

平成21年度  
地震時レベル2 P S Aの解析 (BWR)

平成22年10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。

## 地震時レベル 2PSA の解析 (BWR)

### 要 旨

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

本作業では、BWR3、BWR-4 (2 タイプ)、BWR5 (3 タイプ) 及び ABWR の計 7 つの代表的な BWR プラントにおける地震時の主な事故シーケンスの事故進展及びソースタームをシビアアクシデント事故進展総合解析コード MELCOR 1.8.5 を用いて解析し評価した後、技術データとして整備した。格納容器型式やプラント出力によって、ソースタームが大きく異なる傾向がある。

また、格納容器イベントツリ定量化に関して、レベル 1 地震 PSA 手法の検討課題となっている 3 項目：① PCS (主蒸気/給水/復水系) による除熱機能を低地震動領域において考慮した場合の影響及び②地震加速度の評価対象下限を 300gal から 150gal まで上げた場合の影響とともに、地震ハザード条件等が小さいサイトを想定している BWR5 プラントにおいて、現れる程度で影響は比較的小さい。③地震時に大/中/小破断 LOCA 及びインターフェイス LOCA が同時に重畳して生じると想定した場合の影響は、地震ハザード条件等が大きいサイトを想定している BWR4 プラントにおいて、LOCA 事象の寄与割合が大きい場合に大きく影響がある。

更に、BWR-4 Mark I プラント特有の格納容器シェルアタック (シェルメルトスル現象) による格納容器破損割合は、予備的な地震 PSA によれば、比較的大きな割合を占めるため、シェルメルトスル現象の簡易モデルを MELCOR に組み込んで解析した。圧力容器内に残留した冷却水とともに落下したデブリは床にひろがって格納容器の壁に接触するものの、冷却水が無くなるまでは格納容器の壁に溶融貫通が生じないとの結果が得られた。

# 目 次

1.序論 .....	1-1
2. 地震時の事故進展解析 .....	2-1
2.1 BWR-3 Mark I 型原子炉施設の事故進展解析 .....	2-1
2.1.1 解析条件 .....	2-1
2.1.2 地震時の主な事故シーケンスの事故進展とソースターム解析 .....	2-1
2.1.3 地震時の主な事故シーケンスの解析結果のまとめ .....	2-2
2.2 BWR-4 Mark I 型原子炉施設（50 万 kWe 級）の事故進展解析 .....	2-2
2.2.1 解析条件 .....	2-3
2.2.2 地震時の主な事故シーケンスの事故進展とソースターム解析 .....	2-3
2.2.3 地震時の主な事故シーケンスの解析結果のまとめ .....	2-3
2.3 BWR-4 Mark I 型原子炉施設の事故進展解析 .....	2-4
2.3.1 解析条件 .....	2-4
2.3.2 地震時の主な事故シーケンスの事故進展とソースターム解析 .....	2-4
2.3.3 地震時の主な事故シーケンスの解析結果のまとめ .....	2-4
2.4 BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設の事故進展解析 .....	2-5
2.4.1 解析条件 .....	2-5
2.4.2 地震時の主な事故シーケンスの事故進展とソースターム解析 .....	2-5
2.4.3 地震時の主な事故シーケンスの解析結果のまとめ .....	2-6
2.5 BWR-5 Mark II 型原子炉施設の事故進展解析 .....	2-7
2.5.1 解析条件 .....	2-7
2.5.2 地震時の主な事故シーケンスの事故進展とソースターム解析 .....	2-7
2.5.3 地震時の主な事故シーケンスの解析結果のまとめ .....	2-8
2.6 BWR-5 Mark I 改良型原子炉施設（80 万 kWe 級）の事故進展解析 .....	2-9
2.6.1 解析条件 .....	2-9
2.6.2 地震時の主な事故シーケンスの事故進展とソースターム解析 .....	2-9
2.6.3 地震時の主な事故シーケンスの解析結果のまとめ .....	2-11

2.7 ABWR RCCV 型原子炉施設の事故進展解析	2-11
2.7.1 解析条件	2-11
2.7.2 地震時の主な事故シーケンスの事故進展とソースターム解析	2-12
2.7.3 地震時の主な事故シーケンスの解析結果のまとめ	2-13
2.8 その他のプラントとの比較	2-13
3. レベル 1 地震 PSA 課題の格納容器機能喪失割合に与える影響	3-1
3.1 レベル 1 地震 PSA 課題の炉心損傷頻度に与える影響の概要	3-1
3.2 レベル 1 地震 PSA 課題の格納容器機能喪失頻度に与える影響の検討	3-1
3.2.1 PCS（主蒸気／給水／復水系）を低地震動領域において考慮した場合 の検討	3-1
3.2.2 地震加速度の評価対象下限を 300gal から 150gal まで上げた場合の影響	3-3
3.2.3 大破断／中破断／小破断 LOCA、ISLOCA を地震時に同時に重畳して 起した場合の検討	3-4
3.3 レベル 1 地震 PSA 課題の格納容器機能喪失割合に与える影響のまとめ	3-5
4. 格納容器シェルメルトスル解析	4-1
4.1 シェルメルトスルの先行研究	4-1
4.1.1 デブリ拡がりモデル	4-1
4.1.2 デブリ関連パラメータの確率密度関数などの研究	4-2
4.1.3 その他	4-4
4.2 シェルメルトスルの簡易モデル	4-4
4.3 シェルメルトスルの試解析	4-6
4.3.1 シェルメルトスル簡易モデルを組み込んだ MELCOR1.8.5 コードの 試解析条件	4-6
4.3.2 キャビティ部へ落下する炉心デブリ量を全炉心とする場合 （基準ケース）の試解析	4-7
4.3.3 キャビティ部へ落下する炉心デブリ量を全炉心の 80%とする場合	4-8
4.3.4 下部ヘッドの破損を遅くした場合	4-9
4.3.5 格納容器への代替スプレイによってデブリ上部に水がある場合	

(内的事象の参考解析) .....	4-10
4.4 解析結果のまとめ .....	4-11
5. 結論 .....	5-1
参考文献 .....	参-1
略語一覧 .....	略-1
付録 A BWR のレベル 1 地震 PSA の概要 .....	付 A-1

## 表一覧

表 2.1	MELCOR1.8.5 改良版の主な解析条件 (BWR-3)	2-15
表 2.2	MELCOR1.8.5 改良版の主な解析条件 (BWR-4 50 万 kWe 級)	2-15
表 2.3	MELCOR1.8.5 改良版の主な解析条件(BWR-4 Mark I 型)	2-16
表 2.4	MELCOR1.8.5 改良版の主な解析条件 (BWR5 Mark II 改良型原子炉施設)	2-16
表 2.5	MELCOR1.8.5 改良版の主な解析条件 (BWR5 Mark II 型原子炉施設)	2-17
表 2.6	MELCOR1.8.5 改良版の主な解析条件 (BWR-5 Mark I 改良型 80 万 kWe 級)	2-17
表 2.7	MELCOR1.8.5 改良版の主な解析条件 (ABWR)	2-18
表 3.1a	レベル 1 地震 PSA 課題と炉心損傷頻度の相対値 (BWR-4)	3-7
表 3.1b	レベル 1 地震 PSA 課題と炉心損傷頻度の相対値 (BWR-5)	3-7
表 3.2a	レベル 1 地震 PSA 課題と主なプラント損傷状態の割合 (BWR-4)	3-8
表 3.2b	レベル 1 地震 PSA 課題と主なプラント損傷状態の割合 (BWR-5)	3-8
表 3.3a	レベル 1 地震 PSA 課題と主な格納容器機能喪失頻度の割合 (BWR-4)	3-9
表 3.3b	レベル 1 地震 PSA 課題と主な格納容器機能喪失頻度の割合 (BWR-5)	3-9
表 4.1	シェルメルトスル試験解析条件	4-13

## 図一覧

図 2.1	BWR-3 MarkI 型の原子炉建屋概要図	2-19
図 2.2	非常用炉心冷却系系統概要図 (BWR-3 MarkI 型)	2-20
図 2.3-1	原子炉冷却系水位 (インターフェイス LOCA (V、BWR-3 Mark I))	2-21
図 2.3-2	炉心最高温度 (インターフェイス LOCA (V、BWR-3 Mark I))	2-21
図 2.3-3	格納容器系圧力 (インターフェイス LOCA (V、BWR-3 Mark I))	2-22
図 2.3-4	サプレッション・プールの水温 (インターフェイス LOCA (V、BWR-3 Mark I))	2-22
図 2.3-5	各放射性物質の環境放出量割合 (インターフェイス LOCA (V、BWR-3 Mark I))	2-23
図 2.3-6	プラント内の放射性物質の分布 (インターフェイス LOCA (V、BWR-3 Mark I))	2-23
図 2.4-1	原子炉冷却系水位 (直接原子炉圧力容器破損(RVR(ABCE と仮定)、BWR-3 Mark I))	2-24
図 2.4-2	炉心最高温度 (直接原子炉圧力容器破損(RVR(ABCE と仮定)、BWR-3 Mark I))	2-24
図 2.4-3	格納容器系圧力 (直接原子炉圧力容器破損(RVR(ABCE と仮定)、BWR-3 Mark I))	2-25
図 2.4-4	サプレッション・プール水温 (直接原子炉圧力容器破損 (RVR(ABCE と仮定)、BWR-3 Mark I))	2-25
図 2.4-5	各放射性物質の環境放出量割合 (直接原子炉圧力容器破損 (RVR(ABCE と仮定)、BWR-3 Mark I))	2-26
図 2.4-6	プラント内の放射性物質の分布 (直接原子炉圧力容器破損 (RVR(ABCE と仮定)、BWR-3 Mark I))	2-26
図 2.5-1	地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング(BWR-3 Mark I)	2-27
図 2.5-2	地震時の代表的な事故シーケンスのソースターム(BWR-3 Mark I)	2-28
図 2.6	BWR-4 MarkI 型の原子炉建屋概要図	2-29
図 2.7	非常用炉心冷却系系統概要図 (BWR-4 MarkI 型)	2-30
図 2.8-1	原子炉冷却系水位 (電源喪失 (TBU、BWR-4 Mark I (50 万 kWe)))	2-31



図 2.8-2	炉心最高温度 (LOCA 時注水失敗(電源喪失 (TBU、BWR-4 Mark I (50 万 kWe)))	2-31
図 2.8-3	格納容器系圧力 (電源喪失 (TBU、BWR-4 Mark I (50 万 kWe)))	2-32
図 2.8-4	サプレッション・プールの水温 (電源喪失 (TBU、BWR-4 Mark I (50 万 kWe)))	2-32
図 2.8-5	各放射性物質の環境放出量割合 (電源喪失 (TBU、BWR-4 Mark I (50 万 kWe)))	2-33
図 2.8-6	プラント内の放射性物質の分布 (電源喪失 (TBU、BWR-4 Mark I (50 万 kWe)))	2-33
図 2.9-1	地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング(BWR-4 Mark I (50 万 kWe) )	2-34
図 2.9-2	地震時の代表的な事故シーケンスのソースターム(BWR-4 Mark I (50 万 kWe) )	2-35
図 2.10	原子炉建屋の概要図(BWR-4 Mark I 型)	2-36
図 2.11	非常用炉心冷却系系統概要図 (BWR-4 MarkI 型)	2-37
図 2.12-1	原子炉冷却系水位 (電源喪失(TBU、BWR-4 Mark- I ))	2-38
図 2.21-2	炉心最高温度 (電源喪失(TBU、BWR-4 Mark- I ))	2-38
図 2.12-3	格納容器系圧力 (電源喪失(TBU、BWR-4 Mark- I ))	2-39
図 2.12-4	サプレッション・プールの水温 (電源喪失(TBU、BWR-4 Mark- I ))	2-39
図 2.12-5	各放射性物質の環境放出量割合 (電源喪失(TBU、BWR-4 Mark- I ))	2-40
図 2.12-6	プラント内の放射性物質の分布 (電源喪失(TBU、BWR-4 Mark- I ))	2-40
図 2.13-1	地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング(BWR-4 Mark I )	2-41
図 2.13-2	地震時の代表的な事故シーケンスのソースターム(BWR-4 Mark I )	2-42
図 2.14	Mark- II 改良型原子炉格納施設概要	2-43
図 2.15	BWR-5 Mark- II 改良型原子炉施設の非常用炉心冷却系系統概略図	2-44
図 2.16-1	原子炉冷却系水位 (LOCA 時未臨界確保失敗 (AC、BWR-5 Mark II 改))	2-45
図 2.16-2	炉心最高温度 (LOCA 時未臨界確保失敗 (AC、BWR-5 Mark II 改))	2-45
図 2.16-3	格納容器系圧力 (LOCA 時未臨界確保失敗 (AC、BWR-5 Mark II 改))	2-46
図 2.16-4	サプレッション・プールの水温 (LOCA 時未臨界確保失敗 (AC、BWR-5 Mark II 改))	2-46

図 2.16-5	各放射性物質の環境放出量割合 (LOCA 時未臨界確保失敗 (AC、BWR-5 Mark II 改))	2-47
図 2.16-6	プラント内の放射性物質の分布 (LOCA 時未臨界確保失敗 (AC、BWR-5 Mark II 改))	2-47
図 2.17-1	原子炉冷却系水位 (小 LOCA 時の高圧・低圧注水失敗 (S2QUV、BWR-5 Mark II 改))	2-48
図 2.17-2	炉心最高温度 (小 LOCA 時の高圧・低圧注水失敗 (S2QUV、BWR-5 Mark II 改))	2-48
図 2.17-3	格納容器系圧力 (小 LOCA 時の高圧・低圧注水失敗 (S2QUV、BWR-5 Mark II 改))	2-49
図 2.17-4	サプレッション・プールの水温 (小 LOCA 時の高圧・低圧注水失敗 (S2QUV、BWR-5 Mark II 改))	2-49
図 2.17-5	各放射性物質の環境放出量割合 (小 LOCA 時の高圧・低圧注水失敗 (S2QUV、BWR-5 Mark II 改))	2-50
図 2.17-6	プラント内の放射性物質の分布 (小 LOCA 時の高圧・低圧注水失敗 (S2QUV、BWR-5 Mark II 改))	2-50
図 2.18-1	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)	2-51
図 2.18-2	地震時の代表的な事故シーケンスのソースターム(BWR-5 Mark II 改)	2-52
図 2.19	原子炉建屋の概要図 (BWR-5 Mark II)	2-53
図 2.20	BWR-5 Mark-II 型原子炉施設の非常用炉心冷却系系統概略図	2-54
図 2.21-1	原子炉冷却系水位 (高圧注水・減圧失敗 (TQUX、BWR-5 Mark II))	2-55
図 2.21-2	炉心最高温度 (高圧注水・減圧失敗 (TQUX、BWR-5 Mark II))	2-55
図 2.21-3	格納容器系圧力 (高圧注水・減圧失敗 (TQUX、BWR-5 Mark II))	2-56
図 2.21-4	サプレッション・プールの水温 (高圧注水・減圧失敗 (TQUX、BWR-5 Mark II))	2-56
図 2.21-5	各放射性物質の環境放出量割合 (高圧注水・減圧失敗 (TQUX、BWR-5 Mark II))	2-57
図 2.21-6	プラント内の放射性物質の分布 (高圧注水・減圧失敗 (TQUX、BWR-5 Mark II))	2-57
図 2.22-1	原子炉冷却系水位 (直接原子炉圧力容器破損)	

	(RVR(ABCE と仮定)、BWR-5 Mark II))	2-58
図 2.22-2	炉心最高温度 (直接原子炉圧力容器破損 (RVR(ABCE と仮定)、BWR-5 Mark II))	2-58
図 2.22-3	格納容器系圧力 (直接原子炉圧力容器破損 (RVR(ABCE と仮定)、BWR-5 Mark II))	2-59
図 2.22-4	サプレッション・プールの水温 (直接原子炉圧力容器破損 (RVR(ABCE と仮定)、BWR-5 Mark II))	2-59
図 2.22-5	各放射性物質の環境放出量割合 (直接原子炉圧力容器破損 (RVR(ABCE と仮定)、BWR-5 Mark II))	2-60
図 2.22-6	プラント内の放射性物質の分布 (直接原子炉圧力容器破損 (RVR(ABCE と仮定)、BWR-5 Mark II))	2-60
図 2.23-1	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)	2-61
図 2.23-2	地震時の代表的な事故シーケンスのソースターム(BWR-5 Mark II)	2-62
図 2.24	BWR-5 Mark-I 改良型の原子炉施設概要	2-63
図 2.25	BWR-5 Mark- I 改良型原子炉施設の非常用炉心冷却系系統概略図	2-64
図 2.26-1	原子炉冷却系水位 (インターフェイス LOCA (V、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級)))	2-65
図 2.26-2	炉心最高温度 (インターフェイス LOCA (V、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級)))	2-65
図 2.26-3	格納容器系圧力 (インターフェイス LOCA (V、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級)))	2-66
図 2.26-4	サプレッション・プールの水温 (インターフェイス LOCA (V、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級)))	2-66
図 2.26-5	各放射性物質の環境放出量割合 (インターフェイス LOCA (V、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級)))	2-67
図 2.26-6	プラント内の放射性物質の分布 (インターフェイス LOCA (V、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級)))	2-67
図 2.27-1	原子炉冷却系水位 (直接原子炉圧力容器破損 (RVR(ABCE と仮定)、 BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級)))	2-68
図 2.27-2	炉心最高温度 (直接原子炉圧力容器破損 (RVR(ABCE と仮定)、	

	BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級))	2-68
図 2.27-3	格納容器系圧力 (直接原子炉圧力容器破損 (RVR(ABCE と仮定)、 BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級))	2-69
図 2.27-4	サプレッション・プールの水温 (直接原子炉圧力容器破損 (RVR(ABCE と仮定)、 BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級))	2-69
図 2.27-5	各放射性物質の環境放出量割合 (直接原子炉圧力容器破損 (RVR(ABCE と仮定)、 BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級))	2-70
図 2.27-6	プラント内の放射性物質の分布 (直接原子炉圧力容器破損 (RVR(ABCE と仮定)、 BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級))	2-70
図 2.28-1	地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング (BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級))	2-71
図 2.28-2	地震時の代表的な事故シーケンスのソースターム (BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級))	2-72
図 2.29	ABWR RCCV 型原子炉建屋の概要図	2-73
図 2.30	非常用炉心冷却系系統概要図 (ABWR)	2-74
図 2.31-1	原子炉冷却系水位 (小 LOCA 時崩壊熱除去失敗(S2W、ABWR RCCV))	2-75
図 2.31-2	炉心最高温度 (小 LOCA 時崩壊熱除去失敗(S2W、ABWR RCCV))	2-75
図 2.31-3	格納容器系圧力 (小 LOCA 時崩壊熱除去失敗(S2W、ABWR RCCV))	2-76
図 2.31-4	サプレッション・プールの水温 (小 LOCA 時崩壊熱除去失敗(S2W、 ABWR RCCV))	2-76
図 2.31-5	各放射性物質の環境放出量割合 (小 LOCA 時崩壊熱除去失敗(S2W、 ABWR RCCV))	2-77
図 2.31-6	プラント内の放射性物質の分布 (小 LOCA 時崩壊熱除去失敗(S2W、 ABWR RCCV))	2-77
図 2.32-1	原子炉冷却系水位 (直接原子炉圧力容器破損 (高圧注水・減圧失敗 (TQUX、ABWR RCCV))	2-78
図 2.32-2	炉心最高温度 (高圧注水・減圧失敗(TQUX、ABWR RCCV))	2-78
図 2.32-3	格納容器系圧力 (高圧注水・減圧失敗(TQUX、ABWR RCCV))	2-79
図 2.32-4	サプレッション・プールの水温 (高圧注水・減圧失敗 (TQUX、ABWR RCCV))	2-79

図 2.32-5	各放射性物質の環境放出量割合（高圧注水・減圧失敗 (TQUX、ABWR RCCV))	2-80
図 2.32-6	プラント内の放射性物質の分布（高圧注水・減圧失敗 (TQUX、ABWR RCCV))	2-80
図 2.33-1	原子炉冷却系水位（直接原子炉圧力容器破損（LOCA 時注水失敗 (AE、ABWR RCCV))	2-81
図 2.33-2	炉心最高温度（LOCA 時注水失敗(AE、ABWR RCCV))	2-81
図 2.33-3	格納容器系圧力（高圧注水・減圧失敗(LOCA 時注水失敗 (AE、ABWR RCCV))	2-82
図 2.33-4	サプレッション・プールの水温（LOCA 時注水失敗 (AE、ABWR RCCV))	2-82
図 2.33-5	各放射性物質の環境放出量割合（LOCA 時注水失敗 (AE、ABWR RCCV))	2-83
図 2.33-6	プラント内の放射性物質の分布（LOCA 時注水失敗 (AE、ABWR RCCV))	2-83
図 2.34-1	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(ABWR RCCV)	2-84
図 2.34-2	地震時の代表的な事故シーケンスのソースターム(ABWR RCCV)	2-85
図 2.35-1	BWR のソースターム環境放出開始時間の総まとめ	2-86
図 2.35-2	BWR の CsI 環境放出量の総まとめ	2-86
図 3.1-1	PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-4 Mark I、基準ケース)	3-10
図 3.1-2	格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-4 Mark I、基準ケース)	3-10
図 3.2-1	PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-4 Mark I、PCS の効果に関する 感度解析ケース 1)	3-11
図 3.2-2	格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-4 Mark I、PCS の効果に関する 感度解析ケース 1)	3-11
図 3.3-1	PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-4 Mark I、PCS の効果に関する 感度解析ケース 2)	3-12
図 3.3-2	格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-4 Mark I、PCS の効果に関する 感度解析ケース 2)	3-12
図 3.4-1	PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-5 Mark-II 改良型、基準ケース)	3-13

図 3.4-2	格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-5 Mark II 改、基準ケース) ……	3-13
図 3.5-1	PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-5 Mark II 改、PCS の効果に関する 感度解析ケース 1) ……	3-14
図 3.5-2	格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-5 Mark II 改、PCS の効果に関する 感度解析ケース 1) ……	3-14
図 3.6-1	PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-5 Mark II 改、PCS の効果に関する 感度解析ケース 2-1) ……	3-15
図 3.6-2	格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-5 Mark II 改、PCS の効果に関する 感度解析ケース 2-1) ……	3-15
図 3.7-1	PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-5 Mark II 改、PCS の効果に関する 感度解析ケース 2-2) ……	3-16
図 3.7-2	格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-5 Mark II 改、PCS の効果に関する 感度解析ケース 2-2) ……	3-16
図 3.8-1	PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-4 Mark I、低地震動領域に関する 感度解析ケース 1) ……	3-17
図 3.8-2	格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-4 Mark I、低地震動領域に関する 感度解析ケース 1) ……	3-17
図 3.9-1	PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-4 Mark I、低地震動領域に関する 感度解析ケース 2) ……	3-18
図 3.9-2	格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-4 Mark I、低地震動領域に関する 感度解析ケース 2) ……	3-18
図 3.10-1	PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-5 Mark II 改、低地震動領域に関する 感度解析ケース 1) ……	3-19
図 3.10-2	格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-5 Mark II 改、低地震動領域に関する 感度解析ケース 1) ……	3-19
図 3.11-1	PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-5 Mark II 改、低地震動領域に関する 感度解析ケース 2) ……	3-20
図 3.11-2	格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-5 Mark II 改、低地震動領域に関する 感度解析ケース 2) ……	3-20
図 3.12-1	PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-4 Mark I、LOCA に関する	

感度解析ケース 1) .....	3-21
図 3.12-2 格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-4 Mark I、LOCA に関する 感度解析ケース 1) .....	3-21
図 3.13-1 PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-4 Mark I、LOCA に関する 感度解析ケース 2) .....	3-22
図 3.13-2 格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-4 Mark I、LOCA に関する 感度解析ケース 2) .....	3-22
図 3.14-1 PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-5 Mark II 改、LOCA に関する 感度解析ケース 1) .....	3-23
図 3.14-2 格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-5 Mark II 改、LOCA に関する 感度解析ケース 1) .....	3-23
図 3.15-1 PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-5 Mark II 改、LOCA に関する 感度解析ケース 2) .....	3-24
図 3.15-2 格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-5 Mark II 改、LOCA に関する 感度解析ケース 2) .....	3-24
図 4.1 格納容器機能喪失モード別発生頻度割合(BWR-4 Mark I 型) .....	4-14
図 4.2 シェルメルトスル現象の要因分析図 .....	4-14
図 4.3 デブリ拡がりモデル .....	4-15
図 4.4-1 原子炉冷却系水位 (基準ケース) .....	4-16
図 4.4-2 炉心最高温度 (基準ケース) .....	4-16
図 4.4-3 デブリ流出量 (基準ケース) .....	4-17
図 4.4-4 デブリ平均温度 (基準ケース) .....	4-17
図 4.4-5 コンクリート侵食深さ (基準ケース) .....	4-18
図 4.4-6 デブリ厚さ (基準ケース) .....	4-18
図 4.4-7 デブリ側面温度 (基準ケース) .....	4-19
図 4.4-8 デブリ温度と壁面温度 (基準ケース) .....	4-19
図 4.4-9 格納容器系圧力 (基準ケース) .....	4-20
図 4.4-10 サプレッション・プールの水温 (基準ケース) .....	4-20
図 4.4-11 各放射性物質の環境放出量割合 (基準ケース) .....	4-21
図 4.4-12 プラント内の放射性物質の分布 (基準ケース) .....	4-21

図 4.5-1	原子炉冷却系水位（落下炉心デブリ量 80%）	4-22
図 4.5-2	炉心最高温度（落下炉心デブリ量 80%）	4-22
図 4.5-3	デブリ流出量（落下炉心デブリ量 80%）	4-23
図 4.5-4	デブリ平均温度（落下炉心デブリ量 80%）	4-23
図 4.5-5	コンクリート侵食深さ（落下炉心デブリ量 80%）	4-24
図 4.5-6	デブリ厚さ（落下炉心デブリ量 80%）	4-24
図 4.5-7	デブリ側面温度（落下炉心デブリ量 80%）	4-25
図 4.5-8	デブリ温度と壁面温度（落下炉心デブリ量 80%）	4-25
図 4.5-9	格納容器系圧力（落下炉心デブリ量 80%）	4-26
図 4.5-10	サプレッション・プールの水温（落下炉心デブリ量 80%）	4-26
図 4.5-11	各放射性物質の環境放出量割合（落下炉心デブリ量 80%）	4-27
図 4.5-12	プラント内の放射性物質の分布（落下炉心デブリ量 80%）	4-27
図 4.6-1	原子炉冷却系水位（下部ヘッド破損を遅くした場合）	4-28
図 4.6-2	炉心最高温度（下部ヘッド破損を遅くした場合）	4-28
図 4.6-3	デブリ流出量（下部ヘッド破損を遅くした場合）	4-29
図 4.6-4	デブリ平均温度（下部ヘッド破損を遅くした場合）	4-29
図 4.6-5	コンクリート侵食深さ（下部ヘッド破損を遅くした場合）	4-30
図 4.6-6	デブリ厚さ（下部ヘッド破損を遅くした場合）	4-30
図 4.6-7	デブリ側面温度（下部ヘッド破損を遅くした場合）	4-31
図 4.6-8	デブリ温度と壁面温度（下部ヘッド破損を遅くした場合）	4-31
図 4.6-9	格納容器系圧力（下部ヘッド破損を遅くした場合）	4-32
図 4.6-10	サプレッション・プールの水温（下部ヘッド破損を遅くした場合）	4-32
図 4.6-11	各放射性物質の環境放出量割合（下部ヘッド破損を遅くした場合）	4-33
図 4.6-12	プラント内の放射性物質の分布（下部ヘッド破損を遅くした場合）	4-33
図 4.7-1	原子炉冷却系水位（代替スプレイ）	4-34
図 4.7-2	炉心最高温度（代替スプレイ）	4-34
図 4.7-3	デブリ流出量（代替スプレイ）	4-35
図 4.7-4	デブリ平均温度（代替スプレイ）	4-35
図 4.7-5	コンクリート侵食深さ（代替スプレイ）	4-36
図 4.7-6	デブリ厚さ（代替スプレイ）	4-36



図 4.7-7	デブリ側面温度（代替スプレイ）	4-37
図 4.7-8	デブリ温度と壁面温度（代替スプレイ）	4-37
図 4.7-9	格納容器系圧力（代替スプレイ）	4-38
図 4.7-10	サブプレッション・プールの水温（代替スプレイ）	4-38
図 4.7-11	各放射性物質の環境放出量割合（代替スプレイ）	4-39
図 4.7-12	プラント内の放射性物質の分布（代替スプレイ）	4-39

## 1. 序 論

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

本作業では、新耐震指針に対応した地震 PSA をレビューするために必要な事故進展、ソースターム及び格納容器イベントツリ定量化による事故シーケンスの発生頻度に関する技術情報を蓄積したデータベースの整備を実施するとともに、BWR-4 プラント特有の放出カテゴリについて検討した。

事故進展及びソースタームに関しては、BWR3、BWR-4（2 タイプ）、BWR5（3 タイプ）及び ABWR の計 7 つの代表的なプラントにおける地震時の主な事故シーケンスを対象にして、シビアアクシデント事故進展総合解析コード MELCOR 1.8.5 を用いて過年度までの整備に引き続き、一部の追加解析を実施し、その影響を検討した。

また、格納容器イベントツリ定量化に関しては、レベル 1 地震 PSA 手法の検討課題となっている項目について感度解析を実施し、炉心損傷頻度への影響を評価した。PCS（主蒸気／給水／復水系）を低地震動領域において考慮した場合、地震加速度の評価対象下限を 300gal から 150gal まで上げた場合及び大破断／中破断／小破断 LOCA、インターフェイス LOCA（ISLOCA）を地震時に同時に重畳して起こると想定した場合について、レベル 1 地震 PSA 解析結果から格納容器機能喪失頻度に与える影響について検討した。

一方、試解析によると地震時の BWR-4 プラント特有の放出カテゴリのうち、格納容器機能喪失頻度に占めるドライウェルシェルメルトスルの割合が全体の約 1/4 の結果になったため、評価精度の向上を目的に、デブリ拡がり及び格納容器壁接触温度変化の簡易モデルを MELCOR に組み込んだ解析を実施して事故進展の様相について検討した。

## 2. 地震時の事故進展解析

新耐震指針の「残余のリスク」評価に係るデータ整備として、BWR3、BWR-4（2タイプ）、BWR5（3タイプ）及びABWRの計7つの原子炉施設を対象にして、発生頻度が比較的に大きいと想定される事故シーケンスを優先的に解析してきた。本検討では、これまでに解析を行っていない事故シーケンスを対象に、MELCORコードを用いて事故進展及びソースタームの挙動を解析し、ソースタームのデータベースを整備した。また、従来整備してきた結果<sup>(1~4)</sup>も含めて、ソースタームの環境放出開始時間及び環境放出割合をまとめた。

### 2.1 BWR-3 Mark I 型原子炉施設の事故進展解析

BWR-3 代表炉の事故進展及びソースタームの試解析を実施するため、BWR-3 代表炉のレベル1 地震 PSA<sup>(1)</sup>で得られた炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、本検討ではインターフェイス LOCA (V)及び地震による原子炉圧力容器直接破損 (RVR)を対象に事故進展解析を実施した。

#### 2.1.1 解析条件

BWR-3 Mark I 型原子炉施設の原子炉建屋を図 2.1 に示す。図 2.2 に、非常用炉心冷却系の系統概要を示す。MELOCR コードには、格納容器スプレイ以外の工学的安全系のモデルは組み込まれていないため、高圧注水系 (HPCI)、炉心スプレイ系 (CS)、自動減圧系 (ADS) などを作動条件、注水流量、水源等のデータを用いた制御関数によりモデル化した。

主な解析条件は、表 2.1 に示す。

#### 2.1.2 地震時の主な事故シーケンスの事故進展とソースターム解析

##### (1) インターフェイス LOCA (V)

V の事故進展解析結果を図 2.3-1 から図 2.3-5 に示す。

この事象では、地震によって炉心スプレイ配管が破断してインターフェイス LOCA が発生した後、健全な配管の非常用炉心冷却系も作動しないと仮定した。注水手段が確保できず、約 0.9 時間後に燃料落下開始、約 1.5 時間後に原子炉圧力容器破損に至った。格納容器は破損しないが、燃料から放出した放射性物質は、格納容器をバイパスして原子炉建屋を經由して環境へ放出される。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 2.3-6 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、格納容器をバイパスして、直接、原子炉建屋に移行して、大半が沈着

した。圧力容器破損後に一部がドライウェルに流出するが、沈着はほとんどない。CsI 環境放出量は、炉心内蔵量の約 9%である。

## (2) 地震による原子炉圧力容器直接破損 (RVR)

地震によって原子炉圧力容器が直接破損 (RVR) する場合の事象を次のように仮定する。地震によって原子炉本体基礎ボルトが損傷し、圧力容器が傾斜して制御棒が挿入できなくなると仮定する。一方、地震によって圧力容器自体が破損すれば、大 LOCA と類似な事象になるものと想定される。このため、圧力容器破損事象 (RVR) を大 LOCA 時の注水失敗 (AE) 及び未臨界確保失敗 (C) の事象に、地震時に発生する可能性が高い全交流電源喪失 (B) が重畳した複合事象 (ABCE) と仮定する。

この事故進展解析結果を図 2.4-1 から図 2.4-5 に示す。

この事象が発生すると、再循環配管の大 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、約 0.7 時間後に燃料落下開始、約 0.9 時間後に原子炉圧力容器破損、約 9.6 時間後に格納容器の過温破損に至った。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 2.4-6 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果によって除去される。また、圧力容器破損後にドライウェル、原子炉建屋に流出し、多くが沈着する。また、CsI 環境放出量は、炉心内蔵量の約 9%である。

### 2.1.3 地震時の主な事故シーケンスの解析結果のまとめ

前項では、計 2 種類の事故シーケンスの解析を実施した。図 2.5-1、図 2.5-2 には、その他の事故シーケンスを含めた事故進展のタイミング及びソースタームの解析結果を示す。

これらの結果から、放射性物質の環境放出に関して、放射性物質の放出タイミングが早い事故シーケンスはインターフェイス LOCA (V) となり、事故開始から約 0.9 時間後からの放出となった。また、放射性物質の環境放出量 (CsI 放出量) に関して、地震による原子炉建屋損傷と電源喪失が重畳する事象 (RBR+TB)、次に未臨界確保失敗 (TC) が大きい値になった (それぞれ炉心内蔵量の約 41%、約 30%放出)。Sr 環境放出量に関して、地震による原子炉建屋損傷と電源喪失が重畳する事象 (RBR+TB)、次に未臨界確保失敗 (TC) が大きい値になった (それぞれ炉心内蔵量の約 0.9%、約 0.6%放出)。地震時のソースタームの観点から、厳しい事故シーケンスを絞り込むことができる。

## 2.2 BWR-4 Mark I 型原子炉施設（50 万 kWe 級）の事故進展解析

BWR-4（50 万 kWe 級）を対象にして、格納容器キャビティ部にピットがある場合の事故進展及びソースタームへの影響について、MELCOR コードを用いて解析した。

### 2.2.1 解析条件

BWR-4 Mark I 型原子炉施設の原子炉建屋は図 2.6 に示す。図 2.7 に、非常用炉心冷却系の系統概要を示す。MELOCR コードには、格納容器スプレイ以外の工学的安全系のモデルは組み込まれていないため、高圧注水系（HPCI）、炉心スプレイ系（CS）、自動減圧系（ADS）などを、作動条件、注水流量、水源等のデータを用いた制御関数によりモデル化した。

主な解析条件は、表 2.2 に記載した。

### 2.2.2 地震時の主な事故シーケンスの事故進展とソースターム解析

#### (1) 電源喪失(TBU)

地震時の電源喪失に係る事故シーケンスについて、本検討では電源喪失(TBU)について解析した。TBU の事故進展解析結果を図 2.8-1 から図 2.8-5 に、それぞれ示す。

TBU の事象では、地震によって電源喪失になり、高圧注水系（RCIC 等）による原子炉注水に失敗する。そのため炉心冷却手段が確保できず、約 2.4 時間後に燃料落下開始、約 3.3 時間後に原子炉圧力容器破損、約 15.7 時間後に格納容器の過温破損となる結果が得られた。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 2.8-6 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果によって圧力抑制プール水中に大半が移行するとともに、圧力容器破損後にはドライウェルに流出したのち、多くが沈着した。CsI 環境放出量は、炉心内蔵量の約 0.2%である。

### 2.2.3 地震時の主な事故シーケンスの解析結果のまとめ

前項では、1 種類の事故シーケンスの解析を実施した。図 2.9-1、図 2.9-2 には、その他の事故シーケンスを含めた事故進展のタイミング及びソースタームの解析結果を示す。

これらの結果から、放射性物質の環境放出に関して、放射性物質の放出タイミングが早い事故シーケンスはインターフェイス LOCA (V) となり、事故開始から約 0.7 時間後からの放出となった。また、放射性物質の環境放出量(CsI 放出量)に関して、大 LOCA 時の未臨界確保失敗(AC)、次に小 LOCA 時の未臨界確保失敗 (S2C) が大きい値になった（それぞれ炉心内蔵量の約 39%、

約 35%放出)。Sr 環境放出量に関しても、大 LOCA 時の未臨界確保失敗 (AC)、次に小 LOCA 時の未臨界確保失敗 (S2C) が大きい値になった (それぞれ炉心内蔵量の約 0.7%、約 0.5%放出)。地震時のソースタームの観点から、厳しい事故シーケンスを絞り込むことができる。

## 2.3 BWR-4 Mark I 型原子炉施設の事故進展解析

MELCOR コードを用いて事故進展及びソースタームを解析して検討した。評価対象とした事故シーケンスは、BWR-4 代表炉のレベル 1 地震 PSA の解析結果から得られた事故シーケンスから選択した。

### 2.3.1 解析条件

BWR-4 Mark I 型原子炉施設の原子炉建屋は図 2.10 に示す。図 2.11 に、非常用炉心冷却系の系統概要を示す。MELOCR コードには、格納容器スプレイ以外の工学的安全系のモデルは組み込まれていないため、高圧注水系 (HPCI)、炉心スプレイ系 (CS)、自動減圧系 (ADS) などを作動条件、注水流量、水源等のデータを用いた制御関数によりモデル化した。

主な解析条件は、表 2.3 に記載した。

### 2.3.2 地震時の主な事故シーケンスの事故進展とソースターム解析

#### (1) 電源喪失(TBU)

地震時の電源喪失に係る事故シーケンスについて、本検討では電源喪失(TBU)について解析した。TBU の事故進展解析結果を図 2.12-1 から図 2.12-5 に、それぞれ示す。

TBU の事象では、地震によって電源喪失になり、高圧注水系 (RCIC 等) による原子炉注水に失敗する。そのため炉心冷却手段が確保できず、約 1.7 時間後に燃料落下開始、約 3.6 時間後に原子炉圧力容器破損、約 6.9 時間後に格納容器の過圧破損となる結果が得られた。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 2.12-6 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、TBU では圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果によって圧力抑制プール水中に大半が移行するとともに、圧力容器破損後にはドライウェルに流出したのち、多くが原子炉建屋に沈着した。CsI 環境放出量は、炉心内蔵量の約 9%である。

### 2.3.3 地震時の主な事故シーケンスの解析結果のまとめ

前項では、1 種類の事故シーケンスの解析を実施した。図 2.13-1、図 2.13-2 には、その他の事

故シーケンスを含めた事故進展のタイミング及びソースタームの解析結果を示す。

これらの結果から、放射性物質の環境放出に関して、放射性物質の放出タイミングが早い事故シーケンスはインターフェイス LOCA (V) 及びインターフェイス LOCA 時の未臨界確保失敗 (VC) となり、ともに事故開始から約 0.6 時間後からの放出となった。また、放射性物質の環境放出量 (CsI 放出量) に関して、地震による原子炉建屋損傷と小 LOCA 時の未臨界確保失敗が重畳する事象 (RBR+ S2C)、次に大 LOCA 時の未臨界確保失敗 (AC) が大きい値になった (それぞれ炉心内蔵量の約 77%、約 56%放出)。Sr 環境放出量に関して、地震による原子炉建屋損傷と未臨界確保失敗が重畳する事象 (RBR+TC)、次に地震による原子炉建屋損傷と小 LOCA 時の未臨界確保失敗が重畳する事象 (RBR+S2C) が大きい値になった (それぞれ炉心内蔵量の約 2.6%、約 2.0%放出)。地震時のソースタームの観点から、厳しい事故シーケンスを絞り込むことができる。

## 2.4 BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設の事故進展解析

地震 PSA 評価の BWR-5 代表プラントとしての Mark II 改良型原子炉施設を対象に評価手法の整備を進めてきた。本検討では、下記の 2 つの事故シーケンスを解析する。

### 2.4.1 主な解析条件

BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設の原子炉建屋は図 2.14 に示す。図 2.15 に、非常用炉心冷却系の系統概要を示す。表 2.4 には、BWR-5 Mark II 改良型原子炉施設の MELCOR1.8.5 改良版での主な解析条件を示す。

### 2.4.2 地震時の主な事故シーケンスの事故進展とソースターム解析

本検討では、大 LOCA 時の原子炉未臨界確保失敗 (AC) 及び小 LOCA 時の高圧・低圧注水失敗 (S2QUV) の事故シーケンスを選択した。

#### (1) 大 LOCA 時の原子炉未臨界確保失敗 (AC)

地震時の原子炉未臨界確保失敗に係る事故シーケンスに関して、本作業では、AC について解析した。AC の結果を図 2.16-1 から図 2.16-5 に、それぞれ示す。

地震によって大 LOCA が発生後、原子炉未臨界確保に失敗し、約 5%の炉心出力が事故後、格納容器が過圧破損に至るタイミング (約 4.5 時間) まで継続した。

一方、炉心への注水に関しては、HPCS がモータ駆動であるため、HPCS 作動により炉心の

水位は維持されるものの、炉心部で発生する水蒸気は逃し安全弁を経由して圧力抑制プール水中へ放出され、その水位が上昇する。HPCS の水源切替による圧力抑制プール水温の上昇に伴い、格納容器圧力は急激に上昇するため、約 4.5 時間後に格納容器過圧破損に至り、HPCS の作動停止に至る。その結果、炉心への注水は停止するため炉心冷却手段が確保できず、約 5.6 時間後に燃料落下開始、約 8.7 時間後に原子炉圧力容器破損に至った。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した。

AC では、大 LOCA による蒸気放出によって格納容器が加圧されるが、原子炉に大量のサブクール水が注水され、破断口からサブクール水が流出することにより、格納容器に放出された蒸気が凝縮し、過圧破損に至るタイミングが原子炉未臨界確保失敗 (TC) より遅くなった。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 2.16-6 にそれぞれ示す。炉心損傷する前に格納容器が先行破損するため、炉心損傷に伴い放出された CsI は、大 LOCA により直接、ドライウェルや原子炉建屋に放出されるため、圧力抑制プールのスクラビング効果の寄与はほとんどなく、ドライウェルや原子炉建屋での沈着量が大きい。CsI 環境放出量は炉心内蔵量の約 68%の放出量に達する。

## (2) 小 LOCA 時の高圧・低圧注水失敗 (S2QUV)

S2QUV の結果を図 2.17-1 から図 2.17-5 に示す。

この事象では、地震によって小 LOCA が発生した後、原子炉未臨界確保には成功するが、高圧注水に失敗する。その後、運転員の手動操作により原子炉減圧には成功するが、低圧注水にも失敗する。そのため炉心冷却手段が確保できず、約 1.0 時間後に燃料落下開始、約 2.2 時間後に原子炉圧力容器破損、約 7.5 時間後に格納容器の過温破損に至った。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 2.17-6 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、S2QUV では圧力抑制プール水中に放出されるとともに、小 LOCA により直接、ドライウェルに放出されるため、圧力抑制プール水中への移行量は減少し、ドライウェルでの沈着量が比較的大きい結果となった。CsI 環境放出量は、炉心内蔵量の約 0.4%であった。

### 2.4.3 地震時の主な事故シーケンスの解析結果のまとめ

前項では、計 2 種類の事故シーケンスの解析を実施した。図 2.18-1、図 2.18-2 には、その他の事故シーケンスを含めた事故進展のタイミング及びソースタームの解析結果を示す。



これらの結果から、放射性物質の環境放出に関して、放射性物質の放出タイミングが早い事故シーケンスはインターフェイス LOCA (V) となり、ともに事故開始から約 0.6 時間後の燃料落下からの放出となった。また、放射性物質の環境放出量 (CsI 放出量) に関して、大 LOCA 時の未臨界確保失敗 (AC)、次に小 LOCA 時の未臨界確保失敗が重畳する事象 (S2C) が大きい値になった (それぞれ炉心内蔵量の約 68%、約 49% 放出)。Sr 環境放出量に関しても、大 LOCA 時の未臨界確保失敗 (AC)、次に小 LOCA 時の未臨界確保失敗が重畳する事象 (S2C) が大きい値になった (それぞれ炉心内蔵量の約 3.1%、約 2.4% 放出)。地震時のソースタームの観点から、厳しい事故シーケンスを絞り込むことができる。

## 2.5 BWR-5 Mark II 型原子炉施設の事故進展解析

地震 PSA 評価の BWR-5 代表プラントとしての Mark II 改良型原子炉施設を対象に評価手法の整備を進めてきた。一方、BWR-5 の当初設計である Mark II 型格納容器は Mark II 改良型と比較すると、格納容器容積が小型である (熱出力に対する格納容器容積の比が約 3 割小さい)。このため、シビアアクシデントが生じた場合の格納容器破損タイミングが早まり、ソースタームが大きくなる可能性がある。本検討では 2 つの事故シーケンスを解析し、検討する。

### 2.5.1 主な解析条件

BWR-5 Mark II 型原子炉施設の原子炉建屋は図 2.19 に示す。図 2.20 に、非常用炉心冷却系の系統概要を示す。表 2.5 には、BWR-5 Mark II 型原子炉施設の MELCOR1.8.5 改良版での主な解析条件を示す。

### 2.5.2 地震時の主な事故シーケンスの事故進展とソースターム解析

本検討では、高圧注水・減圧失敗(TQUX)及び直接原子炉圧力容器破損 (RVR) の事故シーケンスを選択した。

#### (1) 高圧注水・減圧失敗(TQUX)

TQUX の事故進展解析結果を図 2.21-1 から図 2.21-5 に、それぞれ示す。この事象では、地震によって過渡事象が発生した後、原子炉未臨界確保に成功する。しかし、原子炉隔離時冷却系(RCIC)などの高圧注水系の作動には失敗する。その後、原子炉減圧に失敗する。このため、原子炉冷却系の圧力が高く、低圧系からの注水ができない。この結果、約 1.4 時間後に燃料落下開始、約 4.0 時間後に原子炉圧力容器は破損する。

TQUX では RHR 系が作動するため、サブレーションプール水温の上昇が抑制され、原子炉からの蒸気に対する凝縮効率は良好である。しかし、炉心冷却手段が確保できないものの、高圧・低圧注水失敗 (TQUV) のような減圧操作による蒸気放出がないため、原子炉冷却材の流出が少なく炉心水位の低下が比較的緩やかになり、炉心は徐々にヒートアップする。

原子炉圧力容器後、約 7.5 時間後に格納容器の過圧破損に至る。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 2.21-6 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果によって大半は圧力抑制プール水中に移行する。また、圧力容器破損後に、ドライウェルに流出したのち、一部が原子炉建屋に移行して沈着する。CsI 環境放出量は、炉心内蔵量の約 10% である。

## (2) 地震による直接原子炉圧力容器破損 (RVR)

地震によって原子炉圧力容器が直接破損 (RVR) する場合の事象を次のように仮定する。地震によって原子炉本体基礎ボルトが損傷した場合、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、地震によって圧力容器自体が破損すれば、大 LOCA と類似な事象になるものと想定される。このため、圧力容器破損事象 (RVR) を大 LOCA 時注水失敗 (AE) 及び未臨界確保失敗 (C) の事象に、地震時に発生する可能性が高い全交流電源喪失 (B) が重畳した複合事象 (ABCE) と仮定した。

この事故進展解析結果を図 2.22-1 から図 2.22-5 に示す。この事象が発生すると、再循環配管の大 LOCA 発生後、制御棒挿入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、約 0.7 時間後に燃料落下開始、約 1.7 時間後に原子炉圧力容器破損、約 4.7 時間後に格納容器の過温破損に至る。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 2.22-6 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、配管破損部からドライウェルに移行して大半が沈着する。また、圧力抑制プール水中にも放出され、スクラビング効果によって圧力抑制プール水中にも移行する。格納容器破損による CsI 環境放出量は、炉心内蔵量の約 11% である。

## 2.5.3 地震時の主な事故シーケンスの解析結果のまとめ

前項では、計 2 種類の事故シーケンスの解析を実施した。図 2.23-1、図 2.23-2 には、過年度に実施した解析結果も合わせて、計 14 種類の事故シーケンスの事故進展のタイミング及びソースタームの解析結果を示す。

これらの結果から、放射性物質の環境放出に関して、放射性物質の放出タイミングが早い事故シーケンスは、インターフェイス LOCA (V) であり、放出開始は約 0.6 時間後からである。また、放射性物質の環境放出量 (CsI 放出量) に関して、小 LOCA 時の原子炉未臨界確保失敗 (S2C)、次に小 LOCA 時の崩壊熱除去失敗 (S2W) が大きい値になる (それぞれ炉心内蔵量の約 51%、約 33% 放出)。Sr 環境放出量に関しては、小 LOCA 時の原子炉未臨界確保失敗 (S2C)、次にインターフェイス LOCA (V) になり、それぞれ炉心内蔵量の約 2.6%、約 1.7% が放出される。この結果、地震時のソースタームの観点から、厳しい事故シーケンスを絞り込むことができた。

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

国内 BWR-5 プラントは格納容器型式、原子炉出力によって 4 つのタイプに分類される。機構では、地震 PSA において、BWR-5 の代表炉を国内で最も基数の多い 110 万 kWe 級 Mark II 改良型格納容器プラントを選定して検討を幅広く行ってきた。このタイプのプラントは、地震ハザード条件が緩やかと推定されるサイトに設置されている。また、このタイプ以外に、格納容器型式が異なる Mark II 型格納容器及び Mark I 改良型格納容器の各プラントについても順次検討を進めてきた。特に、構造上耐震性が強い Mark I 改良型格納容器プラントは、地震ハザード条件が厳しいと想定されるサイトに設置されている。

一方、レベル 1 地震 PSA<sup>(1)</sup>によれば、BWR-5 代表炉 (Mark II 改良型) のサイト条件を地震ハザード条件を厳しく想定すると、炉心損傷に至る主な事故シーケンスとして、電源喪失のほかに LOCA、原子炉未臨界確保失敗などが増加する傾向があるため、プラント損傷状態を幅広く想定した検討を行なってきた。

本検討では、BWR-5 Mark I 改良型原子炉施設 (80 万 kWe 級) における 2 つの事故シーケンスを解析し検討する。

### 2.6.1 主な解析条件

BWR-5 Mark I 改良型原子炉施設の原子炉建屋は図 2.24 に示す。図 2.25 に、非常用炉心冷却系の系統概要を示す。表 2.6 には、BWR-5 Mark I 改良型原子炉施設の MELCOR1.8.5 改良版での主な解析条件を示す。

### 2.6.2 地震時の主な事故シーケンスの事故進展とソースターム解析

本検討では、インターフェイス LOCA (V) 及び地震による原子炉圧力容器直接破損 (RVR) の

事故シーケンスを選択した。

#### (1) インターフェイス LOCA (V)

V の事故進展解析結果を図 2.26-1 から図 2.26-5 に示す。

この事象では、地震によって炉心スプレイ配管が破断してインターフェイス LOCA が発生した後、健全な配管の非常用炉心冷却系も作動しないと仮定した。注水手段が確保できず、約 0.6 時間後に燃料落下開始、約 1.4 時間後に原子炉圧力容器破損に至った。格納容器は破損しないが、燃料から放出した放射性物質は、格納容器をバイパスして原子炉建屋を經由して環境へ放出される。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 2.26-6 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、格納容器をバイパスして、直接、原子炉建屋に移行して、大半が沈着した。圧力容器破損後に一部がドライウェルに流出するが、沈着はほとんどない。CsI 環境放出量は、炉心内蔵量の約 29%である。

#### (2) 地震による原子炉圧力容器直接破損 (RVR)

地震によって原子炉圧力容器が直接破損 (RVR) する場合の事象を次のように仮定する。地震によって原子炉本体基礎ボルトが損傷し、圧力容器が傾斜して制御棒が挿入できなくなると仮定する。一方、地震によって圧力容器自体が破損すれば、大 LOCA と類似な事象になるものと想定される。このため、圧力容器破損事象 (RVR) を大 LOCA 時注水失敗 (AE) 及び未臨界確保失敗 (C) の事象に、地震時に発生する可能性が高い全交流電源喪失 (B) が重畳した複合事象 (ABCE) と仮定する。

この事故進展解析結果を図 2.27-1 から図 2.27-5 に示す。

この事象が発生すると、再循環配管の大 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、約 0.6 時間後に燃料落下開始、約 1.3 時間後に原子炉圧力容器破損、約 16.5 時間後に格納容器の過温破損に至った。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 2.27-6 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果によって除去される。また、圧力容器破損後にドライウェル、原子炉建屋に流出し、多くが沈着する。また、CsI 環境放出量は、炉心内蔵量の約 0.5%である。

### 2.6.3 地震時の主な事故シーケンスの解析結果のまとめ

前項では、計 2 種類の事故シーケンスの解析を実施した。図 2.28-1、図 2.28-2 には、その他の事故シーケンスを含めた事故進展のタイミング及びソースタームの解析結果を示す。

これらの結果から、放射性物質の環境放出に関して、放射性物質の放出タイミングが早い事故シーケンスはインターフェイス LOCA (V) となり、事故開始から約 0.6 時間後からの放出となった。また、放射性物質の環境放出量 (CsI 放出量) に関して、地震による原子炉建屋損傷と未臨界確保失敗が重畳する事象 (RBR+TC)、次に小 LOCA 時の未臨界確保失敗 (S2C) が大きい値になった (それぞれ炉心内蔵量の約 45%、約 42%放出)。Sr 環境放出量に関しては、地震による原子炉建屋損傷と未臨界確保失敗が重畳する事象 (RBR+TC)、次にインターフェイス LOCA (V) が大きい値になった (それぞれ炉心内蔵量の約 3.0%、約 1.3%放出)。地震時のソースタームの観点から、厳しい事故シーケンスを絞り込むことができる。

## 2.7 ABWR RCCV 型原子炉施設の事故進展解析

ABWR RCCV 型原子炉施設を対象にして、事故進展解析を実施した結果をまとめた。

レベル 1 地震 PSA<sup>(5)</sup>によれば、ABWR RCCV 型原子炉施設を対象にして地震ハザードが厳しいサイト条件で評価した結果、原子炉未臨界確保失敗、電源喪失、LOCA などの事象による炉心損傷頻度の割合が大きい結果が得られている。

事故進展の類似性を検討して、この結果を地震時のプラント損傷状態 (PDS) に分類した後、プラント損傷状態 (PDS) 毎に主な事故シーケンスを選定し、MELCOR コードを用いて事故進展及びソースタームを解析してきた。

本検討では、小 LOCA 時の崩壊熱除去失敗(S2W)、高圧注水・減圧失敗に類する事故シーケンス(TQUX)及び大 LOCA 時の注水失敗 (AE) について解析した。

### 2.7.1 主な解析条件

ABWR RCCV 型原子炉施設の原子炉建屋は図 2.29 に示すように、サプレッションプールのある地下 1 階部分と最上階の燃料交換エリアを除くと 4 フロアに分割されているため、各フロアをそれぞれ一つずつのノードとしてモデル化している。

表 2.7 には、ABWR RCCV 型原子炉施設の MELCOR1.8.5 改良版での主な解析条件を示す。図 2.30 には非常用炉心冷却系系統概要図を示す。

## 2.7.2 地震時の主な事故シーケンスの事故進展とソースターム解析

### (1) 小 LOCA 時の崩壊熱除去失敗(S2W)

S2W の事故進展解析結果を図 2.31-1 から図 2.31-5 に、それぞれ示す。

この事象では、地震によって小 LOCA の事象が発生後、崩壊熱除去失敗に至るものの、原子炉未臨界確保及び高圧炉心注水系（HPCF）の起動に成功し原子炉への注水は確保される。この事象では、崩壊熱除去系の作動失敗により、圧力抑制プールでの水蒸気凝縮による除熱が十分行われず、また、小 LOCA により直接、水蒸気がドライウェルに放出されて格納容器は直接、加圧される。その結果、約 26.0 時間後に格納容器は過圧破損に至った。

また、格納容器の過圧破損によって、HPCF が停止するため炉心冷却手段が確保できず、約 30.7 時間後に燃料落下開始、約 32.5 時間後に原子炉圧力容器破損に至った。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 2.31-6 に示す。崩壊熱除去系の作動失敗により圧力抑制プール水温は飽和温度または飽和温度に近い状態で推移した。炉心損傷に伴い放出された CsI は、圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果によって除去されるとともに、小 LOCA により直接、ドライウェルに放出される。また、圧力容器破損後にはドライウェルに流出したのち、格納容器破損後には原子炉建屋に一部が沈着するとともに環境に放出された。その結果、CsI 環境放出量は、炉心内蔵量の約 45%である。

### (2) 高圧注水・減圧失敗(TQUX)

TQUX の事故進展解析結果を図 2.32-1 から図 2.32-5 に、それぞれ示す。この事象では、地震によって過渡事象が発生した後、いずれも原子炉未臨界確保に成功する。しかし、原子炉隔離時冷却系(RCIC)などの高圧注水系の作動には失敗する。その後、原子炉減圧に失敗する。このため、原子炉冷却系の圧力が高く、低圧系からの注水ができない。この結果、約 1.7 時間後に燃料落下開始、約 2.8 時間後に原子炉圧力容器は破損する。

TQUX では RHR 系が作動するため、サブプレッションプール水温の上昇が抑制され、原子炉からの蒸気に対する凝縮効率は良好である。しかし、炉心冷却手段が確保できないものの、高圧・低圧注水失敗（TQUV）のような減圧操作による蒸気放出がないため、原子炉冷却材の流出が少なく炉心水位の低下が比較的緩やかになり、炉心は徐々にヒートアップする。

原子炉圧力容器後、約 25 時間後に格納容器の過圧破損に至る。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 2.32-6 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果によって大半は圧

力抑制プール水中に移行する。また、圧力容器破損後に、ドライウエルに流出したのち、一部が原子炉建屋に移行して沈着する。CsI 環境放出量は、炉心内蔵量の約 0.1%である。

### (3) 大 LOCA 時、注水失敗 (AE)

大 LOCA 時、注水失敗 (AE) の事故進展解析結果を図 2.33-1 から図 2.33-5 に示す。この事象では、地震によって大 LOCA が発生した後、原子炉未臨界確保には成功するが、過渡事象では高圧注水に失敗する。その後、運転員の手動操作により原子炉減圧または、大 LOCA により減圧するが、低圧注水に失敗する。そのため炉心冷却手段が確保できず、約 0.6 時間後に燃料落下開始、約 1.8 時間後に原子炉圧力容器破損、約 16.5 時間後に格納容器の過温破損に至った。

解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 2.33-6 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、圧力抑制プール水中に放出されるとともに、大 LOCA により直接ドライウエルや原子炉建屋に放出され、ドライウエルで大半が沈着し、残りが環境に放出された。CsI 環境放出量は、炉心内蔵量の約 0.1%である。

## 2.7.3 地震時の主な事故シーケンスの解析結果のまとめ

前項では、計 3 種類の事故シーケンスの解析を実施した。図 2.34-1、図 2.34-2 には、その他の事故シーケンスを含めた事故進展のタイミング及びソースタームの解析結果を示す。

これらの結果から、放射性物質の環境放出に関して、放射性物質の放出タイミングが早い事故シーケンスは、放射性物質の放出タイミングが早い事故シーケンスはインターフェイス LOCA (V) となり、事故開始から約 0.6 時間後からの放出となった。また、放射性物質の環境放出量 (CsI 放出量) に関して、地震による原子炉建屋損傷と原子炉未臨界確保失敗が重畳する事象 (RBR+TC)、次に小 LOCA 時の未臨界確保失敗 (S2C) が大きい値になった (それぞれ炉心内蔵量の約 60%、約 58%放出)。Sr 環境放出量に関しては、小 LOCA 時の未臨界確保失敗 (S2C) が最も大きく、次に地震による原子炉建屋損傷と原子炉未臨界確保失敗が重畳する事象 (RBR+TC) が大きく、それぞれ炉心内蔵量の約 3.0%、約 1.3%が放出され、地震時のソースタームの観点から、厳しい事故シーケンスを絞り込むことができる。

## 2.8 その他のプラントとの比較

BWR3、BWR-4 (2 タイプ)、BWR5 (3 タイプ) 及び ABWR の計 7 つの原子炉施設を対象にして、MELCOR コードを用いた事故進展及びソースタームの挙動を解析し、従来実施してきた

解析結果も併せて、ソースタームのデータベースとして、図 2.35-1、図 2.35-2 にそれぞれ放射性物質の環境放出開始時間及び環境放出割合をまとめた。

なお、地震時においては、耐震性のクラスが低いアクシデントマネジメント（以下、AM）に対してクレジットが取れない可能性があるため、地震時のプラント損傷状態を代表する事故シーケンスが発生した場合に、AMにクレジットを取らない場合の事故進展解析を実施している。

BWR のソースタームの環境放出開始時間については、制御棒挿入失敗（原子炉未臨界確保失敗または ATWS）及びインターフェイス LOCA 等では非常に短い（数時間以内）。一方、崩壊熱除去失敗では放出開始は非常に遅くなる（約 30 時間以上）。また、地震によって、格納容器や原子炉建屋などが直接損傷する場合には、プラント毎に発生頻度が高いと想定される炉心損傷事故シーケンスが同時に発生すると仮定したため、プラント毎に大きく異なる結果が得られた。

ソースタームに関する放射性物質の代表的な核種 CsI の環境放出量については、制御棒挿入失敗（原子炉未臨界確保失敗または ATWS）、崩壊熱除去失敗及びインターフェイス LOCA 等では非常に大きくなる場合が多い（炉内初期インベントリの数 10%）。電源喪失及び注水失敗の場合には比較的小さい値となった（炉内初期インベントリの 10%以下）。また、地震によって、格納容器や原子炉建屋などが直接損傷する場合には、環境放出量が多くなる傾向がある。



表 2.1 MELCOR1.8.5 改良版の主な解析条件 (BWR-3)

主な改良項目 (注1)	解析条件	備考
格納容器漏えいモデル	過温破損面積 約 0.0015m <sup>2</sup>	NUPEC 漏えい試験結果 <sup>(7)</sup> を反映し、ペネトレーション部有機シール材やフランジやハッチ部のガスケットの過温破損を考慮した。
	除染係数(DF) 16	NUPEC 漏えい試験結果 <sup>(9)</sup> を反映し、漏えいパスでのエアロゾル状放射性物質の捕集効果として DF=16 を用いた。
化学吸着モデル	PWR でのシビアアクシデント時の揮発性放射性物質の沈着に関する DEVAP 試験に基づく CsI, CsOH, Te の化学吸着速度を使用。	DEVAP 試験に係る論文 <sup>(8)</sup> には、SOPHIE コードへの推奨値が記載。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ CsI 沈着速度： 2～10×10<sup>-6</sup>m/s</li> <li>・ CsOH 沈着速度： 約 3×10<sup>-4</sup>m/s</li> </ul>
炉心支持部モデルの分割	炉心支持板の厚さの値を使用。	
原子炉建屋の多ノードモデル	燃料交換エリアを除く原子炉建屋を各フロア毎に 4 分割して、それぞれの容積を使用。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 各フロア容積：約 3,900～約 6,500m<sup>3</sup></li> </ul>	

表 2.2 MELCOR1.8.5 改良版の主な解析条件 (BWR-4 50 万 kWe 級)

主な改良項目	解析条件
格納容器漏えいモデル	過温破損面積 約 0.0019m <sup>2</sup>  除染係数(DF) 16
化学吸着モデル	PWR でのシビアアクシデント時の揮発性放射性物質の沈着に関する DEVAP 試験に基づく CsI, CsOH, Te の化学吸着速度を使用。
炉心支持部モデルの分割	炉心支持板の厚さの値を使用。
原子炉建屋の多ノードモデル	原子炉建屋を各フロア毎に 4 分割して、それぞれの容積を使用。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 建屋容積：約 3,800～約 6,400m<sup>3</sup></li> </ul>

表 2.3 MELCOR1.8.5 改良版の主な解析条件(BWR-4 Mark I 型)

改良項目	解析条件
格納容器破損モデル	<u>過圧破損圧力</u> 格納容器設計圧力の 2.5 倍  <u>過圧破損面積</u> 約 0.005 m <sup>2</sup> (TBU)
化学吸着モデル	PWR でのシビアアクシデント時の揮発性放射性物質の沈着に関する DEVAP 試験に基づく CsI, CsOH, Te の化学吸着速度を使用。
炉心支持部モデルの分割	炉心支持板の厚さの値を使用。
原子炉建屋の多ノードモデル	原子炉建屋を各フロア毎に分割して、それぞれの容積を使用。 ・ 建屋容積：約 6,400～約 14,000m <sup>3</sup>

表 2.4 MELCOR1.8.5 改良版の主な解析条件 (BWR5 Mark II 改良型原子炉施設)

改良項目	解析条件
格納容器破損モデル	<u>過圧破損圧力</u> 格納容器設計圧力の 2.5 倍  <u>過圧破損面積</u> 約 0.088 m <sup>2</sup> (AC)
格納容器漏えいモデル	<u>過温破損面積</u> 約 0.0021m <sup>2</sup> (S2QUV)  <u>除染係数(DF)</u> 16
化学吸着モデル	PWR でのシビアアクシデント時の揮発性放射性物質の沈着に関する DEVAP 試験に基づく CsI, CsOH, Te の化学吸着速度を使用。
炉心支持部モデルの分割	炉心支持板の厚さの値を使用。
原子炉建屋の多ノードモデル	燃料交換エリアを除く原子炉建屋を各フロア毎に 4 分割して、それぞれの容積を使用。 ・ 建屋容積：約 6,400～約 13,400m <sup>3</sup>

表 2.5 MELCOR1.8.5 改良版の主な解析条件 (BWR5 Mark II 型原子炉施設)

改良項目	解析条件
格納容器破損モデル	<u>過圧破損圧力</u> 格納容器設計圧力の 2.5 倍  <u>過圧破損面積</u> 約 0.0088 m <sup>2</sup> (TQUX)
格納容器漏えいモデル	<u>過温破損面積</u> 約 0.0019m <sup>2</sup> (RVR)  <u>除染係数(DF)</u> 16
化学吸着モデル	PWR でのシビアアクシデント時の揮発性放射性物質の沈着に関する DEVAP 試験に基づく CsI, CsOH, Te の化学吸着速度を使用。
炉心支持部モデルの分割	炉心支持板の厚さの値を使用。
原子炉建屋の多ノードモデル	燃料交換エリアを除く原子炉建屋を各フロア毎に 4 分割して、それぞれの容積を使用。 ・ 建屋容積：約 3,800～約 12,800m <sup>3</sup>

表 2.6 MELCOR1.8.5 改良版の主な解析条件 (BWR-5 Mark I 改良型 80 万 kWe 級)

改良項目	解析条件
格納容器漏えいモデル	<u>過温破損面積</u> 約 0.0017 m <sup>2</sup>  <u>除染係数(DF)</u> 16
化学吸着モデル	PWR でのシビアアクシデント時の揮発性放射性物質の沈着に関する DEVAP 試験に基づく CsI, CsOH, Te の化学吸着速度を使用。
炉心支持部モデルの分割	炉心支持板の厚さの値を使用。
原子炉建屋の多ノードモデル	原子炉建屋を各フロア毎に 4 分割して、それぞれの容積を使用。 ・ 建屋容積：約 6,400～約 14,000m <sup>3</sup>

表 2.7 MELCOR1.8.5 改良版の主な解析条件 (ABWR)

改良項目	解析条件
格納容器破損モデル	<u>過圧破損圧力</u> 格納容器設計圧力の 2.5 倍  <u>過圧破損面積</u> 約 0.007 m <sup>2</sup> (S2W、TQUX)
格納容器漏えいモデル	<u>過温破損面積</u> 約 0.0025m <sup>2</sup>  <u>除染係数(DF)</u> 16
化学吸着モデル	PWR でのシビアアクシデント時の揮発性放射性物質の沈着に関する DEVAP 試験に基づく CsI, CsOH, Te の化学吸着速度を使用。
炉心支持部モデルの分割	炉心支持板の厚さの値を使用。
原子炉建屋の多ノードモデル	燃料交換エリアを除く原子炉建屋を各フロア毎に 5 分割して、それぞれの容積を使用。 ・ 建屋容積：約 2,000～約 5,300m <sup>3</sup>

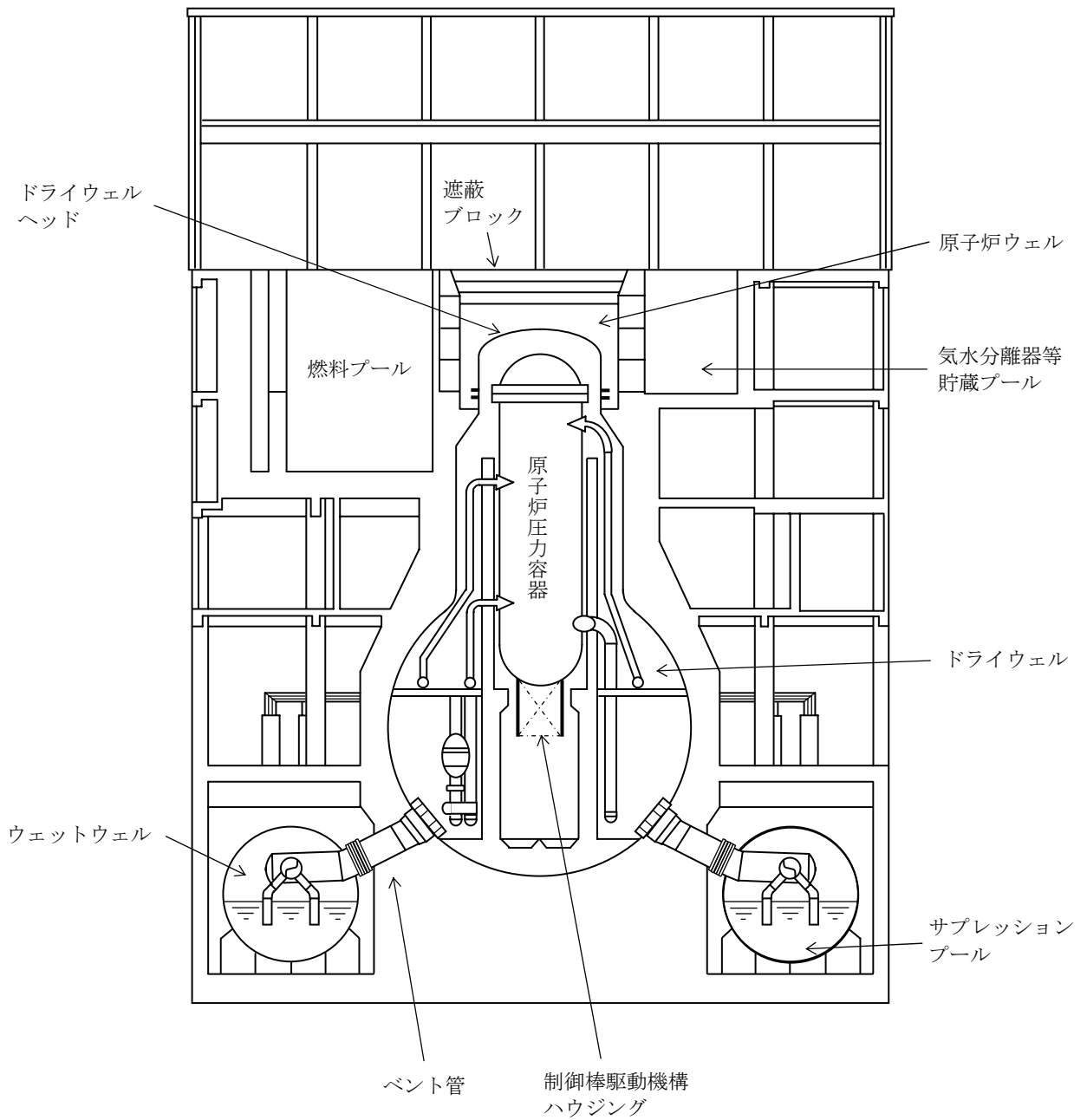


図 2.1 BWR-3 MarkI 型の原子炉建屋概要図

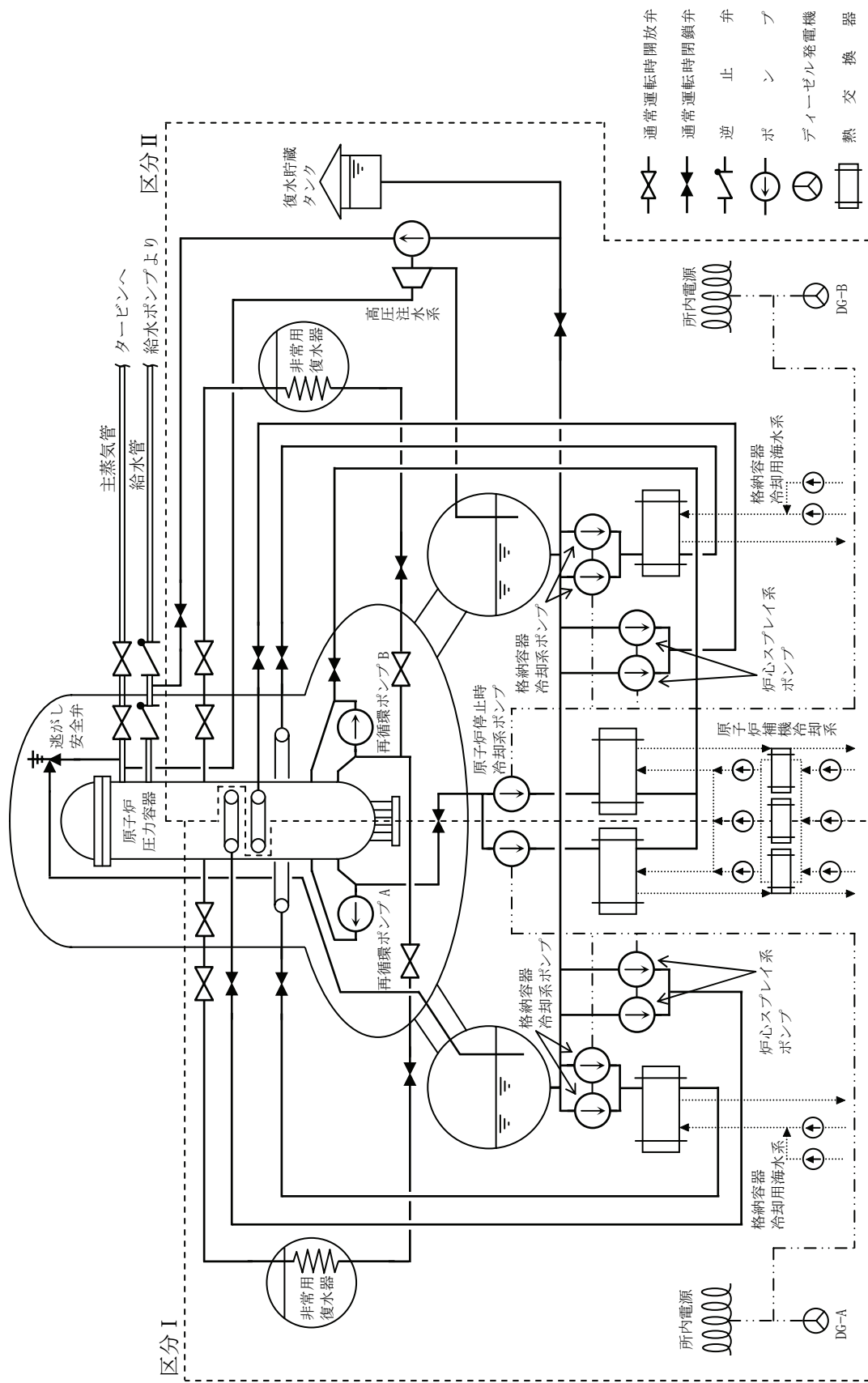


図 2.2 非常用炉心冷却系統概要図 (BWR-3 Mark I 型)

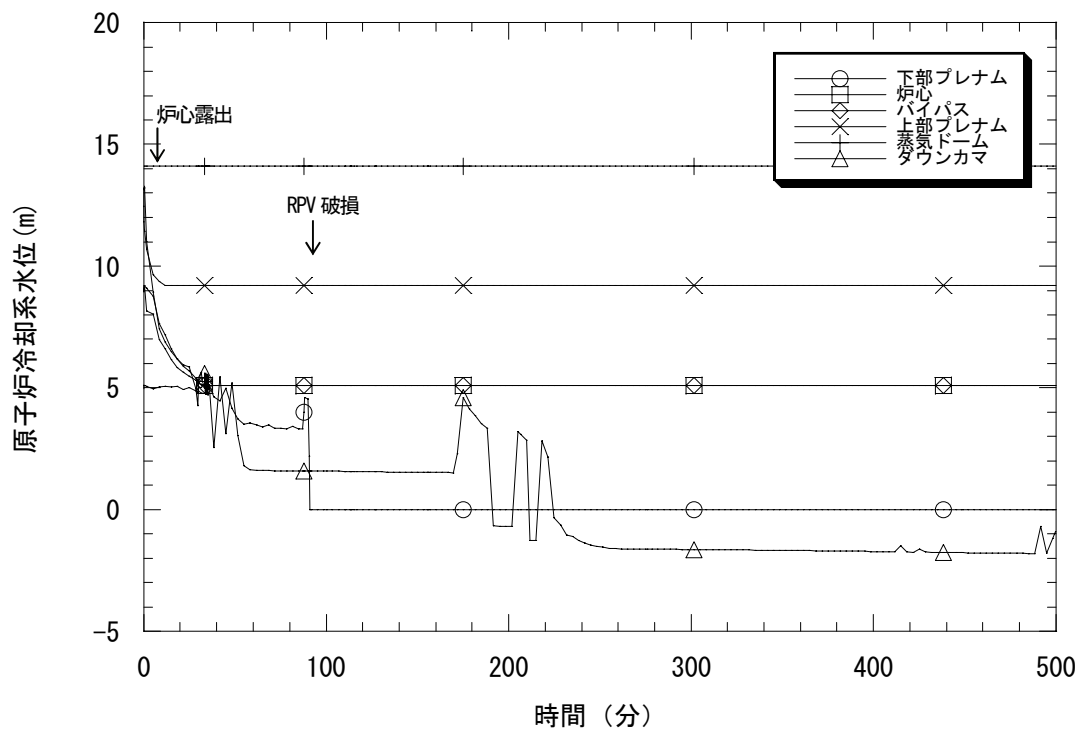


図 2.3-1 原子炉冷却系水位

(インターフェイス LOCA (V、BWR-3 Mark I))

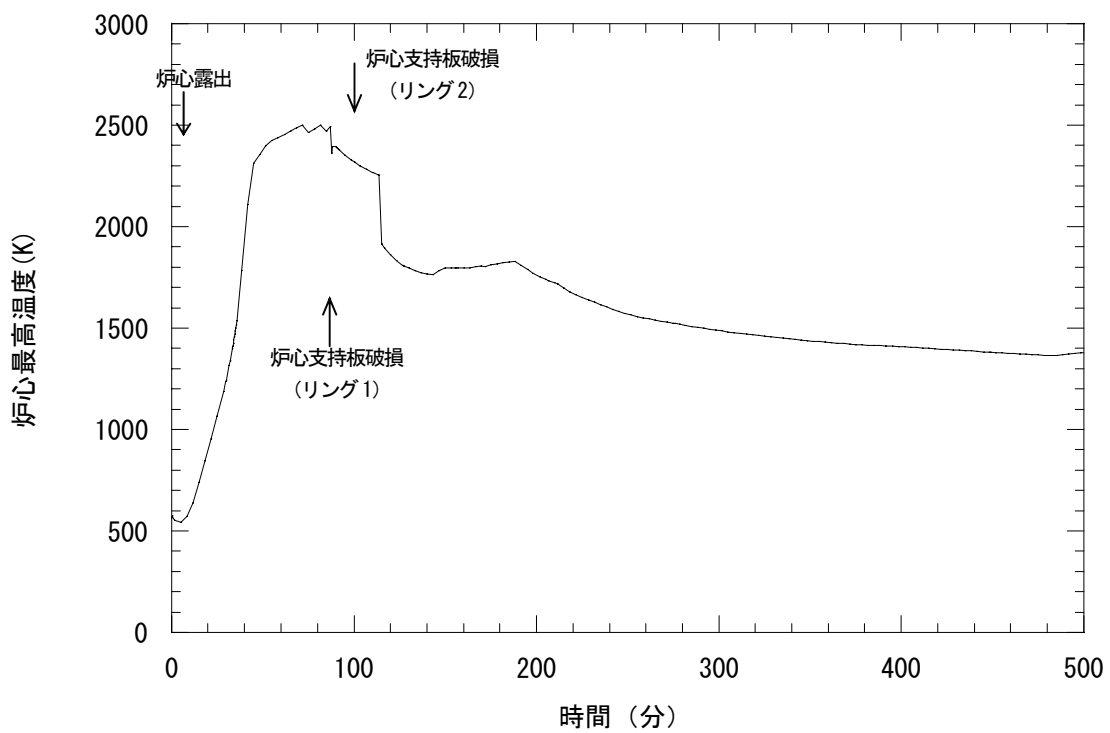


図 2.3-2 炉心最高温度

(インターフェイス LOCA (V、BWR-3 Mark I))

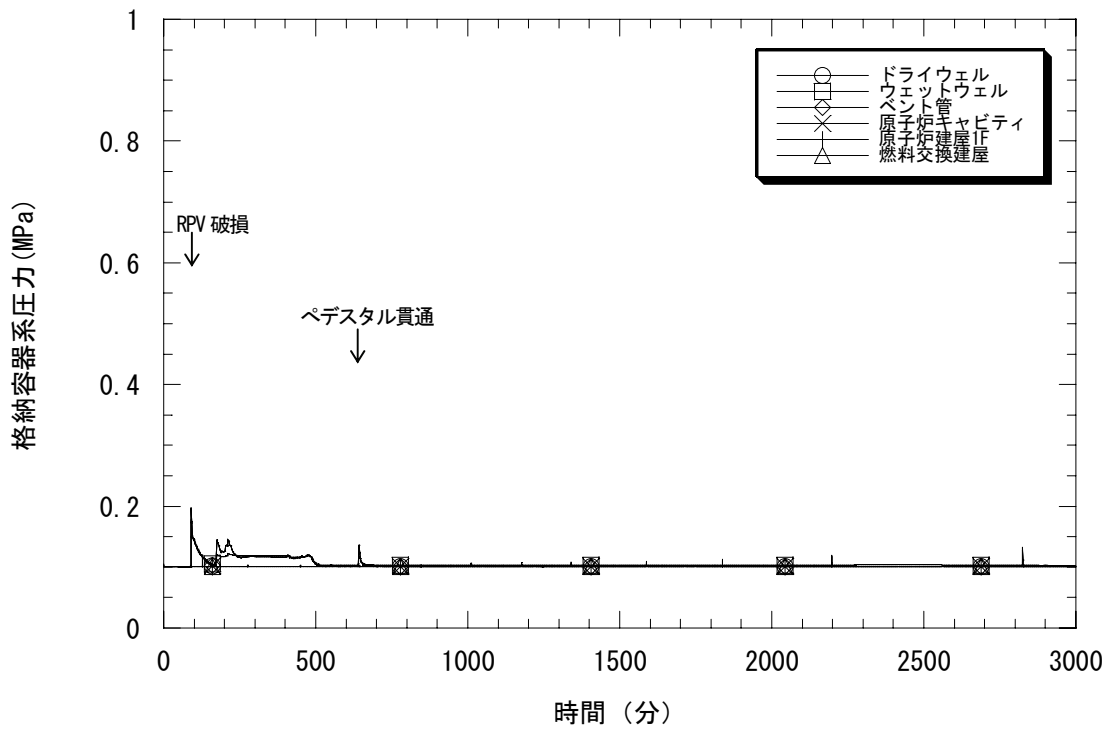


図 2.3-3 格納容器系圧力  
(インターフェイス LOCA (V、BWR-3 Mark I))

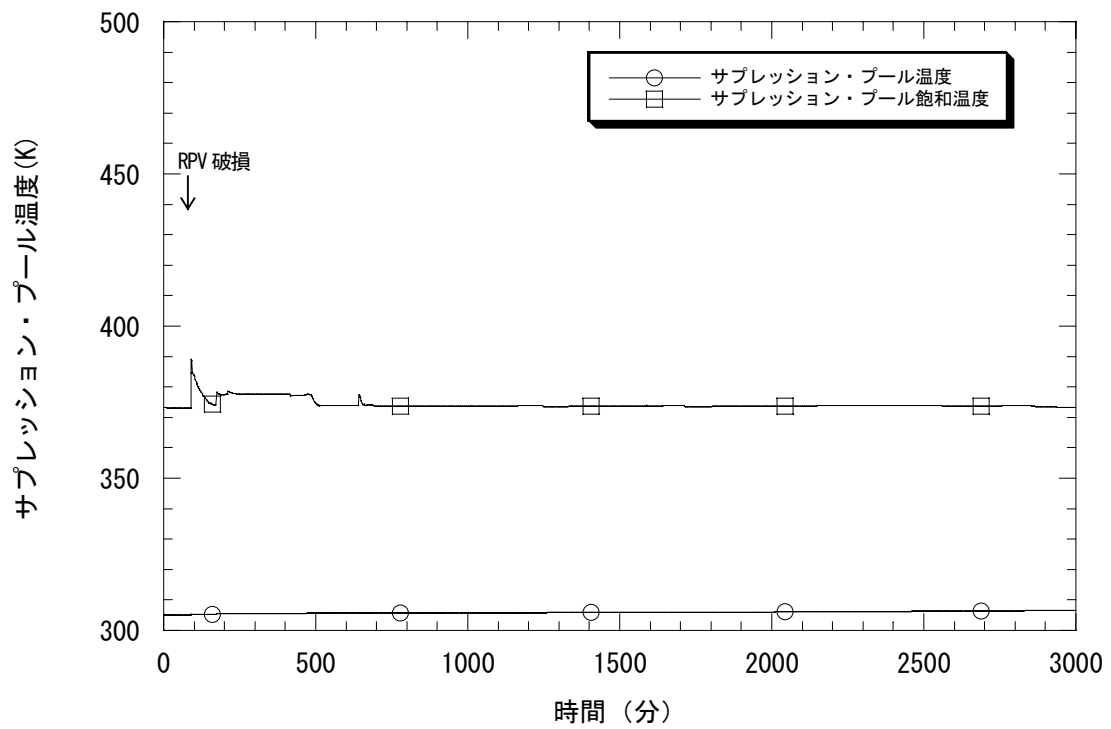


図 2.3-4 サプレッション・プールの水温  
(インターフェイス LOCA (V、BWR-3 Mark I))



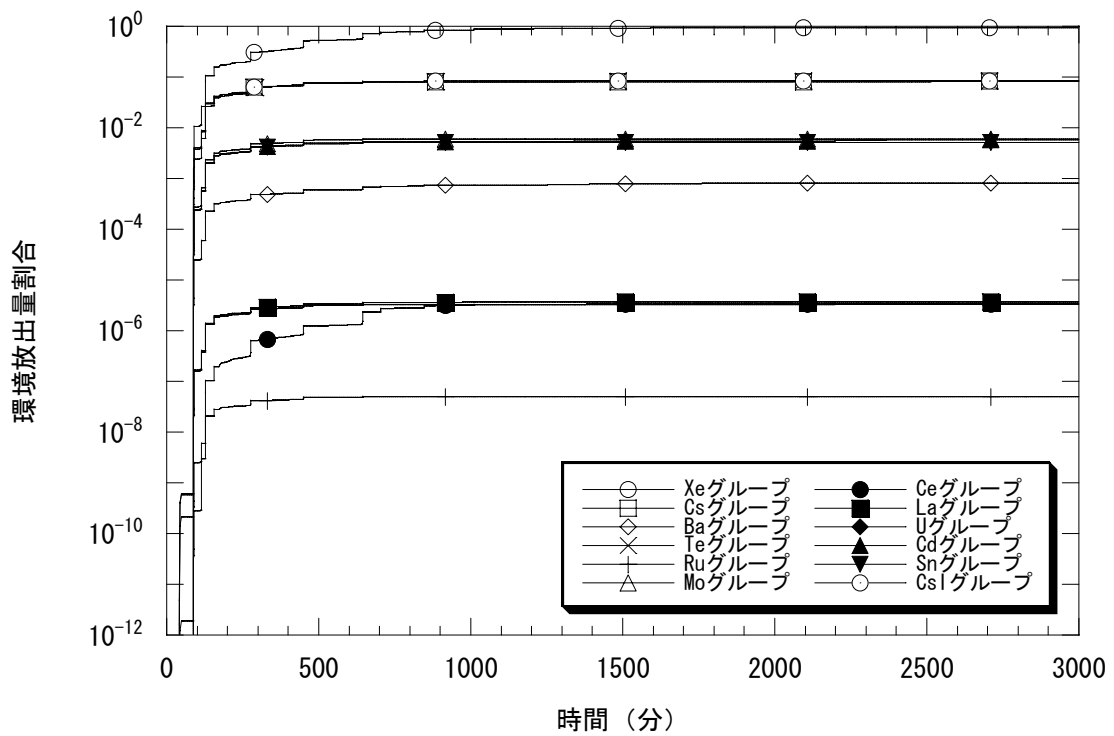


図 2.3-5 各放射性物質の環境放出量割合

(インターフェイス LOCA (V、BWR-3 Mark I))

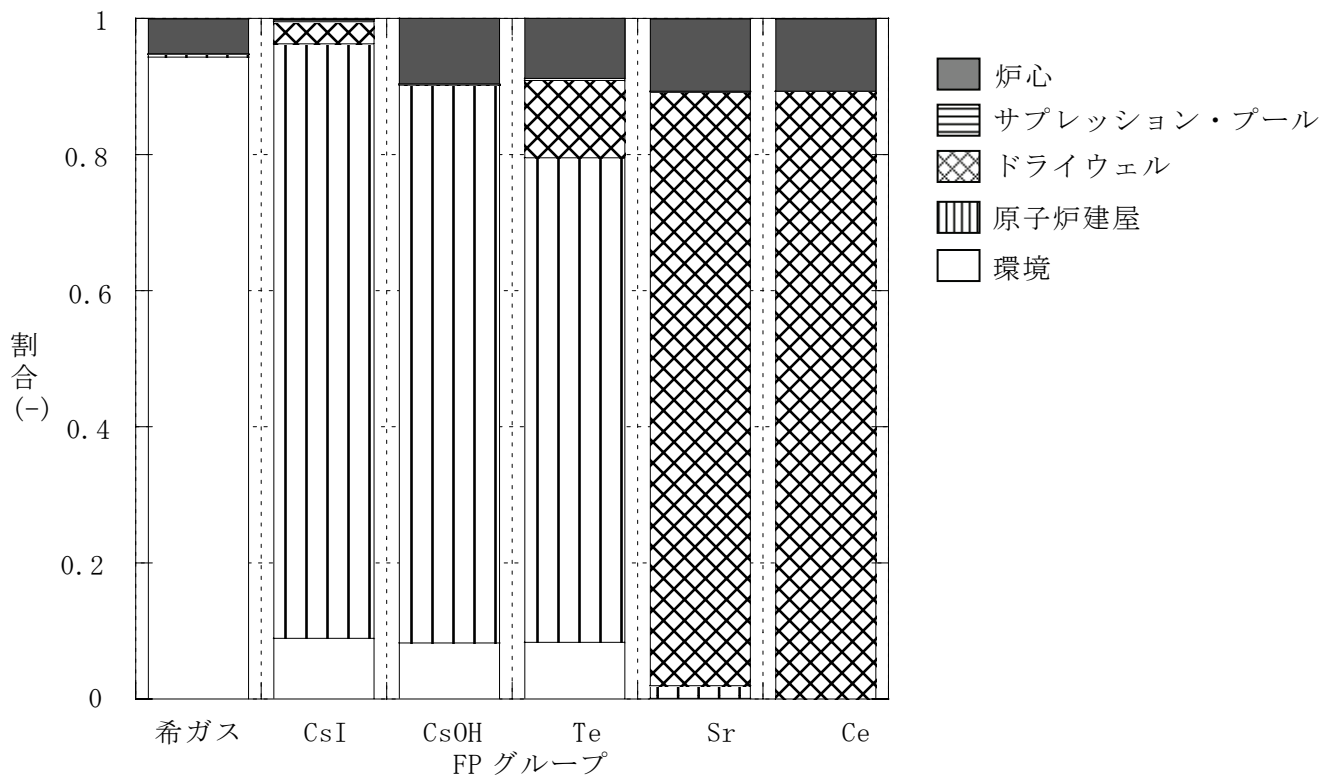


図 2.3-6 プラント内の放射性物質の分布

(インターフェイス LOCA(V、BWR-3 Mark I))

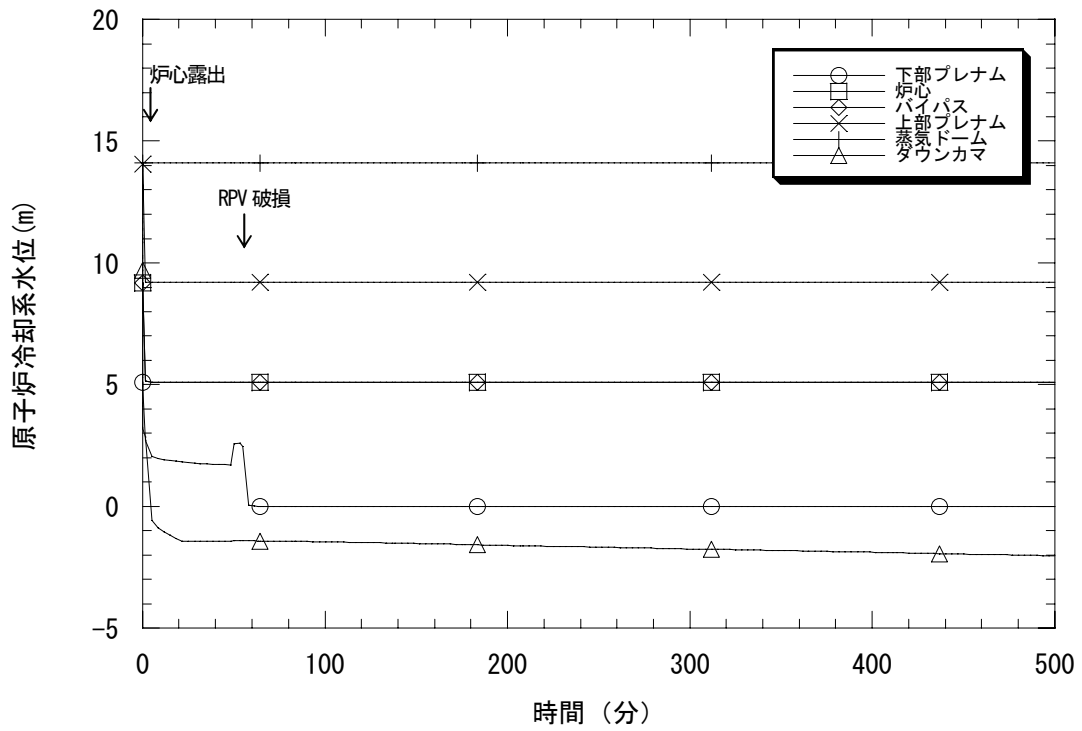


図 2.4-1 原子炉冷却系水位

(直接原子炉压力容器破損(RVR(ABCE と仮定)、BWR-3 Mark I))

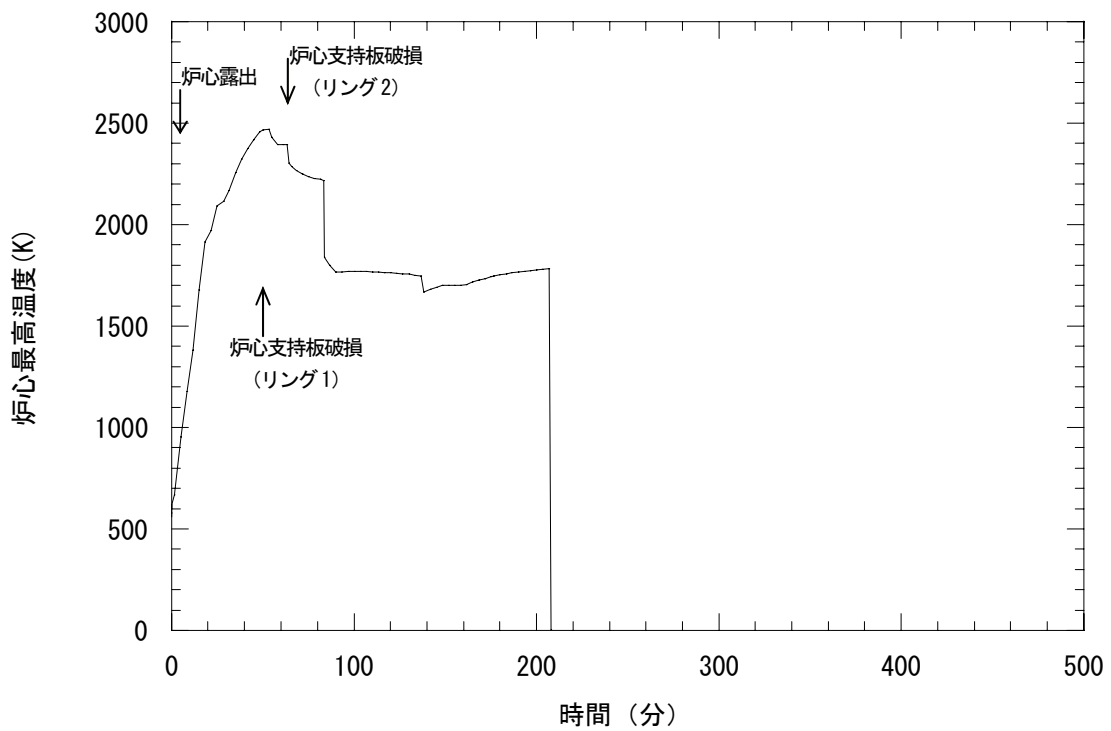


図 2.4-2 炉心最高温度

(直接原子炉压力容器破損(RVR(ABCE と仮定)、BWR-3 Mark I))

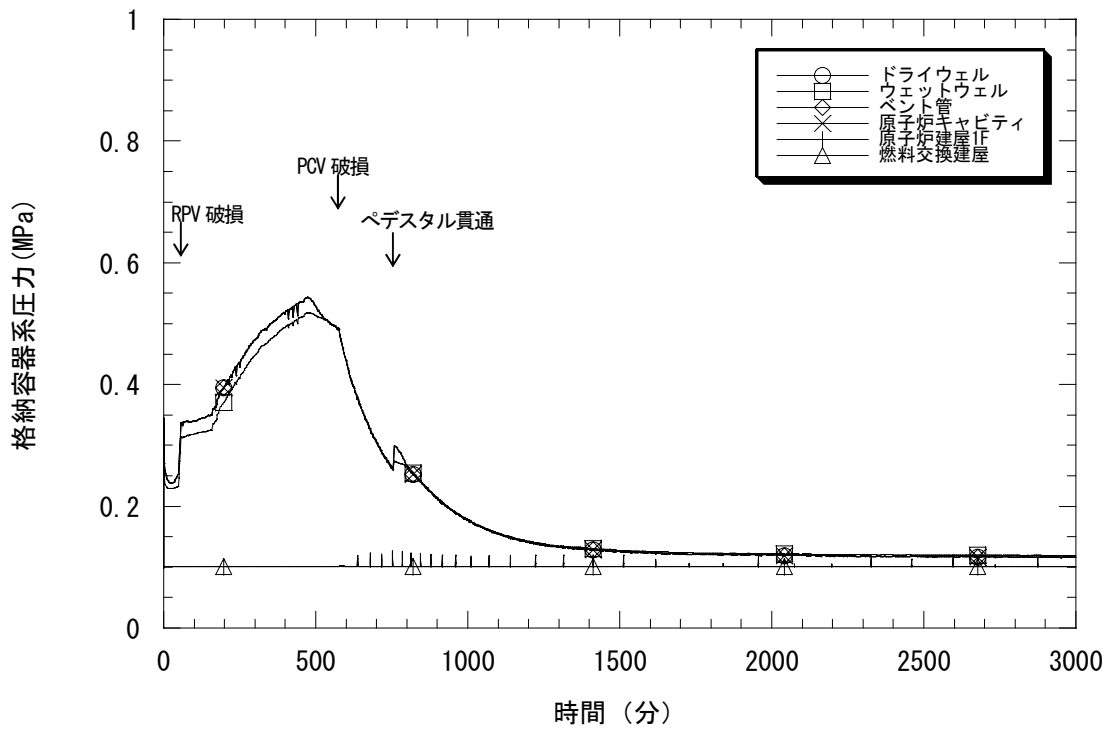


図 2.4-3 格納容器系圧力

(直接原子炉圧力容器破損(RVR(ABCEと仮定)、BWR-3 Mark I))

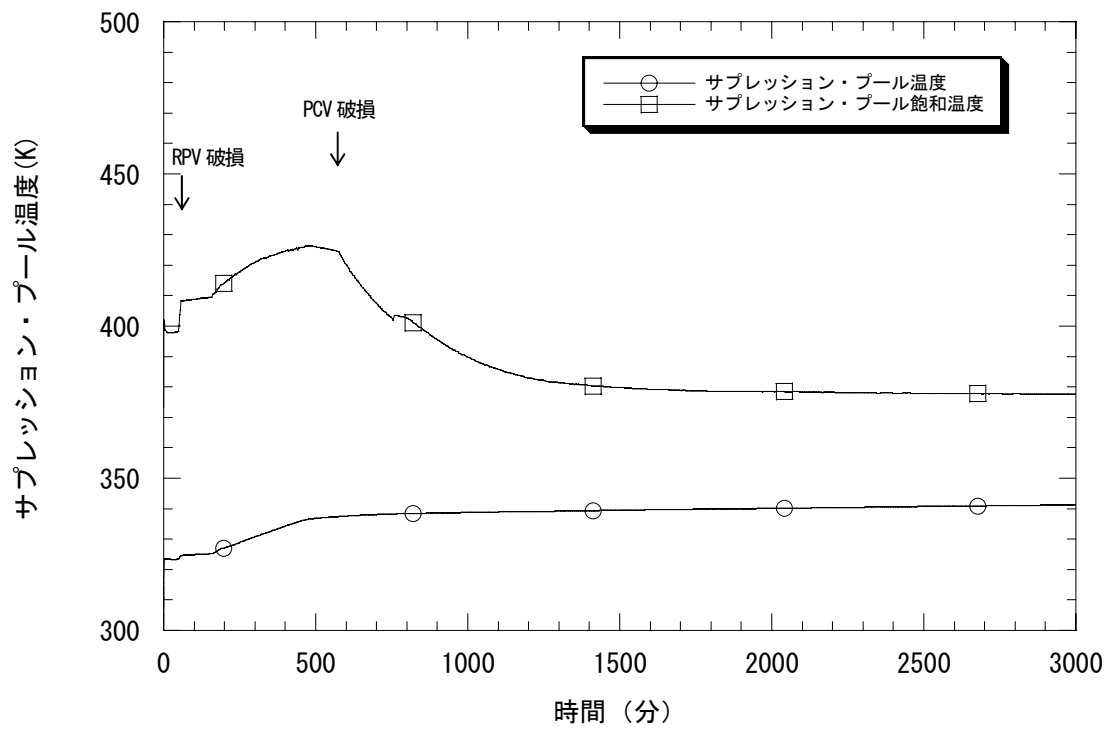


図 2.4-4 サプレッション・プールの水温

(直接原子炉圧力容器破損(RVR(ABCEと仮定)、BWR-3 Mark I))

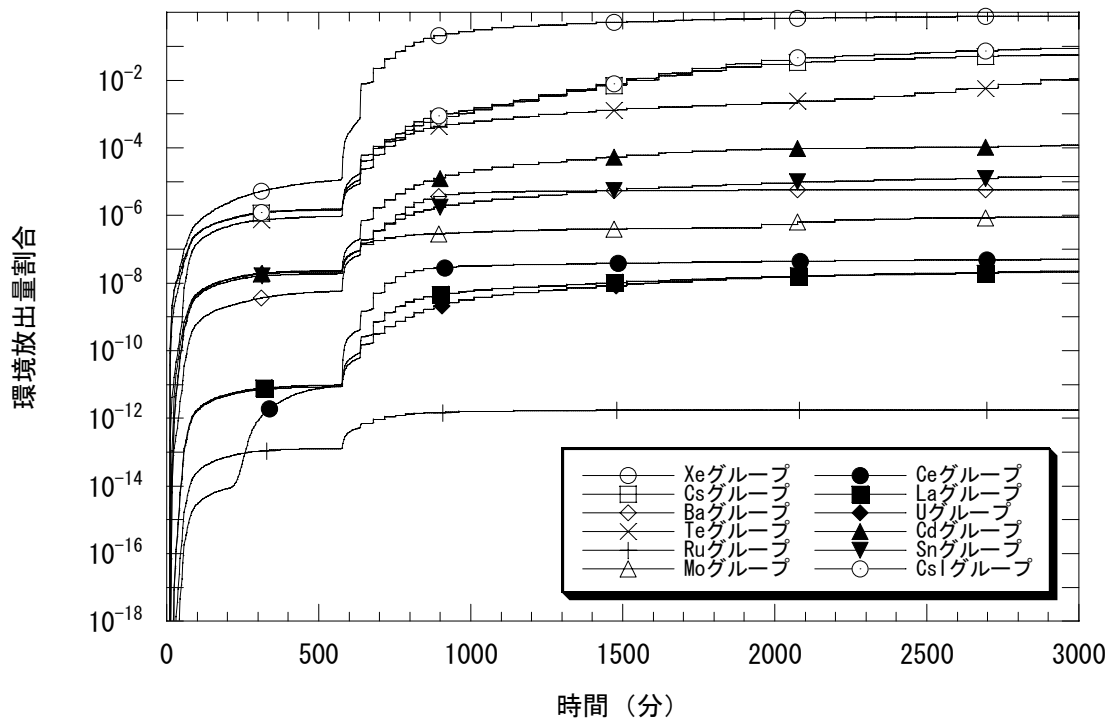


図 2.4-5 各放射性物質の環境放出量割合

(直接原子炉圧力容器破損(RVR(ABCEと仮定)、BWR-3 Mark I))

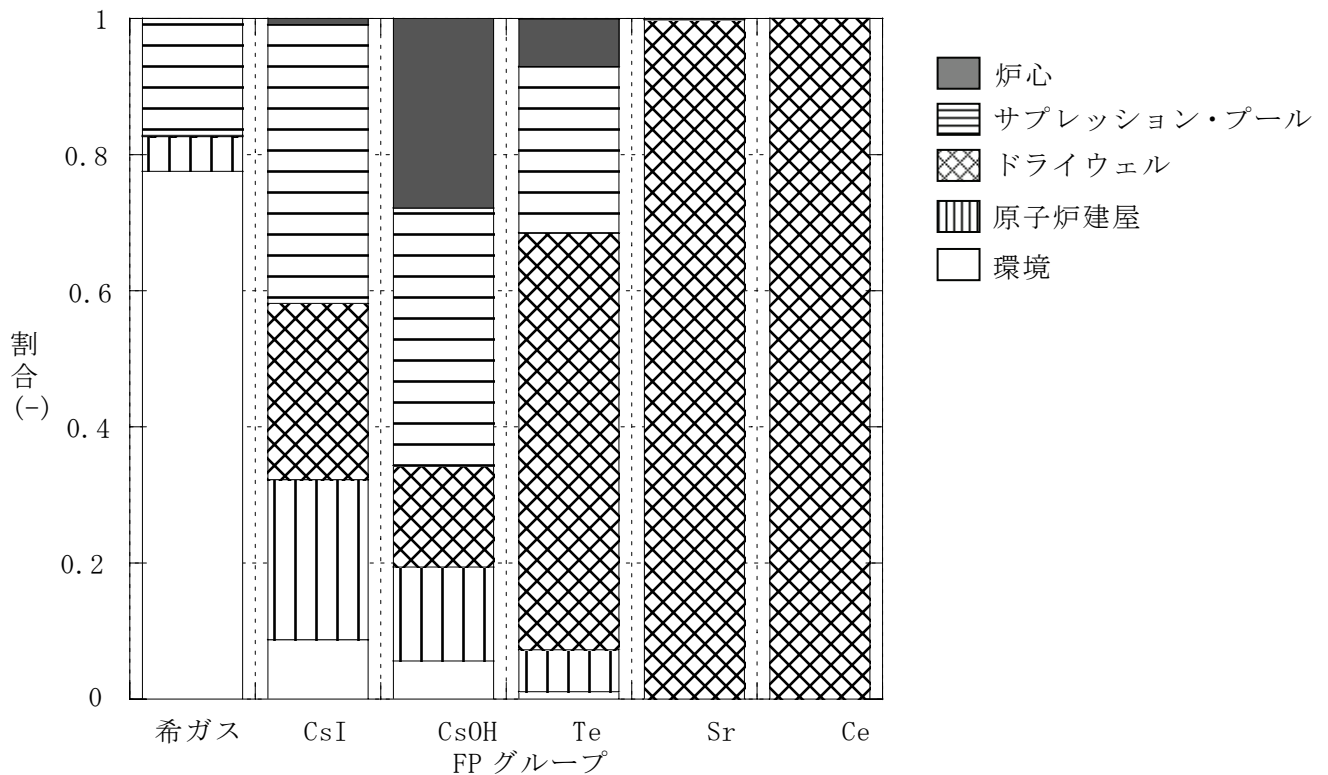


図 2.4-6 プラント内の放射性物質の分布

(直接原子炉圧力容器破損(RVR、BWR-3 Mark I))

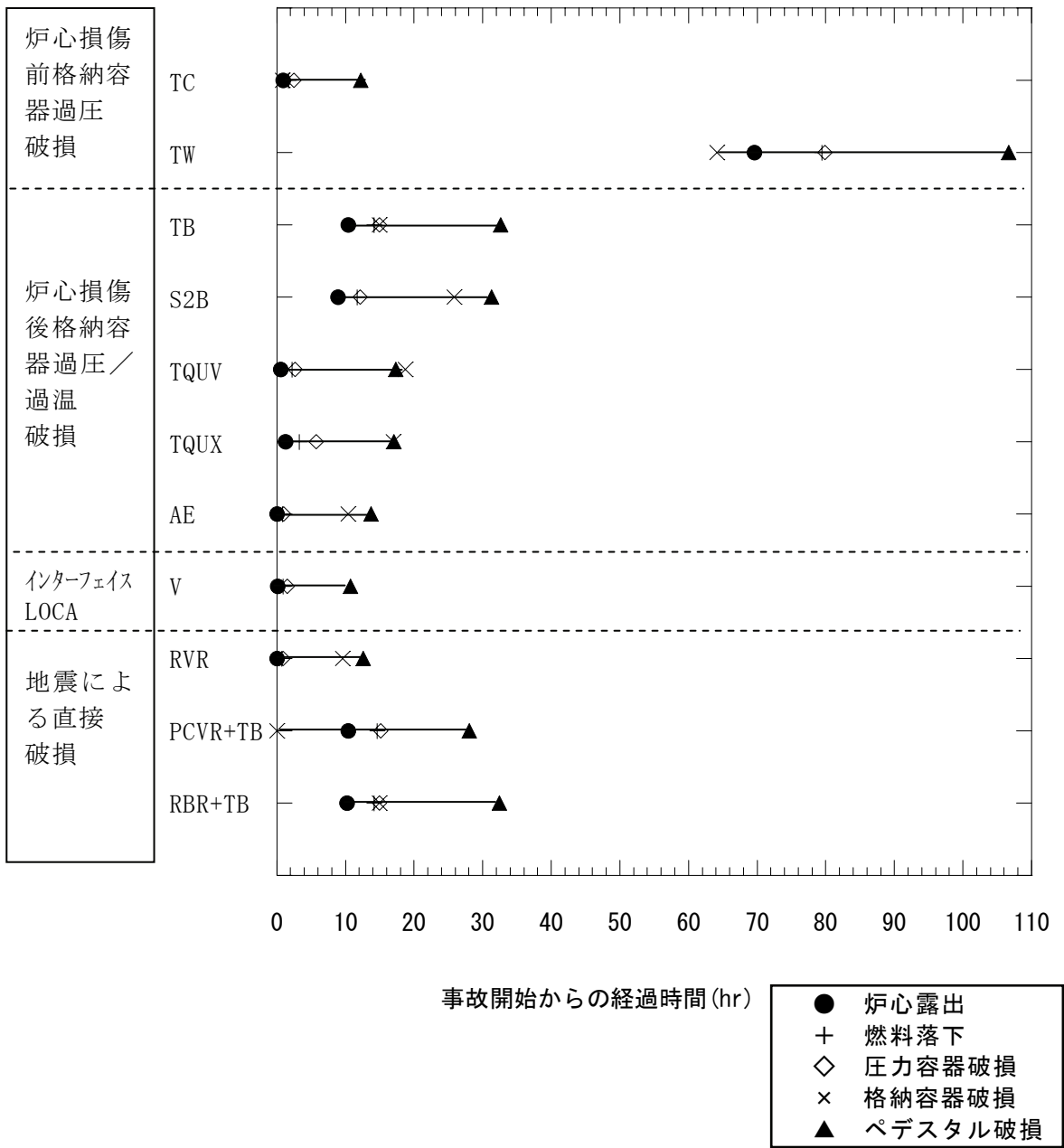


図 2.5-1 地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング (BWR-3 Mark I)

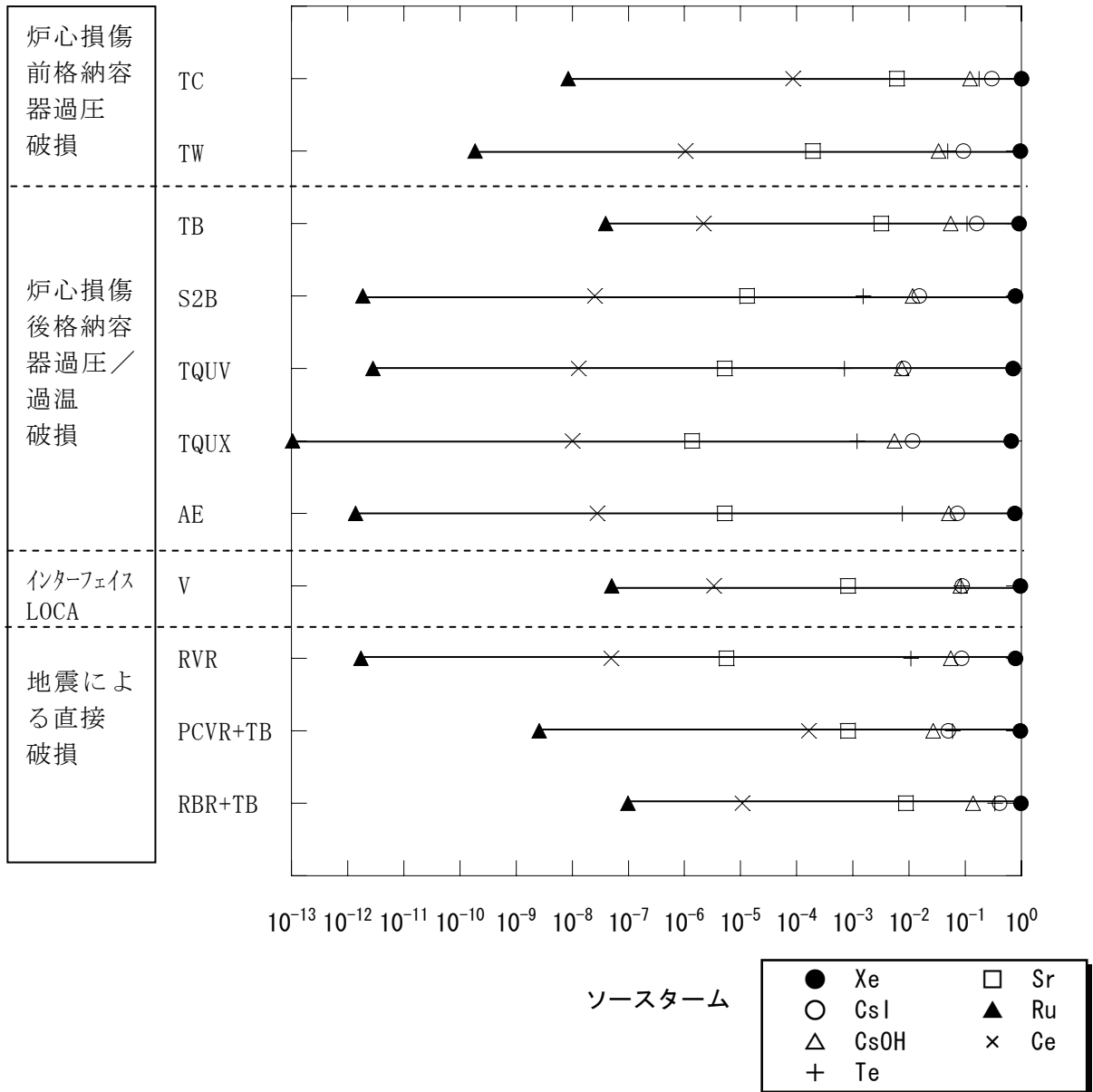


図 2.5-2 地震時の代表的な事故シークエンスのソースターム (BWR-3 Mark I)

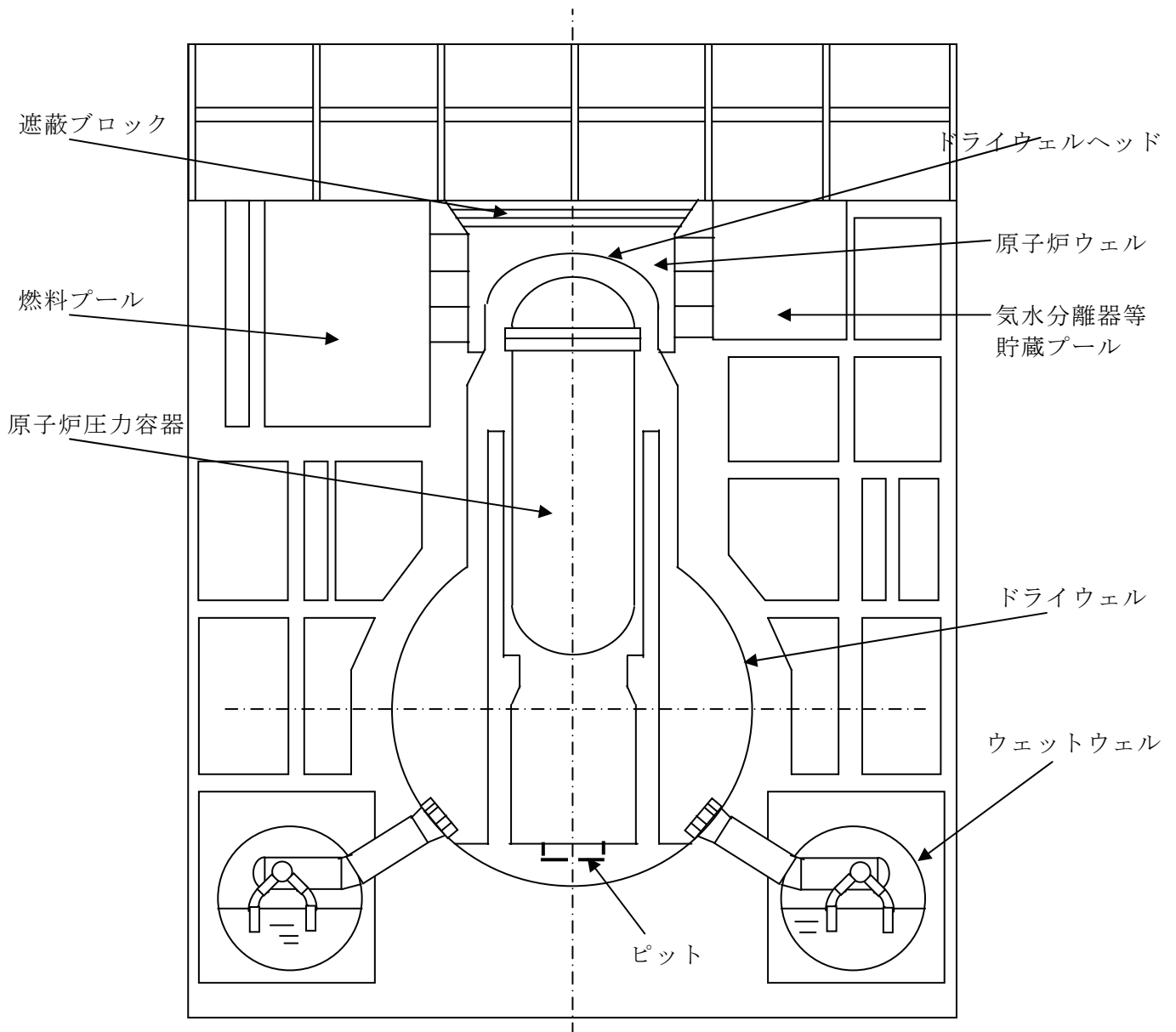


図 2.6 BWR-4 MarkI 型の原子炉建屋概要図

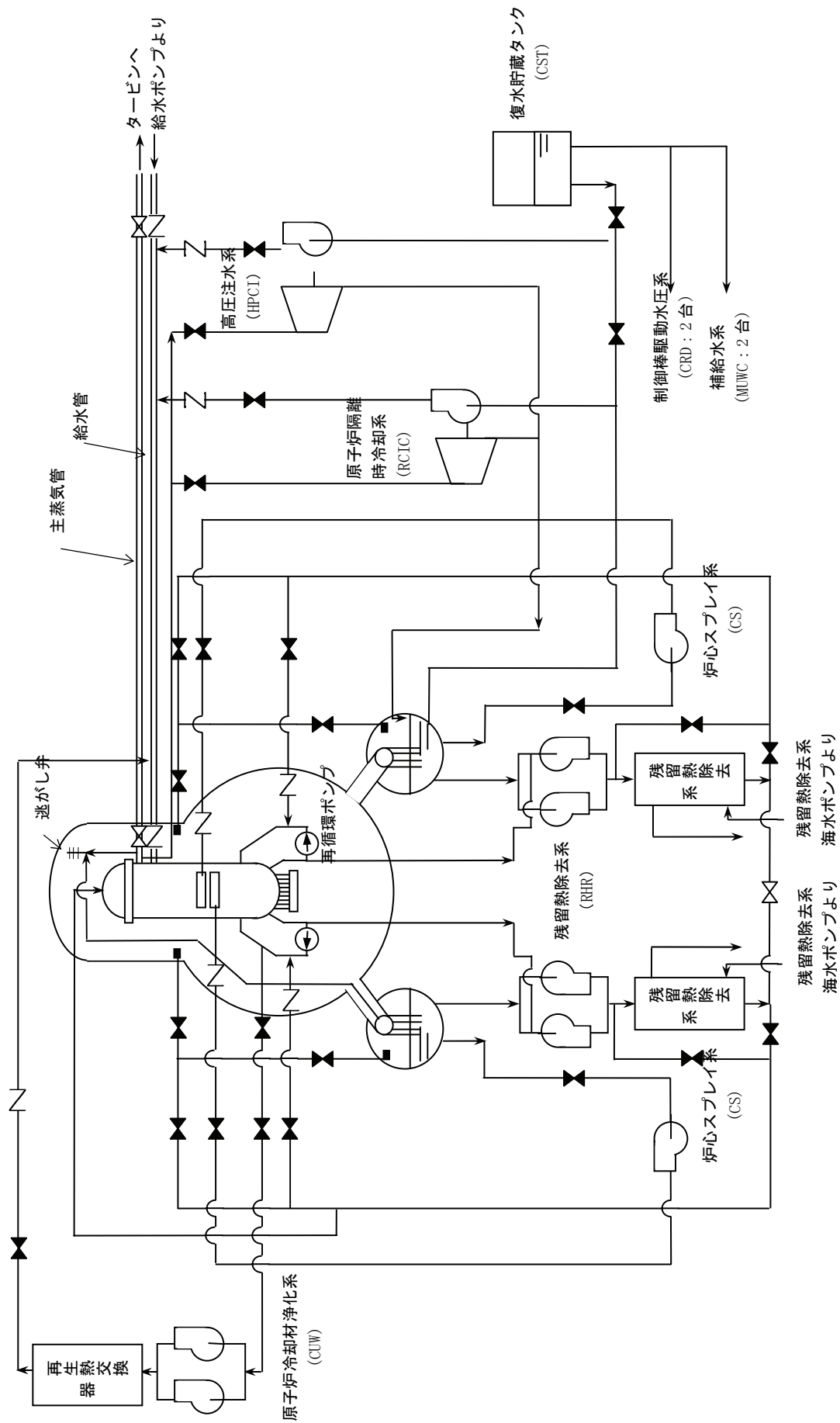


図 2.7 非常用炉心冷却系統概要図 (BWR-4 Mark I 型)



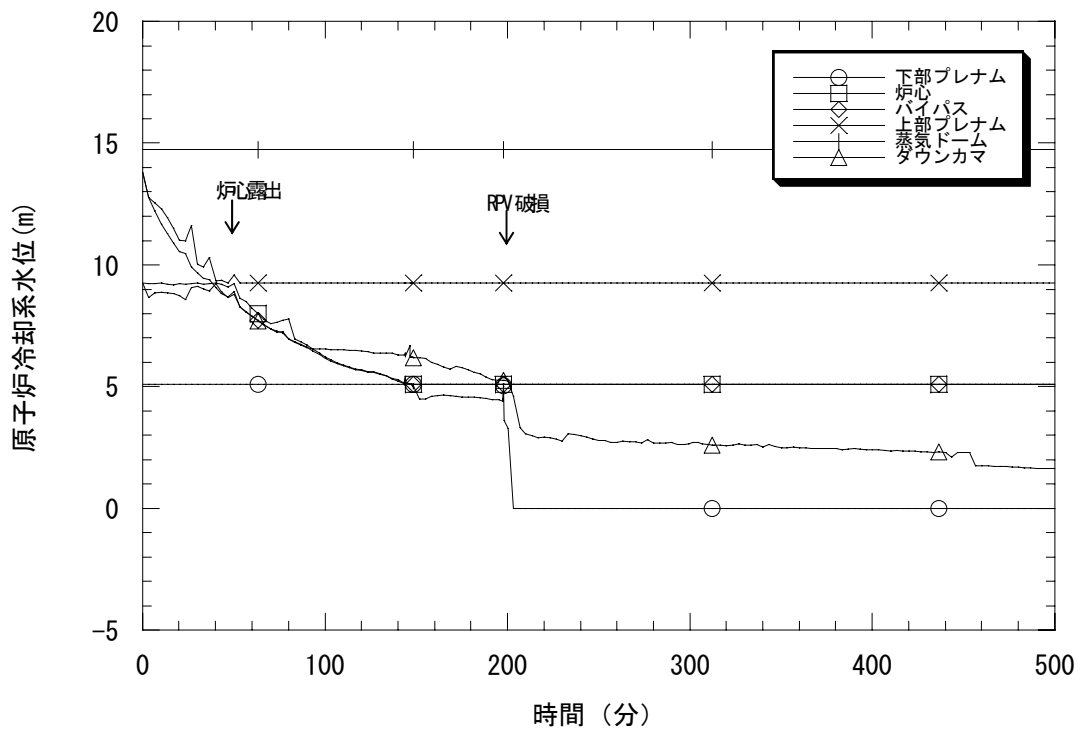


図 2.8-1 原子炉冷却系水位  
(電源喪失 (TBU、BWR-4 Mark I (50 万 kWe)))

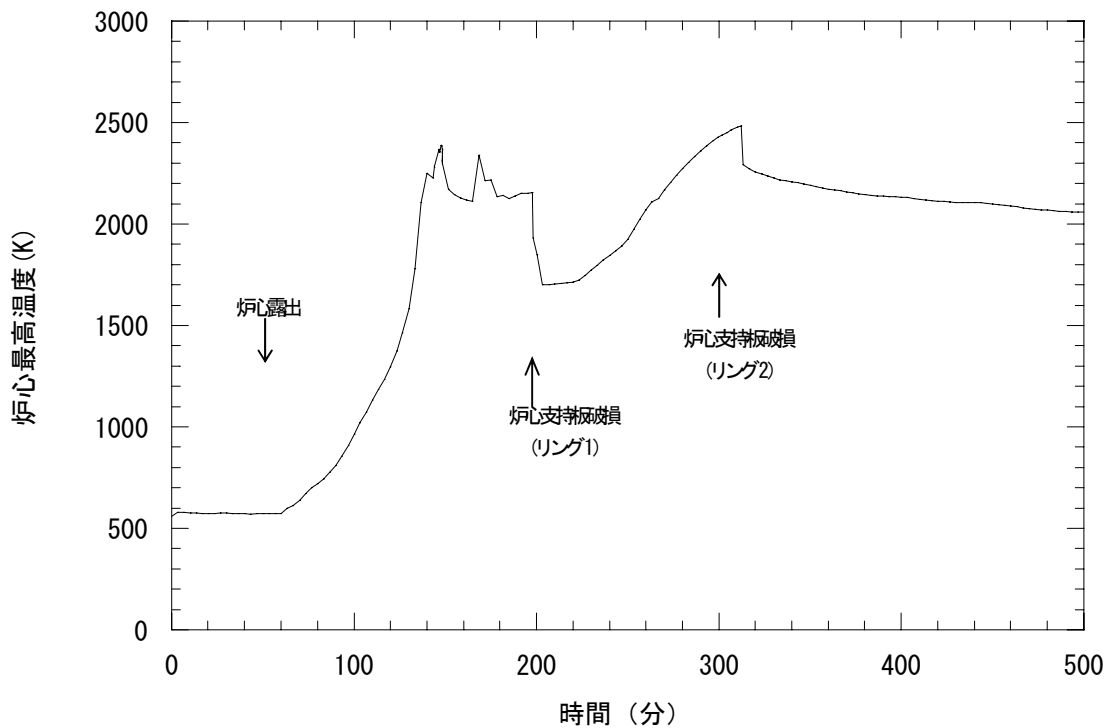


図 2.8-2 炉心最高温度  
(電源喪失 (TBU、BWR-4 Mark I (50 万 kWe)))

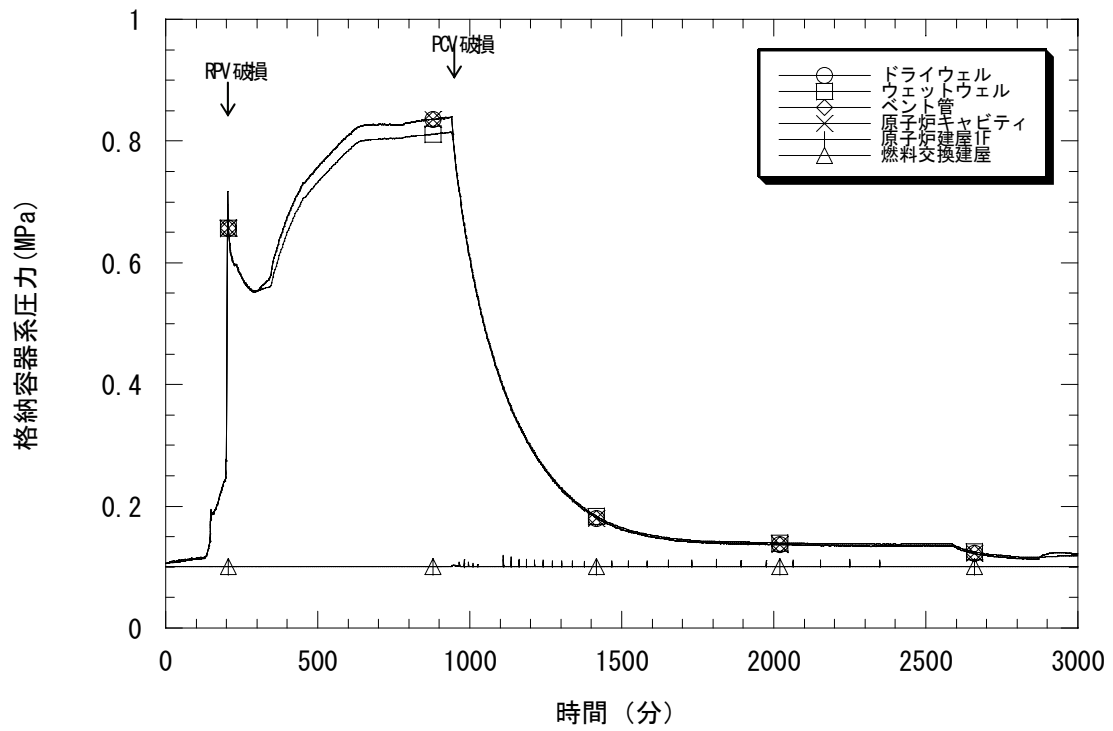


図 2.8-3 格納容器系圧力  
(電源喪失 (TBU、BWR-4 Mark I (50 万 kW)))

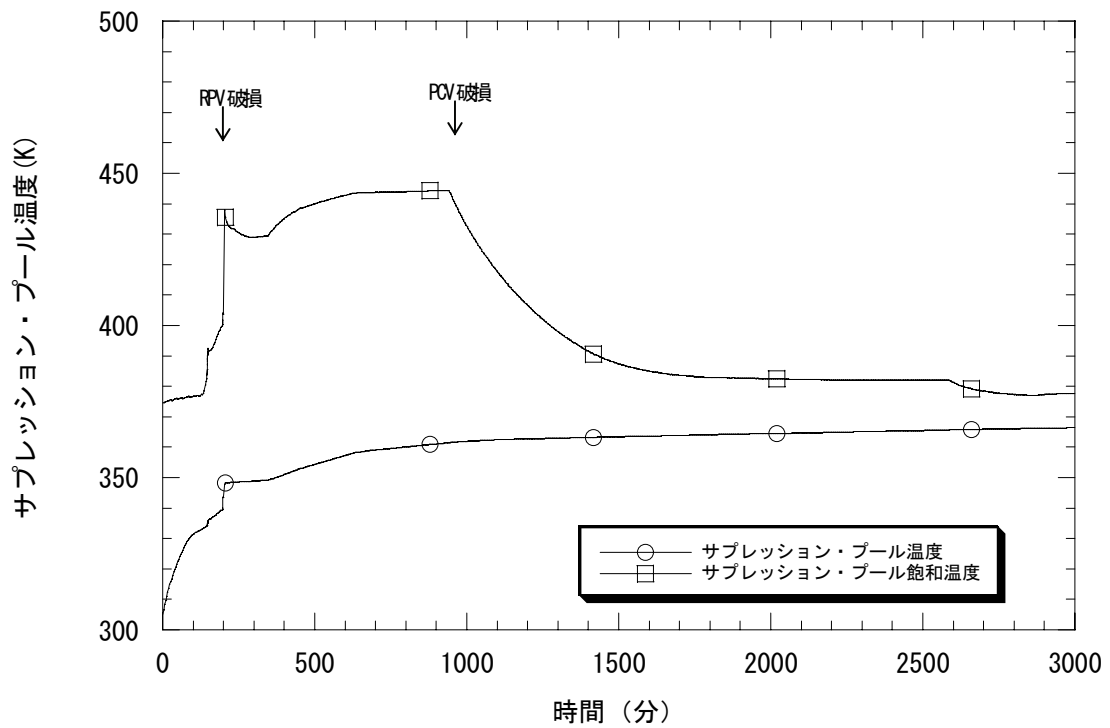


図 2.8-4 サプレッション・プールの水温  
(電源喪失 (TBU、BWR-4 Mark I (50 万 kW)))

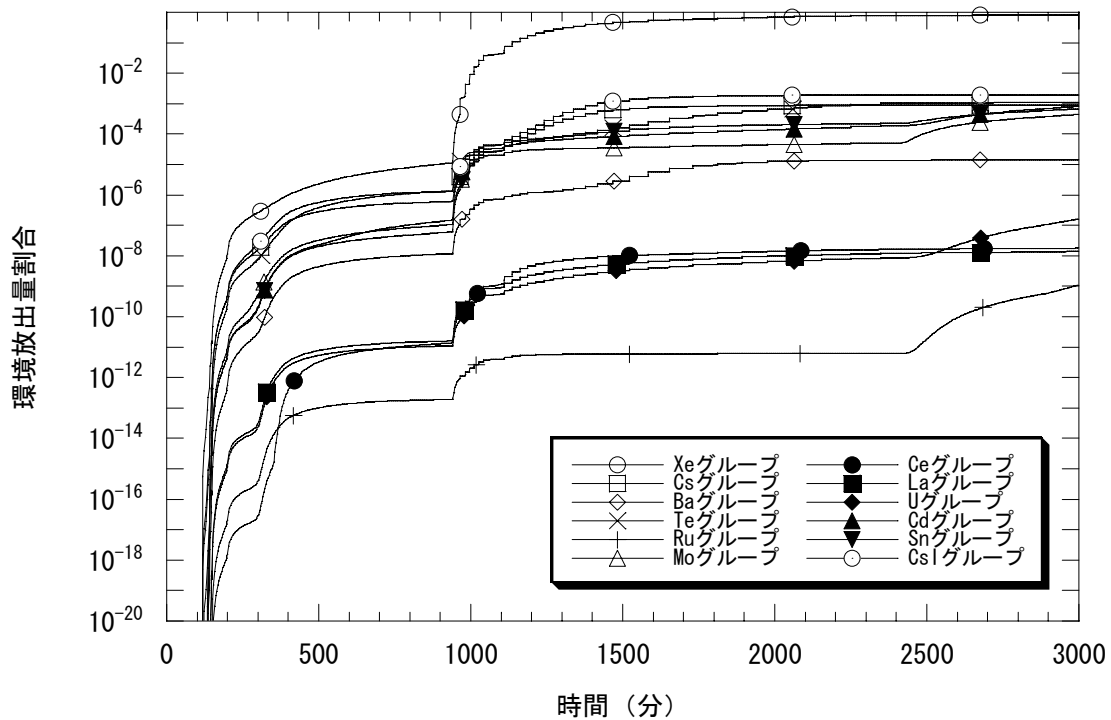


図 2.8-5 各放射性物質の環境放出量割合  
(電源喪失 (TBU、BWR-4 Mark I (50 万 kWe)))

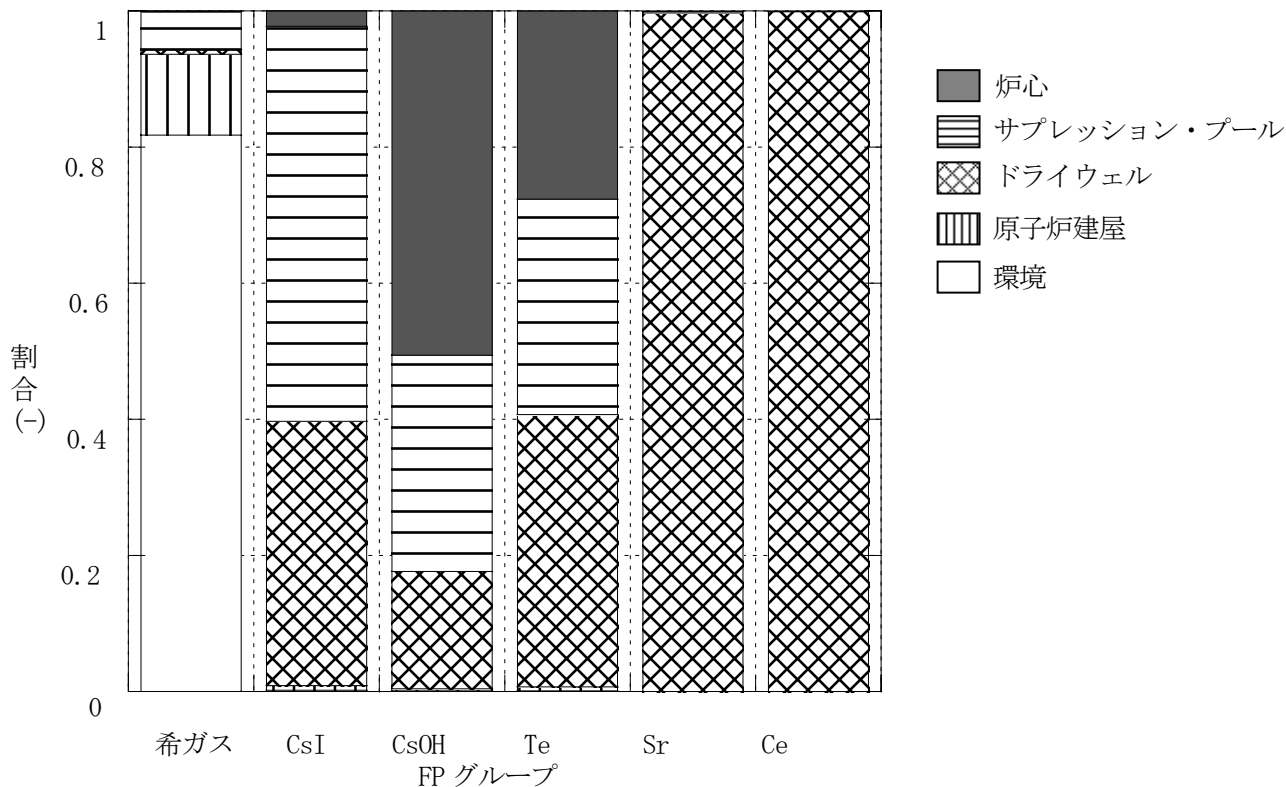
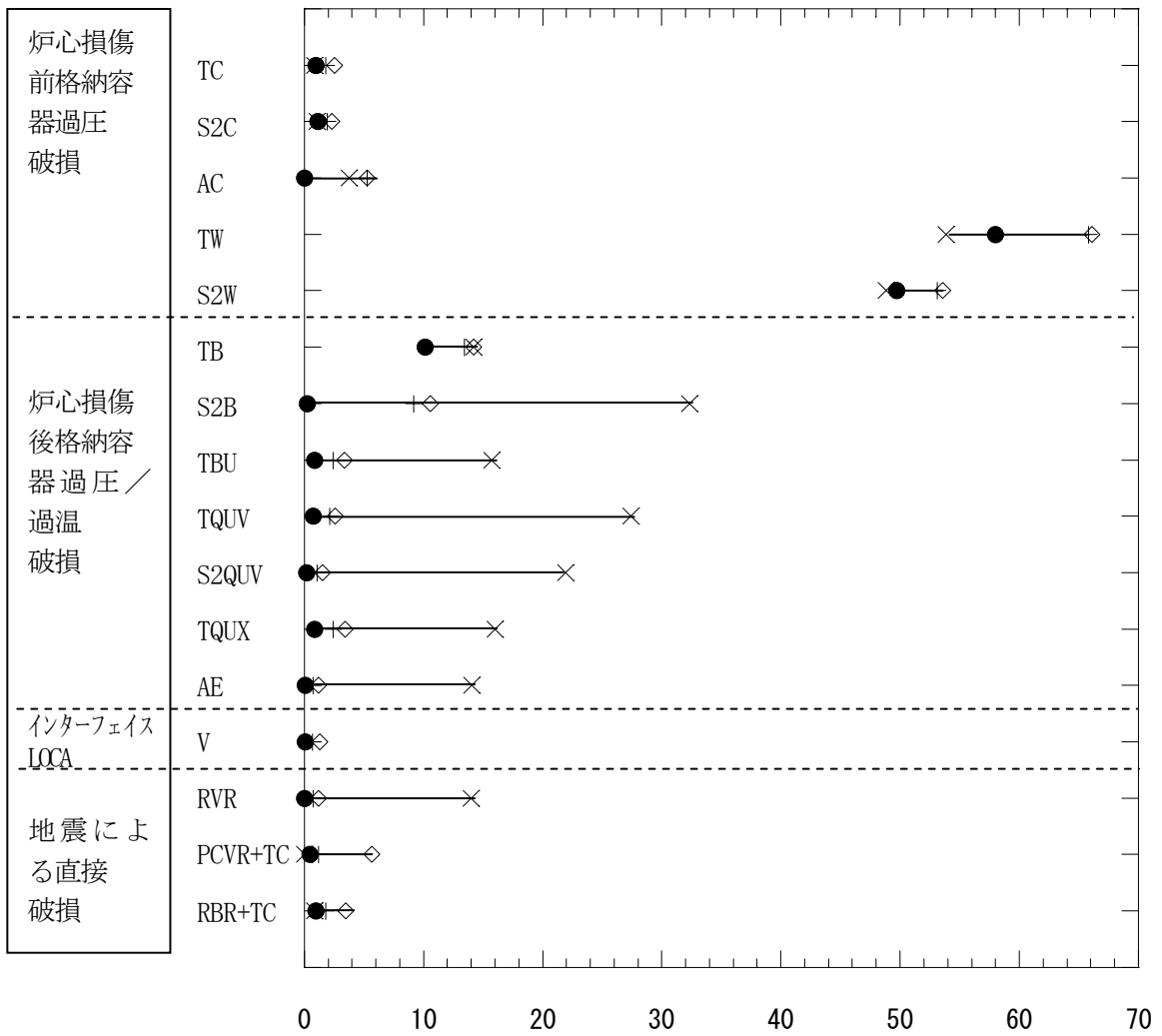


図 2.8-6 プラント内の放射性物質の分布  
(電源喪失 (TBU、BWR-4 Mark I (50 万 kWe)))



事故開始からの経過時間 (hr)

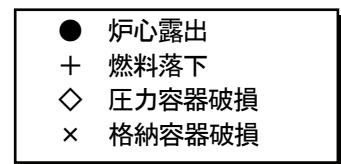


図2.9-1 地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング(BWR-4 Mark I (50万kW))

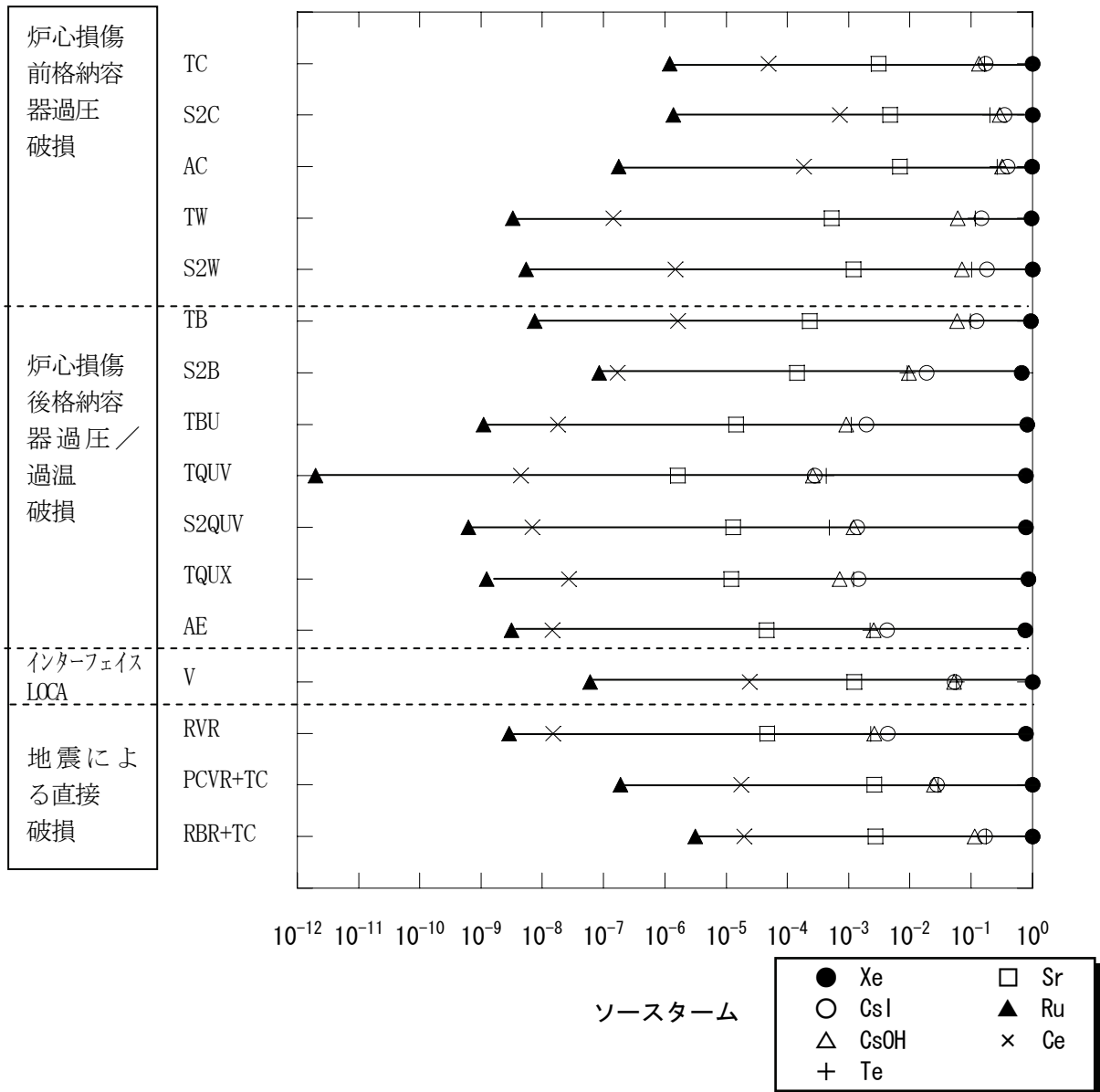


図 2.9-2 地震時の代表的な事故シーケンスのソースターム(BWR-4 Mark I (50 万 kWe) )

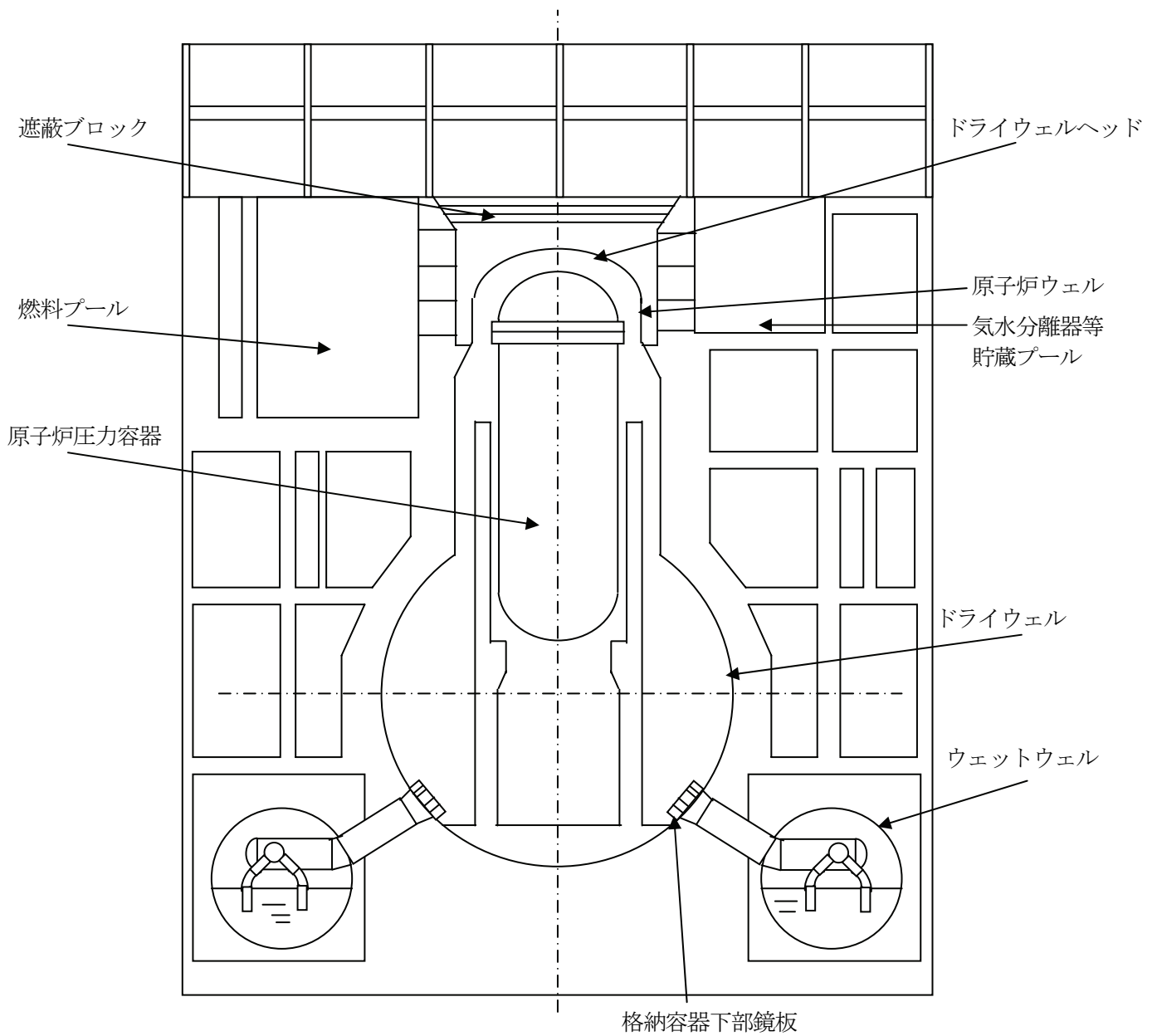


図 2.10 原子炉建屋の概要図(BWR-4 Mark I 型)

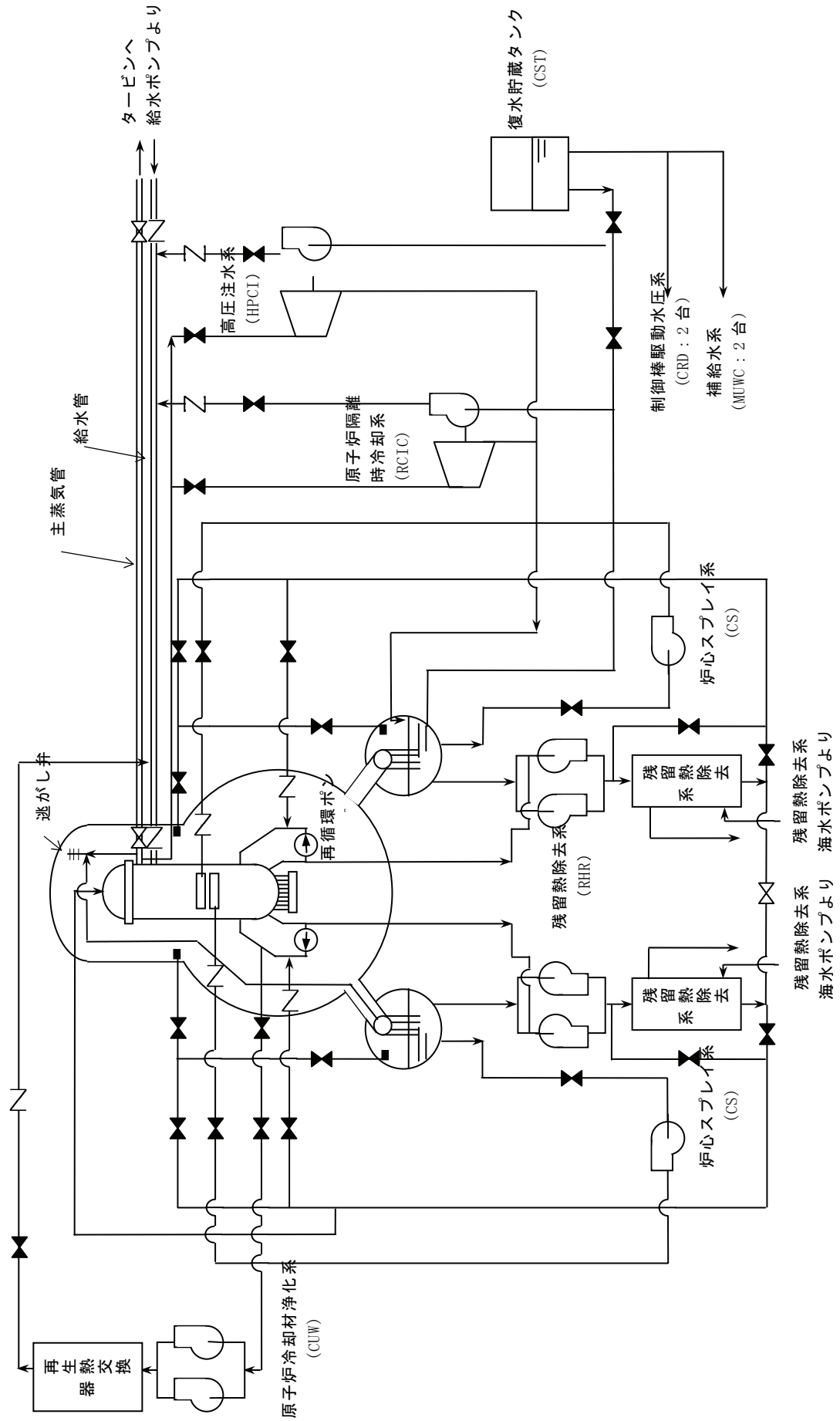


図 2.11 非常用炉心冷却系系統概要図 (BWR-4 MarkI 型)

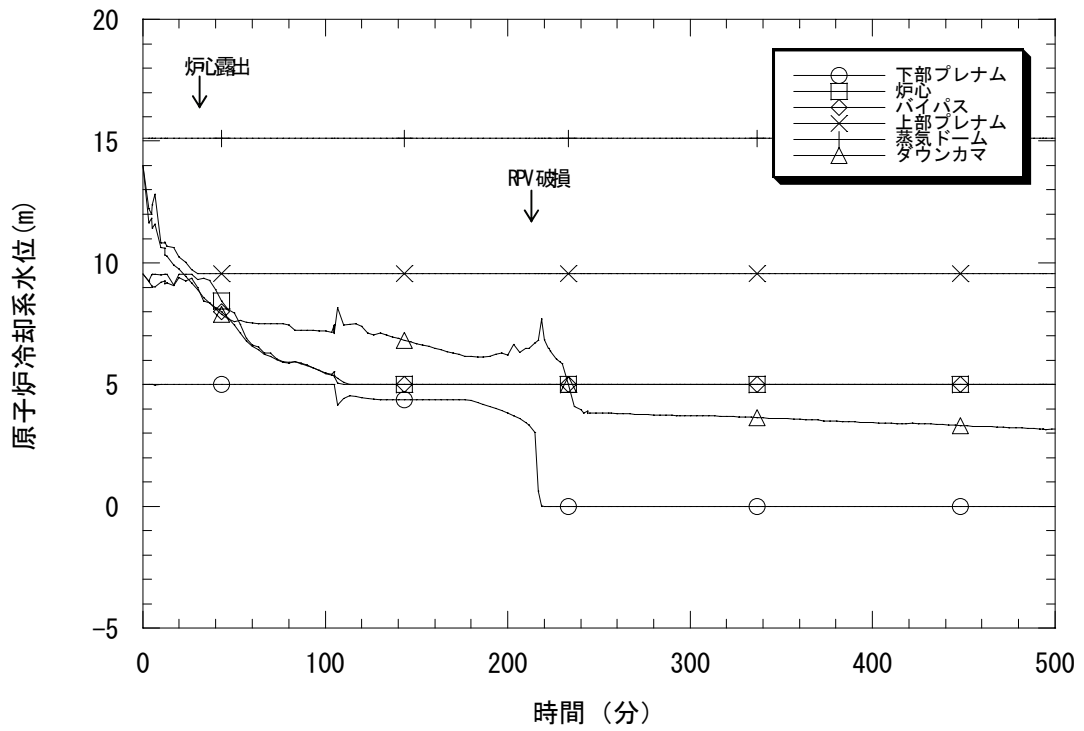


図 2.12-1 原子炉冷却系水位  
(電源喪失(TBU、BWR-4 Mark-I))

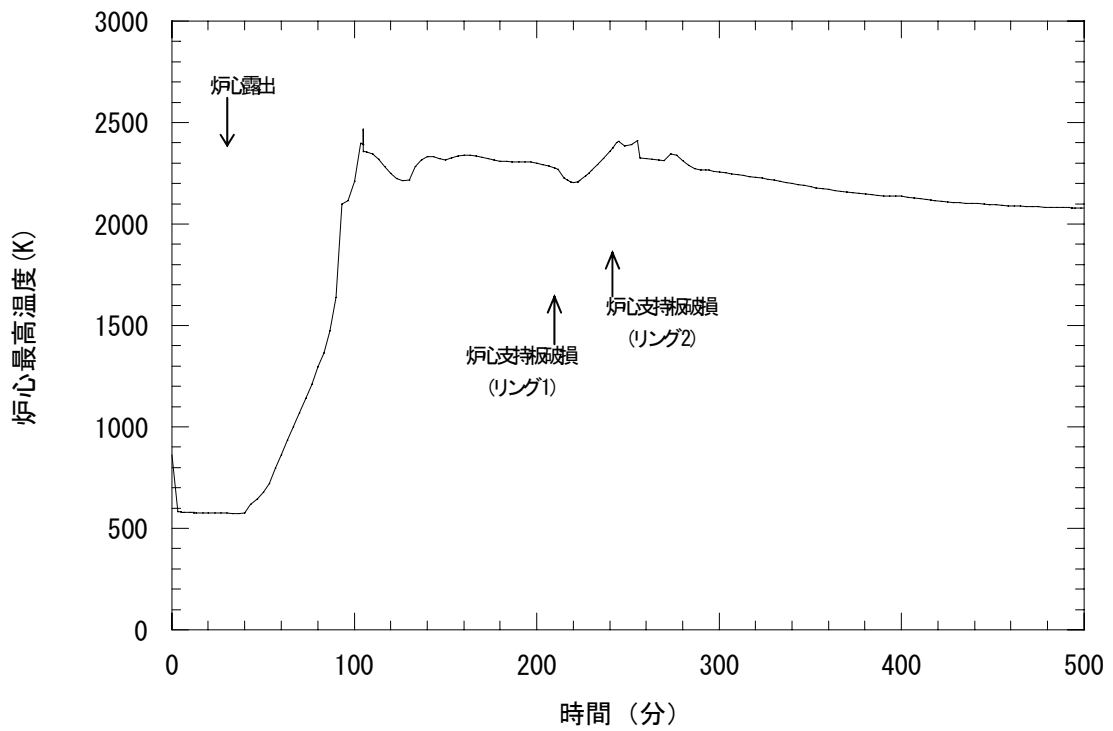


図 2.12-2 炉心最高温度  
(電源喪失(TBU、BWR-4 Mark-I))



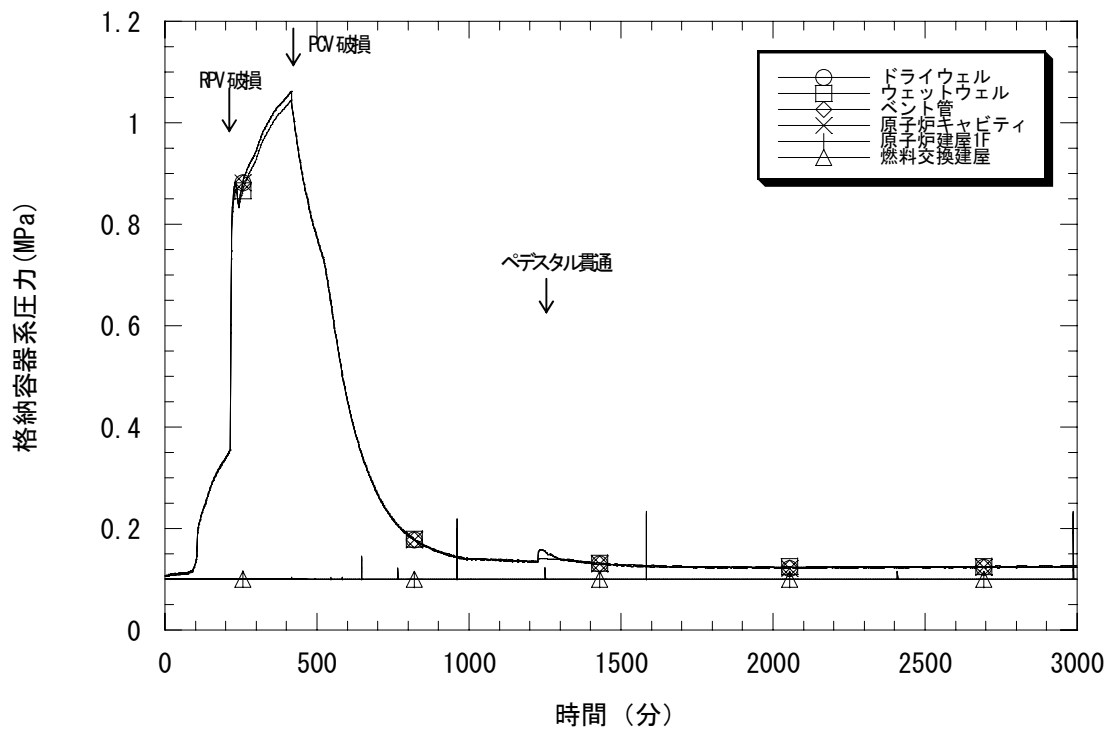


図 2.12-3 格納容器系圧力  
(電源喪失(TBU、BWR-4 Mark-I))

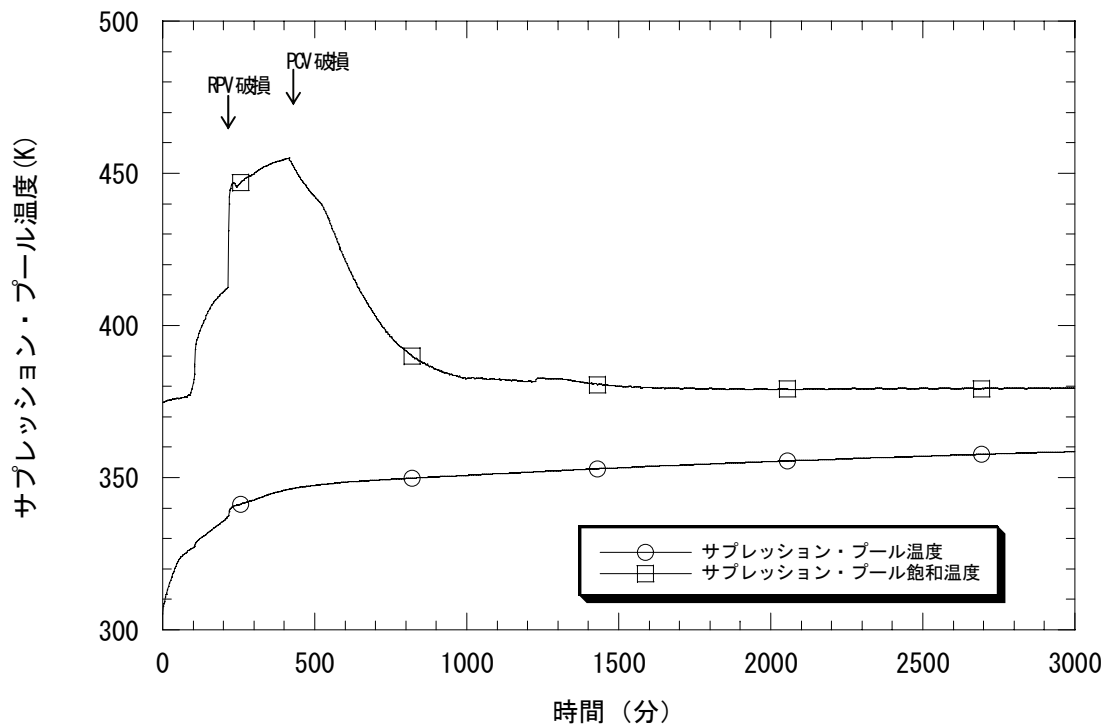


図 2.12-4 サプレッション・プールの水温  
(電源喪失(TBU、BWR-4 Mark-I))

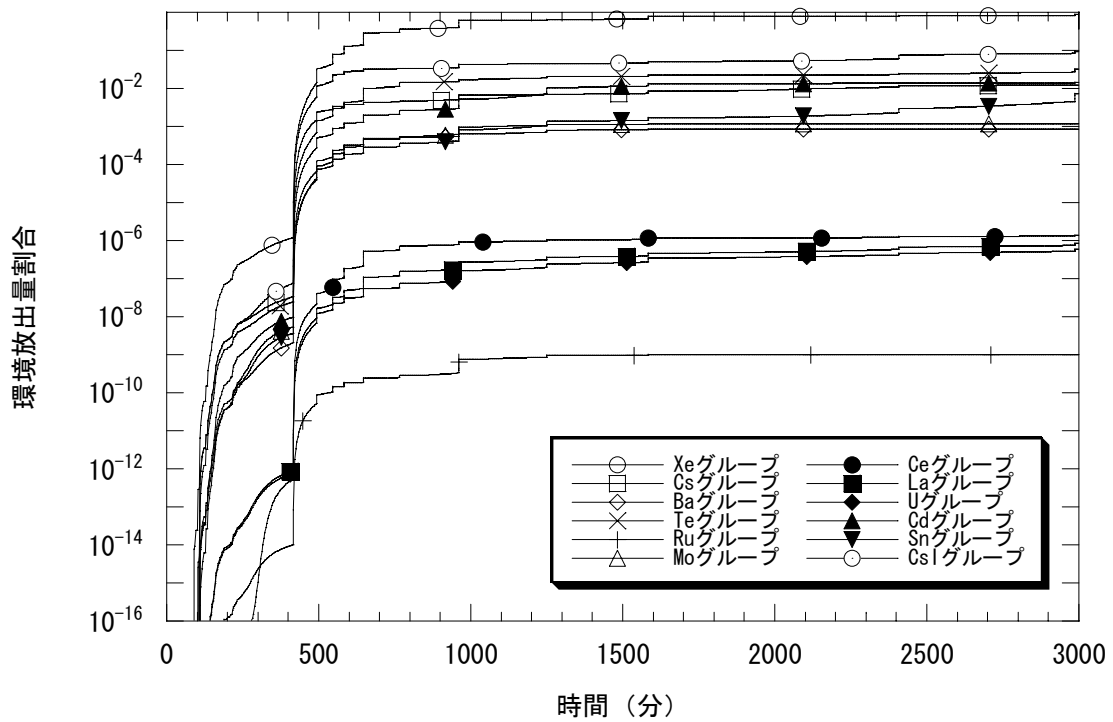


図 2.12-5 各放射性物質の環境放出量割合  
(電源喪失(TBU、BWR-4 Mark-I))

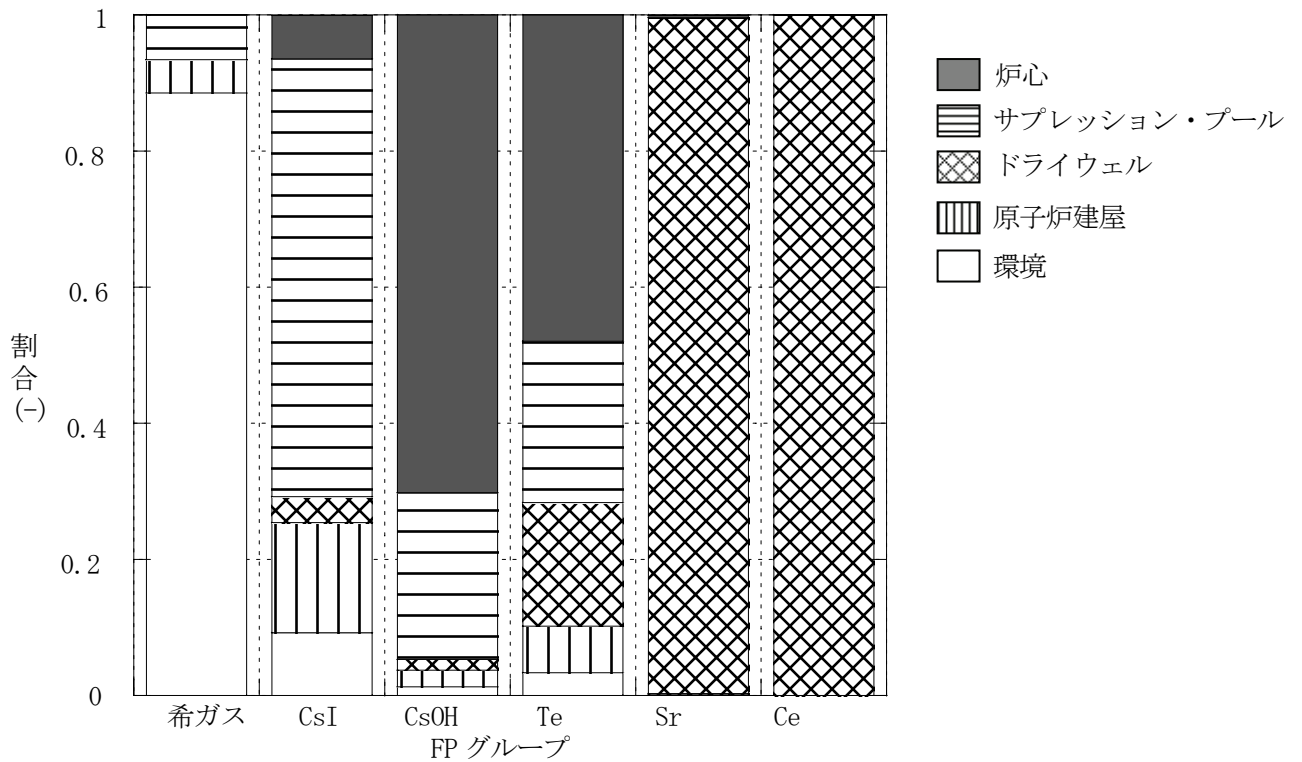


図 2.12-6 プラント内の放射性物質の分布  
(電源喪失(TBU、BWR-4 Mark I))

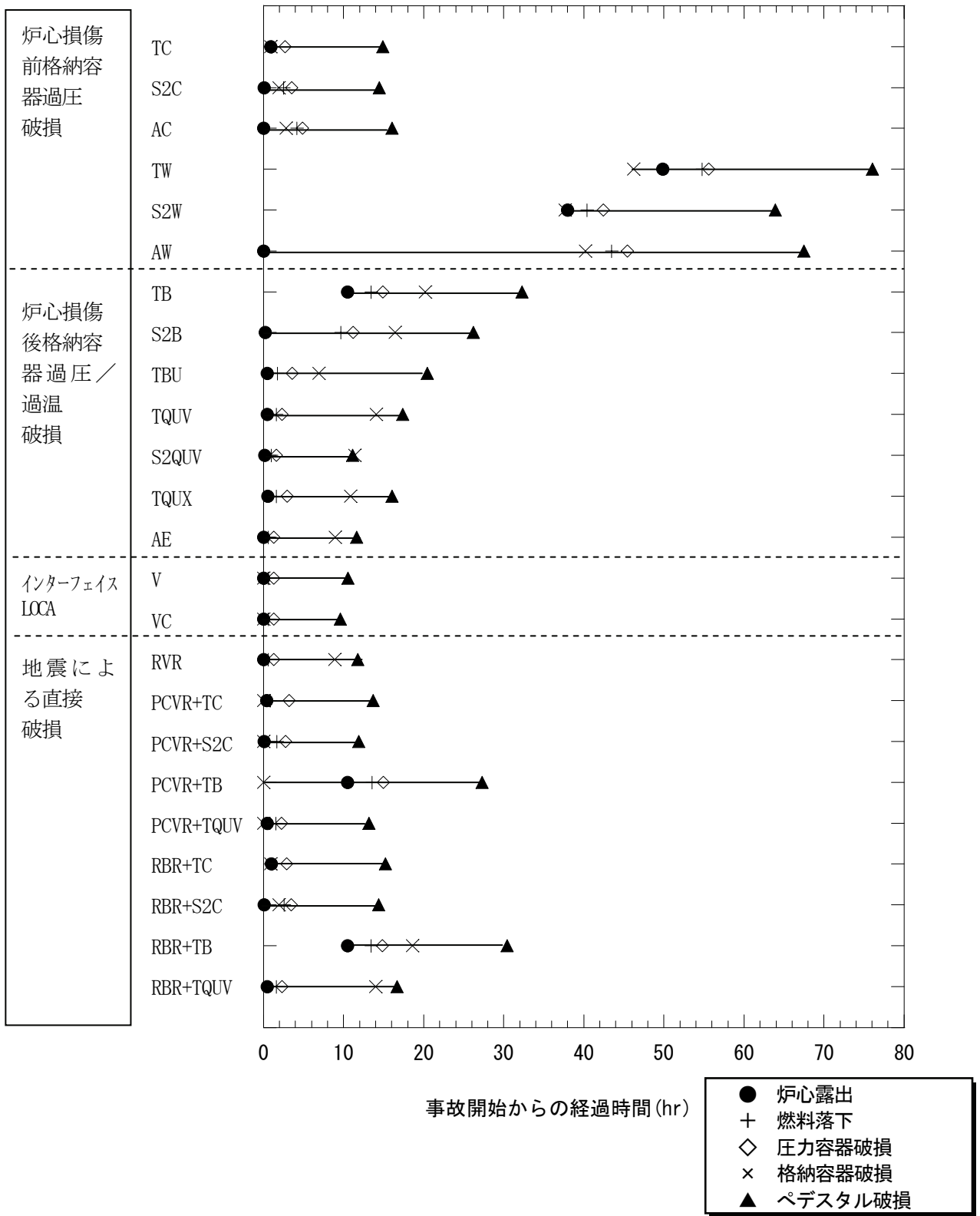


図2.13-1 地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング(BWR-4 Mark I)

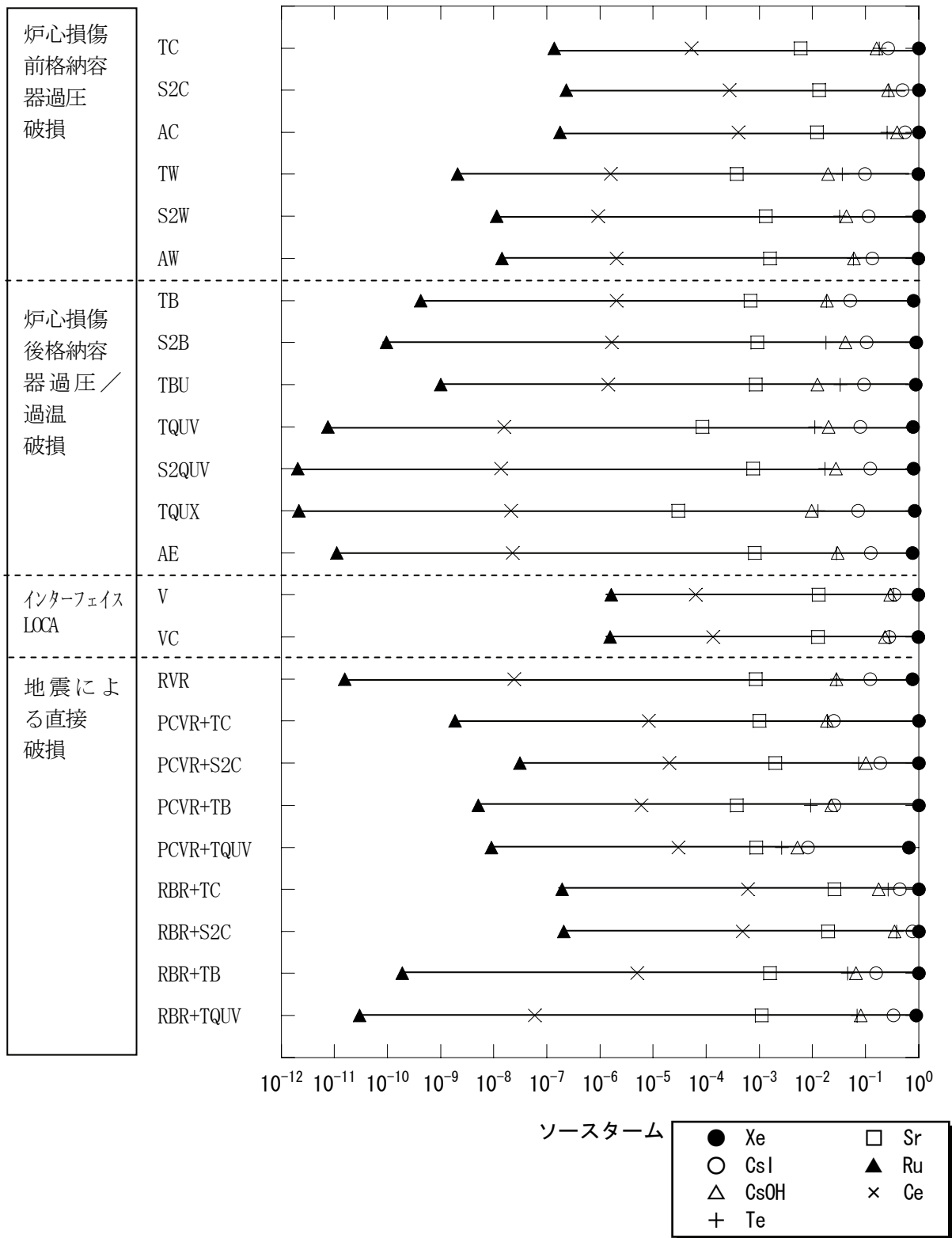


図 2.13-2 地震時の代表的な事故シーケンスのソースターム (BWR-4 Mark I)

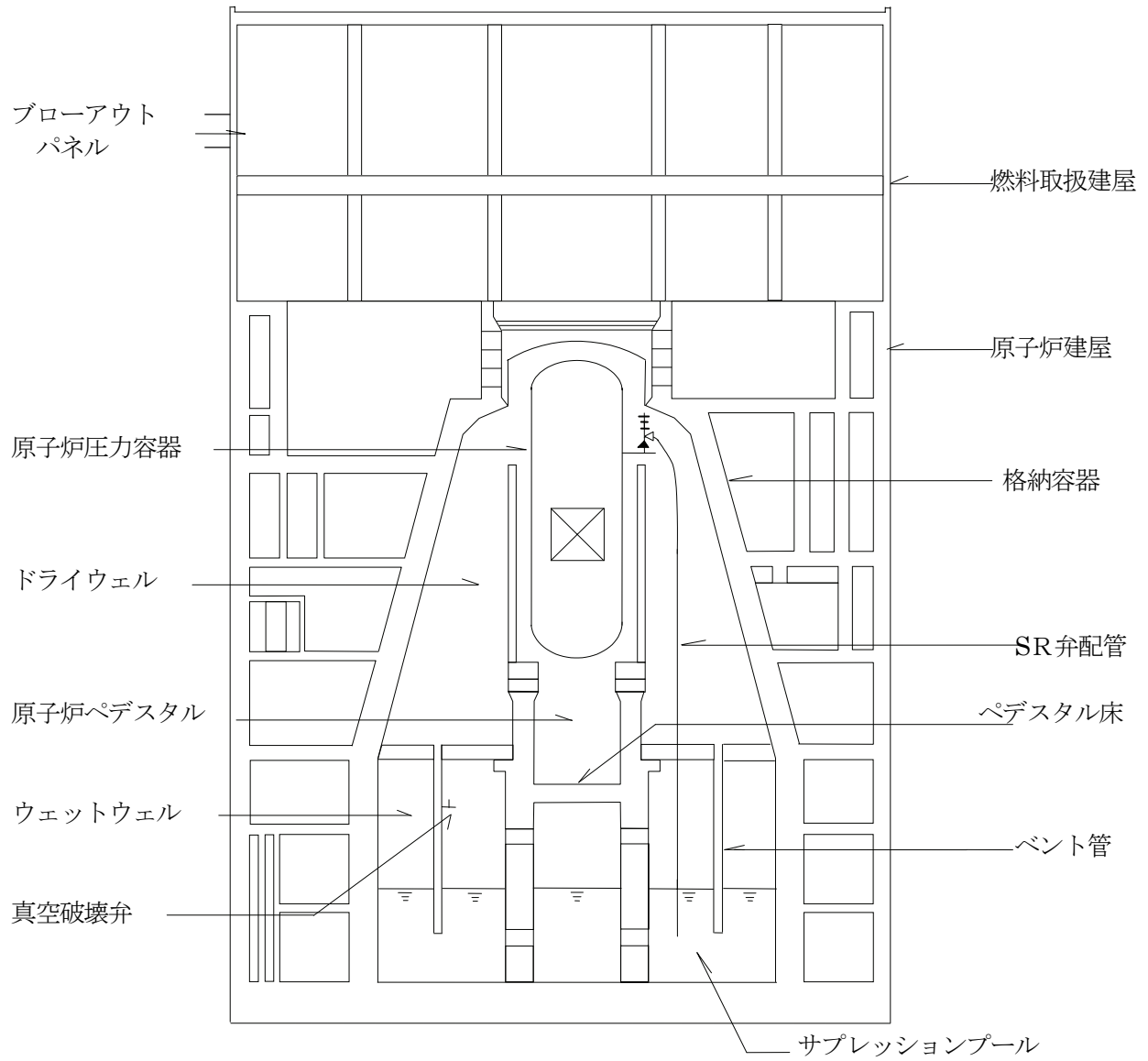


図 2.14 Mark-II改良型原子炉格納施設概要

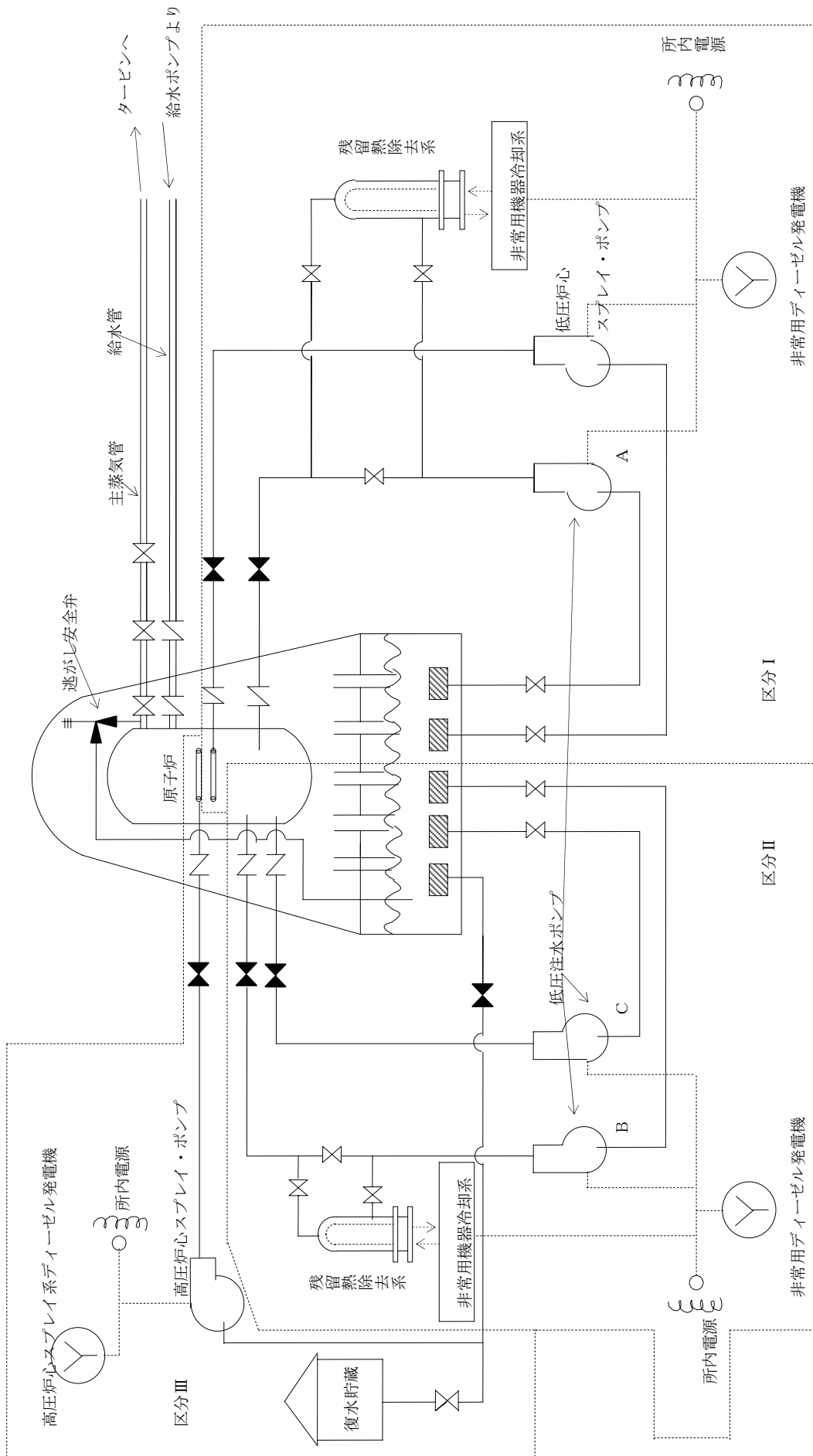


図 2.15 BWR-5 Mark-II 改良型原子炉施設の非常用炉心冷却系統概略図

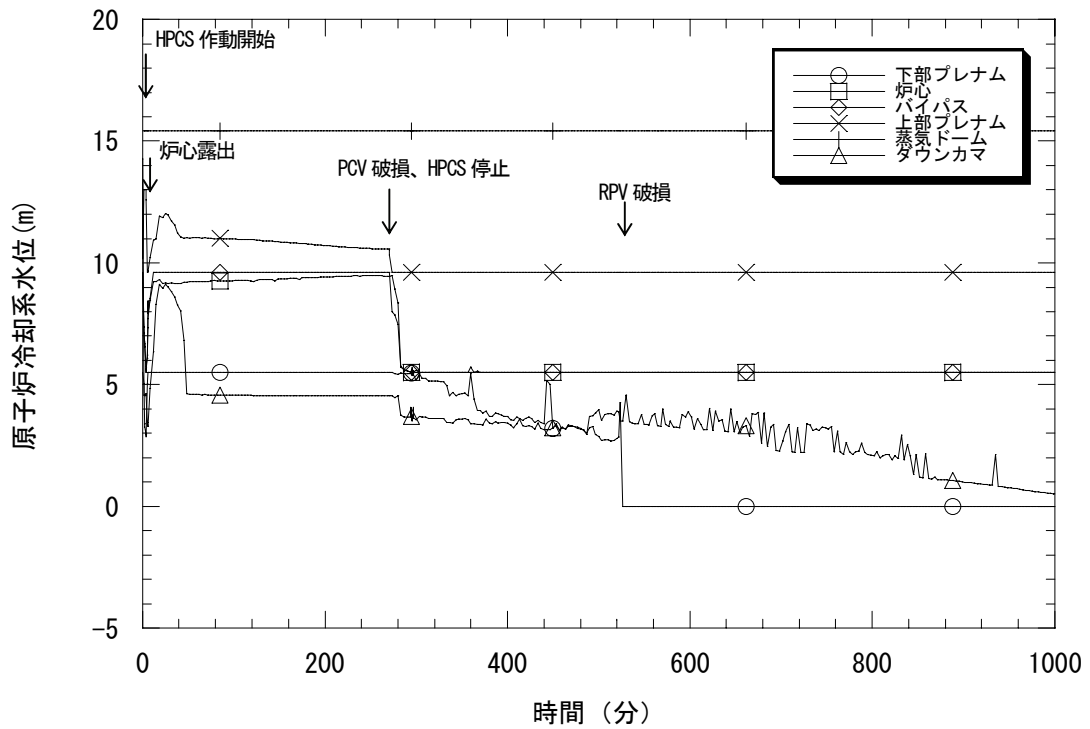


図 2.16-1 原子炉冷却系水位

(LOCA 時未臨界確保失敗 (AC、BWR-5 Mark II 改))

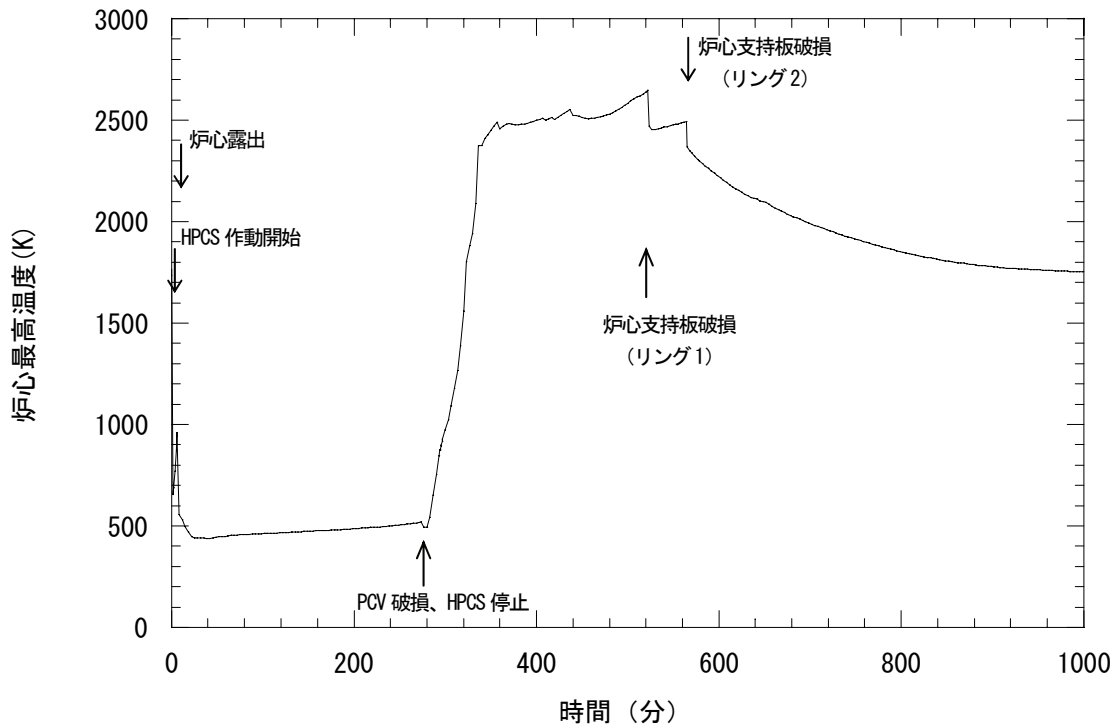


図 2.16-2 炉心最高温度

(LOCA 時未臨界確保失敗 (AC、BWR-5 Mark II 改))

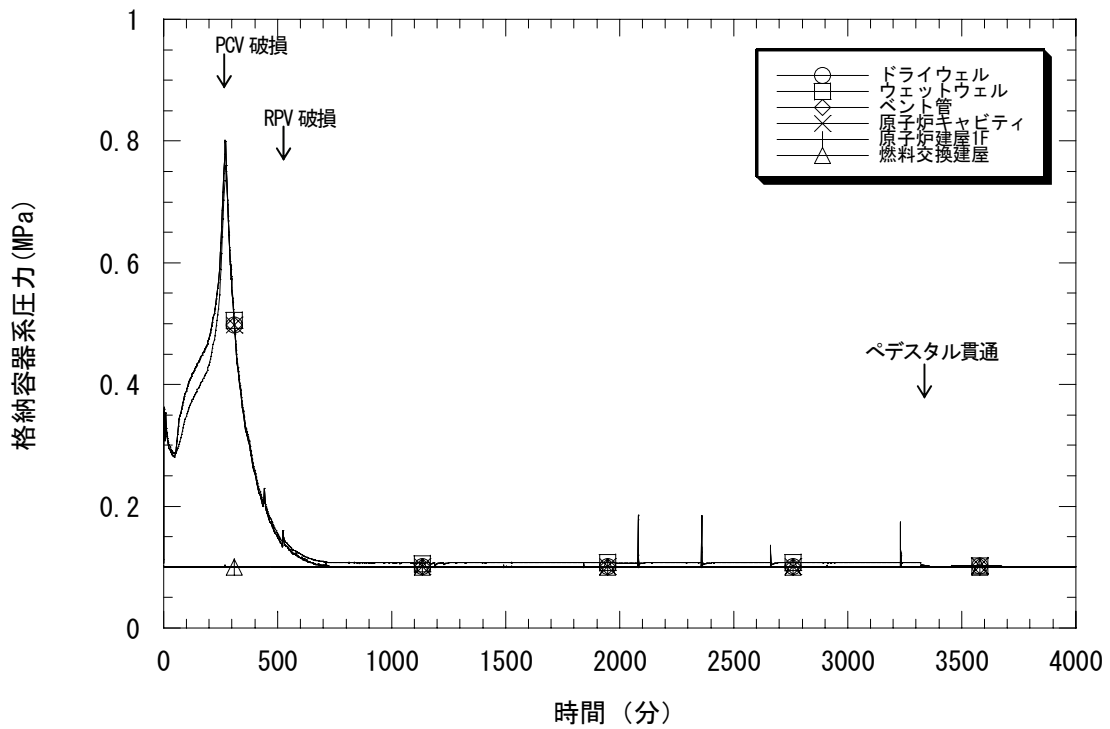


図 2.16-3 格納容器系圧力

(LOCA 時未臨界確保失敗 (AC、BWR-5 Mark II 改))

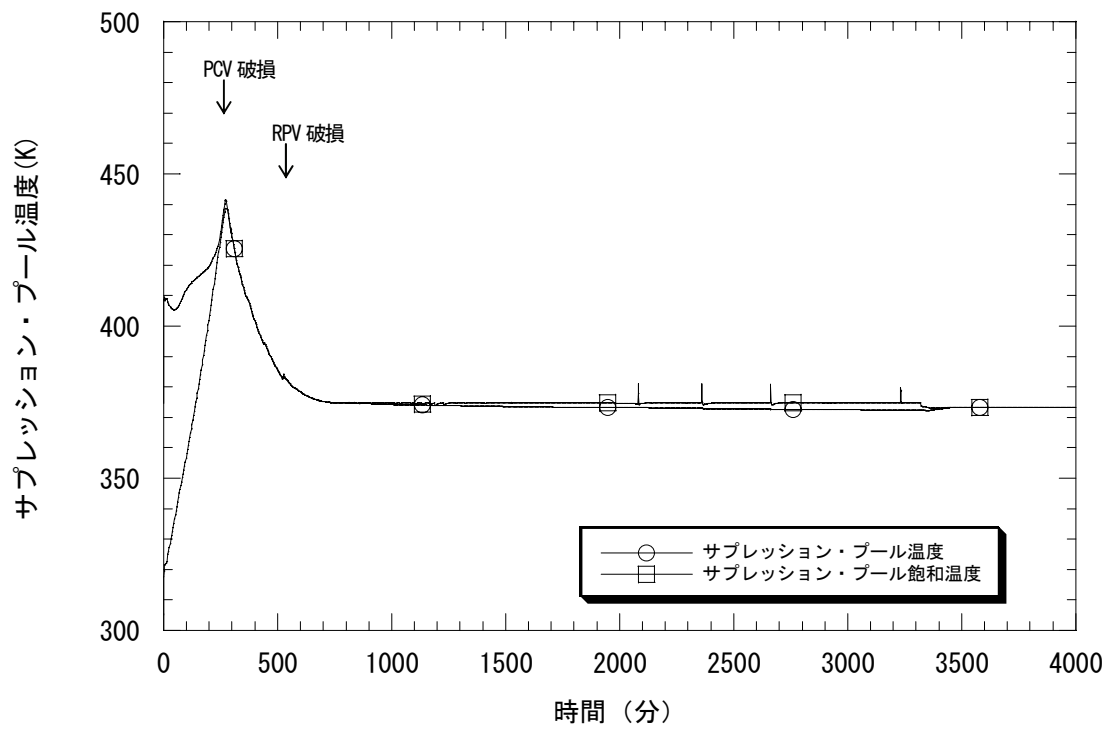


図 2.16-4 サプレッション・プールの水温

(LOCA 時未臨界確保失敗 (AC、BWR-5 Mark II 改))



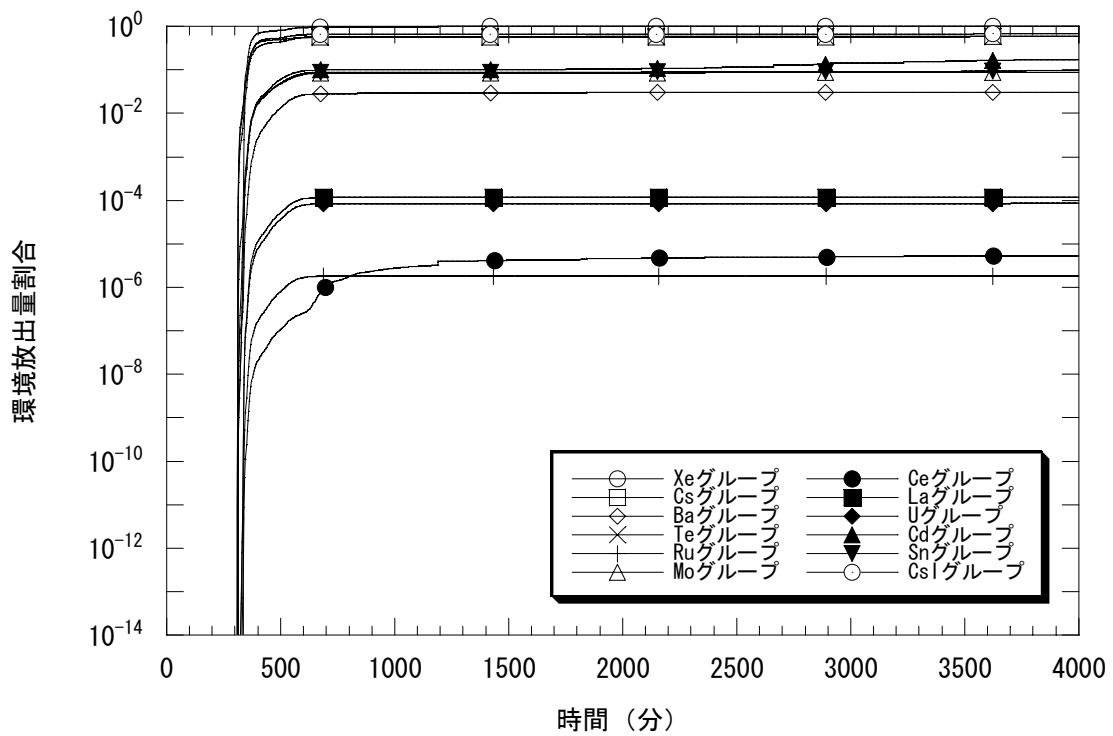


図 2.16-5 各放射性物質の環境放出量割合  
(LOCA 時未臨界確保失敗 (AC、BWR-5 Mark II 改))

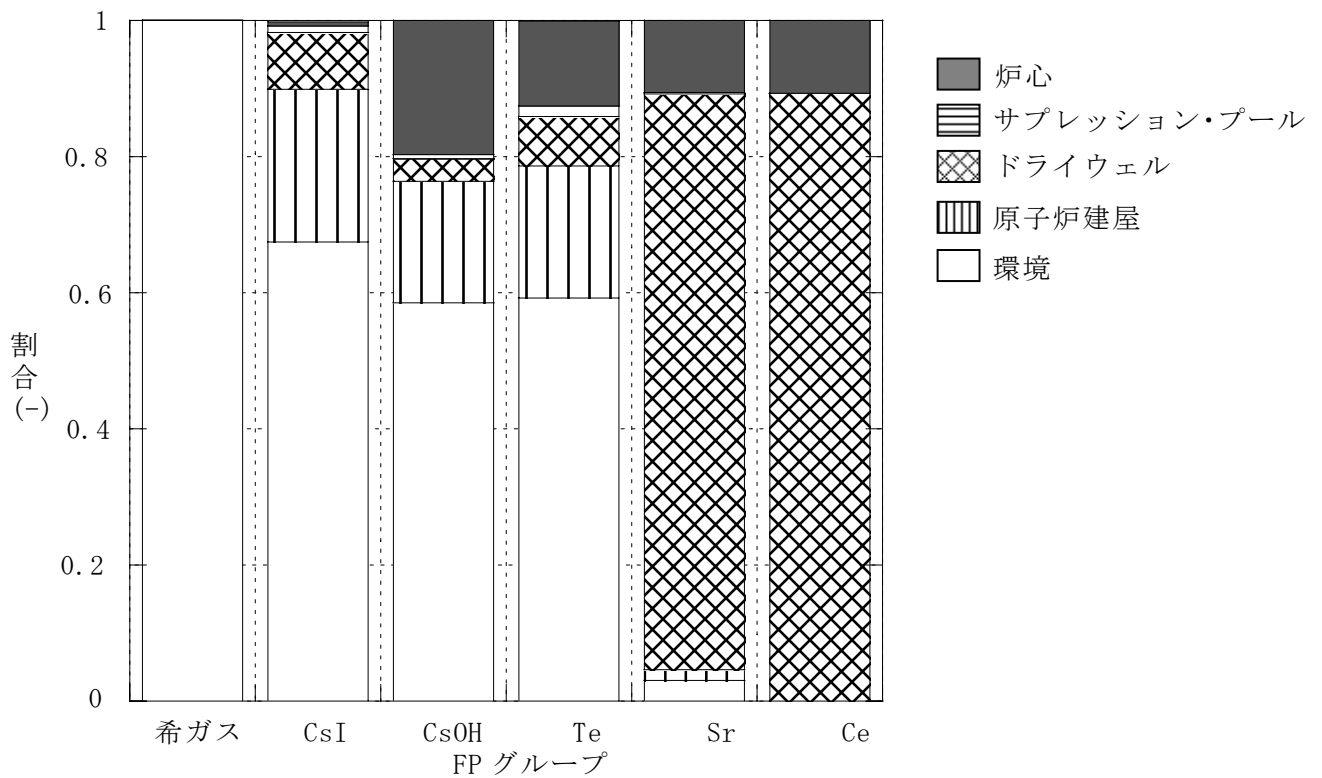


図 2.16-6 プラント内の放射性物質の分布  
(LOCA 時未臨界確保失敗 (AC、BWR-5 Mark II 改))

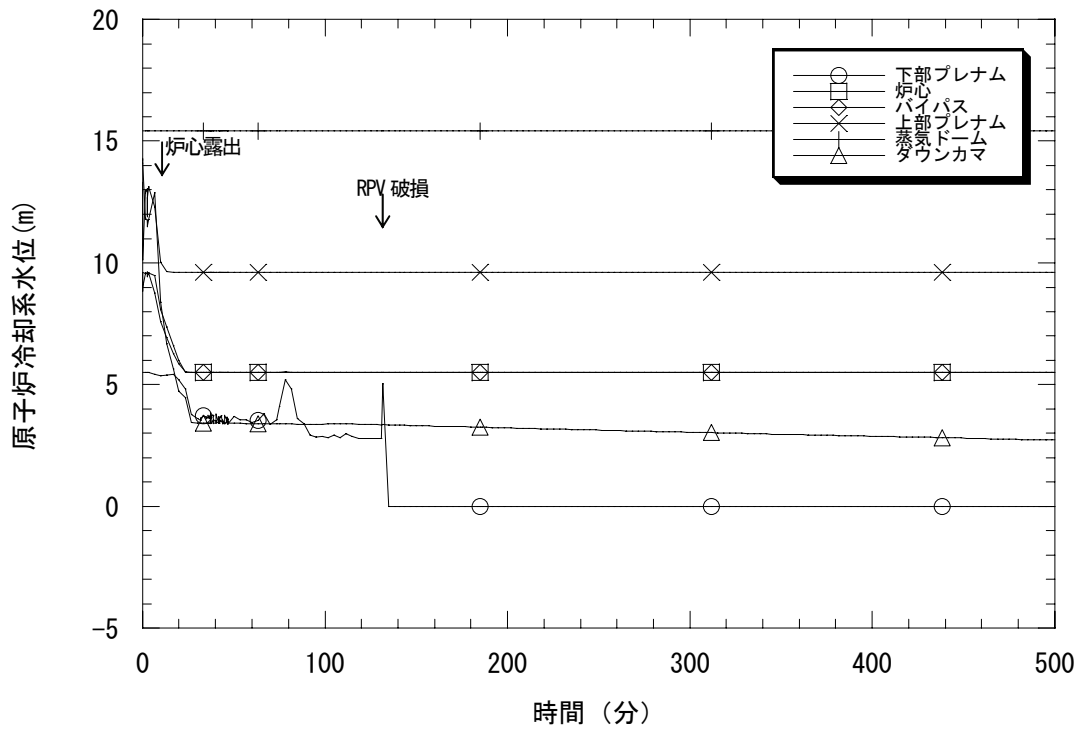


図 2.17-1 原子炉冷却系水位

(小 LOCA 時の高圧・低圧注水失敗 (S2QUV、BWR-5 Mark II 改))

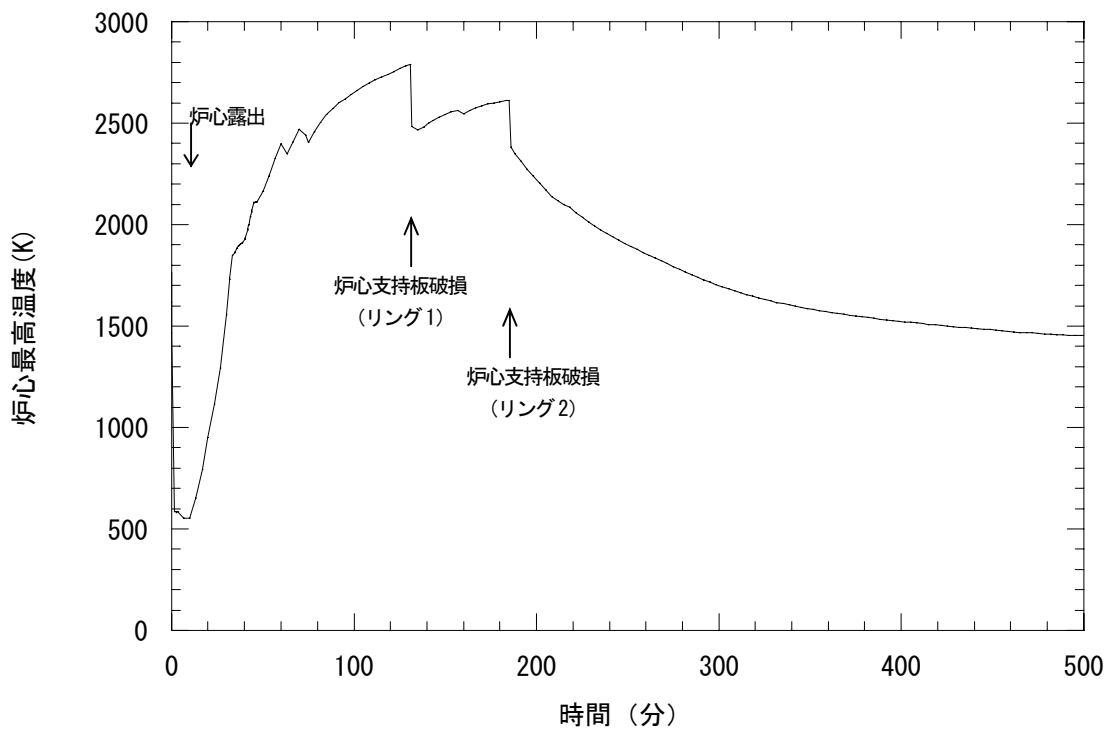


図 2.17-2 炉心最高温度

(小 LOCA 時の高圧・低圧注水失敗 (S2QUV、BWR-5 Mark II 改))

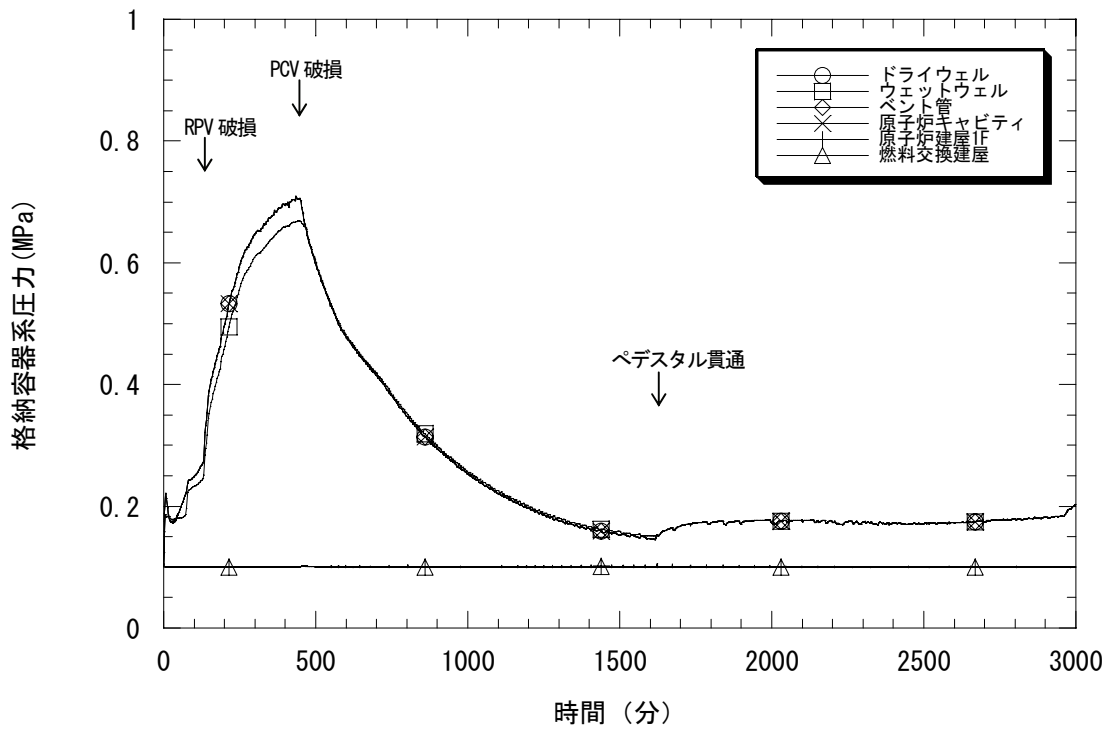


図 2.17-3 格納容器系圧力

(小 LOCA 時の高圧・低圧注水失敗 (S2QUV、BWR-5 Mark II 改))

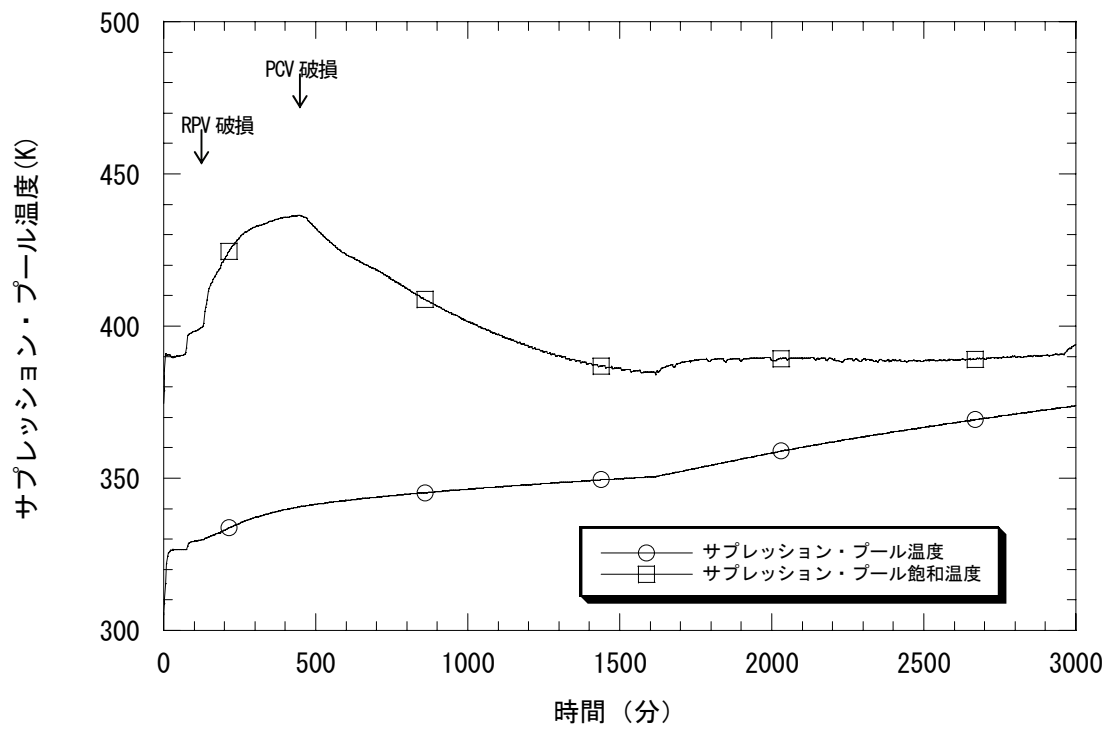


図 2.17-4 サプレッション・プールの水温

(小 LOCA 時の高圧・低圧注水失敗 (S2QUV、BWR-5 Mark II 改))

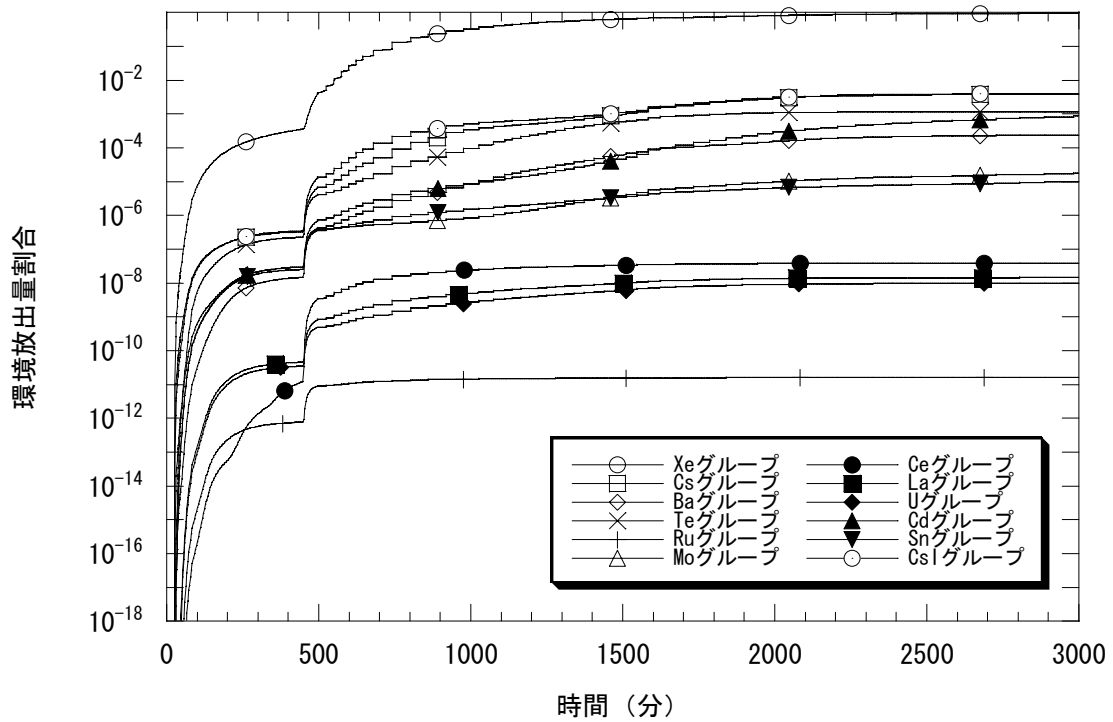


図 2.17-5 各放射性物質の環境放出量割合

(小 LOCA 時の高圧・低圧注水失敗 (S2QUV、BWR-5 Mark II 改))

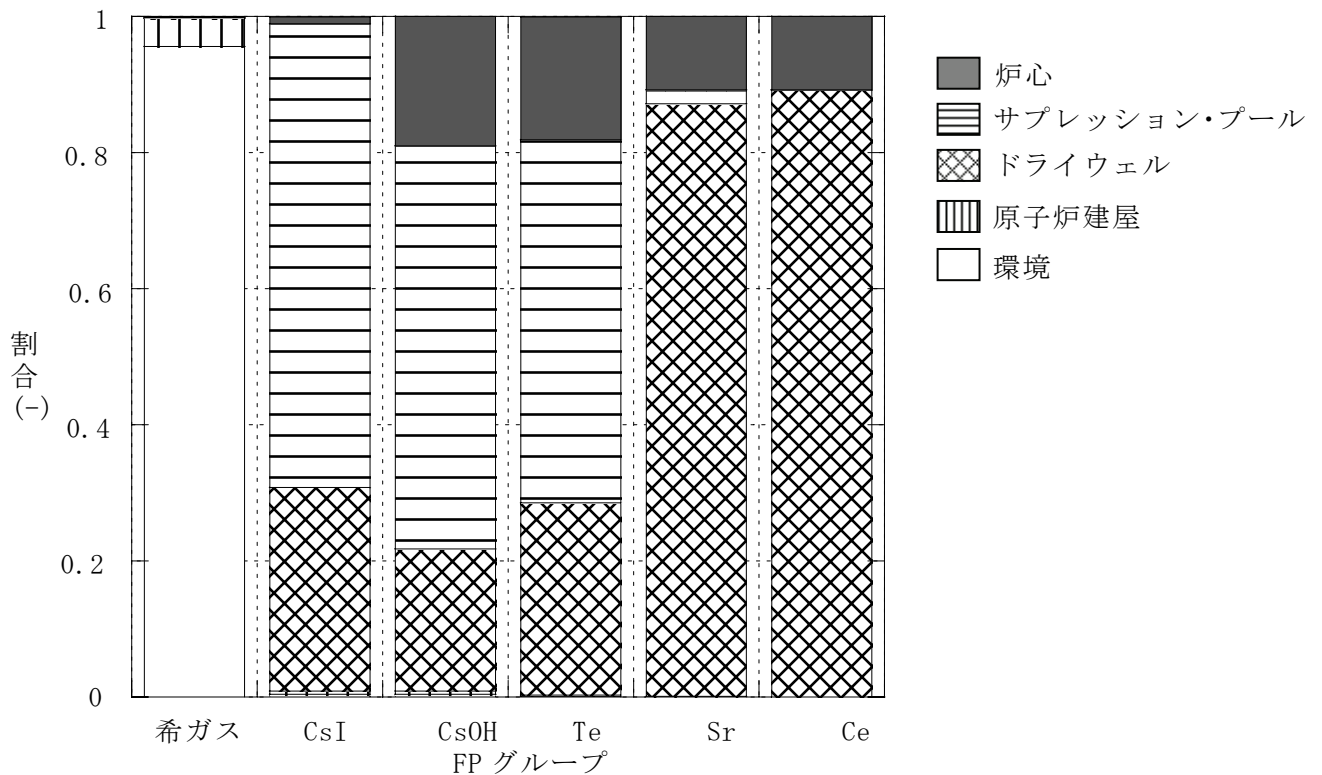


図 2.17-6 プラント内の放射性物質の分布

(小 LOCA 時の高圧・低圧注水失敗 (S2QUV、BWR-5 Mark II 改))

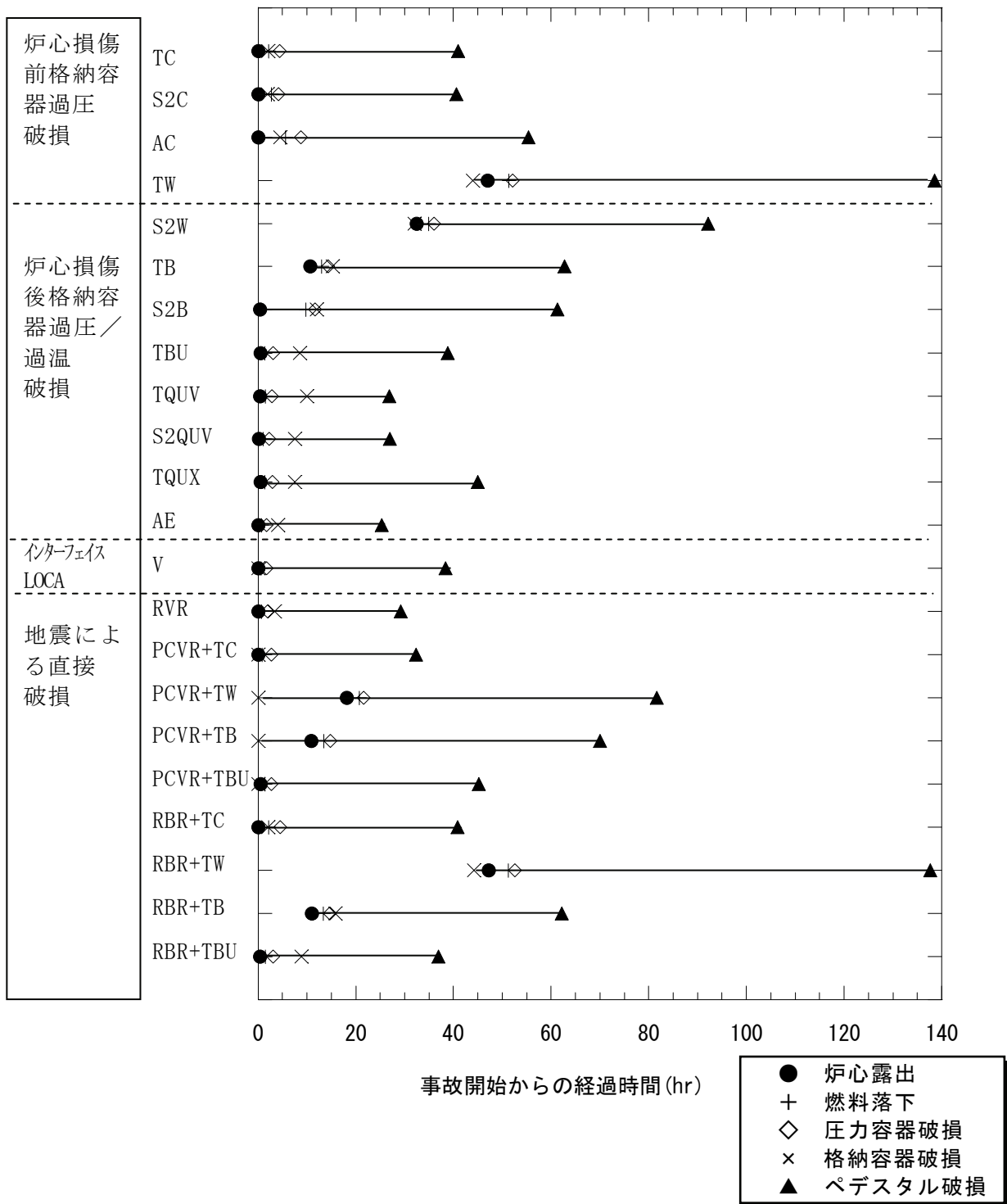


図 2.18-1 地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング (BWR-5 Mark II 改)

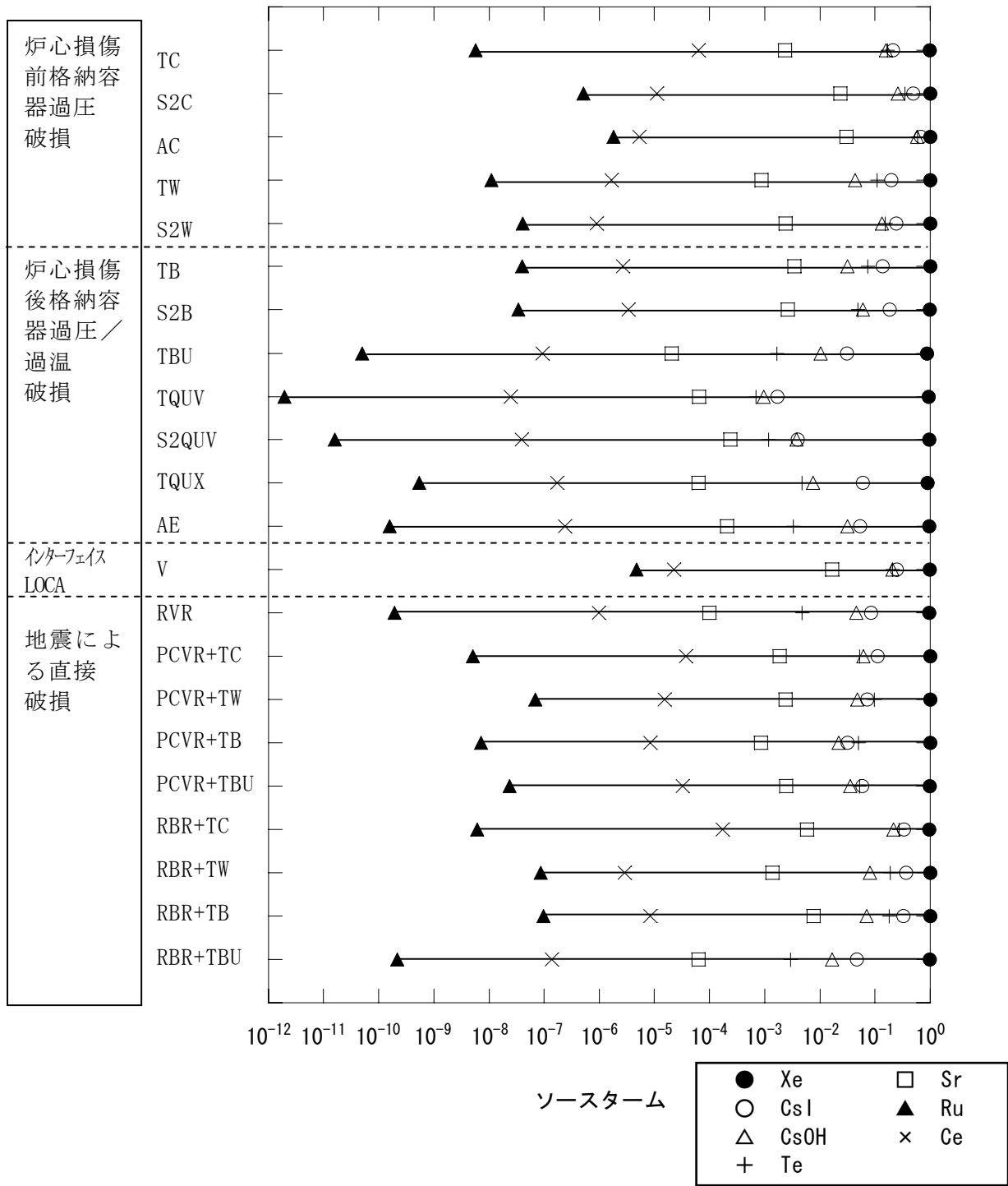


図 2.18-2 地震時の代表的な事故シーケンスのソースターム (BWR-5 Mark II 改)

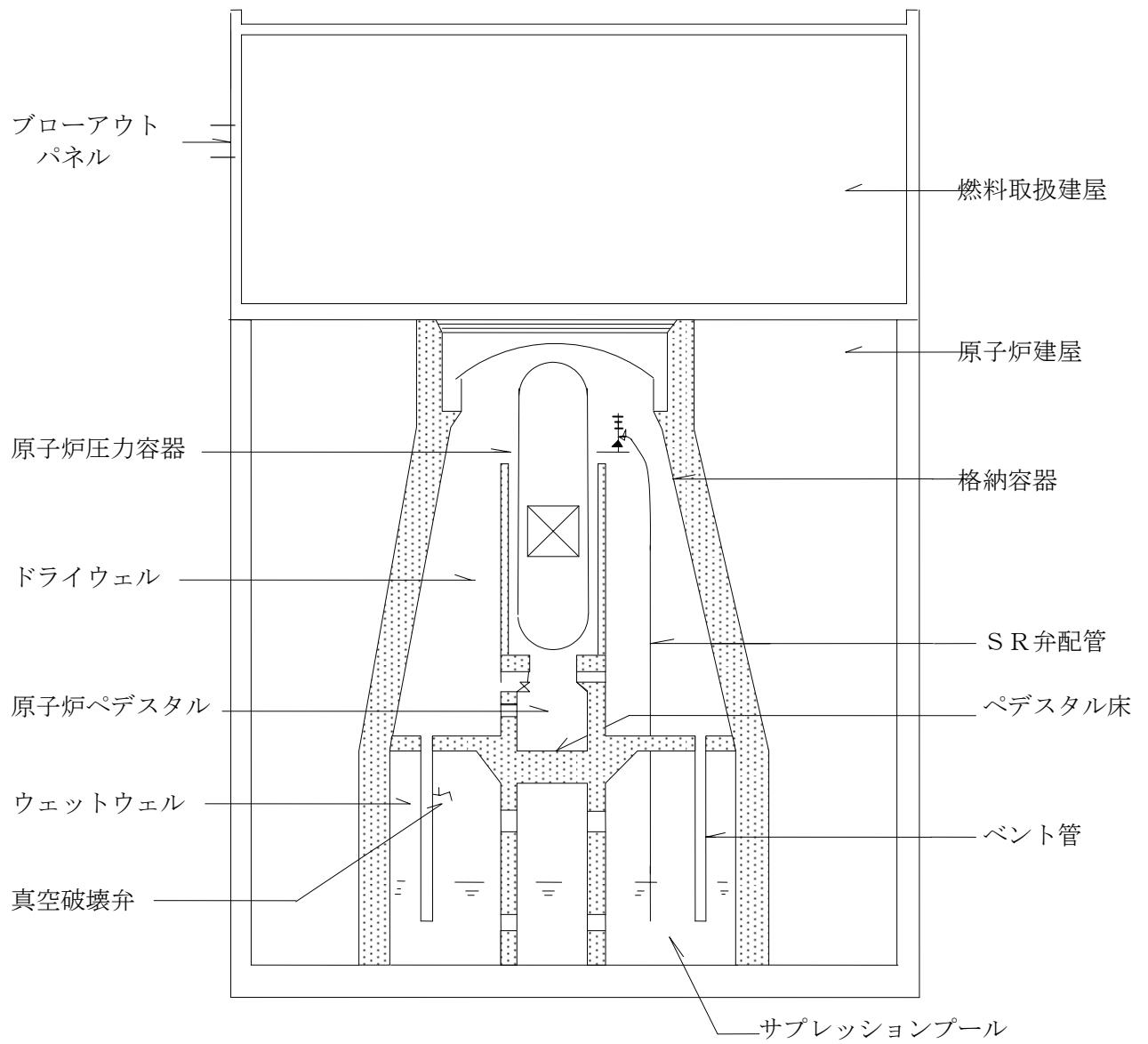


図 2.19 原子炉建屋の概要図 (BWR-5 Mark II)





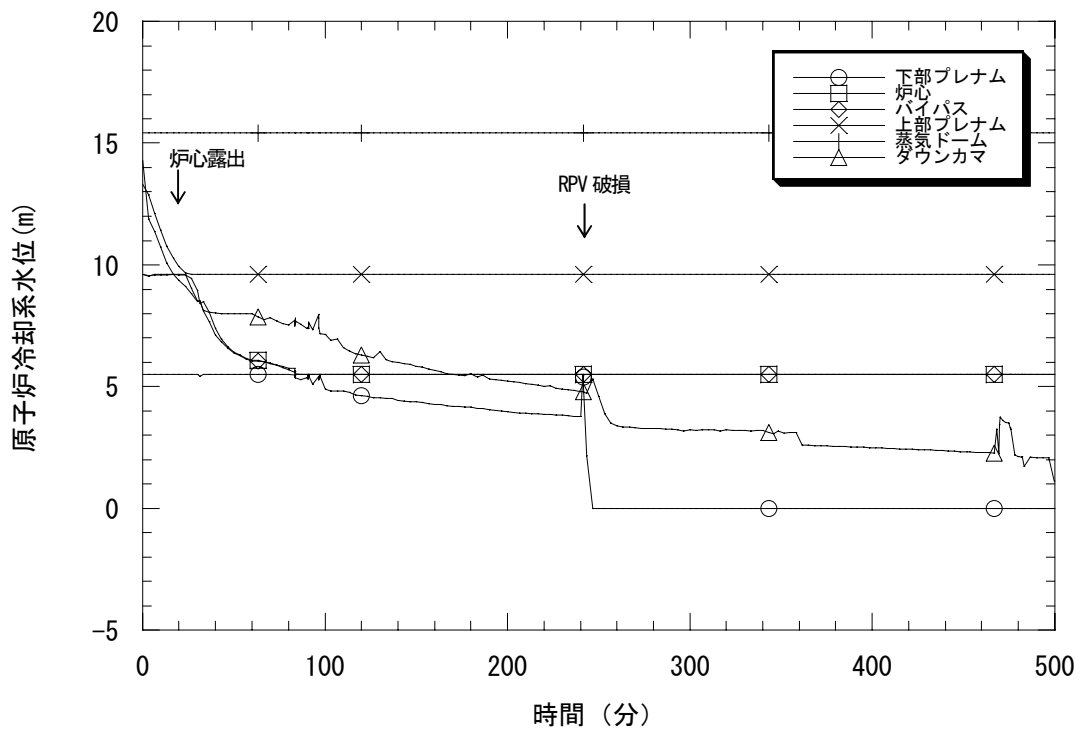


図 2. 21-1 原子炉冷却系水位  
(高圧注水・減圧失敗 (TQUX、BWR-5 Mark II))

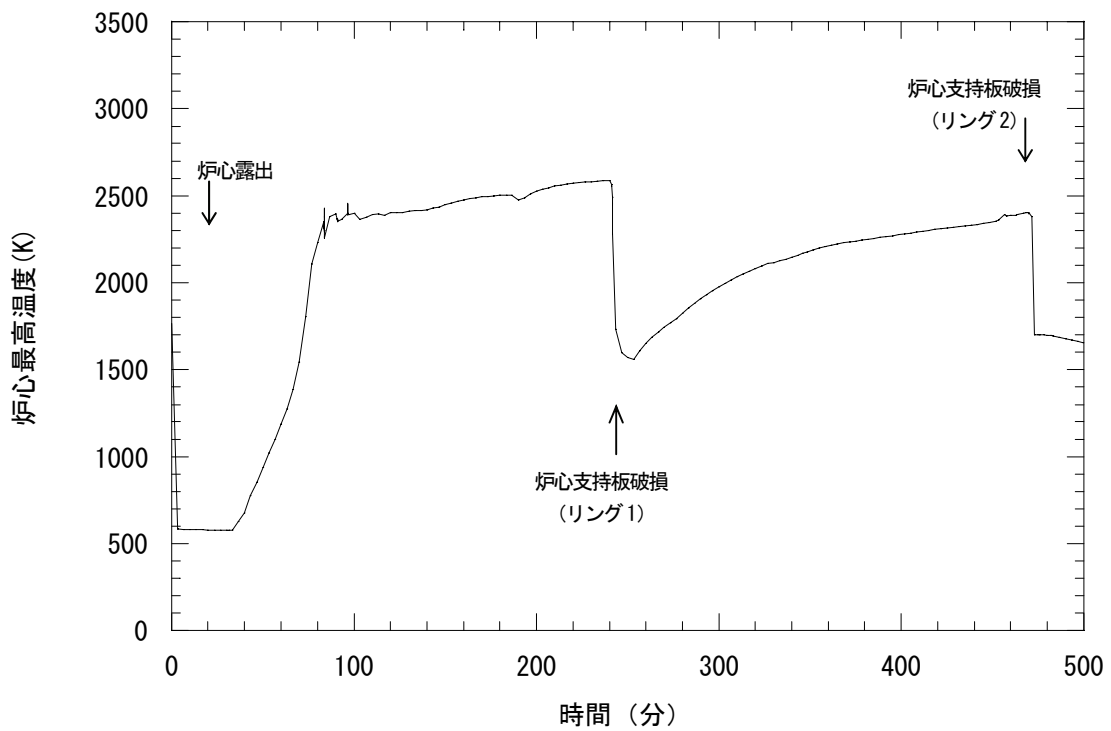


図 2. 21-2 炉心最高温度  
(高圧注水・減圧失敗 (TQUX、BWR-5 Mark II))

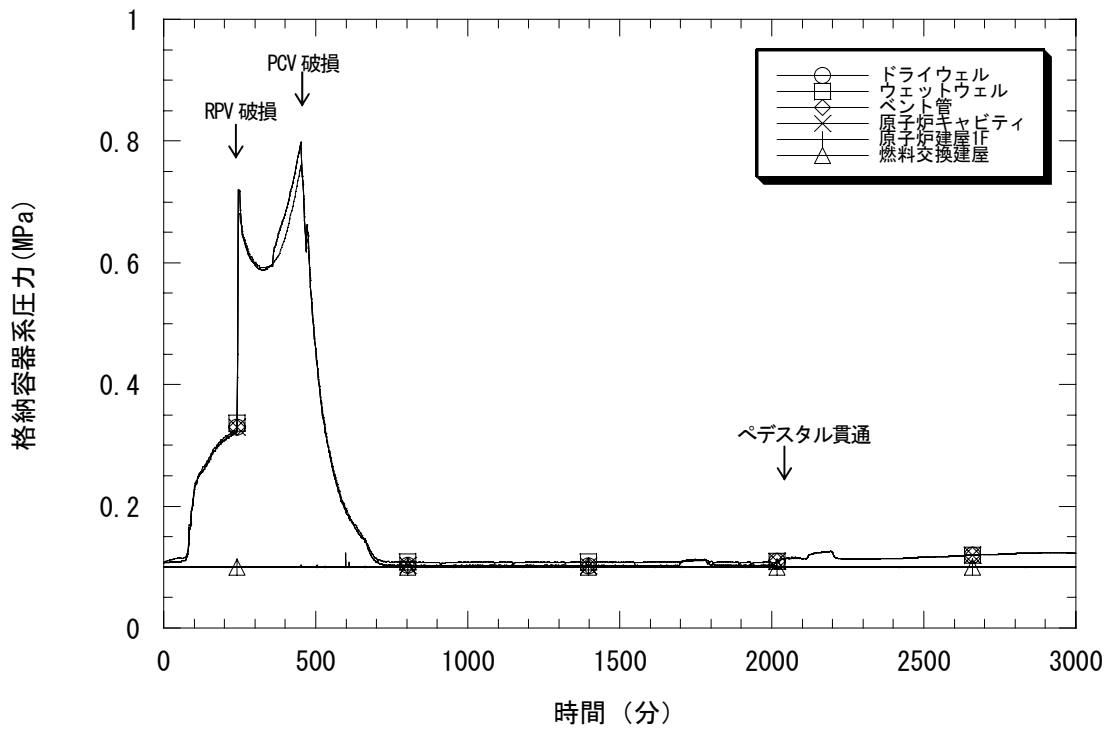


図 2.21-3 格納容器系圧力  
(高圧注水・減圧失敗 (TQUX、BWR-5 Mark II))

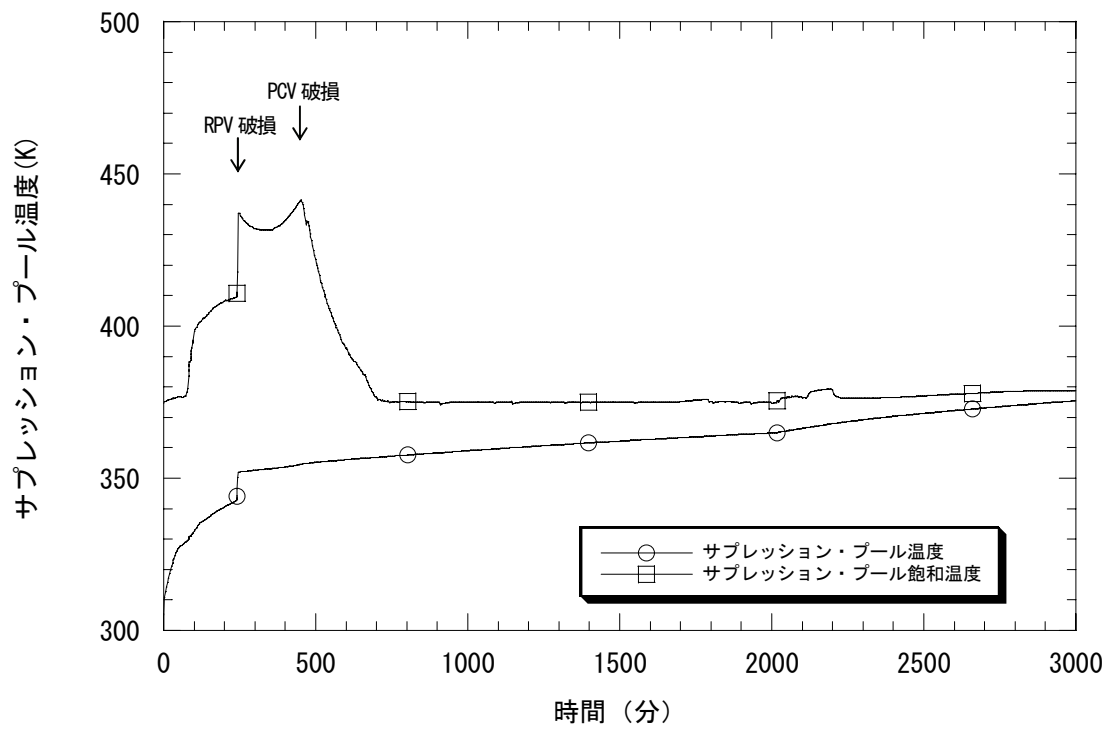


図 2.21-4 サプレッション・プールの水温  
(高圧注水・減圧失敗 (TQUX、BWR-5 Mark II))

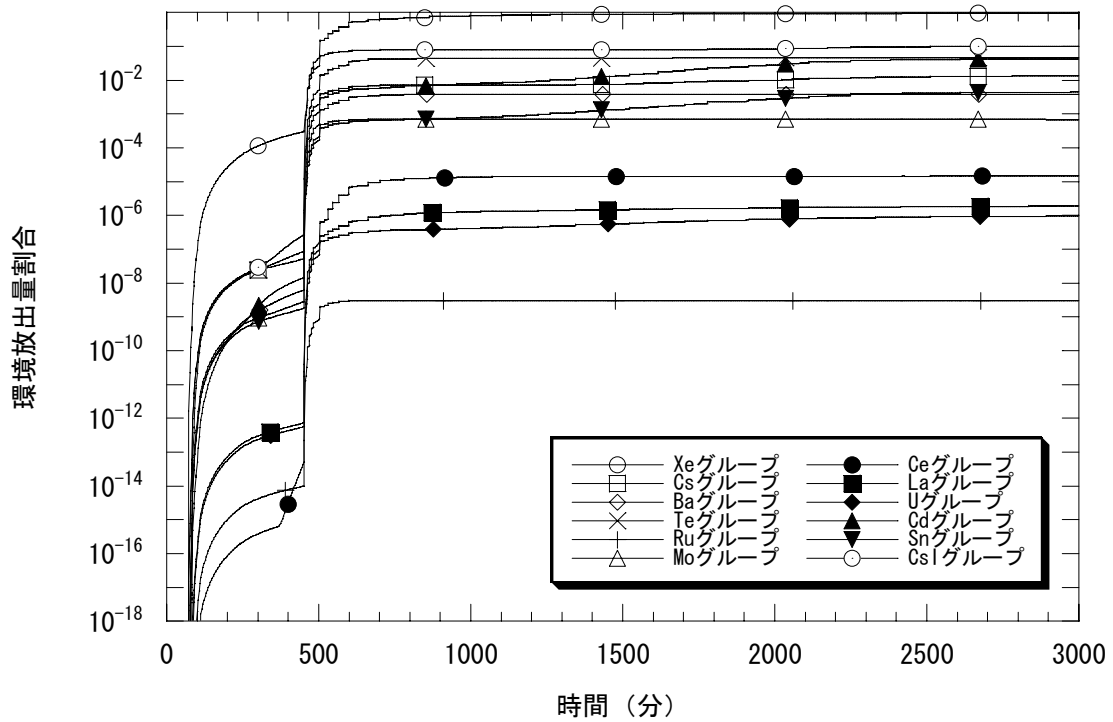


図 2.21-5 各放射性物質の環境放出量割合  
(高圧注水・減圧失敗 (TQUX、BWR-5 Mark II))

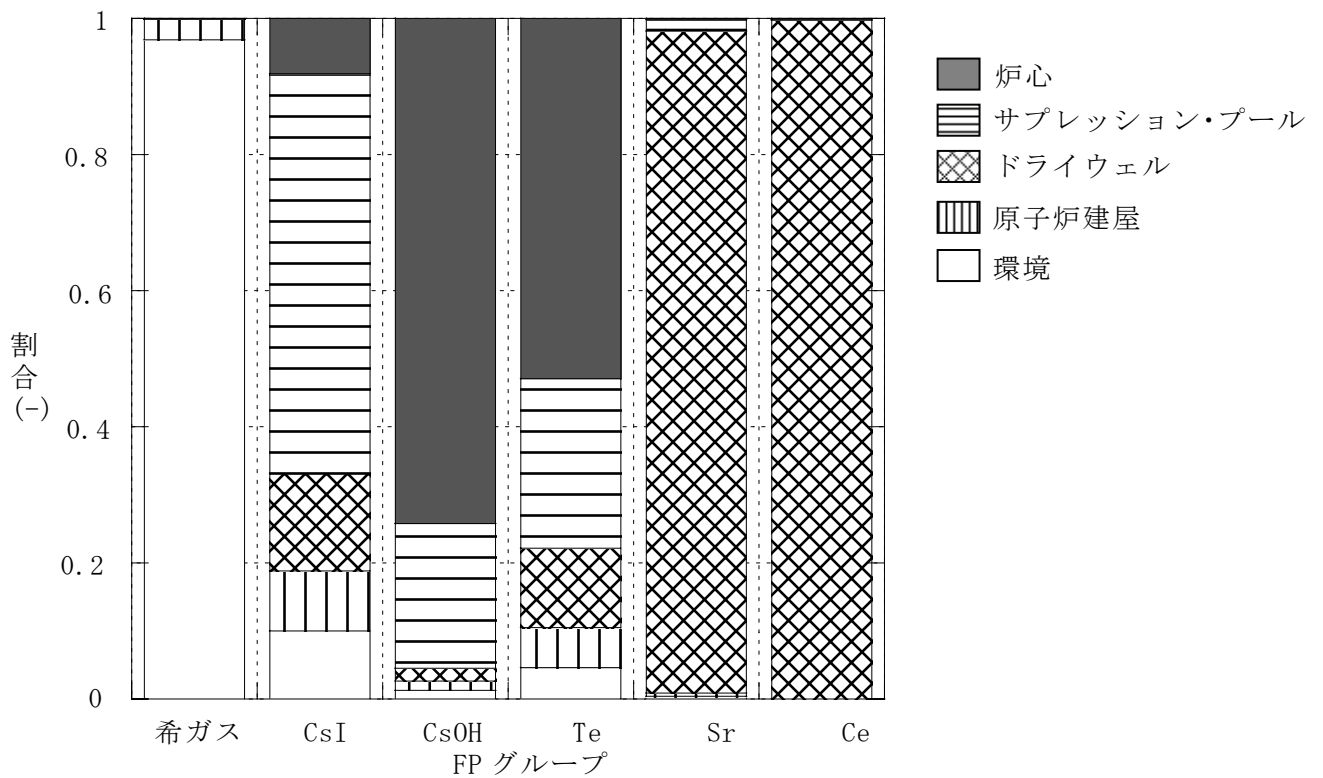


図 2.21-6 プラント内の放射性物質の分布  
(高圧注水・減圧失敗 (TQUX、BWR-5 Mark II))

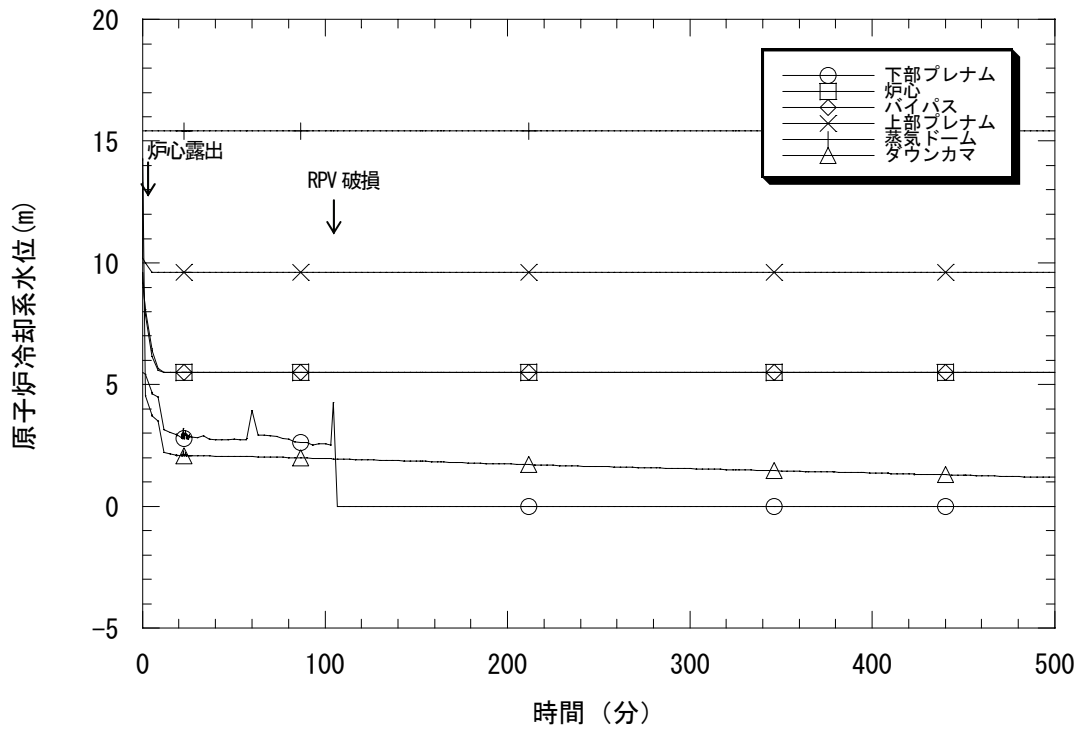


図 2.22-1 原子炉冷却系水位

(直接原子炉压力容器破損(RVR(ABCE と仮定)、BWR-5 Mark II))

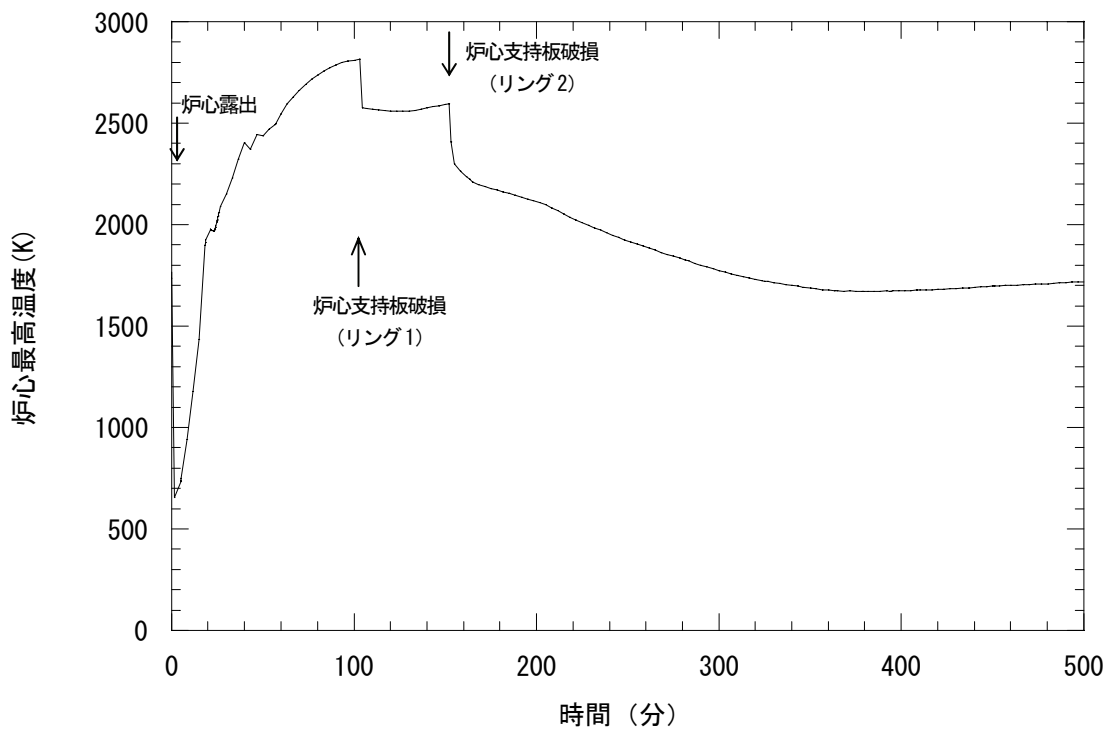


図 2.22-2 炉心最高温度

(直接原子炉压力容器破損(RVR(ABCE と仮定)、BWR-5 Mark II))

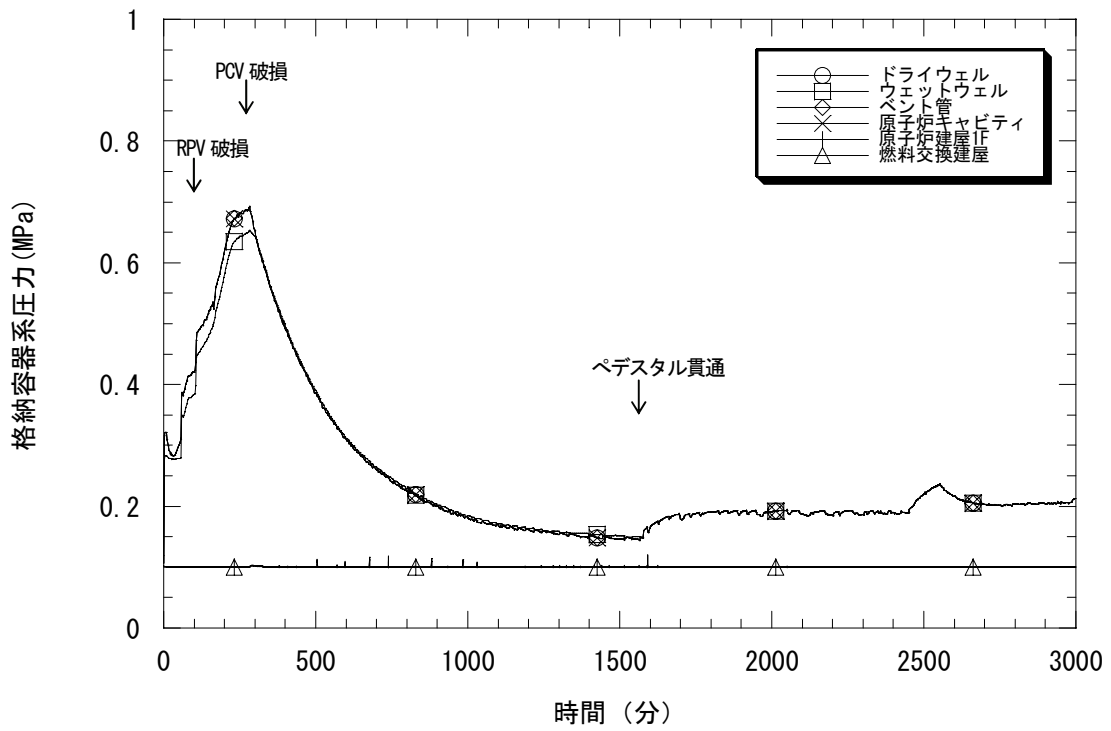


図 2.22-3 格納容器系圧力

(直接原子炉圧力容器破損(RVR(ABCE と仮定)、BWR-5 Mark II))

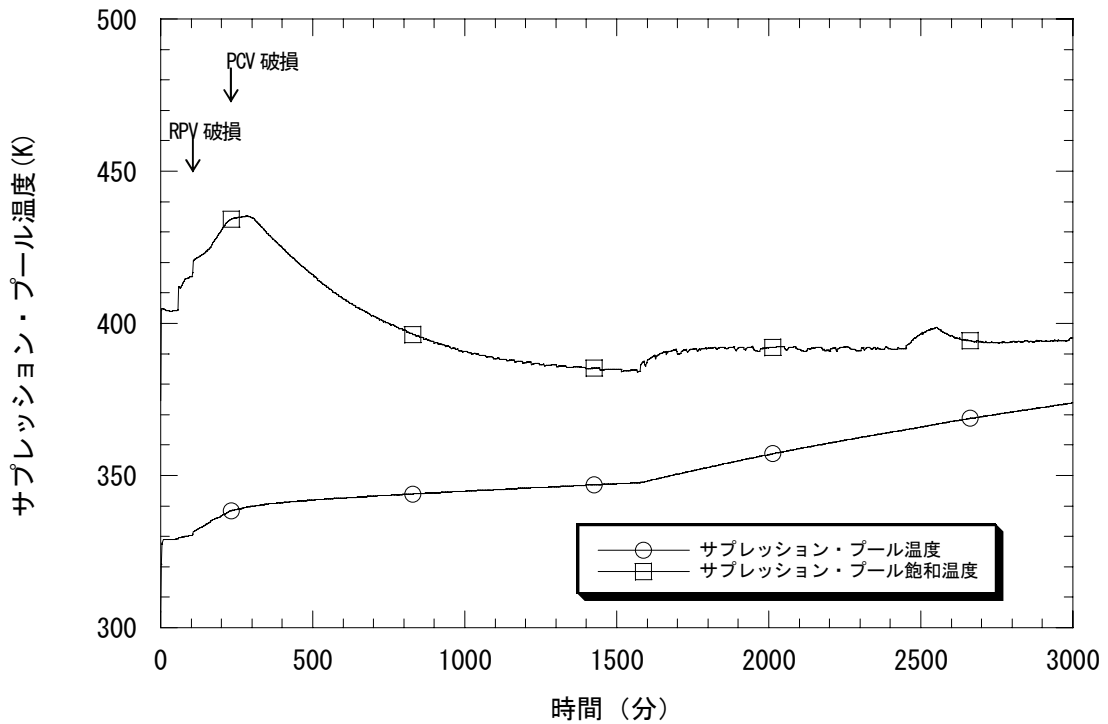


図 2.22-4 サプレッション・プールの水温

(直接原子炉圧力容器破損(RVR(ABCE と仮定)、BWR-5 Mark II))

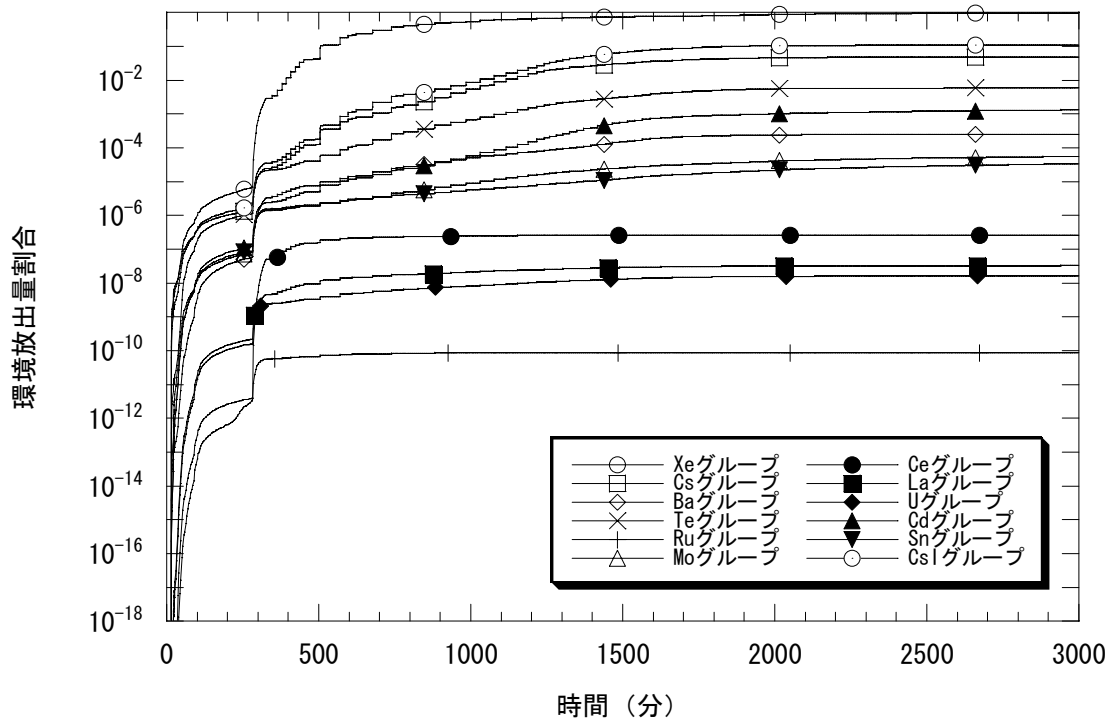


図 2.22-5 各放射性物質の環境放出量割合

(直接原子炉圧力容器破損(RVR(ABCEと仮定)、BWR-5 Mark II))

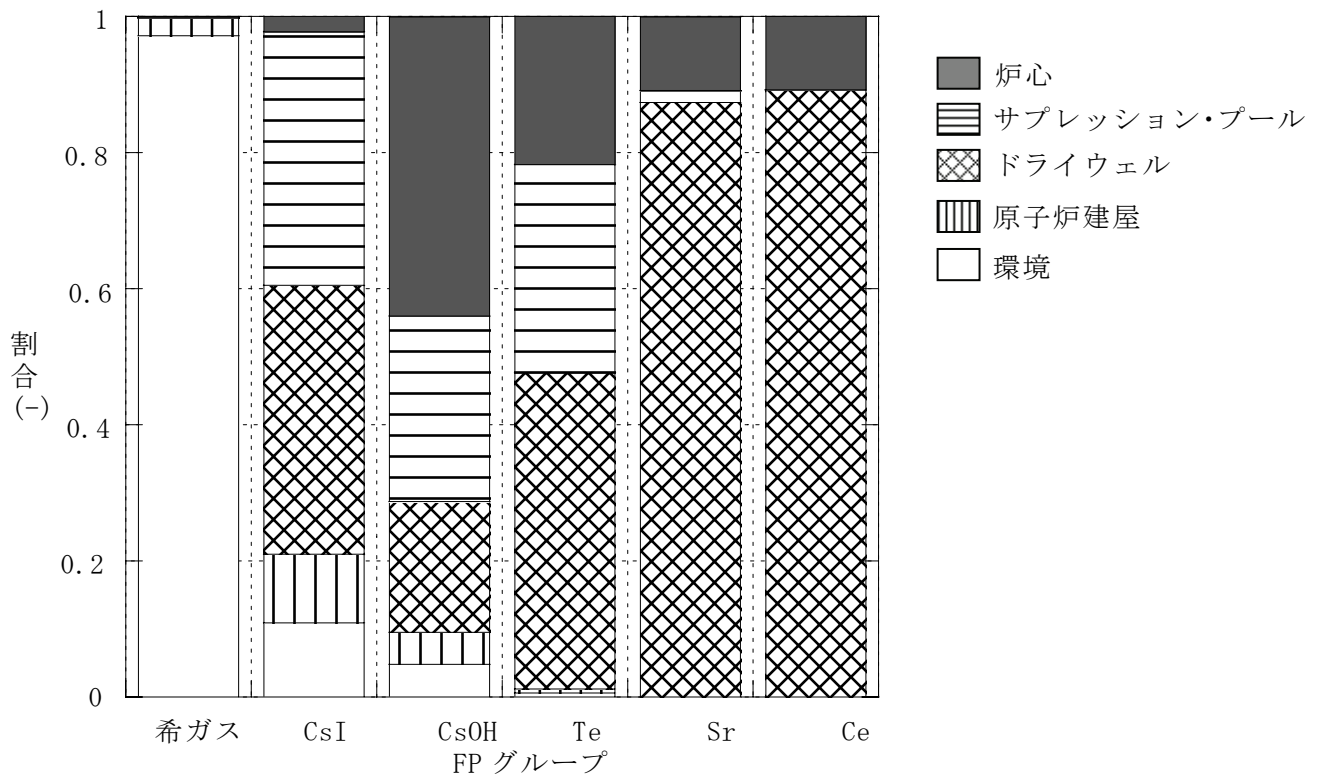


図 2.22-6 プラント内の放射性物質の分布

(直接原子炉圧力容器破損(RVR、BWR-5 Mark II))

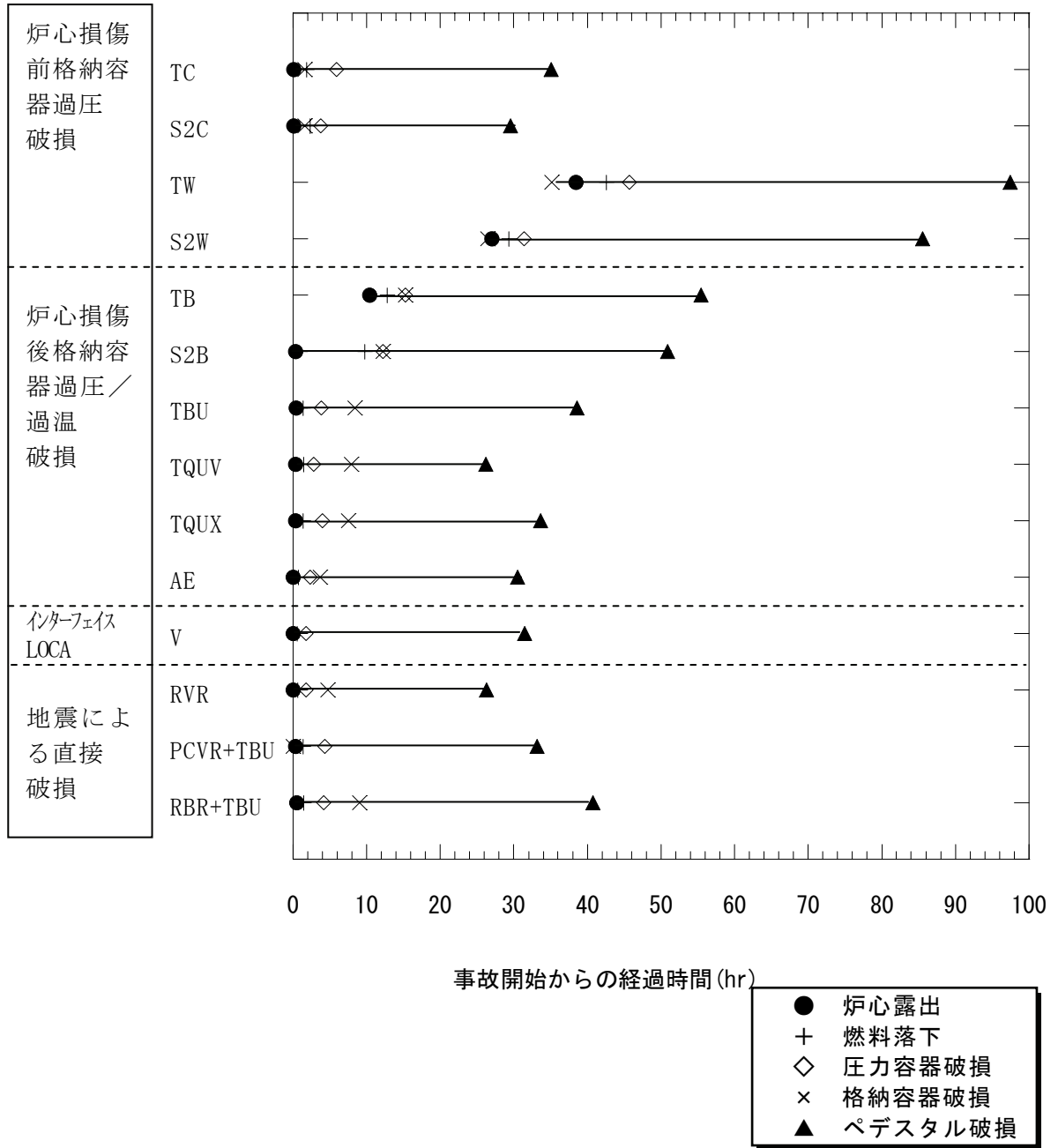


図 2.23-1 地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング (BWR-5 Mark II)

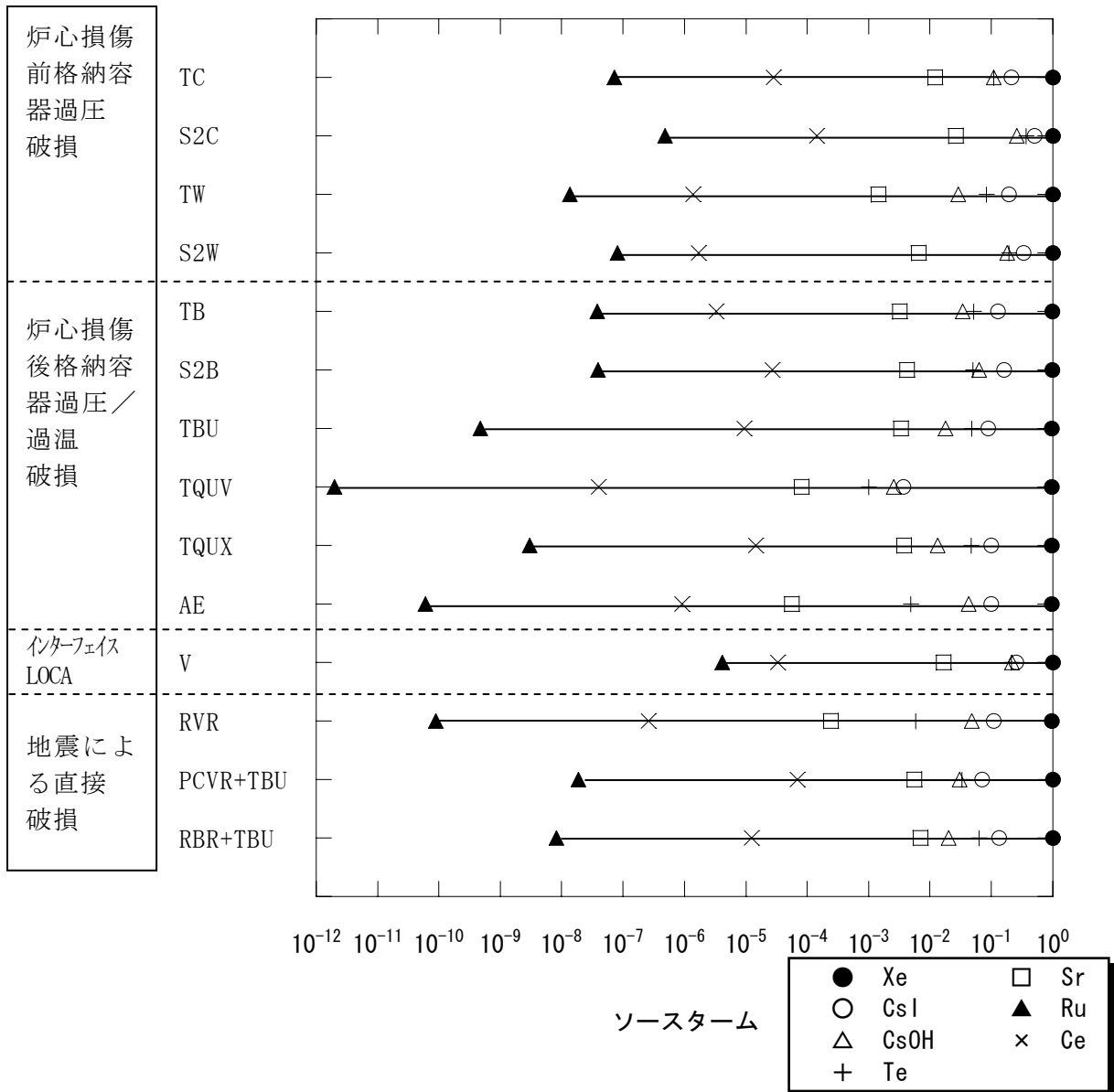


図 2. 23-2 地震時の代表的な事故シケンスのソースターム (BWR-5 Mark II)



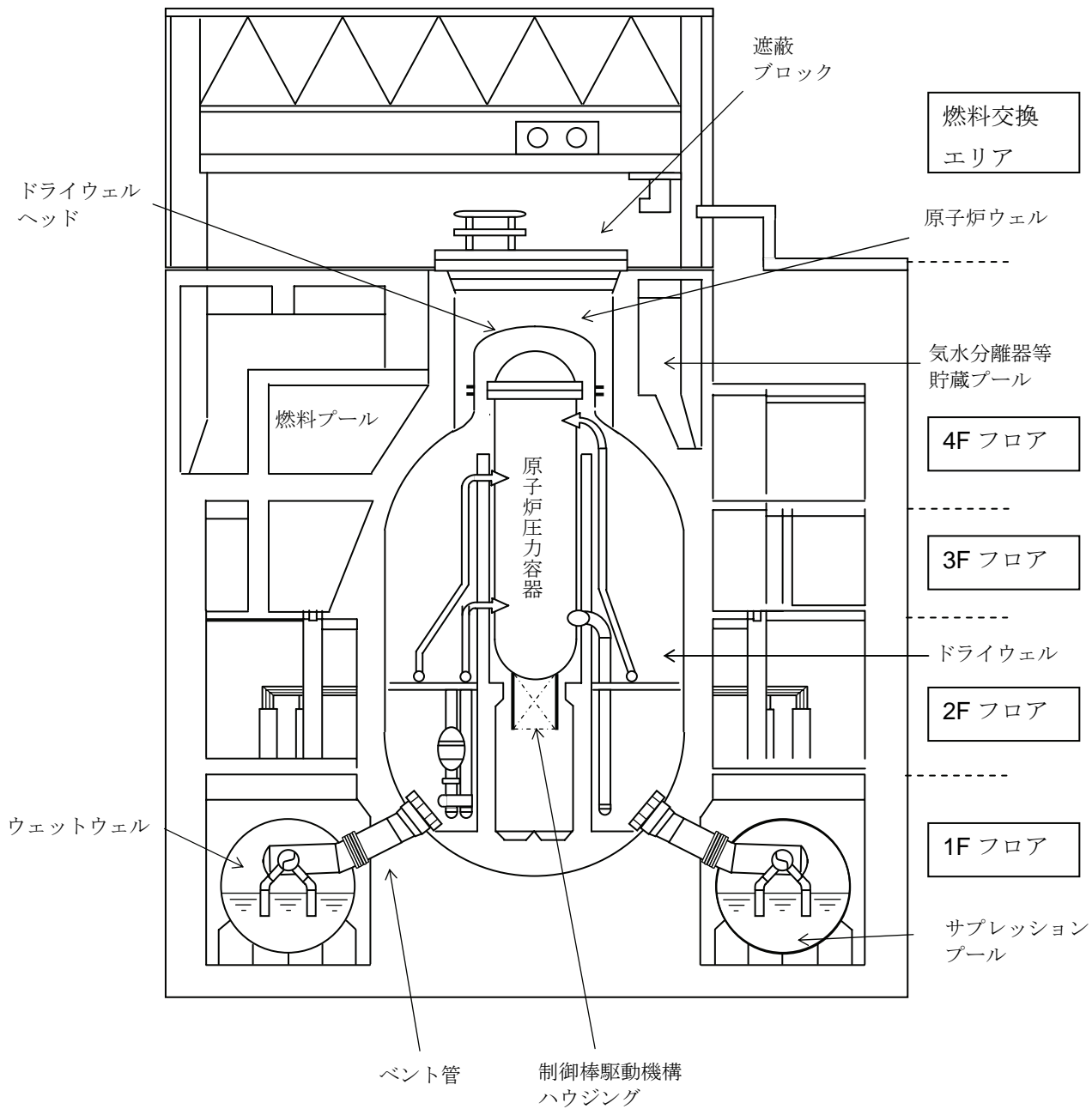


図 2.24 BWR-5 Mark-I 改良型の原子炉施設概要

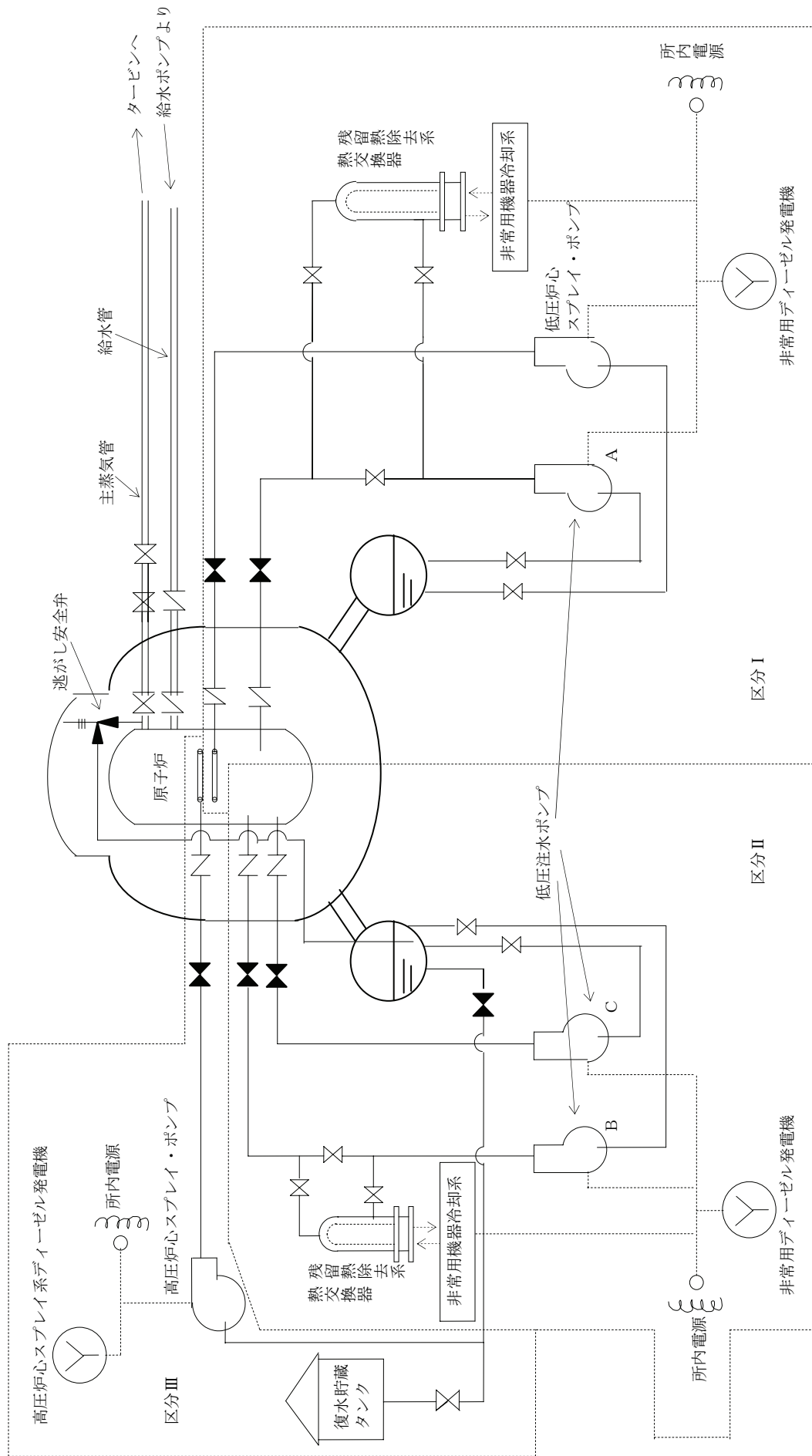


図 2.25 BWR-5 Mark-I 改良型原子炉施設の非常用炉心冷却系統概略図

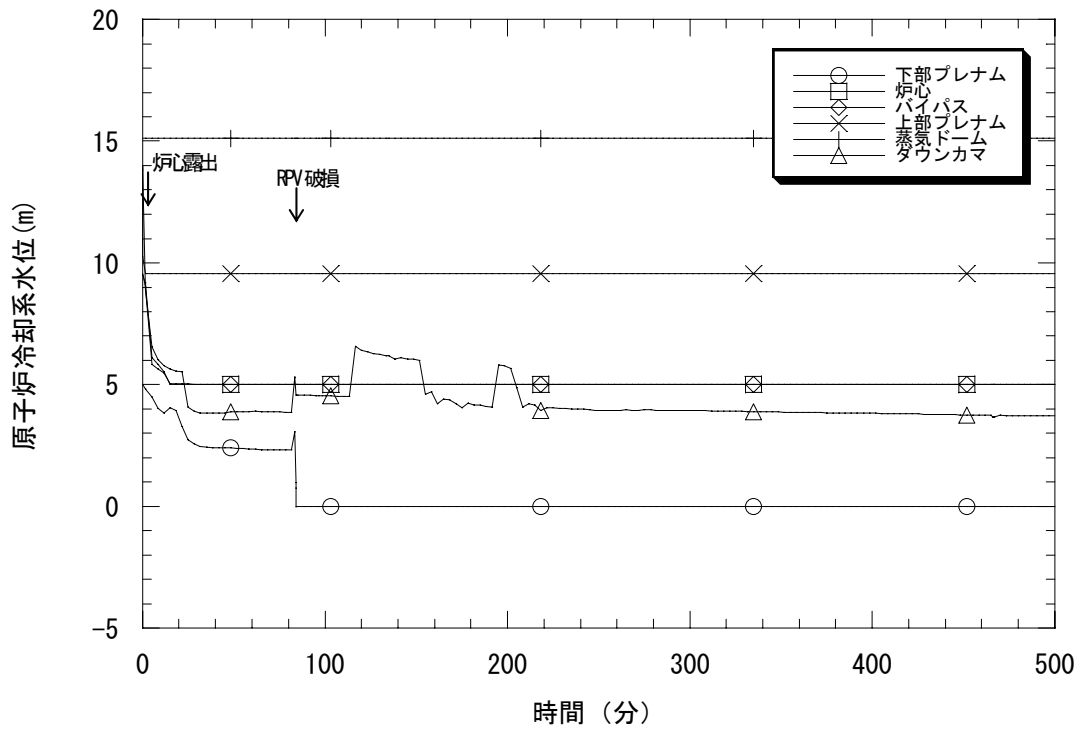


図 2.26-1 原子炉冷却系水位

(インターフェイス LOCA (V、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級)))

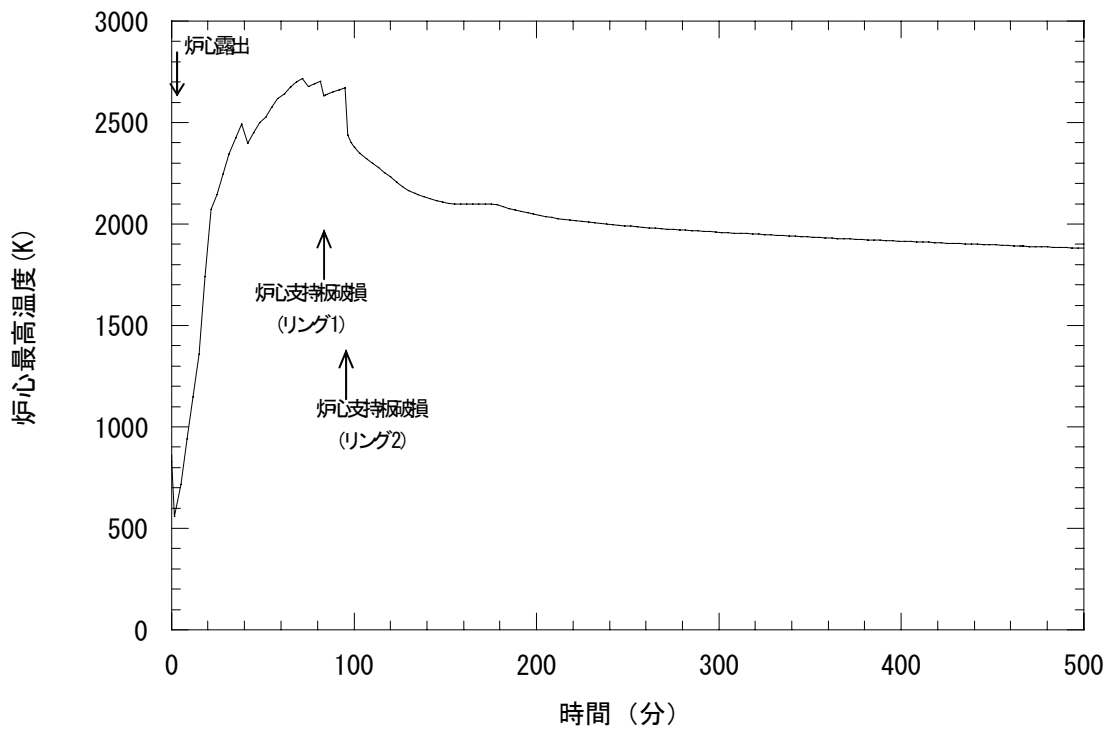


図 2.26-2 炉心最高温度

(インターフェイス LOCA (V、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級)))

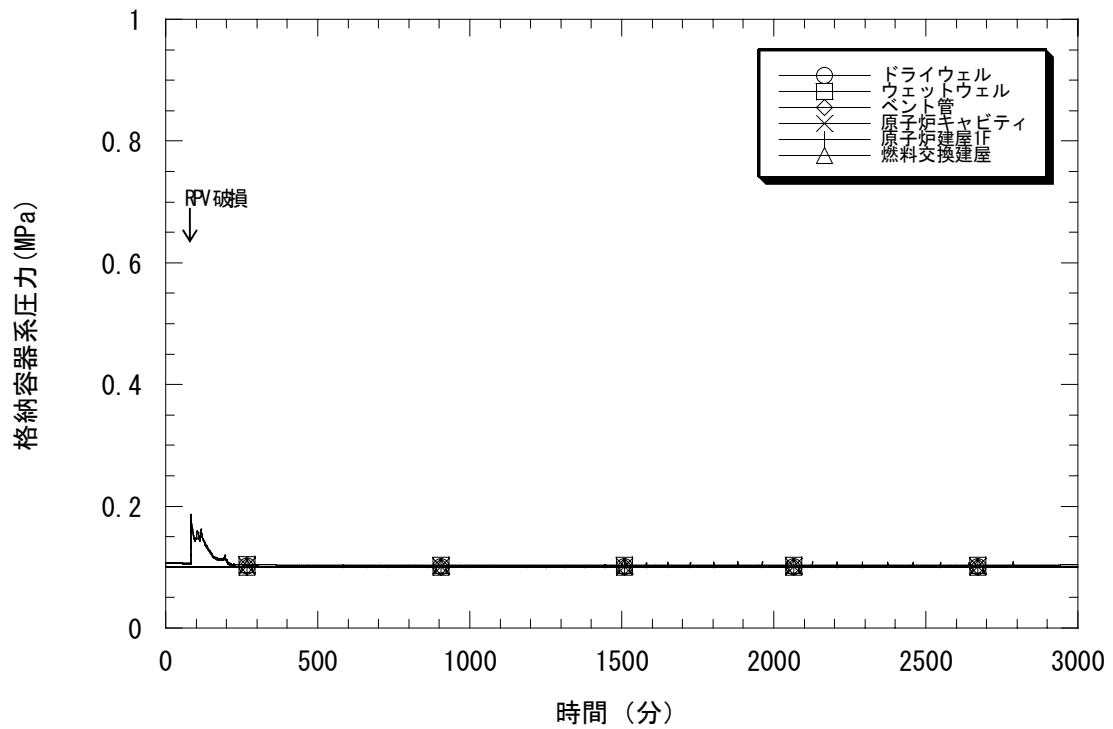


図 2.26-3 格納容器系圧力

(インターフェイス LOCA (V、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級)))

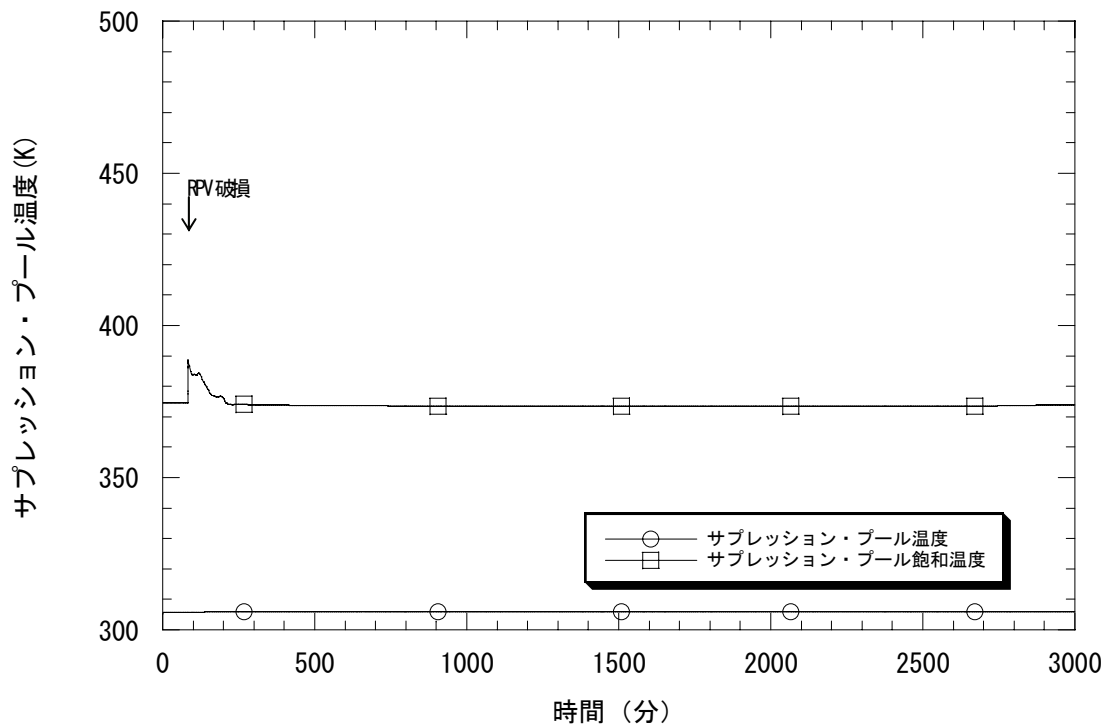


図 2.26-4 サプレッション・プールの水温

(インターフェイス LOCA (V、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級)))

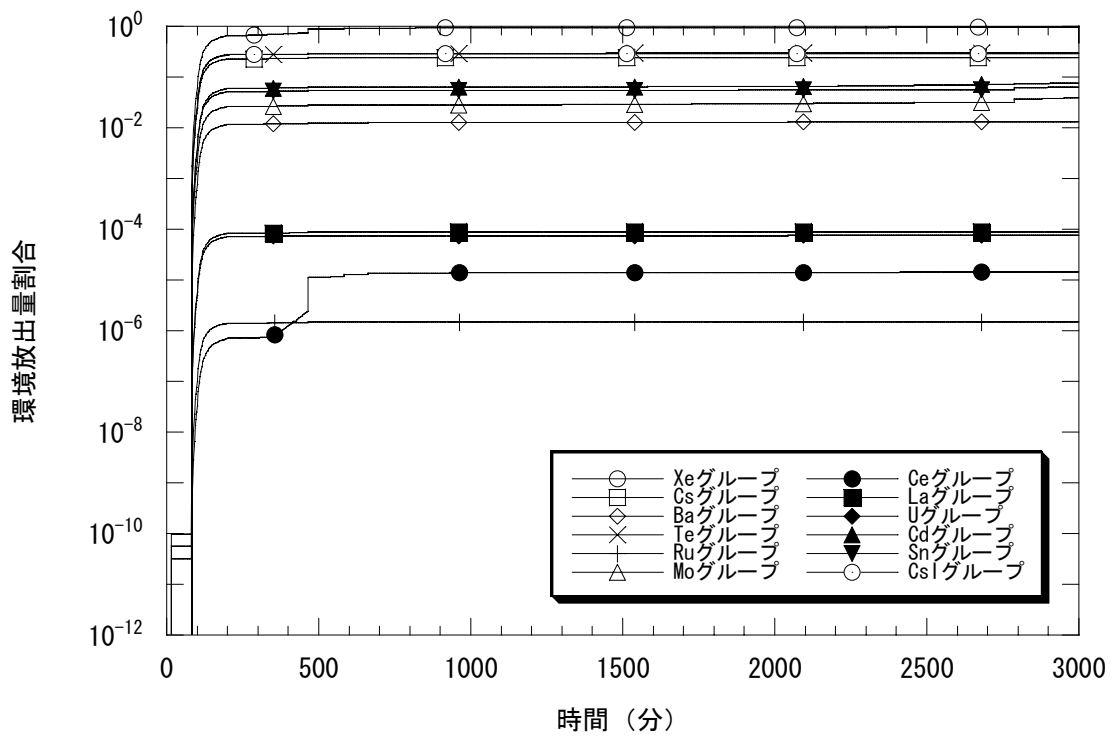


図 2.26-5 各放射性物質の環境放出量割合

(インターフェイス LOCA (V、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級)))

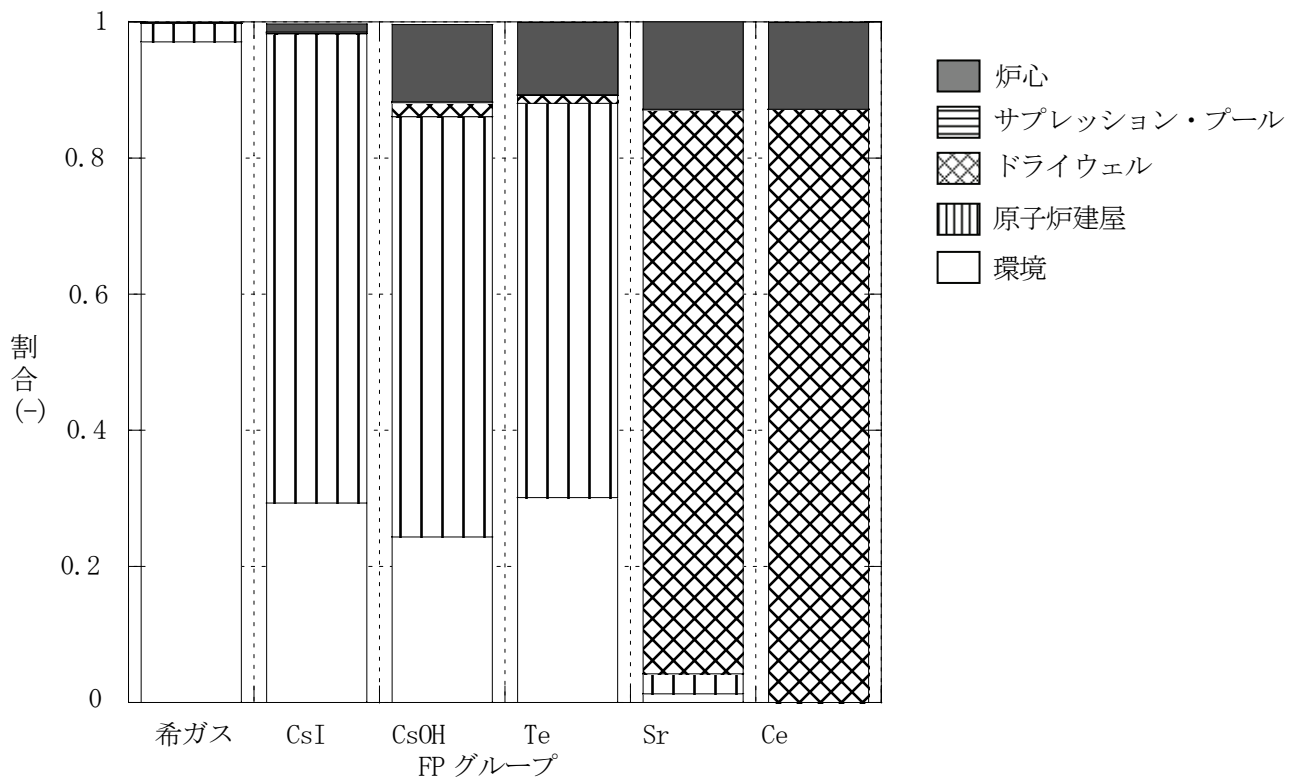


図 2.26-6 プラント内の放射性物質の分布

(インターフェイス LOCA(V、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 kWe 級)))

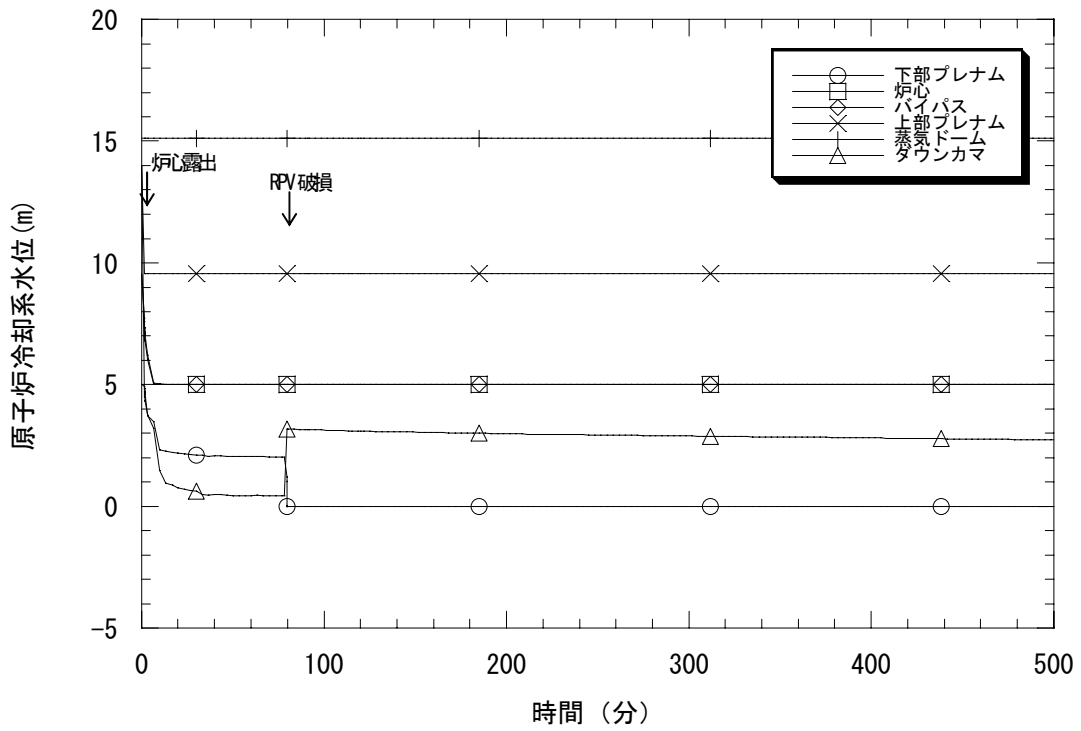


図 2.27-1 原子炉冷却系水位

(直接原子炉压力容器破損 (RVR(ABCE と仮定)、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 kWe 級)))

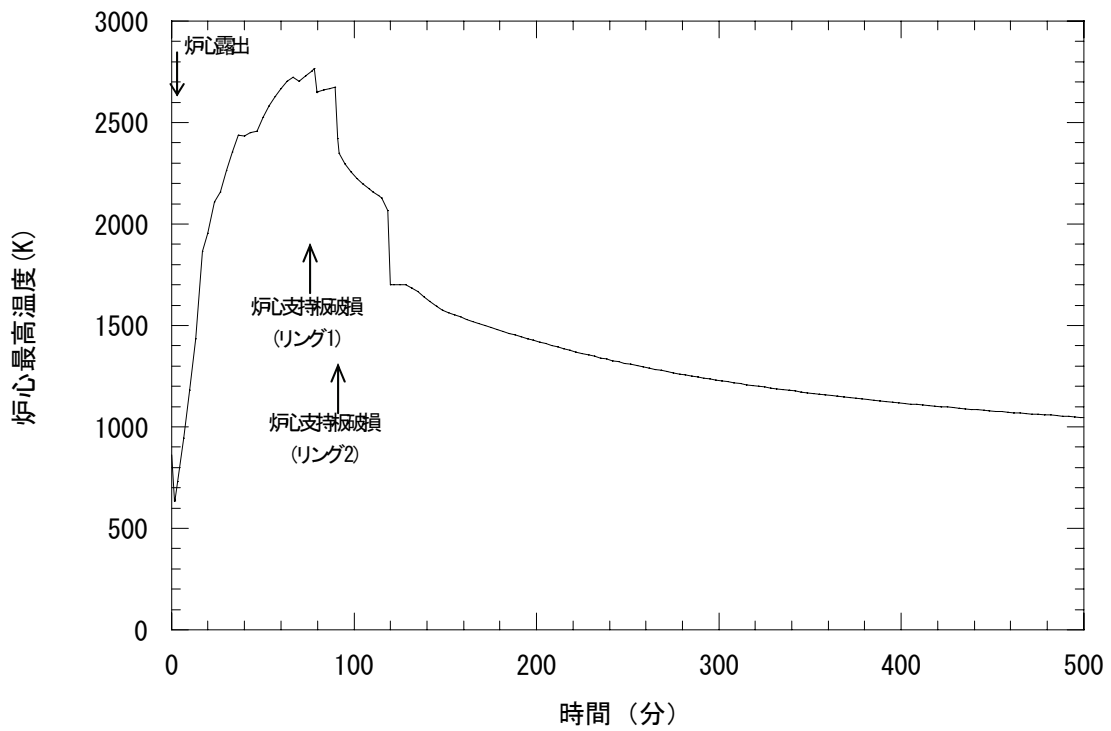


図 2.27-2 炉心最高温度

(直接原子炉压力容器破損 (RVR(ABCE と仮定)、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 kWe 級)))

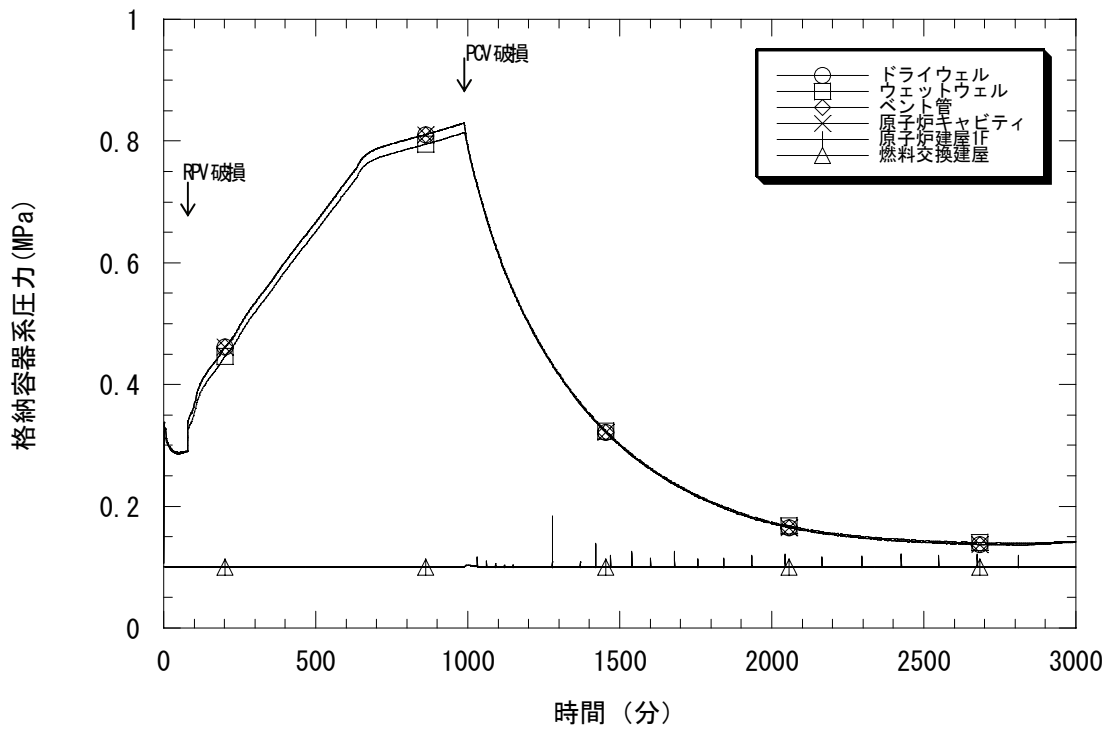


図 2.27-3 格納容器系圧力

(直接原子炉圧力容器破損 (RVR(ABCE と仮定)、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 kWe 級)))

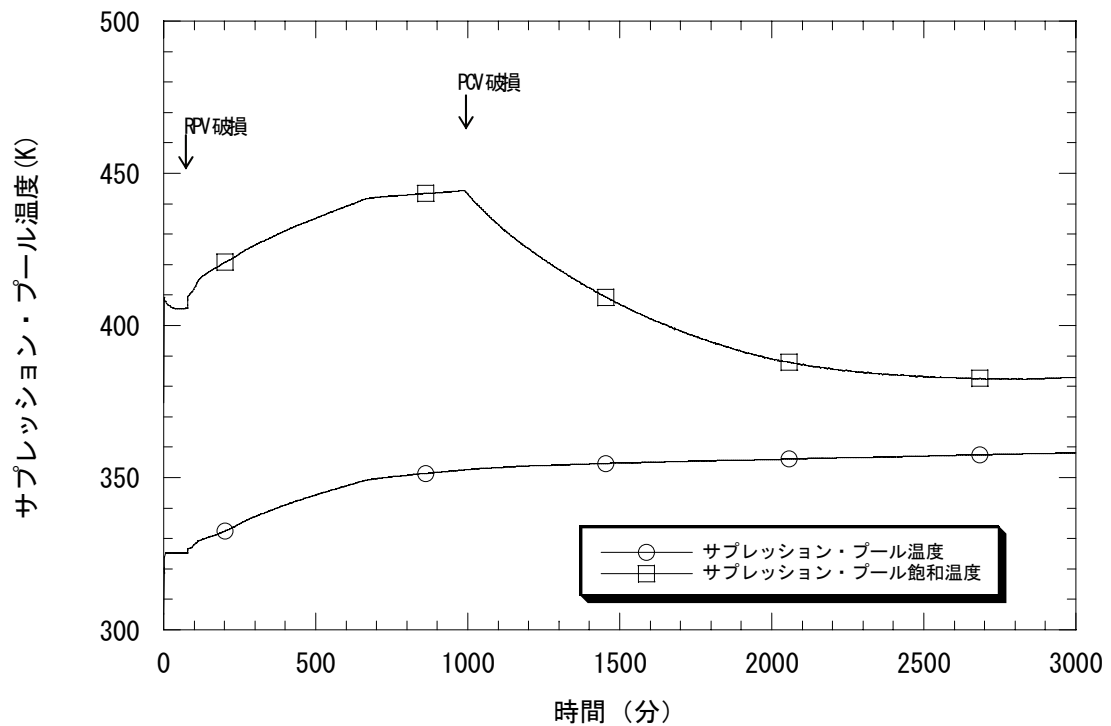


図 2.27-4 サプレッション・プールの水温

(直接原子炉圧力容器破損 (RVR(ABCE と仮定)、BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 kWe 級)))

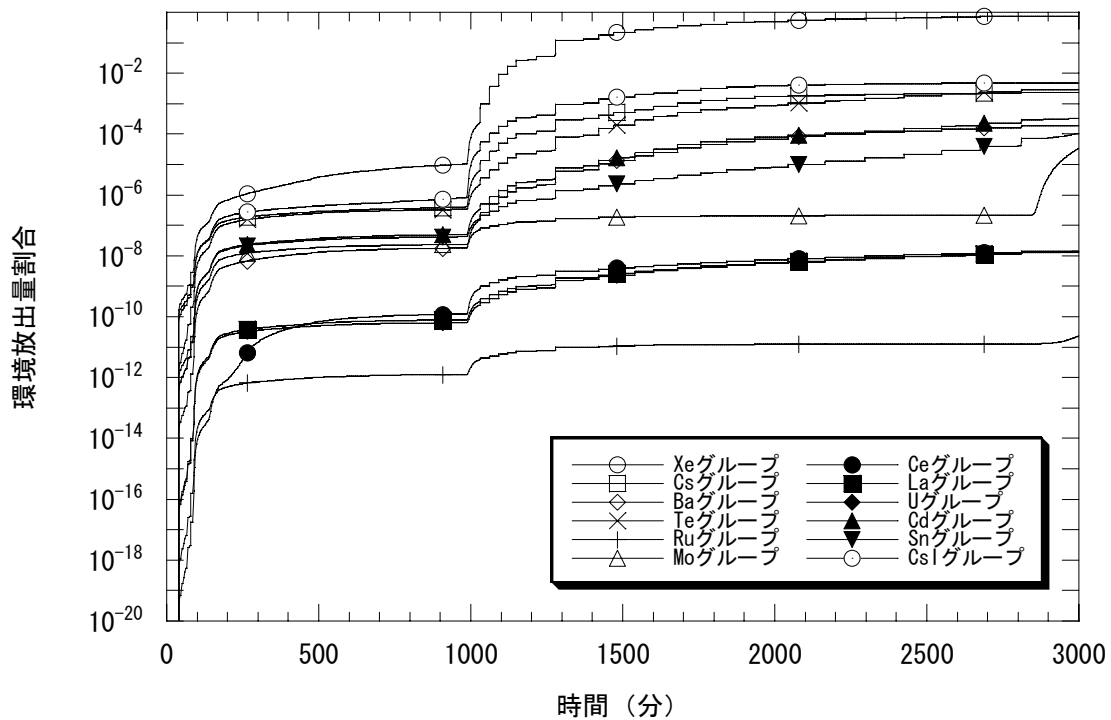


図 2.27-5 各放射性物質の環境放出量割合

(直接原子炉压力容器破損 (RVR(ABCE と仮定)、BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級)))

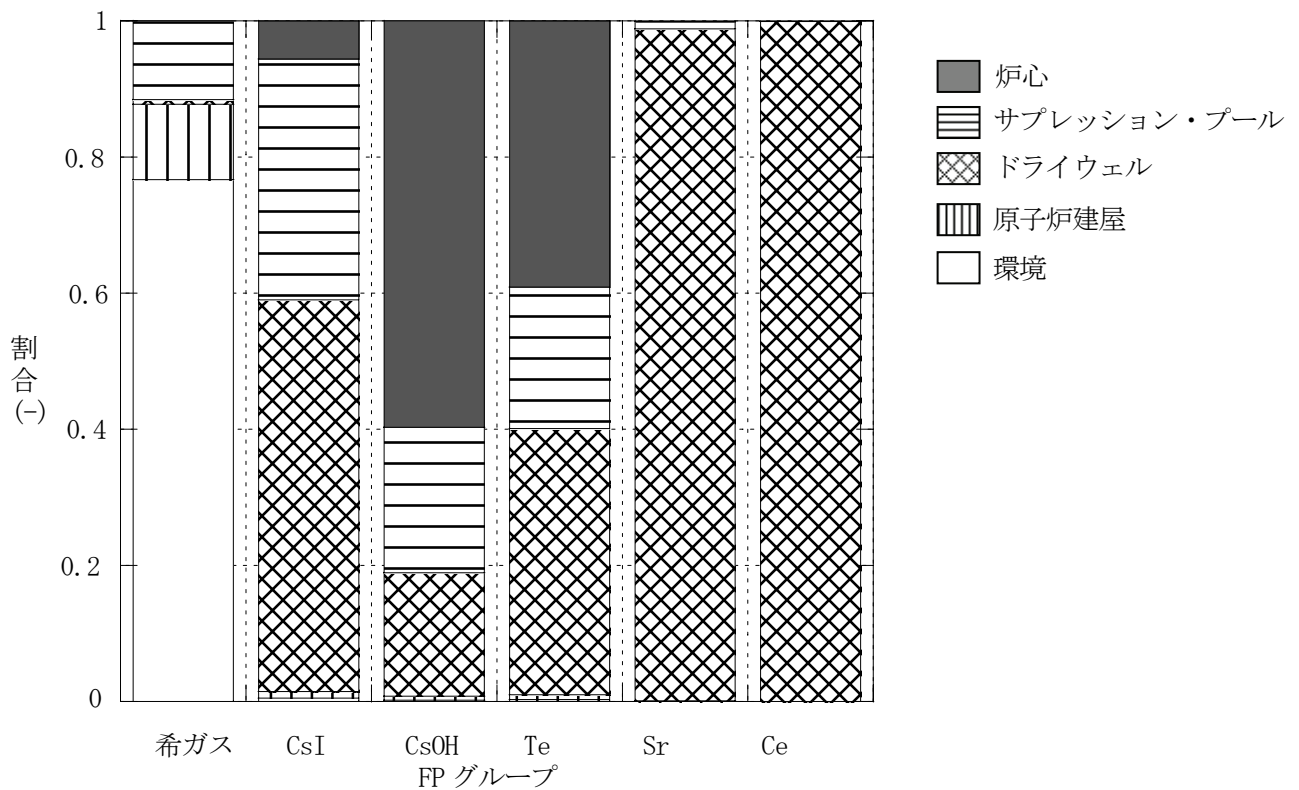


図 2.27-6 プラント内の放射性物質の分布

(直接原子炉压力容器破損(RVR、(BWR-5 Mark I 改良型 (80 万 kWe 級)))



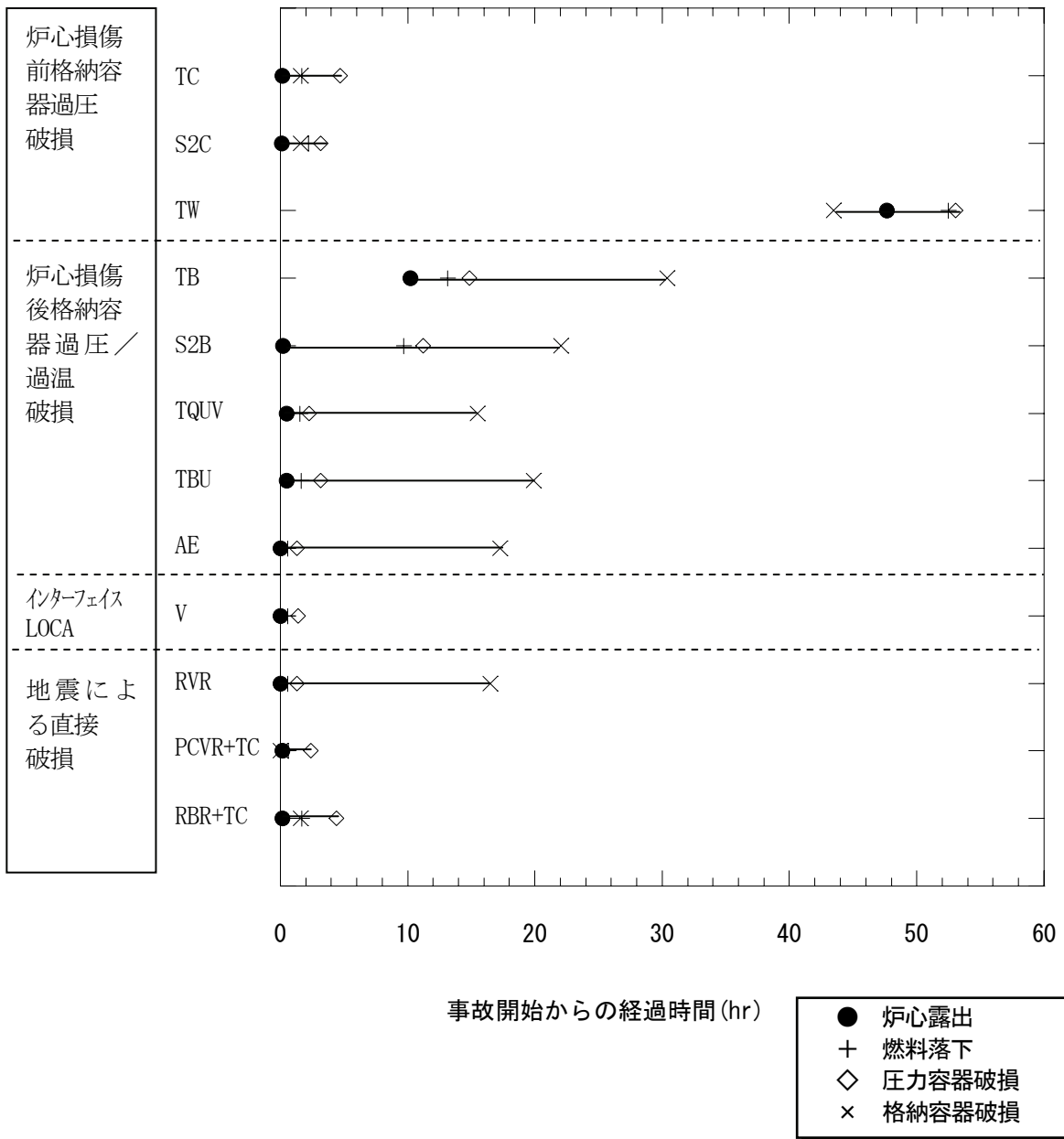


図 2. 28-1 地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング  
(BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級))

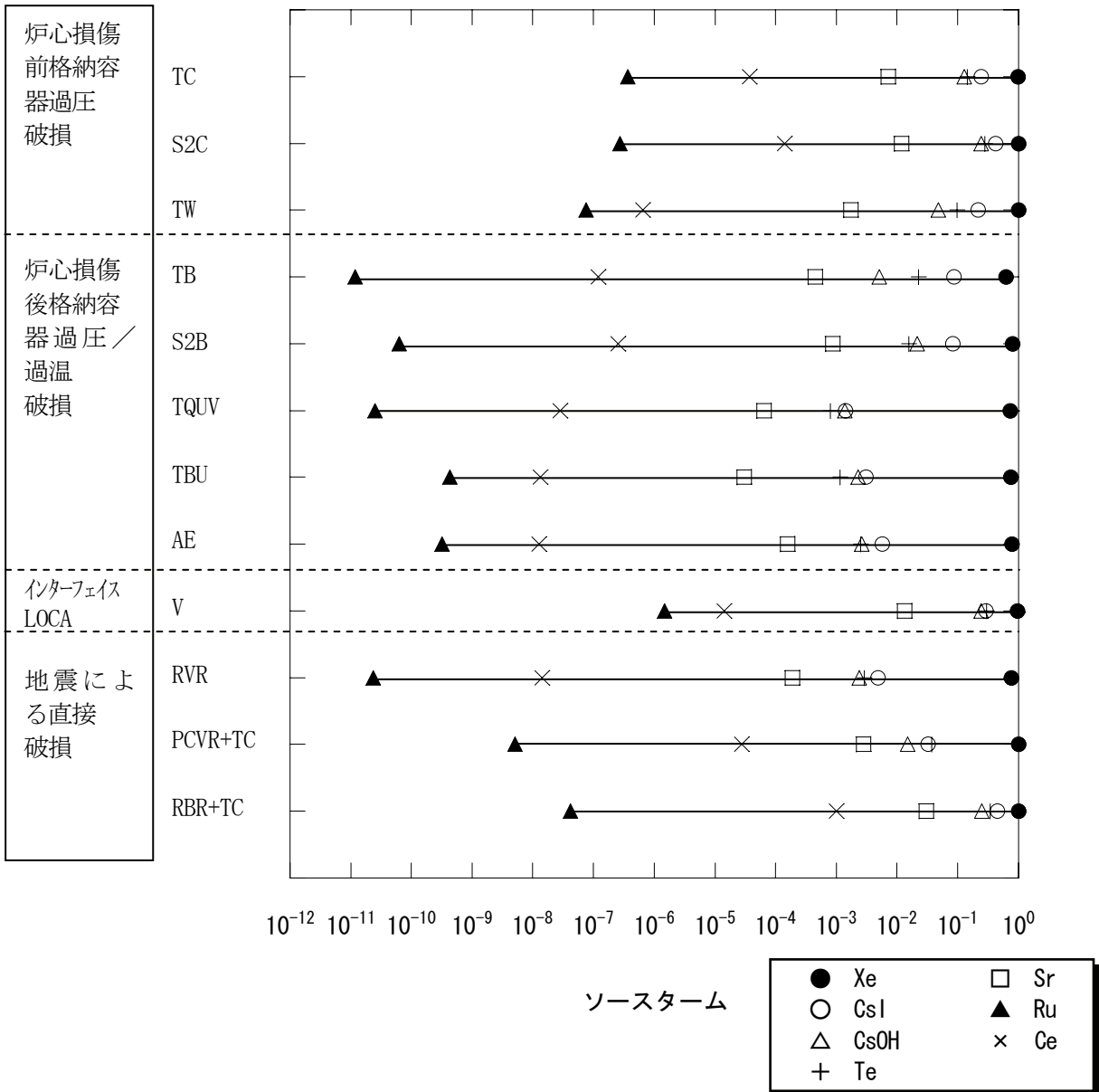


図 2.28-2 地震時の代表的な事故シーケンスのソースターム  
(BWR-5 Mark I 改良型(80 万 kWe 級))

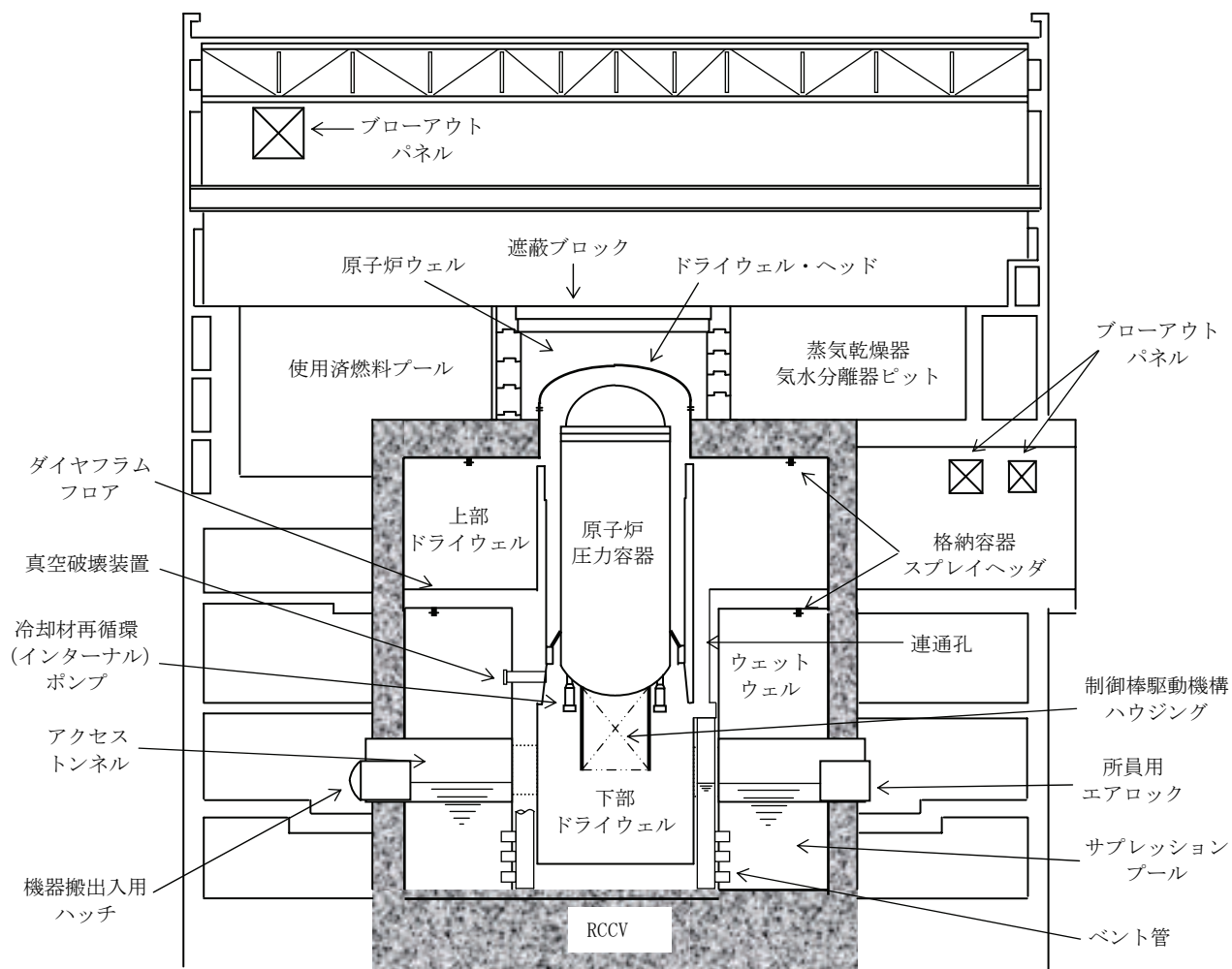


図 2.29 ABWR RCCV 型原子炉建屋の概要図

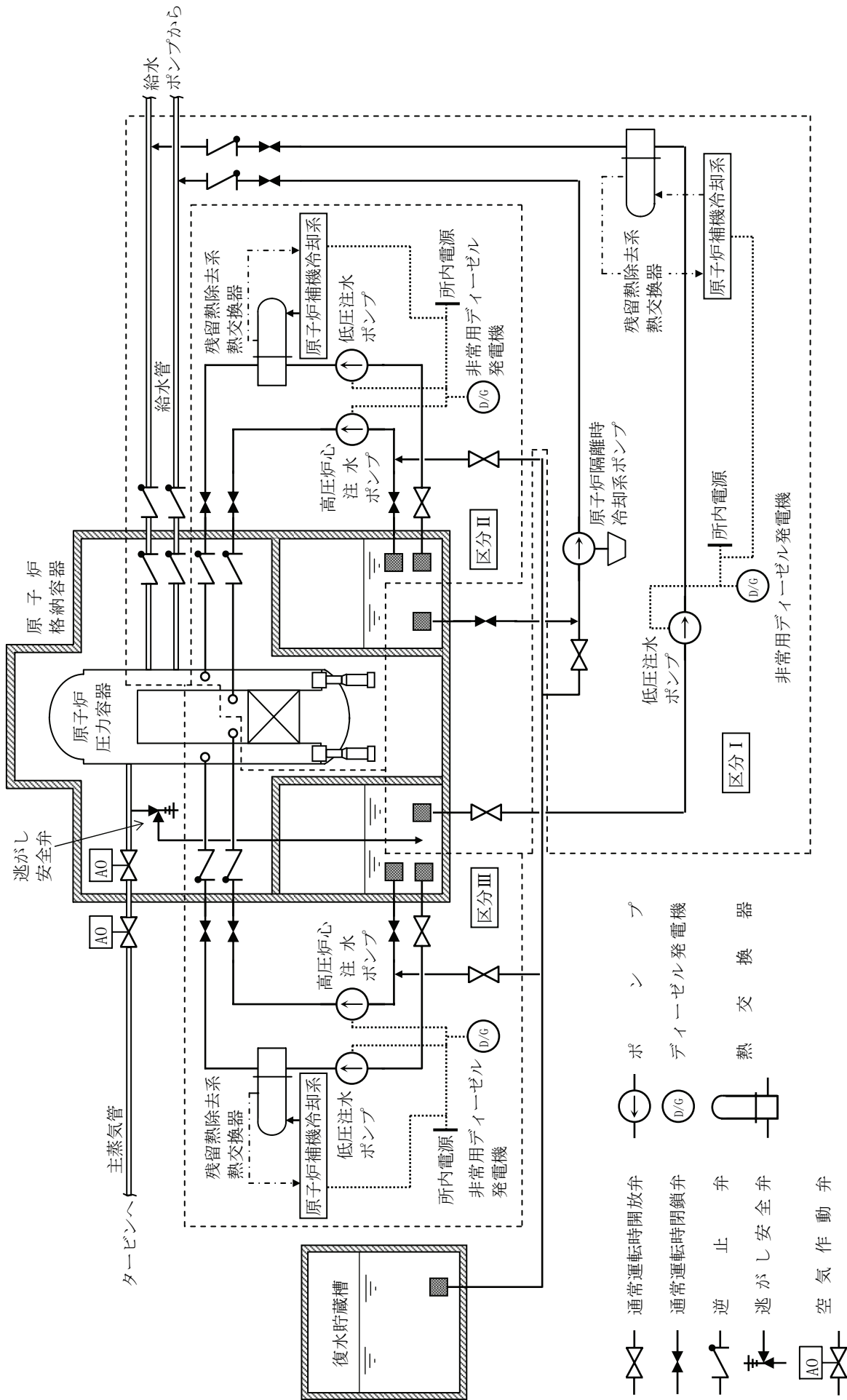


図 2.30 非常用炉心冷却系系統概要図 (ABWR)

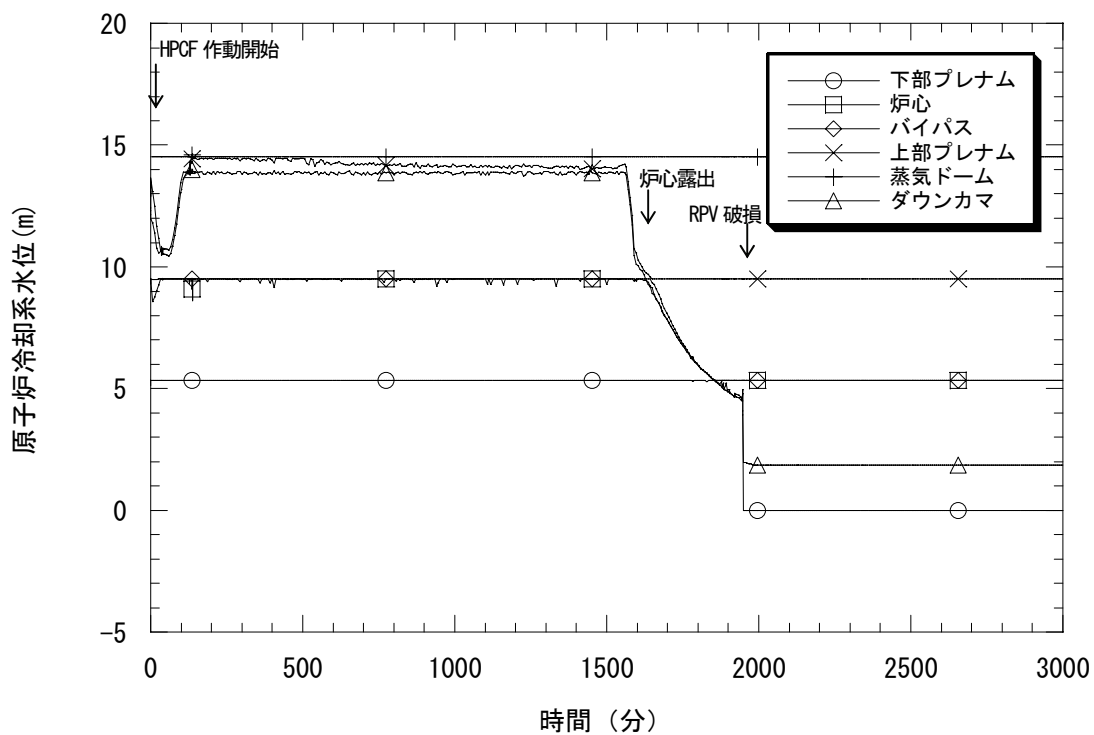


図 2.31-1 原子炉冷却系水位

(小 LOCA 時崩壊熱除去失敗 (S2W、ABWR RCCV))

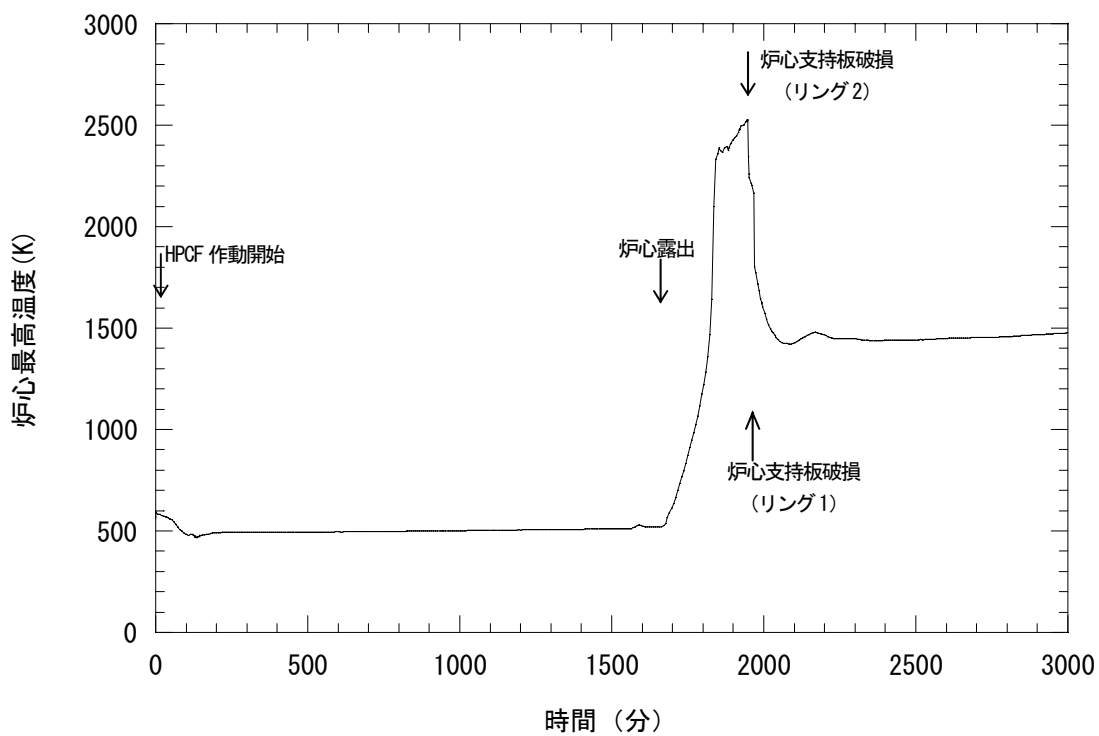


図 2.31-2 炉心最高温度

(小 LOCA 時崩壊熱除去失敗 (S2W、ABWR RCCV))

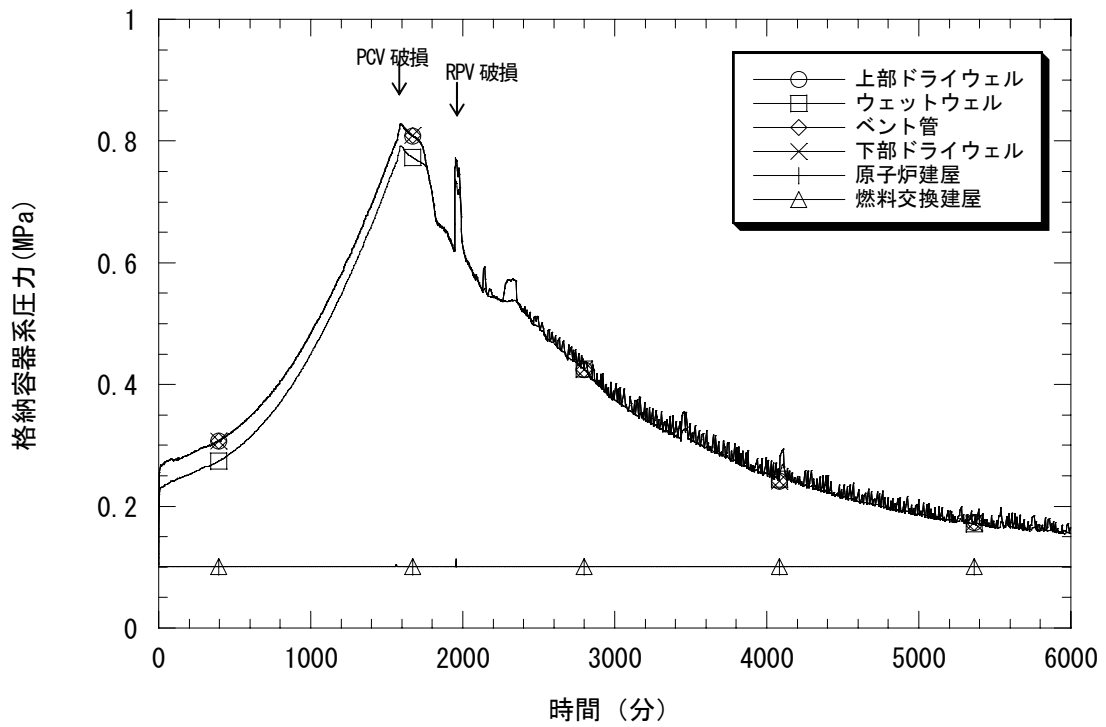


図 2.31-3 格納容器系圧力

(小 LOCA 時崩壊熱除去失敗 (S2W、ABWR RCCV))

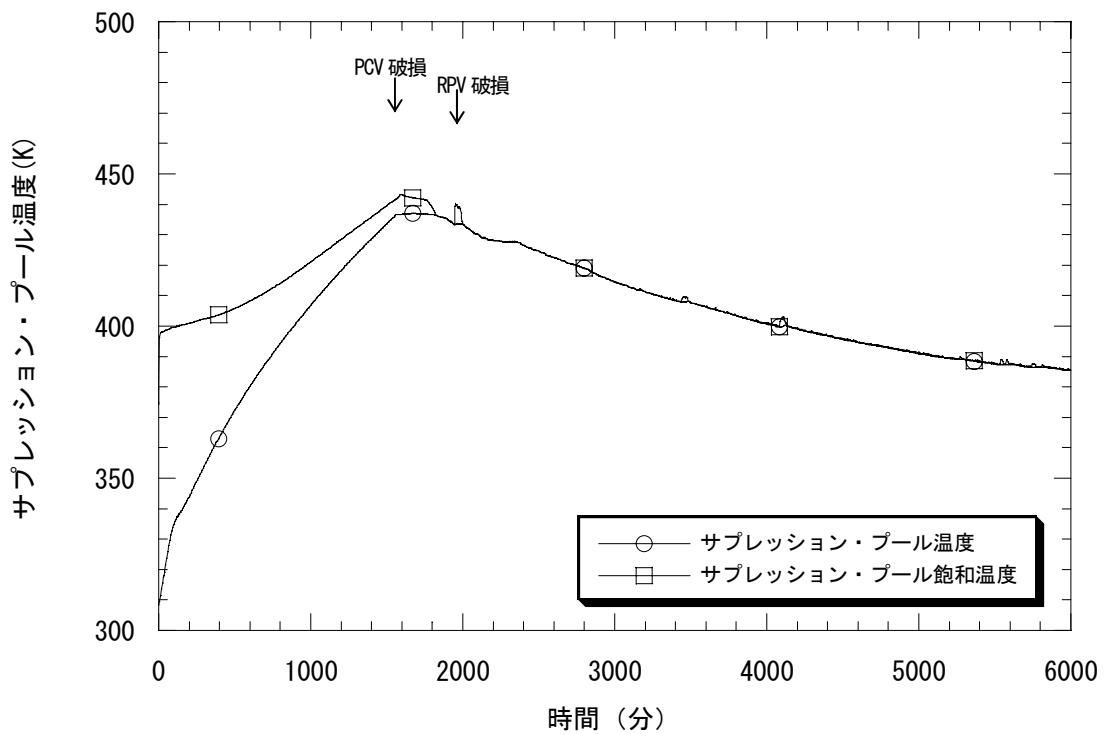


図 2.31-4 サプレッション・プールの水温

(小 LOCA 時崩壊熱除去失敗 (S2W、ABWR RCCV))

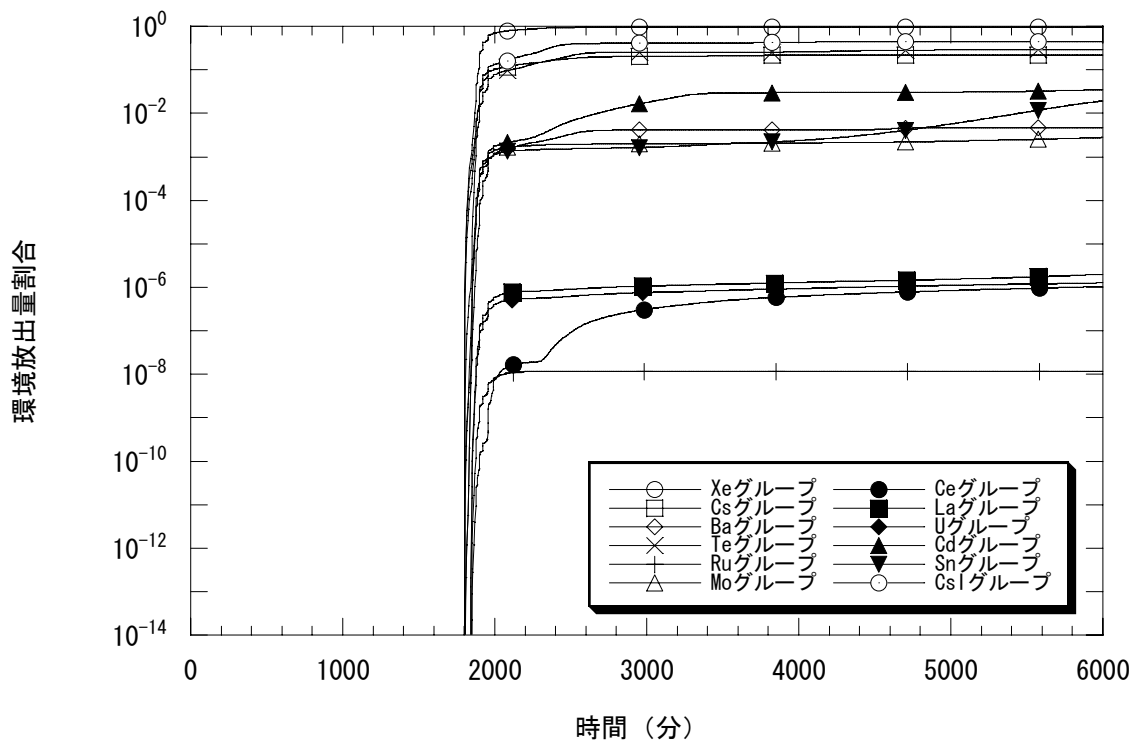


図 2.31-5 各放射性物質の環境放出量割合

(小 LOCA 時崩壊熱除去失敗 (S2W、ABWR RCCV))

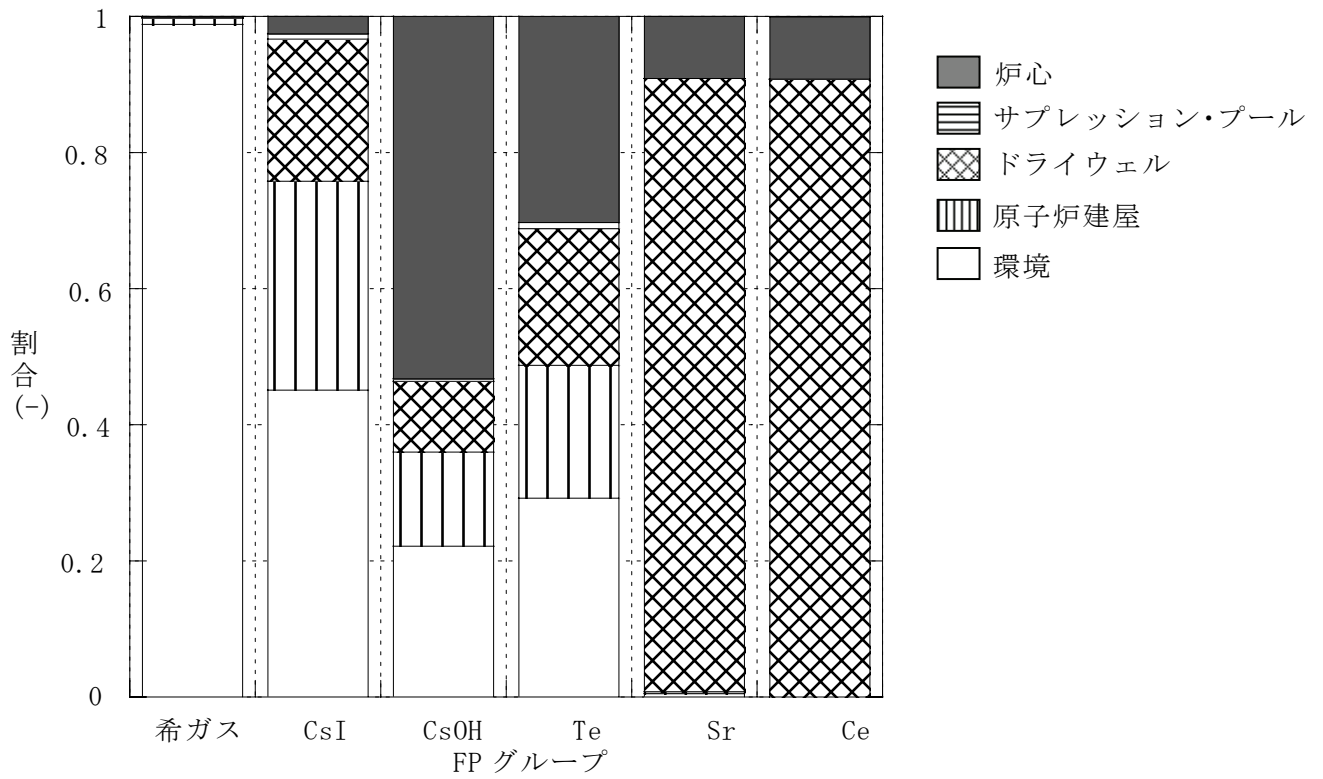


図 2.31-6 プラント内の放射性物質の分布

(小 LOCA 時崩壊熱除去失敗 (S2W、ABWR RCCV))

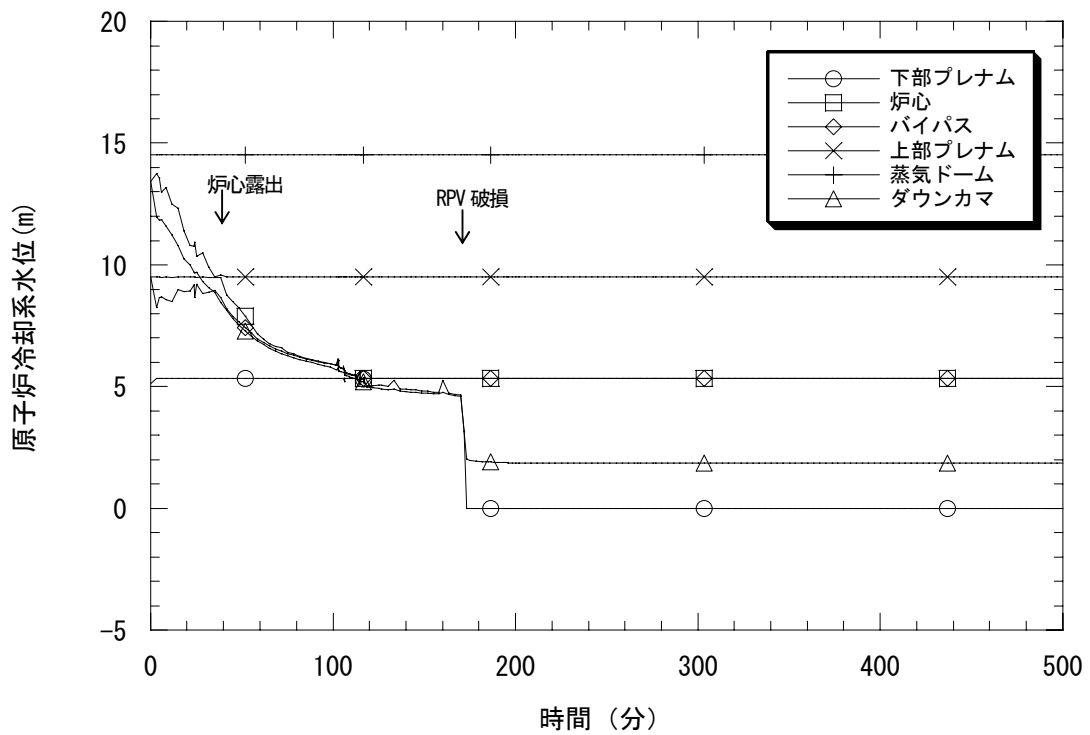


図 2.32-1 原子炉冷却系水位

(高圧注水・減圧失敗(TQUX、ABWR RCCV))

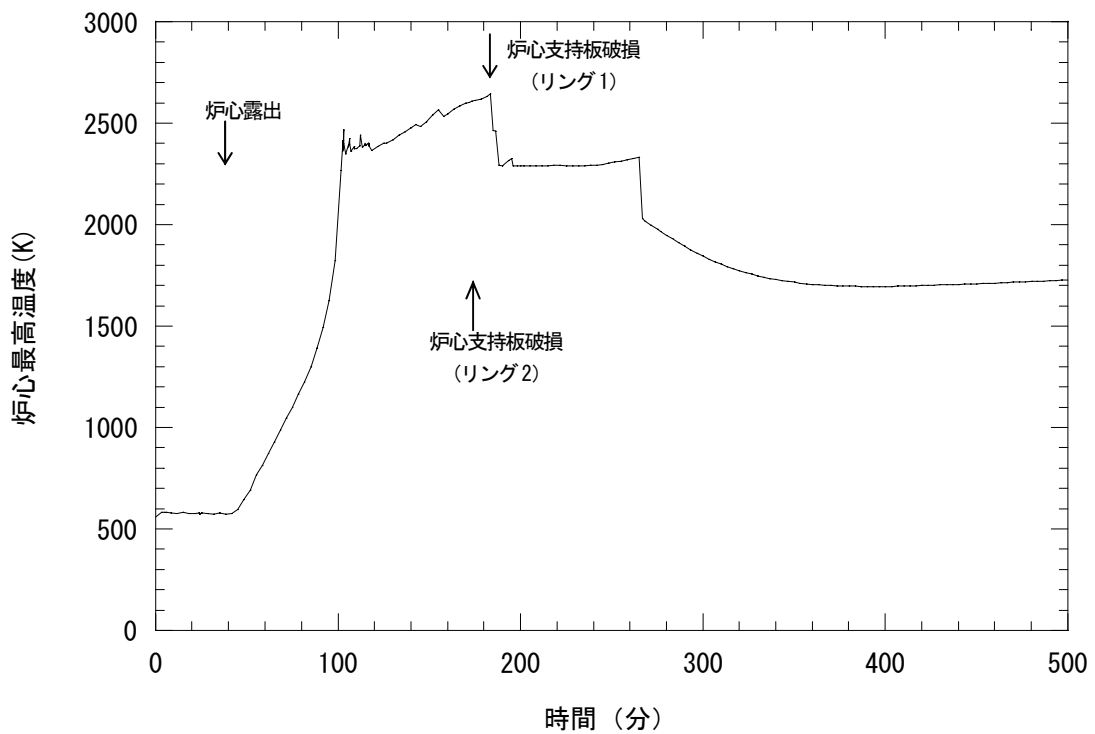


図 2.32-2 炉心最高温度

(高圧注水・減圧失敗(TQUX、ABWR RCCV))



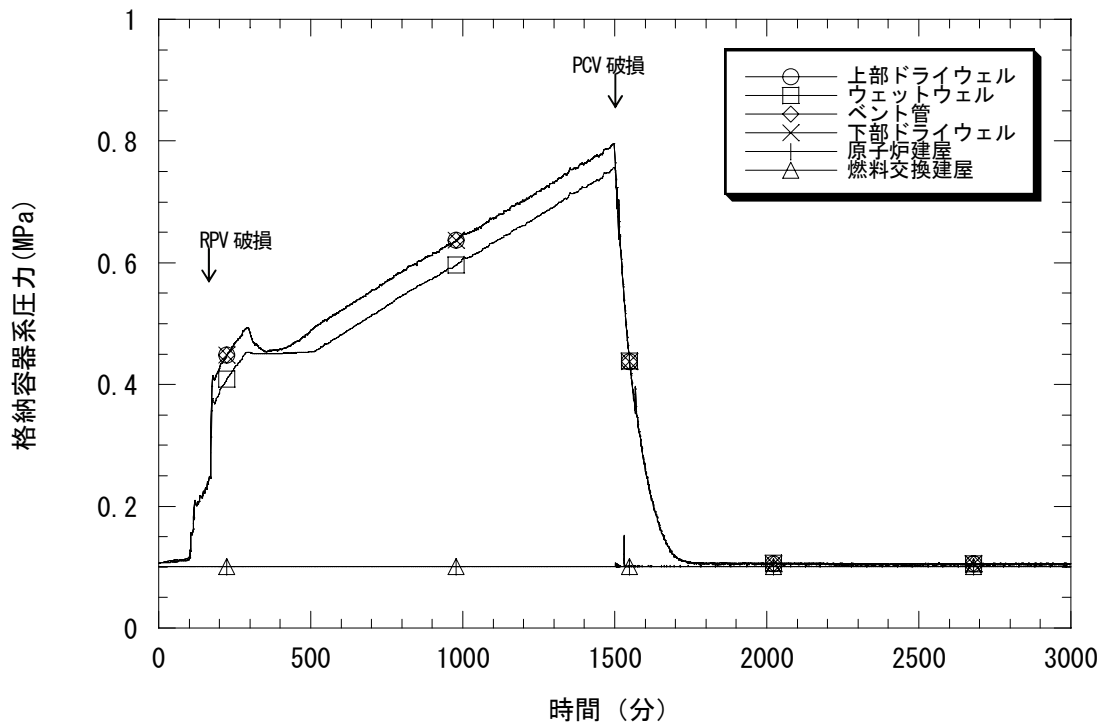


図 2.32-3 格納容器系圧力  
(高圧注水・減圧失敗(TQUX、ABWR RCCV))

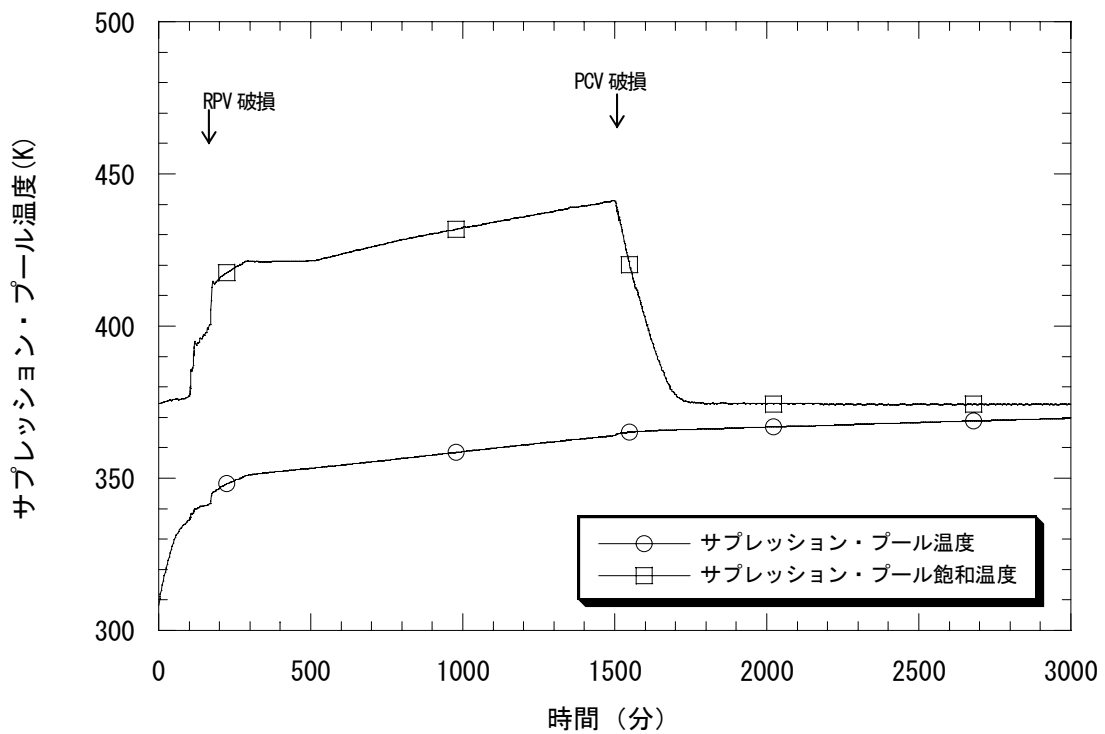


図 2.32-4 サプレッション・プールの水温  
(高圧注水・減圧失敗(TQUX、ABWR RCCV))

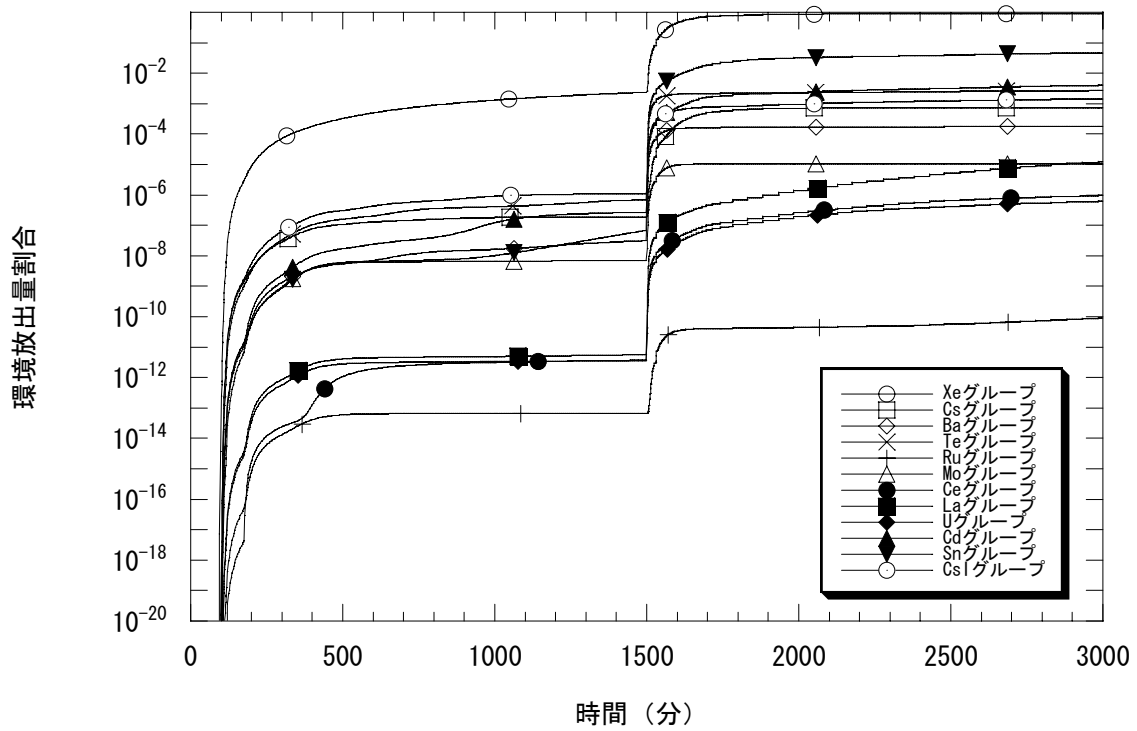


図 2.32-5 各放射性物質の環境放出量割合  
(高圧注水・減圧失敗(TQUX、ABWR RCCV))

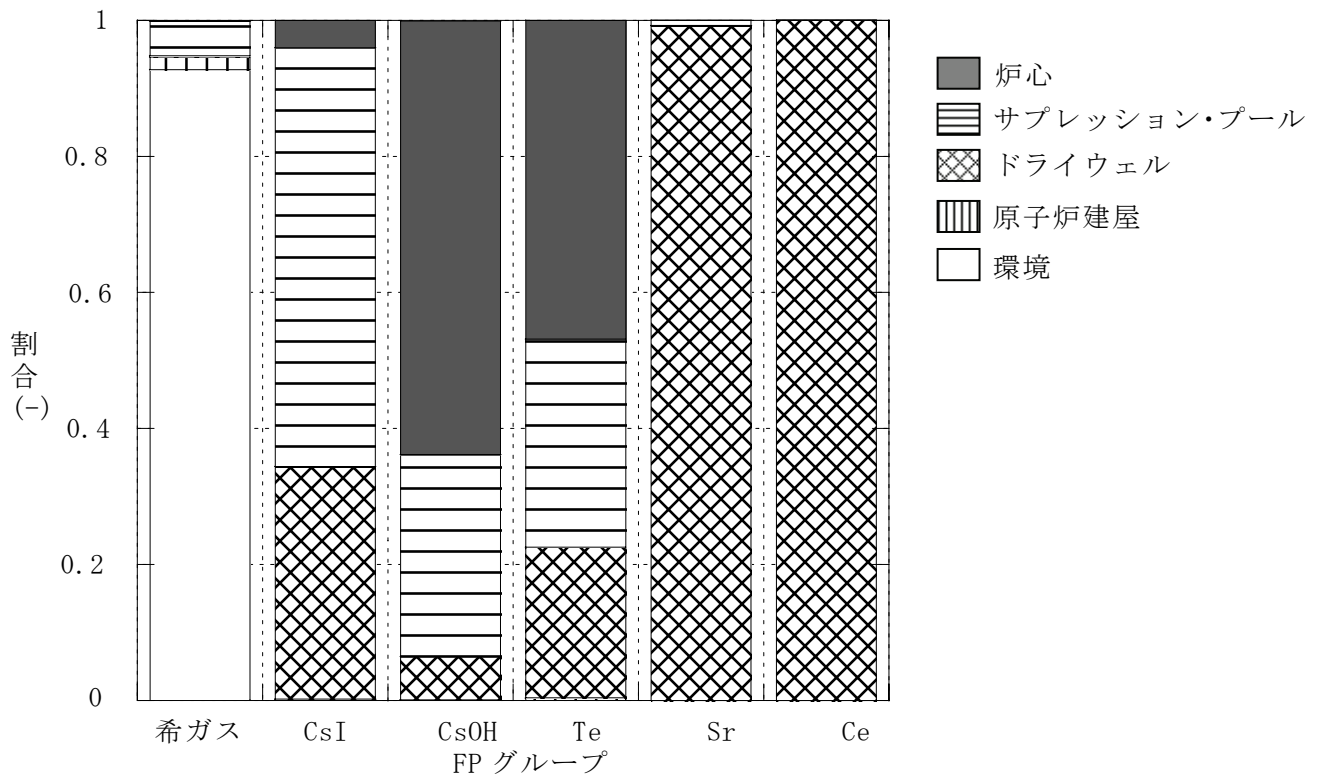


図 2.32-6 プラント内の放射性物質の分布  
(高圧注水・減圧失敗(TQUX、ABWR RCCV))

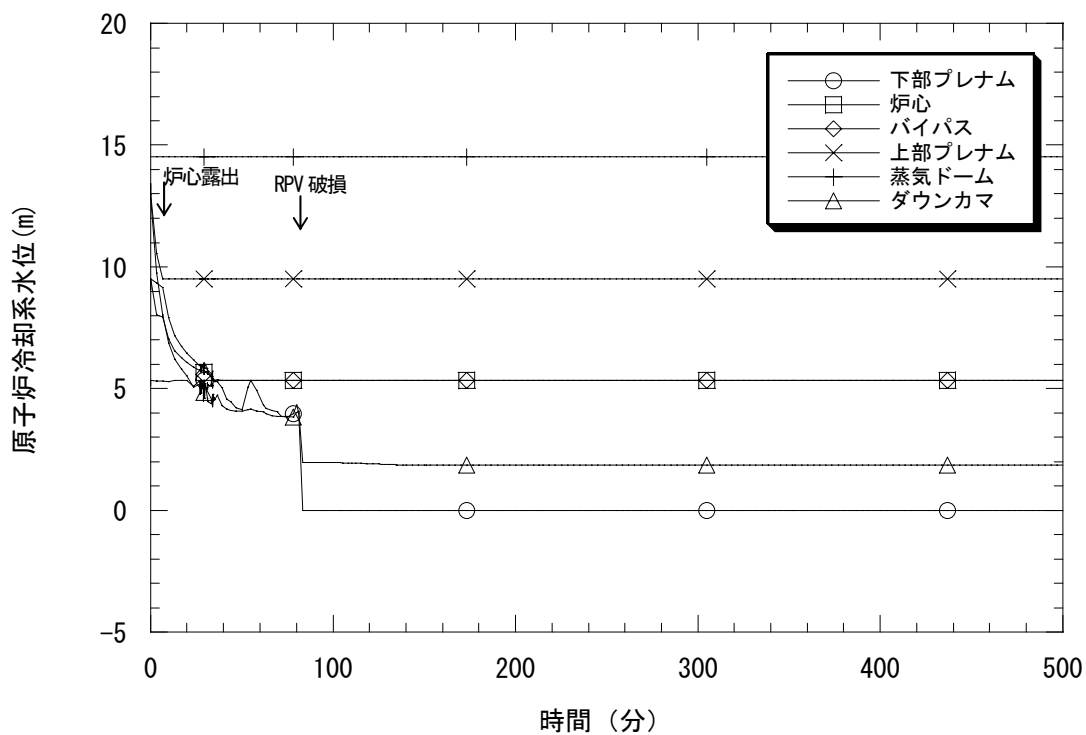


図 2.33-1 原子炉冷却系水位  
(LOCA 時注水失敗(AE、ABWR RCCV))

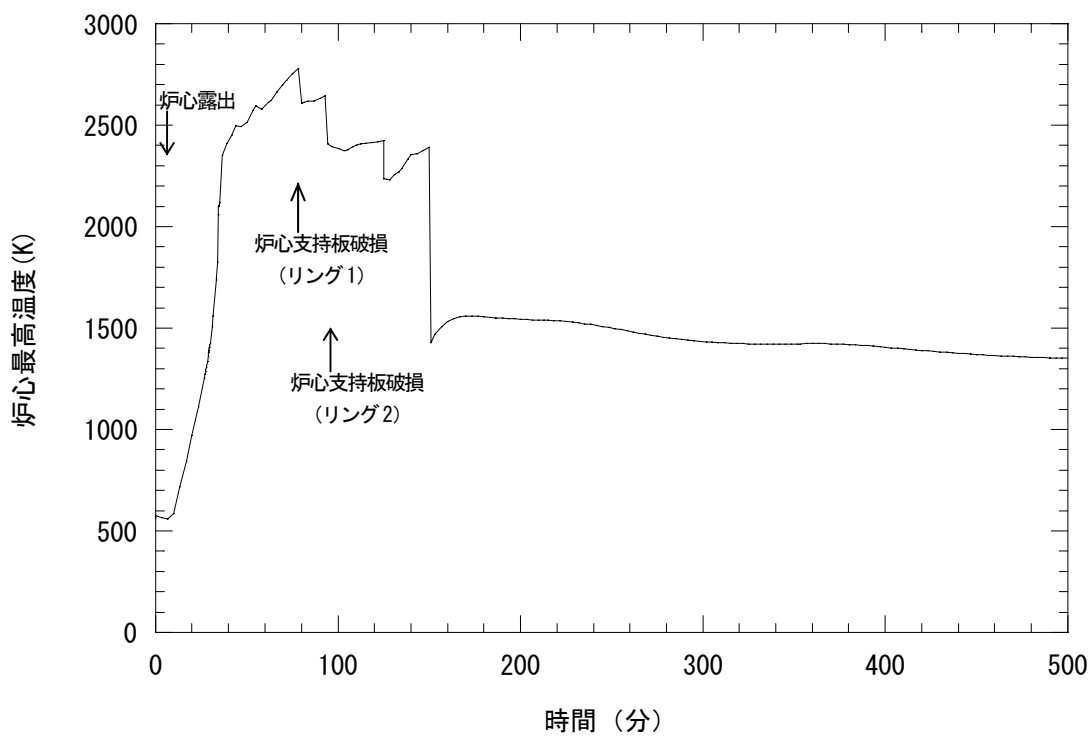


図 2.33-2 炉心最高温度  
(LOCA 時注水失敗(AE、ABWR RCCV))

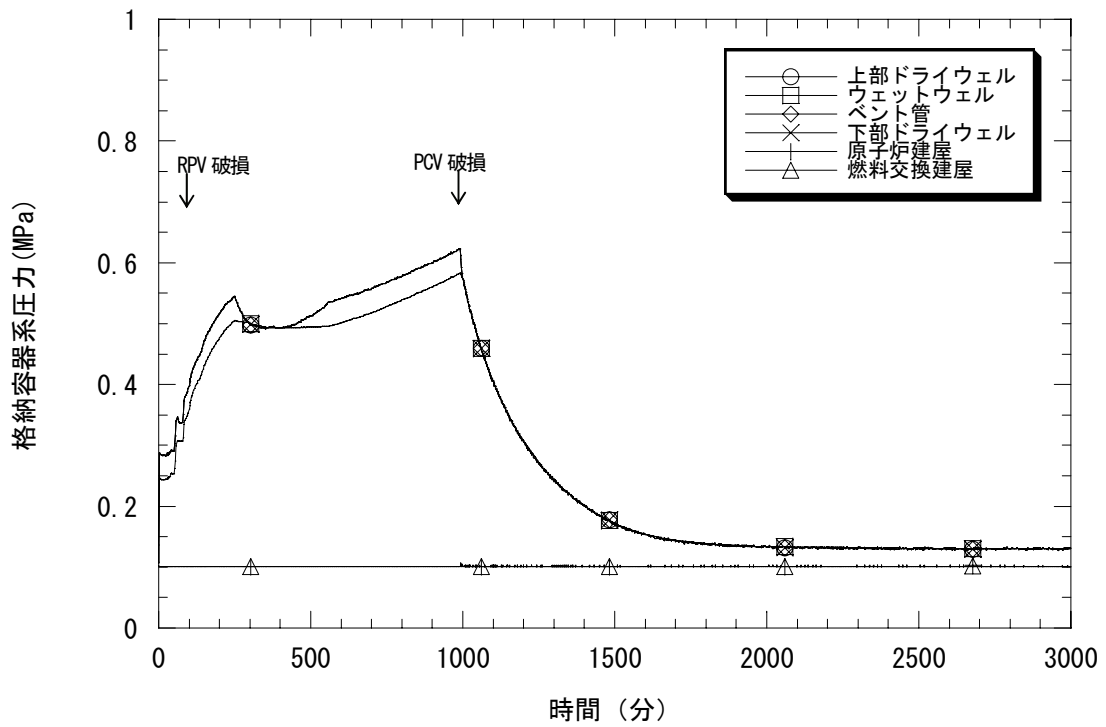


図 2.33-3 格納容器系圧力  
(LOCA 時注水失敗 (AE、ABWR RCCV))

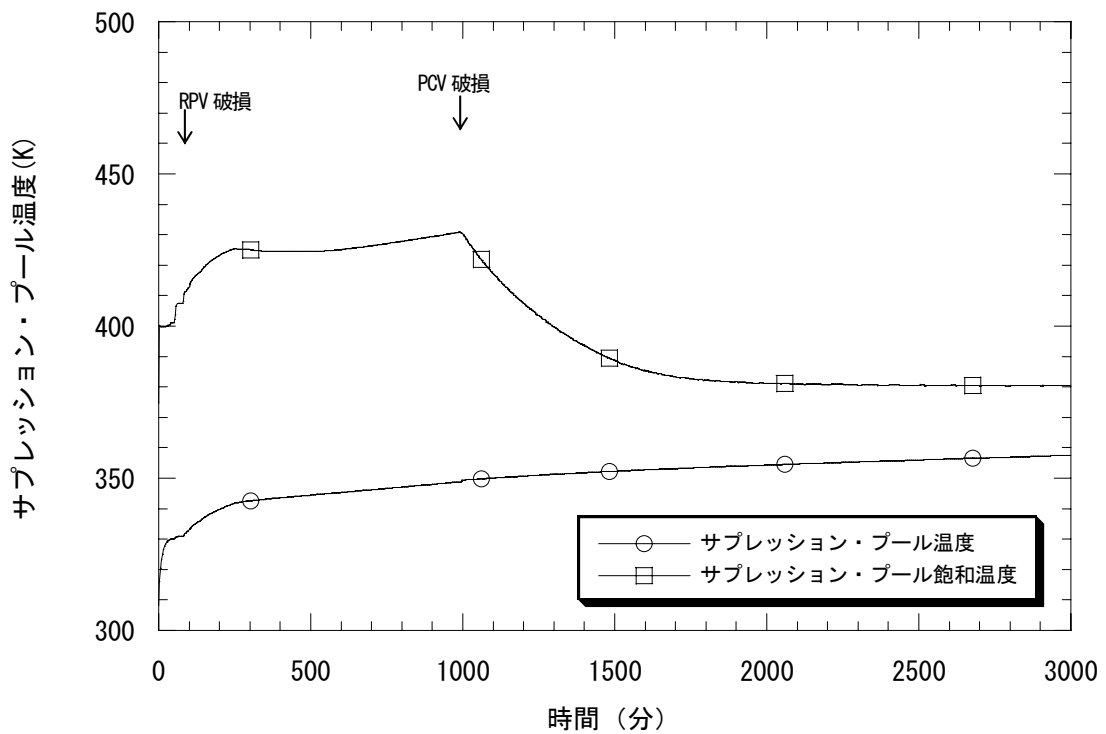


図 2.33-4 サプレッション・プールの水温  
(LOCA 時注水失敗 (AE、ABWR RCCV))

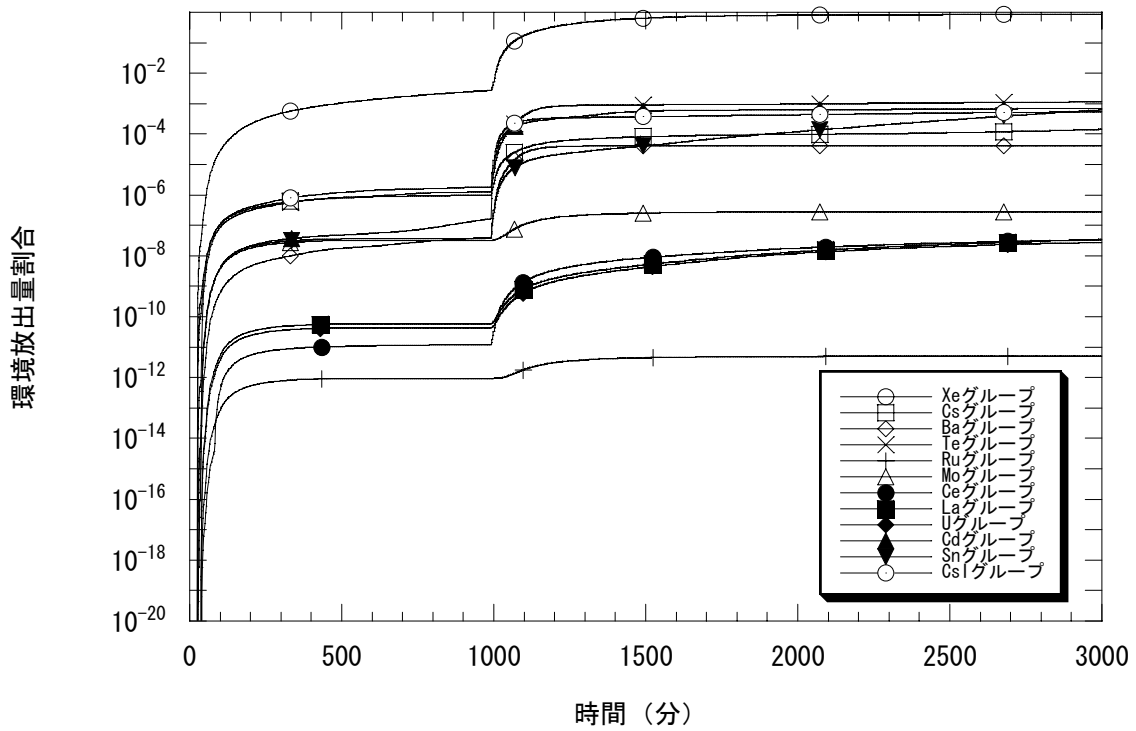


図 2.33-5 各放射性物質の環境放出量割合  
(LOCA 時注水失敗(AE、ABWR RCCV))

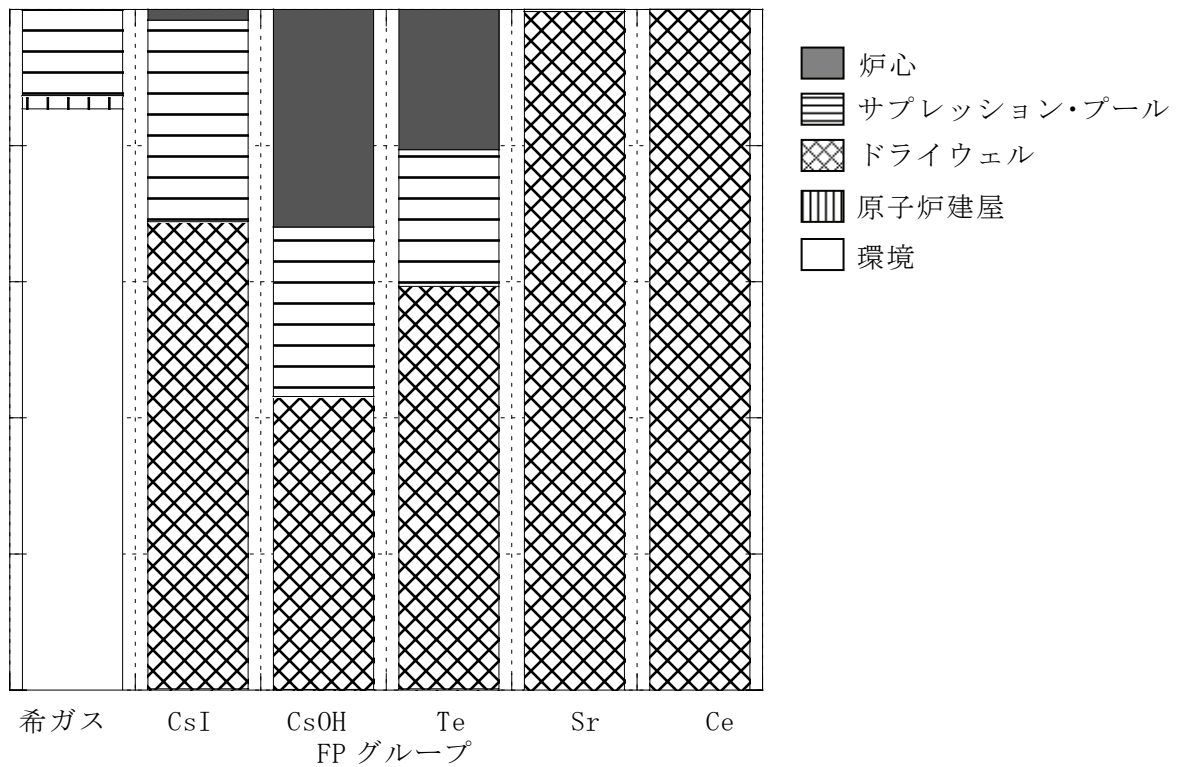


図 2.33-6 プラント内の放射性物質の分布  
(LOCA 時注水失敗(AE、ABWR RCCV))

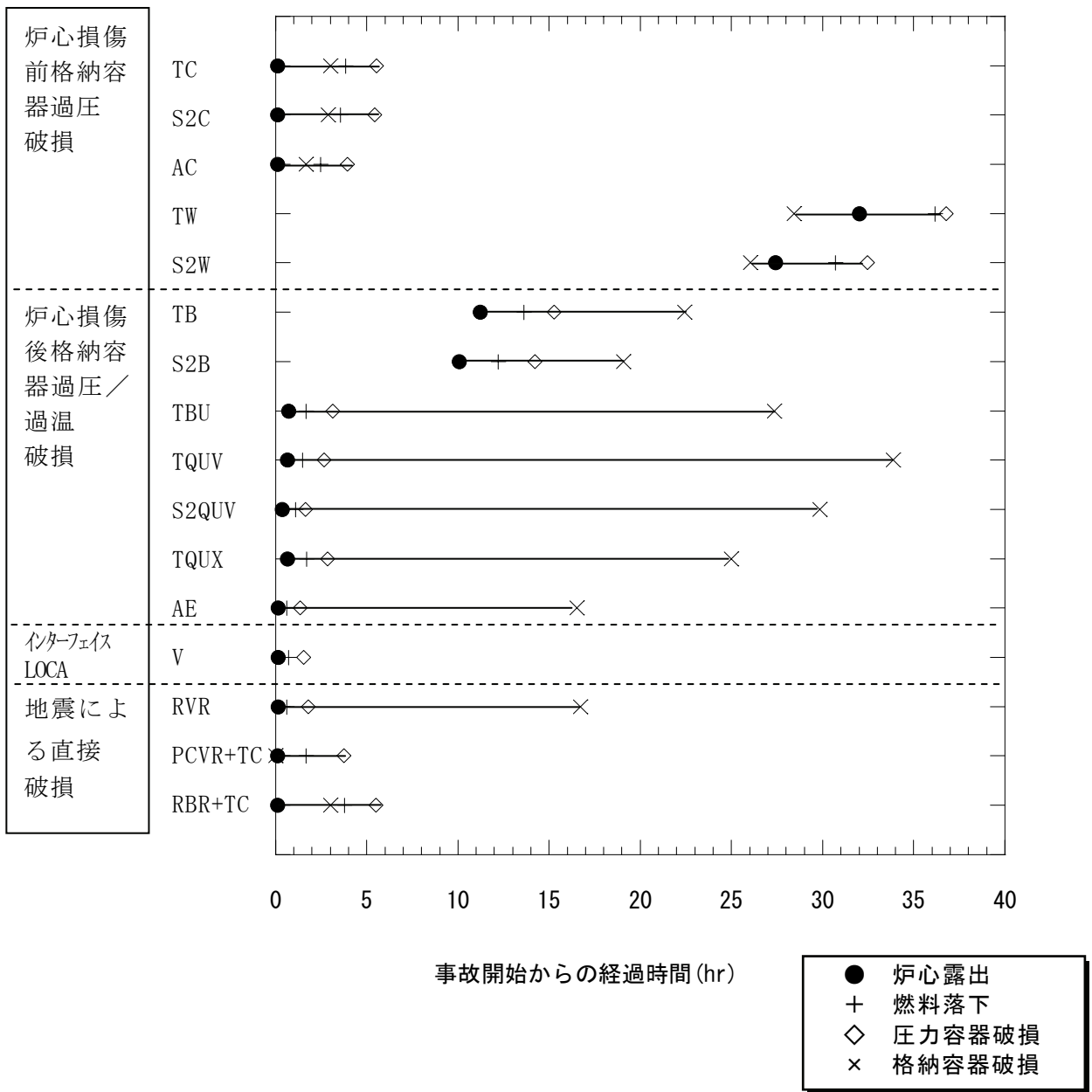


図 2.34-1 地震時の代表的な事故シーケンスの事故進展タイミング (ABWR RCCV)

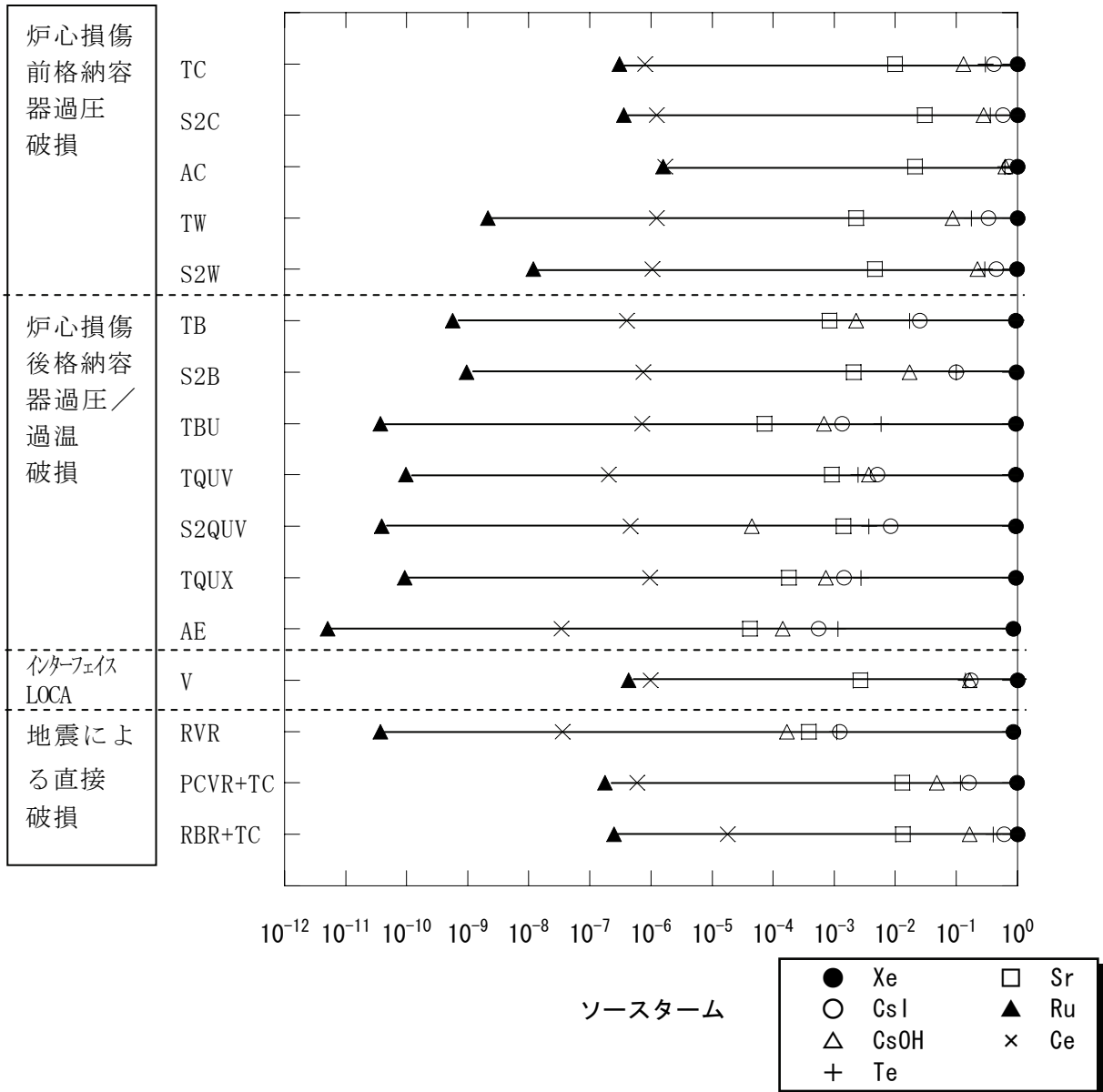


図 2.34-2 地震時の代表的な事故シークエンスのソースターム (ABWR RCCV)

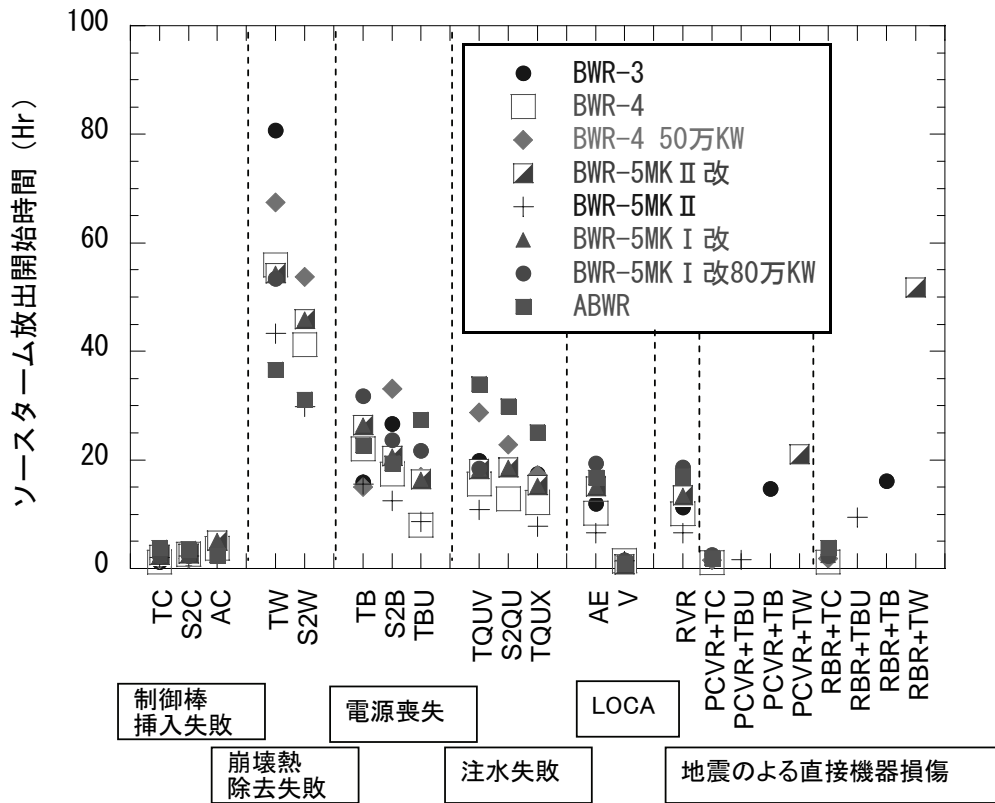


図 2.35-1 BWR のソースターム環境放出開始時間の総まとめ

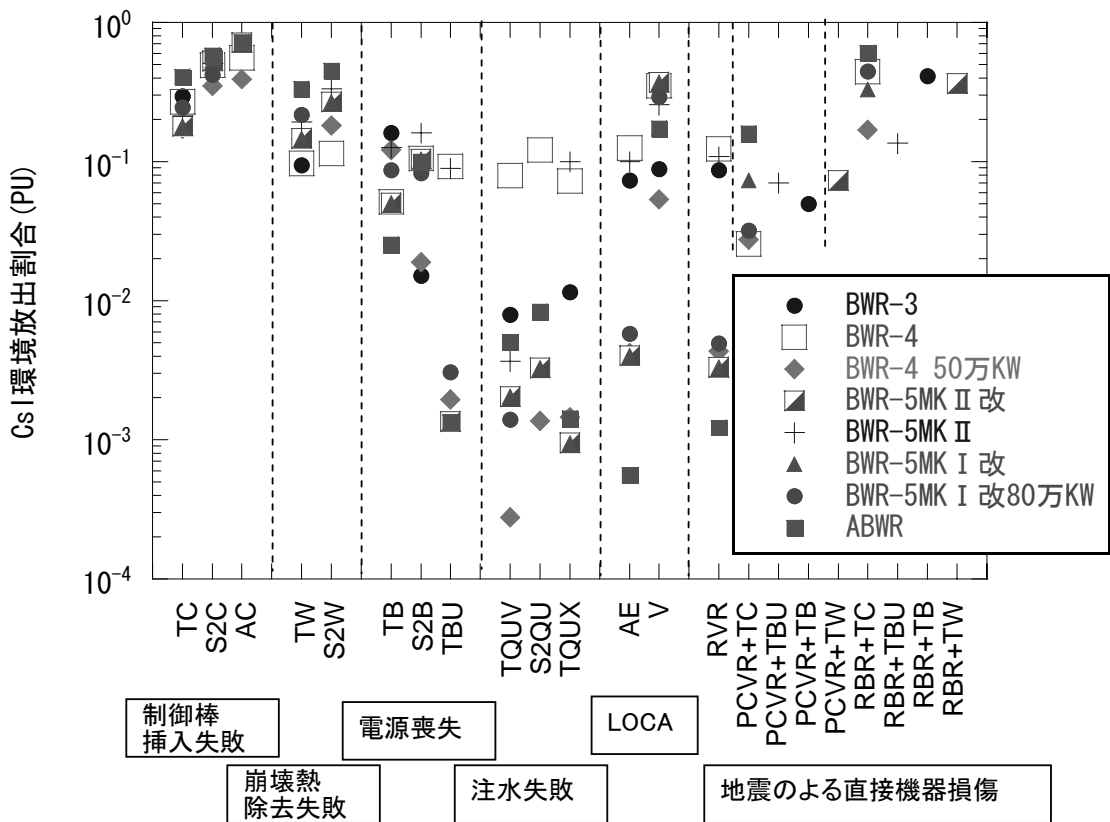


図 2.35-2 BWR の CsI 環境放出量の総まとめ



### 3. レベル 1 地震 PSA 課題の格納容器機能喪失割合に与える影響

機構のレベル 1 地震 PSA 手法の検討<sup>9)</sup>に関して、課題となる下記 3 項目について感度解析を実施し、炉心損傷頻度への影響を評価している。

- (1) PCS（主蒸気／給水／復水系）を低地震動領域において考慮した場合
- (2) 地震加速度の評価対象下限を 300gal から 150gal まで上げた場合
- (3) 大破断／中破断／小破断 LOCA、ISLOCA を地震時に同時に重畳して起した場合

本検討では、これらが格納容器機能喪失頻度に与える影響について検討した。

#### 3.1 レベル 1 地震 PSA 課題の炉心損傷頻度に与える影響の概要

背景としては、従来の地震時レベル 1PSA では、内的事象で考慮している主蒸気・給水・復水系（以下、「PCS」という。）は、耐震クラスが低いため、低地震動領域において保守的に、それらの緩和効果を考慮していない。しかし、中越沖地震において柏崎刈羽サイトで観測された地震動レベルは、ほとんどの観測点で設計時の最大応答加速度（基準地震動 S2 から算定）を超えていたが、地震時に自動停止した 3、4 及び 7 号機は、PCS を用いて冷温停止状態への移行が実施されていることから、PCS が、實際上、設計時の加速度応答値を超える揺れに耐えて機能したものと考えられる。このため、地震時の PCS のアンアベイラビリティを以下の 2 種類の方法により設定し、PCS（主蒸気/給水/復水系）を低地震動領域において考慮した場合の影響を、地震時レベル 1PSA では検討している。

また、従来、300gal 以下の領域は CDF への寄与が小さいとして評価から除外している。しかし、地震ハザード及び地震応答が相対的に小さいサイト条件を想定した BWR5 型プラントでは、低地震動領域が炉心損傷頻度へ無視できない寄与を占める可能性があるため、影響を地震時レベル 1PSA では検討している。更に、起因事象である LOCA 事象については、従来、ISLOCA、大破断／中破断／小破断 LOCA に分類して評価しているが、地震時にはこれら事象が重畳して発生する可能性があるため、地震時の LOCA 事象の重畳発生を想定したモデルによる感度解析を地震時レベル 1PSA では実施している。

#### 3.2 レベル 1 地震 PSA 課題の格納容器機能喪失頻度に与える影響の検討

##### 3.2.1 PCS（主蒸気／給水／復水系）を低地震動領域において考慮した場合の検討

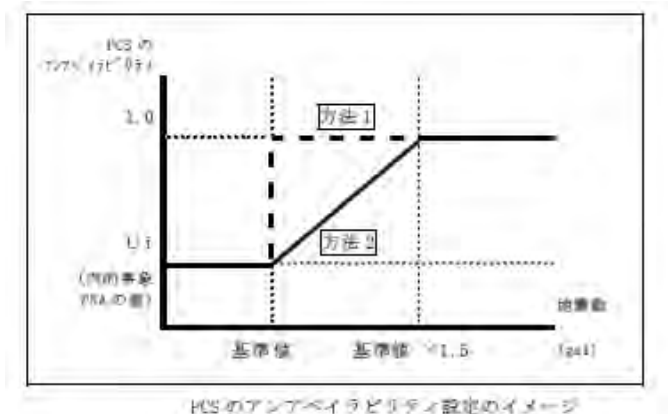
地震時の PCS のアンアベイラビリティを以下の 2 種類のケースにより設定し、PCS（主蒸気/

給水/復水系) を低地震動領域において考慮した場合の影響を検討している。

- (a) ケース 1 : PCS のアンアベイラビリティは、基準値 (A1) までは内の事象 PSA と同じ値とし、その地震動レベルを超えると PCS の緩和系としての効果は期待しない (アンアベイラビリティは 1.0) 。

なお、BWR-4 及び BWR-5 の基準値 (A1) は、450gal と仮定した。

- (b) ケース 2 : PCS のアンアベイラビリティは、基準値 (A2) までは内の事象 PSA と同様とし、この基準値の 1.5 倍以上の領域では PCS の緩和系としての効果は期待しない (アンアベイラビリティは 1.0) 。また、その間の基準値 (A2) ~ 基準値  $\times 1.5$  倍 (B) の領域における PCS のアンアベイラビリティは直線内挿した値とする。



なお、BWR-4 の基準値 (A2) は、600gal と仮定し、基準値  $\times 1.5$  倍 (B) は、900gal としている。BWR-5 に対しては、2つのケースを検討している。ケース 2-1 の基準値 (A2) は、270gal、基準値  $\times 1.5$  倍 (B) は、405gal にそれぞれ仮定している。また、ケース 2-2 では基準値 (A2) を 370gal、基準値  $\times 1.5$  倍 (B) を 555gal にそれぞれ仮定している。

その結果、表 3.1a 及び表 3.1b に示すように、炉心損傷頻度は、地震ハザード条件等が大きいサイトを想定している BWR4 プラントでは PCS の効果により、炉心損傷頻度 (相対値) がわずかに減少するに過ぎない (約 0.93~0.95 倍) が、地震ハザード条件等が小さいサイト条件を想定している BWR5 プラントでは、PCS の効果により、ベースケースに対して炉心損傷頻度 (相対値) が約 0.6~0.7 倍に低下する結果が得られている。

また、格納容器機能喪失頻度については、表 3.2a、表 3.2b、表 3.3a 及び表 3.3b に示すように、BWR4 プラントでは PCS の効果により、支配的なプラント損傷状態である TC、TB の発生割合に大きな変化は無いため、格納容器機能喪失モードの割合も、ほとんど変化しない (数%以下) 。

図 3.1-1 及び図 3.1-2 には、それぞれ、BWR4 プラントのプラント損傷状態 (以下、PDS) 別格納容器機能喪失頻度及び格納容器機能喪失モード別発生頻度の基準ケースを示す。図 3.2-1 及び図 3.2-2 には、それぞれ、BWR4 プラントの PCS の効果に関する感度解析ケース 1 の結果を示し、図 3.3-1 及び図 3.3-2 には、それぞれ、PCS の効果に関する感度解析ケース 2 の結果を示す。

一方、BWR5 プラントでは PCS の効果により、支配的なプラント損傷状態である TW 及び TBU では発生頻度割合が TW では減少（約 8%～13%）し、TBU では増加（約 6%～10%）するため、これらに対応した格納容器機能喪失モードの割合として、 $\theta$ -TW では減少（約 8%～13%）し、 $\delta$  は増加（約 5%～8%）する結果が得られた。

図 3.4-1 及び図 3.4-2 には、それぞれ、BWR5 プラントの PDS 別格納容器機能喪失頻度及び格納容器機能喪失モード別発生頻度の基準ケースを示す。図 3.5-1 及び図 3.5-2 には、それぞれ、BWR5 プラントの PCS の効果に関する感度解析ケース 1 の結果を示し、図 3.6-1 及び図 3.6-2 には、それぞれ、PCS の効果に関する感度解析ケース 2-1 の結果を示し、図 3.7-1 及び図 3.7-2 には、それぞれ、PCS の効果に関する感度解析ケース 2-2 の結果を示す。

### 3.2.2 地震加速度の評価対象下限を 300gal から 150gal まで上げた場合の影響

従来解析対象にしていた地震加速度300～1300gal の範囲を低地震動側に150gal まで拡張すると、相対的に大きい地震動を想定しているBWR4 プラントでは影響が小さいが、相対的に地震動が小さいことを想定しているBWR5 プラントではその効果は大きくなり、炉心損傷頻度は数倍増加する。この場合、PCS の緩和効果を低地震動側に同時に考慮すると、考慮しない場合に比べて炉心損傷頻度の増加割合は大きく減少する。

(a) ケース 1：評価対象地震加速度領域の下限を 150gal へ拡張、PCS の効果なしと仮定。

(b) ケース 2：評価対象地震加速度領域の下限を 150gal へ拡張、PCS の効果ありと仮定。

但し、PCS の効果ありの場合、アンアベイラビリティは、基準値（A2）までは内の事象 PSA と同様に期待し、この基準値の 1.5 倍以上の領域では PCS の緩和系としての効果は期待しない（アンアベイラビリティは 1.0）。また、その間の基準値（A2）～基準値×1.5 倍（B）の領域における PCS のアンアベイラビリティは直線内挿した値とする。

なお、BWR-4 及び BWR-5 の基準値（A2）は、それぞれ 600gal、370gal とし、基準値×1.5 倍（B）は、900gal、555gal と仮定している。

その結果、表 3.1a 及び表 3.1b に示すように、炉心損傷頻度は、地震ハザード条件等が大きいサイトを想定している BWR4 プラントでは、PCS の効果に期待しない場合、炉心損傷頻度（相対値）が上昇する（約 1.13 倍）が、PCS を低地震動領域において考慮した場合には、炉心損傷頻度（相対値）は若干減少する（約 0.97 倍）ものの、大きな変化ではない。

一方、地震ハザード条件等が小さいサイト条件を想定している BWR5 プラントでは、PCS の効果に期待しない場合、炉心損傷頻度（相対値）が大幅に上昇する（約 4.7 倍）が、PCS を低地

震動領域において考慮した場合には、炉心損傷頻度（相対値）は減少する（約 0.78 倍）ため、BWR-4 と比較すると非常に大きな変化となっている。

格納容器機能喪失頻度については、表 3.2a、表 3.2b、表 3.3a 及び表 3.3b に示すように、BWR4 プラントでは、地震加速度の評価対象下限を上げた場合でも、支配的なプラント損傷状態である TC、TB の発生割合に大きな変化は無いため、格納容器機能喪失モードの割合も、ほとんど変化しない（数%以下）。

図 3.8-1 及び図 3.8-2 には、それぞれ、BWR4 プラントの低地震動領域に関する感度解析ケース 1 の結果を示し、図 3.9-1 及び図 3.9-2 には、それぞれ、低地震動領域に関する感度解析ケース 2 の結果を示す。

一方、BWR5 プラントでは地震加速度の評価対象下限を上げた場合、支配的なプラント損傷状態である TW 及び TBU では発生頻度割合が、（低地震動領域において PCS の効果に期待しない）ケース 1 では TW は増加（約+14%）し、TBU は減少（約-12%）した。（低地震動領域において PCS の効果に期待する）ケース 2 では TW は減少（約-8%）し、TBU は上昇（約+5%）した結果、これらに対応した格納容器機能喪失モードの割合として、ケース 1 では  $\theta$ -TW は増加（約+13%）し、 $\delta$  は減少（約-10%）した。（低地震動領域において PCS の効果に期待する）ケース 2 では  $\theta$ -TW は減少（約-8%）し、 $\delta$  は上昇（約+4%）した。

図 3.10-1 及び図 3.10-2 には、それぞれ、BWR5 プラントの低地震動領域に関する感度解析ケース 1 の結果を示し、図 3.11-1 及び図 3.11-2 には、それぞれ、低地震動領域に関する感度解析ケース 2 の結果を示す。

### 3.2.3 大破断／中破断／小破断 LOCA、ISLOCA を地震時に同時に重畳して起した場合の検討

地震時の LOCA 事象の重畳発生を想定したケースとしては、下記の 2 種類をレベル 1PSA では LOCA の複合事象として検討している。

- (a) ケース 1：事象としては、ISLOCA、大、中及び小破断 LOCA が複合的に発生していることを想定し、緩和系は対応できないものと仮定した。起因事象発生確率については、全ての LOCA 分をまとめて、一種類の起因事象（LOCA）として計算する。また、LOCA 発生時は直接炉心損傷に至るものと仮定した。
- (b) ケース 2：発生頻度が最も高いと考えられる小破断 LOCA は単独で発生しているものとし緩和系の効果を期待する。相対的に発生頻度が低いと考えられる他の LOCA（ISLOCA、大及び中破断 LOCA）は複合的に発生しているものとして、緩和系は期待しない。起因事象発生

確率については、小破断LOCA 以外をまとめて、一種類の起因事象として発生確率を計算する。小破断LOCA は、従来どおりとする。

その結果、表 3.1a 及び表 3.1b に示すように、従来個々の起因事象として評価していた ISLOCA、大、中、小破断 LOCA が、地震時に同時に重畳して起こり緩和機能が使えずに炉心損傷に至るとすると、地震ハザード条件等が大きいサイト条件を想定している BWR4 プラントでは、LOCA 事象の炉心損傷頻度（相対値）への寄与が約 26%あるため、全ての LOCA 事象に対して緩和系の効果を期待しない場合（ケース 1）や小破断 LOCA に対してのみ緩和系の効果を期待した場合に対して、炉心損傷頻度は増加する（約 1.1～1.3 倍）。

表 3.2a、表 3.2b、表 3.3a 及び表 3.3b に示すように、BWR4 プラントでは LOCA 事象の重畳化により、支配的なプラント損傷状態である TC、TB の発生割合が低下（約-8～-2%）して、AE の割合が大幅に増加する（約+37～+16%）。その結果、格納容器機能喪失モードの割合は、 $\theta$ -TC、 $\phi$ -TB が大幅に減少（約-18～-2%）し、代わりに  $\phi$ -TQUV（AE も含む）または  $\phi$ -AE（TQUV も含む）の発生割合が大幅に増加した（約+15～+6%）。

図 3.12-1 及び図 3.12-2 には、それぞれ、BWR4 プラントの LOCA に関する感度解析ケース 1 の結果を示し、図 3.13-1 及び図 3.13-2 には、それぞれ、LOCA に関する感度解析ケース 2 の結果を示す。

しかし、地震ハザード条件等が小さいサイト条件を想定している BWR5 プラントでは、LOCA 事象の炉心損傷頻度（相対値）への寄与が元々非常に小さい（約 0.01%）ため、炉心損傷頻度の増加も非常に小さい（約 2%増加）。

また、格納容器機能喪失頻度については、表 3.2a、表 3.2b、表 3.3a 及び表 3.3b に示すように、BWR5 プラントでは LOCA 事象の重畳化しても、支配的なプラント損傷状態である TW 及び TBU では発生頻度割合はほとんど変化せず（約 1%以下）、これらに対応する格納容器機能喪失モードの割合もほとんど変わらない（約 1%以下）。

図 3.14-1 及び図 3.14-2 には、それぞれ、BWR5 プラントの LOCA に関する感度解析ケース 1 の結果を示し、図 3.15-1 及び図 3.15-2 には、それぞれ、LOCA に関する感度解析ケース 2 の結果を示す。

### 3.3 レベル 1 地震 PSA 課題の格納容器機能喪失割合に与える影響のまとめ

格納容器イベントツリ定量化に関して、レベル 1 地震 PSA 手法の検討課題となっている 3 項目について感度解析を実施し、①PCS（主蒸気／給水／復水系）を低地震動領域において考慮し

た場合の影響及び②地震加速度の評価対象下限を 300gal から 150gal まで上げた場合の影響とともに、地震ハザード条件等が小さいサイト条件を想定している BWR5 プラントにおいて、現れる程度で影響は比較的小さい。③地震時に大／中／小破断 LOCA 及びインターフェイス LOCA が同時に重畳して生じた場合の影響は、地震ハザード条件等が大きいサイト条件を想定している BWR4 プラントにおいて、LOCA 事象の寄与割合が大きい場合に大きく影響がある。

表 3.1a レベル 1 地震 PSA 課題と炉心損傷頻度の相対値 (BWR-4)

感度解析項目	炉心損傷頻度 (相対値)
(1) PCS (主蒸気/給水/復水系) を低地震動領域において考慮した場合の影響	
(0-1) BWR-4、基準ケース	1.0
(1-1) BWR-4、PCS 効果の解析ケース 1	0.95
(1-2) BWR-4、PCS 効果の解析ケース 2	0.93
(2) 地震加速度の評価対象下限を 300gal から 150gal まで上げた場合の影響	
(0-1) BWR-4、基準ケース	1.0
(2-1) BWR-4、低地震動領域拡大の解析ケース 1	1.13
(2-2) BWR-4、低地震動領域拡大の解析ケース 2	0.97
(3) 大破断/中破断/小破断 LOCA、ISLOCA を地震時に重畳して起こした場合の影響	
(0-1) BWR-4、基準ケース	1.0
(3-1) BWR-4、LOCA に関する解析ケース 1	1.32
(3-2) BWR-4、LOCA に関する解析ケース 2	1.13

表 3.1b レベル 1 地震 PSA 課題と炉心損傷頻度の相対値 (BWR-5)

感度解析項目	炉心損傷頻度 (相対値)
(1) PCS (主蒸気/給水/復水系) を低地震動領域において考慮した場合の影響	
(0-1) BWR-5、基準ケース	1.0
(1-3) BWR-5、PCS 効果の解析ケース 1	0.60
(1-4) BWR-5、PCS 効果の解析ケース 2-1	0.74
(1-5) BWR-5、PCS 効果の解析ケース 2-2	0.63
(2) 地震加速度の評価対象下限を 300gal から 150gal まで上げた場合の影響	
(0-1) BWR-5、基準ケース	1.0
(2-3) BWR-5、低地震動領域拡大の解析ケース 1	4.7
(2-4) BWR-5、低地震動領域拡大の解析ケース 2	0.78
(3) 大破断/中破断/小破断 LOCA、ISLOCA を地震時に重畳して起こした場合の影響	
(0-1) BWR-5、基準ケース	1.0
(3-3) BWR-5、LOCA に関する解析ケース 1	1.02
(3-4) BWR-5、LOCA に関する解析ケース 2	1.02

表 3.2a レベル 1 地震 PSA 課題と主なプラント損傷状態の割合 (BWR-4)

感度解析項目		主なプラント損傷状態の割合			
(1) PCS (主蒸気/給水/復水系) を低地震動領域において考慮した場合の影響					
(0-1) BWR-4、基準ケース	TC(30%)	TB(22%)	TQUV(13%)	S2C(6%)	AE(6%)
(1-1) BWR-4、PCS 効果の解析ケース 1	TC(28%)	TB(24%)	TQUV(12%)	S2C(6%)	AE(6%)
(1-2) BWR-4、PCS 効果の解析ケース 2	TC(29%)	TB(24%)	TQUV(11%)	S2C(7%)	AE(6%)
(2) 地震加速度の評価対象下限を 300gal から 150gal まで上げた場合の影響					
(0-1) BWR-4、基準ケース	TC(30%)	TB(22%)	TQUV(13%)	S2C(6%)	AE(6%)
(2-1) BWR-4、低地震動領域拡大の解析ケース 1	TC(28%)	TB(20%)	TQUV(15%)	S2C(5%)	AE(5%)
(2-2) BWR-4、低地震動領域拡大の解析ケース 2	TC(30%)	TB(24%)	TQUV(11%)	S2C(6%)	AE(6%)
(3) 大破断/中破断/小破断 LOCA、ISLOCA を地震時に重畳して起した場合の影響					
(0-1) BWR-4、基準ケース	AE(6%)	TC(30%)	TB(22%)	TQUV(13%)	S2C(6%)
(3-1) BWR-4、LOCA に関する解析ケース 1	AE(43%)	TC(22%)	TB(17%)	TQUV(10%)	S2C(0%), TW(3%)
(3-2) BWR-4、LOCA に関する解析ケース 2	AE(22%)	TC(26%)	TB(20%)	TQUV(11%)	S2C(5%)

表 3.2b レベル 1 地震 PSA 課題と主なプラント損傷状態の割合 (BWR-5)

感度解析項目		主なプラント損傷状態の割合			
(1) PCS (主蒸気/給水/復水系) を低地震動領域において考慮した場合の影響					
(0-1) BWR-5、基準ケース	TW(65%)	TBU(15%)	TQUV(13%)	PCVR(5%)	TC(1%)
(1-3) BWR-5、PCS 効果の解析ケース 1	TW(52%)	TBU(25%)	TQUV(10%)	PCVR(9%)	TC(2%)
(1-4) BWR-5、PCS 効果の解析ケース 2-1	TW(57%)	TBU(21%)	TQUV(12%)	PCVR(7%)	TC(2%)
(1-5) BWR-5、PCS 効果の解析ケース 2-2	TW(53%)	TBU(24%)	TQUV(11%)	PCVR(8%)	TC(2%)
(2) 地震加速度の評価対象下限を 300gal から 150gal まで上げた場合の影響					
(0-1) BWR-5、基準ケース	TW(65%)	TBU(15%)	TQUV(13%)	PCVR(5%)	TC(1%)
(2-3) BWR-5、低地震動領域拡大の解析ケース 1	TW(79%)	TBU(3%)	TQUV(15%)	PCVR(1%)	TC(0.5%)
(2-4) BWR-5、低地震動領域拡大の解析ケース 2	TW(57%)	TBU(20%)	TQUV(12%)	PCVR(7%)	TC(3%)
(3) 大破断/中破断/小破断 LOCA、ISLOCA を地震時に重畳して起した場合の影響					
(0-1) BWR-5、基準ケース	TW(65%)	TBU(15%)	TQUV(13%)	PCVR(5%)	TC(1%)
(3-3) BWR-5、LOCA に関する解析ケース 1	TW(64%)	TBU(15%)	TQUV(12%)	PCVR(5%)	TC(1%)
(3-4) BWR-5、LOCA に関する解析ケース 2	TW(65%)	TBU(15%)	TQUV(13%)	PCVR(5%)	TC(1%)



表 3.3a レベル 1 地震 PSA 課題と主な格納容器機能喪失頻度の割合 (BWR-4)

感度解析項目		主な格納容器機能喪失頻度の割合 (注 1)			
(1) PCS (主蒸気/給水/復水系) を低地震動領域において考慮した場合の影響					
(0-1) BWR-4、基準ケース	θ-TW(40%)	δ (25%)	φ-TB(14%)	φ-TQUV(12%)	θ-TW (5%)
(1-1) BWR-4、PCS 効果の解析ケース 1	θ-TW(40%)	δ (26%)	φ-TB(14%)	φ-TQUV(12%)	θ-TW (3%)
(1-2) BWR-4、PCS 効果の解析ケース 2	θ-TW(40%)	δ (26%)	φ-TB(15%)	φ-TQUV(11%)	θ-TW (3%)
(2) 地震加速度の評価対象下限を 300gal から 150gal まで上げた場合の影響					
(0-1) BWR-4、基準ケース	θ-TW(40%)	δ (25%)	φ-TB(14%)	φ-TQUV(12%)	θ-TW (5%)
(2-1) BWR-4、低地震動領域拡大の解析ケース 1	θ-TW(38%)	δ (25%)	φ-TB(12%)	φ-TQUV(12%)	θ-TW (9%)
(2-2) BWR-4、低地震動領域拡大の解析ケース 2	θ-TW(41%)	δ (25%)	φ-TB(14%)	φ-TQUV(11%)	θ-TW (3%)
(3) 大破断/中破断/小破断 LOCA、ISLOCA を地震時に重畳して起した場合の影響					
(0-1) BWR-4、基準ケース	θ-TW(40%)	δ (25%)	φ-TB(14%)	φ-TQUV(12%) (注 2)	θ-TW (5%)
(3-1) BWR-4、LOCA に関する解析ケース 1	θ-TW(22%)	δ (36%)	φ-TB(8%)	φ-AE(27%) (注 2)	θ-TW (3%)
(3-2) BWR-4、LOCA に関する解析ケース 2	θ-TW(32%)	δ (30%)	φ-TB(12%)	φ-AE(18%) (注 2)	θ-TW (4%)

(注 1) 1%未満は除く。(注 2) φ-TQUV には AE も含むが最も大きい割合の TQUV を使用。φ-AE では AE が最も大きい割合である。

表 3.3b レベル 1 地震 PSA 課題と主な格納容器機能喪失頻度の割合 (BWR-5)

感度解析項目		主な格納容器機能喪失頻度の割合 (注)			
(1) PCS (主蒸気/給水/復水系) を低地震動領域において考慮した場合の影響					
(0-1) BWR-5、基準ケース	θ-TW(64%)	δ (28%)	β-PCVR(5%)	θ-TW(1%)	—
(1-3) BWR-5、PCS 効果の解析ケース 1	θ-TW(51%)	δ (36%)	β-PCVR(9%)	θ-TW(2%)	—
(1-4) BWR-5、PCS 効果の解析ケース 2-1	θ-TW(56%)	δ (33%)	β-PCVR(7%)	θ-TW(2%)	—
(1-5) BWR-5、PCS 効果の解析ケース 2-2	θ-TW(52%)	δ (35%)	β-PCVR(8%)	θ-TW(2%)	—
(2) 地震加速度の評価対象下限を 300gal から 150gal まで上げた場合の影響					
(0-1) BWR-5、基準ケース	θ-TW(64%)	δ (28%)	β-PCVR(5%)	θ-TW(1%)	—
(2-3) BWR-5、低地震動領域拡大の解析ケース 1	θ-TW(77%)	δ (18%)	β-PCVR(1%)	θ-TW(0.5%)	—
(2-4) BWR-5、低地震動領域拡大の解析ケース 2	θ-TW(56%)	δ (32%)	β-PCVR(7%)	θ-TW(3%)	—
(3) 大破断/中破断/小破断 LOCA、ISLOCA を地震時に重畳して起した場合の影響					
(0-1) BWR-5、基準ケース	θ-TW(64%)	δ (28%)	β-PCVR(5%)	θ-TW(1%)	—
(3-3) BWR-5、LOCA に関する解析ケース 1	θ-TW(63%)	δ (28%)	β-PCVR(5%)	θ-TW(1%)	—
(3-4) BWR-5、LOCA に関する解析ケース 2	θ-TW(63%)	δ (28%)	β-PCVR(5%)	θ-TW(1%)	—

(注) 1%未満は除く。

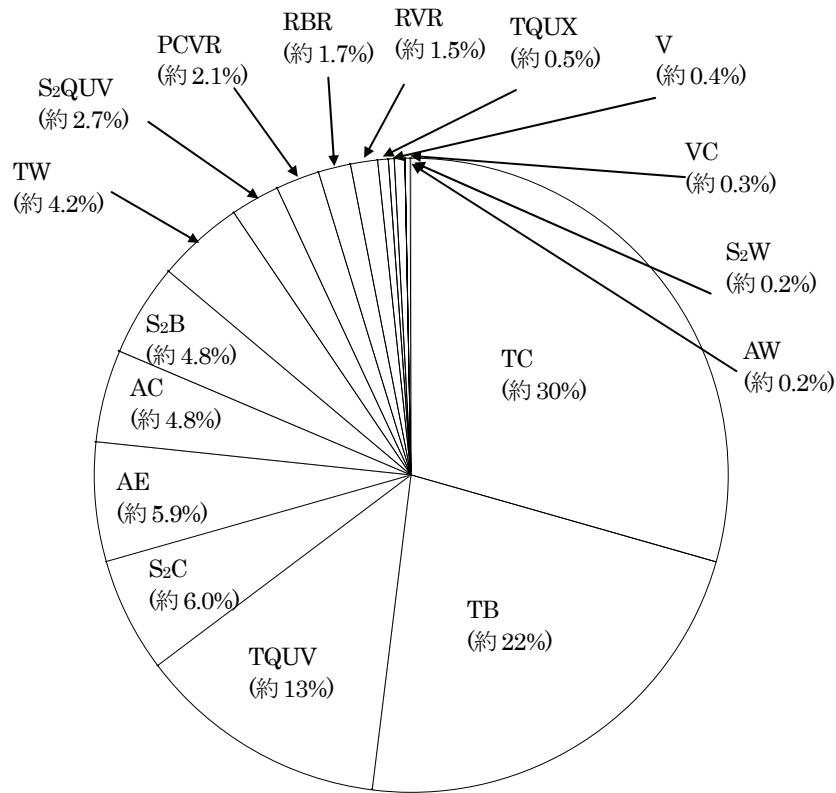
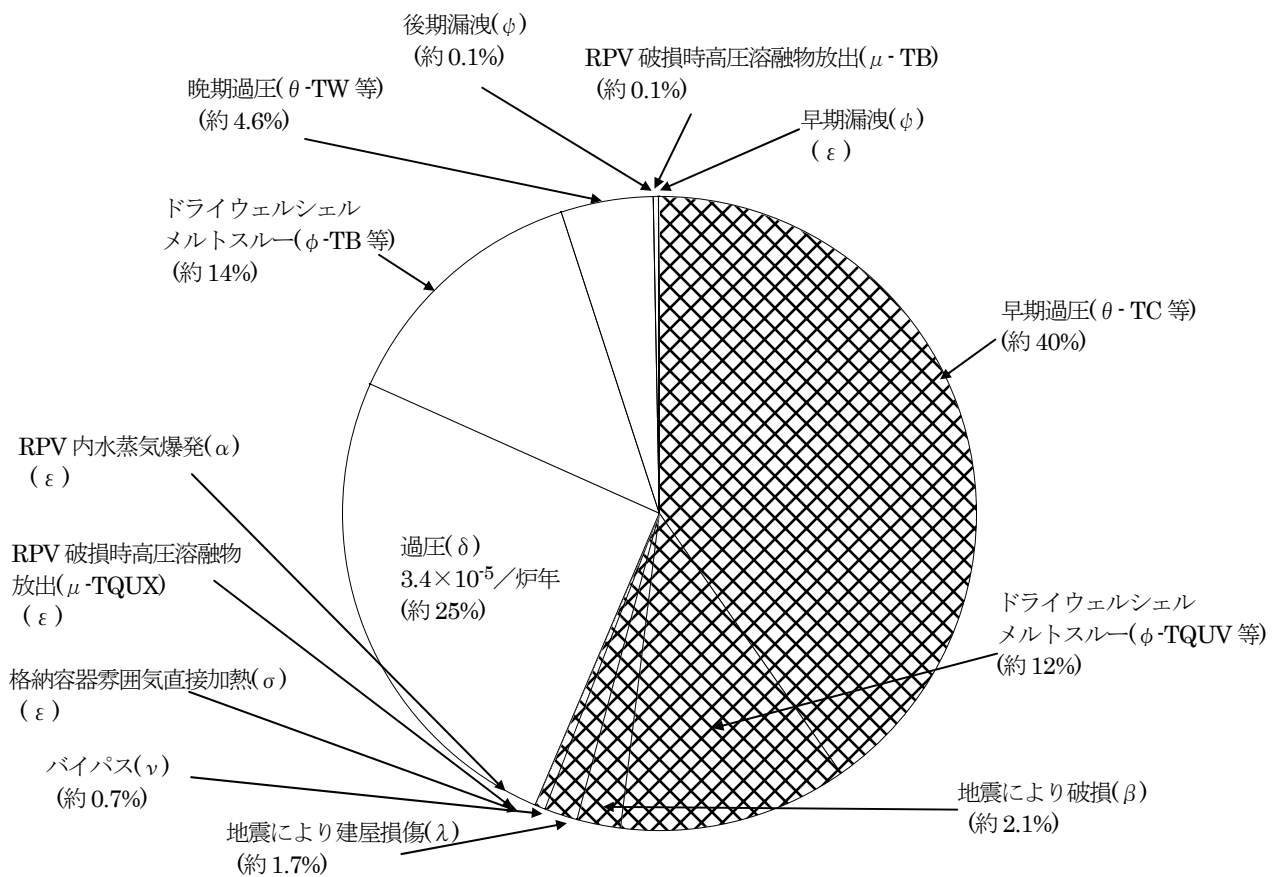


図 3.1-1 PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-4 Mark I、基準ケース)



ε : 0.1%以下

図 3.1-2 格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-4 Mark I、基準ケース)

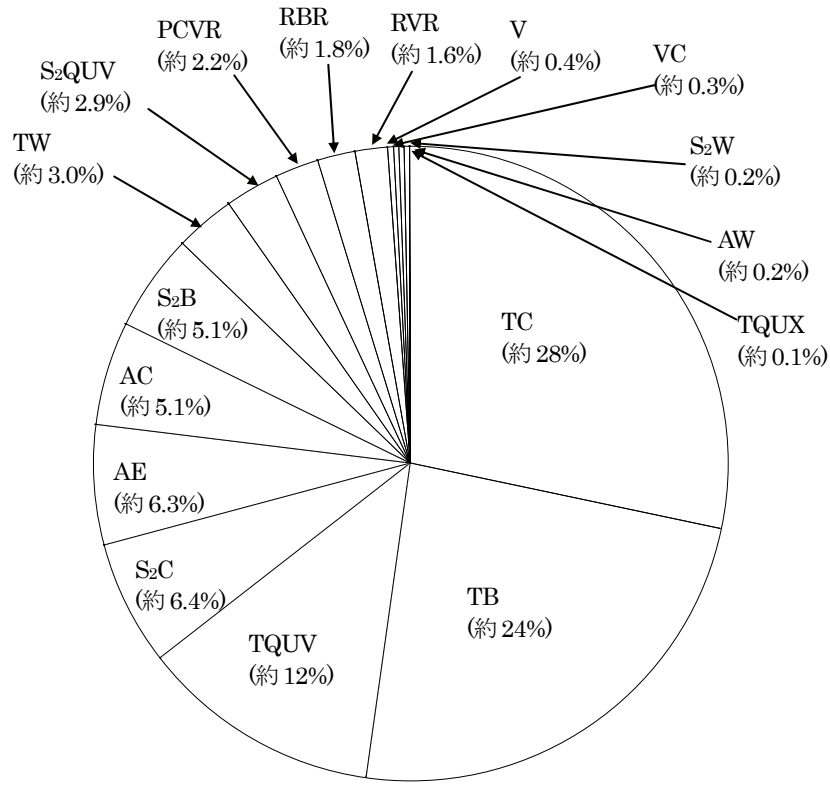
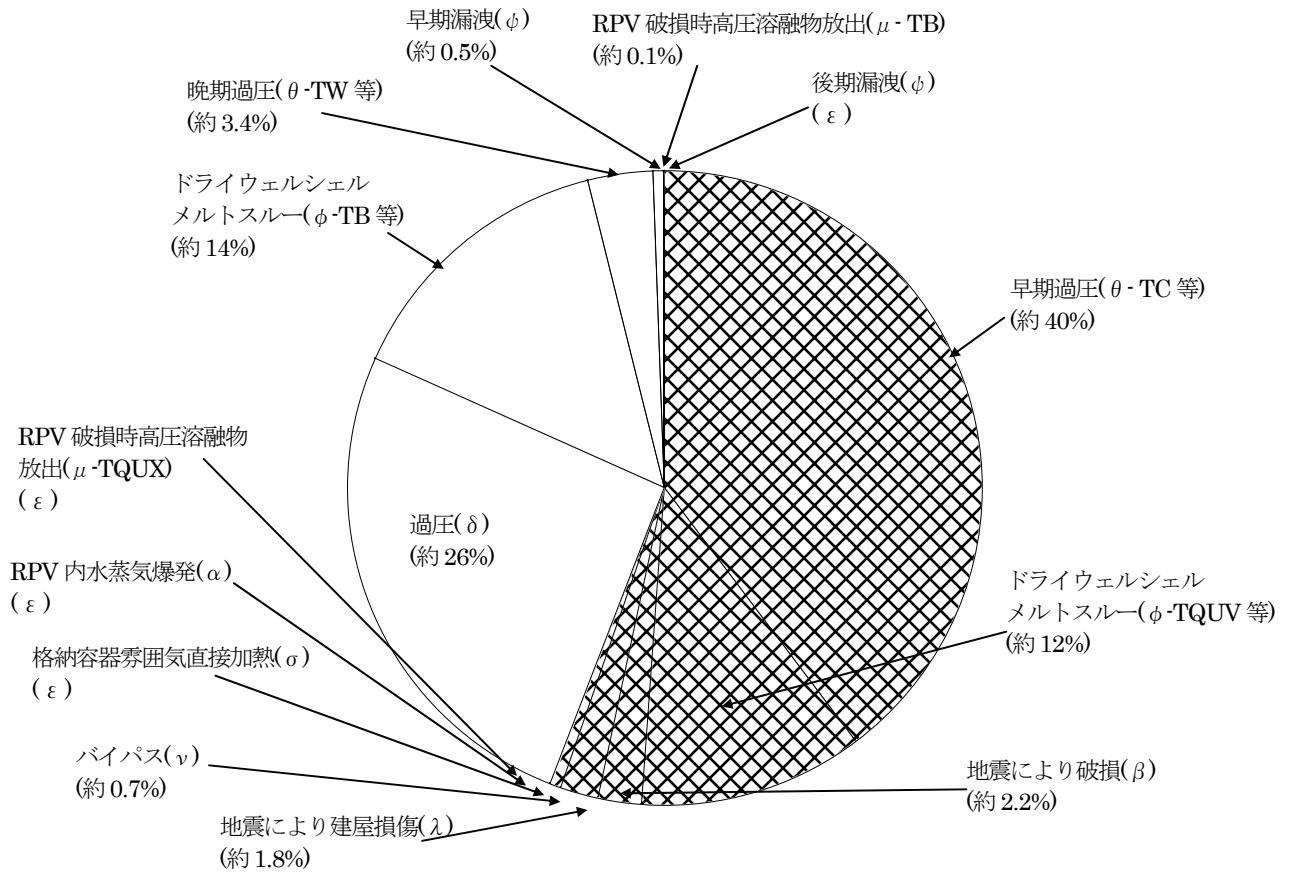


図 3.2-1 PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-4 Mark I、PCS の効果に関する感度解析ケース 1)



$\epsilon$  : 0.1%以下

図 3.2-2 格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-4 Mark I、PCS の効果に関する感度解析ケース 1)

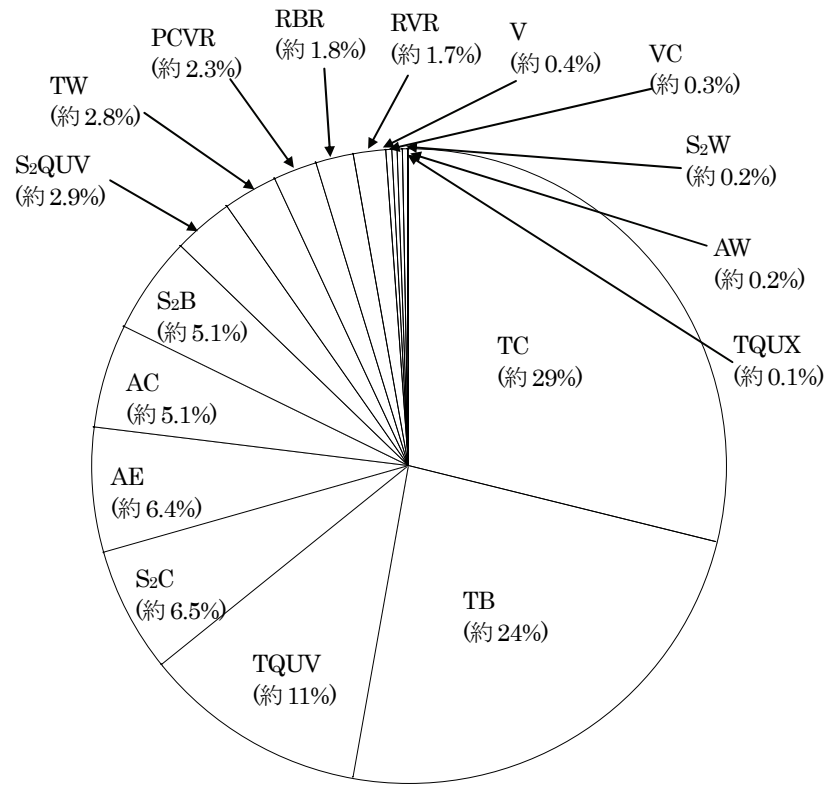


図 3.3-1 PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-4 Mark I、PCS の効果に関する感度解析ケース 2)

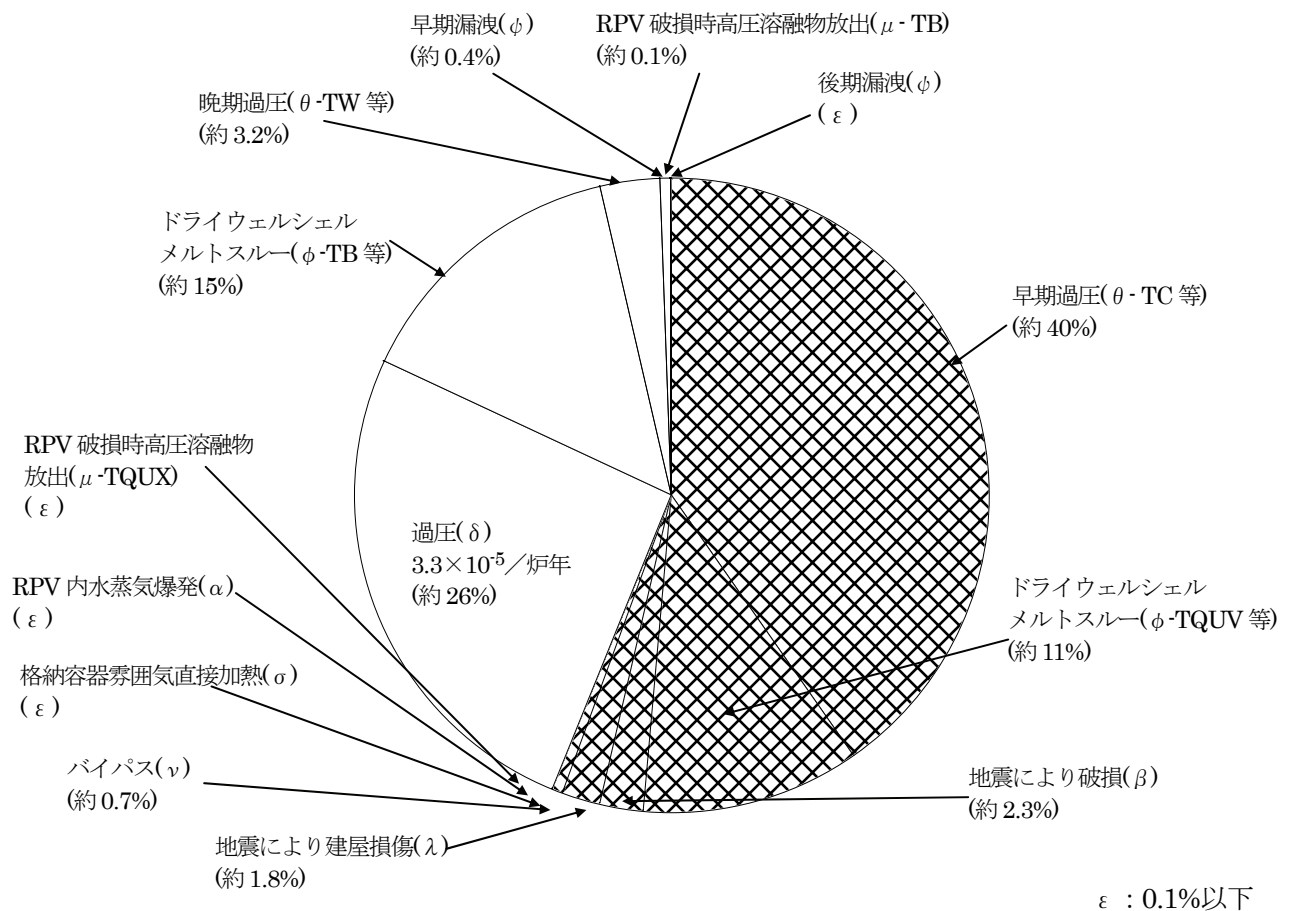


図 3.3-2 格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-4 Mark I、PCS の効果に関する感度解析ケース 2)

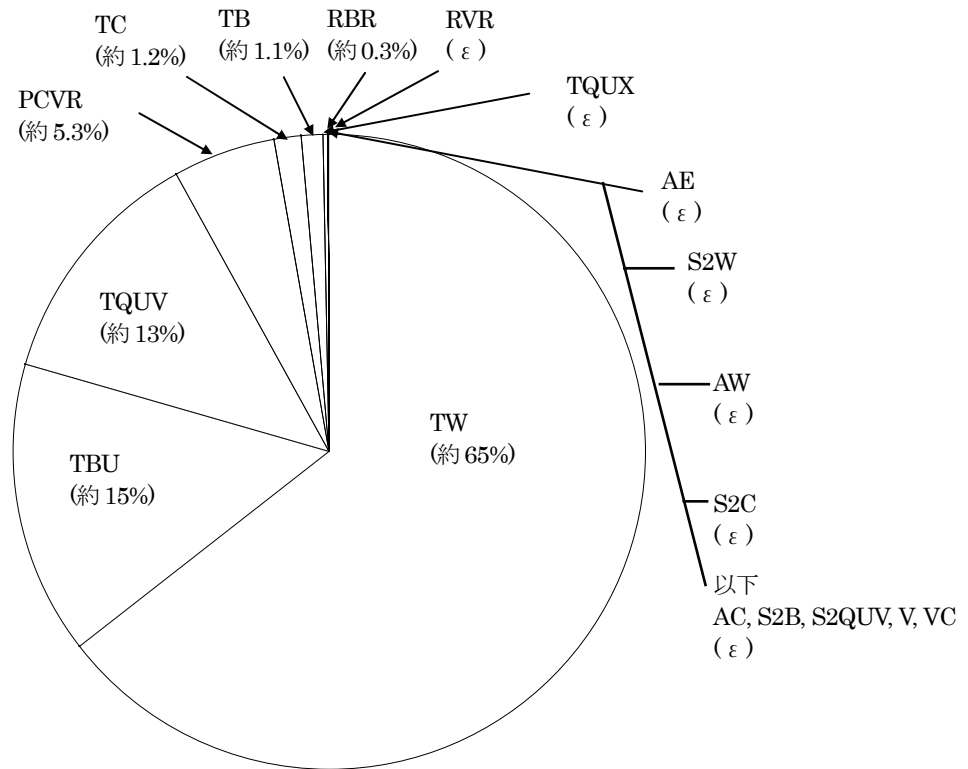
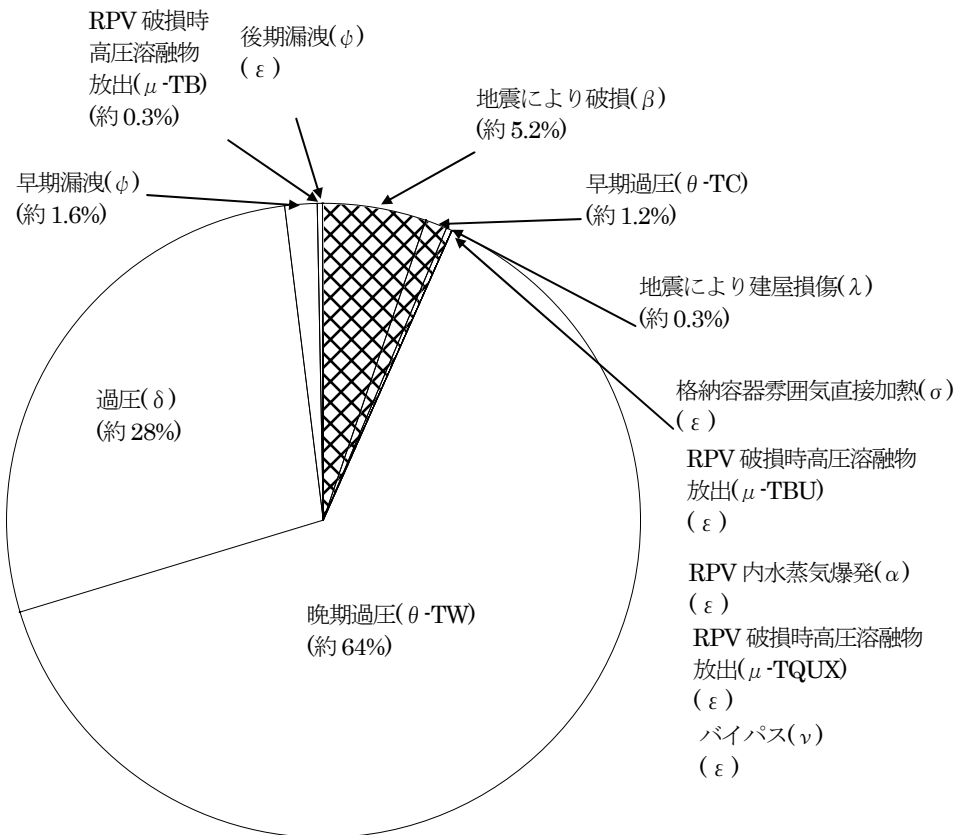


図 3.4-1 PDS 別格納容器機能喪失頻度割合(BWR-5 Mark-II改良型、基準ケース)



$\epsilon$  : 0.1%以下

図 3.4-2 格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-5 Mark II改、基準ケース)

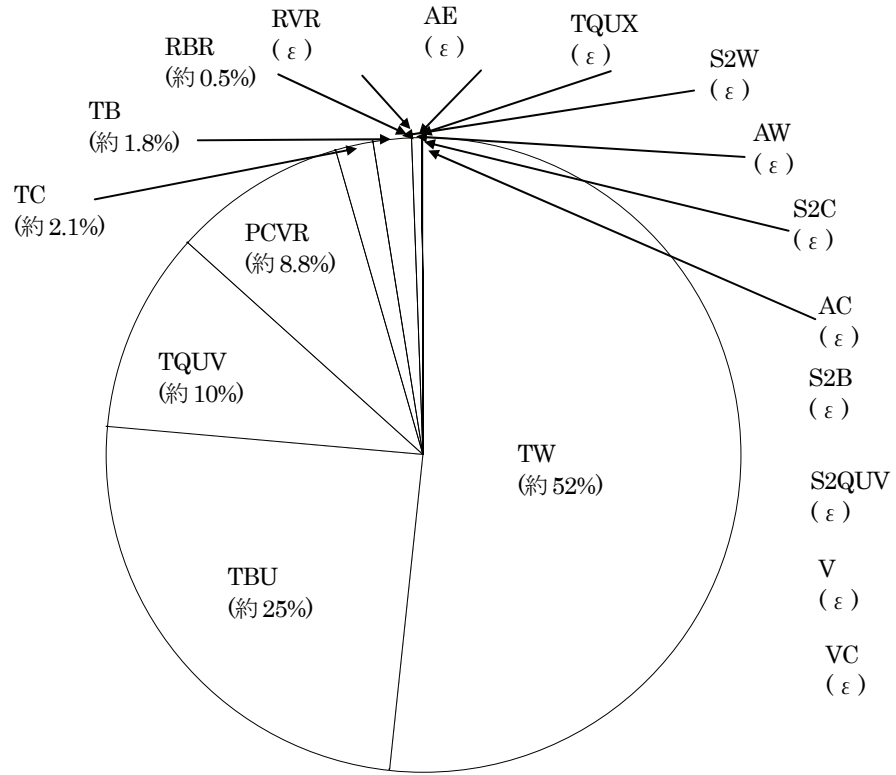
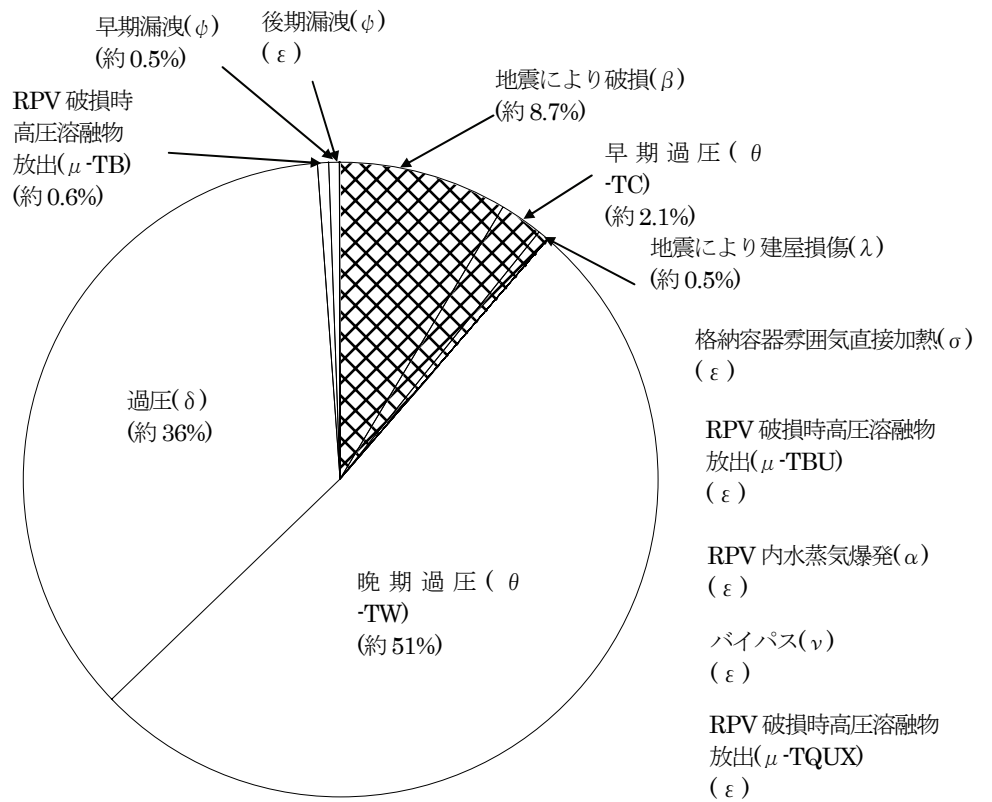


図 3.5-1 PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-5 Mark II改、PCS の効果に関する感度解析ケース 1)



$\epsilon$  : 0.1%以下

図 3.5-2 格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-5 Mark II改、PCS の効果に関する感度解析ケース 1)

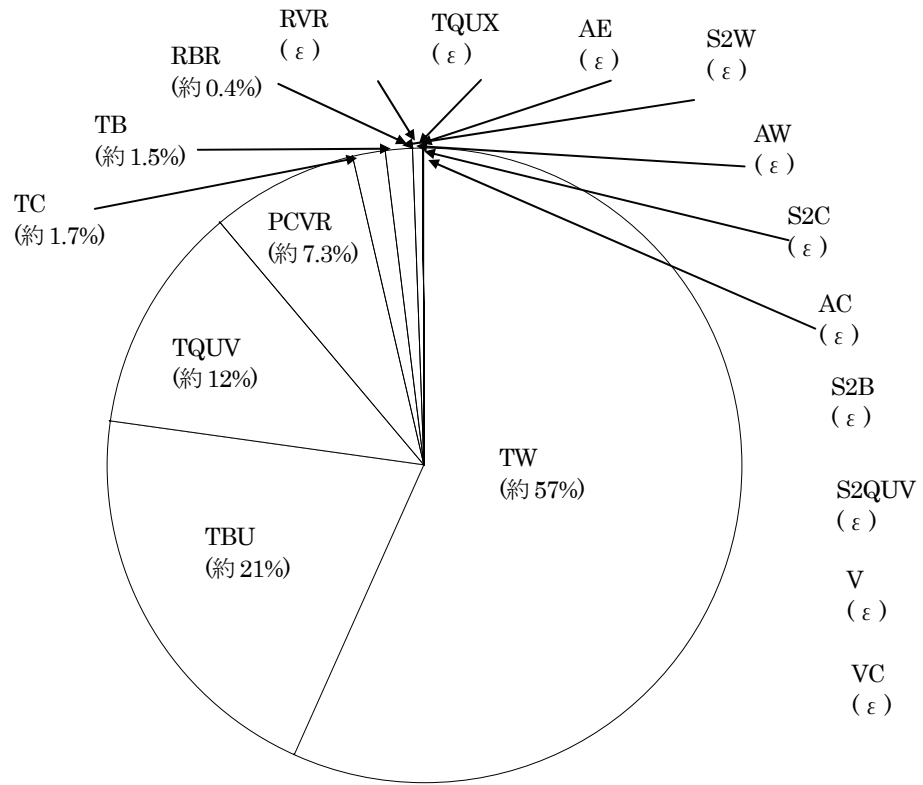
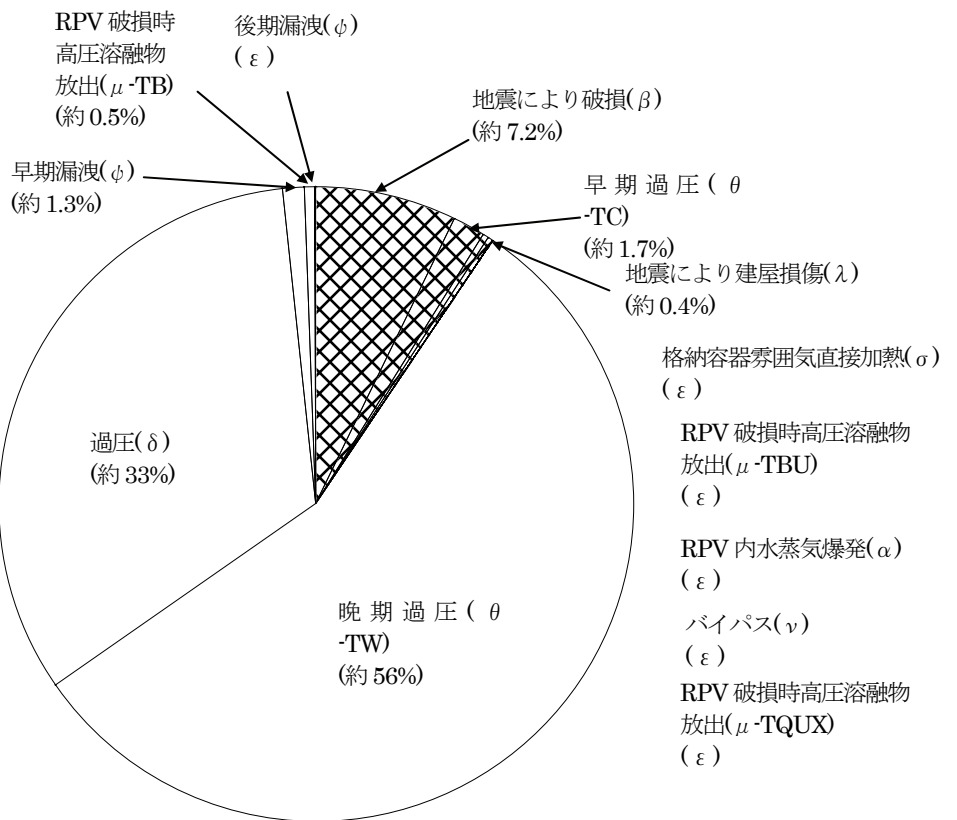


図 3.6-1 PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-5 Mark II改、PCS の効果に関する感度解析ケース 2-1)



ε : 0.1%以下

図 3.6-2 格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-5 Mark II改、PCS の効果に関する感度解析ケース 2-1)

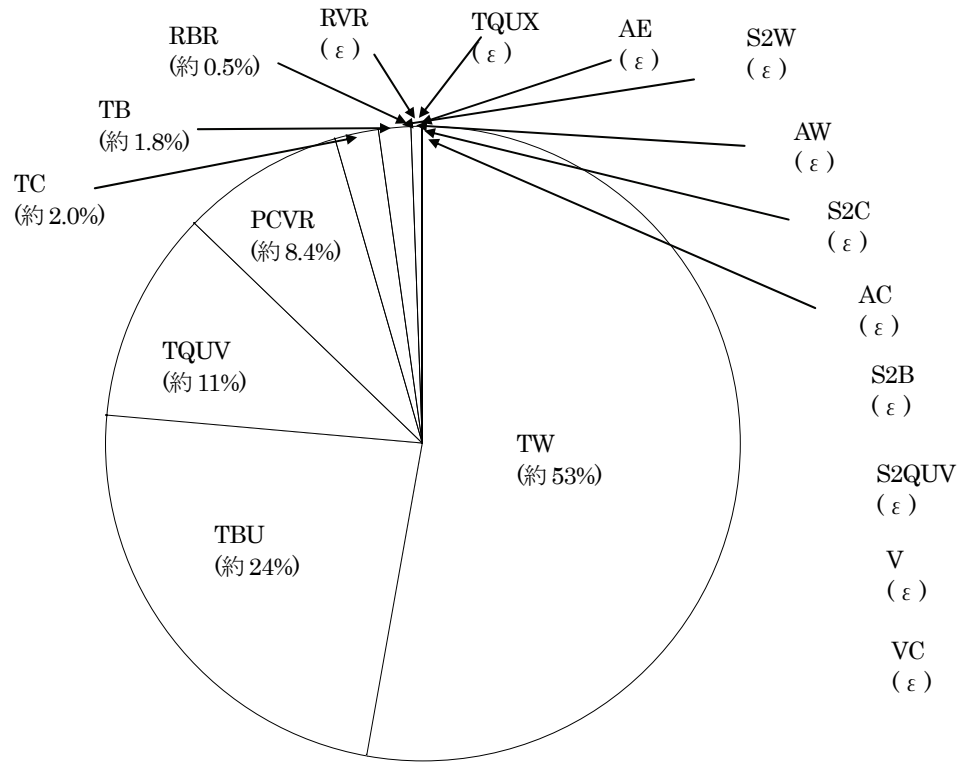
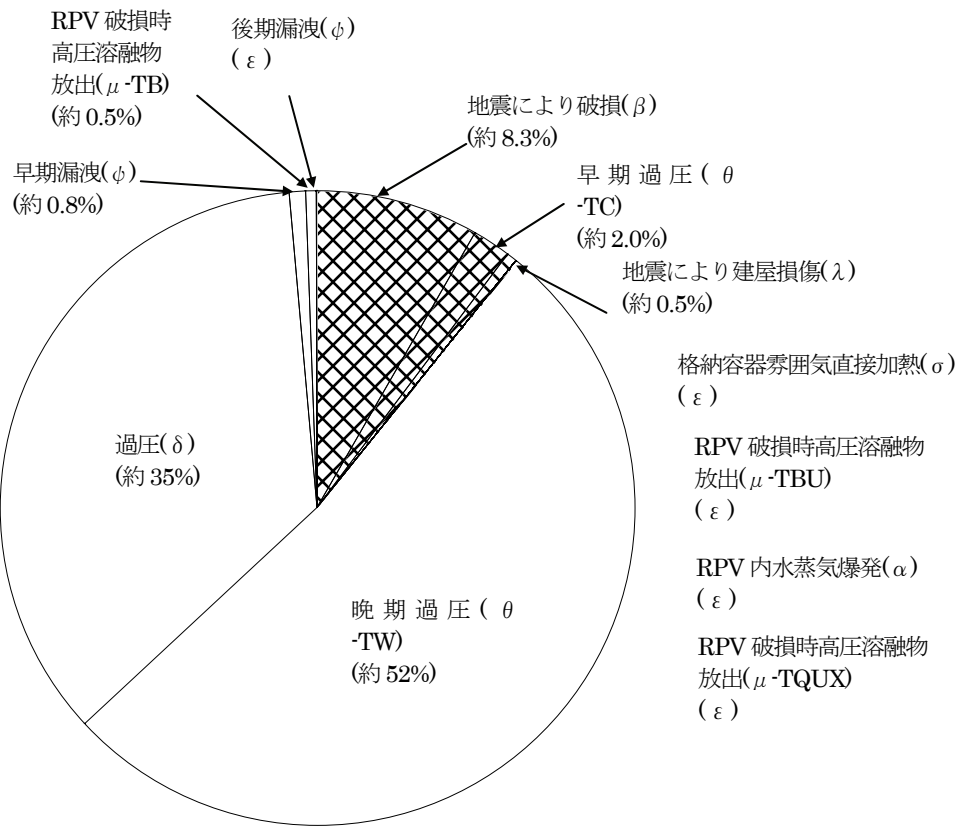


図 3.7-1 PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-5 Mark II 改、PCS の効果に関する感度解析ケース 2-2)



$\epsilon$  : 0.1%以下

図 3.7-2 格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-5 Mark II 改、PCS の効果に関する感度解析ケース 2-2)



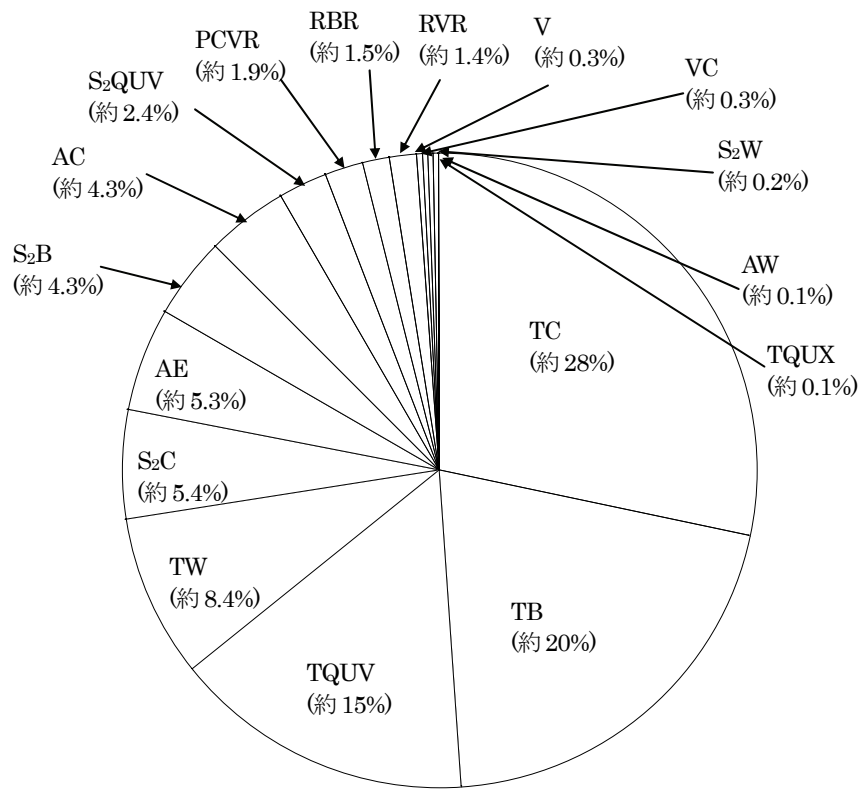


図 3.8-1 PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-4 Mark I、低地震動領域に関する感度解析ケース 1)

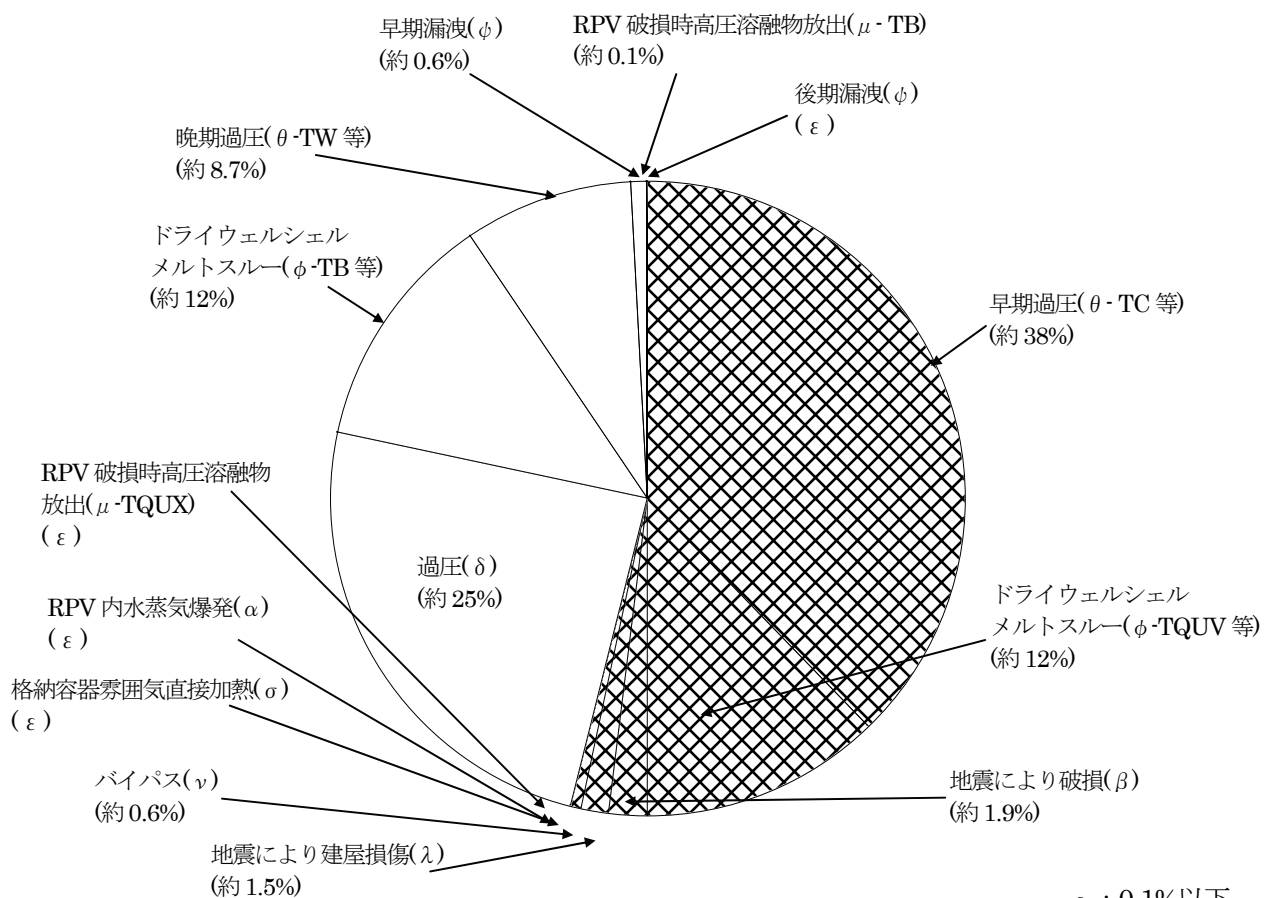


図 3.8-2 格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-4 Mark I、低地震動領域に関する感度解析ケース 1)

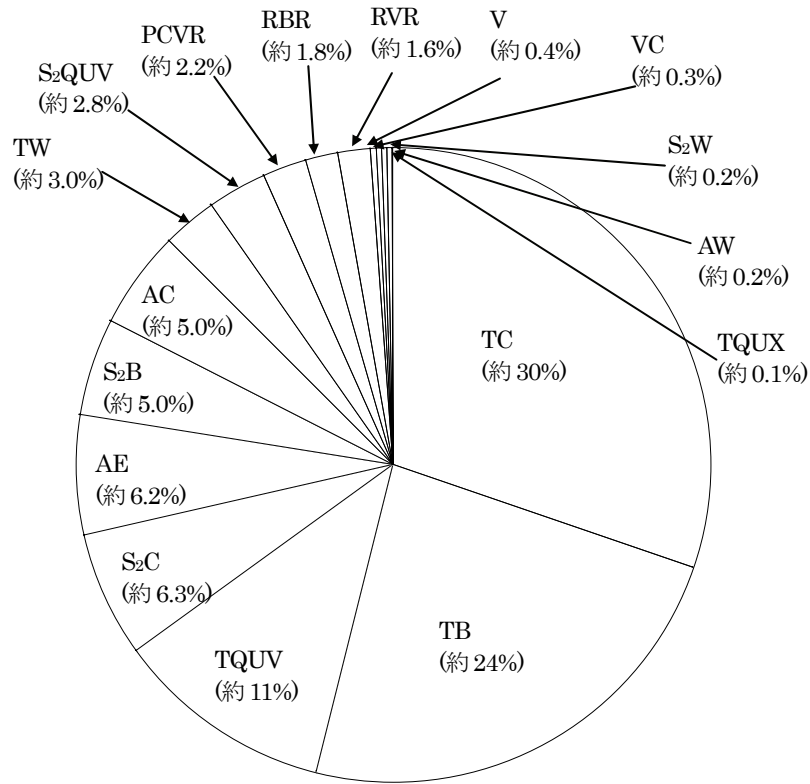


図 3.9-1 PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-4 Mark I、低地震動領域に関する感度解析ケース 2)

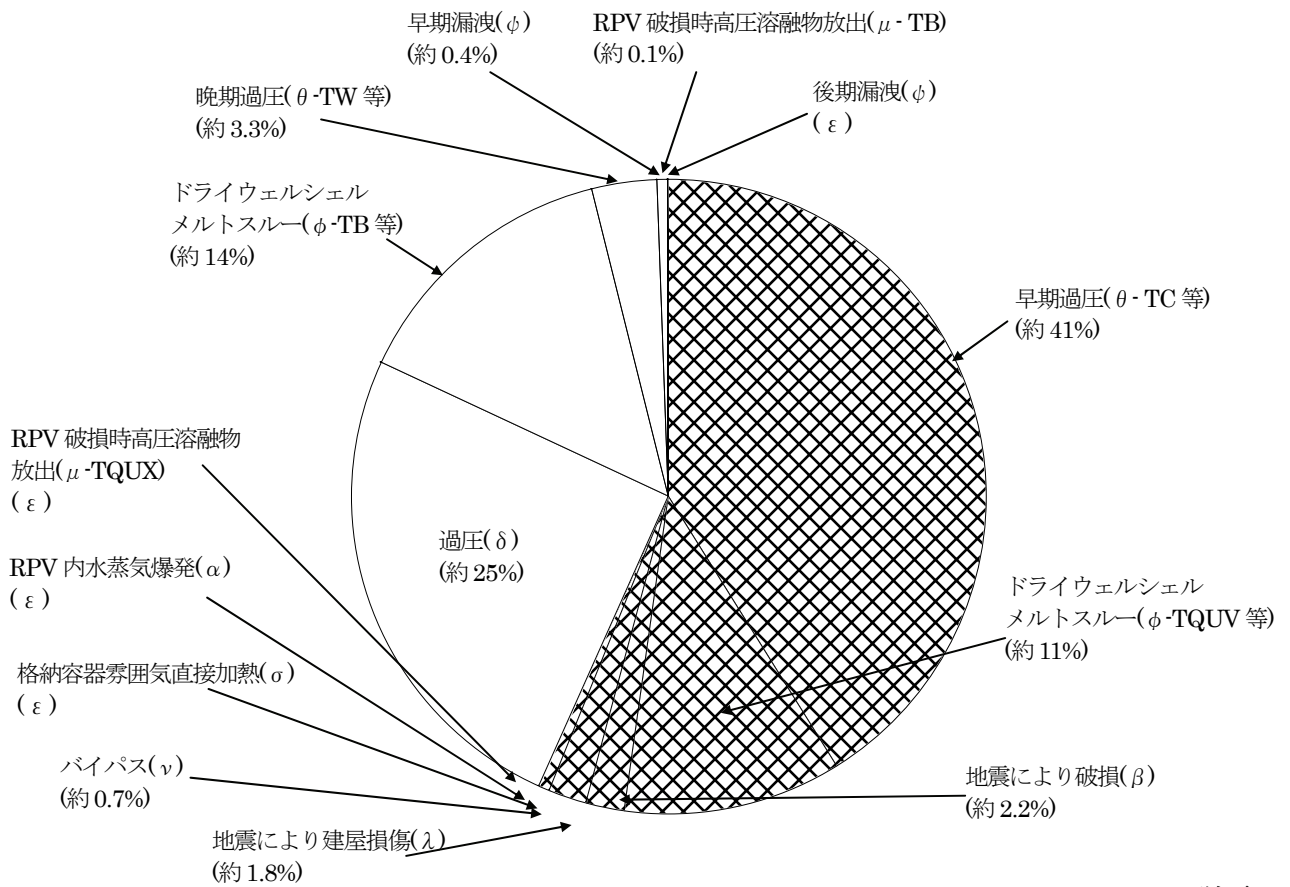


図 3.9-2 格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-4 Mark I、低地震動領域に関する感度解析ケース 2)

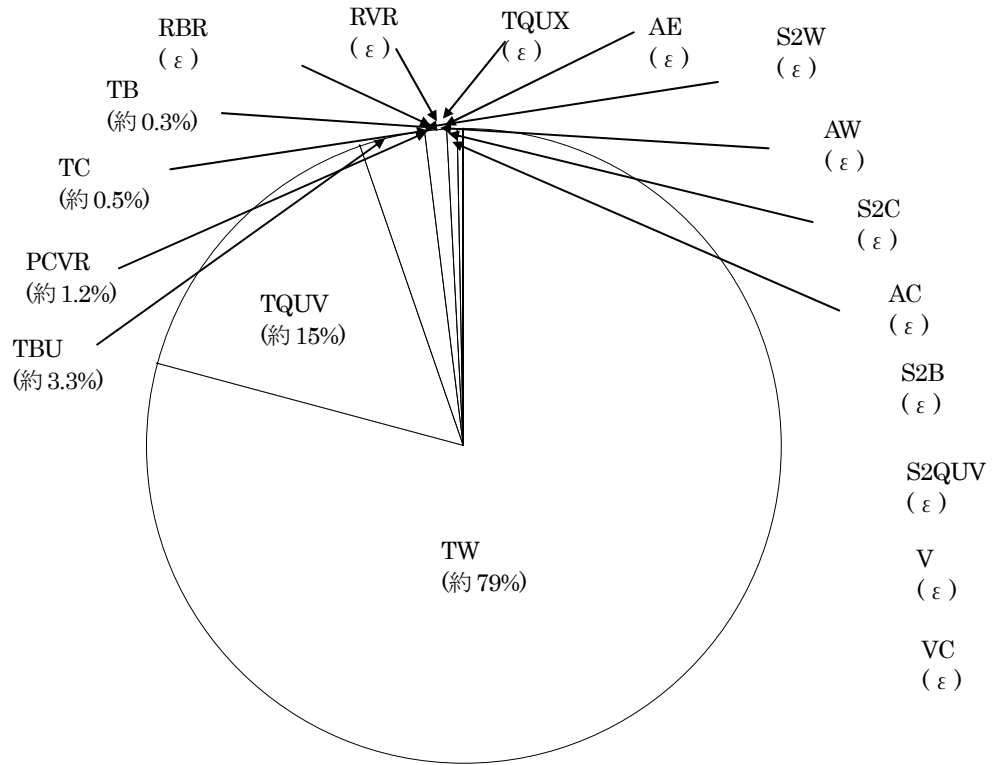
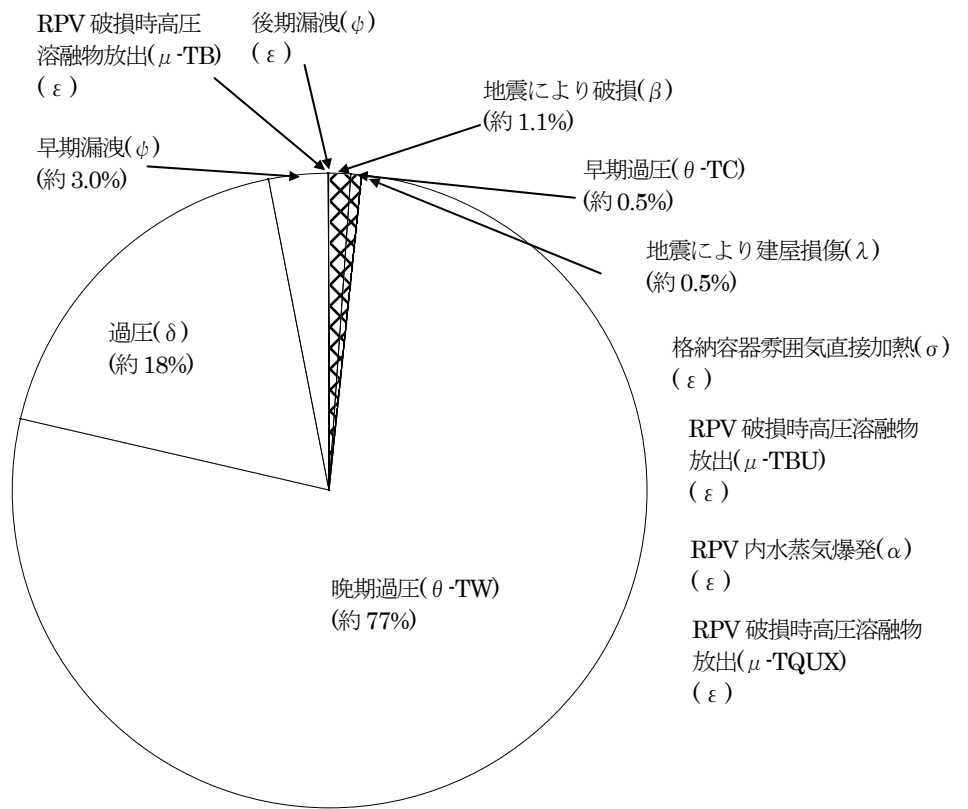


図 3.10-1 PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-5 Mark II 改、低地震動領域に関する感度解析ケース 1)



ε : 0.1%以下

図 3.10-2 格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-5 Mark II 改、低地震動領域に関する感度解析ケース 1)

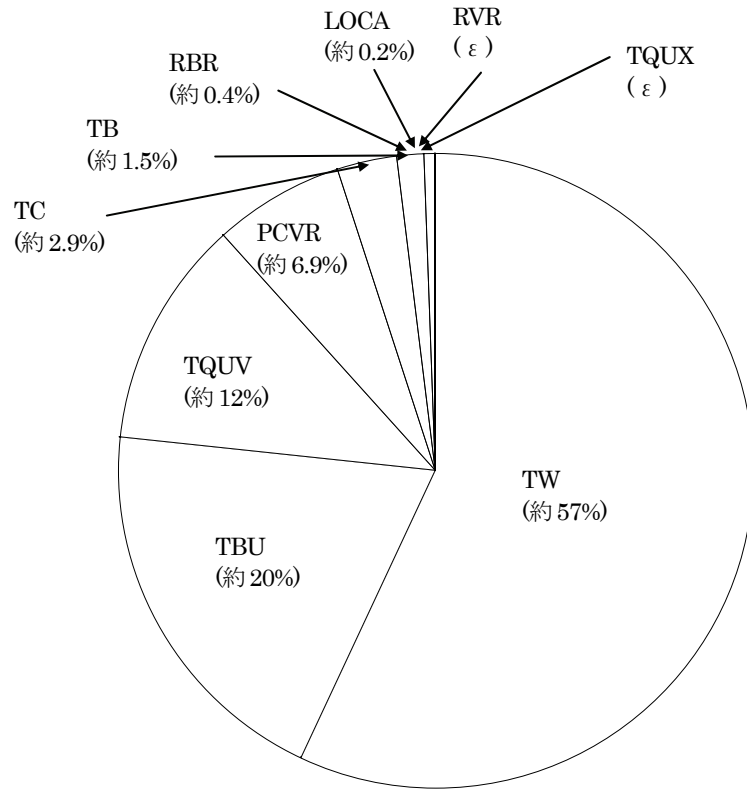
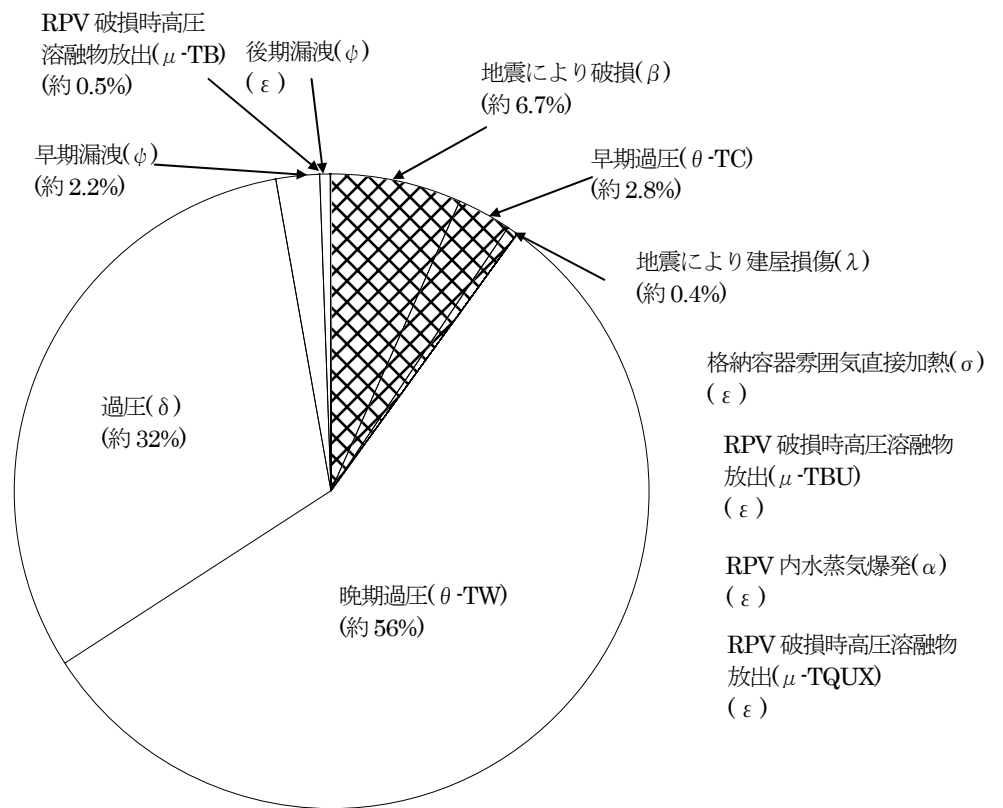


図 3.11-1 PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-5 Mark II改、低地震動領域に関する感度解析ケース 2)



ε : 0.1%以下

図 3.11-2 格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-5 Mark II改、低地震動領域に関する感度解析 ケース 2)

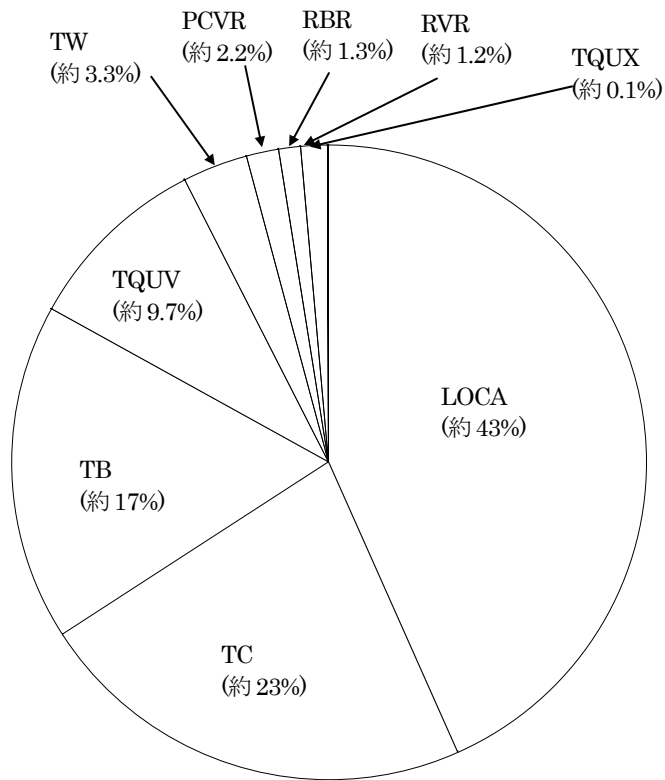


図 3.12-1 PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-4 Mark I、LOCAに関する感度解析ケース 1)

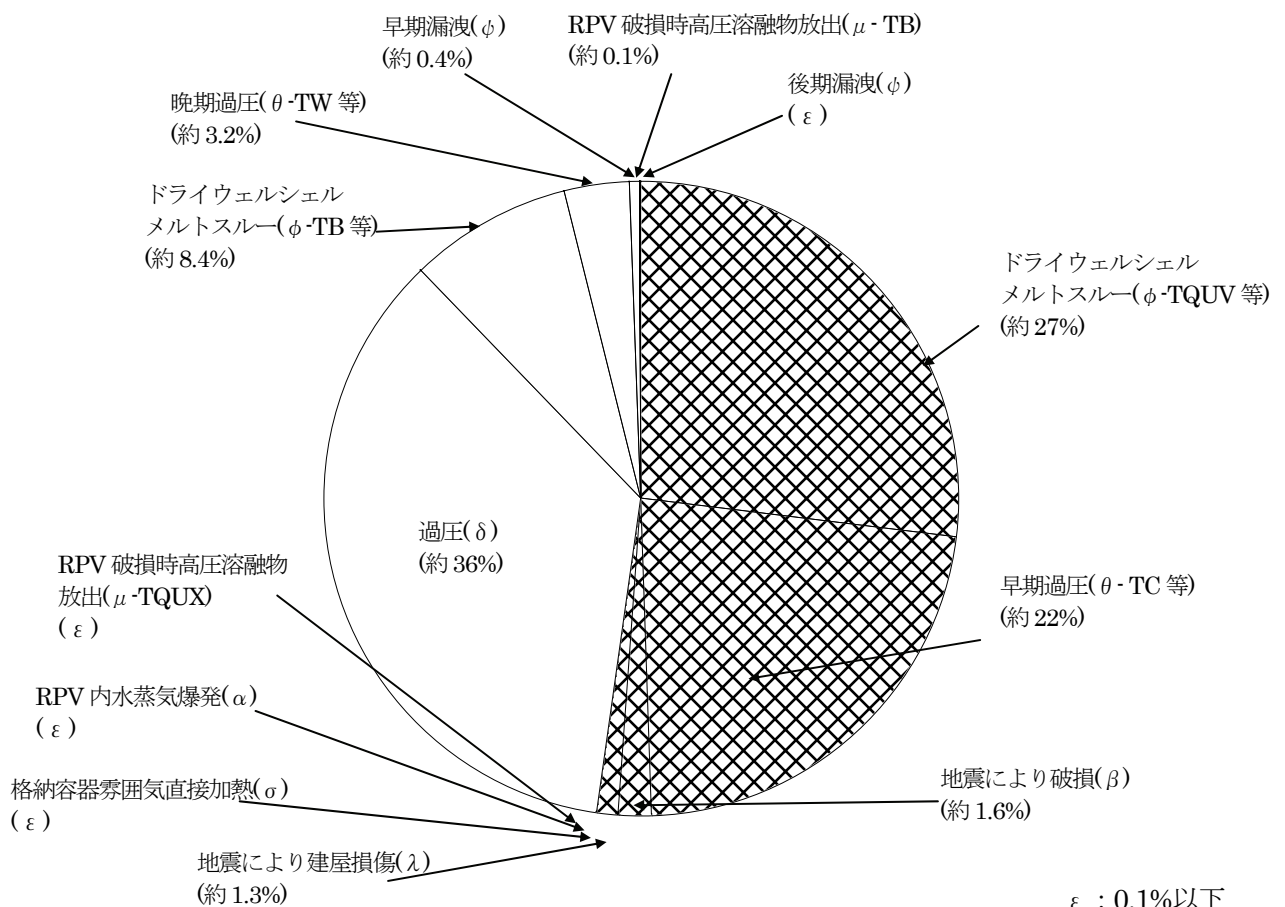


図 3.12-2 格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-4 Mark I、LOCAに関する感度解析ケース 1)

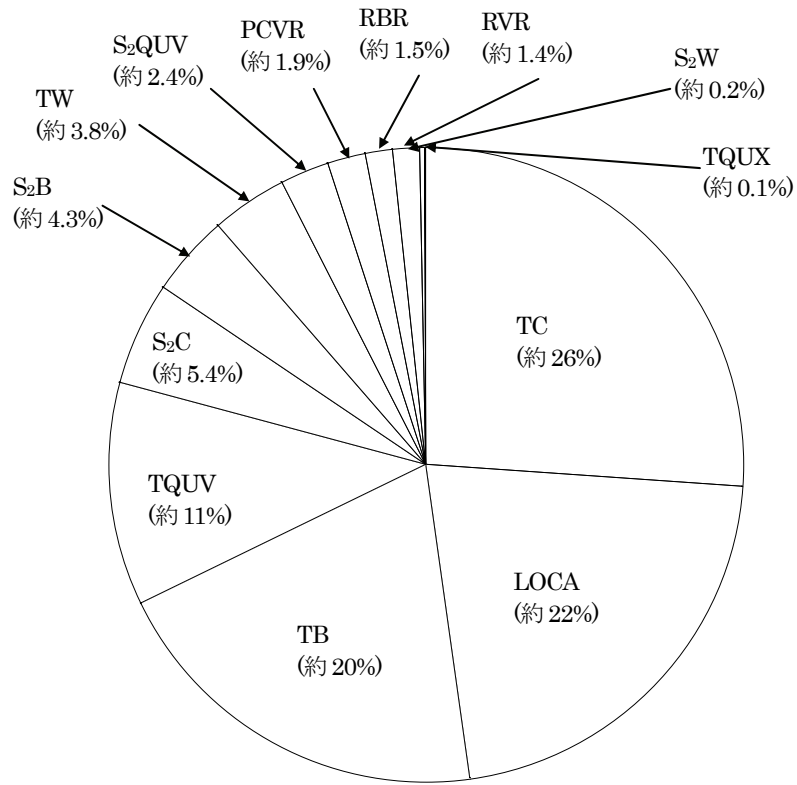


図 3.13-1 PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-4 Mark I、LOCAに関する感度解析ケース 2)

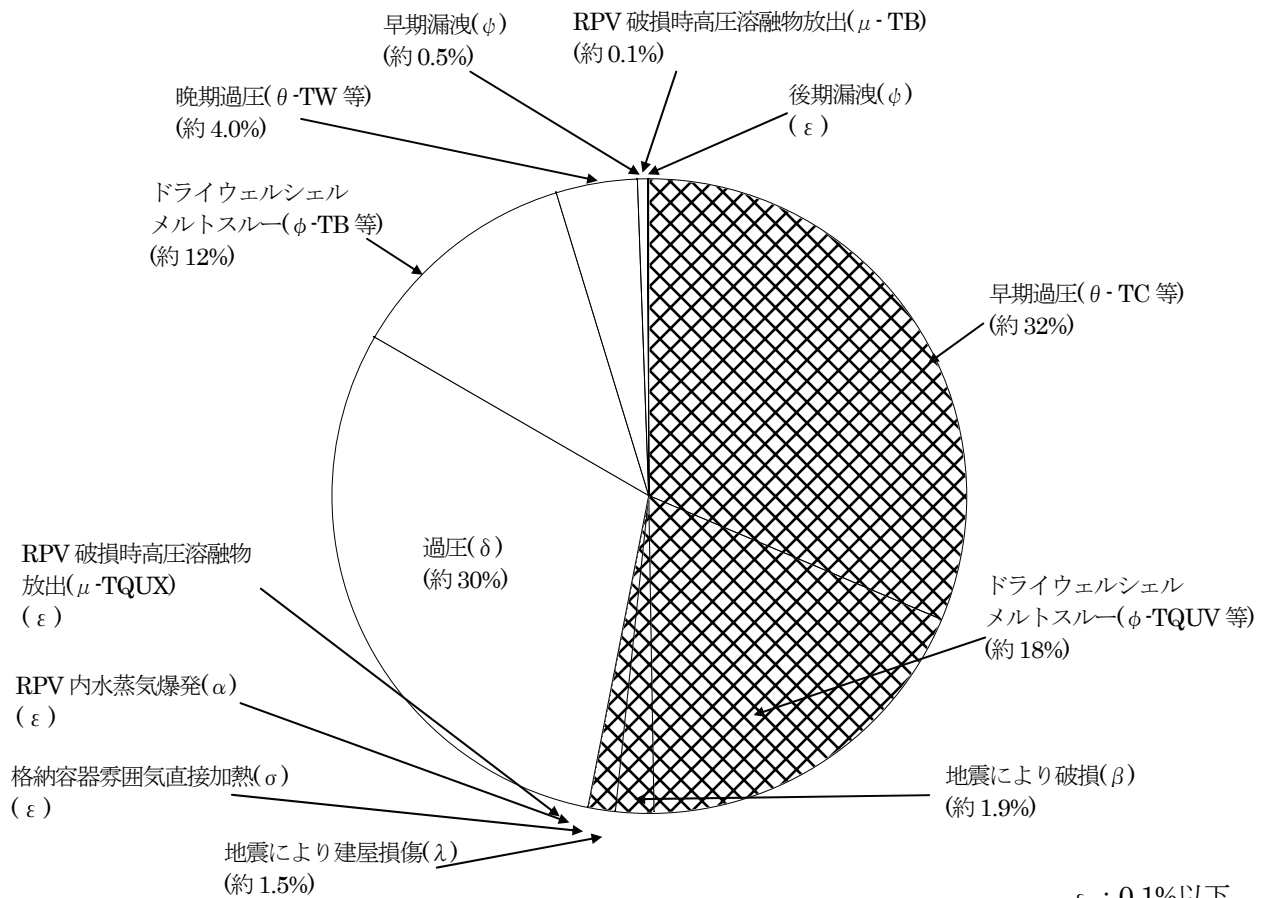


図 3.13-2 格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-4 Mark I、LOCAに関する感度解析ケース 2)

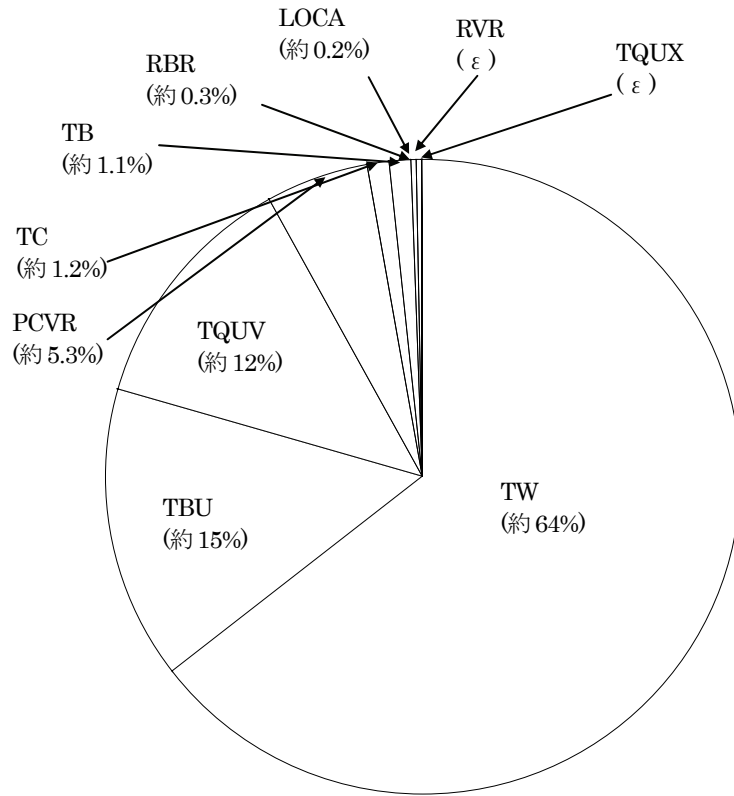
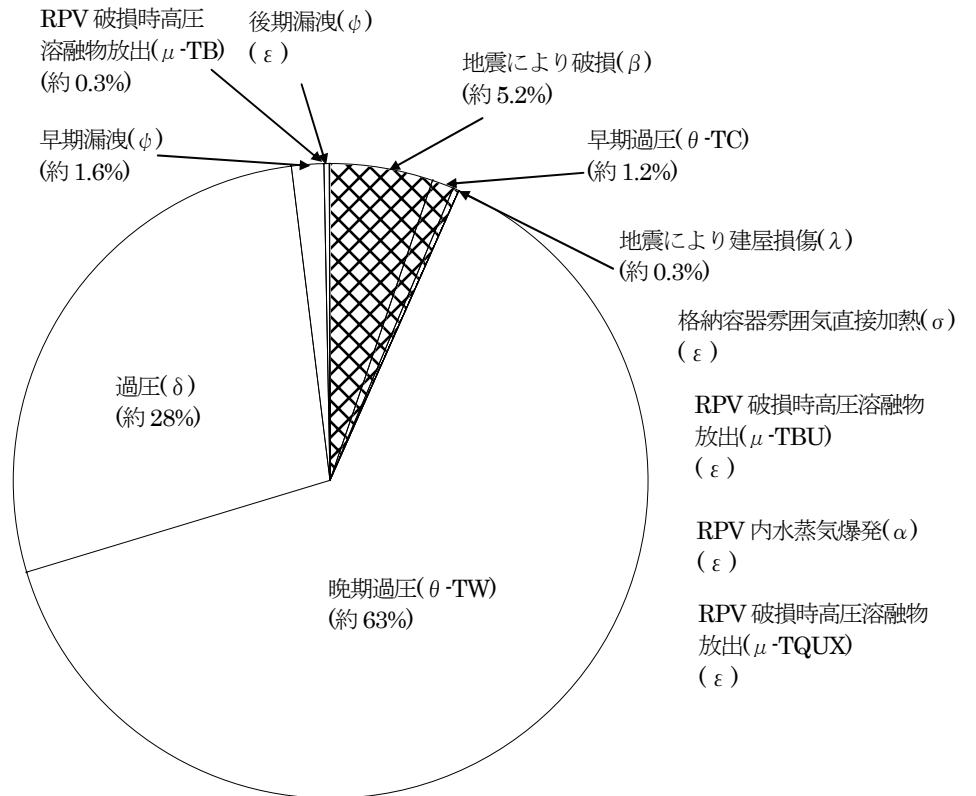


図 3.14-1 PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-5 Mark II改、LOCA に関する感度解析ケース 1)



ε : 0.1%以下

図 3.14-2 格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-5 Mark II改、LOCA に関する感度解析ケース 1)

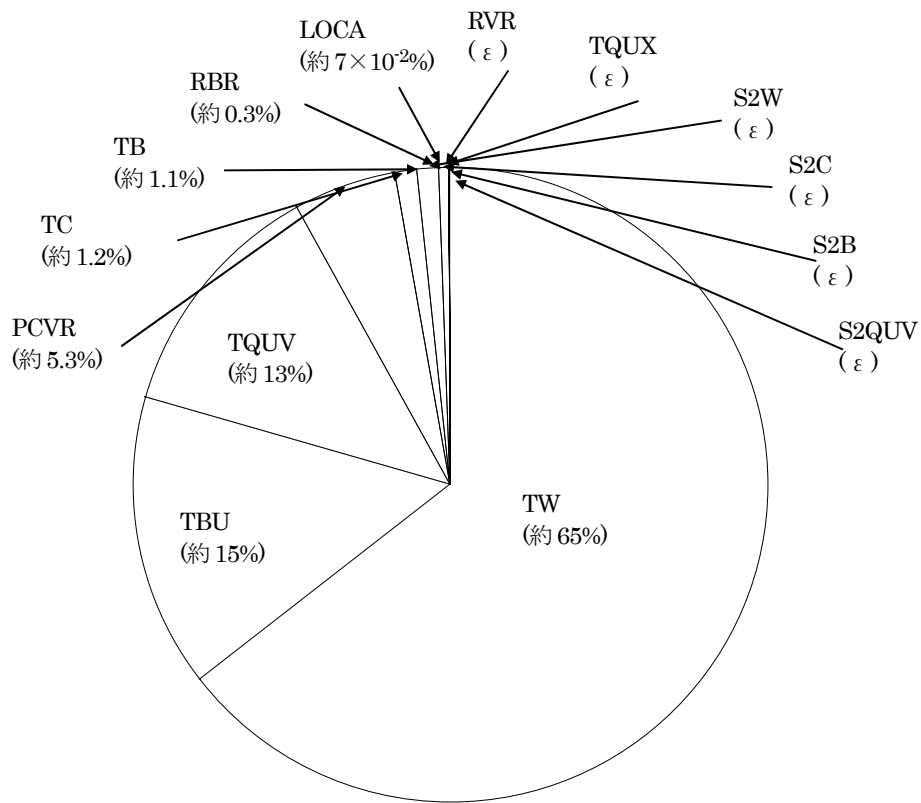
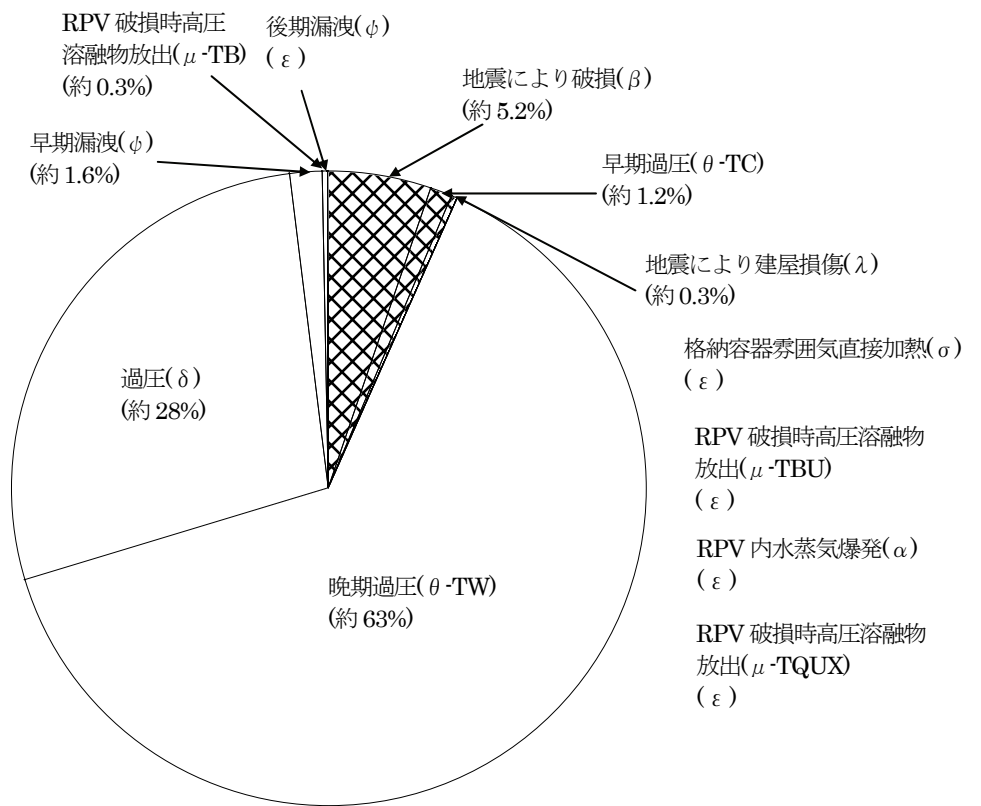


図 3.15-1 PDS 別格納容器機能喪失頻度(BWR-5 Mark II改、LOCA に関する感度解析ケース 2)



$\epsilon$  : 0.1%以下

図 3.15-2 格納容器機能喪失モード別発生頻度(BWR-5 Mark II改、LOCA に関する感度解析ケース 2)



#### 4. 格納容器シェルメルトスル解析

Mark I 型格納容器を有する BWR-4 プラントでは、原子炉圧力容器下部の床と格納容器の床とが同じ高さの構造になっているため、原子炉圧力容器破損後に落下したデブリが、格納容器の床に広がり、デブリが冷却できない場合には、高温のデブリが格納容器の壁に接触し、一部が熔融貫通する可能性がある。

地震時の事故シーケンスでは、BWR-4 Mark I プラント特有の格納容器シェルアタック（以下、シェルメルトスル現象）による格納容器破損割合は、予備的に実施した地震 PSA<sup>(4)</sup>によれば、図 4.1 に示すように、大きな割合（格納容器機能喪失モード全体の約 26%）を占める結果になった。

本検討では、MELCOR1.8.5 コードを用いて、シェルメルトスルの挙動を検討するため、シェルメルトスルの簡易モデルを組み込んで整備をした後、内的事象時を含め圧力容器破損後に落下するデブリ量、圧力容器下部ヘッド破損条件及び格納容器への代替スプレイの有無について感度解析を行い、ソースタームへの影響を検討する。

##### 4.1 シェルメルトスルの先行研究

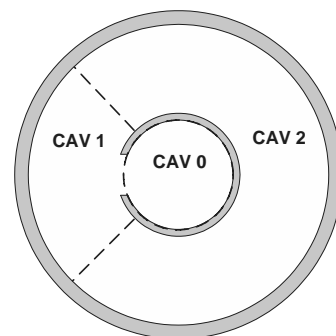
シビアアクシデントによって炉心損傷した後、炉心デブリが圧力容器を損傷する。デブリは圧力容器下部のキャビティ領域に落下して拡がり、その後、ペDESTAL 開口部からデブリはドライウエル床に拡がった後、格納容器の壁を破損する現象がシェルメルトスル現象である。シェルメルトスル現象による格納容器破損を評価するためには、圧力容器からデブリが落下するタイミング、落下量、デブリ拡がり速度、拡がり過程でのデブリ冷却効果、格納容器の壁に接触した場合の熱伝達、格納容器の壁の温度上昇と破損条件、デブリ冷却水の有無などに大きく依存すると考えられる。

##### 4.1.1 デブリ拡がりモデル

欧州 MELCOR ユーザーグループ会議（第一回、2008 年）において、NRC から MELCOR Best Practices - An Accident Sequence Walk-Through<sup>(10)</sup>と題するプレゼンテーションのなかで、BWR Topics のひとつに、デブリ拡がりモデルとシェルメルトスルが挙げられており、デブリ拡がりモデルに下記を採用した場合のデブリ深さと温度の感度解析の一部を紹介している。

デブリ拡がりモデルの概要は以下のとおりである。

- (1) デブリ拡がりエリアは、キャビティ、ドライウエル床を 3 分割する。



- ① キャビティ部：CAV0
  - ② ドライウェル第一拡がりエリア（扇状 90 度範囲）：CAV1
  - ③ ドライウェル第二拡がりエリア（扇状 90 度範囲を除くエリア）：CAV2
- (2) デブリ流動性は、「デブリ温度」と「隣接エリアとのデブリ高さの差」に依存する。
- ① デブリ温度  $T_{debris}$  が、デブリ固化温度  $T_{solidus}$  よりも低ければ、デブリはあふれ出ない。
  - ② デブリ温度  $T_{debris}$  が、デブリ固化温度  $T_{solidus}$  よりも高ければ、0.5m 差で流出開始する。
  - ③ デブリ温度  $T_{debris}$  が、デブリ流動温度  $T_{liquidus}$  に等しい場合、
    - ・ CAV0 → CAV1 には、0.15m 差で流出開始する。
    - ・ CAV1 → CAV2 には、0.10m 差で流出開始する。
- (3) デブリ拡がり速度は、分割されたエリアを横切る移行時間で表す。
- ① デブリ温度  $T_{debris}$  が、デブリ流動温度  $T_{liquidus}$  に等しい場合、
    - ・ CAV1 の移行時間は、10 分間（CAV2 の立ち上がりが 10 分遅れる）  
 流速：300cm / (10×60) sec = 0.5cm/sec  
 但し、VULCANO 試験では、デブリを想定した溶融物の拡がり速度が 10～20cm/s であるため、かなり小さい拡がり速度である。
    - ・ CAV2 は、30 分間である。
  - ② デブリ温度  $T_{debris}$  が、デブリ固化温度  $T_{solidus}$  に等しい場合、
    - ・ 移行時間は無限大。
- (4) シェルメルトスルによる格納容器破損
- デブリ温度が 1811K (1538°C) 以上にて格納容器壁に接触して、5 分後に格納容器破損になる。（なお、Fe 融点は 1539°C である。）

#### 4.1.2 デブリ関連パラメータの確率密度関数などの研究<sup>(11)・(12)</sup>

シェルメルトスルについての体系的な検討として、1993 年の Nuclear Technology の 101 巻に Theofanous 教授（加州大サンタバーバラ校）等による（BWR）Mark-I 型格納容器に対するライナー損傷確率として、3 部構成の論文が発表されている。

デブリ溶融物の格納容器壁への接触深さ、溶融物の過熱度（溶融物温度と融点との差）及び過熱継続時間の 3 つのパラメータの確率密度関数とこれらの因果関係によって、格納容器ライナー破損の確率分布が推定できると説明している。以下に概要を示す。

デブリの格納容器への放出シナリオとして、下記の 3 種類を検討している。

シナリオⅠ： 炉心デブリが炉心支持板に落下するが、炉心支持板破損が遅くなり、溶融デブリは格納容器に放出する前に下部プレナムに蓄積する。圧力容器は局所的に溶融破損し、格納容器へ多量の溶融デブリが放出された後、残りの溶融デブリは徐々に放出される。

シナリオⅡ： 炉心デブリが炉心支持板に落下すると、炉心支持板が破損し、溶融デブリは下部プレナムに落下する。圧力容器は、溶融デブリにより早期に局所的な破損(計装管)を生じ、下部プレナムの溶融デブリが徐々に格納容器に放出される。

シナリオⅢ： 炉心デブリが炉心支持板に落下すると、炉心支持板が破損し、溶融物は下部プレナムに落下する。溶融デブリは下部プレナム部で冷却されて、固化デブリになる。圧力容器の下部ヘッドは溶融デブリによる溶融破損前にクリープ破損に至る。主に固化デブリが大量放出される。

なお、MELCOR 解析では多くの場合、高圧シーケンスと低圧シーケンスの区別無く、シナリオⅠになっている。現状、BWR-4 の MELCOR 解析では、落下デブリ量に依存して、炉心部をリング 1~3 の 3 区分に分割し、炉心中央部を模擬したリング 1 の炉心が落下すると、圧力容器の下部ヘッドの一部が破損しデブリが落下し始める。

一方、シナリオⅡは、溶融デブリによる溶融破損が計装管部のみ発生する場合に相当しているが、シナリオⅠの下部ヘッド破損面積が大幅に小さくなった場合に相当すると考えられる。

シナリオⅢは、クリープ破損を考慮しているため、高圧シーケンスが主な対象になる。炉心溶融デブリが炉心支持板または下部プレナム部において、CRD(制御棒駆動機構)冷却水などの注水により、急速に冷却されて固化デブリになるものの、高圧シーケンスで炉圧が高い状態において、固化デブリによる伝熱により、下部ヘッドがクリープ破損に至る場合である。MELCOR 解析では、クリープ破損の前に溶融破損に至るケースが多い。

Theofanous 教授等によると、格納容器ライナーアッタクの要因を分解すると、図 4.2 に示すようにデブリ溶融物の格納容器壁への接触深さ： $H$ 、溶融物の過熱度(溶融物温度と融点との差)： $\Delta T_0$ 、及び過熱継続時間： $\tau$  の 3 つの主要パラメータで決まるとしている。つまり、これら 3 つの Pdf(確率密度関数)と 3 つの CR(因果関係)を掛け合わせて格納容器ライナー破損の確率分布を推定する。これらの要因の相互関係は以下のとおりである。

(a) pdf1(溶融物放出量分布)と CR1(溶融物放出量と格納容器ライナー接触深さの関係)から pdf2(ライナー接触デブリ深さ分布)を求める。

(b) pdf3(溶融物中の Zr 量分布)、pdf4(初期の溶融物過熱度分布)、CR2(過熱度継続時間に対する Zr 量、過熱度、溶融物接触デブリ深さの関係)及び pdf2(ライナー接触デブリ深さ分布)

から pdf5(初期の溶融物過熱度、過熱度継続時間とライナー接触デブリ深さの相関分布)を  
求める。

(c) pdf5(初期の溶融物過熱度、過熱度継続時間とライナー接触デブリ深さの相関分布)と  
CR3(破損過熱度に対する過熱度継続時間、ライナー接触デブリ深さの関係)からライナー  
破損確率をもとめる。それぞれの分布及び相関関係は以下のようにして求める。

- 1) pdf1(溶融物放出量分布)は圧力容器内の溶融進展挙動、下部ヘッド破損、溶融物放出  
により決まる。
- 2) CR1(溶融物放出量と格納容器ライナー接触デブリ深さの関係)はデブリ固化と再溶融  
を含む拡がり挙動により決まる。
- 3) CR2(過熱度継続時間に対する Zr 量、過熱度、溶融物接触デブリ深さの関係)は格納容  
器ライナー付近のコアコンクリート反応、特に溶融物を加熱する化学反応の役割を考  
慮する必要がある。
- 4) pdf3(溶融物中の Zr 量分布)は炉内挙動と下部ヘッド破損(シナリオ)に基づいて決まる。
- 5) pdf4(初期の溶融物過熱度分布)は溶融物放出シナリオとライナー接触前のデブリ拡が  
り過程での伝熱を考慮する必要がある。
- 6) CR3(破損過熱度に対する過熱度継続時間、ライナー接触デブリ深さの関係)は、潜在  
的熱負荷(過熱度)となる格納容器ライナーでの熱伝達プロセス、溶融デブリのライナ  
ーアタックの継続時間、ライナーの露出部とライナーの埋め込み部のコンクリートへ  
の除熱に対する熱抵抗との関係を示すものである。

#### 4.1.3 その他

BWR 産業界は、ICAPP'08 (International Congress on Advances in Nuclear Power Plants)  
において、制御棒駆動系 (CRD) 注水を考慮すると、圧力容器からのデブリ流出が少ない場合  
には、キャビティ部にその他の注水がなくても、シェルメルトスルの発生確率が小さくなると報告  
(<sup>13</sup>)している。ROAAM (Theofanos 等の事象発生確率推定法) と類似なアルゴリズムを整備して、  
シェルメルトスルモデルのモンテカルロ計算により、コリウム拡がり現象の不確実さ解析を実施  
している。解析モデルは、BWR 電力共同研究で整備し、ICONE-2 で発表したデブリ拡がりモデ  
ル(<sup>14</sup>)を使用している。

#### 4.2 シェルメルトスルの簡易モデル

本検討では、参考文献(10)を参考にして、MELCOR コードにシェルメルトスルの簡易モデル

を組み込むことにより、シェルメルトスルの挙動を模擬できるように整備した。

簡易モデルでは、シェルメルトスルを4つのモデルに分けて模擬した。つまり、シビアアクシデントにより生じた炉心デブリが圧力容器を損傷して、①キャビティ領域に落下して拡がり、②ペDESTAL開口部からドライウェルに流入し、③デブリはドライウェル床に拡がった後、④デブリは格納容器の壁に接触し、接触デブリから格納容器壁に熱伝達して温度上昇により格納容器壁が溶融破損に至る現象を模擬した。

シェルメルトスルによる格納容器破損は、圧力容器からデブリが落下するタイミング、落下量、デブリ拡がり速度、拡がり過程でのデブリ冷却効果、格納容器の壁に接触した場合の熱伝達、デブリ冷却水の有無、格納容器の壁の温度上昇と破損条件などに大きく依存すると考えられる。

MELCOR1.8.5を用いて、シェルメルトスル現象を模擬するため、図4.3に示すようなデブリ拡がり及びシェルメルトスルの簡易モデルを構築した。モデル化のために、MELCORコードの解析機能(Package Model)を活用した。

#### (1) キャビティ内デブリ拡がりモデル

原子炉圧力容器破損後、キャビティ部へ落下するデブリが同心円状に拡がるモデルを作成するため、MELCORのキャビティ(CAV)パッケージのパラメトリックなデブリ拡がりモデル(CAVnnSp)が円滑に動作するように整備した。

#### (2) キャビティ部からドライウェルへのデブリ流出モデル

デブリが拡がりキャビティ壁へ到達した後、キャビティ出入り口からデブリが流出するモデルを、MELCORの制御関数(CF)パッケージにより模擬した。デブリのドライウェルへの移行量を、キャビティ部破損口高さにより変更するように模擬した。

#### (3) ドライウェル床面でのデブリ拡がりモデル

ドライウェル床面でのデブリは、キャビティ出入り口から流出して扇形に拡がるが、上記(1)にて整備したデブリ拡がりモデルを用いて整備するため、扇形の面積との同心円状に拡がる円形の面積が等しくなるものと仮定して、デブリ拡がりモデル(CAVnnSp)を適用した。

#### (4) 接触デブリとドライウェル壁の間の熱伝達モデル

デブリがドライウェル壁面に接触した後のドライウェル壁への熱伝達モデル及び破損温度に到達した場合にドライウェル壁が破損するモデルを整備した。

MELCORのキャビティ(CAV)パッケージにて計算したデブリのドライウェル移行量((2)で解析)とドライウェル壁の間の熱伝達は、熱構造材(HS)パッケージの熱伝達モデル(径方向5層モデル)を用いて模擬した。

また、CAVパッケージに以下の変数をプロット変数として追加した。

- ・ CAV-TINT.lay.n            デブリ層境界温度(K)：扇状デブリの上面と下面温度
- ・ CAV-TSIDE.lay.n        デブリ層側面温度(K)：扇状デブリの先端（天と呼ばれる部分）の温度
- ・ CAV-DEBRAD.n         デブリ層半径(m)：扇状デブリの半径

なお、地震時にはアクシデントマネジメントに期待できないものとしたが、内的事象時にはアクシデントマネジメントに期待できるため、シェルメルトスルに効果がある格納容器注水を模擬する場合には CVH パッケージを用いて解析する。

#### 4.3 シェルメルトスルの試解析

上記 4.2 項にて整備したシェルメルトスルの簡易モデルを組み込んだ MELCOR1.8.5 コードを用いて、試解析を実施した。起因事象としては、BWR-4 プラントの地震 PSA 評価において、ドライウェルシェルメルトスルによる格納容器破損モードの代表的な事故シーケンスとして高圧・低圧注水失敗 (TQUV) を選定した。炉心損傷後に炉心デブリが圧力容器を破損し、キャビティ部に落下した後、急速に拡がって、格納容器の側壁に接触した場合の側壁の温度変化を下記の条件で試解析した。

- (1) 格納容器への代替スプレーがなく、デブリのみが格納容器壁に接触するものとして、①炉心デブリを全炉心とする場合、②全炉心の 80%とする場合及び③下部ヘッ드의破損条件を変えた場合
- (2) 格納容器の代替スプレーによって、デブリ上部に水がある状態で、格納容器壁に接触する場合

##### 4.3.1 シェルメルトスル簡易モデルを組み込んだ MELCOR1.8.5 コードの試解析条件

###### (a) キャビティ部へ落下する炉心デブリ量

キャビティ部へ落下する炉心デブリ量を変化させた場合のデブリ流動性を解析する。

なお、全炉心の一部が落下デブリとなる場合の模擬は、炉心 (COR) パッケージからキャビティ (CAV) パッケージにデブリを移行させる輸送処理 (TP) パッケージにおいて、一部のデブリを消失させて、落下量が増えることを模擬する。

###### (b) 炉心デブリ放出時間

炉心デブリ放出時間は、下部ヘッ드의破損条件を変えて模擬する。COR パッケージの下部ヘッド貫通部 (ペネトレーション) 破損の初期の破損口面積またはデブリ放出速度に関する係数を変えて炉心デブリ放出時間を変化させる。

(c) キャビティ部は、水張りなしとする。

(d) デブリの拡がり速度

デブリの拡がり速度は、先行研究の結果では、数 m/秒から数十 cm/秒の流速となっているが、参考文献(10)に示されているように、デブリが固化温度に近いか、流動温度を上回っているかによって、流速は大きく異なる。本試解析では、比較的緩やかに拡がる場合を仮定して、1~2cm/秒の流速を用いた。

これらのことを考慮して、シェルメルトスル試解析の条件は下記のように仮定した。

(1) RPV 破損直後のデブリ半径 1.5m (面積約 7m<sup>2</sup>)とする。

(2) その後 180 秒でデブリ半径が 2.7m(面積約 23m<sup>2</sup>)になるようにデブリを拡げる。デブリ面積の増加速度が一定になるようにする。

(3) デブリ半径が 2.7m になったら、ペDESTAL CAV の側面を破損させ、デブリの一部をドライウェルに移行させる。このとき、ペDESTAL内デブリとドライウェル内デブリの高さが同じになるよう、ペDESTAL側面破損高さを調節する。

(4) ドライウェルに移行したデブリは、その後 180 秒で半径 2.9m(面積約 26m<sup>2</sup>)、ドライウェル床全体の約 25%まで拡げる。

(5) ドライウェルに移行したデブリと壁面の間にわずかな空間があると想定し、空間温度がデブリ表面温度と等しいとして、壁面温度を計算する。本試解析では、壁面厚さは、スチール 0.03m、空間部 0.3m、コンクリート 2m とし、スチール部を 5 分割とする。スチール温度 1100K 到達時に破損<sup>(15)</sup> (面積 0.1m<sup>2</sup> 仮定) とする。

#### 4.3.2 キャビティ部へ落下する炉心デブリ量を全炉心とする場合 (基準ケース) の試解析

アクシデントマネジメントの無い場合には、デブリ化するタイミングは異なるが、内的事象の炉心損傷事故シーケンスでは全炉心がデブリ化するため、このケースを基準とする。

代表的な事故シーケンスとして高圧・低圧注水失敗 (TQUV) を選定した。TQUV の事故進展解析結果を図 4.4-1 から図 4.4-12 に示す。この事象では、地震によって過渡事象が発生した後、原子炉未臨界確保には成功するが、高圧注水に失敗する。その後、運転員の手動操作により原子炉減圧には成功するが、低圧注水に失敗する。そのため炉心冷却手段が確保できず、約 1.6 時間後に燃料落下開始、約 2.3 時間後に原子炉圧力容器破損、シェルメルトスルによる格納容器破損は、約 11.0 時間後に生じる。

なお、シェルメルトスルによる格納容器破損が生じない場合は、約 14.1 時間後に格納容器の過温破損に至る事象である。

図 4.4-3 にデブリ流出量、図 4.4-4 にデブリ平均温度、図 4.4-5 にコンクリート侵食深さ、図 4.4-6 にデブリ厚さ、図 4.4-7 にデブリ側面温度を示す。炉心部はリング 1 からリング 3 に分割されているが、140 分にリング 1 がデブリ化して落下し圧力容器破損すると、キャビティ部にデブリと冷却水が流出する。144 分にはドライウェル内にデブリが流出する。162 分に炉心部リング 2 がデブリ化してキャビティ部に落下する。387 分まではドライウェル床上に圧力容器から流出した冷却水があるため、ドライウェル内デブリ側面温度は 450K 程度である。ドライウェルがドライアウトした後、ドライウェル内デブリ側面温度が上昇する。636 分に炉心部リング 3 がデブリ化してキャビティ部に落下すると、ドライウェル内デブリ側面温度は 1300K 程度まで上昇する。壁面スチール温度 1100K 到達時（660 分：約 11.0 時間後）にシェルメルトスルにより格納容器は破損する。デブリ侵食深さは、解析時間終了時には約 0.9～1.2m になり、デブリ厚さは、約 1.9～2.2m まで増加した。

基準ケースの格納容器壁の温度変化を図 4.4-8 に示す。144 分にドライウェル内にデブリが放出されると壁面温度は 450K 程度となる。387 分まではドライウェル床上に冷却水があるため、壁面温度は 450K 程度のみであるがそれ以降、上昇する。660 分には壁面スチール温度 1100K に到達する。

格納容器圧力、サプレッションプール温度の解析結果を図 4.4-9、図 4.4-10 に示す。格納容器圧力は圧力容器破損時の圧力容器内蒸気による加圧とコアコンクリート反応による水蒸気及び非凝縮性ガスの発生により加圧される。シェルメルトスルを考慮しない場合には、845 分（約 14.1 時間後）に過温破損に至る。

図 4.4-11 には、各放射性物質の環境放出量割合を示す。また、解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 4.4-12 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果によって圧力抑制プール水中に大半が移行する。また、圧力容器破損後に、ドライウェルに流出したのち、原子炉建屋に多くが沈着した。CsI 環境放出量は炉心内蔵量の約 0.4%であった。

なお、過温破損の場合の CsI 環境放出量は炉心内蔵量の約 7.9%である。

#### 4.3.3 キャビティ部へ落下する炉心デブリ量を全炉心の 80%とする場合

高圧・低圧注水失敗（TQUV）において、キャビティ部に落下する炉心デブリ量を 80%とするように模擬するため、簡便に模擬するため基準ケースの落下デブリのうち、20%が消滅し、80%がキャビティ部に落下するように模擬した。

炉心デブリ量を全炉心の 80%とした場合の事故進展解析結果を図 4.5-1 から図 4.5-12 に示す。



事故進展時刻について、約 1.6 時間後に燃料落下開始、約 2.3 時間後に原子炉压力容器破損については、基準ケースと同じであるが、シェルメルトスルによる格納容器破損は、若干遅くなり、約 11.4 時間後に生じた。

図 4.5-3 にデブリ流出量、図 4.5-4 にデブリ平均温度、図 4.5-5 にコンクリート侵食深さ、図 4.5-6 にデブリ厚さ、図 4.5-7 にデブリ側面温度を示す。炉心部はリング 1 からリング 3 に分割されているが、140 分にリング 1 がデブリ化して落下し压力容器破損すると、キャビティ部にデブリと冷却水が流出する。143 分にはドライウェル内にデブリが放出される。162 分にリング 2 がデブリ化してキャビティ部に落下する。389 分まではドライウェル床上に压力容器から流出した冷却水があるため、ドライウェル内デブリ側面温度は 450K 程度である。ドライウェルがドライアウトした後、ドライウェル内デブリ側面温度が上昇する。626 分に炉心部リング 3 がデブリ化してキャビティ部に落下すると、ドライウェル内デブリ側面温度は 1200K 程度まで上昇する。壁面スチール温度 1100K 到達時（687 分：約 11.4 時間後）にシェルメルトスルにより格納容器は破損する。デブリ侵食深さは、解析時間終了時には約 0.7～1.0m になり、デブリ厚さは、約 1.5～1.8m まで増加した。

落下炉心デブリ量 80% の場合の格納容器壁の温度変化を図 4.5-8 に示す。143 分にドライウェル内にデブリが放出されると壁面温度は 450K 程度となる。389 分まではドライウェル床上に冷却水があるため、壁面温度は 450K 程度のままであるがそれ以降、上昇する。687 分には壁面スチール温度 1100K に到達する。壁面スチール温度 1100K 到達時（687 分：基準ケースより 27 分遅い）に破損（面積  $0.1\text{m}^2$ ）する。

格納容器圧力、サプレッションプール温度の解析結果を図 4.5-9、図 4.5-10 に示す。格納容器圧力は压力容器破損時の压力容器内蒸気による加圧とコアコンクリート反応による水蒸気及び非凝縮性ガス発生により加圧される。

図 4.5-11 には、各放射性物質の環境放出量割合を示す。また、解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 4.5-12 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果によって圧力抑制プール水中に大半が移行する。また、压力容器破損後に、ドライウェルに流出したのち、原子炉建屋に多くが沈着した。CsI 環境放出量は炉心内蔵量の約 0.4% であった。

#### 4.3.4 下部ヘッドの破損を遅くした場合

下部ヘッドの破損が遅くなった場合の影響を検討するため、压力容器内に冷却材がある場合には压力容器が破損ないようにデブリから下部ヘッド／貫通材への熱伝達率を小さくして模擬し

た。

熱伝達率を  $1000\text{W/m}^2\cdot\text{K}$  から  $20\text{W/m}^2\cdot\text{K}$  に変えた場合の事故進展解析結果を図 4.6-1 から図 4.6-12 に示す。事故進展時刻について、約 1.6 時間後に燃料落下開始については、基準ケースと同じであるが、原子炉圧力容器破損は約 4.5 時間後に遅くなるものの、シェルメルトスルによる格納容器破損は、かなり早くなり、約 6.8 時間後に生じた。

図 4.6-3 にデブリ流出量、図 4.6-4 にデブリ平均温度、図 4.6-5 にコンクリート侵食深さ、図 4.6-6 にデブリ厚さ、図 4.6-7 にデブリ側面温度を示す。炉心部はリング 1 からリング 3 に分割されているが、139 分にリング 1 が支持板を破損させて、下部プレナムに移行し、250 分に下部プレナム・ドライアウトするまでは、圧力容器が破損しないため、基準ケースよりも圧力容器の破損タイミングは遅くなる（約 124 分遅れ）。267 分にリング 1 のデブリにより圧力容器破損すると、キャビティ部にデブリが流出する。270 分にはドライウェル内にデブリが放出される。334 分にリング 2 がデブリ化してキャビティ部に落下する。384 分にリング 3 がデブリ化してキャビティ部に落下するタイミングは基準ケースよりも早い（約 252 分早まる）。その結果、ドライウェル内デブリ側面温度は  $1300\text{K}$  程度まで上昇する。格納容器壁の温度変化を図 4.6-8 に示す。壁面スチール温度  $1100\text{K}$  到達時（410 分：基準ケースより 435 分早い）に破損（面積  $0.1\text{m}^2$ ）する。

デブリ侵食深さは、解析時間終了時には約  $1.0\sim 1.4\text{m}$  になり、デブリ厚さは、約  $2.2\text{m}$  まで増加した。

格納容器圧力、サプレッションプール温度の解析結果を図 4.6-9、図 4.6-10 に示す。格納容器圧力は圧力容器破損時の圧力容器内蒸気による加圧とコアコンクリート反応による水蒸気及び非凝縮性ガス発生により加圧される。

図 4.6-11 には、各放射性物質の環境放出量割合を示す。また、解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 4.6-12 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果によって圧力抑制プール水中に大半が移行する。また、圧力容器破損後に、ドライウェルに流出したのち、原子炉建屋に多くが沈着した。CsI 環境放出量は炉心内蔵量の約 0.3%であった。

#### 4.3.5 格納容器への代替スプレイによってデブリ上部に水がある場合（内的事象の参考解析）

地震時にはアクシデントマネジメントに期待できないものとしたが、内的事象時にはアクシデントマネジメントに期待できるため、シェルメルトスルに効果がある格納容器注水を模擬した解析を実施した。

格納容器への代替スプレイによって、デブリ上部に水がある状態で、格納容器壁に接触する場

合の解析を行った。この場合の TQUV の事故進展解析結果を図 4.7-1 から図 4.7-12 に示す。

この事象では、内の事象による過渡事象が発生した後、原子炉未臨界確保には成功するが、高压注水に失敗する。その後、運転員の手動操作により原子炉減圧には成功するが、低压注水に失敗する。そのため炉心冷却手段が確保できず、約 1.6 時間後に燃料落下開始、約 2.3 時間後に原子炉圧力容器破損までのタイミングは、基準ケースと類似である。

このケースでは、圧力容器破損後にアクシデントマネジメントを実施する。137 分後から、原子炉注水、ペDESTAL注水を実施する。810 分後からドライウエル間欠スプレイを作動させるが、1805 分に外部水源注水量限界に到達しスプレイと原子炉注水を停止させる。1909 分後から格納容器ベントを開始する。

図 4.7-3 にデブリ流出量、図 4.7-4 にデブリ平均温度、図 4.7-5 にコンクリート侵食深さ、図 4.7-6 にデブリ厚さ、図 4.7-7 にデブリ側面温度を示す。炉心部はリング 1 からリング 3 に分割されているが、137 分にリング 1 がデブリ化して落下し圧力容器が破損すると、キャビティ部にデブリと冷却水が流出する。

圧力容器破損と同時にペDESTAL注水及び原子炉注水を開始する。141 分にはドライウエル内にデブリが流出する。158 分に炉心部リング 2 がデブリ化してキャビティ部に落下する。635 分に炉心部リング 3 がデブリ化してキャビティ部に落下する。ドライウエル床上に冷却水があるため、ドライウエル内デブリ側面温度は 450K 程度のままで維持される。

デブリ侵食深さは、解析時間終了時には約 0.8~1.6m になり、デブリ厚さは、約 1.7~2.4m まで増加した。

図 4.7-11 には、各放射性物質の環境放出量割合を示す。また、解析終了時点での原子炉施設内の放射性物質の存在量分布を、図 4.7-12 に示す。炉心損傷に伴い放出された CsI は、圧力抑制プール水中に放出され、スクラビング効果によって圧力抑制プール水中に大半が移行する。また、圧力容器破損後に、原子炉注水、ペDESTAL注水を実施した後、更にドライウエル間欠スプレイを作動させることにより、CsI は、圧力抑制プール水中に移行した。格納容器ベントによる CsI 環境放出量は炉心内蔵量の約 0.2%であった。

#### 4.4 解析結果のまとめ

本検討では、シェルメルトスルの先行研究を調査するとともに、MELCOR1.8.5 コードに、デブリ拡がり後の格納容器壁接触温度変化の簡易モデルを組み込んで、炉心デブリが圧力容器から流出した後のシェルメルトスルによる格納容器破損の試解析を実施した。

その結果、以下の結果が得られた。

- (1) 圧力容器からキャビティ部への落下デブリ量が 2 割減ると、シェルメルトスルによる格納容器破損時刻が基準ケースの約 11 時間から約 30 分遅くなり、CsI 環境放出量は基準ケースの約 18%に低下する。
- (2) 圧力容器の破損時刻が基準ケースの約 2.3 時間から約 1.5 時間遅くなった場合には、シェルメルトスルによる格納容器破損時刻が約 11 時間から約 30 分遅くなり、CsI 環境放出量は基準ケースの約 61%に低下する。
- (3) 内的事象の参考解析として、アクシデントマネジメントの代替スプレーが作動する場合には、デブリによる溶融貫通は生じないものの、約 21 時間後には格納容器ベントを作動させると、CsI 環境放出量は基準ケースの約 4%に低下する。

今後、本作業で整備した MELCOR コードを用いて、デブリ拡がり速度、代替スプレー、シェルメルトによる格納容器破損面積などに関する感度解析及び不確実さ解析を実施し、シビアアクシデント評価の精度を向上させるため、シェルメルトスルの影響を検討する予定である。

表 4.1 シェルメルトスル試験解析条件

デブリ変数	解析条件	備考
RPV 破損直後のデブリ半径	1.5m (面積約 7m <sup>2</sup> )	キャビティ部床の 3 割と 仮定
キャビティ部のデブリ拡がり特性 ・デブリ面積の増加速度 ・拡がり条件	・一定 ・同心円状に拡がり	参考文献(10)を参考に仮 定
キャビティ壁に接触後の拡がり特性 ・キャビティ部床の半径、床面積 ・キャビティ壁に接触する時刻 ・接触後、キャビティ開口部より流出	・約 3m、約 23 m <sup>2</sup> ・RPV 破損後、180 秒 (仮定) ・流出開始時間遅れなし	同上
ドライウエルへの拡がり特性 ・開口部からドライウエル壁の距離 ・ドライウエル壁までの拡がり時間 ・拡がり条件  ・拡がり面積	・約 3m ・開口部流出開始から 180 秒 (仮定) ・扇状に拡がり、キャビティ部デブ リとドライウエルデブリの高さは 同一と仮定 ・約 26m <sup>2</sup> (ドライウエル床全体の 約 25%)	
ドライウエル壁面での接触条件 ・デブリとの接触ギャップ幅 ・鋼製ドライウエルの厚み ・ドライウエルコンクリート厚み ・鋼製ドライウエルの破損温度 ・破損面積	・0.3m (仮定) ・約 3cm ・約 2m ・スチール温度 1100K ・面積 0.1m <sup>2</sup> (仮定)	参考文献(14)によると、 シェル材は約 1100K で 強度を失う。

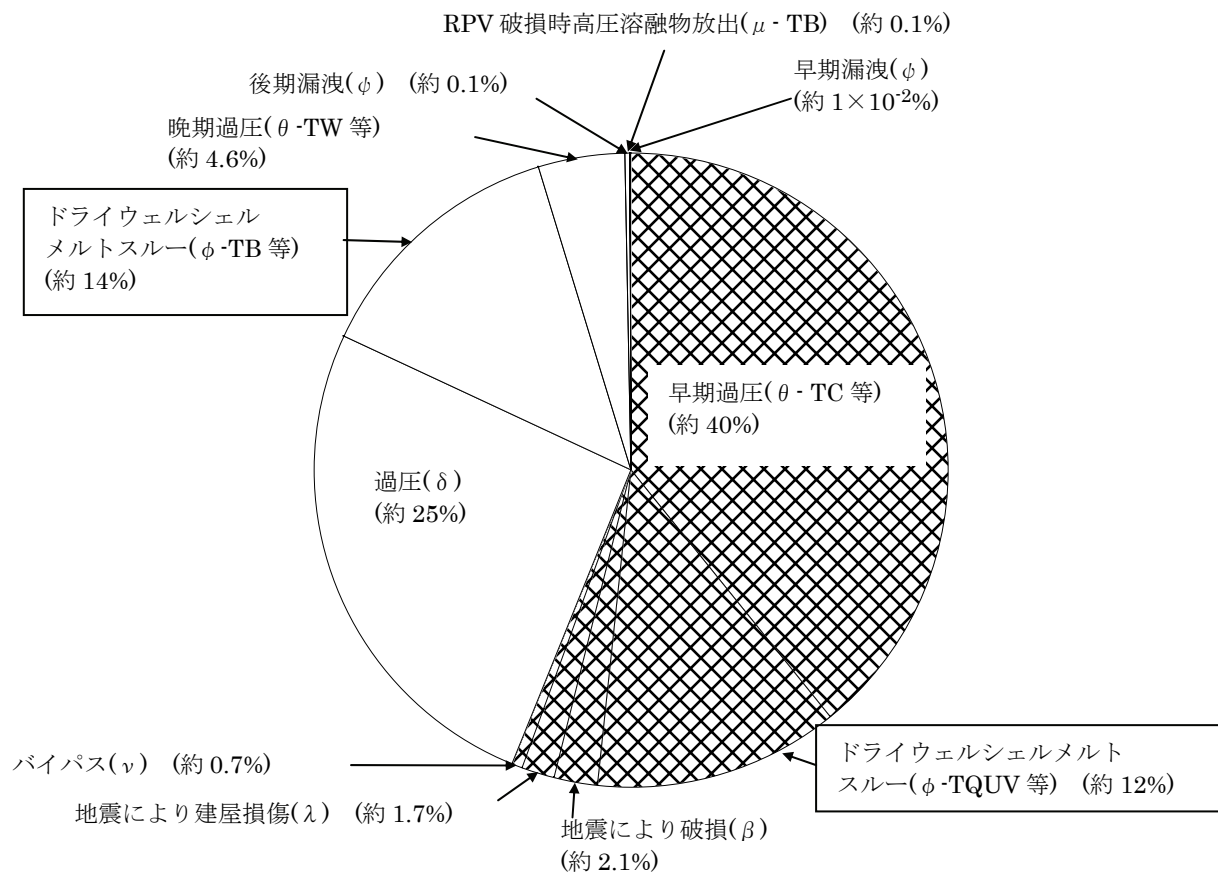
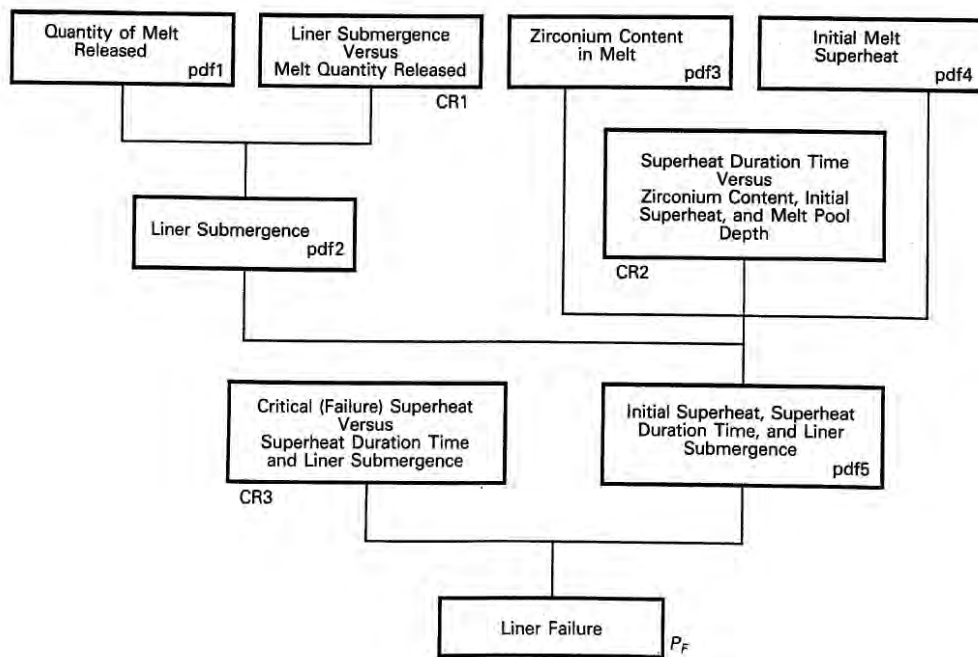


図 4.1 格納容器機能喪失モード別発生頻度割合(BWR-4 Mark I 型)



(注：参考文献(11)から抜粋)

図 4.2 シェルメルトスルー現象の要因分析図

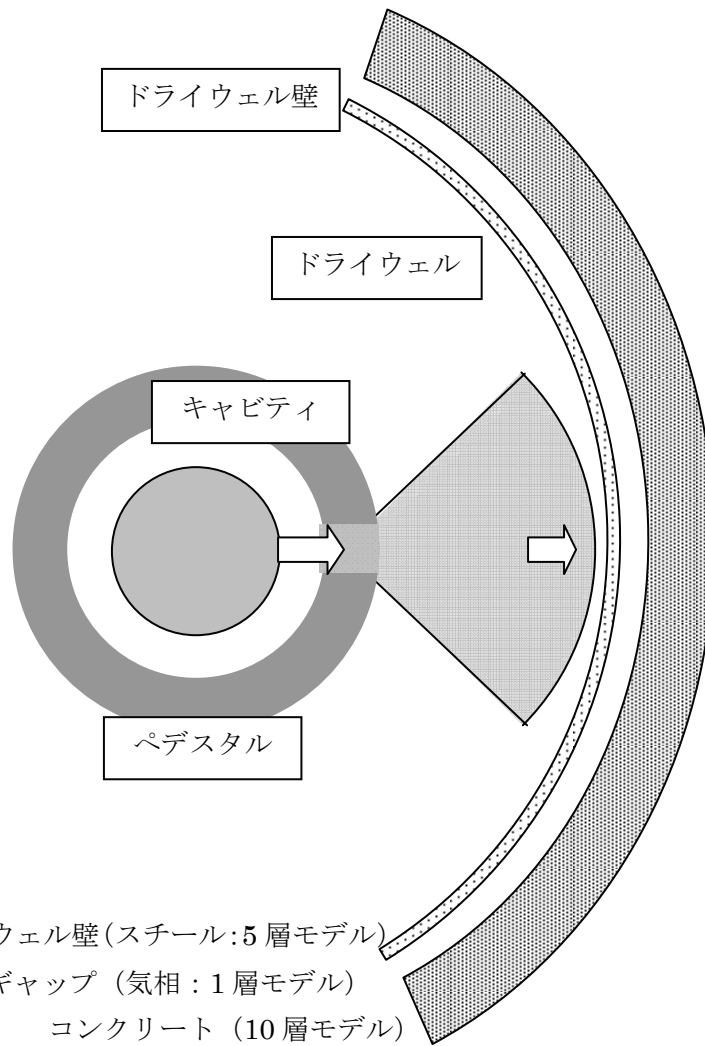


図 4.3 デブリ拡がりモデル

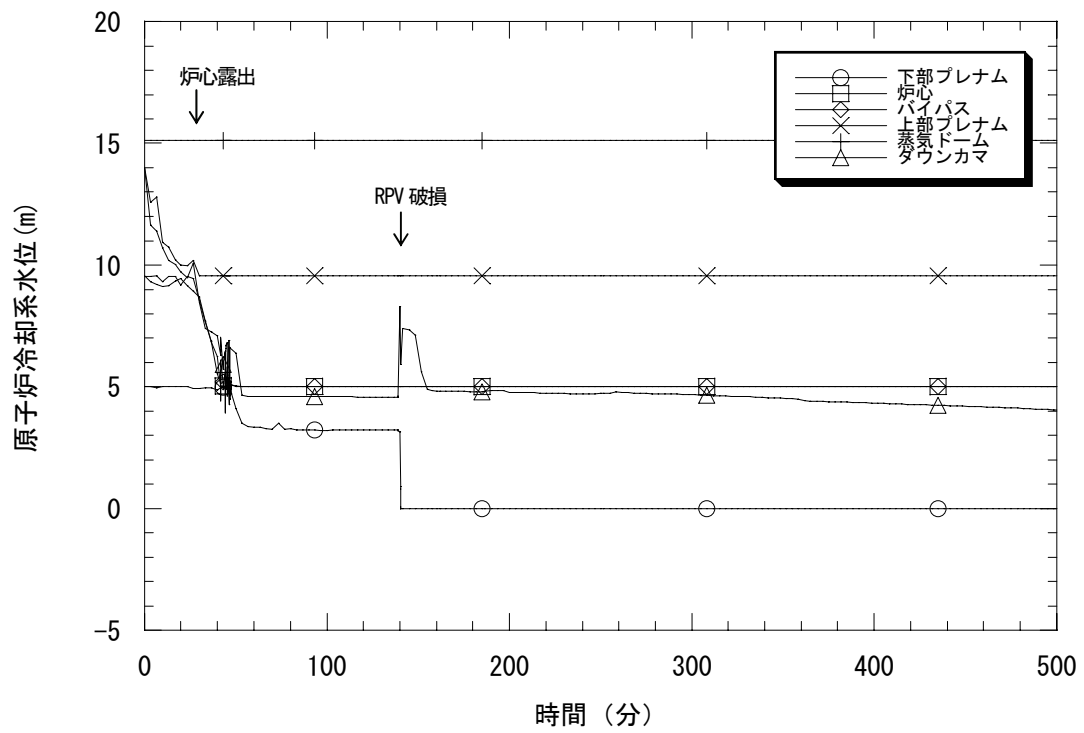


図 4.4-1 原子炉冷却系水位（基準ケース）

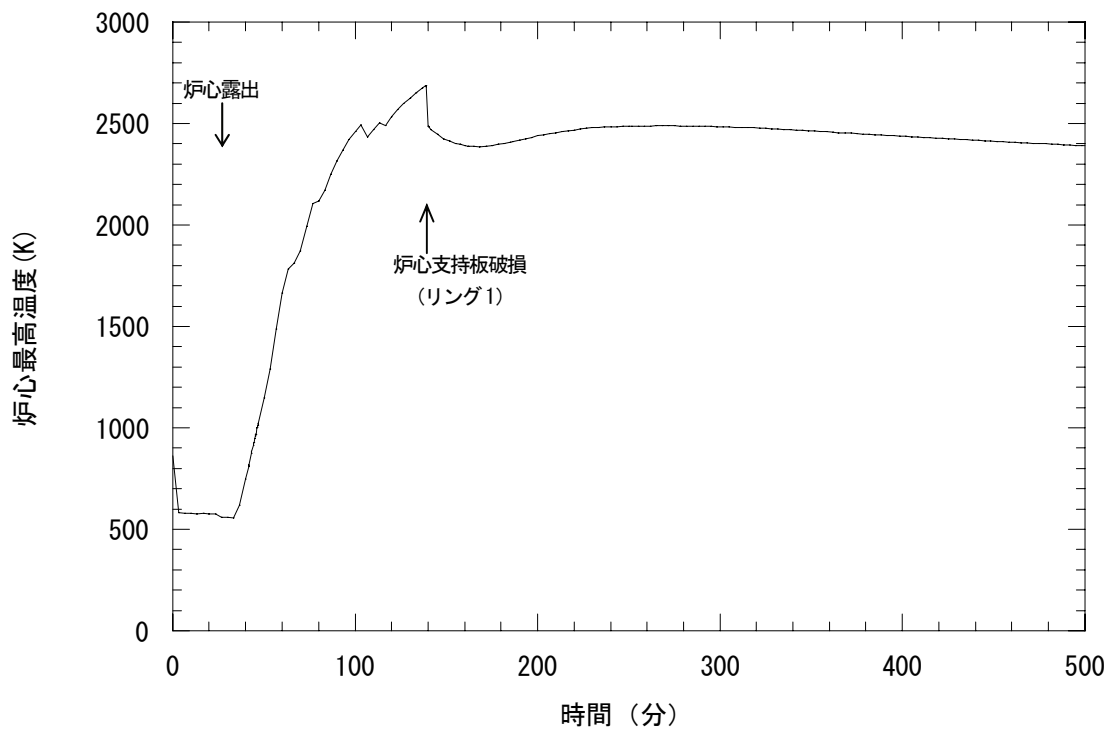


図 4.4-2 炉心最高温度（基準ケース）



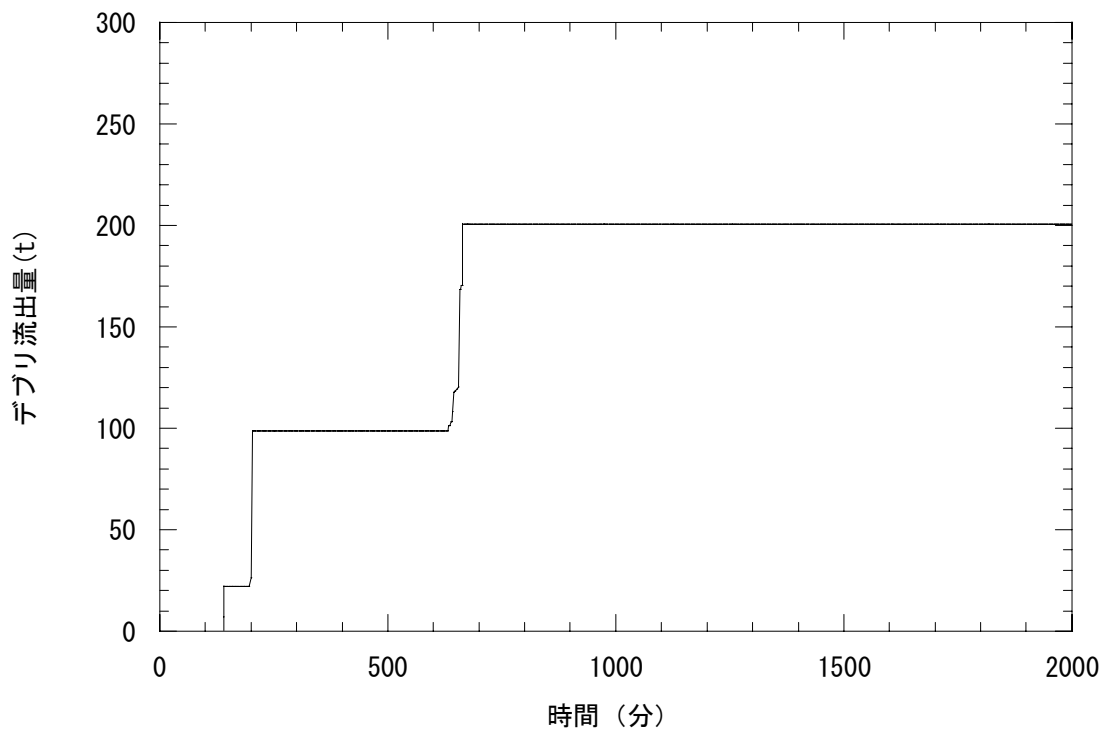


図4.4-3 デブリ流出量 (基準ケース)

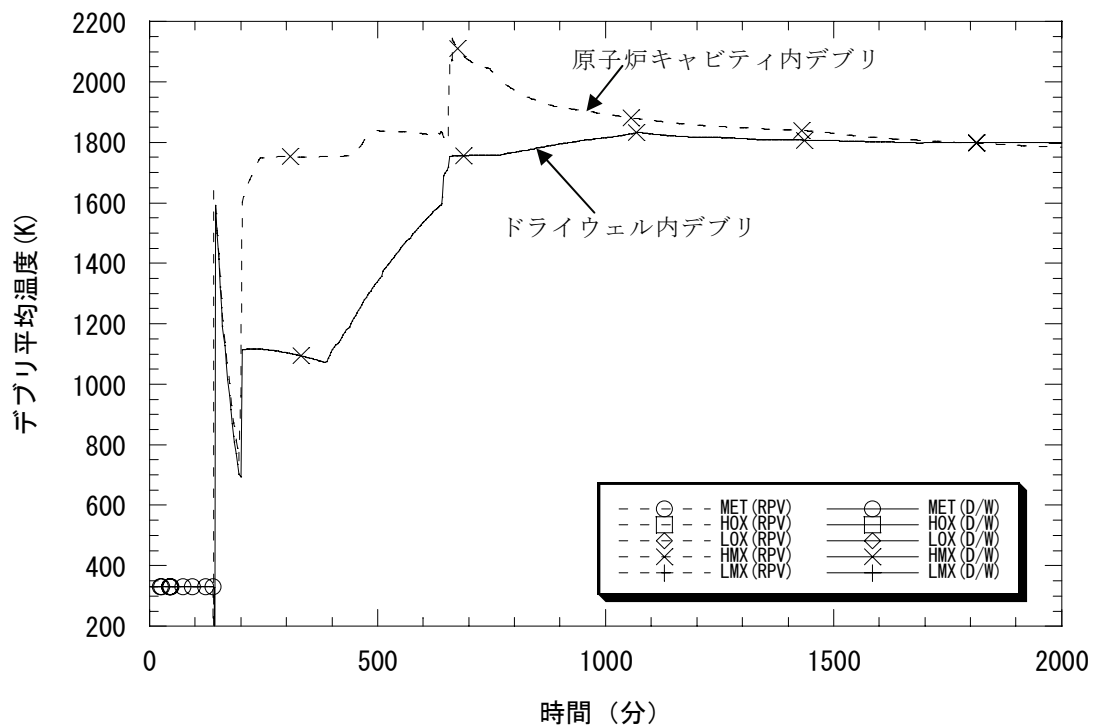


図 4.4-4 デブリ平均温度 (基準ケース)

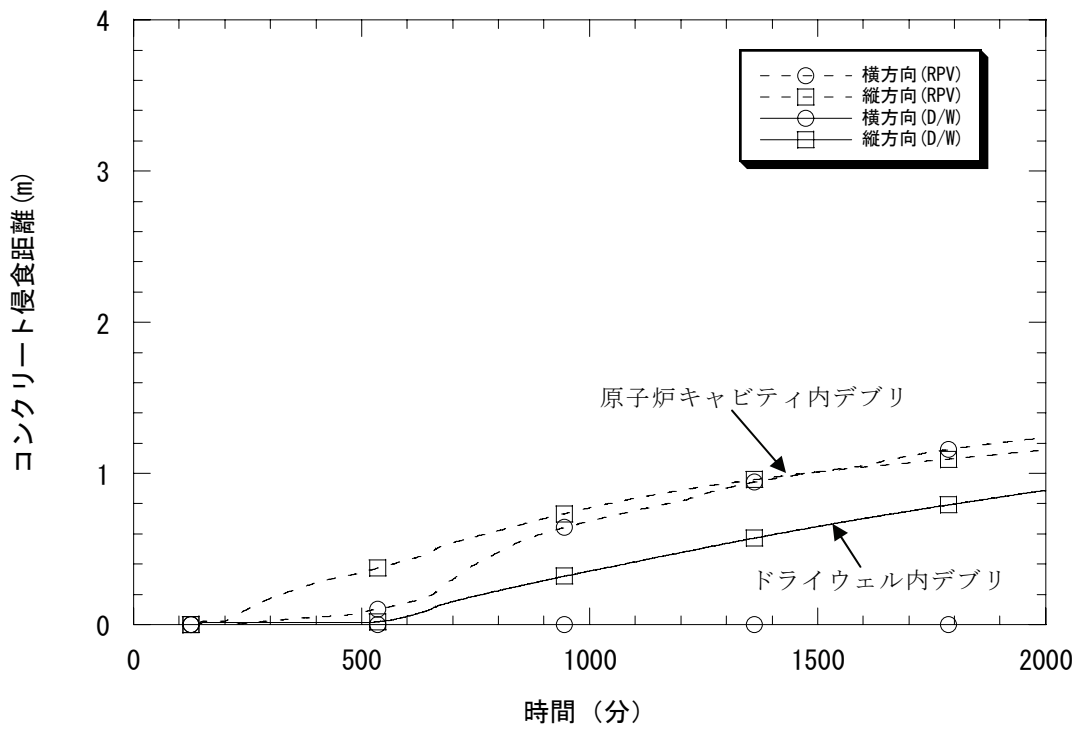


図4.4-5 コンクリート侵食深さ（基準ケース）

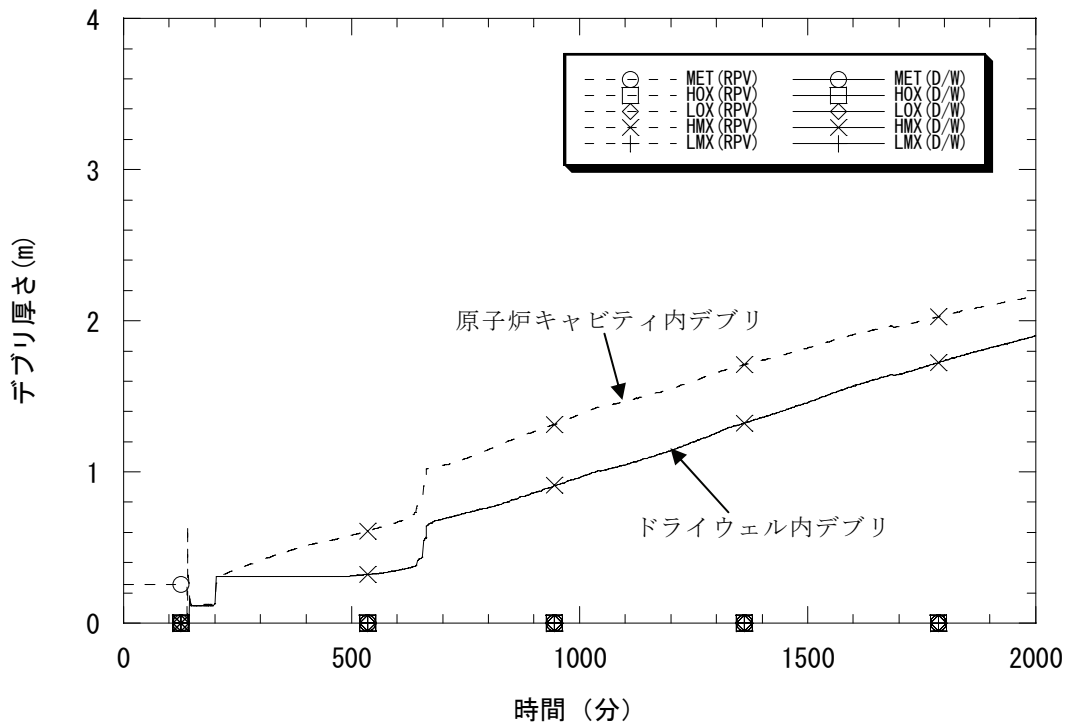


図 4.4-6 デブリ厚さ（基準ケース）

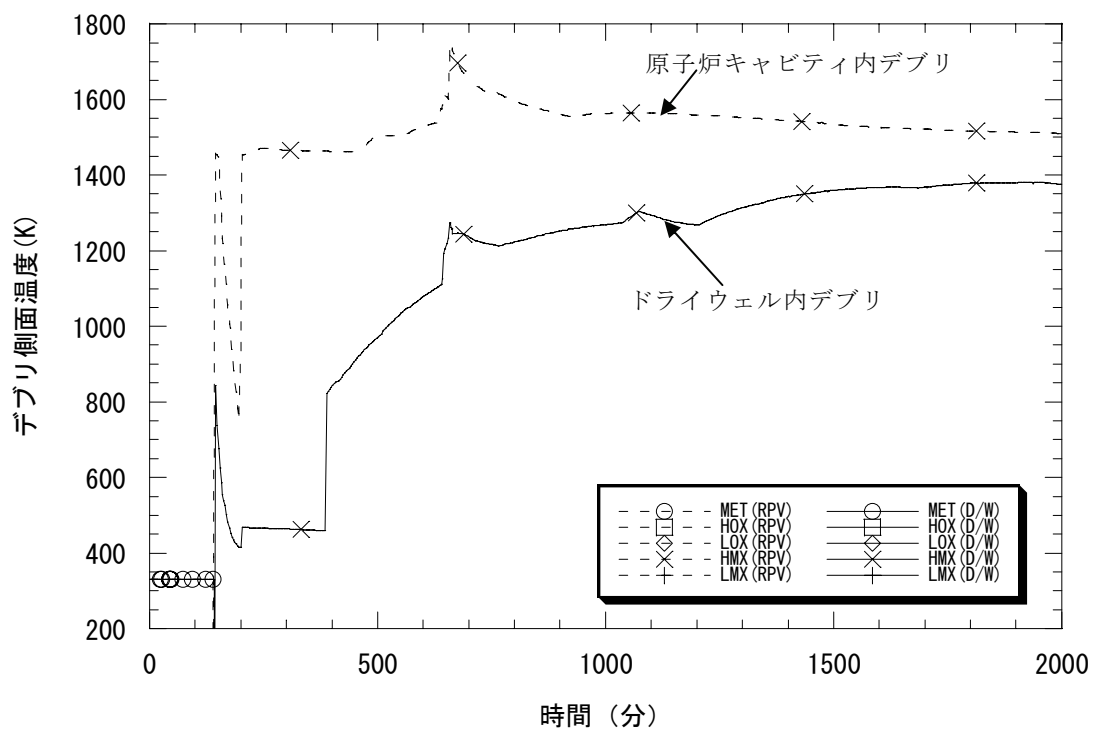


図4.4-7 デブリ側面温度（基準ケース）

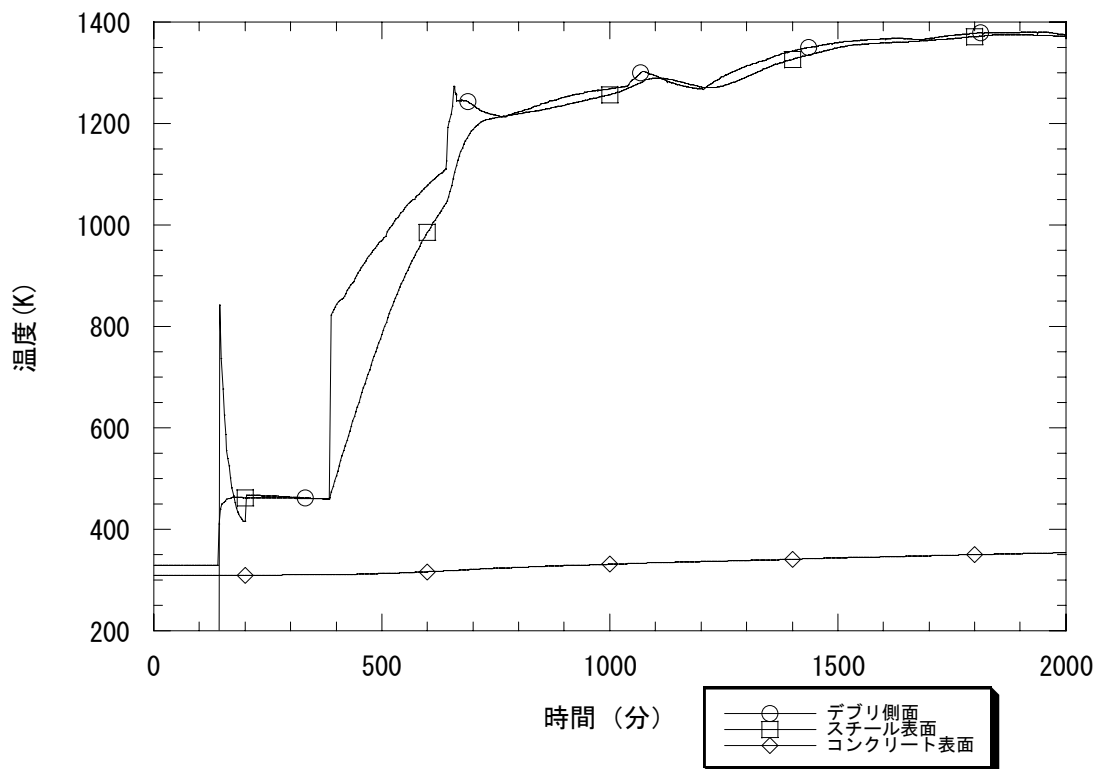


図 4.4-8 デブリ温度と壁面温度（基準ケース）

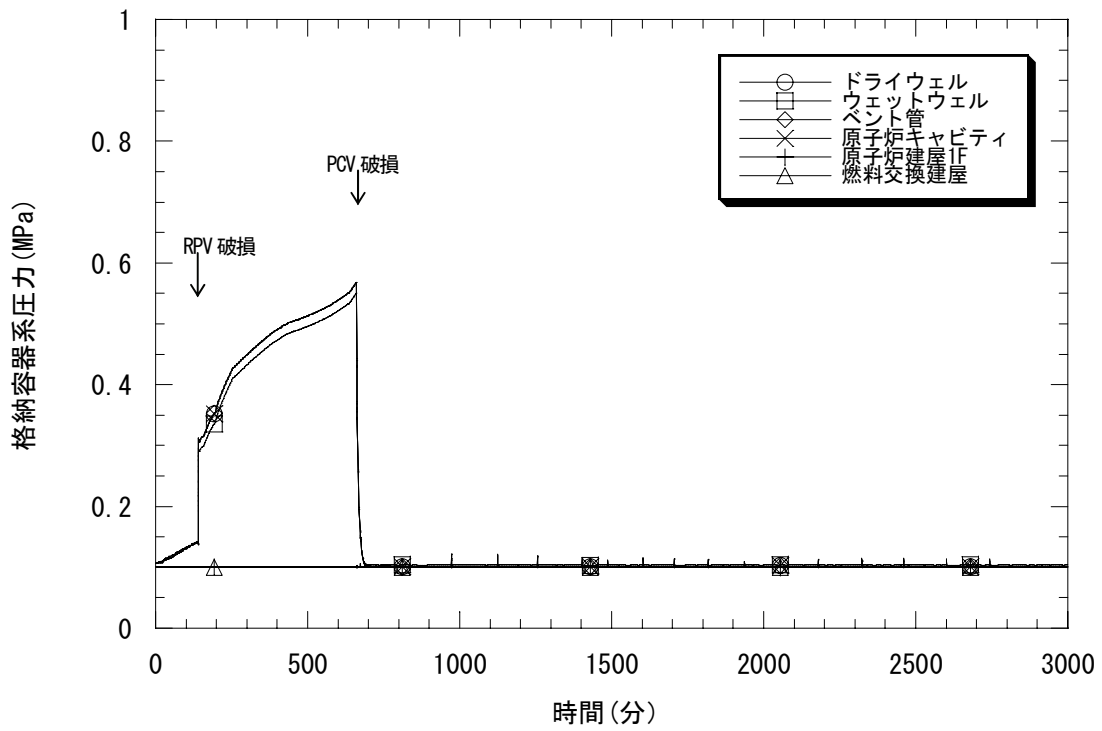


図4.4-9 格納容器系圧力 (基準ケース)

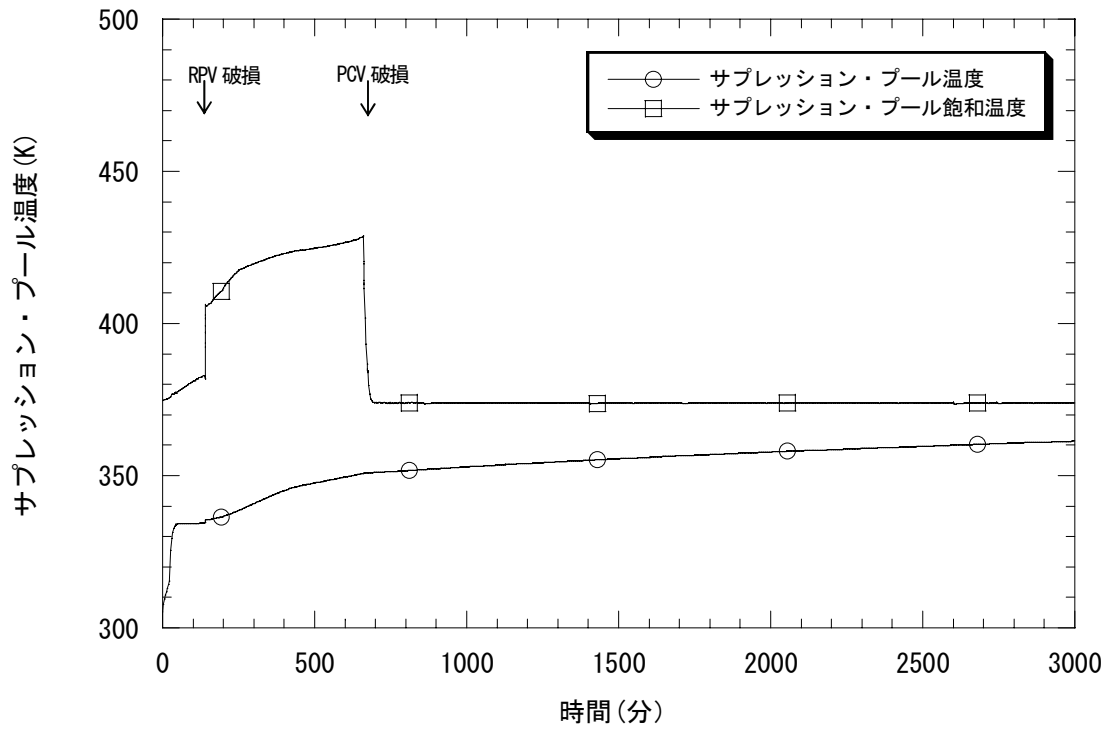


図 4.4-10 サプレッション・プールの水温 (基準ケース)

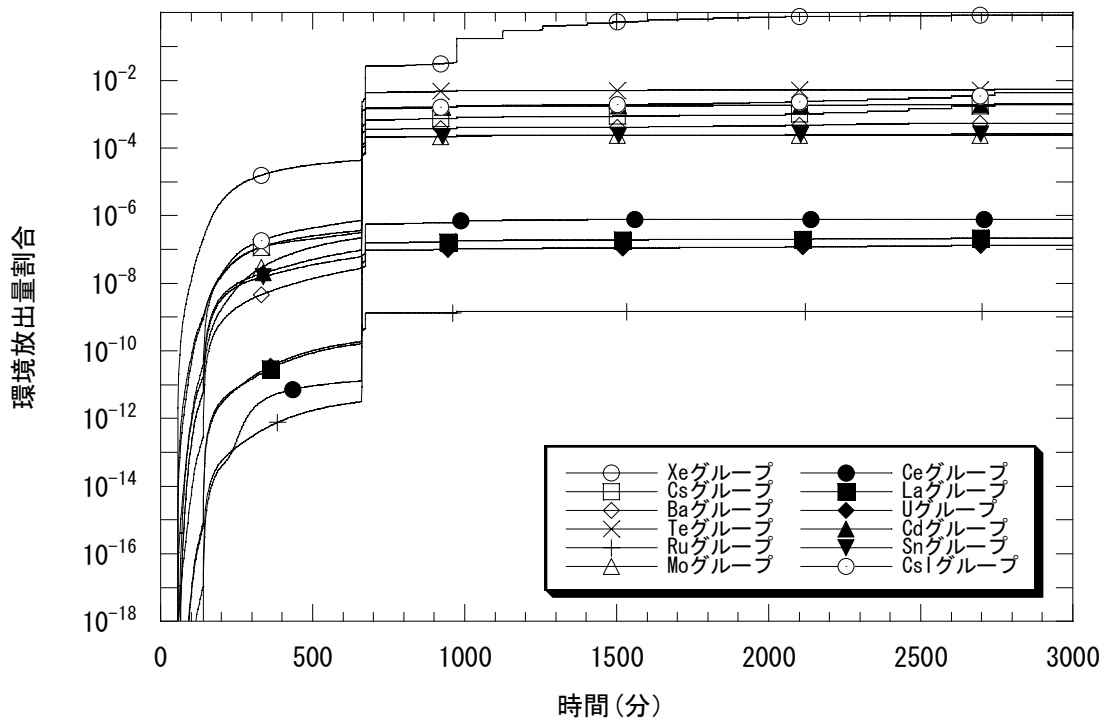


図 4.4-11 各放射性物質の環境放出量割合（基準ケース）

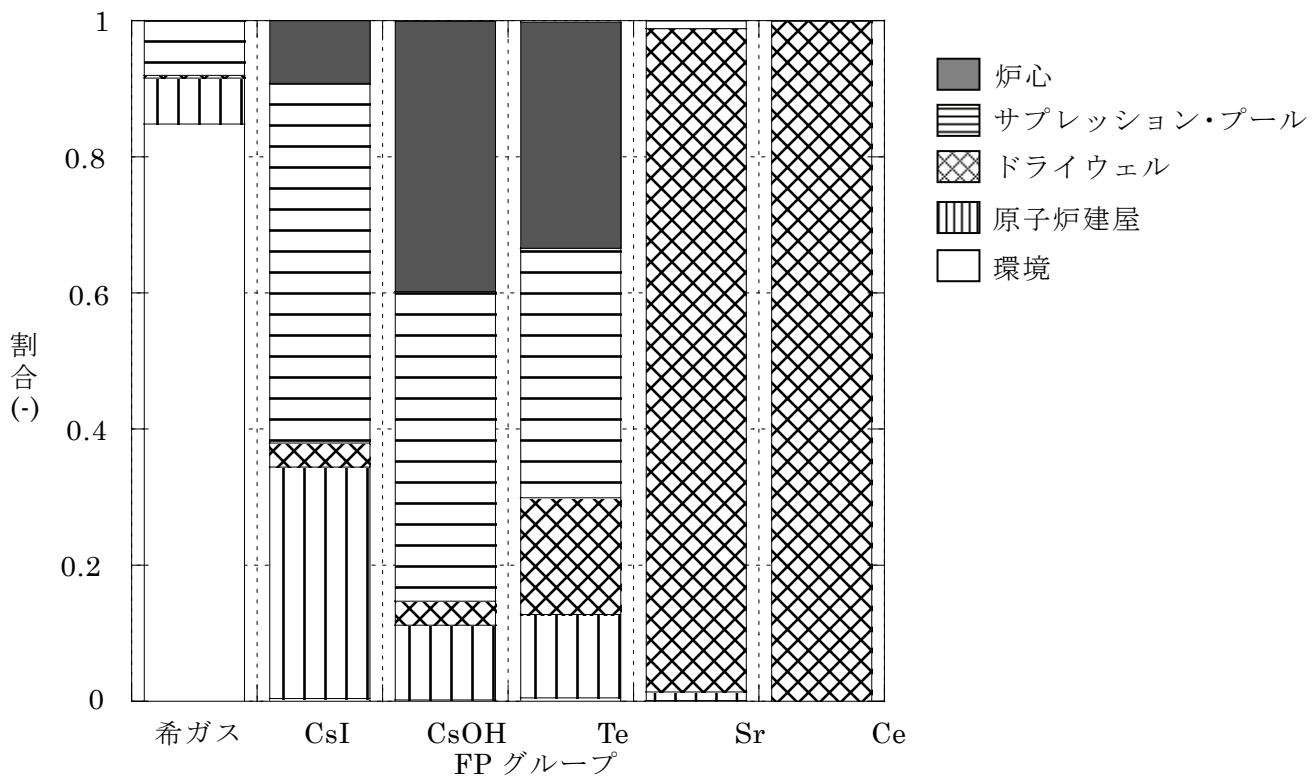


図 4.4-12 プラント内の放射性物質の分布（基準ケース）

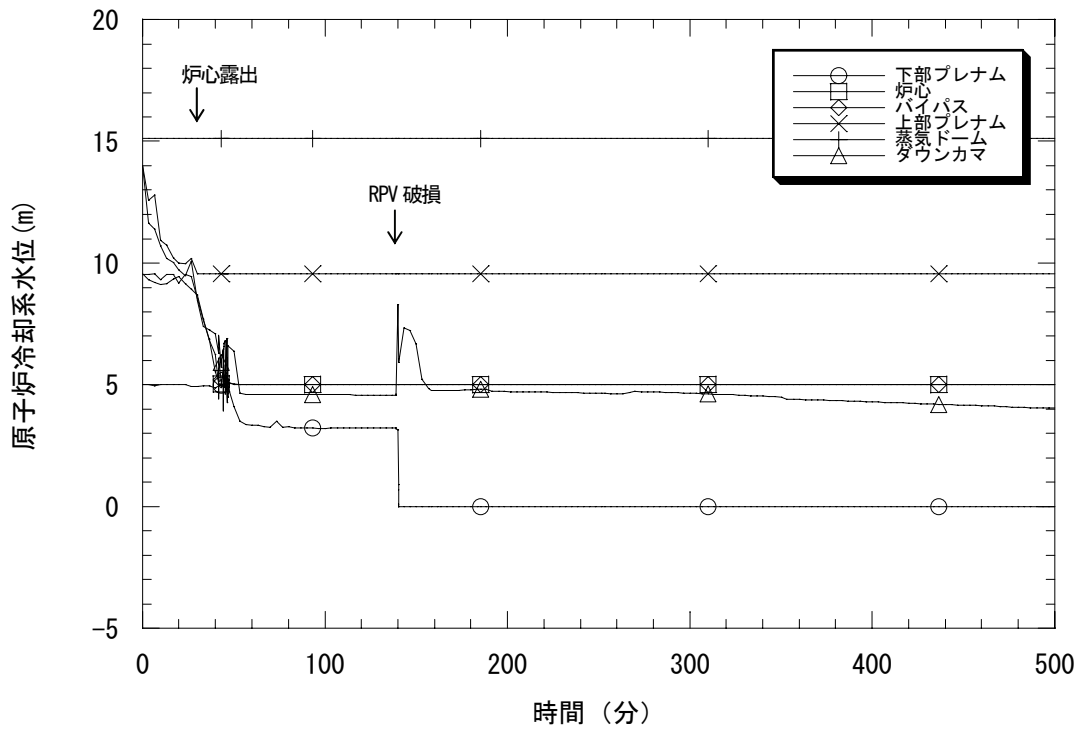


図 4.5-1 原子炉冷却系水位 (落下炉心デブリ量 80%)

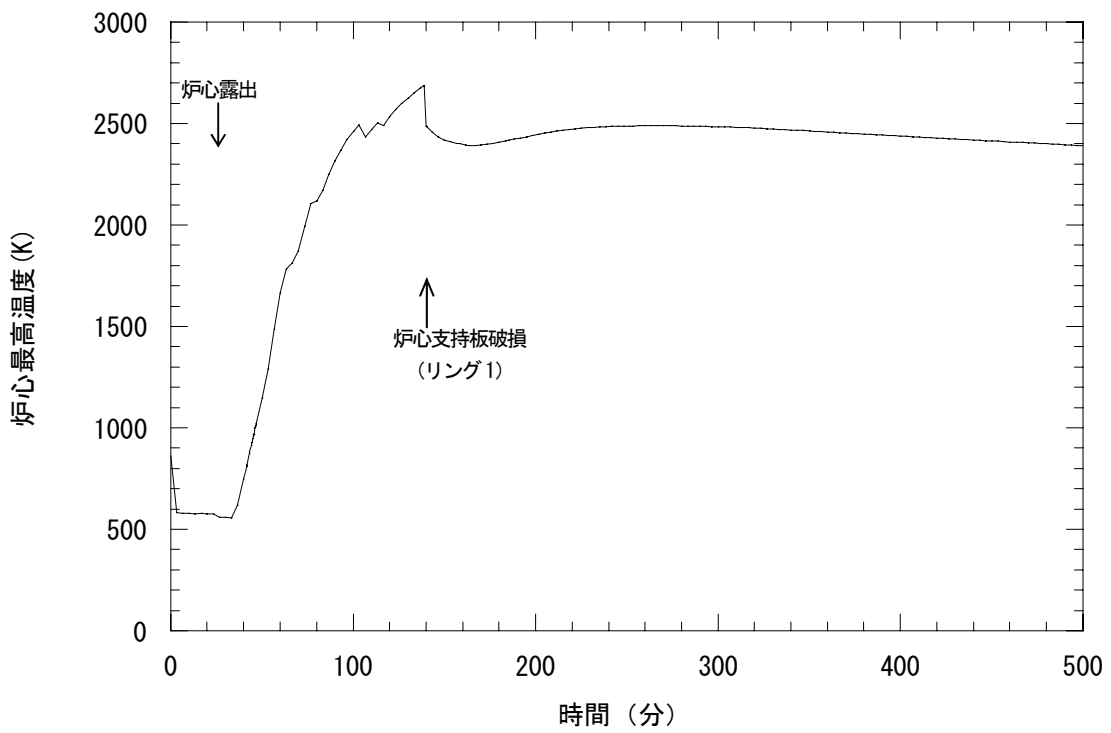


図 4.5-2 炉心最高温度 (落下炉心デブリ量 80%)

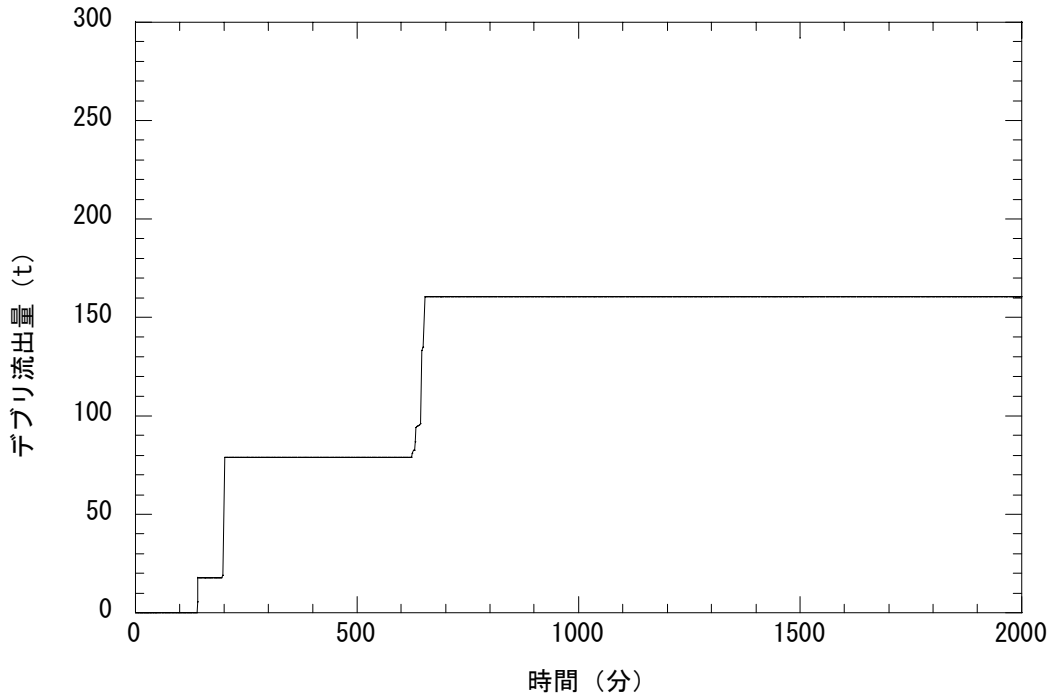


図 4.5-3 デブリ流出量 (落下炉心デブリ量 80%)

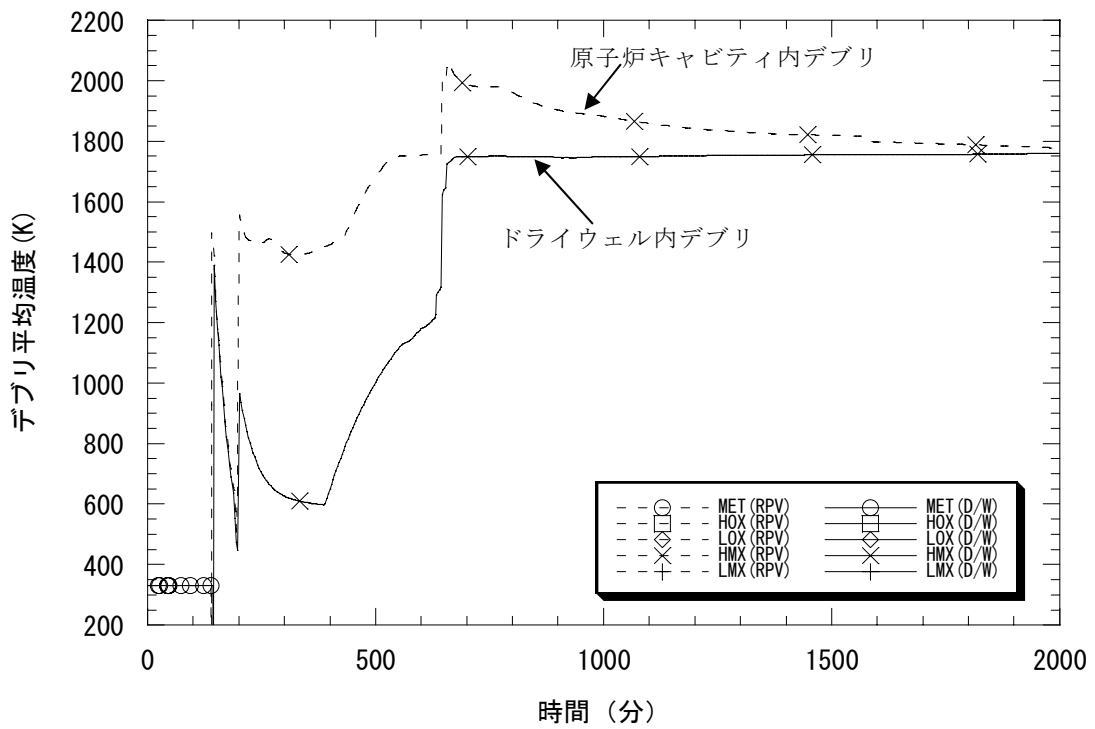


図 4.5-4 デブリ平均温度 (落下炉心デブリ量 80%)

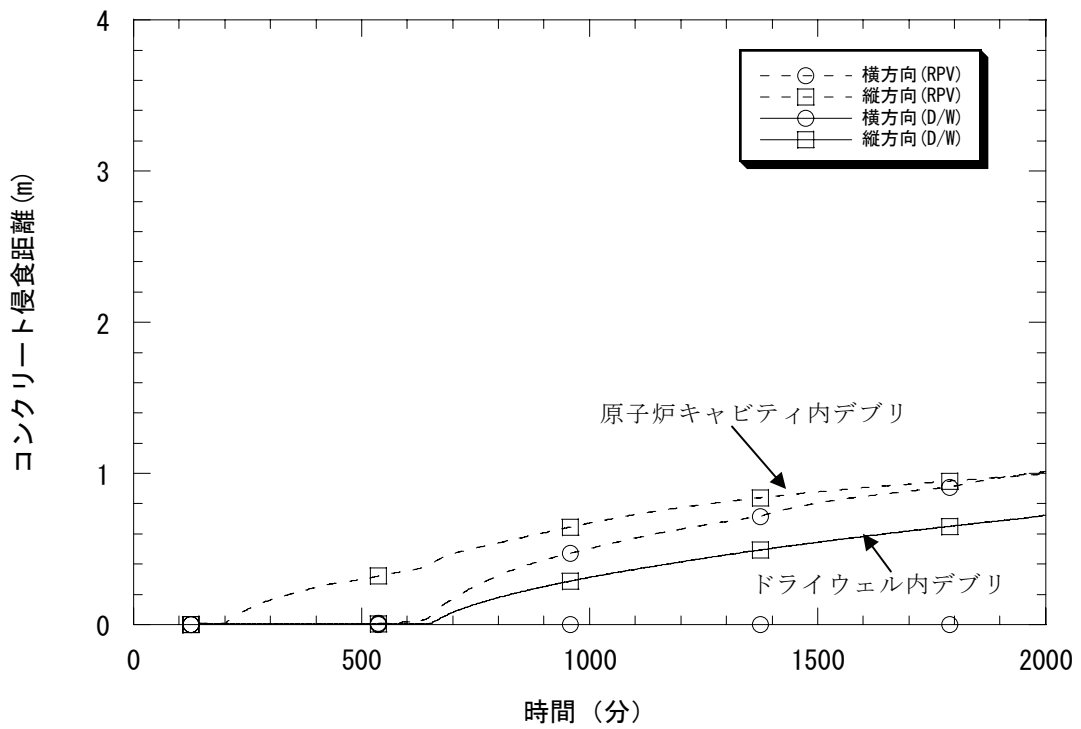


図4.5-5 コンクリート侵食深さ（落下炉心デブリ量80%）

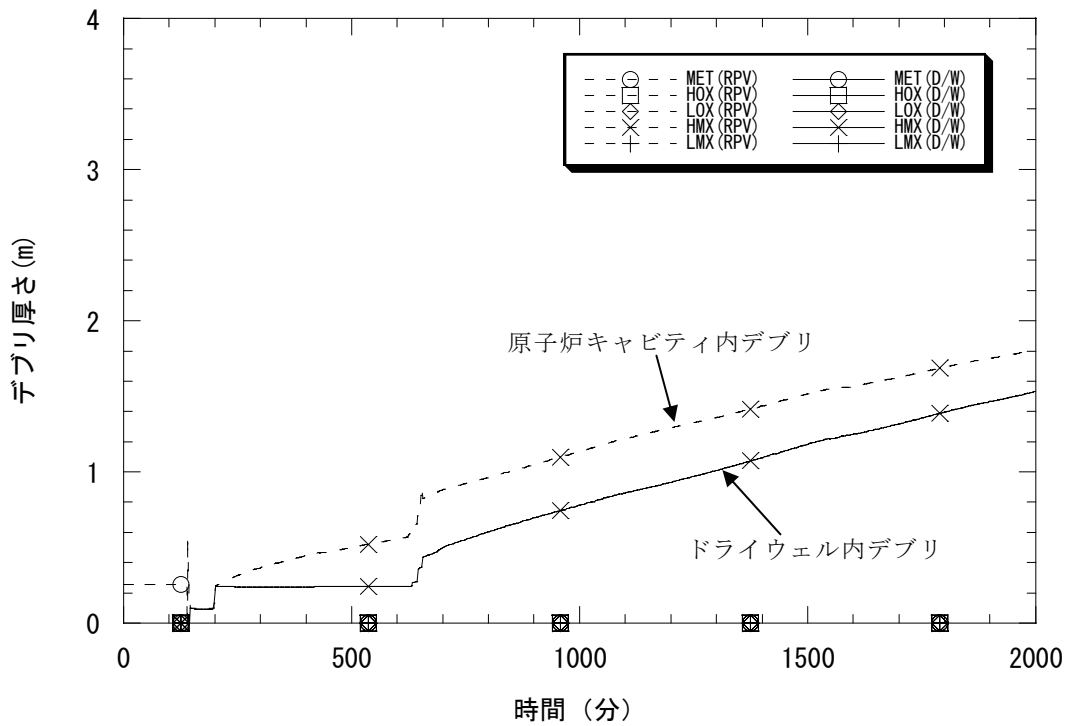


図 4.5-6 デブリ厚さ（落下炉心デブリ量 80%）



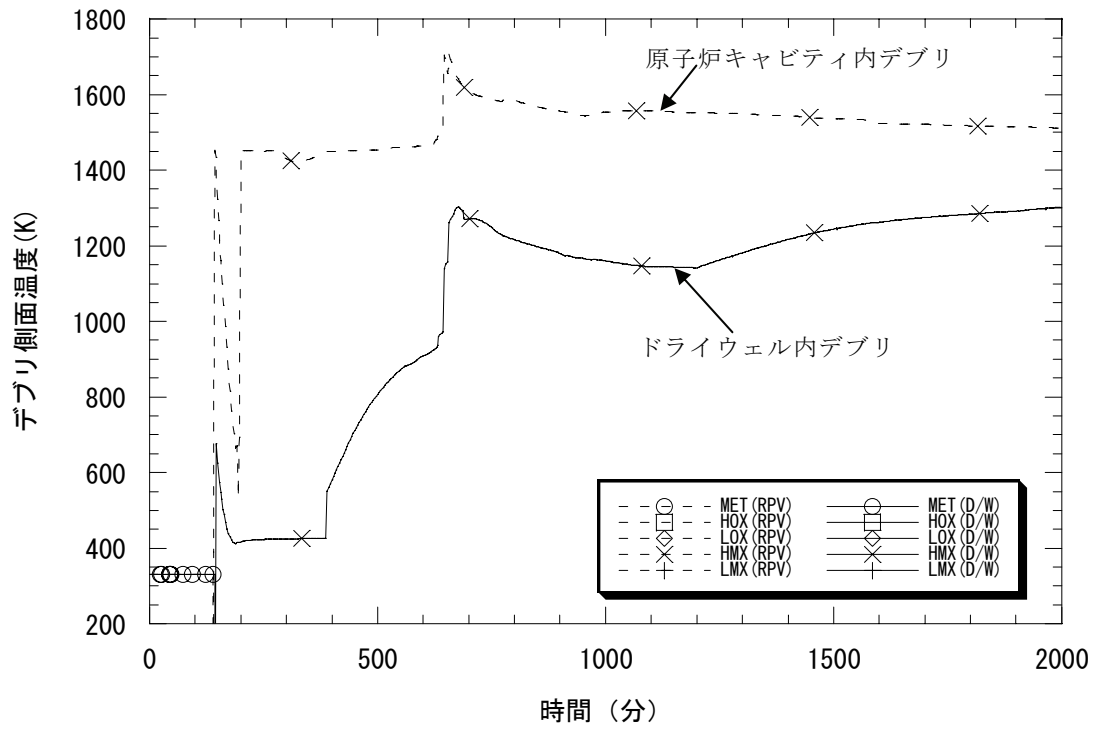


図4.5-7 デブリ側面温度（落下炉心デブリ量80%）

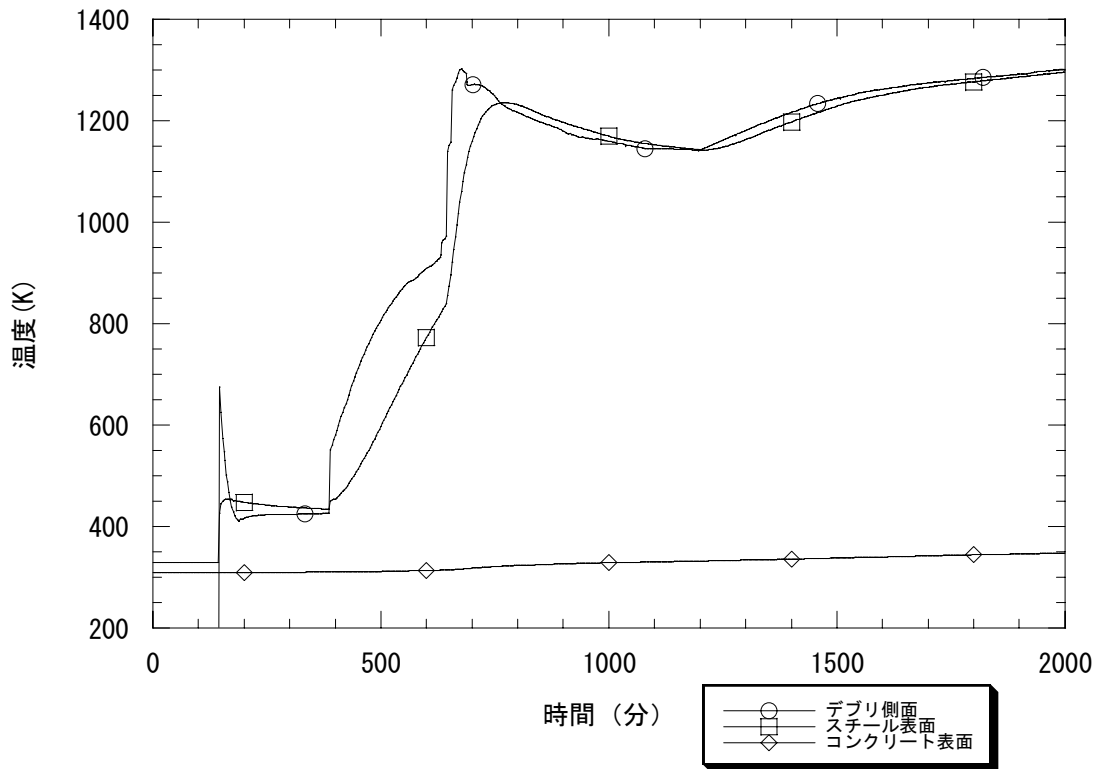


図 4.5-8 デブリ温度と壁面温度（落下炉心デブリ量 80%）

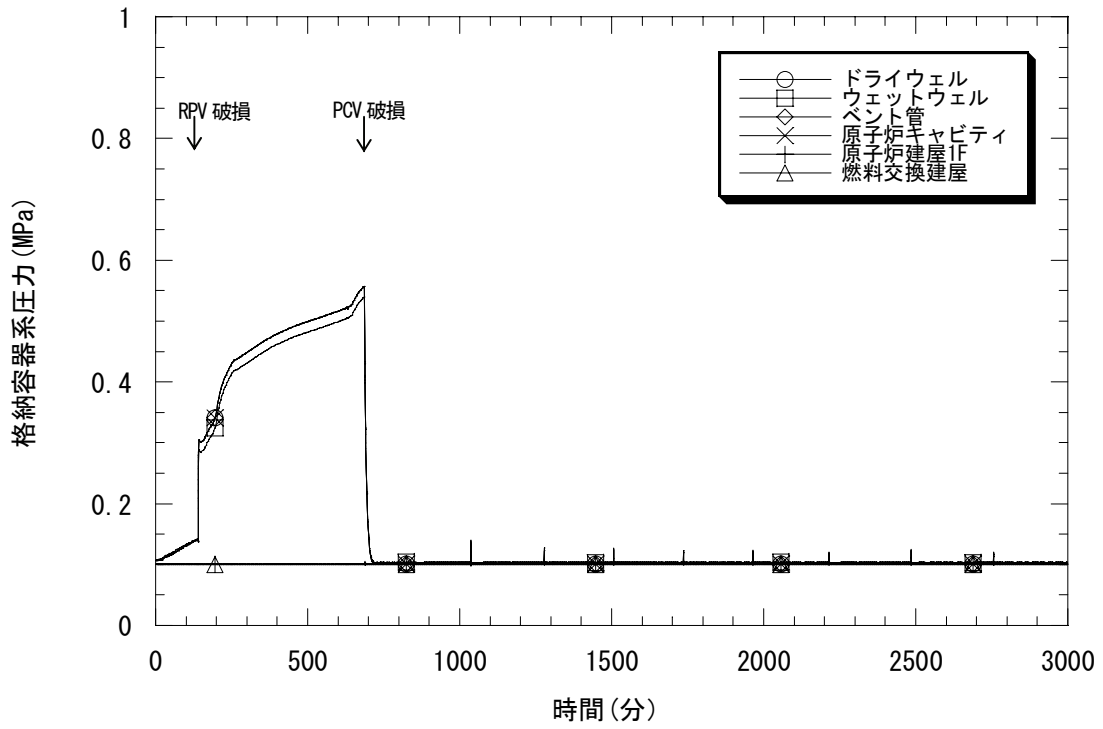


図4.5-9 格納容器系圧力 (落下炉心デブリ量80%)

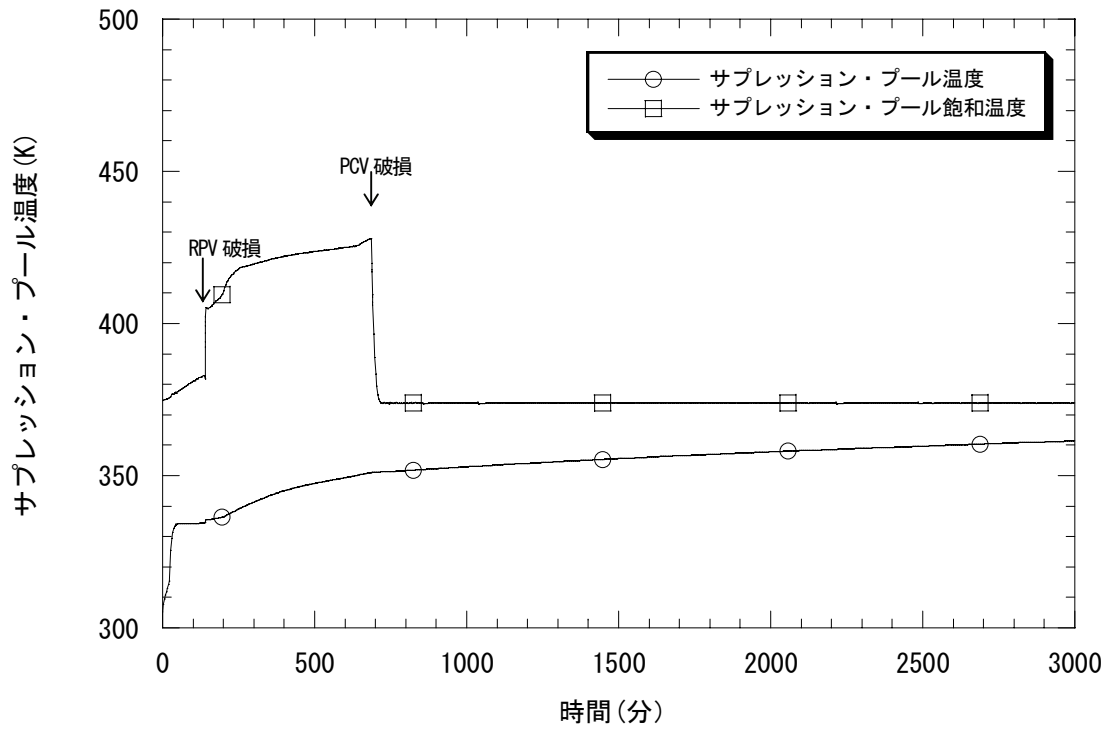


図 4.5-10 サプレッション・プールの水温 (落下炉心デブリ量 80%)

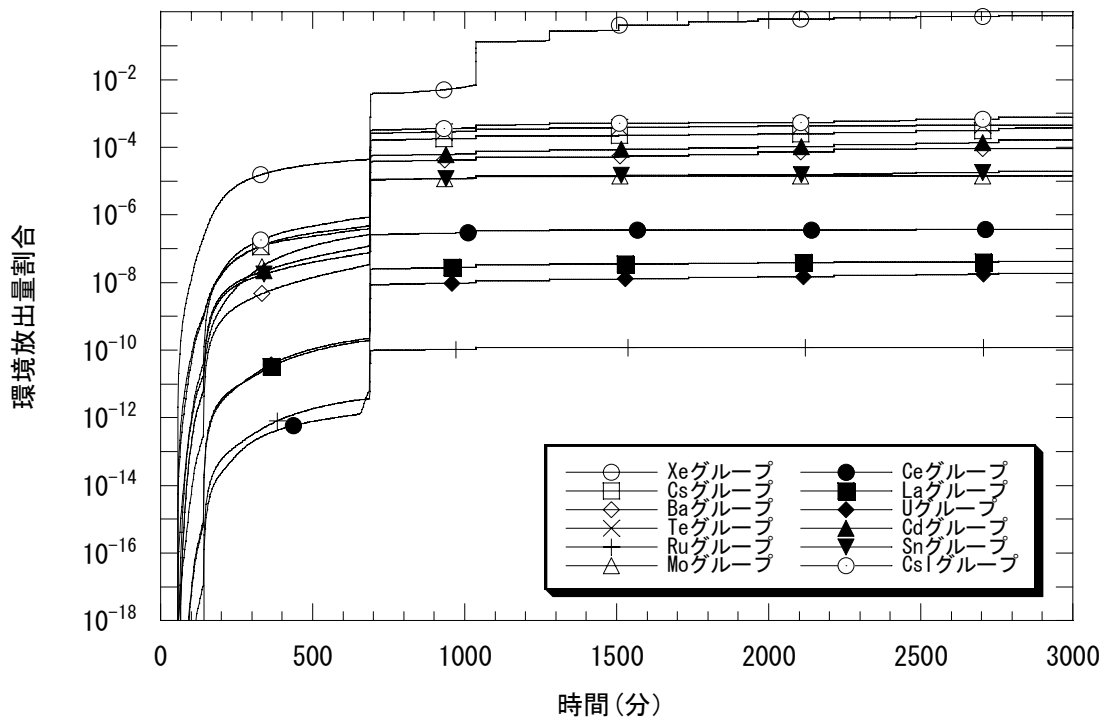


図 4.5-11 各放射性物質の環境放出量割合 (落下炉心デブリ量 80%)

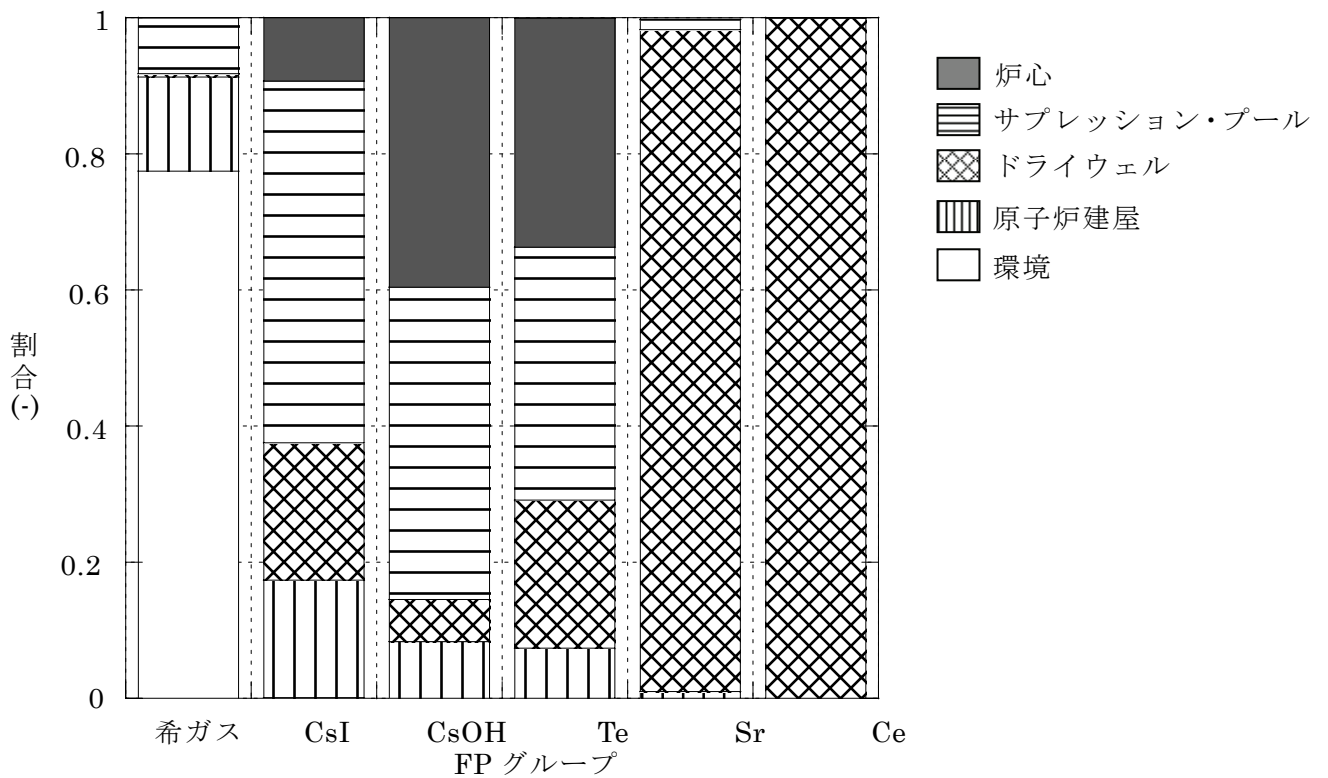


図 4.5-12 プラント内の放射性物質の分布 (落下炉心デブリ量 80%)

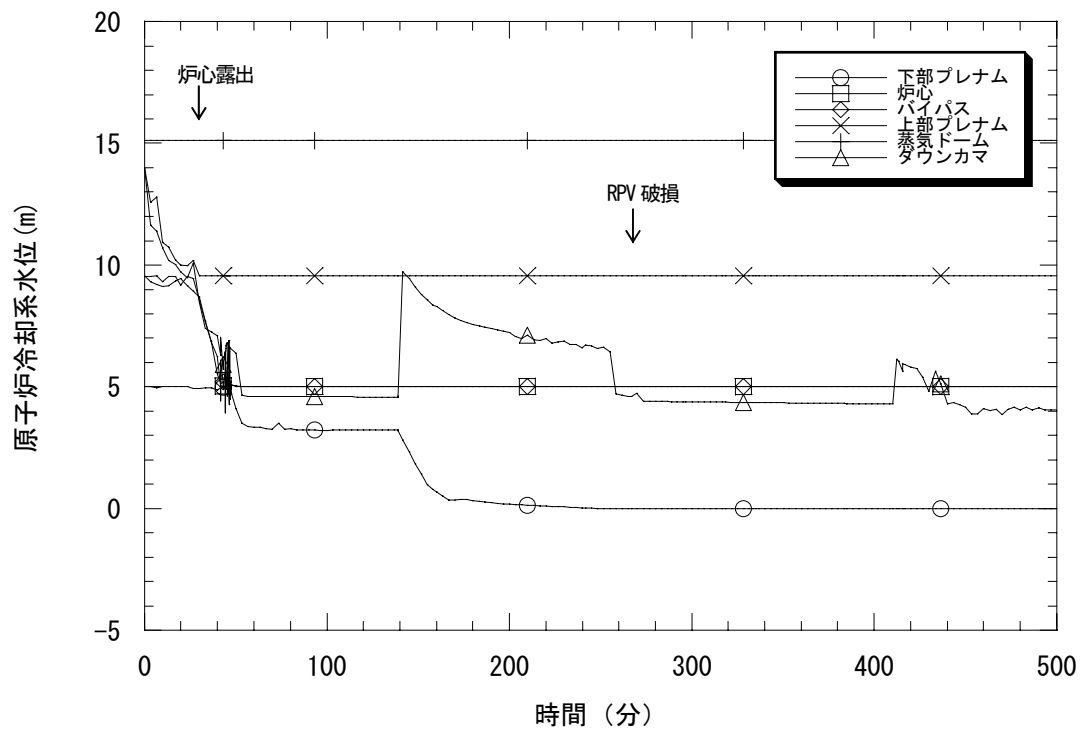


図 4.6-1 原子炉冷却系水位（下部ヘッド破損を遅くした場合）

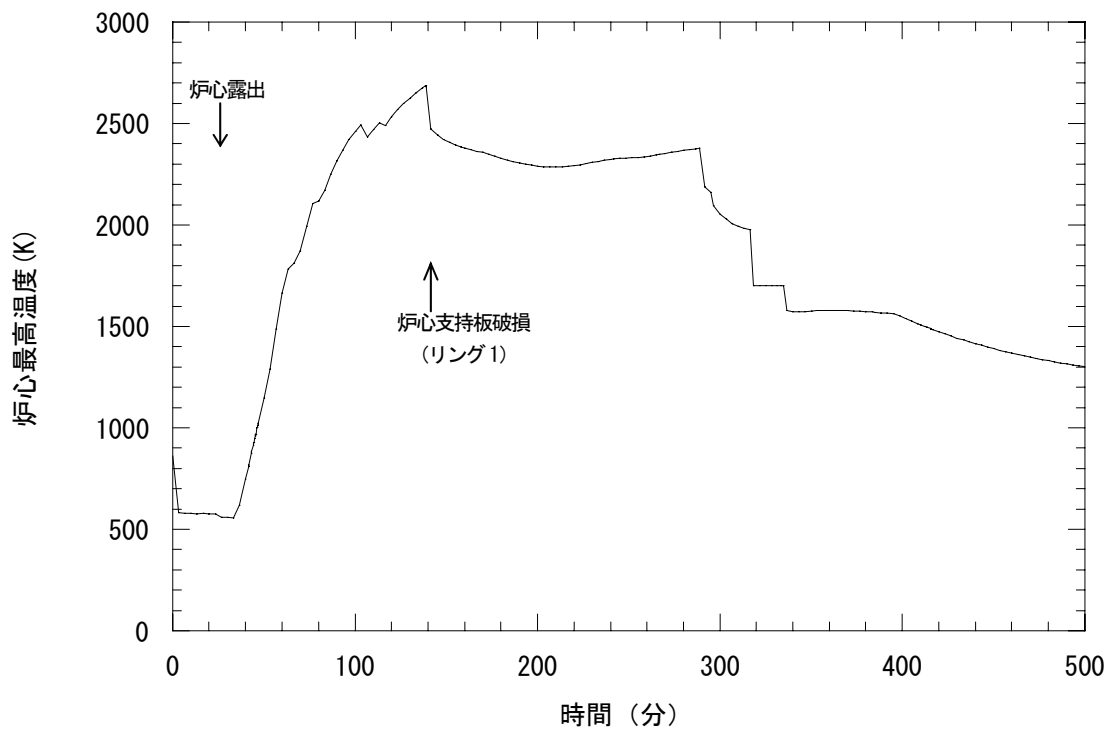


図 4.6-2 炉心最高温度（下部ヘッド破損を遅くした場合）

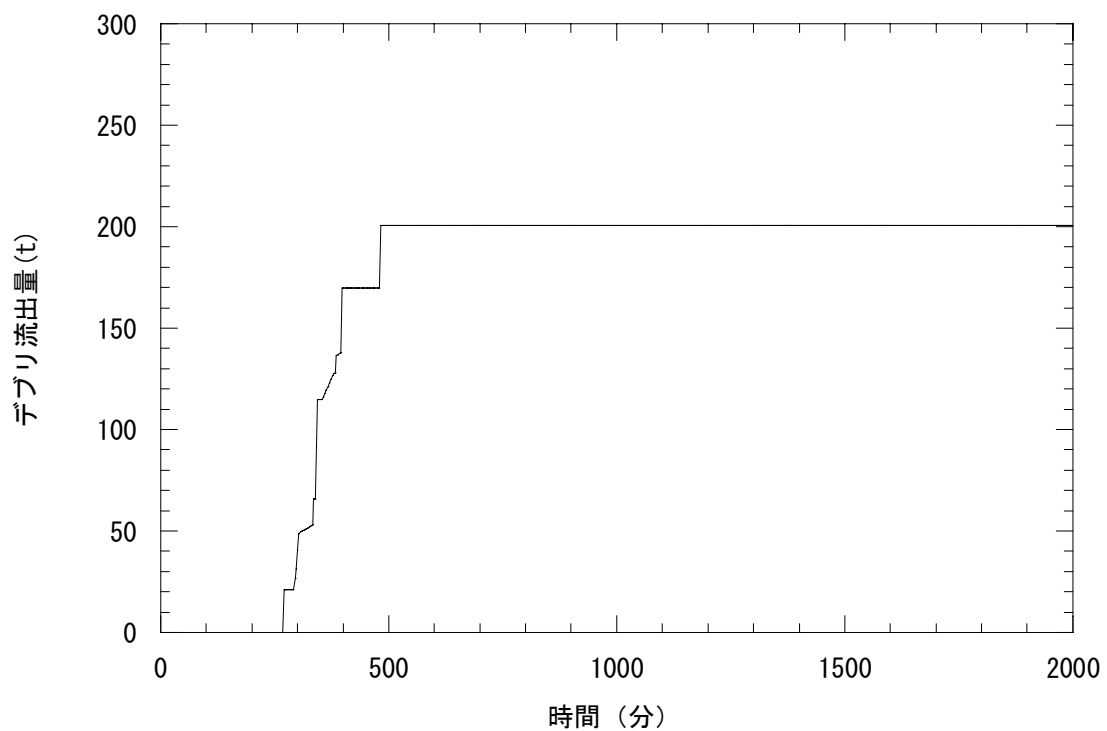


図 4.6-3 デブリ流出量（下部ヘッド破損を遅くした場合）

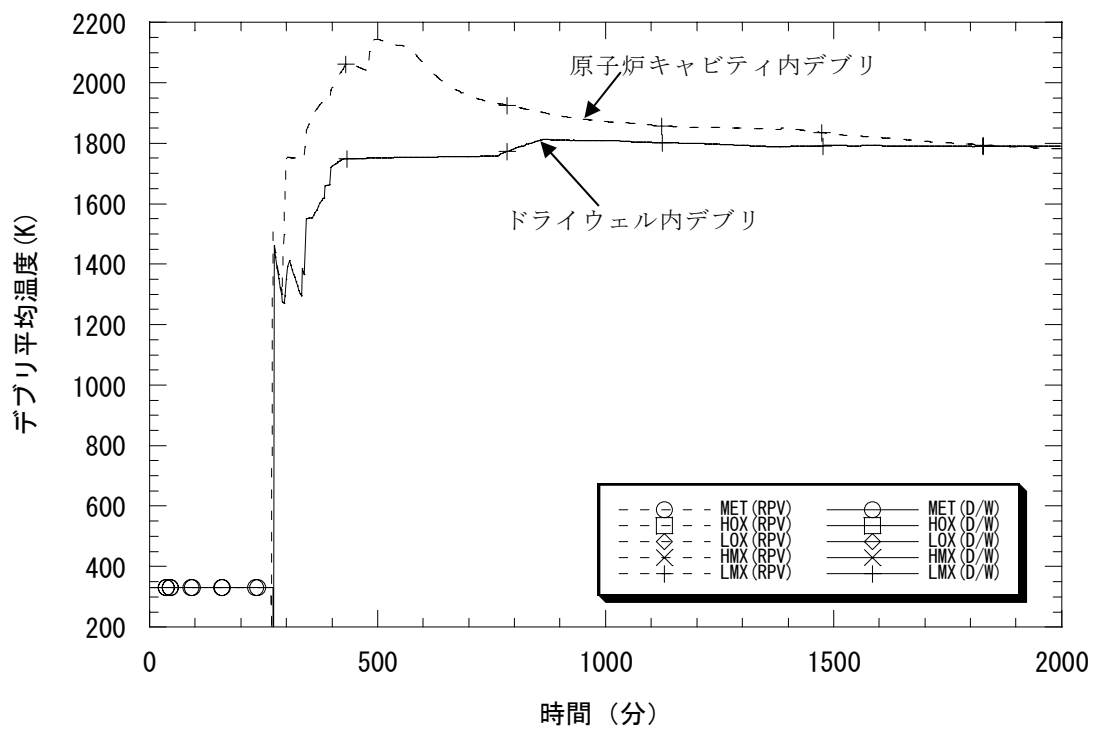


図 4.6-4 デブリ平均温度（下部ヘッド破損を遅くした場合）

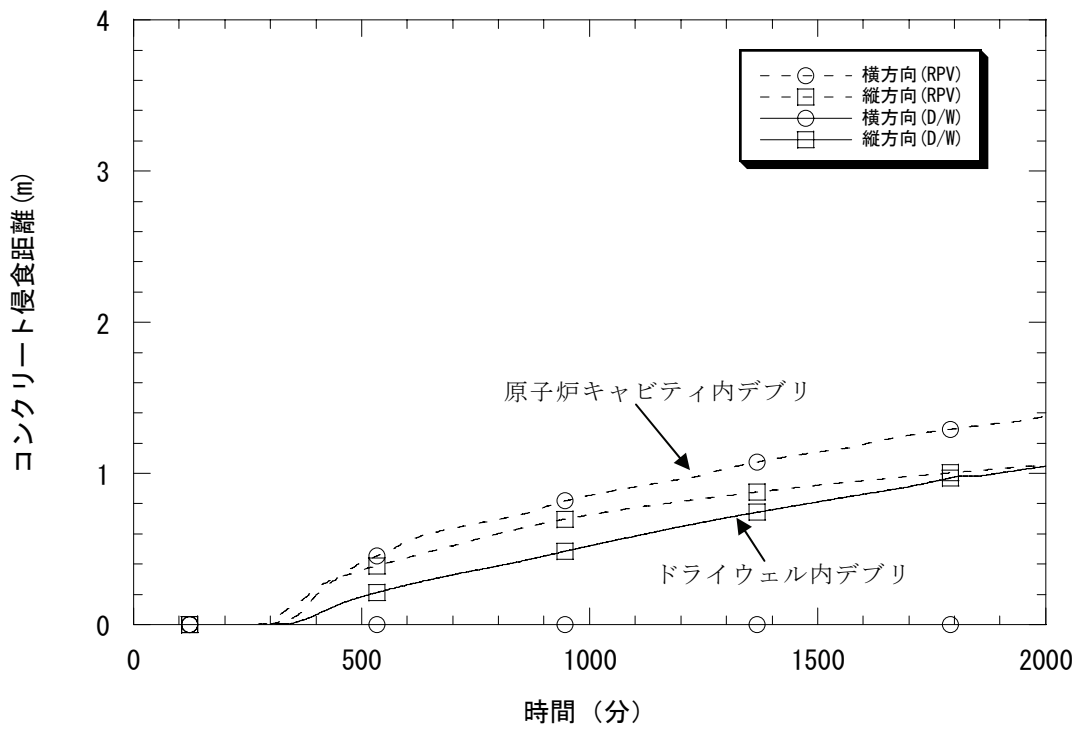


図4.6-5 コンクリート侵食深さ（下部ヘッド破損を遅くした場合）

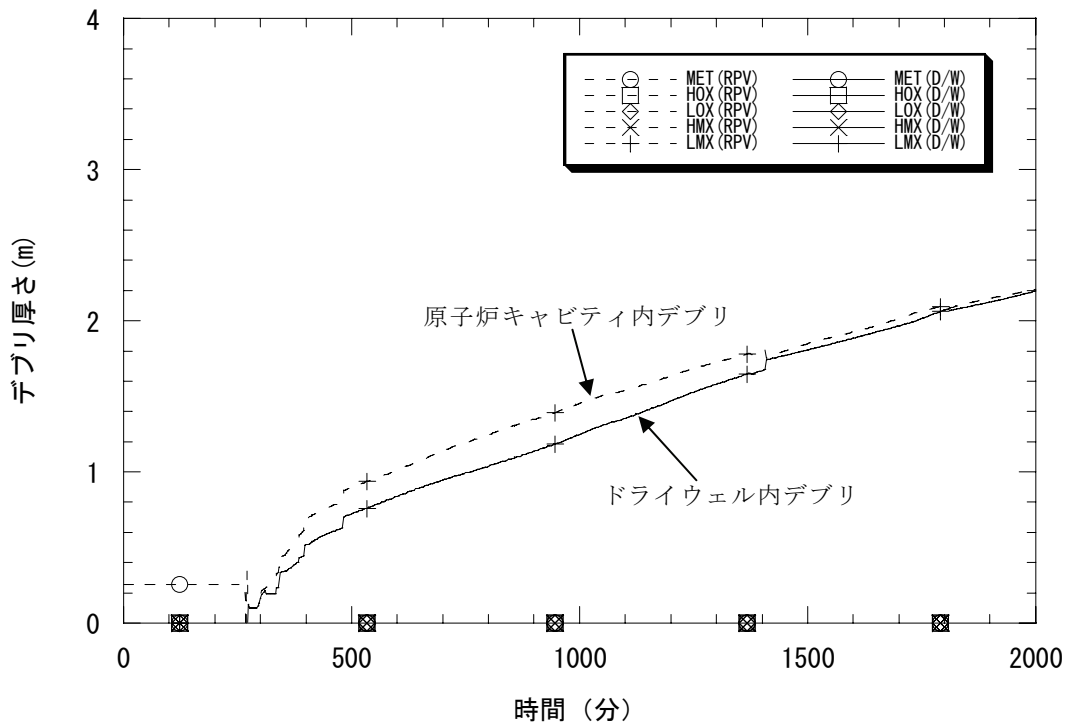


図 4.6-6 デブリ厚さ（下部ヘッド破損を遅くした場合）

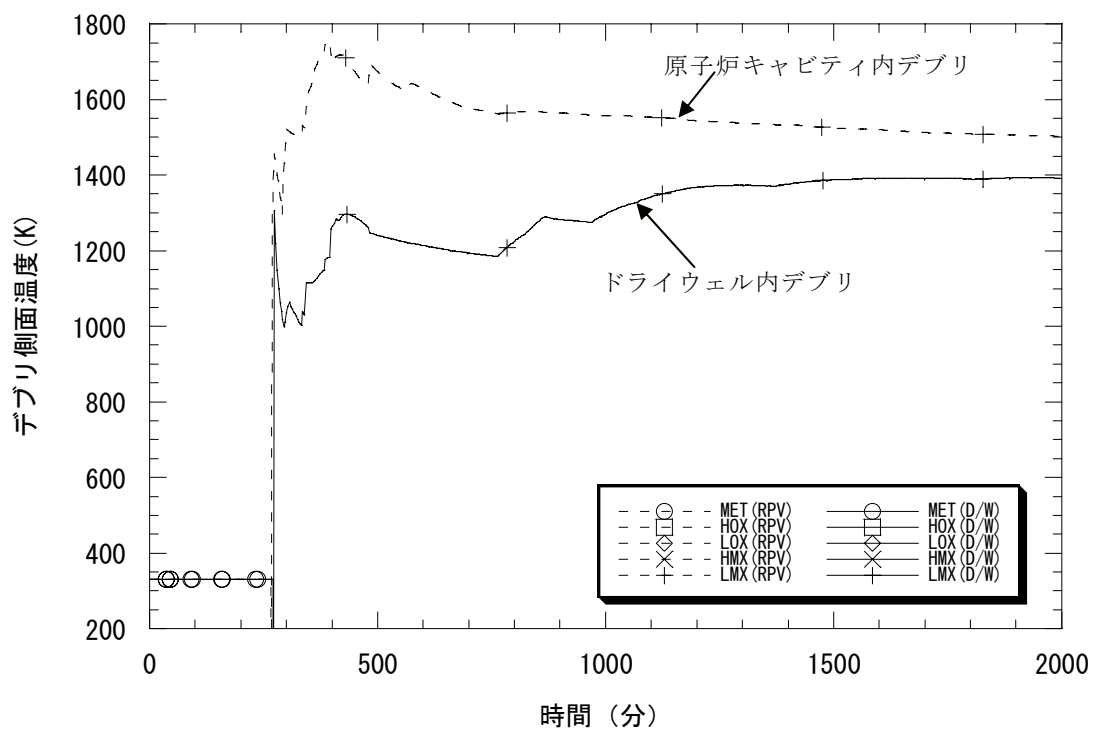


図4.6-7 デブリ側面温度（下部ヘッド破損を遅くした場合）

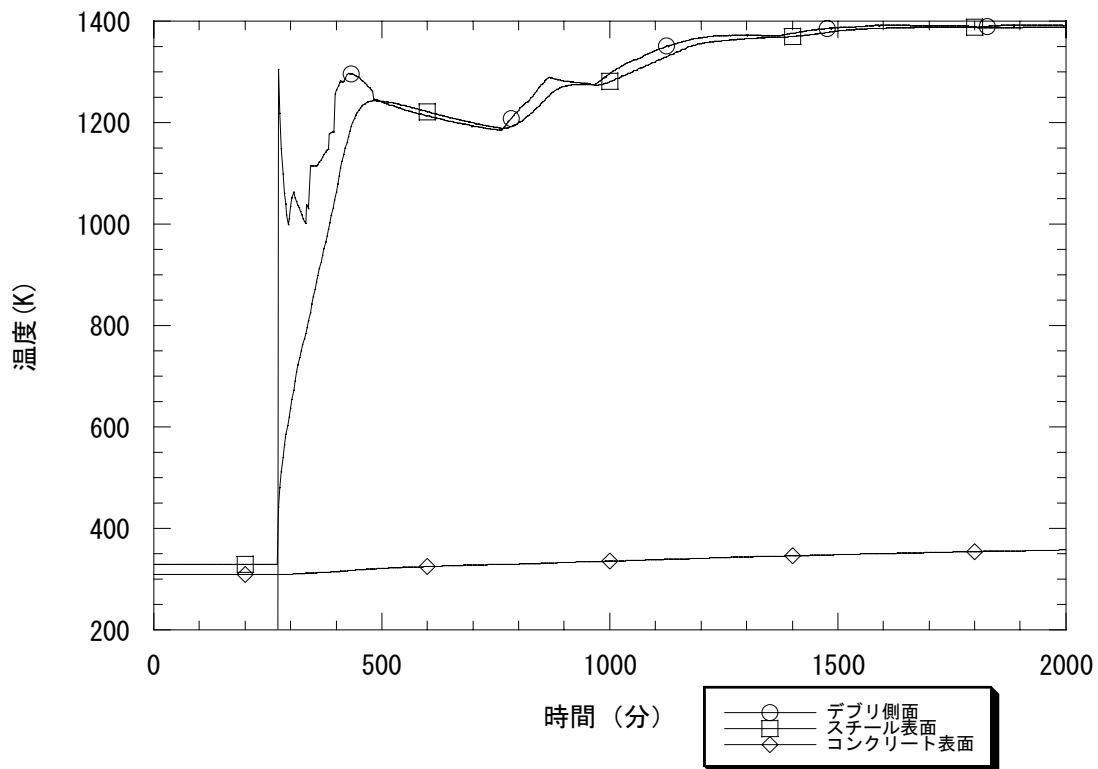


図 4.6-8 デブリ温度と壁面温度（下部ヘッド破損を遅くした場合）

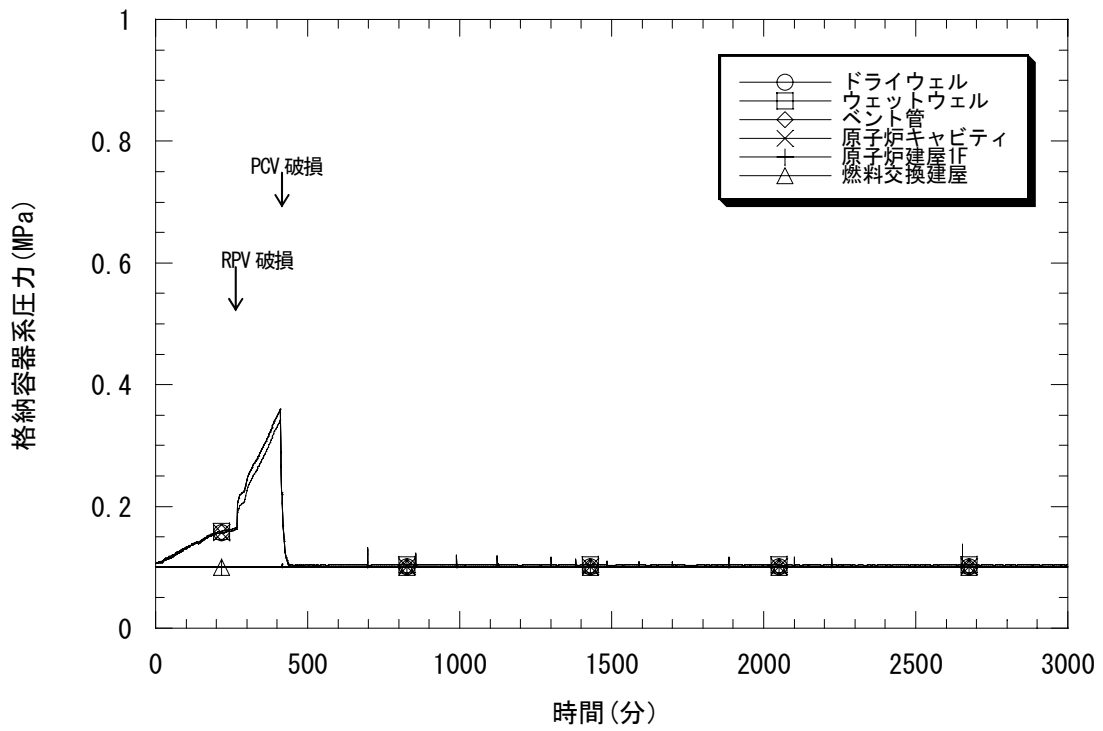


図4.6-9 格納容器系圧力（下部ヘッド破損を遅くした場合）

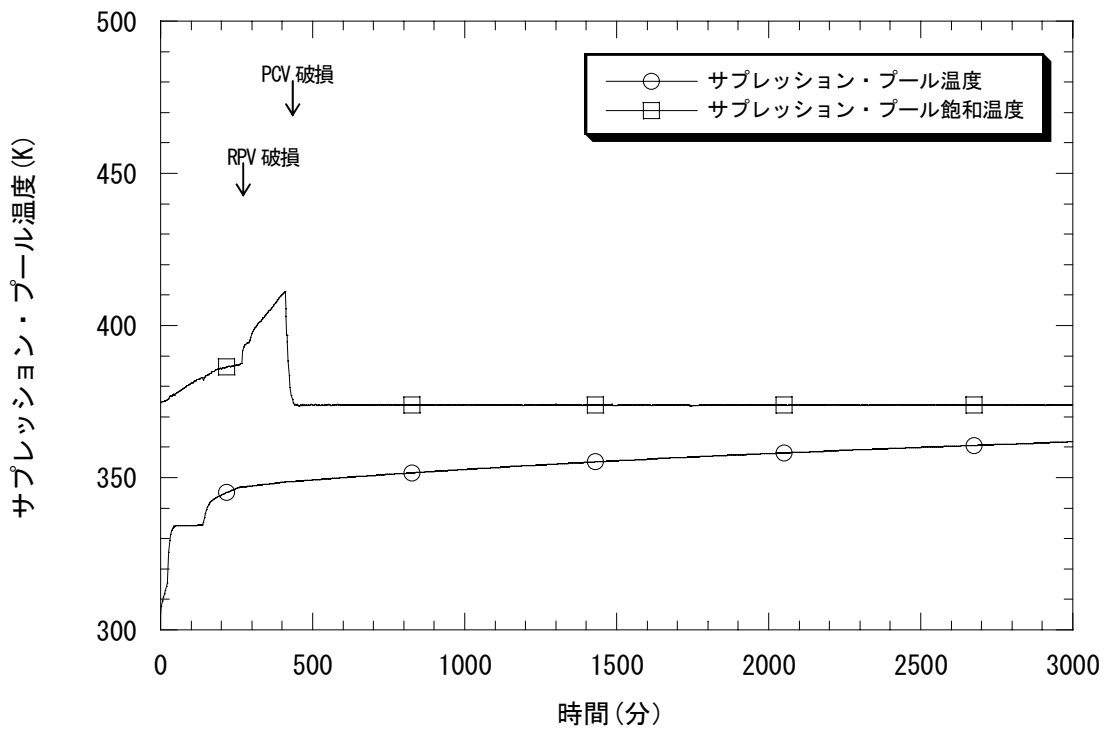


図 4.6-10 サプレッション・プールの水温（下部ヘッド破損を遅くした場合）



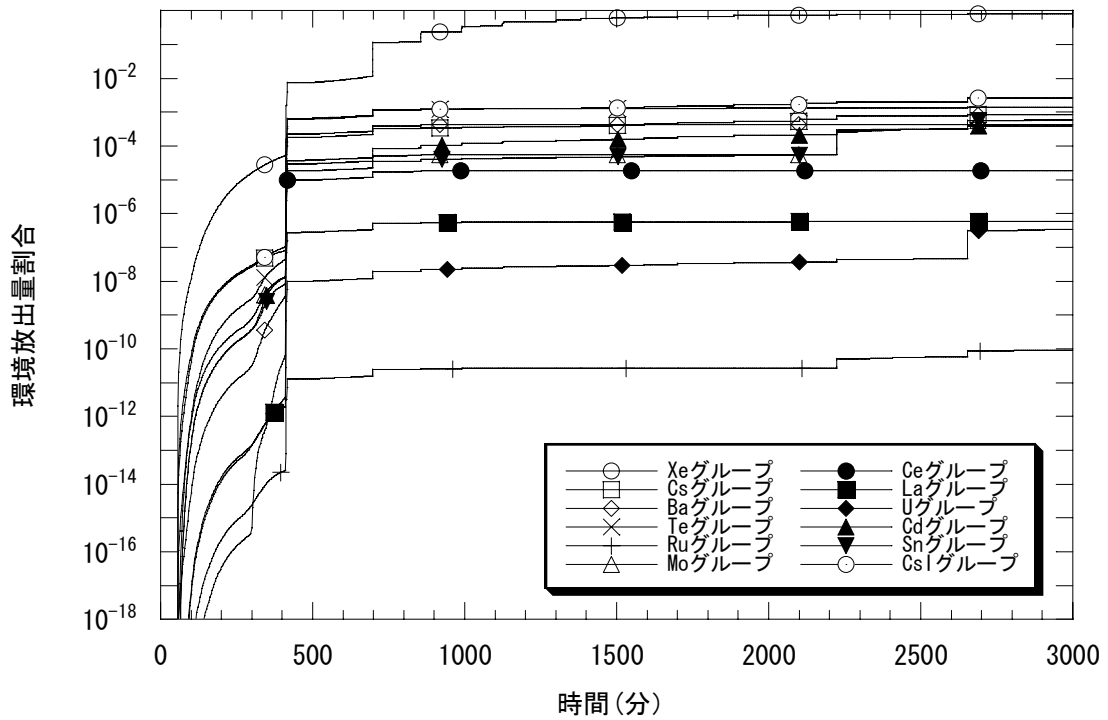


図 4.6-11 各放射性物質の環境放出量割合（下部ヘッド破損を遅くした場合）

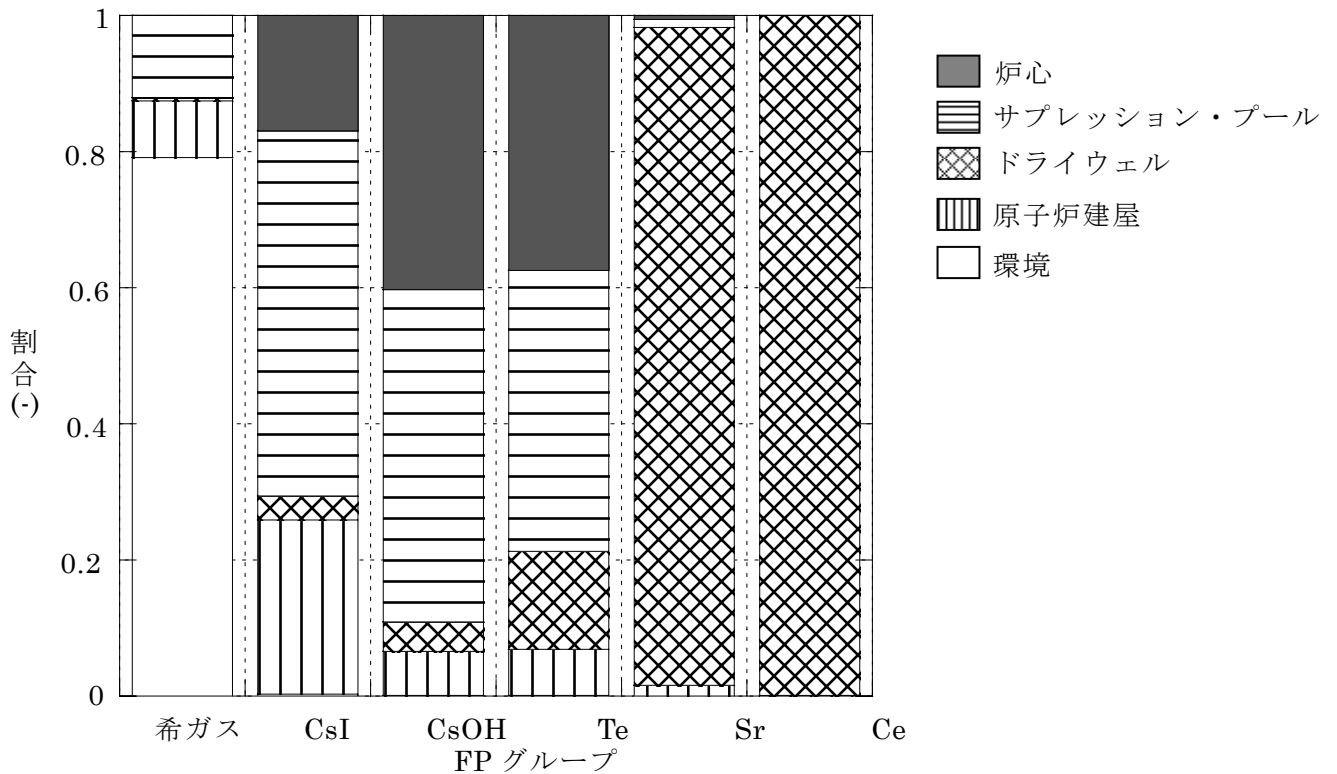


図 4.6-12 プラント内の放射性物質の分布（下部ヘッド破損を遅くした場合）

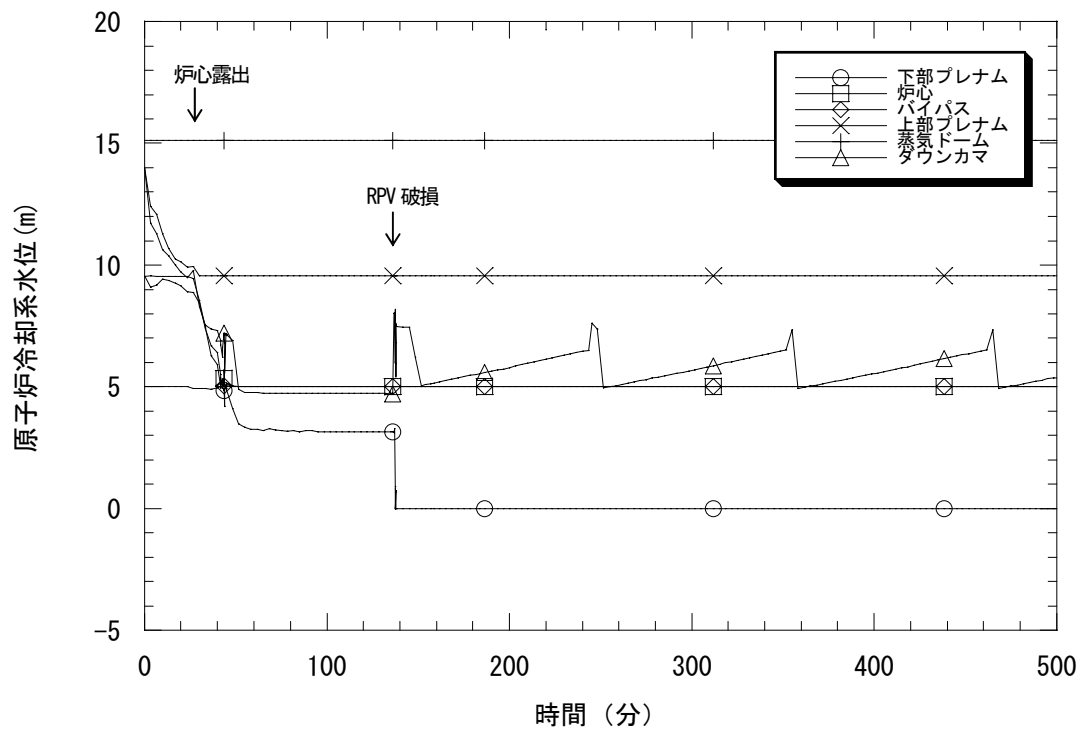


図 4.7-1 原子炉冷却系水位 (代替スプレイ)

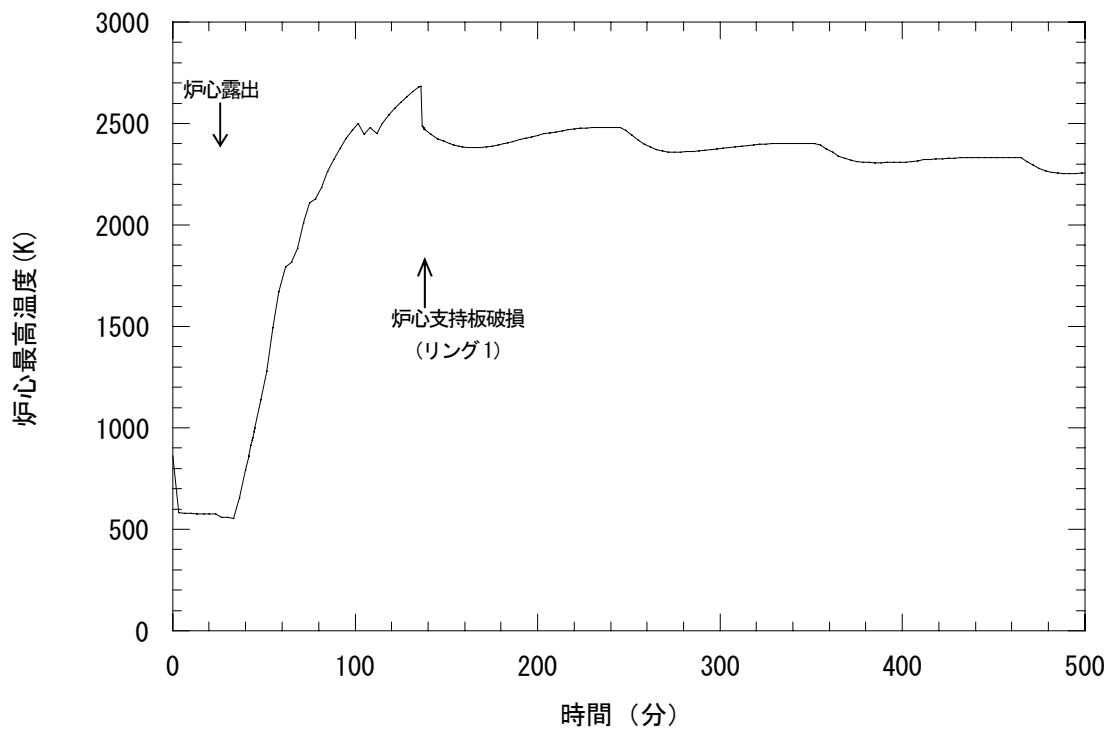


図 4.7-2 炉心最高温度 (代替スプレイ)

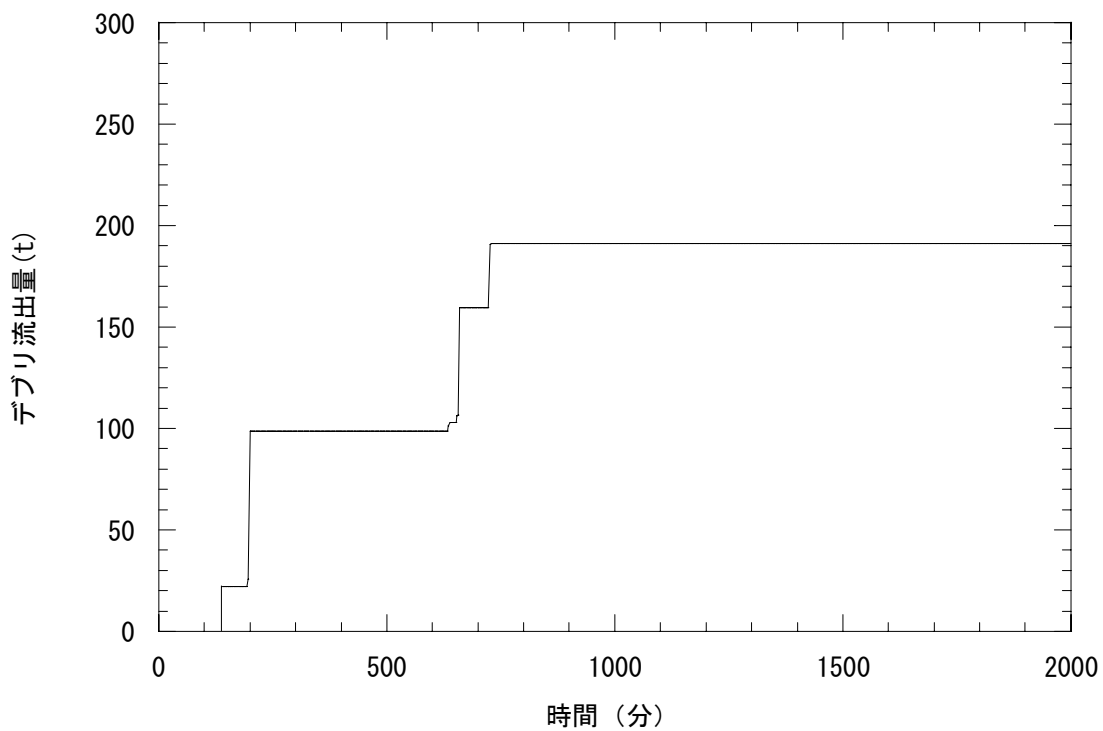


図 4.7-3 デブリ流出量 (代替スプレイ)

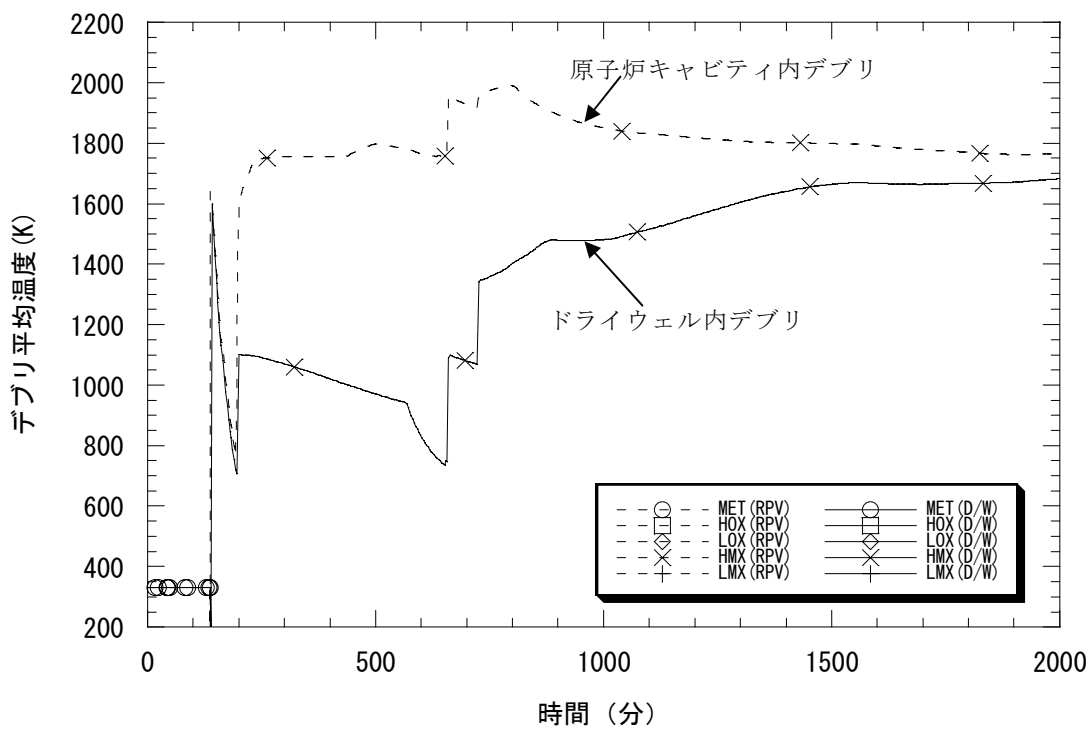


図 4.7-4 デブリ平均温度 (代替スプレイ)

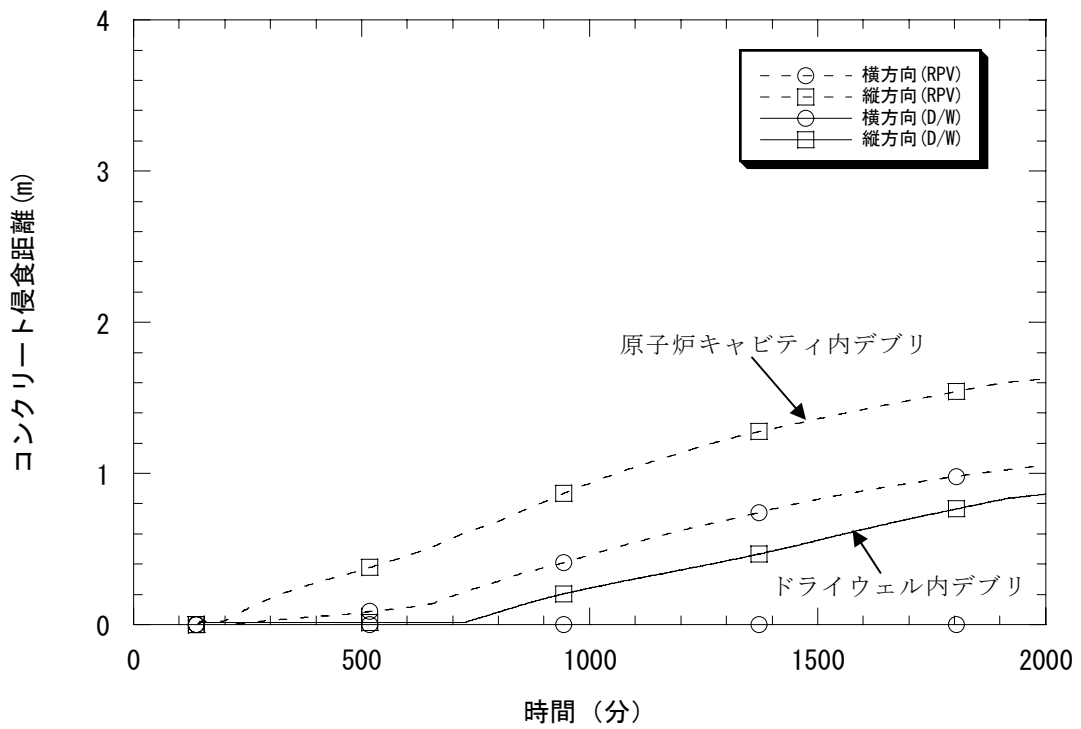


図4.7-5 コンクリート侵食深さ (代替スプレイ)

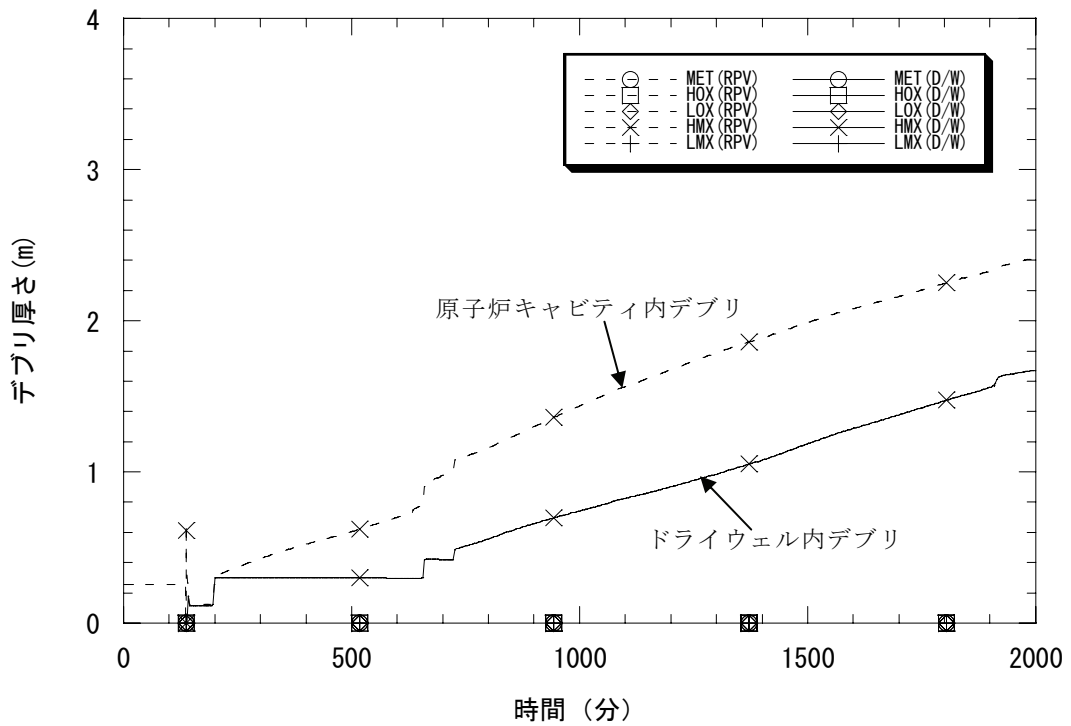


図 4.7-6 デブリ厚さ (代替スプレイ)

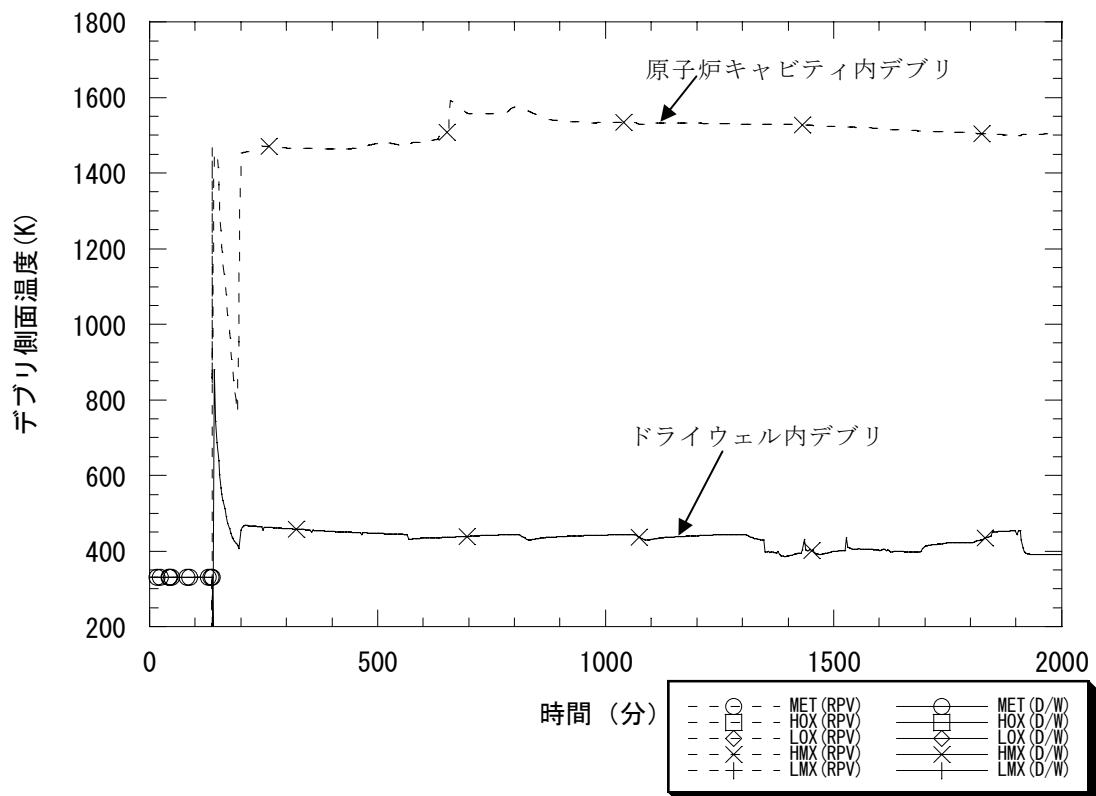


図4.7-7 デブリ側面温度 (代替スプレイ)

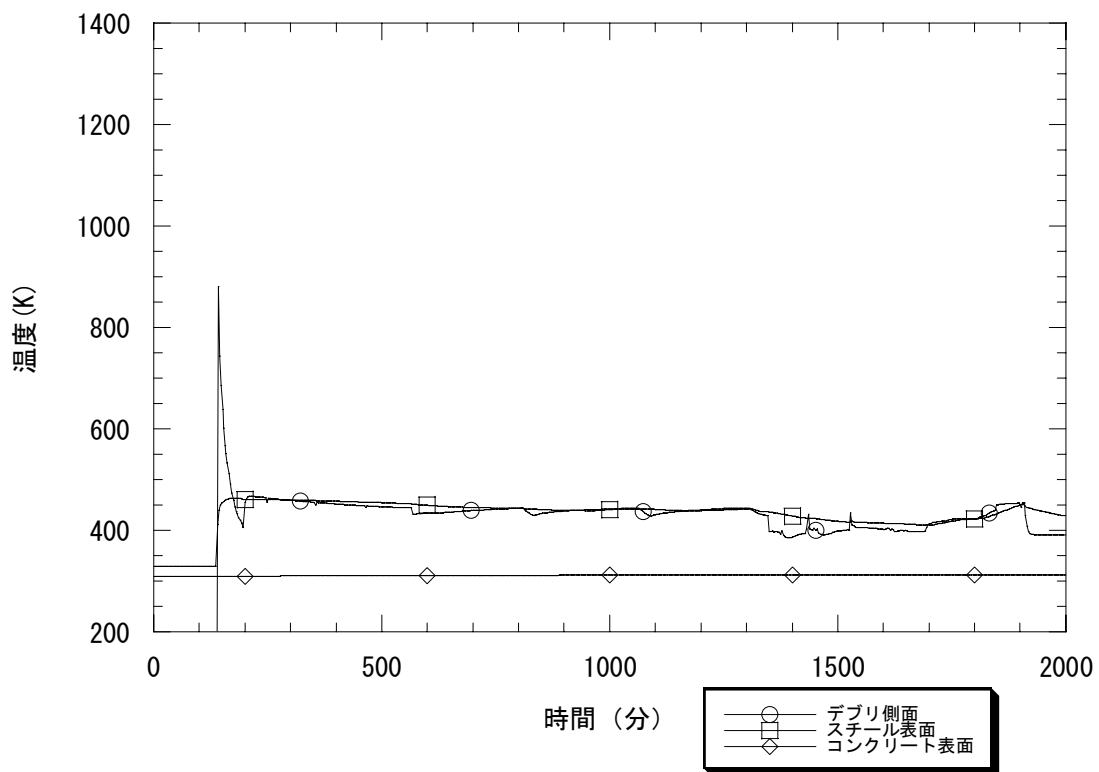


図4.7-8 デブリ温度と壁面温度 (代替スプレイ)

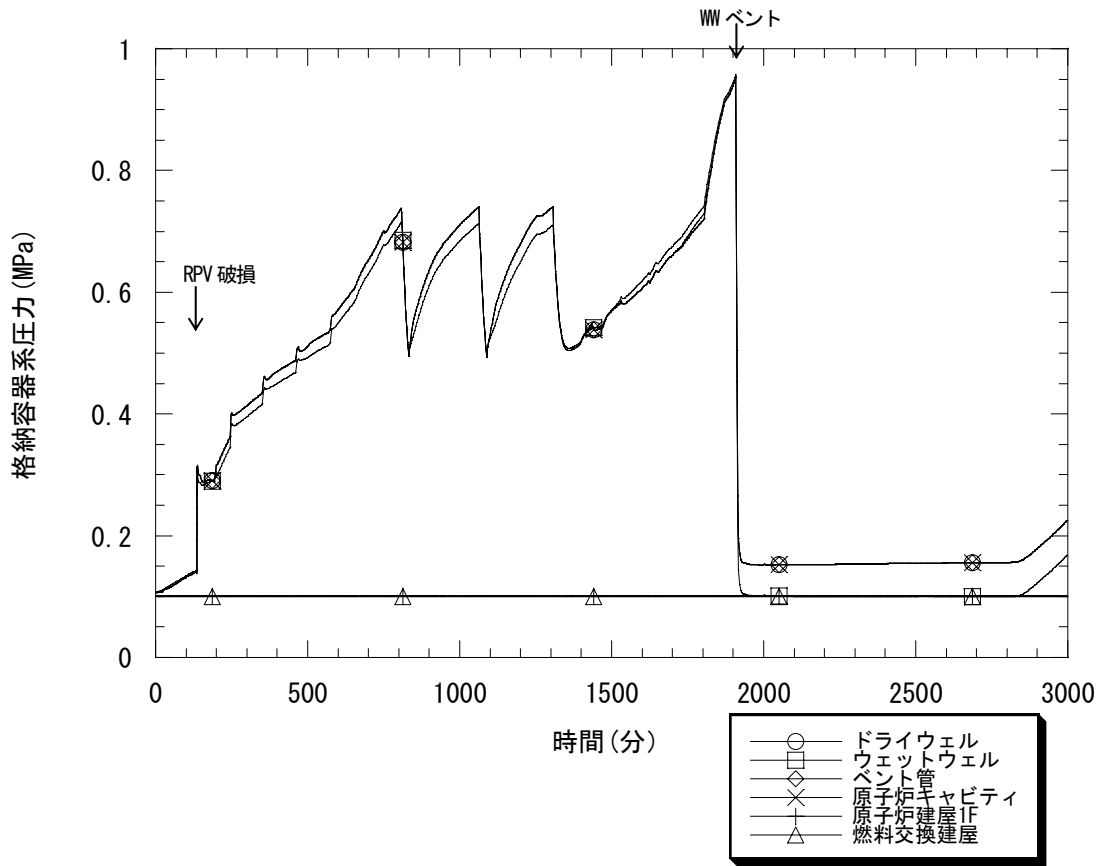


図4.7-9 格納容器系圧力 (代替スプレイ)

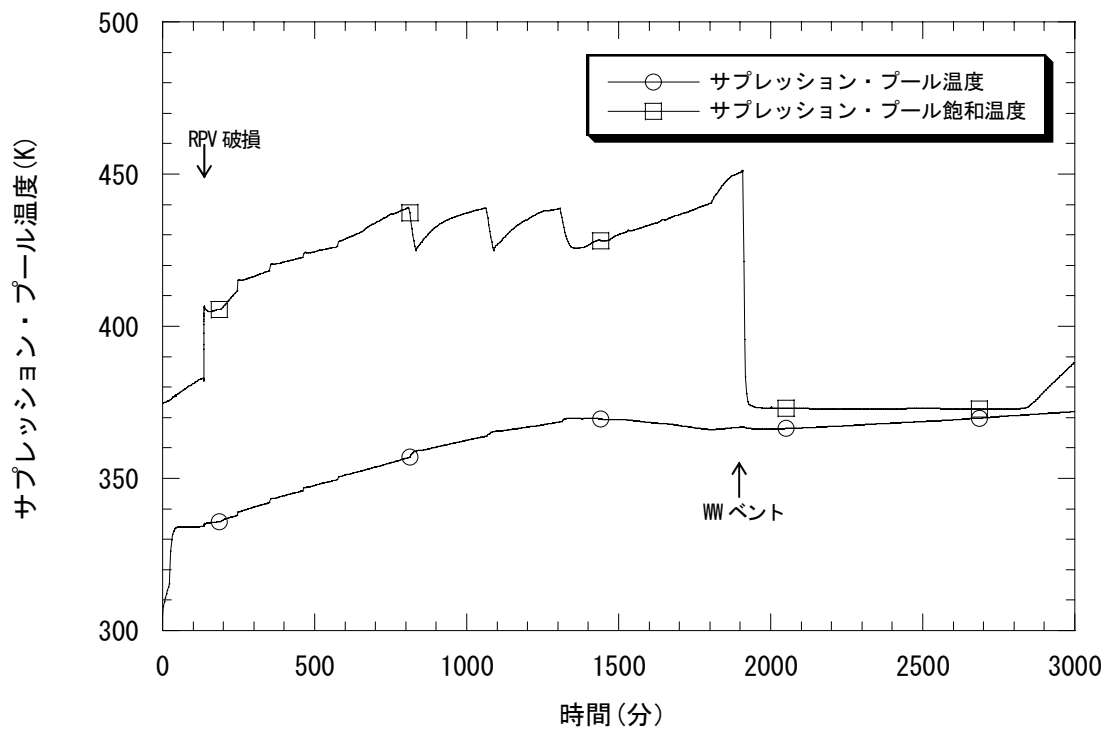


図 4.7-10 サプレッション・プールの水温 (代替スプレイ)

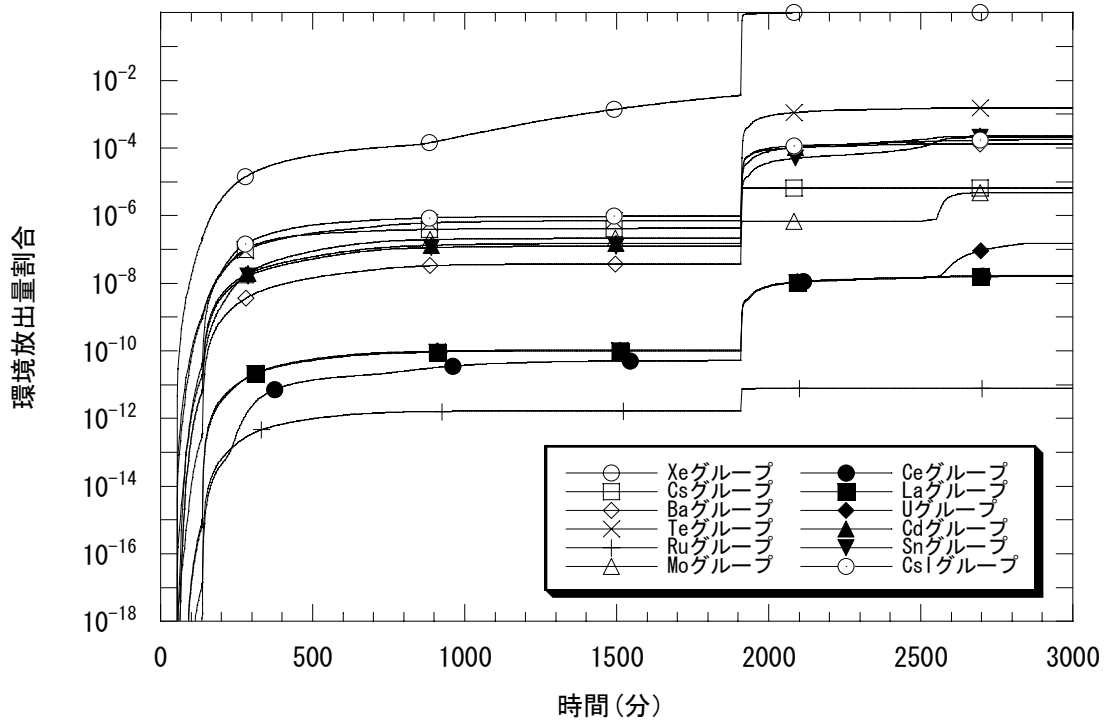


図 4.7-11 各放射性物質の環境放出量割合 (代替スプレイ)

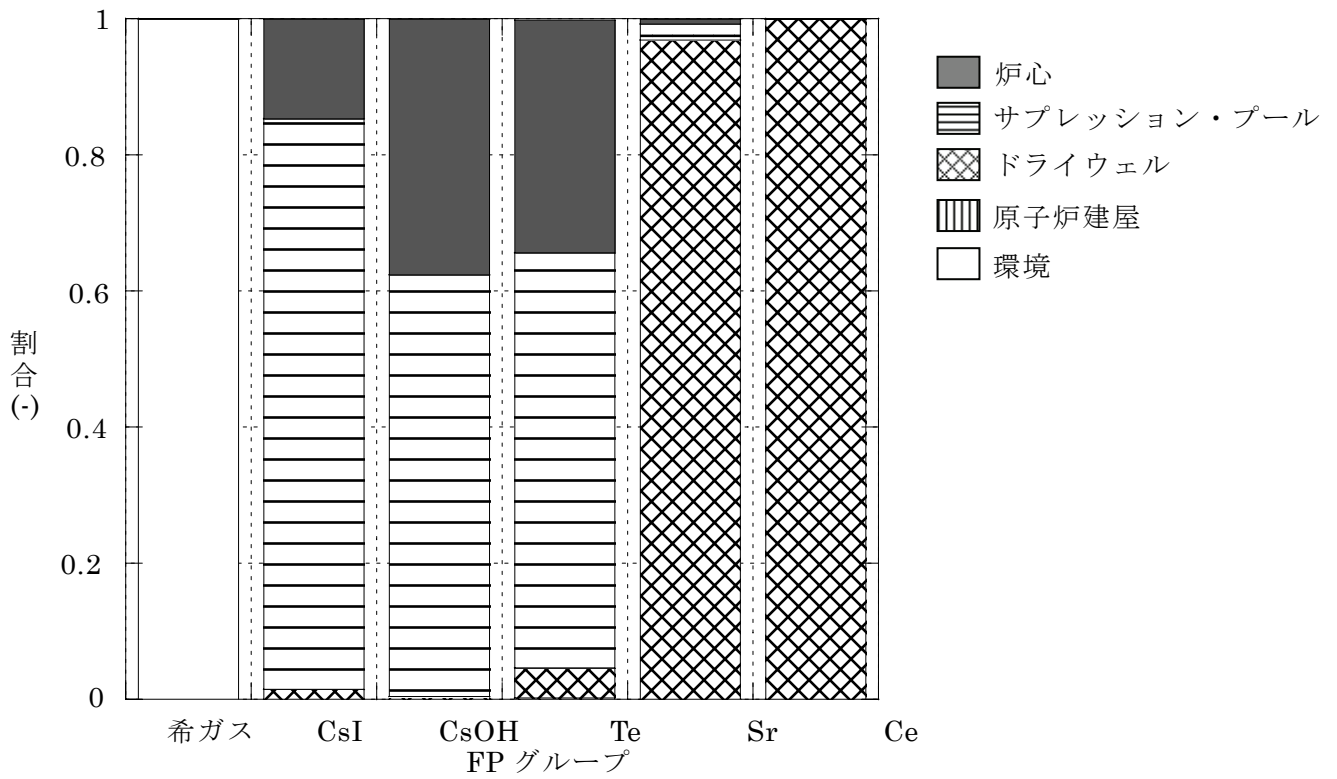


図 4.7-12 プラント内の放射性物質の分布 (代替スプレイ)

## 5. 結論

BWR3、BWR-4（2タイプ）、BWR5（3タイプ）及びABWRの計7つの代表的なプラントにおける地震時の主な事故シーケンスを対象にして、シビアアクシデント事故進展総合解析コードMELCOR 1.8.5を用いて過年度までの整備に引き続き、一部の追加解析を実施し、ソースタームの放出タイミング及び環境放出量などを求め、ソースタームのデータベースを整備した。その結果、格納容器型式やプラント出力によって、ソースタームが大きく異なる傾向があることを確認した。

また、格納容器イベントツリ定量化に関して、レベル1地震PSA手法の検討課題となっている3項目について感度解析を実施し、①PCS（主蒸気／給水／復水系）を低地震動領域において考慮した場合の影響及び②地震加速度の評価対象下限を300galから150galまで上げた場合の影響はともに、地震ハザード条件等が小さいサイト条件を想定しているBWR5プラントにおいて、現れる程度で影響は比較的小さい。③地震時に大／中／小破断LOCA及びインターフェイスLOCAが同時に重畳して生じた場合の影響は、地震ハザード条件等が大きいサイト条件を想定しているBWR4プラントにおいて、LOCA事象の寄与割合が大きい場合に大きく影響がある。

更に、シェルメルトスル現象の簡易モデルをMELCORに組み込んで解析した結果、圧力容器内に残留した冷却水とともに落下したデブリは床にひろがって格納容器の壁に接触するものの、冷却水が無くなるまでの数時間は格納容器の壁に溶融貫通が生じないとの結果が得られた。

また、内の事象を想定すると、アクシデントマネジメントによる格納容器スプレイが作動することが期待できるため、デブリによる溶融貫通は生じないとの参考解析結果が得られた。



## 参 考 文 献

- (1) 独立行政法人 原子力安全基盤機構「レベル2PSA手法の整備（BWR）」、JNES/SAE06-046（平成18年7月）
- (2) 独立行政法人 原子力安全基盤機構「地震時レベル2PSA手法の整備（BWR）」、JNES/SAE07-043（平成19年3月）
- (3) 独立行政法人 原子力安全基盤機構「地震時レベル2PSA手法の整備（BWR）」、JNES/SAE08-017（平成20年3月）
- (4) 独立行政法人 原子力安全基盤機構「レベル2PSA手法の整備（BWR）」、JNES/NSAG09-004（平成21年8月）
- (5) 独立行政法人 原子力安全基盤機構「地震に係る確率論的安全評価手法の整備＝BWRの事故シナリオの試解析＝」、JNES/SAE06-92（平成18年8月）
- (6) 独立行政法人 原子力安全基盤機構「シビアアクシデント解析コードの整備」、JNES/SAE05-98（平成17年12月）
- (7) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “MELCOR1.8.5 Primer and Users’ Guide,” NUREG/CR-6119 Vol.1 Rev.2, May (2000)
- (8) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “MELCOR1.8.5 Manuals,” NUREG/CR-6119 Vol.2 Rev.2, May (2000)
- (9) 独立行政法人 原子力安全基盤機構「地震に係る確率論的安全評価手法の改良＝BWRの事故シナリオの試解析＝」、09原確報-1110（平成21年9月）
- (10) Larry Humphries et. al., MELCOR Best Practices - An Accident Sequence Walk-Through, Meeting of the “European MELCOR User Group”, Paul Scherrer Institut, Villigen Switzerland, December 15-16, 2008
- (11) Theo G. Theofanous et. al., The probability of Liner Failure in a Mark-I Containment, Part I: Probabilistic framework and Results, Nuclear Technology, Vol.101, Mar. 1993
- (12) Theo G. Theofanous et. al., The probability of Liner Failure in a Mark-I Containment, Part II: Melt Release and Spreading Phenomena, Nuclear Technology, Vol.101, Mar. 1993
- (13) H. Sugiyama et. al., A Study on Uncertainties Evaluation in Containment Event Tree, Paper 8156, pp.1373-1381, Proceedings of ICAPP '08, Anaheim, CA USA, June 8-12, 2008
- (14) H. Suzuki et. al., Fundamental Experiment and Analysis for Melt Spreading on Concrete Floor, ASME/JSME Nuclear Engineering Conference – Volume 1, ASME, San Francisco, Calif., March 21-24, 1993
- (15) M. T. Fanner et. al., The MELTSPREAD-1 Computer Code for the Analysis of Transient Spreading in Containment, CONF-901101-30, DE90 017695, ANS Winter Meeting Session on Thermal Hydraulics of Severe Accidents, Washington, D.C., November 11-15, 1990,

## 略 語 一 覧

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

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

プラント損傷状態の記号

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

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

レベル 1PSA にて、事故シーケンスの記述に使用している記号例

(1)起因事象

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

## 付録 A BWR のレベル 1 地震 PSA の概要

BWRのレベル1地震PSA（平成20年度）の「地震に係る確率論的安全評価手法の改良＝BWRの事故シーケンスの試解析＝（09原確報-0010）」に記載されているように、従来、地震PSAの試解析の対象としていたBWR4型プラントとBWR5型プラントとは異なるサイトを想定し、BWR4型プラントはBWR5型プラントより地震動（地震ハザード及び地震応答）が相対的に大きいサイトを想定しているが、従来から試解析条件の課題とされてきた3項目について感度解析を実施し、炉心損傷頻度への影響を評価している。

- (1) 従来考慮していなかったPCS（主蒸気/給水/復水系）を低地震動領域において考慮した場合、相対的に大きい地震動を想定しているBWR4型プラントでは炉心損傷頻度への効果は小さいが、相対的に小さい地震動を想定しているBWR5型プラントではその効果は大きく、炉心損傷頻度は数10%低下する。
- (2) 従来、地震加速度300gal以上を評価対象としてきたが、150galまで低地震動側を上げた場合、相対的に大きい地震動を想定しているBWR4型プラントでは炉心損傷頻度への影響が小さいが、相対的に地震動が小さいことを想定しているBWR5型プラントではその影響が大きくなり、炉心損傷頻度は数倍増加する。この場合、PCSの緩和効果を低地震動側に同時に考慮すると、炉心損傷頻度の増加する割合は下がる。
- (3) 従来LOCAは、大、中、小LOCA、ISLOCAとして、個々の起因事象として評価していたが、地震時に同時に重畳して起こり緩和機能が使えずに炉心損傷に至ると想定すると、相対的に小さい地震動を想定しているBWR5型プラントには影響がほとんどないが、相対的に大きい地震動を想定しているBWR4型プラントでは、炉心損傷頻度は数10%増加する。

なお、その他に津波時のシナリオ、津波PSAの簡略的な解析モデル、津波時の炉心損傷頻度の試解析を実施している。