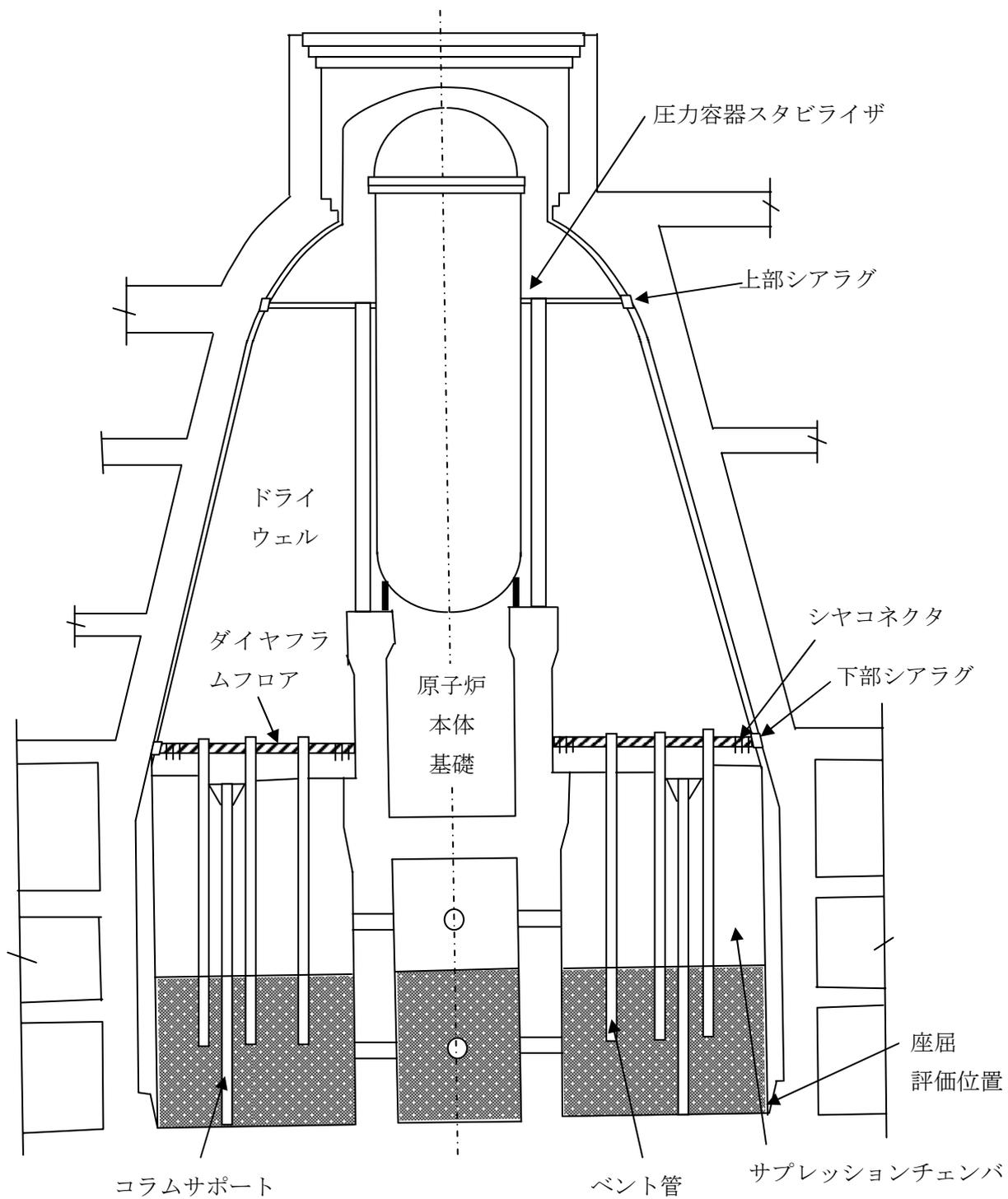


図 2.1 格納容器の概要図

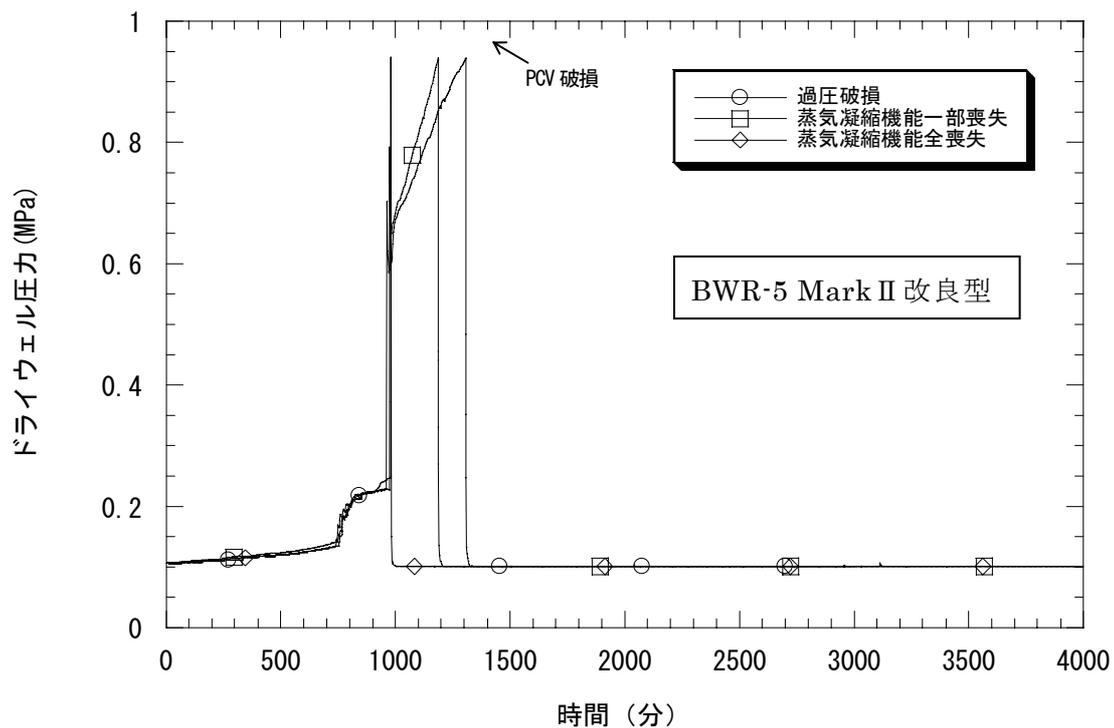


図 2.2-1 ドライウェル圧力の比較 (電源喪失(TB:長期))

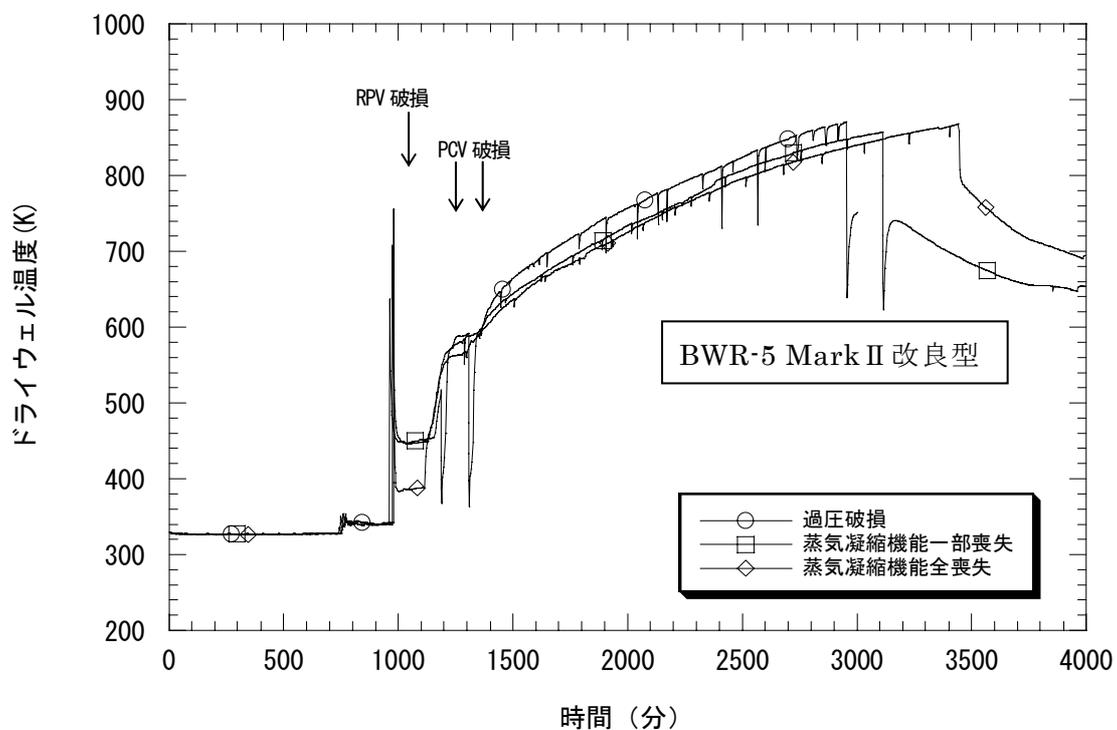


図 2.2-2 ドライウェル温度の比較 (電源喪失(TB:長期))

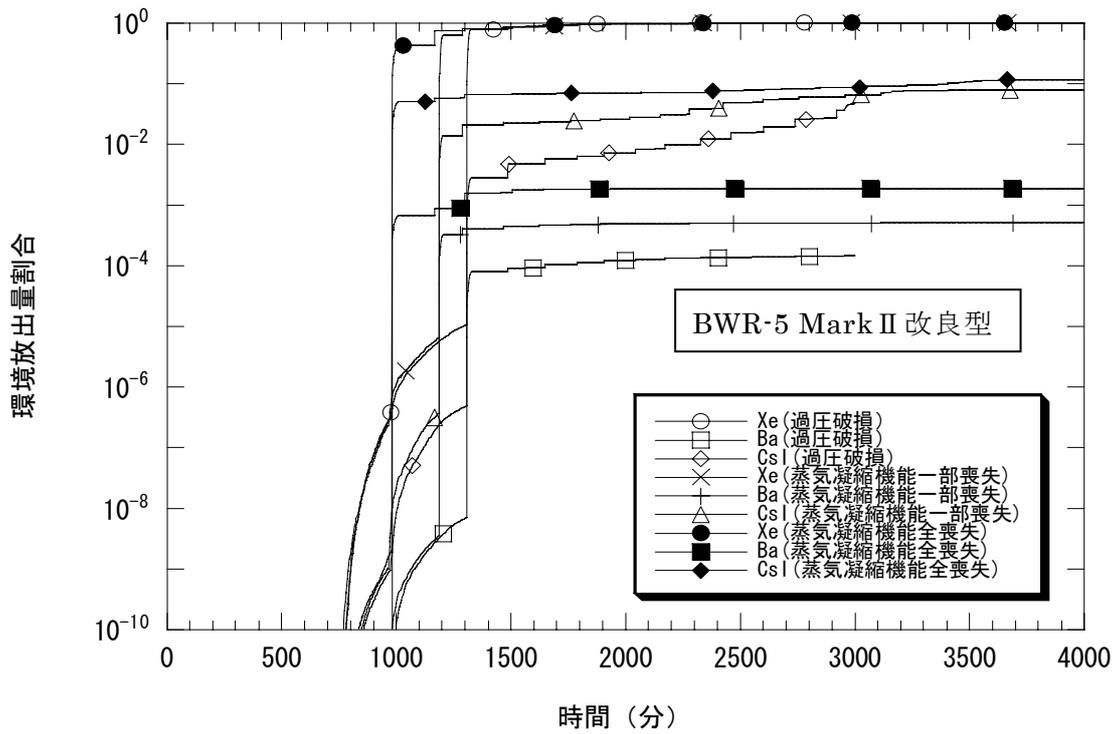


図 2.2-3 Xe、CsI、Ba の環境放出量割合の比較 (電源喪失(TB:長期))

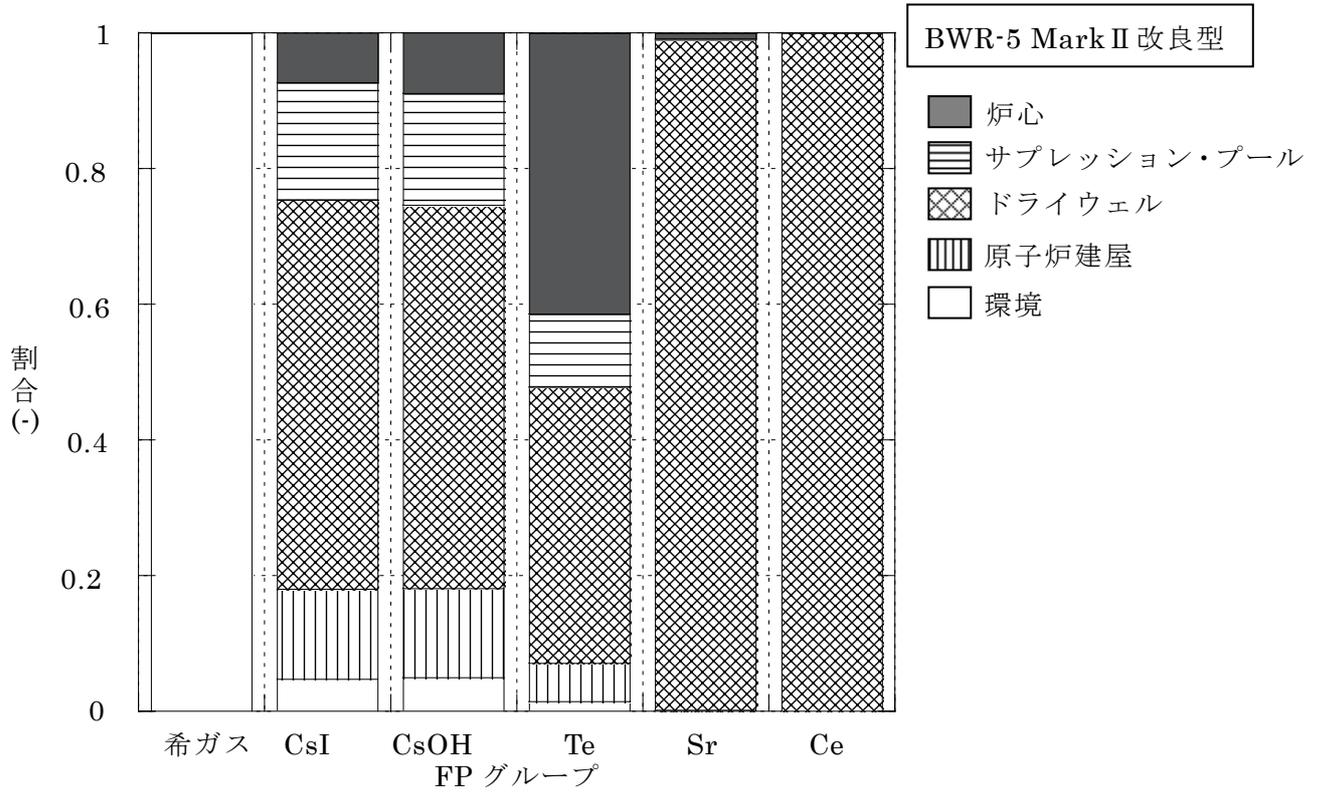


図 2.3 プラント内 FP 分布 (電源喪失 (TB:長期)、過圧破損)

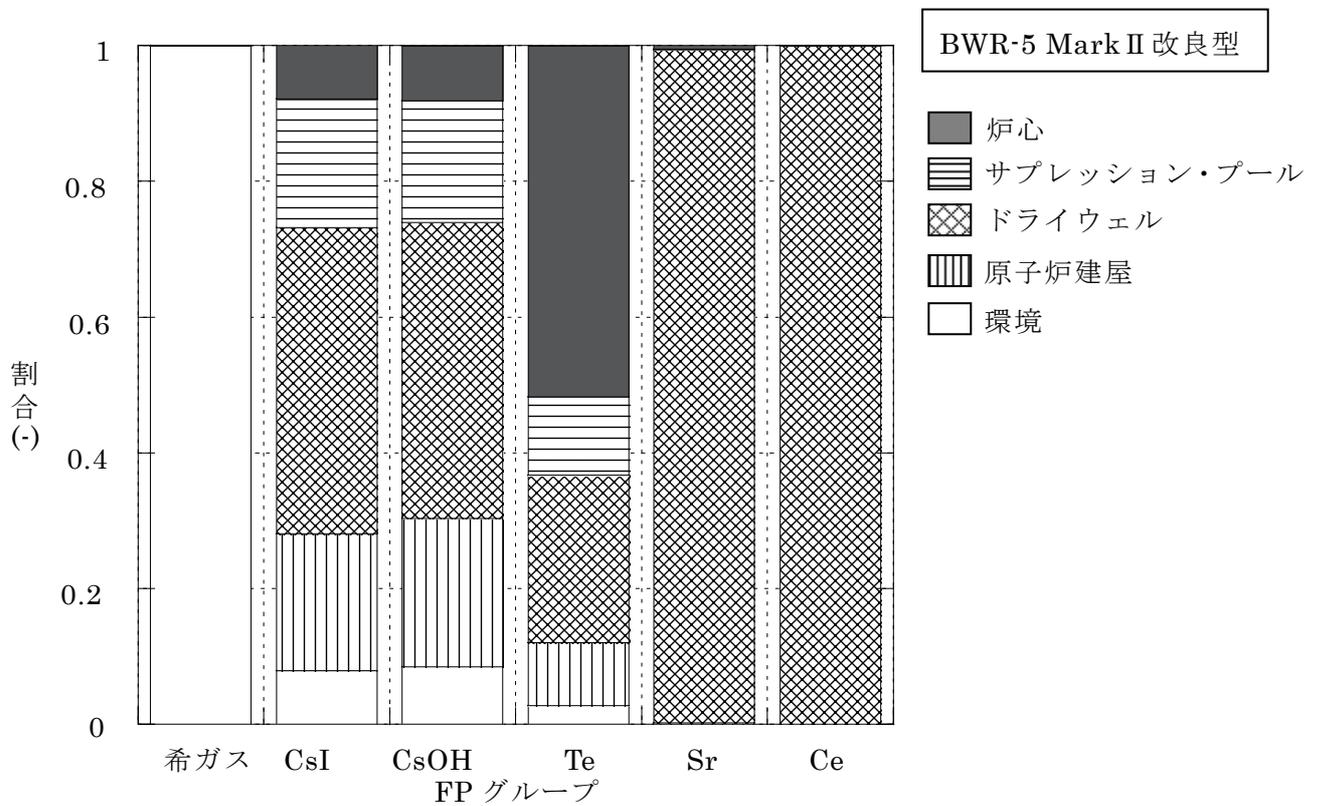


図 2.4 プラント内 FP 分布 (電源喪失(TB:長期)、蒸気凝縮機能部分喪失)

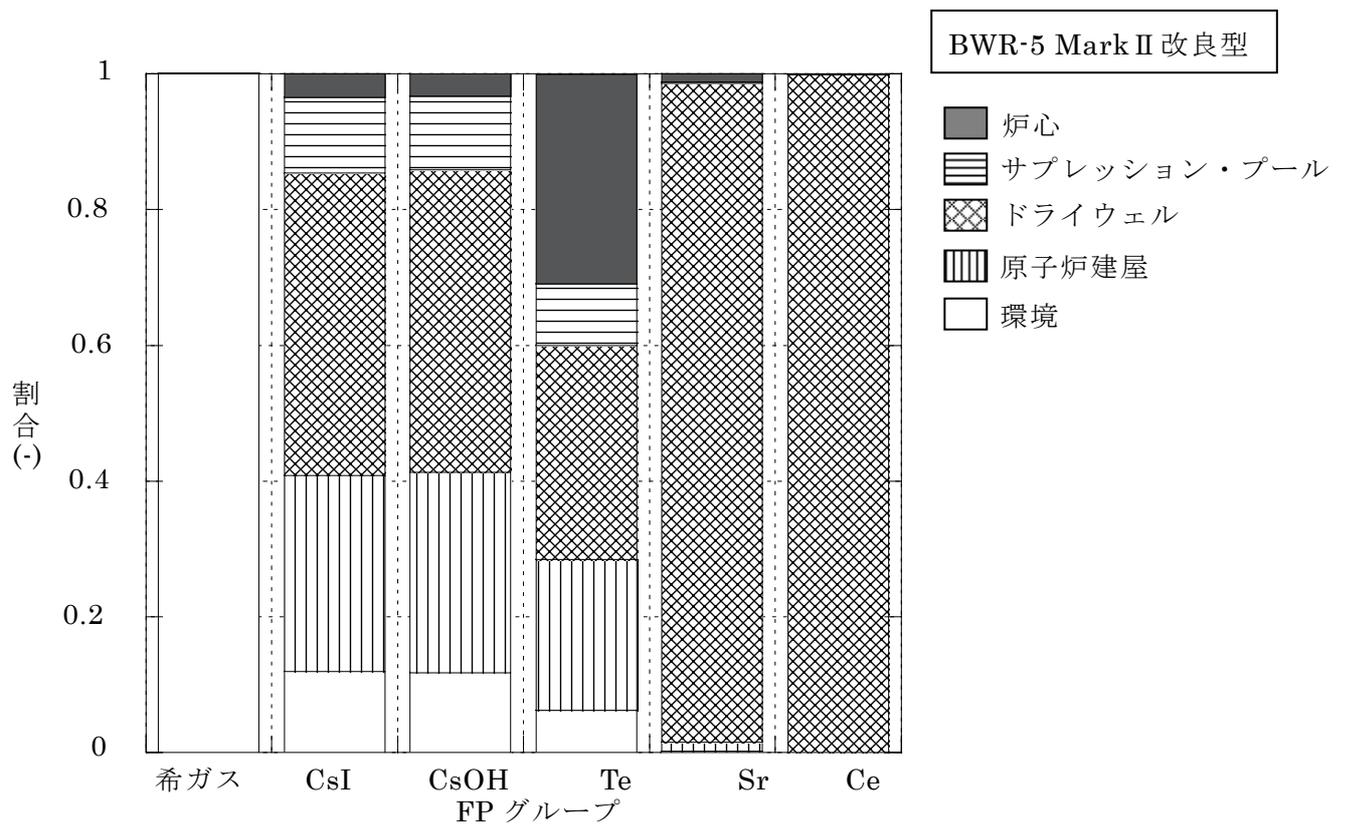


図 2.5 プラント内 FP 分布 (電源喪失(TB:長期)、蒸気凝縮機能全喪失)

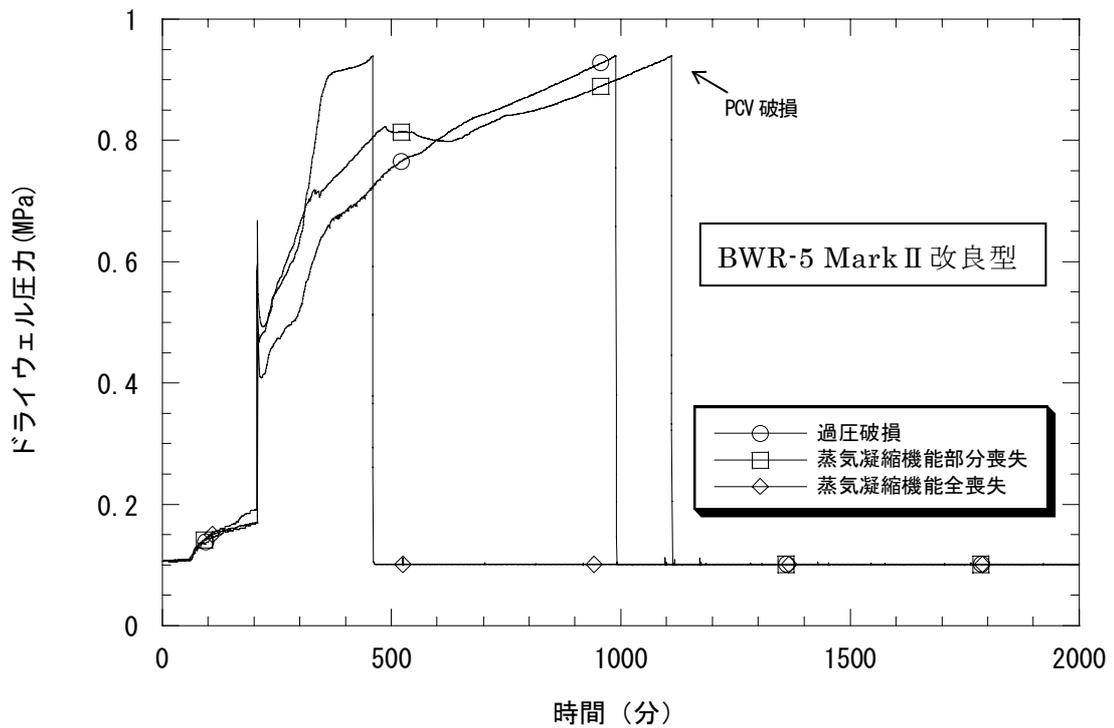


図 2.6-1 ドライウェル圧力の比較 (電源喪失(TBU:短期))

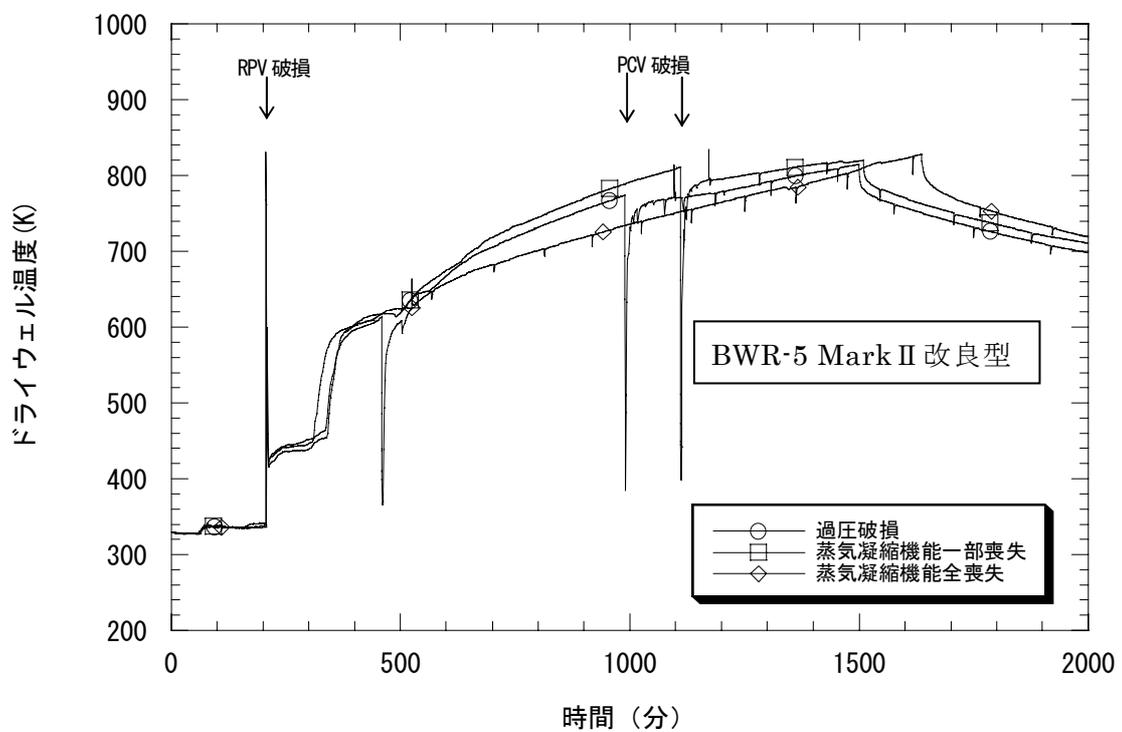


図 2.6-2 ドライウェル温度の比較 (電源喪失(TBU:短期))

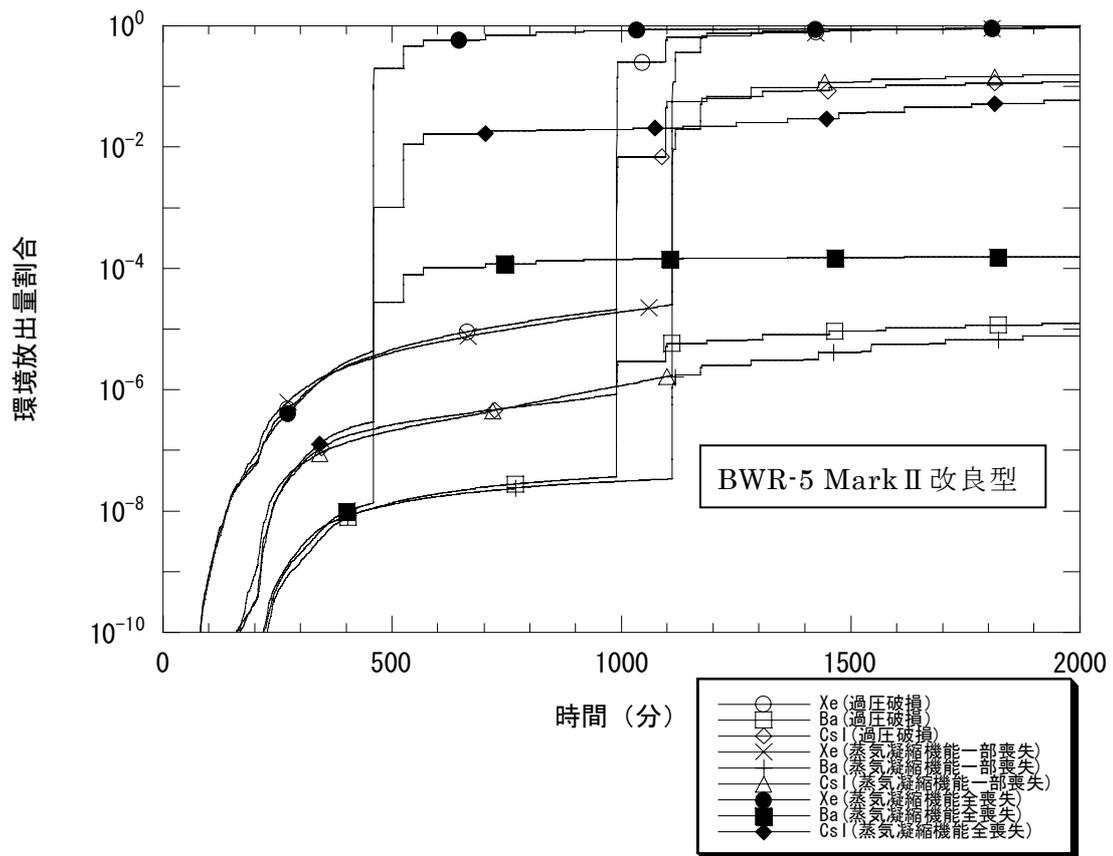


図 2.6-3 Xe、CsI、Ba の環境放出量割合の比較 (電源喪失(TBU:短期))

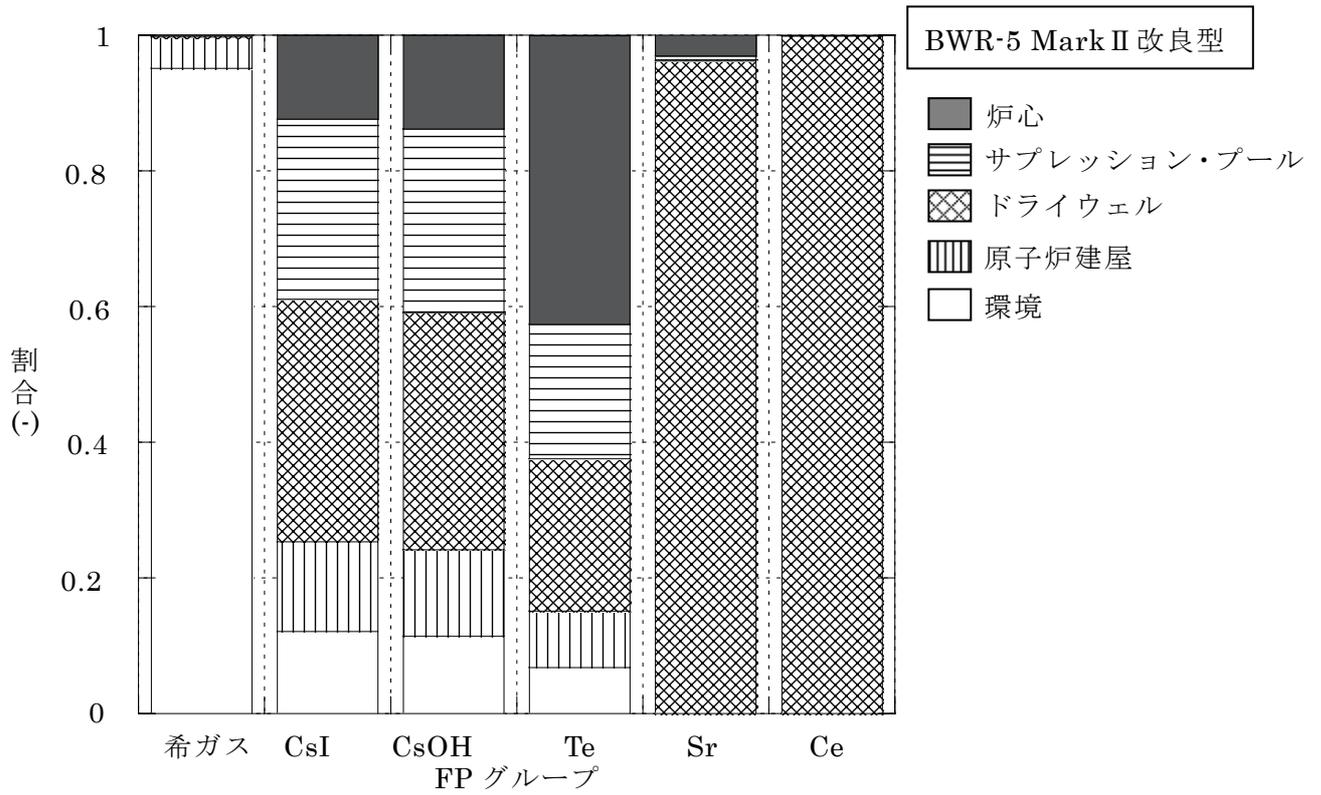


図 2.7 プラント内 FP 分布 (電源喪失 (TBU: 短期)、過圧破損)

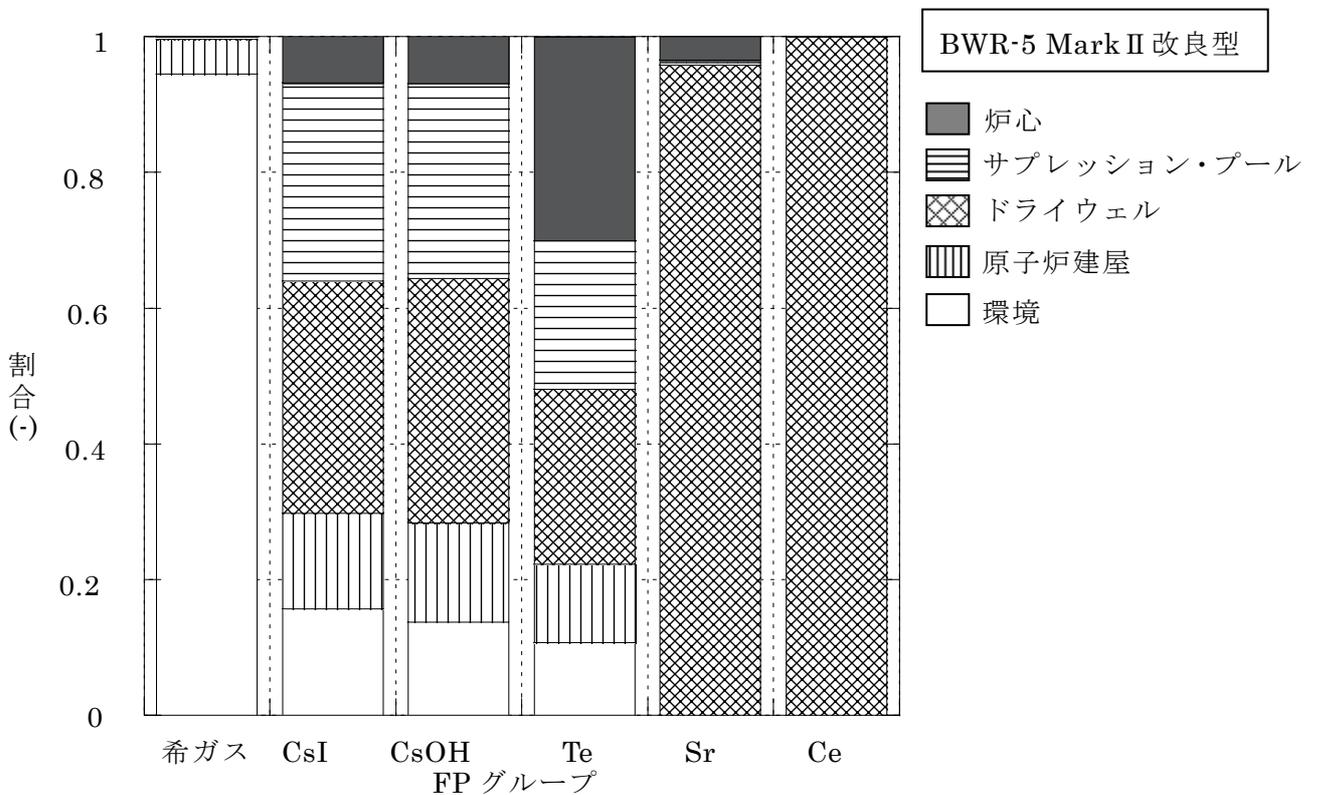


図 2.8 プラント内 FP 分布 (電源喪失(TBU:短期)、蒸気凝縮機能部分喪失)

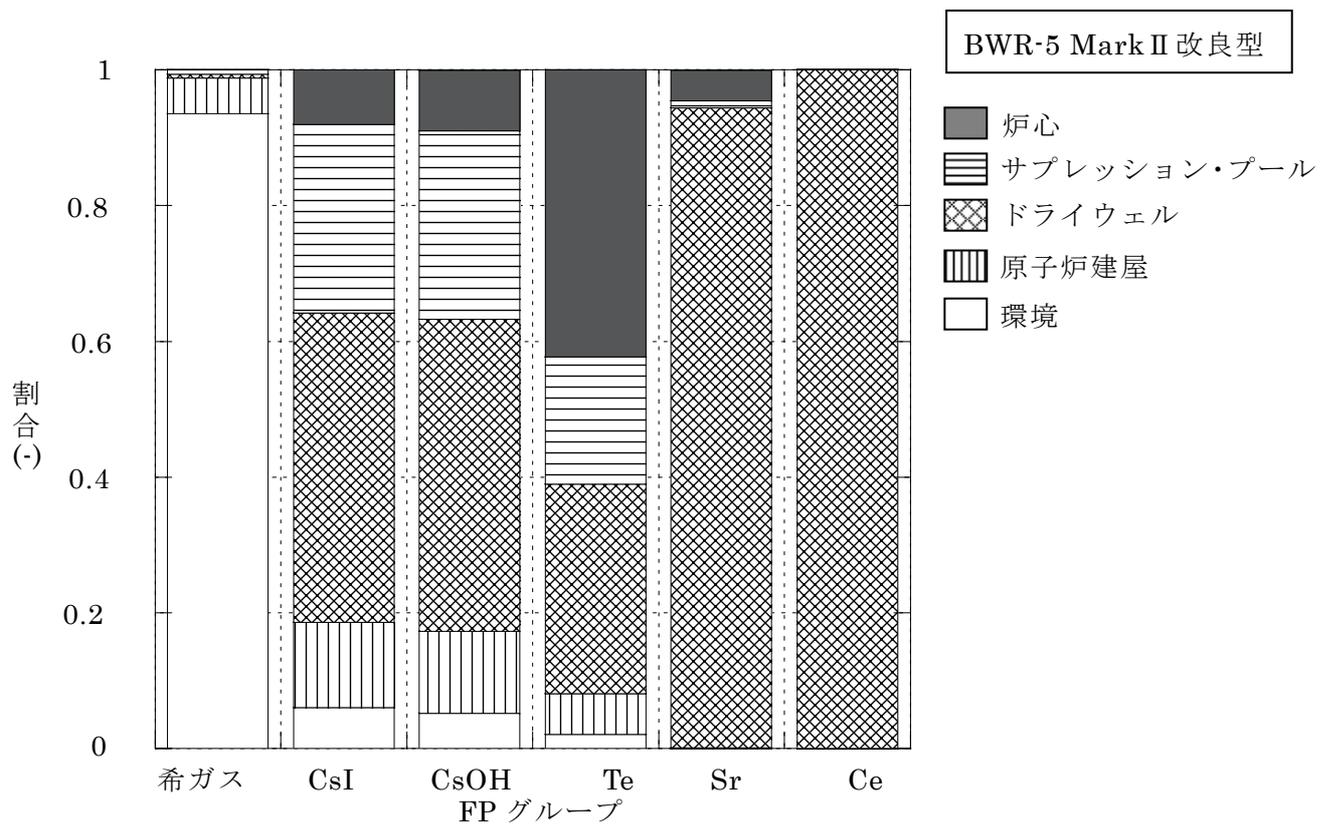


図 2.9 プラント内 FP 分布 (電源喪失(TBU:短期)、蒸気凝縮機能全喪失)

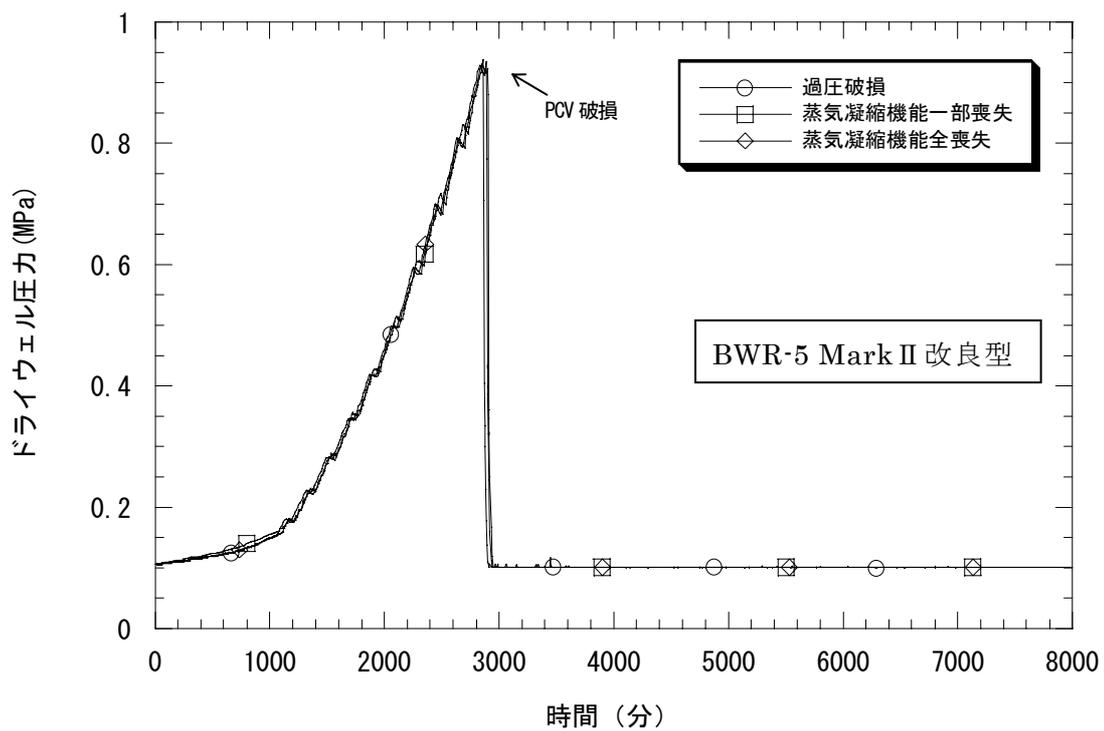


図 2.10-1 ドライウェル圧力の比較 (電源喪失時の崩壊熱除去失敗(TBW))

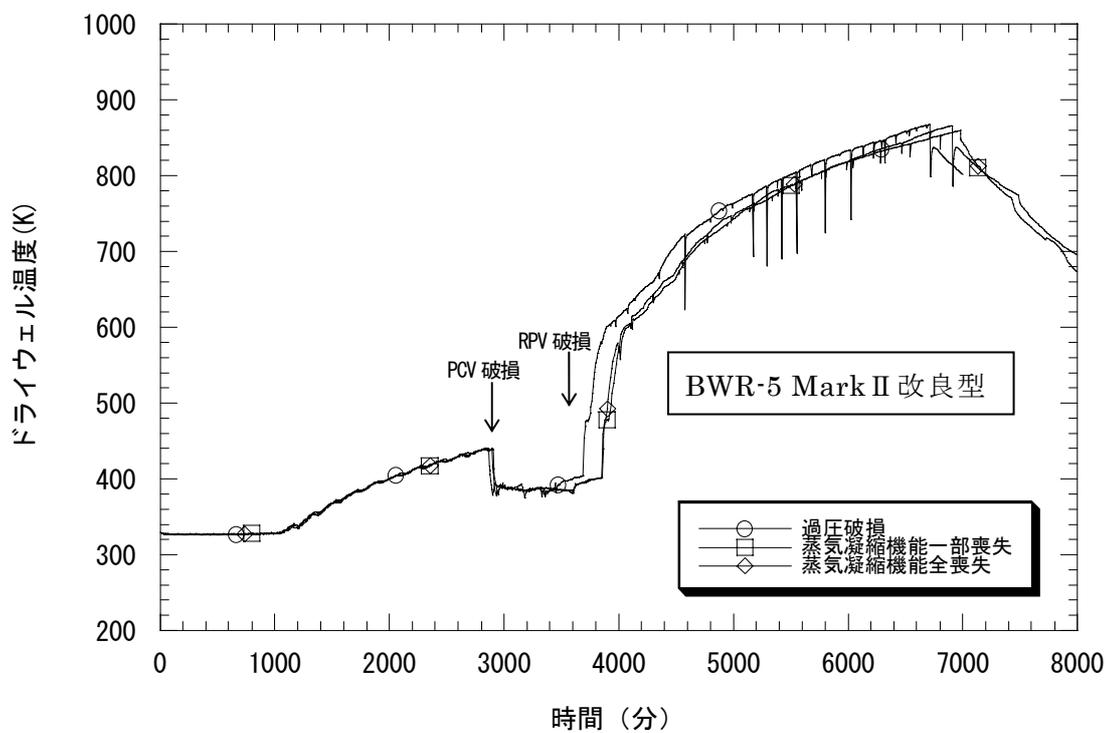


図 2.10-2 ドライウェル温度の比較 (電源喪失時の崩壊熱除去失敗(TBW))

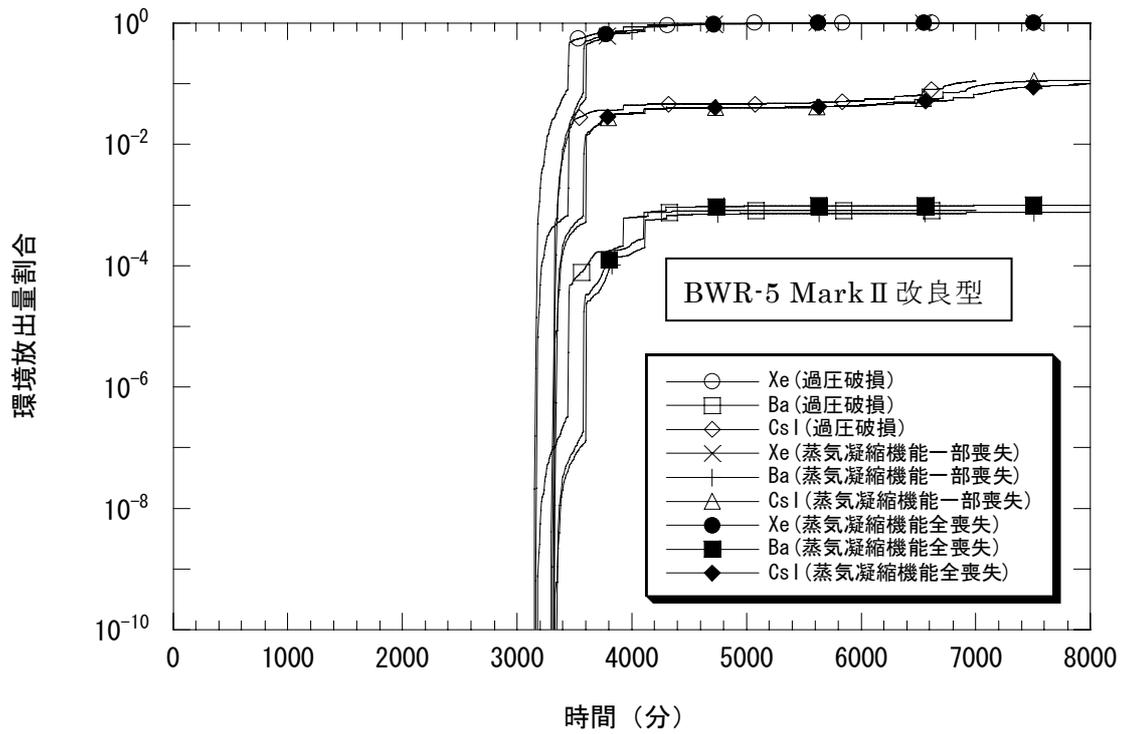


図 2.10-3 Xe、CsI、Ba の環境放出量割合の比較（電源喪失時の崩壊熱除去失敗(TBW)）

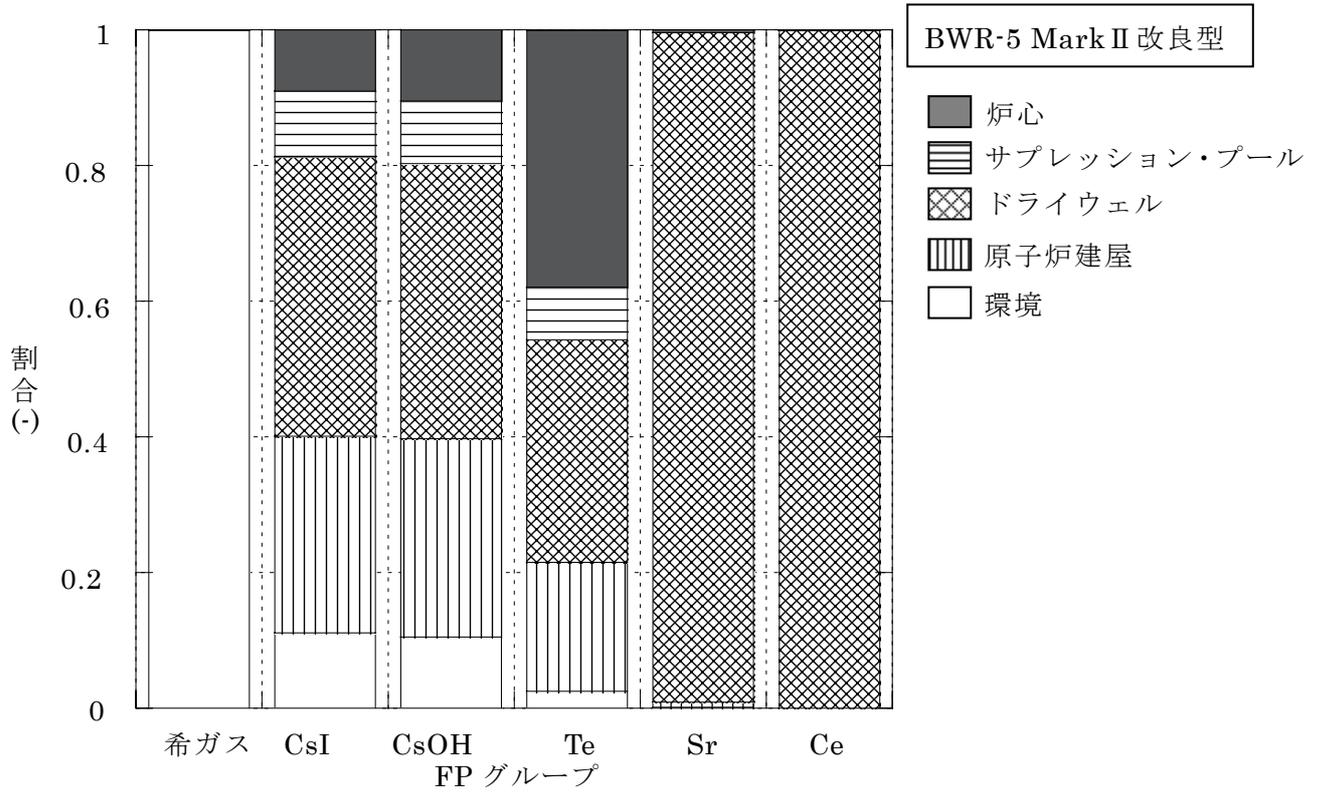


図 2.11 プラント内 FP 分布（電源喪失時の崩壊熱除去失敗(TBW)、過圧破損）

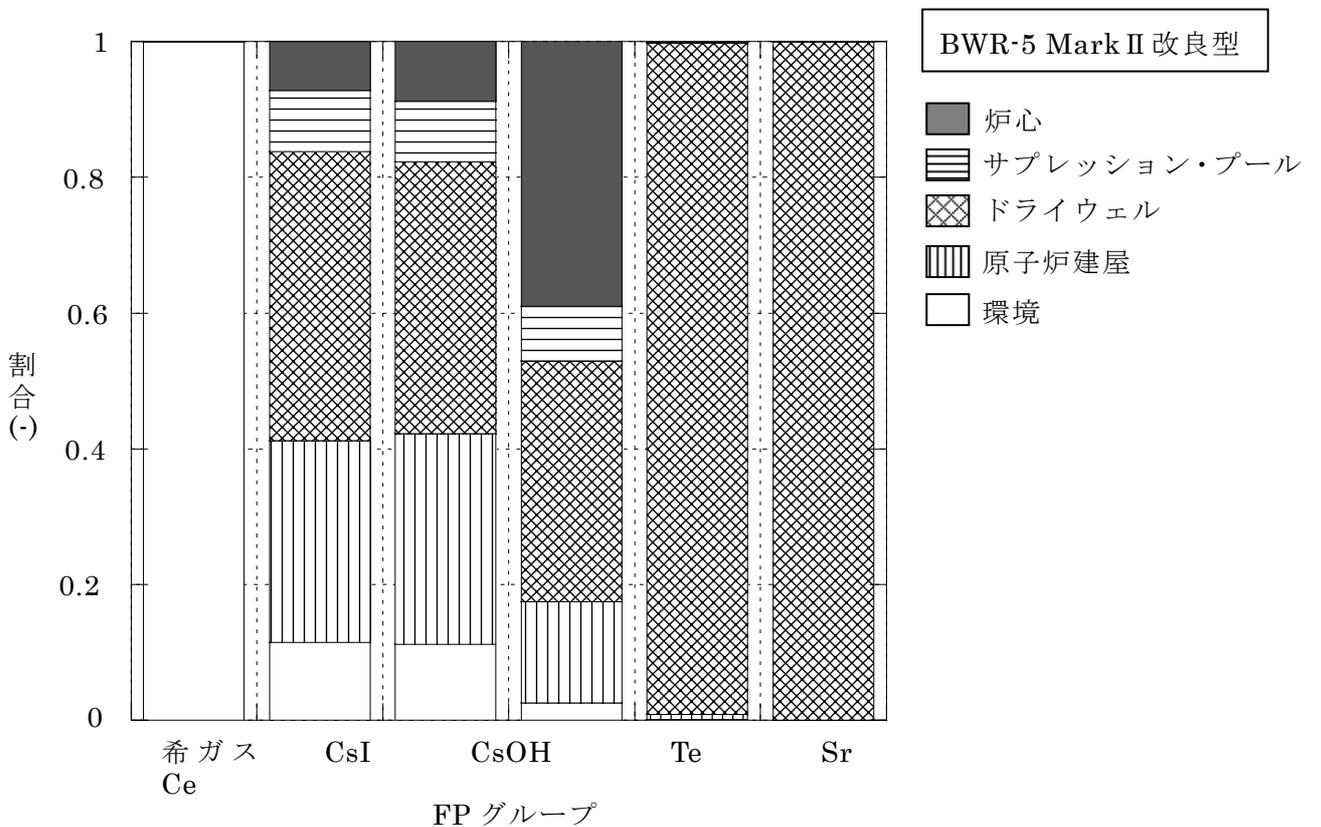


図 2.12 プラント内 FP 分布（電源喪失時の崩壊熱除去失敗(TBW)、蒸気凝縮機能部分喪失）

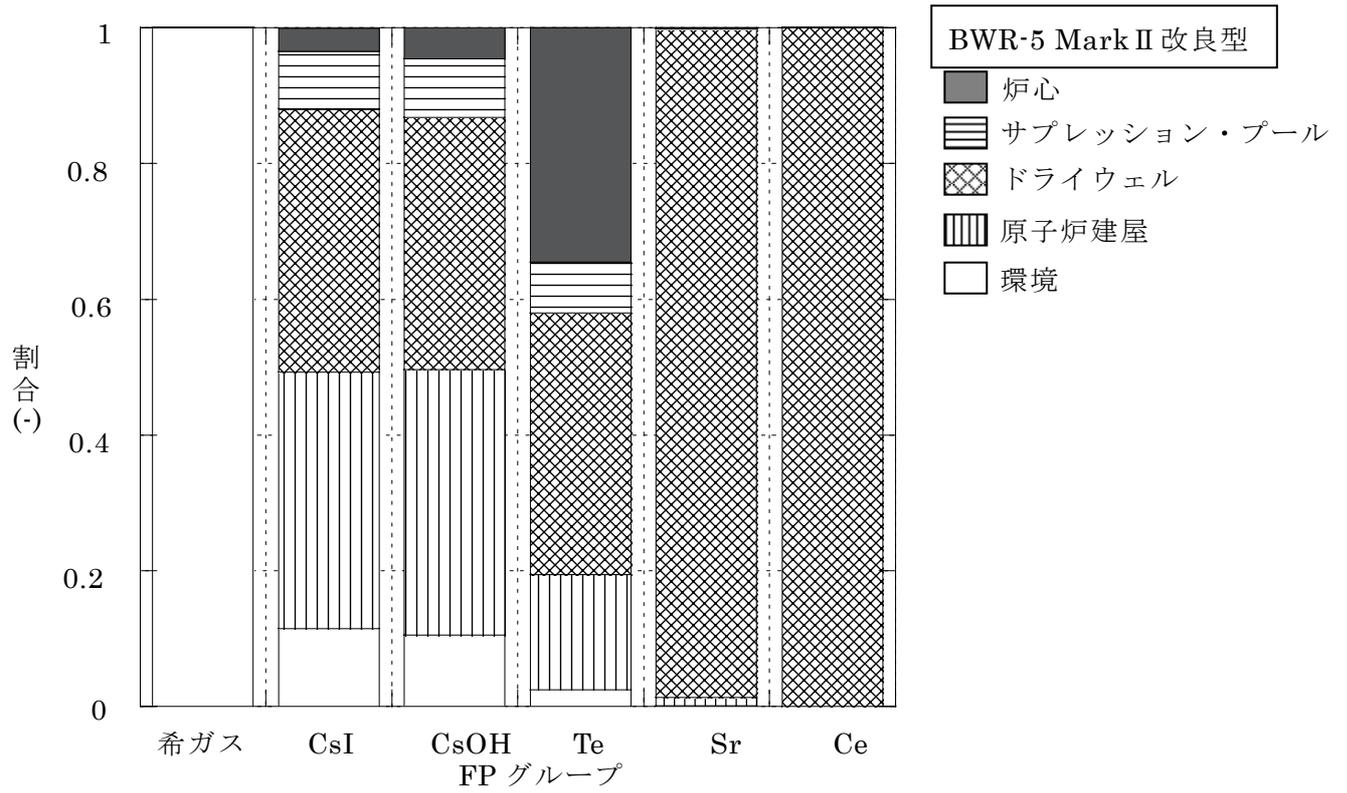


図 2.13 プラント内 FP 分布 (電源喪失時の崩壊熱除去失敗(TBW)、蒸気凝縮機能全喪失)

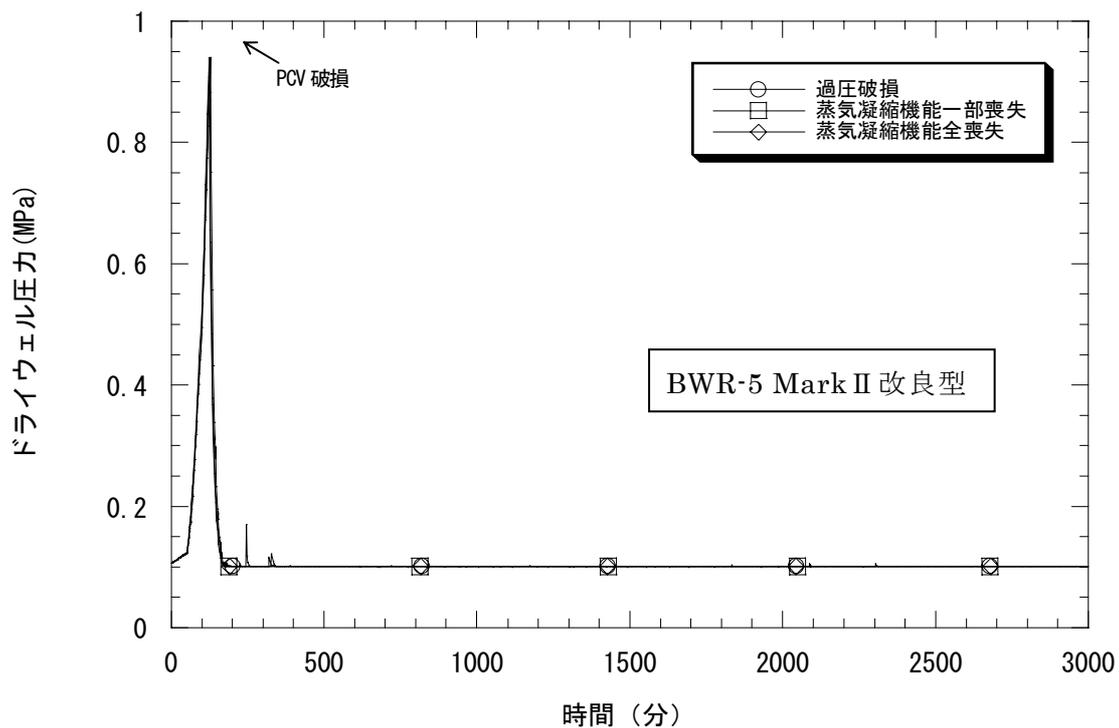


図 2.14-1 ドライウェル圧力の比較 (未臨界確保失敗(TC))

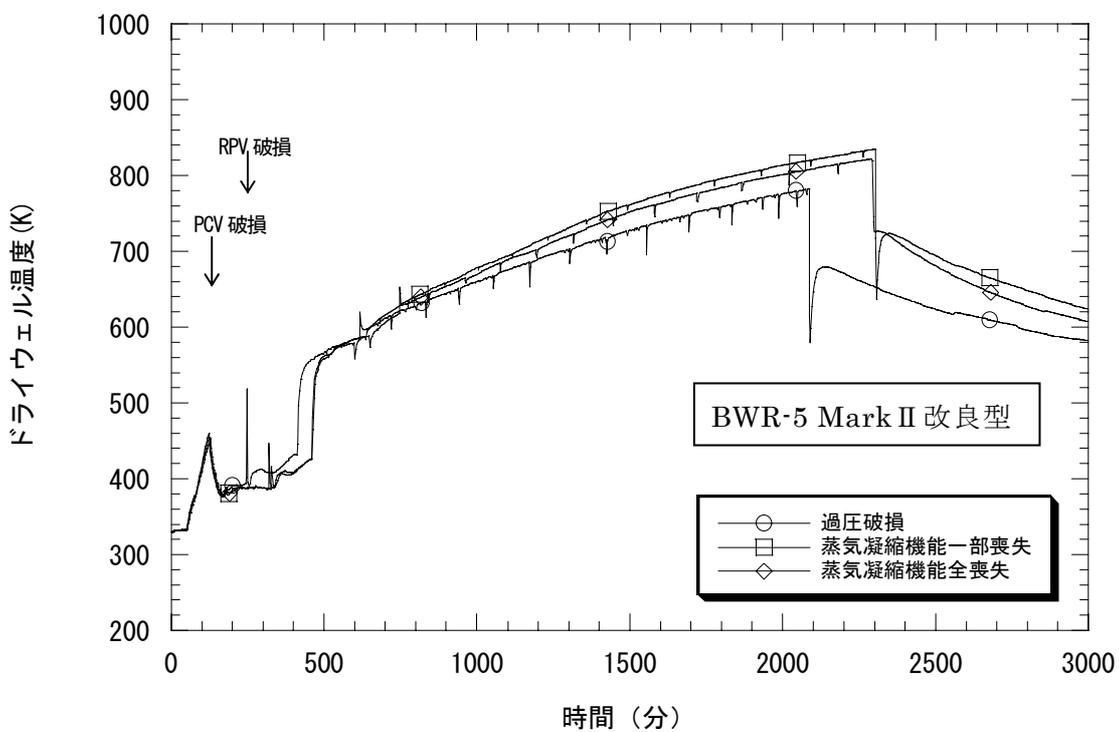


図 2.14-2 ドライウェル温度の比較 (未臨界確保失敗(TC))

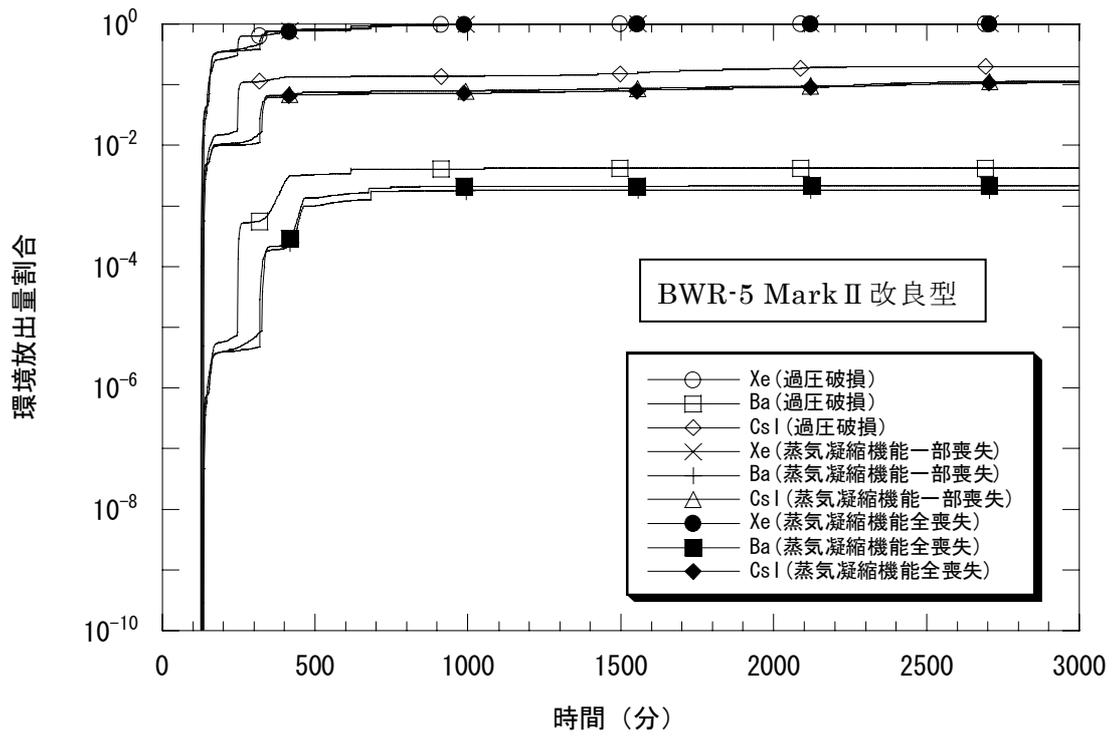


図 2.14-3 Xe、CsI、Ba の環境放出量割合の比較 (未臨界確保失敗(TC))

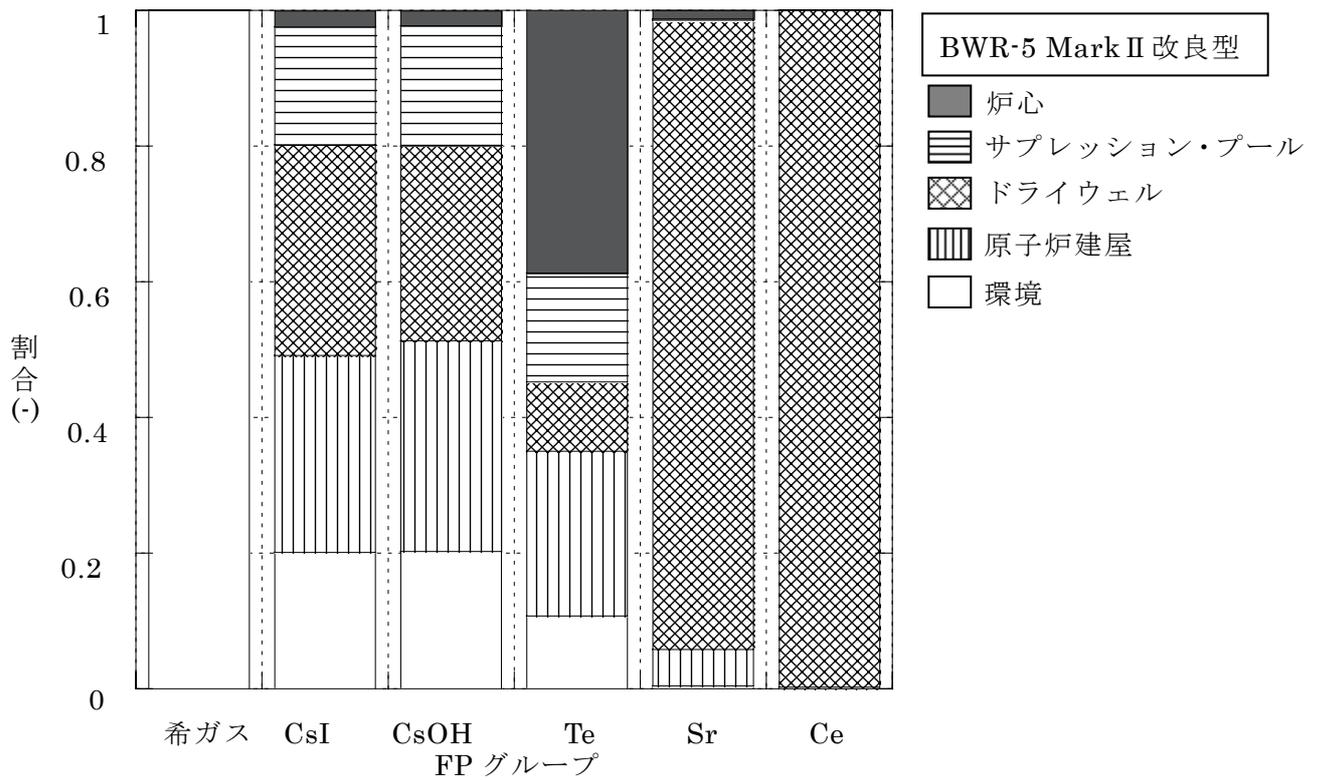


図 2.15 プラント内 FP 分布 (未臨界確保失敗 (TC)、過圧破損)

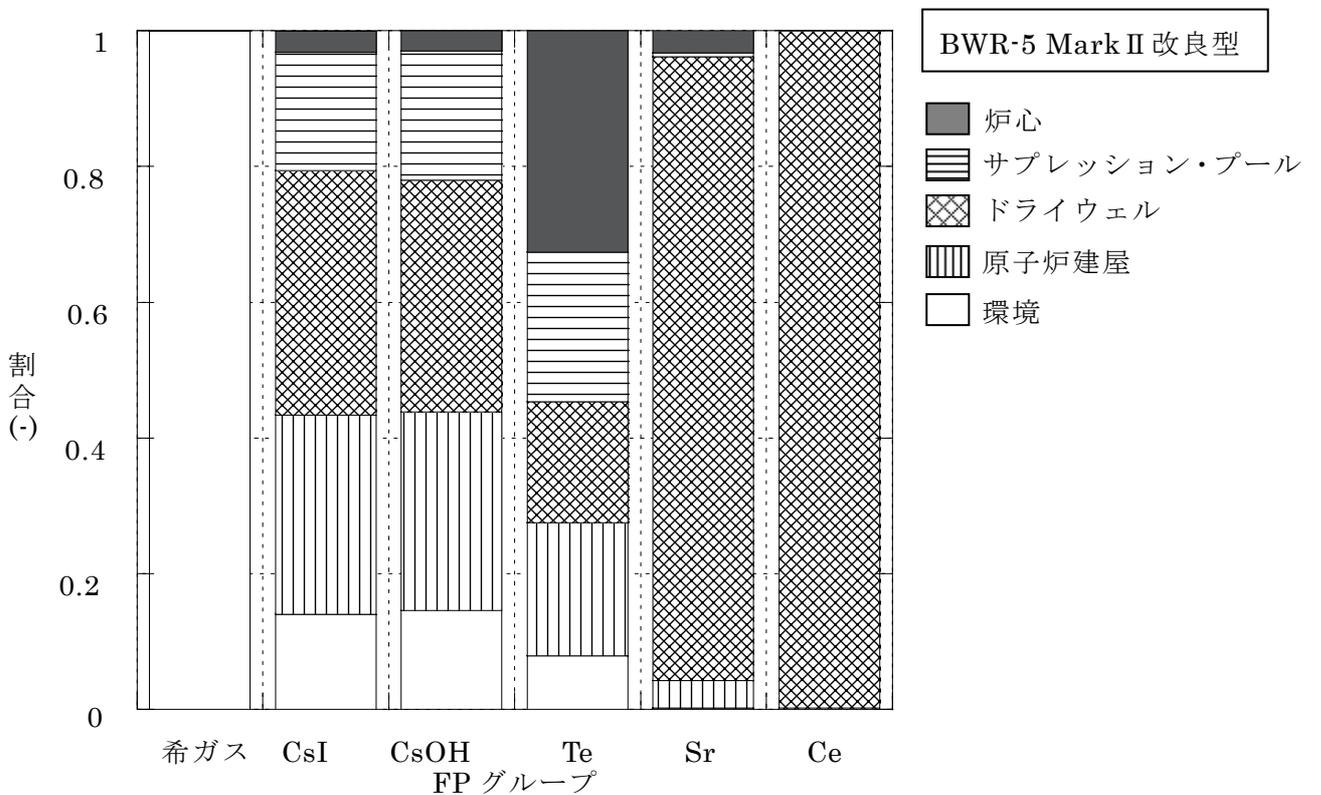


図 2.16 プラント内 FP 分布 (未臨界確保失敗(TC)、蒸気凝縮機能部分喪失))

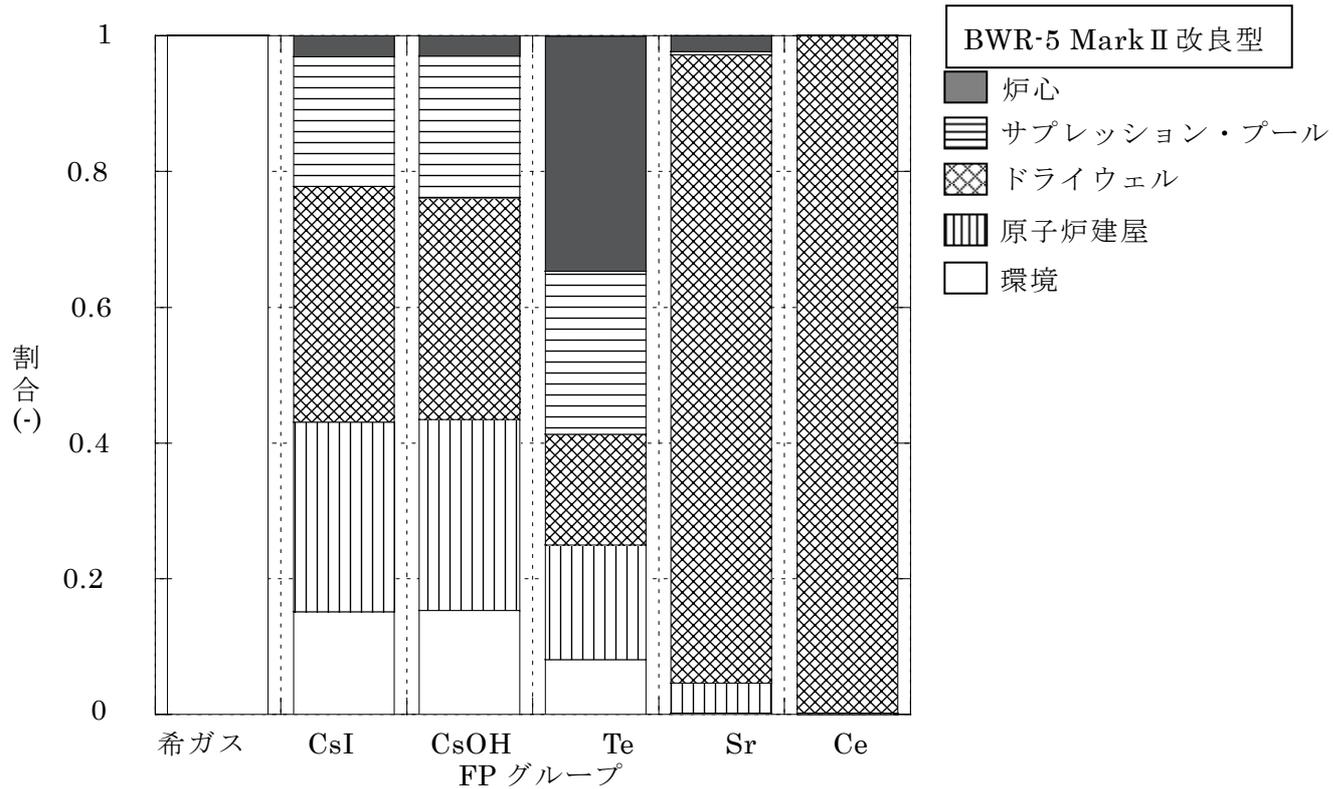


図 2.17 プラント内 FP 分布 (未臨界確保失敗(TC)、蒸気凝縮機能全喪失)

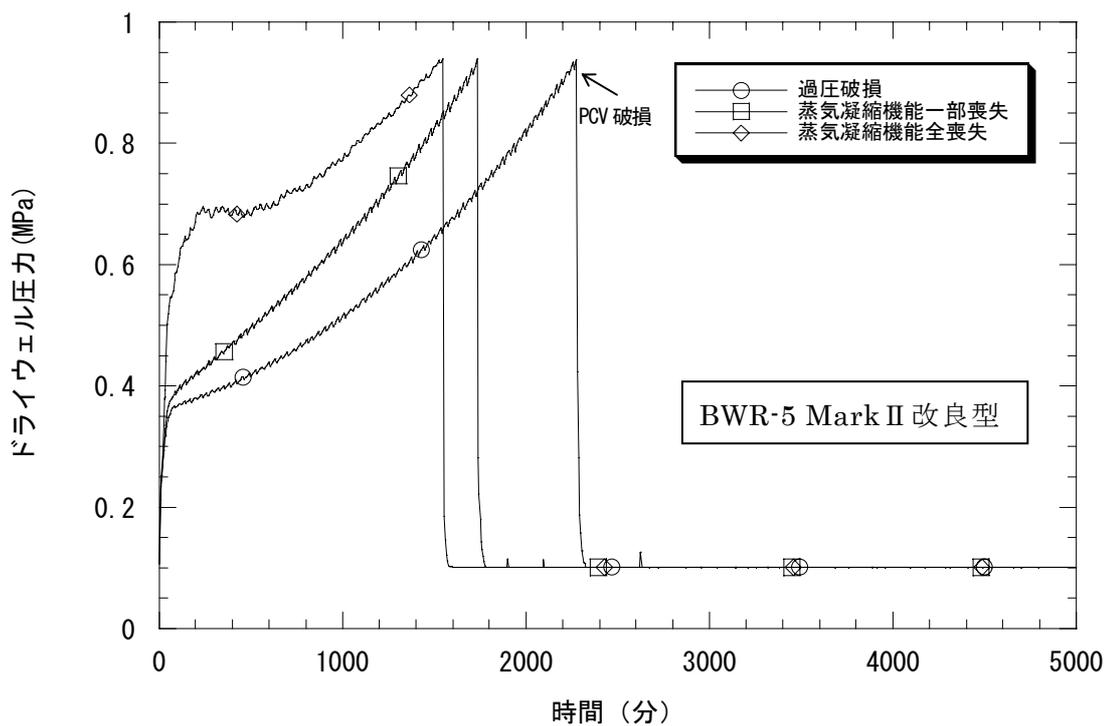


図 2.18-1 ドライウェル圧力の比較（電源喪失時の小破断 LOCA での崩壊熱除去失敗(S₂BW)

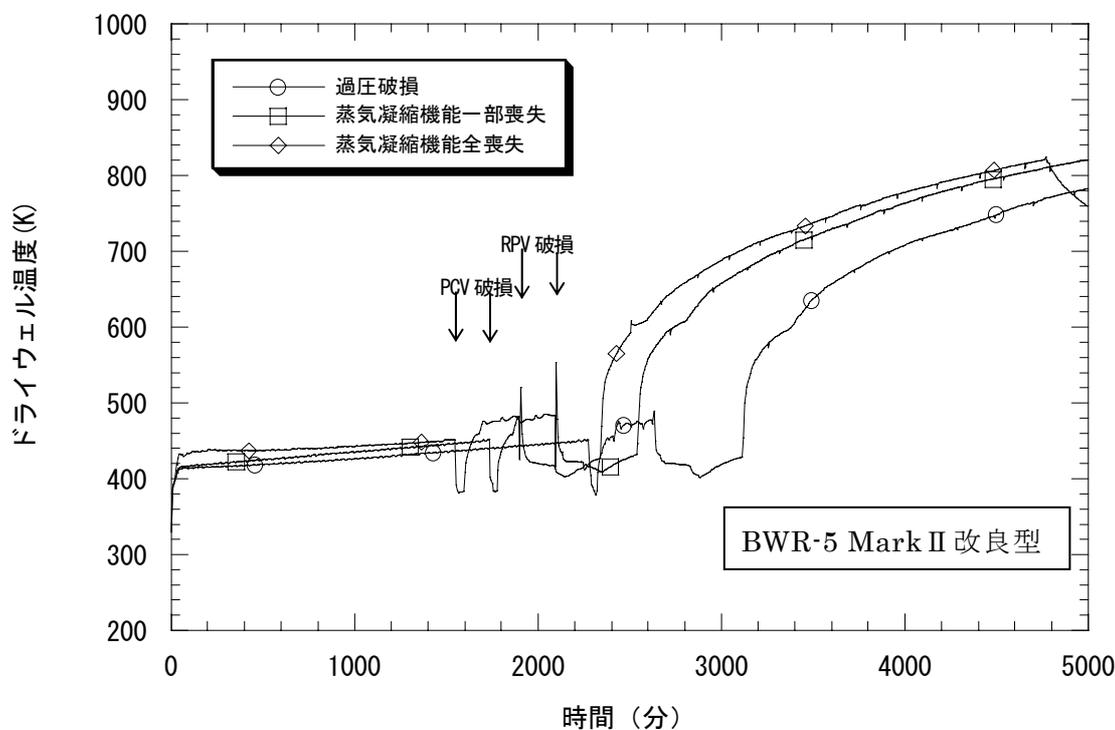


図 2.18-2 ドライウェル温度の比較（電源喪失時の小破断 LOCA での崩壊熱除去失敗(S₂BW)

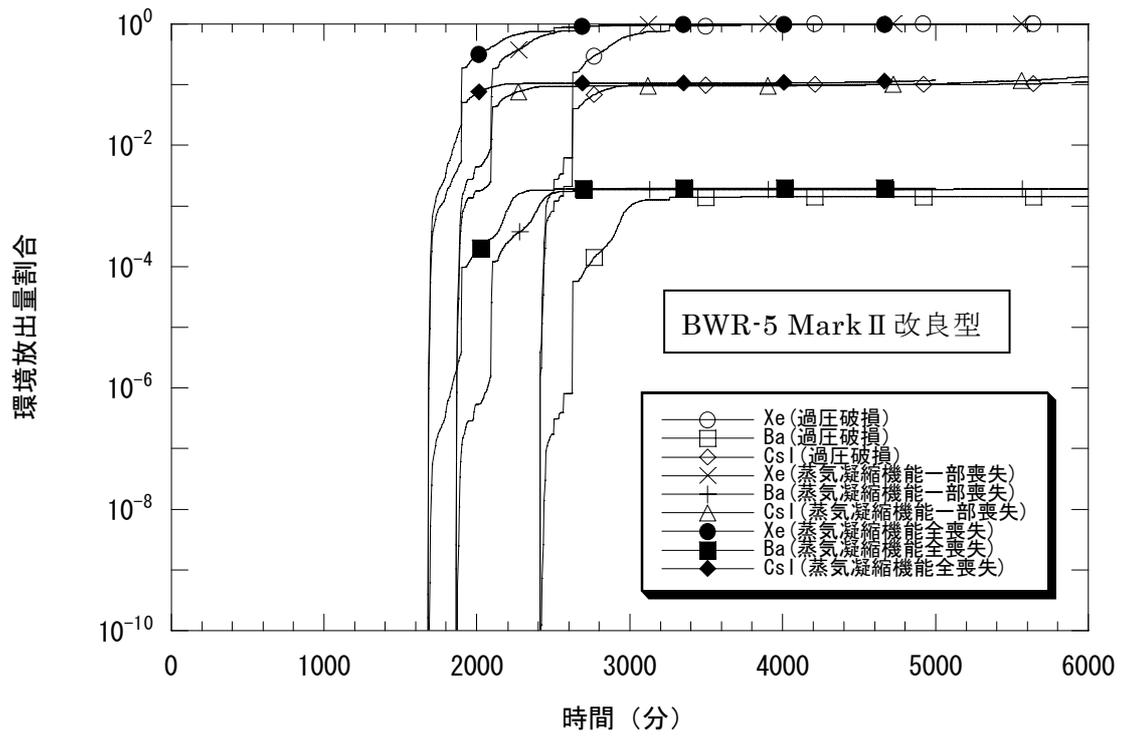


図 2.18-3 Xe、CsI、Ba の環境放出量割合の比較
 (電源喪失時の小破断 LOCA での崩壊熱除去失敗(S₂BW))

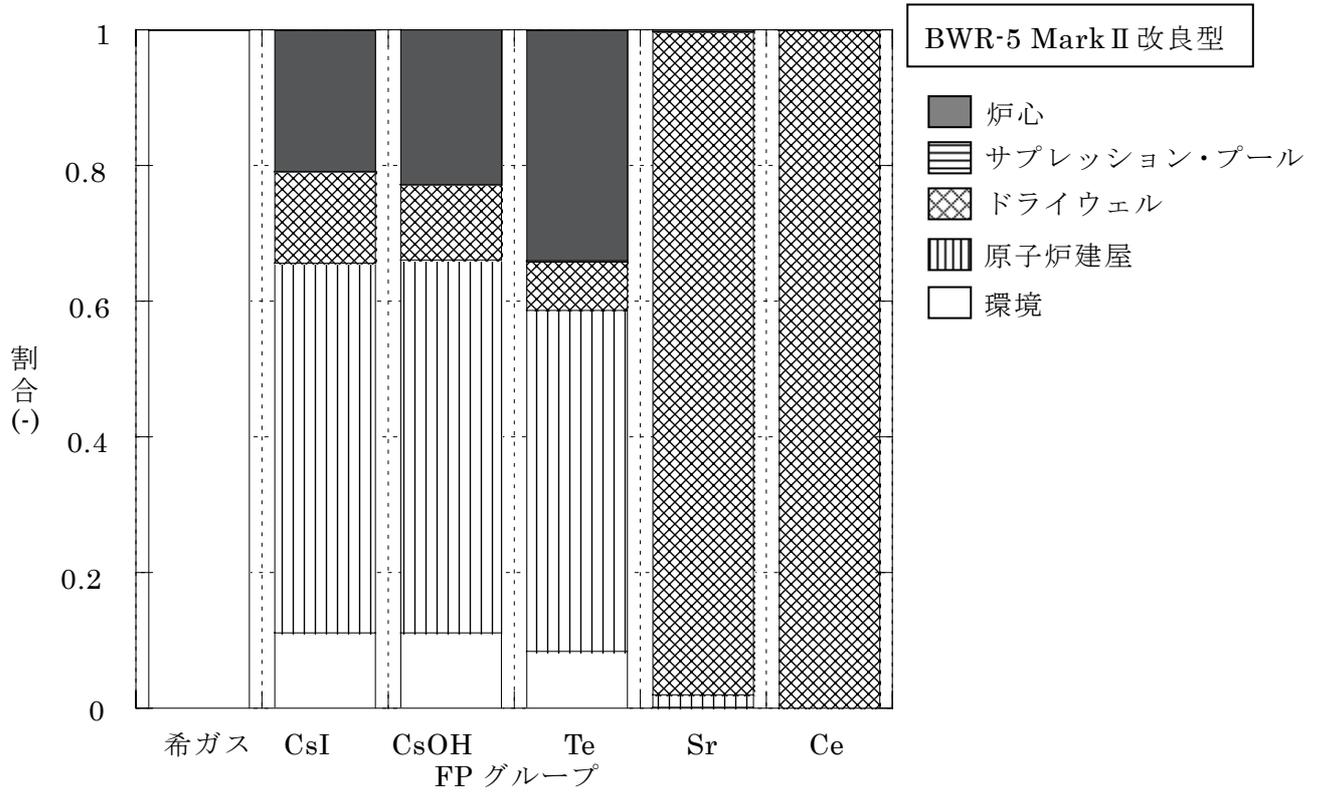


図 2.19 プラント内 FP 分布(電源喪失時の小破断 LOCA 崩壊熱除去失敗(S₂BW)、過圧破損)

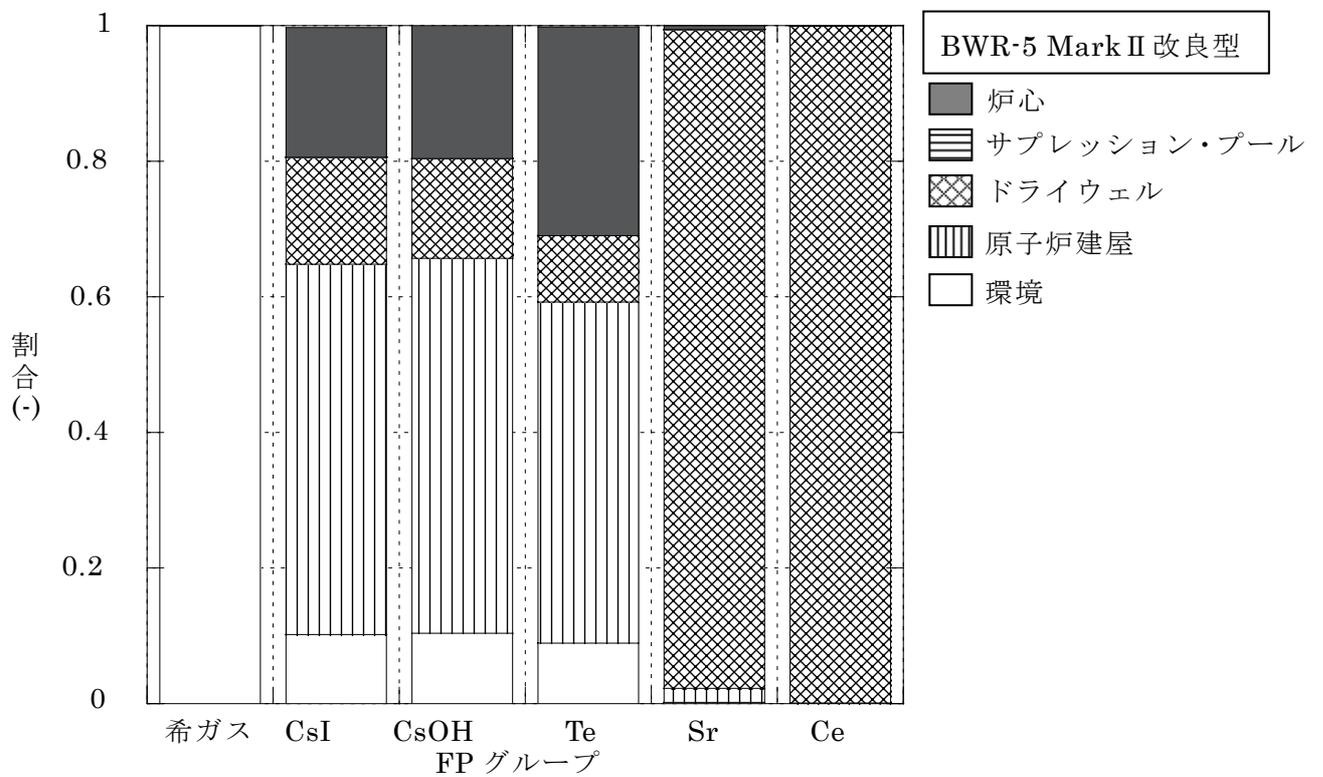


図 2.20 プラント内 FP 分布(電源喪失時の小破断 LOCA 崩壊熱除去失敗(S₂BW)、蒸気凝縮機能部分喪失)

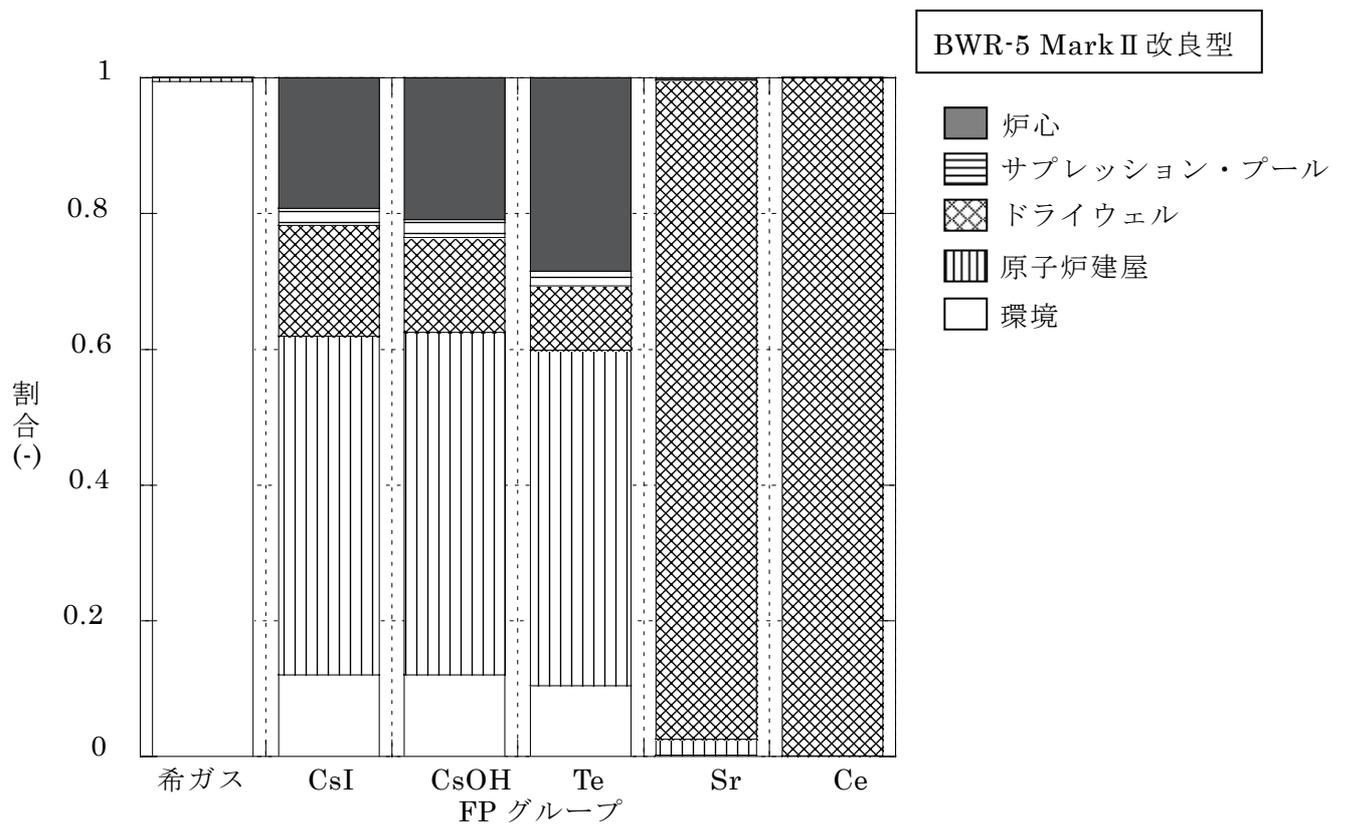


図 2.21 プラント内 FP 分布 (電源喪失時の小破断 LOCA 崩壊熱除去失敗(S₂BW)、蒸気凝縮機能全喪失)

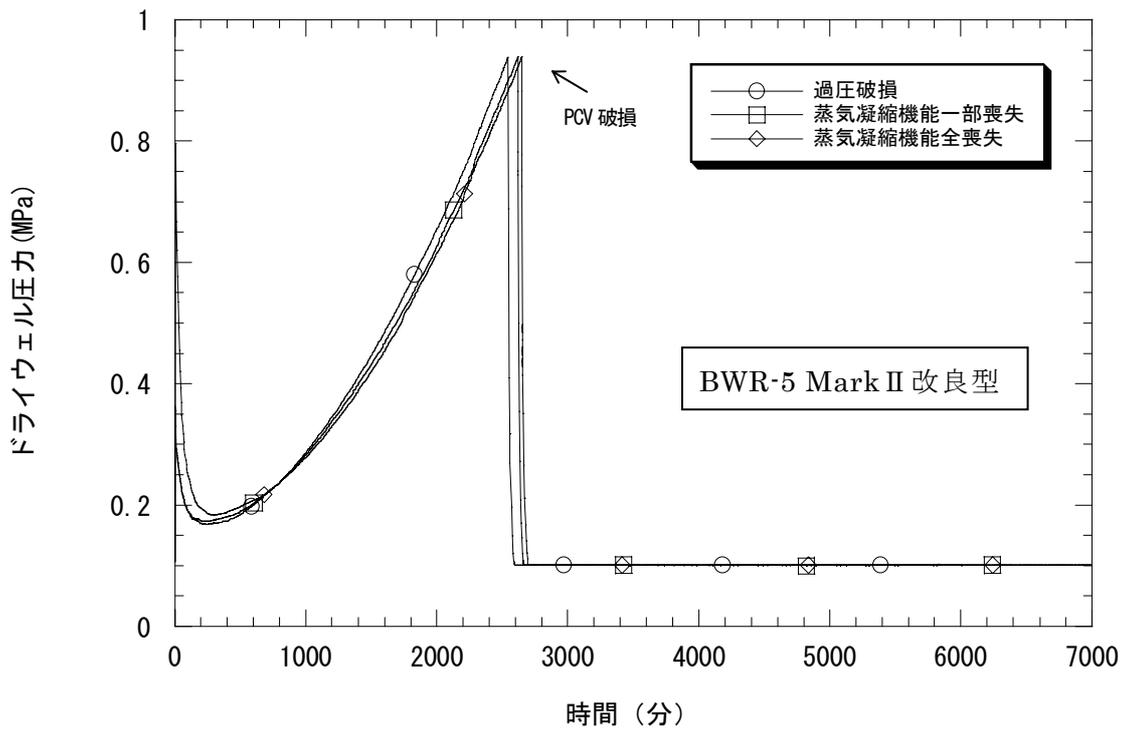


図 2.22-1 ドライウェル圧力の比較（電源喪失時の大破断 LOCA での崩壊熱除去失敗(ABW)）

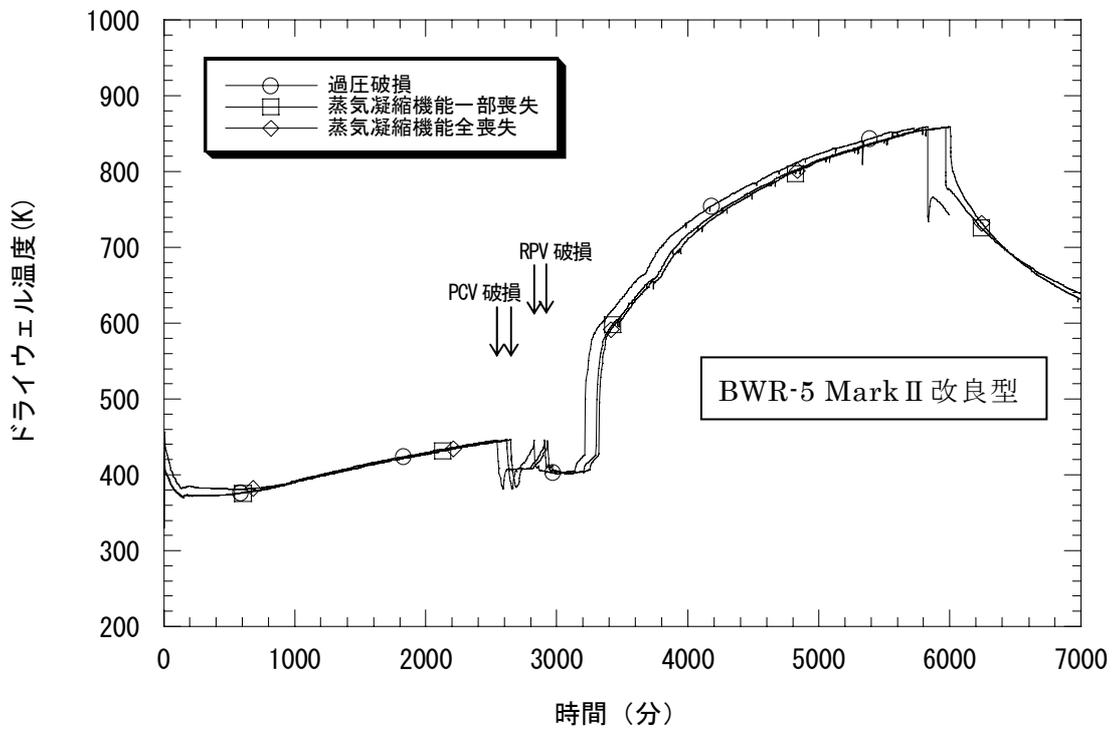


図 2.22-2 ドライウェル温度の比較（電源喪失時の大破断 LOCA での崩壊熱除去失敗(ABW)）

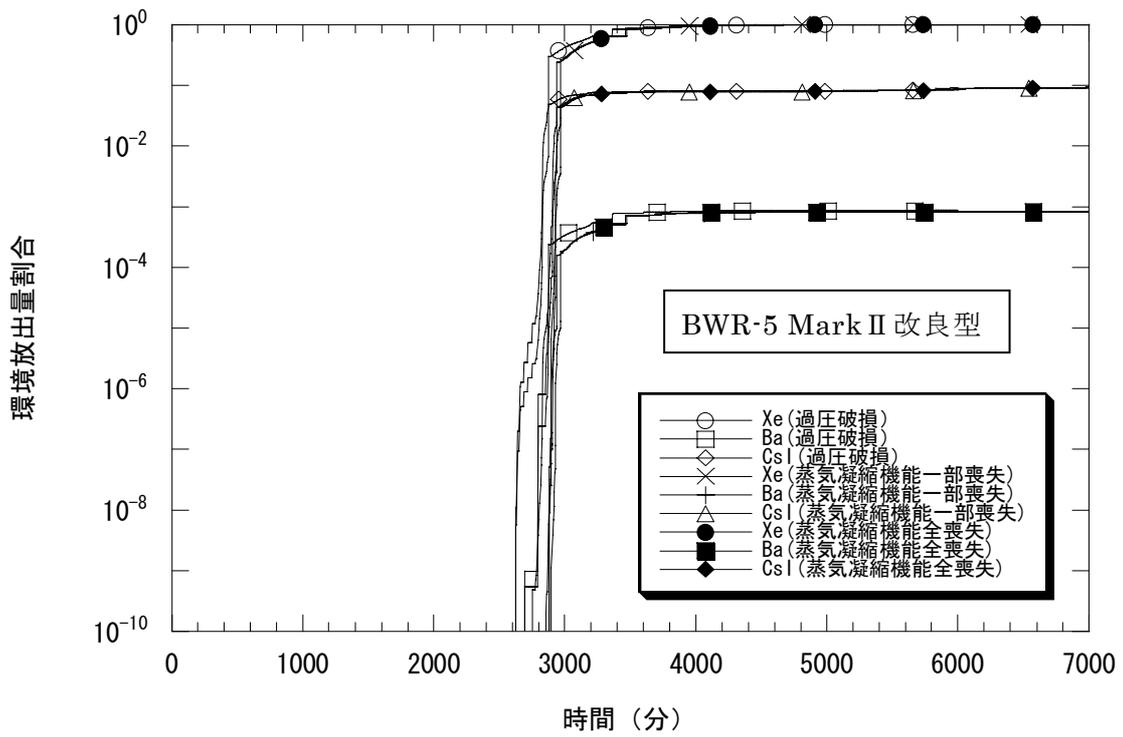


図 2.22-3 Xe、CsI、Ba の環境放出量割合の比較
 (電源喪失時の大破断 LOCA での崩壊熱除去失敗(ABW))

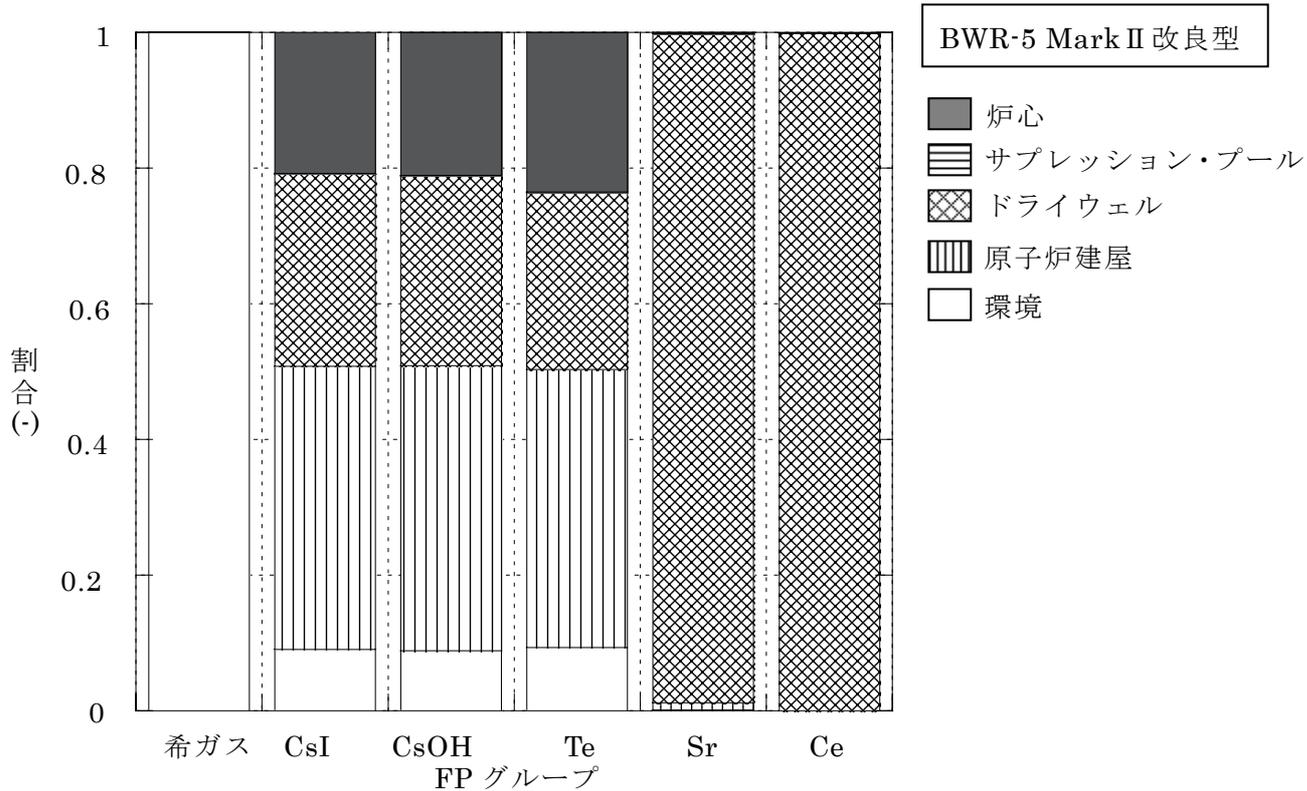


図 2.23 プラント内 FP 分布 (電源喪失時の大 LOCA 崩壊熱除去失敗(ABW)、過圧破損)

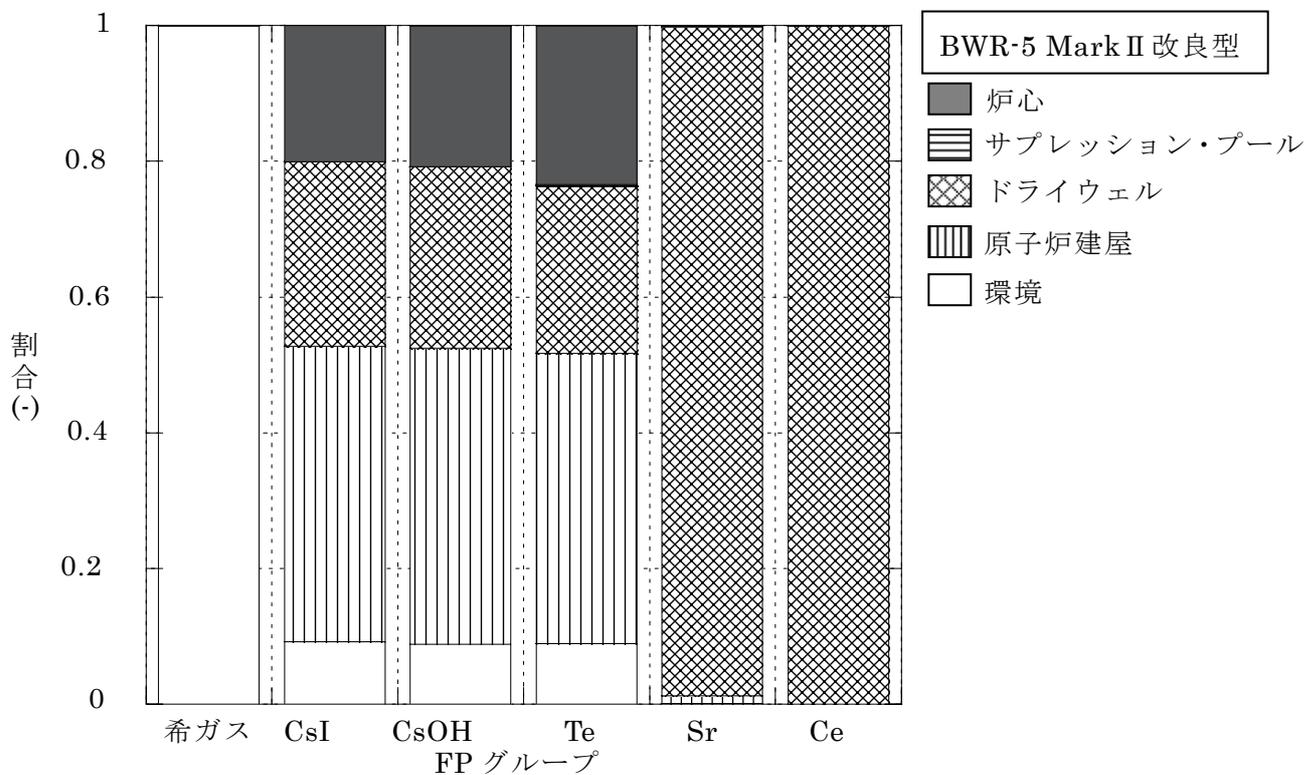


図 2.24 プラント内 FP 分布 (電源喪失時の大 LOCA 崩壊熱除去失敗(ABW)、蒸気凝縮機能部分喪失)

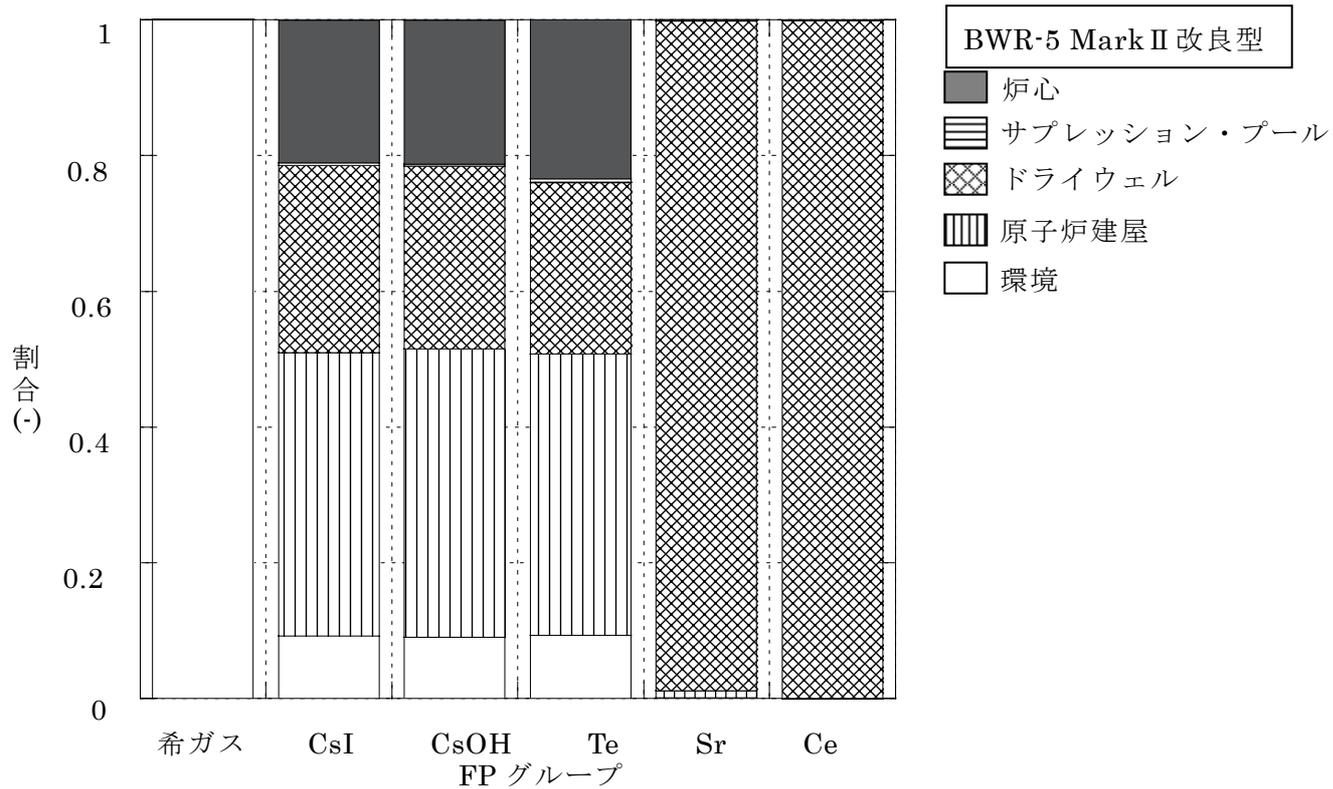


図 2.25 プラント内 FP 分布 (電源喪失時の大破断 LOCA での崩壊熱除去失敗(ABW)、蒸気凝縮機能全喪失)

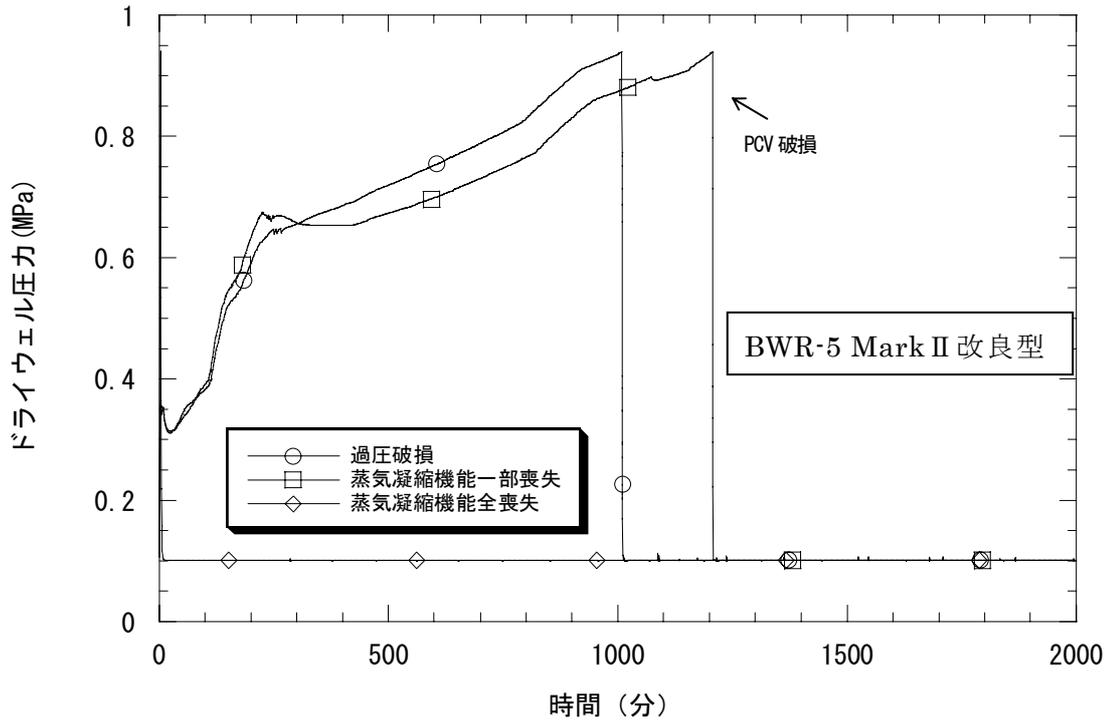


図 2.26-1 ドライウェル圧力の比較

(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))

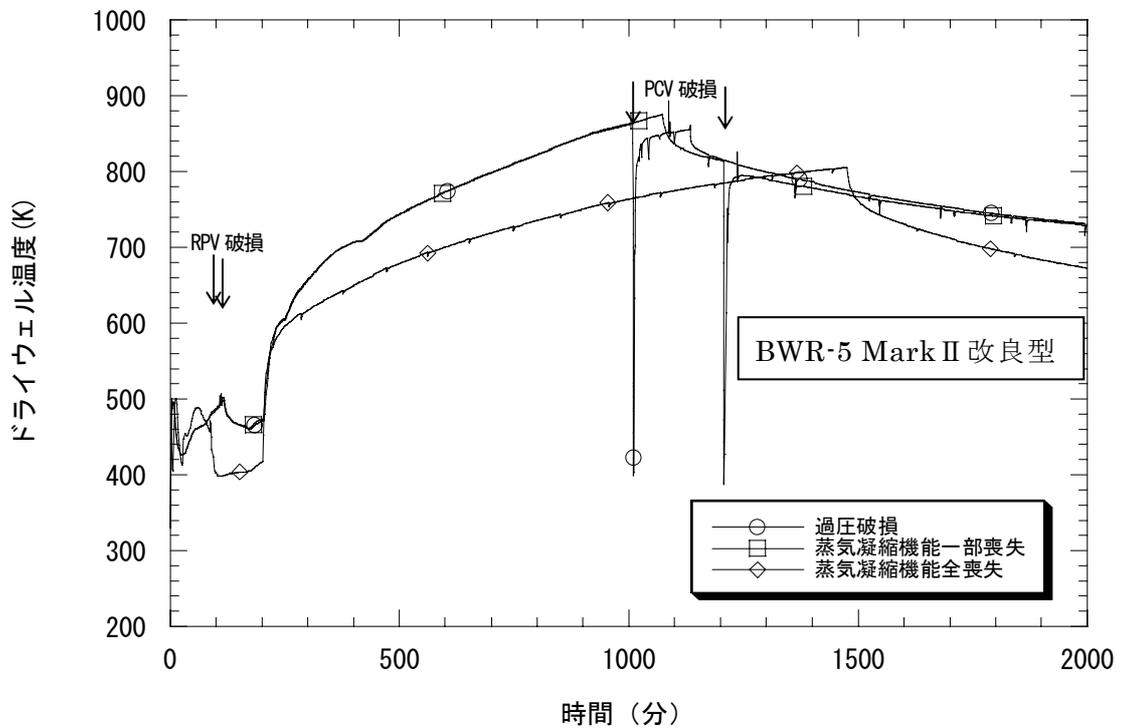


図 2.26-2 ドライウェル温度の比較

(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))

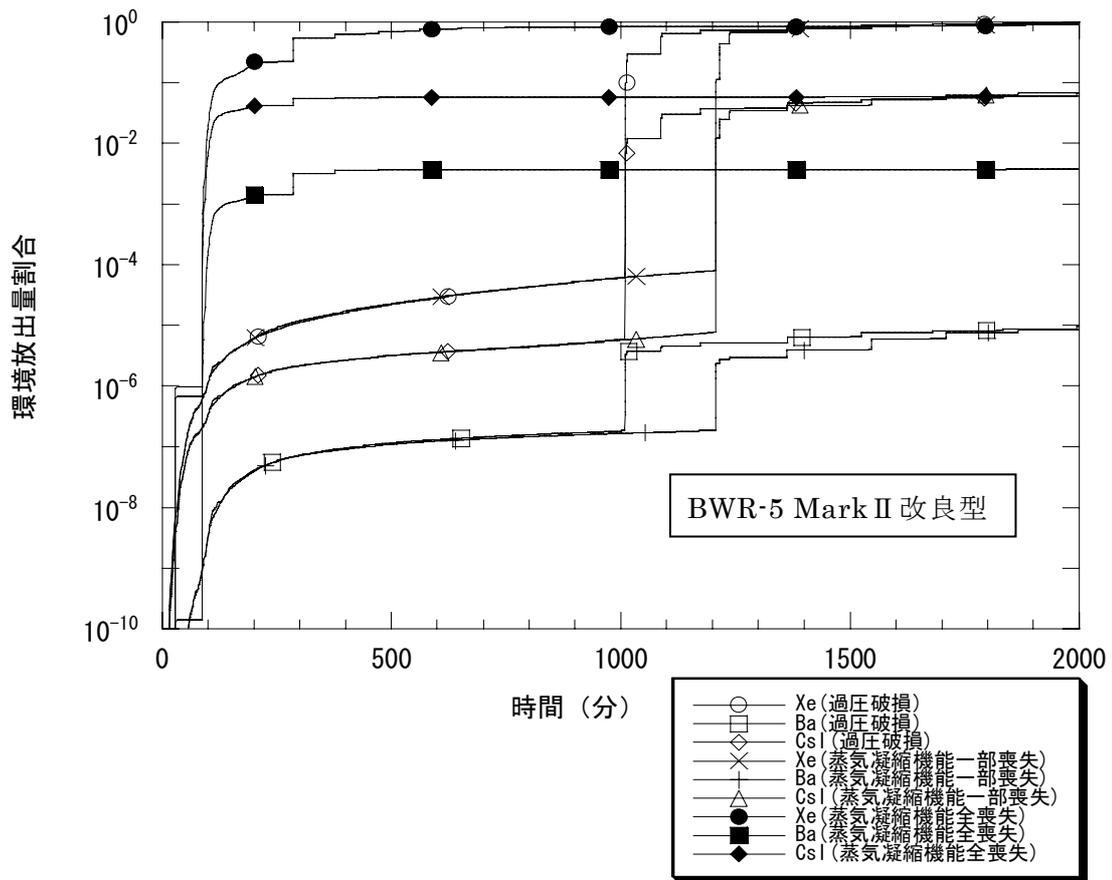


図 2.26-3 Xe、CsI、Ba の環境放出量割合の比較

(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))

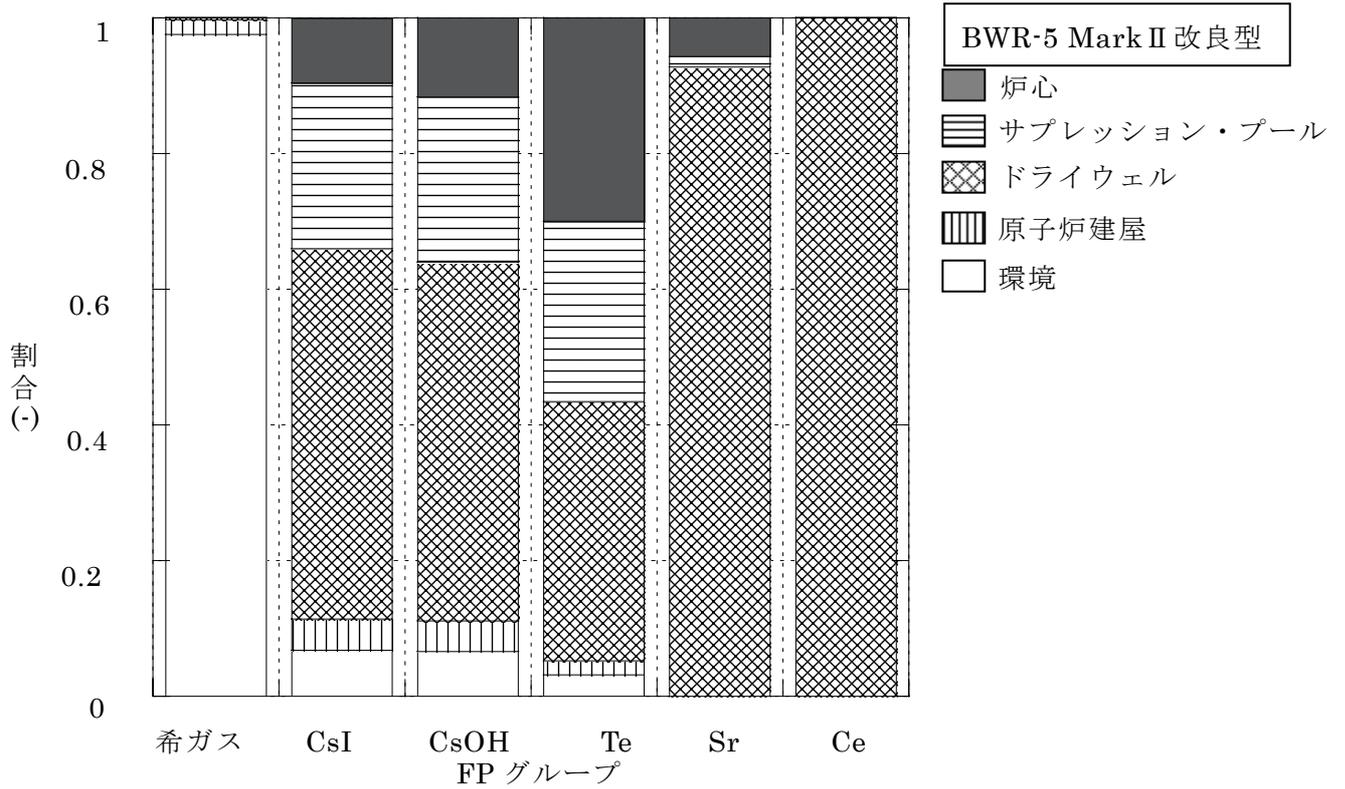


図 2.27 プラント内 FP 分布

(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)、過圧破損)

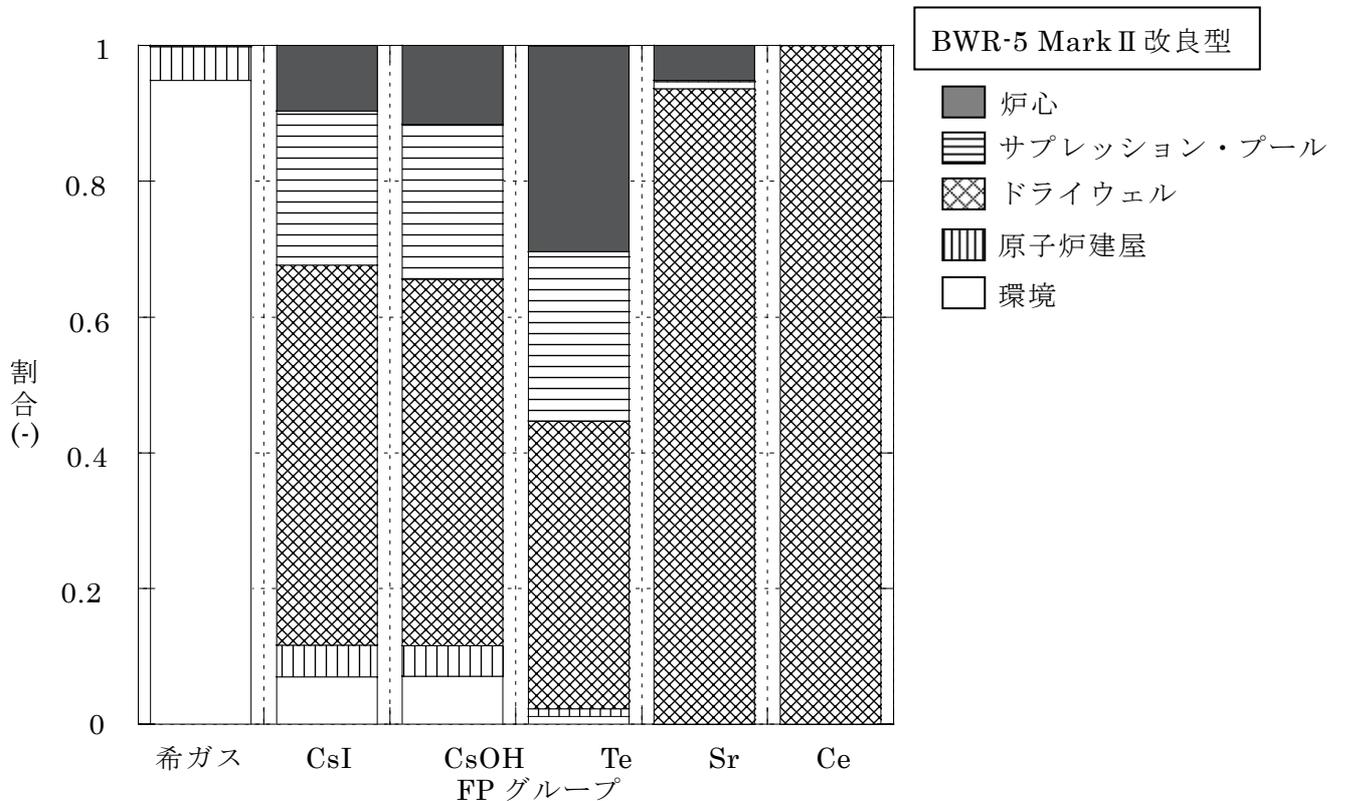


図 2.28 プラント内 FP 分布

(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)、蒸気凝縮機能部分喪失)

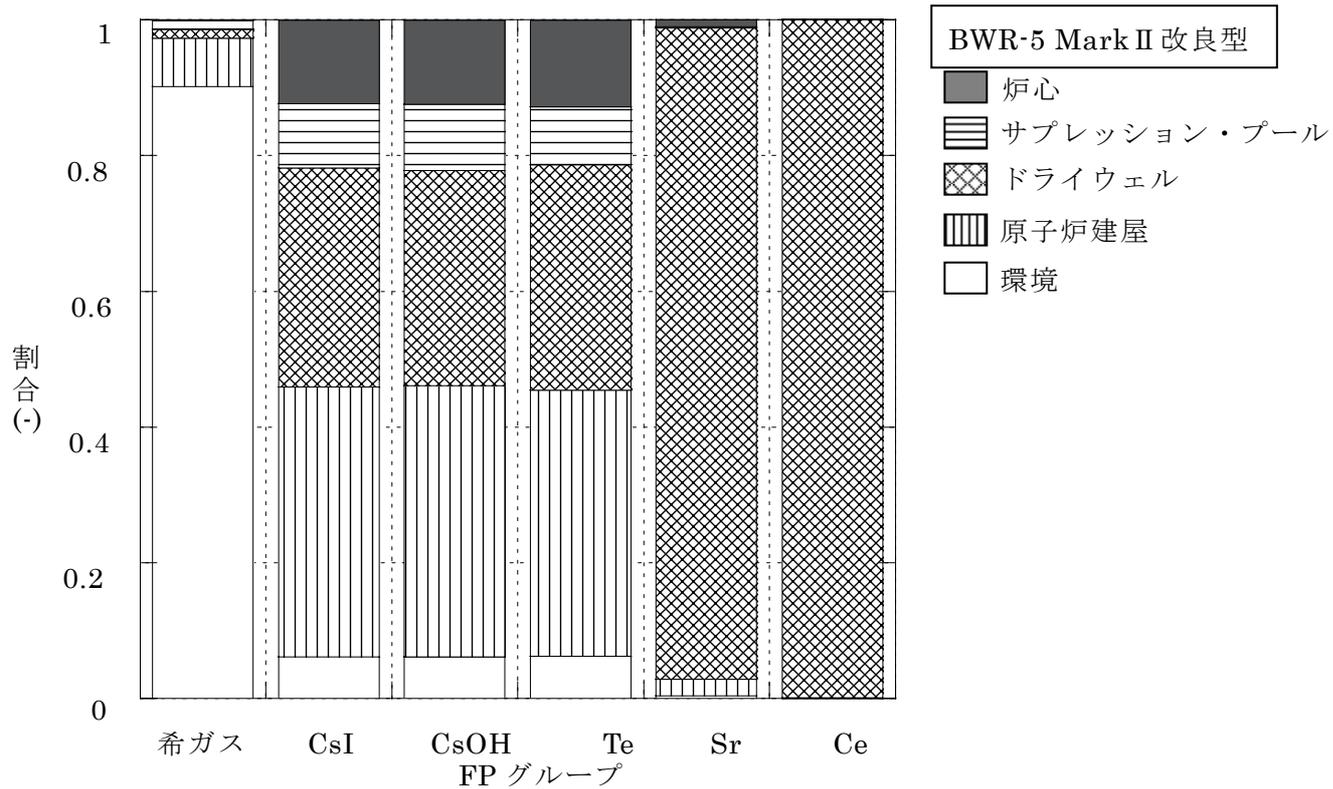


図 2.29 プラント内 FP 分布

(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)、蒸気凝縮機能全喪失)

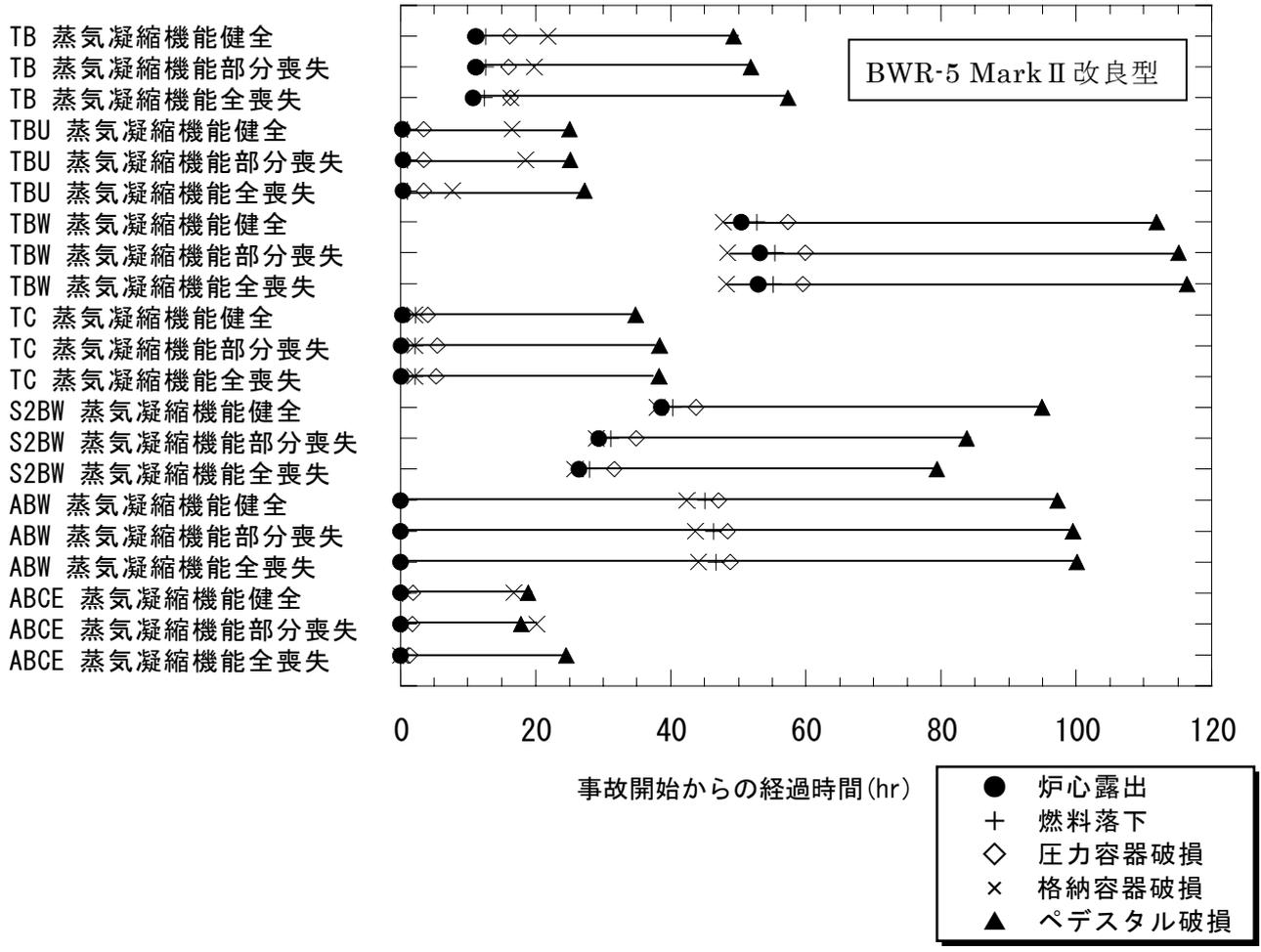


図 2.30 地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング

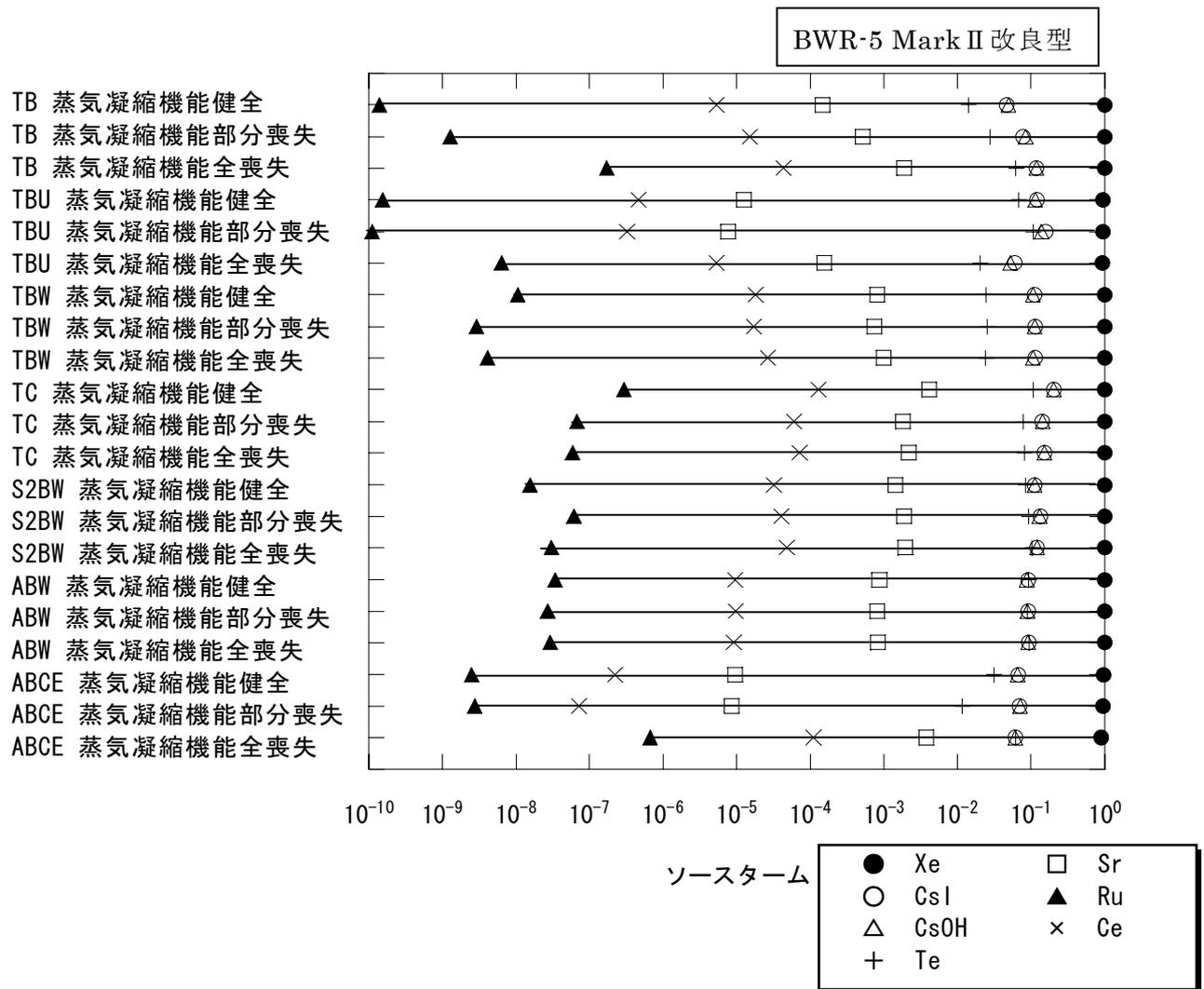


図 2.31 地震時の代表的な事故シーケンスのソースターム

3. 地震時の格納容器イベントツリ定量化

格納容器イベントツリの手法を地震時の特有なプラント損傷状態を対象にして整備し、地震時のプラント損傷状態別の格納容器破損頻度割合を試計算した。

3.1 地震時の格納容器イベントツリ構築

地震時の七つのプラント損傷状態別に格納容器イベントツリを構築するために、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。

当該原子炉施設の格納容器イベントツリの方岐項目（ヘディング）及びその内容を、事故進展のフェイズごとに表 3.1 にまとめて示す。

地震 PSA の格納容器イベントツリでは、地震による格納容器の破損がおこるかどうかを定める分岐項目が必要であるが、それ以外の方岐項目は、基本的に内的事象の場合と同様である。本検討では、格納容器破損の方岐項目を追加せずに、格納容器隔離失敗と格納容器破損は機能的に同等であるため、これらをひとつの方岐項目として扱った。

表 3.2 には、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示す。

格納容器破損モードについては、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を分類するために決めた。当該原子炉施設の格納容器破損モードの特徴を、表 3.3 に示す。なお、格納容器破損頻度のみの評価では δ 、 δ' 、 δ'' を一つにまとめて示す。

プラント損傷状態ごとの格納容器イベントツリは付録 B とし、その特徴をプラント損傷状態別に、表 3.4 にまとめた。

3.2 格納容器イベントツリの定量化計算

前項で構築した格納容器イベントツリを基に、7 種類のプラント損傷状態に関する格納容器イベントツリ定量化の試計算を実施した。

3.2.1 格納容器イベントツリの方岐項目の方岐確率

図 2.1 に示す Mark-II 改良型格納容器の地震時損傷としては、その損傷確率から下部シアラグのダイヤフラムフロアビームシート側板であるため、この部位が地震レベルによって損傷する確率を、格納容器が損傷する確率としている^(参7)。また、格納容器隔離失敗については、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格納容器隔離失敗による漏えいは容易に検出されるため、格納容器隔離失敗による分岐確率は考慮しないものとした。

格納容器イベントツリのヘディング項目に関連する機器・システムに関する地震の大きさに依存した損傷確率は図 3.1 に示す機能喪失確率^(参 5)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、自動減圧系、低圧 ECCS 作動、代替注水及び格納容器 (PCV) 除熱 (RHR 系スプレイモード) の四つとした。

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して評価した。また、エナジェティック事象とそれに対応す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。

以上の分岐確率算定の考え方を表 3.5 にまとめた。300gal 及び 750gal の地震動レベルにおける各ヘディング項目の分岐確率を、表 3.6-1、表 3.6-2 に示す。

3.2.2 プラント損傷別格納容器破損確率

(1) 格納容器破損確率

炉心損傷に至る事故シーケンスを事故の類似性を考慮して、プラント損傷状態に分類し、300gal から 1300gal の地震動レベルの大きさに対するプラント損傷別発生確率(地震動レベル別の条件付き格納容器破損確率)として整理した結果を表 3.7 に示す。炉心損傷頻度に対する条件付き格納容器破損確率は、AM 機能に期待しないことが主原因となりほぼ 1 となった。図 3.2 には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の割合を示す。また、図 3.4 には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(相対値/gal)を示す。

(2) プラント損傷状態の寄与割合

300gal から 1300gal の地震動レベルにおけるプラント損傷別の発生割合(地震動レベル別のパーセント)を表 3.8 に示すが、プラント損傷状態の寄与割合をみると電源喪失(TB)の占める割合が 800gal 近傍でピークとなり最も大きい。次いで低地震動域から中地震動域で大きい電源喪失時の崩壊熱除去失敗(TBW)、中地震動域から高地震動域で大きい電源喪失(TBU:短期)の順である。

3.2.3 格納容器破損モード別の発生確率

前項 3.2.1 で示した格納容器イベントツリの分岐確率を用いて格納容器破損モード別の発生確率(地震動レベル別の条件付き格納容器破損確率)を求めた結果を表 3.9 に示す。図 3.3 には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を示す。また、図 3.5 には地

震動レベルの大きさに対する格納容器破損モード別発生頻度（相対値／gal）を示す。

格納容器破損モード別の発生頻度をみると、以下の特徴があった。

- (1)格納容器破損モード別の発生頻度（相対値／Gal）については、低地震動域では TBW の晩期炉心損傷前過圧破損モード（ $\theta - TW$ ）が大きい、中地震動域から高地震動域にかけては TB、TQUV の水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧破損モード（ δ ）及び原子炉圧力容器破損時の高圧溶融物放出（ $\mu - TB$ ）が大きくなった。また、TC の早期炉心損傷前過圧（ $\theta - TC$ ）、地震による格納容器破損（ β ）が高地震動域にかけて増加する傾向を示した。
- (2)格納容器破損モードのうち、格納容器の早期破損をもたらす割合は小さい（全体の格納容器破損頻度の約 6%）。そのうちで早期炉心損傷前過圧（ $\theta - TC$ ）が最も大きく（約 4.8%）、次いで格納容器雰囲気直接加熱（ σ ）が大きい（約 0.7%）。そのほか地震による格納容器破損（ β ）は全体の 0.5%であるが、原子炉圧力容器（RPV）破損時の高圧溶融物放出（ μ ）、原子炉圧力容器内の水蒸気爆発（ α ）及び格納容器バイパス（ ν ）は、いずれの頻度も非常に小さい（0.1%以下）。
- (3)地震時にアクシデントマネジメントに期待できないため、格納容器の健全性が維持できるのは、漏えいの場合のみで非常に少ない（約 1.5%）。

表 3.1 地震時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水素燃焼 (H2)	RPV 破損時であるいは 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 の破損口を經由して、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エルカウエツトウエルカを決める。
	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 3.2 地震時の代表的な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 (地震時 PSA 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	RPV 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	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 建 の 全 屋 健 性	
	CI	WTR	VNT0	ECCS	INST	EP1	HEC C	RD	LECC	AI1	AHR1	RHR1	VNT1	EOPF	DCH	H2	EP2	DBI	AI2	DBC	EXST	AHR2	RHR2	VNT2	BL	RB	
①TB	○	—	—	—	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
②TBU	○	—	—	—	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
③TC	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	○	○	
④TBW	○	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	○	○	
⑤S ₂ BW	○	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	○	○	
⑥ABW	○	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	○	○	
⑦ABCE	○	—	—	—	○	—	—	—	—	○	○	○	○	○	○	○	—	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
(参考) ・TQUV	○	—	—	—	○	—	—	—	—	○	○	○	○	○	○	○	—	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
(参考) ・TQUX	○	—	—	—	○	—	—	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
(参考) ・TW	—	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	○	○	
(参考) ・AE	○	—	—	—	○	—	—	—	—	○	○	○	○	○	○	○	—	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
(参考) ・V	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	○	

○：ヘディングとして採用

表 3.3 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	β	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
	θ	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
	ν	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
	ν	炉心損傷前の格納容器ベント
フェイズ ii	α	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
	δ^+	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	γ	格納容器内水素燃焼により格納容器が破損するもの
	μ	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
	σ	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	δ	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
	δ'	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
	δ''	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
	η	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

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 3.4 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) (1/2)

プラント 損傷状態	格納容器イベントツリの特徴
① 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。ECCS 作動及び AM 策操作のためには電源の復旧が重要となるので、RPV 破損防止及び PCV 破損防止のための必要期間での電源復旧 (EP1、EP2) 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 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 破損時の圧カスパイクによる 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。
② 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は、プラント損傷状態 TB と同様な構成である。
③ 原子炉未 臨界確保失 敗(TC)	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 PCV からの除熱が不十分なため 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。
④ 電源喪失 時の崩壊熱 除去失敗 (TBW)	炉心の冷却は維持されているが、PCV からの除熱に失敗するため、炉心損傷に至る。格納容器イベントツリは、プラント損傷状態 TW と同様な構成である。
⑤ 電源喪失 時の小破断 LOCA での 崩壊熱除去 失敗 (S ₂ BW)	本プラント損傷状態では、小 LOCA 後、PCV からの除熱に失敗するため、炉心損傷に至る。格納容器イベントツリは、プラント損傷状態 TW と同様な構成である。
⑥ 電源喪失 時の大破断 LOCA での 崩壊熱除去 失敗 (ABW)	本プラント損傷状態では、大 LOCA 後、PCV からの除熱に失敗するため、炉心損傷に至る。格納容器イベントツリは、プラント損傷状態 TW と同様な構成である。
⑦ 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)	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は、プラント損傷状態 TQUV と同様な構成である。

表 3.4 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) (2/2)

プラント 損傷状態	格納容器イベントツリの特徴
(参考) 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。RPV 破損防止のための AM 策操作として、原子炉冷却系への代替注水 (AI1) のヘディングを採用する。原子炉冷却系への注水に成功した場合には PCV からの除熱が必要となるので、代替除熱 (AHR1)、PCV 除熱 (RHR1) 及び早期 PCV ベント (VNT1) のヘディングを採用する。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。RPV 破損後のデブリ注水 (DBI)、代替注水 (AI2)、デブリ冷却 (DBC)、代替除熱 (AHR2)、PCV 除熱 (RHR2) 及び後期 PCV ベント (VNT2) については、事故発生後の時間的余裕を考慮しヘディングとして採用する。これらが失敗するケースについては PCV 過圧破損に至るものと考えられる。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。
(参考) 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。さらに、低圧注水系の作動に失敗した場合には、AM 策操作として原子炉冷却系への代替注水 (AI1) のヘディングを採用する。原子炉冷却系への注水により RPV 破損が防止されたシーケンスについては、PCV からの除熱に成功する場合に PCV 過圧破損が防止されることを考慮して、代替除熱 (AHR1)、PCV 除熱 (RHR1) 及び早期 PCV ベント (VNT1) 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 破損後のデブリ注水 (DBI)、代替注水 (AI2)、デブリ冷却 (DBC)、代替除熱 (AHR2)、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。
(参考) 崩壊熱除去 失敗(TW)	炉心の冷却は維持されているが、PCV からの除熱に失敗するため RHR 系等の復旧がなければ、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。
(参考) 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は、プラント損傷状態 TQUV と同様な構成である。
(参考) インター フェイス システム LOCA(V)	本プラント損傷状態では、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。

表 3.5 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) (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しないものとし、下記の内的事象と同じとする。 H11 年度の評価 ^(※12) (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 8.0×10^{-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しないものとし、下記の内的事象と同じとする。 H11 年度の評価 ^(※12) (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 1.0×10^{-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しないものとし、下記の内的事象と同じとする。 H11 年度の評価 ^(※12) (DCH 時の格納容器圧力負荷) 結果の中央値として、TQUX,TBU で 2.3×10^{-3} 、TB で 1.8×10^{-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しないものとし、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、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 3.5 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)
(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) 原子炉減圧 (RD)	当所の H11 年度の地震レベル 1PSA 報告書によれば、HPCS 機能喪失確率は、300gal で $2.5E-2$ 、750gal で $5.6E-2$ であるため、この評価結果を用いた。 当所の H10 年度の地震レベル 1PSA 報告書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した。 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。当所の H10 年度の地震レベル 1PSA 報告書によれば、外部電源が喪失していない場合の自動減圧系失敗確率 (小 LOCA の値) は、300gal で $9.9E-6$ 、750gal で $8.3E-4$ であり、原子炉手動減圧失敗確率は、300gal で $6.4E-4$ 、750gal で $8.3E-4$ であるため、300gal で $1.1E-5$ 、750gal で $1.4E-3$ である。この結果、本分岐確率は 300gal で $1.5E-2$ 、750gal で 1.0 とした。 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。この結果、本分岐確率は、自動減圧系失敗確率 (小 LOCA の値) と同じ 300gal で $1.1E-5$ 、750gal で $1.4E-3$ とした。
	低压 ECCS 作動 (LECC) PCV 除熱 (RHR1)	当所の H11 年度の地震レベル 1PSA 報告書によれば、LPCI 機能喪失確率は、300gal で $1.1E-3$ 、750gal で $4.6E-3$ であるため、この評価結果を用いた。 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 スプレー作動失敗確率として、当所の H11 年度の地震レベル 1PSA 報告書によれば、PCV スプレー冷却系機能喪失確率は、300gal で $2.3E-3$ 、750gal で $5.4E-3$ であるため、この評価結果を用いた。	
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。 不確かさが大きく、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 スプレー作動失敗確率として、当所の H11 年度の地震レベル 1PSA 報告書によれば、PCV スプレー冷却系機能喪失確率は、300gal で $2.3E-3$ 、750gal で $5.4E-3$ であるため、この評価結果を用いた。	
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 3.6-1 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、300gal)

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 (C1)	全シーケンス	0.	
	② 注水流量調整 (WTR)	TC	1. 0 ⁽¹⁾	AM策としての注水流量調整失敗確率
	③ PCVベント (VNT0)	TBW、TC、S2BW、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)	TBW、TC、S2BW、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. 5E-2 ⁽²⁾	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	1. 1E-5 ⁽³⁾ 3. 4E-3 ⁽⁴⁾	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)	TB、TBU、TQUX	1. 1E-3 ⁽²⁾	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)	TB、TBU、TQUX ABCE、AE TQUV	1. 0 ⁽¹⁾ 1. 0 1. 0 ⁽¹⁾	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)	TB、TBU、ABCE、 TQUV、TQUX、AE	1. 0 ⁽¹⁾	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 ⁽¹⁾ 1. 0 ⁽¹⁾ 2. 3E-3 ⁽²⁾	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)	TB、TBU、ABCE、 TQUV、TQUX、AE	1. 0 ⁽¹⁾	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)	ABCE、TQUV、AE、 TB/TBU/TQUX (低圧) TBU/TQUX (高圧) TB (高圧)	0. 0 1. 0E-3 0. 31
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
		TBU/TQUX (高圧)、 TC	2. 3E-3	DCH時における格納容器圧力負荷
		TB (高圧)	1. 8E-2	DCH時における格納容器圧力負荷
③ 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 ⁽¹⁾ 1. 0 ⁽¹⁾	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)	ABCE、TQUV、AE、 TB/TBU/TQUX (RD成功)	1. 0	低圧ECCS復旧失敗確率
		TB/TBU/TQUX (RD失敗) TB/TBU (EP2成功)	1. 1E-3 ⁽²⁾	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、TBU、ABCE、 TQUV、TQUX、AE	1. 0 ⁽¹⁾	AM策としての代替注水失敗確率
	④ PCV内デブリ冷却 (DBC)	全シーケンス	0. 5	同程度に生じ得ると判断される現象
	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、ベ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、ベDESTAL破損時にPCV破損は発生しないと仮定
	⑥ 代替除熱 (AHR2)	TB、TBU、ABCE、 TQUV、TQUX、AE	1. 0 ⁽¹⁾	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 TB/TBU/TQUX (DBI成功)	1. 0 ⁽¹⁾ 2. 3E-3 ⁽²⁾	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	1. 0 ⁽¹⁾
格納容器注水失敗	1. 0		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	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)INS/M99-08でのBWR5プラントを対象とした地震動レベル300galの機能喪失確率

(3)INS/M98-08でのBWR5プラントを対象とした地震動レベル300galの機能喪失確率

(4)INS/M98-08でのBWR5プラントを対象とした地震動レベル300galの機能喪失確率 (ADS (小LOCA) /DEPの値)

表 3.6-2 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、750gal)

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	② PCV隔離 (C1)	全シーケンス	0.	
	②注水流量調整 (WTR)	TC	1. 0 ⁽¹⁾	AM策としての注水流量調整失敗確率
	③PCVベント (VNT0)	TBW、TC、S2BW、ABW	1. 0	プラント損傷状態の定義に基づく
	④ECCS継続運転 (ECCS)	TBW、TC、S2BW、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	⑩RPV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
	⑪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
	⑫高圧ECCS (HECC)	TB、TBU	5. 6E-2 ⁽²⁾	レベル1PSA評価に基づく高圧ECCS作動失敗確率
	⑬原子炉減圧 (RD)	TB、TBU TQUX	1. 4E-3 ⁽³⁾ 0. 2 ⁽⁴⁾	レベル1PSA評価に基づくADS自動起動失敗確率
	⑭低圧ECCS (LECC)	TB、TBU、TQUX	4. 6E-3 ⁽²⁾	レベル1PSA評価に基づく低圧ECCS作動失敗確率
	⑮代替注水 (AI1)	TB、TBU、TQUX ABCE、AE TQUV	1. 0 ⁽¹⁾ 1. 0 1. 0 ⁽¹⁾	レベル1PSA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
	⑯代替除熱 (AHR1)	TB、TBU、ABCE、 TQUV、TQUX、AE	1. 0 ⁽¹⁾	AM策としての代替除熱失敗確率
	⑰PCV除熱 (RHR1)	代替除熱成功 代替除熱失敗 TB/TBU/TQUX (LECC,HECC成功)	1. 0 ⁽¹⁾ 1. 0 ⁽¹⁾ 5. 4E-3 ⁽²⁾	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1PSA評価に基づくPCVスプレイ失敗確率
	⑱PCVベント (VNT1)	TB、TBU、ABCE、 TQUV、TQUX、AE	1. 0 ⁽¹⁾	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	④RPV破損時PCV破損 (EOPF)	ABCE、TQUV、AE、 TB/TBU/TQUX (低圧) TBU/TQUX (高圧) TB (高圧)	0. 0 1. 0E-3 1. 31
⑤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
		TBU/TQUX (高圧)、 TC	2. 3E-3	DCH時における格納容器圧力負荷
		TB (高圧)	1. 8E-2	DCH時における格納容器圧力負荷
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	
(d) デブリ/コンクリート反応開始後	⑨電源復旧 (EP2)	TB TBU	1. 0 ⁽¹⁾ 1. 0 ⁽¹⁾	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
	⑩PCV内デブリ注水 (DBI)	ABCE、TQUV、AE、 TB/TBU/TQUX (RD成功)	1. 0	低圧ECCS復旧失敗確率
		TB/TBU/TQUX (RD失敗) TB/TBU (EP2成功)	4. 6E-3 ⁽²⁾	レベル1PSA評価に基づく低圧ECCS作動失敗確率
	⑪代替注水 (AI2)	TB、TBU、ABCE、 TQUV、TQUX、AE	1. 0 ⁽¹⁾	AM策としての代替注水失敗確率
	⑫PCV内デブリ冷却 (DBC)	全シーケンス	0. 5	同程度に生じ得ると判断される現象
	⑬PCV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、ベ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、ベDESTAL破損時にPCV破損は発生しないと仮定
	⑭代替除熱 (AHR2)	TB、TBU、ABCE、 TQUV、TQUX、AE	1. 0 ⁽¹⁾	AM策としての代替除熱失敗確率
	⑮PCV除熱 (RHR2)	代替除熱成功、失敗 TB/TBU/TQUX (DBI成功)	1. 0 ⁽¹⁾ 5. 4E-3 ⁽²⁾	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
		⑯PCVベント (VNT2)	格納容器注水成功	1. 0 ⁽¹⁾
	格納容器注水失敗		1. 0	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	③PCV破損位置 (BL)	全シーケンス	1. 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失敗時はドライウェル破損とする。
	④原子炉建屋の健全性 (RB)	全シーケンス	1. 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)INS/M99-08でのBWR5プラントを対象とした地震動レベル750galの機能喪失確率

(3)INS/M98-08でのBWR5プラントを対象とした地震動レベル750galの機能喪失確率

(4)INS/M98-08でのBWR5プラントを対象とした地震動レベル750galの機能喪失確率 (ADS (小LOCA) /DEPの値)

表 3.7 プラント損傷状態別の発生確率(地震動レベル別の条件付き格納容器破損確率)

プラント損傷状態	300gal	500gal	700gal	900gal	1100gal	1300gal
TBW	7.4E-01	4.9E-01	1.5E-01	7.2E-02	5.4E-02	1.9E-02
TB	1.1E-03	3.7E-01	7.4E-01	7.8E-01	5.8E-01	4.0E-01
TBU	4.5E-04	5.2E-02	7.2E-02	9.4E-02	2.6E-01	4.5E-01
TC	1.1E-02	2.4E-02	2.7E-02	4.6E-02	9.1E-02	1.1E-01
S2BW	3.8E-08	4.7E-06	3.6E-05	2.4E-04	5.0E-04	2.7E-04
ABW	2.3E-13	2.4E-09	1.6E-07	5.2E-06	2.8E-05	3.4E-05
ABCE	2.1E-08	7.3E-06	9.6E-06	1.6E-05	4.2E-05	1.9E-04
V	ε	ε	1.0E-21	2.6E-12	3.9E-10	4.9E-08
TQUV	2.4E-01	6.3E-02	1.1E-02	4.9E-03	1.2E-02	1.2E-02
TQUX	1.7E-04	1.1E-03	8.4E-05	3.2E-05	9.3E-05	5.1E-05
AE	8.4E-14	3.9E-09	1.7E-06	1.0E-04	6.6E-04	2.9E-03
合計	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00

表 3.8 プラント損傷状態別の発生割合(地震動レベル別の割合)

プラント損傷状態	300gal	450gal	600gal	800gal	1000gal	1200gal	1400gal
TQUV	13	38	50	32	1	0	0
TQUX	0	0	2	5	1	0	0
TB	83	60	46	58	79	57	58
TW	1	1	0	0	0	0	0
TC	2	1	2	4	14	34	35
AE	0	0	0	1	4	7	7
ABCE	0	0	0	0	0	2	1
TBU-V	0	0	0	0	0	0	0
合計	100	100	100	100	100	100	100

表 3.9 格納容器破損モード別の発生確率(地震動レベル別の条件付き格納容器破損確率)

格納容器破損モード	300gal	500gal	700gal	900gal	1100gal	1300gal
In-Vesselでの水蒸気爆発(α)	1.9E-06	3.9E-06	6.6E-06	7.0E-06	6.8E-06	6.8E-06
地震により格納容器破損(β)	1.9E-08	2.6E-04	1.2E-03	3.6E-03	9.3E-03	2.5E-02
原子炉圧力容器破損時の高圧溶融物放出(μ-TBU)	4.4E-07	5.2E-05	7.2E-05	9.4E-05	2.6E-04	4.4E-04
原子炉圧力容器破損時の高圧溶融物放出(μ-TQUX)	1.1E-07	2.0E-06	1.6E-07	6.0E-08	1.7E-07	9.3E-08
原子炉圧力容器破損時の高圧溶融物放出(μ-TB)	3.2E-04	1.1E-01	2.3E-01	2.4E-01	1.8E-01	1.2E-01
格納容器雰囲気直接加熱(σ)	1.4E-05	4.7E-03	9.4E-03	9.9E-03	7.7E-03	5.9E-03
水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧(δ)	2.4E-01	3.6E-01	5.9E-01	6.3E-01	6.6E-01	7.2E-01
ベデスタル破損時の急速な水蒸気発生(η)	ε	ε	ε	ε	ε	ε
晩期炉心損傷前過圧(θ-TW)	7.2E-01	4.9E-01	1.4E-01	7.2E-02	5.4E-02	1.8E-02
早期炉心損傷前過圧(θ-TC)	1.1E-02	2.4E-02	2.7E-02	4.6E-02	9.0E-02	1.1E-01
格納容器バイパス(ν)	ε	ε	1.0E-21	2.6E-12	3.8E-10	4.8E-08
早期格納容器ベント(v-e)	ε	ε	ε	ε	ε	ε
後期格納容器ベント(v-l)	ε	ε	ε	ε	ε	ε
漏洩・原子炉冷却系内で事故終息(φ-e)	3.3E-02	5.3E-03	4.2E-04	1.6E-04	4.6E-04	2.5E-04
漏洩・格納容器系内で事故終息(φ-l)	5.6E-05	9.8E-04	7.7E-05	3.0E-05	8.5E-05	4.6E-05
合計	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00

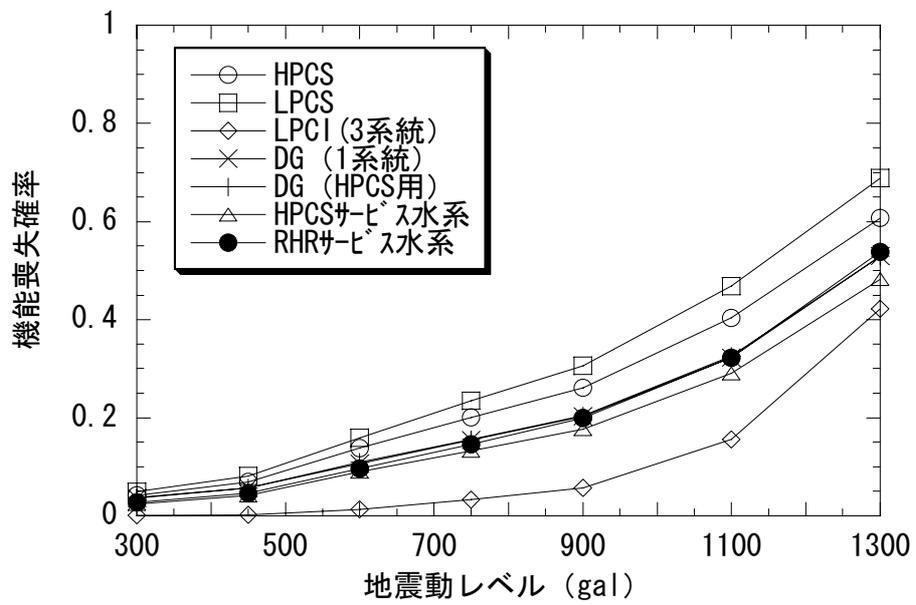


図 3.1 地震動レベルに対する機能喪失確率 (参7)

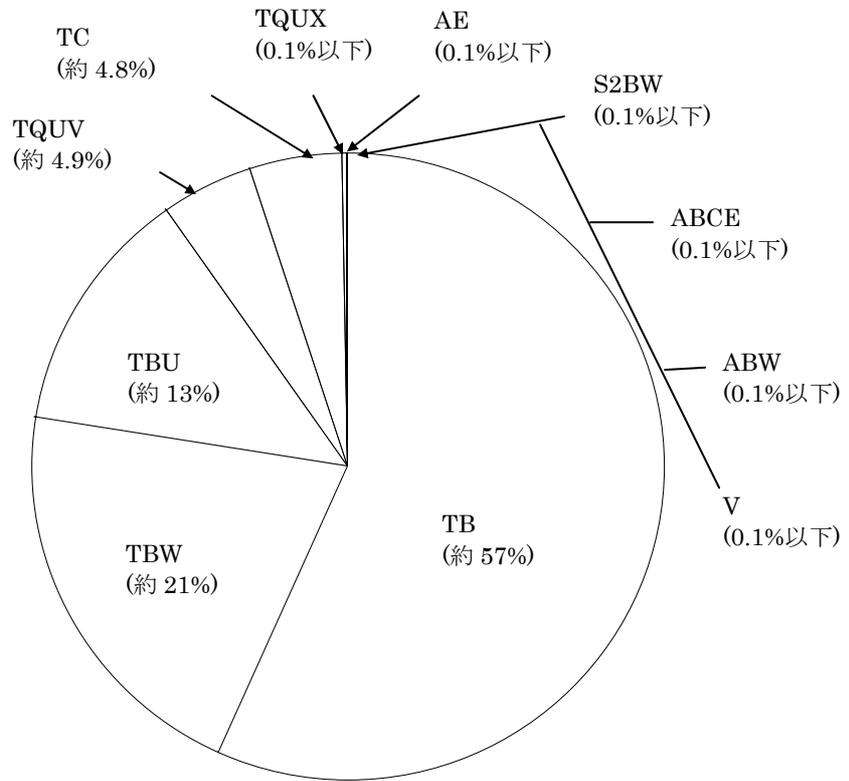


図 3.2 プラント損傷状態別格納容器破損頻度割合(BWR-5 Mark-II 改良型)

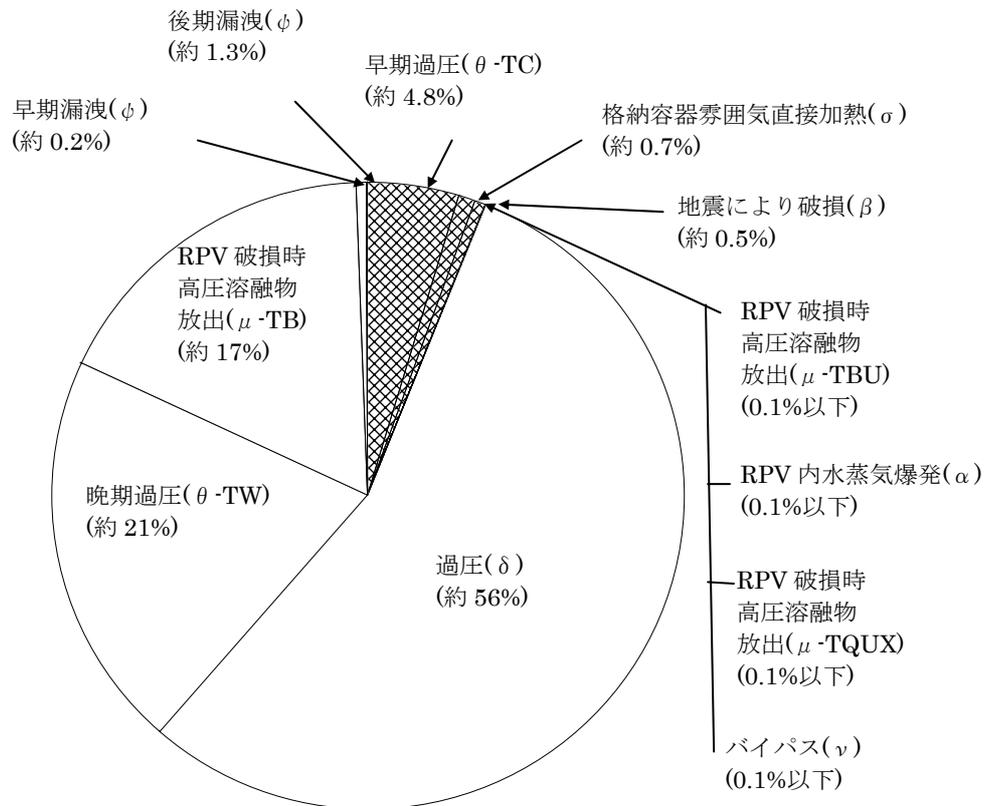


図 3.3 格納容器破損モード別発生頻度割合(BWR-5 Mark-II 改良型)

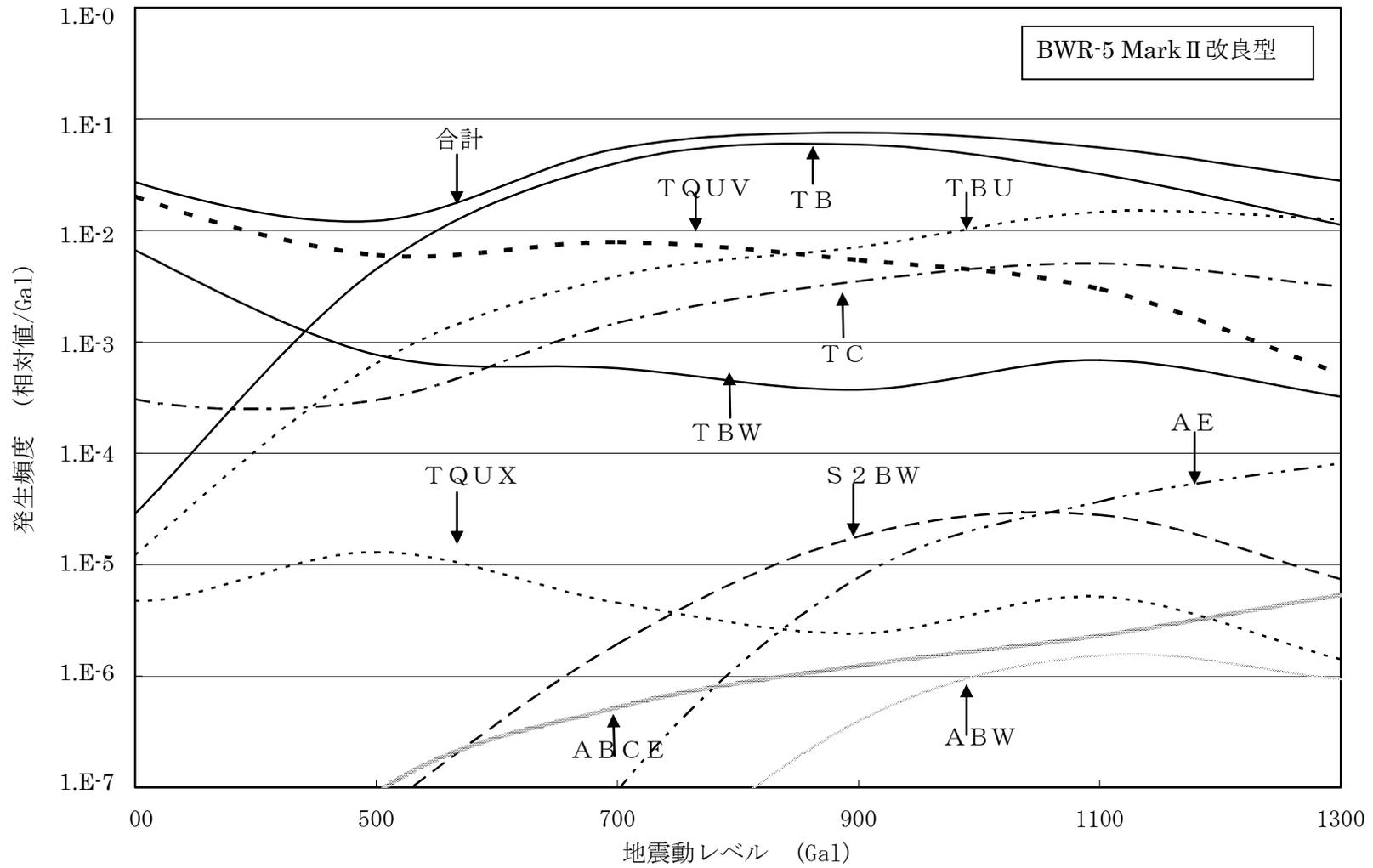


図 3.4 プラント損傷状態別格納容器破損頻度 (相対値/Gal)

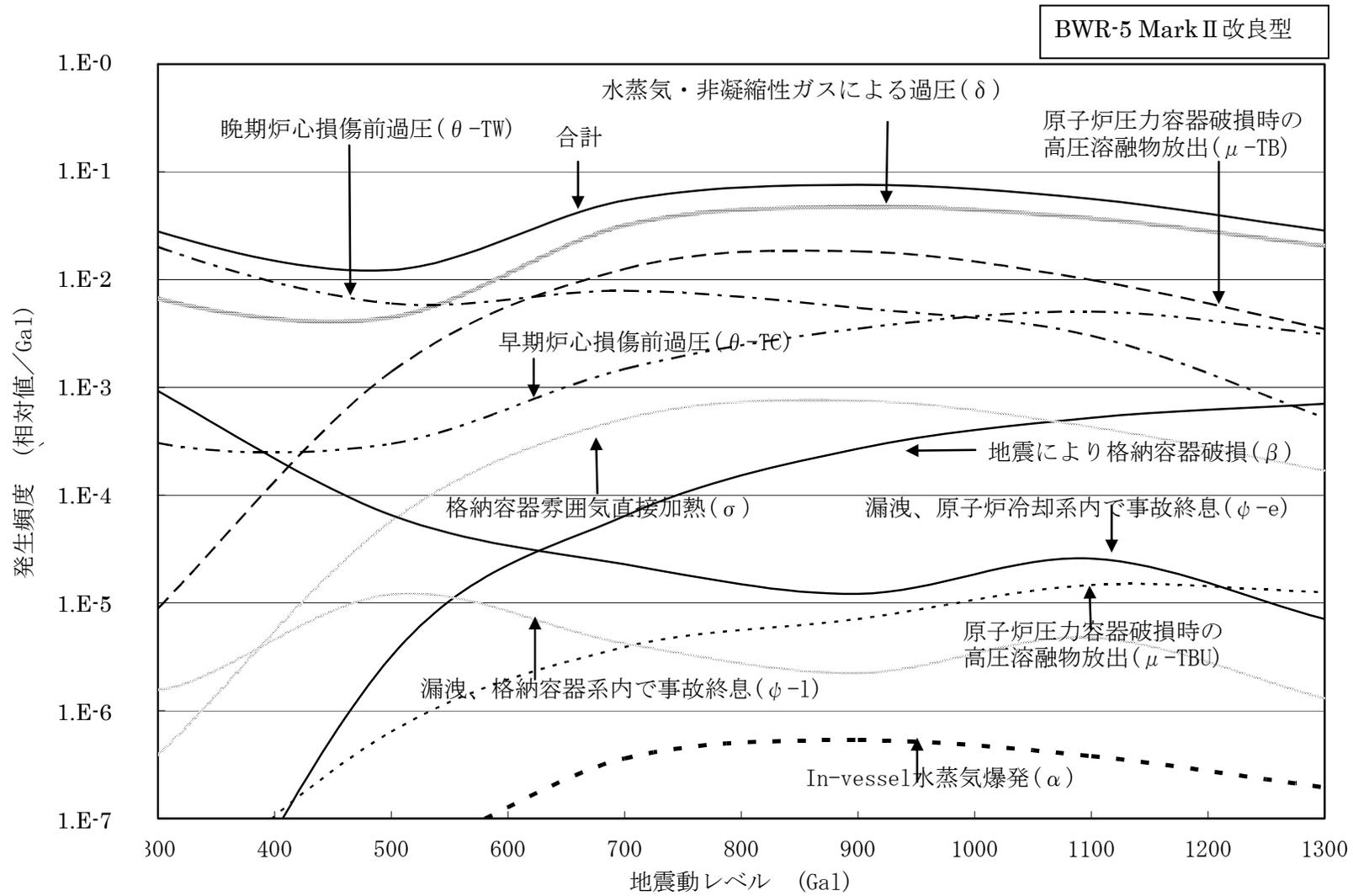


図 3.5 格納容器破損モード別の発生頻度 (相対値/Gal)

4. 結論

BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設への適用を目的として平成 15 年上期のレベル 1 地震 PSA の結果から抽出した地震時のプラント損傷状態を対象に格納容器構造物の損傷に伴う蒸気凝縮機能喪失を仮定した場合の影響が評価できるように解析手法（モデル）を整備し、事故進展の試解析を実施して解析手法が整備されていることを確認した。また、格納容器イベントツリの手法を地震時の特有なプラント損傷状態を対象にして整備し、地震時のプラント損傷状態別の格納容器破損頻度割合を試計算した。

なお、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して評価した。

① 地震時の事故進展解析

BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設を対象にしたレベル 1 地震 PSA 結果から事故進展の類似性の観点から分類整理して、7 種類のプラント損傷状態を選定した。格納容器の構造物が健全な場合と比較するため、地震により格納容器内の構造物のひとつであるベント管が損傷して蒸気凝縮機能が喪失すると仮定した場合が評価できるように MELCOR コードのモデルを変更して事故進展及び放射性物質挙動を試解析した。なお、蒸気凝縮機能の喪失としては、全喪失と部分喪失の二通りを仮定した。

試解析の結果の特徴は以下のようにまとめられる。

レベル 1 地震 PSA の試解析結果から抽出した上位 3 つのプラント損傷状態を例示すると、①外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機損傷により全交流電源喪失となるが高圧注水系は使用可能なプラント損傷状態（TB：約 57%）、②動力変圧器損傷により崩壊熱除去失敗となるプラント損傷状態（TW：約 21%）、③外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機損傷により全交流電源喪失になるとともに RCIC による炉心冷却が失敗となるプラント損傷状態（TBU：約 13%）となった。

地震により蒸気凝縮機能が喪失すると仮定した場合の放射性物質の放出開始時間の傾向について大別すると、(a)圧力容器破損後の蒸気過圧により格納容器破損が早まる場合及び(b)炉心損傷前に格納容器過圧破損が生じる場合には炉心への注水停止が早まって圧力容器破損が早まる場合には放出開始が早まる（約 5～17 時間）。(c) 蒸気凝縮機能に事故進展がほとんど影響されない場合もある。

また、放射性物質の放出割合に関して揮発性放射性物質 CsI は、炉心損傷に伴って早期に放出されるため、蒸気凝縮機能の喪失により格納容器破損時間が早くなる電源喪失（TB）では蒸

気凝縮機能が正常な場合と比較して環境放出量が増加した（2.5 倍）が、同じく格納容器破損時間が早くなる電源喪失時の小破断 LOCA での崩壊熱除去失敗（S₂BW）では蒸気凝縮機能が正常な場合と比較して環境放出量は若干の増加であった（1.1 倍）。

② 地震時の格納容器イベントツリ定量化

7 種類のプラント損傷状態別に格納容器イベントツリを構築し、定量化を実施した。

格納容器破損モード別の発生頻度（相対値/Gal）については、低地震動域では電源喪失時の崩壊熱除去失敗(TBW)の晩期炉心損傷前過圧破損モード(θ -TW)が大きく、中地震動域から高地震動域にかけては電源喪失(TB)及び高圧・低圧注水失敗(TQUV)等の水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧破損モード(δ)及び原子炉圧力容器破損時の高圧溶融物放出(μ -TB)が大きい結果になった。格納容器の早期破損をもたらす割合は小さい(全体の格納容器破損頻度の約 6%)。そのうちで早期炉心損傷前過圧(θ -TC)が最も大きい結果(約 4.8%)になった。

これらの試解析の結果から、解析手法の整備は適切であることを確認した。

参 考 文 献

- (1) 原子力安全・保安部会報告書「原子力の安全基盤の確保について」、(平成13年6月27日)
- (2) 原子力安全委員会安全目標専門部会「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」、(平成15年12月)
- (3) 財団法人 原子力発電技術機構 原子力安全解析所「地震に係る確率論的安全評価手法の整備(その4)に関する報告書=BWRの事故シーケンスの試解析=」、INS/M00-08 (平成13年3月)
- (4) 財団法人 原子力発電技術機構 原子力安全解析所「地震に係る確率論的安全評価手法の整備(その5)に関する報告書=事故シーケンスの試解析=」、INS/M99-08 (平成12年3月)
- (5) 財団法人 原子力発電技術機構 原子力安全解析所「地震に係る確率論的安全評価手法の整備(その5)に関する報告書=事故シーケンスの試解析=」、INS/M98-08 (平成11年3月)
- (6) 財団法人 原子力発電技術機構 原子力安全解析所「耐震情報及び地震PSAに基づく機器重要度の検討に関する報告書」、INS/M02-28 (平成15年3月)
- (7) 財団法人 原子力発電技術機構 原子力安全解析所「地震に係る確率論的安全評価手法の整備に関する報告書=BWRの事故シーケンスの試解析及び評価手法の高度化=」、INS/M03-05(平成15年9月)
- (8) 財団法人 原子力発電技術機構 原子力安全解析所「環境影響評価手法の調査検討に関する報告書=BWRプラント=」、INS/M02-36(平成15年3月)
- (9) 財団法人 原子力発電技術機構 原子力安全解析所「レベル2PSA手法の整備に関する報告書=BWRプラント=」、INS/M02-11(平成15年3月)
- (10) 財団法人 原子力発電技術機構 原子力安全解析所「レベル2PSA手法の整備に関する報告書」、INS/M03-7(平成15年9月)
- (11) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Severe Accident Risks: An Assessment for Five nuclear Power Plants’ Final Summary Report,” NUREG-1150, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington DC,(1990)
- (12) 財団法人 原子力発電技術機構 原子力安全解析所「レベル2PSA手法の整備に関する報告書」、INS/M99-17(平成12年3月)

略 語 一 覧

ABWR	Advanced Boiling Water Reactor	改良型沸騰水型原子炉
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 ₂ W	小破断 LOCA 時の崩壊熱除去失敗
S ₂ 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 ₂ 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 LOCA
S ₁	中 LOCA
S ₂	小 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 地震による原子炉建屋破損時の圧力容器破損とインターフェイスシステム LOCA

地震による原子炉建屋破損に関して事故進展解析でのモデル化について検討した。

本検討では、発生頻度は小さいものの生じた場合にソースタームの増加割合が大きく環境影響評価上、厳しいと想定される原子炉建屋破損時のインターフェイスシステム LOCA が生じたと仮定した場合を解析した。

(a) インターフェイスシステム LOCA 時にブローアウトパネルは正常に開放するものとし、下記の 2 ケースを解析した。

原子炉建屋の破損サイズは 2 種類を想定し、①原子炉建屋の設計気密度（水圧 6.4mm の負圧で 100%/day）を模擬する断面積の 1000 倍(52m²)、②100 倍の 5.2m²の漏えいを仮定した。つまり、地震によってブローアウトパネル（断面積：56m²）と同等サイズの損壊が原子炉建屋に生じたと仮定した場合と、その 1/10 の破損面積の 2 種類を想定した。

(b) 別のプラント損傷状態として、地震による圧力容器破損を模擬するプラント損傷状態(ABCE)と原子炉建屋損傷が同時に生じた場合を仮定した。

本検討では、ブローアウトパネルは正常に開放するものとし、(a) の場合と同様に下記の 2 ケースを解析した。

原子炉建屋の破損サイズは 2 種類を想定し、①原子炉建屋の設計気密度（水圧 6.4mm の負圧で 100%/day）を模擬する断面積の 1000 倍(52m²)、②100 倍の 5.2m²の漏えいを仮定した。つまり、地震によって大物機器搬入口シャッター損壊により、ブローアウトパネル（断面積：56m²）と同等サイズの損壊を仮定した場合と、その 1/10 の破損面積の 2 種類を想定した。

A.1 地震による原子炉建屋損傷時のインターフェイスシステム LOCA (RBR+V)

地震による原子炉建屋損傷時にインターフェイスシステム LOCA が同時に発生したと仮定した場合について検討した。インターフェイスシステム LOCA は RHR 停止時吸込み配管（内径約 46cmφ）破断が発生すると仮定した。事故進展のタイミングとソースタームをそれぞれ図 A-1、図 A-2 に示す。

RHR 配管故障による格納容器バイパスによって原子炉水位低下、炉心損傷、RPV 破損に至るが、事故進展のタイミングについては原子炉建屋の健全性には影響されないため、原子炉建

屋が健全な場合と同じタイミングになる。この場合には図 A-3 に示すように、揮発性 CsI は原子炉建屋が破損している場合には建屋での沈着効果が期待できず、環境放出量は約 6 倍増加して、炉心インベントリの約 9 割が放出された。また、難揮発性 Ba(Sr) の環境放出量は約 8~9 倍増加した。放射性物質の建屋内分布については図 B-4、図 B-5 に示す。

参考までに、インターフェイスシステム LOCA 時に電源喪失を仮定して、電源喪失による SGTS の不動作の影響を確認し、事故進展のタイミングとソースタームをそれぞれ図 A-1、図 A-2 に示した。ブローアウトパネルの開放により、かなり環境放出するが、電源喪失による SGTS 不動作のため、環境放出量は揮発性 CsI、難揮発性 Ba(Sr) とともに約 1 割環境放出量が増加した。

A.2 地震による原子炉建屋損傷時の圧力容器破損(RBR+ABCE)

地震によって原子炉建屋損傷と圧力容器破損(RBR)が同時に生じると仮定した場合について検討した。圧力容器破損(RVR)は LOCA 時注水失敗(AE)及び大 LOCA 時の未臨界確保失敗(AC)の事象に、地震時であるため電源喪失も重畳する複合事象(ABCE)として仮定した。事故進展のタイミングとソースタームをそれぞれ図 A-1、図 A-2 に示す。

地震による圧力容器破損(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)では炉心損傷、RPV 破損、D/W 破損に至るタイミングについては原子炉建屋の健全性には影響されないため、原子炉建屋が健全な場合と同じタイミングになる。この場合には図 A-6 に示すように、揮発性 CsI は格納容器内での沈着効果が期待できるものの、原子炉建屋が破損している場合には環境放出量が約 5 割弱増加した。また、難揮発性 Ba(Sr)の環境放出量は約 7 割増加した。放射性物質の建屋内分布については図 A-7、図 A-8 に示す。

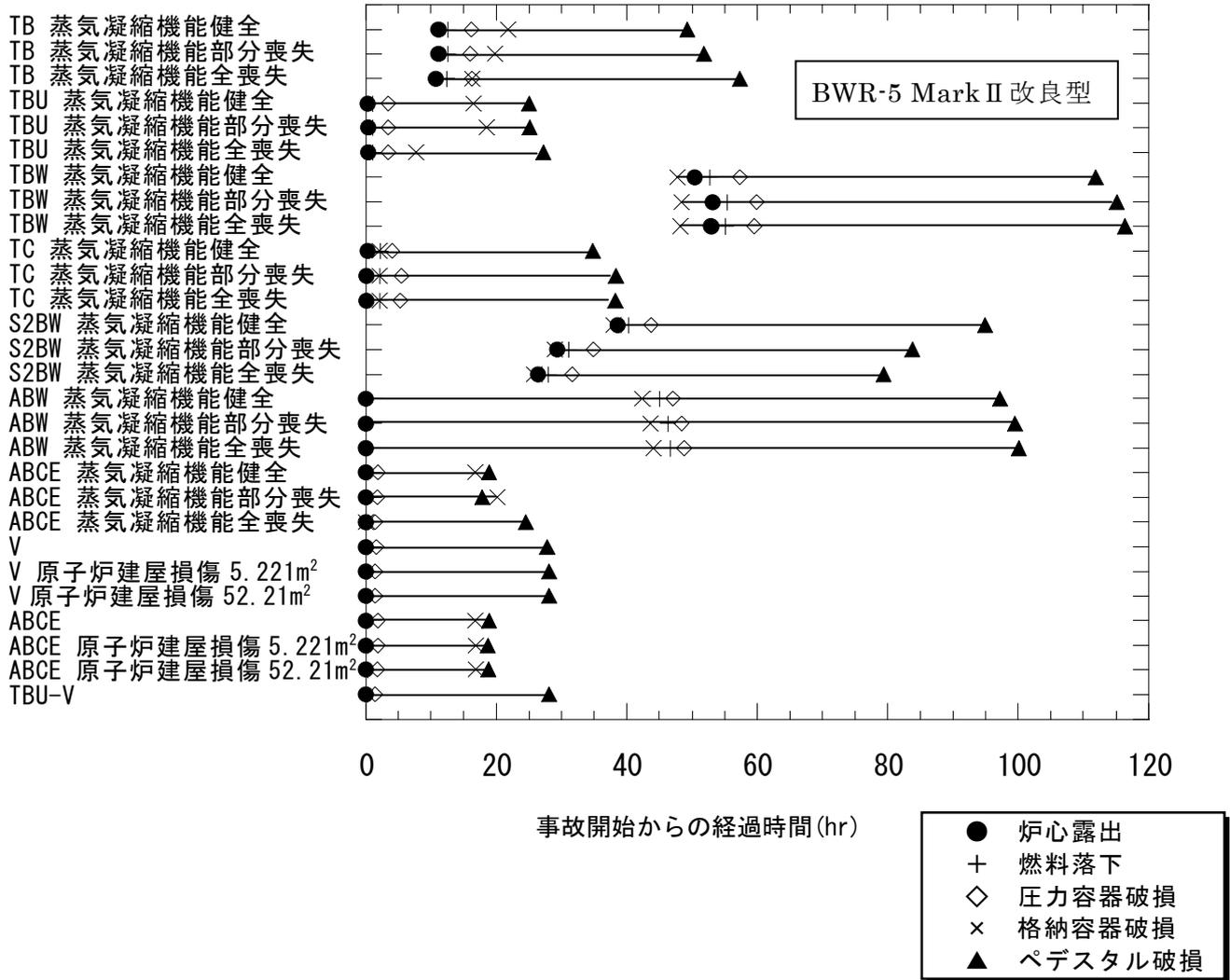
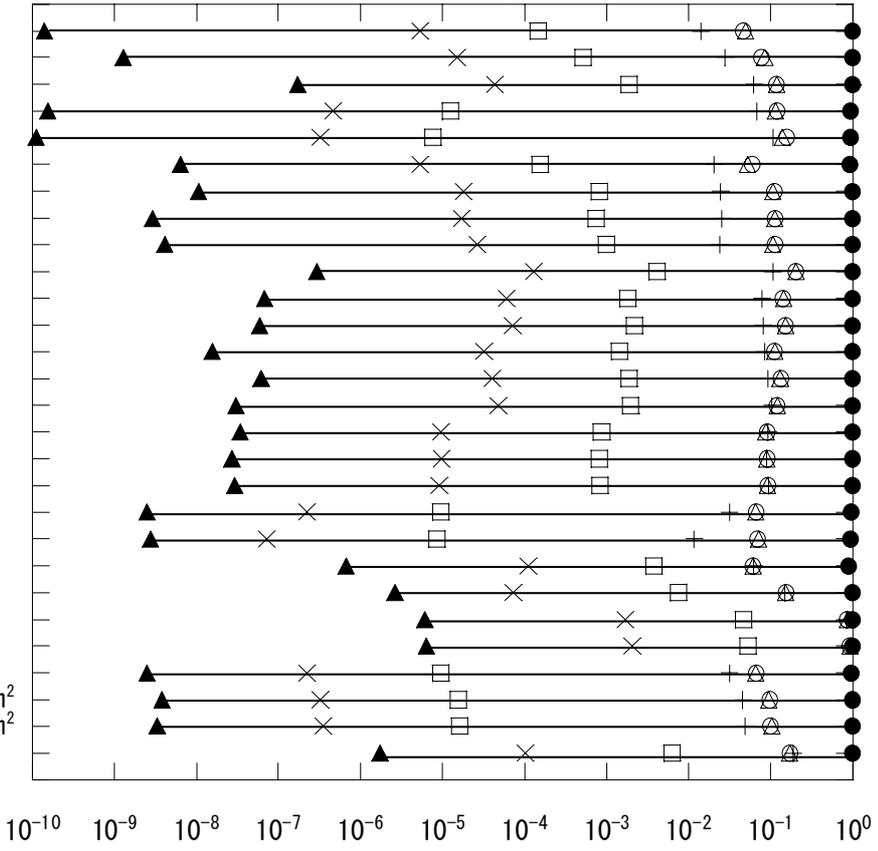


図 A-1 地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング

BWR-5 Mark II 改良型

- TB 蒸気凝縮機能健全
- TB 蒸気凝縮機能部分喪失
- TB 蒸気凝縮機能全喪失
- TBU 蒸気凝縮機能健全
- TBU 蒸気凝縮機能部分喪失
- TBU 蒸気凝縮機能全喪失
- TBW 蒸気凝縮機能健全
- TBW 蒸気凝縮機能部分喪失
- TBW 蒸気凝縮機能全喪失
- TC 蒸気凝縮機能健全
- TC 蒸気凝縮機能部分喪失
- TC 蒸気凝縮機能全喪失
- S2BW 蒸気凝縮機能健全
- S2BW 蒸気凝縮機能部分喪失
- S2BW 蒸気凝縮機能全喪失
- ABW 蒸気凝縮機能健全
- ABW 蒸気凝縮機能部分喪失
- ABW 蒸気凝縮機能全喪失
- ABCE 蒸気凝縮機能健全
- ABCE 蒸気凝縮機能部分喪失
- ABCE 蒸気凝縮機能全喪失
- V
- V 原子炉建屋損傷 5.221m²
- V 原子炉建屋損傷 52.21m²
- ABCE
- ABCE 原子炉建屋損傷 5.221m²
- ABCE 原子炉建屋損傷 52.21m²
- TBU-V



ソースターム

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

図 A-2 地震時の代表的な事故シーケンスのソースターム

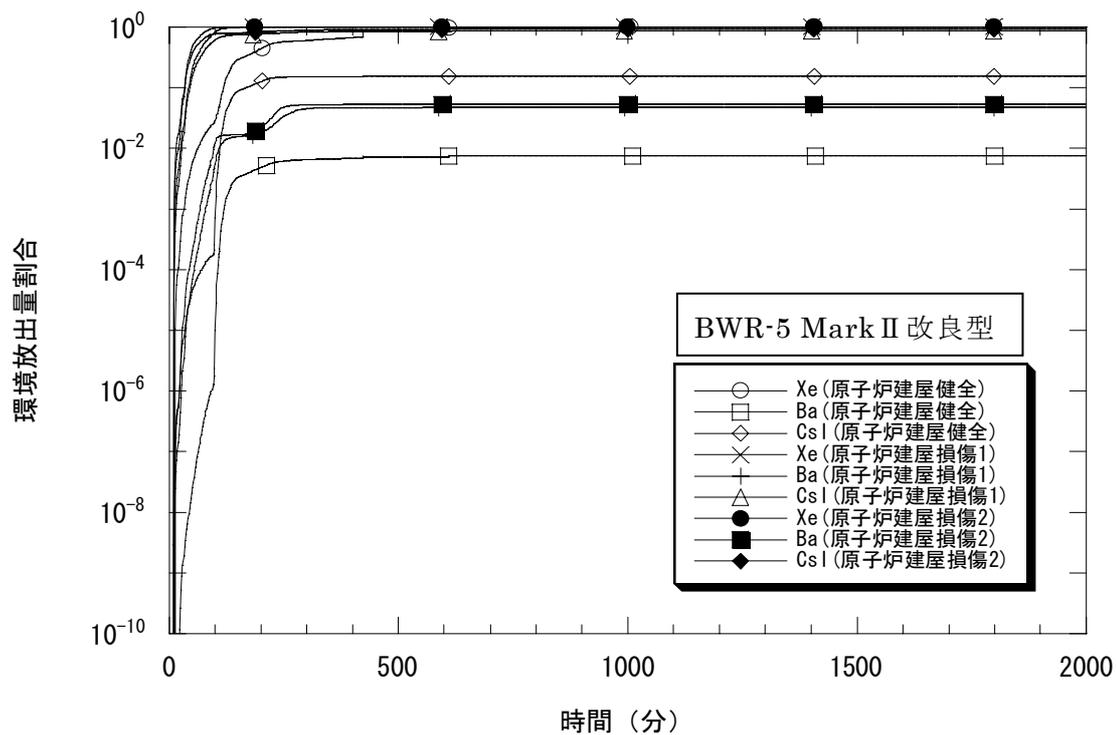


図 A-3 Xe、CsI、Ba の環境放出量割合の比較 (インターフェイス LOCA(V))

- *原子炉建屋健全:LPCS 配管破断
- *原子炉建屋損傷 1:サイズ 5.221m²
- *原子炉建屋損傷 2:サイズ 52.21m²

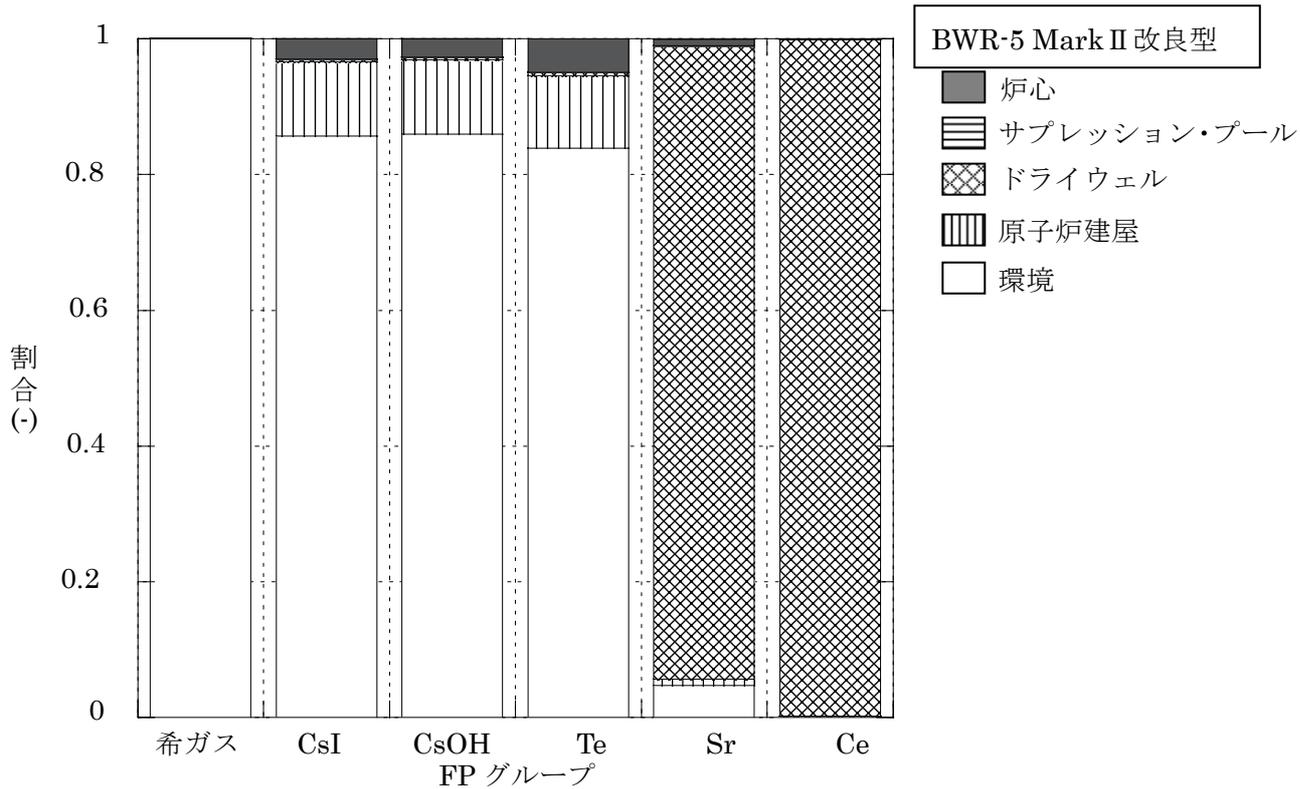


図 A-4 プラント内 FP 分布

(インターフェイス LOCA(V)及び原子炉建屋損傷 (サイズ 5.221m²))

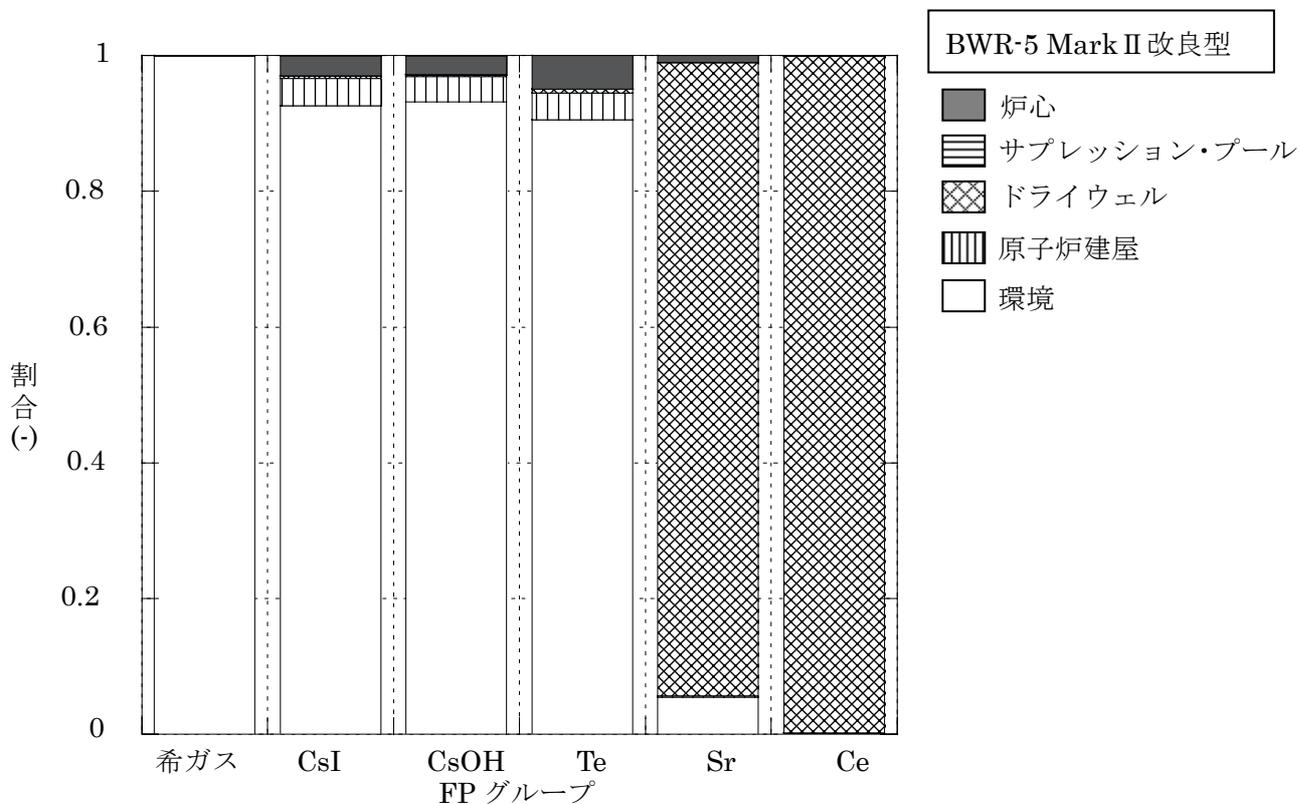


図 A-5 プラント内 FP 分布

(インターフェイス LOCA(V)及び原子炉建屋損傷 (サイズ 52.21m²))

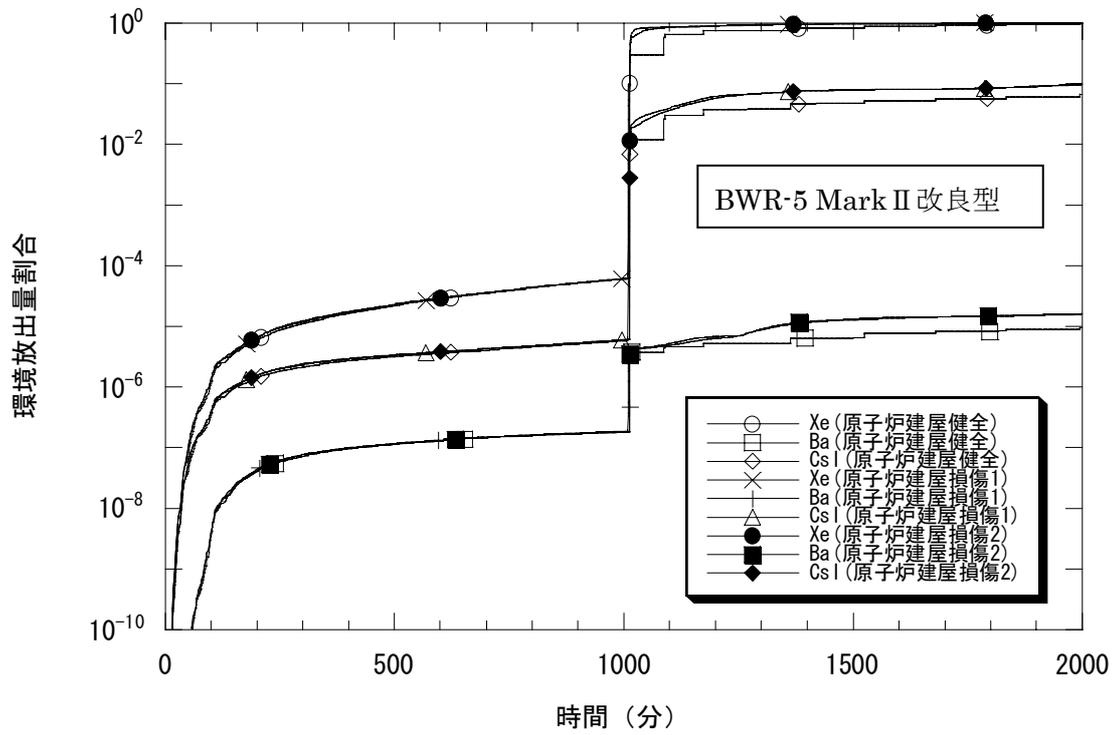


図 A-6 Xe、CsI、Ba の環境放出量割合の比較

(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))

*原子炉建屋損傷 1:サイズ 5.221m²

*原子炉建屋損傷 2:サイズ 52.21m²

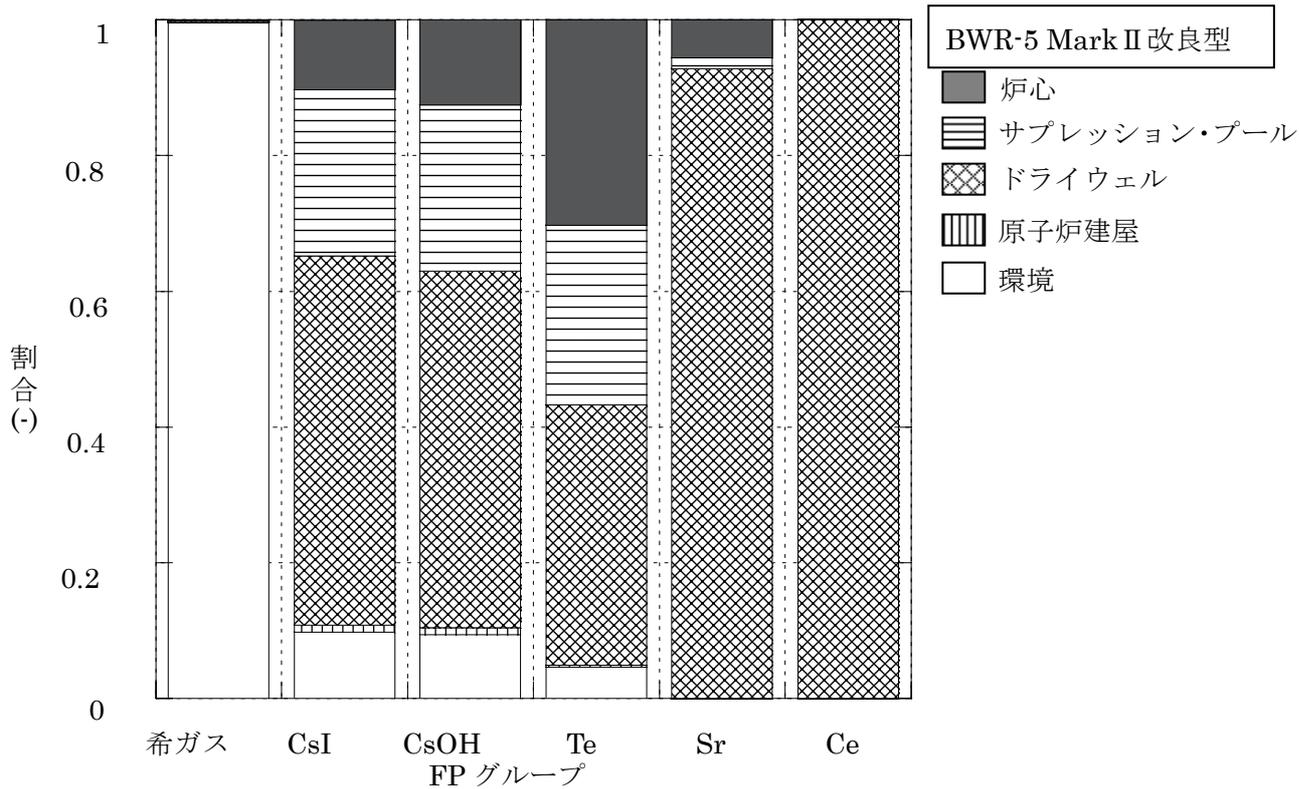


図 A-7 プラント内 FP 分布（電源喪失時の大破断 LOCA での注水失敗及び未臨界確保失敗(ABCE)、原子炉建屋損傷サイズ 5.221m²）

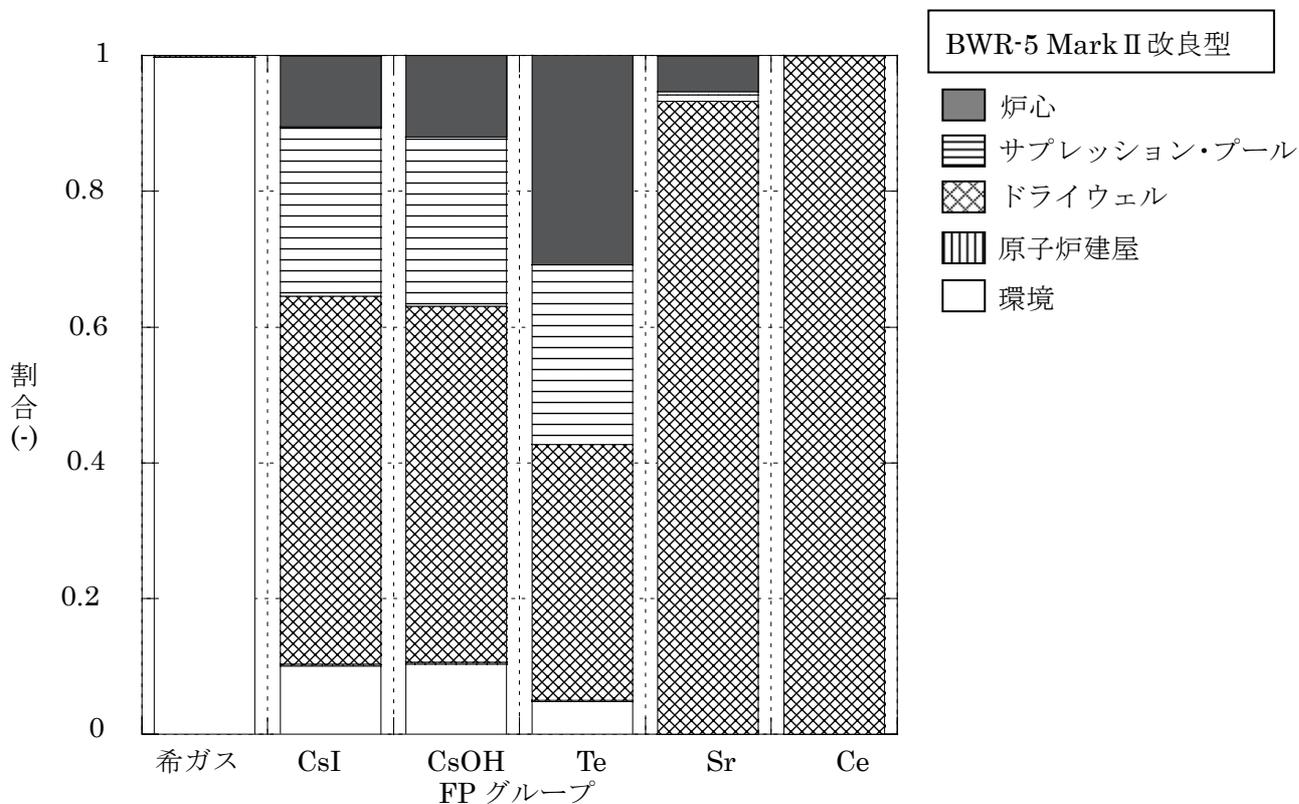


図 A-8 プラント内 FP 分布（電源喪失時の大破断 LOCA での注水失敗及び未臨界確保失敗(ABCE)、原子炉建屋損傷サイズ 52.21m²）

付録 B 地震時の格納容器イベントツリ

地震 PSA の格納容器イベントツリでは、地震による格納容器の破損がおこるかどうかが決める分岐項目が必要であるが、それ以外の分岐項目は、基本的に内の事象の場合と同様である。本検討では、格納容器破損の分岐項目を追加せずに、格納容器隔離失敗と格納容器破損は機能的に同等であるため、これらをひとつの分岐項目として扱った。

図 B.1～図 B.7 にプラント損傷状態ごとの格納容器イベントツリを示す。

TB	PCV隔離	電源復旧	高圧 ECCS	原子炉減圧	低圧 ECCS	代替注水	PCV 代替除熱	PCV 除熱	PCV ベント	RPV内 水蒸気暴発	RPV 破損時 PCV 破損	格納容器 直接加熱	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	PCV 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	最終状態		シーケンス 番号		
	CI	EP1	HECC	RD	LECC	A11	AHR1	RHR1	VNT1	INST	EOPF	DCH	H2	EP2	DB1	A12	DBC	EXST	AHR2	RHR2	VNT2	BL	RB	RPV	PCV		破損モード	
																								健全	健全	φモード	TB1	
																									健全	健全	φモード	TB2
																									破損	DW 破損	δ+モード	TB3
																									健全	健全	φモード	TB4
																									破損	WW 破損	φモード	TB5
																									健全	健全	φモード	TB6
																									破損	ベント	φモード	TB7
																									破損	DW 破損	δ+モード	TB8
																									健全	健全	φモード	TB9
																									破損	DW 破損	δ+モード	TB10
																									健全	健全	φモード	TB11
																									破損	WW 破損	φモード	TB12
																									健全	健全	φモード	TB13
																									破損	ベント	φモード	TB14
																									破損	DW 破損	δ+モード	TB15
																									健全	健全	φモード	TB16
																									破損	DW 破損	δ+モード	TB17
																									健全	健全	φモード	TB18
																									破損	ベント	φモード	TB19
																									破損	DW 破損	δ+モード	TB20
																									健全	健全	φモード	TB21
																									破損	DW 破損	δ+モード	TB22
																									健全	健全	φモード	TB23
																									破損	WW 破損	φモード	TB24
																									健全	健全	φモード	TB25
																									破損	ベント	φモード	TB26
																									破損	DW 破損	δ+モード	TB27
																									健全	健全	φモード	TB28
																									破損	DW 破損	δ+モード	TB29
																									健全	健全	φモード	TB30
																									破損	ベント	φモード	TB31
																									破損	DW 破損	δ+モード	TB32
																									健全	健全	φモード	TB33
																									破損	DW 破損	δ+モード	TB34
																									健全	健全	φモード	TB35
																									破損	WW 破損	φモード	TB36
																									健全	健全	φモード	TB37
																									破損	ベント	φモード	TB38
																									破損	DW 破損	δ+モード	TB39
																									健全	健全	φモード	TB40
																									破損	DW 破損	δ+モード	TB41
																									健全	健全	φモード	TB42

図B-1 (1/6) 格納容器イベントツリ (TB) :BWR-5 Mark II改良型原子炉施設

TB	PCV隔離 C1	電源復旧 EP1	高圧 ECCS HECC	原子炉減圧 RD	低圧 ECCS LECC	代替注水 A11	PCV 代替除熱 AHR1	PCV除熱 RHR1	PCV ベント VNT1	RPV内 水蒸気暴発 INST	RPV 破損時 PCV 破損 EOPF	格納容器 直接加熱 DCH	PCV内 水素燃焼 H2	電源復旧 EP2	PCV内 デブリ注水 DB1	代替注水 A12	PCV内 デブリ冷却 DBC	PCV内 水蒸気発生 EXST	PCV 代替除熱 AHR2	PCV除熱 RHR2	PCV ベント VNT2	PCV 破損位置 BL	原子炉建屋 の健全性 RB	最終状態		シーケンス 番号		
																								RPV	PCV		破損 モード	
																								破損	健全	φモード	TB43	
																									健全	ベント	vモード	TB44
																									破損	D/W 破損	δモード	TB45
																									健全	破損	φモード	TB46
																									破損	破損	φモード	TB47
																									破損	破損	φモード	TB48
																									破損	破損	φモード	TB49
																									破損	破損	φモード	TB50
																									破損	破損	φモード	TB51
																									破損	破損	φモード	TB52
																									破損	破損	φモード	TB53
																									破損	破損	φモード	TB54
																									破損	破損	φモード	TB55
																									破損	破損	φモード	TB56
																									破損	破損	φモード	TB57
																									健全	破損	φモード	TB58
																									破損	破損	φモード	TB59
																									破損	破損	φモード	TB60
																									破損	破損	φモード	TB61
																									破損	破損	φモード	TB62
																									破損	破損	φモード	TB63
																									健全	破損	φモード	TB64
																									破損	破損	φモード	TB65
																									破損	破損	φモード	TB66
																									破損	破損	φモード	TB67
																									破損	破損	φモード	TB68
																									破損	破損	φモード	TB69
																									破損	破損	φモード	TB70
																									破損	破損	φモード	TB71
																									破損	破損	φモード	TB72
																									破損	破損	φモード	TB73
																									破損	破損	φモード	TB74
																									破損	破損	φモード	TB75
																									破損	破損	φモード	TB76
																									破損	破損	φモード	TB77
																									破損	破損	φモード	TB78
																									破損	破損	φモード	TB79
																									破損	破損	φモード	TB80
																									破損	破損	φモード	TB81
																									破損	破損	φモード	TB82
																									破損	破損	φモード	TB83
																									破損	破損	φモード	TB84
																									破損	破損	φモード	TB85

図 B-1 (2/6) 格納容器イベントツリ (TB) :BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設

TB	PCV隔離	電源復旧	高圧ECCS	原子炉減圧	低圧ECCS	代替注水	PCV代補除熱	PCV除熱	PCVベント	RPV内水蒸気暴発	RPV破損時PCV破損	格納容器直効加熱	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	PCV代補除熱	PCV除熱	PCVベント	PCV破損位置	原子炉建屋の健全性	最終状態		シーケンス番号								
	C1	EP1	HECC	RD	LECC	A11	AHR1	RHR1	VNT1	INST	EOPF	DCH	H2	EP2	DB1	A12	DBC	EXST	AHR2	RHR2	VNT2	BL	RB	RPV	PCV		破損モード							
																									破損	WW破損	ηモード	TB86						
																										破損	WW破損	ηモード	TB87					
																										破損	DW破損	γモード	TB88					
																										破損	WW破損	ηモード	TB89					
																										破損	WW破損	ηモード	TB90					
																										破損	WW破損	ηモード	TB91					
																										破損	DW破損	σモード	TB92					
																										破損	WW破損	ηモード	TB93					
																										破損	WW破損	ηモード	TB94					
																										破損	WW破損	ηモード	TB95					
																										破損	DW破損	μモード	TB96					
																										破損	WW破損	ηモード	TB97					
																										破損	WW破損	ηモード	TB98					
																										破損	WW破損	ηモード	TB99					
																										破損	DW破損	αモード	TB100					
																										破損	WW破損	ηモード	TB101					
																										破損	WW破損	ηモード	TB102					
																										破損	WW破損	ηモード	TB103					
																										健全	φモード	ベント	βモード	TB104				
																										破損	DW破損	δモード	ベント	βモード	TB105			
																										破損	DW破損	δモード	ベント	βモード	TB106			
																										破損	WW破損	ηモード	ベント	βモード	TB107			
																										破損	WW破損	ηモード	ベント	βモード	TB108			
																										破損	WW破損	ηモード	ベント	βモード	TB109			
																										健全	φモード	ベント	βモード	ベント	βモード	TB110		
																										破損	DW破損	δモード	ベント	βモード	ベント	βモード	TB111	
																										破損	DW破損	δモード	ベント	βモード	ベント	βモード	TB112	
																										破損	WW破損	ηモード	ベント	βモード	ベント	βモード	TB113	
																										破損	WW破損	ηモード	ベント	βモード	ベント	βモード	TB114	
																										破損	WW破損	ηモード	ベント	βモード	ベント	βモード	TB115	
																										破損	WW破損	ηモード	ベント	βモード	ベント	βモード	TB116	
																										破損	DW破損	δモード	ベント	βモード	ベント	βモード	TB117	
																										破損	WW破損	ηモード	ベント	βモード	ベント	βモード	TB118	
																										破損	WW破損	ηモード	ベント	βモード	ベント	βモード	TB119	
																										破損	WW破損	ηモード	ベント	βモード	ベント	βモード	TB120	
																										破損	DW破損	δモード	ベント	βモード	ベント	βモード	TB121	
																										破損	WW破損	ηモード	ベント	βモード	ベント	βモード	TB122	
																										破損	WW破損	ηモード	ベント	βモード	ベント	βモード	TB123	
																										破損	WW破損	ηモード	ベント	βモード	ベント	βモード	TB124	
																										健全	φモード	ベント	βモード	ベント	βモード	ベント	βモード	TB125
																										健全	φモード	ベント	βモード	ベント	βモード	ベント	βモード	TB126

図B-1 (3/6) 格納容器イベントツリ (TB) :BWR-5 Mark II改良型原子炉施設

TB	PCV隔離	電源復旧	高圧 ECCS	原子炉減圧	低圧 ECCS	代替注水	PCV 代替加熱	PCV 除熱	PCV ベント	RPV内 水蒸気暴発	RPV 破損時 PCV 破損	格納容器 直接加熱	PCV内 水蒸気暴発	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	PCV 代替加熱	PCV 除熱	PCV ベント	PCV 破損位置	原子炉建屋の健全性	最終状態			シーケンス番号	
	C1	EP1	HECC	RD	LECC	A11	AHR1	RHR1	VNT1	INST	EOPF	DCH	H2	EP2	DB1	A12	DBC	EXST	AHR2	RHR2	VNT2	BL	RB	RPV	PCV	破損モード		
																									破損	DW 破損	δモード	TB127
																									"	"	"	TB128
																									"	WW 破損	"	TB129
																									"	"	"	TB130
																									"	健全	φモード	TB131
																									"	ベント	vモード	TB132
																									"	DW 破損	δモード	TB133
																									"	"	"	TB134
																									"	WW 破損	"	TB135
																									"	"	"	TB136
																									"	ベント	vモード	TB137
																									"	DW 破損	δモード	TB138
																									"	"	"	TB139
																									"	WW 破損	"	TB140
																									"	"	"	TB141
																									"	DW 破損	ηモード	TB142
																									"	"	"	TB143
																									"	WW 破損	"	TB144
																									"	"	"	TB145
																									"	ベント	vモード	TB146
																									"	DW 破損	δモード	TB147
																									"	"	"	TB148
																									"	WW 破損	"	TB149
																									"	"	"	TB150
																									"	DW 破損	ηモード	TB151
																									"	"	"	TB152
																									"	WW 破損	"	TB153
																									"	"	"	TB154
																									"	DW 破損	γモード	TB155
																									"	"	"	TB156
																									"	WW 破損	"	TB157
																									"	"	"	TB158
																									"	DW 破損	σモード	TB159
																									"	"	"	TB160
																									"	WW 破損	"	TB161
																									"	"	"	TB162
																									"	DW 破損	μモード	TB163
																									"	"	"	TB164
																									"	WW 破損	"	TB165
																									"	"	"	TB166
																									"	DW 破損	αモード	TB167
																									"	"	"	TB168

図 B-1 (4/6) 格納容器イベントツリ (TB) :BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設

TB	PCV隔離 C1	電源復旧 EP1	高圧 ECCS HECC	原子炉減圧 RD	低圧 ECCS LECC	代替注水 A11	PCV 代替除熱 AHR1	PCV除熱 RHR1	PCV ベント VNT1	RPV内 水蒸気暴発 INST	RPV 破損時 PCV 破損 EOPF	格納容器 直効加熱 DCH	PCV内 水素燃焼 H2	電源復旧 EP2	PCV内 デブリ注水 DB1	代替注水 A12	PCV内 デブリ冷却 DBC	PCV内 水蒸気発生 EXST	PCV 代替除熱 AHR2	PCV除熱 RHR2	PCV ベント VNT2	PCV 破損位置 BL	原子炉建屋 の健全性 RB	最終状態		シーケンス 番号			
																								RPV	PCV		破損 モード		
																									破損	WW 破損	αモード	TB169	
																										破損	WW 破損	αモード	TB170
																										健全	φモード	TB171	
																										ベント	vモード	TB172	
																										D/W 破損	δモード	TB173	
																										破損	WW 破損	αモード	TB174
																										破損	WW 破損	αモード	TB175
																										破損	WW 破損	αモード	TB176
																										健全	φモード	TB177	
																										ベント	vモード	TB178	
																										D/W 破損	δモード	TB179	
																										破損	WW 破損	αモード	TB180
																										破損	WW 破損	αモード	TB181
																										破損	WW 破損	αモード	TB182
																										ベント	vモード	TB183	
																										D/W 破損	δモード	TB184	
																										破損	WW 破損	αモード	TB185
																										破損	WW 破損	αモード	TB186
																										破損	WW 破損	αモード	TB187
																										D/W 破損	δモード	TB188	
																										破損	WW 破損	αモード	TB189
																										破損	WW 破損	αモード	TB190
																										破損	WW 破損	αモード	TB191
																										健全	φモード	TB192	
																										ベント	vモード	TB193	
																										D/W 破損	δモード	TB194	
																										破損	WW 破損	αモード	TB195
																										破損	WW 破損	αモード	TB196
																										破損	WW 破損	αモード	TB197
																										健全	φモード	TB198	
																										ベント	vモード	TB199	
																										D/W 破損	δモード	TB200	
																										破損	WW 破損	αモード	TB201
																										破損	WW 破損	αモード	TB202
																										破損	WW 破損	αモード	TB203
																										ベント	vモード	TB204	
																										D/W 破損	δモード	TB205	
																										破損	WW 破損	αモード	TB206
																										破損	WW 破損	αモード	TB207
																										破損	WW 破損	αモード	TB208
																										D/W 破損	δモード	TB209	
																										破損	WW 破損	αモード	TB210

図 B-1 (5/6) 格納容器イベントツリ (TB) :BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設

TB	PCV隔離	電源復旧	高圧 ECCS	原子炉減圧	低圧 ECCS	代替注水	PCV 代替除熱	PCV 除熱	PCV ベント	RPV内 水蒸気発生	RPV 破損時 PCV 破損	格納容器 直接加熱	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	PCV 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	最終状態		シーケンス番号	
																								RPV	PCV		破損モード
C1	EP1	HECC	RD	LECC	A11	AHR1	RHR1	VNT1	INST	EOPF	DCH	H2	EP2	DB1	A12	DBC	EXST	AHR2	RHR2	VNT2	BL	RB	破損	WW 破損	ηモード	TB211	
																								破損	WW 破損	ηモード	TB212
																								破損	ベント	vモード	TB213
																								破損	D/W 破損	δ'モード	TB214
																								破損	WW 破損	"	TB215
																								破損	WW 破損	"	TB216
																								破損	WW 破損	"	TB217
																								破損	D/W 破損	ηモード	TB218
																								破損	WW 破損	"	TB219
																								破損	WW 破損	"	TB220
																								破損	WW 破損	"	TB221
																								破損	D/W 破損	δ'モード	TB222
																								破損	WW 破損	"	TB223
																								破損	WW 破損	"	TB224
																								破損	WW 破損	"	TB225
																								破損	D/W 破損	ηモード	TB226
																								破損	WW 破損	"	TB227
																								破損	WW 破損	"	TB228
																								破損	WW 破損	"	TB229
																								破損	D/W 破損	γモード	TB230
																								破損	WW 破損	"	TB231
																								破損	WW 破損	"	TB232
																								破損	WW 破損	"	TB233
																								破損	D/W 破損	σモード	TB234
																								破損	WW 破損	"	TB235
																								破損	WW 破損	"	TB236
																								破損	WW 破損	"	TB237
																								破損	D/W 破損	μモード	TB238
																								破損	WW 破損	"	TB239
																								破損	WW 破損	"	TB240
																								破損	WW 破損	"	TB241
																								破損	D/W 破損	αモード	TB242
																								破損	WW 破損	"	TB243
																								破損	WW 破損	"	TB244
																								破損	WW 破損	"	TB245
																								破損	D/W 破損	βモード	TB246
																								破損	WW 破損	"	TB247
																								破損	WW 破損	"	TB248
																								破損	WW 破損	"	TB249

図 B-1 (6/6) 格納容器イベントツリ (TB) :BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設

TBU	PCV隔離	電源復旧	高圧	原子炉減圧	低圧	代替注水	PCV 代替除熱	PCV除熱	PCV ベント	RPV内 水蒸気発生	RPV 破損時 PCV 破損	格納容器 直接加熱	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	PCV 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	最終状態		シーケンス 番号		
	CI	EP1	HECC	RD	LECC	A11	AHR1	RHR1	VNT1	INST	EOPF	DCH	H2	EP2	DB1	A12	DBC	EXST	AHR2	RHR2	VNT2	BL	RB	RPV	PCV		破損 モード	
																								健全	健全	φモード	TBU1	
																									健全	健全	φモード	TBU2
																									破損	DW 破損	δ+モード	TBU3
																									健全	健全	φモード	TBU4
																									破損	WW 破損	φモード	TBU5
																									健全	健全	φモード	TBU6
																									破損	ベント	φモード	TBU7
																									破損	DW 破損	δ+モード	TBU8
																									健全	健全	φモード	TBU9
																									破損	WW 破損	δ+モード	TBU10
																									健全	健全	φモード	TBU11
																									破損	ベント	φモード	TBU12
																									破損	DW 破損	δ+モード	TBU13
																									健全	健全	φモード	TBU14
																									破損	ベント	φモード	TBU15
																									破損	DW 破損	δ+モード	TBU16
																									健全	健全	φモード	TBU17
																									破損	WW 破損	φモード	TBU18
																									健全	健全	φモード	TBU19
																									破損	ベント	φモード	TBU20
																									破損	DW 破損	δ+モード	TBU21
																									健全	健全	φモード	TBU22
																									破損	WW 破損	φモード	TBU23
																									健全	健全	φモード	TBU24
																									破損	ベント	φモード	TBU25
																									破損	DW 破損	δ+モード	TBU26
																									健全	健全	φモード	TBU27
																									破損	WW 破損	φモード	TBU28
																									健全	健全	φモード	TBU29
																									破損	ベント	φモード	TBU30
																									破損	DW 破損	δ+モード	TBU31
																									健全	健全	φモード	TBU32
																									破損	WW 破損	φモード	TBU33
																									健全	健全	φモード	TBU34
																									破損	ベント	φモード	TBU35
																									破損	DW 破損	δ+モード	TBU36
																									健全	健全	φモード	TBU37
																									破損	WW 破損	φモード	TBU38
																									破損	DW 破損	δ+モード	TBU39
																									健全	健全	φモード	TBU40
																									破損	WW 破損	φモード	TBU41
																									健全	健全	φモード	TBU42

図B-2 (1/6) 格納容器イベントツリ (TBU):BWR-5 Mark II改良型原子炉施設

TBU	PCV隔離 C1	電源復旧 EP1	高圧 ECCS HECC	原子炉減圧 RD	低圧 ECCS LECC	代替注水 A11	PCV 代替除熱 AHR1	PCV除熱 RHR1	PCV ベント VNT1	RPV内 水蒸気暴発 INST	RPV 破損時 PCV 破損 EOPF	格納容器 直効加熱 DCH	PCV内 水素燃焼 H2	電源復旧 EP2	PCV内 デブリ注水 DB1	代替注水 A12	PCV内 デブリ冷却 DBC	PCV内 水蒸気発生 EXST	PCV 代替除熱 AHR2	PCV除熱 RHR2	PCV ベント VNT2	PCV 破損位置 BL	原子炉建屋 の発火発生 RB	最終状態		シーケンス 番号			
																								RPV	PCV		破損 モード		
																									破損	健全	φモード	TBU43	
																										健全	ベント	vモード	TBU44
																										破損	DW 破損	δモード	TBU45
																										健全	破損	ηモード	TBU46
																										破損	破損	ηモード	TBU47
																										破損	破損	ηモード	TBU48
																										破損	破損	ηモード	TBU49
																										破損	破損	ηモード	TBU50
																										破損	破損	ηモード	TBU51
																										破損	破損	ηモード	TBU52
																										破損	破損	ηモード	TBU53
																										破損	破損	ηモード	TBU54
																										破損	破損	ηモード	TBU55
																										破損	破損	ηモード	TBU56
																										破損	破損	ηモード	TBU57
																										健全	φモード	TBU58	
																										破損	ベント	vモード	TBU59
																										破損	DW 破損	δモード	TBU60
																										破損	破損	ηモード	TBU61
																										破損	破損	ηモード	TBU62
																										破損	破損	ηモード	TBU63
																										健全	φモード	TBU64	
																										破損	ベント	vモード	TBU65
																										破損	DW 破損	δモード	TBU66
																										破損	破損	ηモード	TBU67
																										破損	破損	ηモード	TBU68
																										破損	破損	ηモード	TBU69
																										破損	破損	ηモード	TBU70
																										破損	破損	ηモード	TBU71
																										破損	破損	ηモード	TBU72
																										破損	破損	ηモード	TBU73
																										破損	破損	ηモード	TBU74
																										破損	破損	ηモード	TBU75
																										破損	破損	ηモード	TBU76
																										破損	破損	ηモード	TBU77
																										破損	破損	ηモード	TBU78
																										破損	破損	ηモード	TBU79
																										破損	破損	ηモード	TBU80
																										破損	破損	ηモード	TBU81
																										破損	破損	ηモード	TBU82
																										破損	破損	ηモード	TBU83
																										破損	破損	ηモード	TBU84
																										破損	破損	ηモード	TBU85

図B-2 (2/6) 格納容器イベントツリ (TBU):BWR-5 Mark II改良型原子炉施設

TBU	PCV隔離	電源復旧	高圧ECCS	原子炉減圧	低圧ECCS	代替注水	PCV代掃除熱	PCV除熱	PCVベント	RPV内水蒸気暴発	RPV破損時PCV破損	格納容器直効加熱	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	PCV代掃除熱	PCV除熱	PCVベント	PCV破損位置	原子炉建屋の健全性	最終状態		シーケンス番号		
	C1	EP1	HECC	RD	LECC	A11	AHR1	RHR1	VNT1	INST	EOPF	DCH	H2	EP2	DB1	A12	DBC	EXST	AHR2	RHR2	VNT2	BL	RB	RPV	PCV破損モード			
																									破損	WW破損 ηモード	TBU86	
																										破損	WW破損 ηモード	TBU87
																										破損	DW破損 γモード	TBU88
																										破損	WW破損 "	TBU89
																										破損	WW破損 "	TBU90
																										破損	WW破損 "	TBU91
																										破損	DW破損 σモード	TBU92
																										破損	WW破損 "	TBU93
																										破損	WW破損 "	TBU94
																										破損	WW破損 "	TBU95
																										破損	DW破損 μモード	TBU96
																										破損	WW破損 "	TBU97
																										破損	WW破損 "	TBU98
																										破損	WW破損 "	TBU99
																										破損	DW破損 αモード	TBU100
																										破損	WW破損 "	TBU101
																										破損	WW破損 "	TBU102
																										破損	WW破損 "	TBU103
																										健全	φモード	TBU104
																										ベント	vモード	TBU105
																										破損	DW破損 δモード	TBU106
																										破損	WW破損 "	TBU107
																										破損	WW破損 "	TBU108
																										破損	WW破損 "	TBU109
																										健全	φモード	TBU110
																										ベント	vモード	TBU111
																										破損	DW破損 δモード	TBU112
																										破損	WW破損 "	TBU113
																										破損	WW破損 "	TBU114
																										破損	WW破損 "	TBU115
																										ベント	vモード	TBU116
																										破損	DW破損 δモード	TBU117
																										破損	WW破損 "	TBU118
																										破損	WW破損 "	TBU119
																										破損	WW破損 "	TBU120
																										破損	DW破損 ηモード	TBU121
																										破損	WW破損 "	TBU122
																										破損	WW破損 "	TBU123
																										破損	WW破損 "	TBU124
																										健全	φモード	TBU125
																										ベント	vモード	TBU126

図B-2 (3/6) 格納容器イベントツリ (TBU):BWR-5 Mark II改良型原子炉施設

TBU	PCV隔離	電源復旧	高圧 ECCS	原子炉破圧	低圧 ECCS	代替注水	PCV 代替除熱	PCV 除熱	PCV ベント	RPV内 水蒸気暴発	RPV 破損時 PCV 破損	格納容器 直接加熱	PCV内 水蒸気暴発	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	PCV 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	最終状態			シーケンス 番号		
	C1	EP1	HECC	RD	LECC	A11	AHR1	RHR1	VNT1	INST	EOPF	DCH	H2	EP2	DB1	A12	DBC	EXST	AHR2	RHR2	VNT2	BL	RB	RPV	PCV	破損モード			
																									破損	DW 破損	δモード	TBU127	
																										"	"	"	TBU128
																										"	WW 破損	"	TBU129
																										"	"	"	TBU130
																										"	健全	φモード	TBU131
																										"	ベント	vモード	TBU132
																										"	DW 破損	δモード	TBU133
																										"	"	"	TBU134
																										"	WW 破損	"	TBU135
																										"	"	"	TBU136
																										"	ベント	vモード	TBU137
																										"	DW 破損	δモード	TBU138
																										"	"	"	TBU139
																										"	WW 破損	"	TBU140
																										"	"	"	TBU141
																										"	DW 破損	ηモード	TBU142
																										"	"	"	TBU143
																										"	WW 破損	"	TBU144
																										"	"	"	TBU145
																										"	ベント	vモード	TBU146
																										"	DW 破損	δモード	TBU147
																										"	"	"	TBU148
																										"	WW 破損	"	TBU149
																										"	"	"	TBU150
																										"	DW 破損	ηモード	TBU151
																										"	"	"	TBU152
																										"	WW 破損	"	TBU153
																										"	"	"	TBU154
																										"	DW 破損	γモード	TBU155
																										"	"	"	TBU156
																										"	WW 破損	"	TBU157
																										"	"	"	TBU158
																										"	DW 破損	σモード	TBU159
																										"	"	"	TBU160
																										"	WW 破損	"	TBU161
																										"	"	"	TBU162
																										"	DW 破損	μモード	TBU163
																										"	"	"	TBU164
																										"	WW 破損	"	TBU165
																										"	"	"	TBU166
																										"	DW 破損	αモード	TBU167
																										"	"	"	TBU168

図 B-2 (4/6) 格納容器イベントツリ (TBU):BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設

TBU	PCV隔離 C1	電源復旧 EP1	高圧 ECCS HECC	原子炉減圧 RD	低圧 ECCS LECC	代替注水 A11	PCV 代替除熱 AHR1	PCV除熱 RHR1	PCV ベント VNT1	RPV内 水蒸気暴発 INST	RPV破損時 PCV破損 EOPF	格納容器 直効加熱 DCH	PCV内 水素燃焼 H2	電源復旧 EP2	PCV内 デブリ注水 DB1	代替注水 A12	PCV内 デブリ冷却 DBC	PCV内 水蒸気発生 EXST	PCV 代替除熱 AHR2	PCV除熱 RHR2	PCV ベント VNT2	PCV 破損位置 BL	原子炉建屋 の健全性 RB	最終状態		シーケンス 番号			
																								RPV	PCV		破損 モード		
																									破損	WW破損	αモード	TBU169	
																										破損	WW破損	αモード	TBU170
																										健全	φモード	TBU171	
																										ベント	vモード	TBU172	
																										DW破損	δモード	TBU173	
																										破損	WW破損	αモード	TBU174
																										破損	WW破損	αモード	TBU175
																										破損	WW破損	αモード	TBU176
																										健全	φモード	TBU177	
																										ベント	vモード	TBU178	
																										DW破損	δモード	TBU179	
																										破損	WW破損	αモード	TBU180
																										破損	WW破損	αモード	TBU181
																										ベント	vモード	TBU182	
																										DW破損	δモード	TBU183	
																										破損	WW破損	αモード	TBU184
																										破損	WW破損	αモード	TBU185
																										破損	WW破損	αモード	TBU186
																										破損	WW破損	αモード	TBU187
																										DW破損	ηモード	TBU188	
																										破損	WW破損	αモード	TBU189
																										破損	WW破損	αモード	TBU190
																										破損	WW破損	αモード	TBU191
																										健全	φモード	TBU192	
																										ベント	vモード	TBU193	
																										DW破損	δモード	TBU194	
																										破損	WW破損	αモード	TBU195
																										破損	WW破損	αモード	TBU196
																										破損	WW破損	αモード	TBU197
																										健全	φモード	TBU198	
																										ベント	vモード	TBU199	
																										DW破損	δモード	TBU200	
																										破損	WW破損	αモード	TBU201
																										破損	WW破損	αモード	TBU202
																										破損	WW破損	αモード	TBU203
																										ベント	vモード	TBU204	
																										DW破損	δモード	TBU205	
																										破損	WW破損	αモード	TBU206
																										破損	WW破損	αモード	TBU207
																										破損	WW破損	αモード	TBU208
																										DW破損	ηモード	TBU209	
																										破損	WW破損	αモード	TBU210

図B-2 (5/6) 格納容器イベントツリ (TBU):BWR-5 Mark II改良型原子炉施設

TBU	PCV隔離	電源復旧	高圧 ECCS	原子炉減圧	低圧 ECCS	代替注水	PCV 代替除熱	PCV 除熱	PCV ベント	RPV内 水蒸気発生	RPV 破損時 PCV 破損	格納容器 直接加熱	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	PCV 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	最終状態		シーケンス番号	
																								RPV	PCV		破損モード
C1	EP1	HECC	RD	LECC	A11	AHR1	RHR1	VNT1	INST	EOPF	DCH	H2	EP2	DB1	A12	DBC	EXST	AHR2	RHR2	VNT2	BL	RB	破損	WW 破損	ηモード	TBU211	
																								破損	WW 破損	ηモード	TBU212
																								破損	ベント	vモード	TBU213
																								破損	D/W 破損	δ'モード	TBU214
																								破損	WW 破損	"	TBU215
																								破損	WW 破損	"	TBU217
																								破損	D/W 破損	ηモード	TBU218
																								破損	WW 破損	"	TBU219
																								破損	WW 破損	"	TBU220
																								破損	WW 破損	"	TBU221
																								破損	D/W 破損	δ'モード	TBU222
																								破損	WW 破損	"	TBU223
																								破損	WW 破損	"	TBU224
																								破損	WW 破損	"	TBU225
																								破損	D/W 破損	ηモード	TBU226
																								破損	WW 破損	"	TBU227
																								破損	WW 破損	"	TBU228
																								破損	WW 破損	"	TBU229
																								破損	D/W 破損	γモード	TBU230
																								破損	WW 破損	"	TBU231
																								破損	WW 破損	"	TBU232
																								破損	WW 破損	"	TBU233
																								破損	D/W 破損	σモード	TBU234
																								破損	WW 破損	"	TBU235
																								破損	WW 破損	"	TBU236
																								破損	WW 破損	"	TBU237
																								破損	D/W 破損	μモード	TBU238
																								破損	WW 破損	"	TBU239
																								破損	WW 破損	"	TBU240
																								破損	WW 破損	"	TBU241
																								破損	D/W 破損	αモード	TBU242
																								破損	WW 破損	"	TBU243
																								破損	WW 破損	"	TBU244
																								破損	WW 破損	"	TBU245
																								破損	D/W 破損	βモード	TBU246
																								破損	WW 破損	"	TBU247
																								破損	WW 破損	"	TBU248
																								破損	WW 破損	"	TBU249

図B-2 (6/6) 格納容器イベントツリ (TBU):BWR-5 Mark II改良型原子炉施設

TBW	PCV隔離	PCVベント	PCV破損位置	ECCS継続運転	RPV内水蒸気爆発	格納容器直接加熱	PCV内水蒸気発生	原子炉建屋の健全性	最終状態			シーケンス番号
	CI	VNT0	BL	ECCS	INST	DCH	EXST	RB	RPV	PCV	破損モード	
	健全	ベント	νモード	TBW1								
	〃	D/W 破損	θモード	TBW2								
	破損	〃	〃	TBW3								
	〃	〃	〃	TBW4								
	〃	〃	〃	TBW5								
	〃	〃	〃	TBW6								
	〃	〃	〃	TBW7								
	〃	〃	〃	TBW8								
	〃	〃	〃	TBW9								
	〃	〃	〃	TBW10								
	健全	W/W 破損	〃	TBW11								
	破損	〃	〃	TBW12								
	〃	〃	〃	TBW13								
	〃	〃	〃	TBW14								
	〃	〃	〃	TBW15								
	〃	〃	〃	TBW16								
	〃	〃	〃	TBW17								
	〃	〃	〃	TBW18								
	〃	〃	〃	TBW19								
	〃	D/W 破損	βモード	TBW20								
	〃	〃	〃	TBW21								
	〃	W/W 破損	〃	TBW22								
	〃	〃	〃	TBW23								

図B-3 格納容器イベントツリ (TBW):BWR-5 Mark II改良型原子炉施設

TC	PCV隔離	注水流量調整	PCVベント	PCV破損位置	ECCS継続運転	RPV内水蒸気爆発	格納容器直接加熱	PCV内水蒸気発生	原子炉建屋の健全性	最終状態			シーケンス番号
	CI	WTR	VNT0	BL	ECCS	INST	DCH	EXST	RB	RPV	PCV	破損モード	
										健全	健全	φモード	TC1
										健全	ベント	ψモード	TC2
										健全	D/W破損	θモード	TC3
										破損			TC4
										健全			TC5
										健全			TC6
										健全			TC7
										健全			TC8
										健全			TC9
										健全			TC10
										健全			TC11
										健全	W/W破損		TC12
										破損			TC13
										健全			TC14
										健全			TC15
										健全			TC16
										健全			TC17
										健全			TC18
										健全			TC19
										健全			TC20
										健全	D/W破損	βモード	TC21
										健全			TC22
										健全	W/W破損		TC23
										健全			TC24

図B-4 格納容器イベントツリ (TC):BWR-5 Mark II改良型原子炉施設

S2BW	PCV隔離	PCVベント	PCV破損位置	ECCS継続運転	RPV内水蒸気爆発	格納容器直接加熱	PCV内水蒸気発生	原子炉建屋の健全性	最終状態			シーケンス番号
	CI	VNT0	BL	ECCS	INST	DCH	EXST	RB	RPV	PCV	破損モード	
									健全	ベント	νモード	S2BW1
									〃	D/W 破損	θモード	S2BW2
									破損	〃	〃	S2BW3
									〃	〃	〃	S2BW4
									〃	〃	〃	S2BW5
									〃	〃	〃	S2BW6
									〃	〃	〃	S2BW7
									〃	〃	〃	S2BW8
									〃	〃	〃	S2BW9
									〃	〃	〃	S2BW10
									健全	W/W 破損	〃	S2BW11
									破損	〃	〃	S2BW12
									〃	〃	〃	S2BW13
									〃	〃	〃	S2BW14
									〃	〃	〃	S2BW15
									〃	〃	〃	S2BW16
									〃	〃	〃	S2BW17
									〃	〃	〃	S2BW18
									〃	〃	〃	S2BW19
									〃	D/W 破損	βモード	S2BW20
									〃	〃	〃	S2BW21
									〃	W/W 破損	〃	S2BW22
									〃	〃	〃	S2BW23

図 B-5 格納容器イベントツリ (S₂BW):BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設

ABW	PCV隔離	PCVベント	PCV破損位置	ECCS継続運転	RPV内水蒸気爆発	格納容器直接加熱	PCV内水蒸気発生	原子炉建屋の健全性	最終状態			シーケンス番号
	CI	VNT0	BL	ECCS	INST	DCH	EXST	RB	RPV	PCV	破損モード	
									健全	ベント	νモード	ABW1
									〃	D/W 破損	θモード	ABW2
									破損	〃	〃	ABW3
									〃	〃	〃	ABW4
									〃	〃	〃	ABW5
									〃	〃	〃	ABW6
									〃	〃	〃	ABW7
									〃	〃	〃	ABW8
									〃	〃	〃	ABW9
									〃	〃	〃	ABW10
									健全	W/W 破損	〃	ABW11
									破損	〃	〃	ABW12
									〃	〃	〃	ABW13
									〃	〃	〃	ABW14
									〃	〃	〃	ABW15
									〃	〃	〃	ABW16
									〃	〃	〃	ABW17
									〃	〃	〃	ABW18
									〃	〃	〃	ABW19
									〃	D/W 破損	βモード	ABW20
									〃	〃	〃	ABW21
									〃	W/W 破損	〃	ABW22
									〃	〃	〃	ABW23

図B-6 格納容器イベントツリ (ABW) :BWR-5 Mark II改良型原子炉施設

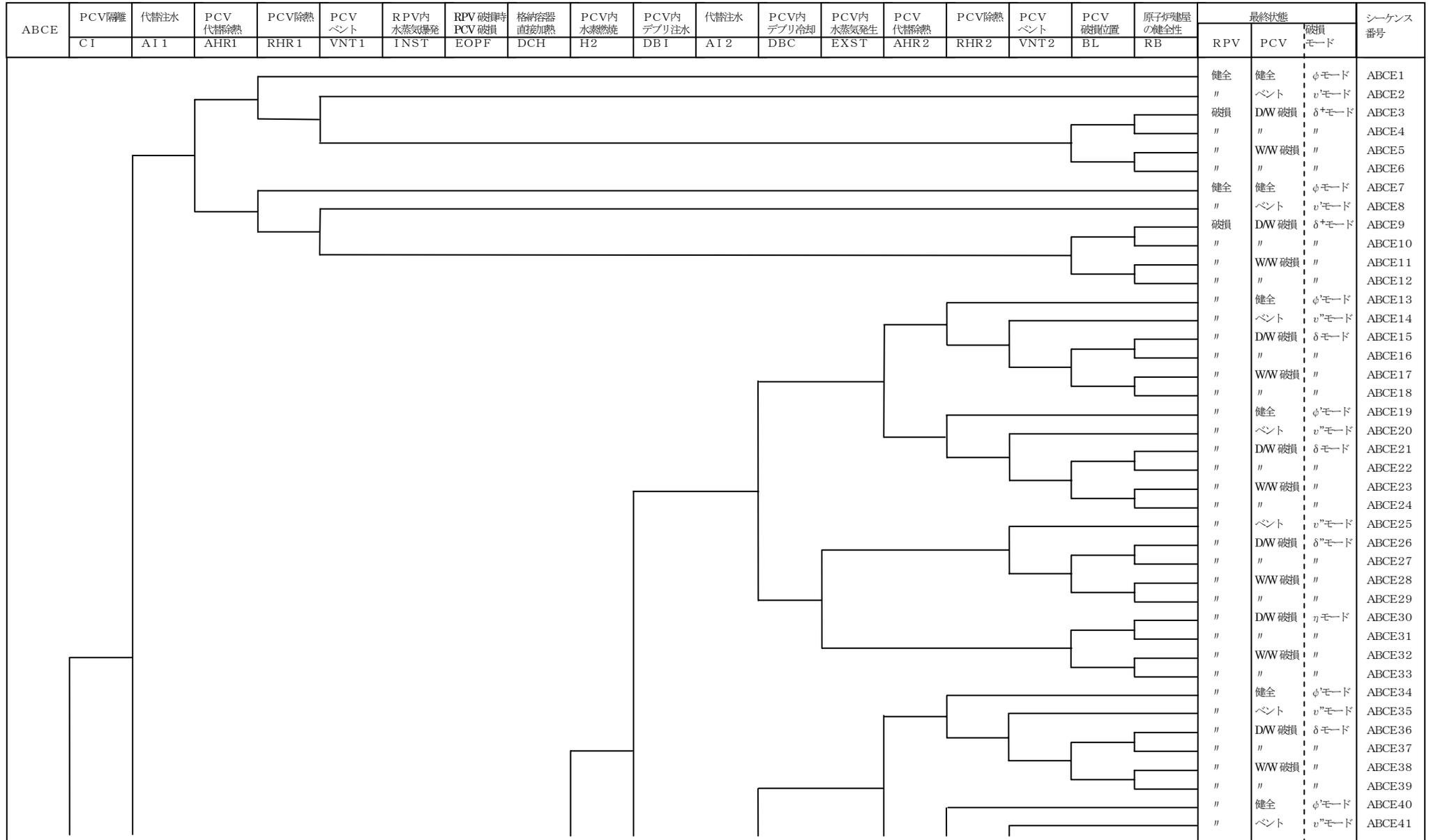


図 B-7 (1/2) 格納容器イベントツリ (ABCE):BWR-5 Mark II改良型原子炉施設

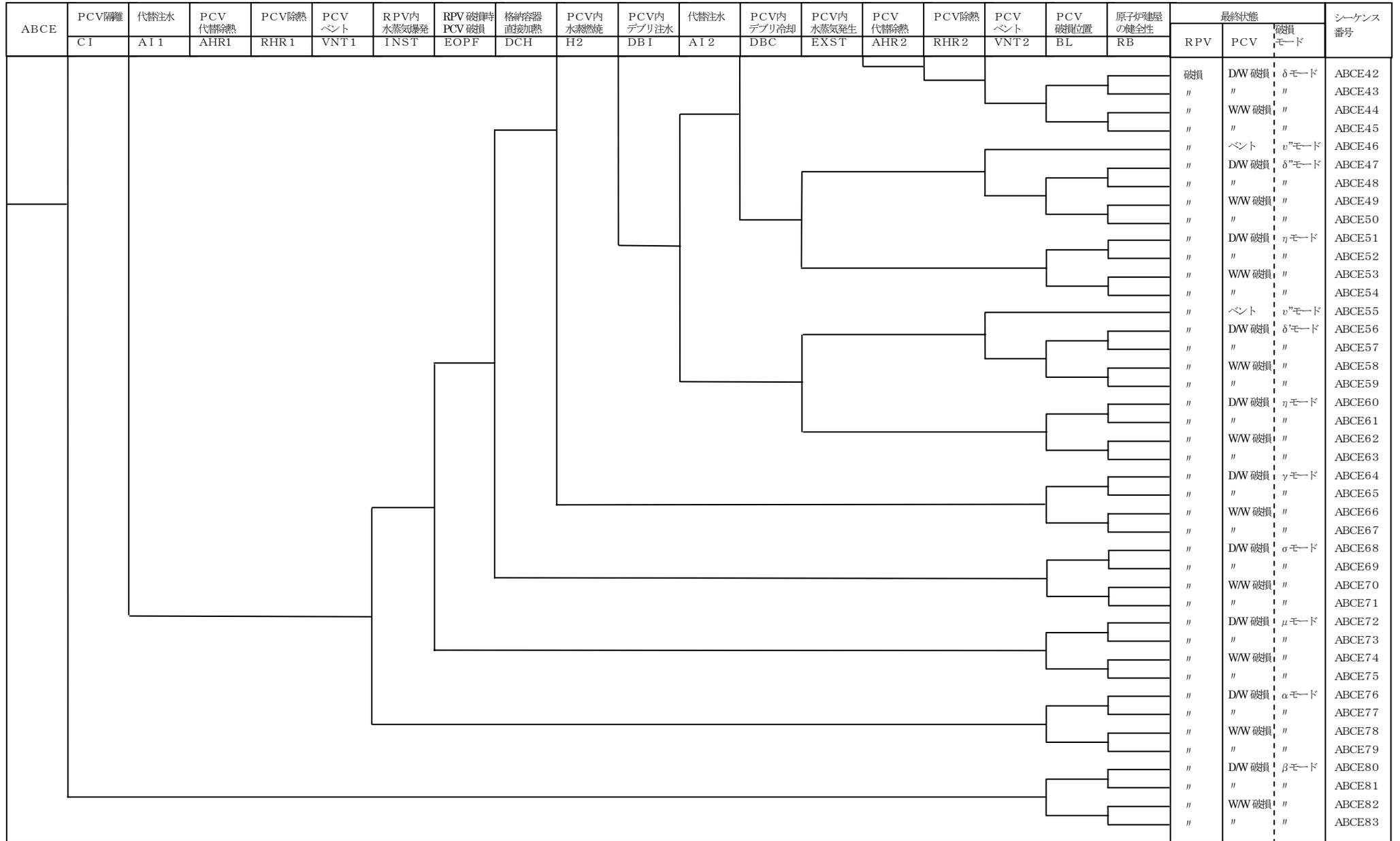


図 B-7 (2/2) 格納容器イベントツリ (ABCE):BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設