

発電用原子炉施設の安全性に関する
総合評価（一次評価）に係る報告書
（志賀原子力発電所 1 号機）

平成 2 4 年 3 月
北陸電力株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 発電所の概要	2
3. 総合評価（一次評価）の手法	4
3.1 評価対象時点	4
3.2 評価対象事象	4
3.3 評価実施方法	4
4. 多重防護の強化策	6
4.1 アクシデントマネジメント対策	6
4.2 緊急安全対策	6
4.3 外部電源の信頼性確保	11
4.4 シビアアクシデントへの対応	11
5. 個別評価項目に対する評価方法および評価結果	14
5.1 地震	14
5.1.1 評価実施事項	14
5.1.2 評価方法	14
5.1.3 評価結果	17
5.1.4 評価結果のまとめ	29
5.2 津波	30
5.2.1 評価実施事項	30
5.2.2 評価方法	30
5.2.3 評価結果	33
5.2.4 評価結果のまとめ	43
5.3 地震と津波の重畳	44
5.3.1 評価実施事項	44
5.3.2 評価方法	44
5.3.3 評価結果	45
5.3.4 評価結果のまとめ	51

5.4 全交流電源喪失	52
5.4.1 評価実施事項	52
5.4.2 評価方法	52
5.4.3 評価結果	54
5.4.4 評価結果のまとめ	68
5.5 最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失	69
5.5.1 評価実施事項	69
5.5.2 評価方法	69
5.5.3 評価結果	71
5.5.4 評価結果のまとめ	82
5.6 その他のシビアアクシデントマネジメント	83
5.6.1 評価実施事項	83
5.6.2 評価方法	83
5.6.3 評価結果	84
5.6.4 評価結果のまとめ	110
6. まとめ	111

添付資料

- 添付-2-1 発電所の全体配置
- 添付-4. 2-1 緊急安全対策の全体概要
- 添付-4. 2-2 緊急安全対策完了後に津波が来襲した場合の対応フロー
- 添付-4. 2-3 機器・設備の点検結果一覧
- 添付-4. 2-4 緊急安全対策に係る訓練実施状況
- 添付-4. 2-5 緊急安全対策の更なる対策の全体概要
- 添付-4. 3-1 外部電源の供給信頼性の更なる向上策（電路の新設）
- 添付-4. 3-2 外部電源の供給信頼性の更なる向上策（長幹支持がいしの耐震強化）
- 添付-4. 4-1 シビアアクシデント対策の概要
- 添付-5. 1-1 クリフェッジ評価に係るフロー図
- 添付-5. 1-2 耐震評価設備等リスト
- 添付-5. 1-3 炉心損傷に至る起因事象選定フロー図
- 添付-5. 1-4 地震を起因とした炉心損傷に至る起因事象と内的事象 P S A における起因事象との関連性
- 添付-5. 1-5 起因事象に関連する設備等の耐震裕度評価結果（原子炉）
- 添付-5. 1-6 基準地震動 S_s の策定の概要
- 添付-5. 1-7 原子炉建屋の地震応答解析モデル
- 添付-5. 1-8 大型機器の地震応答解析モデルと地震応答解析結果
- 添付-5. 1-9 評価値の算出方法
- 添付-5. 1-10 動的機能維持の許容値について
- 添付-5. 1-11 評価対象外とする設備について
- 添付-5. 1-12 耐震安全性評価に影響を与える経年変件事象について
- 添付-5. 1-13 各起因事象が発生する地震動の評価結果（原子炉）
- 添付-5. 1-14 外部電源喪失のイベントツリー（原子炉）
- 添付-5. 1-15 各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）
- 添付-5. 1-16 各影響緩和機能に関連する設備等の耐震裕度評価結果（原子炉）
- 添付-5. 1-17 各影響緩和機能の系統図（原子炉）
- 添付-5. 1-18 外部電源喪失に対する収束シナリオの耐震裕度評価（原子炉）
- 添付-5. 1-19 外部電源喪失に対する収束シナリオの耐震裕度評価（原子炉）（緊急安全対策実施前）
- 添付-5. 1-20 起因事象に関連する設備等の耐震裕度評価結果（使用済燃料貯蔵プール）
- 添付-5. 1-21 各起因事象が発生する地震動の評価結果（使用済燃料貯蔵プール）
- 添付-5. 1-22 外部電源喪失のイベントツリー（使用済燃料貯蔵プール）
- 添付-5. 1-23 各影響緩和機能のフォールトツリー（使用済燃料貯蔵プール）
- 添付-5. 1-24 各影響緩和機能に関連する設備等の耐震裕度評価結果（使用済燃料貯蔵

	プール)
添付-5.1-25	各影響緩和機能の系統図（使用済燃料貯蔵プール）
添付-5.1-26	外部電源喪失に対する収束シナリオの耐震裕度評価（使用済燃料貯蔵プール）
添付-5.1-27	外部電源喪失に対する収束シナリオの耐震裕度評価（使用済燃料貯蔵プール）（緊急安全対策実施前）
添付-5.2-1	クリフエッジ評価に係るフロー図
添付-5.2-2	想定津波高さの策定の概要
添付-5.2-3	津波評価設備等リスト
添付-5.2-4	発電所平面図および模式断面図
添付-5.2-5	建屋内配置図
添付-5.2-6	炉心損傷に至る起因事象選定フロー図
添付-5.2-7	津波を起因とした炉心損傷に至る起因事象と内的事象 P S A における起因事象との関連性
添付-5.2-8	最終ヒートシンク喪失のイベントツリー（原子炉）
添付-5.2-9	各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）
添付-5.2-10	起因事象に関連する設備等の津波高さ裕度評価結果（原子炉）
添付-5.2-11	各影響緩和機能の系統図（原子炉）
添付-5.2-12	津波影響評価について
添付-5.2-13	最終ヒートシンク喪失に対する収束シナリオの許容津波高さ評価（原子炉）
添付-5.2-14	最終ヒートシンク喪失に対する収束シナリオの許容津波高さ評価（原子炉）（緊急安全対策実施前）
添付-5.2-15	最終ヒートシンク喪失のイベントツリー（使用済燃料貯蔵プール）
添付-5.2-16	各影響緩和機能のフォールトツリー（使用済燃料貯蔵プール）
添付-5.2-17	起因事象に関連する設備等の津波高さ裕度評価結果（使用済燃料貯蔵プール）
添付-5.2-18	各影響緩和機能の系統図（使用済燃料貯蔵プール）
添付-5.2-19	最終ヒートシンク喪失に対する収束シナリオの許容津波高さ評価（使用済燃料貯蔵プール）
添付-5.2-20	最終ヒートシンク喪失に対する収束シナリオの許容津波高さ評価（使用済燃料貯蔵プール）（緊急安全対策実施前）
添付-5.3-1	地震と津波の重畳時における起因事象のイベントツリーと収束シナリオの耐震裕度・許容津波高さ評価（原子炉）
添付-5.3-2	地震と津波の重畳時における起因事象のイベントツリーと収束シナリオの耐震裕度・許容津波高さ評価（使用済燃料貯蔵プール）
添付-5.4-1	送電系統一覽図
添付-5.4-2	開閉所単線結線図
添付-5.4-3	所内単線結線図

添付-5.4-4	直流電源単線結線図
添付-5.4-5	非常用ディーゼル発電機の運転継続時間
添付-5.4-6	直流電源（蓄電池）の継続時間評価
添付-5.4-7	設備の概要および保全内容
添付-5.4-8	緊急安全対策等設備の継続使用可能時間
添付-5.4-9	原子炉減圧の継続時間について
添付-5.4-10	格納容器ベントの継続時間について
添付-5.4-11	起因事象発生時の注水機能に係る評価結果
添付-5.4-12	起因事象発生時の電源機能に係る評価結果
添付-5.4-13	更なる対策で効果が期待できる設備の概要
添付-5.5-1	設備の概要および保全内容
添付-5.5-2	緊急安全対策等設備の継続使用可能時間
添付-5.5-3	起因事象発生時の注水機能に係る評価結果
添付-5.5-4	更なる対策で効果が期待できる設備の概要
添付-5.6-1	志賀原子力発電所1号機系統概要図
添付-5.6-2	事象進展に係るカテゴリー分類
添付-5.6-3	AM検討報告書およびAM整備報告書で整備した防護措置
添付-5.6-4	アクシデントマネジメント設備概要図
添付-5.6-5	緊急安全対策等で整備した防護措置等の効果と設置時期
添付-5.6-6	アクシデントマネジメント策整備後のイベントツリー
添付-5.6-7	格納容器機能喪失に係るイベントツリー
添付-5.6-8	シビアアクシデントマネジメント実施組織の概要
添付-5.6-9	シビアアクシデントマネジメント関連手順書類の構成概要
添付-5.6-10	事象進展シナリオ（炉心損傷）に対する各対策の効果
添付-5.6-11	事象進展シナリオ（格納容器機能喪失）に対する各対策の効果
添付-5.6-12	既存の安全機能と防護措置の関係

1. はじめに

平成 23 年 7 月 6 日、原子力安全委員会から経済産業省に対し、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価に関する報告について（23 安委決第 7 号 平成 23 年 7 月 6 日付け）」により、既設の発電用原子炉施設について、設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性について、総合的に評価を行うよう要請された。

これを受け、同年 7 月 22 日、原子力安全・保安院から当社に対し、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について（指示）（平成 23・07・20 原院第 1 号 平成 23 年 7 月 22 日付け）」（以下、「指示文書」という。）が発出され、同日これを受領した。

本報告書はこの指示文書に基づき、志賀原子力発電所 1 号機（以下、「志賀 1 号機」という。）の安全性に関する総合評価のうち、一次評価について、その結果を取りまとめ、原子力安全・保安院に報告するものである。

2. 発電所の概要

志賀原子力発電所の敷地は、能登半島の中央部の西側にあり、日本海に面した地点で、石川県羽咋郡志賀町赤住地内にあつて、総面積は約 160 万 m² である。敷地は、海岸線から山側に向かつて、標高 50m 前後のなだらかな丘陵地となっている。

発電所の全体配置は、添付-2-1 に示すとおりである。

敷地は、海岸から標高 11m および標高 21m に整地造成して、原子炉建屋をはじめ主要建物および構築物を設置しており、志賀 1 号機および志賀原子力発電所 2 号機（以下、「志賀 2 号機」という。）の 2 基の原子炉がある。

志賀 1 号機は、発電設備容量が 54 万 kW の沸騰水型軽水炉（BWR）であり、平成 5 年 7 月に営業運転を開始している。志賀 1 号機的主要な系統および設備の概要を以下に示す。

また、志賀 2 号機は、発電設備容量が 135 万 8 千 kW の改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）であり、平成 18 年 3 月に営業運転を開始している。

志賀 1 号機的主要な系統および設備概要

原子炉型式	沸騰水型軽水炉（BWR）			
原子炉格納容器型式	圧力抑制形（MARK-I 改良型）			
定格熱出力	1593MW			
燃料集合体数	368 体			
使用済燃料貯蔵容量	1749 体			
安全機能	原子炉停止系	制御棒および制御棒駆動系 ほう酸水注入系	(89 体) (ポンプ 2 台)	
	原子炉冷却系	低圧炉心スプレイ系 低圧注水系 高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 自動減圧系	(ポンプ 1 台) (ポンプ 3 台) (ポンプ 1 台) (ポンプ 1 台*) (4 弁)	
	原子炉格納施設	原子炉格納容器 格納容器スプレイ冷却系	(2 系統)	
	安全機能をサポートする系統	非常用ディーゼル発電機		(発電機 2 台)
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機		(発電機 1 台)
原子炉補機冷却水系			(ポンプ 4 台)	
高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系			(ポンプ 2 台)	
	原子炉補機冷却海水系		(ポンプ 4 台)	
	高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水系		(ポンプ 2 台)	

※：原子炉隔離時冷却系ポンプはタービン駆動，その他掲載のポンプは電動駆動

志賀 1 号機の営業運転開始以降の平均設備利用率は、約 70%（平成 23 年 3 月末現在）となっている。

志賀1号機および志賀2号機の原子炉建屋は海岸線にほぼ平行に設置し、建屋外壁扉は標高21mに存在する。

タービン建屋は原子炉建屋の西側（海側）に、主変圧器はタービン建屋の南側に設置している。タービン建屋の建屋外壁扉は標高11mに存在する。

廃棄物処理建屋は、タービン建屋の南側に設置しており、建屋外壁扉は標高11mに存在する。

サービス建屋は、志賀1、2号機の共用設備であり、両号機のタービン建屋の中間に設置している。サービス建屋の建屋外壁扉は標高11mに存在する。

海水熱交換器建屋はタービン建屋の西側（海側）に設置している。

また、開閉所は、原子炉建屋の東側丘陵を標高35mに整地造成した敷地に設置している。

志賀1号機では、運転開始以降、「代替反応度制御」、「代替注水手段の追設」、「耐圧強化ベント」、「電源の融通」といったアクシデントマネジメント対策工事を実施し、設計基準事象を超え、炉心が大きく損傷するおそれがある事態が万一発生したとしても、それがシビアアクシデントに拡大するのを防止するため、若しくはシビアアクシデントに拡大した場合にもその影響を緩和するように万全を期している。

3. 総合評価（一次評価）の手法

3.1 評価対象時点

志賀1号機における総合評価（一次評価）は、平成24年3月12日における施設と管理状態を対象とする。

3.2 評価対象事象

評価対象事象は、指示文書に基づき、自然現象として「地震」および「津波」、また、安全機能の喪失として「全交流電源喪失」および「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」とし、以下の6項目について評価を実施する。

- ① 地震
- ② 津波
- ③ 地震と津波の重畳
- ④ 全交流電源喪失
- ⑤ 最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失
- ⑥ その他のシビアアクシデントマネジメント

3.3 評価実施方法

安全上重要な施設・機器等について、設計上の想定を超える事象に対して、どの程度の安全裕度が確保されているかを評価する。評価は、許容値等に対し、どの程度の裕度を有するかという観点から行う。なお、許容値等が施設・機器等の実質的な耐力に比べて余裕を持って設定されている場合は、必要に応じ、技術的妥当性を示せる範囲において、その余裕を考慮した値を用いることとする。

また、評価においては、以下の点に留意する。

- 起因事象発生時の状況として、最大出力下での運転など最も厳しい運転条件を想定するとともに、使用済燃料貯蔵プールが使用済燃料で満たされるなど最も厳しいプラント状況を設定する。
- 原子炉および使用済燃料貯蔵プールが同時に影響を受けると想定する。また、防護措置の評価にあたっては、合理的な想定により信頼回復を期待できる場合を除き、一度失った機能は回復しない、プラント外部からの支援は受けられない等、厳しい状況を仮定する。
- 決定論的な手法を用い、過度の保守性を考慮することなく現実的な評価を行う。
- 想定事象の進展過程については、イベントツリー^{*}の形式で示すこととし、イベントツリーの各段階において、その段階で使用可能な防護措置について検討し、それぞれの有効性および限界を示す。
- 防護措置の効果を評価するにあたっては、「4. 多重防護の強化策」に示す「緊急安全対策」として実施した措置も対象とする。また、将来的に更なる対策を行う場合は、その措置の内容と効果についても参考としてまとめる。
- 原子力発電所の機器等は、通常の保全活動において、取替えや手入れ等に

より機能維持を図っているものの、一部の経年変化は地震動により機器等に与える応力を増加させる可能性があることから、地震に係る評価においては、経年変化を考慮する対象とする。

※：イベントツリーとは、工学的系統や施設等において発生した異常な事象が、その時の系統、施設等の構成要素の状況によってどのように波及する可能性があるかを体系的に表示した樹枝線図をいう。

また、総合評価を行うにあたっては、原子力本部長をトップとし、原子力本部、原子力部、土木部および志賀原子力発電所からなる対応体制を構築し、原子炉施設保安規定（以下、「保安規定」という。）に定める「品質マネジメントシステム」に従って業務を遂行するとともに、評価の一部については、「調達管理要則」に基づき、プラントメーカーに委託を行った。

評価結果については、「官庁提出報告書作成指針」に基づき、解析や評価に用いるパラメータの妥当性確認を含めた内容確認を行うとともに、「原子力発電保安委員会」において審議および「原子力発電保安運営委員会」に報告することにより、妥当性確認を行っている。

また、安全性の更なる向上のために抽出した対策については、適宜反映検討を行っている。

4. 多重防護の強化策

4.1 アクシデントマネジメント対策

志賀1号機では、シビアアクシデントに関する研究の成果を取り込むとともに、確率論的安全評価（以下、「PSA」という。）の実施等により得られた知見に基づき、運転開始以降、定期検査等の期間を利用し、「代替反応度制御」、「代替注水手段の追設」、「耐圧強化ベント」、「電源の融通」などのアクシデントマネジメント対策工事を実施している。

4.2 緊急安全対策

原子力発電所は、多重防護の考え方にに基づき安全を確保する設計としている。

しかしながら、東京電力株式会社福島第一原子力発電所（以下、「福島第一原子力発電所」という。）事故では、想定を超える津波により安全機能の広範な喪失が同時に発生し、多重防護の各層が次々と破られたため、原子炉が損傷するまでに至る事態となった。

このため、平成23年3月30日に受領した経済産業大臣指示文書「平成23年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施について（指示）（平成23・03・28原第7号 平成23年3月30日付け）」に基づき、津波により3つの機能（交流電源を供給するすべての設備の機能、海水を使用して原子炉施設を冷却するすべての設備の機能および使用済燃料貯蔵プールを冷却するすべての設備の機能）を喪失したとしても、炉心損傷および使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制しつつ、原子炉施設の冷却機能の回復を図るための緊急安全対策を整備してきた。（添付-4.2-1）（添付-4.2-2）

平成23年4月28日に経済産業大臣に報告した「志賀原子力発電所における緊急安全対策について（実施状況報告書）（補正版）」（以下、「緊急安全対策報告書」という。）の概要および実施状況等ならびに緊急安全対策報告書提出後に実施または計画した対策の概要について以下に示す。

(1) 緊急点検の実施

a 緊急時対応のための機器、設備の点検

津波に起因する緊急時対応のための機器および設備の点検を平成23年4月15日までに実施し、異常がないことを確認した。（添付-4.2-3）

(2) 緊急時対応計画の点検および訓練の実施

a マニュアルの整備

津波による電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行う際に必要な計画の策定、要員の配置、訓練に関する措置、必要な資機材の配備、定期的な評価と必要な措置を講じることについて、「運転管理業務要領」に定め、平成23年4月15日に改訂した。

緊急安全対策により配備した高圧電源車、平成19年12月に配備した化学消防自動車（以下、「消防車」という。）を活用した事故対応手順、アクシデントマネジメント対応手順等を「事故時運転操作要領」、「アクシデントマネジメン

ト操作要領」および「設備別運転操作要領」に定め、平成23年4月18日および21日に改訂した。

高圧電源車による給電の具体的な方法は「全交流電源喪失時における給電手順書」に定め、これをQMS文書として新たに平成23年4月18日に制定した。また、消防車等による非常送水の具体的な方法は「全交流電源喪失時における非常送水手順書」に定め、これをQMS文書として新たに平成23年4月18日に制定した。

訓練に関する具体的な措置は、各課の「教育・訓練手引」に定め、平成23年4月18日に改訂した。

b 訓練の実施

全交流電源が喪失した場合を想定した対応訓練、非常送水訓練および外部電源からの給電訓練を個別に行うとともに、平成23年4月19日にこれらの総合訓練を実施した。以降も定期的かつ継続的に訓練を実施しており、より実効性を高めるよう努めている。（添付-4.2-4）

(3) 緊急時の電源確保

a 高圧電源車の配備

外部電源および非常用ディーゼル発電機による電源が確保できない場合に、原子炉を安定的に除熱し、原子炉の状態監視等が可能となる緊急時の電源を確保するため、高圧電源車5台（300kVA×5台）を平成23年3月18日までに配備した。

b 低圧発電機の配備

全交流電源喪失事故が発生した場合に、対外連絡や対応方針の検討を実施する緊急時対策室等の電源を確保するため、低圧発電機を平成23年3月28日までに2台配備した。

c 高圧電源車からの電源供給のための資機材の確保

高圧電源車から電源供給を行うためのケーブルおよび変圧器を平成23年3月30日までに配備した。

d 高圧電源車等による電源供給に係る手順の策定

高圧電源車および低圧発電機による電源供給を行うための手順を「全交流電源喪失時における給電手順書」に定め、これをQMS文書として新たに平成23年4月18日に制定した。

(4) 緊急時の最終的な除熱機能の確保

a 消防車等の配備

消火系ラインによる代替注水手段を確保するため、消防車を活用することで、原子炉の除熱機能の確保が可能である。また、バックアップとして、別途可搬式動力ポンプ3台を平成23年4月19日までに配備した。

b 消火ポンプ等による代替注水手順の整備

福島第一原子力発電所において、津波に起因する全交流電源喪失事象が発生し、冷却水の供給機能が喪失したことを踏まえ、ディーゼル消火ポンプ、消防車等を用いた代替注水を行うための手順を平成23年4月21日までに定めた。

c 水源を確保するために必要な資機材の整備

消防車等による代替注水の水源（淡水）は、ろ過水タンクおよび原水受入タンク（大坪川ダムから継続補給）を想定しており、外部電源がない場合でも大坪川ダム水を送水するため、必要な資機材（ディーゼル発電機）を平成23年4月1日に配備した。また、これらの水源が枯渇した場合には放水槽から耐震防火水槽へ海水を送水するため、必要な資機材（水中ポンプ、ディーゼル発電機および消防ホース）を平成23年4月8日までに配備した。

d 格納容器ベント機能の強化

格納容器ベントにより原子炉を継続的に冷却することをより確実にするため、従来から設置している主蒸気逃がし安全弁バックアップ用窒素ガスボンベおよび格納容器ベント弁バックアップ用圧縮空気ボンベを平成23年4月13日までに追加配備した。

(5) 緊急時の使用済燃料貯蔵プールの除熱機能確保

a 消防車等の配備

平成19年12月に配備した消防車を消火系ラインによる代替注水手段として活用することで使用済燃料貯蔵プールの除熱機能の確保が可能である。また、これらのバックアップとして、別途可搬式動力ポンプ3台を平成23年4月19日までに配備した。

b 消火ポンプ等による代替注水手順の整備

福島第一原子力発電所において、津波に起因する全交流電源喪失事象が発生し、冷却水の供給機能が喪失したことを踏まえ、ディーゼル消火ポンプ、消防車等を用いた代替注水を行うための手順を平成23年4月21日までに定めた。

c 水源を確保するための必要な資機材の整備

消防車等による代替注水の水源（淡水）は、ろ過水タンクおよび原水受入タンク（大坪川ダムから継続補給）を想定しており、外部電源がない場合でも大坪川ダム水を送水できるよう必要な資機材（ディーゼル発電機）を平成23年4月1日に配備した。また、これらの水源が枯渇した場合には放水槽から耐震防火水槽へ海水を送水できるよう必要な資機材（水中ポンプ、ディーゼル発電機および消防ホース）を平成23年4月8日までに配備した。

(6) 構造等を踏まえた当面必要となる対応策の実施

a 原子炉建屋への海水の浸入を防止するための機能の確認等

福島第一原子力発電所において、津波により海水ポンプ等の機能が喪失したことを踏まえ、原子炉建屋への海水の浸入を防止するための機能について、健

全性確認等を平成23年4月22日までに実施した。

(7) 更なる対策

緊急安全対策を実施することにより、津波により3つの機能が喪失する状況にあっても、炉心損傷や使用済燃料の損傷を防止することが可能であるが、より一層の信頼性向上を図るため、「電源確保」、「除熱機能の確保」、「発電所敷地内への浸水防止対策」および「防災時のその他強化策」の4つの観点から更なる対策を講じることとする。なお、これらの対策の完了には概ね2年程度を要すると考えられるができる限り早期に実施する予定である。(添付-4.2-5)

a 電源確保

(a) 非常用電源（大容量）の配備

非常用ディーゼル発電機の代替電源として、原子炉の状態監視計器や原子炉の冷却・除熱維持に必要な機器等に必要な電力を安定的に供給することができるよう大容量の電源車（約4,000 kVA×2台）を配備する。（平成25年3月）

(b) 外部電源早期復旧による所内電源の確保

全交流電源喪失時に外部電源を早期に確保するため、赤住線（66 kV）の復旧対策を平成23年6月に策定した。

b 除熱機能の確保

(a) 浸水した電動機の洗浄・乾燥用の資機材の配備

津波により原子炉補機冷却系ポンプの電動機が浸水した際、浸水した電動機を洗浄、乾燥して再使用するため、洗浄装置、乾燥機、クレーン等を平成23年3月までに配備した。

(b) 原子炉補機冷却系ポンプの予備電動機の配備

福島第一原子力発電所において、津波により海水ポンプの機能が喪失したことを踏まえ、原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系のポンプの予備電動機をそれぞれ2台配備する。（平成24年3月）

(c) 原子炉補機冷却海水ポンプ代替品の配備

原子炉補機冷却系ポンプの予備電動機の配備に加え、対策の多様性を増やすため、原子炉補機冷却海水ポンプの機能を代替させるための大容量水中ポンプ等を設置する。（平成24年3月）

(d) 水源の多様化

代替注水における水源（淡水）である原水受入タンク、ろ過水タンク、耐震防火水槽等に、大坪川ダムからの既存の送水経路が使用できない場合においてもダム水を送水できるよう水中ポンプ、ディーゼル発電機、耐圧ホースなどの資機材配備および手順書整備を平成23年10月6日までに実施した。

(e) 原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水の信頼性向上

原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水の信頼性向上を目指し、原子炉

建屋内の代替注水配管の耐震裕度向上を行うとともに、原子炉建屋内の配管へ消防車から直接接続できる配管を平成24年2月14日までに新設した。

(f) 消防車の追加配備

消火系ラインによる代替注水手段を確保するため、平成19年12月に配備した消防車およびバックアップとして可搬式動力ポンプ3台を配備しているところに加え、消火系ラインによる代替注水手段の一層の信頼性向上を目指し、消防車1台を平成23年11月1日までに追加配備した。

(g) ディーゼル消火ポンプ燃料タンク大容量化

消火系ラインによる代替注水手段として電源を必要としないディーゼル消火ポンプを配備しているが、一層の信頼性向上を目指し、ディーゼル消火ポンプの燃料タンクの容量を1週間以上運転可能な大きさに大容量化する。(平成24年6月)

(h) 格納容器ベント機能の強化

格納容器ベント弁を動作させるために必要な電源については、高圧電源車から供給することとしているが、電源の多様性を高めるため、ベント専用電源を設置する。(平成25年3月)

c 発電所敷地内への浸水防止対策

(a) 防潮堤の構築

津波が発生した際、原子炉施設の浸水を防止するため、発電所敷地西側(海側)に標高15mの防潮堤を設置する。(平成24年12月)

(b) 取水槽および放水槽廻りへの防潮壁の設置

津波が発生した際、原子炉施設の浸水を防止するため、取水槽および放水槽廻り等に標高15mの防潮壁を設置する。(平成24年12月)

(c) 海水熱交換器建屋の浸水対策の強化

津波が発生した際、海水熱交換器建屋内にある冷却ポンプ電動機の浸水を防止するため、海水熱交換器建屋の扉の水密化等を実施する。(平成25年3月)

d 防災時のその他強化策

(a) 緊急時対策棟の設置

緊急時に原子力防災要員が適切な対応を取ることができるように、免震構造の緊急時対策棟を新たに設置する。(平成25年3月)

(b) 防災資機材専用倉庫の設置

地震、津波発生時に保有する防災資機材への影響を防止するため、耐震構造の防災資機材専用倉庫を高台に設置する。(平成25年3月)

(c) モニタリング設備の強化

緊急時の環境モニタリングデータを迅速に、かつ確実に収集するため、現在

保有しているモニタリングカー 1 台に加えてさらに 2 台を追加配備する。(平成24年12月)

(d) 個人線量計の追加配備

福島第一原子力発電所事故において、個人線量計が不足したことに鑑み、発電所内に個人線量計を平成23年6月30日までに追加配備した。

(e) 構内主要アクセス道路の補強

地震、津波発生時に、高圧電源車、消防車、その他の緊急車両等が構内を確実に走行できるように、構内主要アクセス道路等を補強する。(平成25年3月)

(f) 復旧作業用クレーン車の常設

地震、津波発生後の復旧作業を迅速に行うために、発電所内の復旧作業用のクレーン車を平成23年6月1日までに配備した。

(g) 緊急時協力会社集合棟の設置

地震、津波時等の緊急時に発電所構内の協力会社関係者の退避場所となる緊急時協力会社集合棟を設置する。(平成25年3月)

4.3 外部電源の信頼性確保

平成23年4月15日に受領した経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について(指示)(平成23・04・15原院第3号 平成23年4月15日付け)」に基づき、地震等により原子力発電所等の外部電源に影響を及ぼす事態が生じることに関して、原子力発電所等への電力の供給信頼性を更に向上させるための対策検討に直ちに取り組んでいる。

平成23年5月16日に原子力安全・保安院に報告した「原子力発電所の外部電源の信頼性確保に係る実施状況報告書」の概要と実施状況等について以下に示す。

(1) 外部電源の供給信頼性の更なる向上策

志賀1号機6.9kV非常用母線～500kV送電線から電力供給を行うため、500kV送電線からの電力が供給されている志賀2号機6.9kV常用母線から志賀1号機の3つある6.9kV非常用母線にそれぞれ電力供給が行えるように電路を新設する。(添付-4.3-1)

また、平成23年4月7日の宮城県沖地震において、長幹支持がいしの折損等が発生していることを踏まえ、平成23年7月23日までに送電線の長幹支持がいしに免震金具を設置し耐震強化を図った。(添付-4.3-2)

4.4 シビアアクシデントへの対応

福島第一原子力発電所事故に係る国の原子力災害対策本部において、同事故に関する報告書が取りまとめられ、事故を収束するための懸命な作業の中で抽出された課題(シビアアクシデントへの対応)から、万一シビアアクシデントが発生した場合でも迅速に対応するための措置が整理されたことを踏まえ、平成23年6

月7日に受領した経済産業大臣指示文書「平成23年福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の原子力発電所におけるシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施について（指示）（平成23・06・07原第2号 平成23年6月7日付け）」において、以下の項目についての実施状況を報告するよう指示を受けた。

- (1) 中央制御室の作業環境の確保
- (2) 緊急時における発電所構内通信手段の確保
- (3) 高線量対応防護服等の資機材の確保および放射線管理のための体制の整備
- (4) 水素爆発防止対策
- (5) がれき撤去用の重機の配備

平成23年6月14日に経済産業大臣に報告した「平成23年福島第一原子力発電所事故を踏まえたシビアアクシデントへの対応に関する措置について（実施状況報告書）」（以下、「シビアアクシデント対策報告書」という。）の概要と実施状況等について以下に示す。（添付-4.4-1）

(1) 中央制御室の作業環境の確保

事故の教訓を踏まえ、全交流電源喪失時においても長期間の事故対応活動を継続的に実施することができる対策の一環として、緊急安全対策報告書に記載のとおり、全交流電源喪失時にも中央制御室換気空調再循環系が動作可能となるよう緊急安全対策として配備した高圧電源車の負荷に中央制御室換気空調再循環系再循環ファンおよび関連電動弁を既に計上しており、関連手順書も整備済みである。

これにより、全交流電源喪失時にも中央制御室換気空調再循環系を閉回路循環で運転することが可能であり、外部からの放射性物質の浸入を防止するとともに、中央制御室内の空気を浄化し、中央制御室の良好な作業環境が確保できる。

(2) 緊急時における発電所構内通信手段の確保

長期間全交流電源喪失時にも通信機能を継続的に使用できるようにするために、緊急安全対策として新たに配備した電源（原子炉建屋：高圧電源車、事務建屋：低圧発電機）の負荷として通信機器（構内PHS（社内電話）、ページング、陸上無線機および衛星電話（含携帯衛星電話））を既に計上しており、関連手順書も整備済みである。

これら緊急時に使用する通信機器は、耐震強化工事を行った事務本館の4階（標高24m以上）または志賀1、2号機原子炉建屋内（標高16m以上）に設置している。

なお、4.2(7)d(a)項で記載した緊急時対策棟の設置に際し、通信回線・通信機器電源の更なる多様化を図る予定である。

照明については、懐中電灯を従来から配備しているほか、緊急安全対策報告書に記載のとおり、高圧電源車により志賀1、2号機の中央制御室および原子炉建屋運転階の照明に給電できるようにしている。

また、緊急安全対策報告書の提出の段階で、夜間の外部での電源供給作業、注水作業等を適確に行えるよう、低圧発電機や小型発電機を電源とする投光器を標高21m以上の高所に必要数配備済みである。

(3) 高線量対応防護服等の資機材の確保および放射線管理のための体制の整備

高線量対応防護服については、10着を発電所に備え付けることとし、平成23年6月30日までに配備した。これに加え、対応が長期にわたっても十分な数量が確保できるよう、必要時に原子力事業者間で高線量対応防護服を相互に融通する仕組みを確認した。

個人線量計、防護マスク等の資機材についても、既に発電所に配備されているものに加え、必要時に原子力事業者間で相互融通する仕組みを整備した。個人線量計については、既に発電所に配備されている充電式のものに加え、電池式の線量計500個を標高21mに配備した。

また、従来から放射線管理班員以外の原子力防災班員に対しても放射線防護に関する知識や測定機器およびその取扱方法等について教育を実施しているが、さらに、緊急時に放射線管理班員が本来業務を行えるよう、必要に応じて、放射線管理班員以外の原子力防災班員が線量計等の放射線管理資機材の運搬・管理等の補助的な業務を行い、放射線管理班員を助勢する仕組みも整備した。

(4) 水素爆発防止対策

福島第一原子力発電所事故で実施した建屋への穴あけ作業が行えるよう、作業手順を整備し、平成23年6月30日までに関連資機材を配備した。

また、原子炉格納容器から漏えいした水素が原子炉建屋に蓄積した場合にその濃度を確認することができるよう、原子炉建屋内に水素検知器を設置するとともに、原子炉建屋頂部に穴を開け、ベント装置を設置する。(平成24年度)

(5) がれき撤去用の重機の配備

全交流電源喪失時に使用する消防ポンプや消防ホースを運搬する車両は、津波に起因する通行障害を排除しながら移動することとなる。

このため、がれき撤去を効率的に行うため、平成23年12月1日にブルドーザ1台を、平成24年2月14日にホイールローダ1台を津波の影響を受けない高台(標高21m)に配備した。

ブルドーザおよびホイールローダのオペレータについては、発電所構内に24時間常駐している化学消防隊の各班に、法令に定める技能講習修了者を配置することにより確保している。

5. 個別評価項目に対する評価方法および評価結果

5.1 地震

5.1.1 評価実施事項

指示文書による地震に対する評価実施項目は以下のとおりである。

(1) 建屋，系統，機器等の裕度評価

地震動が，設計上の想定を超える程度に応じて，耐震Sクラスおよび燃料の重大な損傷に関係し得るその他のクラスの建屋，系統，機器等が損傷・機能喪失するか否かを許容値等との比較または地震P S Aの知見等を踏まえて評価する。

(2) クリフエッジの特定

(1)項の評価結果を踏まえて，発生する起因事象により燃料の重大な損傷に至る事象の過程を同定し，クリフエッジの所在を特定する。また，そのときの地震動の大きさを明らかにする。

(3) 事象進展防止措置の評価

特定されたクリフエッジへの対応を含め，燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について，多重防護の観点から，その効果を示す。

5.1.2 評価方法

原子炉にある燃料および使用済燃料貯蔵プールにある燃料を対象に，燃料の冷却に必要な機器等が地震による地震荷重を許容値以上に受けた場合に機能喪失するとした想定において，設計基準の地震動による発生地震力に対して機器等の健全性が確保される許容値が何倍あるのかを評価し，燃料の冷却が達成できる手段の耐震裕度を評価する。

以下に評価方法を示す。評価フロー図を添付-5.1-1に示す。

(1) 評価に用いる地震動の前提条件

基準地震動は，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成18年9月19日 原子力安全委員会決定）」による耐震安全性評価（以下，「耐震バックチェック」という。）において策定した基準地震動 S_s を用いる。

(2) 機器等の耐震裕度の評価

a 起因事象の選定

原子炉にある燃料および使用済燃料貯蔵プールにある燃料について，地震を起因として燃料損傷に至る起因事象を選定する。

- ・原子炉にある燃料については，日本原子力学会標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007（2007年9月）」に示される考え方にに基づき，起因事象を選定する。
- ・使用済燃料貯蔵プールにある燃料については，使用済燃料貯蔵プールの除熱失敗に至ると考えられる事象を起因事象として選定する。

b 影響緩和機能の抽出および収束シナリオの特定

選定した各起因事象に対して、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成し、事象の進展を収束させるシナリオを特定する。

イベントツリーの作成にあたっては、これまでのP S Aで用いられている成功基準、事故シーケンス分析の結果に基づき展開された各起因事象に対するイベントツリーを基本にした。

なお、影響緩和機能に係るサポート系[※]については、個別の影響緩和機能として取りまとめ、イベントツリーを作成した。

※：フロントライン系を機能させるために必要な電源や冷却水等をサポート系という。例えば、非常用炉心冷却系の機能確保には、監視・制御のための直流電源やポンプ駆動のための交流電源等のサポート系の機能が必要となる。

c 起因事象、影響緩和機能に関連する設備等の抽出

評価対象とする設備等は、耐震Sクラスおよび燃料の重大な損傷に関係し得るその他のクラスの建屋、系統、機器等とする（添付-5.1-2）。具体的には、a項にて選定した各起因事象に直接関連する設備等に加え、各起因事象を収束させるフロントライン系^{※1}に必要な設備等（主要設備）およびサポート系に必要な設備等（補助設備）について、フォールトツリー^{※2}を作成し評価対象として抽出する。

※1：各イベントツリーにおいて、安全機能確保に直接必要な系統をフロントライン系という。例えば外部電源喪失では、原子炉停止、主蒸気逃がし安全弁による圧力制御、非常用炉心冷却系による注水等がこれに該当し、これらの機能を組み合わせて事象収束を図る。

※2：ある影響緩和機能を担うシステム（系統）がその機能を確保できない要因について、構成機器単位で整理して表示したもの。これにより、どの機器の不具合が着目する機能の喪失に直結するのかを簡単に把握できる。

d 起因事象、影響緩和機能に関連する設備等の耐震裕度の評価

c項において抽出した設備等について、基準地震動S_sに対する耐震裕度を評価する。

(a) 評価条件

ア 本検討で用いる評価手法は、耐震バックチェックで用いた手法を用いるが、その他既往の試験・評価等で妥当性が確認された手法も用いる。

イ 解析諸元は、設計時の値に加え、建設後の実寸法、物性値、試験で得られた値など最新の知見についても適用の妥当性に留意しつつ用いることとする。

ウ 各設備等の許容値は、構造強度については、既往の評価等で実績のあるIV_ASを用いるが、必要に応じて、設計基準で定められた設計引張強さ（S_u）を用いる。また、動的機能については、「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991追補版」に準拠するとともに試験等で妥当性が確認された値を用いる。

エ 各設備等に経年変化が認められる場合には、これを考慮して評価を実施する。

オ 耐震バックチェックと並行に耐震裕度向上工事を実施していることから、この工事結果を考慮した耐震裕度を用いる。

(b) 耐震裕度の評価方法

ア 地震動に対する各設備等の損傷モード（構造損傷または機能損傷）に応じて、基準地震動 S_s により当該部位に発生する地震力（以下、「評価値」という。）を求める。

イ 各設備等の損傷モードに対応する許容値を求める。

ウ 基準地震動 S_s における各設備等の評価値と許容値の比（許容値／評価値）を「耐震裕度」と定義し、設備等毎に評価し、耐震裕度を求める。

なお、構造損傷の耐震裕度は、各設備等の機能喪失を考慮する上で、最も耐震裕度が小さい部位の値を用いる。

(3) クリフエッジの特定

a 各起因事象の発生地震動の特定

(2)a項において選定した各起因事象について、(2)d項で求めた各設備等の耐震裕度評価結果を用いて、どの程度の地震動でどの起因事象が発生するかを特定する。

b 各影響緩和機能の耐震裕度の特定

a項で求めた各起因事象発生地震動が小さい起因事象から順に、(2)d項で求めた各設備等の耐震裕度を使用し、当該起因事象のイベントツリーに含まれる影響緩和機能の耐震裕度を特定する。具体的には、各影響緩和機能を構成する各設備等の耐震裕度を整理した上で、各影響緩和機能のフォールトツリーにも展開し、最も小さい裕度を当該影響緩和機能の耐震裕度として特定する。

c 各収束シナリオの耐震裕度の特定

b項で用いた当該起因事象のイベントツリーから、燃料の安定冷却が達成できる「収束シナリオ」について、各シナリオに含まれる影響緩和機能の耐震裕度から、各収束シナリオの耐震裕度を特定する。なお、各収束シナリオの耐震裕度は、必要な各影響緩和機能の耐震裕度のうち、最も小さいものとなる。

d クリフエッジの特定

c項で求めた収束シナリオの耐震裕度から、当該起因事象の耐震裕度を特定する。当該起因事象の耐震裕度は、収束シナリオが複数ある場合には、各収束シナリオの耐震裕度のうち、最も大きいものを当該起因事象の耐震裕度と定義する。これは、その起因事象において、その数値を超えてしまうと、事象を収束させる手段が評価上失われることとなるためである。

以上の手順に従って求めた各起因事象の耐震裕度の中から、クリフエッジを

特定する。クリフエッジは、各起回事象の耐震裕度のうち最も小さいものと定義する。

なお、(2)a項において、燃料の重大な損傷に至る可能性のあるすべての起回事象を抽出しているが、これらのシナリオを一つずつ評価することで、クリフエッジを特定することができる。ただし、それぞれの起回事象に至る損傷対象設備が異なる結果、起回事象発生に係る耐震裕度も異なった値となることを踏まえると、クリフエッジを評価するためには、(2)a項において抽出した起回事象に対して、耐震裕度の小さい起回事象から順にクリフエッジが特定されるまでの評価を実施すればよい。つまり、発生地震動が最も小さい起回事象の耐震裕度に比べ、次に発生地震動が小さい起回事象がその耐震裕度を越える地震動により発生する場合においては、その起回事象自体が発生し得ないこととなるため、それ以上の評価を行う必要はない。

(4) 対策に係る効果の確認

a 燃料の重大な損傷を防止するための措置

(2)b項のイベントツリーを基に、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置として、4.2項に示す整備済の緊急安全対策から必要な措置を特定する。

b 緊急安全対策実施前後の裕度

a項の措置について、当該措置を実施したことにより、どのように燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止できるかイベントツリーで明確化するとともに、安全性の改善度合いを評価する。

また、4.2(7)項および4.3項に記載のとおり、今後実施する予定の更なる対策については、その効果を定性的に評価する。

5.1.3 評価結果

(1) 原子炉にある燃料に対する評価結果

a 機器等の耐震裕度の評価結果

(a) 起回事象の選定結果

地震を起因として炉心損傷に至る事象を地震P S A学会標準に示される考え方にに基づき、起回事象として選定した。具体的には、次の2つに分類した上で、起回事象として以下の9事象を選定した。(添付-5.1-3)

- ① 地震動による建物・構築物、配管などの大型静的設備等の損傷が起因となる事象として、建屋の健全性喪失、原子炉冷却材喪失事故の発生
- ② 地震動による安全機能への広範な影響がある設備などの損傷が要因となる起回事象として、安全機能のサポート機能喪失

【起回事象】

- ・外部電源喪失(※)

※「交流電源喪失」、「直流電源喪失」、「計装・制御系喪失に伴う制

御不能」の3起因事象を含めて考慮

- ・原子炉冷却材喪失（大破断，中破断，小破断）
- ・スクラム失敗
- ・炉心損傷直結

今回選定した上記の起因事象と、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日 原子力安全委員会決定（平成13年3月29日一部改訂）」（以下、「安全評価指針」という。）に示される安全評価事象およびアクシデントマネジメント検討等で、これまで評価を実施している内の事象P S Aにおける起因事象との関係を添付-5.1-4に示す。

(b) 起因事象に関連する設備等の抽出およびその耐震裕度の評価結果

ア 起因事象に関連する設備等の抽出

各起因事象に関連する設備等を添付-5.1-5の左欄のとおり抽出した。

イ 起因事象に関連する設備等の耐震裕度の評価

ア項から抽出した設備等について、評価値および許容値を整理した上で、添付-5.1-5の右欄のとおり耐震裕度を評価した。なお、耐震裕度評価における設備等の評価値の算定は以下のとおり実施した。

(ア) 基準地震動 S_s

基準地震動 S_s は、「志賀原子力発電所1号機「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 報告書（平成22年4月27日）」における基準地震動 S_s を用いた。（添付-5.1-6）

(イ) 地震応答解析モデルと地震応答解析結果

地震応答解析モデルは、「志賀原子力発電所1号機「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 報告書（平成22年4月27日）」における地震応答解析モデルを用い、基準地震動 S_s による地震応答解析を行った。（添付-5.1-7,8）

(ウ) 評価値の算定

地震応答解析結果を基に、耐震バックチェックで用いた手法やその他の既往の試験・評価等で妥当性が確認された手法を用いて、基準地震動 S_s による評価値を算定する。

配管系の構造強度に対する評価値は、詳細評価（スペクトルモーダル解析法等）により算定する。また、機器の構造強度の評価値は、既往評価と同等の方法である詳細評価または応答倍率法により評価値を算定する。なお、応答倍率法を用いた簡易評価を行う場合、保守的な評価となるよう適用範囲に留意して評価を行う。

動的機能に対する評価値は、基準地震動 S_s による応答加速度を用いる。必要に応じて「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」を参考に、動的機能維持を確認する上で評価が必要となる部位を特

定し、当該部位毎に評価を行う。(添付-5.1-9)

(エ) 許容値

対象設備等の許容値は、「構造強度」および「機能確認済加速度」として設定する。構造強度の許容値は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601・補-1984, JEAG4601-1987, JEAG4601-1991 追補版」および「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005」に準拠するとともに、ほかの規格基準で規定されている値および実験等で妥当性が確認されている値等も用いる。より設備の実力を忠実に反映する観点から、必要に応じて設計引張強さである S_u 値を用いる。

機能確認済加速度は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に準拠するとともに、試験等で妥当性が確認された値も用いる。詳細評価における構造強度評価の許容値は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」等による。また、部位毎の動的機能維持の許容値は、個別に試験等で妥当性が確認されている値を用いる。

(添付-5.1-10)

(オ) 耐震裕度算出方法

各設備等の耐震裕度は、評価値(a)および許容値(b)から求められる裕度(b/a)を用いることを基本とした。回転機器などの構造強度評価と動的機能維持評価の両方の評価を実施している設備等については、両方のうちの小さい裕度をその設備の耐震裕度とした。

また、地震による評価値(c)と地震以外(自重, 内圧等)による評価値(d)とを分離して算出可能な設備等については、地震による評価値(c)に対する裕度($(b-d)/c$)を用いて裕度を算出した。

(カ) 評価対象外設備について

各設備等の耐震裕度の評価にあたり、配管支持構造物など、許容値を超えたとしても、その損傷が配管の健全性や機器の動的機能維持に直接影響を与えるものではなく、要求される機能の喪失につながらない設備については耐震裕度評価には含めていない。(添付-5.1-11)

(キ) 経年劣化考慮

志賀原子力発電所の保守管理における実績や先行BWRプラントの定期安全レビューや高経年化技術評価などの知見から、耐震評価に影響する経年劣化事象を検討し、耐震評価で考慮すべき劣化事象はないことを確認した。(添付-5.1-12)

(c) 各起因事象が発生する地震動の特定結果

各起因事象について、各設備等の耐震裕度評価結果を用いて、事象発生地震動を添付-5.1-13のとおり評価した。

事象発生までの地震動が最も小さいのは「外部電源喪失」であり、耐震Cク

ラス設備の破損により発生することから、基準地震動 S_s より小さい地震動で発生すると考えられる。

これ以外の起因事象については、耐震 S クラス設備等の破損により発生するものであり、発生地震動はすべて基準地震動 S_s 以上の地震動となった。

以上より、最も発生地震動の小さい「外部電源喪失」を対象に、影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーより収束シナリオを特定する。

その他の起因事象については、「外部電源喪失」の耐震裕度が当該起因事象の発生する地震動を上回った場合にイベントツリーを作成して評価する。

(d) 影響緩和機能の抽出および収束シナリオの特定結果

「外部電源喪失」について、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、添付-5.1-14のとおりイベントツリーを作成し、収束シナリオを特定した。

なお、耐震 B 、 C クラス設備等（技術的に基準地震動 S_s に対する耐震裕度を確認したものを除く）の耐震裕度評価を行わない影響緩和機能については、基準地震動 S_s 相当の地震によりすべて機能喪失するものと想定し、イベントツリーにおいては、破線で識別した。

(e) 影響緩和機能に関連する設備等の抽出結果

「外部電源喪失」の影響緩和機能を構成するフロントライン系およびサポート系に係る設備等について、添付-5.1-15 のとおりフォールトツリーを作成し、添付-5.1-16 の左欄のとおり整理した。これら影響緩和機能に係る系統図を添付-5.1-17 に示す。

(f) 影響緩和機能に関連する設備等の耐震裕度の評価結果

抽出した設備等について、評価値および許容値を整理し、添付-5.1-16 の右欄のとおり耐震裕度を評価した上で、添付-5.1-15 のとおりフォールトツリーにも展開した。

b クリフエッジの特定

(a) 各収束シナリオの耐震裕度の特定

「外部電源喪失」の収束シナリオを添付-5.1-14のイベントツリーを用いて評価した結果、9つの収束シナリオが特定された。これらの収束シナリオごとに評価を行った。

シナリオ①～④：

シナリオ①では、起因事象発生の後、原子炉の停止に成功、直流電源の確保および非常用ディーゼル発電機の起動が成功し、非常用所内電源からの給電がなされ、原子炉圧力制御機能も維持されている状態で、高圧系の原子炉隔離時冷却系により原子炉への注水が行われる。この注水と主蒸気逃がし安全弁の自動開放により、原子炉の冷却が行われる。

また、原子炉隔離時冷却系の水源であるサプレッションプール水や原子炉格納容器内の冷却は、残留熱除去系により行われており、原子炉の安

定・継続的な冷却が維持され、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ②では、シナリオ①とほぼ同様であるが、残留熱除去系による原子炉隔離時冷却系の水源であるサプレッションプール水や原子炉格納容器内の冷却に失敗するが、格納容器ベントにより原子炉格納容器内に蓄積した熱エネルギーを放出することにより原子炉の安定・継続的な冷却が維持され、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ③では、高压系の非常用炉心冷却系が高压炉心スプレイ系である点を除き、シナリオ①と同じである。

シナリオ④では、高压系の非常用炉心冷却系が高压炉心スプレイ系である点を除き、シナリオ②と同じである。

シナリオ⑤～⑧：

シナリオ⑤では、起因事象発生の後、原子炉の停止に成功、直流電源の確保および非常用ディーゼル発電機の起動が成功し、非常用所内電源からの給電がなされ、原子炉圧力制御機能も維持されている状態で、高压系による原子炉への注水に失敗するものの、主蒸気逃がし安全弁による急速減圧操作により原子炉圧力を低下させた後、低压系の非常用炉心冷却系である低压炉心スプレイ系により原子炉の冷却が行われる。

また、低压スプレイ系の水源であるサプレッションプール水や原子炉格納容器内の冷却は、残留熱除去系により行われており、原子炉の安定・継続的な冷却が維持され、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ⑥では、シナリオ⑤とほぼ同様であるが、残留熱除去系による低压スプレイ系の水源であるサプレッションプール水や原子炉格納容器内の冷却に失敗するが、格納容器ベントにより原子炉格納容器内に蓄積した熱エネルギーを放出することにより原子炉の安定・継続的な冷却が維持され、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ⑦では、低压系の非常用炉心冷却系が残留熱除去系の低压注水モードである点を除き、シナリオ⑤と同じである。

シナリオ⑧では、低压系の非常用炉心冷却系が残留熱除去系の低压注水モードである点を除き、シナリオ⑥と同じである。

シナリオ⑨：

起因事象発生の後、原子炉の停止に成功、直流電源の確保には成功するが、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗し、全交流電源喪失の状態となる。

原子炉圧力制御機能は維持されている状態で、交流電源を必要としない高压系の原子炉隔離時冷却系により原子炉への注水が行われる。

この原子炉隔離時冷却系による注水と主蒸気逃がし安全弁の自動開放により原子炉の冷却が行われるが、長期的には原子炉隔離時冷却系の動力源である直流電源が喪失する前に、緊急安全対策として整備した高压電源車による電源供給により原子炉隔離時冷却系に必要な電源を保持し、必要に応じて主蒸気逃がし安全弁による急速減圧操作により原子炉圧力を低

下させ、緊急安全対策として整備した消防車により原子炉の注水を継続するとともに、格納容器ベントにより原子炉格納容器内に蓄積した熱エネルギーを放出することにより原子炉の安定・継続的な冷却が維持され、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

添付-5.1-15および添付-5.1-16から、各影響緩和機能に関連する設備等の耐震裕度をイベントツリーに展開した。(添付-5.1-18)

各収束シナリオの耐震裕度のうち、シナリオ⑨の裕度が最も大きく、耐震裕度は1.93となった。これ以上の地震に対しては、格納容器ベントのバウンダリを構成する非常用ガス処理系配管の機能が損なわれる可能性が高まるため、燃料の重大な損傷に至る可能性があるとして評価される。

(b) クリフエッジの特定

(a)項に示すとおり、「外部電源喪失」事象における原子炉にある燃料の冷却に対する耐震裕度は1.93と評価した。

一方、「外部電源喪失」の次に発生地震動が小さい起因事象は「炉心損傷直結」であり、基準地震動 S_s の1.96倍で発生するが、「外部電源喪失」事象における耐震裕度1.93よりもこの起因事象が発生する地震動は大きいため、クリフエッジとなる耐震裕度が得られることはない。

したがって、原子炉にある燃料の重大な損傷を防止する観点では、地震に係るクリフエッジが存在し、それは格納容器ベントの際に必要な「非常用ガス処理系配管」で、耐震裕度は1.93と特定した。

なお、この評価結果は、基準地震動 S_s の解放基盤面上の地震加速度(600gal)に、耐震裕度1.93を乗じた、1,158galに相当する非常に大きな地震動まで原子炉にある燃料を冷却できることを意味している。

c 対策に係る効果の確認

(a) 燃料の重大な損傷を防止するための措置

b(a)項に示すとおり、緊急安全対策実施前はシナリオ①から⑧の8つの収束シナリオが存在したのに対し、緊急安全対策により整備した高圧電源車による電源確保および消防車による代替注水手段により、新たにシナリオ⑨の収束シナリオが1つ増え計9つとなり、燃料の重大な損傷を防止するための措置として取り得るシナリオが増加し、その信頼性が高まったものと評価する。(添付-5.1-18)

(b) 緊急安全対策実施前後の裕度

緊急安全対策実施前における「外部電源喪失」を起因事象としたイベントツリーおよびその影響緩和機能の耐震裕度を添付-5.1-19に示す。

添付-5.1-19に示すとおり、緊急安全対策実施前では、収束シナリオの耐震裕度は1.37であったのに対し、b(b)項のとおり、緊急安全対策実施後は、耐震裕度は1.93となった。

緊急安全対策実施前では、「全交流電源喪失」状態に事象が進展した場合、

原子炉への注水は原子炉隔離時冷却系により実施するが、約8時間後には直流電源（蓄電池）が枯渇するため、急速減圧操作の後にアクシデントマネジメント策であるディーゼル消火ポンプによる消火系からの代替注水により、原子炉への注水を行うことを想定していた。しかし、このディーゼル消火ポンプや消火系配管は、耐震B、Cクラス設備であり、基準地震動 S_s 相当の地震発生時にその機能は評価上期待できないため、非常用ディーゼル発電機による電源供給が燃料の重大な損傷を防止するためには必要不可欠となり、非常用ディーゼル発電機へ冷却水を供給する原子炉補機冷却水系配管の耐震裕度1.37が収束シナリオの耐震裕度となっていた。

また、「外部電源喪失」の次に発生地震動が小さい起因事象については、「原子炉冷却材喪失」の主蒸気系配管の基準地震動 S_s の1.49倍であり、「外部電源喪失」における耐震裕度1.37よりもこの起因事象が発生する地震動は大きいため、クリフエッジは非常用ディーゼル発電機へ冷却水を供給する「原子炉補機冷却水系配管」で、耐震裕度は1.37となっていた。

緊急安全対策実施後は、耐震裕度向上工事の実施により原子炉補機冷却水系配管、高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系弁、主蒸気逃がし安全弁の耐震裕度が向上したことにより、非常用ディーゼル発電機による電源供給が期待できる場合の収束シナリオの耐震裕度は1.37から1.60に向上した。

さらに、高圧電源車による電源供給手段および消防車による代替注水手段が整備され、非常用ディーゼル発電機による電源供給が期待できない場合でも、燃料の重大な損傷を防止することができるようになった。

この場合、格納容器ベントを行う際にバウンダリを構成する配管の耐震裕度1.93が収束シナリオの耐震裕度となる。

また、「外部電源喪失」の次に発生地震動が小さい起因事象については、「原子炉冷却材喪失」の主蒸気系配管の耐震裕度が1.49となっていたが、耐震裕度向上工事の実施により2.02へ向上したため、b(b)項のとおり「外部電源喪失」の次に発生地震動が小さい起因事象は「炉心損傷直結」の1.96となり、クリフエッジは格納容器ベントを行う際にバウンダリを構成する配管の耐震裕度1.93となる。

なお、消防車による原子炉への注水の際に使用する消火系配管および復水補給水系配管については、耐震補強工事を平成24年2月までに実施し、基準地震動 S_s 相当の地震発生時においても、その機能が期待できるようにするとともに、高圧電源車による電源供給や消防車による代替注水が確実に実施できるよう、手順書を定め、体制を整備し、定期的に訓練を行っている。

以上のことから、緊急安全対策の実施により、原子炉にある燃料の冷却について、設計基準地震動 S_s を超える地震に対して信頼性が向上していることを確認した。

また、志賀原子力発電所では、地震・津波に対して発電所のより一層の信頼性向上を図るため、4.2(7)項および4.3項に記載のとおり、今後更なる対策等

を講じることとしている。

これらの対策を講じることにより、以下のような効果がさらに見込めるようになり、地震・津波に対して、信頼性がより一層向上するものと認識している。

ア 電源確保

(ア) 非常用電源（大容量）の配備

非常用ディーゼル発電機の代替電源として、原子炉の状態監視計器や原子炉の冷却・除熱維持に必要な機器等に必要な電力を安定的に供給することができるようになり、発電所の安全性を一層高めることができる。

(イ) 外部電源早期復旧による所内電源の確保（外部電源の信頼性確保）

現状、標高 11.3m に設置している起動変圧器が津波により浸水した場合においても、志賀 1 号機 6.9kV 非常用母線へ 66kV 送電線から電力供給を行えるため、外部電源は喪失しない。

さらに志賀 1 号機 6.9kV 非常用母線へ 500kV 送電線から電力供給を行えるようにすることとしており、この対策により、万一の場合においても原子炉を安全に冷温停止状態に移行させることができ、発電所の安全性を一層高めることができる。

イ 除熱機能の確保

除熱機能の確保に関する対策としては、「(a) 浸水した電動機の洗浄・乾燥用の資機材の配備」、「(b) 原子炉補機冷却系ポンプの予備電動機の配備」、「(c) 原子炉補機冷却海水ポンプ代替品の配備」および「(d) 水源の多様化」を実施することとしている（(a)および(d)は実施済み）。

これらの対策により、敷地内に津波が浸水した場合にその機能喪失の可能性が高い原子炉補機冷却水ポンプおよび原子炉補機冷却海水ポンプの早期復旧が可能となり、万一の場合においても原子炉を安全に冷温停止状態に移行させることができ、発電所の安全性を一層高めることができる。

ウ 発電所敷地内への浸水防止対策

(ア) 防潮堤の構築・取水槽および放水槽廻りへの防潮壁の設置

津波が発生した際、原子炉施設の浸水を防止するため、発電所敷地西側（海側）に標高 15m の防潮堤を設置するとともに、取水槽および放水槽廻り等に標高 15m の防潮壁を設置することとしている。

これにより、標高 15m の津波が発生した場合においても、敷地内への浸水を確実に防止することができ、これまで標高 11.3m 以上の津波で発生が想定された「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」、「外部電源喪失」といった起因事象の発生が、標高 15m の津波までは確実に発生しないこととなる。

(イ) 海水熱交換器建屋の浸水対策の強化

海水熱交換器建屋内にある冷却ポンプ電動機の予備品等の配備により、

その復旧が速やかに行えるようにしているが、津波によるポンプの浸水を防止するため、海水熱交換器建屋の扉の水密化等を実施することとしている。これにより、除熱機能維持の更なる信頼性向上が可能となる。

エ 防災時のその他強化策等

その他、「緊急時対策棟の設置」、「防災資機材専用倉庫の設置」、「復旧作業用クレーン車の常設」、「シビアアクシデントへの対応策」および「緊急時協力会社集合棟の設置」などを行うこととしている。

(2) 使用済燃料貯蔵プールにある燃料に対する評価結果

a 機器等の耐震裕度の評価結果

(a) 起因事象の選定結果

使用済燃料貯蔵プールにある燃料が重大な損傷に至る起因事象としては、除熱失敗が考えられるが、除熱失敗に至る事象としては、使用済燃料貯蔵プール保有水の流出や使用済燃料貯蔵プールの冷却設備の機能喪失に伴う崩壊熱除去失敗が考えられる。

使用済燃料貯蔵プール保有水が流出する原因としては、使用済燃料貯蔵プール本体の損傷等が考えられ、また、使用済燃料貯蔵プールの冷却設備の機能喪失に伴う崩壊熱除去失敗に係る原因としては、使用済燃料貯蔵プールを冷却する設備のポンプの故障や必要なサポート系の故障等が考えられる。

以上のことから、評価対象とする起因事象として以下の3事象を選定した。

【起因事象】

- ・外部電源喪失（※）

※「使用済燃料貯蔵プール冷却機能喪失」を含めて考慮

- ・使用済燃料貯蔵プール損傷

(b) 起因事象に関連する設備等の抽出およびその耐震裕度の評価結果

ア 起因事象に関連する設備等の抽出結果

各起因事象に関連する設備等を添付-5.1-20の左欄のとおり抽出した。

イ 起因事象に関連する設備等の耐震裕度の評価結果

ア項から抽出した設備等について、評価値および許容値を整理し、添付-5.1-20の右欄のとおり耐震裕度を評価した。なお、耐震裕度評価における設備等の評価値の算定にあたっては、原子炉にある燃料に対する評価方法と同様な手法に基づき実施した。

(c) 各起因事象が発生する地震動の特定結果

各起因事象について、各設備等の耐震裕度評価結果を用いて、事象が発生する地震動を添付-5.1-21のとおり評価した。

事象が発生するまでの地震動が最も小さいのは「外部電源喪失」であり、耐震Cクラス設備の破損により発生することから、発生地震動は基準地震動S s

までの地震動で発生すると考えられる。

「使用済燃料貯蔵プール損傷」については、耐震Sクラス設備等の破損により発生するものであり、基準地震動S_s以上の地震動で発生するものとなった。

以上より、最も発生地震動の小さい「外部電源喪失」を対象に、影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーより収束シナリオを特定する。

なお、「使用済燃料貯蔵プール損傷」については、使用済燃料貯蔵プールにある燃料の重大な損傷とみなすことからイベントツリーを作成しないものとする。

(d) 影響緩和機能の抽出および収束シナリオの特定結果

「外部電源喪失」について、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、添付-5.1-22のとおりイベントツリーを作成し、収束シナリオを特定した。

なお、耐震B、Cクラス設備等（技術的に基準地震動S_sに対する耐震裕度を確認したものを除く）による影響緩和機能については、基準地震動S_s相当の地震によりすべて機能喪失するものと想定し、イベントツリーにおいては、破線で識別した。

(e) 影響緩和機能に関連する設備等の抽出結果

「外部電源喪失」の影響緩和機能について、構成するフロントライン系およびサポート系に係る設備等について添付-5.1-23のとおりフォールトツリーを作成し、添付-5.1-24の左欄のとおり整理した。これら影響緩和機能に係る系統図を添付-5.1-25に示す。

(f) 影響緩和機能に関連する設備等の耐震裕度の評価結果

抽出した設備等について、評価値および許容値を整理し、添付-5.1-24の右欄のとおり耐震裕度を評価した上で、添付-5.1-23のとおりフォールトツリーにも展開した。

b クリフエッジの特定

(a) 各収束シナリオの耐震裕度の特定

「外部電源喪失」の収束シナリオの耐震裕度を添付-5.1-22のイベントツリーを用いて評価した結果、4つの収束シナリオが特定された。これらの収束シナリオごとに評価を行った。

シナリオ①：

起因事象発生の後、非常用ディーゼル発電機の起動が成功し、残留熱除去系により使用済燃料貯蔵プールの安定・継続的な冷却が行われ、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ②：

起因事象発生の後、非常用ディーゼル発電機の起動が成功し、非常用所内電源からの給電がなされるが、残留熱除去系による冷却機能の確保に失敗する。

しかし、緊急安全対策として整備した消防車からの注水により使用済燃料貯蔵プールの安定・継続的な冷却が行われ、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ③：

起因事象発生の後、非常用所内電源からの電源供給が喪失し、緊急安全対策として整備した高圧電源車による電源供給は成功するものの、復水補給水系や消火系による注水の確保に失敗する。

しかし、消防車からの注水により使用済燃料貯蔵プールの安定・継続的な冷却が行われ、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ④：

起因事象発生の後、非常用所内電源からの電源供給が喪失し、高圧電源車による電源供給にも失敗し、使用済燃料貯蔵プールの冷却が困難となる。

しかし、緊急安全対策として整備した消防車からの注水により使用済燃料貯蔵プールの安定・継続的な冷却が行われ、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

添付-5.1-23および添付-5.1-24から、各影響緩和機能に関連する設備等の耐震裕度をイベントツリーに展開した。（添付-5.1-26）

各収束シナリオの耐震裕度のうち、シナリオ③および④の裕度が最も大きく、耐震裕度は2.00となった。これ以上においては、消防車が地震により転倒する可能性が否定できず、転倒により使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用できない場合は燃料の重大な損傷に至る可能性が高くなると評価した。

(b) クリフエッジの特定

「外部電源喪失」事象における使用済燃料貯蔵プールにある燃料の冷却に対する耐震裕度は2.00と評価した。

この耐震裕度は「消防車の転倒による機能喪失」によるものであるが、この評価の中には保守性が含まれており、実際に転倒するまでの裕度はさらに高くなるものと考えられる。

「外部電源喪失」の次に発生地震動が小さい起因事象は基準地震動 S_s の2倍で発生する「使用済燃料貯蔵プール損傷」であり、これ以上の地震動では使用済燃料貯蔵プールにある燃料が重大な損傷に至る可能性が高くなると考えられる。

したがって、これらのことを総合的に考慮し、使用済燃料貯蔵プールにある燃料の重大な損傷を防止する観点では、地震に係るクリフエッジが存在し、それは基準地震動 S_s の2倍（1,200gal）で発生する「使用済燃料貯蔵プール損傷」であると特定した。

c 対策に係る効果の確認

(a) 燃料の重大な損傷を防止するための措置

b(a)項に示すとおり、緊急安全対策実施前では、収束シナリオはシナリオ①のみが存在したのに対し、緊急安全対策により整備した高圧電源車および消防車により、新たにシナリオ②～④の収束シナリオの3つが増え計4つとなり、燃料の重大な損傷を防止するための措置として取り得るシナリオが増加し、その信頼性が高まったものと評価する。(添付-5.1-26)

(b) 緊急安全対策実施前後の裕度

緊急安全対策実施前における「外部電源喪失」を起因事象としたイベントツリーおよびその影響緩和機能の耐震裕度を添付-5.1-27に示す。

添付-5.1-27に示すとおり、緊急安全対策実施前では、収束シナリオの耐震裕度は1.37であったのに対し、b(b)項のとおり、緊急安全対策実施後は、基準地震動 S_s の2倍で発生する「使用済燃料貯蔵プール損傷」となった。

緊急安全対策実施前では、「全交流電源喪失」状態に事象が進展した場合、使用済燃料貯蔵プールへの注水は、アクシデントマネジメント策であるディーゼル消火ポンプによる消火系からの代替注水により行うことを想定していた。しかし、このディーゼル消火ポンプや消火系配管は、耐震B、Cクラス設備であり、基準地震動 S_s 相当の地震発生時にその機能は評価上期待できないため、非常用ディーゼル発電機による電源供給により「全交流電源喪失」状態に事象を進展させないことが燃料の重大な損傷を防止するためには必要となり、非常用ディーゼル発電機へ冷却水を供給する原子炉補機冷却水系配管の耐震裕度1.37が収束シナリオの耐震裕度となっていた。

緊急安全対策実施後は、耐震裕度向上工事の実施により原子炉補機冷却水系配管の耐震裕度が向上したことにより、非常用ディーゼル発電機による電源供給が期待できる場合の収束シナリオの耐震裕度は1.37から1.60に向上した。

さらに、高圧電源車による電源供給手段および消防車による代替注水手段が整備され、非常用ディーゼル発電機による電源供給が期待できない場合でも、燃料の重大な損傷を防止することができるようになった。

この場合、消防車の耐震裕度2.00が収束シナリオの耐震裕度となるが、この耐震裕度の評価に保守性が含まれていることを勘案し、クリフエッジとしては基準地震動 S_s の2倍で発生する「使用済燃料貯蔵プール損傷」とした。

なお、消防車による使用済燃料貯蔵プールへの注水の際に使用する消火系配管および復水補給水系配管については、耐震補強工事を平成24年2月までに実施し、基準地震動 S_s 相当の地震発生時においても、その機能が期待できるようにするとともに、高圧電源車による電源供給や消防車による代替注水(消防用ホースによる直接注水も含む)が確実に実施できるよう、手順書を定め、体制を整備し、定期的に訓練を行っている。

以上のことから、緊急安全対策の実施により、使用済燃料貯蔵プールにある

燃料の冷却について、設計基準地震動 S_s を超える地震に対して信頼性が向上していることを確認した。

さらに、(1)c(b)項で記載のとおり、4.2(7)項および4.3項に示す更なる対策等により、地震・津波に対して信頼性がより一層向上するものと認識している。

5.1.4 評価結果のまとめ

地震に対するクリフエッジは、原子炉にある燃料に対しては耐震裕度 1.93、使用済燃料貯蔵プールにある燃料に対しては耐震裕度 2.00 であると特定した。

よって、プラント全体としての地震に対するクリフエッジは耐震裕度 1.93 であり、この評価結果は、基準地震動 S_s の解放基盤面上の地震加速度 (600gal) に耐震裕度 1.93 を乗じた、1,158gal に相当する非常に大きな地震動まで原子炉にある燃料を冷却できることを意味している。

また、緊急安全対策により原子炉および使用済燃料貯蔵プールにある燃料の冷却に対して信頼性が向上していることを確認した。

さらに、志賀原子力発電所において今後予定している地震・津波に対するより一層の信頼性向上対策により、地震・津波に対する発電所の安全がより一層向上するものと認識している。

5.2 津波

5.2.1 評価実施事項

指示文書による津波に対する評価実施項目は以下のとおりである。

(1) 建屋，系統，機器等の裕度評価

津波高さが土木学会「原子力発電所の津波評価技術」（平成14年）を用いて評価した設計想定津波の高さ（設計津波高さ）を超える程度に応じて，安全上重要な建屋，系統，機器等および燃料の重大な損傷に関係し得るその他の建屋，系統，機器等が損傷・機能喪失するか否かを設計津波高さ等との比較若しくは津波P S Aの知見等を踏まえて評価する。

(2) クリフエッジの特定

(1)項の評価結果を踏まえて，発生する起因事象により燃料の重大な損傷に至る事象の過程を同定し，クリフエッジの所在を特定する。また，そのときの津波高さを明らかにする。

(3) 事象進展防止措置の評価

特定されたクリフエッジへの対応を含め，燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について，多重防護の観点から，その効果を示す。

5.2.2 評価方法

原子炉にある燃料および使用済燃料貯蔵プールにある燃料を対象に，燃料の冷却に必要な機器等が浸水により機能喪失するとした想定において，様々な高さの津波に対する発電所敷地内および建屋内への浸水評価により，どの程度の高さの津波まで燃料の冷却が可能かを評価する。

以下に評価手法を示す。評価フロー図を添付-5.2-1に示す。

(1) 評価に用いる津波の前提条件

設計津波高さは，添付-5.2-2に示すように，敷地前面でT.P. +約5 m^{*}（日本海東縁部（秋田県・山形県沖）の津波）である。

また，評価に用いる津波の前提条件として，海域活断層から想定される津波および日本海東縁部から想定される津波のいずれにおいても周期は10分以下であることなどを踏まえ，保守的に周期30分の正弦波で模擬することとした。

※：「T.P.」は基準面で，東京湾平均海面であり，「標高」と同義である。

なお，水位低下に係る評価用の津波水位の最低値は志賀1，2号機補機冷却水取水口でT.P. -約3 m（志賀1号機海水ポンプ室でT.P. -5.93m）（笹波沖断層帯（全長）の津波）である。

ここで，各水位には，各々，朔望平均満潮位+0.5m，朔望平均干潮位-0.05mを考慮している。

(2) 評価する損傷モード

津波に対する損傷モードとして水位上昇による浸水と水位低下による取水

性への影響を考慮する。

耐震バックチェックにて検討した、笹波沖断層帯（全長）による地震に伴う津波では、表 5.2-1 に示すように海水ポンプ室の海面低下による最低水位は原子炉補機冷却海水ポンプの設計最低水位を上回るため、水位低下時においても取水は十分可能である。

万一、取水路の水位低下が継続した場合は原子炉を手動停止し、海水ポンプを全台停止することになるが、津波終息後、海水ポンプを再起動する手順が整備されていることおよび津波の周期は 10 分程度と短いことから問題はない。

従って、水位低下による取水性への影響は小さいことから、損傷モードとして水位上昇による浸水进行评估する。

表 5.2-1 津波による水位低下と海水ポンプの設計最低水位の比較

志賀 1 号機海水ポンプ室の最低水位	原子炉補機冷却海水ポンプ設計最低水位	評価結果
T. P. -5.93m	T. P. -6.8m	取水可能

(3) 機器等の許容津波高さの評価

a 起因事象の選定

原子炉にある燃料および使用済燃料貯蔵プールにある燃料について、以下の考え方に基づき津波を起因として燃料損傷に至る起因事象を選定する。

- ・原子炉にある燃料については、津波を起因として燃料の損傷に至る事象を安全評価指針に示される安全評価事象、内の事象 P S A での起因事象および津波の影響として固有に考慮すべき事象を勘案の上、起因事象として選定する。
- ・使用済燃料貯蔵プールにある燃料については、使用済燃料貯蔵プールの除熱失敗に至ると考えられる事象を起因事象として選定する。

b 影響緩和機能の抽出および収束シナリオの特定

選定した各起因事象に対して、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成の上、事象の進展を収束させる収束シナリオを特定する。

イベントツリーの作成にあたっては、これまでの P S A で用いられている成功基準、事故シーケンス分析の結果に基づき展開された各起因事象に対するイベントツリーを基本にした。

なお、影響緩和機能に係るサポート系については、個別の影響緩和機能として取りまとめ、イベントツリーを作成した。

c 起因事象、影響緩和機能に関連する設備等の抽出

評価対象とする設備等は、耐震 S クラスおよび燃料の重大な損傷に関係し得るその他のクラスの建屋、系統、機器等とする（添付-5.2-3）。具体的には、a 項にて選定した各起因事象に直接関連する設備等に加え、フロントライン系に

必要な設備等（主要設備）およびサポート系に必要な設備等（補助設備）について、各起因事象を収束させるのに必要な設備等を対象として抽出する。

d 起因事象，影響緩和機能に関連する設備等の許容津波高さの評価

抽出した各設備等について，津波に対する損傷モード（水位上昇による浸水）を考慮の上，設備が機能維持できる津波高さ（以下，「許容津波高さ」という。）を以下の方法および検討条件で評価する。ここで，「津波高さ」とは敷地の浸水高さを意味する。

- (a) 当該評価に必要な設備等について，設置場所，設置高さを調査する。
- (b) 津波高さが許容津波高さを超えると，当該設備等は機能喪失するものとし，設計津波高さを何m上回る津波で設備が損傷・機能喪失するかを設備毎に評価する。

なお，津波に対する安全性確保のために必要な対策を抽出する観点から，福島第一原子力発電所で確認された津波高さ約 15m を 5 m 上回る，標高 20 m の津波の範囲で評価を行った。また，許容津波高さの評価に際しては，扉や貫通部に対する浸水対策工事前後の状態を考慮した。
- (c) 設計津波高さは，土木学会「原子力発電所の津波評価技術」（平成 14 年）を用いて評価する。

(4) クリフエッジの特定

a 各起因事象が発生する許容津波高さの特定

(3) a 項において選定した各起因事象について，(3) d 項で求めた各設備等の許容津波高さの評価結果を用いて，どの程度の津波高さでどのような起因事象が発生するかを特定する。

b 各影響緩和機能の許容津波高さの特定

a 項で求めた事象発生時の許容津波高さが低い起因事象から順に，(3) d 項で求めた各設備等の許容津波高さを使用し，当該起因事象のイベントツリーに含まれる影響緩和機能の許容津波高さを特定する。具体的には，各影響緩和機能のフォールトツリーを作成し，各影響緩和機能を構成する各設備等の許容津波高さを整理し，最も低い許容津波高さを当該影響緩和機能の許容津波高さとして特定する。

c 各収束シナリオの許容津波高さの特定

b 項で求めた各収束シナリオの影響緩和機能の許容津波高さから，各収束シナリオの許容津波高さを特定する。なお，各収束シナリオの許容津波高さは必要な各影響緩和機能の許容津波高さのうち最も低いものとなる。

d クリフエッジの特定

c 項で求めた収束シナリオの許容津波高さから，当該起因事象の許容津波高さを特定する。当該起因事象の許容津波高さは，収束シナリオが複数ある場合

には、それらのシナリオの許容津波高さのうち最も高いものとなる。

各起因事象の許容津波高さの中からクリフエッジを特定する。なお、クリフエッジは各起因事象の許容津波高さのうち最も低いものとなる。

なお、(3)a項において、燃料の損傷に至る可能性のあるすべての起因事象を抽出しているが、それぞれの起因事象に至る損傷対象設備が異なる結果、起因事象発生に係る許容津波高さも異なった値となることを踏まえると、クリフエッジを評価するためには、(3)a項において抽出した起因事象に対して、許容津波高さの低い起因事象から順にクリフエッジが特定されるまでの評価を実施すればよい。つまり、最も低い津波高さで発生する起因事象の許容津波高さに比べ、次に低い起因事象発生の津波高さが高い場合においては、その起因事象自体が発生し得ないこととなるため、それ以上の評価を行う必要はない。

(5) 対策に係る効果の確認

a 燃料の重大な損傷を防止するための措置

(3)b項のイベントツリーを基に、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置として、4.2項に示す整備済の緊急安全対策から必要な措置を特定する。

b 緊急安全対策実施前後の裕度

a項の措置について、当該措置を実施したことにより、どのように燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止できるか、イベントツリーで明確化するとともに、安全性の改善度合いを評価する。

また、4.2(7)項および4.3項に記載のとおり、今後実施する予定の更なる対策等については、その効果を定性的に評価する。

5.2.3 評価結果

志賀原子力発電所の敷地高さは添付-5.2-4に示すように標高11m以上であり、原子炉建屋は標高21mに設置されている。また、主要な機器の建屋内の設置高さは添付-5.2-5のとおりである。これらを考慮し、評価を実施した。

(1) 原子炉にある燃料に対する評価結果

a 機器等の許容津波高さの評価結果

(a) 起因事象の選定結果

津波を起因とする燃料の損傷に至る起因事象として、以下の5事象を選定した。(添付-5.2-6)

【起因事象】

- ・最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失
- ・外部電源喪失
- ・交流電源喪失
- ・直流電源喪失
- ・計装・制御系喪失に伴う制御不能

今回選定した上記の起因事象と、安全評価指針に示される安全評価事象およびアクシデントマネジメント検討等でこれまで評価を実施している内の事象 P S Aにおける起因事象との関係を添付-5.2-7に示す。

添付-5.2-5の建屋内配置図から、標高11.3m程度の津波が発生した場合、起動変圧器の浸水と、最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失の原因となる原子炉補機冷却系および高圧炉心スプレィディーゼル補機冷却系のポンプの浸水が同時に発生することとなる。しかし、志賀1号機では起動変圧器の浸水により275 k V送電線による外部電源は喪失するものの、標高35mにある予備電源変圧器は浸水しないため、66 k V送電線による外部電源が喪失しない。

プラント運転時に最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失が発生した場合、常用および非常用機器の冷却機能が喪失するため、原子炉を手動停止する。さらに、外部電源が喪失した場合は、非常用ディーゼル発電機による早急な非常用電源確保が必要となるが、最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失により非常用ディーゼル発電機が停止するため、アクシデントマネジメント策として整備した志賀2号機からの電源融通も失敗した場合、全交流電源喪失事象となる。

全交流電源が喪失した場合、交流電源を駆動源とする動的機器の動作不能により、原子炉への注水機能（電動駆動）の喪失に至る。このため、原子炉への注水は直流電源（蓄電池）から電源供給を受け、原子炉の蒸気を用いて駆動する原子炉隔離時冷却系により実施される。しかし、さらに直流電源が喪失した場合は、原子炉隔離時冷却系および計装・制御系喪失に伴う制御不能に至る。

以上のことから、起因事象として選定した5事象のうち、「外部電源喪失」、
「交流電源喪失」、
「直流電源喪失」および「計装・制御系喪失に伴う制御不能」の4事象は、「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」を起因事象とするイベントツリーに含まれることとなるため、これら4事象の評価は個別に実施しないこととする。

(b) 影響緩和機能の抽出および収束シナリオの特定結果

「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」事象に対して、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、添付-5.2-8のとおりイベントツリーを作成し、収束シナリオを特定した。なお、2号機から1号機への電源融通については、2号機への外部電源からの受電が期待できないため、評価上達成できないものとし、イベントツリーにおいては、破線で識別した。

(c) 起因事象、影響緩和機能に関連する設備等の抽出結果

「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」事象の影響緩和機能を構成するフロントライン系とそれに必要なサポート系の設備等について、添付-5.2-9のとおりフォールトツリーを作成し、添付-5.2-10の左欄のとおり整理した。これら影響緩和機能に係る系統図を添付-5.2-11に示す。

(d) 起因事象，影響緩和機能に関連する設備等の許容津波高さの評価結果

(c)項で抽出した設備等の設置場所，設置高さ，損傷モードおよび許容津波高さについて，敷地高さを超えた津波に対しては，添付-5.2-12に示す方法で敷地内への浸水による影響，各設備等の損傷判断および建屋内浸水高さを評価した上で，添付-5.2-10の右欄に整理するとともに，添付-5.2-9のフォールトツリーにも展開した。

b クリフエッジの特定

(a) 各収束シナリオの許容津波高さの特定

「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」事象に対する収束シナリオを添付-5.2-8のイベントツリーを用いて評価した結果，5通りの収束シナリオが特定された。これらの収束シナリオごとに評価を行った。

シナリオ①, ②：

シナリオ①では，起因事象発生の後，原子炉の停止に成功，外部電源，交流電源および直流電源の確保に成功し，原子炉圧力制御機能も維持されている状態で，原子炉隔離時冷却系により原子炉への注水が行われる。その後，主蒸気逃がし安全弁の開放により，原子炉の急速減圧操作を行い，アクシデントマネジメント策として整備した復水補給水系による注水または消火系からの注水とともに，格納容器ベントにより原子炉格納容器内に蓄積した熱エネルギーを放出することにより原子炉の安定・継続的な冷却が維持され，燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ②では，シナリオ①とほぼ同様であるが，アクシデントマネジメント策として整備した復水補給水系による注水または消火系からの注水に失敗するが，緊急安全対策として整備した消防車による注水とともに，格納容器ベントにより原子炉格納容器内に蓄積した熱エネルギーを放出することにより原子炉の安定・継続的な冷却が維持され，燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ③：

シナリオ③では，起因事象発生の後，原子炉の停止に成功，外部電源，交流電源および直流電源の確保に成功し，原子炉圧力制御機能も維持されている状態で，原子炉隔離時冷却系による原子炉への注水に失敗するが，主蒸気逃がし安全弁の開放により，原子炉の急速減圧操作を行い，アクシデントマネジメント策として整備した復水補給水系による注水または消火系からの注水とともに，格納容器ベントにより原子炉格納容器内に蓄積した熱エネルギーを放出することにより原子炉の安定・継続的な冷却が維持され，燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ④, ⑤：

シナリオ④では，起因事象発生の後，原子炉の停止に成功，外部電源，交流電源の確保に失敗するため全交流電源喪失となるが，直流電源の確保

に成功し、原子炉圧力制御機能も維持されている状態で、原子炉隔離時冷却系により原子炉への注水が行われる。

この注水の間には緊急安全対策として整備した高圧電源車による電源確保に成功し、主蒸気逃がし安全弁の開放により、原子炉の急速減圧操作を行い、アクシデントマネジメント策として整備した復水補給水系による注水または消火系からの注水とともに、格納容器ベントにより原子炉格納容器内に蓄積した熱エネルギーを放出することにより原子炉の安定・継続的な冷却が維持され、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ⑤では、シナリオ④とほぼ同様であるが、アクシデントマネジメント策として整備した復水補給水系による注水または消火系からの注水に失敗するが、緊急安全対策として整備した消防車による注水とともに、格納容器ベントにより原子炉格納容器内に蓄積した熱エネルギーを放出することにより原子炉の安定・継続的な冷却が維持され、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

添付-5.2-9および添付-5.2-10から、各影響緩和機能に関連する設備等の許容津波高さをイベントツリーに展開した。(添付-5.2-13)

各収束シナリオの許容津波高さについて、すべてのシナリオの許容津波高さが標高15.3mとなった。

これ以上の津波に対しては、「メタクラ」、「パワーセンタ」、「コントロールセンタ」が浸水することで外部電源や交流電源が失われ、さらに、計装ラックの一部が浸水することで制御機能が失われる可能性が高まる。また、起因事象の発生により最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失状態となった中での唯一の高圧炉心注水手段である原子炉隔離時冷却系のポンプ等が浸水し、機能が失われる可能性が高まるため、燃料の重大な損傷に至る可能性があるとして評価される。

(b) クリフエッジの特定

(a)項に示すとおり、「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」事象に対する許容津波高さは、標高15.3mと評価した。

原子炉にある燃料の重大な損傷を防止する観点では、津波に係るクリフエッジが存在し、それは電源確保に必要な「メタクラ」、「パワーセンタ」、「コントロールセンタ」、制御機能に必要な「計装ラック」および起因事象の発生により最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失状態となった中での唯一の高圧炉心注水機能に必要な「原子炉隔離時冷却系のポンプ等」の浸水であり、それらの許容津波高さはいずれも標高15.3mと特定した。

以上より、設計津波高さ（標高約5m）に対する余裕は、10m以上あることを確認した。

c 対策に係る効果の確認

(a) 燃料の損傷を防止するための措置

b(a)項に示すとおり、緊急安全対策実施前では、収束シナリオはシナリオ①、③のみ存在したのに対し、緊急安全対策により整備した高圧電源車および消防車により、新たにシナリオ②、④、⑤の収束シナリオの3通りが増え計5通りとなり、「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」事象に対して、燃料の損傷を防止するための措置として取り得る収束シナリオが増加し、その信頼性がより高まったものと評価する。（添付-5.2-13）

(b) 緊急安全対策実施前後の裕度

緊急安全対策実施前における「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」を起因事象としたイベントツリーおよびその影響緩和機能の許容津波高さを添付-5.2-14に示す。

添付-5.2-14のとおり、緊急安全対策実施前では、収束シナリオの許容津波高さは標高11.3mであったのに対し、b(b)項のとおり、緊急安全対策実施後では、許容津波高さは標高15.3mとなった。

設計津波高さ（標高約5m）を超える標高11.3m以上の津波が発生した場合、海水系ポンプの浸水により、「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」事象が発生する。

緊急安全対策実施前では、起因事象発生後はアクシデントマネジメント策であるディーゼル消火ポンプにより原子炉への注水が可能であるものの、注水に係る体制やその運用等を定めた手順が整備されていない状態であったことから、本評価では、保守的にディーゼル消火ポンプによる原子炉への注水はできないものとし、許容津波高さは標高11.3mと評価した。

緊急安全対策実施後は、浸水対策工事の実施により電源確保に必要な「メタクラ」、「パワーセンタ」、「コントロールセンタ」や原子炉隔離時冷却系機器の許容津波高さが向上したことにより、外部電源や原子炉隔離時冷却系機器が期待できる場合の収束シナリオの許容津波高さが標高11.3mから標高15.3mに向上した。

さらに、高圧電源車による電源供給手段、消防車による代替注水手段およびアクシデントマネジメント策であるディーゼル消火ポンプによる注水に係る手順書、体制が整備され、非常用ディーゼル発電機による電源供給が期待できない場合でも、燃料の重大な損傷を防止することができるようになった。

この場合、電源確保に必要な「メタクラ」、「パワーセンタ」、「コントロールセンタ」、制御機能に必要な「計装ラック」および起因事象の発生により最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失状態となった中での唯一の高圧炉心注水機能に必要な「原子炉隔離時冷却系のポンプ等」の許容津波高さ標高15.3mが収束シナリオの許容津波高さとなる。

なお、高圧電源車による電源供給や消防車による代替注水が確実に実施でき

るよう、手順書を定め、体制を整備し、定期的に訓練を行っている。

以上のことから、緊急安全対策の実施により、原子炉にある燃料の冷却について、設計津波高さ（標高約 5 m）を超える津波に対して信頼性が向上していることを確認した。

また、志賀原子力発電所では、地震・津波に対して発電所のより一層の信頼性向上を図るため、4.2(7)項および4.3項に記載のとおり、今後更なる対策等を講じることとしている。

これらの対策を講じることにより、以下のような効果がさらに見込めるようになり、地震・津波に対して、信頼性がより一層向上するものと認識している。

ア 電源確保

(ア) 非常用電源（大容量）の配備

非常用ディーゼル発電機の代替電源として、原子炉の状態監視計器や原子炉の冷却・除熱維持に必要な機器等に必要な電力を安定的に供給することができるようになり、発電所の安全性を一層高めることができる。

(イ) 外部電源早期復旧による所内電源の確保（外部電源の信頼性確保）

現状、標高 11.3m に設置している起動変圧器が津波により浸水した場合においても、志賀 1 号機 6.9 k V 非常用母線へ 66 k V 送電線から電力供給を行えるため、外部電源は喪失しない。

さらに志賀 1 号機 6.9 k V 非常用母線へ 500 k V 送電線から電力供給を行えるようにすることとしており、この対策により、万一の場合においても原子炉を安全に冷温停止状態に移行させることができ、発電所の安全性を一層高めることができる。

イ 除熱機能の確保

除熱機能の確保に関する対策としては、「(a) 浸水した電動機の洗浄・乾燥用の資機材の配備」, 「(b) 原子炉補機冷却系ポンプの予備電動機の配備」, 「(c) 原子炉補機冷却海水ポンプ代替品の配備」および「(d) 水源の多様化」を実施することとしている（(a)および(d)は実施済み）。

これらの対策により、敷地内に津波が浸水した場合にその機能喪失の可能性が高い原子炉補機冷却水ポンプおよび原子炉補機冷却海水ポンプの早期復旧が可能となり、万一の場合においても原子炉を安全に冷温停止状態に移行させることができ、発電所の安全性を一層高めることができる。

ウ 発電所敷地内への浸水防止対策

(ア) 防潮堤の構築・取水槽および放水槽廻りへの防潮壁の設置

津波が発生した際、原子炉施設の浸水を防止するため、発電所敷地西側（海側）に標高 15m の防潮堤を設置するとともに、取水槽および放水槽廻り等に標高 15m の防潮壁を設置することとしている。

これにより、標高 15m の津波が発生した場合においても、敷地内への

浸水を確実に防止することができ、これまで標高 11.3m以上の津波で発生が想定された「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」といった起因事象の発生が、標高 15mの津波までは確実に発生しないこととなる。

(イ) 海水熱交換器建屋の浸水対策の強化

海水熱交換器建屋内にある冷却ポンプ電動機の予備品等の配備により、その復旧が速やかに行えるようにしているが、津波によるポンプの浸水を防止するため、海水熱交換器建屋の扉の水密化等を実施することとしている。これにより、除熱機能維持の更なる信頼性向上が可能となる。

エ 防災時のその他強化策等

その他、「緊急時対策棟の設置」、「防災資機材専用倉庫の設置」、「シビアアクシデントへの対応策」および「緊急時協力会社集合棟の設置」などを行うこととしている。

(2) 使用済燃料貯蔵プールにある燃料に対する評価結果

a 機器等の許容津波高さの評価結果

(a) 起因事象の選定結果

使用済燃料貯蔵プールにある燃料が重大な損傷に至る起因事象としては、除熱失敗が考えられる。除熱失敗に至る起因事象としては、使用済燃料貯蔵プール保有水の流出や使用済燃料貯蔵プールの冷却設備の機能喪失に伴う崩壊熱除去失敗が考えられる。

使用済燃料貯蔵プール保有水が流出する原因としては、使用済燃料貯蔵プール本体の損傷が考えられるが、津波を起因として使用済燃料貯蔵プール本体が損傷することは考えにくいため、起因事象としては考慮しない。

使用済燃料貯蔵プールを冷却する設備の機能喪失に伴う崩壊熱除去失敗に至る原因としては、使用済燃料貯蔵プールを冷却する設備のポンプの故障や必要なサポート系（電源系、補機冷却系）の故障等が考えられる。

以上の損傷要因に関する分析から、評価対象とする起因事象として以下の3事象を選定した。

【起因事象】

- ・外部電源喪失
- ・使用済燃料貯蔵プール冷却機能喪失
- ・最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失

(1)a(a)項に示すように、標高11.3m以上の津波により「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」事象が発生することとなる。

「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」事象が発生し、さらに、外部電源が喪失した場合は、必然的に「全交流電源喪失」状態となり、これに伴い「使用済燃料貯蔵プール冷却機能喪失」事象も発生することから、「外

部電源喪失」事象と「使用済燃料貯蔵プール冷却機能喪失」事象は、「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」を起因事象とするイベントツリーに含まれることとなるため、当該事象の評価は個別に実施しないこととする。

(b) 影響緩和機能の抽出および収束シナリオの特定結果

「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」事象に対して、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、添付-5.2-15のとおりイベントツリーを作成し、収束シナリオを特定した。なお、2号機から1号機への電源融通については、2号機への外部電源からの受電が期待できないため、評価上達成できないものとし、イベントツリーにおいては、破線で識別した。

(c) 起因事象、影響緩和機能に関連する設備等の抽出結果

「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」事象の影響緩和機能を構成するフロントライン系とそれに必要なサポート系の設備等について、添付-5.2-16のとおりフォールトツリーを作成し、添付-5.2-17の左欄のとおり整理した。これら影響緩和機能に係る系統図を添付-5.2-18に示す。

(d) 起因事象、影響緩和機能に関連する設備等の許容津波高さの評価結果

(c)項で抽出した設備等の設置場所、設置高さ、損傷モードおよび許容津波高さについて、敷地高さを超えた津波に対しては、添付-5.2-12に示す方法で敷地内への浸水による影響、各設備等の損傷判断および建屋内浸水高さを評価した上で、添付-5.2-17の右欄に整理するとともに、添付-5.2-16のフォールトツリーにも展開した。

b クリフエッジの特定

(a) 各収束シナリオの許容津波高さの特定

「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」事象に対する収束シナリオを添付-5.2-15のイベントツリーを用いて評価した結果、10通りの収束シナリオが特定された。これらの収束シナリオごとに評価を行った。

シナリオ①～④：

この4通りの収束シナリオは、外部電源により電源が確保されている状況でのシナリオである。

シナリオ①では、起因事象発生の後、外部電源の確保に成功し、燃料プール補給水系による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給により、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ②では、燃料プール補給水系による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給に失敗するが、緊急安全対策として手順書等を整備した復水補給水系による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給により、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ③では、燃料プール補給水系による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給および緊急安全対策として手順書等を整備した復水補給水系による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給に失敗するが、別に緊急安全対策

として手順書等を整備した消火系による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給により、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ④では、燃料プール補給水系による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給、緊急安全対策として手順書等を整備した復水補給水系および消火系による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給に失敗するが、緊急安全対策として整備した消防車による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給により、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ⑤～⑧：

この4通りの収束シナリオは、外部電源の確保に失敗し、さらにアクシデントマネジメント策として整備した志賀2号機からの電源融通には失敗するが、緊急安全対策により整備した高圧電源車により電源が確保されている状況でのシナリオである。

シナリオ⑤では、燃料プール補給水系による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給により、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ⑥では、燃料プール補給水系による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給に失敗するが、緊急安全対策として手順書等を整備した復水補給水系による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給により、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ⑦では、燃料プール補給水系による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給および緊急安全対策として手順書等を整備した復水補給水系による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給に失敗するが、別に緊急安全対策として手順書等を整備した消火系による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給により、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ⑧では、燃料プール補給水系による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給、緊急安全対策として手順書等を整備した復水補給水系および消火系による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給に失敗するが、緊急安全対策として整備した消防車による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給により、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ⑨、⑩：

この2通りの収束シナリオは、外部電源、アクシデントマネジメント策として整備した志賀2号機からの電源融通および緊急安全対策により整備した高圧電源車による電源確保に失敗した状況でのシナリオである。

シナリオ⑨では、緊急安全対策として手順書等を整備した消火系による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給により、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ⑩では、緊急安全対策として手順書等を整備した消火系による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給に失敗するが、緊急安全対策として整備した消防車による使用済燃料貯蔵プールへの水の補給により、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

添付-5.2-16および添付-5.2-17から、各影響緩和機能に関連する設備等の許容津波高さをイベントツリーに展開した。(添付-5.2-19)

各収束シナリオの許容津波高さのうち、シナリオ⑩の許容津波高さが最も高く、標高20m以上となった。

(b) クリフエッジの特定

(a)項に示すとおり、「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」事象に対する許容津波高さは、標高20m以上と評価した。

また、緊急安全対策を実施した現状においては、消防車による代替注水手段が確保されている。仮に、消防車による注水を行う場所である標高21mを超える津波が到来した場合においても、使用済燃料貯蔵プールの水位が使用済燃料貯蔵ラック上端まで低下するまでに少なくとも4日程度余裕があることから、津波が引いた後に注水を行えば問題ない。

以上より、設計津波高さ（標高約5m）に対する余裕は、15m以上あることを確認した。

c 対策に係る効果の確認

(a) 燃料の損傷を防止するための措置

b(a)項に示すとおり、緊急安全対策実施前では、収束シナリオはシナリオ①が存在したのに対し、緊急安全対策により整備した高圧電源車および消防車により、新たにシナリオ②～⑩の収束シナリオの9通りが増え計10通りとなり、「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」事象の発生時に燃料の損傷を防止するための措置として取り得る収束シナリオが増加し、その信頼性が高まったものと評価する。(添付-5.2-15)

(b) 緊急安全対策実施前後の裕度

緊急安全対策実施前における「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」を起因事象としたイベントツリーおよびその影響緩和機能の許容津波高さを添付-5.2-20に示す。

添付-5.2-20のとおり、緊急安全対策実施前では、収束シナリオの許容津波高さは標高11.3mであったのに対し、b(b)項のとおり、緊急安全対策実施後は、許容津波高さは標高20m以上となった。

設計津波高さ（標高約5m）を超える標高11.3m以上の津波が発生した場合、海水系ポンプの浸水により、「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」事象が発生する。

緊急安全対策実施前では、原子炉への代替注水機能として整備していたアクシデントマネジメント策であるディーゼル消火ポンプや復水補給水系により使用済燃料貯蔵プールへの注水が可能であるものの、注水に係る体制やその運用等を定めた手順が整備されていない状態であったことから、本評価では、保守的にディーゼル消火ポンプによる使用済燃料貯蔵プールへの注水はできな

いものとし、許容津波高さは標高11.3mと評価した。

緊急安全対策実施後は、浸水対策工事の実施により電源確保に必要な「メタクラ」、「パワーセンタ」、「コントロールセンタ」や燃料プール補給水系機器の許容津波高さが向上したことにより、外部電源と燃料プール補給水系が期待できる場合の収束シナリオの許容津波高さが標高11.3mから標高15.3mに向上した。

さらに、高圧電源車による電源供給手段、消防車による代替注水手段および原子炉への代替注水機能として整備していたアクシデントマネジメント策であるディーゼル消火ポンプや復水補給水系による注水に係る手順書、体制が整備され、また、定期的な訓練の実施により、「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」事象の発生の際にも必要な注水を確実に実施できると判断し、許容津波高さは標高20m以上と評価した。

以上のことから、緊急安全対策の実施により、使用済燃料貯蔵プールにある燃料の冷却について、設計津波高さ（標高約5m）を超える津波に対して信頼性が向上していることを確認した。

さらに、(1)c(b)項で記載のとおり、4.2(7)項および4.3項に示す更なる対策等により、地震・津波に対して信頼性がより一層向上するものと認識している。

5.2.4 評価結果のまとめ

津波に対しては、原子炉にある燃料に対しては許容津波高さ標高 15.3m、使用済燃料貯蔵プールにある燃料に対しては許容津波高さ標高 20m以上であると特定した。

よって、プラント全体としての津波に対するクリフエッジは、津波高さ標高 15.3mである。

また、緊急安全対策により原子炉および使用済燃料貯蔵プールにある燃料の冷却に対して信頼性が向上していることを確認した。

さらに、志賀原子力発電所において今後予定している地震・津波に対するより一層の信頼性向上対策により、地震・津波に対する発電所の安全がより一層向上するものと認識している。

5.3 地震と津波の重畳

5.3.1 評価実施事項

指示文書による地震と津波との重畳に対する評価実施項目は以下のとおりである。

(1) 建屋，系統，機器等の裕度評価

設計上の想定を超える地震とそれに引き続く設計上の想定を超える津波が発生した場合において，安全上重要な建屋，系統，機器等および燃料の重大な損傷に関係し得るその他の建屋，系統，機器等が損傷・機能喪失するか否かを設計上の想定との比較若しくは地震・津波 P S A の知見を踏まえて評価する。

(2) クリフエッジの特定

(1) 項の評価結果を踏まえて，発生する起因事象により燃料の重大な損傷に至る事象の過程を同定し，クリフエッジの所在を特定する。また，そのときの地震動および津波高さを明らかにする。

(3) 事象進展防止措置の評価

特定されたクリフエッジへの対応を含め，燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について，多重防護の観点から，その効果を示す。

5.3.2 評価方法

原子炉にある燃料および使用済燃料貯蔵プールにある燃料を対象に以下の評価を実施する。

志賀原子力発電所では，設計上の想定地震動である基準地震動 S_s を検討した地震の震源と設計上の想定津波高さを検討した津波の波源とが異なっており，これが重畳することは考えられない。

しかし，地震と津波が重畳した影響を評価するにあたっては，地震と津波は同時に発生するものとして評価する。

(1) 機器等の耐震裕度評価および許容津波高さの評価

a 起因事象の選定

5.1 項および 5.2 項において実施した評価結果に基づき，特定したクリフエッジとしての耐震裕度までの範囲ならびに許容津波高さまでの範囲で発生する起因事象を選定する。

選定した起因事象が発生する耐震裕度または許容津波高さについては，5.1 項および 5.2 項において評価した結果を用いる。

b 影響緩和機能および関連する設備等の特定ならびに収束シナリオの特定

a 項にて選定した各起因事象について，5.1 項および 5.2 項の検討結果から，事象の影響緩和に必要な機能および関連する設備等の特定を行うとともに，事象の進展を収束させるシナリオを特定する。

c クリフエッジの特定

5.1項および5.2項の検討結果から、それぞれの収束シナリオの耐震裕度と許容津波高さを求め、収束シナリオが成立する最大の地震動と津波高さの組み合わせを求める。この方法により、地震と津波の重畳によるクリフエッジを特定する。

d 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価

特定したクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。

5.3.3 評価結果

(1) 原子炉にある燃料に対する評価結果

a 起回事象の選定結果

5.1項および5.2項の検討結果から、考慮すべき起回事象として、地震側の起回事象は「外部電源喪失」を対象とし、津波側の起回事象は、津波高さが標高11.3mを超えた際は「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」を対象とすればよい。

すなわち、起回事象としては、津波高さが標高11.3mを超える前提において「外部電源喪失」と「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」の同時発生を対象とすればよい。

b 影響緩和機能および関連する設備等の特定ならびに収束シナリオの特定結果

a項で選定した起回事象（「外部電源喪失」および「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」の同時発生）について、添付-5.3-1のとおりイベントツリーを作成し、次の1つの収束シナリオを特定した。

シナリオ①：

起回事象発生の後、原子炉の停止に成功、直流電源の確保には成功するが、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗し、全交流電源喪失の状態となる。

原子炉圧力制御機能は維持されている状態で、交流電源を必要としない高圧炉心注水機能である原子炉隔離時冷却系により原子炉への注水が行われる。

この原子炉隔離時冷却系による注水と主蒸気逃がし安全弁の自動開放により原子炉の冷却が行われるが、長期的には原子炉隔離時冷却系の動力源である直流電源が喪失する前に、緊急安全対策として整備した高圧電源車による電源供給により原子炉隔離時冷却系に必要な電源を保持し、必要に応じて主蒸気逃がし安全弁による急速減圧操作により原子炉圧力を低下させ、緊急安全対策として整備した消防車により原子炉の注水を継続するとともに、格納容器ベントにより原子炉格納容器内に蓄積した熱エネルギーを放出することにより原子炉の安定・継続的な冷却が維持され、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

c クリフエッジの特定結果

b項で特定した収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐震裕度および許容津波高さをそれぞれ5.1.3(1)bおよび5.2.3(1)bの評価結果を用いて添付-5.3-1に整理する。

添付-5.3-1に基づき、b項で特定した収束シナリオの耐震裕度および許容津波高さを評価した結果を表5.3-1にまとめる。

表5.3-1 地震と津波の重畳における評価結果

収束シナリオ	地震評価		津波評価	
	耐震裕度	機能喪失箇所	許容津波高さ	機能喪失箇所
①	1.93	格納容器ベントの際に必要な「非常用ガス処理系配管」	標高15.3m	高圧電源車の電源供給先である「パワーセンタ」, 「コントロールセンタ」, 制御機能に必要な「計装ラック」および起因事象の発生により全交流電源喪失状態となった中での唯一の高圧炉心注水機能に必要な「原子炉隔離時冷却系のポンプ等」

表 5.3-1 より、耐震裕度が 1.93 以上、または津波高さが標高 15.3m以上の領域では、原子炉にある燃料の重大な損傷を回避する手段がなくなるため、その境界線をクリフエッジとして特定した。(図 5.3-1)

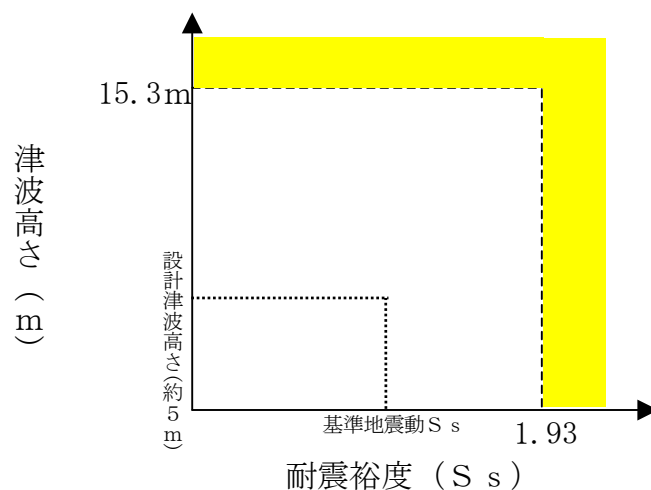


図 5.3-1 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果 (原子炉)

d 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

緊急安全対策実施前では、津波高さが標高11.3mを超え、起因事象が発生した場合、原子炉への注水は原子炉隔離時冷却系により実施するが、約8時間後には直流電源（蓄電池）が枯渇するため、急速減圧操作の後にアクシデントマネジメント策であるディーゼル消火ポンプによる消火系からの代替注水により、原子炉への注水を行うことを想定していた。

しかし、このディーゼル消火ポンプや消火系配管は、耐震B、Cクラス設備であり、基準地震動 S_s 相当の地震発生時にその機能は評価上期待できないため、直流電源（蓄電池）が枯渇する前までに外部電源を復旧することが必要であった。

したがって、5.1項および5.2項の検討結果も踏まえると、緊急安全対策実施前は耐震裕度1.37、または津波高さ標高11.3mの境界線にクリフエッジが存在していた。

緊急安全対策実施後は、高圧電源車による電源供給手段および消防車による代替注水手段が整備され、直流電源（蓄電池）の枯渇後でも電源供給が可能となったこと、および消防車による原子炉への注水が可能となったことにより、燃料の重大な損傷を防止することができるようになった。

この場合、格納容器ベントを行う際に必要な「非常用ガス処理系配管」の耐震裕度1.93、または高圧電源車の電源供給先である「パワーセンタ」、 「コントロールセンタ」、制御機能に必要な「計装ラック」および起因事象の発生により全交流電源喪失状態となった中での唯一の高圧炉心注水機能に必要な「原子炉隔離時冷却系のポンプ等」の許容津波高さ標高15.3mの境界線にクリフエッジが存在する。

なお、消防車による原子炉への注水の際に使用する消火系配管および復水補給水系配管については、耐震補強工事を平成24年2月までに実施し、基準地震動 S_s 相当の地震発生時においても、その機能が期待できるようにするとともに、高圧電源車による電源供給や消防車による代替注水が確実に実施できるよう、手順書を定め、体制を整備し、定期的に訓練を行っている。

以上のことから、緊急安全対策の実施により、原子炉にある燃料の冷却について、設計基準地震動 S_s を超える地震および設計津波高さ（標高約5m）を超える津波に対して信頼性が向上していることを確認した。（図5.3-2）

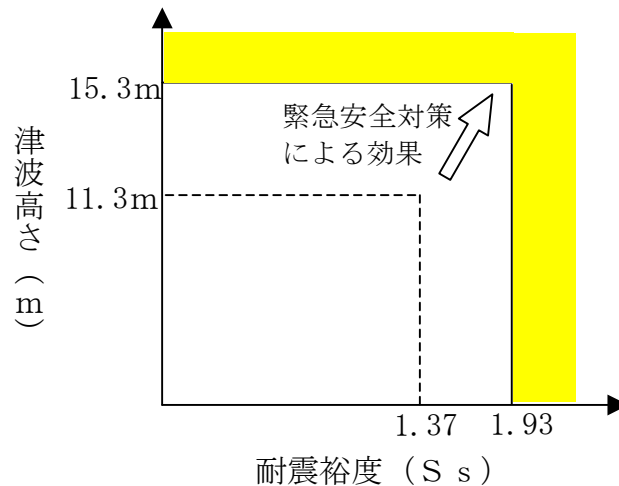


図5.3-2 緊急安全対策実施前後でのクリフエッジ評価結果（原子炉）

また、志賀原子力発電所では、地震・津波に対して発電所のより一層の信頼性向上を図るため、4.2(7)項および4.3項に記載のとおり、今後更なる対策等を講じることとしている。

これらの対策を講じることにより、以下のような効果がさらに見込めるようになり、地震・津波に対して、信頼性がより一層向上するものと認識している。

(a) 電源確保

ア 非常用電源（大容量）の配備

非常用ディーゼル発電機の代替電源として、原子炉の状態監視計器や原子炉の冷却・除熱維持に必要な機器等に必要な電力を安定的に供給することができるようになり、発電所の安全性を一層高めることができる。

イ 外部電源早期復旧による所内電源の確保（外部電源の信頼性確保）

現状、標高 11.3m に設置している起動変圧器が津波により浸水した場合においても、志賀 1 号機 6.9 k V 非常用母線へ 66 k V 送電線から電力供給を行えるため、外部電源は喪失しない。

さらに志賀 1 号機 6.9 k V 非常用母線へ 500 k V 送電線から電力供給を行えるようにすることとしており、この対策により、万一の場合においても原子炉を安全に冷温停止状態に移行させることができ、発電所の安全性を一層高めることができる。

(b) 除熱機能の確保

除熱機能の確保に関する対策としては、「(a) 浸水した電動機の洗浄・乾燥用の資機材の配備」，「(b) 原子炉補機冷却系ポンプの予備電動機の配備」，「(c) 原子炉補機冷却海水ポンプ代替品の配備」および「(d) 水源の多様化」を実施することとしている（(a)および(d)は実施済み）。

これらの対策により、敷地内に津波が浸水した場合にその機能喪失の可能性が高い原子炉補機冷却水ポンプおよび原子炉補機冷却海水ポンプの早

期復旧が可能となり、万一の場合においても原子炉を安全に冷温停止状態に移行させることができ、発電所の安全性を一層高めることができる。

(c) 発電所敷地内への浸水防止対策

ア 防潮堤の構築・取水槽および放水槽廻りへの防潮壁の設置

津波が発生した際、原子炉施設の浸水を防止するため、発電所敷地西側（海側）に標高 15mの防潮堤を設置するとともに、取水槽および放水槽廻り等に標高 15mの防潮壁を設置することとしている。

これにより、標高 15mの津波が発生した場合においても、敷地内への浸水を確実に防止することができ、これまで標高 11.3m以上の津波で発生が想定された「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」、「外部電源喪失」といった起因事象の発生が、標高 15mの津波までは確実に発生しないこととなる。

イ 海水熱交換器建屋の浸水対策の強化

海水熱交換器建屋内にある冷却ポンプ電動機の予備品等の配備により、その復旧が速やかに行えるようにしているが、津波によるポンプの浸水を防止するため、海水熱交換器建屋の扉の水密化等を実施することとしている。これにより、除熱機能維持の更なる信頼性向上が可能となる。

(d) 防災時のその他強化策等

その他、「緊急時対策棟の設置」、「防災資機材専用倉庫の設置」、「シビアアクシデントへの対応策」および「緊急時協力会社集合棟の設置」などを行うこととしている。

(2) 使用済燃料貯蔵プールにある燃料に対する評価結果

a 起因事象の選定結果

5.1項および5.2項の検討結果から、考慮すべき起因事象として、地震側の起因事象は、「外部電源喪失」を対象とし、津波側の起因事象は「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」を対象とすればよい。

すなわち、起因事象としては、「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」と「外部電源喪失」の同時発生を対象とすればよい。

b 影響緩和機能および関連する設備等の特定ならびに収束シナリオの特定結果

a項で記載した起因事象について、添付-5.3-2のとおりイベントツリーを作成し、次の2つの収束シナリオを特定した。

シナリオ①、②：

シナリオ①では、起因事象発生の後、緊急安全対策として整備した高圧電源車による電源供給機能が確保され、そのときの状況に応じて、復水補給水系や消火系による使用済燃料貯蔵プールへの注水を試み、いずれの手段も動作失敗した状況においても最終手段として緊急安全対策と

して整備した消防車による注水を行うことで使用済燃料貯蔵プールにある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ②では、緊急安全対策として整備した高圧電源車による電源供給機能が確保できず、緊急安全対策として整備した消防車による注水で使用済燃料貯蔵プールにある燃料の重大な損傷に至る事態は回避する。

いずれのシナリオにおいても、緊急安全対策として整備した消防車による注水機能が確保されればよい。

c クリフエッジの特定結果

b項で特定した収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐震裕度および許容津波高さをそれぞれ5.1.3(2)bおよび5.2.3(2)bの評価結果を用いて添付-5.3-2に整理する。

添付-5.3-2に基づき、b項で特定した2つの収束シナリオの耐震裕度および許容津波高さを評価した結果を表5.3-2にまとめる。

表5.3-2 地震と津波の重畳における評価結果

収束シナリオ	地震評価		津波評価	
	耐震裕度	機能喪失箇所	許容津波高さ	機能喪失箇所
①	2.00	高圧電源車転倒または使用済燃料貯蔵プール損傷	標高15.3m	高圧電源車の電源供給先である「パワーセンタ」、「コントロールセンタ」
②	2.00	使用済燃料貯蔵プール損傷	標高20m以上	—

表5.3-2より、津波に対しては、標高20mまでの範囲でクリフエッジが確認されなかったことから、耐震裕度が2.00以上で使用済燃料貯蔵プールにある燃料の重大な損傷を回避する手段がなくなるため、これをクリフエッジとして特定した。

d 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

緊急安全対策実施前では、使用済燃料貯蔵プールへの注水は、アクシデントマネジメント策である志賀2号機からの電源融通により電源を確保し、燃料プール補給水系、復水補給水系若しくは消火系から注水する手段、またはアクシデントマネジメント策のディーゼル消火ポンプによる消火系から代替注水する手段を想定していた。

しかし、津波高さが標高11.3mを超え、起因事象が発生した場合、志賀2号機からの電源融通は津波による必要機器等の浸水により機能が期待できないこ

と、消火ポンプや消火系配管は、耐震B、Cクラス設備であり、基準地震動S_s相当の地震発生時にその機能は評価上期待できないため、早期に外部電源を復旧することが必要であった。

したがって、5.1項および5.2項の検討結果も踏まえると、緊急安全対策実施前は耐震裕度1.37、または津波高さ標高11.3mの境界線にクリフエッジが存在していた。

緊急安全対策実施後は、高圧電源車による電源供給手段および消防車による代替注水手段が整備され、復水補給水系が健全であった場合にはその電源供給が可能となったこと、および消防車による使用済燃料貯蔵プールへの注水が可能となったことにより、燃料の重大な損傷を防止することができるようになった。

この場合、使用済燃料貯蔵プール損傷の耐震裕度2.00にクリフエッジが存在する。

なお、消防車による使用済燃料貯蔵プールへの注水の際に使用する消火系配管および復水補給水系配管については、耐震補強工事を平成24年2月までに実施し、基準地震動S_s相当の地震発生時においても、その機能が期待できるようにするとともに、高圧電源車による電源供給や消防車による代替注水（消防用ホースによる直接注水含む）が確実に実施できるよう、手順書を定め、体制を整備し、定期的に訓練を行っている。

以上のことから、緊急安全対策の実施により、使用済燃料貯蔵プールにある燃料の冷却について、設計基準地震動S_sを超える地震および設計津波高さ（標高約5m）を超える津波に対して信頼性が向上していることを確認した。

さらに、(1)d項で記載のとおり、4.2(7)項および4.3項に記載する更なる対策等により、地震・津波に対して信頼性がより一層向上するものと認識している。

5.3.4 評価結果のまとめ

地震と津波の重畳に対してクリフエッジを生じる起因事象は、「最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失」、「外部電源喪失」の同時発生であると特定された。

この起因事象について影響緩和機能のイベントツリーを作成し、評価を行ったところ、地震と津波との重畳に対するクリフエッジの存在を確認し、原子炉にある燃料に対しては、「耐震裕度 1.93 または津波高さ標高 15.3mの境界線」と特定した。

また、使用済燃料貯蔵プールにある燃料に対しては、津波に対しては、標高20mまでの範囲でクリフエッジが確認されなかったことから、「耐震裕度 2.00以上」と特定した。

以上より、地震と津波の重畳に対するクリフエッジは、原子炉にある燃料に関するクリフエッジが使用済燃料貯蔵プールにある燃料に関するクリフエッジよりも小さいことから、プラント全体としてのクリフエッジは、原子炉にある燃料に関するクリフエッジと同じであると特定した。

5.4 全交流電源喪失

本事象は、原子炉の出力運転中または停止中に、送電系統または所内主発電設備の故障等により外部電源がすべて喪失し、かつ非常用ディーゼル発電機の起動失敗または運転継続失敗により所内のすべての交流電源が喪失(全交流電源喪失)することを想定する。本事象により、交流電源を駆動源とする動的機器および海水による冷却系を要する機器はすべて機能喪失するものとする。

全交流電源喪失が発生した場合、安全保護系からの信号により、原子炉は自動停止するが、原子炉は停止後も崩壊熱を発生することから、継続して冷却する必要がある。

通常、崩壊熱は、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)で原子炉より取り出し、原子炉補機冷却系で熱交換を行うことで、最終的には海に放出される。

全交流電源喪失時には、交流電源を駆動源とする残留熱除去系のポンプは機能喪失することから、原子炉で発生する蒸気を駆動源とする原子炉隔離時冷却系により原子炉冷却を継続する。

また、使用済燃料貯蔵プールについては、通常、燃料プール冷却浄化系により使用済燃料の崩壊熱を除去するとともに、復水補給水系により保有水の補給を行うが、全交流電源喪失時には、交流電源を駆動源とするこれらの系統は機能喪失することから、崩壊熱除去のためには、蒸発により失われる使用済燃料貯蔵プールの保有水を補給する必要がある。緊急安全対策にて整備した高圧電源車から電源供給を受けた燃料プール補給水系または復水補給水系を用いた方法や消防車から消火系設備等を用いた方法により給水を継続する。

5.4.1 評価実施事項

指示文書による評価実施項目は以下のとおりである。

- (1) 内的事象 P S A の知見を踏まえて、全交流電源喪失を起因事象として燃料の重大な損傷に至る事象の過程を明らかにする。
- (2) (1) 項において特定された事象の過程および外部電源喪失から全交流電源喪失への進展過程を踏まえ、全交流電源喪失の継続時間を明らかにし、クリフエッジの所在を特定する。
- (3) 特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。

5.4.2 評価方法

原子炉にある燃料および使用済燃料貯蔵プールにある燃料を対象に以下の評価を実施する。

- (1) 外部電源喪失から全交流電源喪失までの事象の過程の特定

外部電源喪失から全交流電源喪失に至る事象の過程(事故シナリオ)をイベントツリーで特定し、事故シナリオを分析する。

また、非常用ディーゼル発電機等のバックアップ電源の構成を明らかにして、事故シナリオの中でのバックアップ電源の有効性および限界（バックアップ電源の継続時間等）を明らかにする。

(2) 全交流電源喪失から燃料の重大な損傷までの事象の過程の特定

全交流電源喪失を起因事象として燃料の重大な損傷に至る事象の過程（事故シナリオ）をイベントツリーで特定し、事故シナリオを分析する。

また、全交流電源喪失時に、燃料の重大な損傷を防止するために使用できる防護措置を明らかにする。

なお、特定した防護措置には、所要の安全機能を直接果たす緩和システム等と、当該防護措置が機能を果たすのに必要となるサポートシステム等を含む。

以上の評価の前提条件は以下のとおりとする。

- a 地震、津波等の外部事象による設備への影響は考慮しない。
- b イベントツリーの作成にあたっては、外部電源の復旧および非常用ディーゼル発電機の復旧は考慮しない。
- c 対象とする防護措置は、以下の(a)～(d)に分類して示す。
 - (a) 基本設計段階で採用した設備
 - (b) 整備済みのアクシデントマネジメント設備
 - (c) 緊急安全対策
 - (d) 更なる対策

なお、設置していないが、計画が明らかになっている設備による防護措置は、上記の(a)～(d)に該当する防護措置とは区別して評価を行う。

(3) 全交流電源喪失の継続時間およびクリフエッジの所在の特定

(2)項において特定した事象の過程（事故シナリオ）に基づき、全交流電源喪失の継続時間の評価を行う。

本評価では、クリフエッジを「全交流電源喪失時に燃料の重大な損傷を防止するための機能がすべて喪失するまでの時間」とし、(2)項において特定した防護措置が有する機能がすべて喪失するまでの時間を評価する。なお、すべての防護措置が機能喪失してから燃料の重大な損傷に至るまでの時間は、保守的に継続時間に含めないこととする。

以上の評価の前提条件は以下のとおりとする。

- a クリフエッジの特定に際しては、全交流電源喪失時に作動する防護措置（緩和システム等）について、機器の継続運転の制約条件（水源の枯渇、蓄電池の枯渇、環境条件の悪化等）を考慮する。
- b 最も厳しいプラント状態として、志賀1号機の出力運転状態を初期状態とするとともに、使用済燃料貯蔵プールについては1炉心分を除いたすべての使用済燃料貯蔵ラックに使用済燃料が貯蔵された状態を想定する場合（以下、「運転

時」という。)と、原子炉停止後速やかに全燃料が原子炉から使用済燃料貯蔵プールに取り出され、使用済燃料貯蔵プールが使用済燃料で満たされた状態を想定する場合(以下、「停止時」という。)について評価する。

また、隣接する志賀2号機の防護措置による志賀1号機への影響を考慮するため、志賀2号機についても出力運転状態で全交流電源喪失が発生し、原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水が必要となっている事象を想定する。

- c 継続時間評価においては、起因事象発生後、原子炉は停止状態に移行し、燃料の崩壊熱除去を継続するものとして、また、使用済燃料貯蔵プールについては燃料の崩壊熱による蒸発のため低下する使用済燃料貯蔵プールの水位を水補給により維持するものとして評価する。
- d 高圧電源車や消防車の燃料など発電所内で共有して使用するものについては、志賀1号機の評価結果が厳しくなるよう、志賀2号機への対応も並行して実施することを仮定して評価する。

(4) 事故シナリオの進展を防止する措置の効果の評価

特定した防護措置ごとに、燃料の重大な損傷の防止または燃料の重大な損傷までの余裕時間の増加に及ぼす効果を多重防護の観点から確認する。

また、防護措置が機能喪失した場合、その機能を代替する措置を明確にし、防護措置および代替措置の種類と数を確認し、全交流電源喪失に対するプラント全体としての安全裕度を明らかにする。

具体的には、全交流電源喪失に対する設備設計上および防護措置による対応の結果、燃料の重大な損傷に進展させないための余裕時間を比較する。

5.4.3 評価結果

(1) 外部電源喪失から全交流電源喪失までの事故シナリオの特定結果

a 設備概要

志賀原子力発電所の送電線は、500 kV送電線2回線、275 kV送電線2回線および66 kV送電線1回線で構成している。(添付-5.4-1)

志賀1号機に接続する送電線は、275 kV送電線2回線および66 kV送電線1回線で構成されており、発生した電力は275 kV送電線2回線で、当社の電力系統へ送電される。これら275 kV送電線は1回線停止時においても志賀1号機を全出力運転できる送電能力がある。(添付-5.4-2)

通常運転時には、所内電力は、主として発電機から所内変圧器を通して受電するが、275 kV送電線から起動変圧器を通して受電することができる。また、66 kV送電線を予備電源として使用することができる。

高圧母線は、常用2母線および非常用3母線で構成し、また、低圧母線は、常用2母線および非常用3母線で構成する。

所内の設備は、工学的安全施設を含む安全重要度の特に高い設備とそれ以外の設備に分け、それぞれ非常用母線、常用母線に接続し、高圧の非常用母線に

は非常用ディーゼル発電機 2 台と高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台の計 3 台の非常用ディーゼル発電機を設置している。(添付-5.4-3)

原子炉施設の安全のため、常に確実なる電源を必要とする設備に対しては、蓄電池を設け、また、確実かつ安定した交流の計測制御電源を必要とする設備に対しては、無停電交流電源を設置している。

直流電源は、非常用所内電源として、115V 所内用 2 系統および 115V 高圧炉心スプレイ系用 1 系統、所内動力電源として 230V 所内用 1 系統の計 4 系統から構成する。(添付-5.4-4)

b 事故シナリオの特定

志賀 1 号機は、志賀原子力線 1 ルート (2 回線/ルート) または赤住線 1 ルート (1 回線/ルート) から外部電源を受電することができるため、送電線事故による外部電源喪失の可能性は非常に小さい。

しかし、何らかの原因により外部電源喪失が発生した場合、動力用電源が喪失するため、非常用ディーゼル発電機の起動による早急な非常用電源確保が原子炉の安全停止 (水位確保含む) に必要となる。また、その後の原子炉や使用済燃料貯蔵プールの安定冷却のためには、外部電源の復旧または非常用ディーゼル発電機の継続運転による原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水や原子炉格納容器からの除熱が必要となる。

外部電源喪失から全交流電源喪失に至る事象の進展は、図 5.4.3-1 に示すイベントツリーから以下の過程を経る。

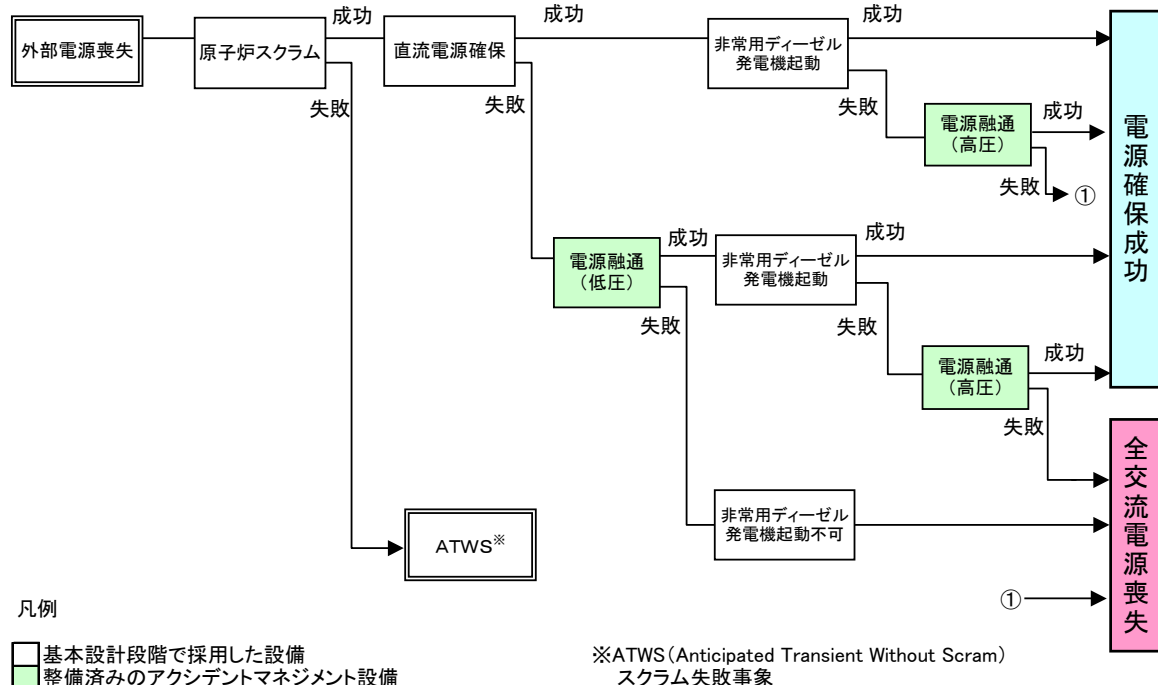


図 5.4.3-1 外部電源喪失から全交流電源喪失までのイベントツリー

(a) 直流電源の喪失

外部電源喪失時の非常用ディーゼル発電機の起動には、蓄電池からの直流電源が必要である。

蓄電池の機能喪失が発生した場合で、かつアクシデントマネジメント策として整備した高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機または志賀2号機からの電源融通も失敗した場合、非常用ディーゼル発電機は起動できず、全交流電源喪失事象となる。

(b) 非常用ディーゼル発電機の機能喪失

外部電源喪失時、非常用ディーゼル発電機が以下のような要因で機能喪失した場合、全交流電源喪失事象となる。

①非常用ディーゼル発電機起動失敗

- ・信号系の故障による自動起動失敗（手動起動により再起動は可能）
- ・非常用ディーゼル発電機本体の異常による起動失敗

②非常用ディーゼル発電機継続運転失敗

③非常用ディーゼル発電機本体の故障

④サポート機能（非常用ディーゼル発電機の冷却水）の喪失による継続運転失敗

⑤非常用ディーゼル発電機の燃料枯渇による継続運転失敗

志賀1号機の非常用ディーゼル発電機は、多重性を考慮し3台備え、各々非常用高圧母線に接続するとともに、配電盤、制御盤ともそれぞれ独立した部屋に設置している。

外部電源喪失が発生し、非常用高圧母線が停電すると、非常用ディーゼル発電機は自動起動し、外部電源の復旧までの間、原子炉の安全停止（水位確保含む）や原子炉格納容器からの除熱に必要な電源を供給する。

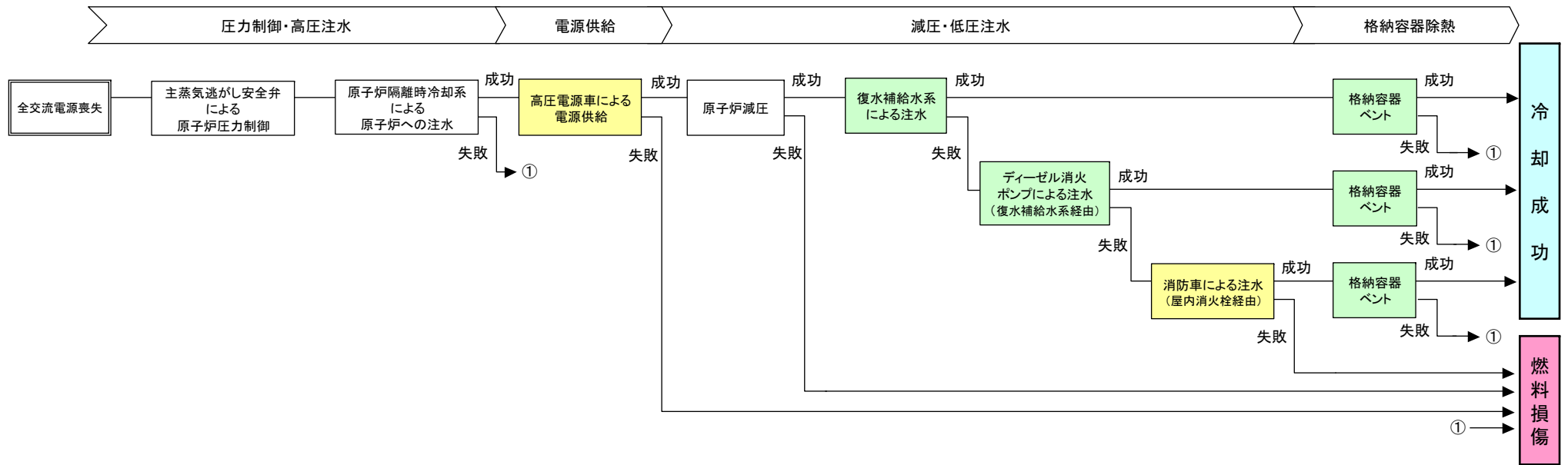
非常用ディーゼル発電機の燃料については、軽油タンク2基を発電所構内に設置しており、外部からの支援がない場合であっても、出力運転中の原子炉が停止後、冷温停止になり、その状態を維持するための電力の供給を非常用ディーゼル発電機で約12日間継続することが可能である。（添付-5.4-5）

なお、この期間を利用して、外部電源の復旧や軽油タンク等への燃料補給を実施する。

(2) 全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事故シナリオの特定結果

原子炉については、運転時に全交流電源喪失が発生した場合、自動停止するが、交流電源を駆動源とする動的機器の機能喪失により、原子炉への注水機能および最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失に至る。こうした事態においては、原子炉への注水は、直流電源（蓄電池）から電源供給を受け、原子炉の蒸気により駆動することができる原子炉隔離時冷却系により実施される。原子炉隔離時冷却系による原子炉への注水は、直流電源（蓄電池）からの電源供給が可能な期間（約8時間）は継続可能（添付-5.4-6）であるが、直流電源（蓄電池）が枯渇するとその機能は喪失する。その結果、原子炉の水位が徐々に低下し、燃料が露出し、燃料の重大な損傷に至る。

これらの過程をイベントツリーの形式で整理したものを図 5.4.3-2示す。



凡例

- 基本設計段階で採用した設備
- 整備済みのアクシデントマネジメント設備
- 緊急安全対策

図 5.4.3-2 全交流電源喪失時のイベントツリー (原子炉)

一方、使用済燃料貯蔵プールについては、全交流電源喪失に伴い使用済燃料貯蔵プールの冷却機能が喪失するため、使用済燃料貯蔵プールの水温が徐々に上昇し、プール水の蒸発量が増大する。また、全交流電源喪失に伴い燃料プール補給水系および復水補給水系の機能が喪失しているため、使用済燃料貯蔵プールへの注水を実施できず、その結果、使用済燃料貯蔵プールの水位が徐々に低下し、最終的に使用済燃料が露出して燃料の重大な損傷に至る。

これらの過程をイベントツリーの形式で整理したものを図 5.4.3-3に示す。

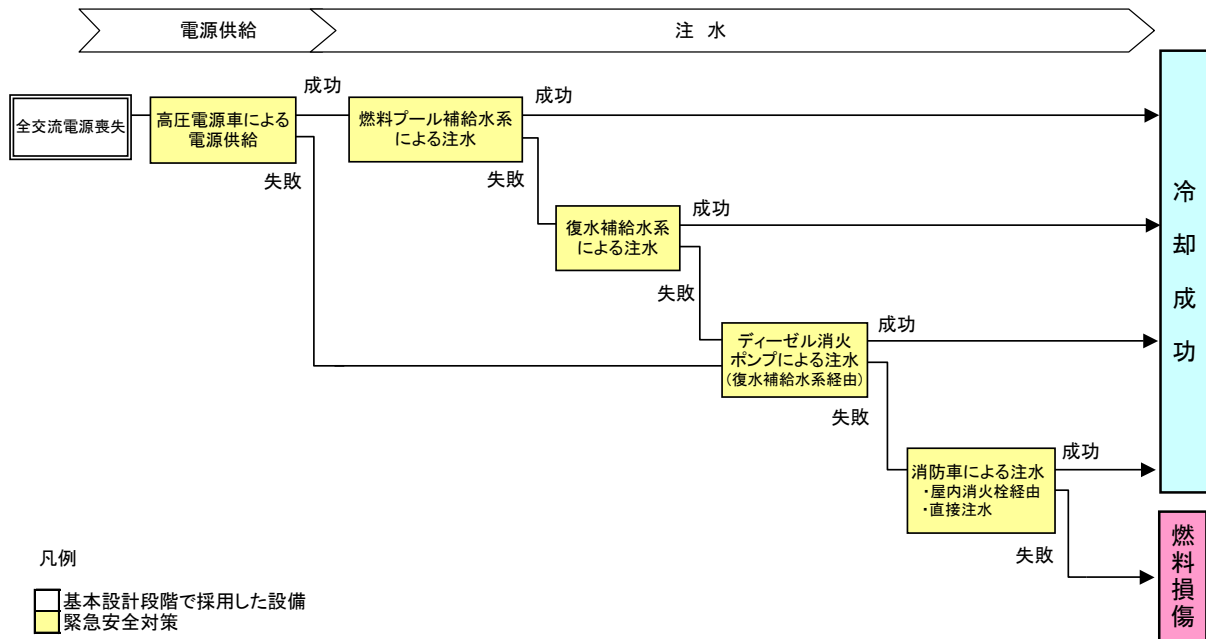


図 5.4.3-3 全交流電源喪失時のイベントツリー（使用済燃料貯蔵プール）

全交流電源喪失事象が発生した場合に原子炉および使用済燃料貯蔵プールにある燃料の重大な損傷を防止するためには、注水機能および電源機能を維持する必要があります。これらの機能に係る設備について表 5.4.3-1、表 5.4.3-2および表 5.4.3-3に示すとともに、設備の概要および保全内容を添付-5.4-7に示す。

表 5.4.3-1 注水機能に係る防護措置

緩和機能	対象設備	駆動源	水源
原子炉への注水機能	原子炉隔離時冷却系(a)×1式	直流電源(a) 高圧電源車(c)	復水貯蔵タンク(a)
	復水移送ポンプ(b)×3台(2台予備)	高圧電源車(c)	
	ディーゼル消火ポンプ(b)×1台	軽油(c)	ろ過水タンク(b)
	消防車(c)×1台 消防車(d)×1台(予備)		ろ過水タンク(b) 原水受入タンク(a) 耐震防火水槽(c)
使用済燃料貯蔵プールへの注水機能	燃料プール補給水ポンプ(a)×1台	高圧電源車(c)	復水貯蔵タンク(a)
	復水移送ポンプ(a)×3台(2台予備)		ろ過水タンク(b)
	ディーゼル消火ポンプ(b)×1台	軽油(c)	ろ過水タンク(b)
	消防車(c)×1台 消防車(d)×1台(予備)		ろ過水タンク(b) 原水受入タンク(a) 耐震防火水槽(c)

表 5.4.3-2 水源補給手段に係る防護設備

水 源	補給方法	対象設備	駆動源
復水貯蔵タンク(a) (1基)	純水タンク(a)* より淡水補給	純水移送ポンプ(a)*×3台 (2台予備)	低圧発電機(軽油)(c)
ろ過水タンク(b) (2基)	原水受入タンク(a) より淡水供給	消防車(c)×1台 消防車(d)×1台(予備)	軽油(c)
	大坪川ダム(a) より淡水供給	取水ポンプ(d)×1台 (非常用)	低圧発電機(軽油)(d)
原水受入タンク(a) (1基)	大坪川ダム(a) より淡水供給	取水ポンプ(a)×1台	低圧発電機(軽油)(d)
		取水ポンプ(d)×1台 (非常用)	
耐震防火水槽(c) (1基)	大坪川ダム(a) より淡水供給	取水ポンプ(d)×1台 (非常用)	低圧発電機(軽油)(d)
	放水槽(a)より 海水供給	水中ポンプ(c)×1台	低圧発電機(軽油)(c)

表 5.4.3-3 電源機能に係る防護措置

緩和機能	対象設備	駆動源
非常用所内電源系 統への電源供給	直流電源(a)×1式	蓄電池(a)
	高圧電源車(c)×2台	軽油(c)

※本評価では、全交流電源喪失事象が志賀1, 2号機同時に発生すると仮定しており、純水タンクからの水補給は、志賀2号機復水貯蔵タンクのみとする。

分類
(a) 基本設計段階で採用した設備
(b) 整備済みのアクシデントマネジメント設備
(c) 緊急安全対策
(d) 更なる対策

これらの設備については、保全プログラムまたは社内手順に従って設備の保全を実施することで、健全性の維持および確認を行っている。

特に、全交流電源喪失時に運転可能な設計である原子炉隔離時冷却系については、以下の内容を考慮し、本評価において、その機能は維持されると想定する。

- ・志賀1号機の原子炉隔離時冷却系は、安全重要度分類上、MS-1に分類される重要度の高いシステムであり、信頼性の高い設計となっている。
- ・定期検査毎に社内の点検および国の定期検査を受検するとともに、プラント運転時には毎月1回の定例試験により、機器の健全性を確認し、信頼性を確保している。

(3) 全交流電源喪失の継続時間およびクリフェッジの所在の特定

(2)項で特定した事故シナリオを踏まえ、全交流電源喪失時の継続時間を5.4.2(3)項に記載のとおり、「運転時」および「停止時」において、全交流電源喪失時の注水機能の継続時間、電源機能の継続時間の評価から特定するとともに、これらの機能喪失(クリフェッジ)の所在の特定を行った。

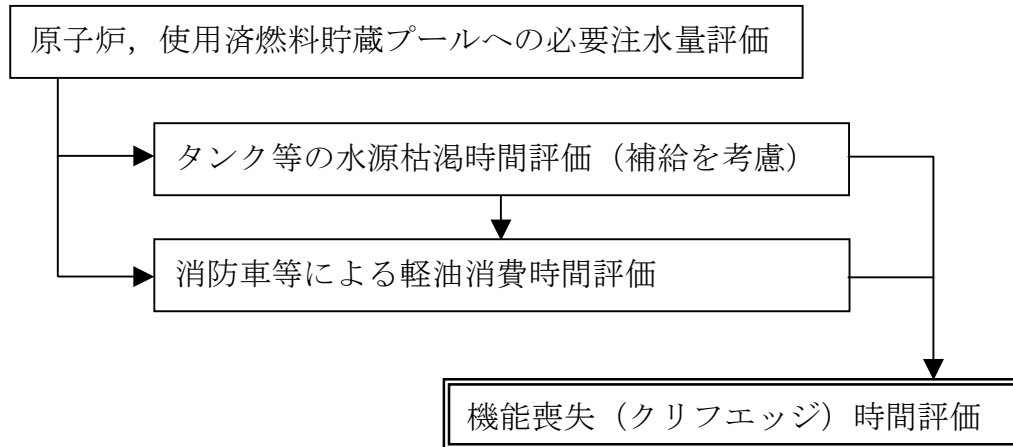
ここで、注水機能については、原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの必要注水量評価結果から、タンク等の水源枯渇時間の評価およびディーゼル消火ポンプや消防車による軽油消費時間から機能喪失(クリフェッジ)となる時間評

価を行った。

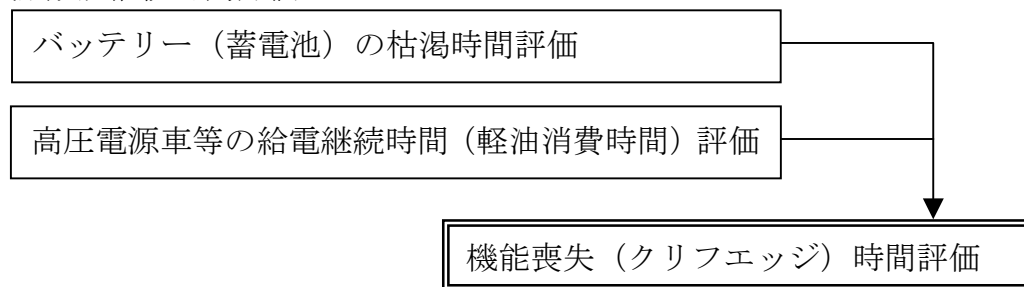
電源機能については、バッテリー（蓄電池）の枯渇時間、高圧電源車等の給電継続時間から機能喪失（クリフエッジ）となる時間評価を行った。

継続時間評価フローを以下に示す。

<注水機能継続時間評価>



<電源機能継続時間評価>



a 運転時の評価

(a) 注水機能継続に係る評価

ア 評価に際しての想定手順等

(ア) 原子炉にある燃料に対する評価

以下に評価に際しての想定手順等を示す。なお、想定手順の中に出てくる①～⑤の数値は、図 5.4.3-4に示す当該数値の部分の説明していることを意味する。

- i. 全交流電源喪失発生後、原子炉への淡水の注水は原子炉隔離時冷却系（RCIC）①により実施するものとする。
- ii. 原子炉隔離時冷却系への直流電源（蓄電池）は、高圧電源車からの非常用母線による電源供給により枯渇は想定しない。
また、高圧電源車による電源供給により、復水補給水系②による代替注水や格納容器ベント弁の中央制御室からの遠隔操作等は可能とする。
- iii. 全交流電源喪失発生から約49時間で原子炉格納容器の圧力が最高使用圧力に到達する。（ここで格納容器ベントを行うことを想定）
- iv. 原子炉隔離時冷却系は、水源である復水貯蔵タンクが枯渇した場合、

機能喪失するものと想定する。

機能喪失の前に主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧を行うとともに、ろ過水タンク（2基：志賀1，2号機共用）を水源とするディーゼル消火ポンプ③により、原子炉へ淡水を注水することを想定する。また、ディーゼル消火ポンプは軽油を燃料としており、発電所内に備蓄している軽油から適宜補給できると想定する。

さらに、ろ過水タンクには大坪川ダム（有効保有水量約36万 m^3 ）から水を補給できるものとする。なお、大坪川ダムからの水補給に用いる取水ポンプは、専用の低圧発電機を電源としている。

- v. ディーゼル消火ポンプの故障の際には、ろ過水タンクまたは原水受入タンクを水源とし、消防車④により、消火系設備から原子炉へ淡水を注水することを想定する。
- vi. 大坪川ダムからの水補給に用いる取水ポンプが故障し、ろ過水タンク等が枯渇した場合は、放水槽から水中ポンプにより海水を取水し、耐震防火水槽を水源とし、消防車⑤により、消火系設備から原子炉へ海水を注水することも可能とする。

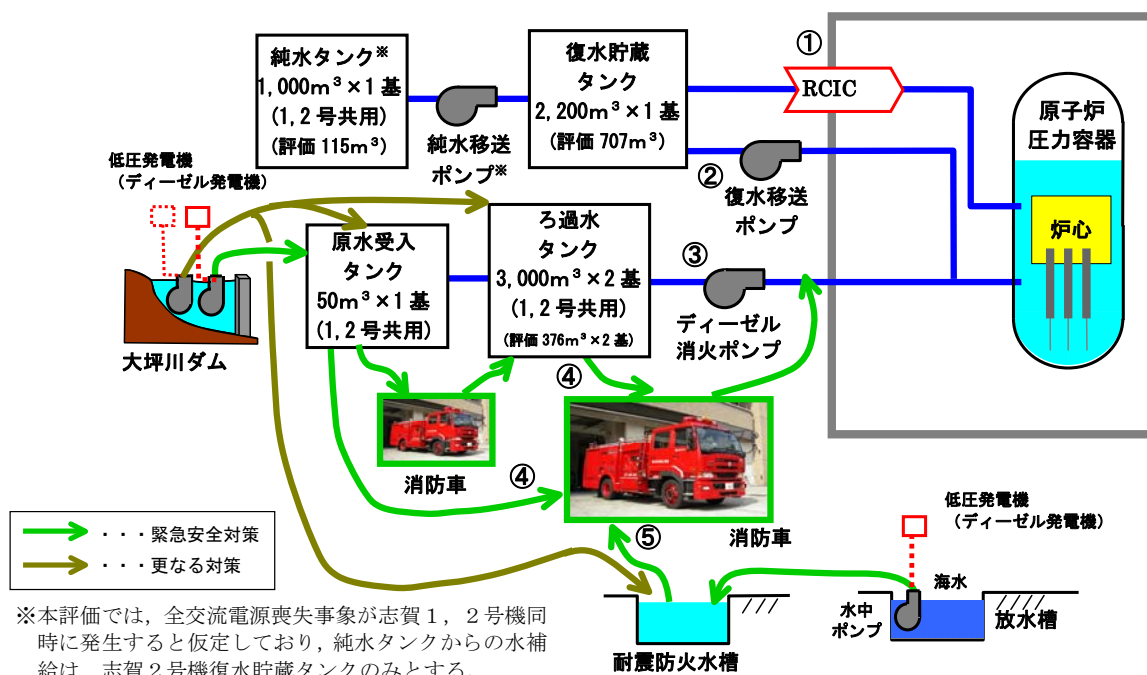


図 5.4.3-4 全交流電源喪失時の原子炉にある燃料の冷却手段

(イ) 使用済燃料貯蔵プールにある燃料に対する評価

以下に評価に際しての想定手順等を示す。なお、想定手順の中に出てくる①～⑥の数値は図 5.4.3-5 に示す当該数値の部分の説明していることを意味する。

- i. 全交流電源喪失発生後、高圧電源車による電源供給により、復水貯蔵タンクを水源とした燃料プール補給水系①から使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水する。また、燃料プール補給水系の故障の際には、復水貯蔵タンクを水源とした復水補給水系②により、使用済燃料貯蔵

蔵プールへ淡水を注水することを想定する。

必要注水量および注水開始時期は以下のとおりとする。

- ・必要注水量 : 約 3 t/h (May-Wittの式を基に算出)
- ・注水開始時期: 使用済燃料貯蔵プールの水温が 100°Cに到達する, 事象発生 25 時間後から開始

ii. 水源である復水貯蔵タンクが枯渇した場合は, ろ過水タンクを水源としたディーゼル消火ポンプ③により, 使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水することを想定する。

また, ディーゼル消火ポンプは軽油を燃料としており, 発電所内に備蓄している軽油から適宜補給できると想定する。

さらに, ろ過水タンクには大坪川ダム (有効保有水量約36万 m³) から水を補給できるものとする。なお, 大坪川ダムからの水補給に用いる取水ポンプは, 専用の低圧発電機を電源としている。

iii. ディーゼル消火ポンプの故障の際には, ろ過水タンクまたは原水受入タンクを水源とし, 消防車④により, 消火系設備から使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水することを想定する。

iv. また, 大坪川ダムから淡水を取水した水槽車⑤または消防車⑤により, 直接, 使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水することを想定する。

v. さらに, 放水槽から水中ポンプにより海水を耐震防火水槽へ取水し, 耐震防火水槽を水源とし, 消防車⑥により, 消火系設備から使用済燃料貯蔵プールへ海水を注水することも可能とする。

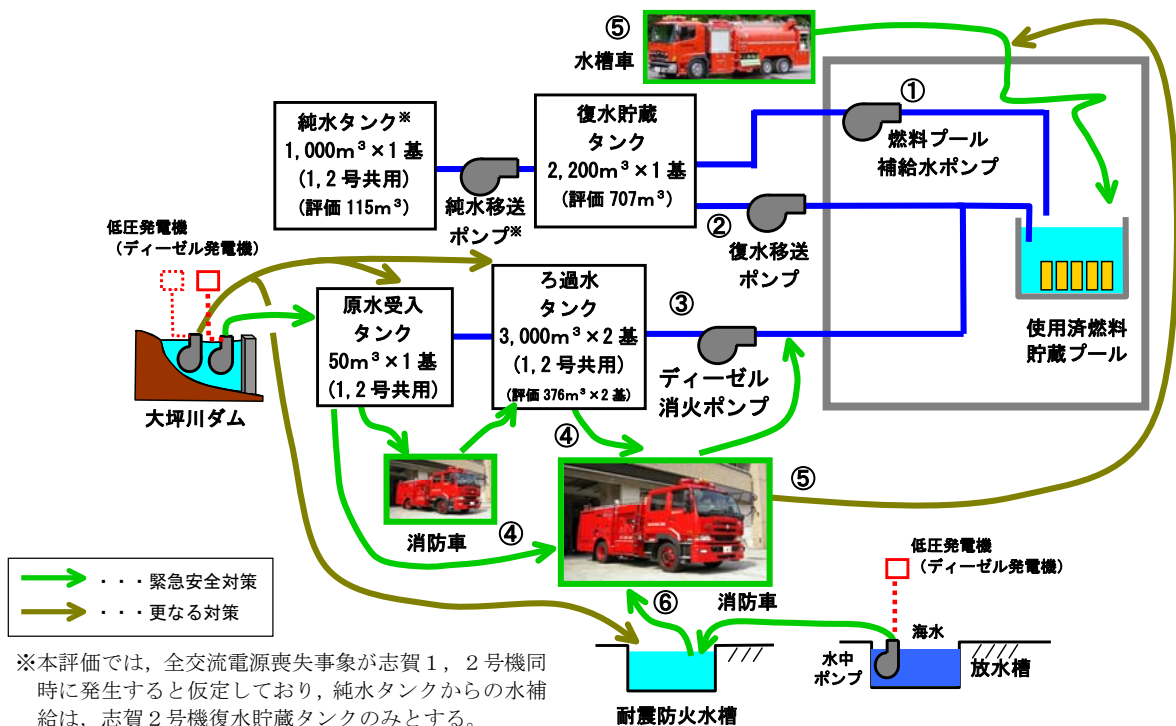


図 5. 4. 3-5 全交流電源喪失時の使用済燃料貯蔵プールにある燃料の冷却手段 (運転時)

イ 評価結果

特定した事故シナリオに基づき評価した結果、事象発生から 40 時間の間、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉隔離時冷却系で原子炉に注水できることを確認した。また、使用済燃料貯蔵プールの水温が 100°C に到達する事象発生 25 時間後から注水を開始すると想定し、15 時間の間、復水貯蔵タンクを水源とした燃料プール補給水系で使用済燃料貯蔵プールに注水できることを確認した。

事象発生から 40 時間後以降は、復水貯蔵タンクが枯渇するため、原子炉減圧を行うとともに、ディーゼル消火ポンプまたは消防車等により原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水を行うこととなる。ディーゼル消火ポンプの水源であるろ過水タンクへは、更なる対策で整備した低圧発電機からの電源供給を受けた大坪川ダム近傍に常設する取水ポンプにより、ダム水を 45 m³/h で補給可能であり、事象発生から 8 時間以内にはろ過水タンクへ水補給を行う体制が整うため、低圧発電機等の駆動が可能な間は、ろ過水タンクは枯渇することはない。

なお、万一、ろ過水タンクの枯渇やディーゼル消火ポンプの故障が発生した場合には、消防車を活用し、大坪川ダムの淡水または海水注入を実施することになる。

一方、ディーゼル消火ポンプおよび消防車による原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水には、燃料（軽油）の供給が必要であるが、発電所に備蓄してある軽油によって、プラント外部からの支援が期待できない場合でも、事象発生から約 70 日間（添付-5.4-8）と長期にわたる原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水継続が可能である。

なお、ディーゼル消火ポンプ等による原子炉への注水時に必要な原子炉減圧機能については、事象発生から約 70 日間（添付-5.4-9）は継続可能であり、注水機能を阻害することはない。

また、最高使用圧力で実施する格納容器ベントについては、中央制御室より遠隔にて、約 70 日間（添付-5.4-10）、格納容器ベントを継続することができる。

種類	分類	事象発生からの時間(日数)														
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	...	69	70
① 1号復水貯蔵タンク	(a)	■		← 40時間												
② ろ過水タンク	(b)	■ 約70日間														
③ 海水(消防車を利用)	(c)	■														

<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> :稼動 </div> <div style="text-align: center;"> :待機 </div> </div>	分類 (a) 基本設計段階で採用した設備 (b) 整備済みのアクシデントマネジメント設備 (c) 緊急安全対策
--	---

以上の評価結果を添付-5.4-11 にまとめる。

(b) 電源機能継続に係る評価

電源機能に対して最も厳しいプラント状態は、志賀1，2号機において同時に高圧電源車が必要となる場合(想定されるすべての負荷に電源供給)であり、これらの条件を仮定してその実効性を評価した結果を添付-5.4-12にまとめて示す。

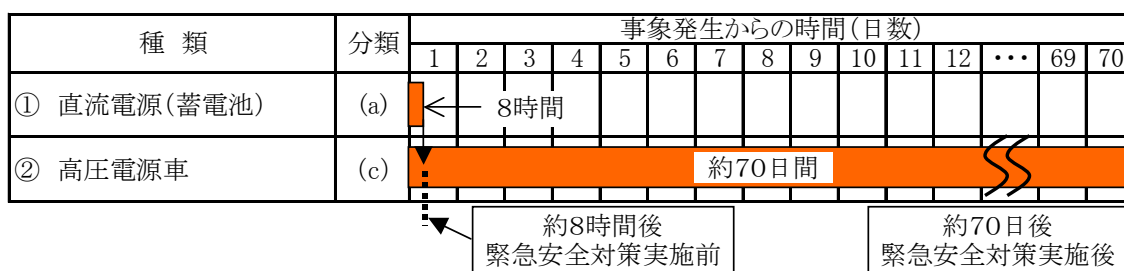
全交流電源喪失が発生した場合、直流電源(蓄電池)により原子炉隔離時冷却系および監視用計器等へ電源が供給されるが、約8時間で枯渇する。全交流電源の喪失後、原子炉の冷却に必要な最低限の電源を供給するため、早期に高圧電源車から非常用母線に電源を供給することとしている。

これにより、従来約8時間で直流電源(蓄電池)が枯渇し、機能喪失する原子炉隔離時冷却系の機能が維持され、原子炉への注水および監視用計器等による監視が長期間可能となるとともに、燃料プール補給水ポンプ等により使用済燃料貯蔵プールへの注水も可能となる。

また、万一、原子炉隔離時冷却系の機能が喪失した場合においても、主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力制御を行い、復水移送ポンプ、ディーゼル消火ポンプまたは消防車等により原子炉へ継続注水することが可能である。

高圧電源車から非常用母線への電力の供給については、作業員17名で着手し、志賀1，2号機同時に対応したときに約5時間で達成できることを訓練実績などから確認しており、全交流電源喪失から原子炉隔離時冷却系の直流電源(蓄電池)が枯渇する事象発生から約8時間以内に完了することが可能である。

また、高圧電源車には燃料(軽油)の供給が必要であるが、発電所に備蓄してある軽油によってプラント外部からの支援が期待できない場合でも、保守的にすべての高圧電源車、低圧発電機および消防車等の同時運転を考慮しても、事象発生から約70日間と長期にわたる運転継続が可能となる。



分類
(a) 基本設計段階で採用した設備
(b) 整備済みのアクシデントマネジメント設備
(c) 緊急安全対策

(c) クリフエッジの特定

(a)項および(b)項の評価結果から、運転時のクリフエッジは原子炉および使用済燃料貯蔵プールのいずれの燃料についても約70日間となる。

b 停止時の評価

(a) 注水機能継続に係る評価

ア 評価に際しての想定手順等

以下に評価に際しての想定手順等を示す。なお、想定手順の中に出てくる①～⑥の数値は図 5.4.3-6に示す当該数値の部分の説明していることを意味する。

- i. 全交流電源喪失発生後、高圧電源車による電源供給により、復水貯蔵タンクを水源とした燃料プール補給水系①から使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水する。また、燃料プール補給水系の故障の際には、復水貯蔵タンクを水源とした復水補給水系②により、使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水することを想定する。

必要注水量および注水開始時期は以下のとおりとする。

- ・必要注水量 : 9 t/h (May-Wittの式を基に算出)
- ・注水開始時期：使用済燃料貯蔵プールの水温が100℃に到達する、事象発生8時間後から開始

- ii. 復水貯蔵タンクの水源が枯渇した場合は、ろ過水タンク（2基：志賀1，2号機共用）を水源としたディーゼル消火ポンプ③により、使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水することを想定する。

また、ディーゼル消火ポンプは軽油を燃料としており、発電所内に備蓄している軽油から適宜補給できると想定する。

さらに、ろ過水タンクには大坪川ダム（有効保有水量約36万m³）から水を補給できるものとする。なお、大坪川ダムからの水補給に用いる取水ポンプは、専用の低圧発電機を電源としている。

- iii. ディーゼル消火ポンプの故障の際には、ろ過水タンクまたは原水受入タンクを水源とし、消防車④により、消火系設備から使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水することを想定する。

- iv. また、大坪川ダムから淡水を取水した水槽車⑤または消防車⑤により、直接、使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水することを想定する。

- v. さらに、放水槽から水中ポンプにより海水を耐震防火水槽へ取水し、耐震防火水槽を水源とし、消防車⑥により、消火系設備から使用済燃料貯蔵プールへ海水を注水することも可能とする。

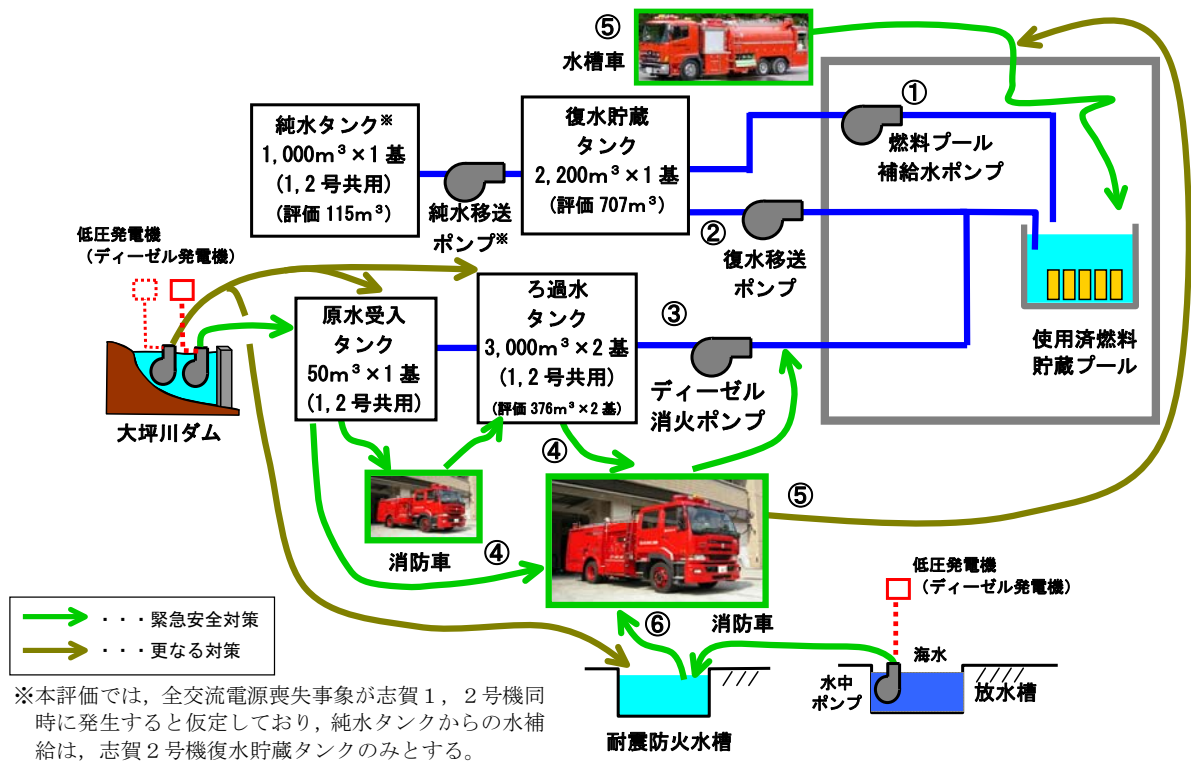


図 5.4.3-6 全交流電源喪失時の使用済燃料貯蔵プールにある燃料の冷却手段 (停止時)

イ 評価結果

特定した事象の過程に基づき評価した結果、使用済燃料貯蔵プールの水温が 100℃に到達する事象発生 8 時間後から注水を開始すると想定し、注水開始から 78 時間の間、復水貯蔵タンクを水源とした燃料プール補給水系で使用済燃料貯蔵プールに注水できることを確認した。

事象発生から 86 時間後以降は、復水貯蔵タンクが枯渇するため、ディーゼル消火ポンプまたは消防車等により使用済燃料貯蔵プールへの注水を行うこととなる。ディーゼル消火ポンプの水源であるろ過水タンクへは、更なる対策で整備した低圧発電機からの電源供給を受けた大坪川ダム近傍に常設する取水ポンプにより、ダム水を 45 m³/h で補給可能であり、事象発生から 8 時間以内にはろ過水タンクへ水補給を行う体制が整うため、低圧発電機等の駆動が可能な間は、ろ過水タンクは枯渇することはない。

一方、ディーゼル消火ポンプおよび消防車による使用済燃料貯蔵プールへの注水には、ディーゼル消火ポンプ等への燃料（軽油）の供給が必要であるが、発電所に備蓄してある軽油によって、プラント外部からの支援が期待できない場合でも、事象発生から約 70 日間と長期にわたって使用済燃料貯蔵プールへの注水継続が可能となる。

なお、万一、ろ過水タンクの枯渇やディーゼル消火ポンプの故障が発生した場合には、消防車を活用し、大坪川ダムの淡水または海水の注入を実施することになる。

種類	分類	事象発生からの時間(日数)																		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	...	69	70				
① 1号復水貯蔵タンク ※	(a)	[稼動]				← 78時間														
② ろ過水タンク	(b)	[稼動] 約70日間																		
③ 海水(消防車を利用)	(c)	[待機]																		

※使用済燃料貯蔵プールの水温が 100℃ に到達する 8 時間後から注水を開始。

[稼動] :稼動 [待機] :待機

分類
 (a) 基本設計段階で採用した設備
 (b) 整備済みのアクシデントマネジメント設備
 (c) 緊急安全対策

以上の評価結果を添付-5.4-11 にまとめる。

(b) 電源機能継続に係る評価

停止時における電源の必要負荷は、運転時と比べ、必要となる注水機能が少ないため小さいが、保守的に志賀 1, 2 号機ともに想定されるすべての負荷に電源供給が必要となり、高圧電源車が全台必要となる場合を想定すれば、a (b) 項に示す運転時の評価結果と同様となる。

(c) クリフエッジの特定

(a) 項および(b) 項の評価結果から、停止時のクリフエッジは使用済燃料貯蔵プールにある燃料については約70日間となる。

以上、「注水機能継続に係る評価」および「電源機能継続に係る評価」の結果を表 5.4.3-4 にまとめる。

表 5.4.3-4 注水機能および電源機能の継続時間評価結果

	継続時間
注水機能	約70日間
電源機能	約70日間

(4) 事故シナリオの進展を防止する措置の効果の評価結果

a 注水機能継続に係る評価結果

(3) 項より、注水機能については、プラント外部からの支援がない場合、高圧電源車および消防車等の燃料(軽油)枯渇がクリフエッジとなるが、全交流電源喪失事象発生後、添付-5.4-11のとおり、原子炉への注水機能については、復水貯蔵タンク、ろ過水タンク(大坪川ダムからの補給含む)の順に水源を切り替え、合計で約70日間維持できる。

このうち、「基本設計段階で採用した設備」による注水機能の継続時間は、原子炉については、原子炉隔離時冷却系の蓄電池が枯渇するまでの約8時間、

使用済燃料貯蔵プールについては、直ちに保有水の温度上昇および蒸発が始まることになるが、「整備済みのアクシデントマネジメント設備」および「緊急安全対策」により約70日間継続可能となり、時間余裕が大幅に増加することとなる。

注水機能の継続時間は約70日間という長期間であることから、その間に外部から燃料をはじめとする必要資機材等を調達することが十分可能であり、注水機能はその後も継続できると評価する。

b 電源機能継続に係る評価結果

(3)項より、電源機能については、プラント外部からの支援がない場合、高圧電源車の燃料(軽油)枯渇がクリフェッジとなるが、全交流電源喪失事象発生後、性能上は燃料補給なしで約3.5時間の連続運転が可能であり、また、高圧電源車の発電機運転中に燃料補給が可能であることを訓練により確認していることから、高圧電源車の連続運転が可能である。

また、その継続時間は保守的にすべての高圧電源車、低圧発電機および消防車等の同時運転を想定しても、発電所内に設置してある軽油タンクの燃料により約70日間と長期にわたる運転継続が可能となる。

このうち、「基本設計段階で採用した設備」による電源機能の継続時間は、原子炉隔離時冷却系の運転に必要な蓄電池が枯渇するまでの約8時間になるが、「緊急安全対策」により約70日間継続可能となり、時間余裕が大幅に増加することとなる。

電源機能の継続時間は約70日間という長期間であることから、その間に外部から燃料をはじめとする必要資機材等を調達することが十分可能であり、電源機能はその後も継続して維持できる。

5.4.4 評価結果のまとめ

全交流電源喪失が発生した場合、発電所外部からの支援がない場合でも注水機能および電源機能については、約70日間継続することができる。これは、緊急安全対策等の結果、各々の継続時間が大幅に増加したものであり、発電所外部からの支援(燃料補給等)を期待するのに十分な時間余裕となっている。

また、約70日間と長期間にわたって継続して原子炉への注水が可能であるため、この期間に外部電源の復旧や非常用ディーゼル発電機の復旧を行い、原子炉を冷温停止にすることは十分可能である。

なお、緊急安全対策のうち、更なる対策として今後設置を計画している設備の効果については添付-5.4-13に示すとおり、全交流電源喪失事象に対して原子炉および使用済燃料貯蔵プールにある燃料の冷却を一層信頼性高く実施できる。

5.5 最終的な熱の逃がし場(最終ヒートシンク)の喪失

本事象は、原子炉の出力運転中または停止中に原子炉補機冷却海水系ポンプ等の海水による冷却系の機能喪失により最終的な熱の逃がし場(最終ヒートシンク)が喪失(以下「最終ヒートシンク喪失」という。)することを想定する。

最終ヒートシンク喪失が発生した場合、原子炉の運転継続ができなくなるため、原子炉を手動停止する。原子炉は停止後も崩壊熱を発生することから、継続して冷却する必要がある。

通常、崩壊熱は、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)で原子炉より取り出し、原子炉補機冷却系で熱交換を行うことで、最終的には海に放出されるが、最終ヒートシンク喪失により原子炉補機冷却系は機能喪失するため、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉の冷却ができない。この場合、原子炉で発生する蒸気を駆動源とする原子炉隔離時冷却系により原子炉冷却を継続する。

また、使用済燃料貯蔵プールについては、通常、燃料プール冷却浄化系により、使用済燃料の崩壊熱を除去するとともに、復水補給水系により保有水の補給を行うが、最終ヒートシンク喪失時には、燃料プール冷却浄化系は機能喪失するため、崩壊熱除去のためには、蒸発により失われる使用済燃料貯蔵プールの保有水を補給する必要があり、燃料プール補給水系、復水補給水系、緊急安全対策で整備した消火系設備を用いた方法または消防車から消火系設備を用いた方法により給水を継続する。

5.5.1 評価実施事項

指示文書による評価実施項目は以下のとおりである。

- (1) 内の事象P S Aの知見を踏まえて、最終ヒートシンク喪失を起因事象として燃料の重大な損傷に至る事象の過程を明らかにする。
- (2) (1)項において特定された事象の過程の進展を踏まえ、最終ヒートシンク喪失の継続時間を明らかにし、クリフエッジの所在を特定する。
- (3) 特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。

5.5.2 評価方法

原子炉にある燃料および使用済燃料貯蔵プールにある燃料を対象に以下の評価を実施する。

- (1) 最終ヒートシンク喪失から燃料の重大な損傷までの事象の過程の特定
最終ヒートシンク喪失を起因事象として、燃料の重大な損傷に至る事象の過程(事故シナリオ)をイベントツリーで特定し、事故シナリオを分析する。
また、最終ヒートシンク喪失時に燃料の重大な損傷を防止するために使用できる防護措置を明らかにする。
なお、特定した防護措置には、所要の安全機能を直接果たす緩和システム等

と当該防護措置が機能を果たすのに必要となるサポートシステム等を含む。

以上の評価の前提条件は以下のとおりとする。

- a 地震、津波等の外部事象による設備への影響は考慮しない。
- b イベントツリーの作成にあたっては、最終ヒートシンクの復旧は考慮しない。
- c 対象とする防護措置は、以下の(a)～(d)に分類して示す。
 - (a) 基本設計段階で採用した設備
 - (b) 整備済みのアクシデントマネジメント設備
 - (c) 緊急安全対策
 - (d) 更なる対策

なお、設置していないが、計画が明らかになっている設備による防護措置は上記の(a)～(d)に該当する防護措置とは区別して評価を行う。

(2) 最終ヒートシンク喪失の継続時間およびクリフエッジの所在の特定

(1)項において特定した事象の過程(事故シナリオ)に基づき、最終ヒートシンク喪失の継続時間の評価を行う。

本評価では、クリフエッジを「最終ヒートシンク喪失時に燃料の重大な損傷を防止するための機能がすべて喪失するまでの時間」とし、(1)項において特定した防護措置が有する機能がすべて喪失するまでの時間を評価する。なお、すべての防護措置が機能喪失してから燃料の重大な損傷に至るまでの時間は、保守的にカウントしないこととする。

以上の評価の前提条件は以下のとおりとする。

- a クリフエッジの特定に際しては、最終ヒートシンク喪失時に作動する防護措置について、機器の継続運転の制約条件(水源の枯渇、蓄電池の枯渇、環境条件の悪化等)を考慮する。
- b 最も厳しいプラント状態として、志賀1号機の出力運転状態を初期状態とするとともに、使用済燃料貯蔵プールについては1炉心分を除いたすべての使用済燃料貯蔵ラックに使用済燃料が貯蔵された状態を想定する場合(以下、「運転時」という。)と、原子炉停止後速やかに全燃料が原子炉から使用済燃料貯蔵プールに取り出され、使用済燃料貯蔵プールが使用済燃料で満たされた状態を想定する場合(以下、「停止時」という。)について評価する。
また、隣接する志賀2号機の防止措置による志賀1号機への影響を考慮するため、志賀2号機についても出力運転状態で最終ヒートシンク喪失が発生し、原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水が必要となっている事象を想定する。
- c 継続時間評価においては、起因事象発生後、原子炉は停止状態に移行し、燃料の崩壊熱除去を継続するものとして、また、使用済燃料貯蔵プールについては燃料の崩壊熱による蒸発のため低下する使用済燃料貯蔵プールの水位を水補

給により維持するものとして評価する。

- d 高圧電源車や消防車の燃料など発電所内で共有して使用するものについては、志賀1号機の評価結果が厳しくなるよう、志賀2号機への対応も並行して実施することを仮定して評価する。

(3) 事故シナリオの進展を防止するための措置の効果の評価

特定した防護措置ごとに、燃料の重大な損傷の防止または燃料の重大な損傷までの余裕時間の増加に及ぼす効果を多重防護の観点から確認する。

また、防護措置が機能喪失した場合に、その機能を代替する措置を明確にし、防護措置および代替措置の種類と数を確認し、最終ヒートシンク喪失に対するプラント全体としての安全裕度を明らかにする。

具体的には、最終ヒートシンク喪失に対する設備設計上および防護措置による対応の結果、燃料の重大な損傷に進展させないための余裕時間を比較する。

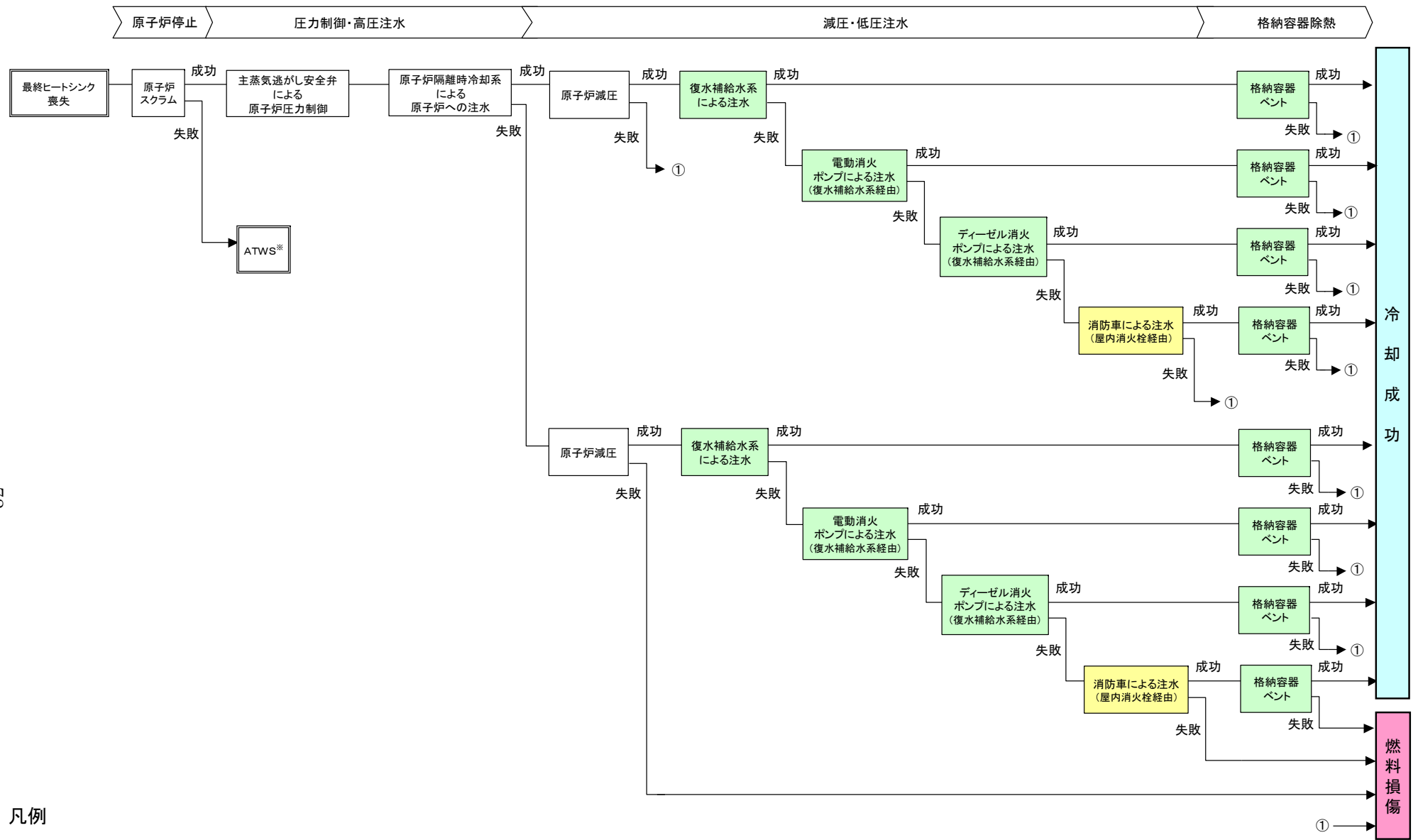
5.5.3 評価結果

(1) 最終ヒートシンク喪失から燃料の重大な損傷に至る事故シナリオの特定結果

運転時に最終ヒートシンク喪失が発生した場合、常用および非常用機器の冷却機能が喪失するため原子炉は手動停止する。また、復水器真空度の維持も困難となるため、主蒸気隔離弁を全閉し、原子炉への注水は原子炉隔離時冷却系により行う。なお、外部電源が確保できているため、原子炉隔離時冷却系は連続運転が可能であるが、常用および非常用機器の冷却機能の喪失により、通常の給復水系や非常用炉心冷却系による原子炉への注水はできない。

原子炉隔離時冷却系による原子炉への注水に伴い、第一水源である復水貯蔵タンクの保有水量は低下する。復水貯蔵タンクが枯渇すると、原子炉隔離時冷却系の機能は喪失し、原子炉への注水機能が喪失するため、燃料の重大な損傷に至る。

これらの過程をイベントツリーの形式で整理したものを図 5.5.3-1に示す。



凡例

- 基本設計段階で採用した設備
- 整備済みのアクシデントマネジメント設備
- 緊急安全対策

※ATWS (Anticipated Transient Without Scram) スクラム失敗事象

図 5.5.3-1 最終ヒートシンク喪失時のイベントツリー (原子炉)

一方、使用済燃料貯蔵プールについては、最終ヒートシンク喪失に伴い、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料貯蔵プール冷却機能が喪失するため、使用済燃料貯蔵プールの水温が徐々に上昇し、プール水の蒸発量が増大する。このため、燃料プール補給水系等による使用済燃料貯蔵プールへの注水が必要となるが、これらの注水機能が喪失した場合、燃料の重大な損傷に至る。

これらの過程をイベントツリーの形式で整理したものを図 5.5.3-2に示す。

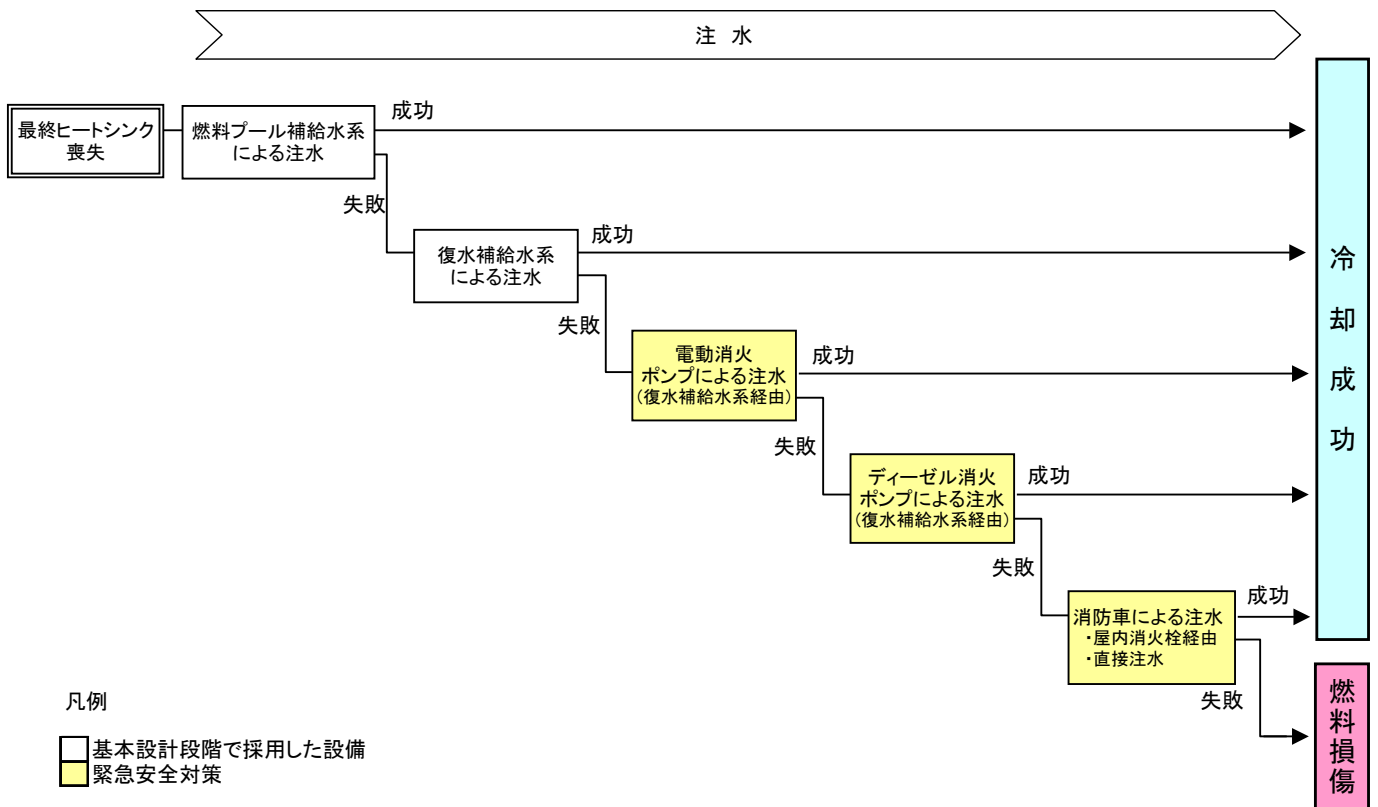


図 5.5.3-2 最終ヒートシンク喪失時のイベントツリー（使用済燃料貯蔵プール）

最終ヒートシンク喪失が発生した場合に原子炉および使用済燃料貯蔵プールにある燃料の重大な損傷を防止するためには、注水機能を維持する必要がある、これらの機能に係る設備について表 5.5.3-1および表 5.5.3-2に示すとともに、設備の概要および保全内容を添付-5.5-1に示す。

表 5.5.3-1 注水機能に係る防護措置

緩和機能	対象設備	駆動源	水 源
原子炉への注水機能	原子炉隔離時冷却系(a)×1式	所内電源(a)	復水貯蔵タンク(a)
	復水移送ポンプ(b)×3台		ろ過水タンク(b)
	電動消火ポンプ(b)×1台		ろ過水タンク(b) 原水受入タンク(a) 耐震防火水槽(c)
	ディーゼル消火ポンプ(b)×1台		
	消防車(c)×1台 消防車(d)×1台(予備)	軽油(c)	
使用済燃料貯蔵プールへの注水機能	燃料プール補給水ポンプ(a)×1台	所内電源(a)	復水貯蔵タンク(a)
	復水移送ポンプ(a)×3台		ろ過水タンク(b)
	電動消火ポンプ(b)×1台		ろ過水タンク(b) 原水受入タンク(a) 耐震防火水槽(c)
	ディーゼル消火ポンプ(b)×1台		
	消防車(c)×1台 消防車(d)×1台(予備)	軽油(c)	

表 5.5.3-2 水源補給手段に係る防護設備

水 源	補給方法	対象設備	駆動源
復水貯蔵タンク(a) (1基)	純水タンク(a)※ より淡水補給	純水移送ポンプ(a)※×3台	所内電源(a)
ろ過水タンク(b) (2基)	原水受入タンク(a) より淡水供給	消防車(c)×1台 消防車(d)×1台(予備)	軽油(c)
	大坪川ダム(a) より淡水供給	取水ポンプ(d)×1台 (非常用)	低圧発電機(軽油)(d)
原水受入タンク(a) (1基)	大坪川ダム(a) より淡水供給	取水ポンプ(a)×1台	所内電源(a)
		取水ポンプ(d)×1台 (非常用)	低圧発電機(軽油)(d)
耐震防火水槽(c) (1基)	大坪川ダム(a) より淡水供給	取水ポンプ(d)×1台 (非常用)	低圧発電機(軽油)(d)
	放水槽(a)より 海水供給	水中ポンプ(c)×1台	低圧発電機(軽油)(c)

※本評価では、最終ヒートシンク喪失事象が志賀1，2号機同時に発生すると仮定しており、純水タンクからの水補給は、志賀2号機復水貯蔵タンクのみとする。

分類

- (a) 基本設計段階で採用した設備
- (b) 整備済みのアクシデントマネジメント設備
- (c) 緊急安全対策
- (d) 更なる対策

これらの設備については、保全プログラムまたは社内マニュアルに従って設備の保全を実施することで、健全性の維持および確認を行っている。

特に、最終ヒートシンク喪失時においても運転可能な設計である原子炉隔離時冷却系については、以下の内容を考慮し、本評価において、その機能は維持されると想定する。

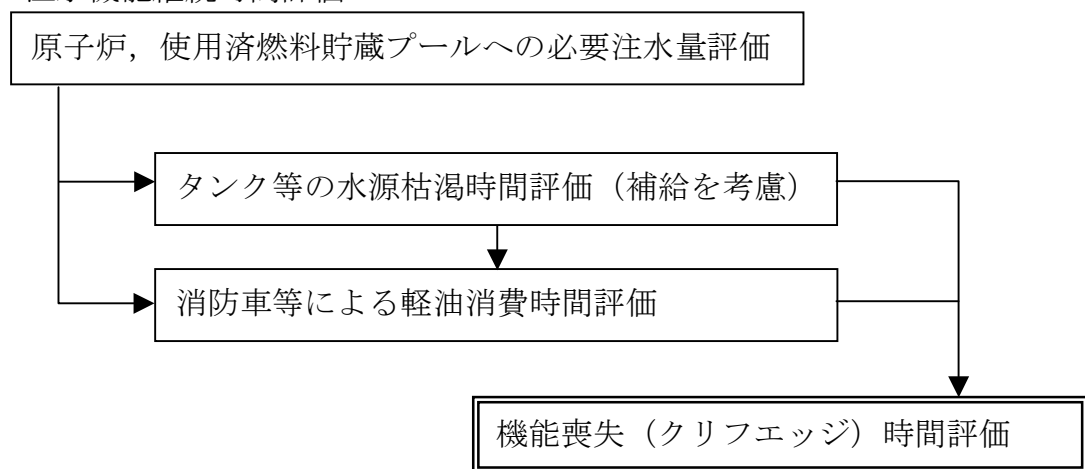
- ・志賀1号機の原子炉隔離時冷却系は、安全重要度分類上、MS-1に分類される重要度の高いシステムであり、信頼性の高い設計となっている。

- ・定期検査毎に社内の点検および国の定期検査を受検するとともに、プラント運転時には毎月1回の定例試験により、機器の健全性を確認し、信頼性を確保している。

(2) 最終ヒートシンク喪失の継続時間およびクリフエッジの所在の特定

(1)項で特定した事故シナリオを踏まえ、最終ヒートシンク喪失の継続時間を5.5.2(2)項に記載のとおり、「運転時」および「停止時」において、最終ヒートシンク喪失時の注水機能の継続時間の評価から特定するとともに、これらの機能喪失（クリフエッジ）の所在の特定を行った。継続時間評価フローを以下に示す。

<注水機能継続時間評価>



a 注水機能継続に係る評価結果

(a) 運転時の評価

ア 評価に際しての想定手順等

(ア) 原子炉にある燃料に対する評価

以下に評価に際しての想定手順等を示す。なお、評価手順の中に出てくる①～⑥の数値は図 5.5.3-3 に示す当該数値の部分を説明していることを意味する。

- i. 最終ヒートシンク喪失後、原子炉への淡水の注水は原子炉隔離時冷却系（RCIC）①により実施するものとする。
- ii. 最終ヒートシンク喪失発生から約 49 時間で原子炉格納容器の圧力が最高使用圧力に到達する。（ここで格納容器ベントを行うことを想定）
- iii. 原子炉隔離時冷却系が何らかの理由で故障して使用不能となった場合は、主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧を行い、復水補給水系②により、原子炉へ淡水を注水することを想定する。
- iv. 原子炉隔離時冷却系が、水源である復水貯蔵タンクの枯渇により機能喪失する場合には、その前に主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧を行うとともに、ろ過水タンク（2基：志賀1，2号機共用）を

水源とする電動消火ポンプ③により、原子炉へ淡水を注水することを想定する。

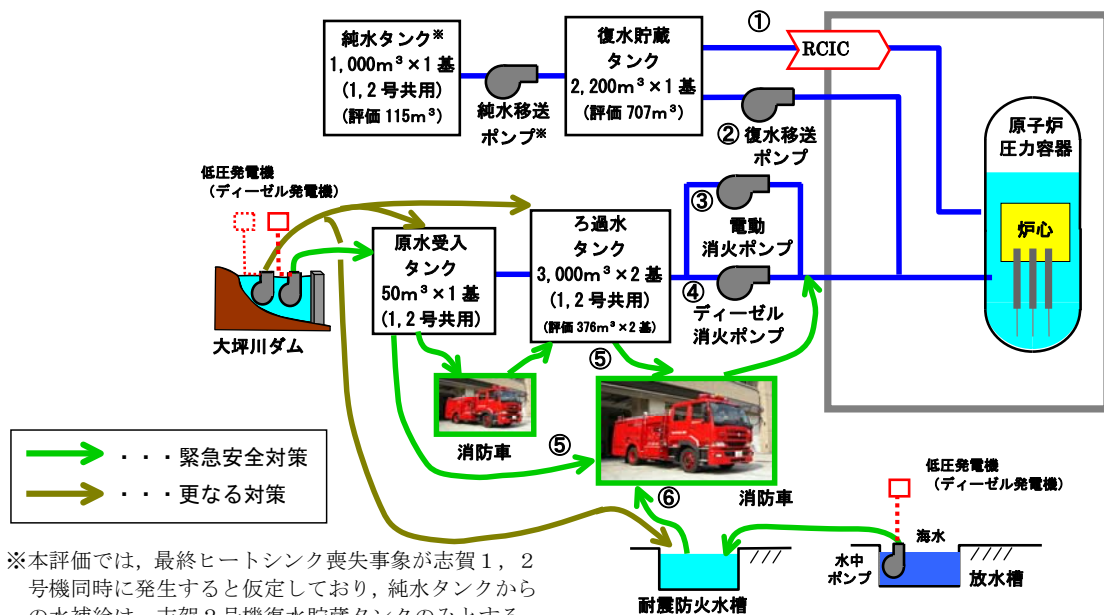
また、ろ過水タンクには大坪川ダム（有効保有水量約 36 万 m³）から水を補給できるものとする。なお、大坪川ダムからの水補給に用いる取水ポンプは、常用電源および専用の低圧発電機を電源としている。

v. 電動消火ポンプの故障の際には、ディーゼル消火ポンプ④により、原子炉へ淡水を注水することを想定する。

また、ディーゼル消火ポンプは軽油を燃料としており、発電所内に備蓄している軽油から適宜補給できると想定する。

vi. ディーゼル消火ポンプの故障の際には、ろ過水タンク等を水源とし、消防車⑤により、消火系設備から原子炉へ淡水を注水することを想定する。

vii. ろ過水タンク等が枯渇した場合は、緊急安全対策で配備した水中ポンプにより海水を耐震防火水槽へ取水し、消防車⑥により、消火系設備から原子炉へ海水を注水することも可能とする。



※本評価では、最終ヒートシンク喪失事象が志賀 1, 2 号機同時に発生すると仮定しており、純水タンクからの水補給は、志賀 2 号機復水貯蔵タンクのみとする。

図 5.5.3-3 最終ヒートシンク喪失時の原子炉にある燃料の冷却手段

(i) 使用済燃料貯蔵プールにある燃料に対する評価

以下に評価に際しての想定手順等を示す。なお、評価手順の中に出てくる①～⑦の数値は図 5.5.3-4 に示す当該数値の部分の説明していることを意味する。

i. 最終ヒートシンク喪失により燃料プール冷却浄化系の使用済燃料貯蔵プール冷却機能が喪失するため、復水貯蔵タンクを水源とした燃料プール補給水系①から使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水する。また、燃料プール補給水系の故障の際には、復水貯蔵タンクを水源とした復水補給水系②により、使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水することを想定する。

必要注水量および注水開始時期は以下のとおりとする。

- ・必要注水量 : 約 3 t/h (May-Wittの式を基に算出)
- ・注水開始時期: 使用済燃料貯蔵プールの水温が 100℃に到達する, 事象発生 25 時間後から開始

ii. 復水貯蔵タンクの水源が枯渇した場合は, ろ過水タンクを水源とした電動消火ポンプ③により, 使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水することを想定する。

また, ろ過水タンクには大坪川ダム (有効保有水量約 36 万 m³) から水を補給できるものとする。なお, 大坪川ダムからの水補給に用いる取水ポンプは, 常用電源および専用の低圧発電機を電源としている。

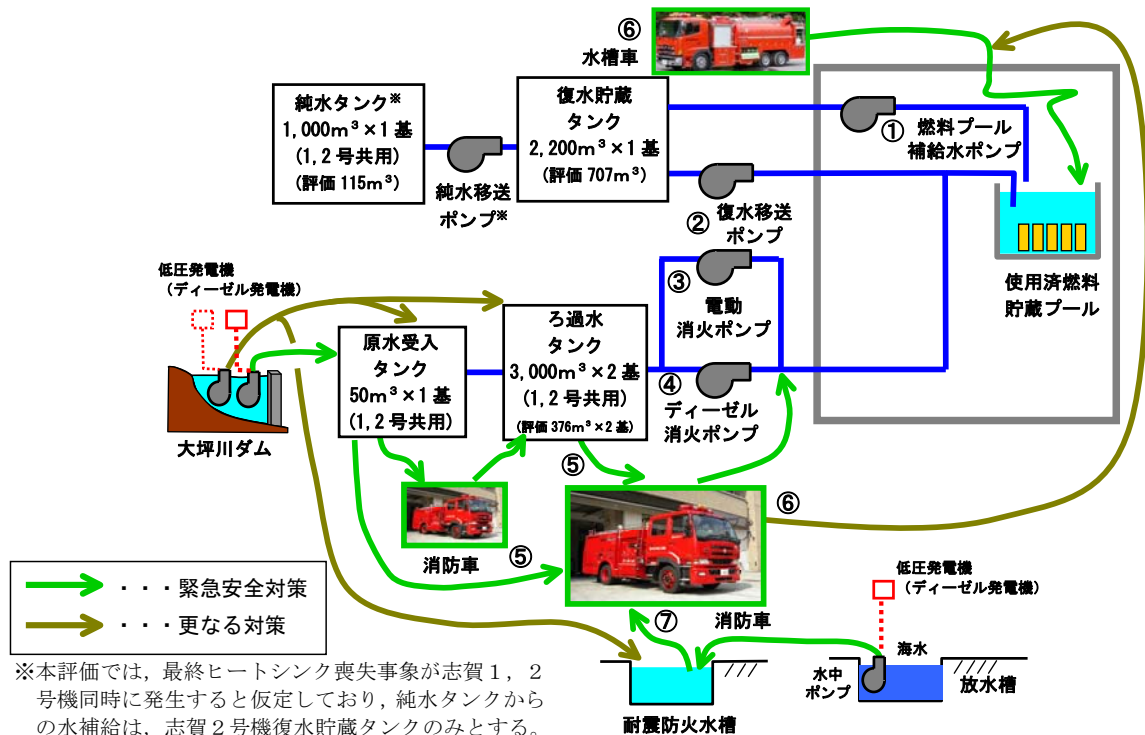
iii. 電動消火ポンプの故障の際には, ディーゼル消火ポンプ④により, 使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水することを想定する。

また, ディーゼル消火ポンプは軽油を燃料としており, 発電所内に備蓄している軽油から適宜補給できると想定する。

iv. ディーゼル消火ポンプの故障の際には, ろ過水タンクまたは原水受入タンクを水源とし, 消防車⑤により, 消火系設備から使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水することを想定する。

v. また, 大坪川ダムから淡水を取水した水槽車⑥または消防車⑥により, 直接, 使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水することを想定する。

vi. さらに, 放水槽から水中ポンプにより海水を耐震防火水槽へ取水し, 耐震防火水槽を水源とし, 消防車⑦により, 消火系設備から使用済燃料貯蔵プールへ海水を注水することも可能とする。



※本評価では, 最終ヒートシンク喪失事象が志賀 1, 2 号機同時に発生すると仮定しており, 純水タンクからの水補給は, 志賀 2 号機復水貯蔵タンクのみとする。

図 5.5.3-4 最終ヒートシンク喪失時の使用済燃料貯蔵プールにある燃料の冷却手段 (運転時)

イ 評価結果

特定した事故シナリオに基づき評価した結果、事象発生から40時間の間、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉隔離時冷却系で原子炉に注水できることを確認した。また、使用済燃料貯蔵プールの水温が100℃に到達する事象発生25時間後から注水を開始すると想定し、15時間の間、復水貯蔵タンクを水源とした燃料プール補給水系で使用済燃料貯蔵プールに注水できることを確認した。

事象発生から40時間後以降は、復水貯蔵タンクが枯渇するため、原子炉減圧を行うとともに、電動消火ポンプ（またはディーゼル消火ポンプもしくは消防車等）により原子炉への注水を行うこととなる。電動消火ポンプの水源であるろ過水タンクへの水補給については、大坪川ダム近傍に常設する取水ポンプにより実施可能であるが、取水ポンプ用の所内電源が喪失した場合には、更なる対策として整備した低圧発電機からの電源供給により取水ポンプを駆動することができるため、これらの動作が可能な間は、ろ過水タンクは枯渇することはない。

なお、万一、ろ過水タンクの枯渇や電動消火ポンプ等の故障が発生した場合には、消防車を活用し、大坪川ダムの淡水を注入する。それでも何らかの故障が発生した場合には海水注入を実施することになる。

この場合、消防車および取水用ポンプへの電源供給用の低圧発電機への燃料（軽油）の供給が必要であるが、発電所に備蓄してある軽油によって、プラント外部からの支援が期待できない場合でも、事象発生から約480日間の長期にわたり原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水継続が可能である。（添付-5.5-2）

種類	分類	事象発生からの時間(日数)																											
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	...	479	480													
① 1号復水貯蔵タンク	(a)	■		←																									
② ろ過水タンク	(b)	■ 約480日間																											
③ 海水(消防車を利用)	(c)	■																											

■	:稼動	■	:待機
---	-----	---	-----

分類	(a) 基本設計段階で採用した設備
	(b) 整備済みのアクシデントマネジメント設備
	(c) 緊急安全対策

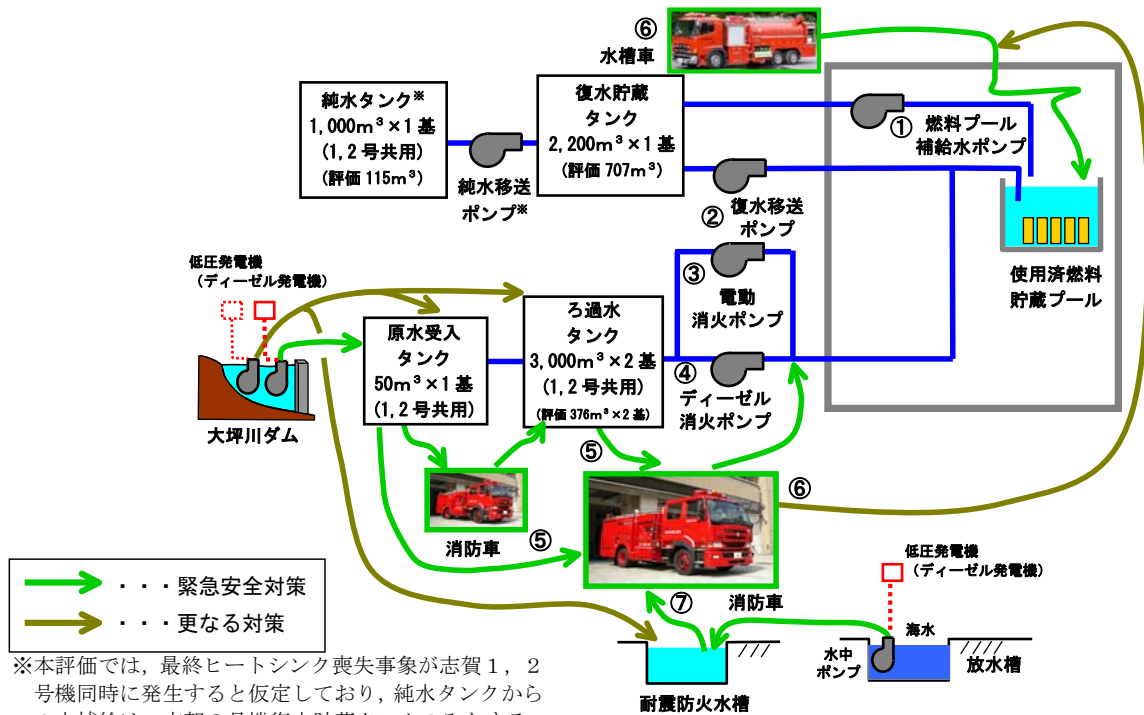
以上の評価結果を添付-5.5-3にまとめる。

(b) 停止時の評価

ア 評価に際しての想定手順等

以下に評価に際しての想定手順等を示す。なお、評価手順の中に出てくる①～⑦の数値は図 5.5.3-5に示す当該数値の部分の説明していることを意味する。

- i. 最終ヒートシンク喪失後、復水貯蔵タンクを水源とした燃料プール補給水系①から使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水する。また、燃料プール補給水系の故障の際には、復水貯蔵タンクを水源とした復水補給水系②により、使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水することを想定する。
必要注水量および注水開始時期は以下のとおりとする。
 - ・必要注水量 : 9 t/h (May-Wittの式を基に算出)
 - ・注水開始時期: 使用済燃料貯蔵プールの水温が100℃に到達する、事象発生8時間後から開始
- ii. 復水貯蔵タンクの水源が枯渇した場合は、ろ過水タンク（2基：志賀1，2号機共用）を水源とした電動消火ポンプ③により、使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水することを想定する。
また、ろ過水タンクには大坪川ダム（有効保有水量約36万m³）から水を補給できるものとする。なお、大坪川ダムからの水補給に用いる取水ポンプは、常用電源および専用の低圧発電機を電源としている。
- iii. 電動消火ポンプの故障の際には、ディーゼル消火ポンプ④により、使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水することを想定する。
また、ディーゼル消火ポンプは軽油を燃料としており、発電所内に備蓄している軽油から適宜補給できると想定する。
- iv. ディーゼル消火ポンプの故障の際には、ろ過水タンクまたは原水受入タンクを水源とし、消防車⑤により、消火系設備から使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水することを想定する。
- v. 大坪川ダムから淡水を取水した水槽車⑥または消防車⑥により、直接、使用済燃料貯蔵プールへ淡水を注水することを想定する。
- vi. さらに、放水槽から水中ポンプにより海水を耐震防火水槽へ取水し、耐震防火水槽を水源とし、消防車⑦により、消火系設備から使用済燃料貯蔵プールへ海水を注水することも可能とする。



※本評価では、最終ヒートシンク喪失事象が志賀1, 2号機同時に発生すると仮定しており、純水タンクからの水補給は、志賀2号機復水貯蔵タンクのみとする。

図 5.5.3-5 最終ヒートシンク喪失時の使用済燃料貯蔵プールにある燃料の冷却手段（停止時）

イ 評価結果

特定した事象の過程に基づき評価した結果、使用済燃料貯蔵プールの水温が100℃に到達する事象発生8時間後から注水を開始すると想定し、注水開始から78時間の間、復水貯蔵タンクを水源とした燃料プール補給水系で使用済燃料貯蔵プールに注水できることを確認した。

事象発生から86時間後以降は、復水貯蔵タンクが枯渇するため、電動消火ポンプ（または消防車等）により使用済燃料貯蔵プールへの注水を行うこととなる。電動消火ポンプの水源であるろ過水タンクへの水補給については、大坪川ダム近傍に常設する取水ポンプにより実施可能であるが、取水ポンプ用の所内電源が喪失した場合には、更なる対策として整備した低圧発電機からの電源供給により取水ポンプを駆動することができるため、これらの動作が可能な間は、ろ過水タンクは枯渇することはない。

なお、万一、ろ過水タンクの枯渇や電動消火ポンプ等の故障が発生した場合には、消防車を活用し、大坪川ダムの淡水を注入する。それでも何らかの故障が発生した場合には海水注入を実施することになる。

この場合、消防車および取水用ポンプへの電源供給用の低圧発電機への燃料（軽油）の供給が必要であるが、発電所に備蓄してある軽油によって、プラント外部からの支援が期待できない場合でも、事象発生から約480日間の長期にわたり原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水継続が可能である。（添付-5.5-2）

種 類	分類	事象発生からの時間(日数)															
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	...	479	480	
① 1号復水貯蔵タンク ※	(a)	稼動				待機											
② ろ過水タンク	(b)	8時間	稼動				約480日間										
③ 海水(消防車を利用)	(c)	待機															

※使用済燃料貯蔵プールの水温が100℃に到達する8時間後から注水を開始。

:稼動
 :待機

分類

(a) 基本設計段階で採用した設備

(b) 整備済みのアクシデントマネジメント設備

(c) 緊急安全対策

以上の評価結果を添付-5.5-3にまとめる。

(c) クリフエッジ所在の特定

(a)項および(b)項の評価の結果、水源は大坪川ダムにより十分確保されていること、万一、消防車による注水が必要となった場合を想定しても燃料となる軽油は約480日間稼動するのに十分な量が確保されていることを確認した。

したがって、水源枯渇時間および軽油消費時間の観点では、クリフエッジは存在しないと評価した。

(3) 事故シナリオの進展を防止する措置の効果の評価結果

a 注水機能継続に係る評価結果

(a) 注水機能の水源が枯渇すると、原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水が不可能になった時点で燃料の損傷が避けられなくなる。しかし、本事象(最終ヒートシンク喪失)では、外部電源が確保されていることから、大坪川ダムから水源(ろ過水タンク等)に淡水を安定的に供給することが可能であり、水源が枯渇する可能性は極めて低い。このため、原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水機能は長期にわたって維持することが可能である。

(2)項より、プラント外部からの支援がない場合、万一、ろ過水タンクの枯渇や電動消火ポンプ等の故障が発生した場合には、消防車を活用し、大坪川ダムの淡水または海水注入を実施することとなるため、消防車および低圧発電機(取水ポンプ用)の燃料(軽油)消費時間の評価を行った結果、添付-5.5-2のとおり、事象発生から約480日間と長期にわたり原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水継続が可能となる量の燃料(軽油)が、発電所内に保有されていることを確認した。

注水機能の継続時間は約480日間という長期間であることから、その間に外部からの燃料調達や機器の復旧を行うことは十分可能であり、注水機能はその後継続できると評価する。

(b) 本事象の場合、外部電源が維持されていることから、緊急安全対策実施前でも十分な安全性を有していると言えるが、緊急安全対策として消防車によ

る消火系設備からの原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水機能を追加整備したことにより、注水機能の信頼性は向上していると評価する。

5.5.4 評価結果のまとめ

本事象の場合、外部電源が維持されていることから、緊急安全対策実施前の段階から、原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水機能は維持することが可能であり、水源としては、大坪川ダムにより十分な淡水を確保している。万一、消防車による大坪川ダムの淡水または海水注水を実施した場合を想定しても、燃料となる軽油は約 480 日間、注水機能が維持できる十分な量を保有している。

これは、緊急安全対策として、消防車による消火系設備からの原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水機能を整備したことにより、注水機能の信頼性を向上することができたため、発電所外部からの支援（燃料補給等）や故障機器の復旧を期待するのに十分な時間となった。

また、津波による最終ヒートシンク喪失時には、浸水した原子炉補機冷却海水ポンプ電動機の洗浄・乾燥作業による復旧を 1 週間程度で行い、その後、原子炉を冷温停止させることができる。

なお、緊急安全対策のうち、更なる対策として今後設置を計画している設備の効果については添付-5.5-4 に示すとおり、最終ヒートシンク喪失に対して原子炉および使用済燃料貯蔵プールにある燃料の冷却を一層信頼性高く実施できる。

5.6 その他のシビアアクシデントマネジメント

5.6.1 評価実施事項

平成4年7月に通商産業省（当時）が発表した「アクシデントマネジメントの今後の進め方について」で規定し、当社が整備しているシビアアクシデントマネジメント策（燃料の重大な損傷を防止するための措置，放射性物質の大規模な放出を防止するために原子炉格納容器の健全性を維持するための措置）（以下、「AM策」という。）について，多重防護の観点から，その効果を示す。

ただし，5.1項から5.5項の各評価結果に記載される燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置として取り上げているものは除く。

5.6.2 評価方法

(1) 防護措置の特定と事象進展シナリオの確認

アクシデントマネジメント整備において想定した起因事象を対象に，燃料の重大な損傷および放射性物質の大規模な放出に至る事象の過程をイベントツリーで特定し，防護措置を明らかにして，それぞれの事象に係る防護措置の有効性を確認する。具体的には，以下の項目について確認する。

- a 発電所の系統構成およびその安全機能
- b 防護措置の整備状況
- c 事象進展シナリオの分析と防護措置の有効性
- d 組織体制および手順書の整備ならびに教育および訓練の状況

(2) 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価

抽出された防護措置については，多重防護の観点から，その効果を確認する。また，防護措置が機能喪失した場合にその機能を代替する措置を明確にし，防護措置および代替措置の種類と数を確認する。

これらの評価条件は以下のとおりとする。

- a 地震，津波などの外部事象による設備への影響および防護措置の復旧は考慮しない。
- b 対象とする防護措置は，以下の(a)～(c)に分類して示す。
 - (a) 基本設計段階で採用した設備
 - (b) 整備済みのアクシデントマネジメント設備
 - (c) 緊急安全対策

なお，設置していないが，計画が明らかになっている設備による防護措置は，上記の(a)～(c)に該当する防護措置とは区別して評価を行う。

5.6.3 評価結果

(1) 事象進展シナリオの確認と防護措置の特定結果

a 発電所の系統構成およびその安全機能

志賀1号機の主な系統構成を添付-5.6-1に示す。プラントは安全確保のため「多重防護」を基本的な考え方として、

- ・異常の発生の防止
- ・異常の拡大および事故への進展の防止
- ・周辺への放射性物質の異常放出の防止

の観点から設計されている。

プラントの安全機能としては、「原子炉の停止機能」、「炉心冷却機能」および「放射性物質の閉じ込め機能」が求められる。それぞれの機能は、多重性または多様性を確保した以下の各種機器・系統により達成される。

(a) 原子炉の停止機能

原子炉緊急停止系，制御棒および制御棒駆動系，ほう酸水注入系

(b) 炉心冷却機能

高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系および自動減圧系からなる非常用炉心冷却系（以下、「ECCS」という。），原子炉隔離時冷却系，給復水系，主蒸気逃がし安全弁等

(c) 放射性物質の閉じ込め機能

原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）本体および原子炉格納容器スプレイ冷却系（以下、「格納容器スプレイ冷却系」という。）等

さらに、これら安全機能をサポートする系統として、非常用交流電源系、非常用直流電源系、原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系等を備えている。

b 防護措置の整備状況

これまでに整備してきた防護措置は、以下の2項目に分類できる。

- ・平成6年3月に通商産業省（当時）へ提出した「志賀原子力発電所1号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」（以下、「AM検討報告書」という。），平成14年5月に経済産業省原子力安全・保安院へ提出した「志賀原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」（以下、「AM整備報告書」という。），および平成16年3月に経済産業省原子力安全・保安院へ提出した「志賀原子力発電所1号炉アクシデントマネジメント整備後の確率論的安全評価報告書」（以下、「PSA報告書」という。）において整備したもの。
- ・福島第一原子力発電所における事故を踏まえ、平成23年4月に経済産業省へ提出した「緊急安全対策報告書」および平成23年6月に経済産業省へ提出した「シビアアクシデント対策報告書」において整備したもの。

AM検討報告書, P S A報告書およびAM整備報告書で整備した防護措置は, プラントに深刻な影響を及ぼすと考えられる事態として, 「炉心損傷 (燃料の重大な損傷)」や「格納容器機能喪失 (放射性物質の大規模な放出)」を想定しており, これらの事態に至る事象進展シナリオとその要因を整理し, 事象の進展を防止するために使用できる措置をまとめることにより得たものである。

要因の抽出にあたっては, アクシデントマネジメント整備において想定した起回事象を対象に主要な事象進展を想定し, 添付-5.6-2に示すように炉心損傷および格納容器機能喪失の事象進展に係るカテゴリに分類した。

抽出された要因に対してまとめた防護措置を添付-5.6-3に示す。また, AM策として整備した防護措置の概要図を添付-5.6-4に示す。

なお, 緊急安全対策報告書およびシビアアクシデント対策報告書で整備した防護措置は, 添付-4.2-1, 添付-4.2-5および添付-4.4-1にまとめたとおりである。

以上の防護措置について, 所定の機能を確保する上で必要となる主要な系統および当該設備の設置時期を整理した結果を添付-5.6-5に示す。

これらの設備については, 保全プログラムまたは社内手順に従って設備の保全を実施することで, 健全性の維持および確認を行っている。

以上より, これまでに整備した防護措置は, プラントに深刻な影響を及ぼす事態に対して網羅的に整備されており, 適切な管理の下で運用されていると評価する。

c 事象進展シナリオの分析と防護措置の有効性

炉心損傷防止および格納容器機能喪失防止のそれぞれの事象進展について, イベントツリーを用いてシナリオ分析し, b項でまとめた防護措置の有効性を確認する。

(a) 炉心損傷防止

ア 事象進展シナリオの特定

AM検討報告書およびP S A報告書において想定した起回事象を表5.6.3-1に示す。これらの起回事象を対象にして, 主に炉心損傷防止の観点からAM策として整備した防護措置を考慮したイベントツリーを添付-5.6-6に示す。

表 5.6.3-1 AM検討報告書等において想定した炉心損傷に至る起因事象

No.	起因事象
1	タービントリップ
2	主蒸気隔離弁の誤閉止
3	給水喪失
4	復水器真空度喪失
5	外部電源喪失
6	主蒸気逃がし安全弁誤開放
7	大破断LOCA*
8	中破断LOCA*
9	小破断LOCA*
10	手動停止
11	その他の過渡事象

※ LOCA：原子炉冷却材喪失事故

イ 防護措置の効果の評価

表 5.6.3-1 に示した起因事象に対するイベントツリーから、事象進展シナリオを分析することで得られた防護措置の有効性について以下にまとめる。

(ア) タービントリップ

タービン発電機系の異常などによって、タービントリップが発生した場合、主蒸気止め弁は急速に閉鎖し、原子炉は主蒸気止め弁閉止信号によりスクラムする。

また、圧力制御装置が動作してタービンバイパス弁が開くとともに、原子炉圧力上昇に伴い主蒸気逃がし安全弁（SRV）が開き、主蒸気を復水器およびサプレッションプールに放出することで、主蒸気圧力の調整を行う。

本事象に対するAM策としては、「代替注水系」と「原子炉減圧の自動化」および格納容器除熱のための「格納容器ベント（耐圧強化ベント）」を考慮している。

「タービントリップ」については、「スクラム系」の作動および「SRVによる原子炉圧力制御」が必須であり、AM策を考慮しない場合は、以下の5通りのシナリオにより炉心損傷を防ぐことができる。

- ① 「給水系による注水」
- ② 「高圧炉心スプレイ系（HPCS）または原子炉隔離時冷却系（RCIC）による注水」 + 「復水器による除熱」
- ③ 「HPCSまたはRCICによる注水」 + 「残留熱除去系（RHR）による格納容器除熱」
- ④ 「原子炉減圧」 + 「低圧炉心スプレイ系（LPCS）または低圧注水系（LPCI）による注水」 + 「復水器による除熱」

⑤「原子炉減圧」＋「LPCSまたはLPCIによる注水」＋「RHRによる格納容器除熱」

AM策を考慮した場合には、さらに以下の7通りの炉心損傷回避シナリオが考えられる。

⑥「HPCSまたはRCICによる注水」＋「格納容器ベント」

⑦「原子炉減圧」＋「LPCSまたはLPCIによる注水」＋「復水器による除熱」

⑧「原子炉減圧」＋「LPCSまたはLPCIによる注水」＋「RHRによる格納容器除熱」

⑨「原子炉減圧」＋「LPCSまたはLPCIによる注水」＋「格納容器ベント」

⑩「原子炉減圧」＋「代替注水系による注水」＋「復水器による除熱」

⑪「原子炉減圧」＋「代替注水系による注水」＋「RHRによる格納容器除熱」

⑫「原子炉減圧」＋「代替注水系による注水」＋「格納容器ベント」

AM策を考慮した場合には、7通りのシナリオが加わり、合計12通りの炉心損傷回避シナリオが存在する。

炉心損傷回避シナリオ数		
AM策整備前	AM策整備により追加	合計
5	7	12

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係を以下に示す。

	基本設計段階	AM策
炉心冷却	【高圧注水】 ・給水系 ・HPCS ・RCIC 【原子炉減圧】 ・原子炉減圧（手動） 【低圧注水】 ・LPCS ・LPCI	【原子炉減圧】 ・原子炉減圧（自動） 【代替注水手段】 ・復水補給水系 ・消火系
格納容器からの除熱	・復水器による除熱 ・RHR ・格納容器ベント（不活性ガス系，非常用ガス処理系経由）	・格納容器ベント（耐圧強化ベント）

(イ) タービントリップATWS

タービントリップ時に「スクラム系」が動作しない場合、「タービントリップATWS」のシナリオとなる。

本事象に対するAM策としては、原子炉停止機能を向上させる対策として、「原子炉冷却材再循環ポンプトリップ（RPT）」および「代替制御棒挿入（ARI）」を考慮している。

「タービントリップATWS」については、AM策を考慮しない場合は、以下の1通りのシナリオにより炉心損傷を防ぐことができる。

- ①「スクラム系（電気系）の動作」＋「スクラム系（機械系）の動作」

AM策を考慮した場合には、さらに以下の4通りの炉心損傷回避シナリオが考えられる。

- ②「スクラム（電気系）の動作」＋「RPTによる炉心流量制御」＋「SRV開放による圧力上昇抑制」＋「HPCSによる注水」＋「ほう酸水注入系（SLC）による原子炉停止」＋「RHRによる格納容器除熱」

- ③「スクラム系（ARI）の動作」＋「スクラム系（機械系）の動作」＋「RPTによる炉心流量制御」

- ④「スクラム系（ARI）の動作」＋「RPTによる炉心流量制御」＋「SRV開放による圧力上昇抑制」＋「HPCSによる注水」＋「SLCによる原子炉停止」＋「RHRによる格納容器除熱」

- ⑤「RPTによる炉心流量制御」＋「SRV開放による圧力上昇抑制」＋「HPCSによる注水」＋「SLCによる原子炉停止」＋「RHRによる格納容器除熱」

AM策を考慮した場合には、4通りのシナリオが加わり、合計5通りの炉心損傷回避シナリオが存在する。

炉心損傷回避シナリオ数		
AM策整備前	AM策整備により追加	合計
1	4	5

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係を以下に示す。

	基本設計段階	AM策
原子炉停止	<ul style="list-style-type: none"> ・手動スクラム ・原子炉水位制御およびSLCの手動操作 	<ul style="list-style-type: none"> ・代替反応度制御（RPTおよびARI）

(ウ) 主蒸気隔離弁の誤閉止

主蒸気隔離弁（MS I V）が全開位置から 10%閉止すると、MS I V 閉信号が発生して、原子炉は自動スクラムする。主蒸気管が遮断されるため原子炉圧力は上昇するが、SRVが作動し原子炉圧力は抑えられる。また、原子炉水位はRCIC等が起動することで維持される。

原子炉スクラム後も崩壊熱によって蒸気が発生するので、原子炉圧力は上昇し、SRVが間欠的に開放される。原子炉圧力はSRVにより最高使用圧力以下に制御される。

その後は、原子炉スクラム（MS I V閉）時の事故時運転操作要領に従い、原子炉の減圧・降温操作を行い、冷温停止状態に移行する。

「主蒸気隔離弁の誤閉止」については、イベントツリー、有効なAM策および炉心損傷回避シナリオはタービントリップと同一である。

(エ) 給水喪失

原子炉運転中に何らかの原因で原子炉給水ポンプがトリップし、原子炉への給水が不能となった場合、原子炉水位は急激に低下し、原子炉水位がレベル3（通常運転水位より約 63cm低下）に至ると原子炉はスクラムし、タービンは自動トリップする。

さらに原子炉水位が低下し原子炉水位がレベル2（通常運転水位より約 185cm低下）に至ると、RCICおよびHPCSの起動、原子炉冷却材再循環ポンプ全台トリップとともにMS I V閉となるため、原子炉圧力はSRVで制御される。

その後は、原子炉スクラム（MS I V閉）時の事故時運転操作要領に従い、原子炉の減圧・降温操作を行い、冷温停止状態に移行する。

「給水喪失」については、イベントツリー、有効なAM策および炉心損傷回避シナリオはタービントリップと同一である。

(オ) 復水器真空度喪失

原子炉運転中に何らかの原因で循環水ポンプ2台がトリップした場合、復水器真空度の急速低下等が起こるため、速やかに原子炉を停止する必要がある。このため、速やかに原子炉手動スクラムおよびタービントリップを行う。

循環水ポンプがトリップした原因を究明し、再起動可能であれば再起動するが、再起動不可能な場合や復水器真空度維持不可能な場合はMS I Vを全閉とし、SRVにより原子炉圧力の制御を行う。

その後は、原子炉スクラム（MS I V閉）時の事故時運転操作要領に従い、原子炉の減圧・降温操作を行い、冷温停止状態に移行する。

「復水器真空度喪失」については、イベントツリー、有効なAM策および炉心損傷回避シナリオはタービントリップと同一である。

(カ) 外部電源喪失

外部電源喪失に関しては、「5.4 全交流電源喪失」において、外部電源喪失から全交流電源喪失までの過程を特定し、その後、全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程についてイベントツリーを示し、事故シナリオの分析を行っている。

また、全交流電源喪失時に燃料の重大な損傷を防止するために使用する防護措置を明らかにしているため、本節での評価は省略する。

(キ) 主蒸気逃がし安全弁誤開放

原子炉運転中に何らかの原因でSRVが開放すると、主蒸気管からサブレーションプール(S/P)へ蒸気が流出するため、タービンへの蒸気流入量の減少により発電機電力が低下する。その後、SRVの手動開閉を試みることになるが、閉止しない場合には速やかに再循環流量制御系により出力降下した後、原子炉を手動スクラムする。

SRVが全開の場合、復水器ホットウェル水位は復水補給水系より水を補給をしても低下を続けるため、給復水系がトリップする前にRCICまたはHPCSにて原子炉へ注水し、原子炉水位維持および復水器ホットウェル水位回復に努める。

また、S/P水温度および水位は、排気された蒸気により上昇するため、RHRのS/P冷却モードにより冷却を行う。

その後は、原子炉スクラム(MSIV閉)時の事故時運転操作要領に従い、原子炉の減圧・降温を行い、冷温停止状態に移行する。

本事象に対するAM策としては、炉心冷却のための「代替注水系」および格納容器除熱のための「格納容器ベント」を考慮している。

「SRV誤開放」については、「スクラム系」の作動が必須であるが、AM策を考慮しない場合は、以下の3通りのシナリオにより炉心損傷を防ぐことができる。

- ①「給水系による注水」＋「RHRによる格納容器除熱」
- ②「HPCSによる注水」＋「RHRによる格納容器除熱」
- ③「LPCSまたはLPCIによる注水」＋「RHRによる格納容器除熱」

AM策を考慮した場合には、さらに以下の5通りの炉心損傷回避シナリオが考えられる。

- ④「給水系による注水」＋「格納容器ベント」
- ⑤「HPCSによる注水」＋「格納容器ベント」
- ⑥「LPCSまたはLPCIによる注水」＋「格納容器ベント」
- ⑦「代替注水系による注水」＋「RHRによる格納容器除熱」

⑧「代替注水系による注水」＋「格納容器ベント」

AM策を考慮した場合には、5通りのシナリオが加わり、合計8通りの炉心損傷回避シナリオが存在する。

炉心損傷回避シナリオ数		
AM策整備前	AM策整備により追加	合計
3	5	8

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係を以下に示す。

	基本設計段階	AM策
炉心冷却	【高圧注水】 ・給水系 ・HPCS 【低圧注水】 ・LPCS ・LPCI	【代替注水手段】 ・復水補給水系 ・消火系
格納容器からの除熱	・RHR ・格納容器ベント（不活性ガス系，非常用ガス処理系経由）	・格納容器ベント（耐圧強化ベント）

(ク) 主蒸気逃がし安全弁誤開放ATWS

SRV誤開放時に「スクラム系」が作動しない場合、「SRV誤開放ATWS」のシナリオとなる。

本事象に対するAM策としては、「停止認知」に成功する場合と失敗する場合の2ケースから検討しており、「停止認知」に成功する場合は、原子炉停止機能を向上させる「原子炉冷却材再循環ポンプトリップ（RPT）」を考慮している。一方、「停止認知」に失敗した場合は、原子炉停止機能を向上させる対策として「原子炉冷却材再循環ポンプトリップ（RPT）」および「代替制御棒挿入（ARI）」を考慮している。

「SRV誤開放ATWS」については、「停止認知」に成功する場合であって、AM策を考慮しない場合は、以下の1通りのシナリオにより炉心損傷を防ぐことができる。

①「スクラム系（機械系）の動作」

AM策を考慮した場合には、さらに以下の1通りの炉心損傷回避シナリオが考えられる。

②「RPTによる炉心流量制御」＋「SRV開放による圧力上昇抑制」＋「HPCSによる注水」＋「SLCによる原子炉停止」＋「RHRによる格納容器除熱」

AM策を考慮した場合には、1通りのシナリオが加わり、合計2通りの炉心損傷回避シナリオが存在する。

「停止認知」に失敗する場合には、AM策を考慮しない場合は、以下の1通りのシナリオにより炉心損傷を防ぐことができる。

③「スクラム系（電気系）の動作」＋「スクラム系（機械系）の動作」

AM策を考慮した場合には、さらに以下の4通りの炉心損傷回避シナリオが考えられる。

④「スクラム系（電気系）の動作」＋「RPTによる炉心流量制御」
＋「SRV開放による圧力上昇抑制」＋「HPCSによる注水」＋
「SLCによる原子炉停止」＋「RHRによる格納容器除熱」

⑤「スクラム系（ARI）の動作」＋「スクラム系（機械系）の動作」
＋「RPTによる炉心流量制御」

⑥「スクラム系（ARI）の動作」＋「RPTによる炉心流量制御」
＋「SRV開放による圧力上昇抑制」＋「HPCSによる注水」＋
「SLCによる原子炉停止」＋「RHRによる格納容器除熱」

⑦「RPTによる炉心流量制御」＋「SRV開放による圧力上昇抑制」
＋「HPCSによる注水」＋「SLCによる原子炉停止」＋「RHRによる格納容器除熱」

AM策を考慮した場合には、4通りのシナリオが加わり、合計5通りの炉心損傷回避シナリオが存在する。

以上より、AM整備前では計2通りの炉心損傷回避シナリオが存在していたが、AM策を考慮した場合には計5通りの炉心損傷回避シナリオが追加され、合計で7通りのシナリオが存在することが確認された。

	炉心損傷回避シナリオ数		
	AM策整備前	AM策整備により追加	合計
「停止認知」に成功する場合	1	1	2
「停止認知」に失敗する場合	1	4	5
合計	2	5	7

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係を以下に示す。

	基本設計段階	AM策
原子炉停止	・ 手動スクラム ・ 原子炉水位制御および SLCの手動操作	・ 代替反応度制御 (RPTおよびARI)

(ケ) 大破断LOCA

LOCA発生時において燃料被覆管の破損を防止し、ジルコニウム-水反応を十分に低く抑え、崩壊熱を長期にわたって除去するためにECCSを設けている。

大破断LOCA時は、原子炉が急速に減圧するため、低圧ECCS作動のための原子炉減圧操作は不要となる。従って、炉心冷却としてHPCS、LPCSまたはLPCIが使用可能であることが炉心損傷防止に必須となる。

本事象に対するAM策としては、格納容器除熱のための「格納容器ベント（耐圧強化ベント）」を考慮している。

「大破断LOCA」については、AM策を考慮しない場合は、以下の2通りのシナリオにより炉心損傷を防ぐことができる。

- ①「HPCSによる注水」＋「RHRによる格納容器除熱」
- ②「LPCSまたはLPCIによる注水」＋「RHRによる格納容器除熱」

AM策を考慮した場合には、さらに以下の2通りの炉心損傷回避シナリオが考えられる。

- ③「HPCSによる注水」＋「格納容器ベント」
- ④「LPCSまたはLPCIによる注水」＋「格納容器ベント」

AM策を考慮した場合には、2通りのシナリオが加わり、合計4通りの炉心損傷回避シナリオが存在する。

炉心損傷回避シナリオ数		
AM策整備前	AM策整備により追加	合計
2	2	4

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係を以下に示す。

	基本設計段階	AM策
炉心冷却	【高圧注水】 ・HPCS 【低圧注水】 ・LPCS ・LPCI	—
格納容器からの除熱	・RHR ・格納容器ベント（不活性ガス系、非常用ガス処理系経由）	・格納容器ベント（耐圧強化ベント）

(2) 中破断LOCA

中破断LOCA時においては、高圧ECCSとしてHPCSを用いるが、低圧ECCSを用いる場合には原子炉の減圧が必要であり、原子炉減圧に失敗した場合には炉心損傷に至る。

中破断LOCA時には、冷却材の減少の割には、原子炉の減圧が促進されず、原子炉が高圧状態を保つため、HPCSにより原子炉へ注水を行い冷却するが、「原子炉水位低」および「ドライウェル圧力高」といったLOCA信号が発生した場合には、自動減圧系(ADS)により原子炉を減圧し、LPCSまたはLPCIによる注水を可能としている。

本事象に対するAM策としては、炉心冷却のための「代替注水系」および格納容器除熱のための「格納容器ベント(耐圧強化ベント)」を考慮している。

「中破断LOCA」については、AM策を考慮しない場合は、以下の2通りのシナリオにより炉心損傷を防ぐことができる。

- ①「HPCSによる注水」+「RHRによる格納容器除熱」
- ②「原子炉減圧」+「LPCSまたはLPCIによる注水」+「RHRによる格納容器除熱」

AM策を考慮した場合には、さらに以下の4通りの炉心損傷回避シナリオが考えられる。

- ③「HPCSによる注水」+「格納容器ベント」
- ④「原子炉減圧」+「LPCSまたはLPCIによる注水」+「格納容器ベント」
- ⑤「原子炉減圧」+「代替注水系による注水」+「RHRによる格納容器除熱」
- ⑥「原子炉減圧」+「代替注水系による注水」+「格納容器ベント」

AM策を考慮した場合には、4通りのシナリオが加わり、合計6通りの炉心損傷回避シナリオが存在する。

炉心損傷回避シナリオ数		
AM策整備前	AM策整備により追加	合計
2	4	6

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係を以下に示す。

	基本設計段階	AM策
炉心冷却	【高圧注水】 ・ H P C S 【原子炉減圧】 ・ 原子炉減圧(自動または手動) 【低圧注水】 ・ L P C S ・ L P C I	【代替注水手段】 ・ 復水補給水系 ・ 消火系
格納容器からの除熱	・ R H R ・ 格納容器ベント (不活性ガス系, 非常用ガス処理系経由)	・ 格納容器ベント (耐圧強化ベント)

(サ) 小破断LOCA

「小破断LOCA」については、イベントツリー、有効なAM策および炉心冷却までの炉心損傷回避シナリオは中破断LOCAと同一である。ただし、高圧状態における原子炉への注水機能としてHPCSに加えRCICを用いることが可能である。

(シ) その他の過渡事象

その他の過渡事象時には、原子炉スクラムが炉心損傷防止のために必要となる。

本事象に対するAM策としては、炉心冷却のための「代替注水系」と「原子炉減圧の自動化」および格納容器除熱のための「格納容器ベント (耐圧強化ベント)」を考慮している。

「その他の過渡事象」については、SRVの再閉鎖が可能な場合、AM策を考慮しない場合は、以下の5通りのシナリオにより炉心損傷を防ぐことができる。

- ① 「給水系による注水」
- ② 「HPCSまたはRCICによる注水」 + 「復水器による除熱」
- ③ 「HPCSまたはRCICによる注水」 + 「RHRによる格納容器除熱」
- ④ 「原子炉減圧」 + 「LPCSまたはLPCIによる注水」 + 「復水器による除熱」
- ⑤ 「原子炉減圧」 + 「LPCSまたはLPCIによる注水」 + 「RHRによる格納容器除熱」

AM策を考慮した場合には、さらに以下の7通りの炉心損傷回避シナリオが考えられる。

- ⑥「HPCSまたはRCICによる注水」＋「格納容器ベント」
- ⑦「原子炉減圧」＋「LPCSまたはLPCIによる注水」＋「復水器による除熱」
- ⑧「原子炉減圧」＋「LPCSまたはLPCIによる注水」＋「RHRによる格納容器除熱」
- ⑨「原子炉減圧」＋「LPCSまたはLPCIによる注水」＋「格納容器ベント」
- ⑩「原子炉減圧」＋「代替注水系による注水」＋「復水器による除熱」
- ⑪「原子炉減圧」＋「代替注水系による注水」＋「RHRによる格納容器除熱」
- ⑫「原子炉減圧」＋「代替注水系による注水」＋「格納容器ベント」

AM策を考慮した場合には、7通りのシナリオが加わり、合計12通りの炉心損傷回避シナリオが存在する。

炉心損傷回避シナリオ数		
AM策整備前	AM策整備により追加	合計
5	7	12

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係を以下に示す。

	基本設計段階	AM策
炉心冷却	【高圧注水】 ・給水系 ・HPCS ・RCIC 【原子炉減圧】 ・原子炉減圧（手動） 【低圧注水】 ・LPCS ・LPCI	【原子炉減圧】 ・原子炉減圧（自動） 【代替注水手段】 ・復水補給水系 ・消火系
格納容器からの除熱	・復水器による除熱 ・RHR ・格納容器ベント（不活性ガス系，非常用ガス処理系経由）	・格納容器ベント（耐圧強化ベント）

(ス) 手動停止

手動停止については、前項に示す「その他の過渡事象」のプラント停止後の事象進展に包絡され、対応する防護措置も同じである。

(b) 格納容器機能喪失防止

ア 事象進展シナリオの特定

格納容器機能喪失防止のための事象進展を評価するにあたり、炉心損傷に至った起因事象、炉心の状態、格納容器内事象進展および事象の防止・緩和手段の作動・不作動等から整理すると、プラントの損傷状態は、表 5.6.3-2 に示す 6 つのカテゴリーに分類することができる。

表 5.6.3-2 プラント損傷状態の分類

シーケンス	シーケンス概要	原子炉の損傷状態
高圧・低圧系注水失敗 (TQUV)	高圧・低圧ECCSの故障により炉心損傷するシーケンス。	原子炉：低圧 炉心損傷：短期に発生
高圧系注水失敗・減圧失敗 (TQUX)	高圧ECCSの故障と減圧失敗により炉心損傷するシーケンス。	原子炉：高圧 炉心損傷：短期に発生
電源喪失 (TB)	全交流電源の喪失により炉心損傷するシーケンス。	原子炉：高圧 炉心損傷： 比較的長時間経過後に発生 (RCIC動作可) 炉心損傷：短期に発生 (RCIC故障等)
原子炉冷却材喪失 (LOCA)	LOCA後、注水機能が喪失し炉心損傷するシーケンス。	原子炉：低圧 (大LOCA) 原子炉：高圧 (中小LOCA) 炉心損傷：短期に発生
崩壊熱除去失敗 (TW)	崩壊熱除去失敗により炉心損傷するシーケンス。 炉心損傷の前に格納容器破損。	原子炉：高圧 炉心損傷： 比較的長時間経過後に発生
原子炉停止失敗 (TC)	原子炉停止失敗により炉心損傷するシーケンス。 炉心損傷の前に格納容器破損。	原子炉：高圧 炉心損傷：短期に発生

イ 防護措置の効果の評価

ア項での分類のもと、格納容器機能喪失防止の点からAM策を整備した防護措置を考慮したイベントツリーを添付-5.6-7に示すとともに、各事象進展の概要および主な格納容器損傷モードについて以下にまとめる。また、格納容器機能喪失に至る格納容器破損モードについて図 5.6.3-1に示す。

なお、表 5.6.3-2中のTWおよびTCシーケンスについては、炉心損傷に至る前に格納容器が破損していることから、格納容器イベントツリーでの評価は行わない。

(ア) TQUVシーケンス

事象発生後、原子炉への全給水機能が喪失するため、短時間で炉心溶融した後、原子炉圧力容器（RPV）破損に至る。この時、多量の高温水および溶融炉心（デブリ）が格納容器内に放出されるため、格納容器の圧力および温度は急上昇する。RPV破損後、溶融デブリはペDESTALに流出するが、原子炉減圧に成功しており、RPV破損時の原子炉圧力が低いことから、溶融デブリはペDESTAL内に蓄積し、コア・コンクリート反応を開始する。このため、ドライウェル雰囲気はデブリによって加熱され、格納容器は過温破損に至る。

格納容器の早期破損要因としては、デブリがRPVから流出している状態で多量の水と接触して発生するRPV外水蒸気爆発が考えられる。

ペDESTAL領域およびドライウェルへ放出されたデブリ冷却のためには、ECCSの復旧、格納容器スプレイヘッドからのスプレイ注入、または代替注水系によるRPVへの注水が必要となる。デブリ冷却を実施した場合には、格納容器内水蒸気爆発の可能性も存在する。

デブリ冷却に成功した場合には、RHRの復旧によって長期的な崩壊熱除去を実施することにより格納容器の健全性を維持できる。

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係を以下に示す。

	基本設計段階	AM策
原子炉および格納容器への注水によるデブリ冷却	【低圧注水】 ・ LPCS ・ LPCI	【代替注水手段】 ・ 復水補給水系 ・ 消火系
格納容器からの除熱	・ RHR	・ 格納容器ベント （耐圧強化ベント）

(イ) TQUXシーケンス

事象発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ原子炉減圧に失敗するため、原子炉への低圧注水を行うことができず、短時間で炉心溶融の後、RPV破損に至る。本シーケンスでは、原子炉圧力が高いため、RPV破損時の

デブリは、R P Vから噴出されたガス流を伴って、ドライウェルへも飛散・微細化し、ドライウェル雰囲気は加熱され、格納容器は過温破損に至る。

格納容器の早期破損要因としては、デブリがR P Vから流出している状態で多量の水と接触して発生するR P V外水蒸気爆発が考えられる。

原子炉減圧に成功し、低圧E C C SによるR P V内での損傷炉心の冷却に成功した場合には、R H R等による長期冷却に移行することにより事故の収束が可能となるが、長期冷却に失敗した場合には、格納容器過圧破損に至る可能性がある。また、R P V内での損傷炉心の冷却に失敗した場合には、T Q U Vシーケンスと同様な事故進展となる。

原子炉減圧に失敗した場合には、R P V破損に至る。この場合、原子炉が高圧のためデブリが微細化しドライウェル内にも飛散することにより、格納容器雰囲気の直接加熱（D C H）による早期破損の可能性もある。

格納容器の早期破損がなければ、R P V破損により一次系は減圧され、低圧E C C Sが作動する可能性が高い。さらに、低圧E C C Sが不作動の場合にも、A M設備による代替注水の可能性が考慮できる。

デブリ冷却を実施した場合には、格納容器内水蒸気爆発の可能性も存在する。

デブリ冷却に成功した場合には、R H R等によって長期的な崩壊熱除去を実施することにより、格納容器の健全性は維持できる。

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係を以下に示す。

	基本設計段階	A M策
原子炉および格納容器への注水によるデブリ冷却	【原子炉減圧】 ・原子炉減圧（自動または手動） 【低圧注水】 ・L P C S ・L P C I	【代替注水手段】 ・復水補給水系 ・消火系
格納容器からの除熱	・R H R	・格納容器ベント（耐圧強化ベント）

(ウ) T Bシーケンス

事象発生後、約8時間の間はタービン駆動のR C I Cによって原子炉水位は維持されるが、直流電源枯渇によりR C I Cが停止すると、炉心注水手段がなくなるため、これ以後の挙動はT Q U Xシーケンスと同様になる。ドライウェルはR P V破損時に流出したデブリによって加熱され、格納容器は過温破損する。

また、事象発生直後から直流電源が機能しない場合は、R C I Cの機能喪失により、T Q U Xシーケンスと同様な挙動となる。

本シーケンスでは、低圧E C C S自体は健全であるため、電源が復旧し

た場合には低圧ECCSによってデブリを冷却できる可能性が高い。また、格納容器早期破損に至る事象としてTQUXシーケンスと同様にRPV内水蒸気爆発、DCHおよび格納容器内水蒸気爆発の可能性が考えられる。

デブリ冷却を実施した場合には、格納容器内水蒸気爆発の可能性も存在する。

デブリ冷却に成功した場合には、RHR等によって長期的な崩壊熱除去を実施することにより、格納容器の健全性は維持できる。

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係を以下に示す。

	基本設計段階	AM策
原子炉および格納容器への注水によるデブリ冷却	【原子炉減圧】 ・原子炉減圧（手動） 【低圧注水】 ・LPCS ・LPCI	【代替注水手段】 ・復水補給水系 ・消火系
格納容器からの除熱	・RHR	・格納容器ベント（耐圧強化ベント）
安全機能のサポート機能	・外部電源の復旧	・非常用ディーゼル発電機の復旧 ・電源融通（高圧・低圧）

(エ) LOCAシーケンス

事象発生後、原子炉へのECCSによる注水に失敗するため、TQUVシーケンスよりも早い時間で炉心溶融からRPV破損に至る。RPV破損後、デブリはRPVからペDESTALに放出され、コア・コンクリート反応を開始するとともにドライウェル雰囲気加熱し、格納容器は過温破損する。

格納容器の早期破損要因としては、デブリがRPVから流出している状態で多量の水と接触して発生するRPV内の水蒸気爆発およびRPV破損時の格納容器内水蒸気爆発が考えられる。なお、格納容器内水蒸気爆発が想定されるのは、一次系の破断により原子炉冷却材がペDESTALに放出されており、ペDESTAL床上に水プールが形成されているためである。

ペDESTALおよびドライウェルへ放出されたデブリの冷却のためには、ECCSの復旧、格納容器スプレイヘッドからのスプレイ注入、または代替注水手段によるRPVへの注水が必要となる。

デブリ冷却を実施した場合には、格納容器内水蒸気爆発の可能性も存在する。

デブリ冷却に成功した場合には、RHR等によって長期的な崩壊熱除去を実施することにより、格納容器の健全性は維持できる。

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係を以下に示す。

	基本設計段階	AM策
原子炉および格納容器への注水によるデブリ冷却	【低圧注水】 ・ L P C S ・ L P C I	【代替注水手段】 ・ 復水補給水系 ・ 消火系
格納容器からの除熱	・ R H R	・ 格納容器ベント (耐圧強化ベント)

なお、表 5.6.3-2 中のプラント損傷状態のうち、TWシーケンスおよびTCシーケンスについては、炉心損傷に至る前に格納容器破損に至るものであり、格納容器破損を防止することにより炉心損傷も防止できるものである。

TWシーケンスと防護措置との関係を以下に示す。

	基本設計段階	AM策
格納容器からの除熱	・ 復水器による除熱 ・ R H R ・ 格納容器ベント（不活性ガス系，非常用ガス処理系経由）	・ 格納容器ベント (耐圧強化ベント)

TCシーケンスと防護措置との関係を以下に示す。

	基本設計段階	AM策
原子炉停止	・ 手動スクラム ・ 原子炉水位制御および S L C の手動操作	・ 代替反応度制御 (R P T および A R I)

未臨界確保失敗時の過圧

シビアアクシデント（SA）時において、原子炉への制御棒挿入およびほう酸水注入に失敗し、未臨界性確保に失敗したため、原子炉の発生蒸気がSRVを介して格納容器内に継続的に放出され、格納容器圧力は急速に上昇する。これにより炉心損傷前に格納容器破損に至る。

水蒸気爆発

SA時において、デブリがRPVを熔融貫通し、格納容器下部に存在する冷却水と接触することにより、水が急激に蒸発し、高圧・衝撃力を伴う水蒸気爆発が生じる場合がある。
水蒸気爆発の高圧・衝撃力により格納容器破損に至る。

水蒸気（崩壊熱）による過圧

SA時において、炉心損傷後に発生したデブリが冷却できた場合に崩壊熱による発生蒸気が継続的に放出される。RPVまたは格納容器内でデブリがゆっくりと冷却されると水蒸気により格納容器内の圧力は上昇し、格納容器破損に至る。また、格納容器内に放出されたデブリが冷却されない場合、コア・コンクリート反応により非凝縮性ガスが継続発生し、格納容器内が加圧され、格納容器破損に至る。

格納容器雰囲気直接加熱（DCH）

SA時において、デブリがRPV下部プレナムに落下し、下部ヘッドが熔融貫通する時点でRPVが高圧状態にあると、デブリは微粒子化し格納容器空間に噴出するため、格納容器内雰囲気を直接加熱し、圧力・温度が急上昇する。さらに、デブリの金属成分はRPVから同時に噴出する水蒸気や格納容器雰囲気中の水蒸気と水-金属反応を起こして水素ガスと熱を発生し、格納容器の加圧、加熱を促進することで、格納容器破損に至る。

貫通部過温

SA時において、炉心損傷後に発生したデブリが冷却できた場合に崩壊熱による発生蒸気が継続的に放出される。短期的には格納容器内構造材やS/P等がヒートシンクとなり圧力上昇が抑制されるが、長期的には格納容器内の温度、圧力は上昇し、貫通部（フランジ部や電線貫通部）が過熱され、格納容器破損に至る。

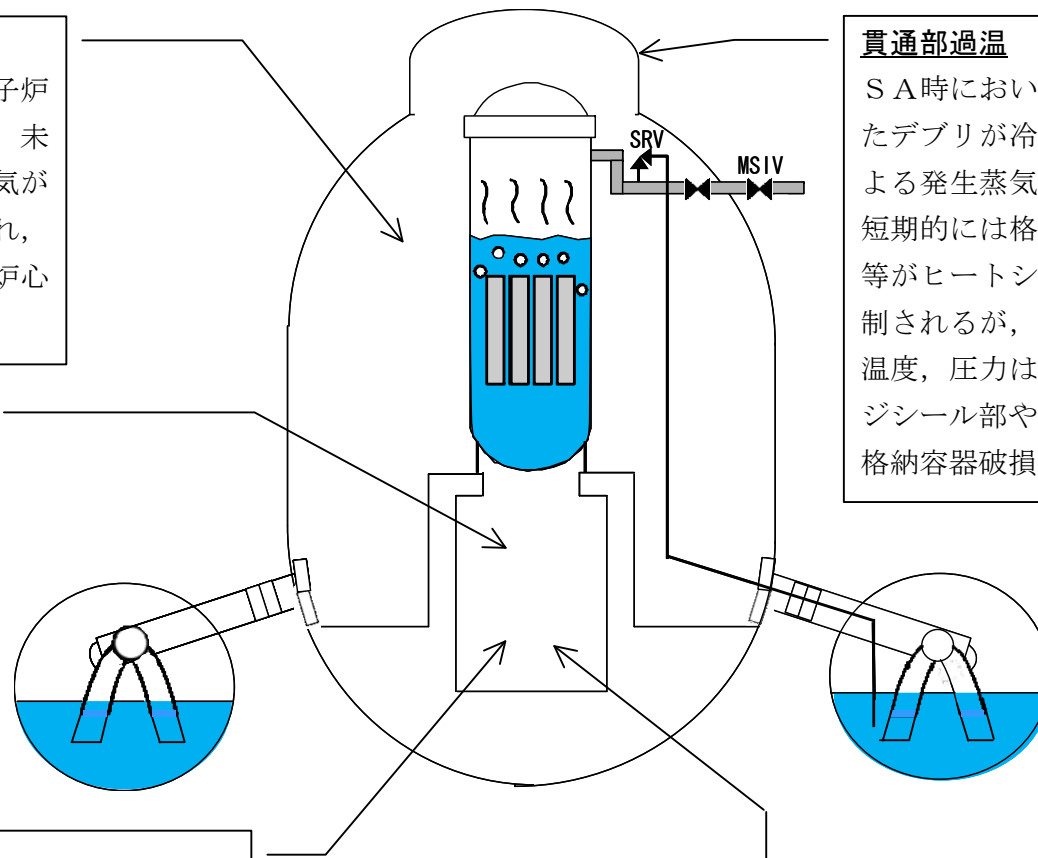


図 5.6.3-1 格納容器破損モード

リ 防護措置の有効性の評価

事象進展の分析を踏まえ、格納容器損傷に至る格納容器破損モードに対する防護措置の有効性について、以下に示す。

(ア) 水蒸気（崩壊熱）による過圧

この事象は、主に原子炉を構成する燃料、構築物が熱により溶融した物体（デブリ）や原子炉内に注水された水が崩壊熱により蒸発し、発生した蒸気により格納容器内の圧力がゆっくりと上昇していく現象であり、この他にデブリが冷却できていない場合のコンクリート侵食により発生する非凝縮性ガスが蓄積することによる圧力上昇も含まれている。

この現象は、デブリを確実に冷却し、崩壊熱を適切に除去することにより防止できる。

AM策として整備した耐圧強化ベントを使用して減圧することにより格納容器の過圧を防止することが可能である。なお、AM策として整備した代替注水を用いた格納容器スプレイの実施により、格納容器ベントが有効なシーケンスに対して、事象発生から格納容器ベントを実施するまでの時間余裕を延長することができる。

(イ) 水蒸気爆発

この事象は、高温のデブリが大量に水中に落下した際、瞬時にデブリの持つ熱エネルギーにより爆発的に水が気化する現象である。

R P Vが破損し、デブリが格納容器内に落下する際は、ペDESTAL床に落下することとなるが、志賀1号機では通常この床には水が存在せず、またほとんどのシーケンスでペDESTAL床に水が蓄積するような運転操作がないことから、この現象が発生する可能性は小さい。

(ウ) 未臨界確保失敗時の過圧

この事象は、原子炉停止に失敗した際に、原子炉内で核分裂反応が継続することにより大量の蒸気が炉心で発生し、S R Vを通じて早期に格納容器の圧力が上昇していく現象である。

この現象は、原子炉停止機能の確保により防止することができる。

(エ) 貫通部過温

この事象は、R P Vが破損し、高温のデブリが格納容器内に落下した際、デブリから発生する崩壊熱により格納容器内の雰囲気温度がゆっくりと加熱され、熱的に脆弱な格納容器貫通部から損傷に至る現象である。

この現象は、デブリに注水することで崩壊熱を主に蒸発潜熱として吸収するか、あるいは格納容器内へのスプレイにより雰囲気を冷却することで防止できる。

電源喪失のシーケンスでは、AM策として整備した低圧電源の融通により、非常用ディーゼル発電機の起動あるいは高圧電源の融通を行うことで、格納容器スプレイが可能になり、「貫通部過温」を防止することができる。

(ウ) 格納容器雰囲気直接加熱

この事象は、R P Vが高圧状態で破損した場合に、放出されるデブリによって格納容器自体または雰囲気は直接加熱される現象である。

この現象に対しては、原子炉を適切に減圧することにより、R P Vを破損させるような高圧状態に至ることを防止できる。

電源喪失のシーケンスでは、AM策として整備した低圧電源の融通によりS R Vによる原子炉減圧が可能となり、R P Vの高圧破損を防止できるため、「格納容器雰囲気直接加熱」の影響を緩和させることが可能である。

なお、燃料被覆管と水との反応や水の放射線分解等により発生する水素が、高濃度に蓄積して着火した場合、原子炉格納容器へ大きな圧力負荷がかかり、原子炉格納容器の破損に至る「可燃性ガスの高濃度での燃焼」事象も考えられる。本事象に対しては、多量の可燃性ガスの発生を考慮して原子炉格納容器内雰囲気を窒素により不活性化しており、事象発生を抑制している。

以上のように、これまでに整備した防護措置は、それぞれの事象進展シナリオに対して網羅的に整備されており、プラントに深刻な影響を及ぼす事態に対し、プラントの安全性向上が図られている。

d 組織体制および手順書の整備ならびに教育および訓練の状況

(a) 組織体制の整備

ア シビアアクシデントマネジメント実施組織

シビアアクシデントマネジメントの実施組織は、事象の推移に従って適切な組織体制を確立するという観点、既存の組織を有効活用する観点および発電所の総力を挙げてシビアアクシデントマネジメントに取り組む観点から、発電所緊急時対策本部をシビアアクシデントマネジメントの実施組織としている。実施組織の概要を、添付-5.6-8に示す。

この実施組織において、シビアアクシデントマネジメントに係る対応操作は、異常兆候発生当初からの継続性を考慮して中央制御室の運転員が行うこととしている。また、中央制御室の運転員を除く発電所緊急時対策本部全体（以下、「支援組織」という。）が、中央制御室の運転員を支援することとしている。

(ア) 対応操作を行う組織

当直長以下の運転員は、中央制御室に24時間の当直体制で常にプラントの監視、運転操作等を行っており、異常兆候が発生した場合に事態収束のための対応操作を行う。

また、シビアアクシデントマネジメントに係る対応操作についても、中央制御室の運転員が行う。

(イ) 支援組織

シビアアクシデントマネジメントを実施する組織は、異常事態の深刻さ

に応じて連続的に対処できることが必要であり、また、既存の組織との重複等の組織上の混乱をもたらす要因を排除する必要がある。

このため、中央制御室の運転員を除く発電所緊急時対策本部を「支援組織」と位置付け、異常兆候発生時に設置される対応組織を拡張する形で要員の召集を行うこととしており、事象の初期段階から連続的に対応できるようにしている。

また、支援組織が通報連絡、技術評価、放射線測定等を実施することによって、中央制御室の運転員を支援する。この支援組織は、通報連絡、技術評価、放射線測定等の機能を既に有していることから、シビアアクシデントマネジメントにおいても十分に運転員を支援することが可能である。

異常兆候が発生し、初期の炉心損傷を防止する段階においてのAM策は、支援組織の発足の有無にかかわらず、中央制御室の運転員が主体となって実施する。

ただし、支援組織が既に発足している場合には、支援組織との連絡を密にし、発電所緊急時対策本部長から出される指示、指導および助言を受けつつ、当直長の指揮命令の下に対応操作を実施することとしている。

一方、さらに事象が進展して炉心損傷が発生し、その影響を緩和するためのAM策の実施においては、事象がさらに複雑となり、また、総合的な判断が必要となる。このため、この段階では、既に設置されている支援組織においてプラントパラメータ等の事象監視を行うとともに、発電所外部の状況や放射線量の測定結果等の様々な情報も考慮しつつ、その時点でのプラント状況における適切なAM策を総合判断の下に選定し、発電所緊急時対策本部長が、必要に応じて外部からの助言等に基づき適切なAM策を決定し、中央制御室の運転員に対して指示を行い、中央制御室の運転員が対応操作を実施することとしている。

必要な要員の召集は、24時間の当直体制を行っている運転員が、異常兆候が発生した場合には、当直長の指揮の下、必要な措置を講ずるとともに、平日・休日・昼夜を問わず、あらかじめ定める連絡体制に基づき、必要な要員の召集を行い、技術支援等を行う体制を確立している。

さらに、この異常兆候が拡大し原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合には、発電所長は「志賀原子力発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、要員を召集し、発電所緊急時対策本部を設置し、シビアアクシデントマネジメントのための体制を確立する。

イ 緊急安全対策において新たに整備した組織

津波によって交流電源を供給するすべての設備、海水を使用して原子炉および使用済燃料貯蔵プールを冷却するすべての設備が喪失した場合、高圧電源車による電源機能確保および消防車等による注水機能の確保を担う原子炉施設の保全のための活動のための組織は、「志賀原子力発電所1号機 全交流電源喪失時における給電手順書（細則）」および「志賀原子力

発電所 全交流電源喪失時における非常送水手順書（細則）」等に定めている。

(b) 手順書の整備

シビアアクシデントマネジメントが必要な状況では、中央制御室の運転員が対応操作を行い、支援組織が様々な形で運転員を支援する活動を行う。このため、シビアアクシデント発生時に使用する手順書としては、役割分担が明確化され、かつ事象の進展状況に対応したものが必要となる。

手順書には、過去にAM策として整備したものに加え、今回の福島第一原子力発電所での事故を踏まえて新たに整備したものがある。シビアアクシデントマネジメント関連手順書類の構成概要を、添付-5.6-9に示す。手順書の概要は、それぞれ以下のとおりである。

ア 運転員用手順書

(ア) 事故時運転操作要領（事象ベース）（AOP）

設計上想定される事象毎に事象の進展シナリオに従った操作を記載した手順書であり、事故・故障等が発生した時に、その時のプラントの状態からどのような事象が発生したのかの判断が可能な場合に使用する手順書である。本手順書内の「全交流電源喪失時の対応手順」に電源融通にかかる手順を記載している。

(イ) 事故時運転操作要領（徴候ベース）（EOP）

事故の起因事象を問わず、観測されるプラントの徴候に応じた操作を記載した手順書であり、多重故障等発生確率は極めて低いと考えられる設計想定外の事故・故障等にも対応可能な手順書である。

(ウ) 事故時運転操作手順（炉心損傷後）（SOP）

支援組織用手順書である「事故時運転操作ガイド（炉心損傷後）」の記載内容のうち、プラント操作の判断や実施に関する重要部分を抽出した、運転員用の手順書である。

本手順書では、迅速なプラント操作の判断ができるよう、アクシデントマネジメントのストラテジ（操作方針）、具体的な操作選択の手順をフローチャート形式で示すとともに、アクシデントマネジメント用設備の設備別操作手順を記載している。

イ 支援組織用手順書

(ア) 事故時運転操作ガイド（炉心損傷後）（AMG）

EOPで対応する状態からさらに事象が進展し、炉心損傷に至った際に支援組織で使用する手順書であり、プラント状態、操作実施の影響等を考慮して、総合的な観点から事故の進展防止、影響緩和のために実施すべき措置を判断、選択するためのガイダンスである。

AMGでは、炉心損傷直後においては原子炉へ初期注水を実施する等、

プラント状態に応じたアクシデントマネジメントの実施目的および目的を達成するための一連の対応方法を記載している。

AMGには、炉心損傷やR P V破損を判断するため必要となるプラントパラメータ等の情報や判断基準、補足情報等を整理して記載しており、さらに、操作を実施することによるプラントの応答、パラメータ変化の傾向、注意事項等を記載しており、操作実施によるプラントへの影響を考慮して操作を選択できるように構成されている。

また、シビアアクシデントに対しては、これまでに蓄積された知見を駆使して臨機応変に対応操作を行うものであることから、技術検討の補足情報として、計測機器の設置位置を示す図面等の各種技術データ、判断基準の根拠、現象論として不確定な事象について得られている知見の内容およびその適用できる範囲等を知識ベースとしてまとめている。これにより、限られた時間の中でプラント状態を把握し、実施すべきAM策を迅速に判断できる。

(イ) AM復旧手順書

AM策の一環として、特に安全確保上重要な機能を有し、故障時にその機能を復旧することが極めて重要と考えられるRHRおよび非常用ディーゼル発電機について機能復旧を期待する。

この復旧実施のガイドとしてAM復旧手順書を整備している。この手順書は、支援組織が限られた時間と資源の下で効率良く復旧活動にあたるよう、現場機器の損傷状況の把握、故障原因の推定および故障原因に応じた復旧手順についてのガイドを与える。

ウ 緊急安全対策において新たに整備した手順書

津波によって交流電源を供給するすべての設備、海水を使用して原子炉および使用済燃料貯蔵プールを冷却するすべての設備が喪失した場合における原子炉施設の保全活動について、以下の手順を定めている。

(ア) 運転管理業務要領【改訂】

全交流電源喪失時の対応について記載している。

(イ) 事故時運転操作要領【改訂】

津波により全交流電源喪失に至った場合の対応および使用済燃料貯蔵プールへの水補給の手順について記載している。

(ウ) アクシデントマネジメント操作要領【改訂】

消防車を使用した原子炉への注水を記載している。

(エ) 全交流電源喪失時における給電手順書（細則）

高圧電源車等による給電手順について記載している。

(オ) 全交流電源喪失時における非常送水手順書（細則）

消防車による原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水について記載している。

(カ) 全交流電源喪失時における原子炉建屋屋根穴開け作業手順書（細則）
原子炉建屋に滞留した水素による爆発を防止するための原子炉建屋穴開け作業手順について記載している。

(キ) RCW・RSWポンプモータ復旧手引
津波により原子炉補機冷却系ポンプの電動機が冠水した場合、電動機を洗浄・乾燥し、機能を回復させる手順を記載している。

(c) 教育および訓練の状況

シビアアクシデントマネジメントの実施組織における要員の役割に応じて、必要な知識の習得、維持および向上を図るために、シビアアクシデントマネジメントに関する教育・訓練を実施している。

ア 運転員

運転員は、アクシデントマネジメントの操作対応を行うことから、支援組織の要員と同様に、アクシデントマネジメントの基礎的知識について机上研修を行うほか、専門的知識について発電直内で机上研修を行っている。

また、株式会社BWR運転訓練センターのフルスコープのシミュレータでシミュレーション可能な範囲において、アクシデントマネジメント対応操作の訓練を行っている。

特に、アクシデントマネジメントの際に操作実施の判断を行う当直長およびこれを補佐する副当直長は、机上研修により、基礎的知識に関する研修に加え応用的知識に関する研修を受けている。

これらの研修については、運転員全員を対象とした基礎的知識および当直長、副当直長を対象とした応用的知識については5年に1回、専門的知識については年に1回の割合で実施している。

なお、緊急安全対策等により新たに追加された教育・訓練項目についても、上記の教育・訓練の中で実施している。

イ 支援組織の要員

支援組織においては、プラントの状況把握、事象収束のための方策の検討等を実施することとしており、支援組織の要員はAMGの記載内容のほか、シビアアクシデント時のプラント挙動等に関して総合的な知識を有している必要がある。

このため、支援組織の全要員に対し、アクシデントマネジメントの実施に係る基礎的知識について机上研修を実施するとともに、技術検討を担当する要員や各班の責任者等、専門的な知識を有している必要がある要員については、応用的な知識についての研修を実施している。

研修テーマとしては、基礎的知識に関する研修においては、アクシデントマネジメントの位置付け、実施内容、使用する設備、シビアアクシデン

ト時に起こりうる物理現象、プラント挙動等を選定し、教育を行っている。応用的知識に関する研修においては、シビアアクシデント解析の結果等も参照し、より技術的な内容に踏み込んだ研修を実施している。

これら机上研修は支援組織の全要員が5年に1回は受講することとするほか、組織全体の実効性を総合的に確認するため、アクシデントマネジメントを想定した演習を年1回実施している。

ウ 緊急安全対策において新たに整備した訓練

津波によって交流電源を供給するすべての設備、海水を使用して原子炉および使用済燃料貯蔵プールを冷却するすべての設備が喪失した場合における原子炉施設の保全活動のための訓練として、給電手順、非常用送水手順等に関する項目を年1回実施する旨を教育・訓練計画に定め、実施している。

(2) 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

(1)項で特定した防護措置と既存の安全機能に加えて、緊急安全対策、シビアアクシデントへの対応に関する措置の各々の事象進展シナリオに対する効果について添付-5.6-10、添付-5.6-11に示す。

また、(1)項で特定した防護措置と既存の安全機能の関係について、事象の進展に沿って多重防護の観点からまとめたものを添付-5.6-12に示す。

これらにより、AM検討報告書、PSA報告書およびAM整備報告書で整備した種々の対策は、燃料の重大な損傷および放射性物質の大規模な放出を防止する措置として多重防護の観点から有効に整備されていることが確認できる。また、緊急安全対策報告書およびシビアアクシデント対策報告書で報告した種々の対策は、防護措置の有効性の観点から、特にサポート機能の信頼性向上に対して有効に機能することが確認できた。

緊急安全対策報告書で報告した種々の対策のうち、緊急安全対策として計画されている「緊急時の電源確保」、「緊急時の最終的な除熱機能の確保」および「緊急時の使用済燃料貯蔵プールの冷却確保」の対策については、その着実な実施により防護措置が一層強化され、燃料の重大な損傷防止および放射性物質の大規模な放出防止に係る手段の多様化が図られると評価できる。

また、4.2(7)項に記載したとおり、志賀原子力発電所は津波などの外的要因による浸水に対してより強固な設備となり、防護措置の信頼性向上に資するものと評価できる。

さらに、シビアアクシデント対策報告書で報告した種々の対策のうち、シビアアクシデントへの対応に関する措置として計画されている諸対策については、通信機器へ電源を供給するための資機材の配備および手順の整備により、通信手段の信頼性向上が図られていること、原子炉建屋水素ベントの資機材の配備および手順の整備により、水素爆発防止対策の充実が図られていることを確認した。

5.6.4 評価結果のまとめ

AM検討報告書, P S A 報告書およびAM整備報告書で報告した防護措置について, 現状を再確認するとともに, イベントツリーを用いたシナリオ分析を行い, その有効性を確認した。

また, 防護措置を燃料の重大な損傷を防止するための措置および放射性物質の大規模な放出を防止するために格納容器の健全性を維持するための措置に再分類し, 燃料の重大な損傷および放射性物質の大規模な放出を防止する措置として多重防護の観点から有効に整備されていること, また緊急安全対策報告書およびシビアアクシデント対策報告書で報告した種々の対策は, 防護措置の有効性の観点から, 特にサポート機能の信頼性向上に対して有効に機能することを確認した。

6. まとめ

本報告書においては、発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の一次評価として、志賀1号機の設計上の想定を超える事象に対し、どの程度の安全裕度が確保されているかについて、平成24年3月12日における施設と管理状態を対象として評価を行った。

具体的には、自然現象として、地震、津波および地震と津波の重畳事象を、安全機能の喪失として、全交流電源喪失および最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）の喪失について安全裕度を評価した。

また、設計上の想定を超える事象に対し、安全性を確保するために実施した緊急安全対策、更なる対策およびその他のシビアアクシデントマネジメント対策も含めて、多重防護の観点からその効果を確認した。

なお、今回の評価においては、緊急安全対策等により手順等が整備されていない場合は、「事象の進展を防止する措置として期待しない」として取り扱い、また、燃料の重大な損傷に至る時点を「必要な機能が喪失した時点」とするなど、現実よりも厳しい条件を用いて保守的な評価を行っている点もある。

地震に関する評価では、基準地震動 S_s （解放基盤表面で600gal）により各設備等へ発生する地震力（評価値）と機能が維持される許容値の比を「耐震裕度」と定義し、裕度評価を行った。

地震を起因として原子炉にある燃料が損傷に至る事象として9つの起因事象を同定した。

このうち、最も発生地震動の小さい「外部電源喪失」から、影響緩和機能のイベントツリーを作成し、耐震裕度評価を行ったところ、耐震裕度は格納容器ベントの際に必要な「非常用ガス処理系配管」で1.93と評価した。

「外部電源喪失」の次に発生地震動が小さい起因事象は、「炉心損傷直結」の1.96であるが、これは「外部電源喪失」事象における原子炉にある燃料の冷却に対する耐震裕度の1.93よりも大きいことから、この事象からクリフエッジとなる機器等が選定されることはない。

また、地震を起因として使用済燃料貯蔵プールにある燃料が損傷に至る事象として、原子炉にある燃料に関する評価と同様に「外部電源喪失」について影響緩和機能のイベントツリーを作成し、耐震裕度評価を行ったところ、耐震裕度は「使用済燃料貯蔵プール損傷」で基準地震動 S_s の2倍と評価した。

したがって、プラント全体としての地震に対するクリフエッジは、基準地震動 S_s に対する耐震裕度1.93であると評価した。

地震に対しては、これまで安全上重要な設備に耐震裕度向上工事を実施するとともに、福島第一原子力発電所事故を受けて実施した「緊急安全対策」（消防車による注水手段の確立、高圧電源車の配備等）や「更なる対策」（大容量電源車の配備等）により地震に対する余裕が向上するとともに、対応手段の多様性の向上が達成できることを確認した。

なお、このクリフエッジは、基準地震動 S_s における各設備への発生地震力と許容値の比（機能が維持される許容値／基準地震動 S_s により当該部位に発生する

地震力) であり、「少なくとも約 1,158gal までの非常に大きな地震動まで耐えられる」ことを意味している。

津波に関する評価では、設計津波高さ(約 5 m)に対し、安全上重要な設備等が機能維持できる許容津波高さを算出した。

津波を起因として発生する起因事象としては、標高 11.3mに開口部があり、津波による浸水で発生する原子炉補機冷却海水ポンプ等の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」を選定した。

この起因事象について影響緩和機能のイベントツリーを作成し、許容津波高さの評価を行ったところ、原子炉にある燃料の冷却に対しては、電源確保に必要な「メタクラ」、「パワーセンタ」、「コントロールセンタ」、制御機能に必要な「計装ラック」および起因事象の発生により最終的な熱の逃がし場(最終ヒートシンク)の喪失状態となった中での唯一の高圧炉心注水機能に必要な「原子炉隔離時冷却系のポンプ等」の浸水が発生する標高 15.3mと特定した。

また、使用済燃料貯蔵プールにある燃料が損傷に至る事象として、原子炉にある燃料に関する評価と同様に「最終ヒートシンク喪失」について影響緩和機能のイベントツリーを作成し、許容津波高さの評価を行ったところ、標高 20mの津波においても燃料の損傷には至らないことから、クリフエッジは存在せず、許容津波高さが 20m以上であると評価した。

津波に対しては、福島第一原子力発電所事故を受けて実施した「緊急安全対策」(消防車による注水手段の確立、扉の水密化、配管等の貫通部の止水処理等)や「更なる対策」(防潮堤の設置等)により、福島第一原子力発電所で確認された標高約 15mの津波に対しても原子炉施設に何ら損害を受けることなく、また、対応手段の多様性の向上が達成できることを確認した。

地震と津波との重畳に対する評価では、「最終ヒートシンク喪失」と「外部電源喪失」の重畳事象を起因事象と選定した。

この起因事象について影響緩和機能のイベントツリーを作成し、評価を行ったところ、地震と津波との重畳に対するクリフエッジは、原子炉にある燃料に対しては、「耐震裕度 1.93 または津波高さ標高 15.3mの境界線」と特定した。

また、使用済燃料貯蔵プールにある燃料に対しては、津波に対しては、標高 20 mまでの範囲でクリフエッジが確認されなかったことから、「耐震裕度 2.00 以上」と特定した。

以上より、地震と津波の重畳に対するクリフエッジは、原子炉にある燃料に関するクリフエッジと同じであると特定した。

全交流電源喪失に対する評価では、評価条件が最も厳しくなる全号機運転等を仮定し、かつ発電所外部からの支援を期待しない場合であっても燃料の重大な損傷に至る事象に進展することなく、志賀 1 号機が原子炉運転中および原子炉停止中ともに約 70 日間は注水機能および電源機能を維持できることを確認した。

これは、緊急安全対策として整備した高圧電源車による電源の確保、消防車によ

る注水手段の確立，水源の拡大・多様化の実施，手順の整備等の結果として大幅に増大したものであり，外部電源の復旧やプラント外部からの支援（高圧電源車，消防車および低圧発電機等への燃料補給等）を期待するのに十分な時間余裕となっている。

最終ヒートシンク喪失に対する評価では，外部電源が確保できていることから，発電所外部からの支援を期待しない場合であっても，長時間にわたって燃料の重大な損傷を防止することが可能である。

なお，原子炉や使用済燃料貯蔵プールに消防車を用いて大坪川ダムの淡水または海水を注水する以外に燃料を冷却する手段がないという極端な仮定においても，原子炉運転中および原子炉停止中ともに，プラント外部からの支援なしに約 480 日間は注水機能を維持できることを確認した。

これは，緊急安全対策として整備した高圧電源車による電源の確保，消防車による注水手段の確立，水源の拡大・多様化の実施，手順の整備等の結果として大幅に増大したものであり，外部電源の復旧やプラント外部からの支援（消防車および低圧発電機等への燃料補給等）を期待するのに十分な時間余裕となっている。

その他シビアアクシデントマネジメントに対する評価では，AM検討報告書，P S A 報告書およびAM整備報告書で報告した防護措置について，現状を再確認するとともに，イベントツリーを用いたシナリオ分析を行い，その有効性を確認した。

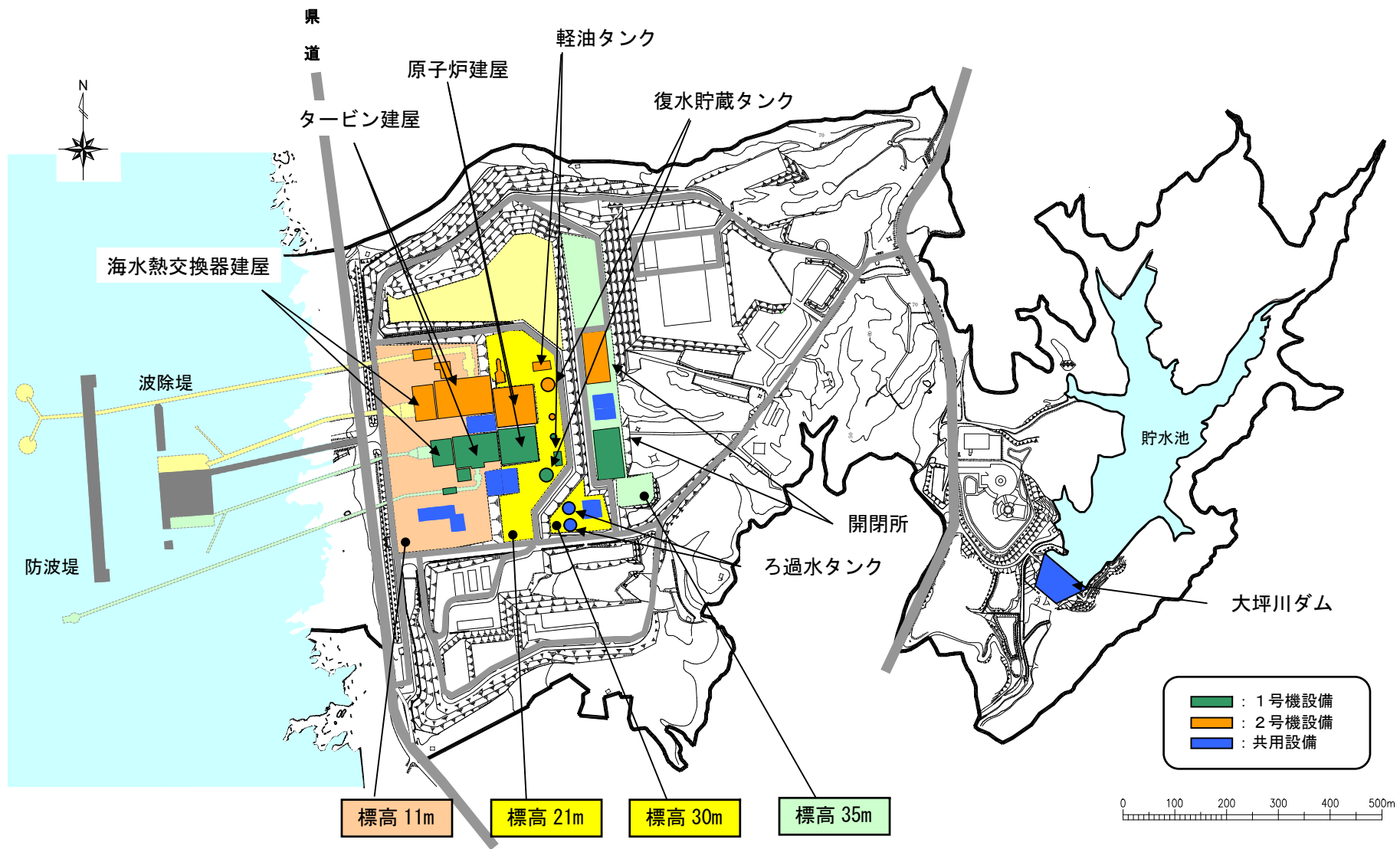
また，防護措置を燃料の重大な損傷を防止するための措置および放射性物質の大規模な放出を防止するために原子炉格納容器の健全性を維持するための措置に再分類し，燃料の重大な損傷を防止するための措置および放射性物質の大規模な放出を防止する措置として多重防護の観点から有効に整備されていること，また緊急安全対策報告書およびシビアアクシデント対策報告書で報告した種々の対策は，防護措置の有効性の観点から，特にサポート機能の信頼性向上に対して有効に機能することを確認した。

福島第一原子力発電所事故では，地震および津波によりほとんどの電源・海水冷却機能を失い，アクシデントマネジメントで準備していた設備も一部を除いて機能しなかったことから，炉心損傷に至り，水素爆発が発生するとともに，大気中に大量の放射性物質を放出することとなった。

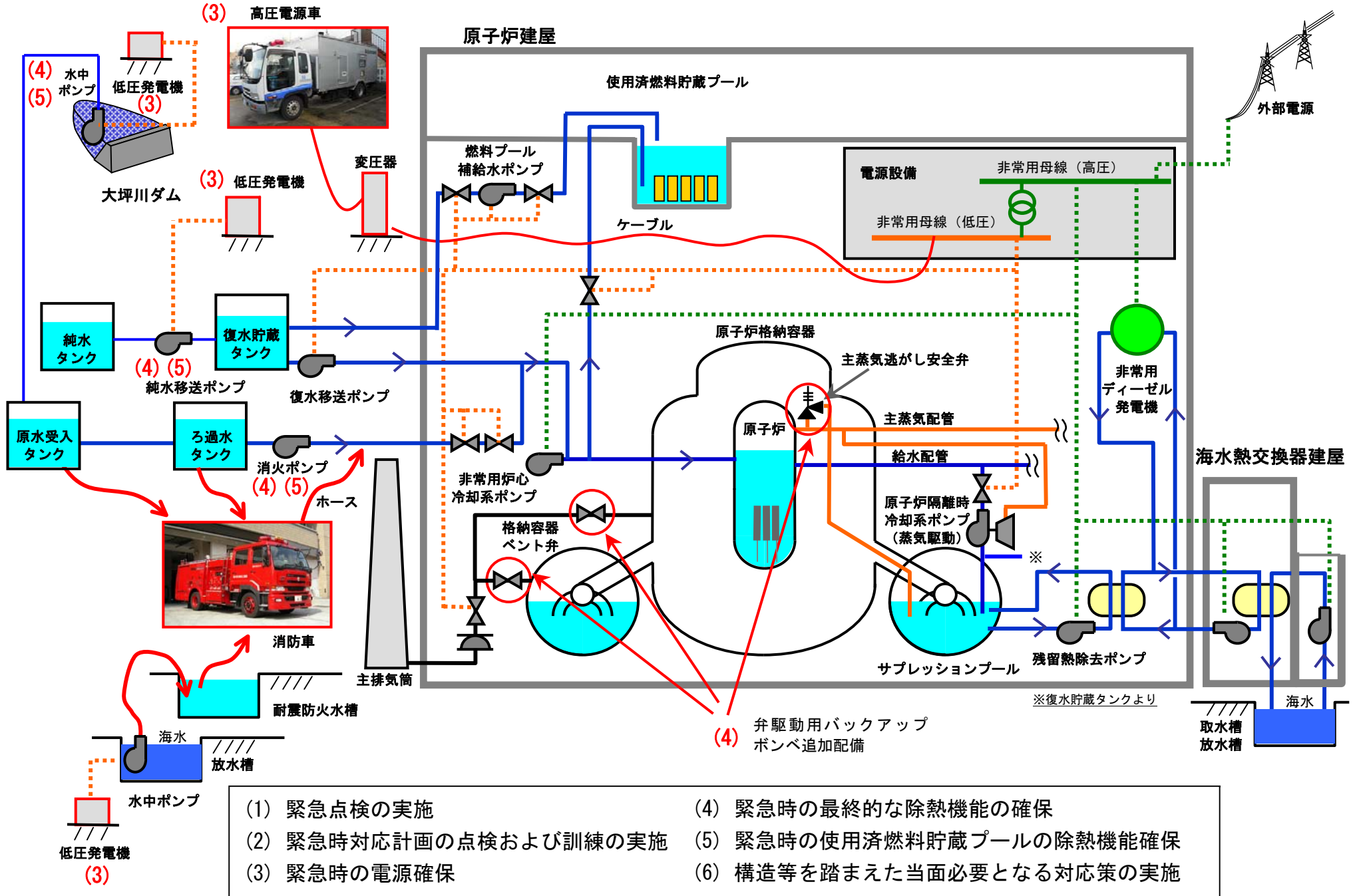
今回の評価では，地震や津波に対して，志賀 1 号機は一定の安全裕度を確保していることが確認できたが，今後予定している更なる対策の着実な実施により，発電所の安全性をより一層向上させていくこととする。

また，当社は，東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会等において明らかになる状況や今後得られる様々な知見を踏まえ，燃料の重大な損傷を防止する防護措置について，一層の充実に継続的に努めていく。

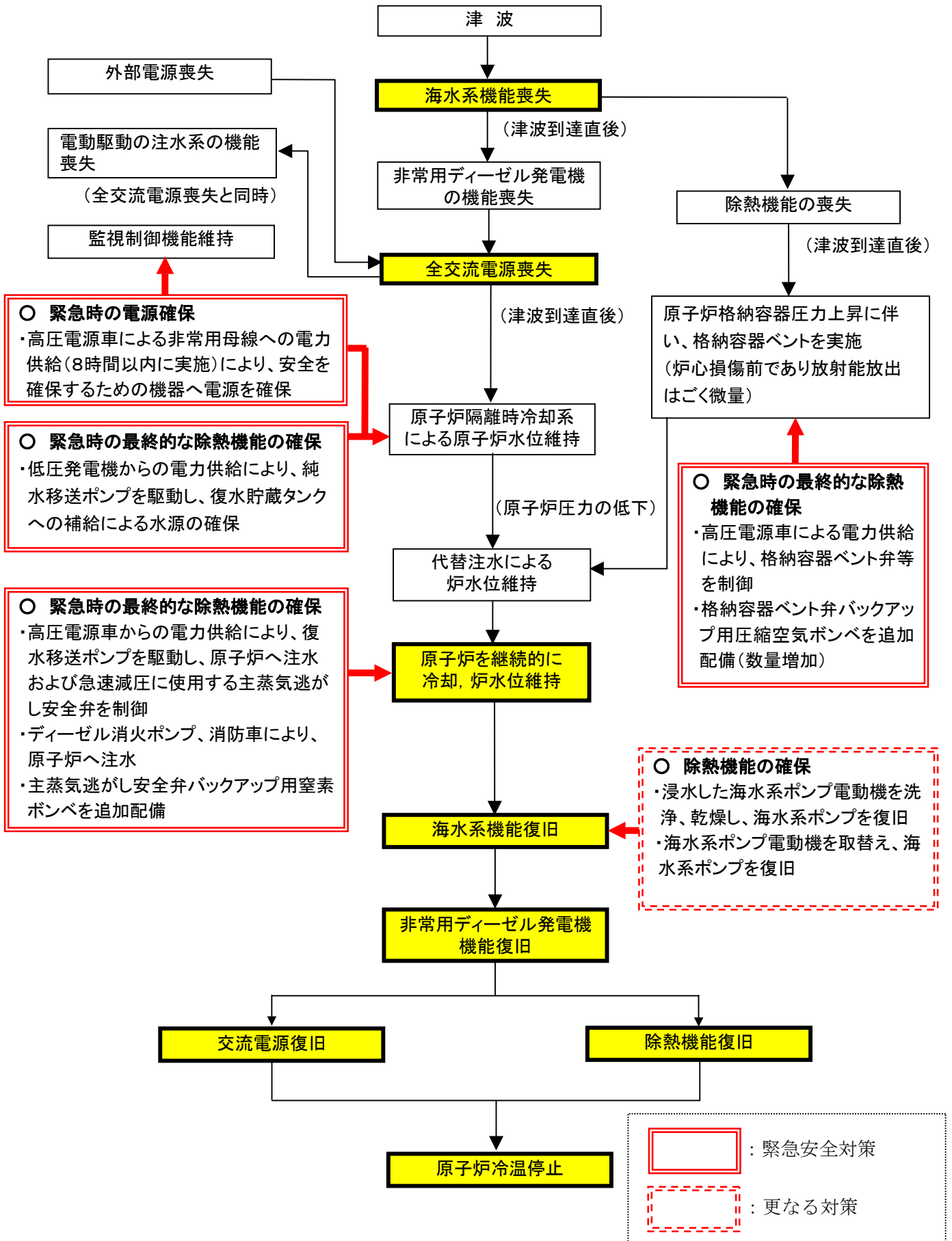
以 上



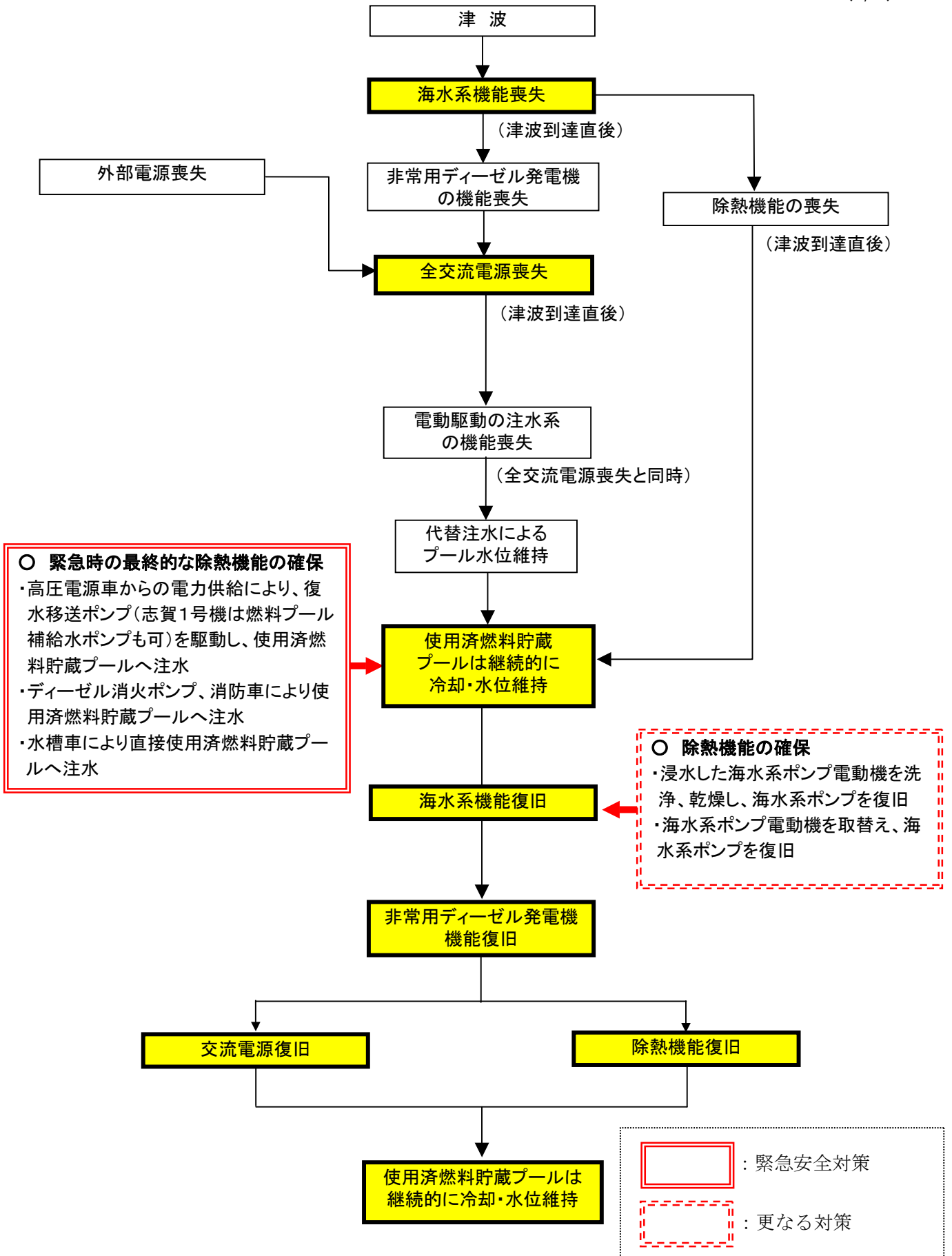
発電所の全体配置



緊急安全対策の全体概要



緊急安全対策完了後に津波が来襲した場合の対応フロー（炉心損傷防止）



緊急安全対策完了後に津波が来襲した場合の対応フロー（使用済燃料損傷防止）

機器・設備の点検結果一覧

分類	点検項目	点検日	点検結果	備考
隔離	主蒸気隔離弁 10%閉試験			原子炉起動時に確認
	主蒸気隔離弁急速全閉試験			
注水・補給	原子炉隔離時冷却系手動起動試験			
	原子炉隔離時冷却系電動弁手動全開全閉試験			
	ディーゼル消火ポンプ手動起動試験	H23.3.20	良	
	ほう酸水注入ポンプ手動起動試験	H23.4.7	良	
	ほう酸水注入系電動弁手動全開全閉試験	H23.4.7	良	
	制御棒駆動水ポンプ予備機起動試験	H23.4.13	良	
	燃料プール補給水ポンプ手動起動試験	H23.3.29	良	
	消防車, ホース点検	H23.4.14	良	
電源	蓄電池点検	H23.4.13	良	
	高圧電源車, ケーブル点検	H23.4.12~H23.4.15	良	
格納施設関連	原子炉代替注水設備電動弁手動全開全閉試験	H23.4.3	良	
	耐圧強化ベント設備電動弁手動全開全閉試験	H23.3.29	良	
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ常温作動試験	H23.4.6	良	
	可燃性ガス濃度制御系電動弁手動全開全閉試験	H23.4.6	良	
	非常用ガス処理系手動起動試験	H23.3.15	良	
その他	中央制御室換気空調系隔離運転及び外気取入試験	H23.3.24	良	
	主蒸気逃がし安全弁駆動用ポンベ圧力確認	H23.4.15	良	
	復水貯蔵タンク, サプレッションプール, ろ過水タンク水位確認	H23.4.15	良	

緊急安全対策に係る訓練実施状況

訓練内容		訓練頻度	訓練実施日*
給電に係る対策	高压電源車による給電訓練	高压電源車の配置，ケーブル布設，キュービクル・P/C への繋ぎ込み，給電	2回/年 H23/4/13, 5/12
	低压発電機による給電訓練	ケーブル布設，分電盤又はC/C への繋ぎ込み，給電	2回/年 H23/4/15
	燃料補給訓練	燃料補給資機材積み込み・移動，軽油タンクからドラム缶への軽油移送，油補給	2回/年 H23/4/15, 4/16, 4/18
注水に係る対策	大坪川ダム水送水訓練	ケーブル布設，分電盤への繋ぎ込み，ディーゼル発電機起動，送水	4回/年 H23/4/14, 4/17, 4/20, 5/14, 5/18, 5/20, 5/24
	原水受入タンク～ろ過水タンク移送訓練	小型動力ポンプ消防車の配置，ホース布設・繋ぎ込み，小型動力ポンプ起動，送水	4回/年 H23/4/12, 4/16, 4/17, 4/20, 5/13, 5/17, 5/19, 5/23
	原水受入タンク～屋外消火系送水訓練	化学消防車の配置，ホース布設，繋ぎ込み，化学消防車起動，送水	4回/年 H23/4/12, 4/16, 4/17, 4/20, 5/13, 5/17, 5/19, 5/23
	2号放水槽～屋外消火系送水訓練	化学消防車等の配置，ホース布設・繋ぎ込み，化学消防車起動，送水	4回/年 H23/4/14, 4/15, 4/16, 4/18, 4/20, 5/14, 5/18, 5/20, 5/24
	使用済燃料貯蔵プールホース布設訓練	ホース布設（原子炉建屋内）	4回/年 H23/4/12, 4/14, 4/16, 4/18, 5/13, 5/16, 5/18, 5/23
	使用済燃料貯蔵プール非常送水訓練	ホース布設（屋外），小型ポンプ付水槽車の配置，ポンプへのホース繋ぎ込み，送水	4回/年 H23/4/12, 4/14, 4/18, 5/14, 5/18, 5/20, 5/24
	燃料補給訓練	燃料補給資機材積み込み・移動，軽油タンクからドラム缶への軽油移送，油補給	4回/年 H23/4/14, 4/17, 4/20, 5/13, 5/17, 5/19, 5/23
運転に係る対策	手順確認訓練	全交流電源喪失時の対応に必要な運転マニュアルの確認	1回/年 H23/3/23, 3/25, 3/27, 3/28, 3/30, 4/1, 4/3, 4/7, 4/12, 4/13, 6/29
	シミュレータ訓練	自社シミュレータ訓練による全交流電源喪失時の対応の確認	1回/年 H23/4/7, 4/8, 4/12, 5/13, 5/31, 6/22
水素爆発に係る対策	原子炉建屋屋根穴開け作業訓練	ディーゼル発電機の起動，ボーリングコアドリル起動，穴開け	2回/年 H23/6/23, 6/24, 6/25, 6/27
総合	総合訓練	地震・津波を起因とした全交流電源喪失時を想定し，国・自治体への通報等の総合訓練を実施。	1回/年 H23/4/19

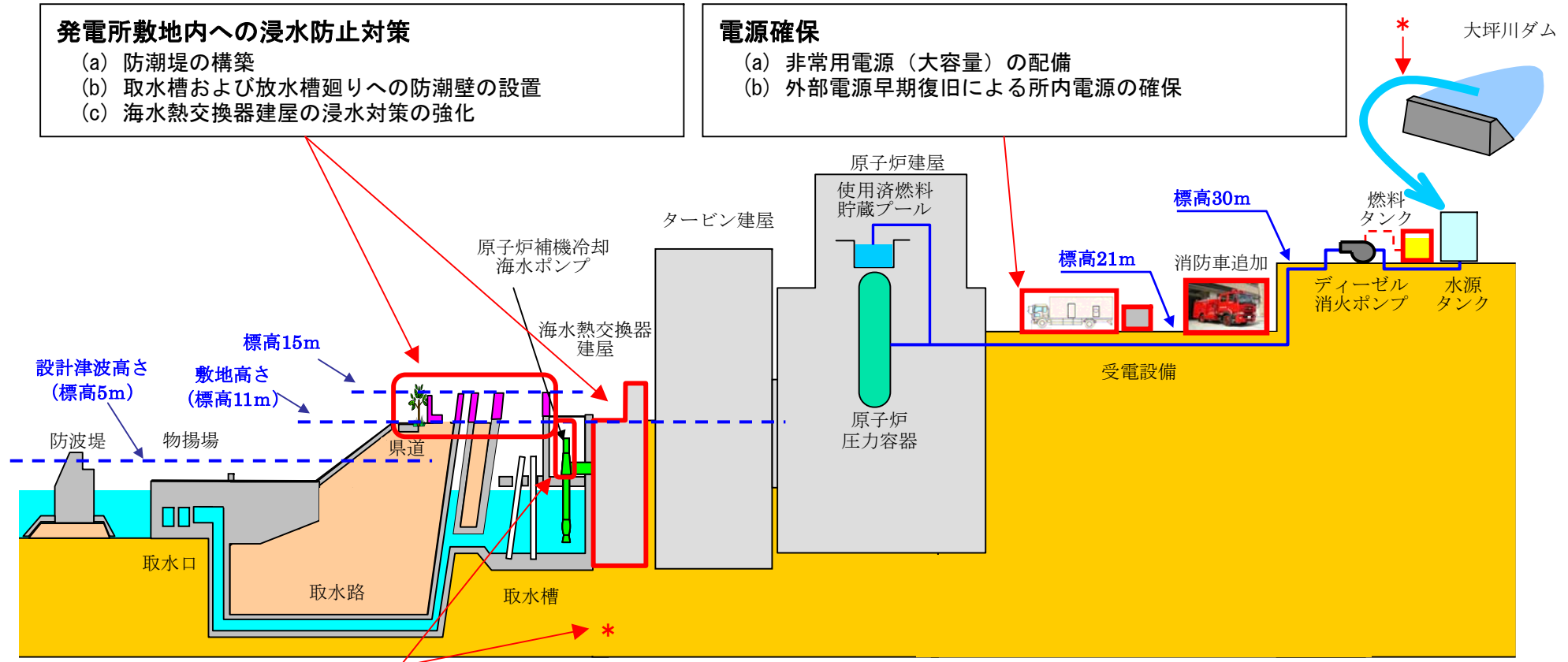
*：訓練実施日は原則平成23年4月～6月末までの実績を記載。平成23年7月以降は訓練頻度に従い実施。

発電所敷地内への浸水防止対策

- (a) 防潮堤の構築
- (b) 取水槽および放水槽廻りへの防潮壁の設置
- (c) 海水熱交換器建屋の浸水対策の強化

電源確保

- (a) 非常用電源（大容量）の配備
- (b) 外部電源早期復旧による所内電源の確保



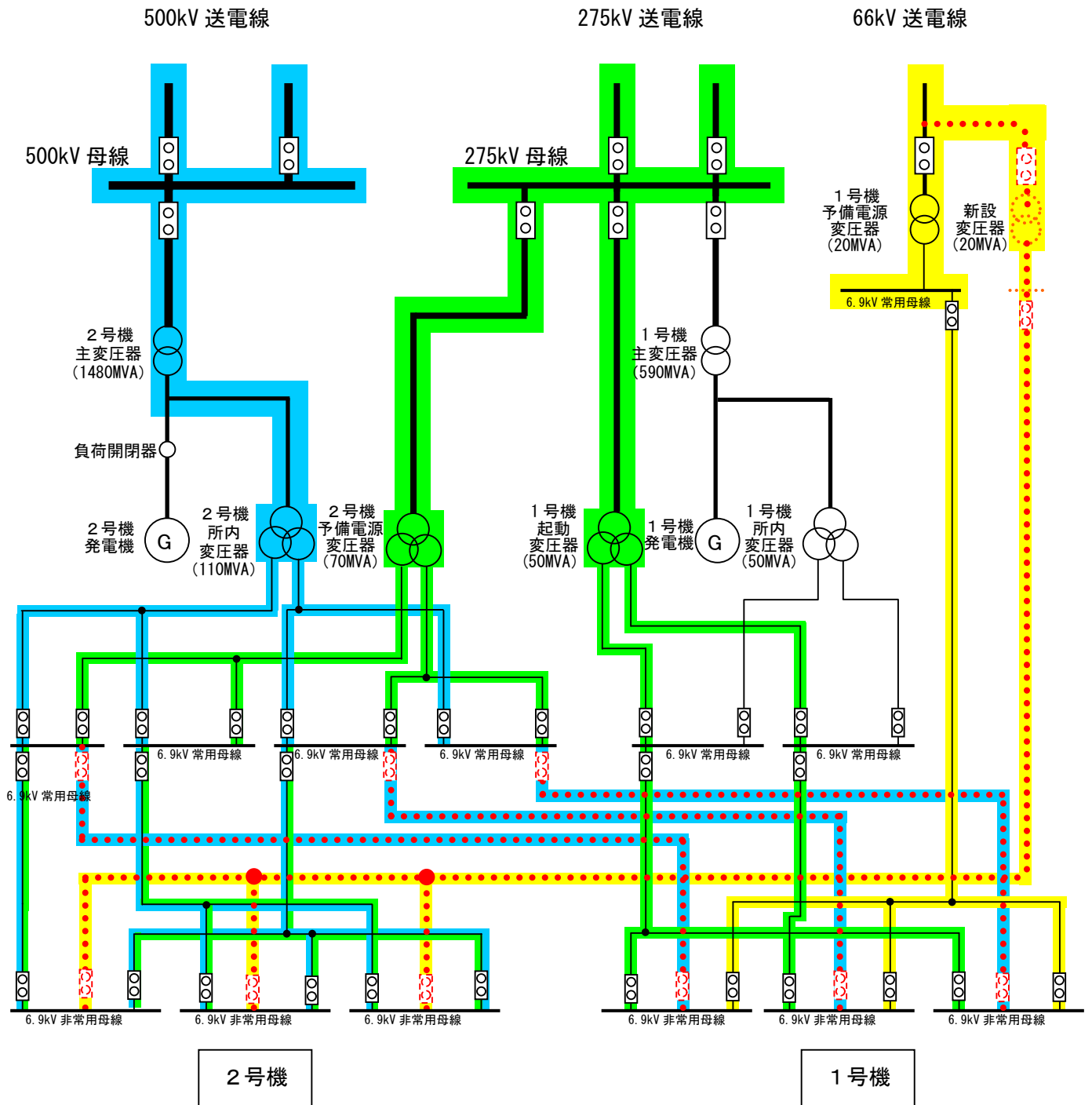
除熱機能の確保

- (a) 浸水した電動機の洗浄・乾燥用の資機材の配備
- (b) 原子炉補機冷却系ポンプの予備電動機の配備
- (c) 原子炉補機冷却海水ポンプ代替品の配備
- (d) 水源の多様化
- (e) 原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水の信頼性向上
- (f) 消防車の追加配備
- (g) ディーゼル消火ポンプ燃料タンク大容量化
- (h) 格納容器ベント機能の強化

防災時のその他強化策

- (a) 緊急時対策棟の設置
- (b) 防災資機材専用倉庫の設置
- (c) モニタリング設備の強化
- (d) 個人線量計の追加配備
- (e) 構内主要アクセス道路の補強
- (f) 復旧作業用クレーン車の常設
- (g) 緊急時協力会社集合棟の設置

緊急安全対策の更なる対策の全体概要



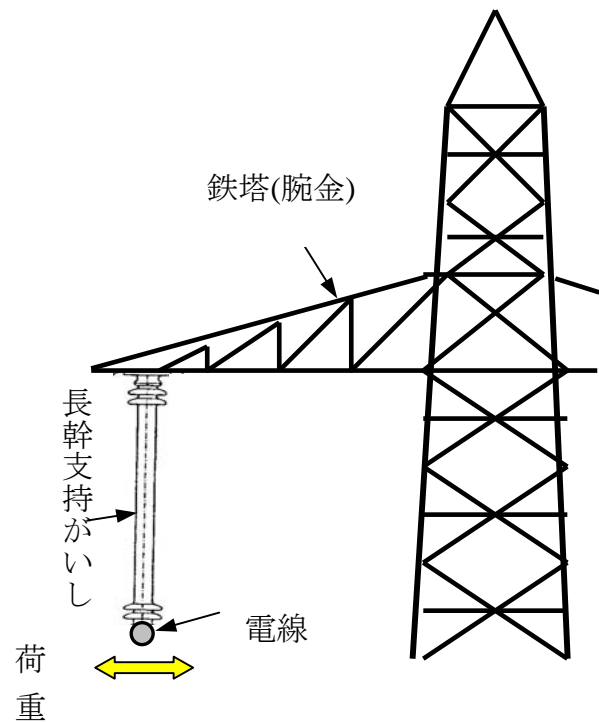
: 500kV 送電線供給電路
 : 275kV 送電線供給電路
 : 66kV 送電線供給電路

: 新設

外部電源の供給信頼性の更なる向上策
(電路の新設)

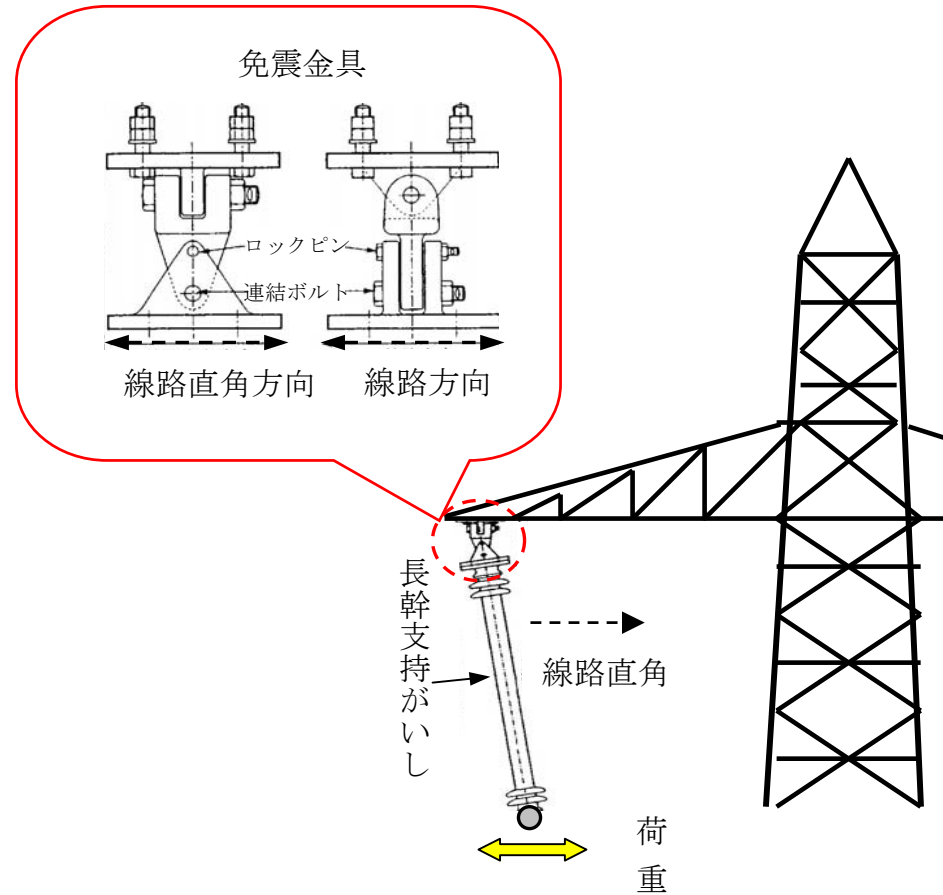
＜対策前＞

長幹支持がいしを鉄塔(腕金)にボルトで固定
地震による揺れや電線の動揺で横方向に荷重が加わった
場合、折損するおそれがある。



＜対策後＞

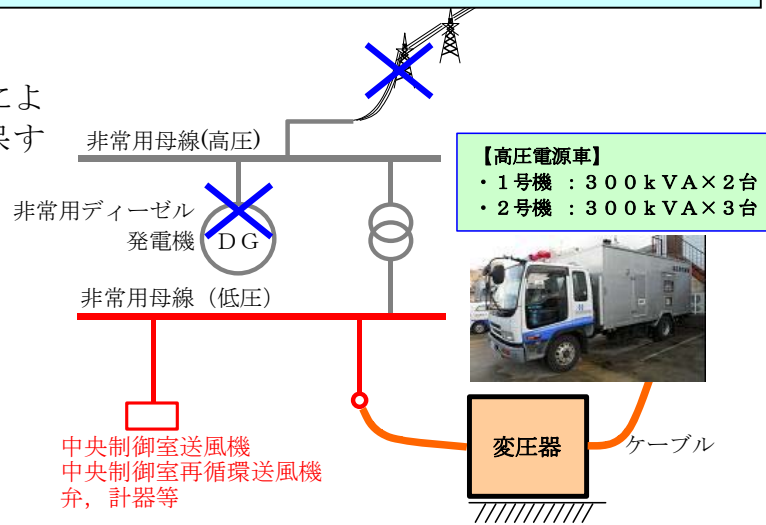
長幹支持がいしと鉄塔(腕金)間に免震金具を設置
線路方向は可動可能。
線路直角方向は常時固定されているが、一定以上の荷重が加わるとロックピン
が外れ可動し、がいし本体の破損を防止する。



外部電源の供給信頼性の更なる向上策
(長幹支持がいしの耐震強化)

(1) 中央制御室の作業環境の確保

- 緊急時において、放射線防護等により中央制御室の作業環境を確保するため、
- ・全交流電源が喪失しても、中央制御室換気空調再循環系の運転を行えるよう、高圧電源車を既に配備している。



(2) 緊急時における発電所構内通信手段の確保

- 緊急時において、発電所構内作業の円滑化を図るため、
- ・全交流電源が喪失しても、通信機器*を継続的に使用できるように、通信機器へ電源を供給する高圧電源車および低圧発電機を既に配備している。

*通信機器：構内PHS（社内電話）、ページング（所内通話・放送設備）、陸上無線機、衛星電話（携帯衛星電話を含む）

(3) 高線量対応防護服等の資機材の確保および放射線管理のための体制の整備

- 緊急時において、作業員の放射線防護及び放射線管理を確実なものとするため、以下の対策を実施。
- ① 高線量対応防護服等の資機材を確保している。
 - ・高線量対応防護服 10 着配備
 - ・個人線量計は、充電式に加え、電池式を 500 個追加配備
 - ・これら資機材を原子力事業者間で相互に融通する仕組みを整備
- ② 放射線管理のための体制を整備している。
 - ・放射線管理班員以外の者が、資機材の運搬等の補助的な業務を行うことにより、放射線管理班員を助勢できる体制を整備した。



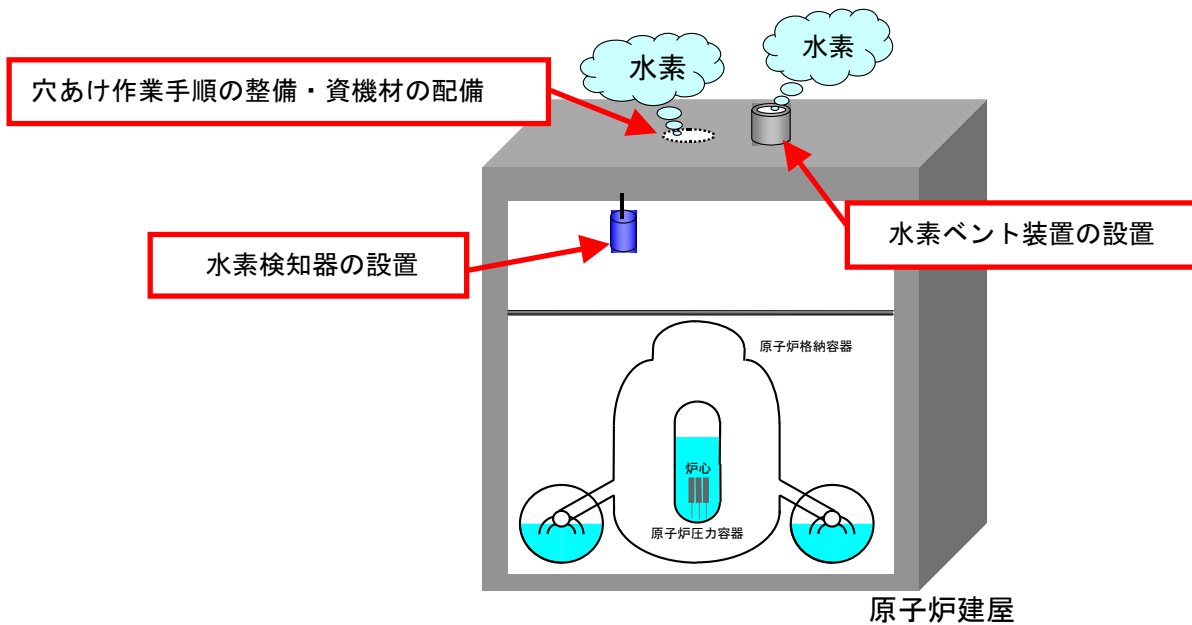
高線量対応防護服
(タングステン製遮へいベスト)



個人線量計（電池式）

(4) 水素爆発防止対策

- 炉心損傷等により生じる水素の爆発による施設の破壊を防止するため、
 - ・建屋の穴あけ作業の手順を整備した。
 - ・今後，原子炉建屋内に水素検知器を設置するとともに，原子炉建屋頂部に水素ベント装置を設置する。【平成 24 年度末】



(5) がれき撤去用の重機の配備

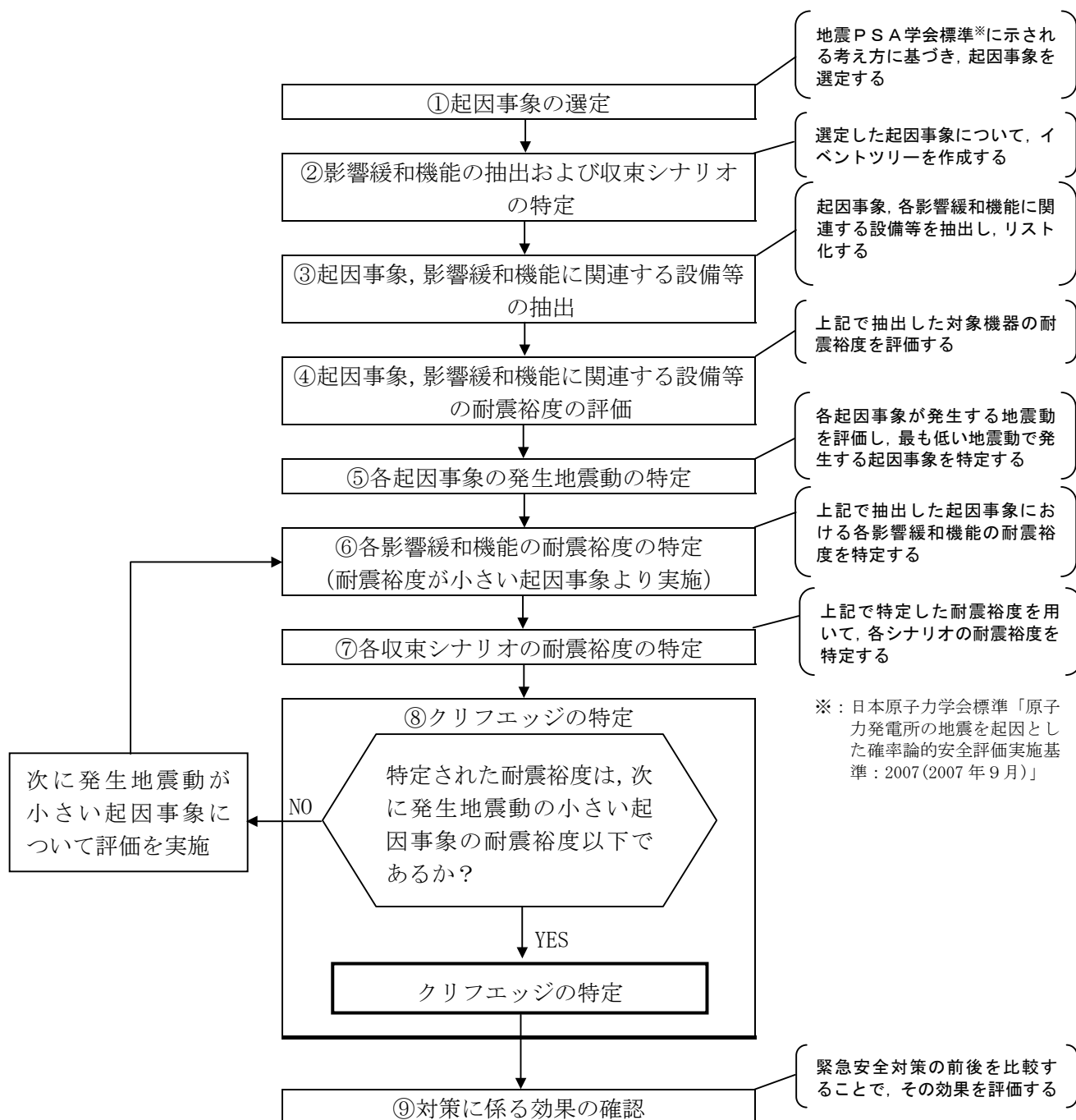
- 緊急時における構内作業の迅速化を図るため、
 - ・ブルドーザおよびホイールローダを既に配備している。



ブルドーザ



ホイールローダ



クリフエッジ評価に係るフロー図

耐震評価設備等リスト

耐震 クラス	設備等の名称	耐震バックチェック※ ¹ 結果の有無	本評価での 適用
S	a. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系		
	・原子炉圧力容器	有	○
	・原子炉冷却材圧力バウンダリに属する系統※ ²	有	○
S	b. 使用済燃料を貯蔵するための施設		
	・使用済燃料貯蔵ラック	有	○
S	c. 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設および 原子炉の停止状態を維持するための施設		
	・制御棒	有	○
	・制御棒駆動機構	有	○
	・制御棒駆動系	有	○
S	d. 原子炉停止後，原子炉から崩壊熱を除去するための施設		
	・原子炉隔離時冷却系	有	○
	・高圧炉心スプレイ系	有	○
	・残留熱除去系	有	○
	・サブプレッションチェンバ	有	○
S	e. 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後，原子炉から崩壊熱を除去するた めの施設		
	・高圧炉心スプレイ系	有	○
	・低圧炉心スプレイ系	有	○
	・残留熱除去系	有	○
	・自動減圧系	有	○
	・サブプレッションチェンバ	有	○
S	f. 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に，圧力障壁となり放射性物質 の放散を直接防ぐための施設		
	・原子炉格納容器	有	○
	・原子炉格納容器バウンダリに属する系統※ ³	有	○

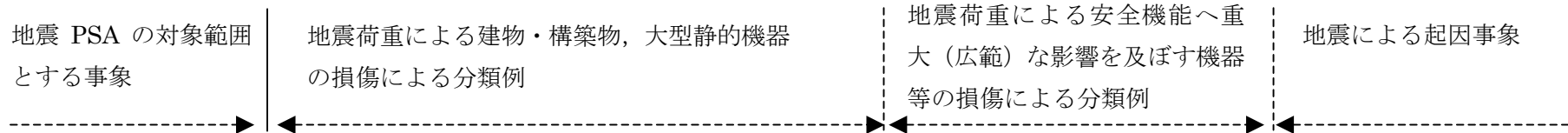
耐震クラス	設備等の名称	耐震バックチェック※1 結果の有無	本評価での 適用
S	g. 放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設で直接防ぐための施設で上記 f. 以外の施設		
	・残留熱除去系	有	○
	・可燃性ガス濃度制御系	有	○
	・非常用ガス処理系	有	○
	・原子炉格納容器圧力抑制装置	有	○
	・サプレッションチェンバ	有	○
S	h. 補助設備		
	・原子炉補機冷却水系	有	○
	・原子炉補機冷却海水系	有	○
	・非常用電源	有	○
	・計装設備	有	○
その他	i. 建屋、波及的影響を考慮すべき設備など		
	・耐震安全上重要な建屋（原子炉建屋）	有	○
	・耐震安全上重要な土木構築物（取水槽）	無	○
	・波及的影響を考慮する設備（原子炉遮へい壁）	有	○
	・波及的影響を考慮する設備（原子炉建屋クレーン、燃料取替機）	有	×
	・耐震 B, C クラス設備（燃料プール冷却浄化系（使用済燃料貯蔵プールへの注水配管を除く）、燃料プール補給水系、復水補給水系、消火系など）	無	×
	・耐震 B, C クラス設備（原子炉建屋内の復水補給水系配管および消火系配管など）	無	○
	・消防車	無	○
・高圧電源車	無	○	

※1 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成 18 年 9 月 19 日 原子力安全委員会決定）に基づく耐震安全性評価

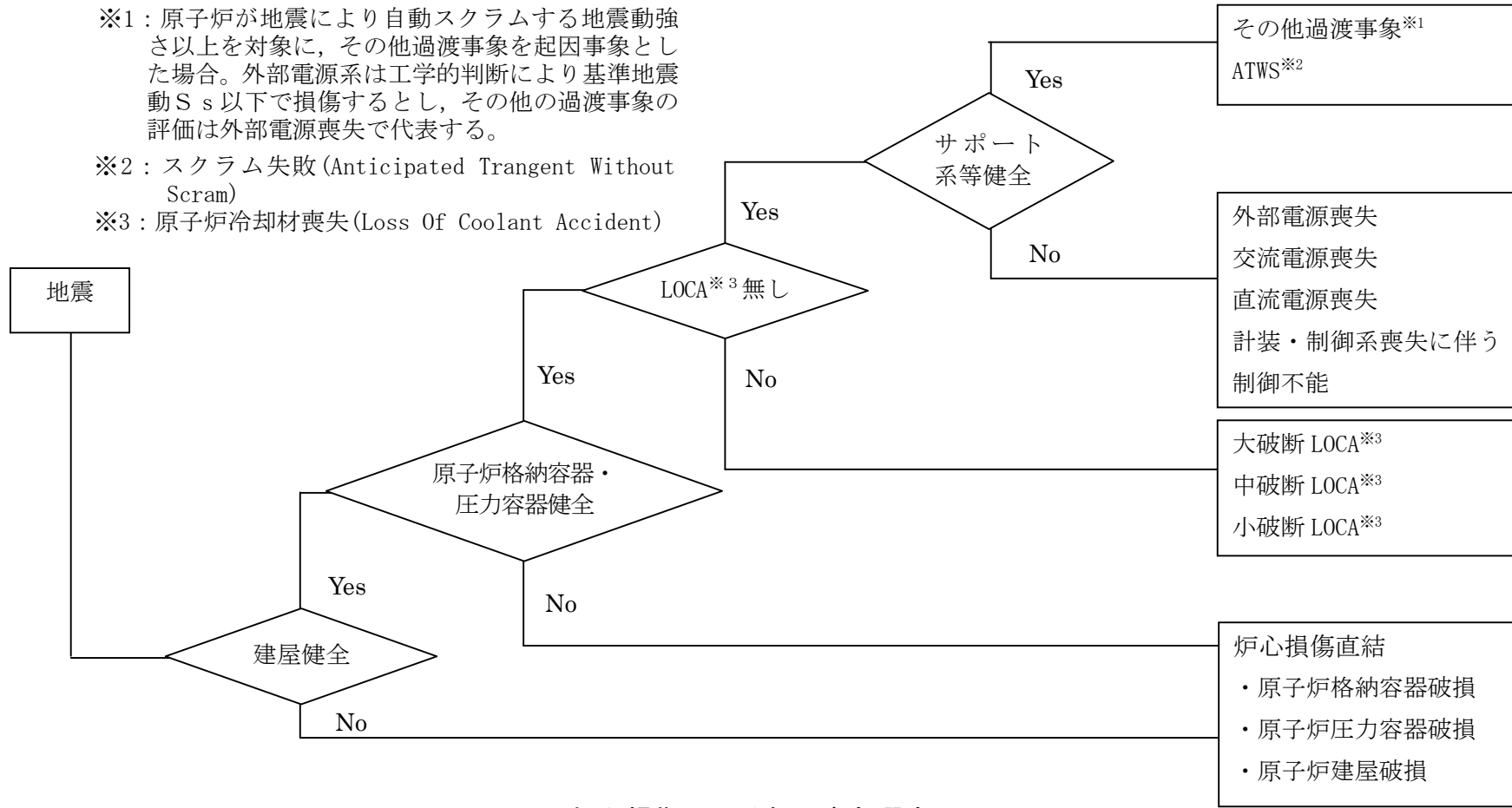
※2 原子炉冷却材再循環系，主蒸気系，復水給水系，原子炉冷却材浄化系，残留熱除去系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系

※3 主蒸気系，復水給水系，原子炉冷却材浄化系，残留熱除去系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，ほう酸水注入系，不活性ガス系，非常用ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系，放射性ドレン移送系

（補足）本リストの中から，各起因事象を収束させるのに必要な設備等を対象として抽出する。なお，耐震 B クラス設備である原子炉建屋クレーンおよび燃料取替機は，耐震バックチェック対象であるが評価対象外とする（添付-5.1-11）。また，基準地震動 Ss に対する耐震裕度を確認していない耐震 B, C クラス設備は，基準地震動 Ss に対して機能喪失するものとし，評価対象として抽出しない。



- ※1：原子炉が地震により自動スクラムする地震動強さ以上を対象に，その他過渡事象を起因事象とした場合。外部電源系は工学的判断により基準地震動 S s 以下で損傷するとし，その他の過渡事象の評価は外部電源喪失で代表する。
- ※2：スクラム失敗 (Anticipated Trangent Without Scram)
- ※3：原子炉冷却材喪失 (Loss Of Coolant Accident)

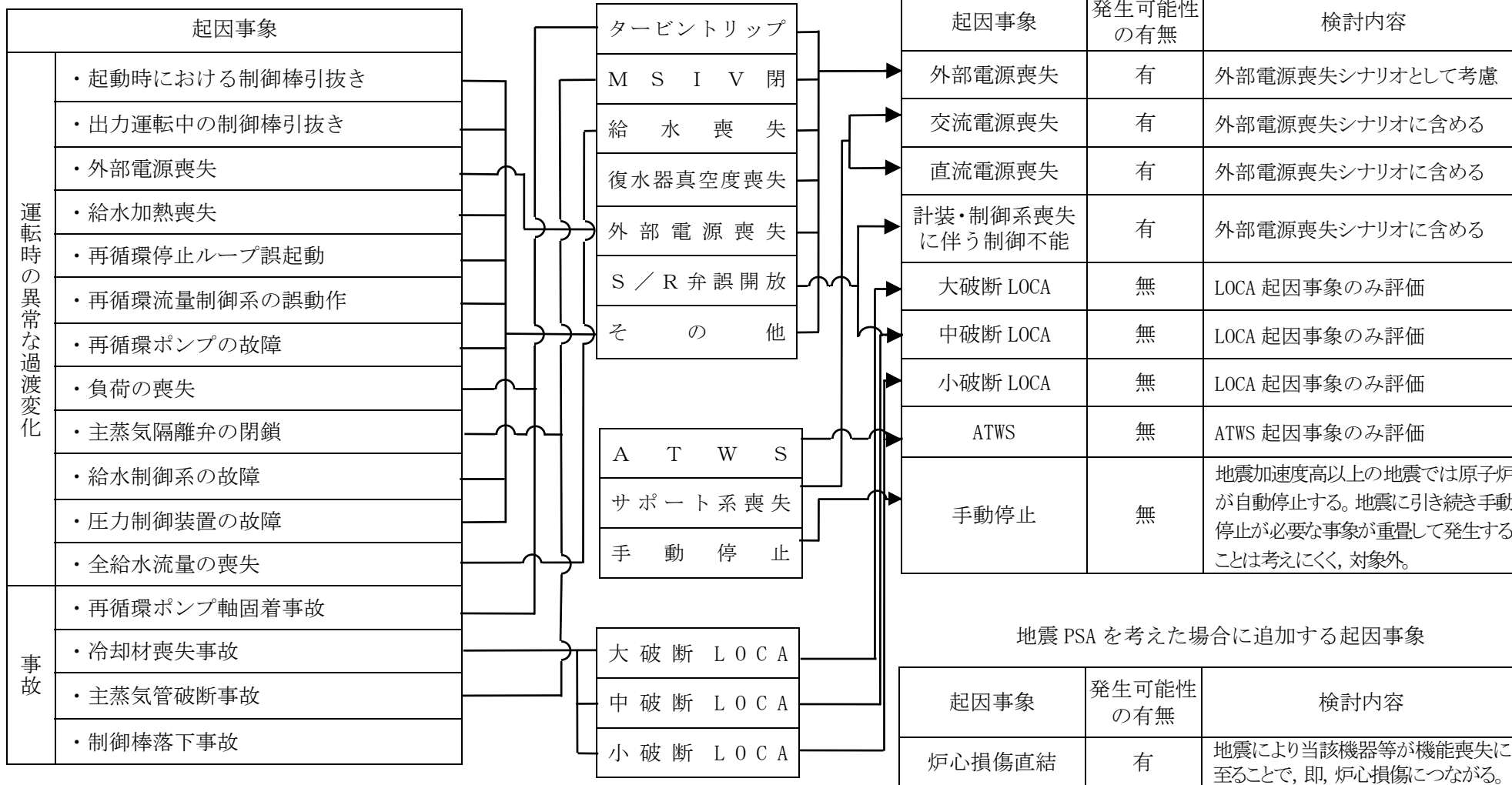


炉心損傷に至る起因事象選定フロー図

原子炉設置許可申請書添付書類十における
起因事象（被ばく評価を除く）

内的事象 PSA 起因事象

地震を起因とした炉心損傷に至る起因事象



地震を起因とした炉心損傷に至る起因事象と内的事象 P S A における起因事象との関連性

起因事象に関連する設備等の耐震裕度評価結果（原子炉）

各起因事象に関連する設備等について、下表のとおり耐震裕度を整理した。

なお、各起因事象のうち最も裕度が小さいものを下線で示す。

a. 外部電源喪失

設 備	設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
開閉所など			碍子などの損傷により基準地震動 S_s に至るまでに機能喪失すると想定				~1.00	工学的判断	

b. 原子炉冷却材喪失（大破断，中破断，小破断）

設 備	設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
原子炉圧力容器バウンダリ配管	原子炉建屋	S	構造損傷	MPa	185	374	<u>2.02</u>	詳細評価	耐震裕度向上工事前の耐震裕度は 1.49（工事前の原子炉冷却材喪失の最小裕度）
		S	構造損傷	MPa	164	364	2.21	詳細評価	
		S	構造損傷	MPa	175	364	2.08	詳細評価	
		S	構造損傷	MPa	95	364	3.83	詳細評価	
		S	構造損傷	MPa	70	364	5.20	詳細評価	
		S	構造損傷	MPa	104	374	3.59	詳細評価	

c. スクラム失敗

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
制御棒	制御棒挿入性	原子炉 建屋	S	機能損傷	-	注1	注1	2.00	詳細評価	
	制御棒駆動機構ハウジング貫通孔		S	構造損傷	MPa	177	460	2.59	応答倍率法	
	制御棒駆動機構ハウジングレストレイントビーム		S	構造損傷	MPa	142	390	2.74	詳細評価	許容値に設計引張強さ(S _u)を適用
	制御棒駆動系配管		S	構造損傷	MPa	173	413	2.38	詳細評価	
	水圧制御ユニット		S	構造損傷	MPa	106	246	2.32	詳細評価	
炉心支持構造物	炉心シュラウド		S	構造損傷	MPa	70	148	2.11	応答倍率法	
	シュラウドサポート		S	構造損傷	MPa	127	446	3.51	応答倍率法	許容値に設計引張強さ(S _u)を適用
	炉心支持板		S	構造損傷	MPa	108	343	3.17	応答倍率法	
	上部格子板		S	構造損傷	MPa	108	343	3.17	応答倍率法	
	燃料支持金具		S	構造損傷	MPa	12	91	7.58	応答倍率法	
	制御棒案内管	S	構造損傷	MPa	20	233	11.65	詳細評価		

注1：基準地震動S_sの2倍の地震動を用いた地震応答解析結果にて、40mm以下を確認

d. 炉心損傷直結

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値 (a)	許容値 (b)	裕度 (b/a)	評価手法	備考
建屋	原子炉建屋	—	S	構造損傷	—	注 1	注 1	2.00	詳細評価	
原子炉本体基礎		原子炉建屋	S	構造損傷	MPa	238	492	2.06	応答倍率法	
原子炉压力容器	原子炉压力容器基礎ボルト		S	構造損傷	MPa	181	452	2.49	詳細評価	許容値に設計引張強さ (S _u) を適用
	原子炉压力容器スカート		S	構造損傷	—	0.4	1	2.50	応答倍率法	
	下部鏡板		S	構造損傷	MPa	23 ^{※3} (195)	148 ^{※3} (320)	6.43	応答倍率法	地震荷重分離による裕度
	胴板		S	構造損傷	MPa	23 ^{※3} (193)	156 ^{※3} (326)	6.78	応答倍率法	地震荷重分離による裕度
	制御棒駆動機構ハウジング貫通孔		S	構造損傷	MPa	177	460	2.59	応答倍率法	
	再循環水入口ノズル (N2) ^{※1}		S	構造損傷	MPa	137	384	2.80	応答倍率法	
	蒸気乾燥器支持ブラケット ^{※1}		S	構造損傷	MPa	152	427	2.80	詳細評価	
	原子炉压力容器付属構造物		原子炉压力容器スタビライザ	S	構造損傷	MPa	187	441	2.35	詳細評価
	原子炉格納容器スタビライザ		S	構造損傷	—	0.51	1	<u>1.96</u>	詳細評価	許容値に設計引張強さ (S _u) を適用
	制御棒駆動機構ハウジングレストレイントビーム		S	構造損傷	MPa	142	390	2.74	詳細評価	許容値に設計引張強さ (S _u) を適用
原子炉压力容器内部構造物	蒸気乾燥器		S	構造損傷	MPa	37	125	3.37	詳細評価	許容値に設計引張強さ (S _u) を適用
原子炉格納容器	配管貫通部 ^{※2}		S	構造損傷	MPa	120	242	2.01	応答倍率法	
原子炉遮へい壁			B	構造損傷	MPa	104	215	2.06	応答倍率法	

注 1：基準地震動 S_s の 2 倍の地震動を用いた地震応答解析結果にて、せん断ひずみ 4×10^{-3} 未満を確認

※1：ノズル，ブラケット類のうち裕度が小さい代表部位

※2：原子炉格納容器のうち裕度が小さい代表部位

※3：地震荷重分離による評価値，許容値を示す（地震荷重分離前の評価値，許容値は下段の括弧内に示す）

基準地震動 S_s の策定の概要

基準地震動 S_s は、「新耐震指針に照らした既設発電用原子炉施設等の耐震安全性の評価及び確認に当たっての基本的な考え方並びに評価手法及び確認基準について」（平成 18 年 9 月 20 日，原子力安全・保安院）に従い、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」および「震源を特定せず策定する地震動」の評価に基づき，敷地の解放基盤表面（EL-10m）における水平方向および鉛直方向の地震動として策定している。基準地震動 S_s の策定フローを第 1 図に示す。

「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」については，第 2 図に示す活断層を対象として検討した結果，第 1 表に示す笹波沖断層帯（全長）による地震を検討用地震として選定し，応答スペクトルに基づく手法および断層モデルを用いた手法により地震動評価を実施している。

「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による基準地震動 S_s は，応答スペクトルに基づく手法による基準地震動 S_s および断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s を策定している。

応答スペクトルに基づく手法による基準地震動 S_s については，応答スペクトルに基づく手法により評価した検討用地震の応答スペクトルを包絡するように設計用応答スペクトルを設定し，これを基準地震動 S_{s-1} （最大加速度 600cm/s^2 ）としている。

また，断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s については，断層モデルを用いた手法により評価した検討用地震の地震動評価結果から選定しており，これらを基準地震動 S_{s-2} および S_{s-3} としている。

「震源を特定せず策定する地震動」については，その応答スペクトルが基準地震動 S_{s-1} の設計用応答スペクトルを下回ることから，基準地震動 S_{s-1} で代表させている。

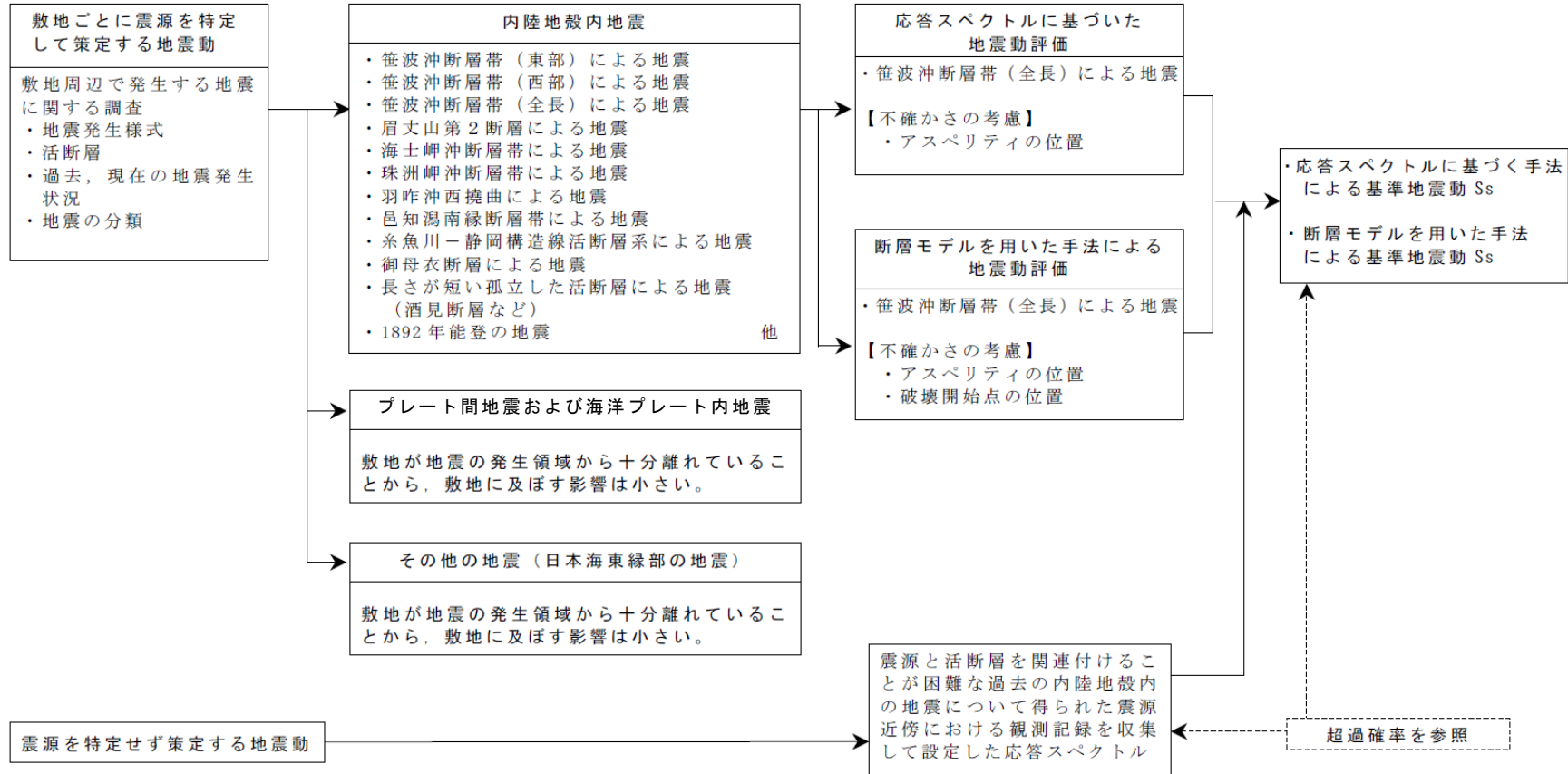
基準地震動 S_{s-1} の設計用応答スペクトル並びに基準地震動 S_{s-2} ， S_{s-3} および「震源を特定せず策定する地震動」の応答スペクトルを第 3 図に，基準地震動 S_{s-1} ， S_{s-2} および S_{s-3} の時刻歴波形並びに加速度応答スペクトルを第 4 図～第 6 図に示す。

検討用地震の選定^{※1}

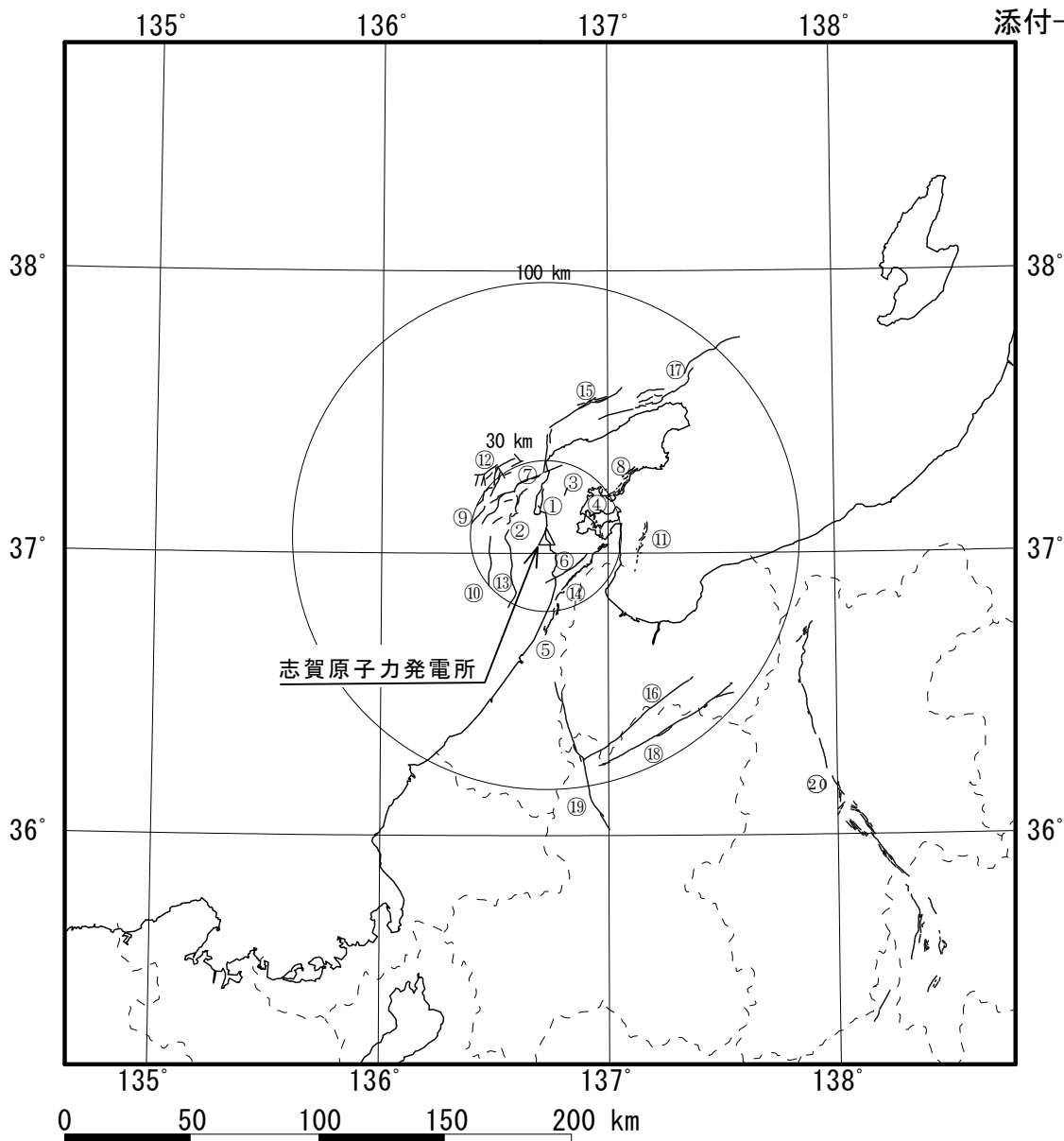


検討用地震の地震動評価

※1: Noda et al. (2002)による応答スペクトルの比較結果から、敷地への影響が特に大きい地震を検討用地震とする。



第1図 基準地震動 S_s の策定フロー



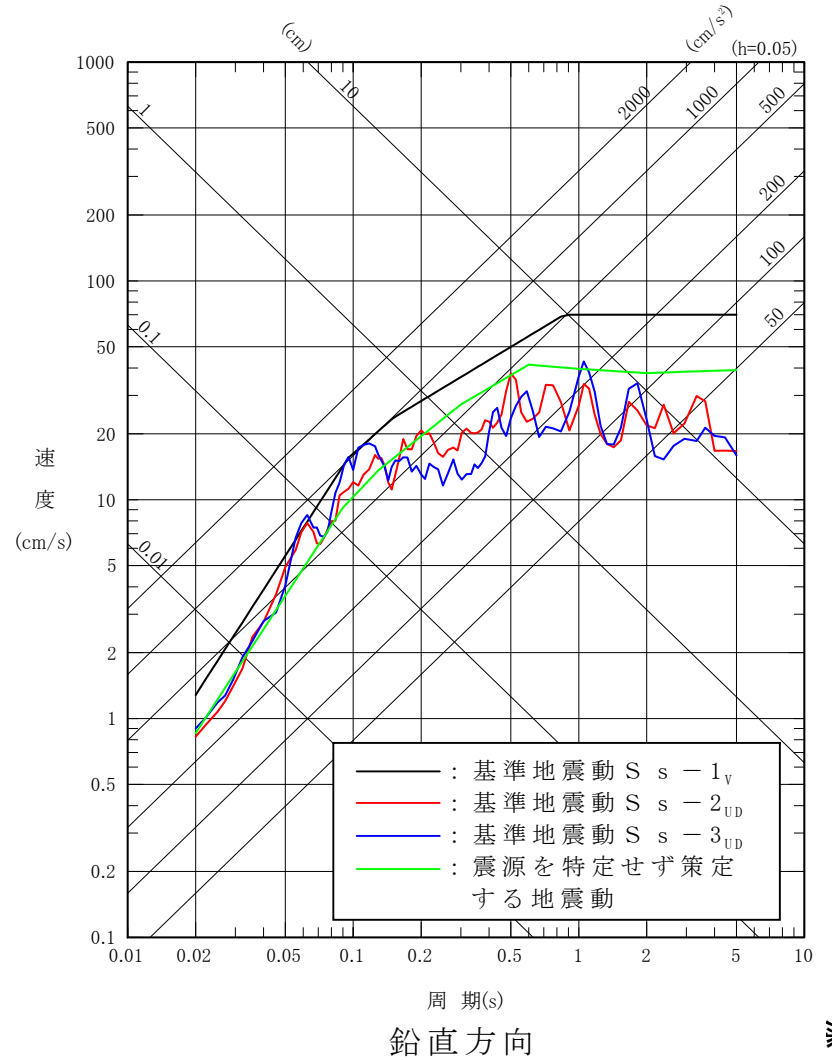
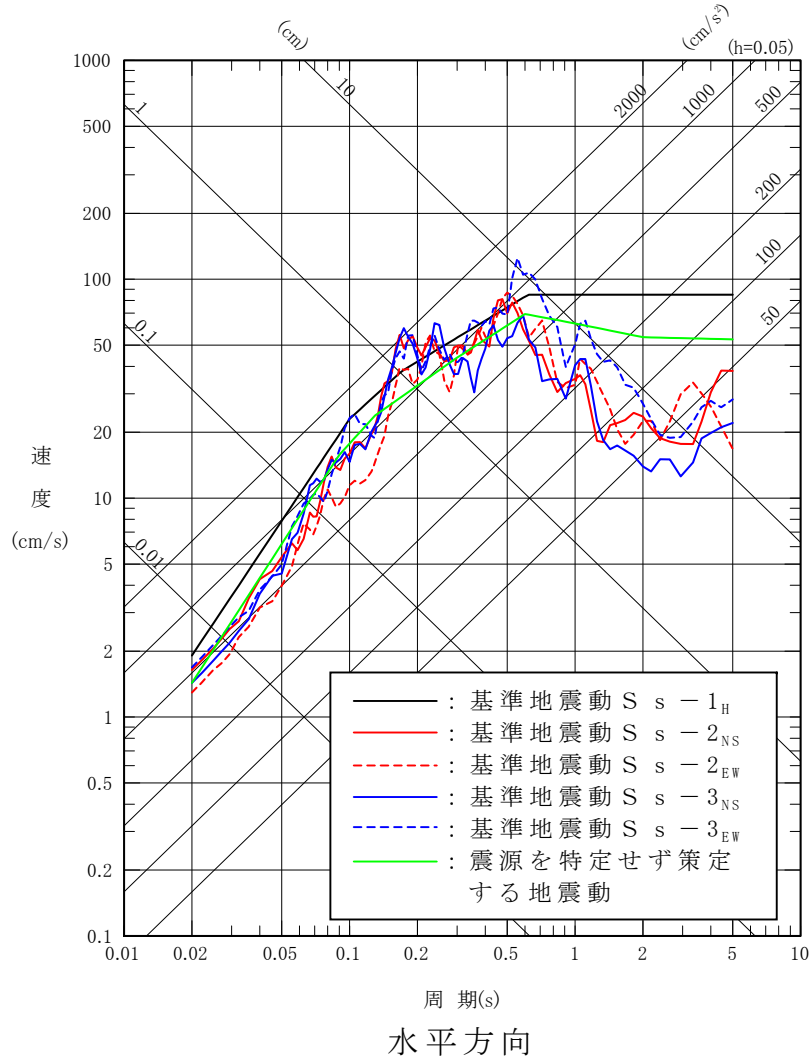
No.	断層の名称	No.	断層の名称
①	酒見断層	⑪	富山湾西側海域断層
②	海士岬沖断層帯	⑫	前ノ瀬東方断層帯
③	富来川断層	⑬	羽咋沖東撓曲
④	能登島半の浦断層帯	⑭	邑知潟南縁断層帯
⑤	坪山-八野断層	⑮	猿山岬北方沖断層
⑥	眉丈山第2断層	⑯	牛首断層
⑦	笹波沖断層帯(東部)	⑰	珠洲岬沖断層帯
⑧	能都断層帯	⑱	跡津川断層帯
⑨	笹波沖断層帯(西部)	⑲	御母衣断層
⑩	羽咋沖西撓曲	⑳	糸魚川-静岡構造線活断層系

第2図 志賀原子力発電所周辺の主な活断層分布

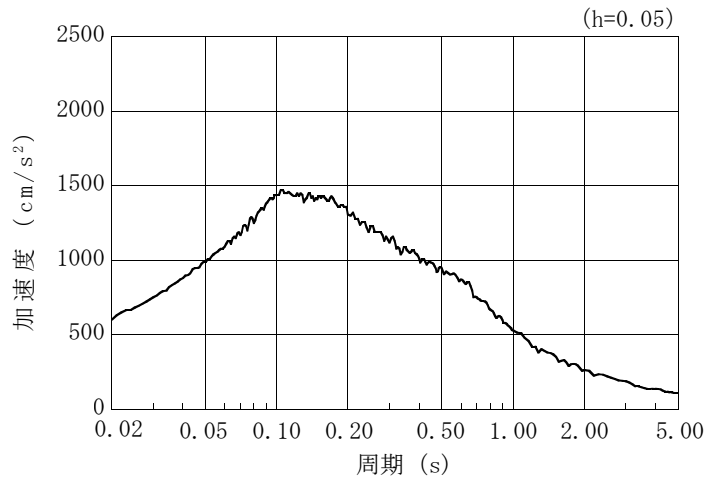
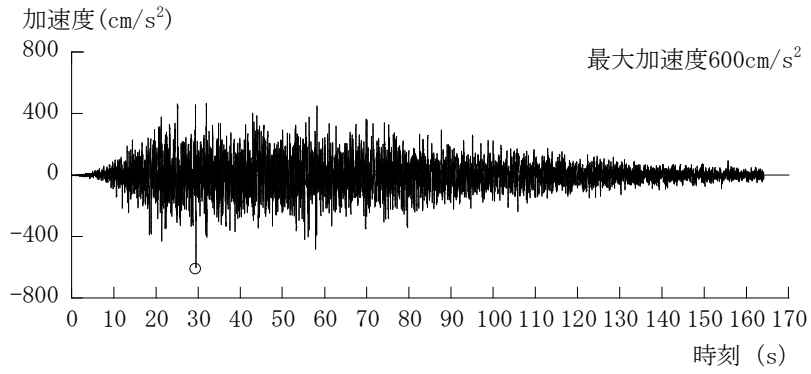
第1表 検討用地震の諸元

検討用地震	長さ	地震規模
笹波沖断層帯(全長) ^(*) による地震	45km	7.6

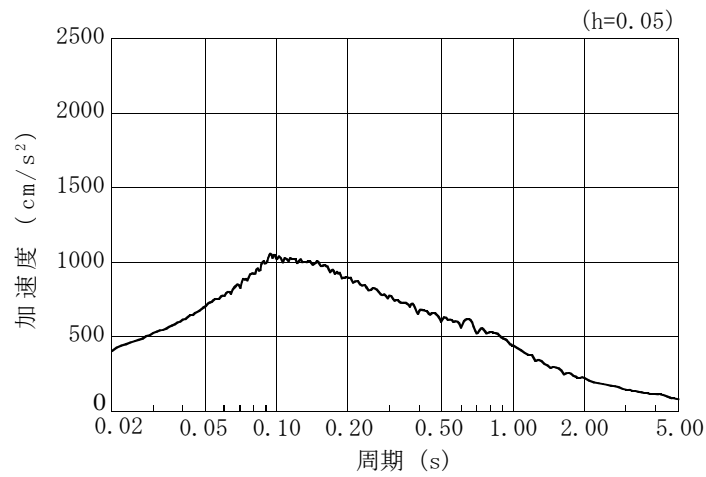
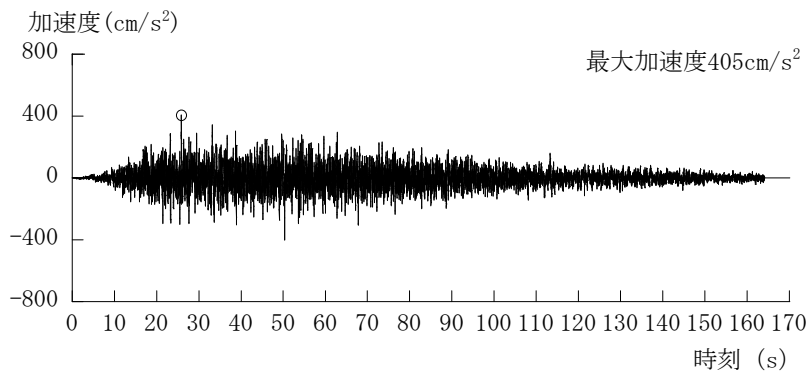
*: 笹波沖断層帯(東部)および笹波沖断層帯(西部)について、耐震安全評価上、連動して活動する場合を考慮し、「笹波沖断層帯(全長)」として評価。



第3図 基準地震動 $S_s - 1$ の設計用応答スペクトル並びに基準地震動 $S_s - 2$, $S_s - 3$ および「震源を特定せず策定する地震動」の応答スペクトル

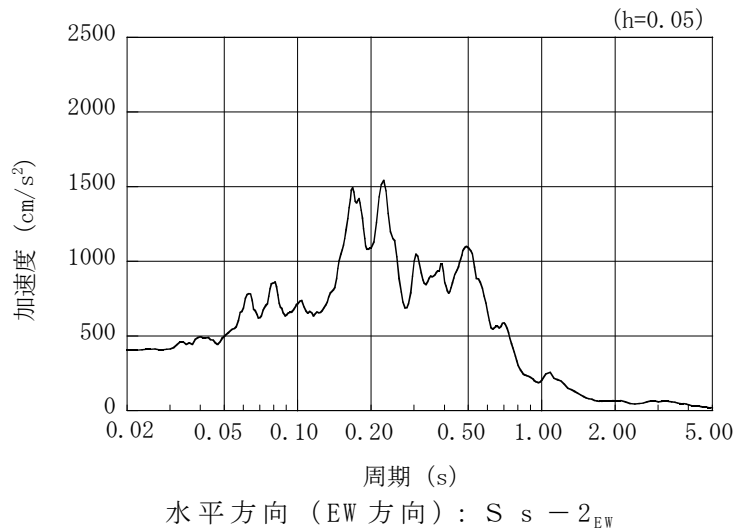
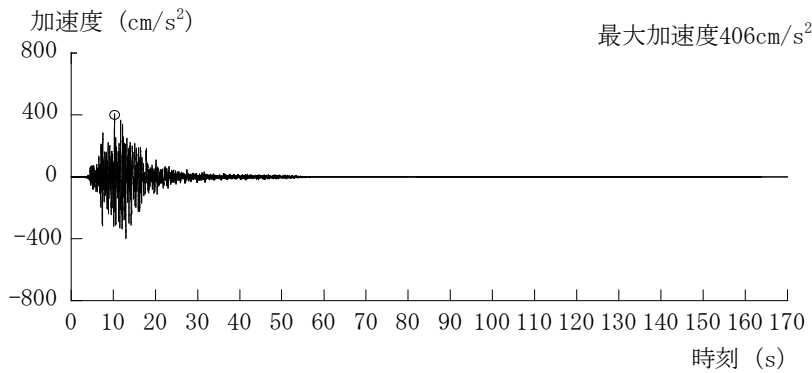
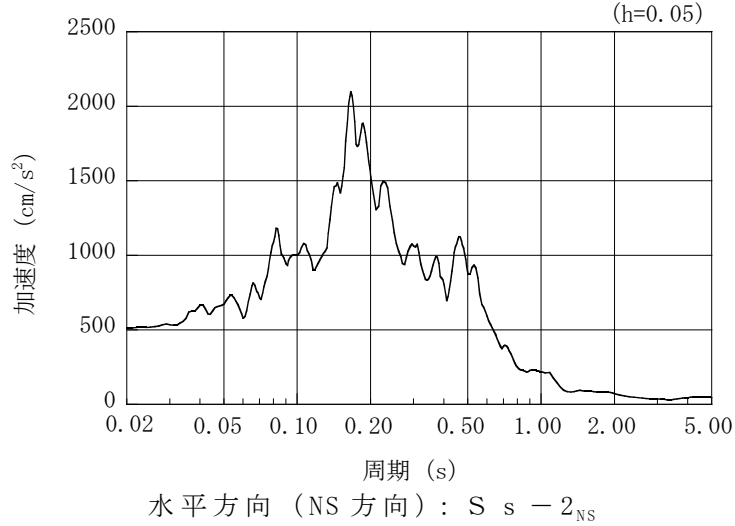
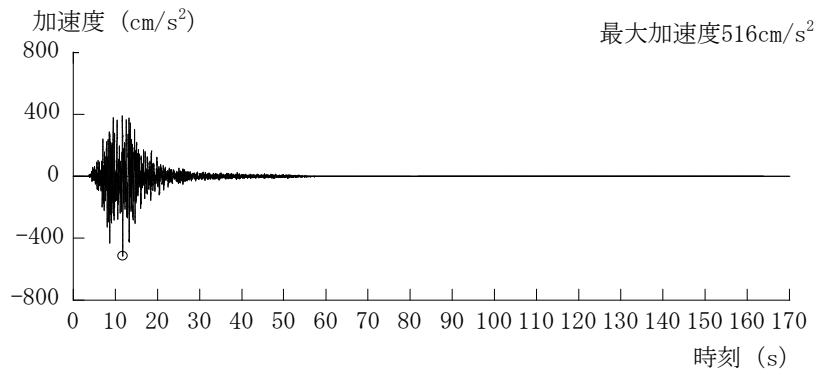


水平方向 : S s - 1_H

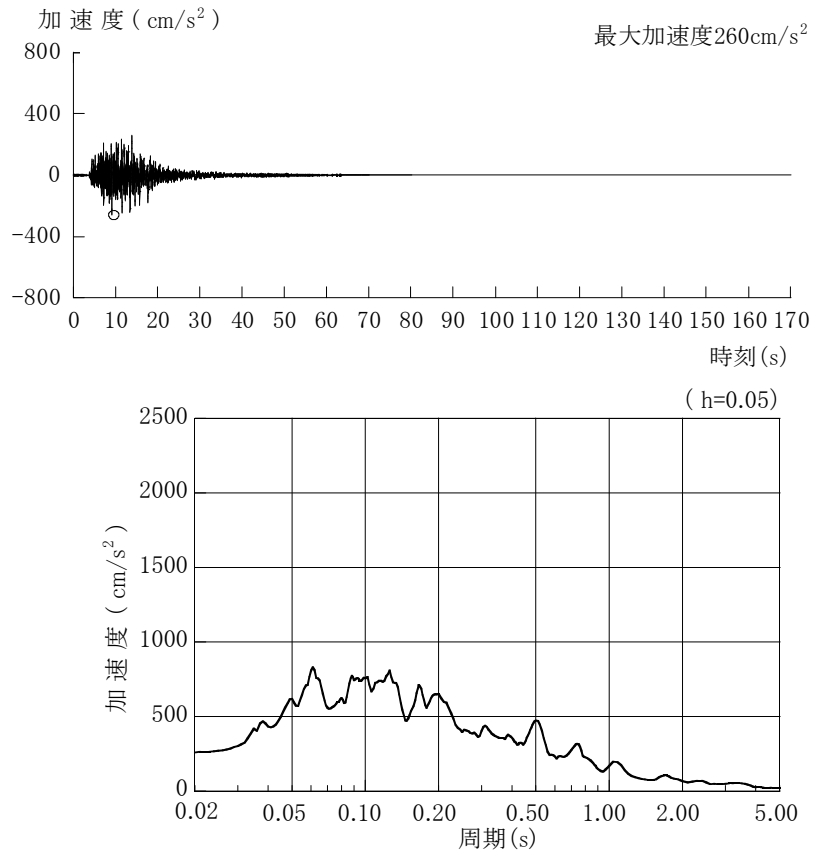


鉛直方向 : S s - 1_V

第4図 基準地震動 S s - 1 の時刻歴波形と加速度応答スペクトル

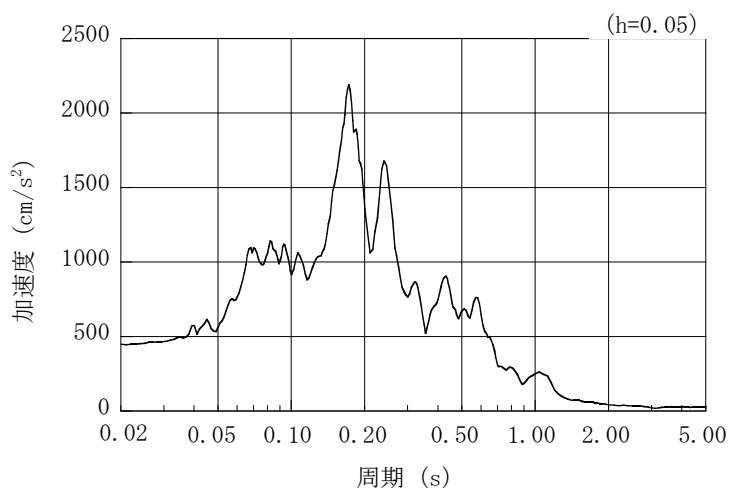
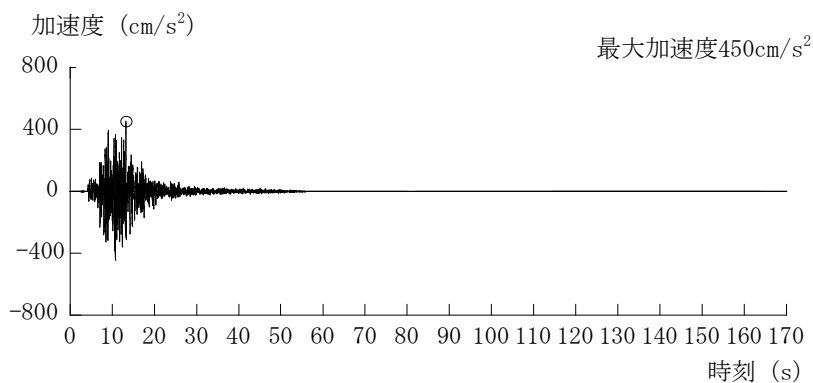


第5図(1) 基準地震動 S s - 2 の時刻歴波形と加速度応答スペクトル
(水平方向)

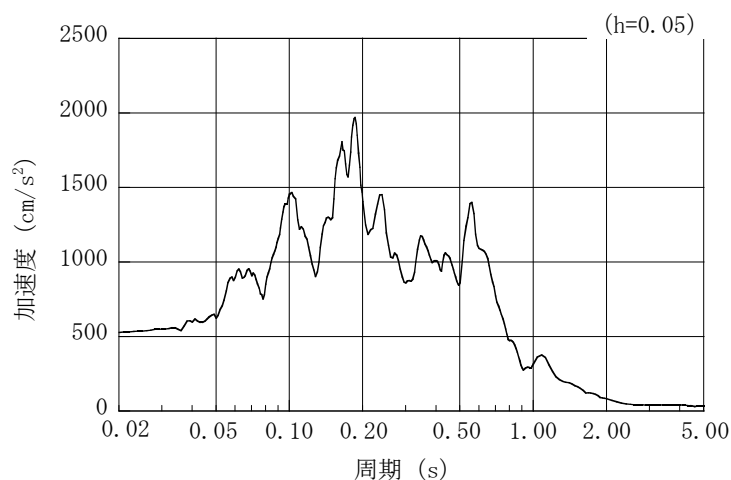
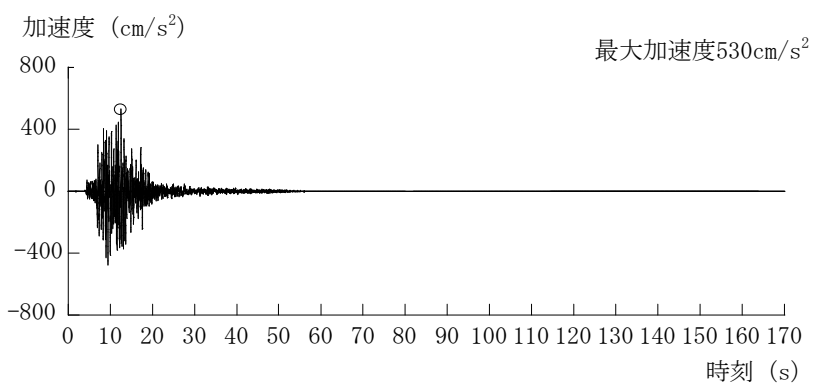


鉛直方向 : S s - 2_{UD}

第5図(2) 基準地震動 S s - 2 の時刻歴波形と加速度応答スペクトル
(鉛直方向)

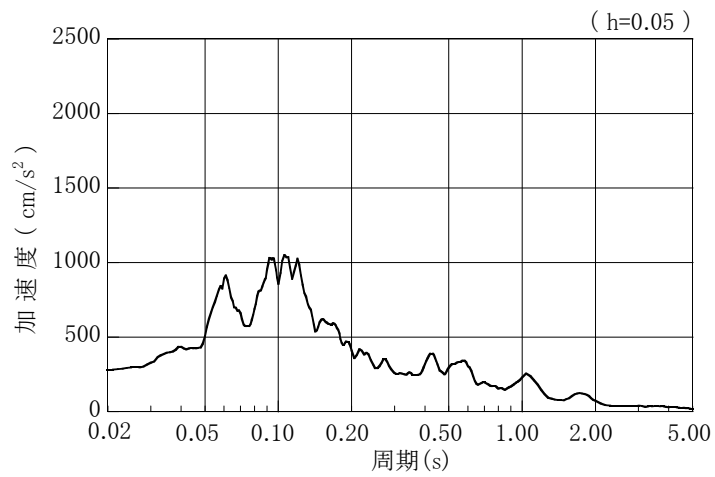
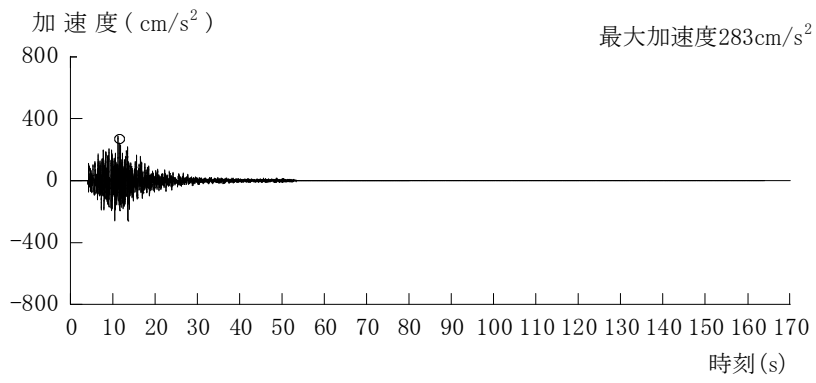


水平方向 (NS 方向) : $S_s - 3_{NS}$



水平方向 (EW 方向) : $S_s - 3_{EW}$

第6図(1) 基準地震動 $S_s - 3$ の時刻歴波形と加速度応答スペクトル
(水平方向)



鉛直方向 : $S_s - 3_{UD}$

第6図(2) 基準地震動 $S_s - 3$ の時刻歴波形と加速度応答スペクトル
(鉛直方向)

原子炉建屋の地震応答解析モデル

1. 原子炉建屋の概要

志賀原子力発電所1号機原子炉建屋は、中央部に地上3階、地下2階建で平面が48.1m^{*}(NS方向)×48.1m^{*}(EW方向)の原子炉建屋原子炉棟(以下、「原子炉棟」という。)があり、その周囲に地上1階(一部地上2階)、地下3階の原子炉建屋付属棟(以下、「付属棟」という。)を取り付けた鉄筋コンクリート造(一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造)の建物である。原子炉建屋の概要を第1図及び第2図に、使用材料を第1表に示す。

原子炉棟と付属棟は同一基礎版上に設置された一体構造であり、原子炉建屋の平面は、68.3m^{*}(NS方向)×72.0m^{*}(EW方向)である。基礎版底面からの高さは61.93mであり、地上高さは33.83mである。また、原子炉建屋は隣接する他の建屋と構造的に分離している。

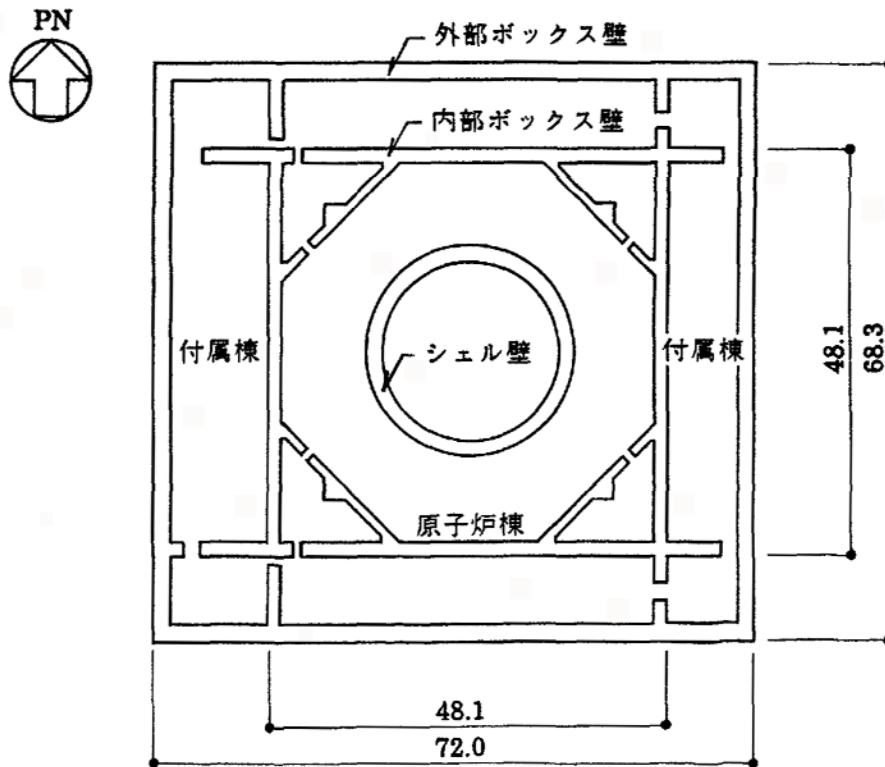
原子炉建屋の基礎は厚さ5.5mのべた基礎で、岩盤上に設置している。

原子炉棟の中央部には、原子炉圧力容器(以下、「RPV」という。)を収容している原子炉格納容器があり、その周りを囲んでいる鉄筋コンクリート造の一次遮へい壁(以下、「シェル壁」という。)は、上部が半球、下部が円筒形で基礎版上に固定している。このシェル壁の全体高さは39.23m、円筒部の内径は20.63mであり、壁厚は2.0mである。

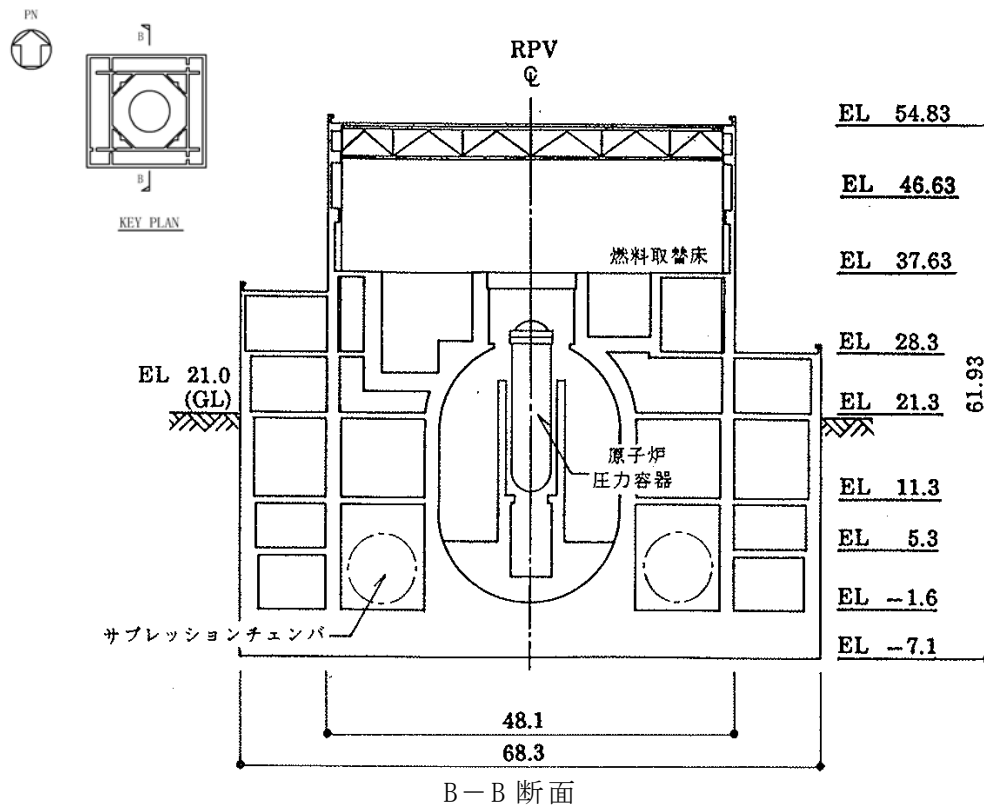
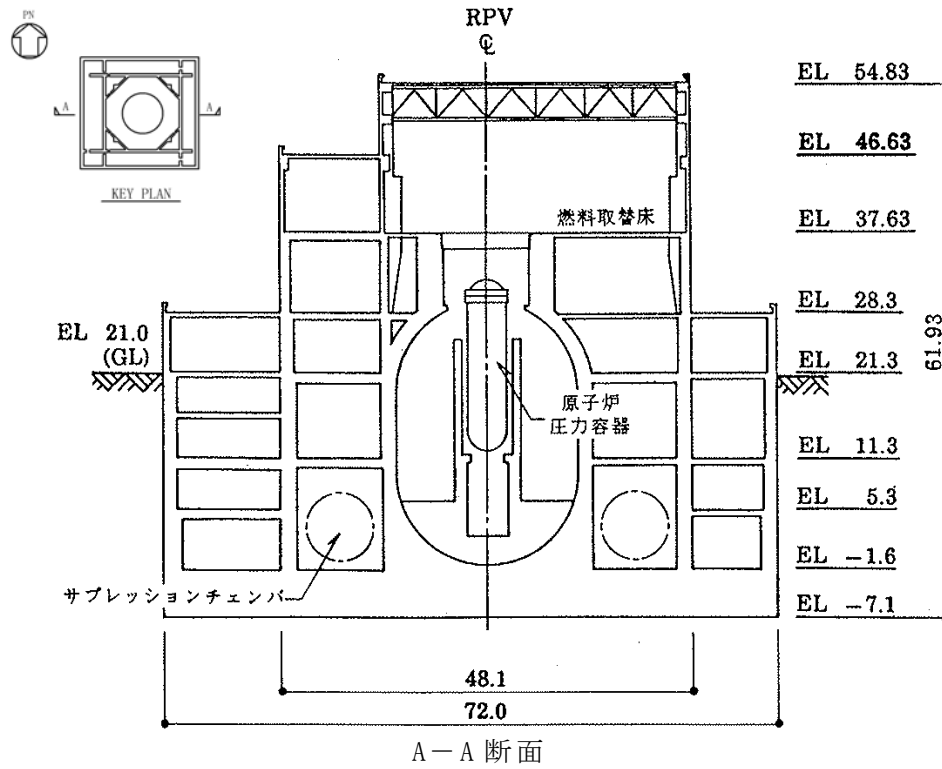
原子炉棟の外壁(以下、「内部ボックス壁」という。)は基礎版上から屋根面まで連続しており、壁厚は地下部分で1.7m、地上部分では0.3~1.5mである。また、付属棟の外壁(以下、「外部ボックス壁」という。)の壁厚は地下部分で1.5~2.0m、地上部分では0.9~1.1mである。

原子炉建屋の耐震壁は、シェル壁、内部ボックス壁、外部ボックス壁である。これらの壁は、建屋の中心に対してほぼ対称に配置しており、開口部も少なく、建屋は全体として非常に剛性の高い構造となっている。建屋に加わる地震時の水平力はすべてこれらの耐震壁に負担させている。

※ 建屋寸法は壁外面押えとする。



第1図 原子炉建屋の概要（平面図）（単位：m）



第2図 原子炉建屋の概要（断面図）（単位：m）

第 1 表 原子炉建屋の使用材料

コン ク リ ー ト	部 位	設計基準強度 Fc (N/mm ²)	ヤング係数 E (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量※ γ (kN/m ³)
	上 部 構 造	26.5 (270kg/cm ²)	2.34 × 10 ⁴	0.2	24
	基礎版	23.5 (240kg/cm ²)	2.25 × 10 ⁴	0.2	24
鉄 筋	SD345 相当 (SD35)				
鋼 材	SS400 相当, SM400A 相当, SM490A 相当 (SS41, SM41A, SM50A)				

※：鉄筋コンクリートの値を示す。

2. 地震応答解析モデル

(1) 水平方向の地震応答解析モデル

水平方向の地震応答解析モデルは、建屋と地盤の相互作用を等価な地盤ばねで評価したスウェイ・ロッキングモデルとする。

建屋は、曲げ変形とせん断変形をする多質点系としてモデル化する。また、屋根部については、屋根を質点分割し、屋根スラブおよび屋根水平ブレースの剛性を評価する。

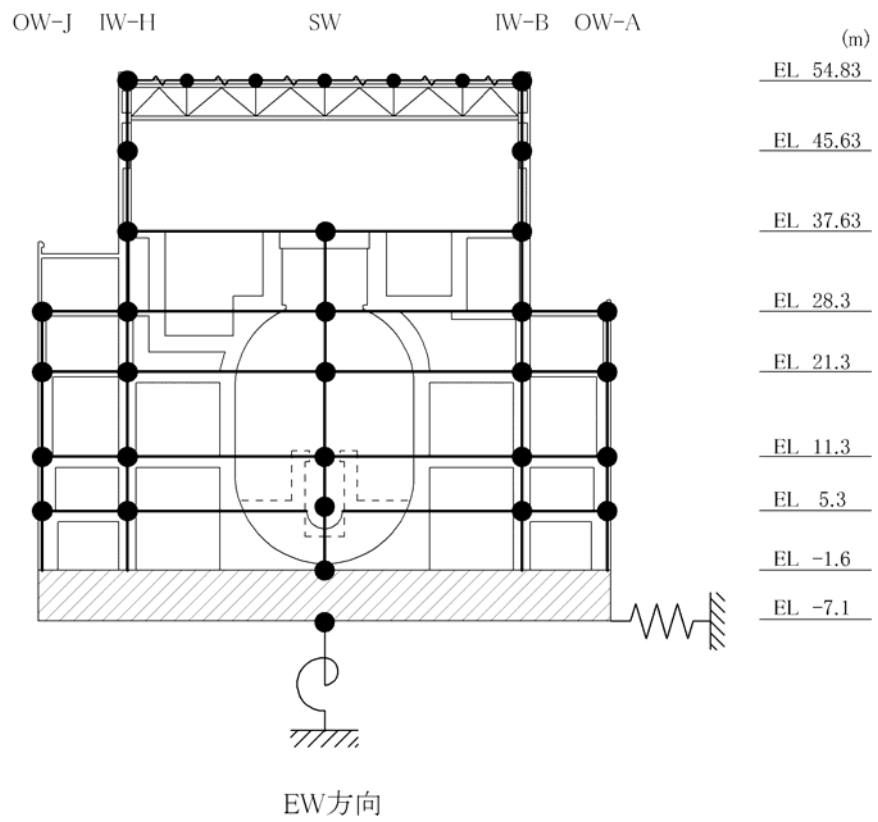
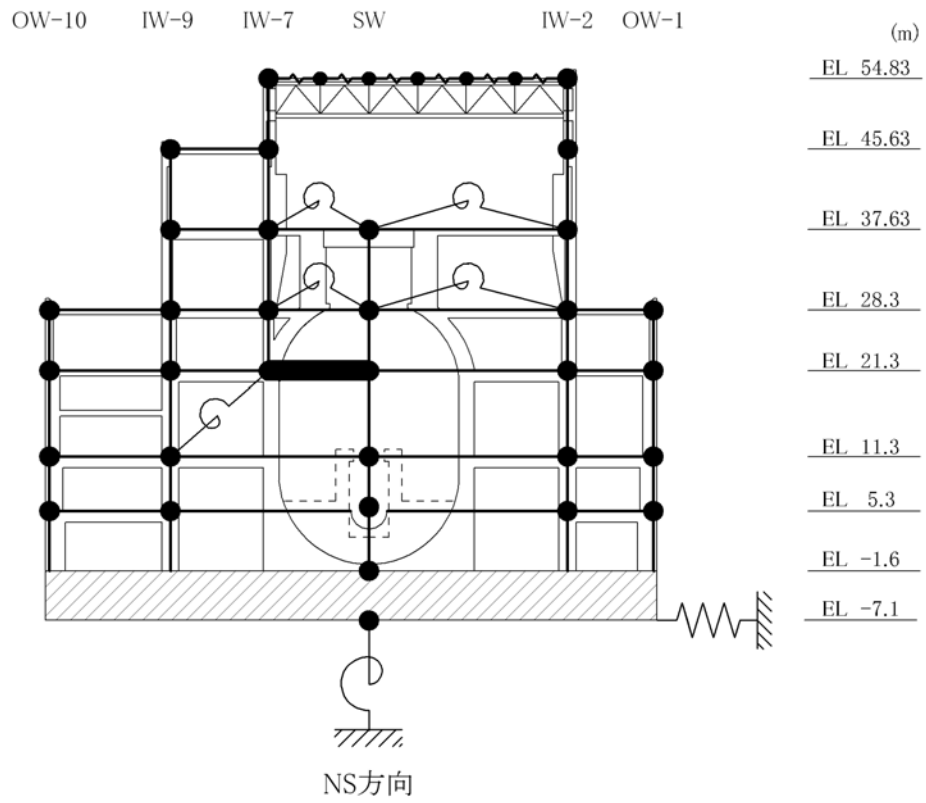
建屋底面下の地盤は、水平ばねおよび回転ばねで置換する。この水平ばねおよび回転ばねは、基礎版底面の地盤を半無限地盤とみなして、三次元波動論（振動アドミッタンス理論）により評価する。いずれのばねも振動数に依存した複素剛性として得られるが、「原子力発電所耐震設計技術指針 追補版 JEAG 4601-1991」（以下、「JEAG 4601-1991」という。）に基づき、ばね定数として実部の静的な値に、減衰係数として建屋-地盤連成系の1次固有振動数での虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きに、それぞれ近似する。

建屋の減衰はモード減衰とし、各次のモード減衰定数は建屋のひずみエネルギーに比例した値として算定する。

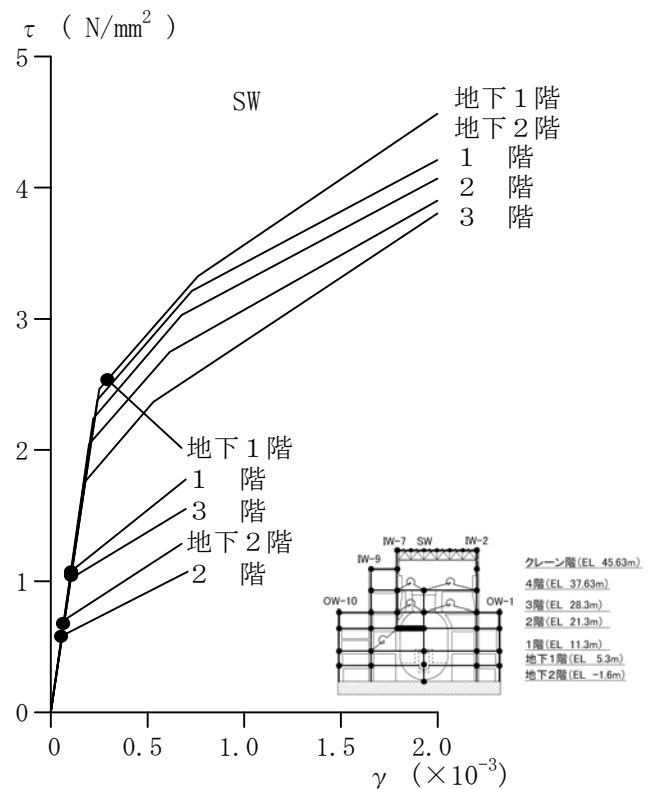
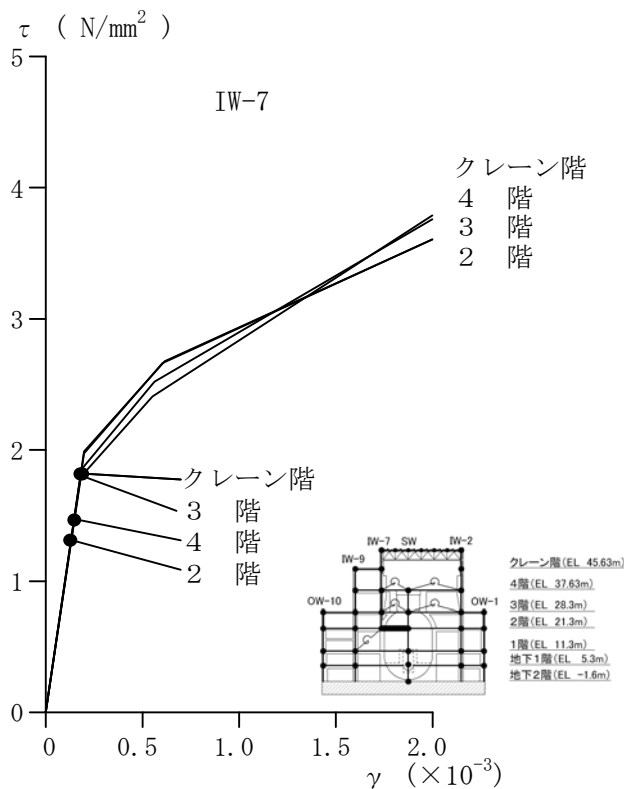
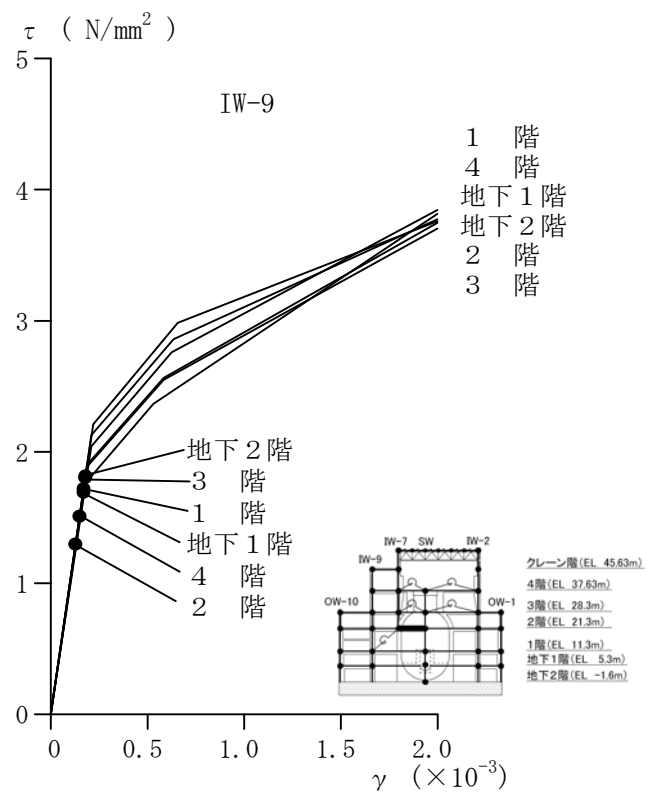
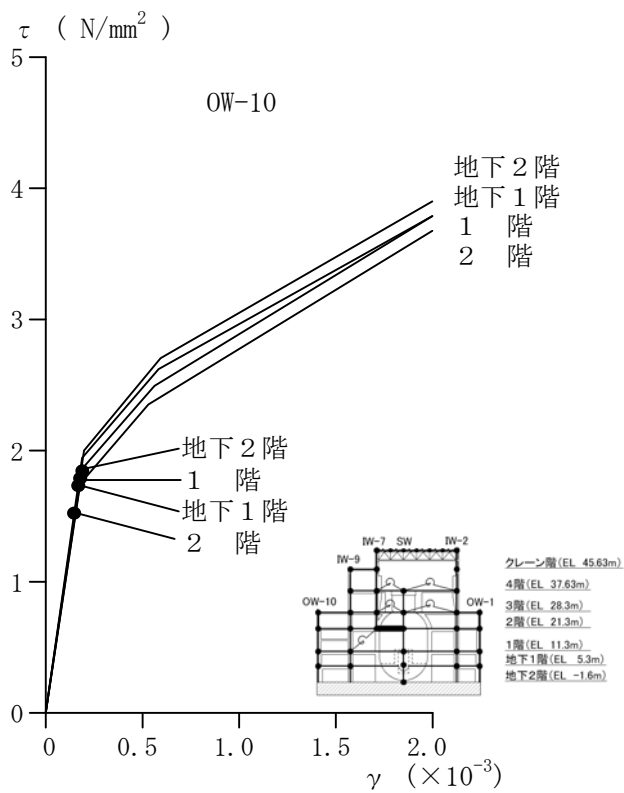
建屋の減衰定数は、鉄筋コンクリート造部を5%、鉄骨造部を2%とする。

建屋の非線形特性については、JEAG 4601-1991に基づき、せん断応力度-せん断ひずみ度関係（以下、「 $\tau-\gamma$ 関係」という。）は、トリリニア・スケルトンカーブとし、履歴特性は最大点指向型とする。曲げモーメント-曲率関係は、トリリニア・スケルトンカーブとし、履歴特性は最大点指向型で第3剛性域内ではディグレイディングモデルとする。地盤ばねの非線形特性については、基礎の浮上りによる地盤の回転ばねの幾何学的非線形を考慮する。

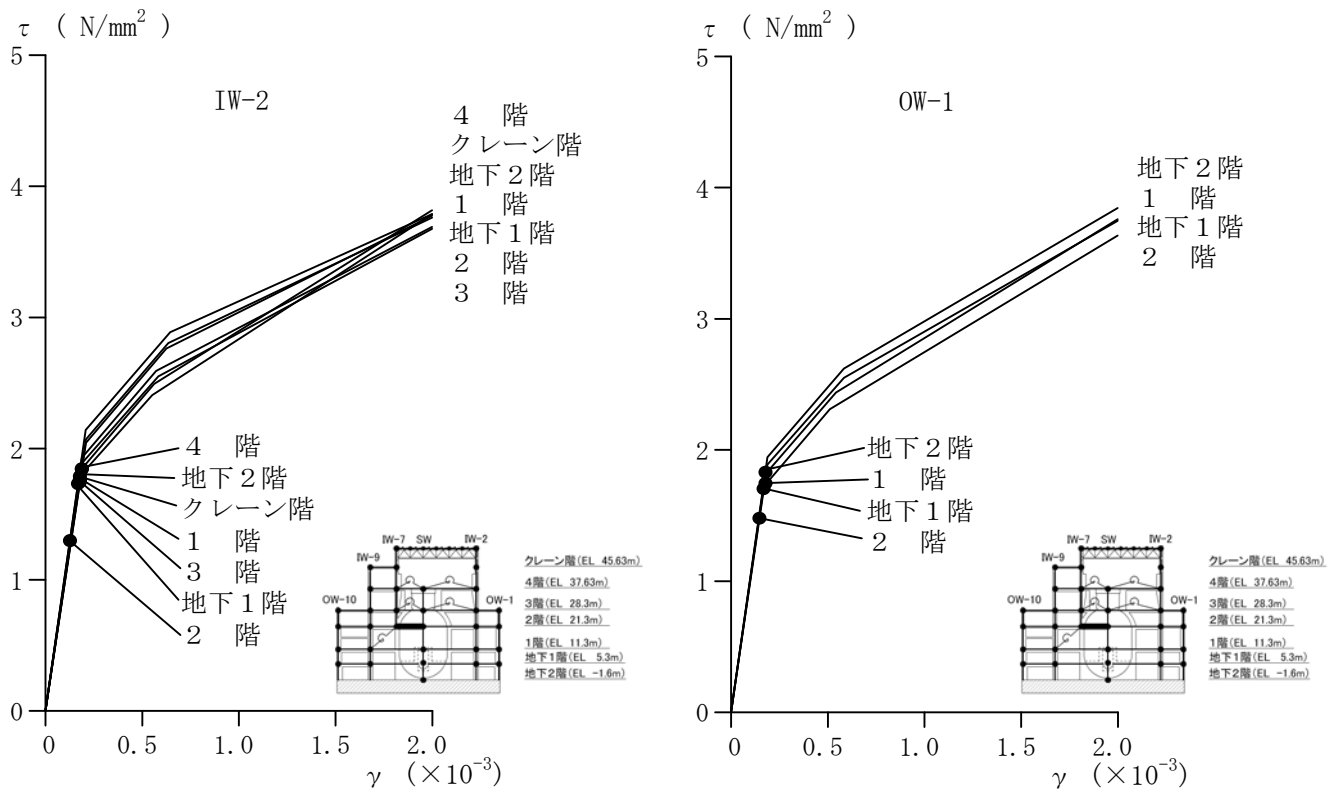
地震応答解析モデルは2方向（NS方向、EW方向）とし、それぞれ基準地震動 S_s （水平動）から敷地の地盤状況を考慮した有限要素モデルにより求めた入力地震動を入力して解析する。地震応答解析モデルを第3図に、基準地震動 S_s による最大応答値を耐震壁の $\tau-\gamma$ 関係のせん断スケルトン曲線上にプロットして第4図～第9図に示す。



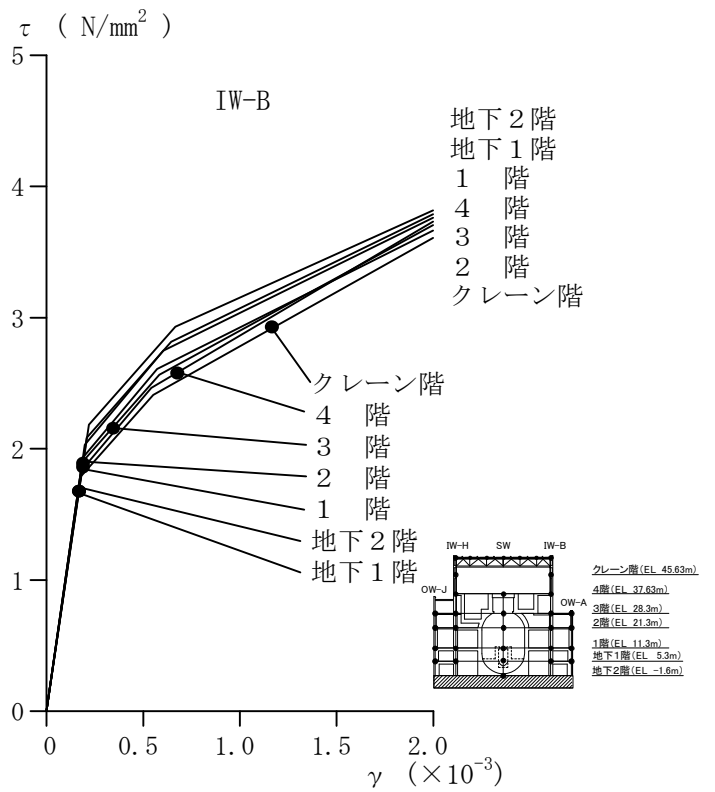
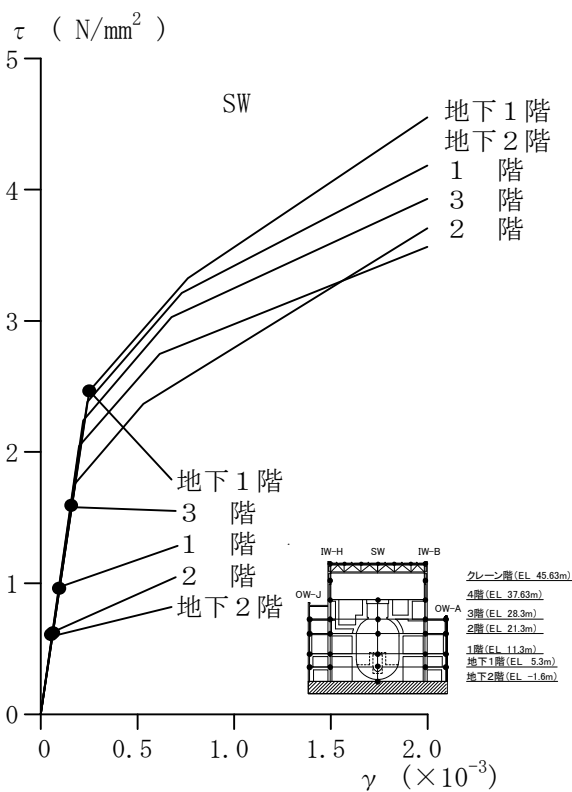
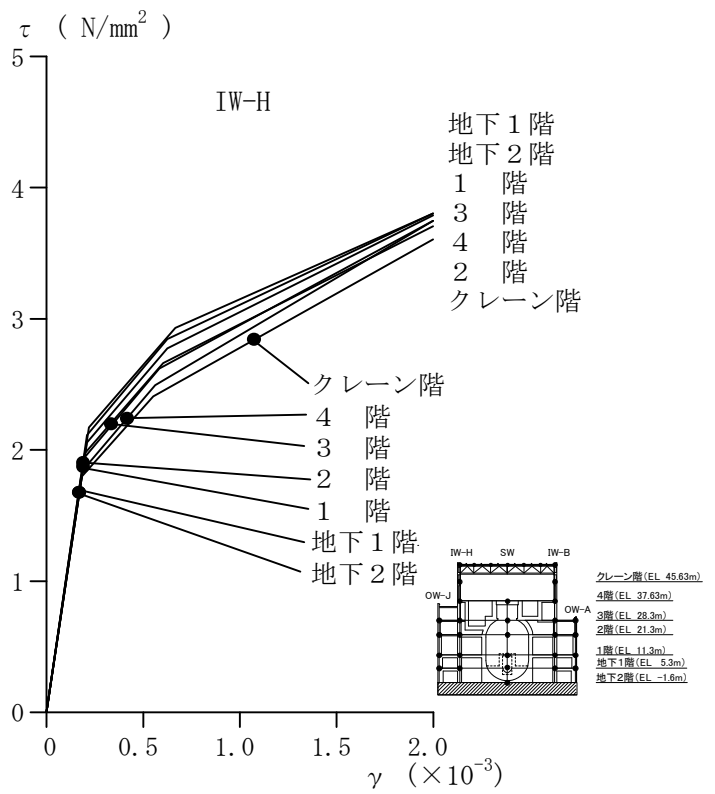
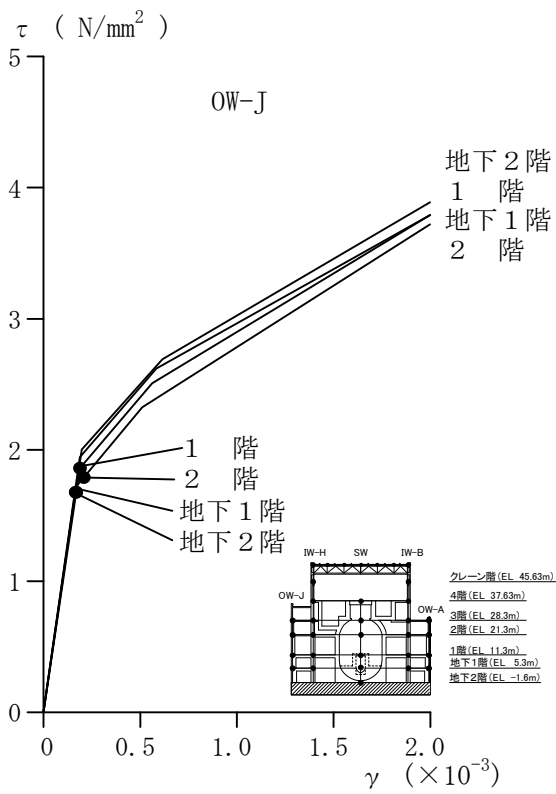
第3図 地震応答解析モデル（水平方向）



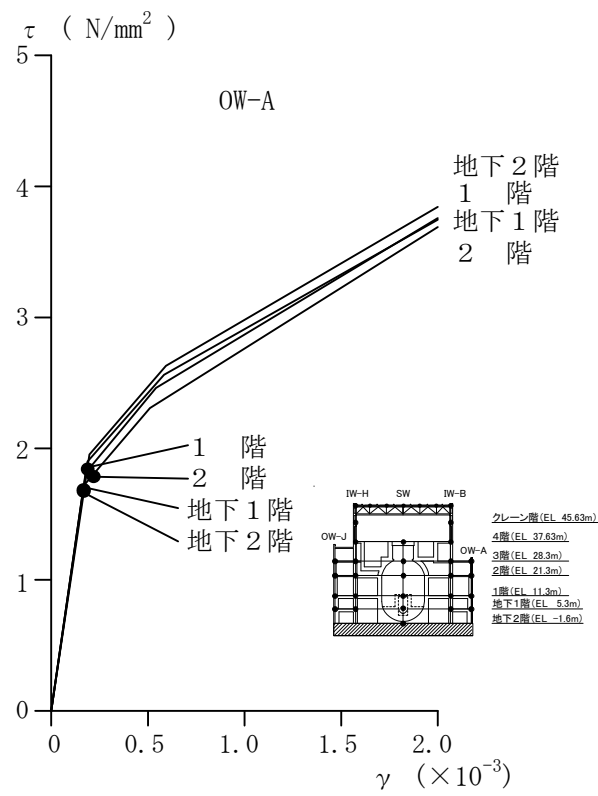
第4図(1) せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(基準地震動 S_s-1_H NS方向)



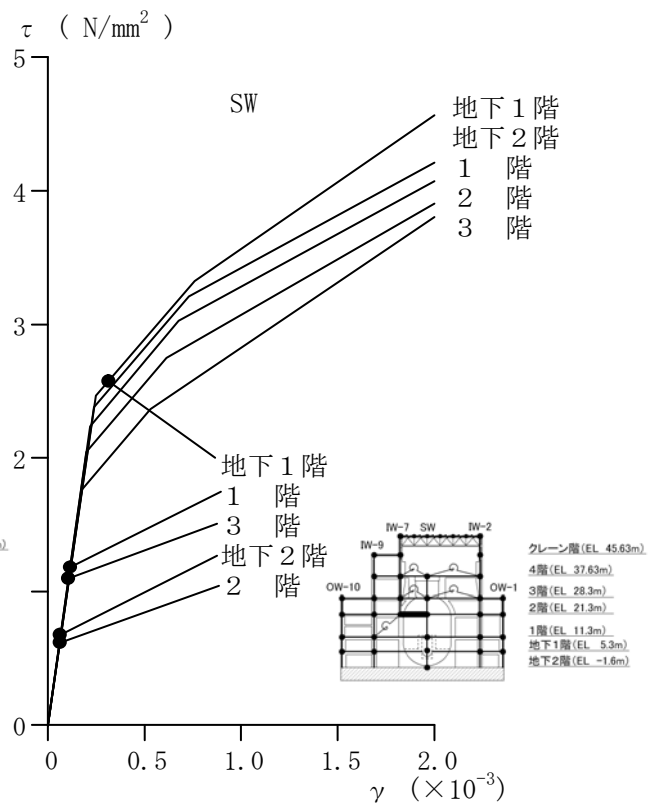
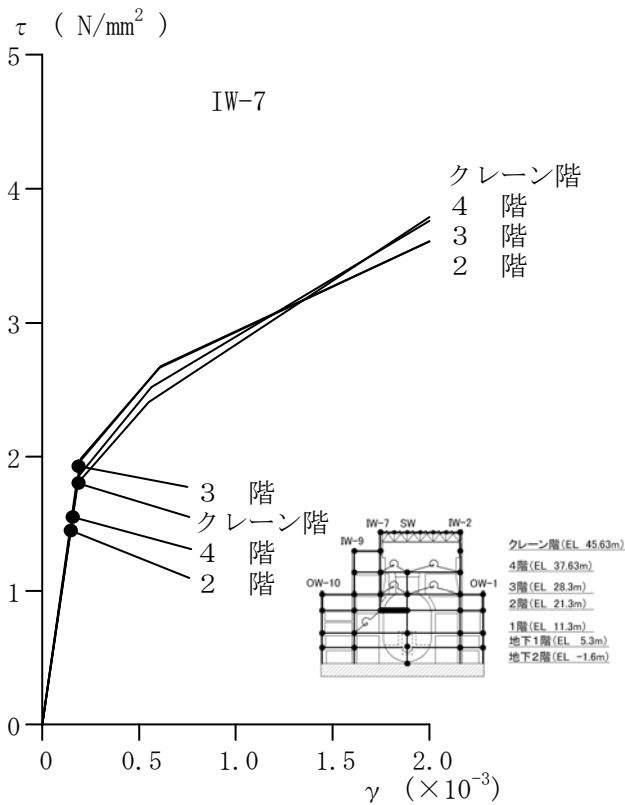
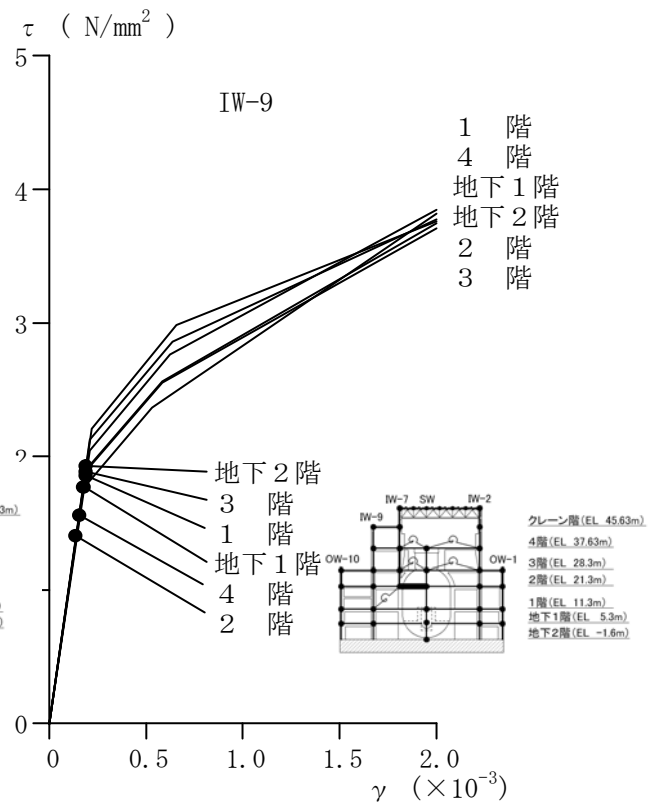
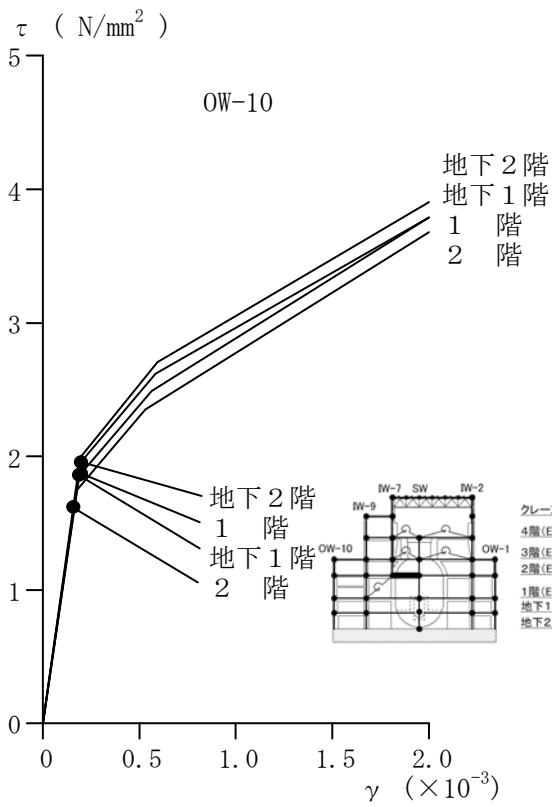
第4図(2) せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(基準地震動 S_s-1_H NS方向)



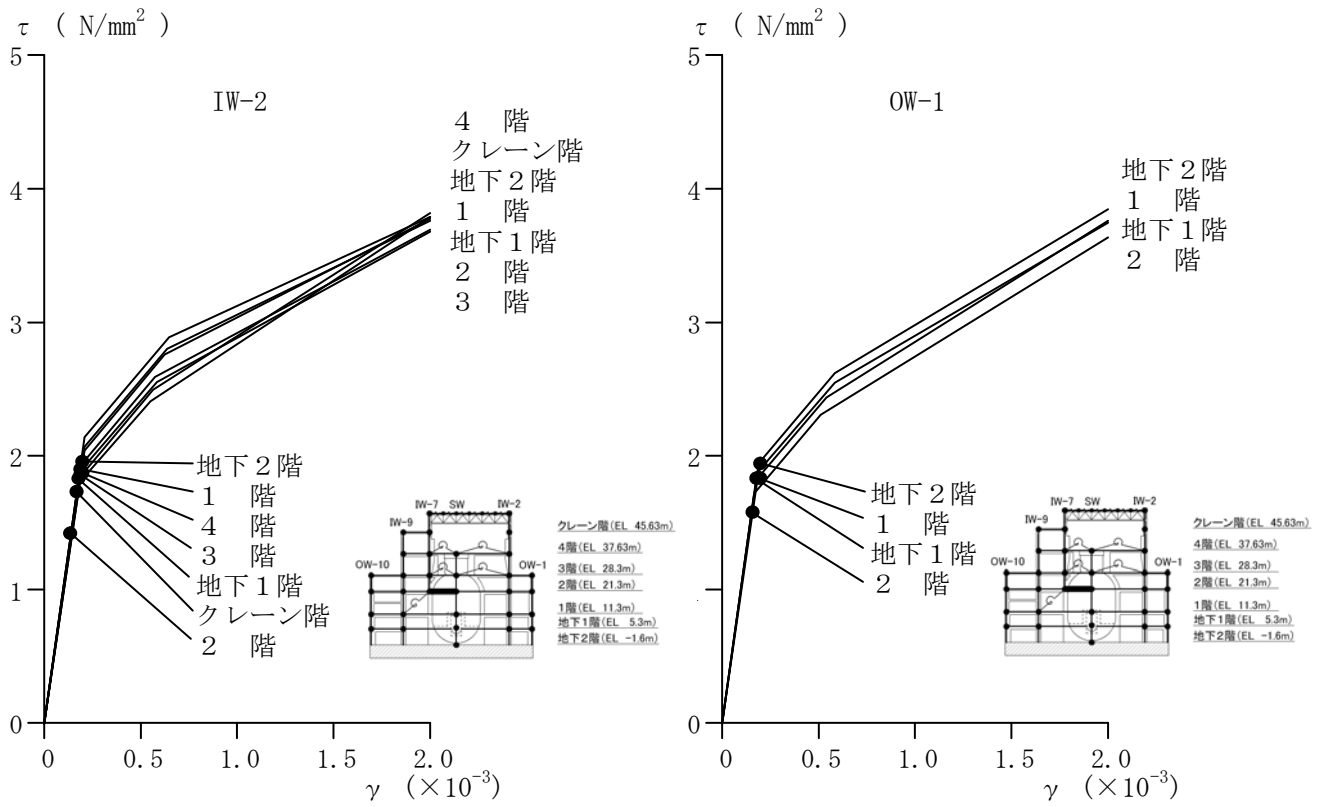
第5図(1) せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(基準地震動 S_s-1_H EW方向)



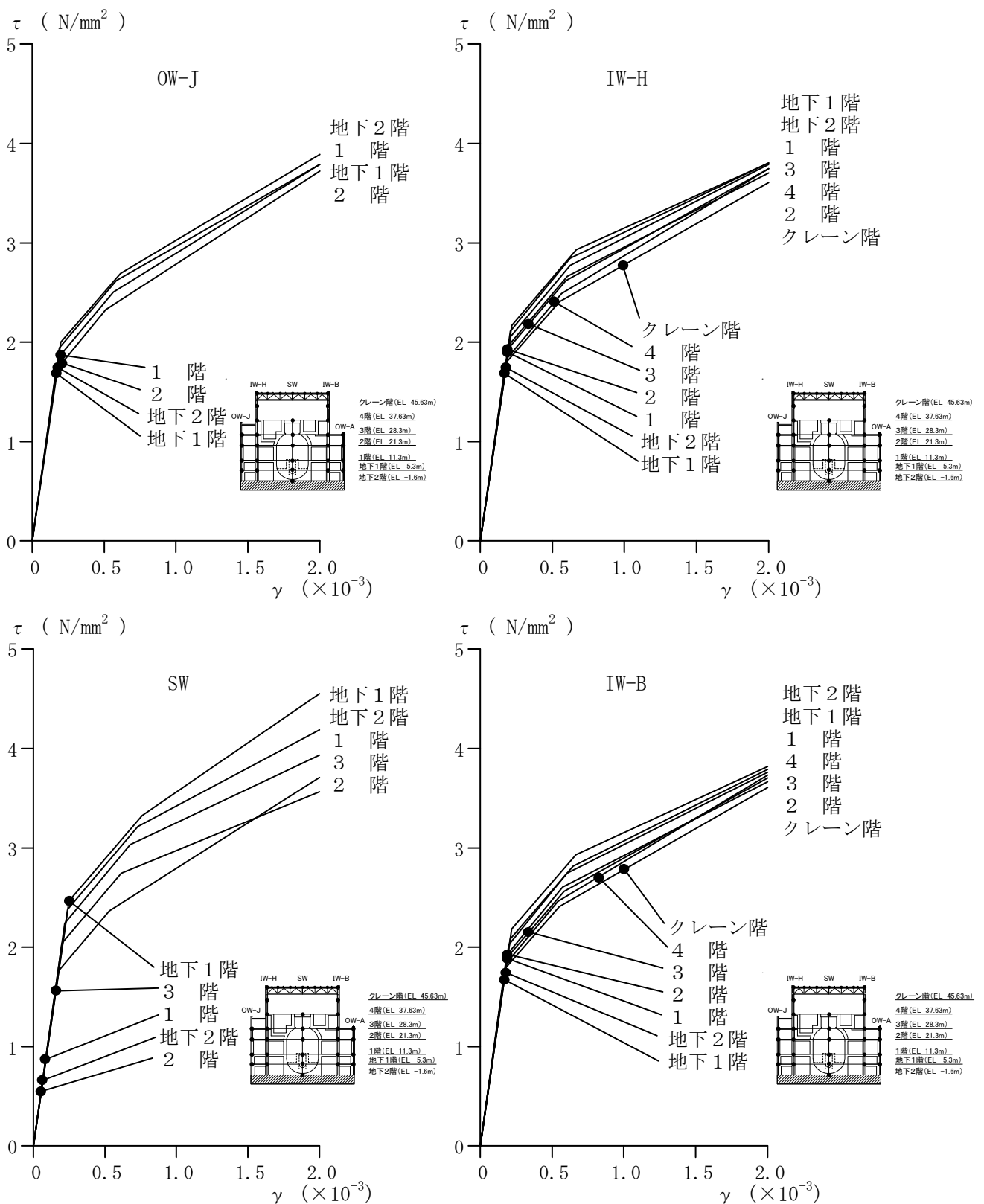
第5図(2) せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(基準地震動 S_s-1_H EW方向)



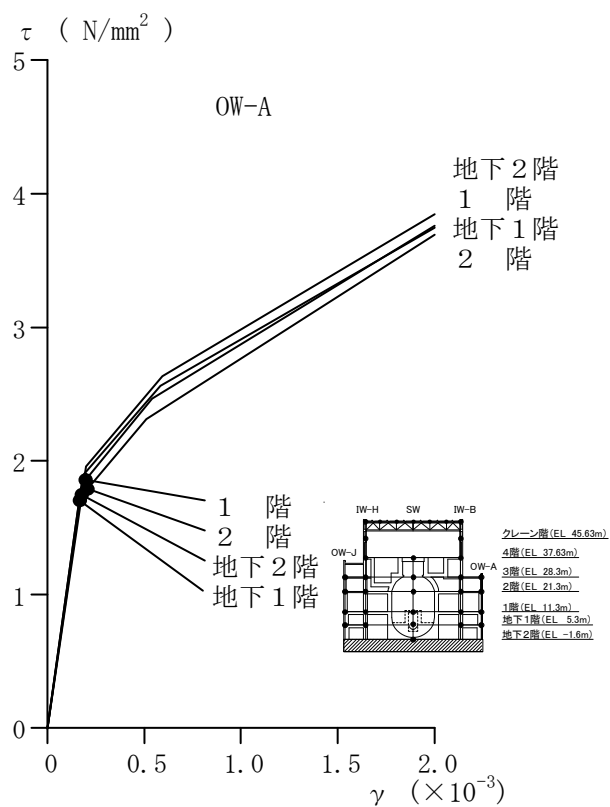
第6図(1) せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(基準地震動 S_S-2_{NS} NS方向)



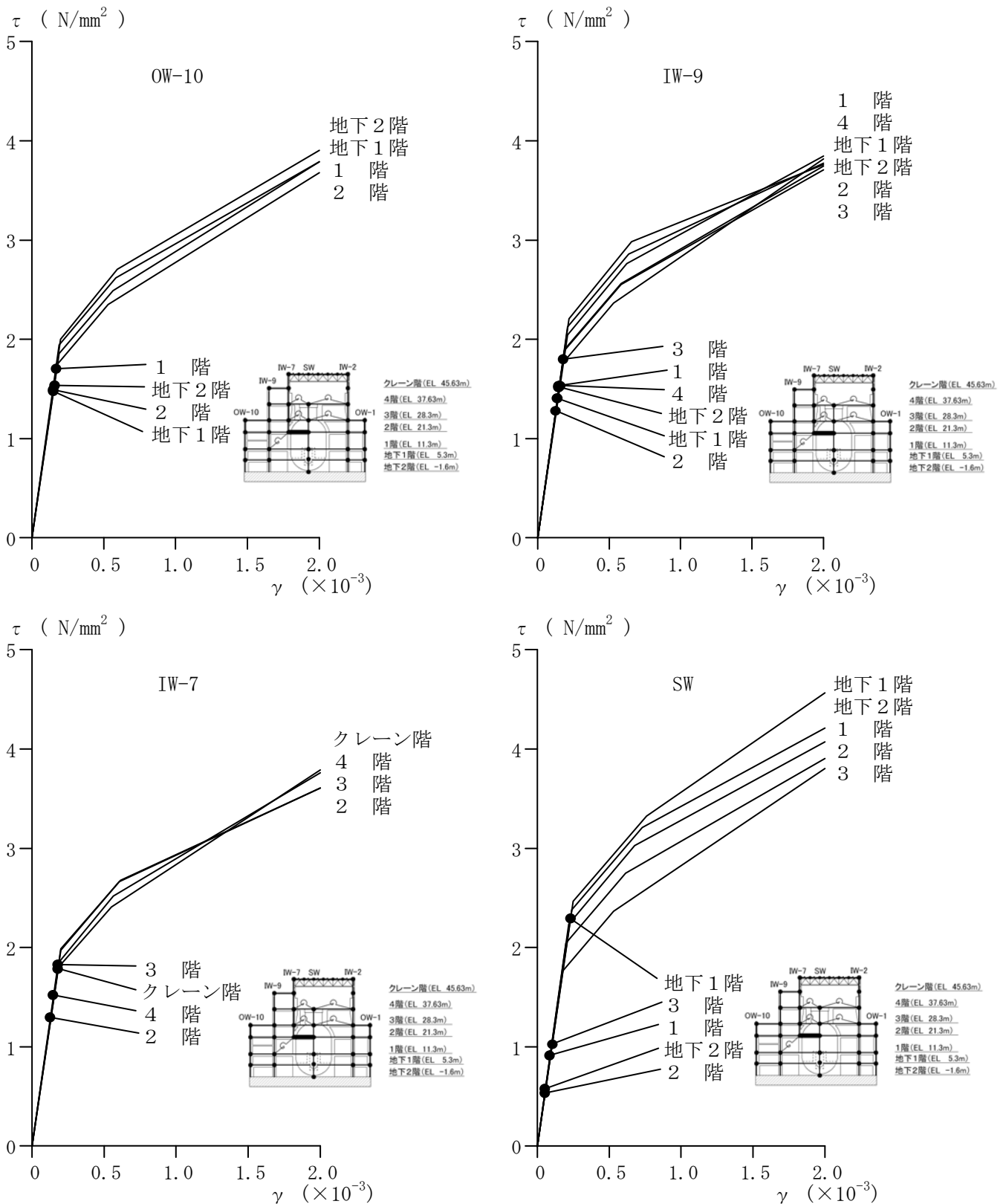
第6図(2) せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(基準地震動 S_s-2_{NS} NS方向)



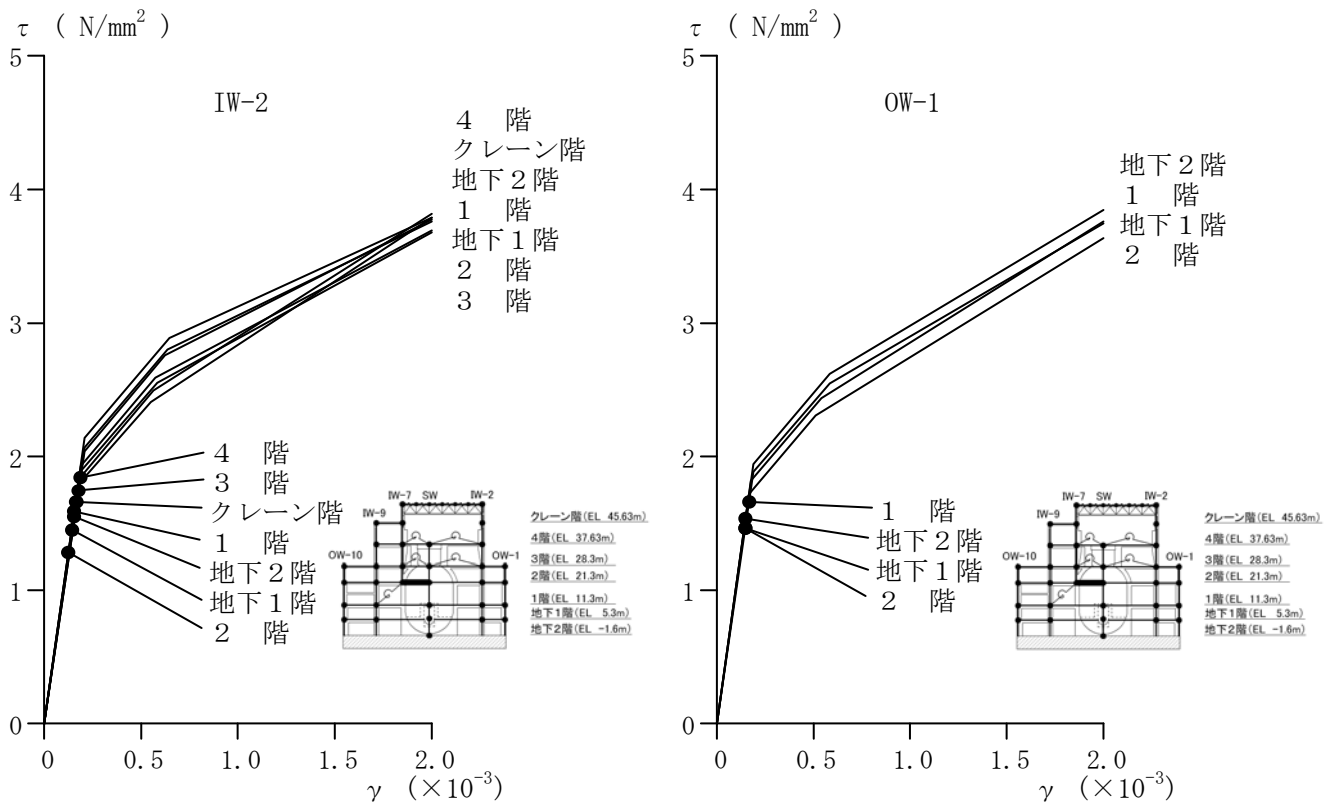
第7図(1) せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(基準地震動 S_s-2_{EW} EW方向)



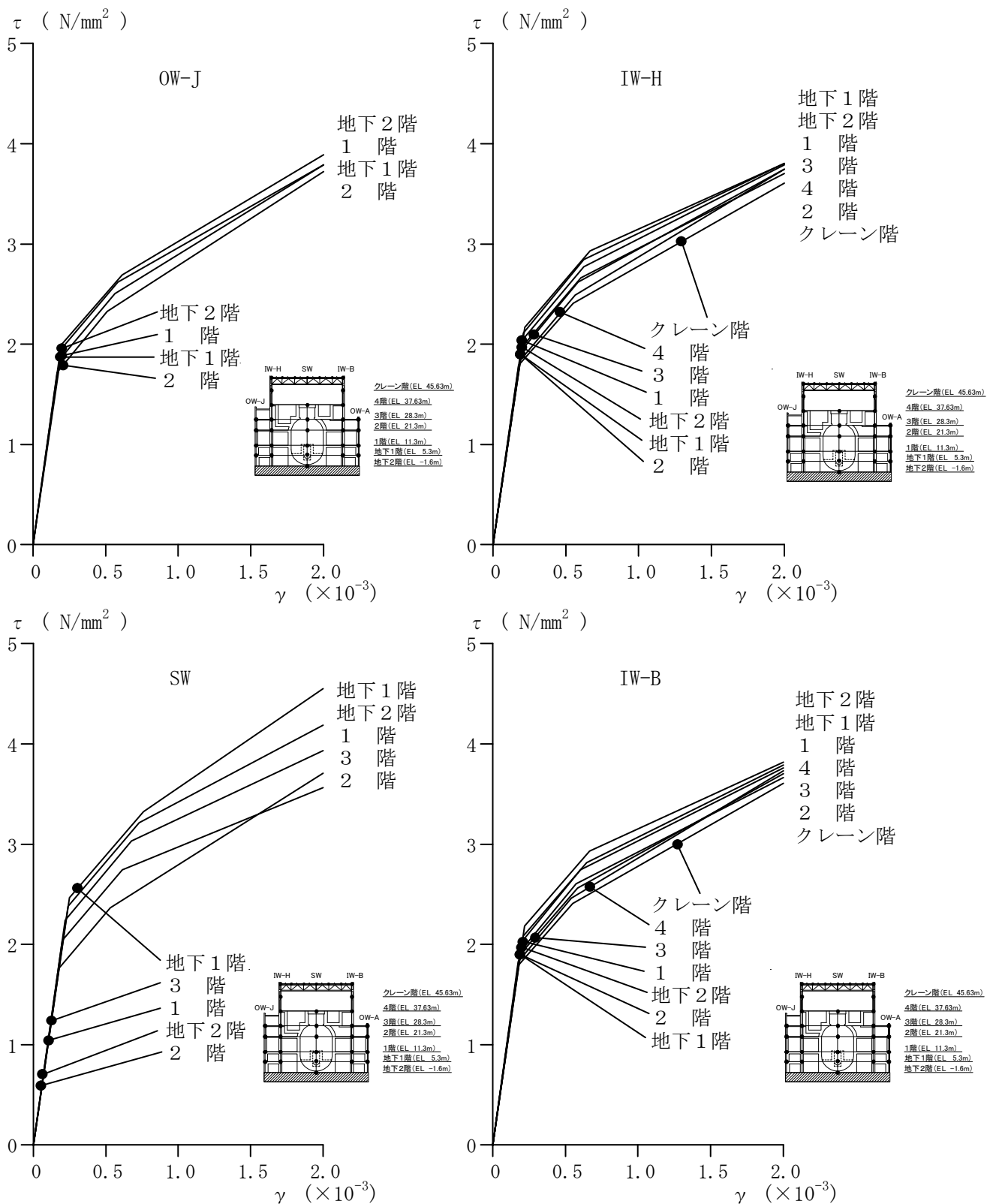
第7図(2) せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(基準地震動 S_s-2_{EW} EW方向)



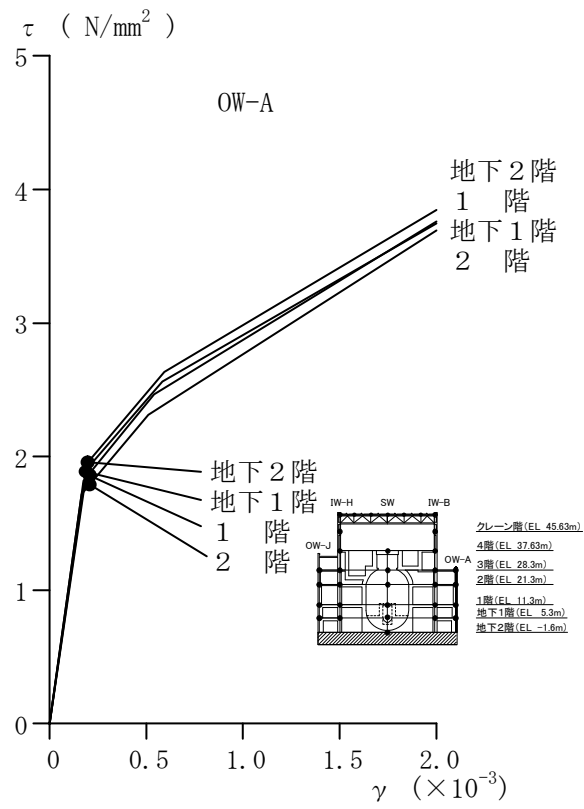
第8図(1) せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(基準地震動 S_s-3_{NS} NS方向)



第8図(2) せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(基準地震動 S_s-3_{NS} NS方向)



第9図(1) せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(基準地震動 S_s-3_{EW} EW方向)



第9図(2) せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(基準地震動 $S_s - 3_{EW}$ EW方向)

(2) 鉛直方向の地震応答解析モデル

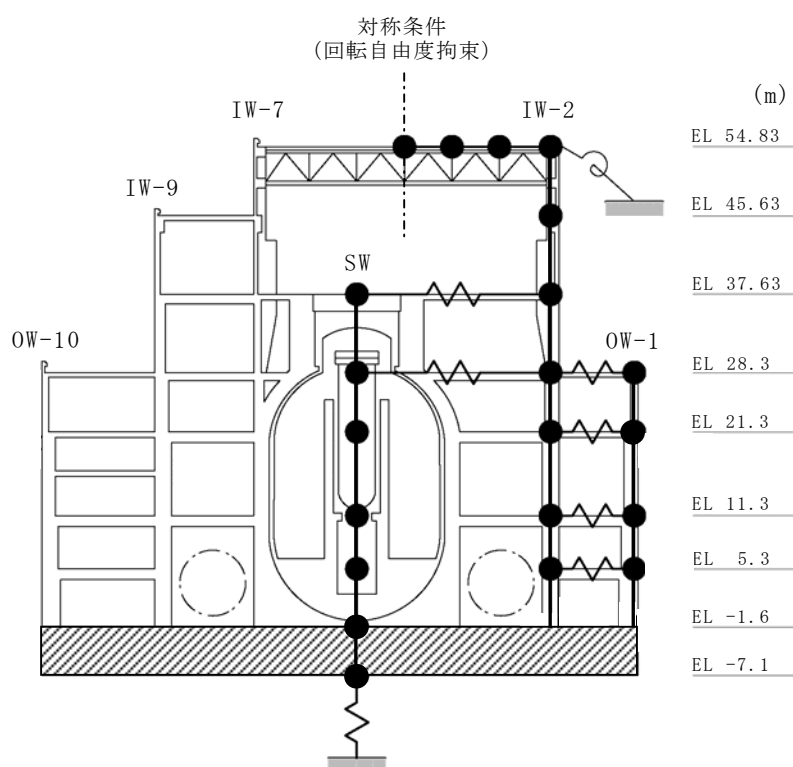
鉛直方向の地震応答解析モデルは、建屋と地盤の相互作用を等価な鉛直ばねで置換し、建屋部分を耐震壁等の軸剛性を評価した軸ばねとせん断剛性を評価したせん断ばねにより各質点を連結した3軸多質点系モデルとする。屋根トラスは、曲げ変形とせん断変形をする多質点系曲げせん断梁モデルとし、トラス端部の鉄骨造の柱等による回転拘束を考慮する。

建屋底面下の鉛直ばねは、基礎版底面の地盤を半無限地盤とみなして振動アドミタンス理論により評価し、水平ばねおよび回転ばねと同様に、得られた複素剛性をばね定数と減衰係数として近似する。

建屋の減衰はモード減衰とし、各次のモード減衰定数は建屋のひずみエネルギーに比例した値として算定する。建屋の減衰定数は、鉄筋コンクリート造部を5%、鉄骨造部を2%とする。

入力地震動は、基準地震動 S_s （鉛直動）とし、建屋基礎下端に取り付く鉛直地盤ばねを介して直接入力する。

地震応答解析モデルを第10図に示す。



第10図 地震応答解析モデル（鉛直方向）

3. 許容値

許容値については， JEAG4601-1991 に基づき，鉄筋コンクリート造耐震壁の終局点のせん断ひずみ度である 4.0×10^{-3} とする。

大型機器の地震応答解析モデルと地震応答解析結果

機器・配管系の動的解析モデルは、その振動特性に応じて、代表的な振動モードが適切に表現でき、応力評価等に用いる地震荷重を適切に算定できるものを使用する。

1. 大型機器の地震応答解析

原子炉建屋内の原子炉格納容器（以下「PCV」という。）、原子炉压力容器（以下「RPV」という。）及び炉内構造物等の大型機器は、大規模構造物で、かつ、建屋から各点で支持されているため、建屋からの各入力をより厳密に評価することを目的とし、建屋と連成した解析モデルにより基準地震動 S_s による地震応答解析を時刻歴応答解析法により実施する。

解析は水平方向（NS及びEWの両方向）及び鉛直方向について実施する。本書では、NS方向を例に、水平方向の地震応答解析モデル及び地震応答解析結果を示す。

地震応答解析モデルは、以下に示すPCV-RPV解析モデルと炉内構造物解析モデルがある。

2. 大型機器の地震応答解析モデル

2.1 PCV-RPV解析モデル

PCV, RPV, 原子炉遮へい壁, 及び原子炉本体基礎等の地震力を算定する解析モデルである。

水平方向の解析モデルは、多質点系でモデル化し、それぞれの質点間を曲げ、せん断剛性を有する無質量のはり、またはばねにより結合する。

鉛直方向の解析モデルは、次項の炉内構造物も含めた解析モデルとし、質点間を軸剛性（圧縮、引張りに対する剛性）を有するばねにより結合する。

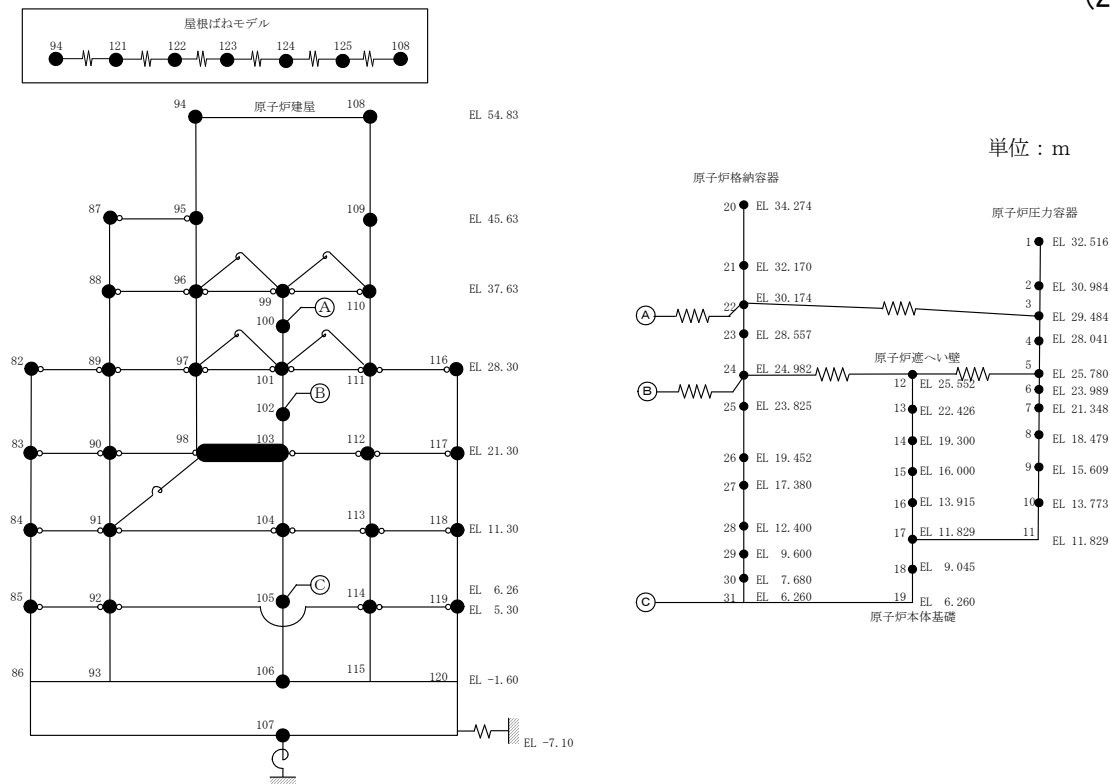
志賀1号機の水平方向の解析モデルを第1図(1)に、鉛直方向の解析モデルを第1図(2)に示す。

2.2 炉内構造物解析モデル

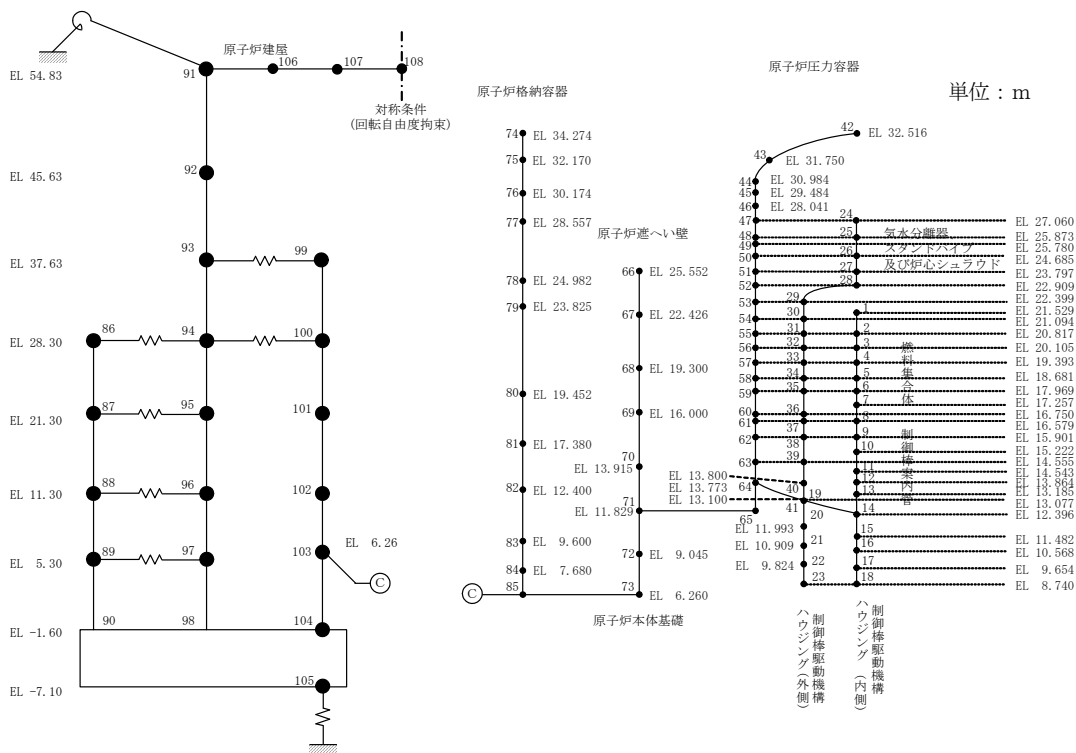
RPV内の気水分離器, 燃料集合体, 炉心シュラウド, 及び制御棒案内管等の地震力を算定する解析モデルである。

モデル化の考え方は、PCV-RPV解析モデルと同じである。

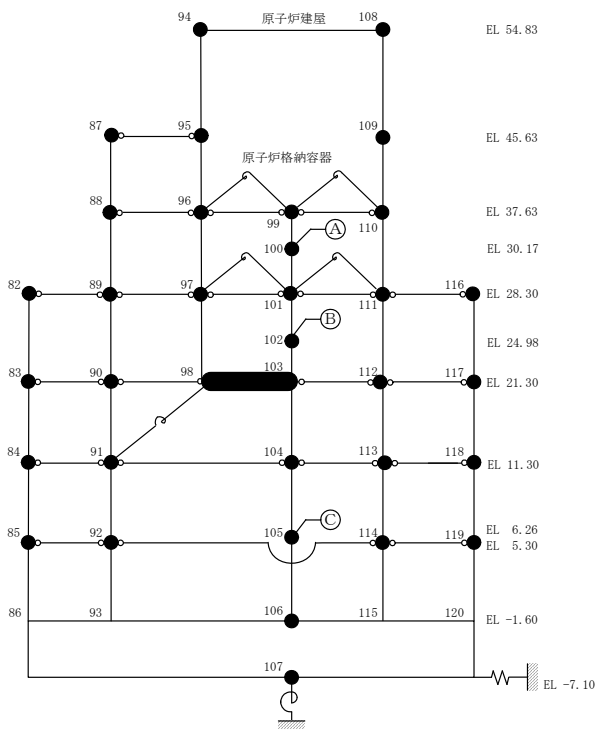
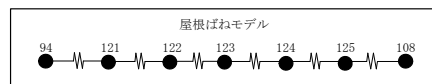
志賀1号機の水平方向の解析モデルを第2図(1)に、鉛直方向の解析モデルを前項の第1図(2)に示す。



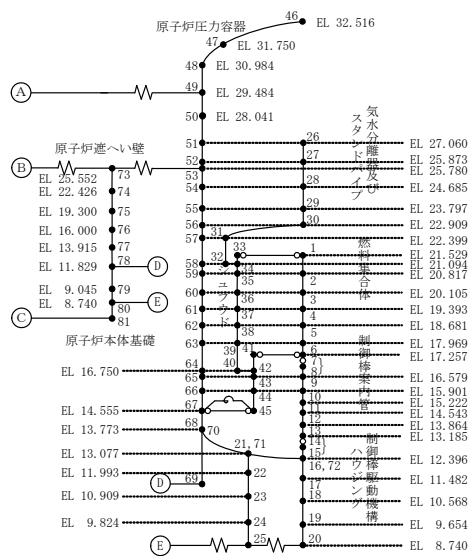
第1図(1) 志賀1号機PCV-RPV水平方向解析モデル (NS方向)



第1図(2) 志賀1号機PCV-RPV-炉内構造物鉛直方向解析モデル



単位：m



第2図(1) 志賀1号機炉内構造物水平方向解析モデル (NS方向)

3. 地震応答解析結果

PCV-RPV解析モデルおよび炉内構造物解析モデルによる志賀1号機の地震応答解析結果を以下に示す。

なお、評価にあたっては、基準地震動 $S_s - 1, 2, 3$ の3つの基準地震動を用いて、個別に地震応答解析を行う。

(1) PCV-RPV解析モデルによる解析結果

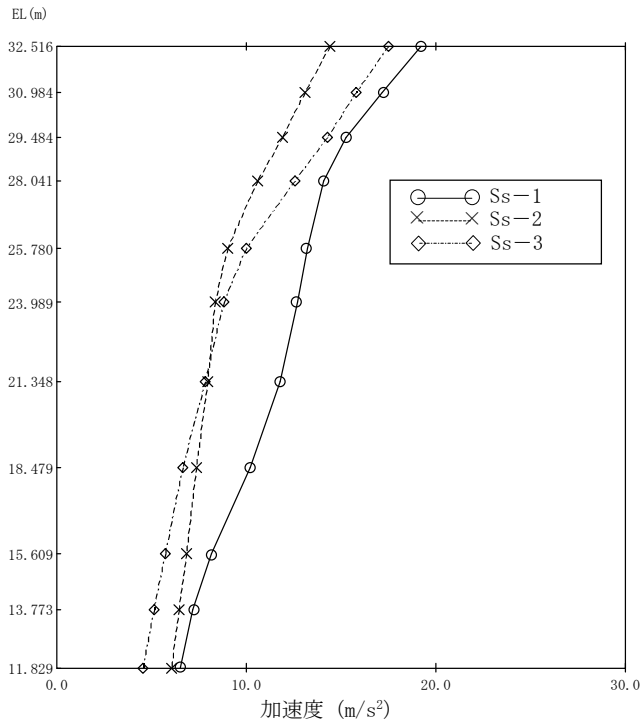
基準地震動 $S_s - 1, 2, 3$ による志賀1号機のRPVの水平方向（NS方向）の地震応答解析結果を第3図(1)～(3)に示す。

また、鉛直方向の地震応答解析結果を第4図(1), (2)に示す。

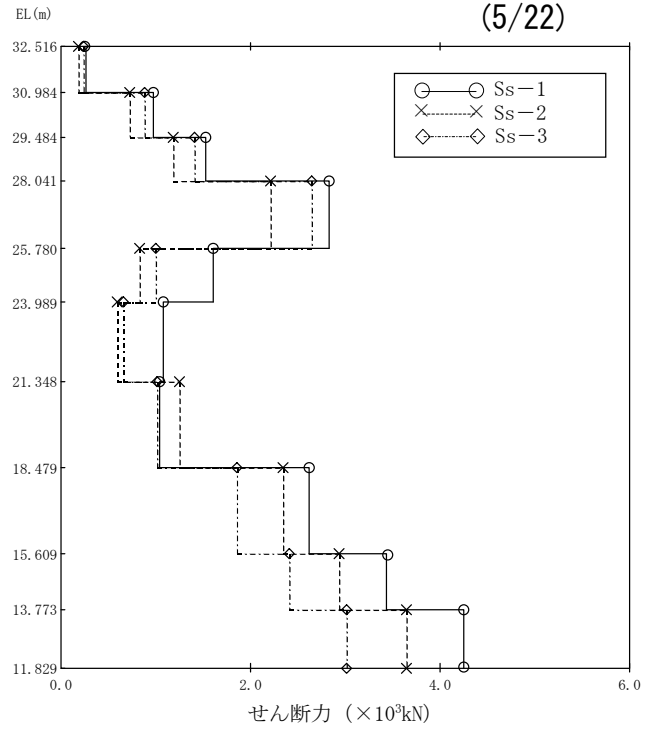
(2) 炉内構造物解析モデルによる解析結果

基準地震動 $S_s - 1, 2, 3$ による志賀1号機の炉内構造物の水平方向（NS方向）の地震応答解析結果を第5図(1)～(6)に示す。

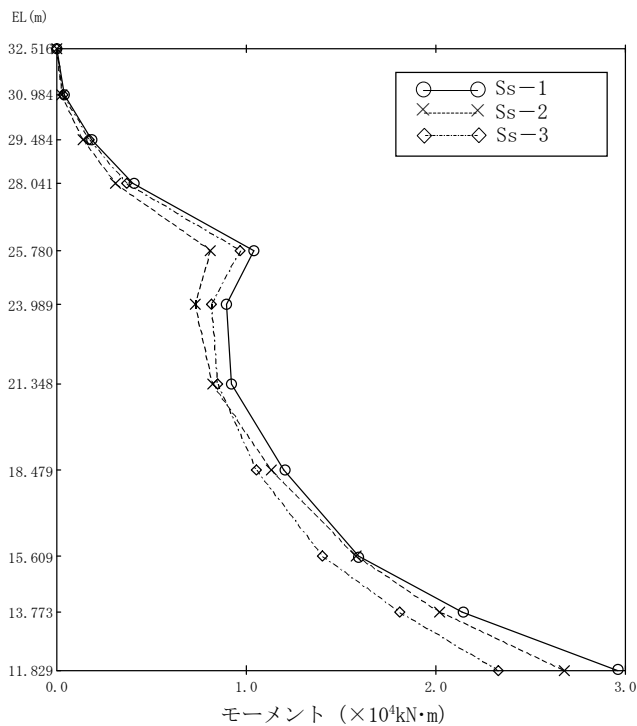
また、鉛直方向の地震応答解析結果を第6図(1), (2)に示す。



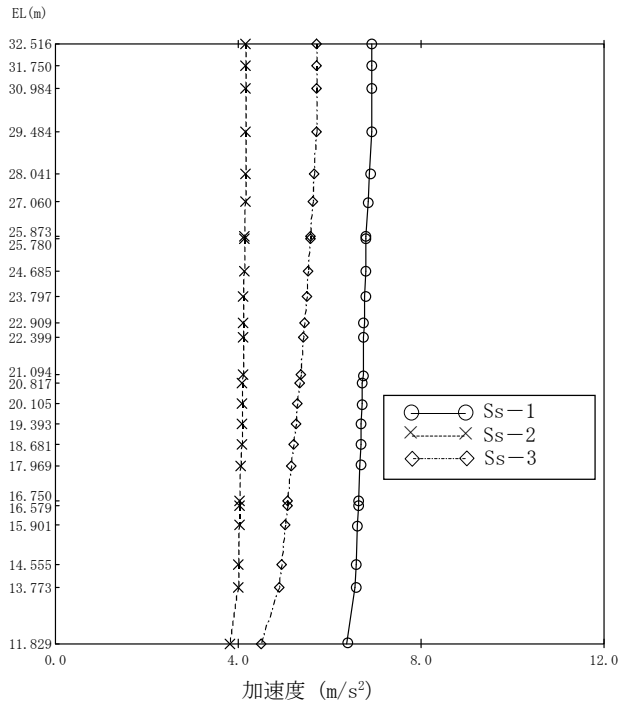
第3図(1) 志賀1号機R P V
水平方向 最大応答加速度
(NS方向)



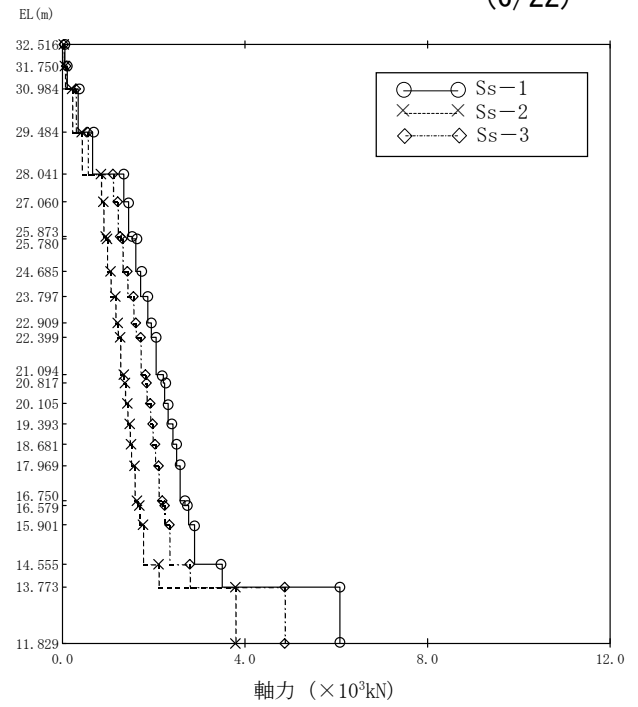
第3図(2) 志賀1号機R P V
水平方向 最大応答せん断力
(NS方向)



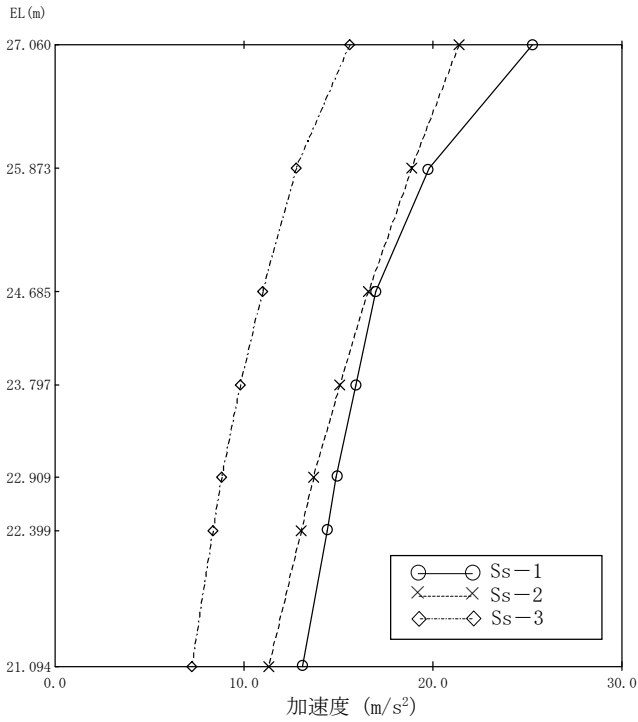
第3図(3) 志賀1号機R P V
水平方向 最大応答モーメント
(NS方向)



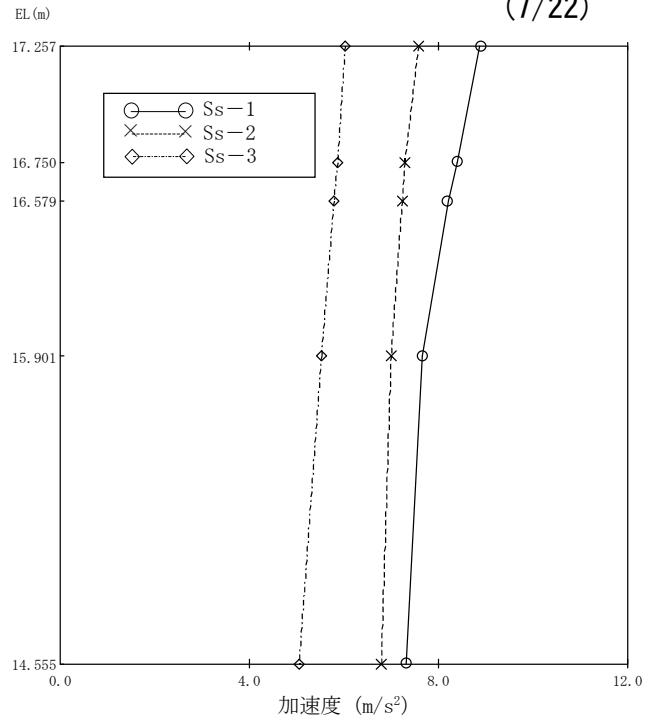
第4図(1) 志賀1号機R P V
鉛直方向 最大応答加速度



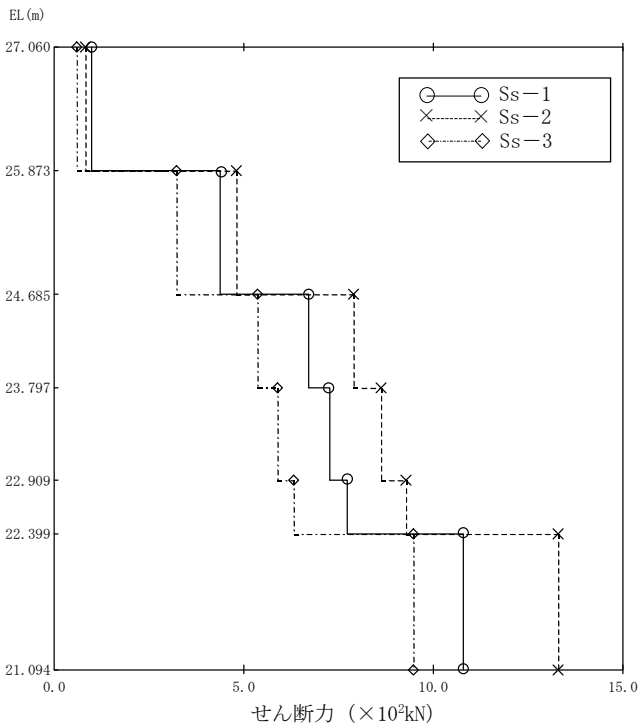
第4図(2) 志賀1号機R P V
鉛直方向 最大応答軸力



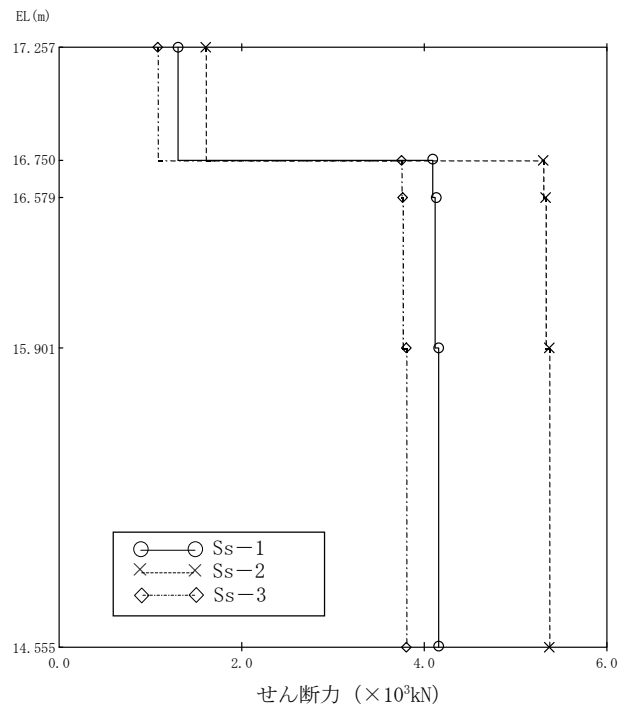
第5図(1) 志賀1号機炉内構造物
[気水分離器～炉心シュラウド上部胴]
水平方向 最大応答加速度
(NS方向)



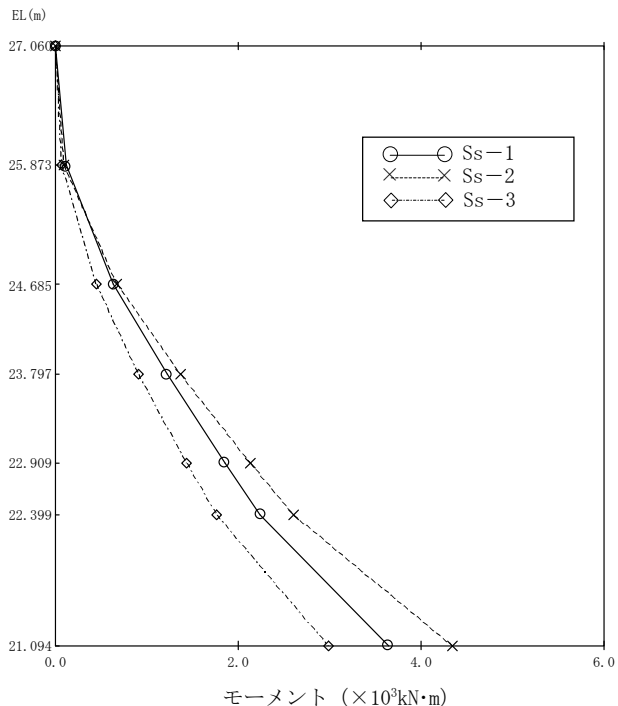
第5図(2) 志賀1号機
炉内構造物[炉心シュラウド下部胴]
水平方向 最大応答加速度
(NS方向)



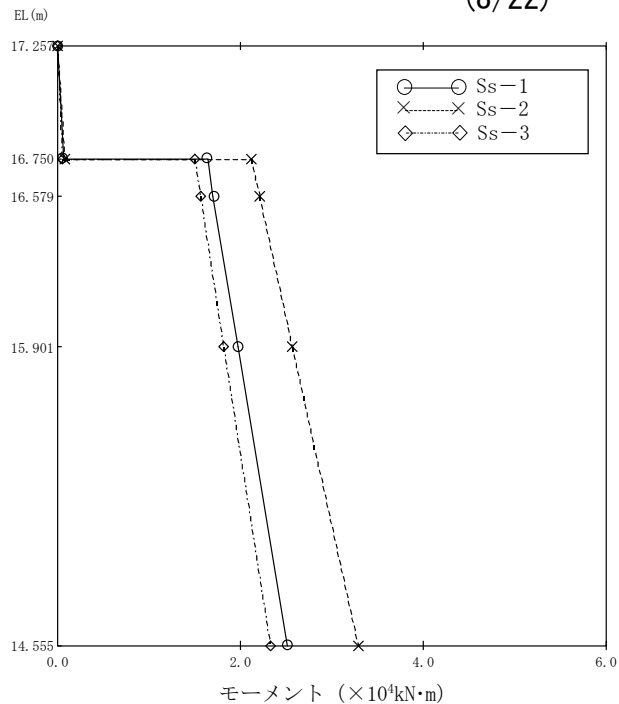
第5図(3) 志賀1号機炉内構造物
[気水分離器～炉心シュラウド上部胴]
水平方向 最大応答せん断力
(NS方向)



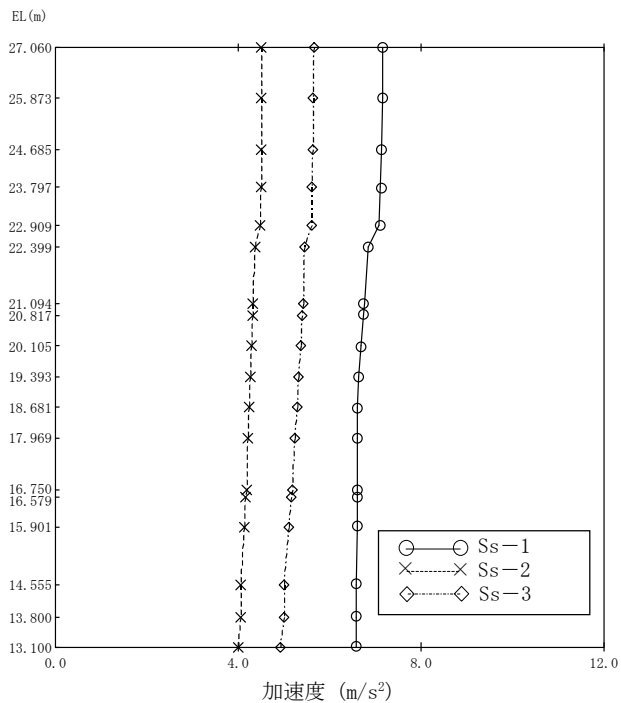
第5図(4) 志賀1号機炉内構造物
[炉心シュラウド下部胴]
水平方向 最大応答せん断力
(NS方向)



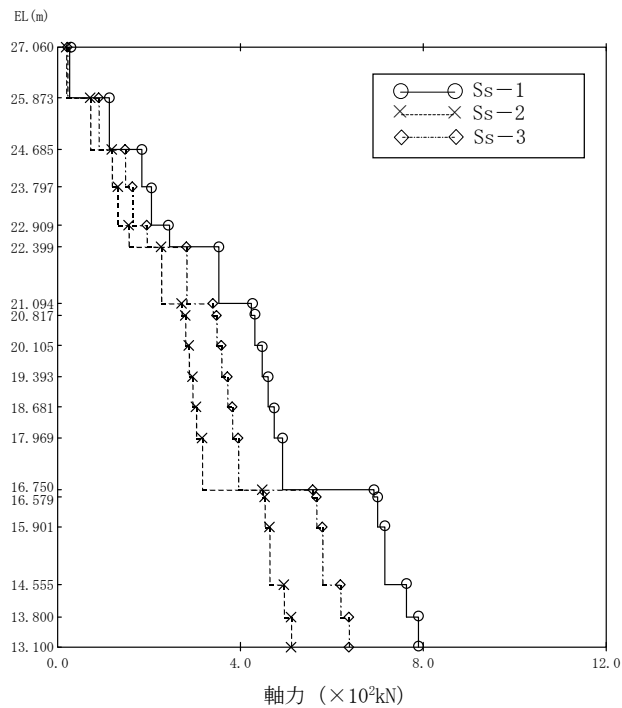
第5図(5) 志賀1号機炉内構造物
[気水分離器～炉心シュラウド上部胴]
水平方向 最大応答モーメント
(NS方向)



第5図(6) 志賀1号機炉内構造物
[炉心シュラウド下部胴]
水平方向 最大応答モーメント
(NS方向)



第6図(1) 志賀1号機炉内構造物
鉛直方向 最大応答加速度



第6図(2) 志賀1号機炉内構造物
鉛直方向 最大応答軸力

4. 床応答スペクトル

床応答スペクトルは、建物・構築物、大型機器の地震応答解析で得られた床応答時刻歴を用いて水平方向および鉛直方向について算定する。

評価にあたっては、地盤や建屋の物性等のばらつきが床応答に与える影響を考慮し、「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1987」等を参考に周期軸方向に±10%拡幅する。

4.1 水平方向

基準地震動 $S_s - 1$ による志賀1号機の水平方向の床応答スペクトルの例を第7図(1)～(3)に示す。

基準地震動 $S_s - 2$ による志賀1号機の水平方向の床応答スペクトルの例を第8図(1)～(3)に示す。

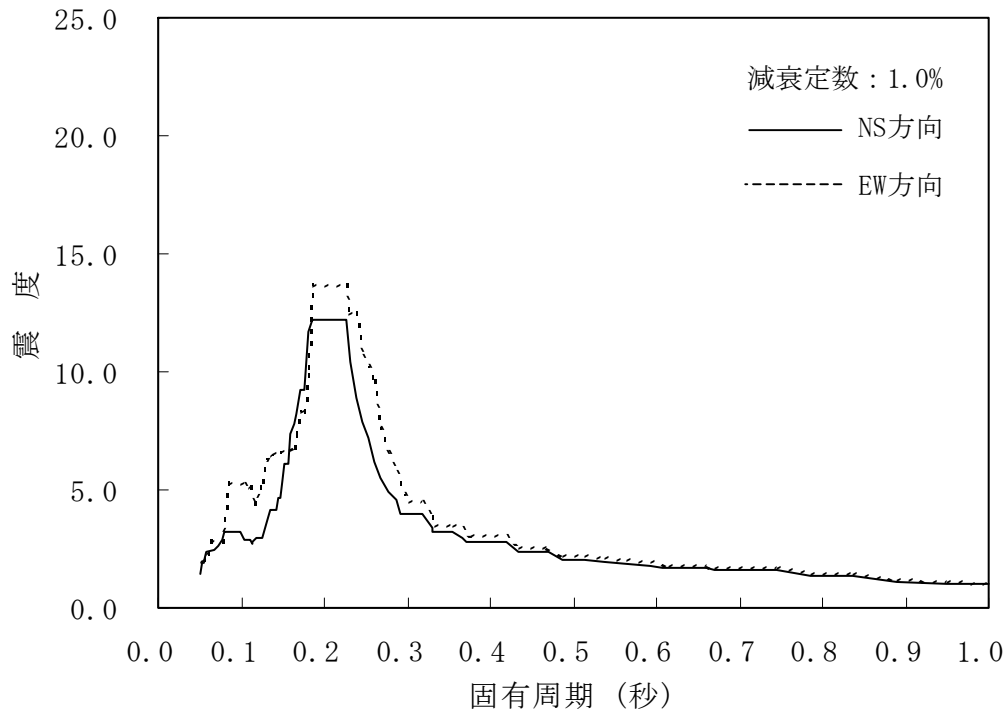
基準地震動 $S_s - 3$ による志賀1号機の水平方向の床応答スペクトルの例を第9図(1)～(3)に示す。

4.2 鉛直方向

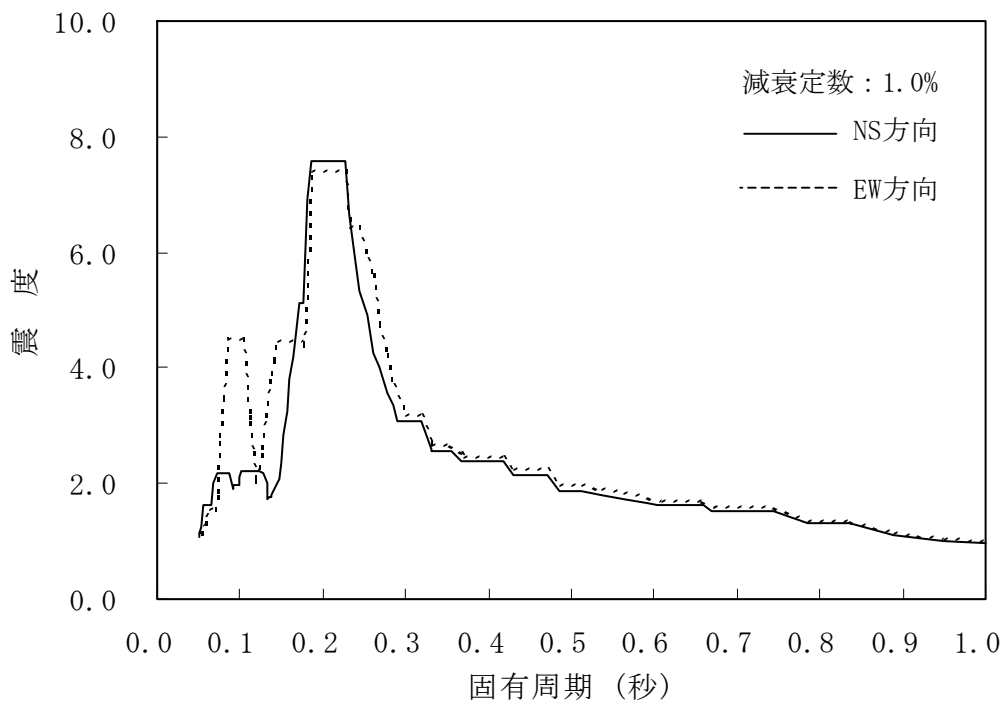
基準地震動 $S_s - 1$ による志賀1号機の鉛直方向の床応答スペクトルの例を第10図(1)～(3)に示す。

基準地震動 $S_s - 2$ による志賀1号機の鉛直方向の床応答スペクトルの例を第11図(1)～(3)に示す。

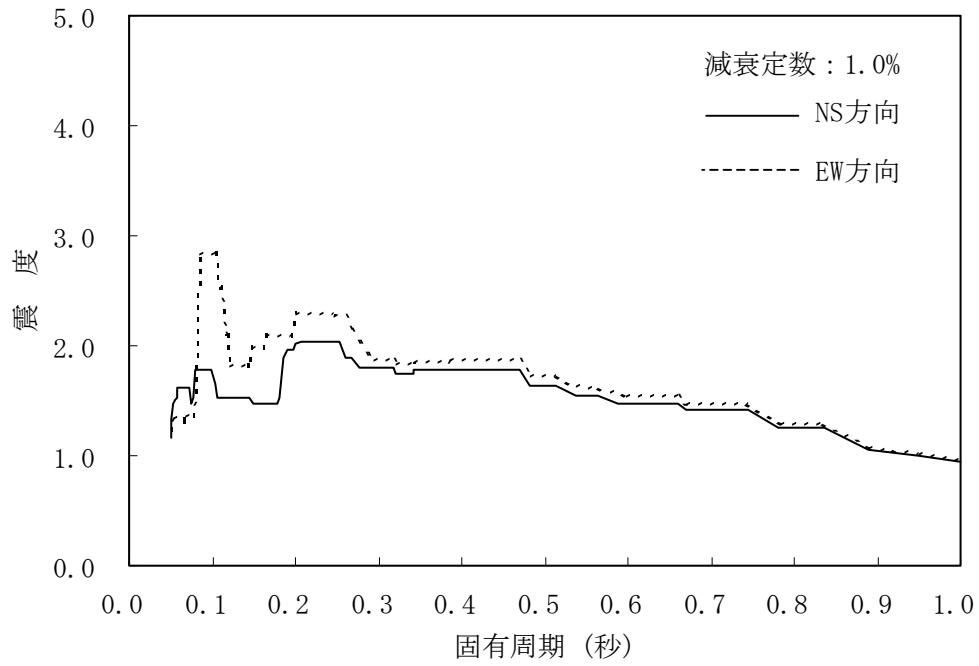
基準地震動 $S_s - 3$ による志賀1号機の鉛直方向の床応答スペクトルの例を第12図(1)～(3)に示す。



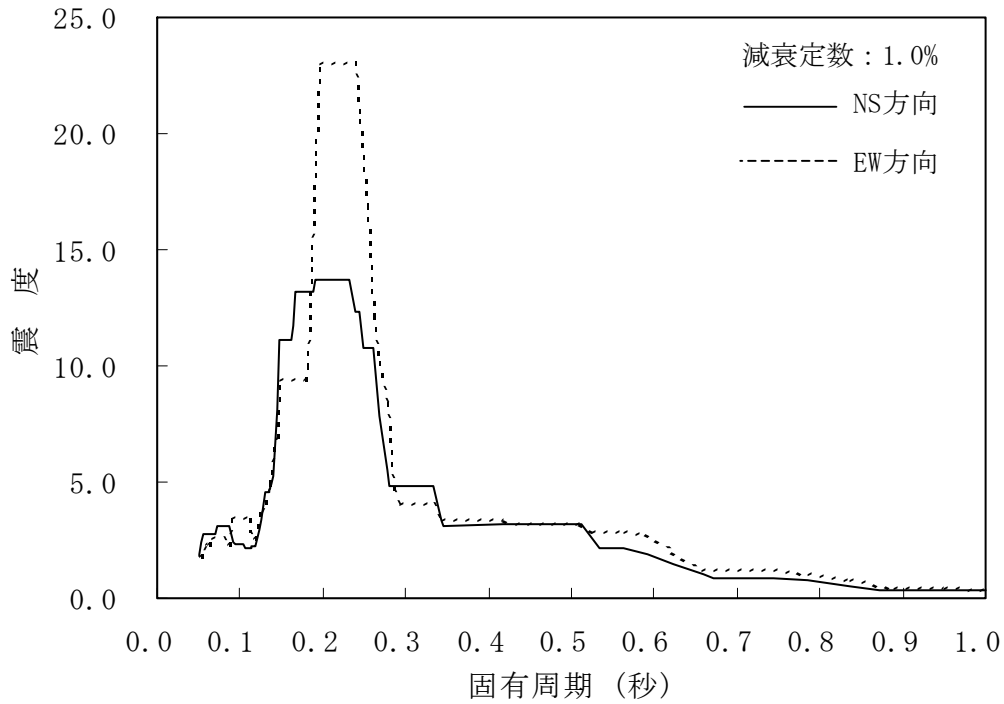
第7図(1) 志賀1号機原子炉建屋水平方向床応答スペクトル (EL 37.63m)
(基準地震動 $S_s - 1$)



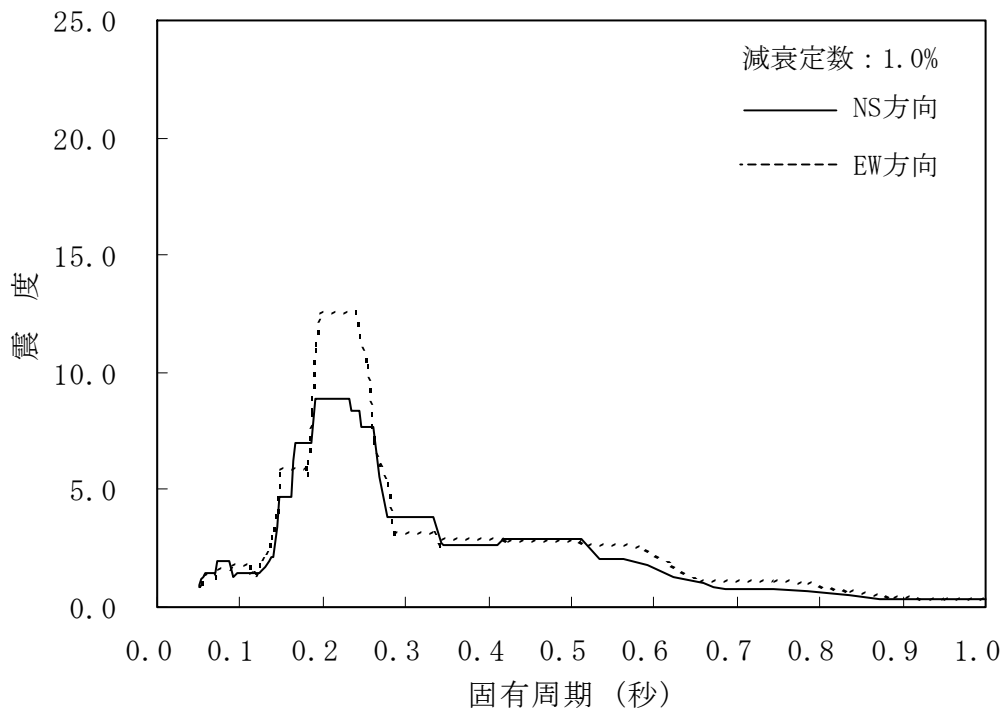
第7図(2) 志賀1号機原子炉建屋水平方向床応答スペクトル (EL 21.3m)
(基準地震動 $S_s - 1$)



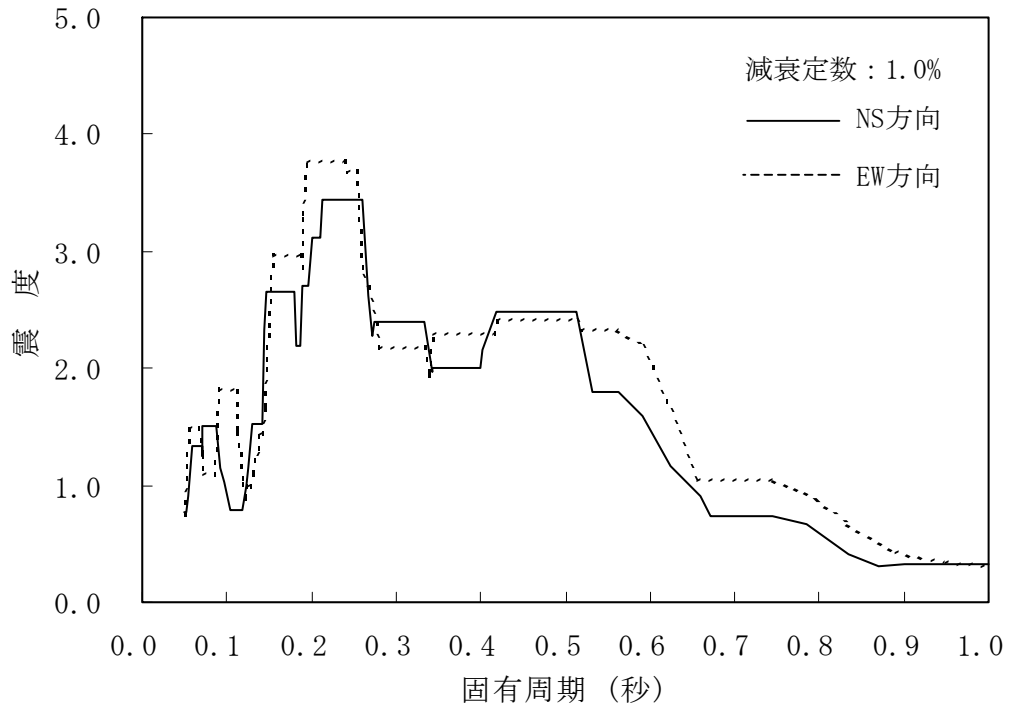
第7図(3) 志賀1号機原子炉建屋水平方向床応答スペクトル (EL -1.6m)
(基準地震動 $S_s - 1$)



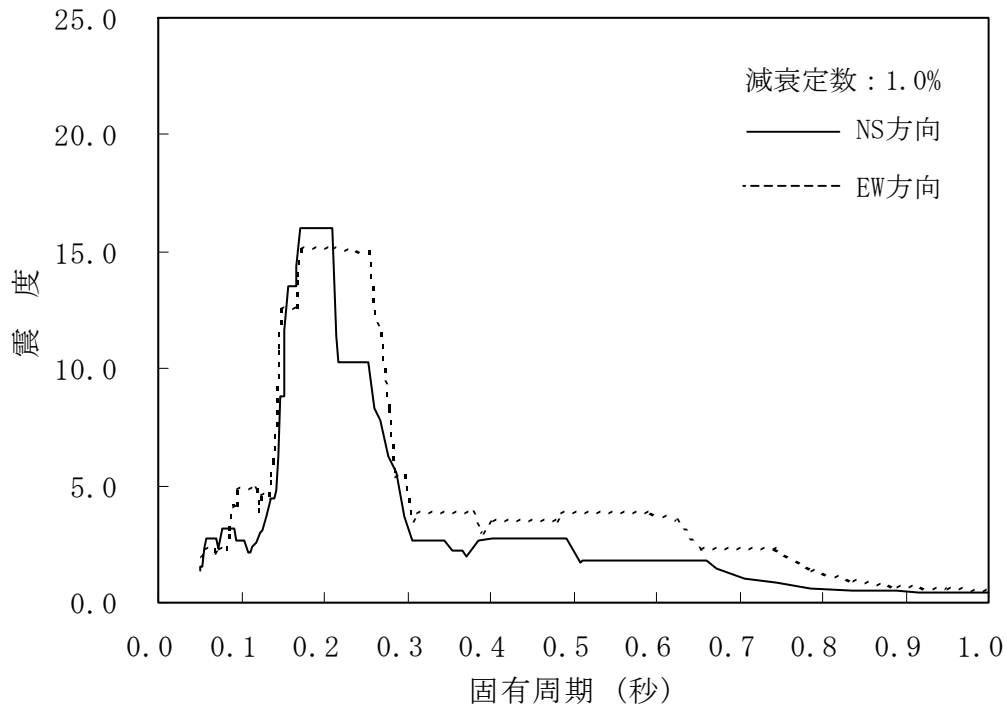
第8図(1) 志賀1号機原子炉建屋水平方向床応答スペクトル (EL 37.63m)
(基準地震動 S_s-2)



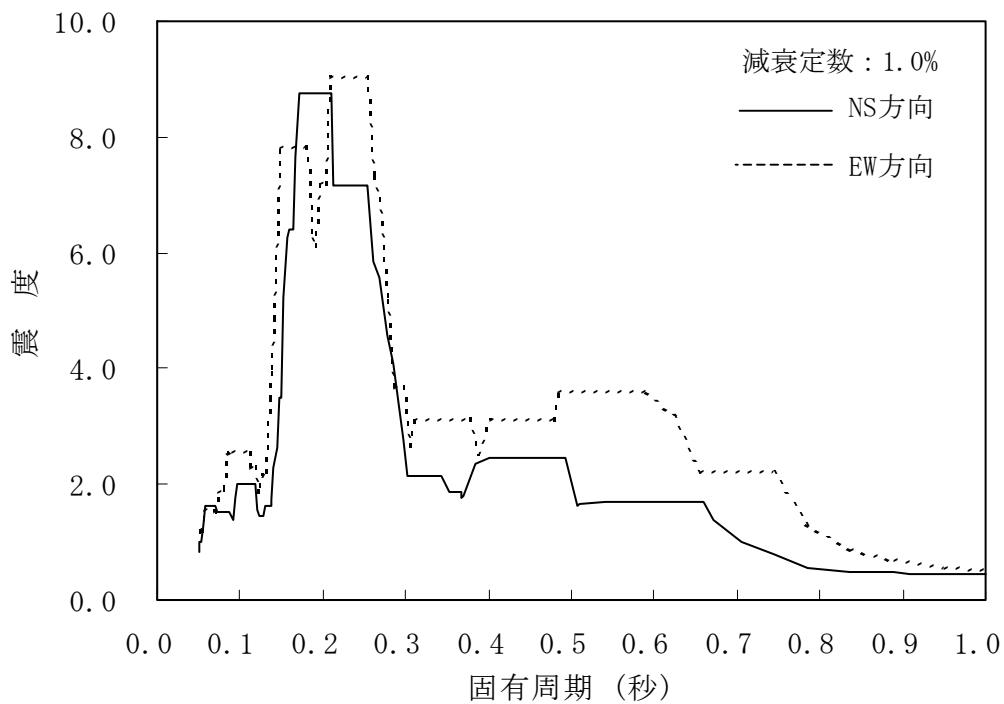
第8図(2) 志賀1号機原子炉建屋水平方向床応答スペクトル (EL 21.3m)
(基準地震動 S_s-2)



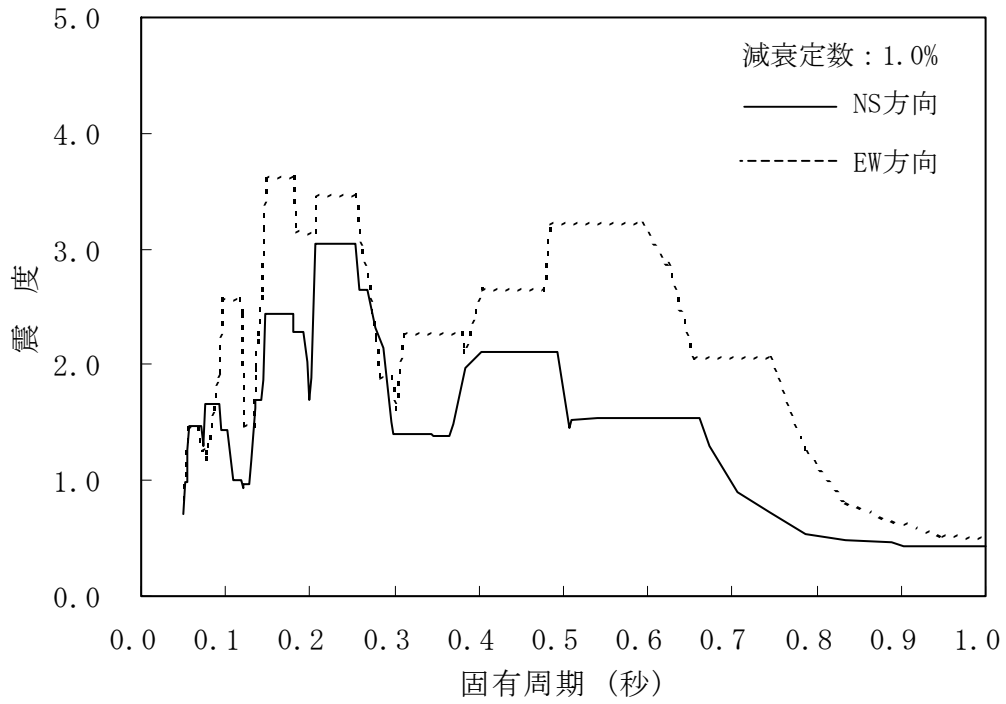
第8図(3) 志賀1号機原子炉建屋水平方向床応答スペクトル (EL -1.6m)
(基準地震動 $S_s - 2$)



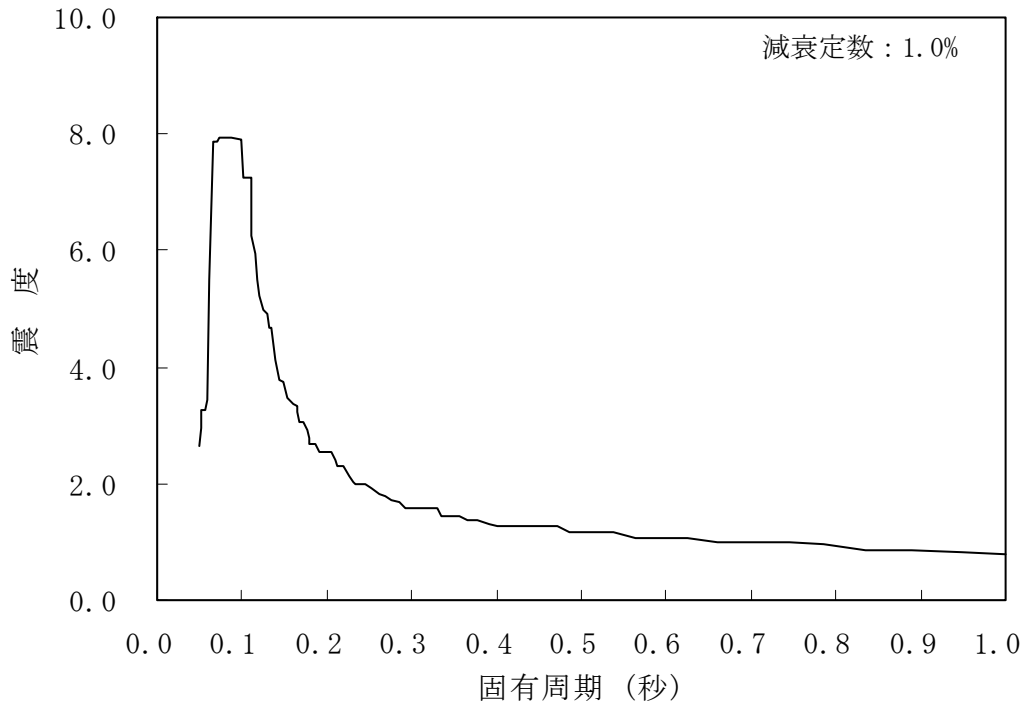
第9図(1) 志賀1号機原子炉建屋水平方向床応答スペクトル (EL 37.63m)
(基準地震動S_s-3)



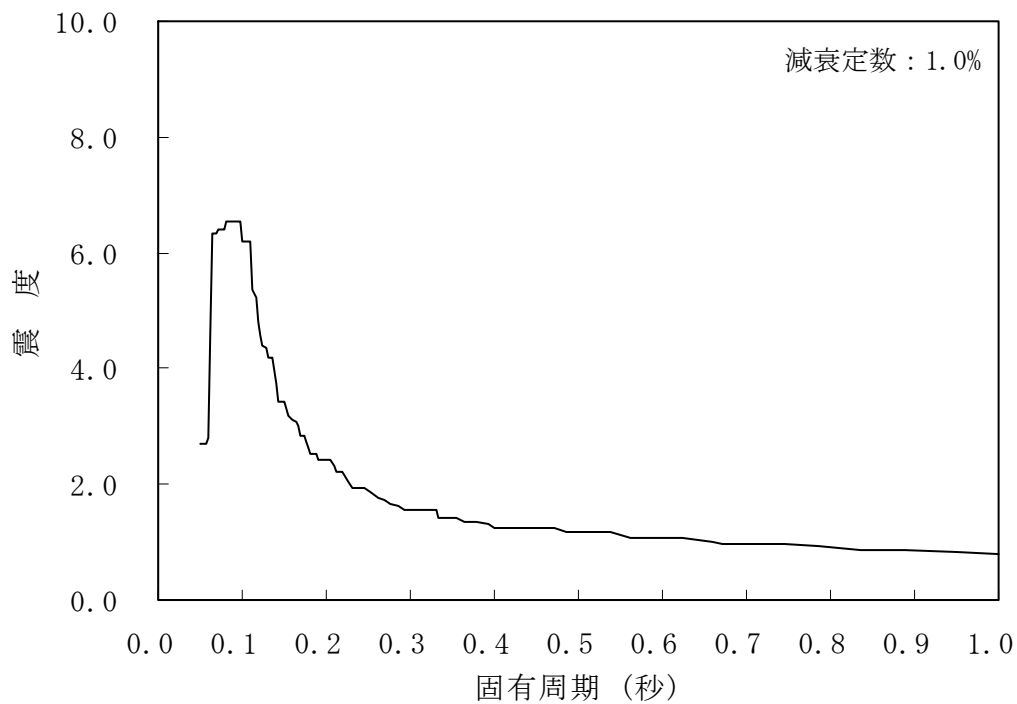
第9図(2) 志賀1号機原子炉建屋水平方向床応答スペクトル (EL 21.3m)
(基準地震動S_s-3)



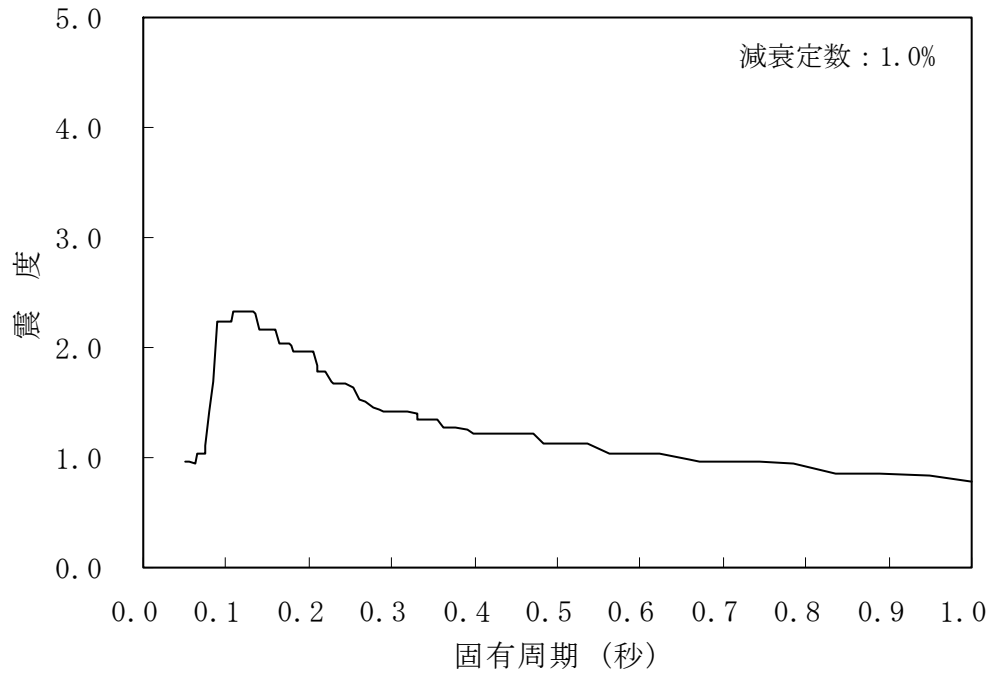
第9図(3) 志賀1号機原子炉建屋水平方向床応答スペクトル (EL -1.6m)
(基準地震動 S_s-3)



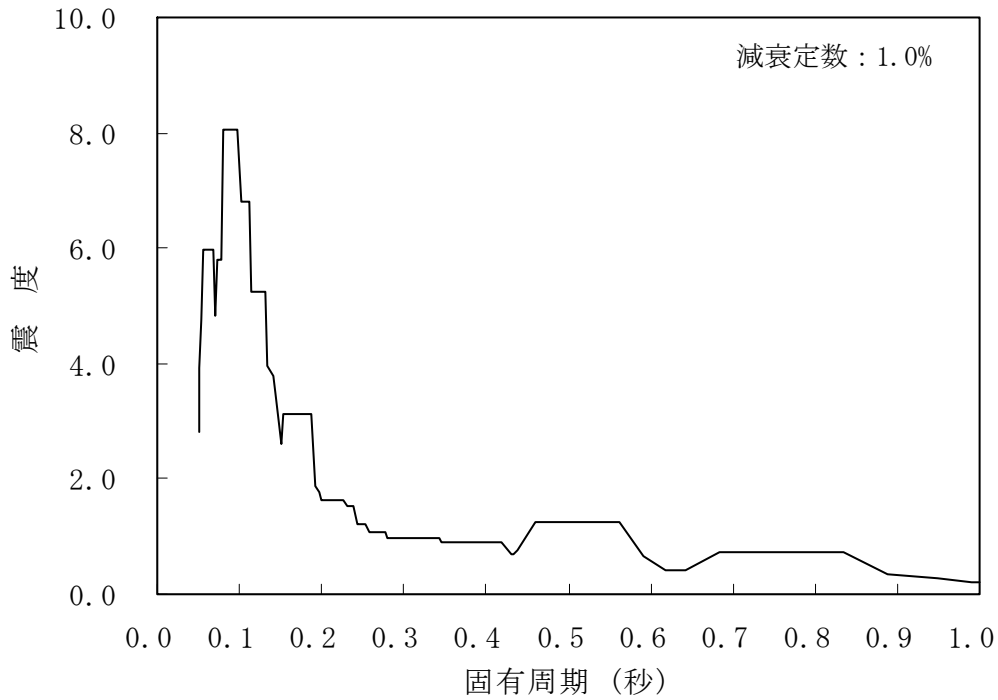
第10図(1) 志賀1号機原子炉建屋鉛直方向床応答スペクトル (EL 37.63m)
(基準地震動 $S_s - 1$)



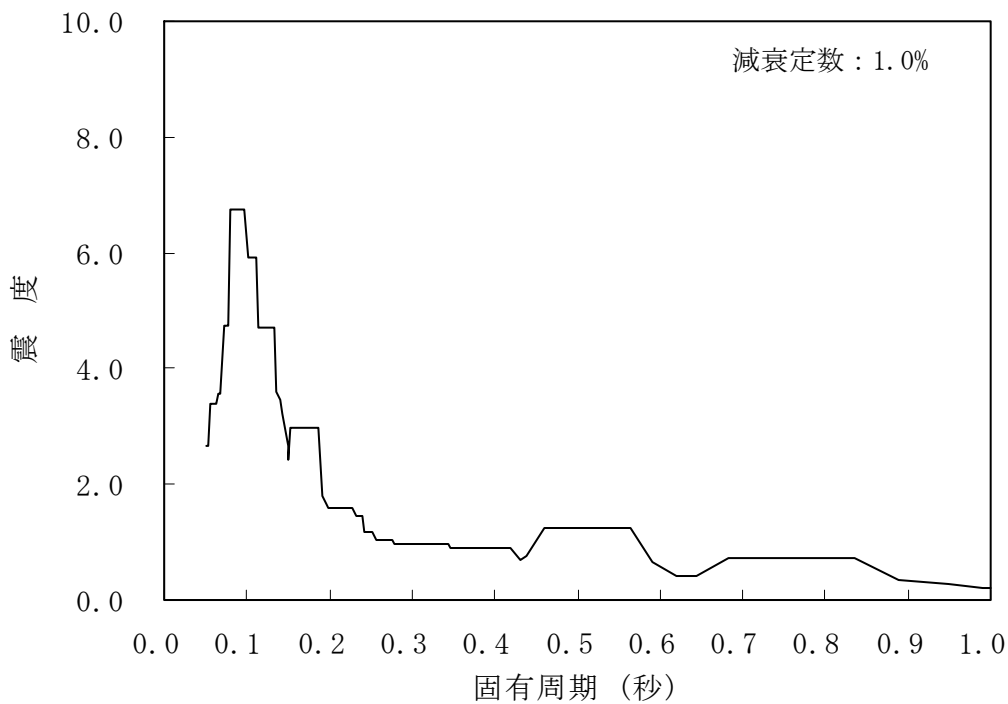
第10図(2) 志賀1号機原子炉建屋鉛直方向床応答スペクトル (EL 21.3m)
(基準地震動 $S_s - 1$)



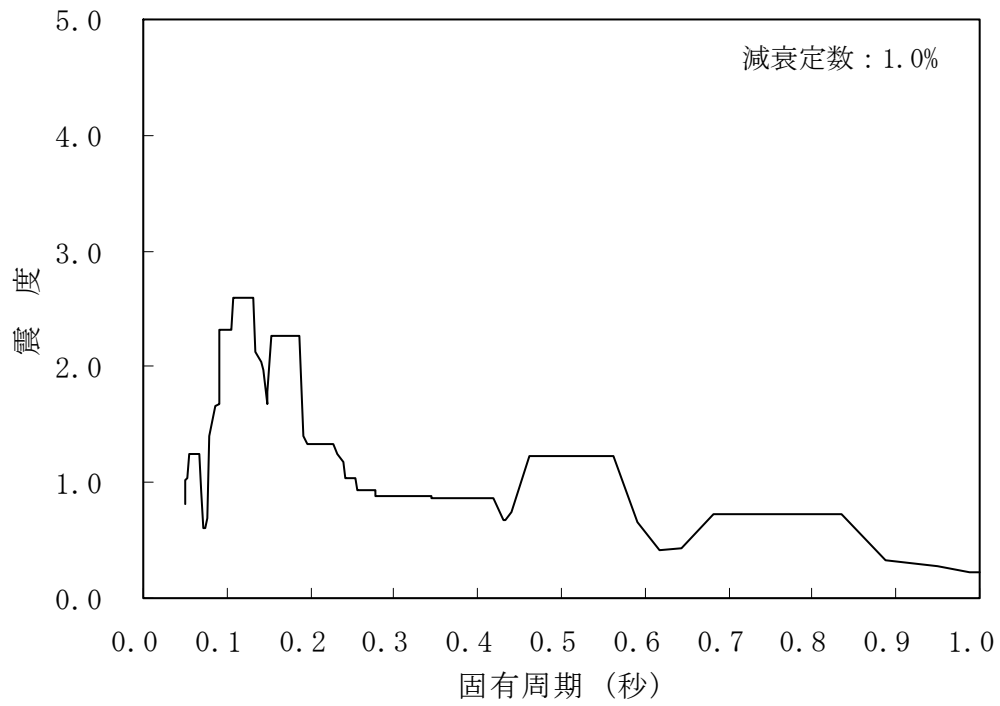
第10図(3) 志賀1号機原子炉建屋鉛直方向床応答スペクトル (EL -1.6m)
(基準地震動 $S_s - 1$)



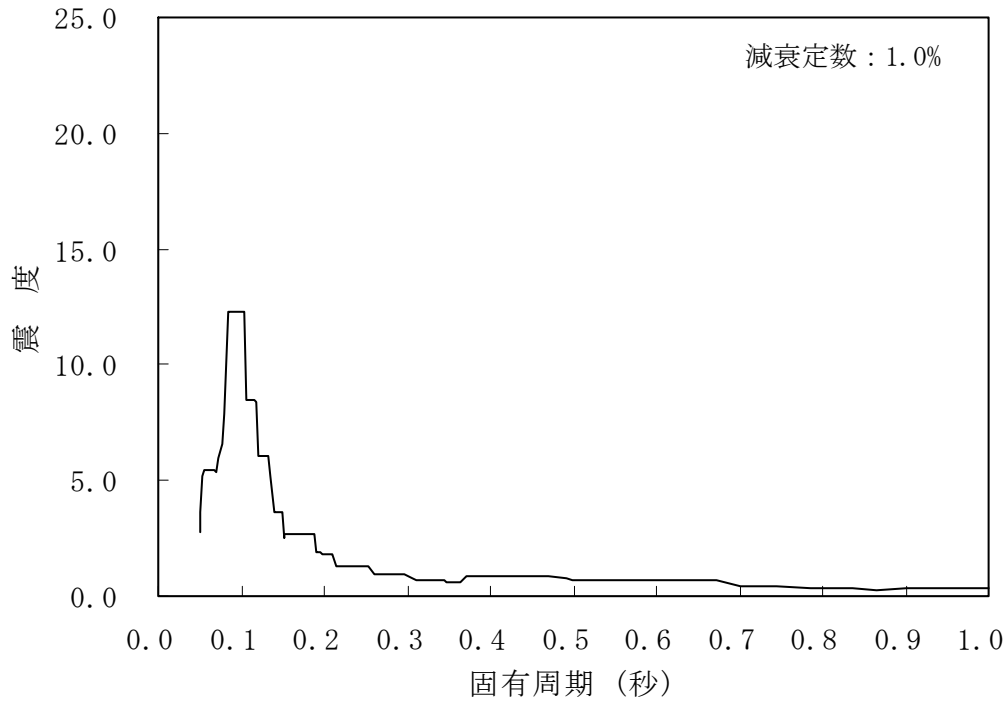
第11図(1) 志賀1号機原子炉建屋鉛直方向床応答スペクトル (EL 37.63m)
(基準地震動 S s - 2)



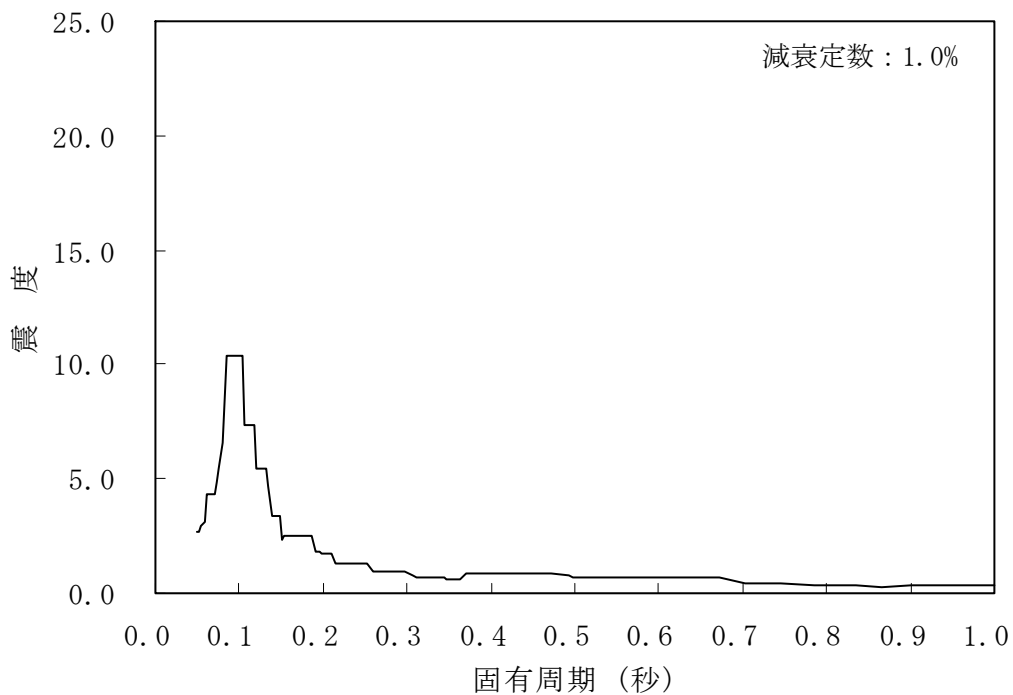
第11図(2) 志賀1号機原子炉建屋鉛直方向床応答スペクトル (EL 21.3m)
(基準地震動 S s - 2)



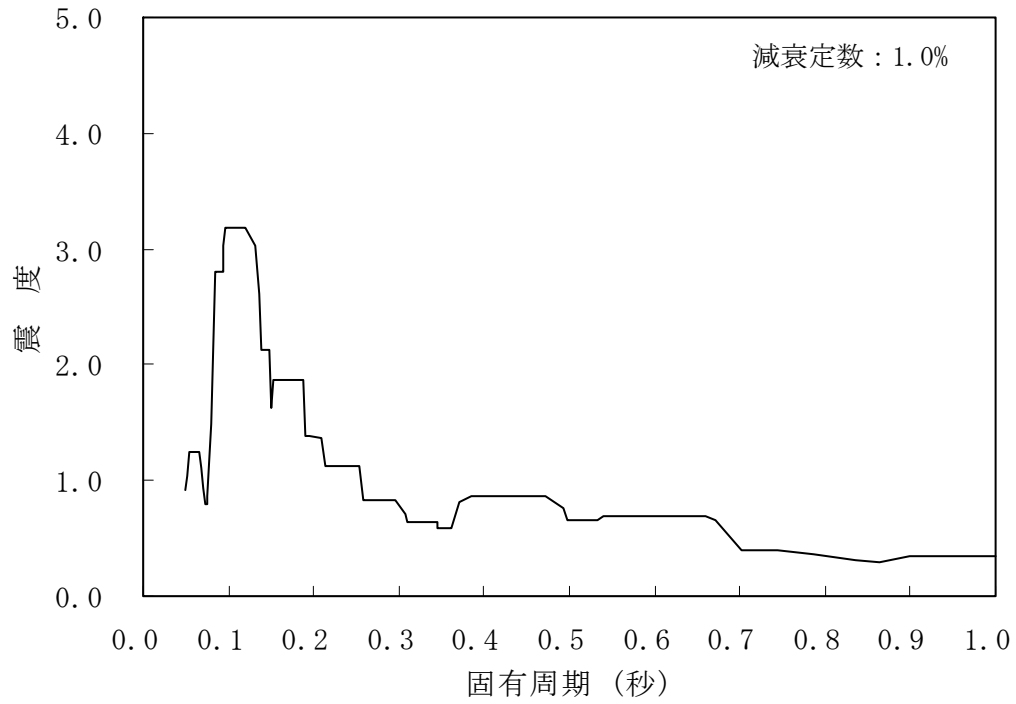
第11図(3) 志賀1号機原子炉建屋鉛直方向床応答スペクトル (EL -1.6m)
(基準地震動S_s-2)



第12図(1) 志賀1号機原子炉建屋鉛直方向床応答スペクトル (EL 37.63m)
(基準地震動 S_s - 3)



第12図(2) 志賀1号機原子炉建屋鉛直方向床応答スペクトル (EL 21.3m)
(基準地震動 S_s - 3)



第12図(3) 志賀1号機原子炉建屋鉛直方向床応答スペクトル (EL -1.6m)
(基準地震動 $S_s - 3$)

5. 減衰定数

機器・配管系の地震応答解析に用いる減衰定数を第1表に示す。

水平方向の減衰定数は、原則として「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991追補版」に規定された値とし、試験等で妥当性が確認された値も評価に用いる。

鉛直方向の減衰定数は、基本的に水平方向と同様とするが、電気盤や燃料集合体等は、鉛直地震動に対して剛体挙動をする設備であるため1.0%とする。

第1表 機器・配管系の減衰定数

対象設備	減衰定数 (%)	
	水平方向	鉛直方向
溶接構造物	1.0	1.0
ポンプ・ファン等の機械装置	1.0	1.0
電気盤	4.0	1.0
燃料集合体	7.0	1.0
制御棒駆動装置	3.5	1.0
配管系	0.5, 1.0, 1.5, 2.0, 3.0	0.5, 1.0, 1.5, 2.0, 3.0
燃料取替機	2.0	1.5, 2.0
原子炉建屋クレーン	2.0	2.0

評価値の算出方法

1. 評価手順

構造強度に対する評価値の算定は、基準地震動 S_{s-1} 、 S_{s-2} および S_{s-3} により、以下の手順で実施する。

(1) 基準地震動 S_{s-1} による評価手順

基準地震動 S_{s-1} による機器・配管系の評価は、原則として既往評価の評価方法と同等の方法である詳細評価（スペクトルモーダル解析法等）により評価値を算定する。

評価手順を第1図に示す。

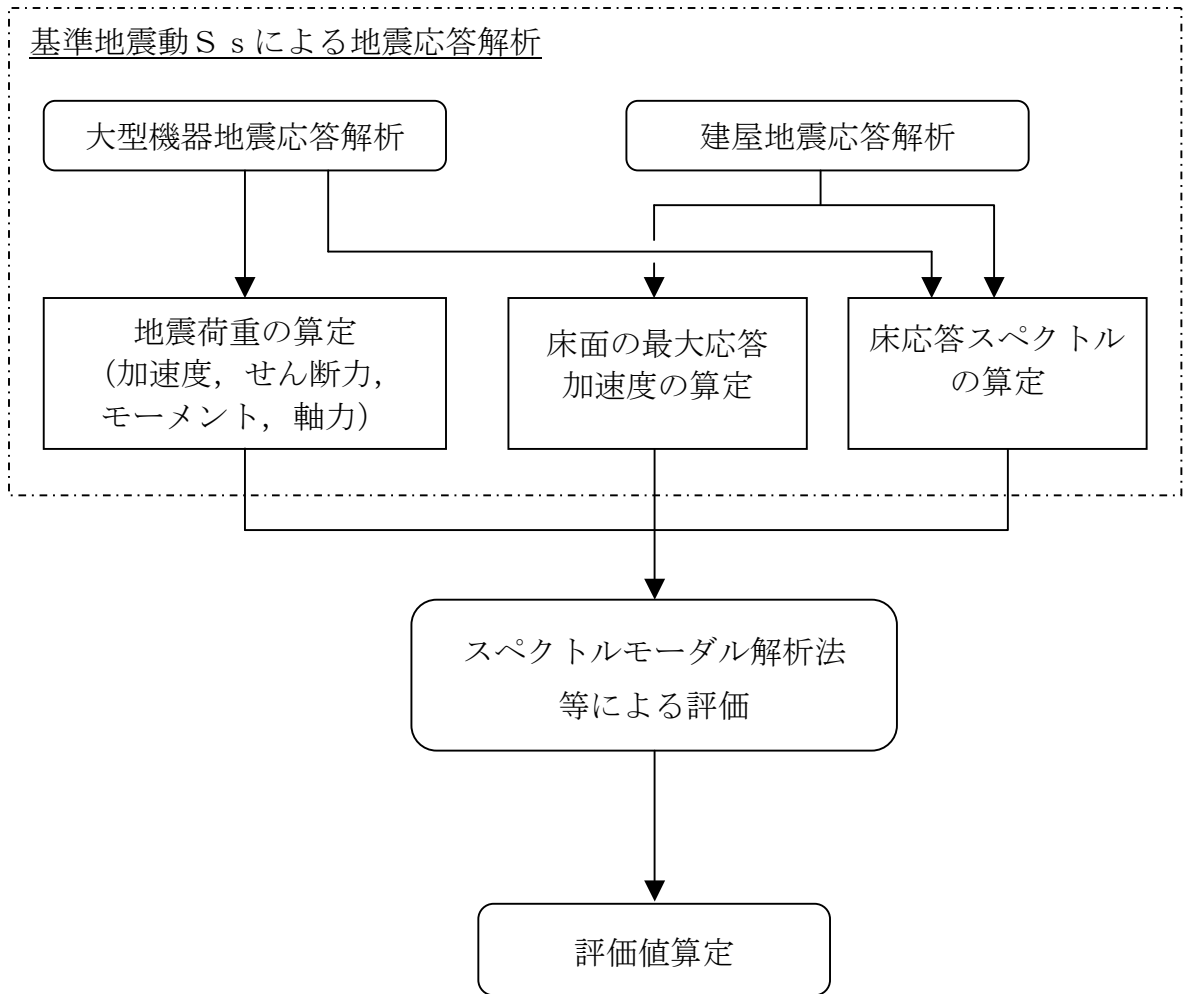
(2) 基準地震動 S_{s-2} および S_{s-3} による評価手順

基準地震動 S_{s-2} および S_{s-3} による機器の評価は、基準地震動 S_{s-2} および S_{s-3} の見直し前後での地震動の差異が小さいこと（詳細を(3)項に示す。）から、基準地震動 S_{s-2} （中間報告時）※および基準地震動 S_{s-3} （中間報告時）※による評価値（原則として既往評価の評価方法と同等の方法である詳細評価により算定した評価値）を基とした応答倍率法により評価値を算定する。

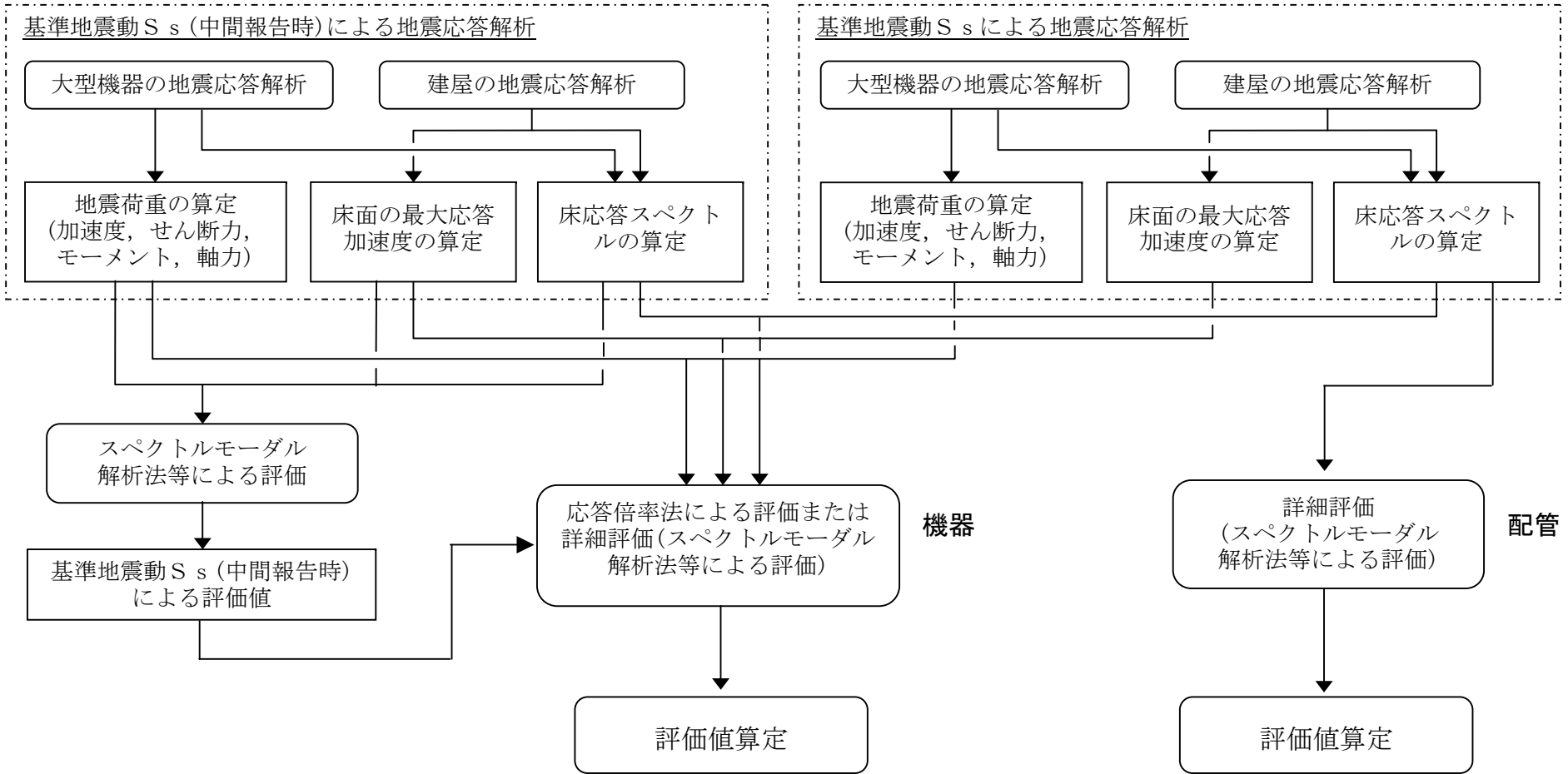
また、配管系の評価は、原則として既往評価の評価方法と同等の方法である詳細評価により評価値を算定する。

評価手順を第2図に示す。

※：基準地震動 S_{s-2} （中間報告時）および基準地震動 S_{s-3} （中間報告時）は、「志賀原子力発電所1号機「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書（平成21年3月）」における基準地震動 S_{s-2} および基準地震動 S_{s-3} を示す。



第1図 構造強度に対する評価値の算定手順（基準地震動 S_s - 1）

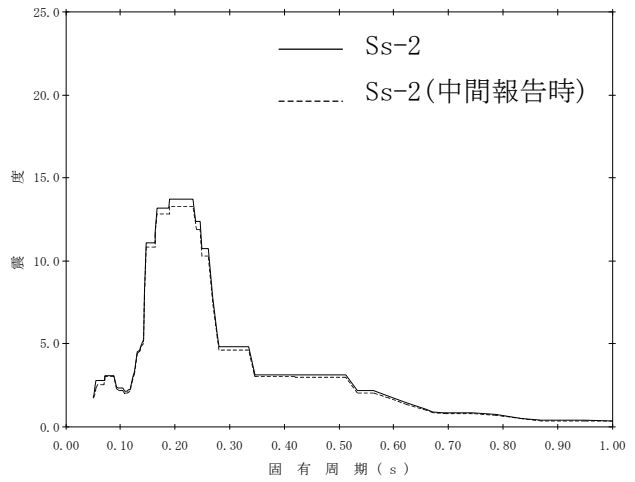
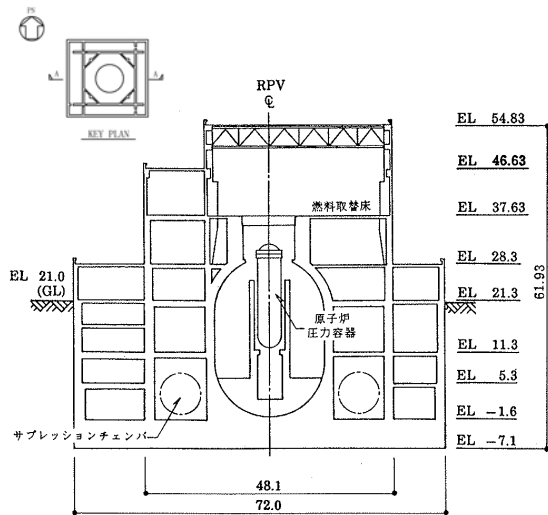


第2図 構造強度に対する評価値の算定手順（基準地震動 $S_s - 2$ および $S_s - 3$ ）

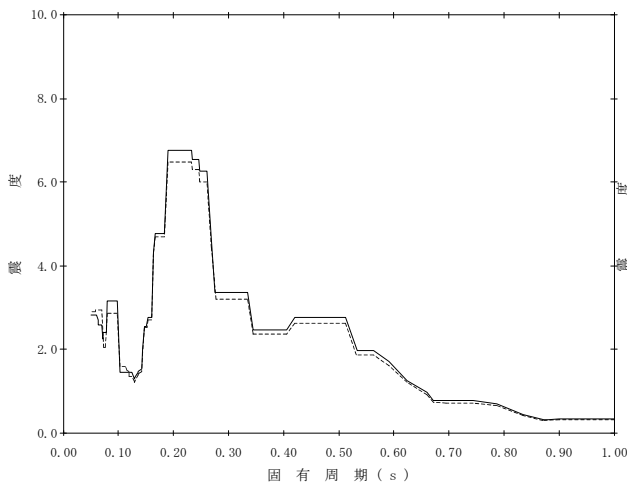
(3) 参 考：基準地震動の見直し前後での地震応答解析結果の比較

基準地震動 $S_s - 2$ および $S_s - 3$ の見直し前後での地震応答解析結果の比較として、志賀1号機の原子炉建屋および原子炉格納容器内の代表フロアにおける床応答スペクトルの比較を、第3図～第8図に示す。

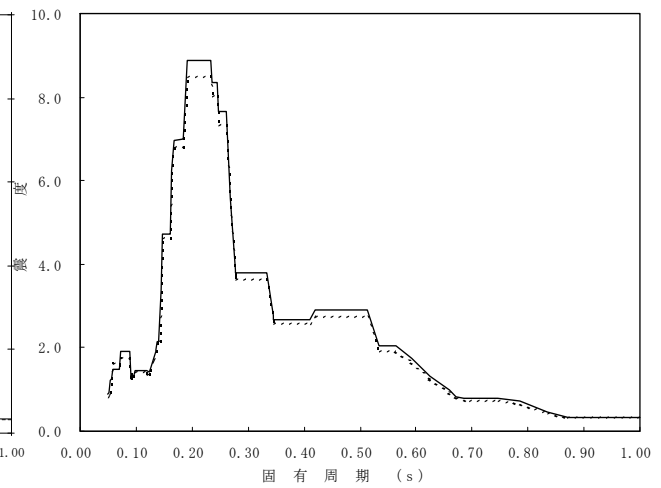
いずれの代表フロアにおいても、一部の周期帯で逆転する部分があるものの、基準地震動 $S_s - 2$ および $S_s - 3$ の地震応答解析結果が基準地震動 $S_s - 2$ （中間報告時）および $S_s - 3$ （中間報告時）の地震応答解析結果を若干上回る結果となっており、また、見直し前後で応答の性状は同じとなっている。



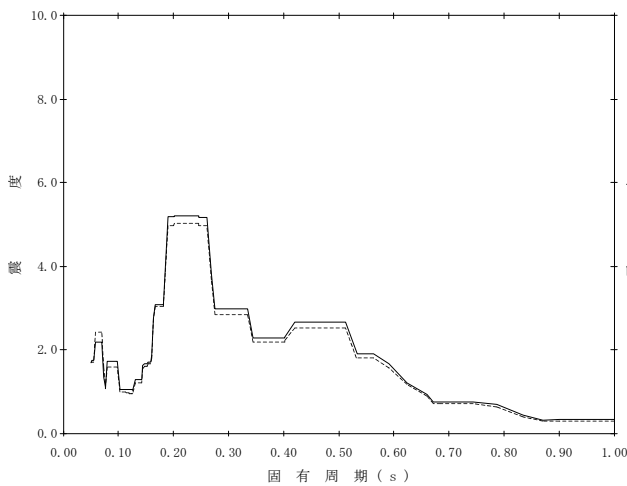
原子炉建屋地上4階(EL 37.63m)



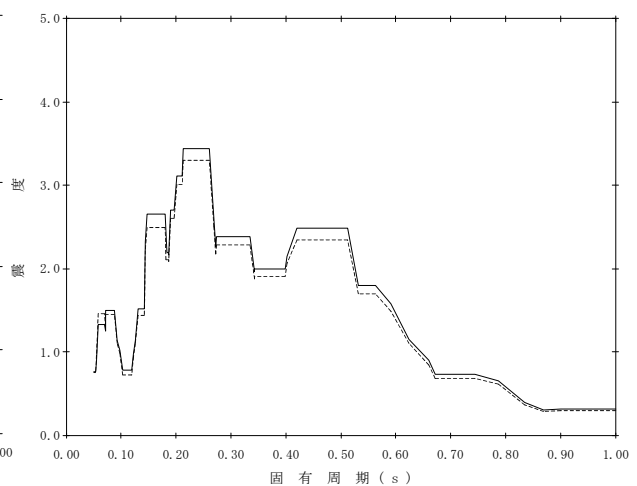
原子炉遮へい壁(EL 16.0m)



原子炉建屋地上2階(EL 21.3m)

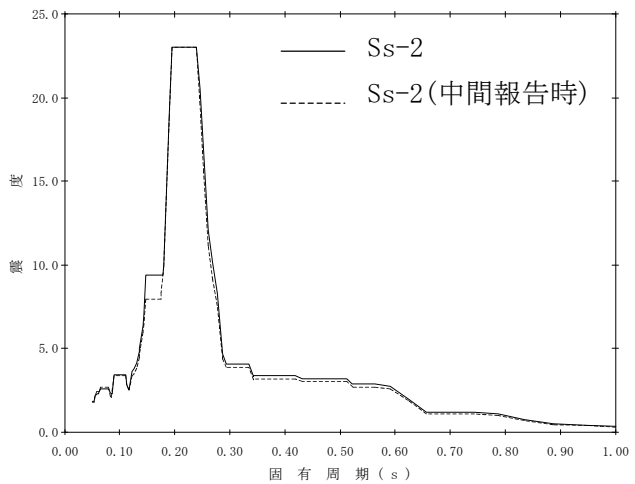
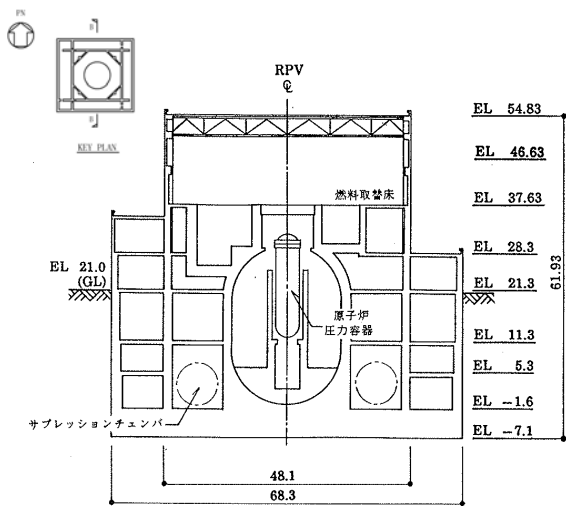


原子炉本体基礎(EL 11.829m)

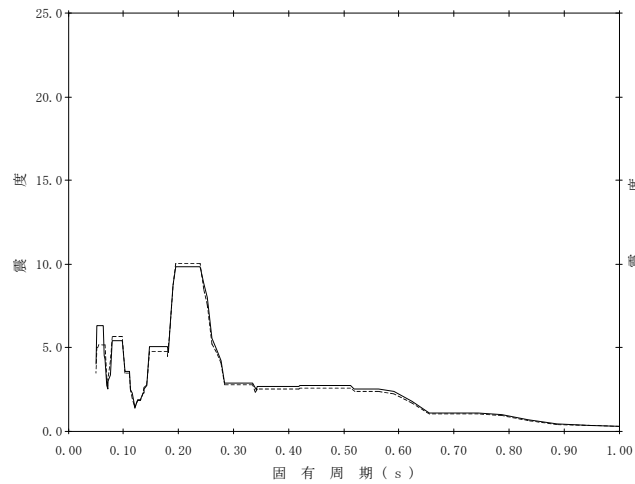


原子炉建屋地下2階(EL-1.6m)

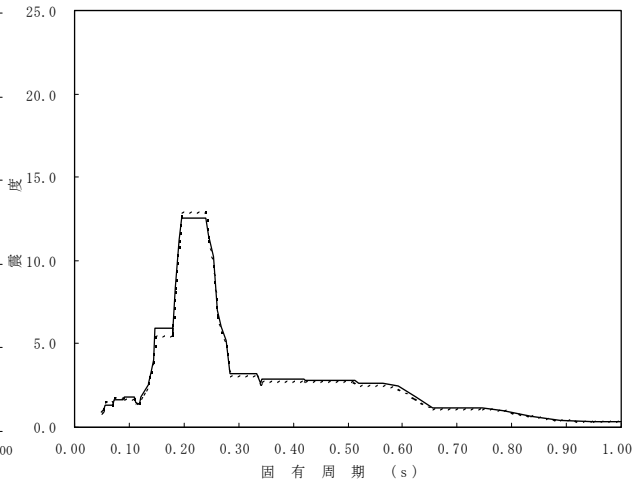
第3図 志賀1号機 床応答スペクトルの比較
(基準地震動 Ss-2, NS方向, 減衰定数: 1.0%)



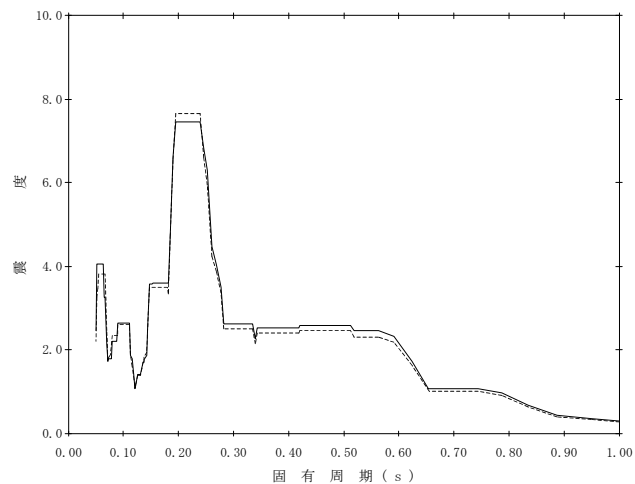
原子炉建屋地上4階(EL 37.63m)



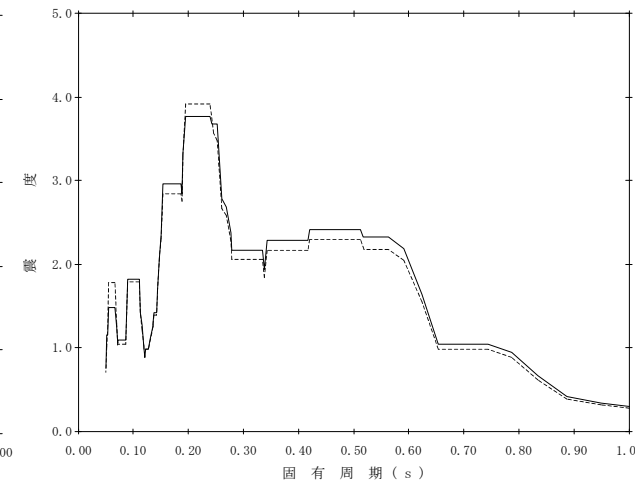
原子炉遮へい壁(EL 16.0m)



原子炉建屋地上2階(EL 21.3m)

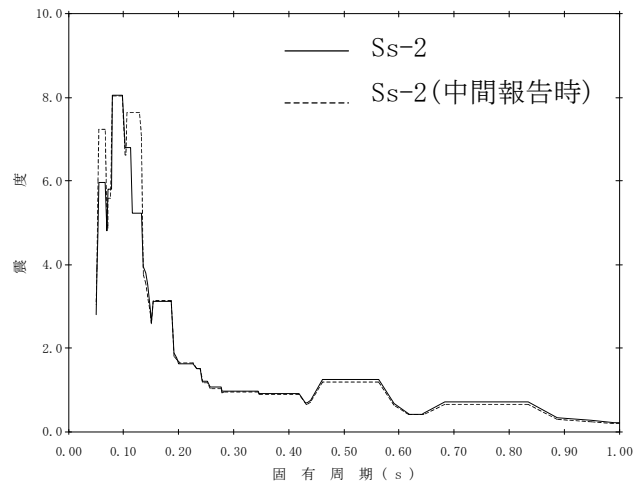
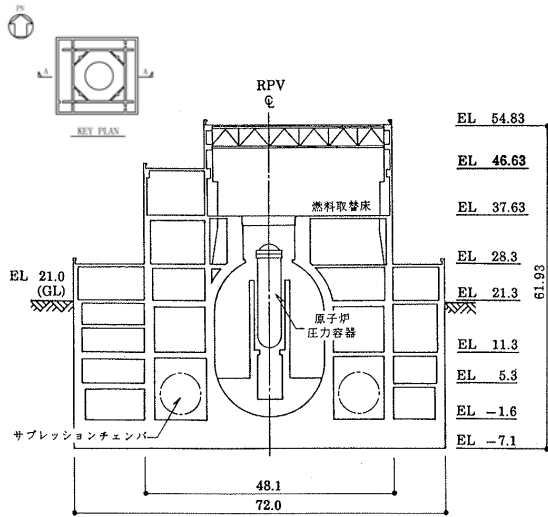


原子炉本体基礎(EL 11.829m)

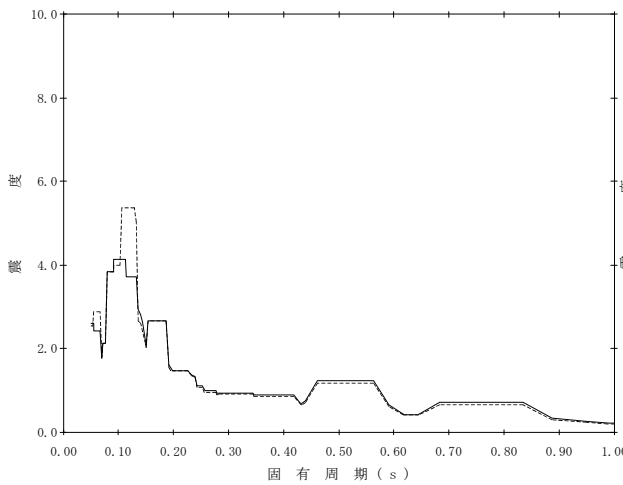


原子炉建屋地下2階(EL-1.6m)

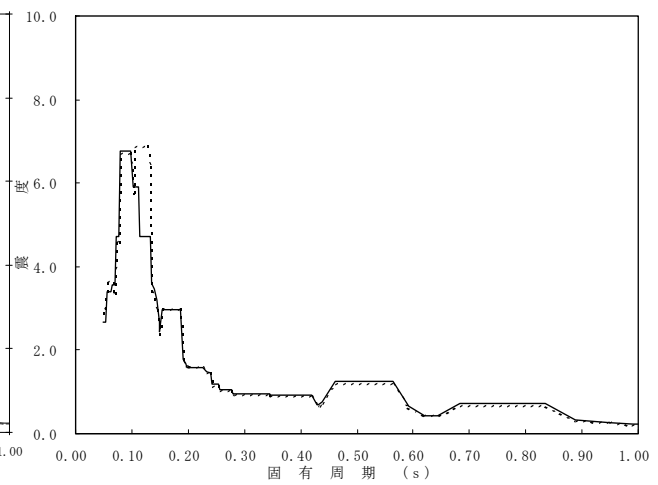
第4図 志賀1号機 床応答スペクトルの比較
(基準地震動 Ss-2, EW方向, 減衰定数: 1.0%)



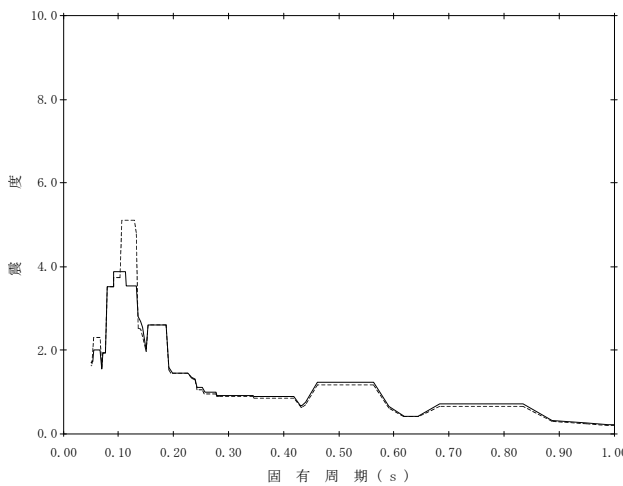
原子炉建屋地上4階(EL 37.63m)



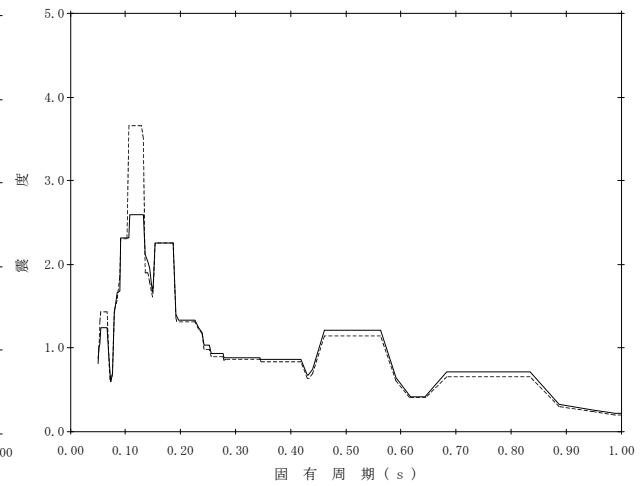
原子炉遮へい壁(EL 16.0m)



原子炉建屋地上2階(EL 21.3m)

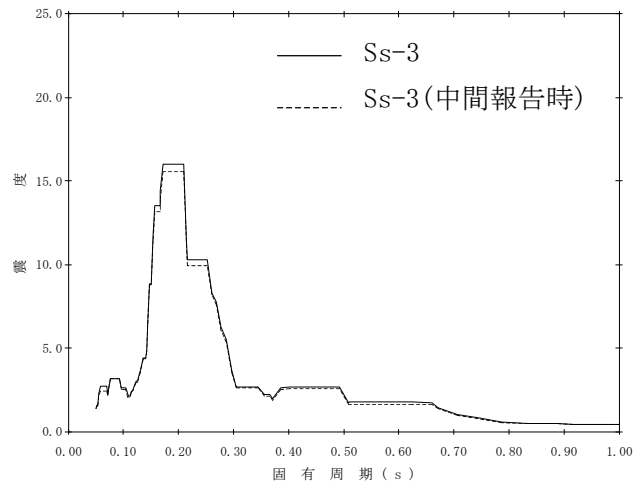
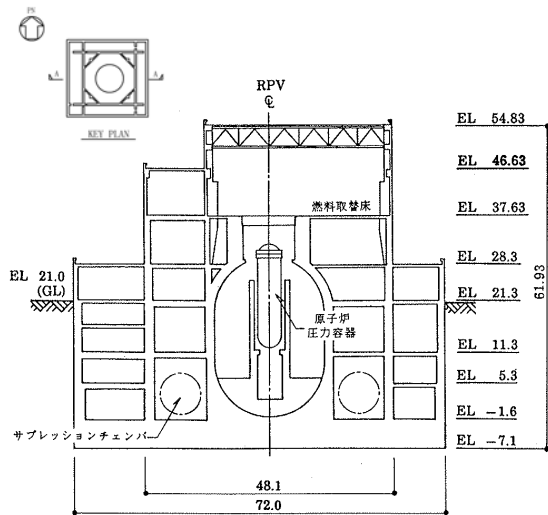


原子炉本体基礎(EL 11.829m)

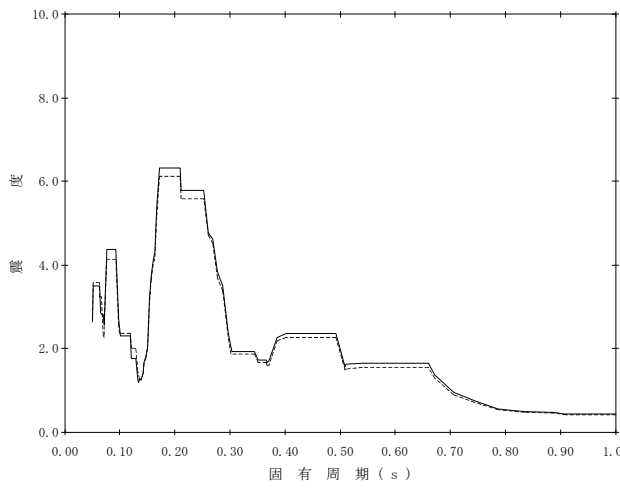


原子炉建屋地下2階(EL-1.6m)

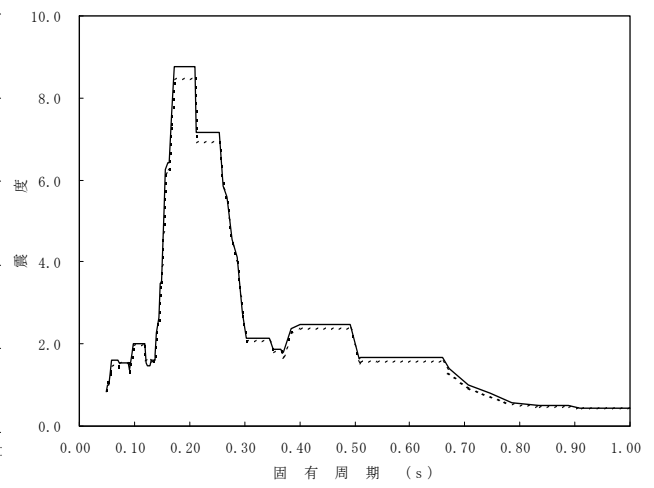
第5図 志賀1号機 床応答スペクトルの比較
(基準地震動 S s - 2, 鉛直方向, 減衰定数:1.0%)



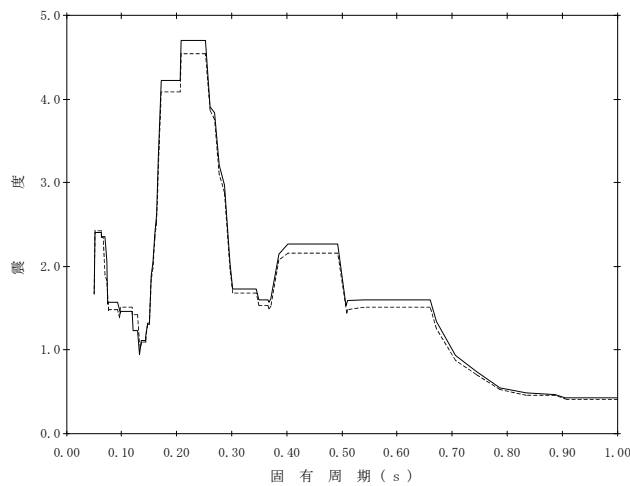
原子炉建屋地上4階(EL 37.63m)



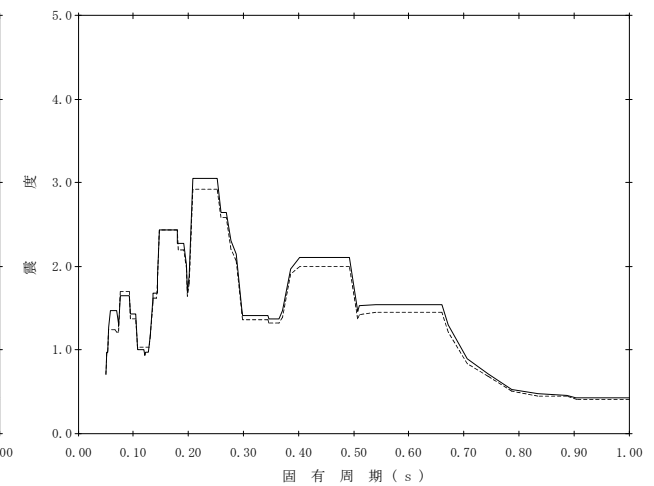
原子炉遮へい壁(EL 16.0m)



原子炉建屋地上2階(EL 21.3m)

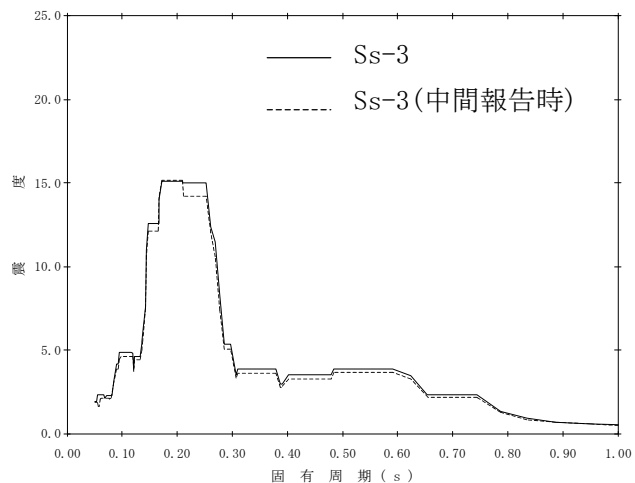
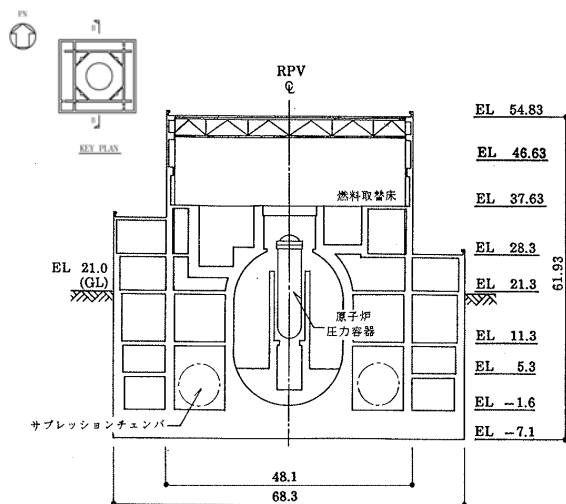


原子炉本体基礎(EL 11.829m)

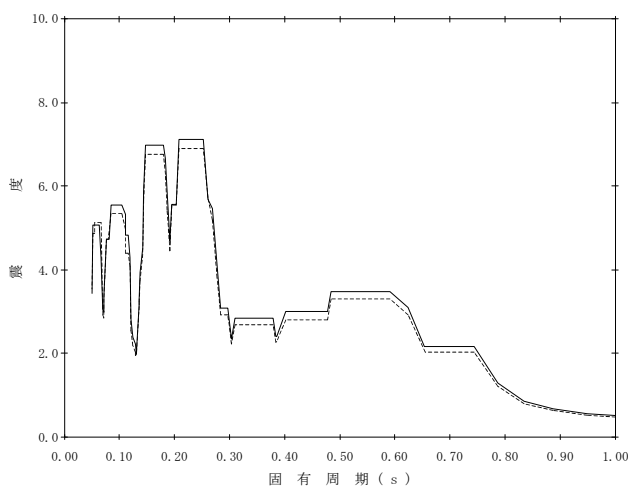


原子炉建屋地下2階(EL-1.6m)

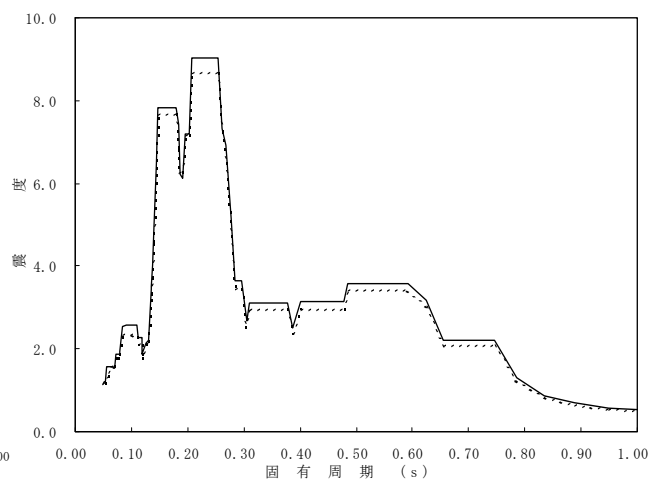
第6図 志賀1号機 床応答スペクトルの比較
(基準地震動 S_s-3, NS方向, 減衰定数:1.0%)



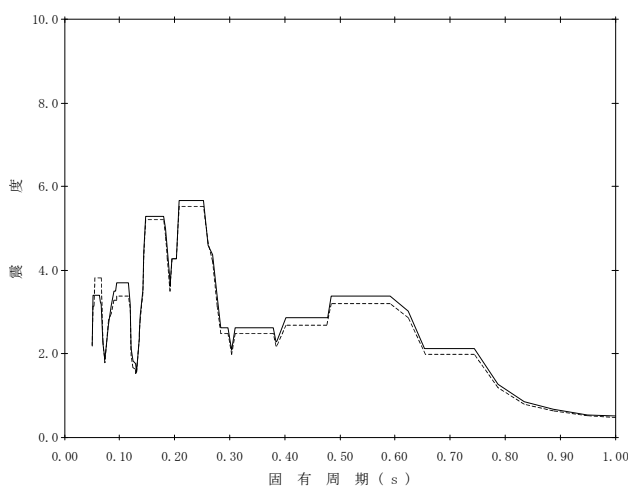
原子炉建屋地上4階(EL 37.63m)



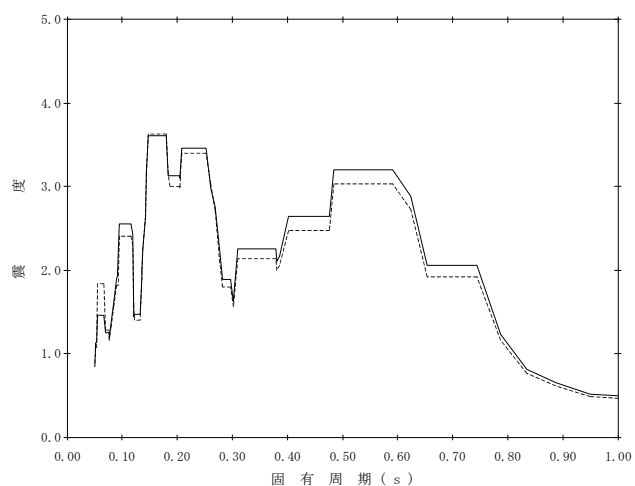
原子炉遮へい壁(EL 16.0m)



原子炉建屋地上2階(EL 21.3m)

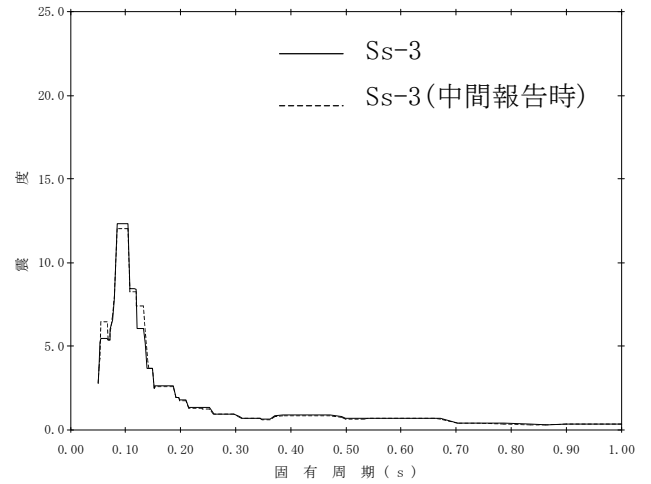
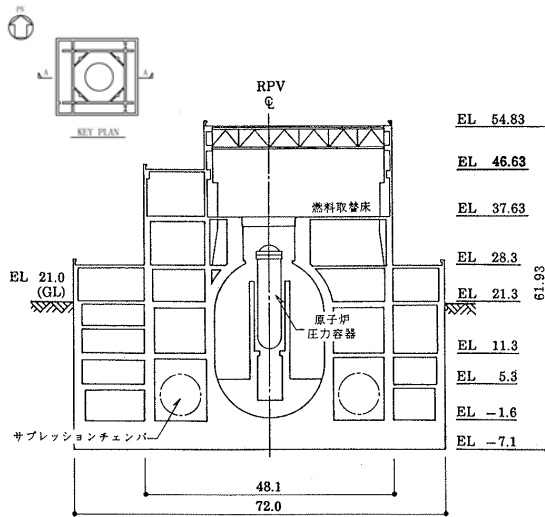


原子炉本体基礎(EL 11.829m)

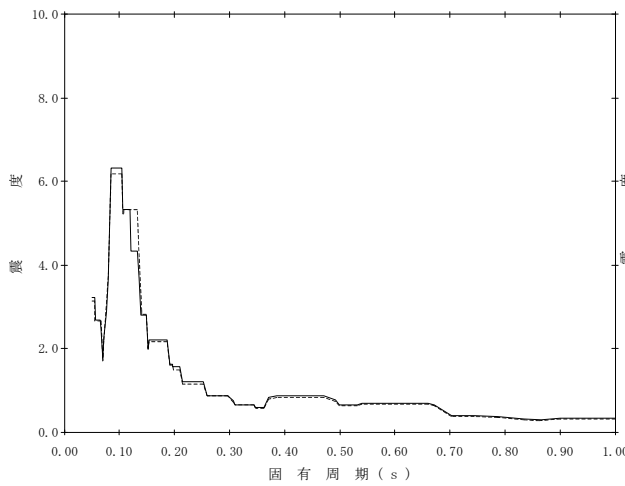


原子炉建屋地下2階(EL-1.6m)

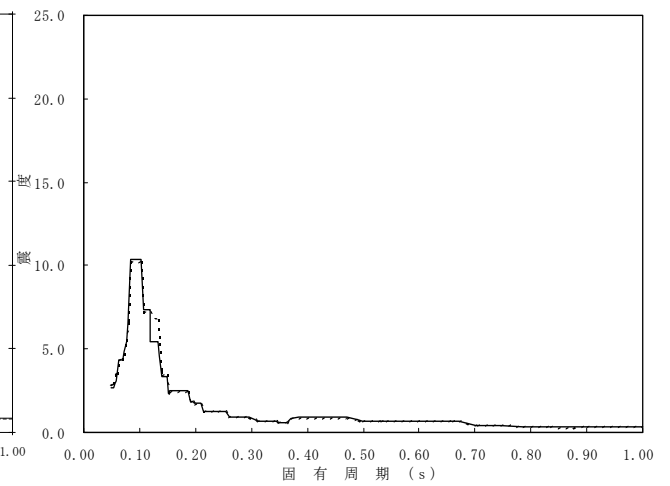
第7図 志賀1号機 床応答スペクトルの比較
(基準地震動 Ss-3, EW方向, 減衰定数: 1.0%)



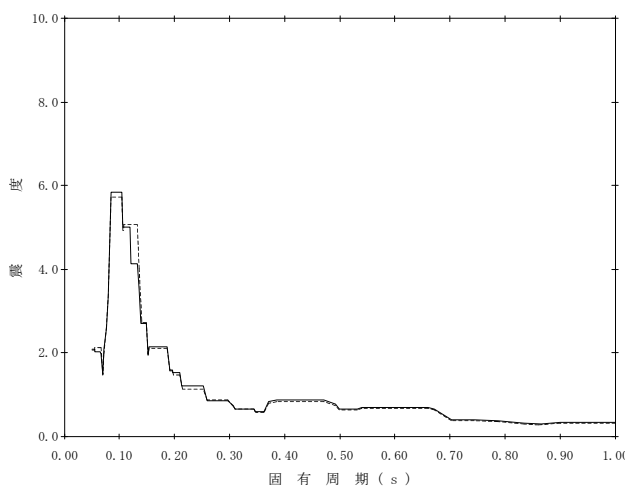
原子炉建屋地上4階(EL 37.63m)



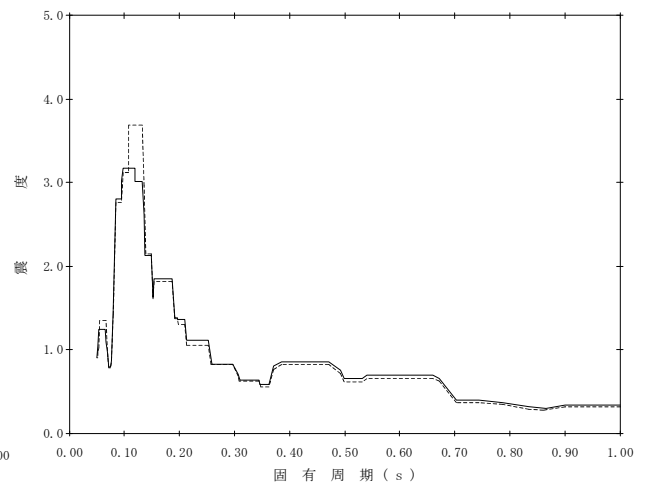
原子炉遮へい壁(EL 16.0m)



原子炉建屋地上2階(EL 21.3m)



原子炉本体基礎(EL 11.829m)



原子炉建屋地下2階(EL-1.6m)

第8図 志賀1号機 床応答スペクトルの比較
(基準地震動 S_s-3, 鉛直方向, 減衰定数: 1.0%)

2. 応答倍率法による評価

基準地震動 $S_s - 2$ および $S_s - 3$ による機器の評価は、基準地震動 $S_s - 2$ （中間報告時）および $S_s - 3$ （中間報告時）による評価値（原則として既往評価の評価方法と同等の方法である詳細評価により算定した評価値）を基とした、以下に示す応答倍率法により評価値を算定する。

(1) 応答比の算出

a. 大型機器

原子炉建屋との連成モデルを用いて実施する地震応答解析から得られる地震荷重（せん断力，モーメント，軸力）を用いて発生応力を算出する大型機器については、各々の地震荷重の比の最大値を応答比とする。

これにより、安全側の評価を行うことができる。

b. 床置機器

設置床の加速度を用いて発生応力を算出する床置機器については、水平加速度および鉛直加速度の各々の比の大きい方を応答比とする。

これにより、安全側の評価を行うことができる。

(2) 評価値（発生応力）の算出

基準地震動 $S_s - 2$ および $S_s - 3$ による評価値（発生応力）は、自重，内圧等による応力も含んだ基準地震動 $S_s - 2$ （中間報告時）および $S_s - 3$ （中間報告時）による評価値（発生応力）に、応答比を乗じて算出する。

これにより、安全側の評価を行うことができる。

以上、使用する応答倍率法の考え方を第9図に示す。

I 応答比の算出

1. 機器の応答比

(1) 大型機器

発生応力を算出するにあたり、せん断力(H)、モーメント(M)、軸力(N)を用いる大型機器は、応力算出に用いる基準地震動 S_s (中間報告時)による地震荷重(添え字:0)と基準地震動 S_s による地震荷重(添え字なし)との比の最大値を応答比とする。

$$\text{応答比} = \text{MAX} \left(\frac{H}{H_0}, \frac{M}{M_0}, \frac{N}{N_0} \right)$$

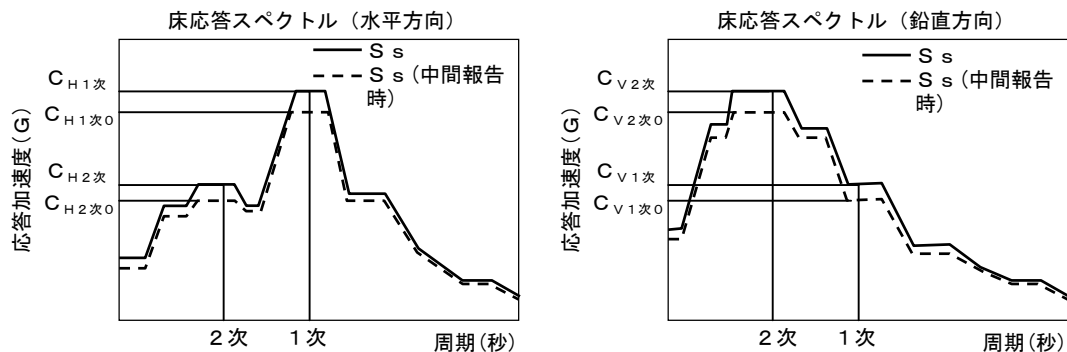
(2) 床置機器

発生応力を算出するにあたり、設置床の加速度を用いる床置機器は、当該機器の固有周期における基準地震動 S_s (中間報告時)による床の応答加速度等からの水平加速度(C_{H0})および鉛直加速度(C_{V0})と基準地震動 S_s による床の応答加速度等からの水平加速度(C_H)および鉛直加速度(C_V)との各々の比の最大値を応答比とする。

$$\text{応答比} = \text{MAX} \left(\frac{C_H}{C_{H0}}, \frac{C_V}{C_{V0}} \right)$$

なお、応力算出に複数の固有モードを考慮する機器の場合は、床応答スペクトルから固有モード毎に上記の応力比を算出し、それらの最大値を応答比とする。

$$\text{応答比} = \text{MAX} \left(\frac{C_{H1次}}{C_{H1次0}}, \frac{C_{H2次}}{C_{H2次0}}, \dots, \frac{C_{V1次}}{C_{V1次0}}, \frac{C_{V2次}}{C_{V2次0}}, \dots \right)$$



II 評価値の算出

基準地震動 S_s による評価値は、以下の式により算出する。

基準地震動 S_s による評価値 = 基準地震動 S_s (中間報告時)による評価値 × 応答比

なお、上式の「基準地震動 S_s (中間報告時)による評価値」が「地震以外による応力」と「地震による応力」に分離されている機器については、以下の式により「基準地震動 S_s による評価値」を算出する。

基準地震動 S_s による評価値 = 地震以外による応力* + 地震(基準地震動 S_s (中間報告時))による応力 × 応答比

※ 自重, 内圧等による応力

3. 詳細評価

基準地震動 $S_s - 1$ による機器・配管系の評価，基準地震動 $S_s - 2$ および $S_s - 3$ による配管系の評価ならびに応答倍率法による評価に加え，必要に応じて詳細評価を行い，評価値を算定する。

詳細評価は，原則として既往評価の評価方法と同等の方法である以下の a～c に示す解析法から選択して実施する

- a スペクトルモーダル解析法
- b 時刻歴応答解析法
- c 定式化された評価式を用いた解析法（床置き機器等）

4. 動的機能維持の評価方法

動的機能維持に関する評価は，以下に示す機能確認済加速度との比較または詳細評価により実施する。動的機能維持の評価手順を第10図に示す。

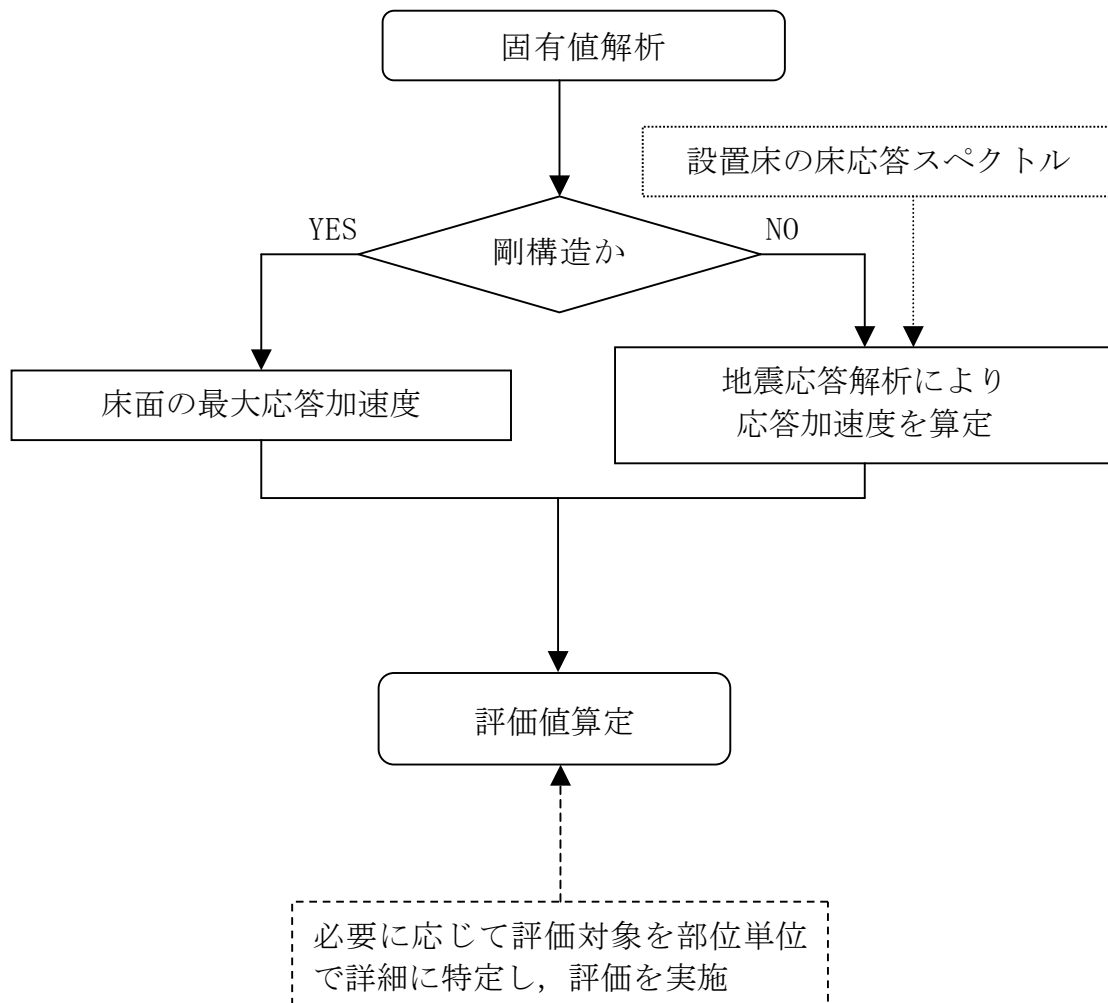
4.1 機能確認済加速度との比較

基準地震動 S_s による評価対象設備の応答加速度を求める。

また，制御棒の地震時挿入性については，基準地震動 S_s による燃料集合体の相対変位を大型機器の地震応答解析により求め，その相対変位が，試験により挿入性が確認された相対変位以下であることを確認する。

4.2 詳細評価

動的機能に対する評価値は，基準地震動 S_s による応答加速度を用いる。必要に応じて「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991追補版」を参考に，動的機能維持を確認する上で評価が必要となる部位を特定し，当該部位毎に評価を行う。



第10図 動的機能に対する評価値の算定手順

動的機能維持の許容値について

機能確認済加速度は、「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991追補版」に準拠するとともに、試験等で妥当性が確認された値も用いる。

機能確認済加速度を表1に示す。

詳細評価における構造強度評価の許容値は、「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991追補版」等による。また、部位毎の動的機能維持の許容値は、個別に試験等で妥当性が確認されている値を用いる。

表1 機能確認済加速度 (1/2)

種別	機種	加速度 確認部位	機能確認済加速度	
			水平方向(G ^{※1})	鉛直方向(G ^{※1})
立形ポンプ	ピットバレル形ポンプ	コラム 先端部	10.0	1.0
	立形斜流ポンプ			
横形ポンプ	横形単段遠心式ポンプ	軸位置	3.2 (軸直角方向)	1.0
	横形多段遠心式ポンプ		1.4 (軸方向)	
ポンプ駆動用タービン	R C I Cタービン	重心位置	2.4	1.0
ファン	遠心直結型ファン	軸受部及び メカニカルシールケー シング	2.3	1.0
	遠心直動型ファン	軸受部	2.6	
	軸流式ファン		2.4	
非常用ディーゼル発電機	高速形ディーゼル機関	機関 重心位置	1.1	1.0
		ガバナ 取付位置	4.0 ^{※2}	2.0 ^{※2}
弁 (一般弁及び 特殊弁)	一般弁(グローブ弁, ゲート弁, バタフライ 弁, 逆止弁)	駆動部	6.0	6.0
	主蒸気隔離弁		10.0	6.2
	主蒸気逃がし安全弁		9.6	6.1
	制御棒駆動系スクラム弁		6.0	6.0

※1 G=9.80665(m/s²)

※2 「平成22年度 耐震機能限界試験(非常用ディーゼル発電機)ガバナ振動台加振試験 JNES-SS レポート」(独立行政法人 原子力安全基盤機構 平成23年7月)より

表 1 機能確認済加速度 (2/2)

種別	機種	加速度 確認部位	機能確認済加速度	
			水平方向 (G ^{※1})	鉛直方向 (G ^{※1})
制御棒挿入性		—	確認済相対変位 40mm以下	制御棒の駆動力は十分大きく、挿入性に与える影響は無視できる。
電気品	制御盤	据付位置	5.69 ^{※2}	2.0 ^{※3}
	計装ラック		5.69 ^{※2}	2.0 ^{※3}
	メタクラ		3.0 ^{※3}	2.0 ^{※3}
	パワーセンタ		2.3 ^{※3}	2.0 ^{※3}
	コントロールセンタ		3.0 ^{※3}	3.0 ^{※3}
	RCIC直流コントロールセンタ		3.0 ^{※3}	3.0 ^{※3}
	充電器盤		3.36 ^{※3}	1.68 ^{※3}
	分電盤		10.0 ^{※3}	3.0 ^{※3}
	計装用無停電交流電源装置		1.93 ^{※3}	1.93 ^{※3}

※1 G=9.80665 (m/s²)

※2 「平成17年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その3 (総合評価)に係る報告書」(独立行政法人 原子力安全基盤機構 平成18年8月)より引用した数値

※3 既往試験において確認された数値

評価対象外とする設備について

以下の設備については、地震により仮に当該設備の損傷が発生した場合でも、安全機能の喪失に直接至ることが極めて考えにくく、今回の評価におけるクリフエッジ特定に影響を及ぼすことはないことから、クリフエッジ評価における評価対象外とした。

1. 配管支持構造物

配管系の損傷から炉心損傷へ繋がる起因事象は、原子炉冷却材喪失およびスクラム失敗が挙げられるが、これらの事象において配管系に要求される機能は、系統機器の一部としての流体バウンダリの維持であり、配管本体の健全性が求められるものである。このことから、配管支持構造物が地震によって変形・破損した場合でも配管本体が破損を起こしていなければ、配管系の機能として健全であると考えられる。

配管本体については、既往知見より、設計での破損レベルまで約 10 倍程度の裕度があることが確認されている。

また、配管系において、仮に、配管支持構造物 1 台が損傷して支持機能を喪失したとしても、配管系全体の振動特性（固有周期、振動モード、刺激係数）が変化して応答荷重が再配分されることになり、直接的に配管本体の健全性が損なわれることにはならない。

以上より、配管支持構造物は本評価のクリフエッジにはなり得ないものと考えられることから評価対象外とする。

2. 燃料取扱設備（燃料取替機、原子炉建屋クレーン）

燃料取替機、原子炉建屋クレーンの損傷から炉心損傷や使用済燃料貯蔵プールの燃料損傷へ繋がる起因事象は、炉心損傷直結や使用済燃料貯蔵プール損傷、燃料の直接損傷が挙げられるが、これは本設備が地震によって損傷し、原子炉や使用済燃料貯蔵プールへ落下することで発生するものである。

本設備は落下を防止する構造となっており、地震による変形等が発生した場合でも、構成する材料の塑性化によるエネルギー吸収によって応答低減が期待されることから、大規模な破損による落下は起こらないものと考えられる。

以上より、燃料取扱設備は本評価のクリフエッジにはなり得ないものと考えられることから評価対象外とする。

耐震安全性評価に影響を与える経年変化事象について

原子力発電所では、運転に伴う設備や部品の経年変化等の知見を踏まえた保全計画に基づく点検や部品交換、補修等の保守管理が継続的に行われており、経年変化事象による耐震安全性への影響は小さいものと考えているが、現時点で顕在化している経年変化事象による耐震安全性評価への影響について確認する。

具体的には、構造物の断面積の減少を伴う事象および材料強度の低下等の構造強度に影響する事象として、配管減肉と応力腐食割れ（SCC）に着目するが、志賀1号機は、以下の理由により、現時点での耐震安全性評価に経年変化事象を考慮する必要はないと考える。

1. 配管減肉

配管減肉は、配管材料と内部流体との化学的作用による腐食要因および機械的作用による浸食要因との相互作用によって発生・進展する経年変化事象であり、通常の保全計画に基づき減肉が想定される配管の肉厚管理を行っている。

志賀1号機の過去の点検における点検記録および運転実績の評価から、適切に維持管理され、耐震安全性に影響を与えないことを確認した。

2. 応力腐食割れ（SCC）

SCC発生の可能性がある炉内構造物については、通常の保全計画に基づきSCCの発生・進展について管理を行なっている。

志賀1号機の至近の点検では、炉内構造物にSCCのひび等は確認されていないことから、SCCを耐震安全性評価に考慮する必要はないと考える。


各起因事象が発生する地震動の評価結果（原子炉）

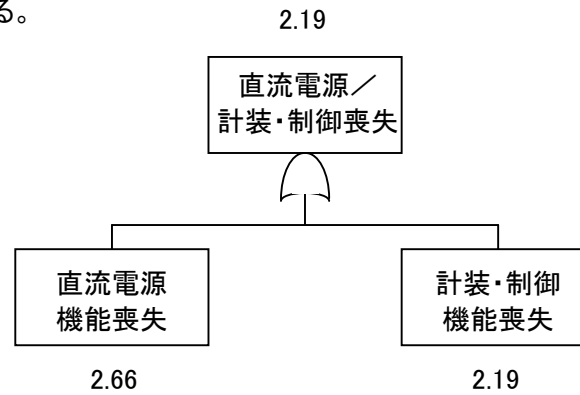
起因事象	設備等	裕度（S s）
外部電源喪失	工学的判断※	～1.00
炉心損傷直結	原子炉格納容器 スタビライザ	1.96
スクラム失敗	制御棒挿入性	2.00
原子炉冷却材喪失 （大破断，中破断，小破断）	主蒸気系配管	2.02

※ 碍子などの損傷により基準地震動 S s に至るまでに機能喪失すると想定

直流電源／計装・制御のフォールトツリー

【補足】


- 1. 数値は, 耐震裕度を表す。
- 2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。

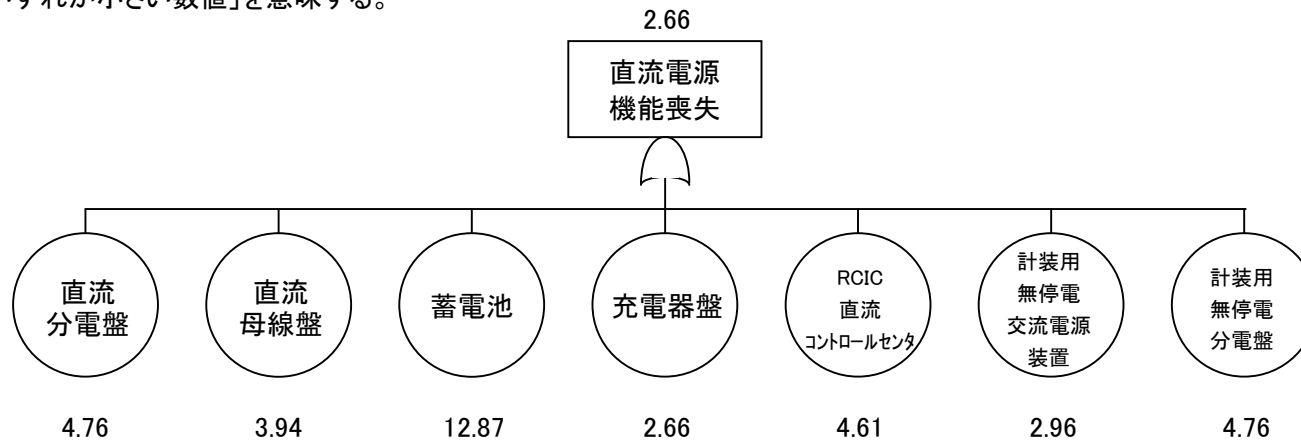


各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

直流電源のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は、耐震裕度を表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




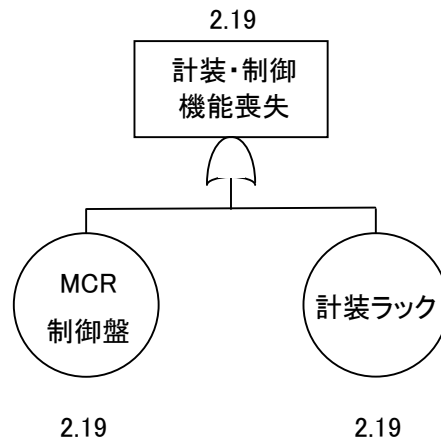
RCIC・・・原子炉隔離時冷却系

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

計装・制御のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は, 耐震裕度を表す。
2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。




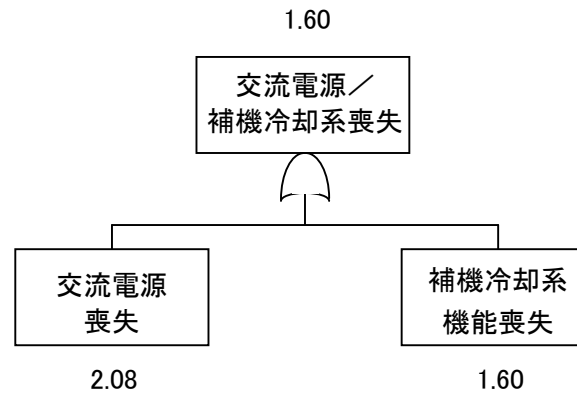
MCR・・・中央制御室

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

交流電源／補機冷却系のフォールトツリー

【補足】


1. 数値は、耐震裕度を表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。

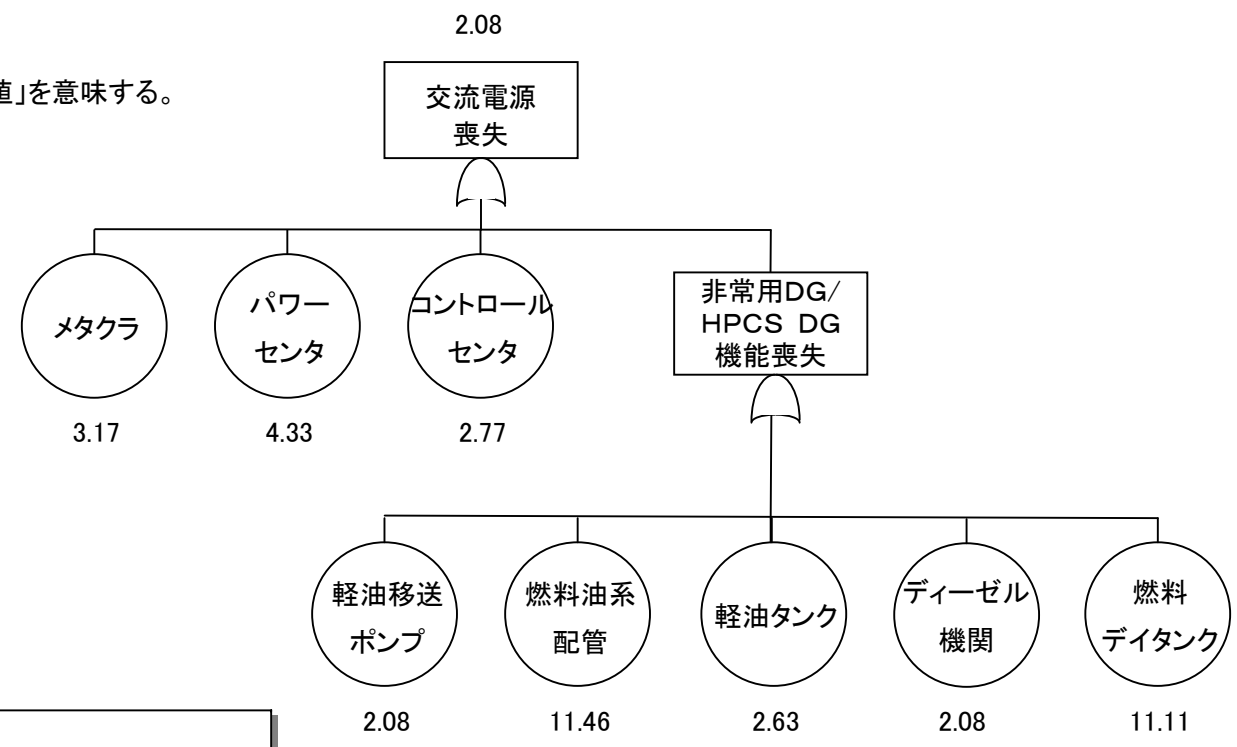


各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

交流電源のフォールトツリー

【補足】

- 1. 数値は、耐震裕度を表す。
- 2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




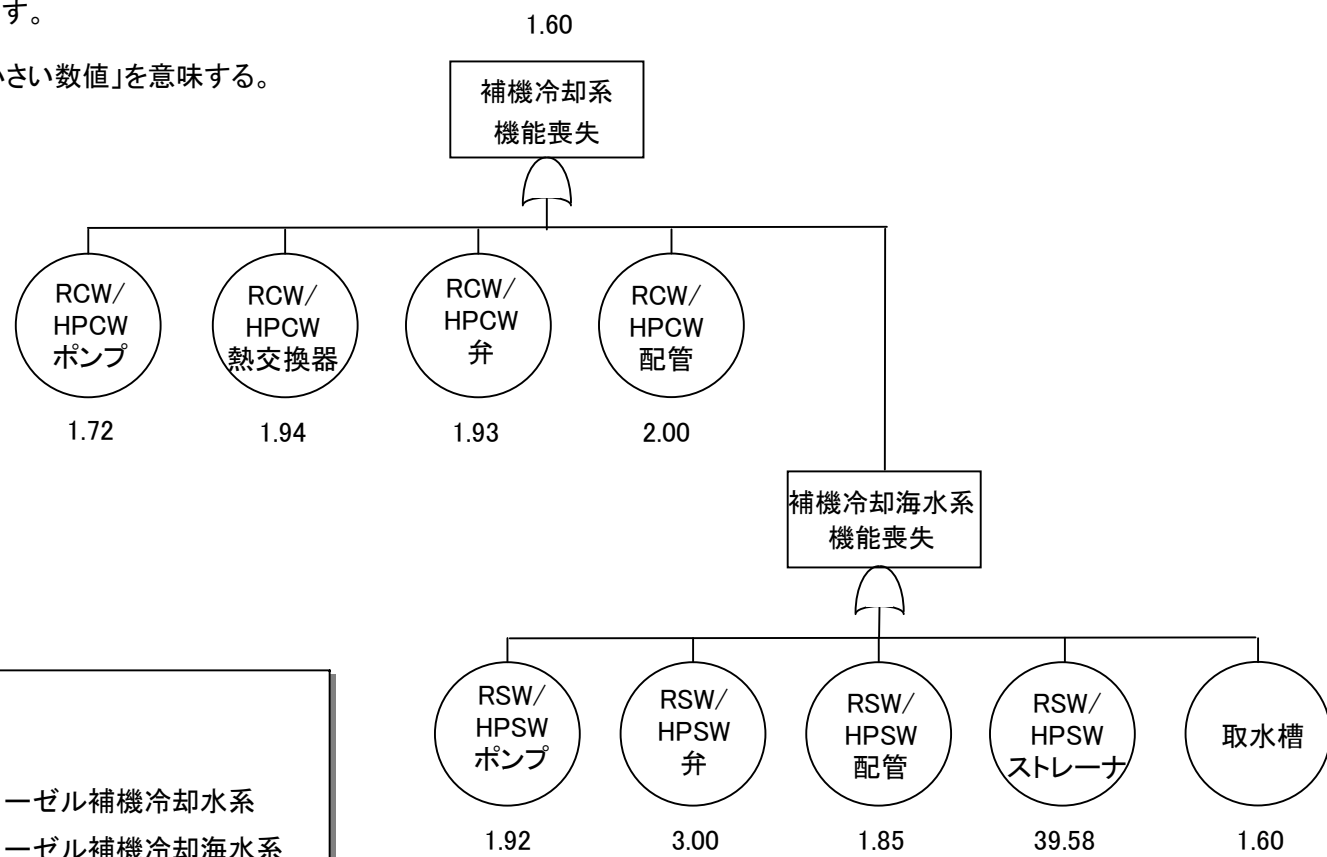
DG …ディーゼル発電設備
HPCS DG…高圧炉心スプレイディーゼル発電設備

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

補機冷却系のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は, 耐震裕度を表す。
2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。




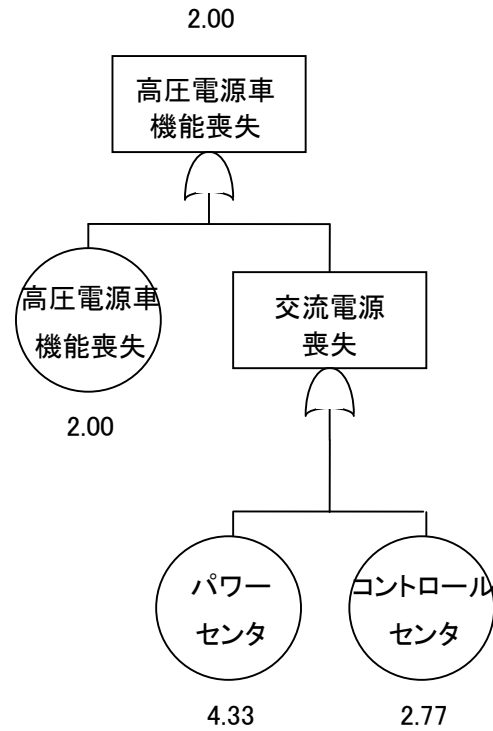
RCW・・・原子炉補機冷却水系
 RSW・・・原子炉補機冷却海水系
 HPCW・・・高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系
 HPSW・・・高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水系

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

高圧電源車のフォールトツリー

【補足】


- 1. 数値は, 耐震裕度を表す。
- 2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。

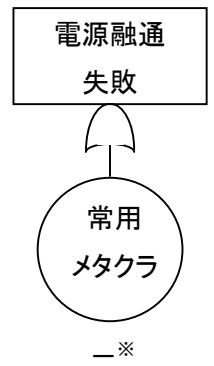


各影響緩和機能のフォールトツリー (原子炉)

電源融通のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は, 耐震裕度を表す。
2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。




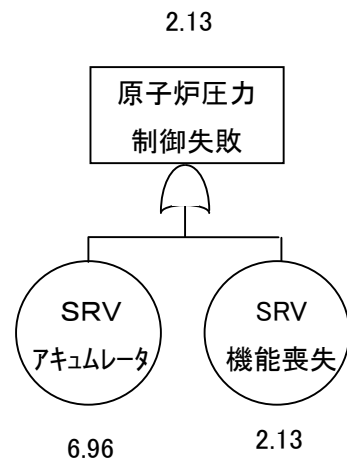
※ 耐震B, Cクラス設備のうち, 地震により破損し, 機能を期待しない設備等は「—」で示す。

各影響緩和機能のフォールトツリー (原子炉)

原子炉圧力制御のフォールトツリー

【補足】

- 1. 数値は, 耐震裕度を表す。
- 2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。




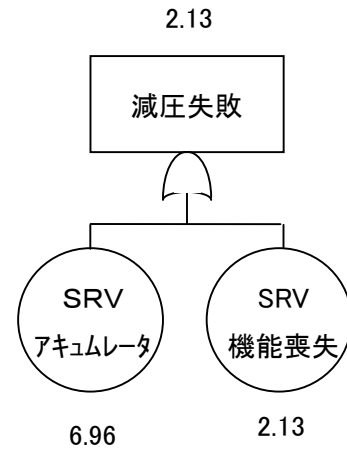
SRV …主蒸気逃がし安全弁

各影響緩和機能のフォールトツリー (原子炉)

減圧のフォールトツリー

【補足】

- 1. 数値は, 耐震裕度を表す。
- 2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。




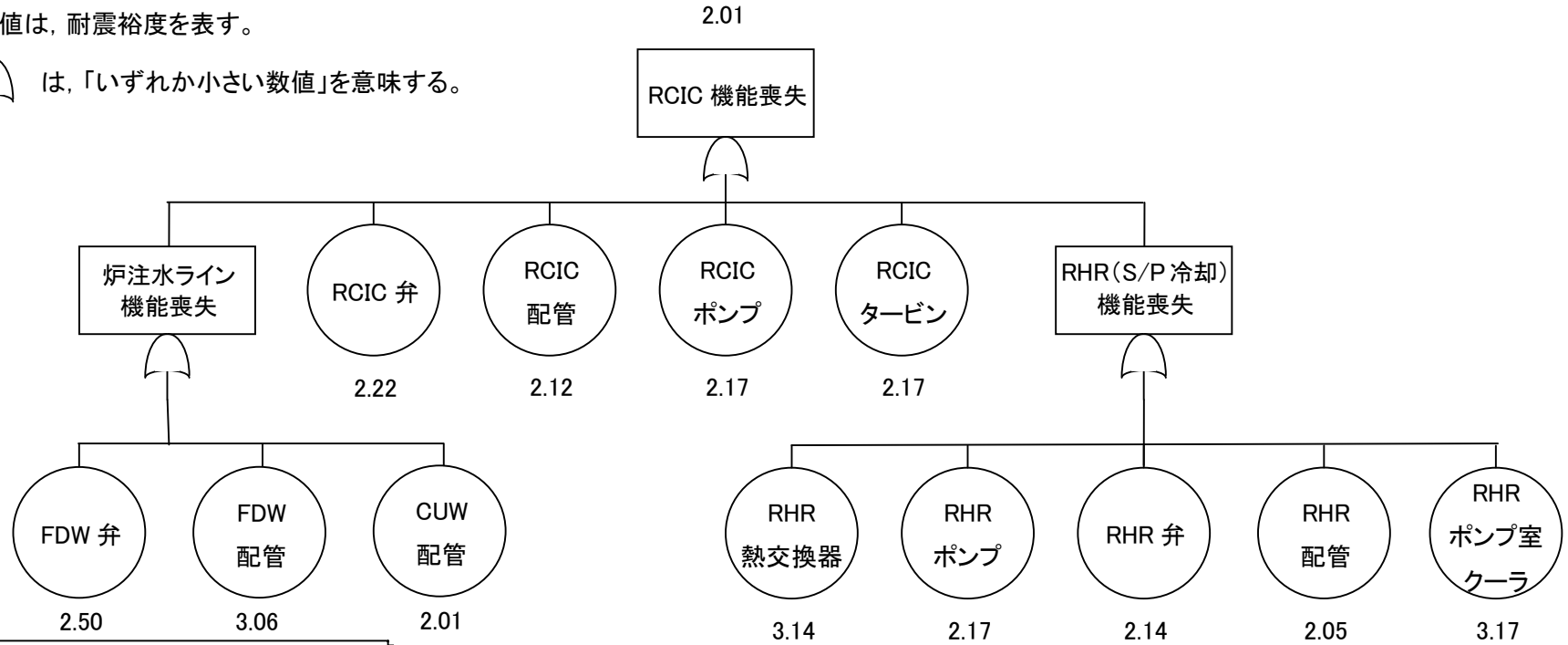
SRV …主蒸気逃がし安全弁

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

原子炉隔離時冷却系のフォールトツリー（交流電源／補機冷却系確保時）

【補足】

1. 数値は、耐震裕度を表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




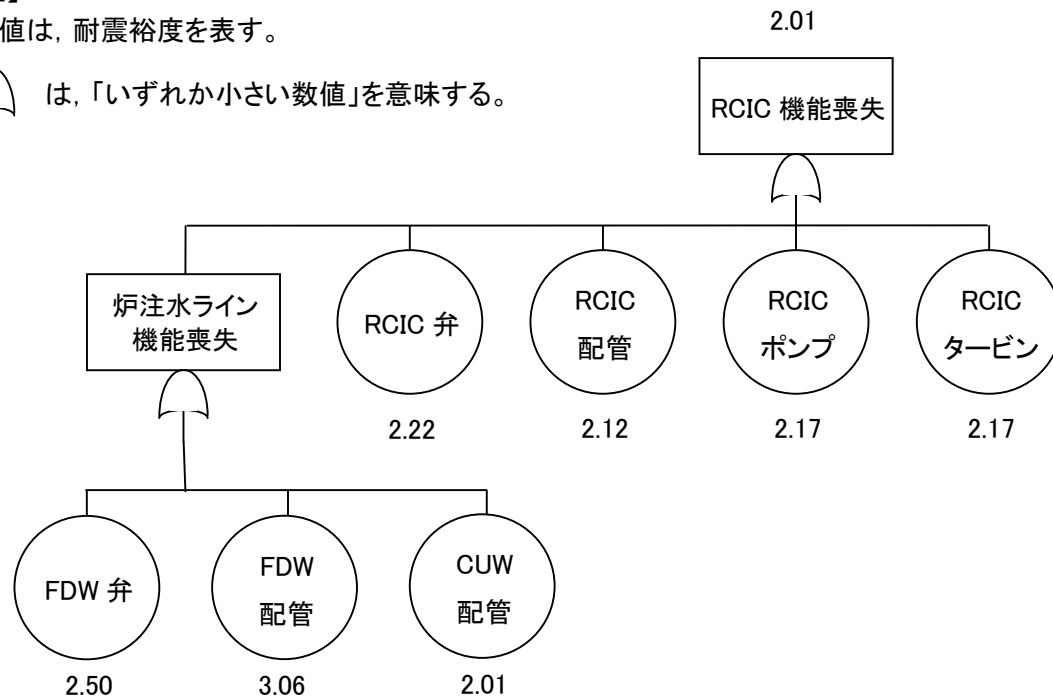
RCIC・・・原子炉隔離時冷却系
 FDW・・・復水給水系
 CUW・・・原子炉冷却材浄化系
 RHR・・・残留熱除去系
 S/P・・・サプレッションプール

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

原子炉隔離時冷却系のフォールトツリー（交流電源／補機冷却系喪失時）

【補足】

1. 数値は, 耐震裕度を表す。
2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。




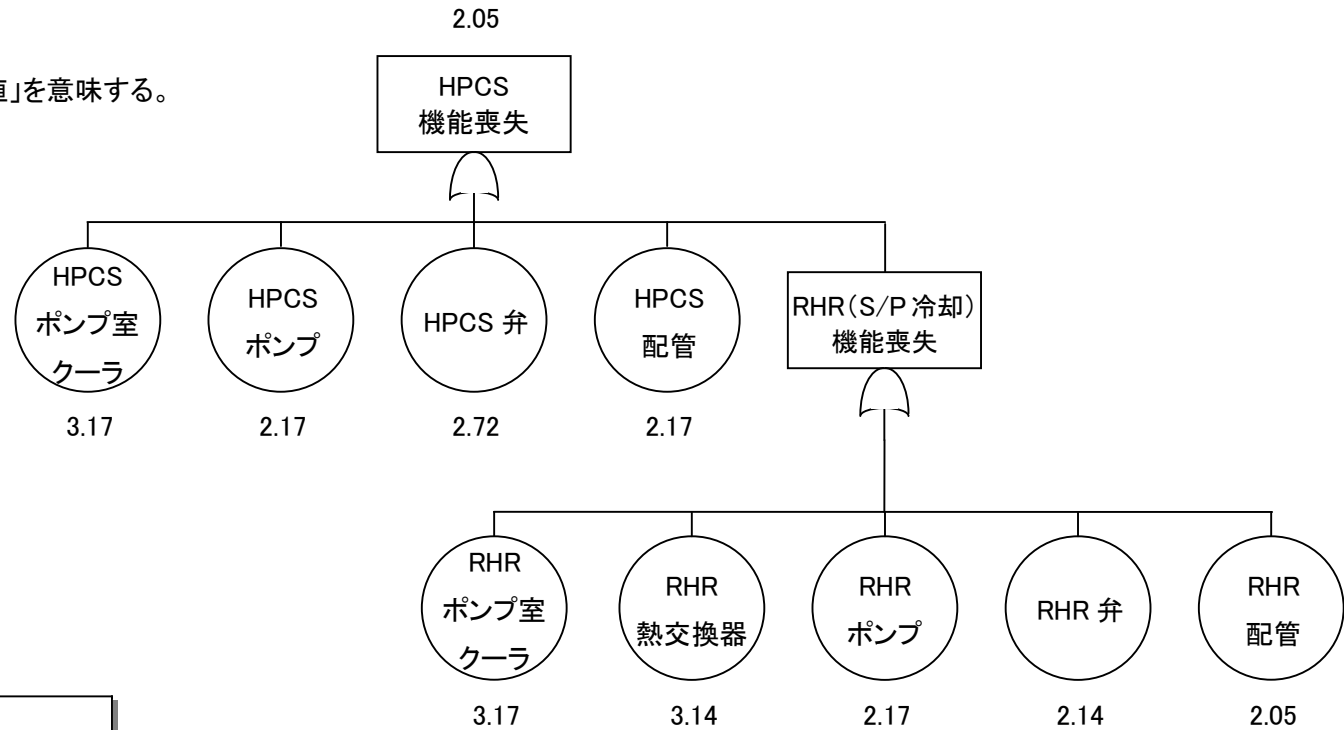
RCIC・・・原子炉隔離時冷却系
 FDW・・・復水給水系
 CUW・・・原子炉冷却材浄化系

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

高圧炉心スプレイ系（HPCS）のフォールトツリー

【補足】


1. 数値は、耐震裕度を表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。

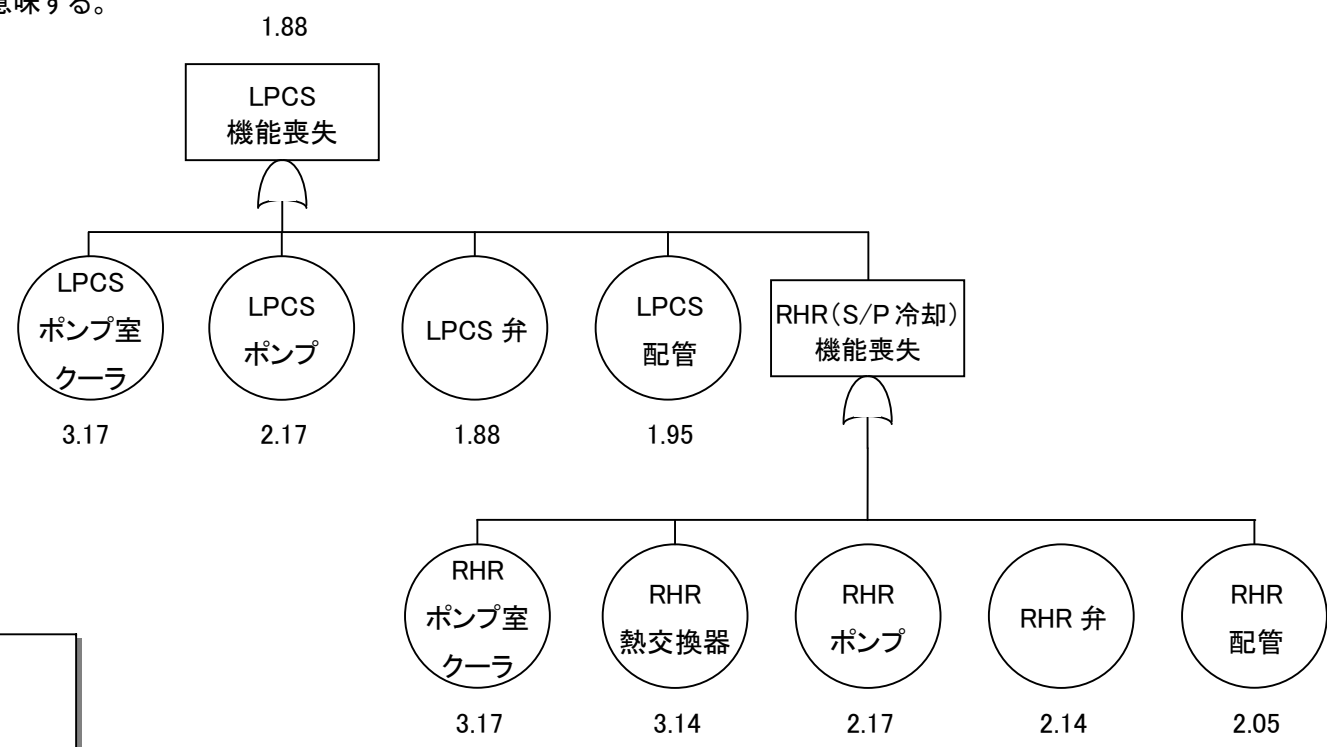


HPCS・・・高圧炉心スプレイ系
 RHR・・・残留熱除去系
 S/P・・・サプレッションプール

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

低圧炉心スプレイ系（LPCS）のフォールトツリー

- 【補足】
1. 数値は、耐震裕度を表す。
 2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




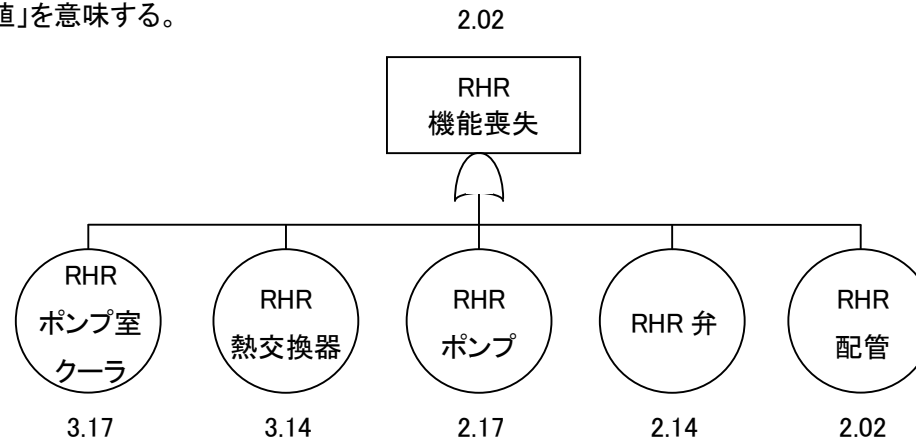
LPCS・・・低圧炉心スプレイ系
RHR・・・残留熱除去系
S/P・・・サブプレッションプール

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

残留熱除去系（低圧注水モード）のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は、耐震裕度を表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




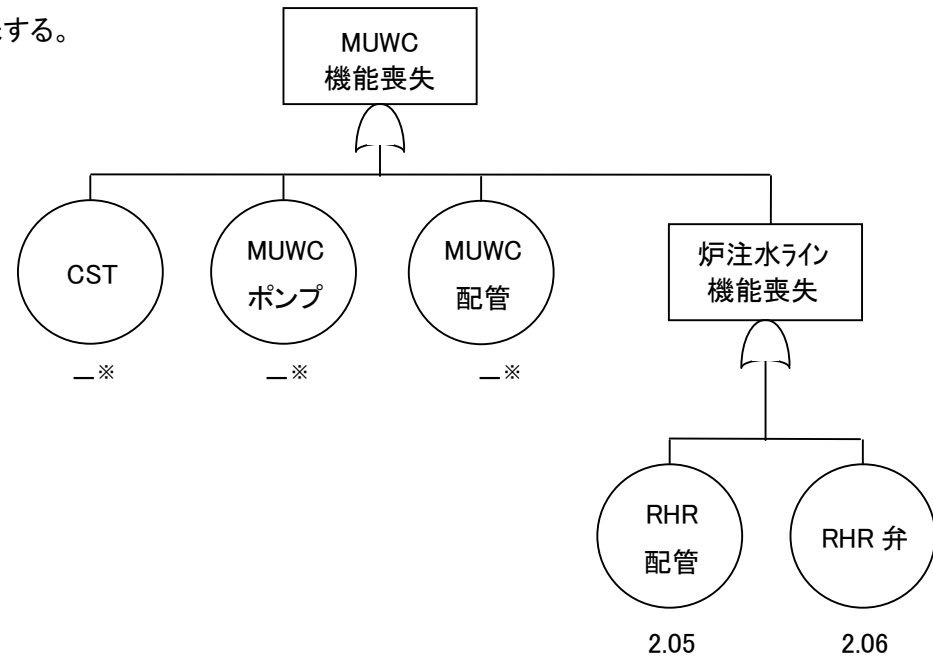
RHR … 残留熱除去系

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

復水補給水系のフォールトツリー

【補足】

- 1. 数値は, 耐震裕度を表す。
- 2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。




MUWC・・・復水補給水系
 CST・・・復水貯蔵タンク
 RHR・・・残留熱除去系

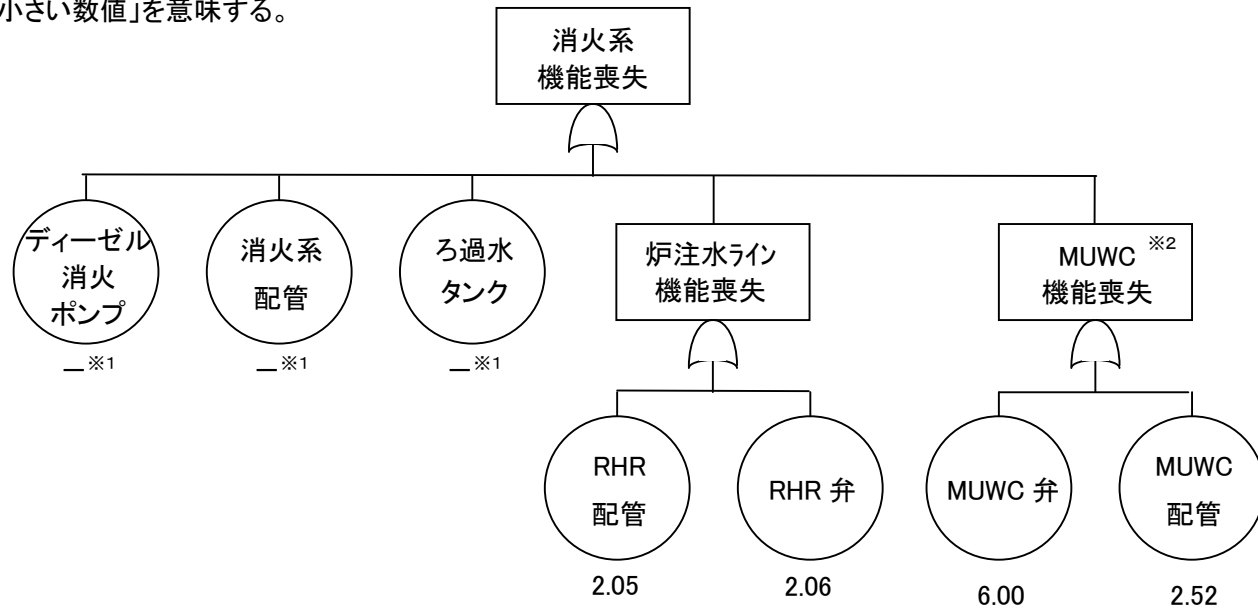
※ 耐震B, Cクラス設備のうち, 地震により損傷し, 機能を期待しない設備等は「—」で示す。

各影響緩和機能のフォールトツリー (原子炉)

消火系のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は、耐震裕度を表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




RHR ……残留熱除去系
 MUWC ……復水補給水系

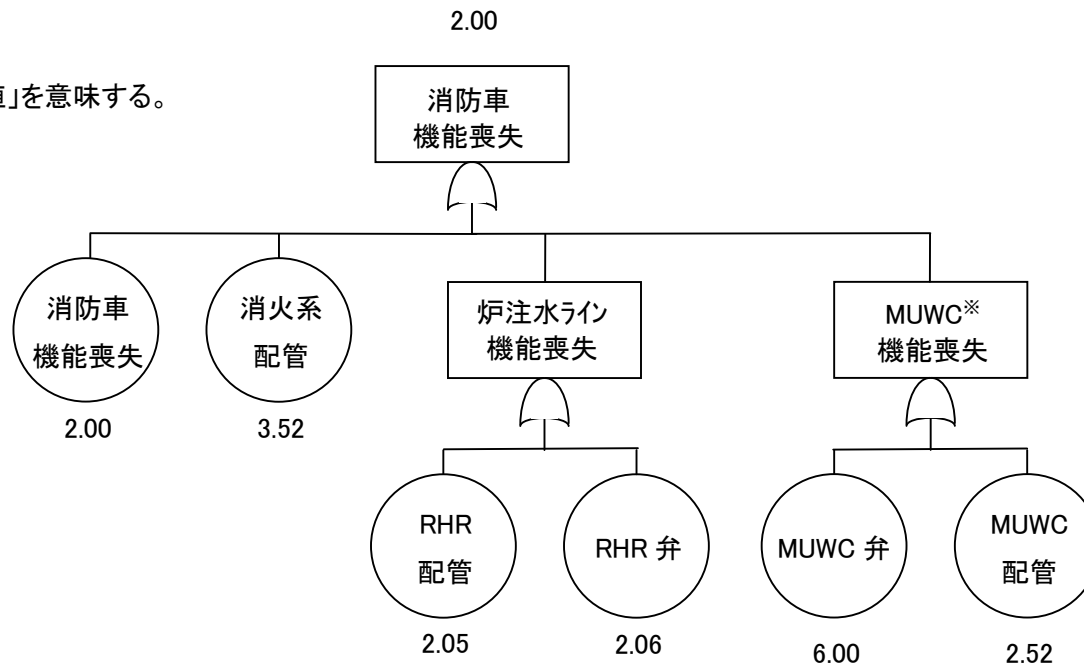
※1 耐震B, Cクラス設備のうち、地震により損傷し、機能を期待しない設備等は「-」で示す。
 ※2 代替注水にかかる機能に限る。

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

消防車のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は、耐震裕度を表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




MUWC・・・復水補給水系
RHR・・・残留熱除去系

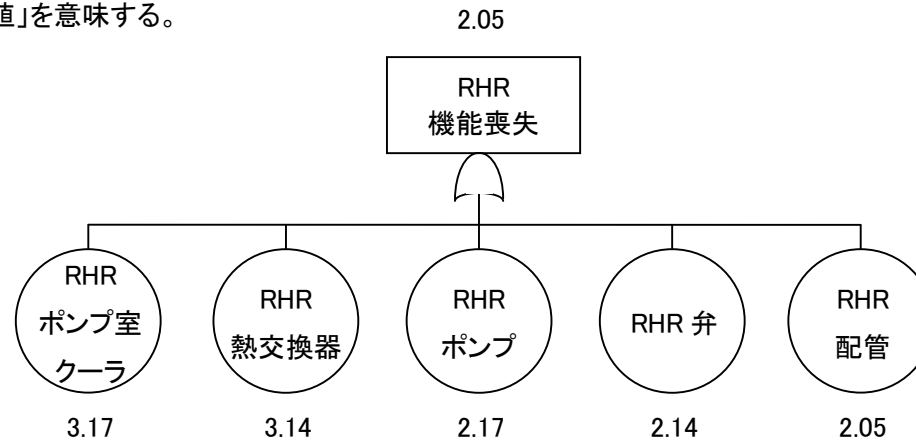
※ 代替注水にかかる機能に限る。

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

残留熱除去系（原子炉除熱）のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は、耐震裕度を表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




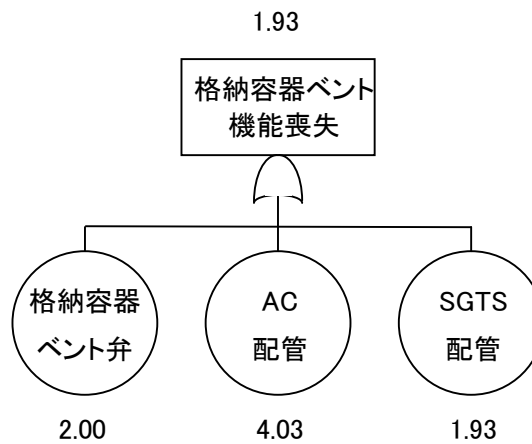
RHR … 残留熱除去系

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

格納容器ベントのフォールトツリー

【補足】

- 1. 数値は、耐震裕度を表す。
- 2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。



AC ……不活性ガス系
SGTS……非常用ガス処理系

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

各影響緩和機能に関連する設備等の耐震裕度評価結果（原子炉）

各影響緩和機能を構成する設備等について、下表のとおり耐震裕度を整理した。

各影響緩和機能のうち最も裕度が小さいものを下線で示す。

また、耐震B、Cクラス設備のうち、地震による損傷を想定し、機能を期待しない設備等は、評価値、許容値、裕度の欄を「－」で示す。

a. 直流電源／計装・制御の確保（サポート系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
直流電源	直流母線盤	R/B	S	機能損傷	G	0.76	3.0	3.94	加速度比較	
	蓄電池	R/B	S	構造損傷	MPa	16	206	12.87	応答倍率法	
	充電器盤	R/B	S	機能損傷	G	0.63	1.68	2.66	加速度比較	
	直流分電盤	R/B	S	機能損傷	G	0.63	3.0	4.76	加速度比較	
	RCIC 直流コントロールセンタ	R/B	S	機能損傷	G	0.65	3.0	4.61	加速度比較	
	計装用無停電交流電源装置	R/B	S	機能損傷	G	0.65	1.93	2.96	加速度比較	
	計装用無停電分電盤	R/B	S	機能損傷	G	0.63	3.0	4.76	加速度比較	
計装・制御	MCR 制御盤	R/B	S	機能損傷	G	0.91	2.0	<u>2.19</u>	加速度比較	
	計装ラック	R/B	S	機能損傷	G	0.91	2.0	<u>2.19</u>	加速度比較	

b. 交流電源／補機冷却系の確保（サポート系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
交流電源	メタクラ	R/B	S	機能損傷	G	0.63	2.0	3.17	加速度比較	
	パワーセンタ	R/B	S	機能損傷	G	0.53	2.3	4.33	加速度比較	
	コントロールセンタ	R/B Hx/B	S	機能損傷	G	1.08	3.0	2.77	加速度比較	
非常用ディーゼル発電設備/ 高圧炉心スプレイディーゼル発電設備	軽油移送ポンプ	屋外	S	機能損傷	G	0.48	1.0	2.08	加速度比較	
	燃料移送系配管	屋外 R/B	S	構造損傷	MPa	28	321	11.46	詳細評価	
	軽油タンク	屋外	S	構造損傷	—	0.38	1	2.63	詳細評価	
	ディーゼル機関	R/B	S	構造損傷	MPa	12	25	2.08	詳細評価	各部位の詳細評価
	燃料デイタンク	R/B	S	構造損傷	MPa	17	189	11.11	詳細評価	
原子炉補機冷却水系/ 高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系	ポンプ	Hx/B	S	機能損傷	G	0.81	1.4	1.72	加速度比較	許容値に既往試験結果を適用
	熱交換器	Hx/B	S	構造損傷	MPa	75	146	1.94	詳細評価	
	配管	R/B Hx/B	S	構造損傷	MPa	172	344	2.00	詳細評価	耐震裕度向上工事前の耐震裕度は 1.37（工事前の本サポート系の最小裕度）
	弁	R/B Hx/B	S	機能損傷	G	3.1	6.0	1.93	加速度比較	耐震裕度向上工事前の耐震裕度は 1.38（工事前の本サポート系の最小裕度）
原子炉補機冷却海水系/ 高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水系	ポンプ	Hx/B	S	機能損傷	G	0.52	1.0	1.92	加速度比較	
	配管	Hx/B	S	構造損傷	MPa	177	328	1.85	詳細評価	
	弁	Hx/B	S	機能損傷	G	2.0	6.0	3.00	加速度比較	
	ストレーナ	Hx/B	S	構造損傷	MPa	12	475	39.58	詳細評価	
取水設備	取水槽	屋外	—	構造損傷	kN	653	1049	<u>1.60</u>	詳細評価	

c. 電源融通による電源確保（サポート系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
交流電源	常用メタクラ	T/B	C	機能損傷	G	—	—	—	—	

d. 高圧電源車による電源確保（サポート系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
高圧電源車		屋外	—	2.00Ss で転倒しないことを確認				2.00	詳細評価	
交流電源	パワーセンタ	R/B	S	機能損傷	G	0.53	2.3	4.33	加速度比較	
	コントロールセンタ	R/B	S	機能損傷	G	1.08	3.0	2.77	加速度比較	

e. 主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力制御（フロントライン系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
主蒸気逃がし安全弁	主蒸気逃がし安全弁	R/B	S	構造損傷	MPa	432	923	<u>2.13</u>	詳細評価	<ul style="list-style-type: none"> 弁の構造上の最弱部の構造強度評価 耐震裕度向上工事前の耐震裕度は1.72
	アキュムレータ	R/B	S	構造損傷	MPa	32	223	6.96	応答倍率法	

f. 主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧（フロントライン系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
主蒸気逃がし安全弁	主蒸気逃がし安全弁	R/B	S	構造損傷	MPa	432	923	<u>2.13</u>	詳細評価	<ul style="list-style-type: none"> 弁の構造上の最弱部の構造強度評価 耐震裕度向上工事前の耐震裕度は1.72
	アキュムレータ	R/B	S	構造損傷	MPa	32	223	6.96	応答倍率法	

g. 原子炉隔離時冷却系による原子炉への注水（交流電源／補機冷却系確保時）（フロントライン系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
原子炉隔離時冷却系	ポンプ	R/B	S	機能損傷	G	0.46	1.0	2.17	加速度比較	
	タービン	R/B	S	機能損傷	G	0.46	1.0	2.17	加速度比較	
	配管	R/B	S	構造損傷	MPa	185	394	2.12	詳細評価	
	弁	R/B	S	機能損傷	G	2.7	6.0	2.22	加速度比較	
残留熱除去系 (S/P 冷却)	ポンプ	R/B	S	機能損傷	G	0.46	1.0	2.17	加速度比較	
	熱交換器	R/B	S	構造損傷	MPa	207	651	3.14	詳細評価	許容値に設計引張強さ(Su)を適用
	配管	R/B	S	構造損傷	MPa	177	363	2.05	詳細評価	
	弁	R/B	S	機能損傷	G	2.8	6.0	2.14	加速度比較	
	RHR ポンプ室クーラ	R/B	S	機能損傷	G	0.63	2.0	3.17	加速度比較	許容値に既往試験結果を適用
復水給水系 (注入配管)	配管	R/B	S	構造損傷	MPa	124	380	3.06	詳細評価	
	弁	R/B	S	機能損傷	G	2.4	6.0	2.50	加速度比較	
原子炉冷却材 浄化系(注入配管)	配管	R/B	B ^{※1}	構造損傷	MPa	161 ^{※2} (200)	324 ^{※2} (363)	<u>2.01</u>	詳細評価	地震荷重分離による裕度

※1：復水給水系への接続配管は耐震Sクラス

※2：地震荷重分離による評価値，許容値を示す（地震荷重分離前の評価値，許容値は下段の括弧内に示す）

h. 原子炉隔離時冷却系による原子炉への注水（交流電源／補機冷却系喪失時）（フロントライン系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
原子炉隔離時冷却系	ポンプ	R/B	S	機能損傷	G	0.46	1.0	2.17	加速度比較	
	タービン	R/B	S	機能損傷	G	0.46	1.0	2.17	加速度比較	
	配管	R/B	S	構造損傷	MPa	185	394	2.12	詳細評価	
	弁	R/B	S	機能損傷	G	2.7	6.0	2.22	加速度比較	
復水給水系 (注入配管)	配管	R/B	S	構造損傷	MPa	124	380	3.06	詳細評価	
	弁	R/B	S	機能損傷	G	2.4	6.0	2.50	加速度比較	
原子炉冷却材 浄化系(注入配管)	配管	R/B	B ^{※1}	構造損傷	MPa	161 ^{※2} (200)	324 ^{※2} (363)	<u>2.01</u>	詳細評価	地震荷重分離による裕度

※1：復水給水系への接続配管は耐震Sクラス

※2：地震荷重分離による評価値，許容値を示す（地震荷重分離前の評価値，許容値は下段の括弧内に示す）

i. 高圧炉心スプレイ系による原子炉への注水（フロントライン系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
高圧炉心スプレイ系	ポンプ	R/B	S	機能損傷	G	0.46	1.0	2.17	加速度比較	
	配管	R/B	S	構造損傷	MPa	154	335	2.17	詳細評価	
	弁	R/B	S	機能損傷	G	2.2	6.0	2.72	加速度比較	
	HPCS ポンプ室クーラ	R/B	S	機能損傷	G	0.63	2.0	3.17	加速度比較	許容値に既往試験結果を適用
残留熱除去系 (S/P 冷却)	ポンプ	R/B	S	機能損傷	G	0.46	1.0	2.17	加速度比較	
	熱交換器	R/B	S	構造損傷	MPa	207	651	3.14	詳細評価	許容値に設計引張強さ(S _u)を適用
	配管	R/B	S	構造損傷	MPa	177	363	<u>2.05</u>	詳細評価	
	弁	R/B	S	機能損傷	G	2.8	6.0	2.14	加速度比較	
	RHR ポンプ室クーラ	R/B	S	機能損傷	G	0.63	2.0	3.17	加速度比較	許容値に既往試験結果を適用

j. 低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水（フロントライン系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値 (a)	許容値 (b)	裕度 (b/a)	評価手法	備考
低圧炉心スプレイ系	ポンプ	R/B	S	機能損傷	G	0.46	1.0	2.17	加速度比較	
	配管	R/B	S	構造損傷	MPa	173 [*] (194)	339 [*] (360)	1.95	詳細評価	地震荷重分離による裕度，許容値に設計引張強さ（S _u ）を適用
	弁	R/B	S	機能損傷	G	5.3	10.0	<u>1.88</u>	加速度比較	許容値に既往試験結果を適用
	LPCS ポンプ室クーラ	R/B	S	機能損傷	G	0.63	2.0	3.17	加速度比較	許容値に既往試験結果を適用
残留熱除去系 (S/P 冷却)	ポンプ	R/B	S	機能損傷	G	0.46	1.0	2.17	加速度比較	
	熱交換器	R/B	S	構造損傷	MPa	207	651	3.14	詳細評価	許容値に設計引張強さ（S _u ）を適用
	配管	R/B	S	構造損傷	MPa	177	363	2.05	詳細評価	
	弁	R/B	S	機能損傷	G	2.8	6.0	2.14	加速度比較	
	RHR ポンプ室クーラ	R/B	S	機能損傷	G	0.63	2.0	3.17	加速度比較	許容値に既往試験結果を適用

※：地震荷重分離による評価値，許容値を示す（地震荷重分離前の評価値，許容値は下段の括弧内に示す）

k. 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉への注水（フロントライン系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値 (a)	許容値 (b)	裕度 (b/a)	評価手法	備考
残留熱除去系	ポンプ	R/B	S	機能損傷	G	0.46	1.0	2.17	加速度比較	
	熱交換器	R/B	S	構造損傷	MPa	207	651	3.14	詳細評価	許容値に設計引張強さ（S _u ）を適用
	配管	R/B	S	構造損傷	MPa	139 [*] (192)	282 [*] (335)	<u>2.02</u>	詳細評価	地震荷重分離による裕度
	弁	R/B	S	機能損傷	G	2.8	6.0	2.14	加速度比較	
	RHR ポンプ室クーラ	R/B	S	機能損傷	G	0.63	2.0	3.17	加速度比較	許容値に既往試験結果を適用

※：地震荷重分離による評価値，許容値を示す（地震荷重分離前の評価値，許容値は下段の括弧内に示す）

1. 復水補給水系による原子炉への注水（フロントライン系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
復水補給水系	復水貯蔵タンク	屋外	B	構造損傷	MPa	—	—	—	—	
	ポンプ	T/B	B	機能損傷	G	—	—	—	—	
	配管	屋外 T/B	B	構造損傷	MPa	—	—	—	—	
R/B		B	構造損傷	MPa	145	366	2.52	詳細評価		
残留熱除去系	配管	R/B	S	構造損傷	MPa	177	363	2.05	詳細評価	
(注入配管)	弁	R/B	S	機能損傷	G	2.9	6.0	2.06	加速度比較	

m. 消火系による原子炉への注水（フロントライン系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
ろ過水タンク		屋外	C	構造損傷	MPa	—	—	—	—	
消火系	ディーゼル消火ポンプ	Wt/B	C	機能損傷	G	—	—	—	—	
	配管	Wt/B 屋外	C	構造損傷	MPa	—	—	—	—	
		R/B	C	構造損傷	MPa	91	321	3.52	詳細評価	
復水補給水系	配管	R/B	B	構造損傷	MPa	145	366	2.52	詳細評価	
	弁	R/B	B	機能損傷	G	1.0	6.0	6.00	加速度比較	
残留熱除去系	配管	R/B	S	構造損傷	MPa	177	363	2.05	詳細評価	
	(注入配管) 弁	R/B	S	機能損傷	G	2.9	6.0	2.06	加速度比較	

n. 消防車による原子炉への注水（フロントライン系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
消防車		屋外	—	2.00Ssで転倒しないことを確認				2.00	詳細評価	
消火系	配管	R/B	C	構造損傷	MPa	91	321	3.52	詳細評価	
復水補給水系	配管	R/B	B	構造損傷	MPa	145	366	2.52	詳細評価	
	弁	R/B	B	機能損傷	G	1.0	6.0	6.00	加速度比較	
残留熱除去系 (注入配管)	配管	R/B	S	構造損傷	MPa	177	363	2.05	詳細評価	
	弁	R/B	S	機能損傷	G	2.9	6.0	2.06	加速度比較	

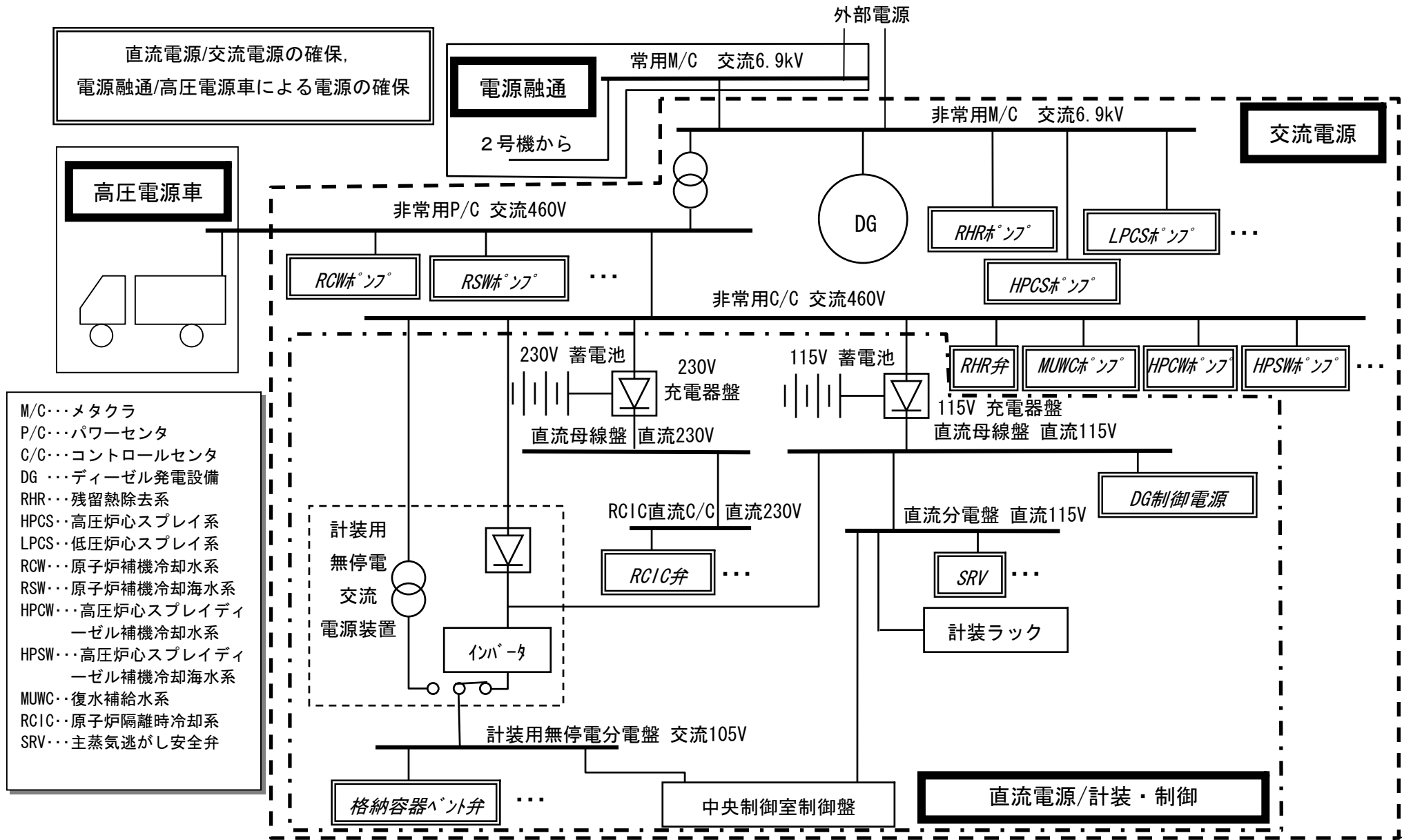
o. 残留熱除去系による原子炉の除熱（フロントライン系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
残留熱除去系	ポンプ	R/B	S	機能損傷	G	0.46	1.0	2.17	加速度比較	
	熱交換器	R/B	S	構造損傷	MPa	207	651	3.14	詳細評価	許容値に設計引張強さ(Su)を適用
	配管	R/B	S	構造損傷	MPa	177	363	2.05	詳細評価	
	弁	R/B	S	機能損傷	G	2.8	6.0	2.14	加速度比較	
	RHRポンプ室クーラ	R/B	S	機能損傷	G	0.63	2.0	3.17	加速度比較	

p. 格納容器ベントによる除熱（フロントライン系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
非常用ガス処理系	配管	R/B	S	構造損傷	MPa	188	363	1.93	詳細評価	
不活性ガス系	配管	R/B	S, C	構造損傷	MPa	83	335	4.03	詳細評価	
格納容器ベント弁		R/B	S	機能損傷	G	3.0	6.0	2.00	加速度比較	

(補足) R/B：原子炉建屋， T/B：タービン建屋， Hx/B：海水熱交換器建屋， Wt/B：給水処理建屋

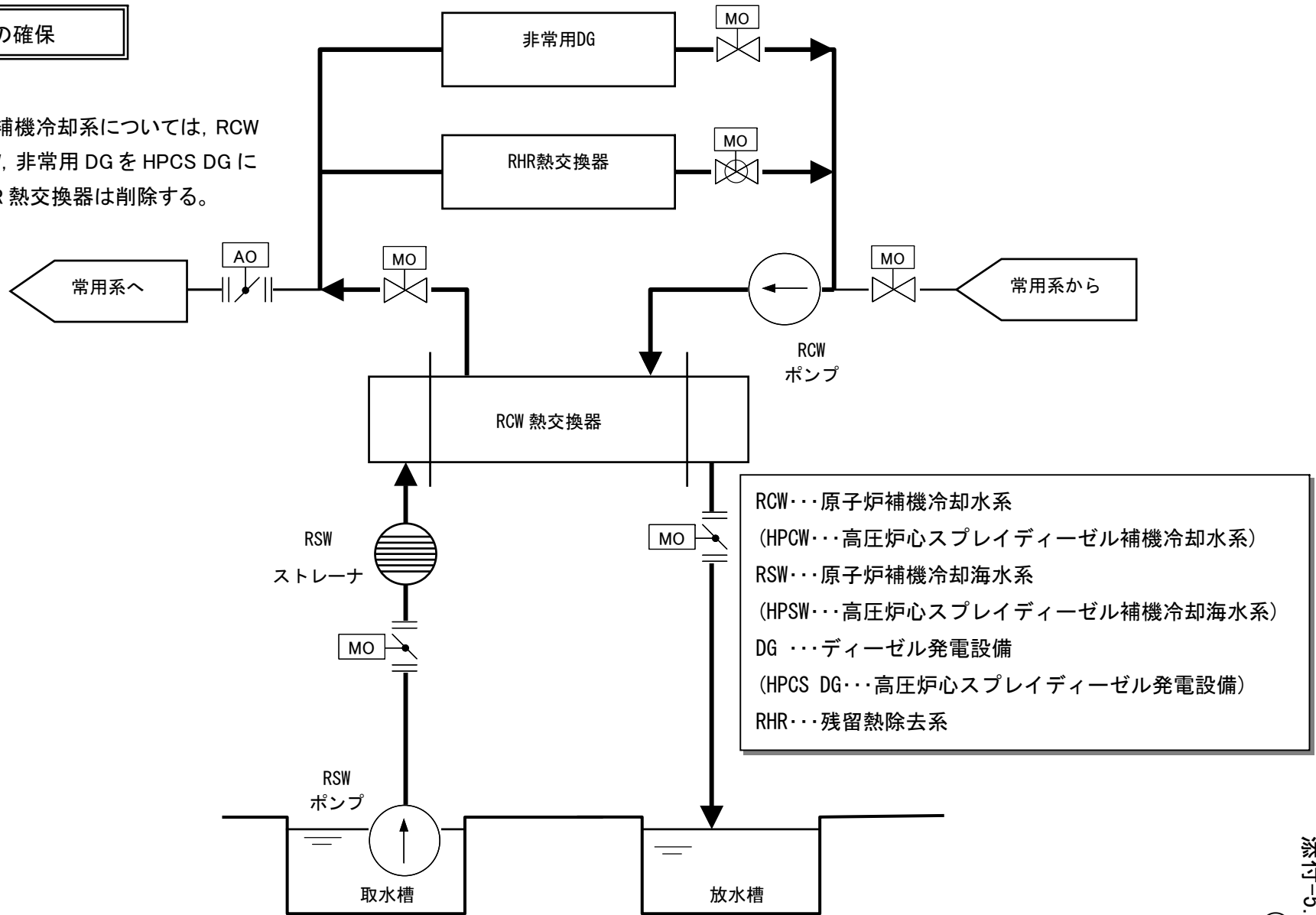


各影響緩和機能の系統図 (原子炉)

補機冷却系の確保

【補足】

・高圧炉心スプレイ系の補機冷却系については、RCWをHPCW、RSWをHPSW、非常用DGをHPCS DGに置き換えるとともに、RHR熱交換器は削除する。

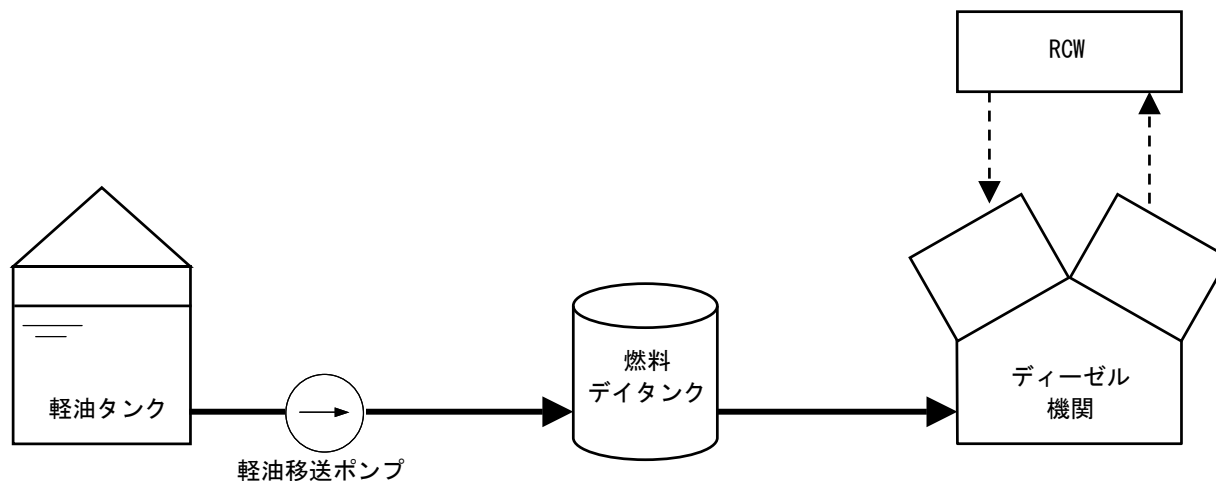


各影響緩和機能の系統図（原子炉）

非常用ディーゼル発電設備／高圧炉心スプレイディーゼル発電設備

【補足】

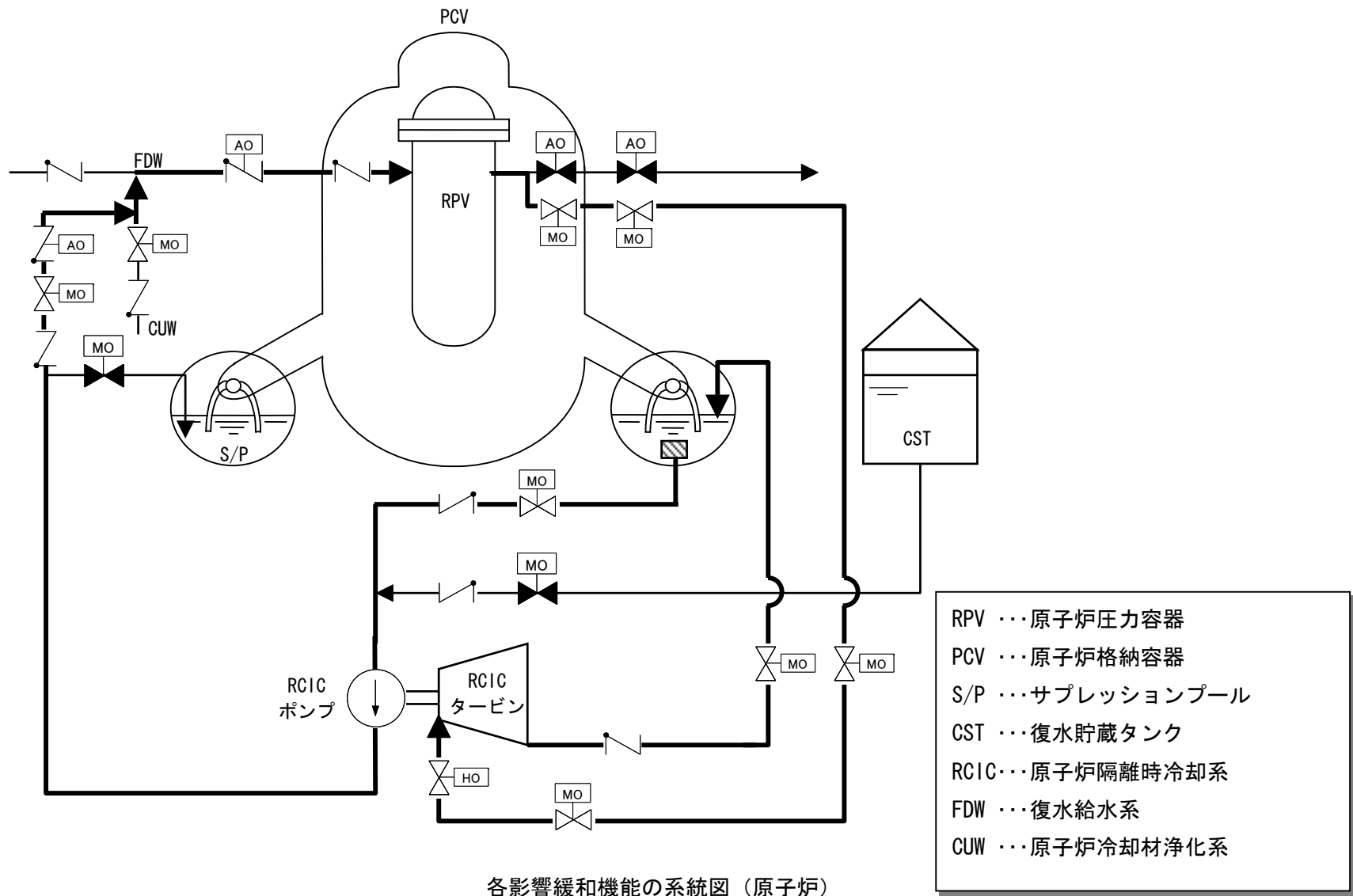
・高圧炉心スプレイディーゼル発電設備については、RCWをHPCWに置き換える。



RCW・・・原子炉補機冷却水系
(HPCW・・・高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系)

各影響緩和機能の系統図（原子炉）

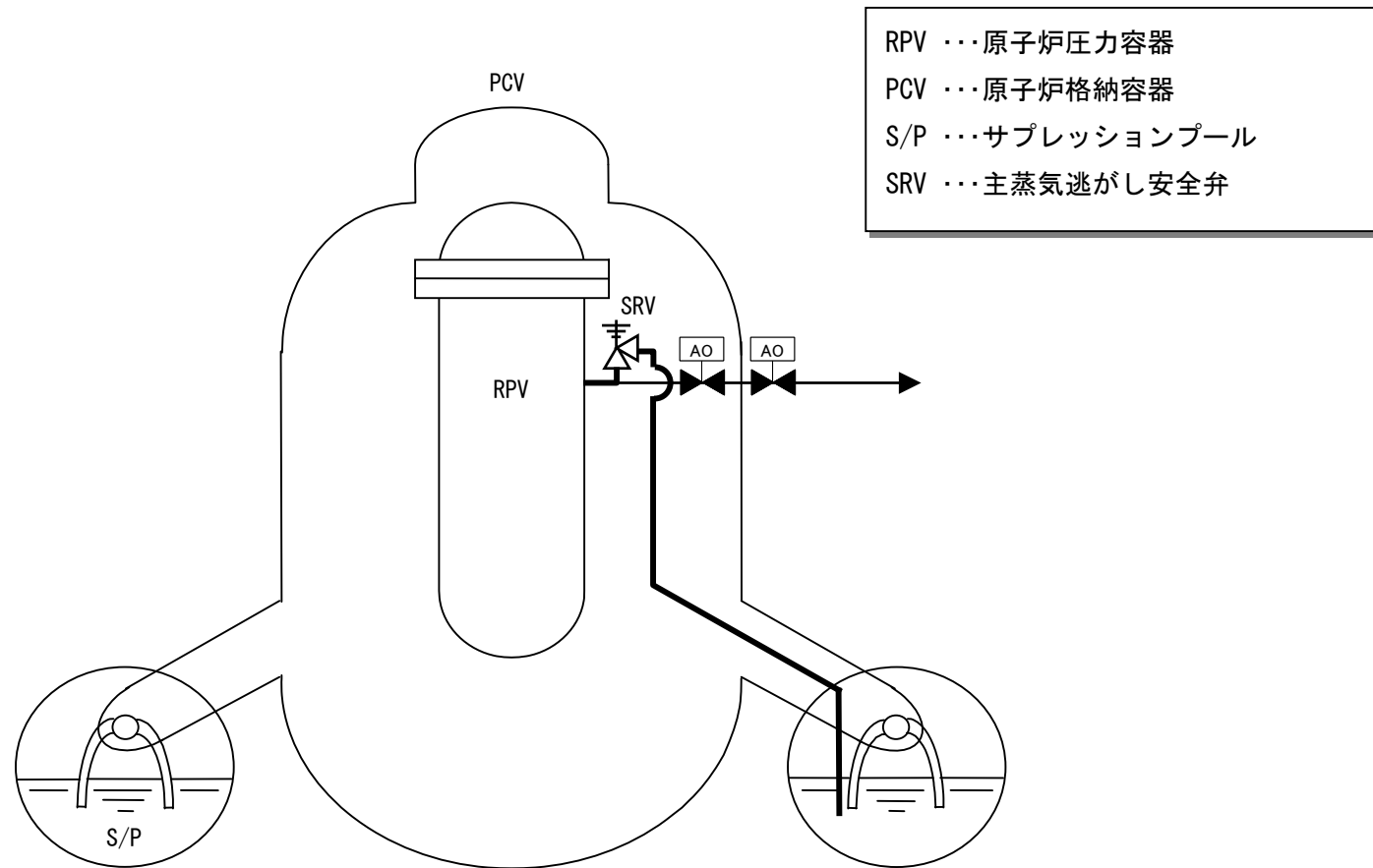
原子炉隔離時冷却系による原子炉への注水



各影響緩和機能の系統図（原子炉）

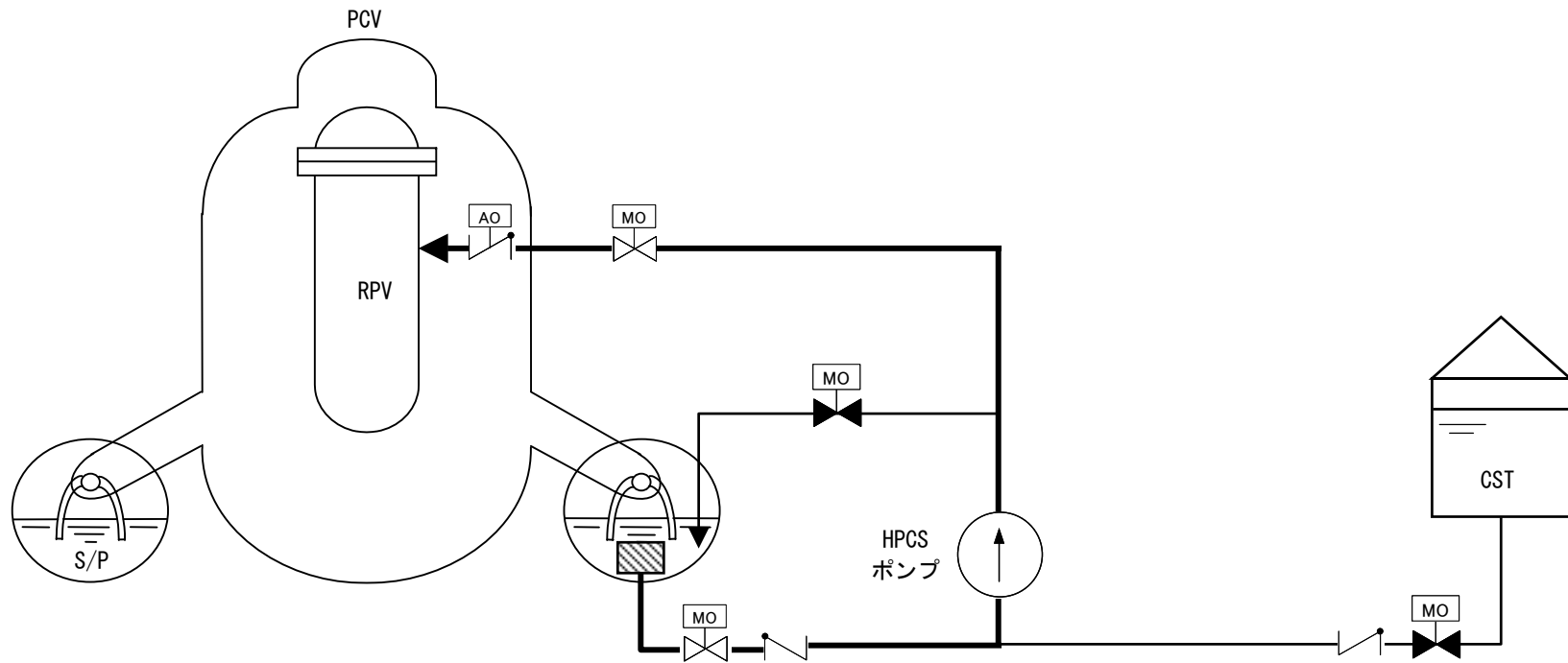
- RPV ... 原子炉圧力容器
- PCV ... 原子炉格納容器
- S/P ... サプレッションプール
- GST ... 復水貯蔵タンク
- RCIC ... 原子炉隔離時冷却系
- FDW ... 復水給水系
- CUW ... 原子炉冷却材浄化系

主蒸気逃がし安全弁による圧力制御



各影響緩和機能の系統図（原子炉）

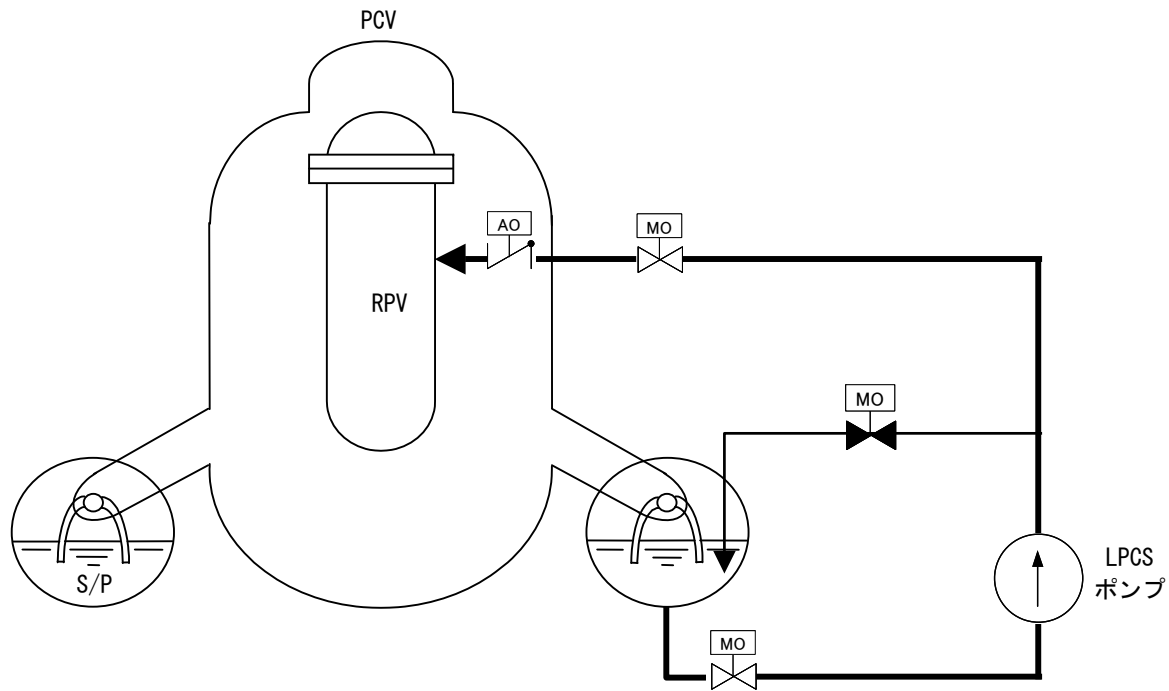
高圧炉心スプレイ系による原子炉への注水



- RPV … 原子炉圧力容器
- PCV … 原子炉格納容器
- S/P … サプレッションプール
- GST … 復水貯蔵タンク
- HPCS … 高圧炉心スプレイ系

各影響緩和機能の系統図（原子炉）

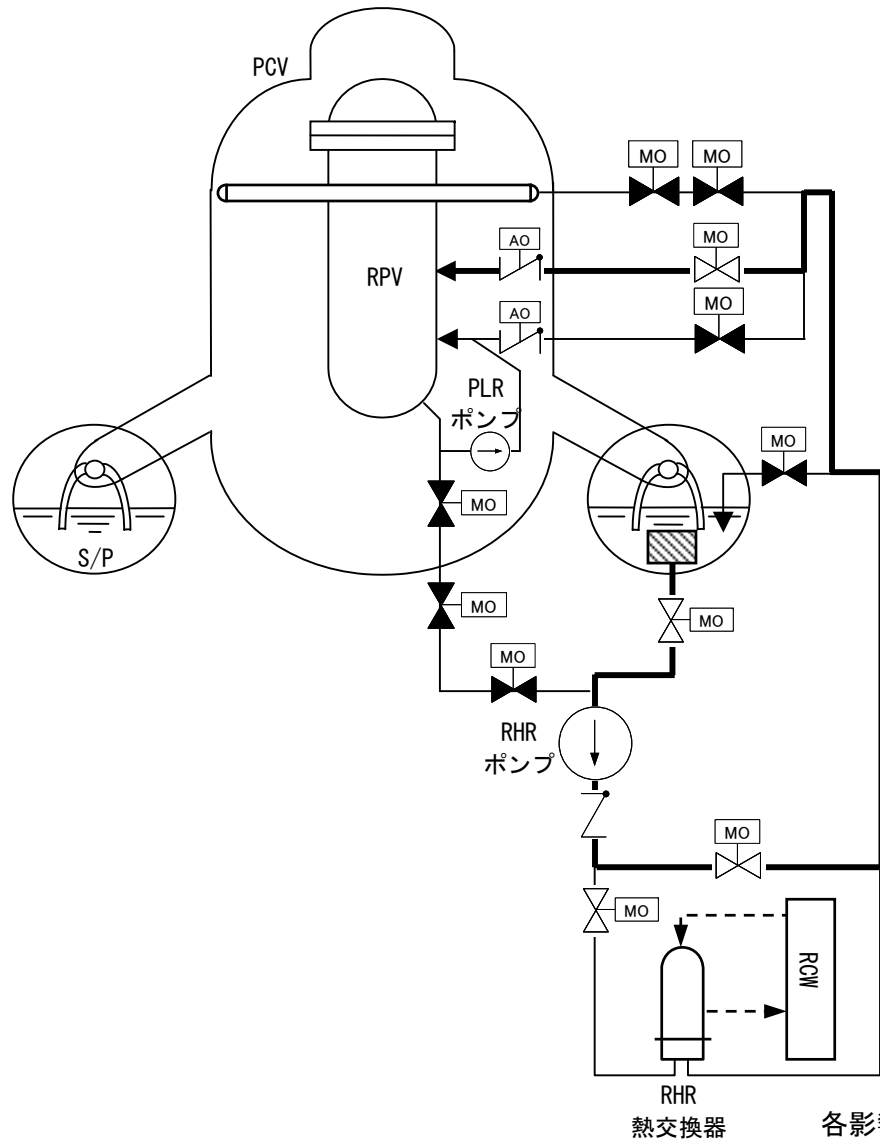
低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水



- RPV ……原子炉圧力容器
- PCV ……原子炉格納容器
- S/P ……サプレッションプール
- LPCS……低圧炉心スプレイ系

各影響緩和機能の系統図（原子炉）

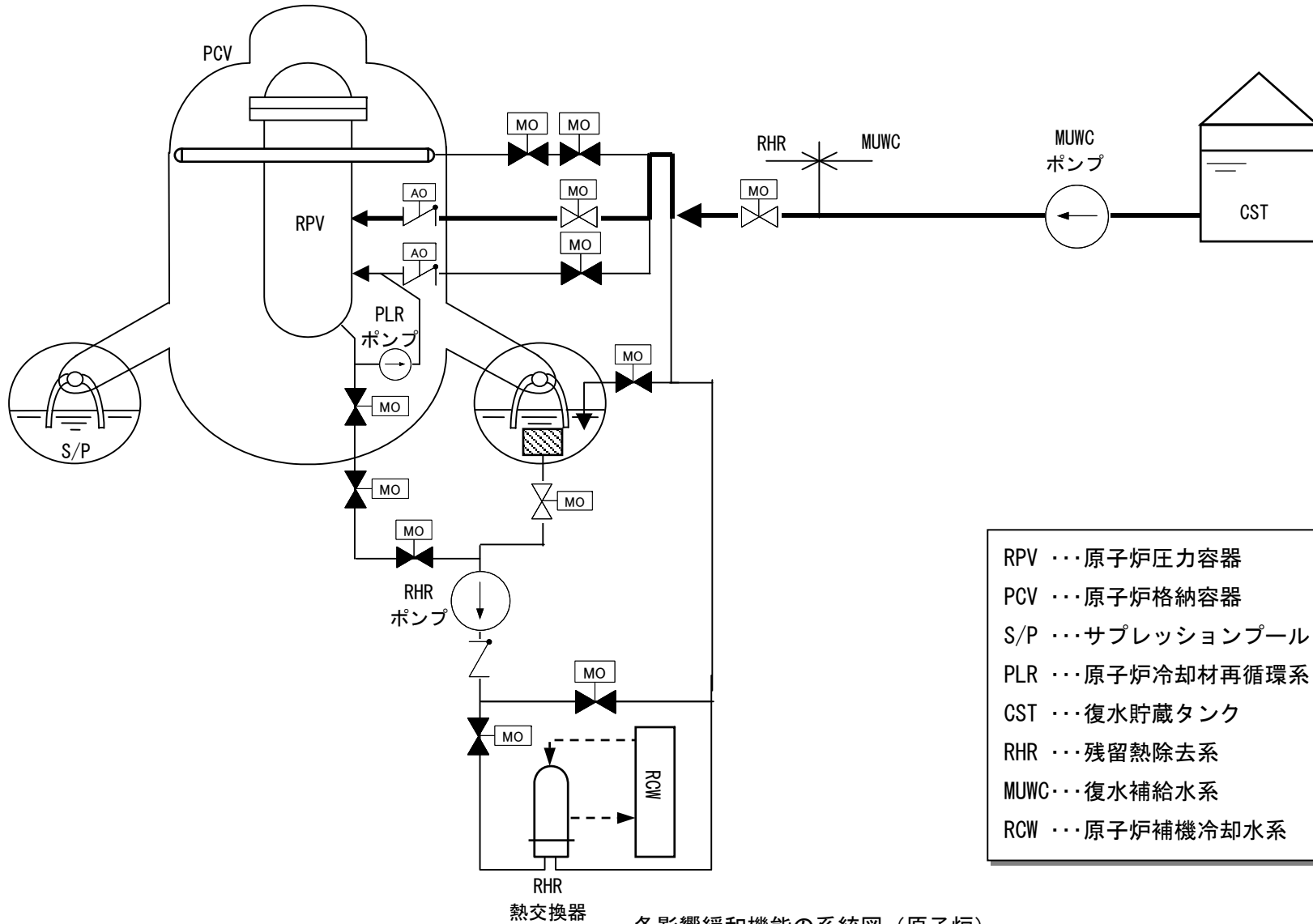
残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉への注水



- RPV … 原子炉圧力容器
- PCV … 原子炉格納容器
- S/P … サプレッションプール
- PLR … 原子炉冷却材再循環系
- RHR … 残留熱除去系
- RCW … 原子炉補機冷却水系

各影響緩和機能の系統図（原子炉）

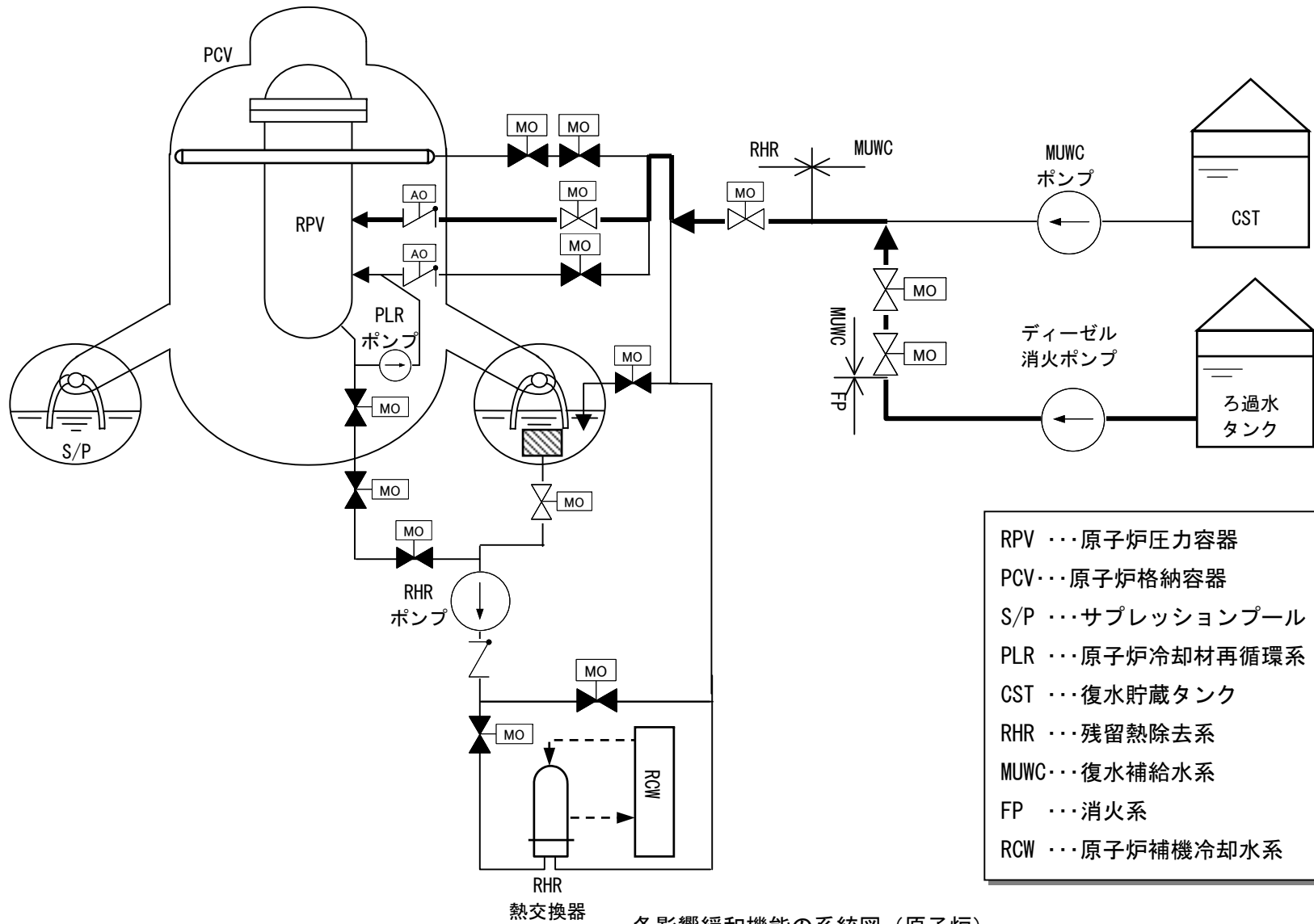
復水補給水系による原子炉への注水



- RPV …原子炉圧力容器
- PCV …原子炉格納容器
- S/P …サプレッションプール
- PLR …原子炉冷却材再循環系
- CST …復水貯蔵タンク
- RHR …残留熱除去系
- MUWC…復水補給水系
- RCW …原子炉補機冷却水系

各影響緩和機能の系統図 (原子炉)

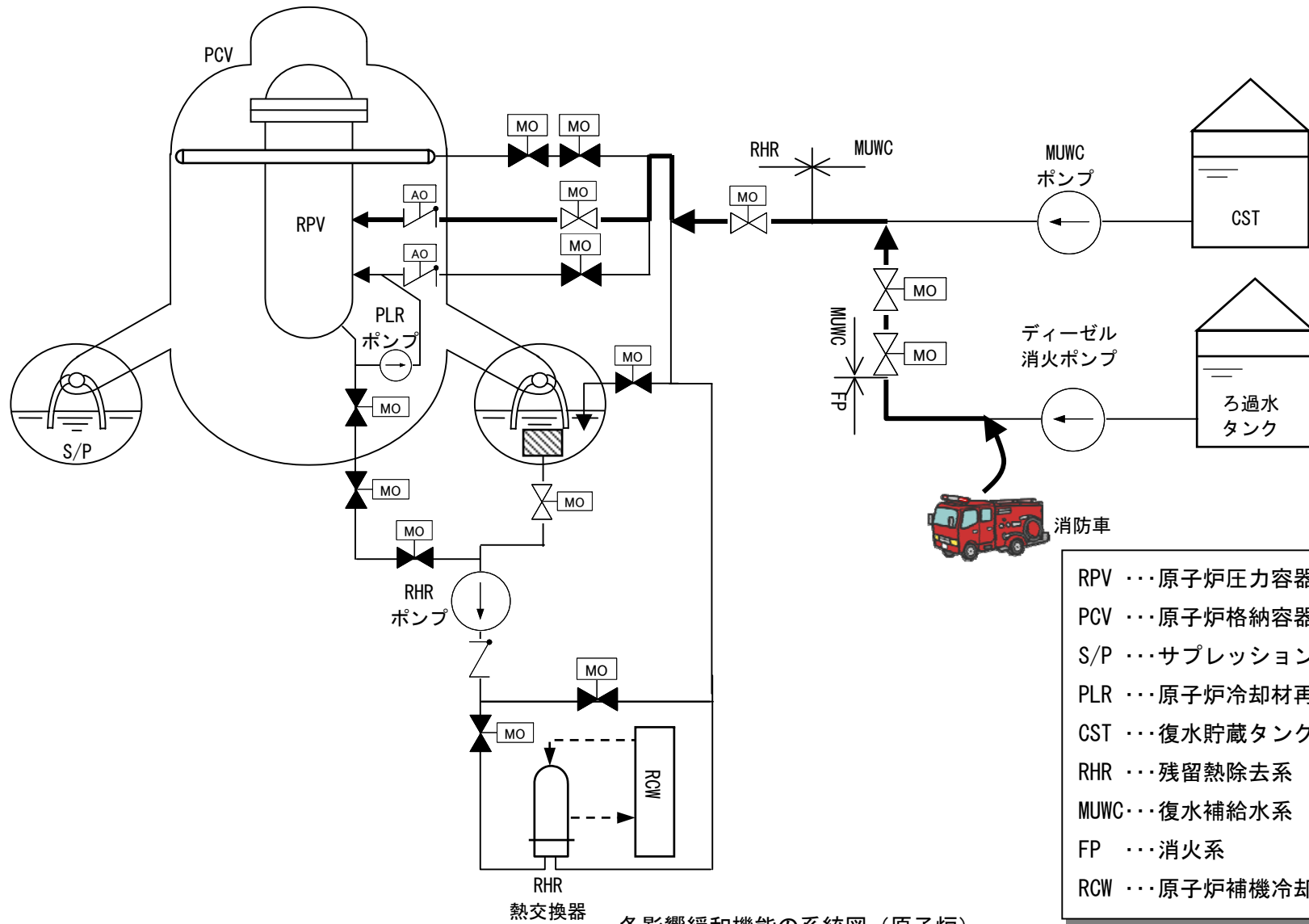
消火系による原子炉への注水



- RPV … 原子炉圧力容器
- PCV … 原子炉格納容器
- S/P … サプレッションプール
- PLR … 原子炉冷却材再循環系
- CST … 復水貯蔵タンク
- RHR … 残留熱除去系
- MUWC … 復水補給水系
- FP … 消火系
- RCW … 原子炉補機冷却水系

各影響緩和機能の系統図 (原子炉)

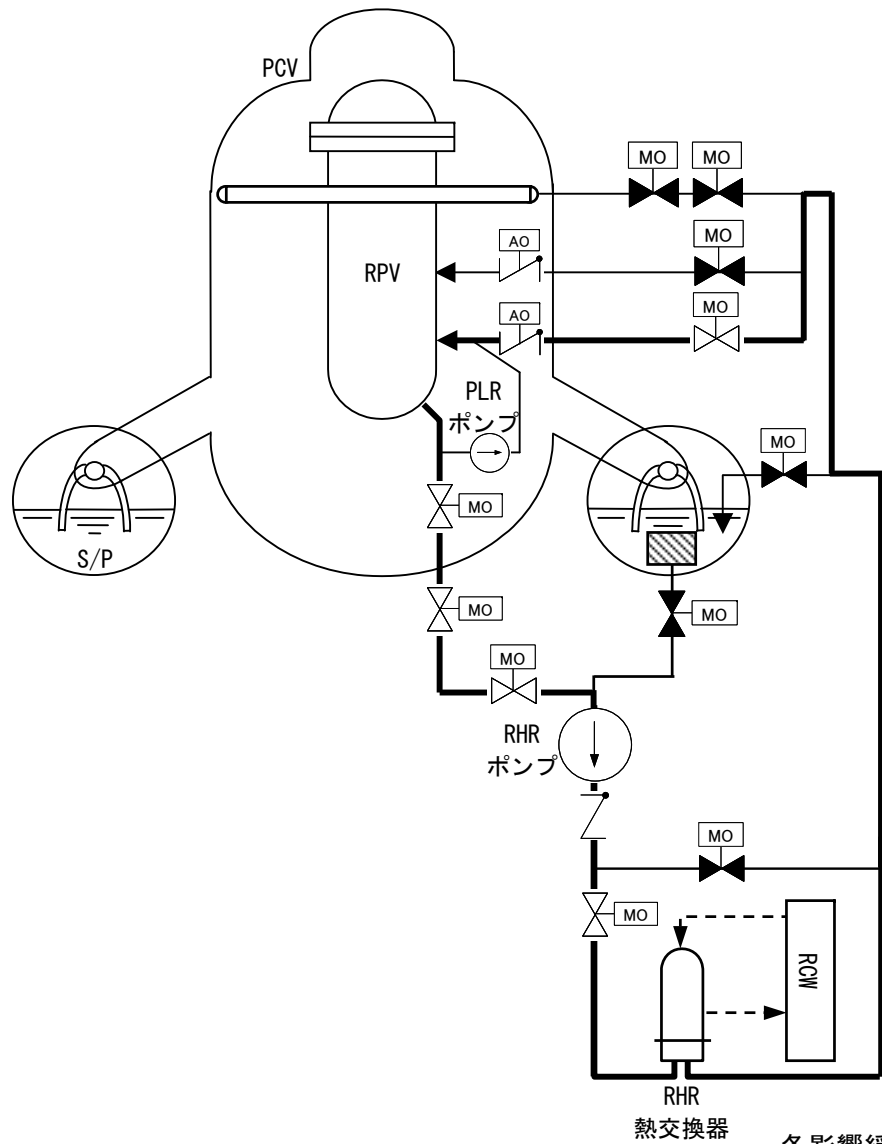
消防車による原子炉への注水



- RPV …原子炉圧力容器
- PCV …原子炉格納容器
- S/P …サブプレッションプール
- PLR …原子炉冷却材再循環系
- CST …復水貯蔵タンク
- RHR …残留熱除去系
- MUWC…復水補給水系
- FP …消火系
- RCW …原子炉補機冷却水系

各影響緩和機能の系統図 (原子炉)

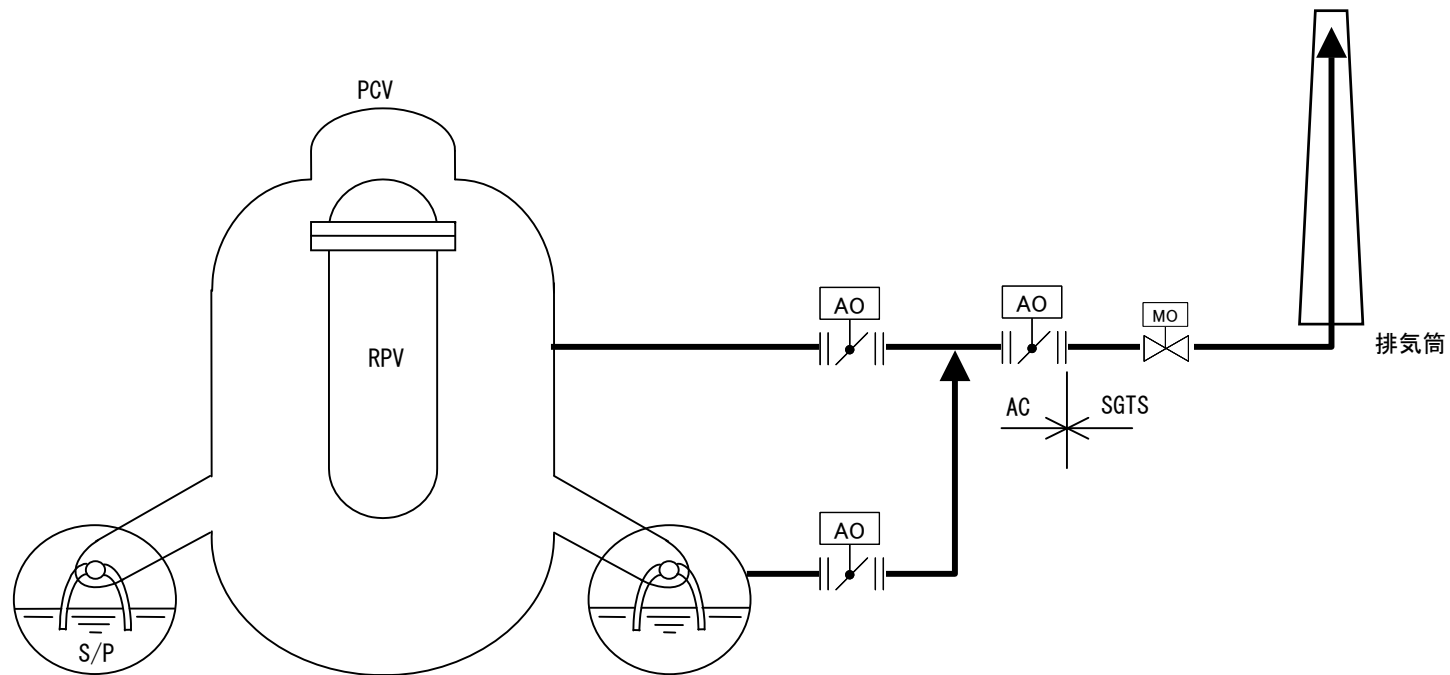
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による除熱



- RPV … 原子炉圧力容器
- PCV … 原子炉格納容器
- S/P … サプレッションプール
- PLR … 原子炉冷却材再循環系
- RHR … 残留熱除去系
- RCW … 原子炉補機冷却水系

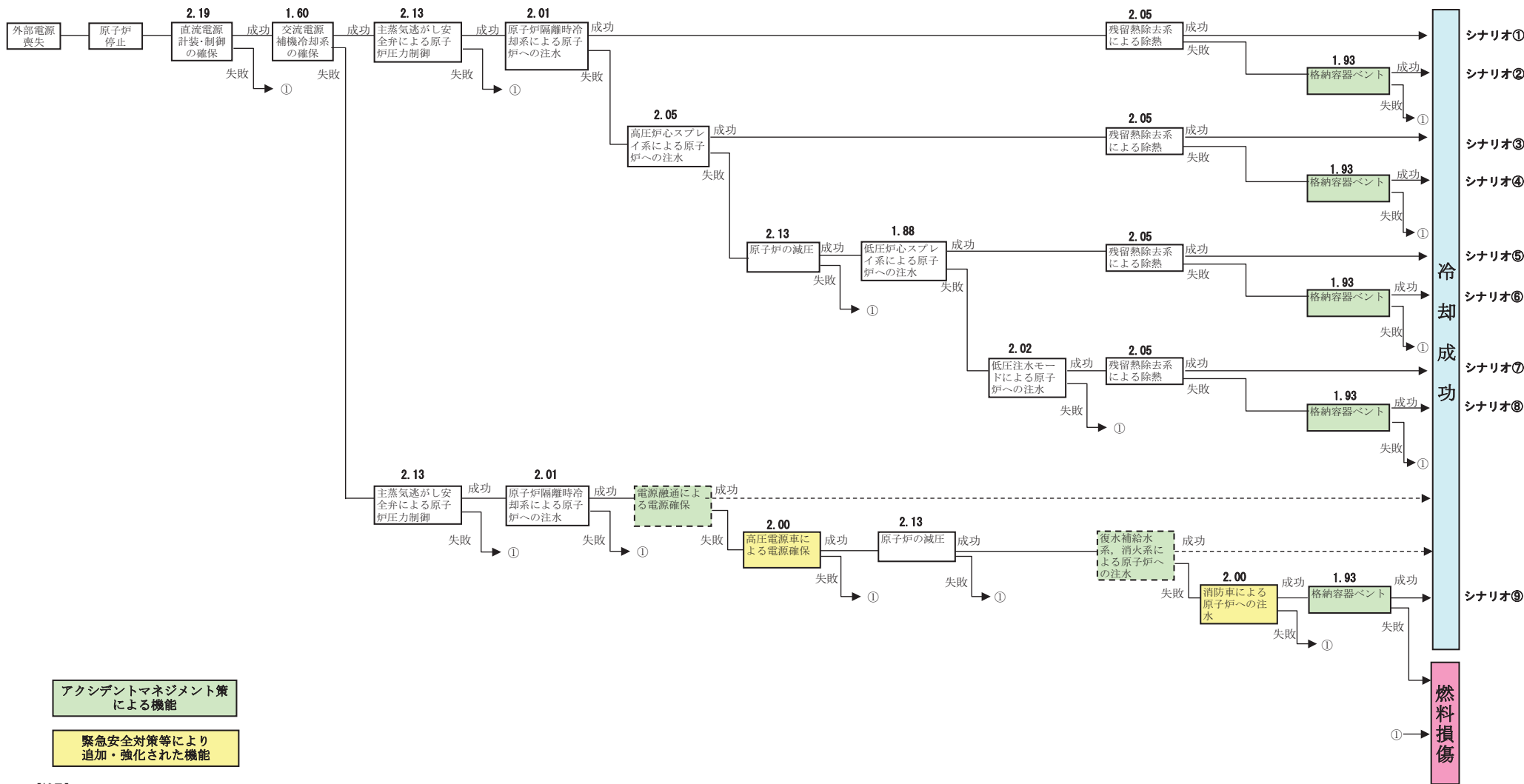
各影響緩和機能の系統図（原子炉）

原子炉格納容器ベント



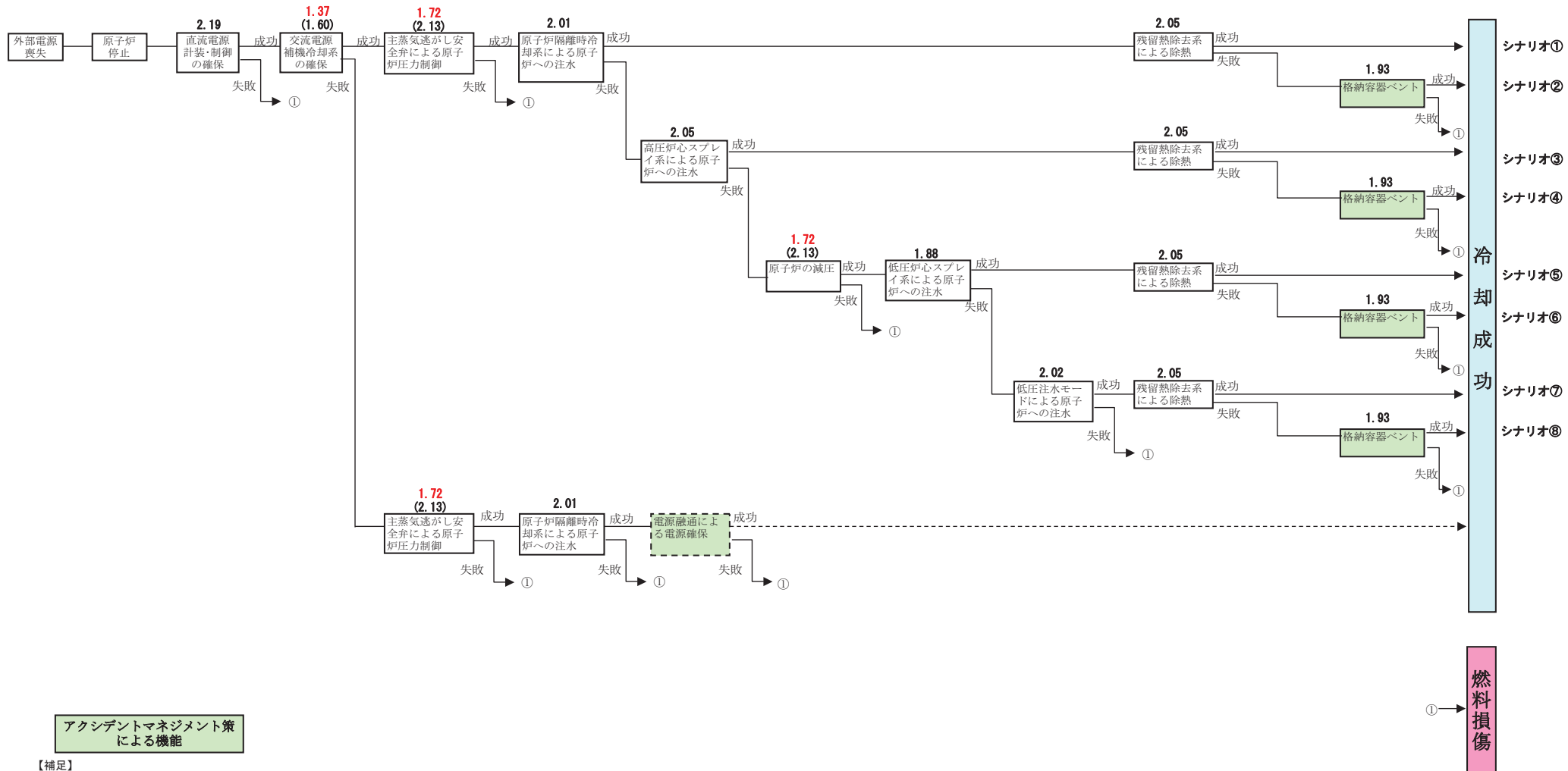
- RPV … 原子炉圧力容器
- PCV … 原子炉格納容器
- S/P … サプレッションプール
- AC … 不活性ガス系
- SGTS … 非常用ガス処理系

各影響緩和機能の系統図（原子炉）



【補足】
数値は、耐震裕度を表す。

外部電源喪失に対する収束シナリオの耐震裕度評価(原子炉)



アクシデントマネジメント策による機能

【補足】
 ・数値は、耐震裕度を表す。
 ・赤字は、緊急安全対策における耐震裕度向上工事実施前の耐震裕度を表す。また、括弧内は耐震裕度向上工事実施後の耐震裕度を表す。

外部電源喪失に対する収束シナリオの耐震裕度評価(原子炉)(緊急安全対策実施前)

起因事象に関連する設備等の耐震裕度評価結果（使用済燃料貯蔵プール）

各起因事象に関連する設備等について、下表のとおり耐震裕度を整理した。

なお、各起因事象のうち最も裕度が小さいものを下線で示す。

a. 外部電源喪失

設 備	設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
開閉所など	碍子などの損傷により基準地震動 S_s に至るまでに機能喪失すると想定						~1.00	工学的判断	

b. 使用済燃料貯蔵プール損傷

設 備	設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
原子炉建屋	—	S	構造損傷	—	注1	注1	<u>2.00</u>	詳細評価	
使用済燃料貯蔵ラック	原子炉建屋	S	構造損傷	MPa	113	359	3.17	詳細評価	許容値に設計引張強さ (S_u) を適用

注1：基準地震動 S_s の2倍の地震力を用いた地震応答解析結果にて、せん断ひずみ 4×10^{-3} 未満を確認


各起因事象が発生する地震動の評価結果（使用済燃料貯蔵プール）

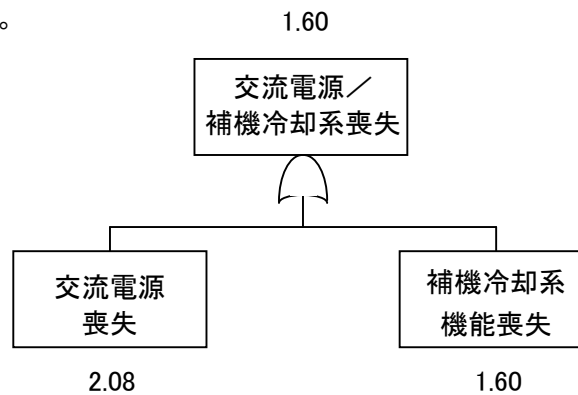
起因事象	設備	裕度 (S _s)
外部電源喪失	工学的判断※	～1.00
使用済燃料貯蔵プール 損傷	原子炉建屋	2.00

※ 碍子などの損傷により基準地震動 S_s に至るまでに機能喪失すると想定

交流電源／補機冷却系のフォールトツリー

【補足】


1. 数値は、耐震裕度を表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。

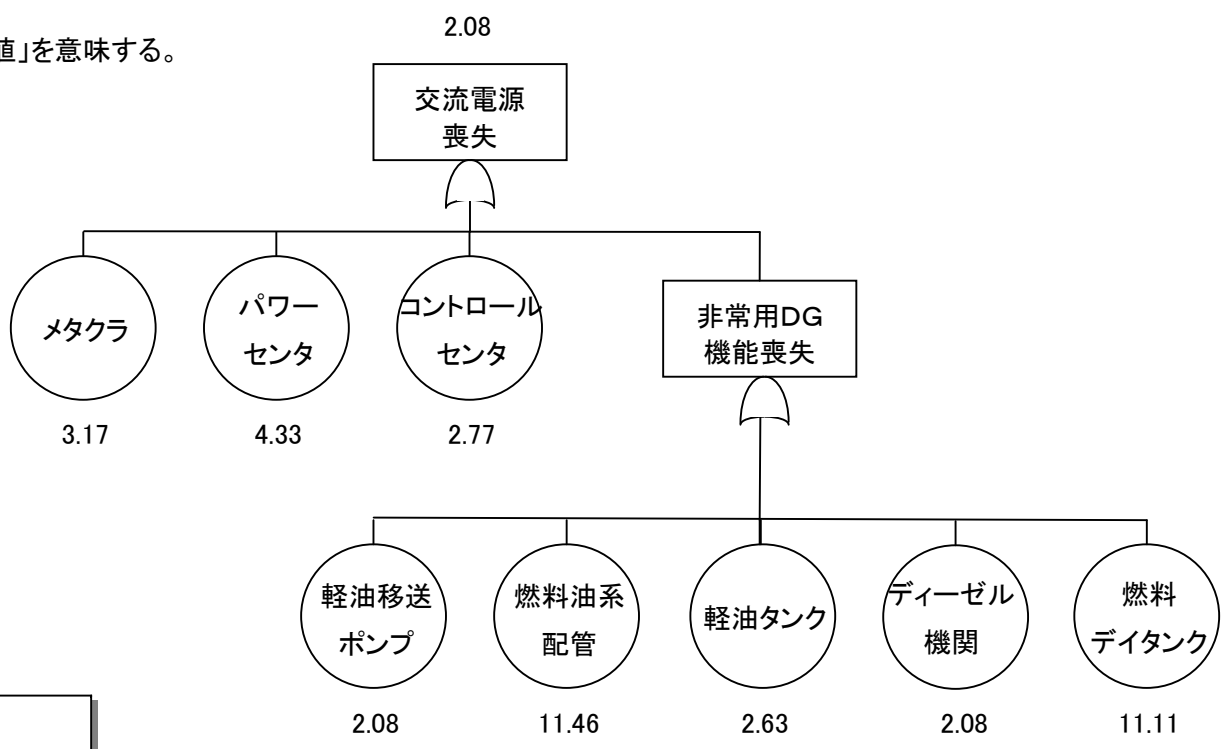


各影響緩和機能のフォールトツリー（使用済燃料貯蔵プール）

交流電源のフォールトツリー

【補足】

- 1. 数値は, 耐震裕度を表す。
- 2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。




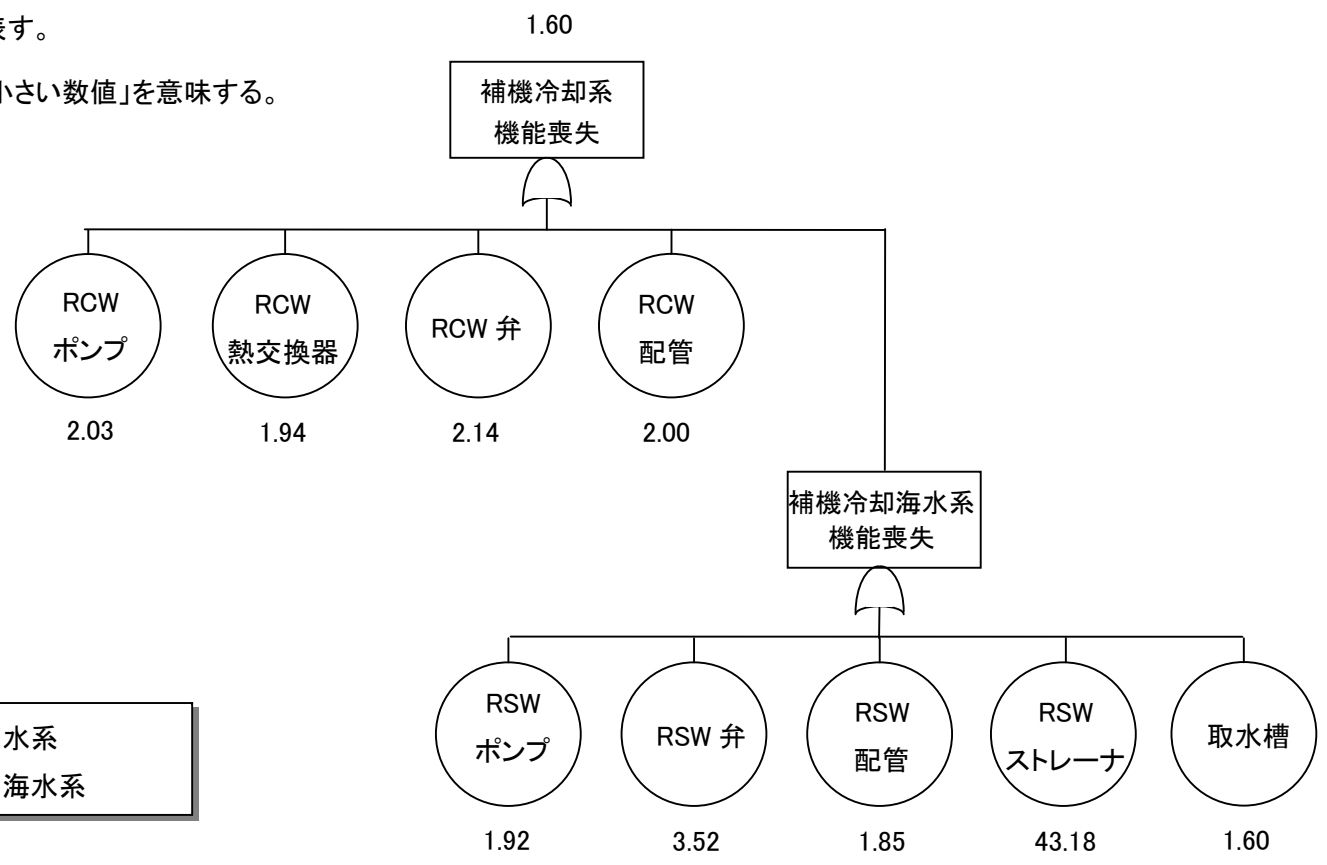
DG …ディーゼル発電設備

各影響緩和機能のフォールトツリー（使用済燃料貯蔵プール）

補機冷却系のフォールトツリー

【補足】

- 1. 数値は、耐震裕度を表す。
- 2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




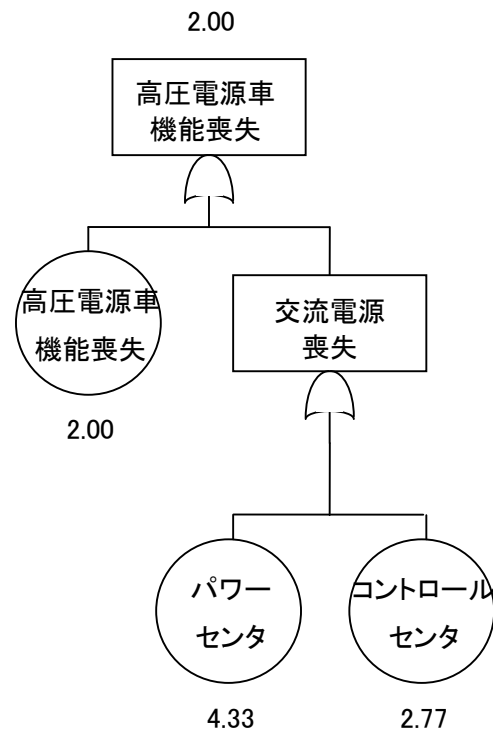
RCW・・・原子炉補機冷却水系
RSW・・・原子炉補機冷却海水系

各影響緩和機能のフォールトツリー（使用済燃料貯蔵プール）

高圧電源車のフォールトツリー

【補足】


- 1. 数値は, 耐震裕度を表す。
- 2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。

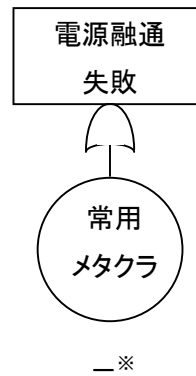


各影響緩和機能のフォールトツリー（使用済燃料貯蔵プール）

電源融通のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は、耐震裕度を表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




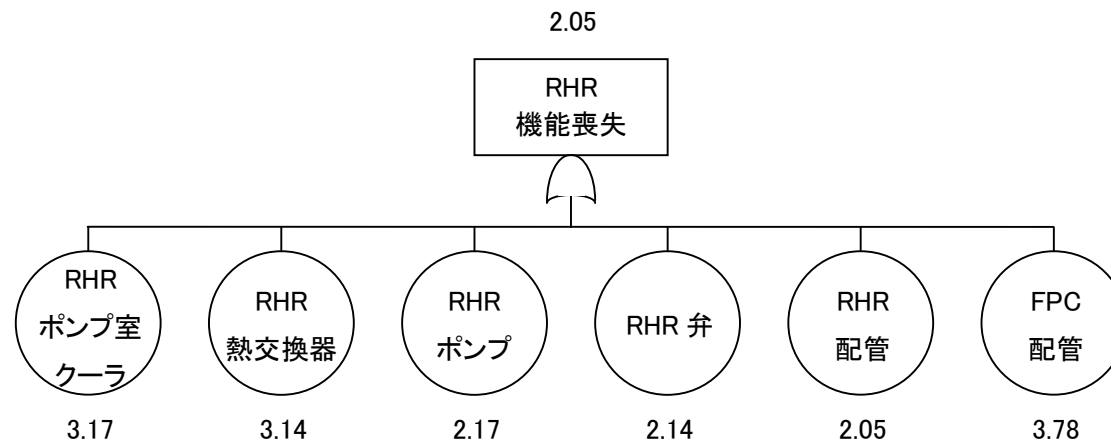
※ 耐震B, Cクラス設備のうち、地震により損傷し、機能を期待しない設備等は「—」で示す。

各影響緩和機能のフォールトツリー（使用済燃料貯蔵プール）

残留熱除去系のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は, 耐震裕度を表す。
2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。




RHR …残留熱除去系

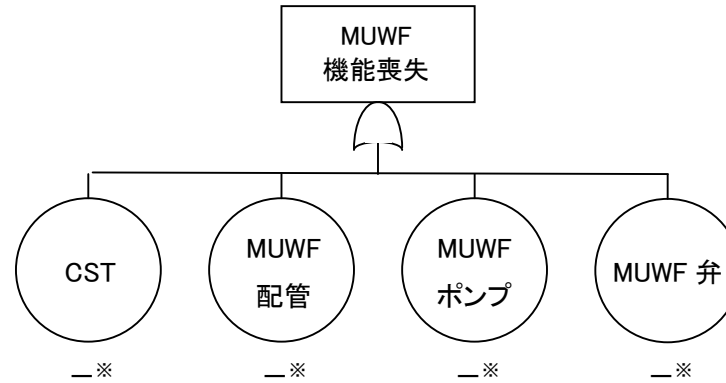
FPC …燃料プール冷却浄化系

各影響緩和機能のフォールトツリー（使用済燃料貯蔵プール）

燃料プール補給水系のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は, 耐震裕度を表す。
2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。




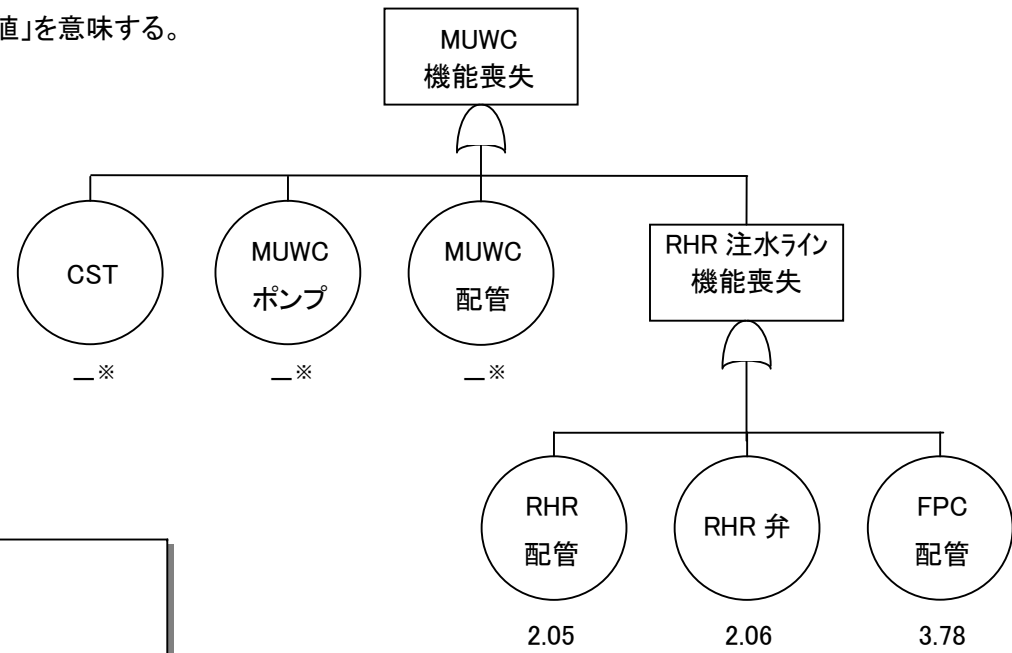
MUWF・・・燃料プール補給水系
CST・・・復水貯蔵タンク

※ 耐震B, Cクラス設備のうち, 地震により損傷し, 機能を期待しない設備等は「-」で示す。

各影響緩和機能のフォールトツリー (使用済燃料貯蔵プール)

復水補給水系のフォールトツリー

- 【補足】
1. 数値は、耐震裕度を表す。
 2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




MUWC・・・復水補給水系
 CST・・・復水貯蔵タンク
 FPC・・・燃料プール冷却浄化系
 RHR・・・残留熱除去系

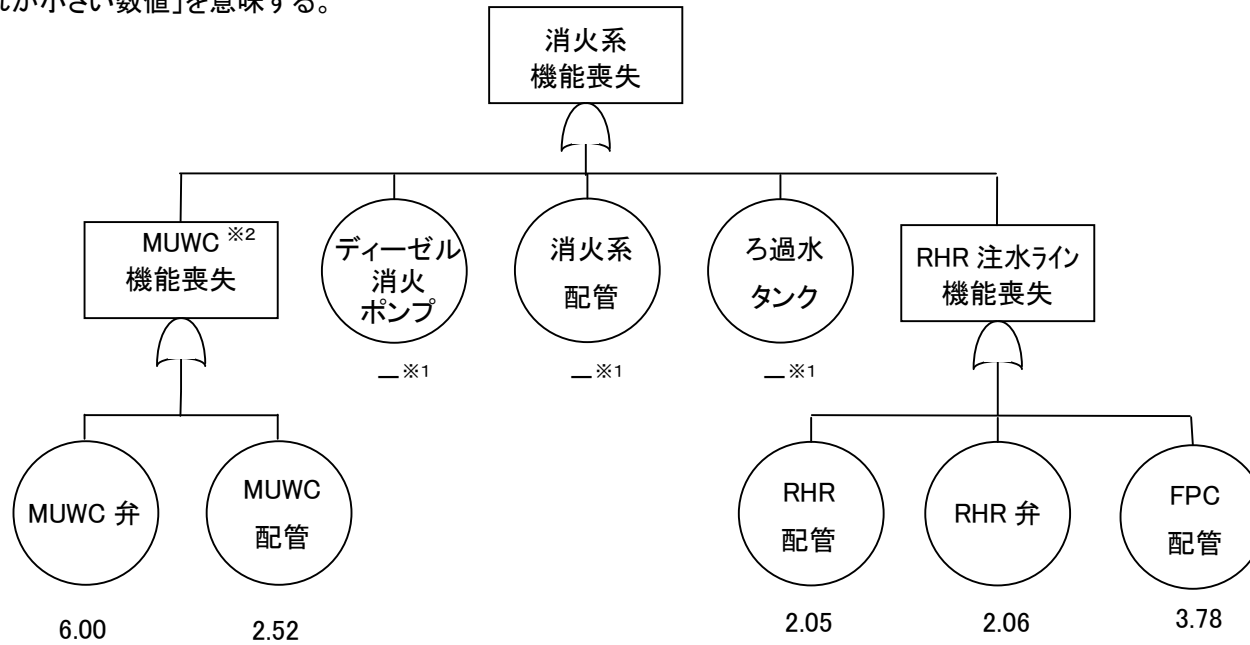
※ 耐震B, Cクラス設備のうち、地震により損傷し、機能を期待しない設備等は「-」で示す。

各影響緩和機能のフォールトツリー（使用済燃料貯蔵プール）

消火系のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は, 耐震裕度を表す。
2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。



MUWC・・・復水補給水系
 FPC・・・燃料プール冷却浄化系
 RHR・・・残留熱除去系


※1 耐震B, Cクラス設備のうち, 地震により損傷し, 機能を期待しない設備等は「—」で示す。

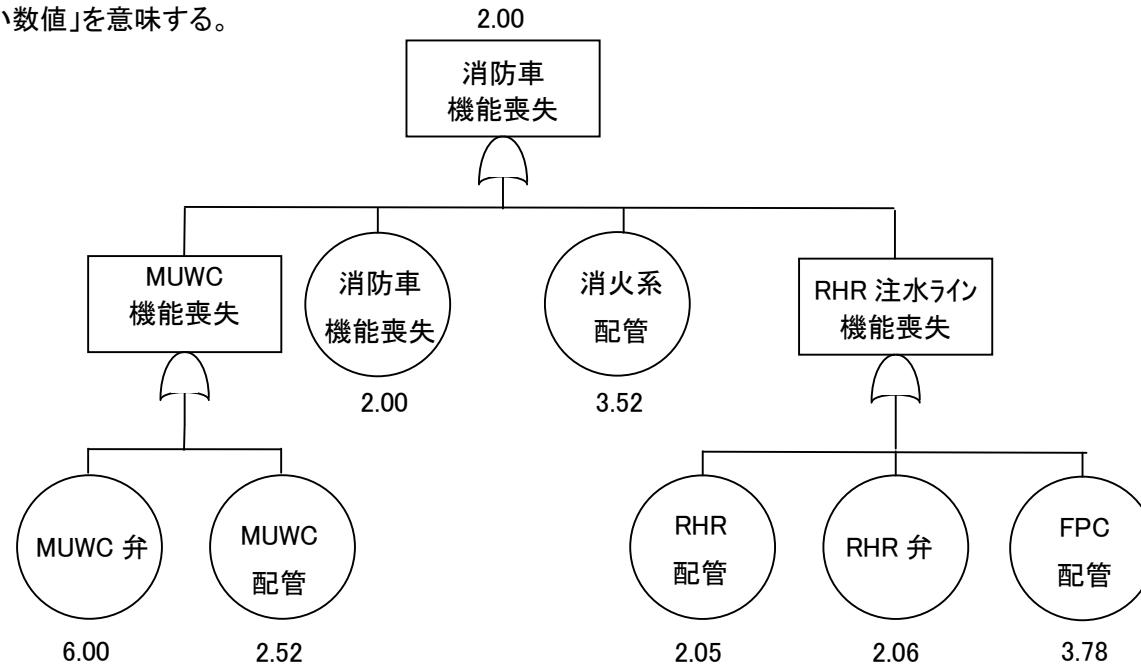
※2 代替注水にかかる機能に限る。

各影響緩和機能のフォールトツリー (使用済燃料貯蔵プール)

消防車（消火系配管経由）のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は、耐震裕度を表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




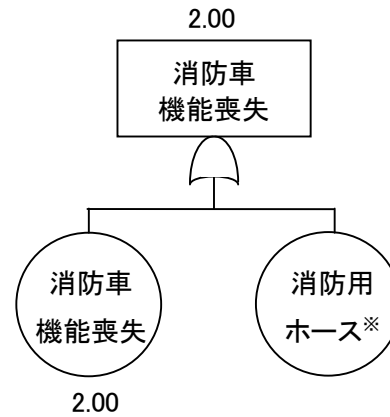
MUWC・・・復水補給水系
 RHR・・・残留熱除去系
 FPC・・・燃料プール冷却浄化系

各影響緩和機能のフォールトツリー（使用済燃料貯蔵プール）

消防車（直接注水）のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は、耐震裕度を表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。



※ 消防用ホースは地震の影響による破損を考慮しない

各影響緩和機能のフォールトツリー（使用済燃料貯蔵プール）

各影響緩和機能に関連する設備等の耐震裕度評価結果（使用済燃料貯蔵プール）

「外部電源喪失事象」の各影響緩和機能を構成する設備等について、下表のとおり耐震裕度を整理した。

各影響緩和機能のうち最も裕度が小さいものを下線で示す。

また、耐震B、Cクラス設備のうち、地震による損傷を想定し、機能を期待しない設備等は、評価値、許容値、裕度の欄を「－」で示す。

a. 交流電源／補機冷却系の確保（サポート系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
交流電源	メタクラ	R/B	S	機能損傷	G	0.63	2.0	3.17	加速度比較	
	パワーセンタ	R/B	S	機能損傷	G	0.53	2.3	4.33	加速度比較	
	コントロールセンタ	R/B Hx/B	S	機能損傷	G	1.08	3.0	2.77	加速度比較	
非常用ディーゼル発電設備	軽油移送ポンプ	屋外	S	機能損傷	G	0.48	1.0	2.08	加速度比較	
	燃料移送系配管	屋外 R/B	S	構造損傷	MPa	28	321	11.46	詳細評価	
	軽油タンク	屋外	S	構造損傷	－	0.38	1	2.63	詳細評価	
	ディーゼル機関	R/B	S	構造損傷	MPa	12	25	2.08	詳細評価	各部位の詳細評価
	燃料デイトンク	R/B	S	構造損傷	MPa	17	189	11.11	詳細評価	
原子炉補機冷却水系	ポンプ	Hx/B	S	機能損傷	G	1.08	2.2	2.03	加速度比較	許容値に既往試験結果を適用
	熱交換器	Hx/B	S	構造損傷	MPa	75	146	1.94	詳細評価	
	配管	R/B Hx/B	S	構造損傷	MPa	172	344	2.00	詳細評価	耐震裕度向上工事前の耐震裕度は1.37（工事前の本サポート系の最小裕度）
	弁	R/B Hx/B	S	機能損傷	G	2.8	6.0	2.14	加速度比較	

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
原子炉補機冷却海水系	ポンプ	Hx/B	S	機能損傷	G	0.52	1.0	1.92	加速度比較	
	配管	Hx/B	S	構造損傷	MPa	177	328	1.85	詳細評価	
	弁	Hx/B	S	機能損傷	G	1.7	6.0	3.52	加速度比較	
	ストレーナ	Hx/B	S	構造損傷	MPa	11	475	43.18	詳細評価	
取水設備	取水槽	屋外	—	構造損傷	kN	653	1049	<u>1.60</u>	詳細評価	

b. 電源融通による電源確保（サポート系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
交流電源	常用メタクラ	T/B	C	機能損傷	G	—	—	—	—	

c. 高圧電源車による電源確保（サポート系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
高圧電源車		屋外	—	2.00Ss で転倒しないことを確認				<u>2.00</u>	詳細評価	
交流電源	パワーセンタ	R/B	S	機能損傷	G	0.53	2.3	4.33	加速度比較	
	コントロールセンタ	R/B	S	機能損傷	G	1.08	3.0	2.77	加速度比較	

d. 残留熱除去系による使用済燃料貯蔵プールの除熱（フロントライン系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
残留熱除去系	ポンプ	R/B	S	機能損傷	G	0.46	1.0	2.17	加速度比較	
	熱交換器	R/B	S	構造損傷	MPa	207	651	3.14	詳細評価	許容値に設計引張強さ(S _u)を適用
	配管	R/B	S	構造損傷	MPa	177	363	<u>2.05</u>	詳細評価	
	弁	R/B	S	機能損傷	G	2.8	6.0	2.14	加速度比較	
	RHR ポンプ室クーラ	R/B	S	機能損傷	G	0.63	2.0	3.17	加速度比較	許容値に既往試験結果を適用
燃料プール冷却浄化系	配管	R/B	B*	構造損傷	MPa	114	431	3.78	詳細評価	

※ 使用済燃料貯蔵プールへの注水配管は耐震 S クラス

e. 燃料プール補給水系による使用済燃料貯蔵プールへの補給（フロントライン系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
燃料プール補給水系	復水貯蔵タンク	屋外	B	構造損傷	MPa	—	—	—	—	
	ポンプ	R/B	B	機能損傷	G	—	—	—	—	
	配管	R/B	B	構造損傷	MPa	—	—	—	—	
	弁	R/B	B	機能損傷	G	—	—	—	—	

f. 復水補給水系による使用済燃料貯蔵プールへの補給（フロントライン系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
復水補給水系	復水貯蔵タンク	屋外	B	構造損傷	MPa	—	—	—	—	
	ポンプ	T/B	B	機能損傷	G	—	—	—	—	
	配管	屋外, T/B	B	構造損傷	MPa	—	—	—	—	
R/B		B	構造損傷	MPa	145	366	2.52	詳細評価		
残留熱除去系	配管	R/B	S	構造損傷	MPa	177	363	2.05	詳細評価	
	弁	R/B	S	機能損傷	G	2.9	6.0	2.06	加速度比較	
燃料プール冷却浄化系	配管	R/B	B*	構造損傷	MPa	114	431	3.78	詳細評価	

※ 使用済燃料貯蔵プールへの注水配管は耐震 S クラス

g. 消火系による使用済燃料貯蔵プールへの補給（フロントライン系）

設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
ろ過水タンク		屋外	C	構造損傷	MPa	—	—	—	—	
消火系	ディーゼル消火ポンプ	Wt/B	C	機能損傷	G	—	—	—	—	
	配管	Wt/B	C	構造損傷	MPa	—	—	—	—	
		屋外	C	構造損傷	MPa	—	—	—	—	
		R/B	C	構造損傷	MPa	91	321	3.52	詳細評価	
復水補給水系	配管	R/B	B	構造損傷	MPa	145	366	2.52	詳細評価	
	弁	R/B	B	機能損傷	G	1.0	6.0	6.00	加速度比較	
残留熱除去系	配管	R/B	S	構造損傷	MPa	177	363	2.05	詳細評価	
	弁	R/B	S	機能損傷	G	2.9	6.0	2.06	加速度比較	
燃料プール冷却浄化系	配管	R/B	B*	構造損傷	MPa	114	431	3.78	詳細評価	

※ 使用済燃料貯蔵プールへの注水配管は耐震 S クラス

h. 消防車（消火系配管経由）による使用済燃料貯蔵プールへの補給（フロントライン系）

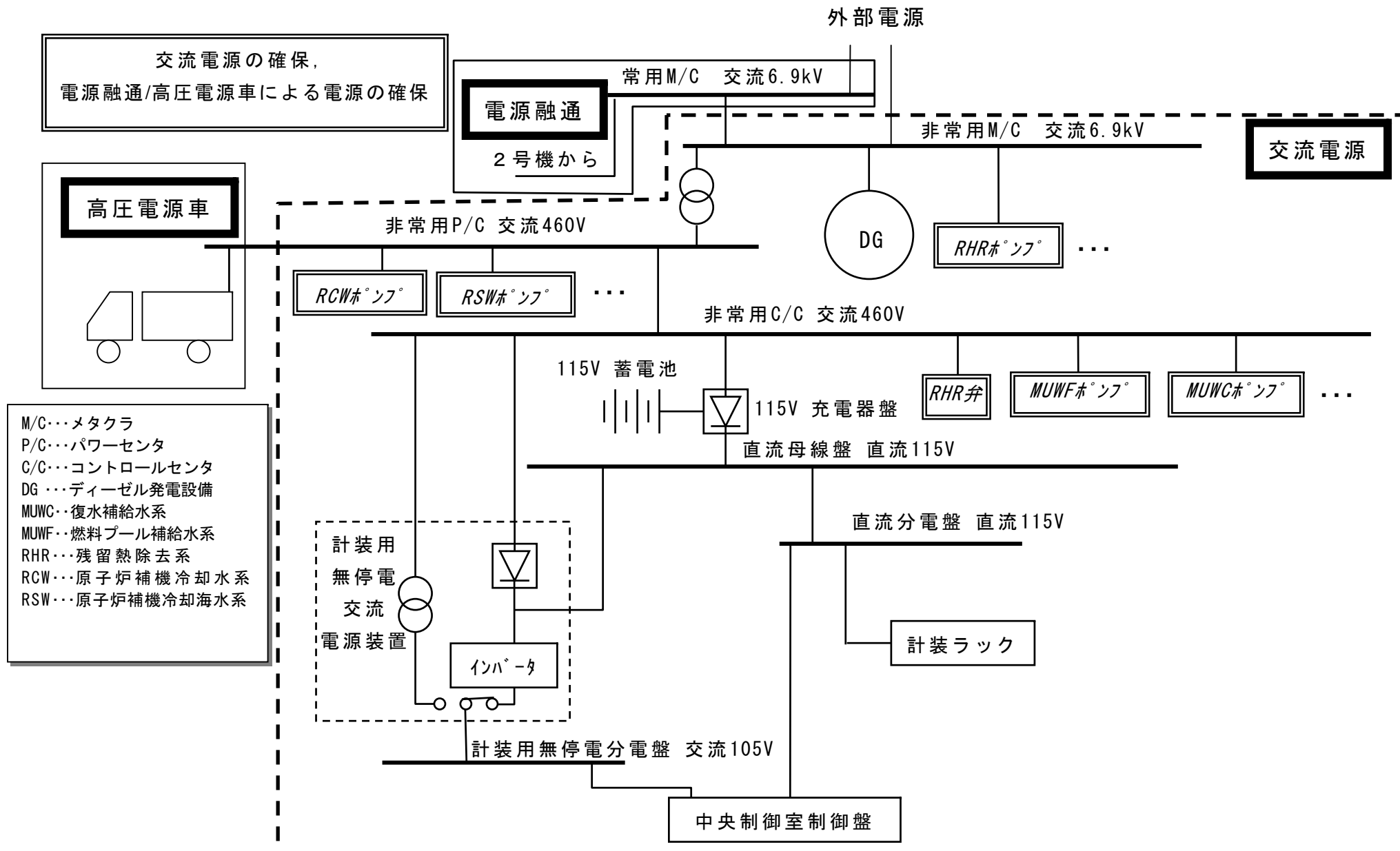
設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
消防車		屋外	—	2.00Ss で転倒しないことを確認				2.00	詳細評価	
消火系	配管	R/B	C	構造損傷	MPa	91	321	3.52	詳細評価	
復水補給水系	配管	R/B	B	構造損傷	MPa	145	366	2.52	詳細評価	
	弁	R/B	B	機能損傷	G	1.0	6.0	6.00	加速度比較	
残留熱除去系	配管	R/B	S	構造損傷	MPa	177	363	2.05	詳細評価	
	弁	R/B	S	機能損傷	G	2.9	6.0	2.06	加速度比較	
燃料プール冷却浄化系	配管	R/B	B*	構造損傷	MPa	114	431	3.78	詳細評価	

※ 使用済燃料貯蔵プールへの注水配管は耐震 S クラス

j. 消防車（直接注水）による使用済燃料貯蔵プールへの補給（フロントライン系）

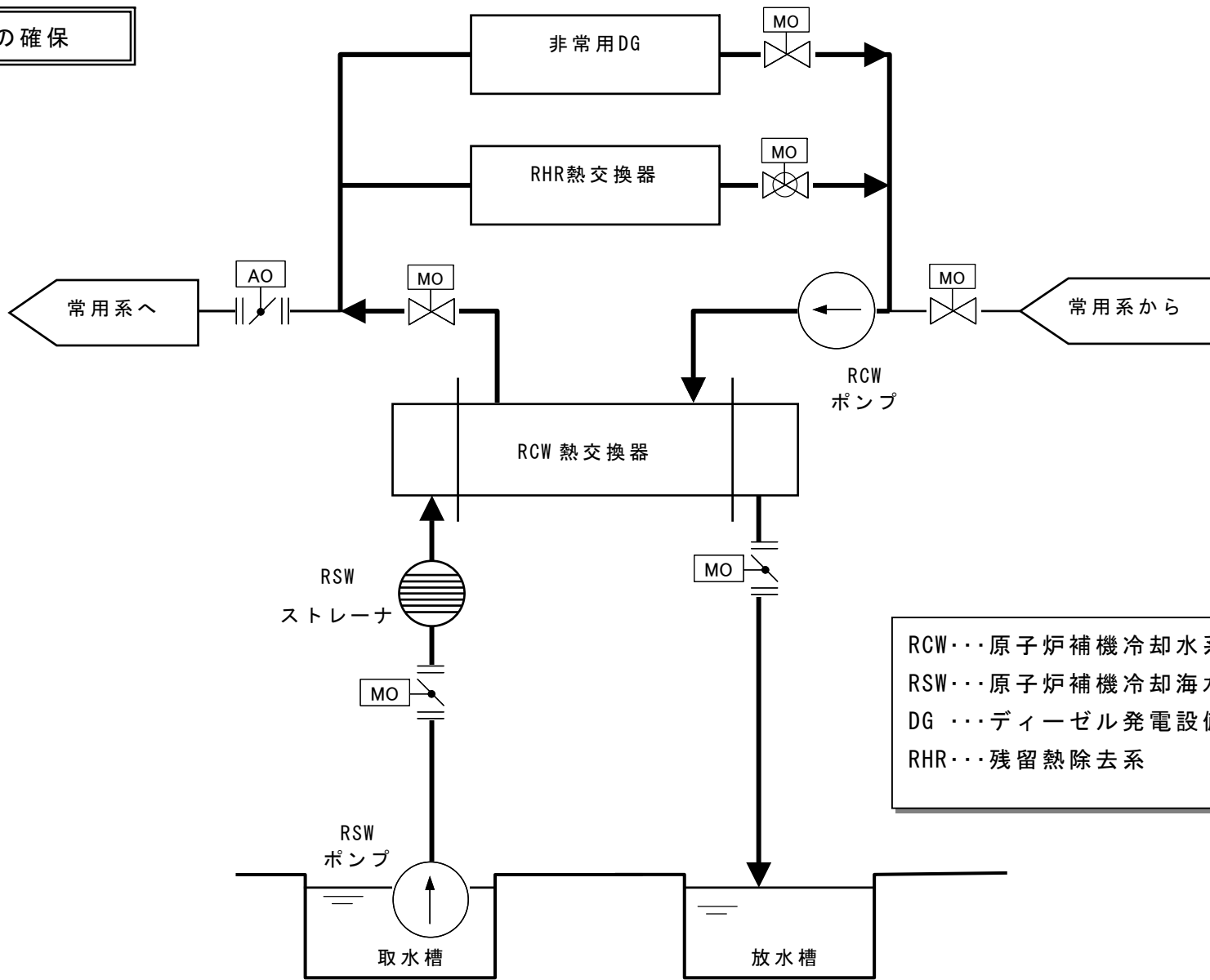
設 備		設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)	評価手法	備考
消防車		屋外	—	2.00Ss で転倒しないことを確認				2.00	詳細評価	
消防用ホース		屋外	—	—	—	地震の影響がないよう保管				

（補足） R/B：原子炉建屋， T/B：タービン建屋， Hx/B：海水熱交換器建屋， Wt/B：給水処理建屋



各影響緩和機能の系統図（使用済燃料貯蔵プール）

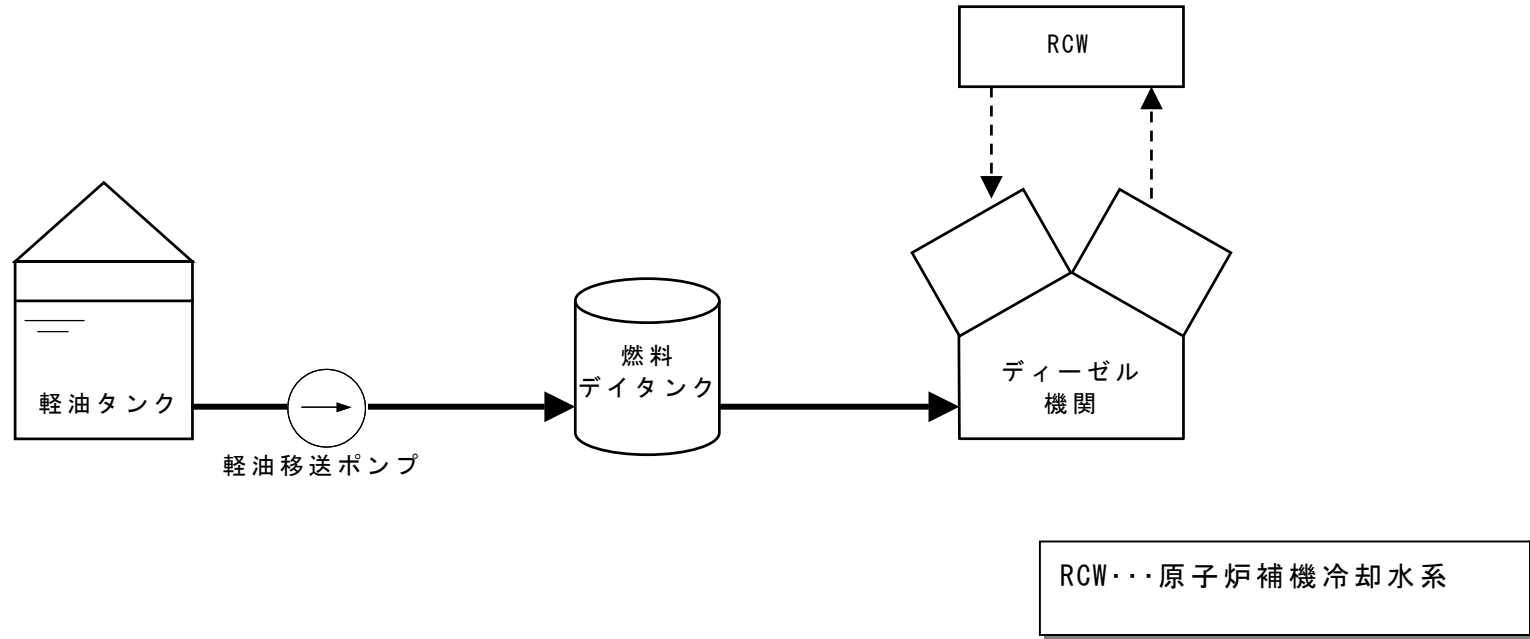
補機冷却系の確保



RCW・・・原子炉補機冷却水系
 RSW・・・原子炉補機冷却海水系
 DG・・・ディーゼル発電設備
 RHR・・・残留熱除去系

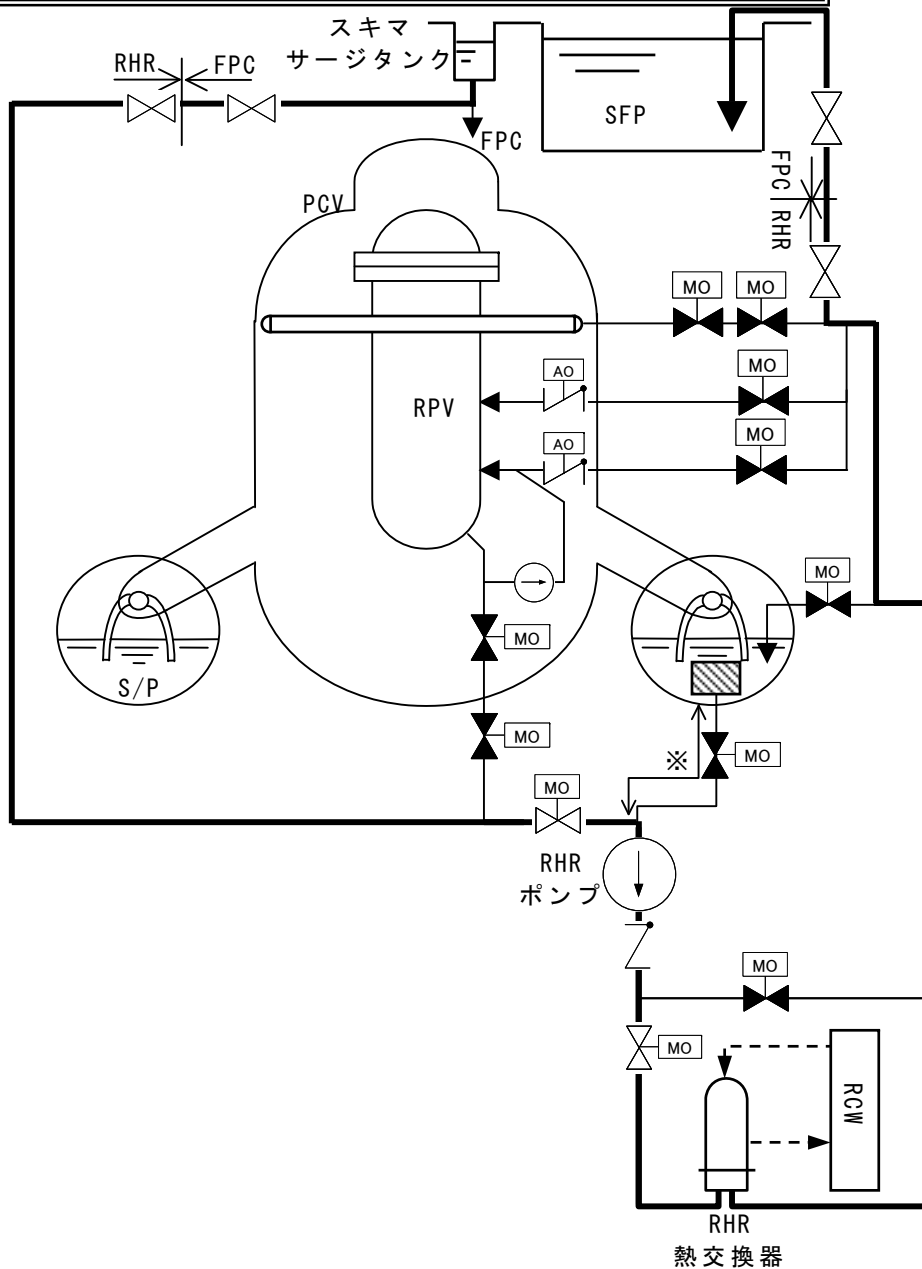
各影響緩和機能の系統図（使用済燃料貯蔵プール）

非常用ディーゼル発電設備



各影響緩和機能の系統図（使用済燃料貯蔵プール）

残留熱除去系による使用済燃料貯蔵プールの除熱

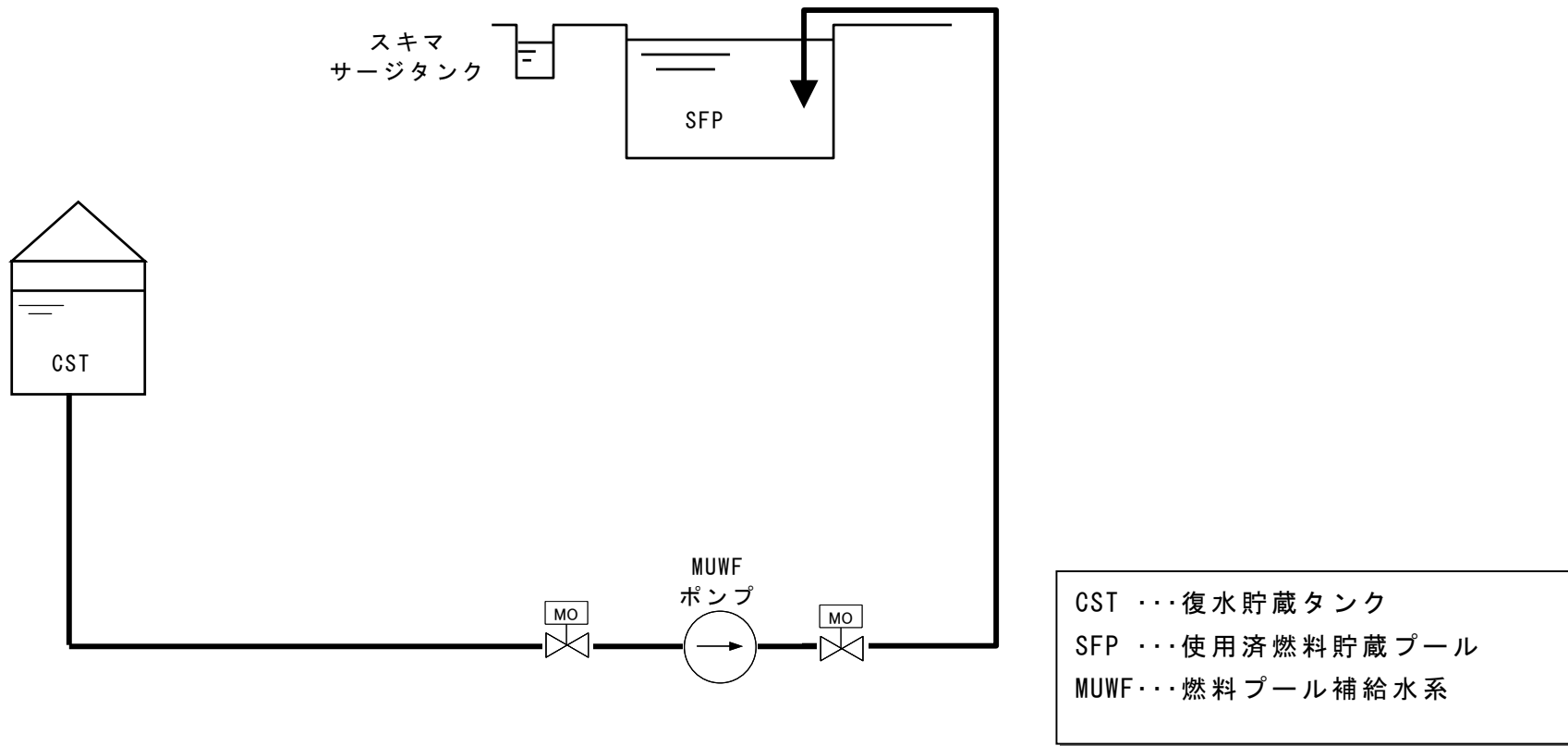


- RPV …原子炉圧力容器
- PCV …原子炉格納容器
- S/P …サプレッションプール
- RHR …残留熱除去系
- RCW …原子炉補機冷却水系
- FPC …燃料プール冷却浄化系
- SFP …使用済燃料貯蔵プール

※ S/P からの SFP 注水時は本ラインを使用

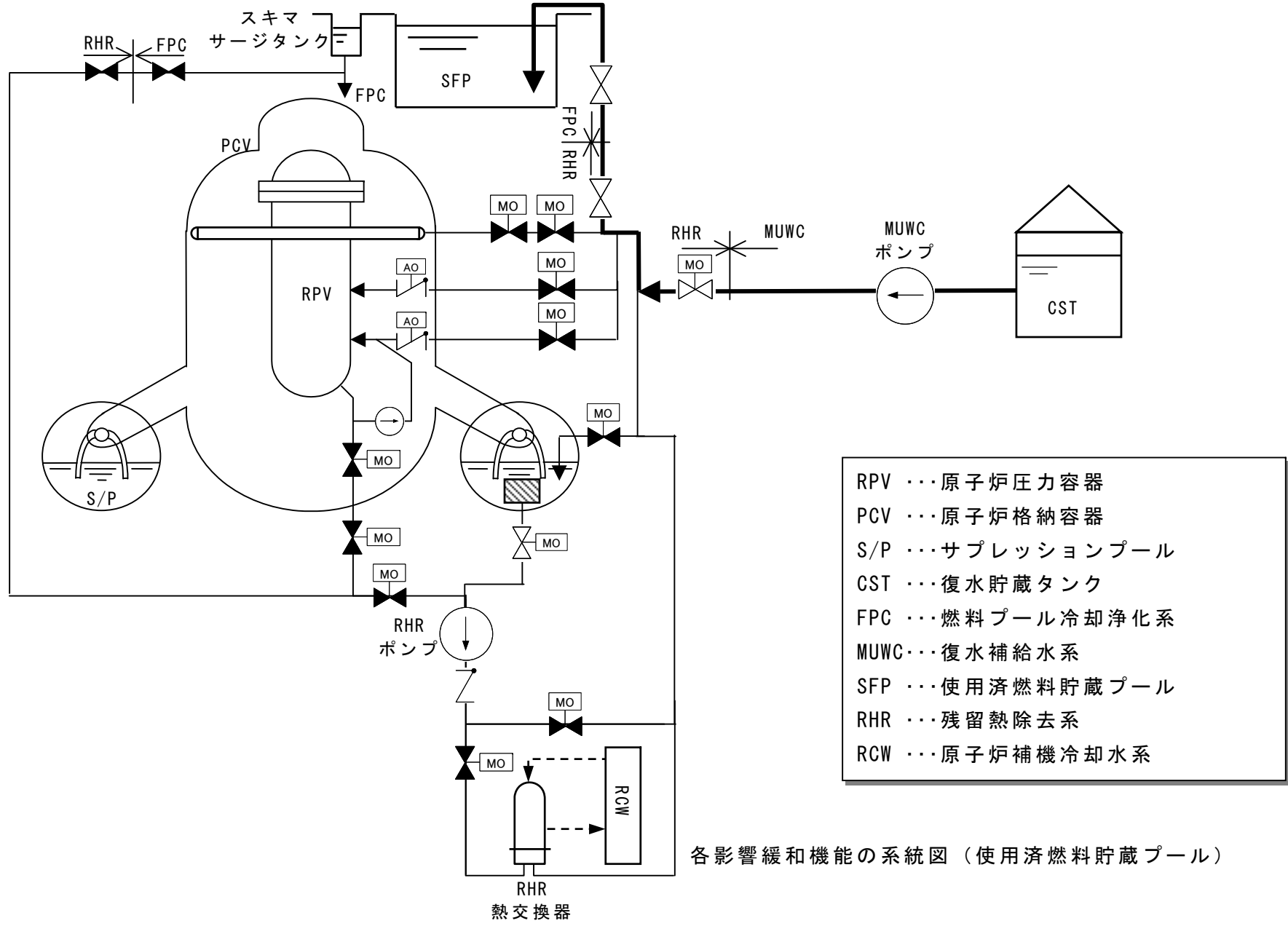
各影響緩和機能の系統図（使用済燃料貯蔵プール）

燃料プール補給水系による使用済燃料貯蔵プールへの注水



各影響緩和機能の系統図（使用済燃料貯蔵プール）

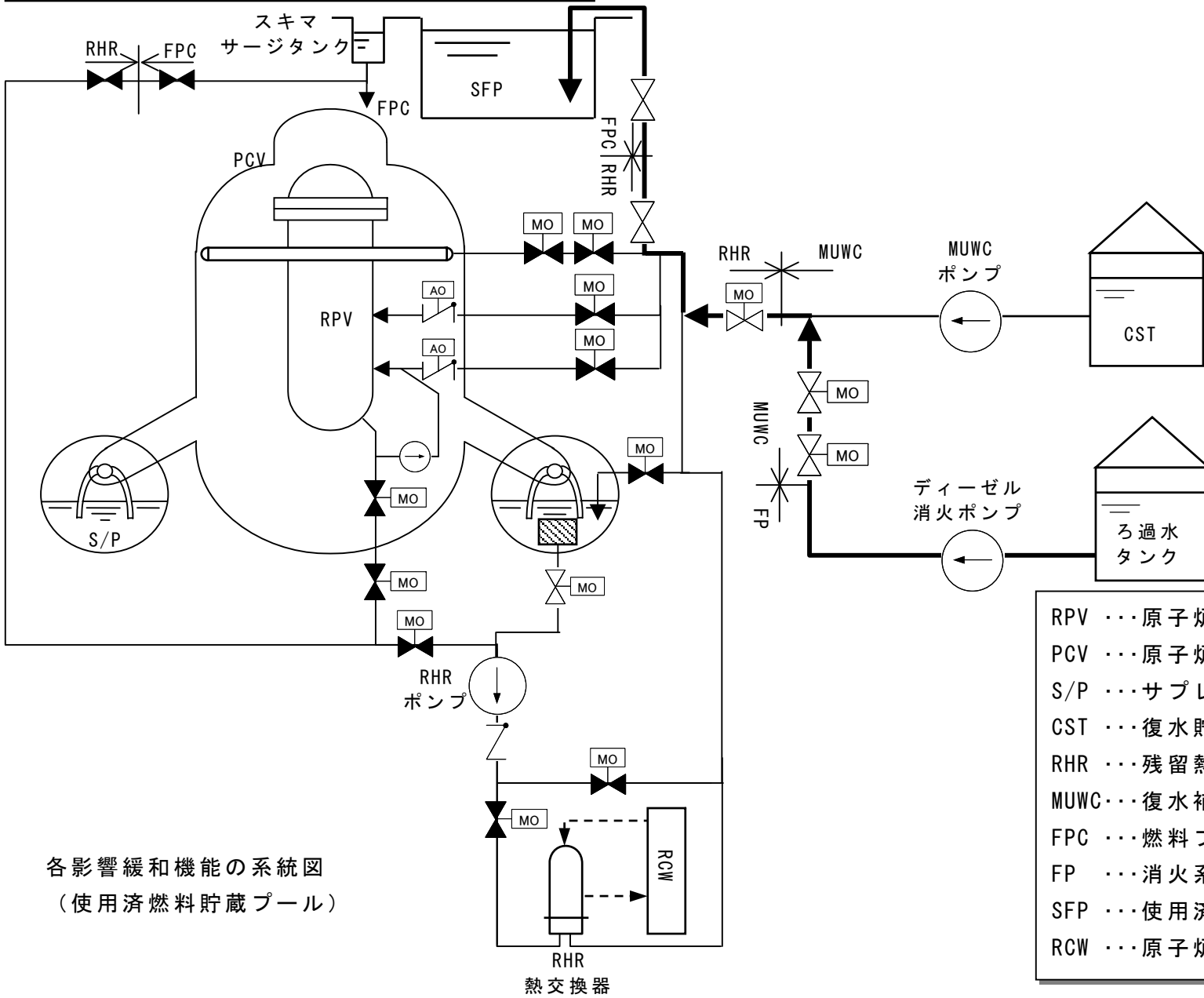
復水補給水系による使用済燃料貯蔵プールへの注水



- RPV …原子炉圧力容器
- PCV …原子炉格納容器
- S/P …サブレーションプール
- CST …復水貯蔵タンク
- FPC …燃料プール冷却浄化系
- MUWC…復水補給水系
- SFP …使用済燃料貯蔵プール
- RHR …残留熱除去系
- RCW …原子炉補機冷却水系

各影響緩和機能の系統図（使用済燃料貯蔵プール）

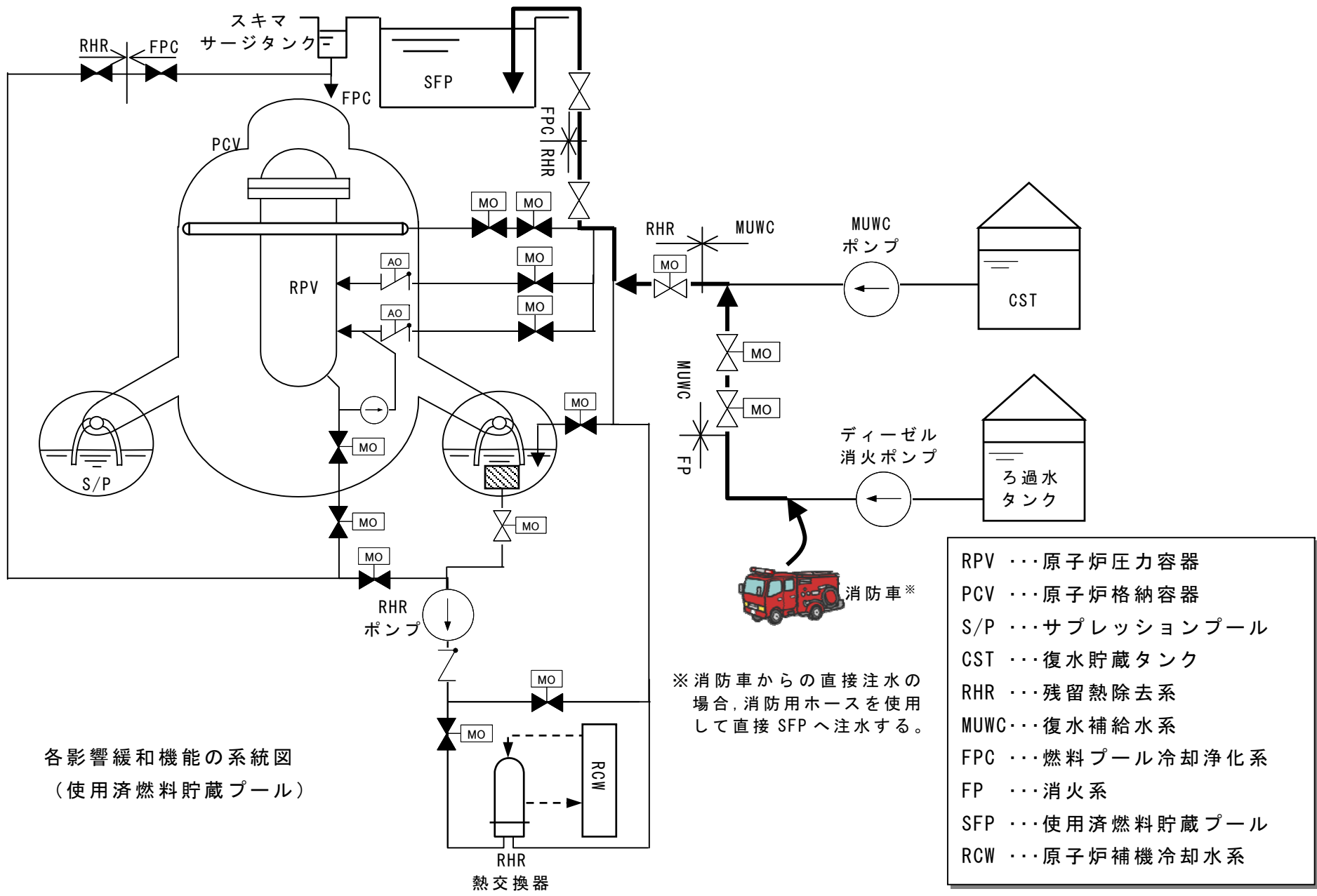
消火系による使用済燃料貯蔵プールへの注水

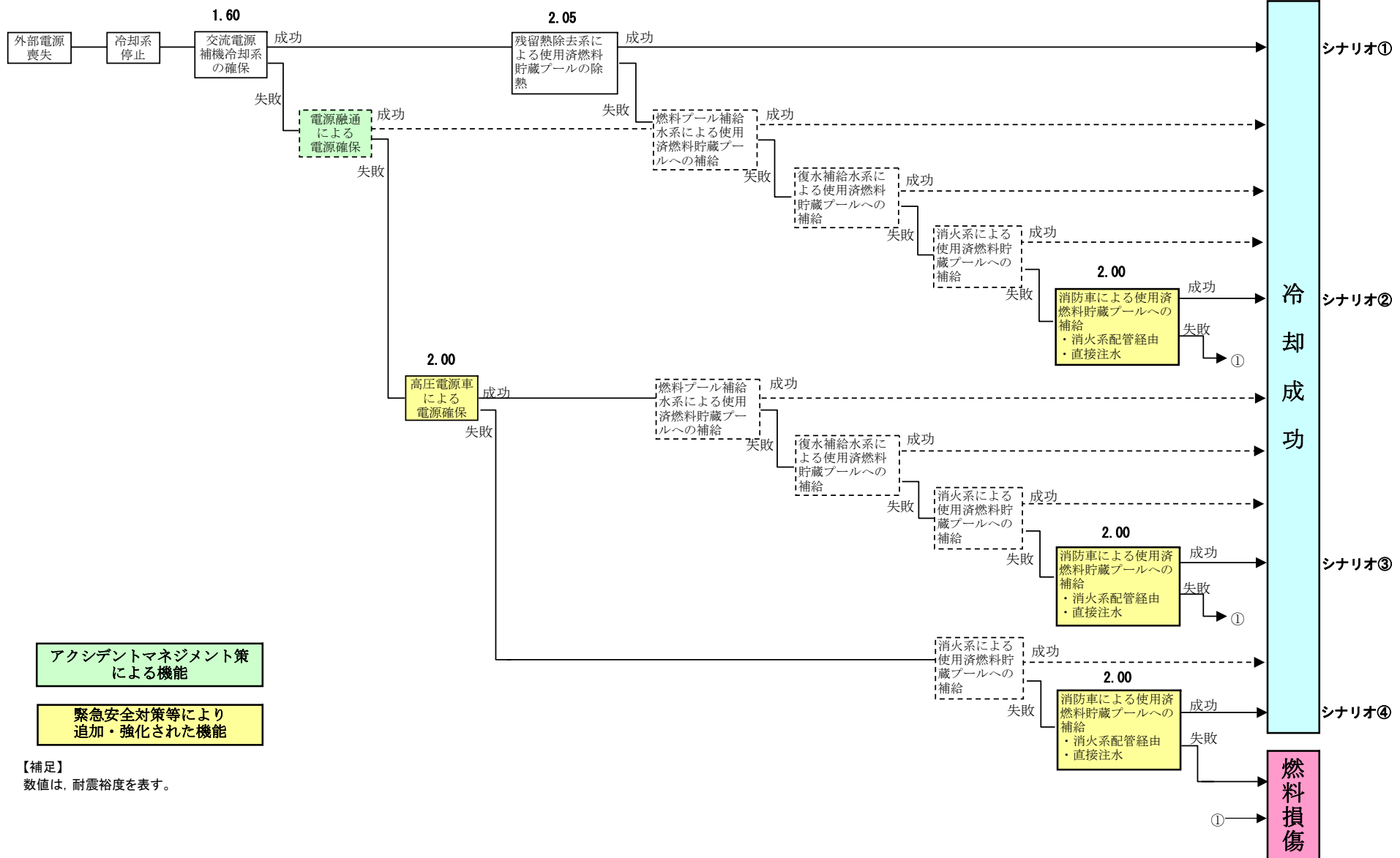


各影響緩和機能の系統図
(使用済燃料貯蔵プール)

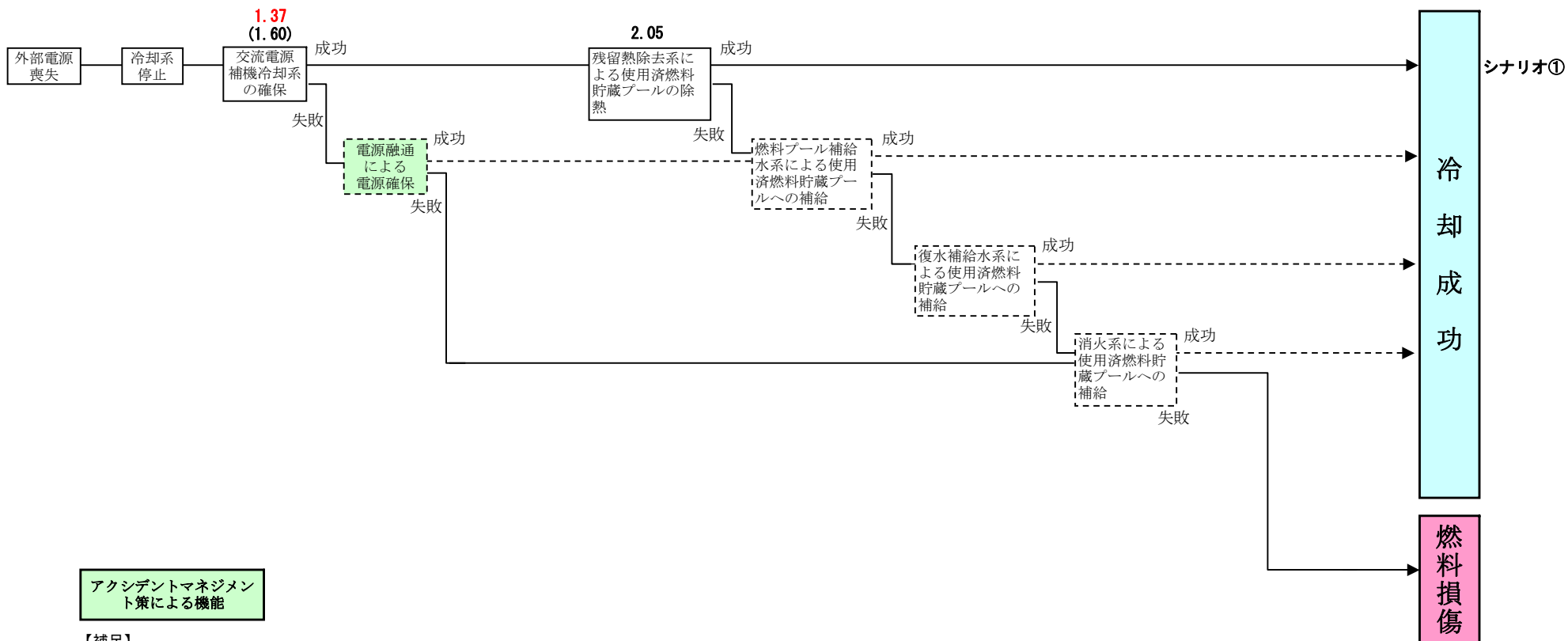
- RPV …原子炉圧力容器
- PCV …原子炉格納容器
- S/P …サプレッションプール
- CST …復水貯蔵タンク
- RHR …残留熱除去系
- MUWC…復水補給水系
- FPC …燃料プール冷却浄化系
- FP …消火系
- SFP …使用済燃料貯蔵プール
- RCW …原子炉補機冷却水系

消防車（消火系配管経由）による使用済燃料貯蔵プールへの注水





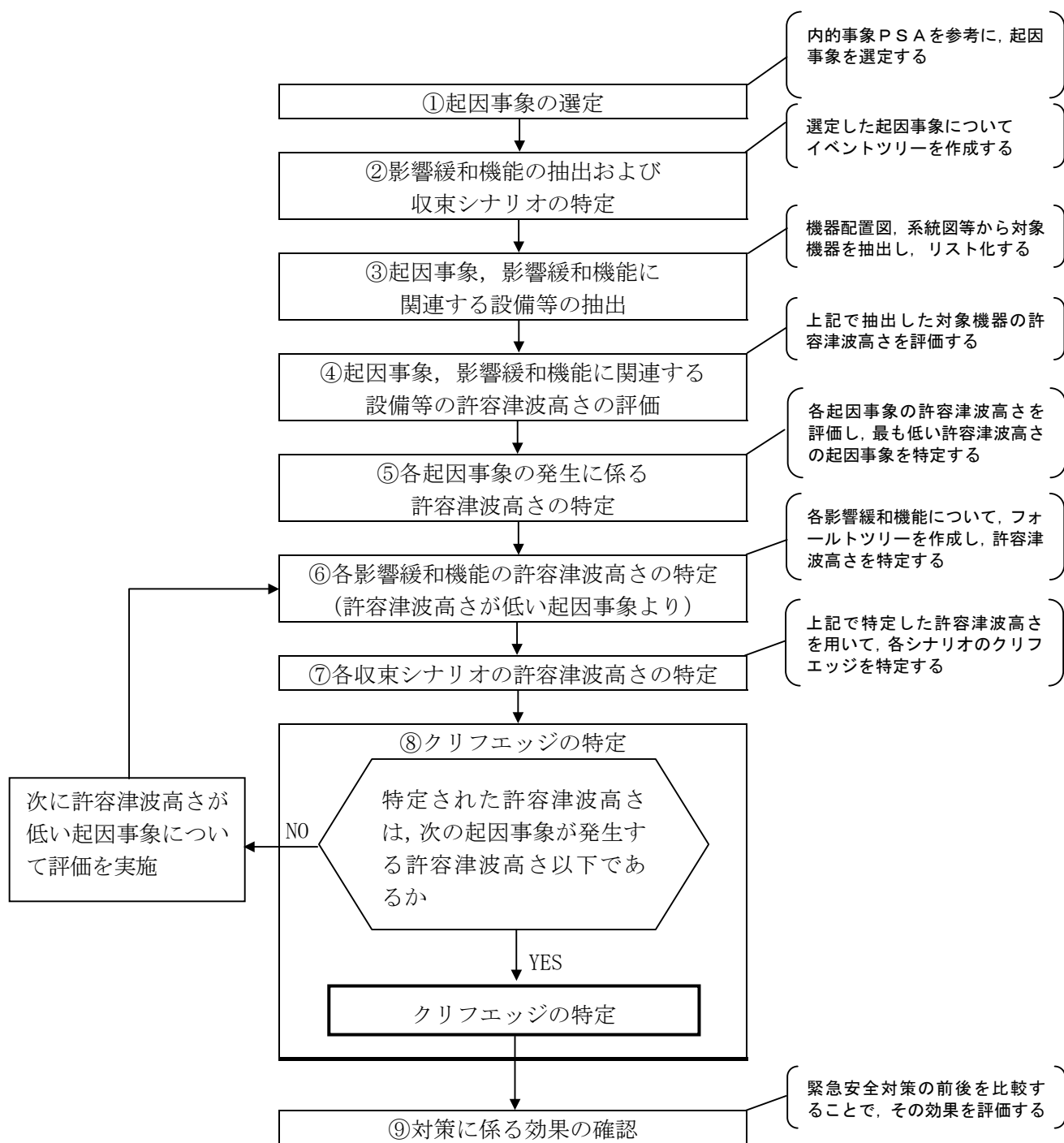
外部電源喪失に対する収束シナリオの耐震裕度評価(使用済燃料貯蔵プール)



【補足】

- ・ 数値は、耐震裕度を表す。
- ・ 赤字は、緊急安全対策における耐震裕度向上工事実施前の耐震裕度を表す。また、括弧内は耐震裕度向上工事実施後の耐震裕度を表す。

外部電源喪失に対する収束シナリオの耐震裕度評価(使用済燃料貯蔵プール)(緊急安全対策実施前)



クリフエッジ評価に係るフロー図

想定津波高さの策定の概要

1. 評価方針

施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性がある津波を想定し、想定津波による水位変化の原子炉施設への影響を評価して、原子炉施設の安全性に問題とならないことを確認する。

2. 評価方法

既往津波について、文献調査^{(1)~(29)}を基に敷地に影響を及ぼしたと考えられる津波を抽出し数値シミュレーション等を実施する。さらに、想定津波として海域活断層および日本海東縁部に想定される地震に伴う津波を設定し、これらを対象とした数値シミュレーション等を行うことにより、津波の検討を行う。

これらより、評価用の津波水位を求め、津波水位に対する原子炉施設の影響を評価する。評価にあたっては、取水施設の水利特性による水位変動への影響も考慮する。

評価フローを第1図に示す。

3. 津波の想定および数値シミュレーション

津波の想定にあたっては、敷地周辺の既往津波の状況、日本海東縁部における津波の発生状況および海域活断層を考慮するとともに、想定津波の数値シミュレーションにあたっては、既往津波の数値シミュレーションを踏まえた上で土木学会(2002)⁽¹⁾を参考に、想定津波の断層モデルに係る不確定性を合理的な範囲で考慮したパラメータスタディを実施する。

3.1 既往津波の検討

敷地に影響を及ぼしたと考えられる既往津波について、以下のとおり検討した。

3.1.1 文献調査

既往津波に関して、宇佐美(2003)⁽²⁾、渡辺(1998, 1985)^{(3), (4)}、宇津ほか編(2001)⁽⁵⁾、理科年表(2007)⁽⁶⁾、気象庁の発表等により、文献調査を実施した。

日本海沿岸に影響を及ぼしたと考えられる津波規模 m が2以上の津波を第1表に示す。これらより、能登半島に影響を及ぼしたと考えられる津波としては、1741年（渡島半島^{おしま}西方沖）津波、1833年（山形県沖）津波、1983年日本海中部地震津波および1993年北海道南西沖地震津波の4つがあげられる。これら4つの津波の波源域を第2図、また、能登半島における既往津波高を第2表に、また既往津波高の比較を第3図に示す。

1741年（渡島半島西方沖）津波では、輪島市^{わじま}門前町^{もんぜん}皆月^{みなづき}において3～4m、1833年（山形県沖）津波では、輪島において5.7mとされている。1983年日本海中部地震津波では、狼煙漁港^{のろし}において2.5m、敷地付近の福浦漁港^{ふくうら}および高浜漁港^{たかはま}でそれぞれ1.8mおよび1.3mを記録している。また、1993年北海道南西沖地震津波では、輪島港および志賀町^{しか}上野^{うわの}でそれぞれ2.0mおよび0.5mを記録している。

このように、能登半島北岸については、大きい場所で2～6mを記録しているが、能登半島西岸については、概ね2m以下となっており、現在までに、能登半島に最も大きな津波高さを与えている津波は、1833年（山形県沖）津波であるが、敷地近傍における記録はない。

また、この他、敷地周辺で発生した津波としては、1892年能登の地震、1993年能登半島沖地震および2007年能登半島地震による津波がある。1892年能登の地震および1993年能登半島沖地震については、それぞれ、「石川および富山県の海岸潮位の異常が記録されている。最近の例から小さい津波を目撃したことを否定できない。」⁽³⁾および「検潮所での最大全振幅：輪島港 51cm、金沢港 32cm」⁽³⁾とされている。また、2007年能登半島地震については、珠洲市長橋^{すず}および金沢^{ながはし}における潮位は、それぞれ22cmおよび18cmとなっており、石川県沿岸で微弱な津波が観測されている⁽²⁵⁾。

3. 1. 2 簡易予測式による津波高の検討

既往津波については、敷地近傍において得られている津波高さが少ないことから、既往津波が敷地に与える影響を推定するために、前述の主要な津波について、以下に示す阿部(1989)⁽²⁸⁾の簡易予測式により敷地において推定される津波高（以下「推定津波高」という。）を検討した。

$$\log Ht = M_w - \log A - 5.35$$

ここで、 Ht ：推定津波高（m）、

M_w ：モーメント・マグニチュード、

(なお、 M_w の代わりに津波マグニチュード M_t を用いる場合には、 $M_w = M_t - 0.2$ として用いている。)

Δ ：津波の伝播距離（k m）

である。

算定にあたっての M_w および M_t については、阿部（1999）⁽²⁹⁾による歴史津波の M_t も加え検討を行った。

簡易予測式による推定津波高の算定結果は、第3表に示すとおりであり、既往津波はいずれも1 m前後の値となっており、文献による値とも概ね一致している。このうち、1833年（山形県沖）津波で1.4 mとなり最大となっている。

3.1.3 数値シミュレーションによる津波高の検討

(1) 対象津波の選定

既往津波に関する文献調査および簡易予測式による津波高の検討結果から、能登半島で最も大きい津波高さが推定されている1833年（山形県沖）津波を数値シミュレーションの対象として選定する。なお、痕跡値の多い1993年北海道南西沖地震津波および1983年日本海中部地震津波について、痕跡高の再現性を検討し、数値シミュレーションに用いたモデルおよび計算手法の妥当性を確認する。

(2) 津波の数値シミュレーションの手法

数値シミュレーションにおける主な計算条件を第4表に示す。

海底地形のモデル化にあたっては、日本水路協会による最新の地形図⁽³⁰⁾等を用い、計算格子については、水深と津波の周期から推定される津波の波長を基に1波長に対して十分な分割数となることなどを満足するよう、Shuto et al. (1986)⁽³¹⁾の考え方に従い設定した^{(32), (33)}。数値シミュレーションに用いた計算領域とその水深を第4図に、計算領域の格子分割を第5図に示す。

また、Shuto et al. (1986)の考え方に基づく計算格子間隔と今回設定した計算格子間隔の比較を第6図に示す。

(3) 再現性の評価方法

数値シミュレーションによる津波の再現性の評価に際しては、日本海側の北海道から京都府に至る沿岸の痕跡高と数値シミュレーションにより計算された津波高を比較した。痕跡高については、信頼性に留

意するとともに、設定した計算格子で十分な地形の表現が不可能な点を除外した。ただし、能登半島周辺については、痕跡点の少ないことを勘案し、近傍における検証点数の確保のため、基本的に除外しない方針とした（痕跡値が 50 cm 未満のデータは除外）。

再現性の評価の指標としては、相田（1977）⁽³⁴⁾による痕跡高と数値シミュレーションにより計算された津波高との比から求める幾何平均値 K およびバラツキを表す指標である幾何標準偏差 κ を用いた。

以下に、幾何平均値 K および幾何標準偏差 κ の算定式を示す。

$$\log K = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \log K_i$$

$$\log \kappa = \left\{ \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n (\log K_i)^2 - (\log K)^2 \right\}^{1/2}$$

$$K_i = \frac{R_i}{H_i}$$

ここに、 R_i は i 番目の地点の観測値（痕跡高）であり、 H_i は i 番目の地点の数値シミュレーションにより計算された津波高である。

なお、幾何平均値 K および幾何標準偏差 κ については、土木学会（2002）⁽¹⁾により「 $0.95 < K < 1.05$ 、 $\kappa < 1.45$ 」が再現性の目安とされている。

(4) 再現性検討結果

数値シミュレーションによる津波の再現性について、以下のとおり検討した。

a. 1993 年北海道南西沖地震津波

第 7 図に示す高橋ほか（1995）⁽³⁵⁾の「DCRC-26 モデル」を波源の断層モデルとして設定し、津波の再現計算を行った。

東北大学（1994）⁽¹⁷⁾、後藤ほか（1994）⁽¹⁸⁾、首藤ほか（1997）⁽¹⁹⁾、阿部ほか（1994）⁽²⁰⁾および都司ほか（1994）⁽²¹⁾に示される痕跡高から、(3) 項で示した考えに基づいて抽出した再現計算の検討に用いた既往津波高と、その位置での数値シミュレーションによる計算津波高との比較を第 5 表および第 8 図に示す。

この結果より、北海道から京都府に至る日本海沿岸域において、 $K = 1.014$ 、 $\kappa = 1.385$ が、また、能登半島周辺において、 $K = 0.992$ 、 $\kappa = 1.446$ が得られており、1993 年北海道南西沖地震津波に対する数値シミュレーションについて、良好な再現性が確認できた。

b. 1983 年日本海中部地震津波

第 9 図に示す相田 (1984) ⁽³⁶⁾ の「Model-10」を波源の断層モデルとして設定し、津波の再現計算を行った。

東北大学 (1984) ⁽¹⁵⁾ に示される痕跡高から抽出した再現計算の検討に用いた既往津波高と、その位置での数値シミュレーションによる計算津波高との比較を第 6 表および第 10 図に示す。

この結果より、青森県から京都府に至る日本海沿岸域において、 $K=1.008$ 、 $\kappa=1.372$ が、また、能登半島周辺において、 $K=1.026$ 、 $\kappa=1.414$ が得られており、1983 年日本海中部地震津波に対する数値シミュレーションについて、良好な再現性が確認できた。

c. 1833 年 (山形県沖) 津波

第 11 図に示す土木学会 (2002) ⁽¹⁾ の「(A) モデル」および「(B) モデル」を波源の断層モデルとして設定し、津波の再現計算を行った。

渡辺 (1985) ⁽⁴⁾ および萩原 (1989) ⁽¹²⁾ に示される既往津波高と数値シミュレーションによる計算津波高との比較を第 7 表および第 12 図に示す。

この結果より、(A) モデルで $K=1.044$ 、 $\kappa=1.268$ が、(B) モデルで $K=0.974$ 、 $\kappa=1.448$ がそれぞれ得られており、いずれのモデルも良好な再現性を確認できた。

(5) 既往津波の予測計算結果

能登半島 (輪島) でこれまで最も大きい津波高さが推定されている 1833 年 (山形県沖) 津波に対して、敷地前面の海岸施設等の地形条件を考慮した数値シミュレーションにより、敷地における既往津波による水位変動等について検討した。

1833 年 (山形県沖) 津波に関する波源として設定し、良好な再現性が確認できた (A) および (B) モデルに基づく検討の結果、敷地における最大水位上昇量は約 1.5m、志賀 1 号機補機冷却水取水口および志賀 2 号機補機冷却水取水口における最大水位下降量はそれぞれ、約 0.8 m および約 1.0 m である。

上記の水位となった、(B) モデルの断層モデルと初期変位分布、敷地前面における最大水位上昇量および下降量の分布、水位の時系列変化を第 13 図および第 14 図に示す。

3.2 海域活断層に想定される地震に伴う津波の検討

海域活断層に想定される地震に伴う津波について、以下のとおり検討した。

3.2.1 簡易予測式による津波高の検討

海域活断層に想定される地震に伴う津波については、敷地周辺において、後期更新世以降の活動を考慮している断層のうち主要なものを対象として、阿部(1989)⁽²⁸⁾の簡易予測式により推定津波高を検討した。

海域活断層分布を第15図に、簡易予測式による推定津波高の算定フローを第16図に、推定津波高を第8表に示す。

第8表に示すとおり、海域活断層に想定される地震に伴う津波で最も大きい推定津波高は、笹波沖断層帯(全長)による地震に伴う津波の3.1mである。なお、第15図に示した断層以外の遠方の活断層について評価してもこの津波を上回るものではない。

3.2.2 数値シミュレーションによる津波高の検討

簡易予測式により推定津波高が比較的大きくなるものを対象として、土木学会(2002)⁽¹⁾に基づき、海域断層モデルに係る不確かさの因子である、傾斜角、すべり角(主応力軸のバラツキを考慮して傾斜角に連動)および断層上縁深さを变化させた数値シミュレーションを多数実施するパラメータスタディを行った。

これらの結果、敷地前面における最大水位上昇量は羽咋沖東撓曲による地震に伴う津波の約4.2mであり、また、志賀1号機補機冷却水取水口および志賀2号機補機冷却水取水口における最大水位下降量はそれぞれ、笹波沖断層帯(全長)による地震に伴う津波の約2.7mおよび約3.0mである。

断層モデルと初期変位分布、敷地前面における最大水位上昇量および下降量の分布、水位の時系列変化を第17図および第18図に示す。

3.3 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波の検討

土木学会(2002)等⁽¹⁾⁽⁷⁾を参考に、日本海東縁部で想定される地震規模に応じた波源の基準断層モデルを設定し、この断層モデルの諸条件を位置を含め合理的と考えられる範囲内で变化させた数値シミュレーションを多数実施するパラメータスタディを行った。

3. 3. 1 基準断層モデルの設定

第 19 図に示すように、日本海東縁部の想定津波として、北海道沖から新潟県沖までの広範囲な海域にモーメントマグニチュード $M_w=7.85$ の基準断層モデルを設定した。

3. 3. 2 概略パラメータスタディ

基準断層モデルを用いて、第 19 図に示すように、位置、走向および傾斜方向を組み合わせた多数の数値シミュレーションを実施するとともに、このうち、最大水位上昇量および最大水位下降量に関する上位ケースについて、走向を $\pm 10^\circ$ 変化させた計算を行った。

3. 3. 3 詳細パラメータスタディ

概略パラメータスタディのうち、最大水位上昇量および最大水位下降量に関する上位ケースについて、波源位置を補間的に移動させた場合の数値シミュレーションを実施するとともに、さらに、このうちの上位ケースに対して、傾斜角および断層上縁深さを変化させた場合の数値シミュレーションを実施した。

これらの結果、敷地に最も大きな影響を及ぼす津波は、秋田県・山形県沖に波源を設定した場合の津波（以下、「日本海東縁部（秋田県・山形県沖）の津波」という。）であり、敷地前面における最大水位上昇量は、約 4.5m、志賀 1 号機補機冷却水取水口および志賀 2 号機補機冷却水取水口における最大水位下降量は、それぞれ、約 2.1m および約 2.3m である。

日本海東縁部（秋田県・山形県沖）の津波の断層モデルと初期変位分布、敷地前面における最大水位上昇量および下降量の分布、水位の時系列変化を第 20 図および第 21 図に示す。

4. 津波に対する安全性の評価

評価用の津波水位による水位上昇および水位低下に対して、原子炉施設の安全性に問題とならないことを確認する。確認にあたっては、取水施設の水利特性による水位変動の影響も考慮する。

なお、基準面は東京湾平均海面（T.P.）を用いる。

4. 1 津波水位の評価

第 9 表に示すとおり、数値シミュレーションによる津波高の検討結果

から、敷地前面における最高水位を与える津波は、日本海東縁部（秋田県・山形県沖）の津波で、最大水位上昇量は約 4.5m であり、評価用の最高水位は、朔望平均満潮位 (T.P. + 0.50m) を考慮すると T.P. + 5 m 程度である。

また、志賀 1, 2 号機補機冷却水取水口における最低水位を与える津波は、笹波沖断層帯（全長）による地震に伴う津波で、志賀 1 号機補機冷却水取水口および志賀 2 号機補機冷却水取水口における最大水位下降量はそれぞれ、約 2.7m および約 3.0m であり、評価用の最低水位は、朔望平均干潮位 (T.P. - 0.05m) を考慮し、T.P. - 3 m 程度である。

4.2 津波に対する安全性の評価

評価用の津波水位に対する原子炉施設の安全性について、数値シミュレーションの結果を考慮して、以下のとおり検討した。

4.2.1 津波による水位上昇に対する安全性

第 22 図に示すとおり、敷地の標高は T.P. + 11m 以上であることから、原子炉施設が津波による被害を受けるおそれはない。

4.2.2 津波による水位低下に対する安全性

第 22 図、第 23 図および第 24 図に示すとおり、補機冷却水取水口の呑口下端レベルは評価用の最低水位より十分深いことから、津波により水位が低下した場合でも原子炉補機冷却系は海水を取水することは可能である。

4.2.3 取水施設の水利特性による水位変動への影響

想定津波による取水施設の水利特性による水位変動について、数値シミュレーションにより以下のとおり検討した。

(1) 数値シミュレーションの手法

数値シミュレーションは、取水口から取水路、取水槽を経て海水熱交換器建屋海水ポンプ室に至る取水路系について検討した。

数値シミュレーションの計算条件を第 10 表に示す。

(2) 検討結果

想定津波を対象とした取水施設の水利特性による水位変動について、数値シミュレーションを実施した結果、海水ポンプ室での水位低下が

最も大きくなる津波は、笹波沖断層帯（全長）による地震に伴う津波であり、海水ポンプ室における津波による最低水位は、原子炉補機冷却系の海水ポンプの設計最低水位より上方であることから、必要な取水は十分確保できる。

取水設備の水理特性による水位変動の検討結果を第 25 図に示す。

5. 評価結果

以上より、津波について、志賀原子力発電所の原子炉施設の安全性に問題となるものではないことを確認した。

6. 参考文献

- (1) 土木学会原子力土木委員会津波評価部会 (2002) : 『原子力発電所の津波評価技術』, 321p.
- (2) 宇佐美龍夫 (2003) : 『最新版 日本被害地震総覧[416]-2001』, 東京大学出版会, 605p.
- (3) 渡辺偉夫 (1998) : 『日本被害津波総覧 (第2版)』, 東京大学出版会, 238p.
- (4) 渡辺偉夫 (1985) : 『日本被害津波総覧』, 東京大学出版会, 206p.
- (5) 宇津徳治・嶋悦三・吉井敏尅・山科健一郎編 (2001) : 『地震の事典 [第2版]』, 朝倉書店, pp. 569-642.
- (6) 国立天文台編 (2007) : 『理科年表 平成20年』, 丸善, 1034p.
- (7) 地震調査研究推進本部地震調査委員会 (2003) : 『日本海東縁部の地震活動の長期評価』, 62p.
- (8) 羽鳥徳太郎・片山通子 (1977) : 日本海沿岸における歴史津波の挙動とその波源域, 東京大学地震研究所彙報, Vol. 52, pp. 49-70.
- (9) 羽鳥徳太郎 (1984) : 日本海の歴史津波, 月刊海洋科学, Vol. 16, No. 9, pp. 538-545.
- (10) 羽鳥徳太郎 (1984) : 北海道渡島沖津波 (1741年) の挙動の再検討 - 1983年日本海中部地震津波との比較 -, 東京大学地震研究所彙報, Vol. 59, pp. 115-125.
- (11) 羽鳥徳太郎 (1990) : 天保4年 (1833) 山形沖地震とその津波の規模, 地震第2輯, 第43巻, pp. 227-232.
- (12) 萩原尊礼編著 (1989) : 続 古地震 - 実像と虚像, 東京大学出版会, pp. 165-214.
- (13) 羽鳥徳太郎 (1999) : 能登半島における津波の屈折効果, 地震第2輯, 第52巻, pp. 43-50.
- (14) 羽鳥徳太郎 (1995) : 日本海沿岸における津波のエネルギー分布, 地震第2輯, 第48巻, pp. 229-233.
- (15) 東北大学工学部津波防災実験所 (1984) : 昭和58年5月26日 日本海中部地震津波に関する論文および調査報告, 東北大学工学部津波防災実験所研究報告, 第1号, 267p.
- (16) 気象庁 (1984) : 昭和58年 (1983年) 日本海中部地震調査報告 - 災害時自然現象報告書 -, 気象庁技術報告, 第106号, 254p.
- (17) 東北大学工学部災害制御研究センター (1994) : 1993年北海道南西沖地震津波の痕跡高調査資料, 津波工学研究報告, 第11号, 第2編,

120p.

- (18) 後藤章夫・高橋浩晃・宇津木 充・小野 忍・西田泰典・大島弘光・笠原 稔・竹中博士・斉田智治 (1994) : 北海道南西沖地震に伴う津波—小樽から礼文島まで—, 月刊海洋, 号外No. 7, pp. 153-158.
- (19) 首藤伸夫・明田定満・都司嘉宣・松富英夫 (1997) : 4. 津波, 1993年北海道南西沖地震震害調査報告, 土木学会, pp. 76-106.
- (20) 阿部邦昭・泉宮尊司・砂子 浩・石橋邦彦 (1994) : 北海道南西沖地震津波の新潟県における浸水高の分布, 東京大学地震研究所彙報, Vol. 69, pp. 159-175.
- (21) 都司嘉宣・加藤健二・荒井賢一 (1994) : 1993年北海道南西沖地震による津波 その2, 文部省科学研究費突発災害調査研究成果 平成5年北海道南西沖地震・津波とその被害に関する調査研究, pp. 65-78.
- (22) 気象庁 (1995) : 平成5年(1993年)北海道南西沖地震調査報告—災害時自然現象報告書—, 気象庁技術報告, 第117号, 281p.
- (23) 阿部勝征・吉田康宏・井出 哲 (1994) : 1993年北海道南西沖地震と津波の地震学的考察, 文部省科学研究費突発災害調査研究成果 平成5年北海道南西沖地震・津波とその被害に関する調査研究, pp. 51-58.
- (24) 阿部勝征 (1997) : 2. 地震・地殻変動, 1993年北海道南西沖地震震害調査報告, 土木学会, pp. 6-18.
- (25) 気象庁 (2007) : 災害時地震・津波速報 平成19年(2007年)能登半島地震, 41p.
- (26) 都司嘉宣・小西達男 (1985) : 日本海に発生した地震津波と数値計算結果, 国立防災科学技術センター研究報告, 第35号, pp. 277-297.
- (27) 阿部勝征 (1988) : 津波マグニチュードによる日本付近の地震津波の定量化, 東京大学地震研究所彙報, Vol. 63, pp. 289-303.
- (28) 阿部勝征 (1989) : 地震と津波のマグニチュードに基づく津波高の予測, 東京大学地震研究所彙報, Vol. 64, pp. 51-69.
- (29) 阿部勝征 (1999) : 遡上高を用いた津波マグニチュード M_t の決定—歴史津波への応用—, 地震第2輯, 第52巻, pp. 369-377.
- (30) 日本水路協会 (2004) : 『海底地形デジタルデータ M7010 (秋田沖), M7011 (佐渡沖), M7012 (若狭湾), M7009 (北海道西部), M7015 (北海道北部)』.
- (31) Shuto, N., T. Suzuki, K. Hasegawa, and K. Inagaki, (1986) : A Study

- of Numerical Technique on the Tsunami Propagation and Run-up, Science of tsunami hazards, The international journal of the tsunami society, Vol. 4, No. 2, pp.111-124.
- (32) 今村文彦・李 昊俊(1998)：津波発生・伝播の数値モデルの現状と課題，沿岸海洋研究，第36巻，第1号，pp.91-101.
- (33) 佐山順二・後藤智明・首藤伸夫(1986)：屈折に関する津波数値計算の誤差，海岸工学講演会論文集，第33回，pp.204-208
- (34) 相田 勇 (1977)：三陸沖の古い津波のシミュレーション，東京大学地震研究所彙報，Vol. 52, pp.71-101.
- (35) 高橋武之・高橋智幸・首藤伸夫 (1995)：津波数値計算による北海道南西沖地震の検討，地球惑星科学関連学会1995年合同大会予稿集，F31-06.
- (36) 相田 勇 (1984)：1983年日本海中部地震津波の波源数値モデル，東京大学地震研究所彙報，Vol. 59, pp.93-104.
- (37) 小谷美佐・今村文彦・首藤伸夫 (1998)：GISを利用した津波遡上計算と被害推定法，海岸工学論文集，第45巻，pp.356-360.
- (38) Mansinha, L. and D.E.Smylie (1971)：The Displacement Fields of Inclined Faults, Bulletin of the Seismological Society of America, Vol.61, No. 5, pp.1433-1440.
- (39) 佐藤良輔編著 (1989)：『日本の地震断層パラメーター・ハンドブック』，鹿島出版会，390p.
- (40) 武村雅之 (1998)：日本列島における地殻内地震のスケーリング則—地震断層の影響および地震被害との関連—，地震第2輯，第51巻，pp.211-228.
- (41) Kanamori, H. (1977)：The energy release in great earthquakes, J. Geophys, Res., Vol. 82, No. 20, pp. 2981-2987.
- (42) 活断層研究会編(1991)：『新編 日本の活断層 —分布図と資料—』，東京大学出版会，437p.
- (43) 岡村行信 (2002)：20万分の1 能登半島東方海底地質図および同説明書，海洋地質図，No.59 (CD)，独立行政法人産業技術総合研究所地質調査総合センター.
- (44) 岡村行信 (2007)：20万分の1 能登半島西方海底地質図および同説明書，海洋地質図，No.61 (CD)，独立行政法人産業技術総合研究所地質調査総合センター.
- (45) 土木学会 (1999)：『水理公式集 (平成11年版)』，713p.

- (46) 電力土木技術協会編（1995）：『火力・原子力発電所土木構造物の設計－増補改訂版－』，1102p.

第1表(1) 日本海沿岸に影響を及ぼした津波の一覧

発生年月日	発生場所 (緯度・経度)	地震 規模 M	津波 規模 m	地震・津波の概要
701. 5. 12 大宝 1	若狭湾	—	<2>	丹波：地震うこと3日。若狭湾内の凡海郷が海に没したという「冠島伝説」があるが、疑わしい。
850. 11. 27 嘉祥 3	山形県沖 39.0° N 139.7° E	≒ 7.0	2	出羽：地裂け、山崩れ、国府の城柵は傾倒し、圧死多数。最上川の岸崩れ、海水は国府から6里のところまで迫った。
863. 7. 10 貞観 5	新潟県沖	—	<2?>	越中・越後：山崩れ、谷埋まり、水湧き、民家破壊し、圧死多数。直江津付近にあった数個の小島が壊滅したという。
887. 8. 2 仁和 3	新潟県南部沖	—	<2>	越後で津波を伴い、溺死者数千という。京都有感。越後に関する史料の信憑性不十分。
1092. 9. 13 寛治 6	新潟県沖	—	<2?>	越後：柏崎～岩船間の沿岸、海府浦・親不知大津波におそわる。「地震」とある古記あるも、地震の状況を記した古記録未発見。疑わしい。
1341. 10. 31 興国 2	青森県西方沖	—	<3?>	青森県西方沖：「東日流（つがる）外三郡誌」によれば、朝地震とともに三丈余（9 m）の津波が津軽半島の十三湊を襲い、26,000人が溺死したとある。疑問視する人もいる。
1614. 11. 26 慶長 19	越後高田	—	2	従来、越後高田の地震とされていたもの。大地震の割に史料が少なく、震源については検討すべきことが多い。京都で家屋・社寺などが倒壊し、死2、傷370という。京都付近の地震とする説がある。
1741. 8. 29 寛保 1	渡島半島西方沖 41.6° N 139.4° E	6.9	3 <3.5>	渡島西岸・津軽・佐渡：渡島大島この月の上旬より活動、寛保1.7.13日に噴火した。19日早朝に津波、北海道で死1467、流出家屋729、船1521破壊。津軽で田畑の損も多く、流出潰家約100、死37。佐渡・能登・若狭にも津波。
1792. 6. 13 寛政 4	積丹半島沖 43 ³ / ₄ ° N 140.0° E	≒ 7.1	2 <1>	後志：津波があった。忍路で港頭の岸壁が崩れ、海岸に引き上げていた夷船漂流、出漁中の夷人5人溺死。美国でも溺死若干。
1833. 12. 7 天保 4	山形県沖 38.9° N 139.25° E	7 ¹ / ₂ ±1/ ₄	2 <2.5>	羽前・羽後・越後・佐渡：庄内地方で特に被害が大きく、潰家475、死42。津波が本庄から新潟に至る海岸と佐渡を襲い、能登で大破流出家約345、死約100。
1940. 8. 2 昭和 15	積丹半島沖 44° 15.0′ N 139° 28.0′ E	7.5	2 [2]	『積丹半島沖地震』：被害はほとんどなく、津波による被害が大きかった。波高は、羽幌・天塩2 m、利尻3 m、金沢・宮津1 m。天塩河口で溺死10。
1964. 6. 16 昭和 39	新潟県沖 38° 22.0′ N 139° 12.9′ E	7.5	2 [2]	新潟県沖：『新潟地震』：新潟・秋田・山形の各県を中心に被害があり、死26、住家全壊1960、半壊6640、浸水15297、その他船舶・道路の被害も多かった。津波が日本海沿岸一帯を襲い、波高は新潟県沿岸で4 m以上に達した。粟島が約1 m隆起した。

第 1 表 (2) 日本海沿岸に影響を及ぼした津波の一覧

発生年月日	発生場所 (緯度・経度)	地震 規模 M	津波 規模 m	地震・津波の概要
1983. 5. 26 昭和 58	秋田・青森県 沖 40° 21. 4' N 139° 04. 6' E	7. 7	2. 5 [3]	秋田県沖：『昭和 58 年日本海中部地震』：被害は秋田県で最も多く、青森・北海道がこれに次ぐ。日本全体で死 104(うち津波によるもの 100), 傷 163(同 104), 建物全壊 934, 半壊 2115, 流失 52, 一部破損 3258, 船沈没 255, 流失 451, 破損 1187. 津波は早い所では津波警報発令以前に沿岸に到達した。石川・京都・島根など遠方の府県にも津波による被害が発生した。
1993. 7. 12 平成 5	北海道南西沖 42° 46. 8' N 139° 11. 0' E	7. 8	[3]	北海道南西沖：『平成 5 年北海道南西沖地震』：地震に加えて津波による被害が大きく, 死 202, 不明 28, 傷 323. 特に地震後間もなく津波に襲われた奥尻島の被害は甚大で, 島南端の青苗地区は火災もあって壊滅状態, 夜 10 時すぎの闇のなかで多くの人命, 家屋等が失われた。津波の高さは青苗の市街地で 10m を越えたところがある。 また, 津波は日本海沿岸の各地に達し, 船の転覆沈没は新潟県で 24, 石川県 24, 島根県で 70 隻。

注) ・「発生場所(緯度・経度)」および「地震規模M」は, 次の値を示している。

1884年以前の地震：宇佐美 (2003) ⁽²⁾

1885年～1922年の地震：宇津ほか編(2001) ⁽⁵⁾

1923年以降の地震：気象庁の発表による。

・「津波規模 m」は, 宇佐美(2003) ⁽²⁾による。

ただし, [] は羽鳥による値 (宇佐美 (2003) ⁽²⁾により引用), < >は羽鳥 (1984) ⁽⁹⁾による値で, 宇佐美 (2003) ⁽²⁾と異なる場合のみ示している。

・「地震・津波の概要」は, 宇佐美 (2003) ⁽²⁾, 理科年表 (2007) ⁽⁶⁾, 渡辺 (1998) ⁽³⁾および渡辺 (1985) ⁽⁴⁾を参照している。

第2表 能登半島における既往津波高

[単位：m]

市町	地名	1741年 寛保元年 渡島半島西方沖	1833年 天保4年 山形県沖	1983年 昭和58年 日本海中部	1993年 平成5年 北海道南西沖
七尾市	佐々波				0.20
	百海漁港			0.25	
	和倉				0.10
	向田郵便局			0.15	
鳳珠郡穴水町	甲			0.40	0.64
	前波漁港			0.20	
	古君漁港			0.35	
鳳珠郡能登町	鵜川				0.30
	七見漁港			0.30	
	宇出津				0.60
	小木				0.90
	長尾				0.10
	松波				1.30
珠洲市	鵜飼				1.10
	蛸島				0.30
	小泊				0.20
	寺家漁港			1.00	1.40
	狼煙漁港			2.50	1.96
	折戸船曳斜面				2.30
	木ノ浦				2.90
	高屋漁港			0.90	
	長橋漁港			1.50	0.50
	真浦			1.00	1.10
輪島市	曾々木			1.15	
	名舟				0.10
	輪島		5.7	1.50	2.00
	鵜入港				3.50
	大沢港				1.90
	上大沢				2.30
	皆月漁港	3~4		1.25	1.20
	五十州漁港				1.40
	吉浦				0.30
	猿山崎				1.30
	深見漁港			1.45	
	黒島				0.30
	赤神漁港			0.70	0.10
	剣地漁港			0.45	
羽咋郡志賀町	赤崎漁港			0.90	1.50
	富来漁港			0.60	
	西海				0.30
	福浦漁港			1.80	1.98
	上野				0.50
	安部屋漁港			1.30	
	高浜漁港			1.30	
羽咋市	柴垣漁港			1.00	
	滝漁港			0.40	
金沢市	金石港				0.30
白山市	美川漁港			0.30	
加賀市	橋立			0.50	
	塩屋			0.40	
引用文献		羽鳥 (1984) ⁽⁹⁾	渡辺 (1998) ⁽³⁾	東北大学 (1984) ⁽¹⁵⁾	首藤ほか (1997) ⁽¹⁹⁾

第3表 簡易予測式による歴史地震の推定津波高

発生年	震央位置 ¹⁾	津波の 伝播距離 ²⁾ Δ (km)	マグニチュード				推定 津波高 ⁶⁾ Ht (m)	発電所近傍 既往津波高 (m)
			M ³⁾ (d)	阿部(1988,1999)等 ⁴⁾		Mw ⁵⁾ (c)		
				Mw (a)	Mt (b)			
1741年 (渡島半島西方沖) (寛保元年)	41.6° N 139.4° E	558	6.9	—	8.4	—	0.8 (b)	—
1833年 (山形県沖) (天保4年)	38.9° N 139.25° E	313	7.5	7.7	8.1	8.0	0.7 (a) 1.4 (c)	—
1983年 日本海中部地震 (昭和58年)	40° 21.4' N 139° 04.6' E	425	7.7	7.9	8.1	7.9	0.8 (a)	1.3 (高浜漁港)
1993年 北海道南西沖地震 (平成5年)	42° 46.8' N 139° 11.0' E	672	7.8	7.7	8.1	7.8	0.3 (a) 0.5 (b) 0.4 (c)	0.5 (上野)

- 1) 宇佐美(2003)⁽²⁾, 宇津ほか編(2001)⁽⁵⁾および気象庁による震央位置。なお, 宇佐美(2003)⁽²⁾において, 震央位置に幅のある場合には中央値を用いている。
- 2) 震央から敷地までの海洋上の最短距離。1 km単位に切り捨てた値を示している。
- 3) 宇佐美(2003)⁽²⁾, 宇津ほか編(2001)⁽⁵⁾および気象庁によるマグニチュード。なお, 宇佐美(2003)⁽²⁾において, マグニチュードに幅のある場合には中央値を示している。
- 4) 阿部(1988, 1999)^{(27), (29)}等によるモーメント・マグニチュードMw および津波マグニチュードMt。
なお, **太字**で表したものは阿部(1999)⁽²⁹⁾による歴史津波のMw及びMtを表している。
- 5) 相田(1977)⁽³⁴⁾等による地震モーメントM₀より算定したモーメント・マグニチュードMw。
- 6) 推定津波高の算出の際に, マグニチュードは(a)のMw, (b)のMt, (c)のMwの順に優先している。
なお, 阿部(1999)⁽²⁹⁾による歴史津波のMtを用いる場合はMw=Mt-0.4として簡易予測式により計算している。

第4表 計算条件一覧

項目	計算条件							
計算領域	日本海全域							
計算格子間隔 ΔS	A領域	B領域	C領域	D領域	E領域	F領域	G領域	H領域
	1.6km	800m	400m	200m	100m	50m	25m	12.5m
計算時間間隔 Δt	0.45 秒							
基礎方程式	非線形長波（浅水理論）の連続式及び運動方程式							
沖側境界条件	・外側の大格子領域と水位・流速を接続 ・海域部は自由透過条件							
陸側境界条件	【A領域～E領域】 完全反射条件					【F領域～H領域】 小谷ほか（1998） ⁽³⁷⁾ の遡上境界条件		
初期条件	断層モデルを用いて Mansinha and Smylie（1971） ⁽³⁸⁾ の方法により計算される海底面変位を海面上に与えている							
海底摩擦	マニングの粗度係数 $n=0.03\text{m}^{-1/3}\text{s}$ （土木学会（2002） ⁽¹⁾ ）より							
水平渦動粘性係数	$10\text{m}^2/\text{s}$ （土木学会（2002） ⁽¹⁾ ）							
計算時間	・能登半島周辺の海域活断層津波：地震発生後 3.0 時間 ・日本海東縁部の津波：地震発生後 6.0 時間							

基礎方程式：非線形長波（浅水理論）の連続式および運動方程式

$$\frac{\partial \eta}{\partial t} + \frac{\partial M}{\partial x} + \frac{\partial N}{\partial y} = 0$$

$$\frac{\partial M}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{M^2}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{MN}{D} \right) = -gD \frac{\partial \eta}{\partial x} + A_h \left(\frac{\partial^2 M}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 M}{\partial y^2} \right) - \frac{gn^2}{D^{7/3}} M \sqrt{M^2 + N^2}$$

$$\frac{\partial N}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{MN}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{N^2}{D} \right) = -gD \frac{\partial \eta}{\partial y} + A_h \left(\frac{\partial^2 N}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 N}{\partial y^2} \right) - \frac{gn^2}{D^{7/3}} N \sqrt{M^2 + N^2}$$

ここに、

x, y ：水平方向座標, t ：時間, η ：静水面からの水位

M, N ：それぞれ x, y 方向の線流量

D ：全水深 ($D = h + \eta - \zeta$)

h ：静水位, ζ ：地震に伴う海底地盤の隆起量

g ：重力加速度

A_h ：水平渦動粘性係数, n ：マニングの粗度係数

第5表 日本海沿岸における既往津波高と計算津波高の比較
—1993年北海道南西沖地震津波—

地名		既往津波高(m)	計算津波高(m)	計算格子分割(m)	備考		
北海道	礼文郡礼文町 鉄府港	1.66	1.10	400	既往津波高は文献①による		
	利尻郡利尻町 杓形港	1.18	1.65	400			
	利尻郡利尻富士町	南浜漁港	1.81	1.02		400	
		鬼脇漁港	2.02	1.37		400	
	稚内市	稚内港	0.70	0.80		400	
		抜海漁港	0.99	0.98		400	
	天塩郡豊富町	稚咲内漁港	1.74	1.01		400	
	天塩郡天塩町	天塩川河口	1.11	0.94		400	
	苫前郡初山別	豊岬漁港	1.17	0.83		400	
		初山別漁港	1.33	0.86		400	
	苫前郡初山別羽幌町	羽幌港	1.39	0.97		400	
	苫前郡苫前町	苫前漁港	1.31	0.81		400	
	留萌郡小平町	鬼鹿漁港	1.04	0.69		400	
	留萌市	三泊漁港	1.44	0.95		400	
		留萌港	1.17	1.37		400	
	増毛郡増毛町	増毛港	1.13	0.93	400		
		岩老漁港	1.11	1.01	400		
	石狩市	浜益漁港	1.94	0.97	400		
		濃屋漁港	1.63	0.73	400		
		石狩川河口	0.86	0.89	400		
	小樽市	銭函海岸	1.02	0.72	400		
		朝里海岸	1.00	0.99	400		
	積丹郡積丹町	入舸漁港	2.47	2.57	200	既往津波高は文献②による	
		積丹川右岸	積丹川右岸	2.56	2.58		200
			野塚浜中	2.30	2.59		200
	積丹川左岸	沼前	2.60	2.22	200		
		川白漁港	1.95	1.91	200		
		古宇郡神恵内村	珊内	4.20	3.91		200
	神恵内		4.46	5.45	200		
	南の入り江		4.79	3.49	200		
古宇郡泊村	盃	3.07	2.87	200			
	渋井	渋井	2.62	2.40	200		
		渋井	3.04	2.33	200		
岩内郡共和町	堀株川河口	2.52	2.47	200			
岩内郡岩内町	岩内 (フェリーターミナル)	2.78	2.36	400			
	敷島内	3.33	1.73	400			
磯谷郡蘭越町	尻別川右岸	2.43	3.35	200			
	尻別川左岸	3.35	4.30	200			
寿都郡寿都町	樽岸 (朱太川河口)	1.81	2.69	200			
島牧郡島牧村	歌島	4.65	5.24	200			
	栄磯	3.99	8.13	200			
	軽白漁港外南	5.78	8.58	200			
	永豊	5.18	6.26	200			
	千走川河口	4.03	3.78	200			
	千走	10.05	7.25	200			
原歌	4.61	5.94	200				

地名		既往津波高(m)	計算津波高(m)	計算格子分割(m)	備考	
北海道	久遠郡せたな町	須築	5.41	6.43	200	既往津波高は文献②による
		吹込	6.58	7.70	200	
		三本杉 (三本杉岩の背後)	6.09	9.16	200	
			馬場川左岸	4.64	8.02	
		フェリーターミナル	2.30	7.06	200	
		太櫓	5.85	6.87	200	
		太櫓	5.51	4.79	200	
		太櫓(小学校前)	5.94	5.26	200	
		太櫓(言主神社)	6.70	7.23	200	
		太田	6.56	6.58	200	
		宮野	4.81	4.74	200	
		宮野	6.10	5.36	200	
	平浜	6.67	5.16	200		
	平浜	6.20	5.44	200		
	二海郡八雲町	相沼	1.78	2.83	200	
	爾志郡乙部町	豊浜漁港	1.43	1.95	200	
	檜山郡江差町	江差漁港北部	1.94	3.60	200	
	檜山郡上ノ国町	内郷浜	2.45	2.76	200	
		向浜	2.43	3.02	200	
		八幡牧野	2.21	2.03	200	
石崎		1.63	1.81	200		
小砂子		1.56	1.88	200		
松前郡松前町	原口	1.12	1.78	200		
	大津	1.65	1.69	200		
	札前最南	1.13	1.35	200		
	大磯	1.18	1.07	200		
山本郡八峰町	チコギ崎	2.17	2.07	200		
	小入川	2.00	1.88	200		
	滝ノ間	1.62	1.52	200		
	八森(小学校南)	1.72	1.33	200		
	八森 (日本海中部 地震津波の 最大遡上点)	2.39	1.79	200		
	峰浜村 (水沢川河口)	3.47	2.28	200		
能代市	竹生川河口	2.77	2.56	200		
	落合浜	3.11	2.67	200		
	能代火力南	1.73	1.86	200		
	浅内 (鑛滓処理場)	2.46	2.35	200		
	浅内 (八竜町境界)	2.17	1.72	200		
山本郡三種町	釜谷海岸	1.57	1.51	200		
男鹿市	五明光	1.63	1.46	200		
	加茂青砂港外	1.78	2.08	200		

地名			既往津波高 (m)	計算津波高 (m)	計算格子分割 (m)	備考	
秋田県	潟上市	天王町 (出戸浜の南)	1.81	1.68	200	既往津波高は文献②による	
		湯野浜 (海水浴場)	1.83	1.43	200		
山形県	鶴岡市	由良港の北	0.85	1.04	200		
		奥田 (中浜海水浴場)	2.68	2.73	200		
新潟県	岩船郡村上市	府屋海岸	2.27	3.05	200		
		寒川海岸	2.40	2.21	200		
		胎内市	胎内川西	1.74	1.80		200
	北蒲原郡聖籠町	加治川西	1.49	1.27	200		
新潟県	新潟市	新川河口西	1.12	1.28	200		
		佐渡島	両津(魚市場)	1.10	1.02		200
			浦川	1.19	1.17		200
			北小浦	1.50	1.76		200
			鷺崎	1.54	2.73		200
			藻浦	2.23	2.19		200
			深浦	1.04	0.50	200	
小木	0.78		0.99	200			
石川県	鳳珠郡穴水町	甲	0.64	0.52	100		
		宇出津	0.6	0.52	200		
	鳳珠郡能登町	小木	0.9	0.67	200		
		松浪	1.3	0.83	200		
		珠洲市	鵜飼	1.1	0.94	200	
	寺家		1.4	1.39	200		
	狼煙		1.96	2.06	200		
	折戸		2.3	1.73	200		
	木ノ浦		2.9	1.94	200		
	長橋港		0.5	0.96	200		
	真浦港		1.1	1.26	100		
	輪島市	輪島港	2.0	2.26	50		
		鵜入港	3.5	2.44	50		
		大沢港	1.9	1.61	50		
上大沢		2.3	2.13	100			
皆月港		1.2	1.89	100			
五十州		1.4	1.93	100			
羽咋郡志賀町	猿山崎	1.3	1.32	100			
	赤崎港	1.5	2.59	50			
	福浦	1.98	1.24	25			
福井県	福井市	上野	0.5	1.22	50		
		大丹生	0.7	1.08	200		
	丹生郡越前町	小樟	0.5	0.55	200		
		厨	1.0	0.63	200		
		高佐	1.0	0.74	200		
南条郡南越前町	甲楽城	0.6	0.55	200			
	河野	1.0	0.66	200			

地名		既往津波高 (m)	計算津波高 (m)	計算格子分割 (m)	備考	
敦賀市	浦底	0.5	0.34	50	既往津波高は文献④による	
	立石	0.7	0.65	50		
	白木	0.6	0.86	50		
福井県	美方郡美浜町	日向	0.5	0.69		200
		小浜市	田島	1.4		0.74
	矢代		1.0	0.58		200
	西小川		1.1	0.88		200
大飯郡高浜町	西津	0.6	0.60	200		
	和田	0.9	0.77	200		
	高浜	1.4	0.82	200		
京都府	舞鶴市	音海	1.0	1.06		200
		水が浦	0.6	0.98		200
		田井	1.1	0.80		200
	宮津市	野原	1.2	1.67		200
		小橋	1.5	1.28	200	
		栗田	0.5	0.68	200	
		与謝郡伊根町	平田	0.7	0.73	200
新井崎	1.1		1.74	200		
泊	1.2		1.74	200		
蒲入	0.8		1.25	200		
京丹後市	中浜	0.9	1.12	400		
	間人	0.6	0.75	400		
	磯	1.0	1.02	400		
	塩江	0.8	0.82	400		

既往津波高については、以下の文献を参照。

文献①：後藤ほか（1994）⁽¹⁸⁾

文献②：東北大学（1994）⁽¹⁷⁾

文献③：阿部ほか（1994）⁽²⁰⁾

文献④：都司ほか（1994）⁽²¹⁾

なお、地名については、文献の地点名称を基本とし、市町村合併後の市町村名に対応させ記載。

第6表 日本海沿岸における既往津波高と計算津波高の比較
—1983年日本海中部地震津波—

地名		既往津波高(m)	計算津波高(m)	計算格子分割(m)	備考
青森県	北津軽郡中泊町	母衣内	3.34	2.51	400
	五所川原市	十三湖入り口	2.17	2.38	200
	つがる市	車力村(町)	2.86	2.46	200
		出来島	3.82	3.25	200
		出来島(岸壁)	2.79	2.52	200
	西津軽郡鱒ヶ沢町	鱒ヶ沢町北端	4.06	2.70	200
		川尻(鳴沢川)	3.08	2.67	200
		浜町	2.54	2.99	200
		淀町	2.04	2.38	200
		大和田	2.61	2.83	200
		赤石	2.76	2.54	200
	西津軽郡深浦町	桜田	3.22	2.69	200
		柳田	3.66	2.65	200
		北金ヶ沢	2.26	1.97	200
		田野沢港	3.63	5.57	200
		田野沢	4.76	3.78	200
		下晴山	4.32	5.38	200
		鳥居崎	3.38	4.32	200
		風合瀬	2.95	4.48	200
		風合瀬	4.45	4.51	200
		黒崎	4.30	4.32	200
		轟木漁港	4.28	6.91	200
		広戸	3.70	4.13	200
		深浦(役場裏)	3.15	4.19	200
		深浦(役場前)	3.90	4.09	200
		深浦湾正面	3.69	6.68	200
		湯ノ沢川河口	3.39	4.40	200
		深浦	3.06	3.94	200
		岡崎	3.12	3.11	200
		横磯	4.44	3.72	200
		小福浦	5.06	3.82	200
		黄金崎	4.40	3.27	200
		船作崎	4.56	3.71	200
沢辺漁港		3.59	2.86	200	
吉花		3.47	3.63	200	
玉坂川		4.20	3.92	200	
松原		3.71	6.53	200	
森山		5.16	5.17	200	
十二湖駅	4.85	5.77	200		
黒崎	4.94	5.63	200		
宮崎浜	4.68	5.03	200		
門ノ沢川河口	4.46	6.78	200		
下小屋野	4.64	5.69	200		
木蓮寺	5.99	6.11	200		
笥	4.89	4.94	200		
板貝	5.78	5.27	200		
須郷岬	4.34	4.09	200		

既往津波高は東北大学(1986)による

地名		既往津波高(m)	計算津波高(m)	計算格子分割(m)	備考
秋田県	山本郡八峰町	鳶の沢	6.04	3.76	200
		チゴキ崎	5.10	3.68	200
		岩館	5.09	5.16	200
		小入川	5.49	4.20	200
		岩館漁港	3.88	5.26	200
		伊勢鉢台	7.38	5.39	200
		滝ノ間	5.30	5.31	200
		八森漁港北1	7.84	4.50	200
		八森漁港北2	5.52	5.07	200
		八森漁港南	5.10	3.75	200
		造船所跡	7.36	5.17	200
		泊漁港北	9.24	5.04	200
		泊川河口	5.25	6.73	200
		泊川五能線下	7.19	6.73	200
		泊川河口	5.60	6.73	200
		寺の後1	5.82	7.16	200
		寺の後2	8.64	7.30	200
		八森後	9.52	7.47	200
		潮浜温泉北	10.18	7.75	200
		潮浜温泉南	10.44	8.09	200
	磯村	9.86	8.43	200	
	蝦夷倉	11.54	9.30	200	
	大沼	13.75	10.13	200	
	目名湯	11.51	10.05	200	
	水沢川河口北	12.98	12.05	200	
	塙川河口南	9.47	11.11	200	
	峰浜 (ゴルフ場裏北)	11.30	10.74	200	
	峰浜 (ゴルフ場裏南)	11.00	12.98	200	
	高野野	9.65	10.37	200	
	竹生川河口北	10.36	10.91	200	
	能代市	落合北	10.30	6.97	200
		能代温泉	11.50	6.79	200
		落合	7.37	7.66	200
落合(サニランド裏)		7.85	7.69	200	
能代火力		6.40	5.45	200	
能代火力南		6.50	6.02	200	
浜浅内 (ロケット実験所南)		6.41	6.50	200	
浜浅内 (ロケット実験所)		6.41	6.58	200	
浅内	6.77	8.05	200		
黒岡	7.11	7.97	200		
山本郡三種町	釜谷	6.86	7.16	200	
男鹿市	五明光	6.79	5.68	200	
	美野	6.94	6.60	200	
	宮沢海水浴場	6.61	5.73	200	

既往津波高は東北大学(1986)による

地名		既往津波高(m)	計算津波高(m)	計算格子分割(m)	備考
秋田県	男鹿市	浜間口	3.30	5.04	200
		相川漁港	2.42	3.93	200
		北浦	3.12	4.16	200
		野村川河口	3.51	4.02	200
		湯野尻	3.71	6.39	200
		西黒沢	5.19	3.52	200
		入道崎南東	3.02	4.09	200
		入道崎	5.95	3.12	200
		赤島	4.71	3.31	200
		戸賀	1.53	2.33	200
		浜塩谷	3.27	5.76	200
		塩戸下町	2.17	2.84	200
		戸賀 (男鹿水族館)	3.71	3.89	200
		戸賀 (男鹿水族館北側)	3.08	3.89	200
		戸賀 (男鹿水族館南側)	3.23	3.89	200
		加茂青砂	3.34	6.25	200
		門前岬北	2.82	3.73	200
		門前岬南	2.41	2.86	200
		潮瀬崎	1.84	1.78	200
		羽立	1.76	2.11	200
	脇本	2.86	1.85	200	
	船越水道北	1.75	2.68	200	
	潟上市	天王町	4.74	3.41	200
		出戸浜	1.95	3.77	200
		天王町南端	4.90	3.10	200
	秋田市	秋田港北	2.06	2.68	200
		秋田市向浜	2.20	5.15	200
		雄物川河口北	2.19	4.68	200
雄物川河口外海		2.27	4.68	200	
由利本荘市	下浜	3.61	3.50	200	
	道川	2.01	2.63	200	
	二古南	2.32	2.21	200	
	松ヶ崎	2.44	2.27	200	
	松ヶ崎	1.92	1.85	200	
	今泉	1.82	1.95	200	
	本荘港北(子吉川)	2.86	1.97	200	
にかほ市	西目海水浴場	1.52	2.07	200	
	金浦町 (飛舟だまり)	1.98	1.72	200	
山形県	飽海郡遊佐町	上浜	1.35	2.31	200
		女鹿	1.81	1.55	400
		滝の浦	2.26	1.79	400
		十六羅漢岩	2.68	1.72	400
		吹浦旧港	2.23	1.34	400
		吹浦新港	1.93	2.05	400
		十里塚	2.62	2.11	400
		服部興野	2.77	2.01	400
		青塚	2.64	2.35	400
		白木 (日向川河口)	1.88	2.23	400

既往津波高は東北大学(1984)⁽⁵⁾による

地名		既往津波高(m)	計算津波高(m)	計算格子分割(m)	備考
山形県	酒田市	宮野浦	1.41	1.38	200
		浜中	1.90	1.21	200
	鶴岡市	湯野浜	1.16	1.25	200
		湯野浜	1.81	1.23	200
		金沢	1.89	2.47	200
		賀茂	1.24	1.01	200
		賀茂(岸壁)	0.97	0.95	200
		油戸	1.02	1.15	200
		由良	1.26	1.55	200
		泊	2.00	1.11	200
		三瀬	1.22	1.18	200
		三瀬(漁港船揚場)	1.86	1.35	200
		小波渡	1.08	1.53	200
		堅苔沢	1.79	1.46	200
		五十川	1.38	1.02	200
		鈴	1.25	1.91	200
		暮坪	2.84	1.12	200
		米子(漁港突堤)	1.66	1.47	200
		米子	0.94	1.45	200
		温海	2.21	1.41	200
		釜谷坂	1.12	1.22	200
		宮名	1.31	1.00	200
	小岩川	1.67	1.25	200	
	浜中	1.91	1.77	200	
	早田	1.34	2.06	200	
	鼠ヶ関	1.25	1.26	200	
村上市	山北町北(府屋)	2.04	1.45	200	
	寝屋	1.06	1.14	200	
	笹川流	1.19	1.45	200	
	桑川	1.42	1.22	200	
	馬下	1.33	1.42	200	
	柏尾	1.33	1.37	200	
	野潟	2.28	1.33	200	
	野潟	1.38	1.55	200	
	瀬波	1.58	1.57	200	
	岩船	2.02	2.04	200	
新潟県	胎内市	桃崎浜	1.71	2.25	200
		村松浜	1.61	2.56	200
北蒲原郡聖籠町	次第浜	1.94	1.64	200	
新潟市	新潟市	鳥見浜	1.64	1.87	200
		新井郷川河口	2.04	1.95	200
		松浜	2.24	1.51	200
		阿賀野川	1.64	1.35	200
		入船町	0.78	1.46	200
		窪田町浜	1.64	1.25	200
		関屋金衛町浜	1.25	1.39	200
		五十嵐浜	1.79	1.38	200
		関屋分水河口 (西岸)	1.50	1.52	200
新川河口	2.00	1.38	200		

既往津波高は東北大学(1984)⁽⁵⁾による

地名			既往 津波高 (m)	計 算 津波高 (m)	計算 格子 分割 (m)	備考
佐渡島	佐渡市	両津	1.44	1.21	200	
		両津	1.36	1.29	200	
佐渡島	佐渡市	白瀬	0.95	0.57	200	
		浦川	0.94	0.82	200	
		黒姫	1.14	0.91	200	
		北小浦	0.93	0.97	200	
		鷺崎	1.43	1.17	200	
		藻浦	3.31	3.14	200	
		願	3.89	2.27	200	
		北鶴島	2.39	2.30	200	
		高下	1.39	1.57	200	
		北川内	2.00	1.62	200	
		北狄	0.82	1.07	200	
		姫津	0.93	0.54	200	
		達者	1.23	2.53	200	
		相川	1.26	1.39	200	
		稲鯨	0.81	0.69	200	
		二見	0.64	0.84	200	
		佐和田	0.43	0.73	200	
		小木大浦	1.24	0.82	200	
		江積	0.73	0.66	200	
		小木	0.57	1.03	200	
		羽茂	0.60	0.92	200	
		三瀬	0.76	0.78	200	
		赤泊	0.81	0.98	200	
多田	0.68	0.38	200			
野浦	0.53	0.48	200			
大川	1.01	0.89	200			
石川県	珠洲市	寺家漁港	1.00	0.94	200	
		狼煙漁港	2.50	1.24	200	
		高屋漁港	0.90	1.11	200	
		長橋漁港	1.50	1.40	200	
		真浦	1.00	1.33	100	
	輪島市	曾々木	1.15	1.56	100	
		輪島	1.50	2.29	50	
		皆月漁港	1.25	1.13	100	
		深見漁港	1.45	1.54	100	
		赤神漁港	0.70	0.73	100	
	羽咋郡志賀町	赤崎漁港	0.90	0.91	50	
		富来漁港	0.60	0.95	50	
		福浦漁港	1.80	0.98	25	
		安部屋漁港	1.30	0.92	50	
		高浜漁港	1.30	0.78	50	
	羽咋市	柴垣漁港	1.00	0.82	50	
	加賀市	橋立漁港	0.50	0.72	200	
福井県	敦賀市	敦賀港	0.50	0.64	100	
		貯木場	0.60	0.32	100	
		浦底	0.50	0.36	50	

既往津波高は東北大学(1986) (486) (5) による

地名			既往 津波高 (m)	計 算 津波高 (m)	計算 格子 分割 (m)	備考
福井県	三方郡美浜町	菅浜	0.80	0.93	100	
		日向漁港	1.00	1.23	200	
	三方上中郡若狭町	小川漁港	0.50	0.58	200	
		世久見漁港	0.80	0.73	200	
	小浜市	小浜漁港	0.50	0.47	200	
		岡津漁港	0.60	0.33	200	
大飯郡おおい町	本郷漁港	0.60	0.42	200		
	若狭和田	0.70	0.62	200		
	若狭和田	1.00	1.14	200		
大飯郡高浜町	高浜漁港	0.50	0.69	200		
	田井	1.00	0.60	200		
	野原	2.00	2.00	200		
舞鶴市	小橋	2.50	3.08	200		
	三浜	1.00	1.09	200		
	中舞鶴	1.00	0.43	200		
	平田	0.70	0.93	200		
	新井	1.00	1.08	200		
与謝郡伊根町	千枚田	1.00	1.30	200		
	本庄浜	1.00	1.49	200		
	間人	0.80	1.24	400		
京丹後市	三津	0.80	1.25	400		
	浅茂川	0.80	1.37	400		
	旭	1.60	1.33	400		

既往津波高は東北大学(1984) (5) による

地名については、文献の地点名称を基本とし、市町村合併後の市町村名に対応させ記載。

第7表 日本海沿岸における既往津波高と計算津波高の比較
—1833年（山形県沖）地震津波—

地名			既往津波高(m)	計算津波高(m)		計算格子分割(m)	備考
				1枚断層	2枚断層		
秋田県	にかほ市	象潟	3.50	2.40	4.15	200	既往津波高は※部を除き文献①による（※部は文献②による）
山形県	酒田市	酒田 ※	7.50	11.05	6.04	200	
		湯の浜	4.50	6.82	5.06	200	
	鶴岡市	加茂	8.00	9.29	5.75	200	
		今泉	4.50	8.80	4.36	200	
		由良	5.50	7.26	4.83	200	
		五十川	5.50	7.48	3.96	200	
		鼠ヶ関	5.50	10.80	5.38	200	
新潟県	岩船郡山北町	府屋 ※	7.00	12.38	5.24	200	
	村上市	岩船 ※	4.50	5.31	2.81	200	
	胎内市	荒川 ※	4.50	4.94	4.48	200	
	新潟市	松ヶ崎	3.50	3.74	2.91	200	
		新潟 ※	5.00	4.45	3.43	200	
		角田浜 ※	5.00	2.96	3.57	200	
三島郡出雲崎町	出雲崎 ※	2.50	1.84	2.21	200		
佐渡	佐渡市	小木	1.00	1.22	1.50	200	
		赤泊	1.50	1.73	2.14	200	
		両津	4.50	2.68	3.48	200	
		鷺崎	3.50	5.11	3.60	200	
		願	3.50	4.90	3.85	200	
		鵜島	3.50	3.42	3.48	200	
		岩谷口 ※	5.00	2.97	5.88	200	
		真更川	3.50	3.57	3.69	200	
		石名	3.50	2.89	4.27	200	
		高下	3.50	2.29	4.16	200	
相川	2.50	1.82	3.51	200			
富山県	氷見市	氷見 ※	1.50	0.85	1.09	100	
石川県	輪島市	輪島 ※	5.70	4.54	6.48	50	

既往津波高については、以下の文献を参照。

文献①：渡辺（1985）⁽⁴⁾

文献②：萩原（1989）⁽¹²⁾

なお、地名については、文献の地点名称を基本とし、市町村合併後の市町村名に対応させ記載。

第8表 海域活断層における推定津波高

名 称		断層 長さ L (km)	幅 W (km)	すべり 量 D (m)	地震 モーメント M ₀ (N・m)	海域部の 断層長さ L' (km)	海域部の 地震モーメント M ₀ ' (N・m)	海域部の モーメント マグニチュード M _w	津波の 伝播距離 Δ (km)	推定 津波高 H _t (m)
笹波沖断層帯（東部）	①	21	13.7	1.71	1.70×10 ¹⁹	15	1.21×10 ¹⁹	6.7	23	0.9
笹波沖断層帯（西部）	②	25	15.0	2.04	2.62×10 ¹⁹	25	2.62×10 ¹⁹	6.9	24	1.4
笹波沖断層帯（全長）	①+②	45	15.0	3.75	8.88×10 ¹⁹	40	7.78×10 ¹⁹	7.2	21	3.1 (*)
海士岬沖断層帯	③	18	11.7	1.46	1.06×10 ¹⁹	18	1.06×10 ¹⁹	6.6	16	1.2
羽咋沖東撓曲	④	34	15.0	2.80	4.93×10 ¹⁹	34	4.93×10 ¹⁹	7.1	20	2.6
羽咋沖西撓曲	⑤	23	15.0	1.91	2.31×10 ¹⁹	23	2.31×10 ¹⁹	6.8	24	1.3
前ノ瀬東方断層帯	⑥	30	15.0	2.45	3.80×10 ¹⁹	30	3.80×10 ¹⁹	7.0	27	1.6
珠洲岬沖断層帯	⑦	69	15.0	5.77	2.10×10 ²⁰	69	2.10×10 ²⁰	7.5	89	1.5
猿山岬北方沖断層	⑧	49	15.0	4.07	1.05×10 ²⁰	49	1.05×10 ²⁰	7.3	51	1.7
F-1	⑨	34	15.0	2.82	5.02×10 ¹⁹	34	5.02×10 ¹⁹	7.1	95	0.5
F-2	⑩	27	15.0	2.24	3.18×10 ¹⁹	27	3.18×10 ¹⁹	6.9	58	0.7
F-3	⑪	40	15.0	3.29	6.85×10 ¹⁹	40	6.85×10 ¹⁹	7.2	84	0.8
F-4	⑫	31	15.0	2.54	4.06×10 ¹⁹	31	4.06×10 ¹⁹	7.0	99	0.5

(*)海域部の断層長さと全体の断層長さとの比を考慮して算定。

第9表 数値シミュレーションによる津波高の検討結果

	推定位置	既往津波	海域活断層に想定される地震に伴う津波	日本海東縁部に想定される地震に伴う津波
最大水位上昇量	最大遡上点	約 1.5m	約 4.2m	約 4.5m
		1833年 (山形県沖)	羽咋沖東撓曲	秋田県・山形県沖
最大水位下降量	1号補機冷却水取水口	約 0.8m	約 2.7m	約 2.1m
		1833年 (山形県沖)	笹波沖断層帯(全長)	秋田県・山形県沖
	2号補機冷却水取水口	約 1.0m	約 3.0m	約 2.3m
		1833年 (山形県沖)	笹波沖断層帯(全長)	秋田県・山形県沖

太字は、評価に用いる最大水位上昇量および最大水位下降量を示している。

第 10 表 水位変動の数値シミュレーションの計算条件

項目	計算条件											
計算領域	取水口～取水路（トンネル）～合流点 補機冷却水取水口～取水路（トンネル）～合流点 合流点～取水路（トンネル）～取水槽～海水熱交換器建屋海水ポンプ室											
計算時間間隔 Δt	0.1 秒											
基礎方程式	非定常管路流の連続式および運動方程式											
取水槽側境界条件 (ポンプ取水量)	1号機通常運転時 : 40.0 m ³ /s 1号機循環水ポンプ停止時 : 2.0 m ³ /s 2号機通常運転時 : 93.0 m ³ /s 2号機循環水ポンプ停止時 : 3.0 m ³ /s											
取水路の損失係数	流入・曲がり・摩擦等の損失水頭が実験および計算を踏まえた以下の設計値となるように【 】内に示すマンニングの粗度係数を設定。なお、経年時は、水路全周に 15 c m の貝代を考慮。 <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">号機</th> <th colspan="2">損失水頭</th> </tr> <tr> <th>運転初期</th> <th>経年時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号</td> <td>1.1 m 【0.021】</td> <td>4.8 m 【0.037】</td> </tr> <tr> <td>2号</td> <td>0.9 m 【0.026】</td> <td>3.3 m 【0.044】</td> </tr> </tbody> </table>	号機	損失水頭		運転初期	経年時	1号	1.1 m 【0.021】	4.8 m 【0.037】	2号	0.9 m 【0.026】	3.3 m 【0.044】
号機	損失水頭											
	運転初期	経年時										
1号	1.1 m 【0.021】	4.8 m 【0.037】										
2号	0.9 m 【0.026】	3.3 m 【0.044】										
想定する潮位条件	水位上昇側：朔望平均満潮位 T. P. +0.5m ⁽⁴⁷⁾ 水位下降側：朔望平均干潮位 T. P. -0.05m ⁽⁴⁷⁾											
地盤変動条件	地盤変動量を考慮											
計算時間	海域活断層 : 地震発生後 3 時間 日本海東縁部 : 地震発生後 6 時間											

基礎方程式（管水路の連続式および運動方程式）

（ポンプ室での連続式）

$$\frac{\partial Q}{\partial x} = 0$$

（運動方程式）

$$\frac{\partial Q}{\partial t} + gA \frac{\partial H}{\partial x} + gA \left(\frac{n^2 |v| v}{R^{4/3}} + \frac{1}{\Delta x} f \frac{|v| v}{2g} \right) = 0$$

（合流・分岐部の連続式）

$$\sum_{i=1}^m Q_i = 0$$

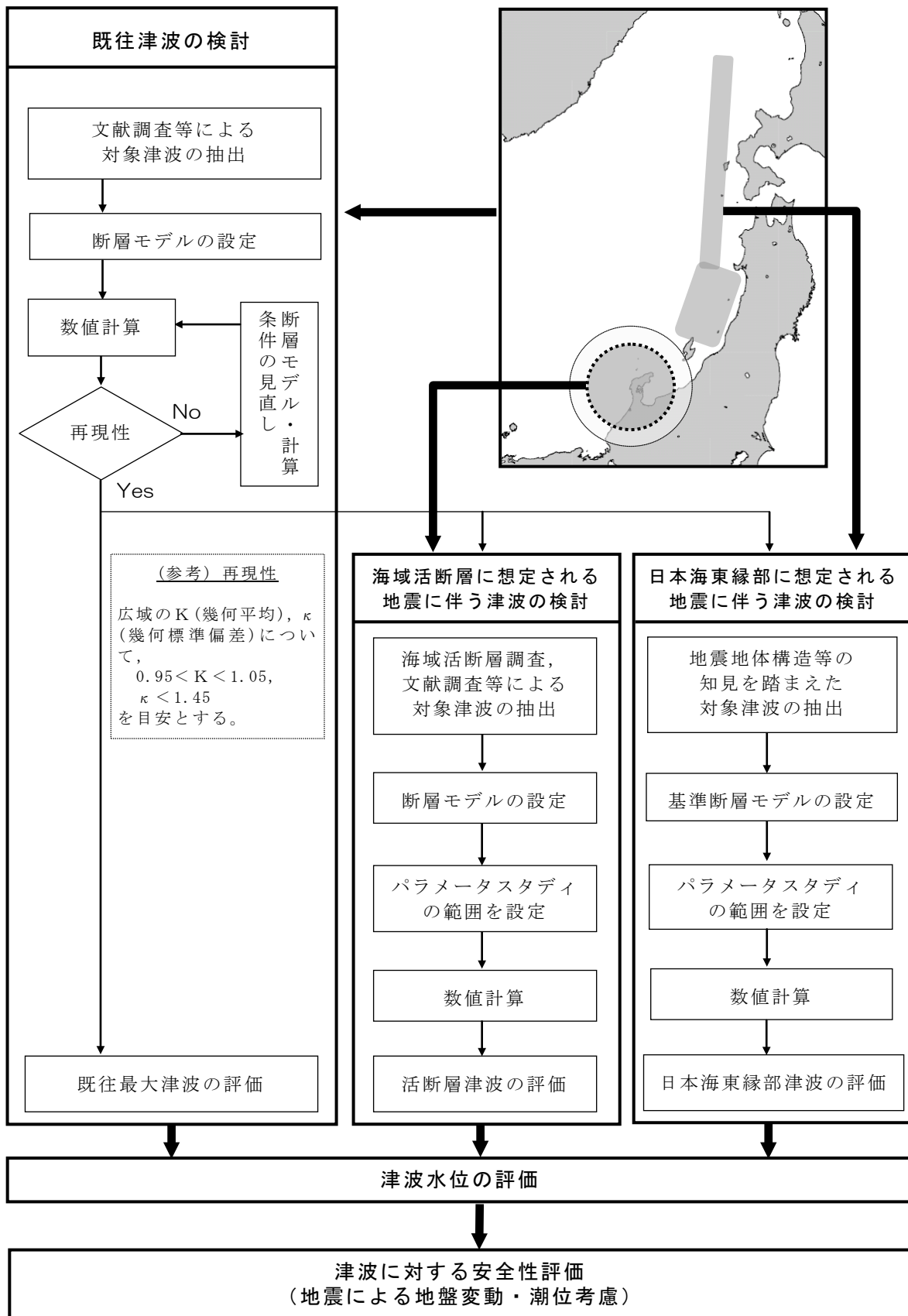
ここに、 t : 時間, Q : 流量, v : 管路の流速, x : 管底に沿った座標

A : 流水断面積, H : 圧力水頭+位置水頭, g : 重力加速度

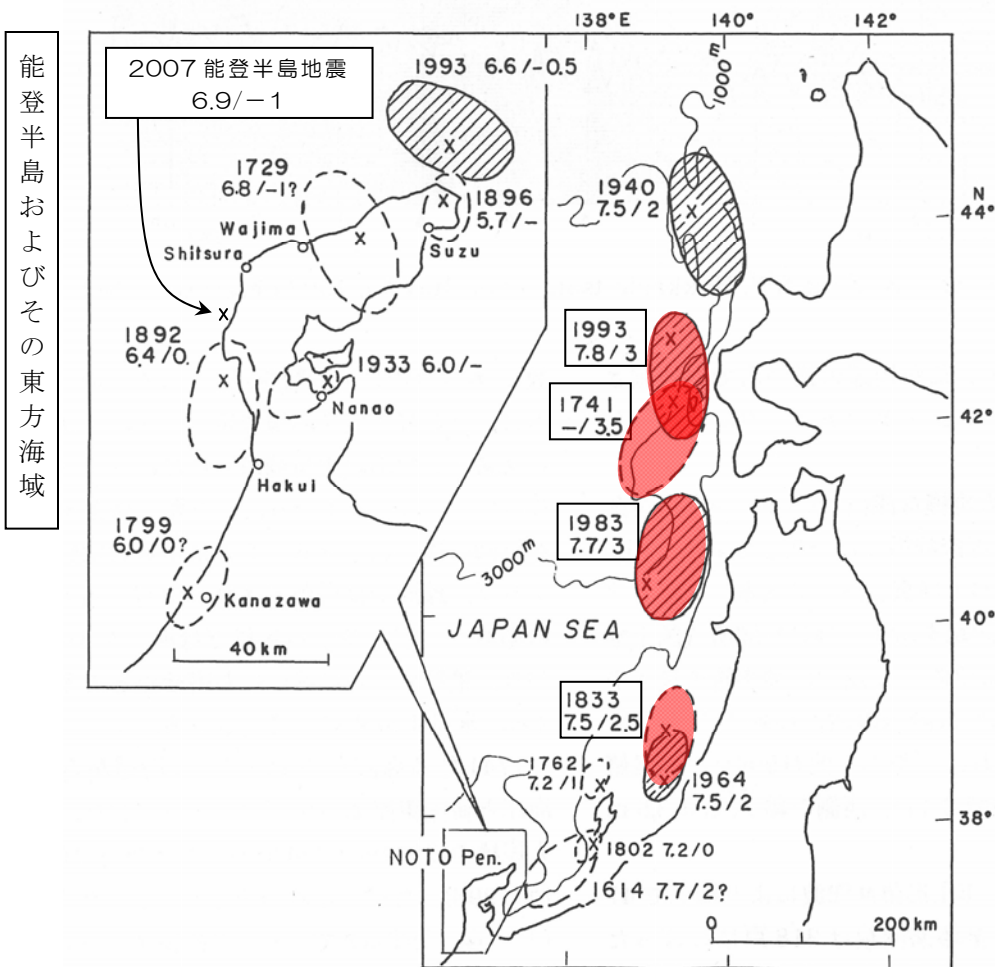
n : マンニングの粗度係数, R : 径深, Δx : 管路の流れ方向の長さ

f : 局所損失係数

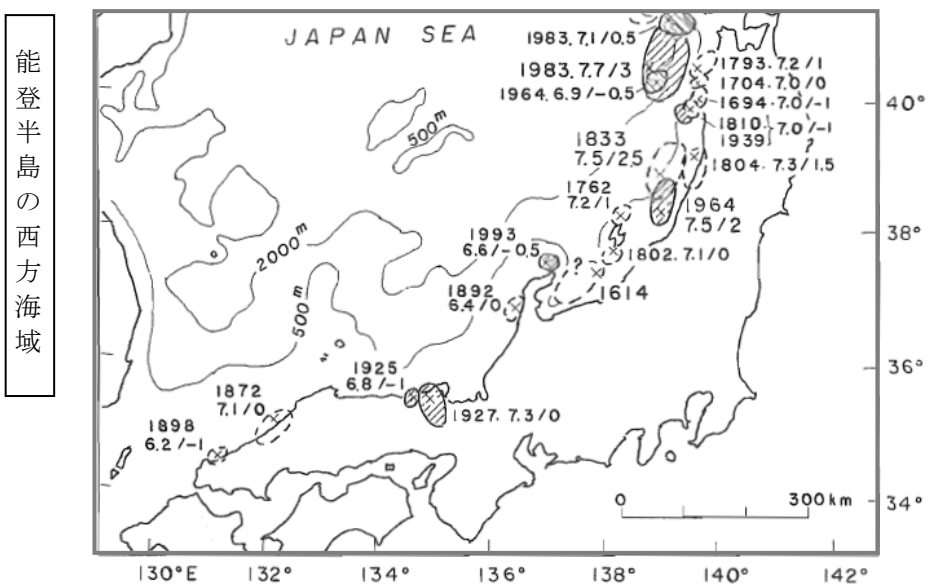
m : 合流・分岐部に流入する管路の数



第1図 評価フロー

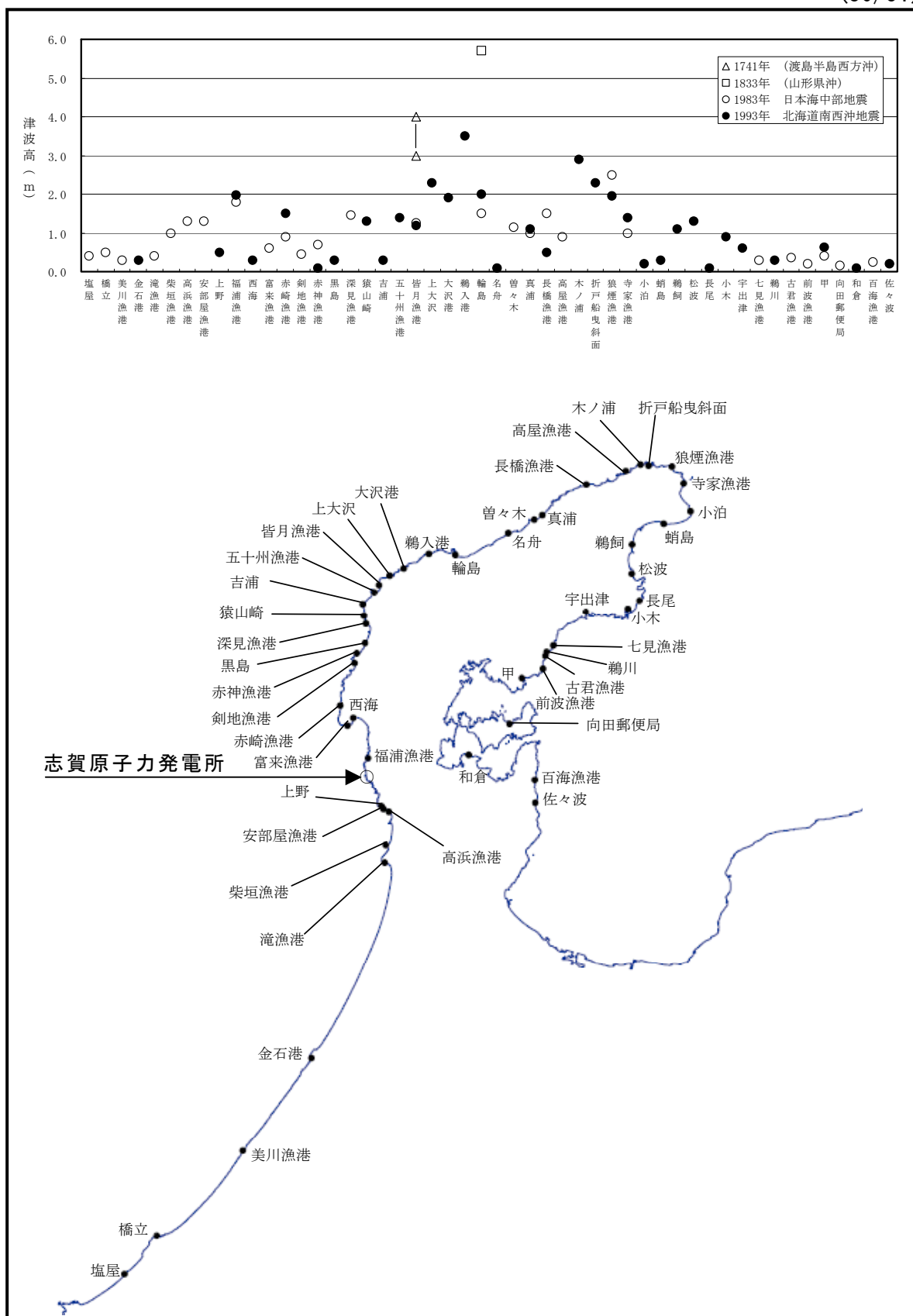


(羽鳥 (1999) ⁽¹³⁾ に一部加筆)

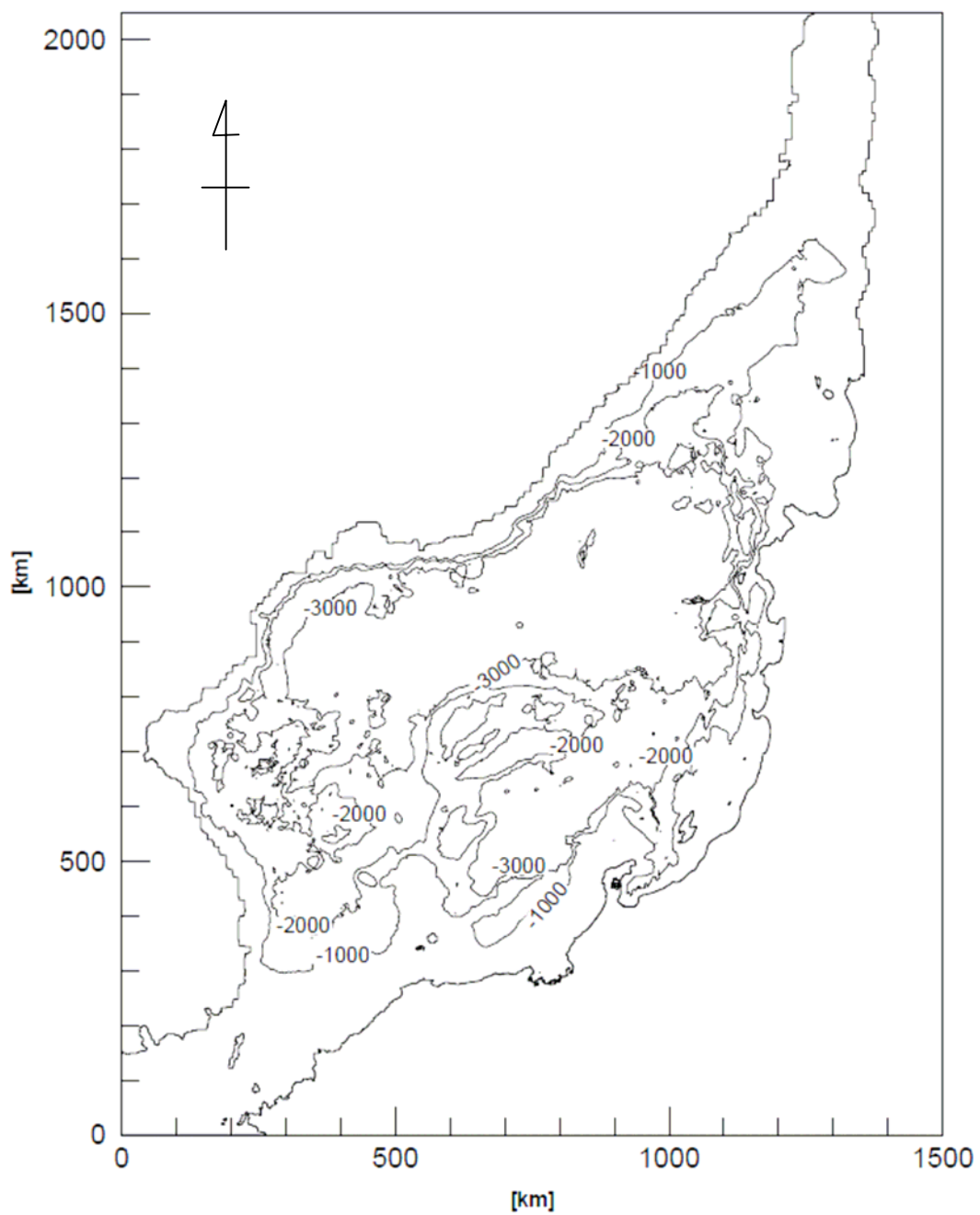


(羽鳥 (1995) ⁽¹⁴⁾ の一部を記載)

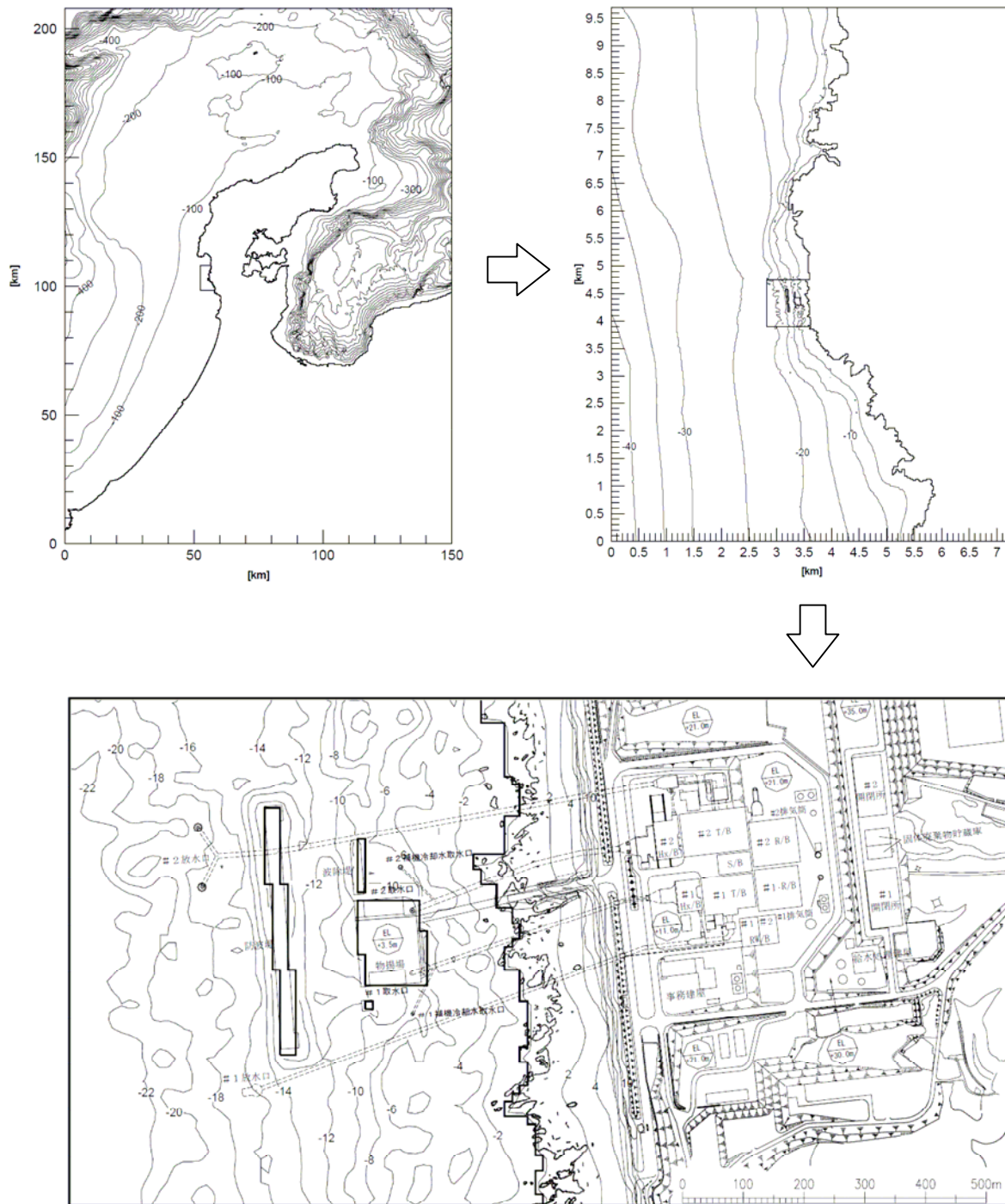
第2図 日本海で発生した地震と津波波源域



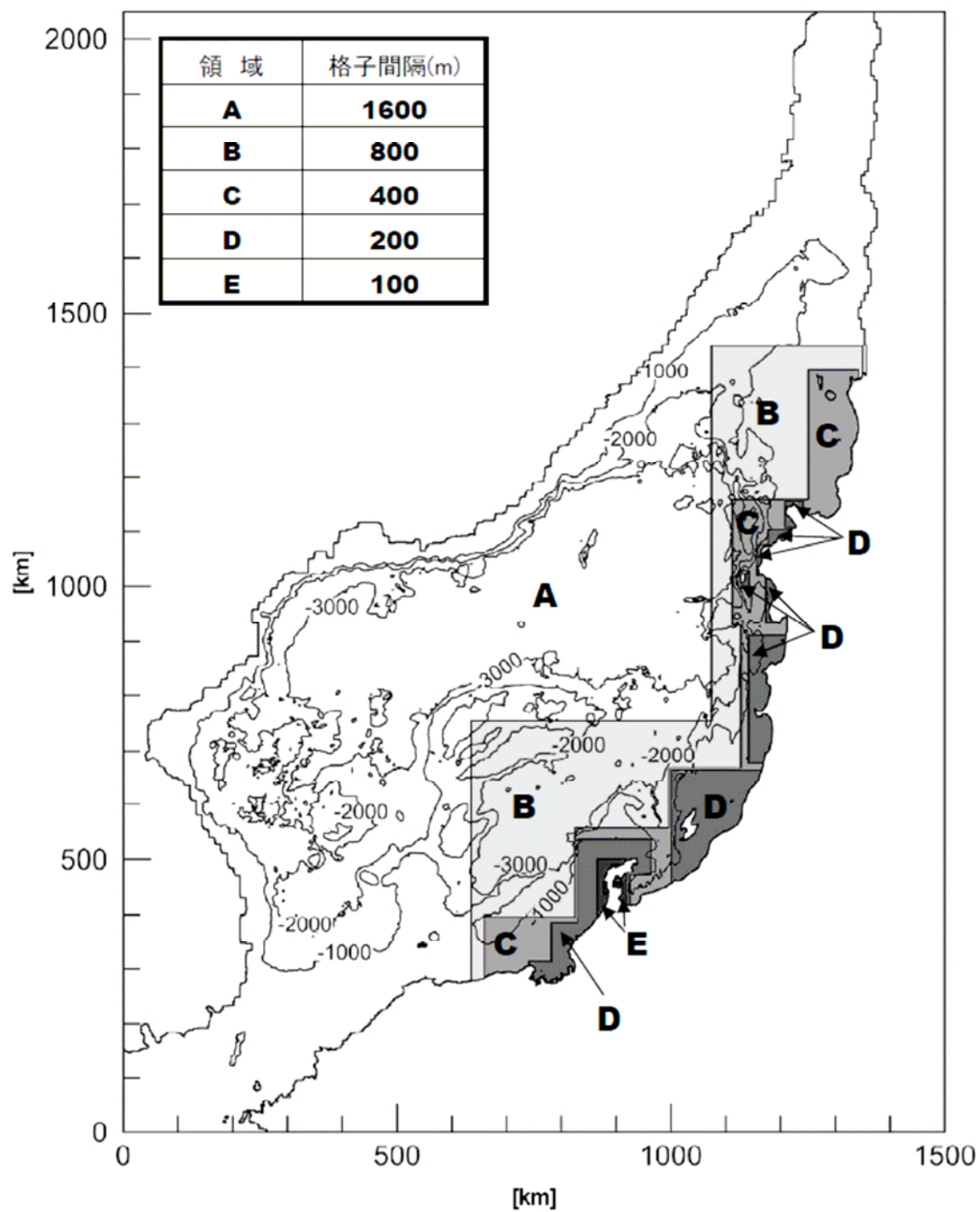
第3図 能登半島における既往津波高の比較



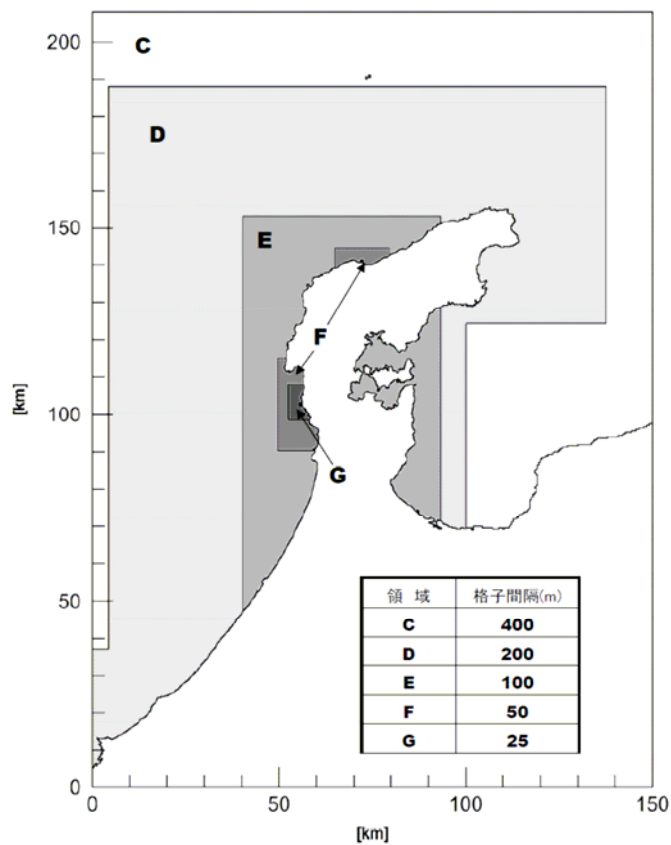
第4図(1) 計算領域と水深 (全域図)



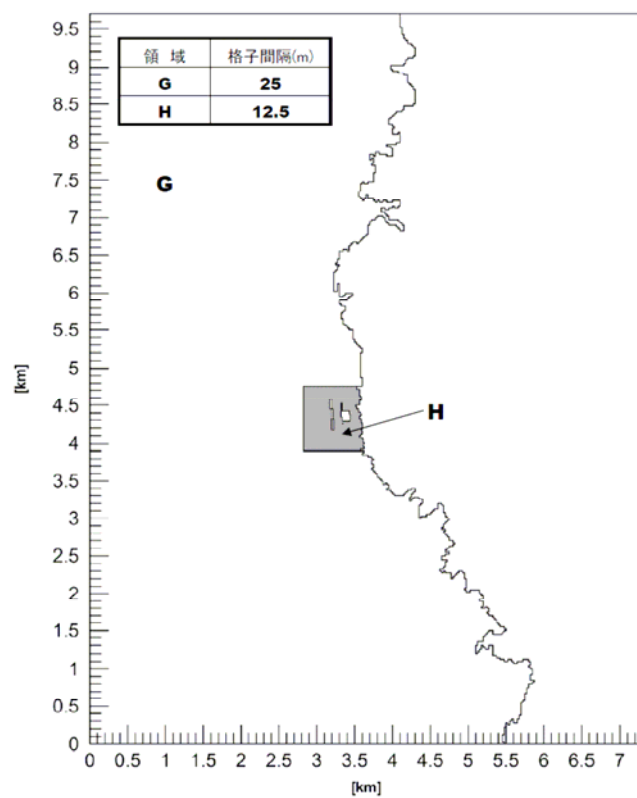
第4図(2) 計算領域と水深



第 5 図(1) 計算領域の格子分割

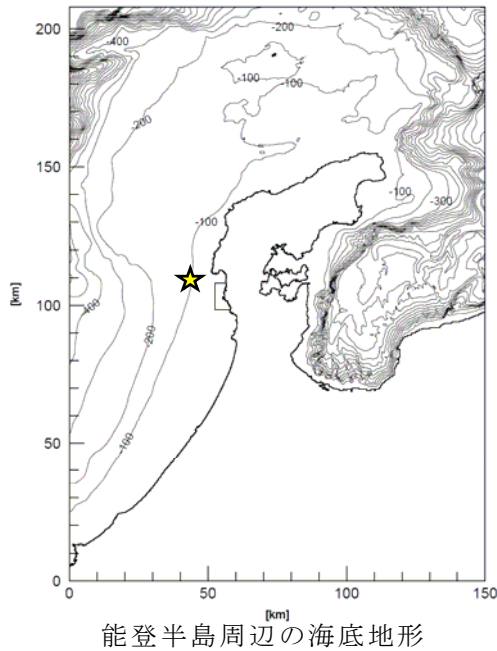


第 5 図 (2) 計算領域の格子分割



第 5 図 (3) 計算領域の格子分割

格子間隔の設定にあたっての条件等



Shuto et al. (1986)⁽³¹⁾の提案：水深と津波の周期から推定される津波の波長を基に1波長に対して必要な計算格子間隔

L (1波長) の1/20以下

$$L = \sqrt{gh} \times T$$

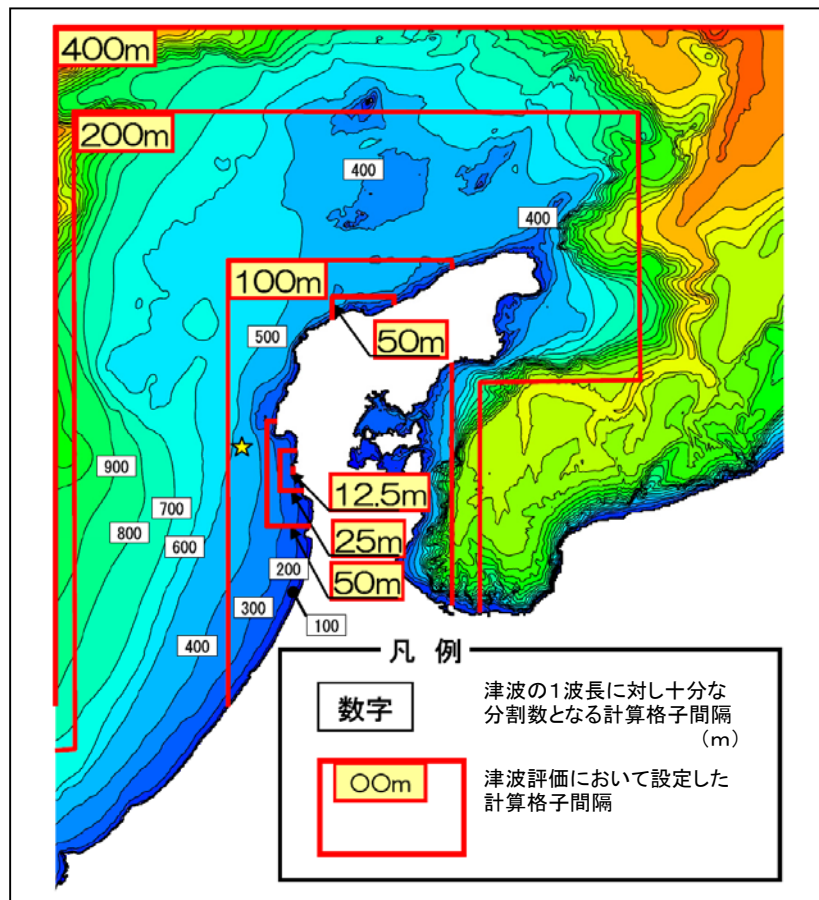
g : 重力加速度
 h : 水深
 T : 周期 (=5分)

に基づき、下図のとおり計算格子間隔を設定。

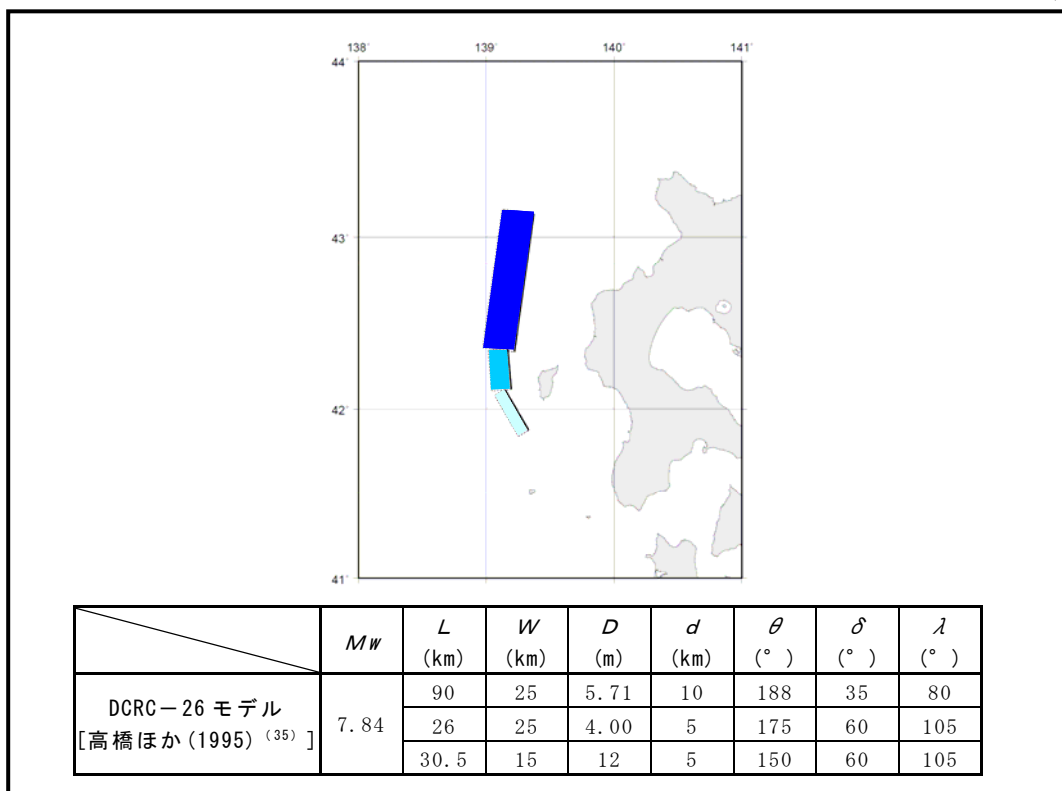
計算例【両図の★印の点】

上式に基づく計算格子間隔の計算			津波評価の設定
水深 (m)	上記式のL (m)	L/20 (m)	
100	9391	470	100

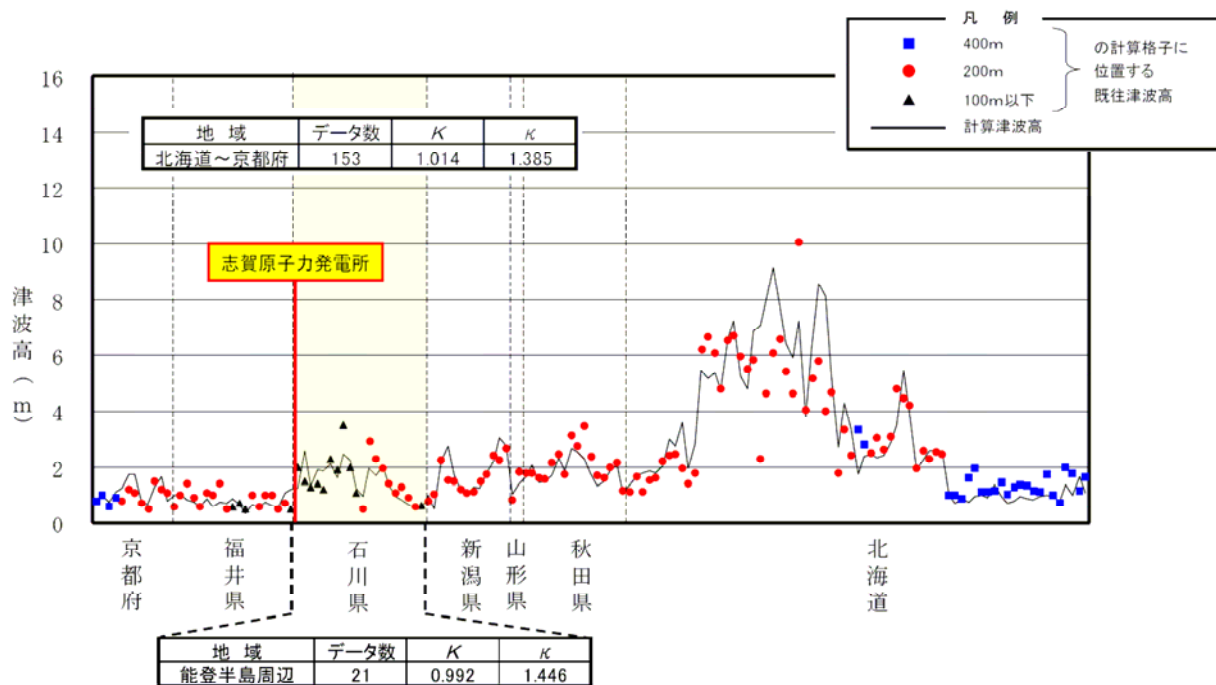
設定



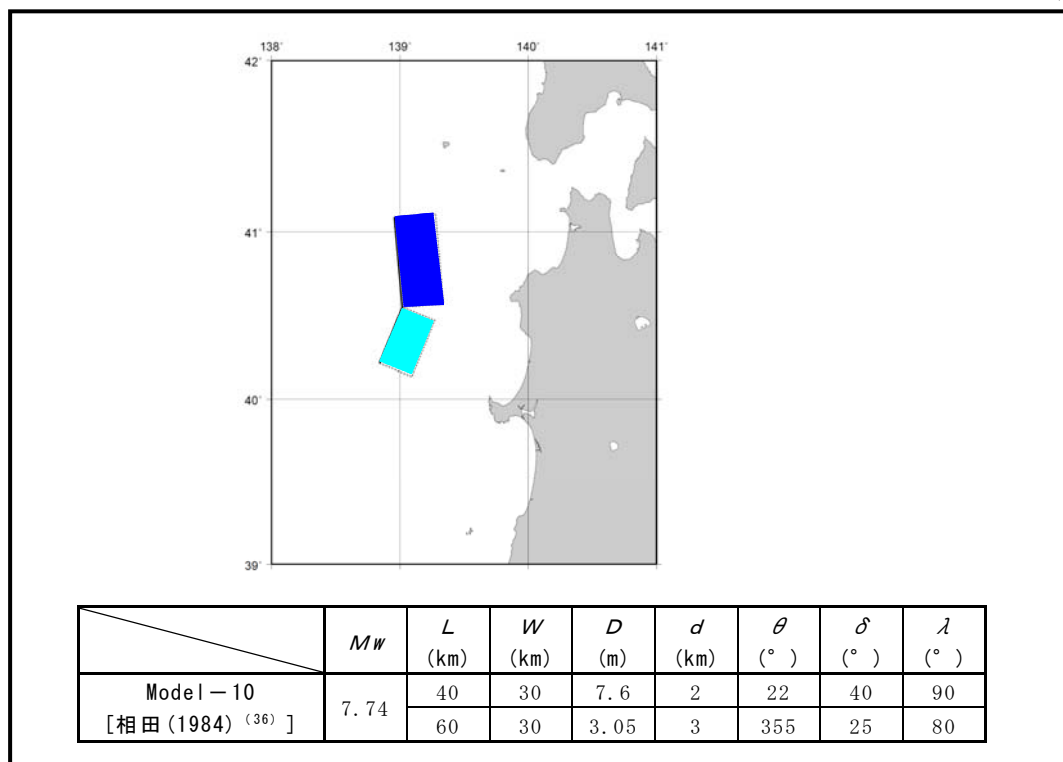
第6図 津波の波長を基に1波長に対して必要となる計算格子間隔と設定値



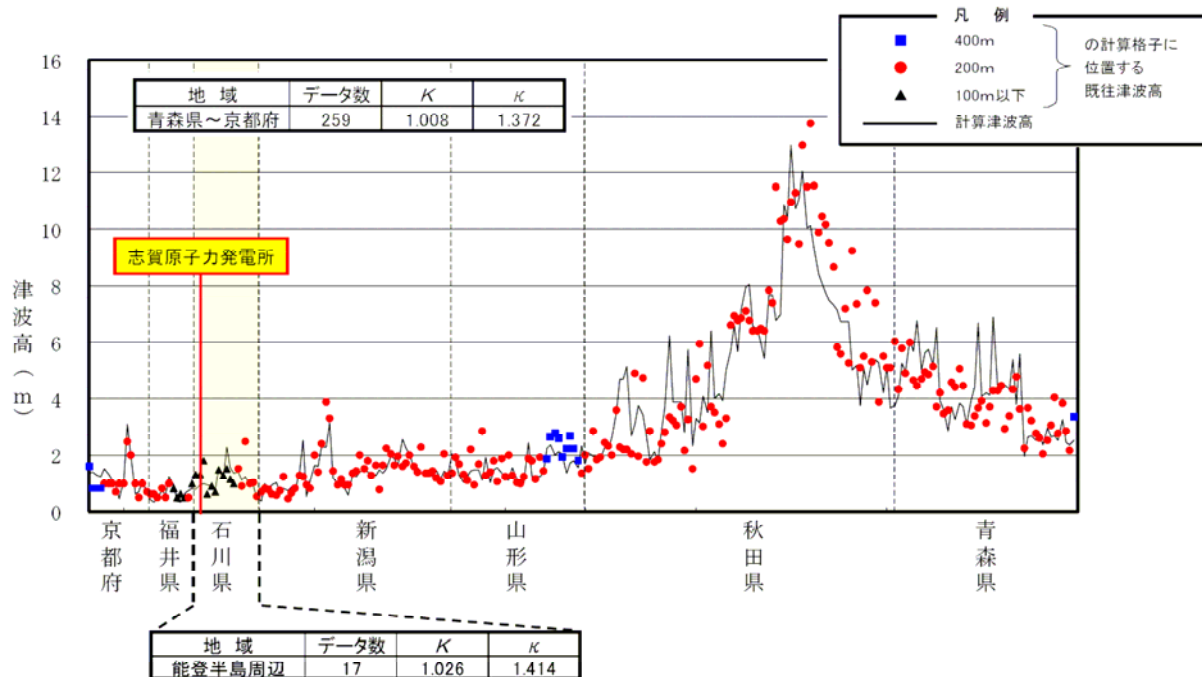
第 7 図 1993 年北海道南西沖地震津波の断層モデル



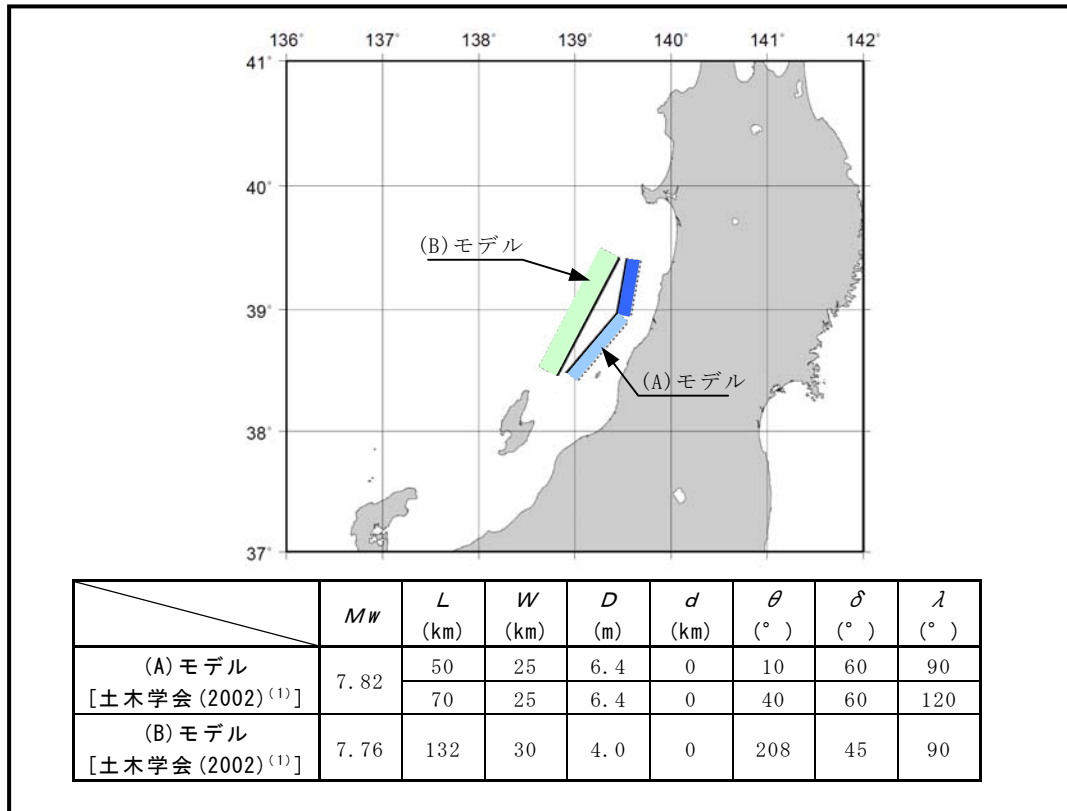
第 8 図 既往津波高と計算津波高との比較
(1993 年北海道南西沖地震津波)



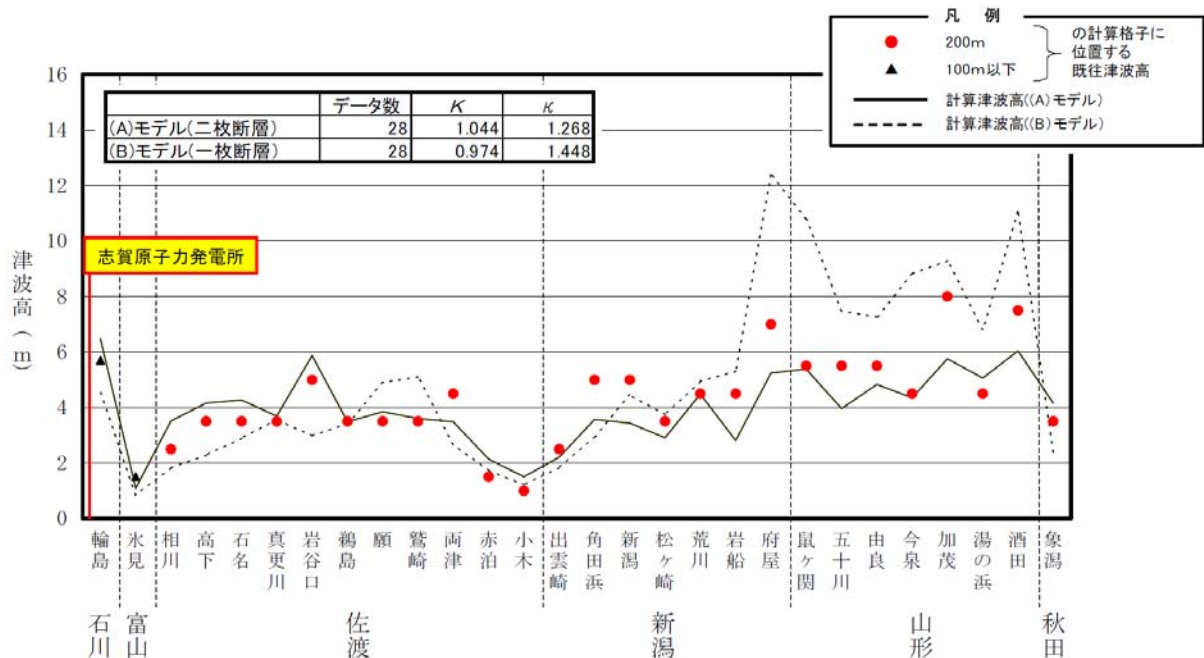
第 9 図 1983 年日本海中部地震津波の断層モデル



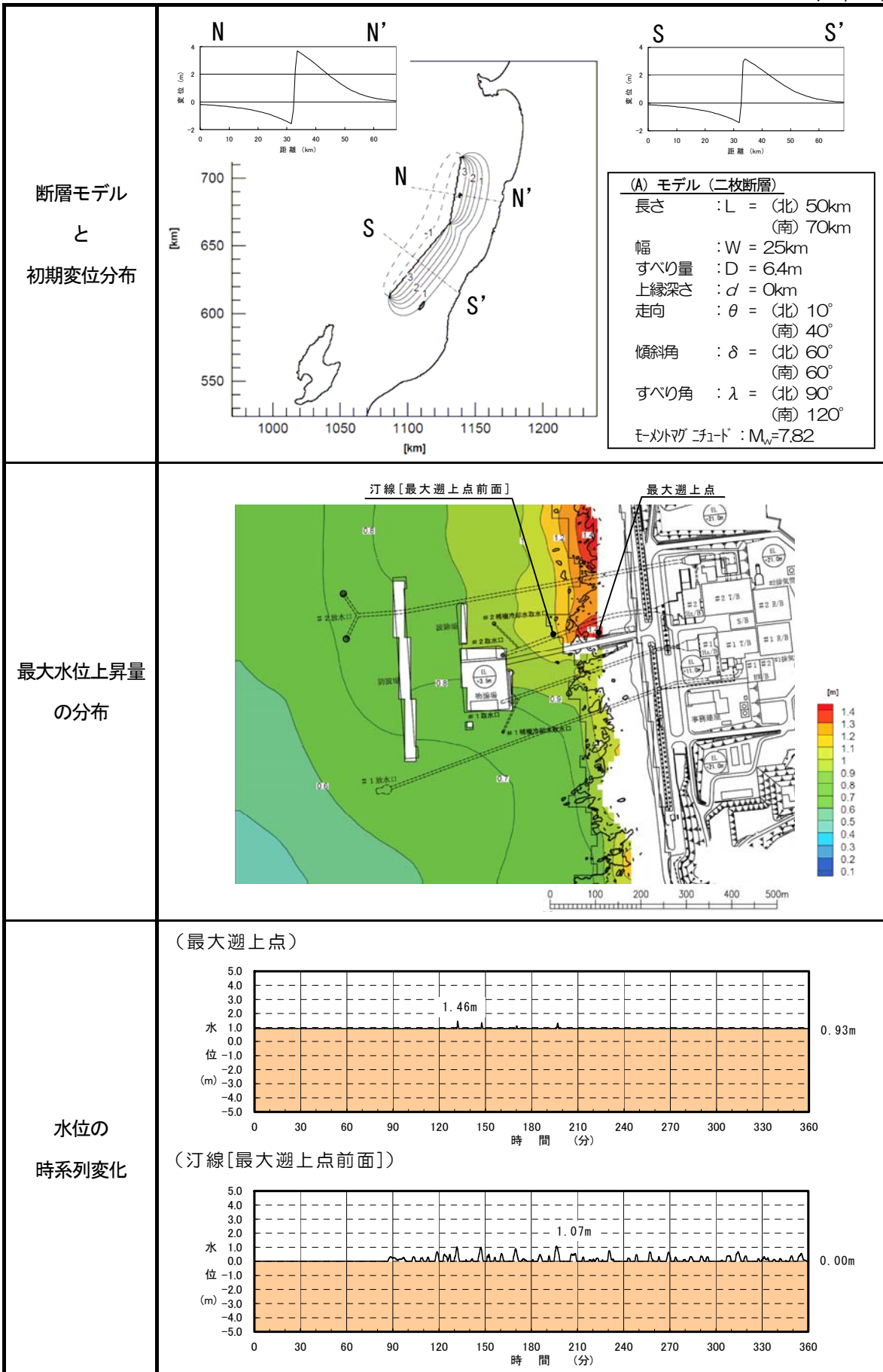
第 10 図 既往津波高と計算津波高との比較
(1983 年日本海中部地震津波)

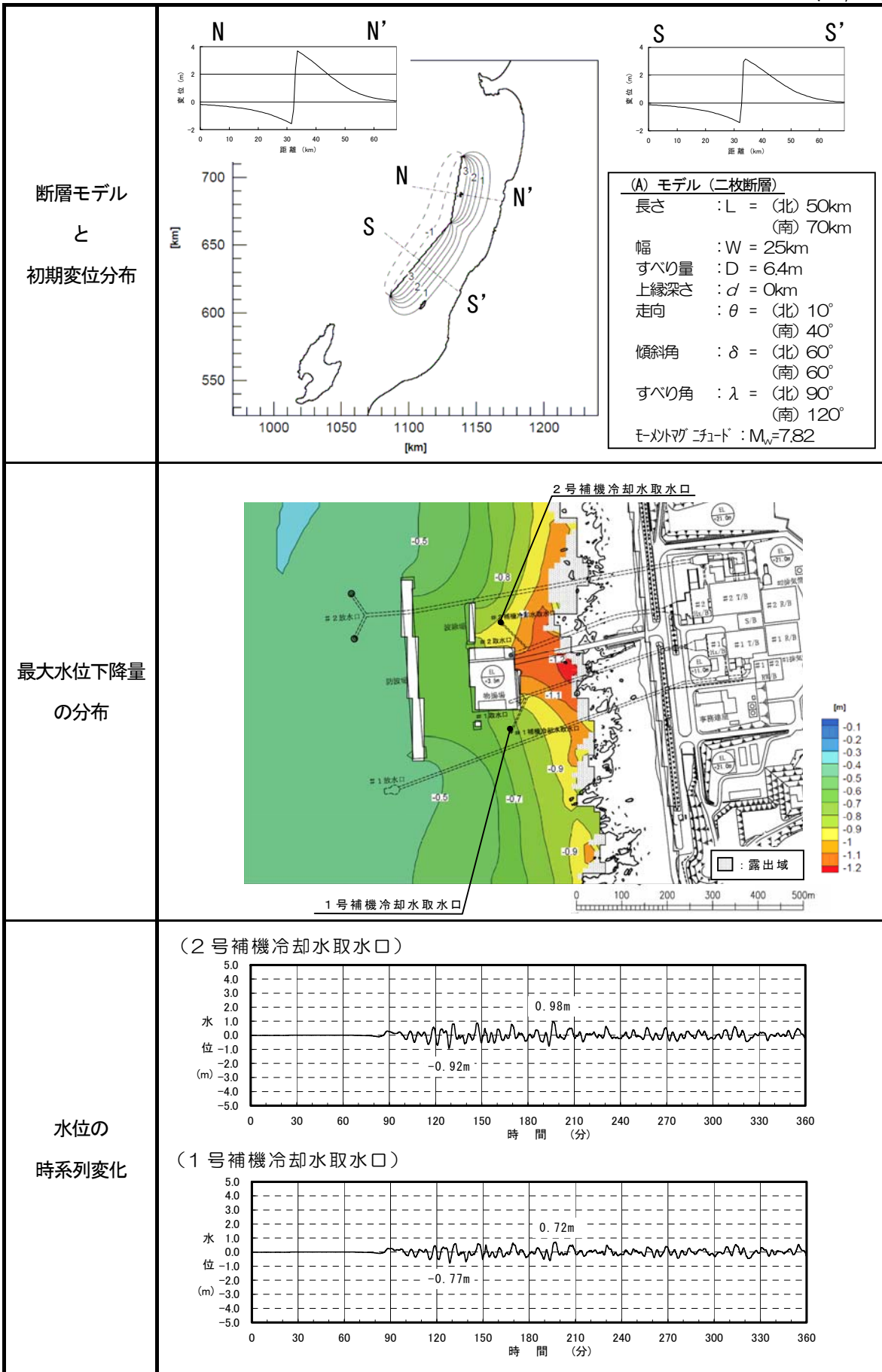


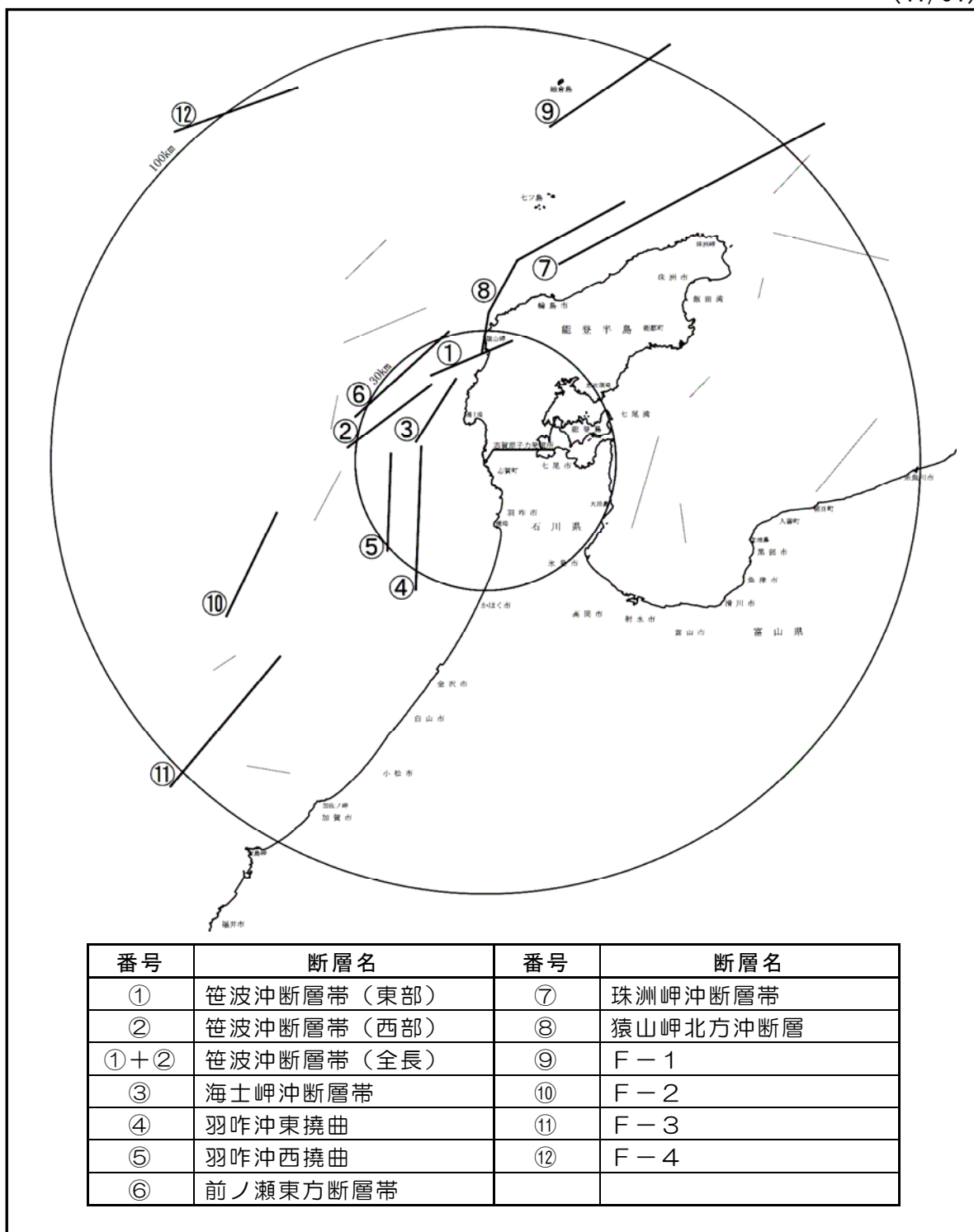
第 11 図 1833 年（山形県沖）津波の断層モデル



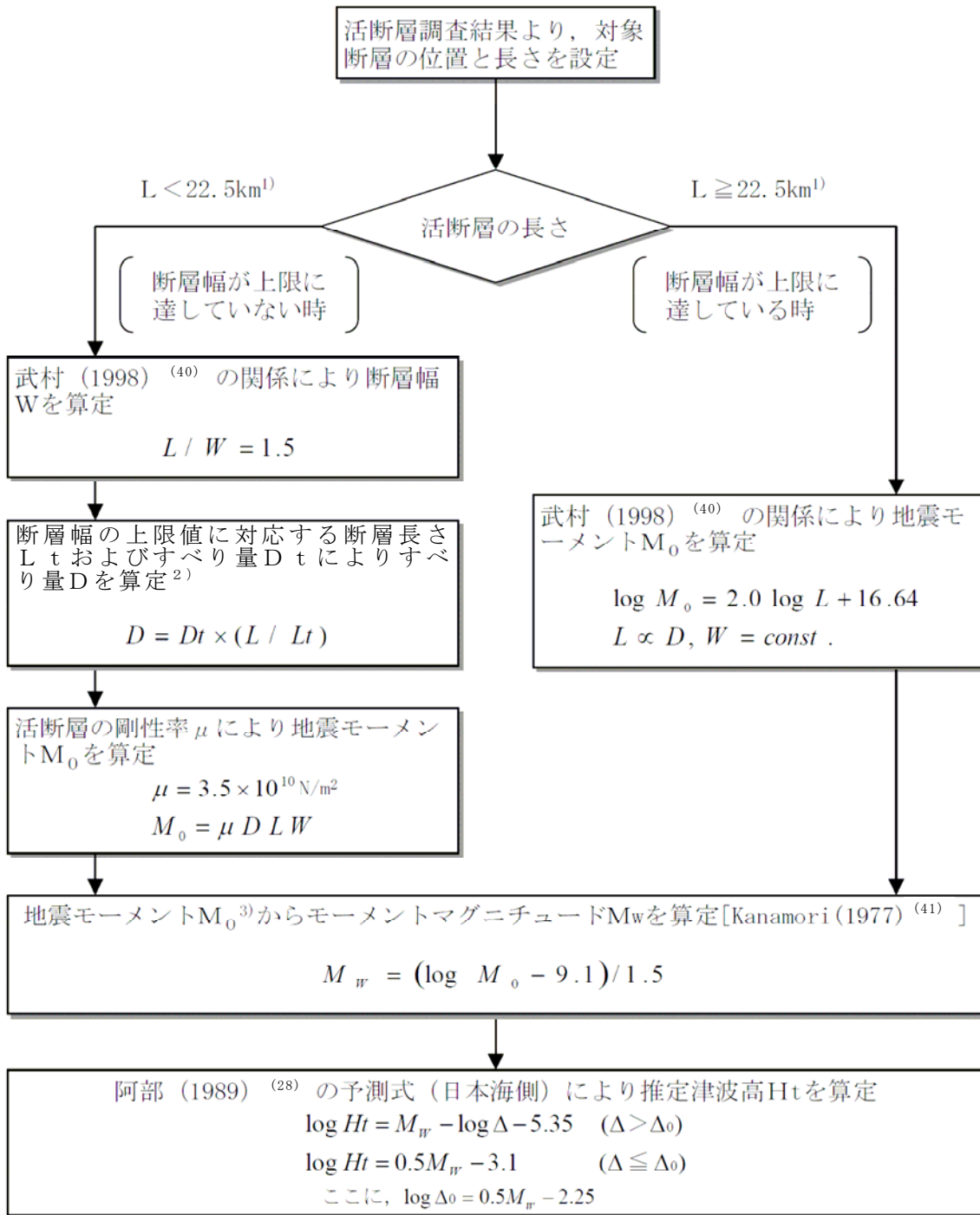
第 12 図 既往津波高と計算津波高との比較
(1833 年（山形県沖）津波)







第 15 図 海域活断層分布

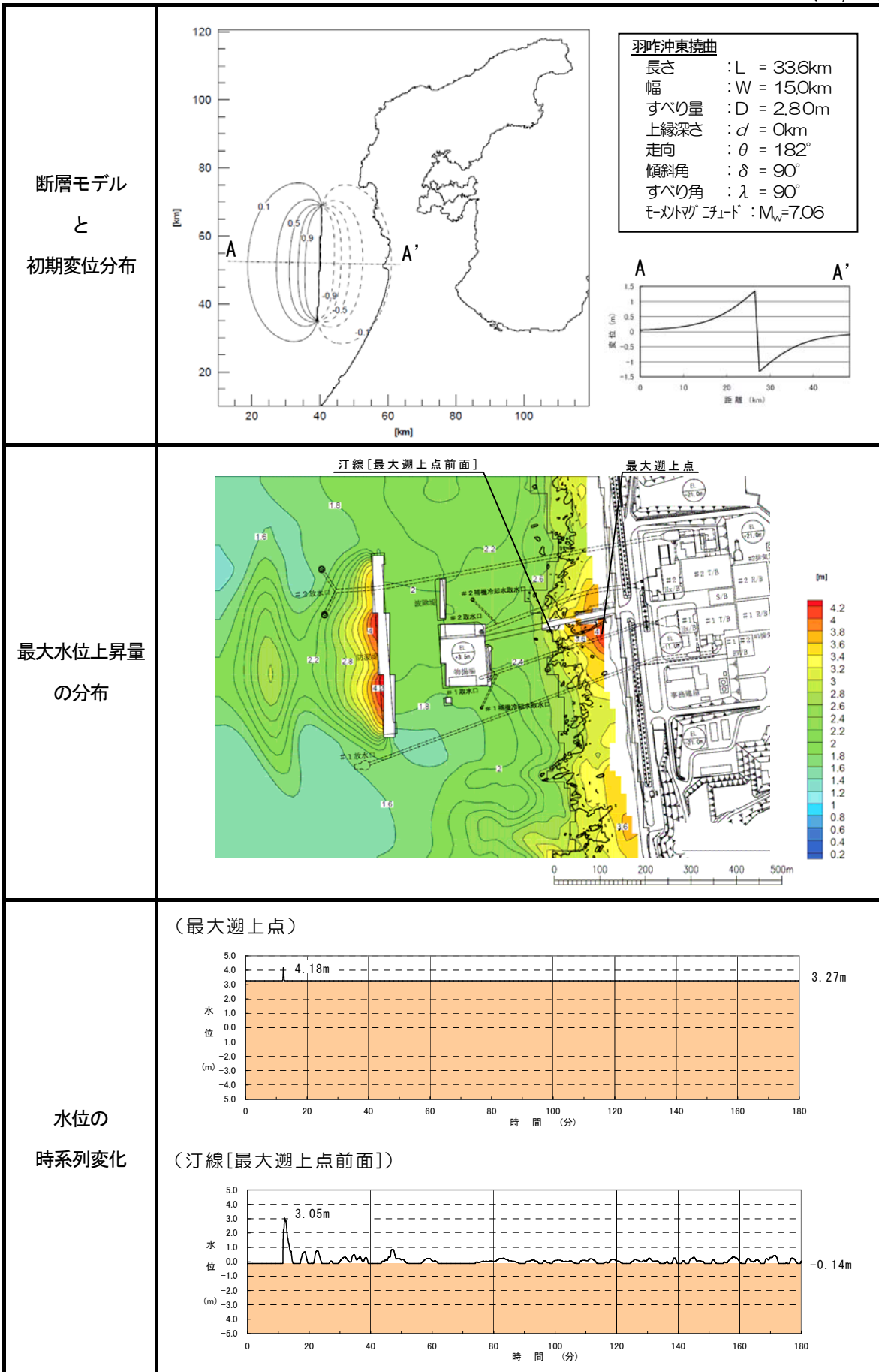


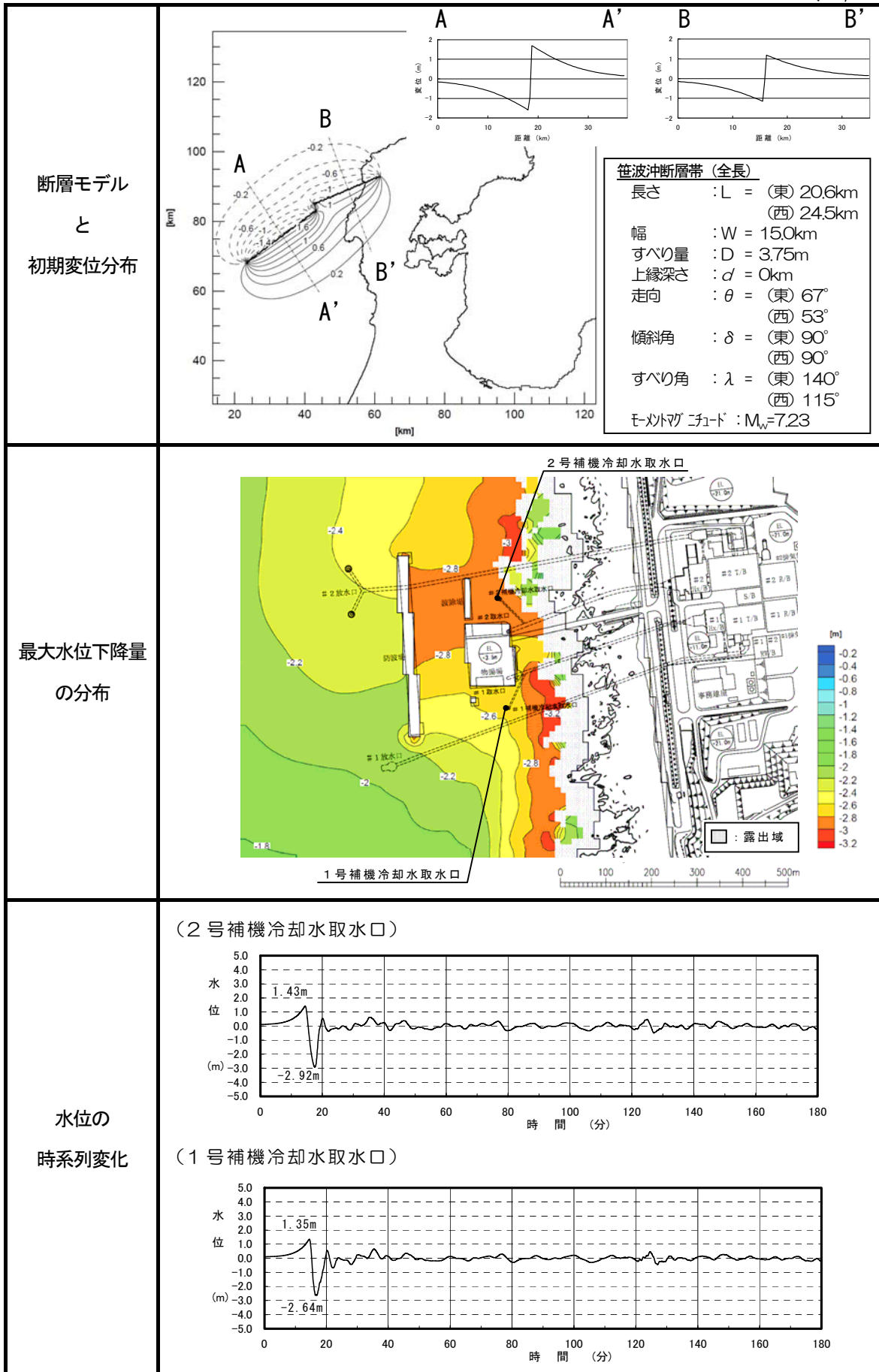
1)断層幅の上限 W_t は、地震発生層の厚さ H_e を 15km とし、傾斜角 δ を 90° ($45 \sim 90^\circ$ のうち M_w が最大となる値) とした際には、 $W_t = H_e / \sin \delta = 15\text{km}$ となる。また、断層幅の上限に対応する断層長さ L_t は、 $L_t = 1.5W_t = 22.5\text{km}$ となる。

2)断層幅の上限に対応するすべり量 D_t は、モーメントマグニチュードを $M_{w_t} = (\log L_t + 3.77) / 0.75 = 6.83$ 、地震モーメントを $M_{0_t} = 10^{(1.5M_{w_t} + 9.1)} = 2.21 \times 10^{19}\text{Nm}$ 、剛性率を $\mu = 3.50 \times 10^{10}\text{N/m}^2$ とした際には、 $D_t = M_{0_t} / (\mu L_t W_t) = 1.87\text{m}$ となる。

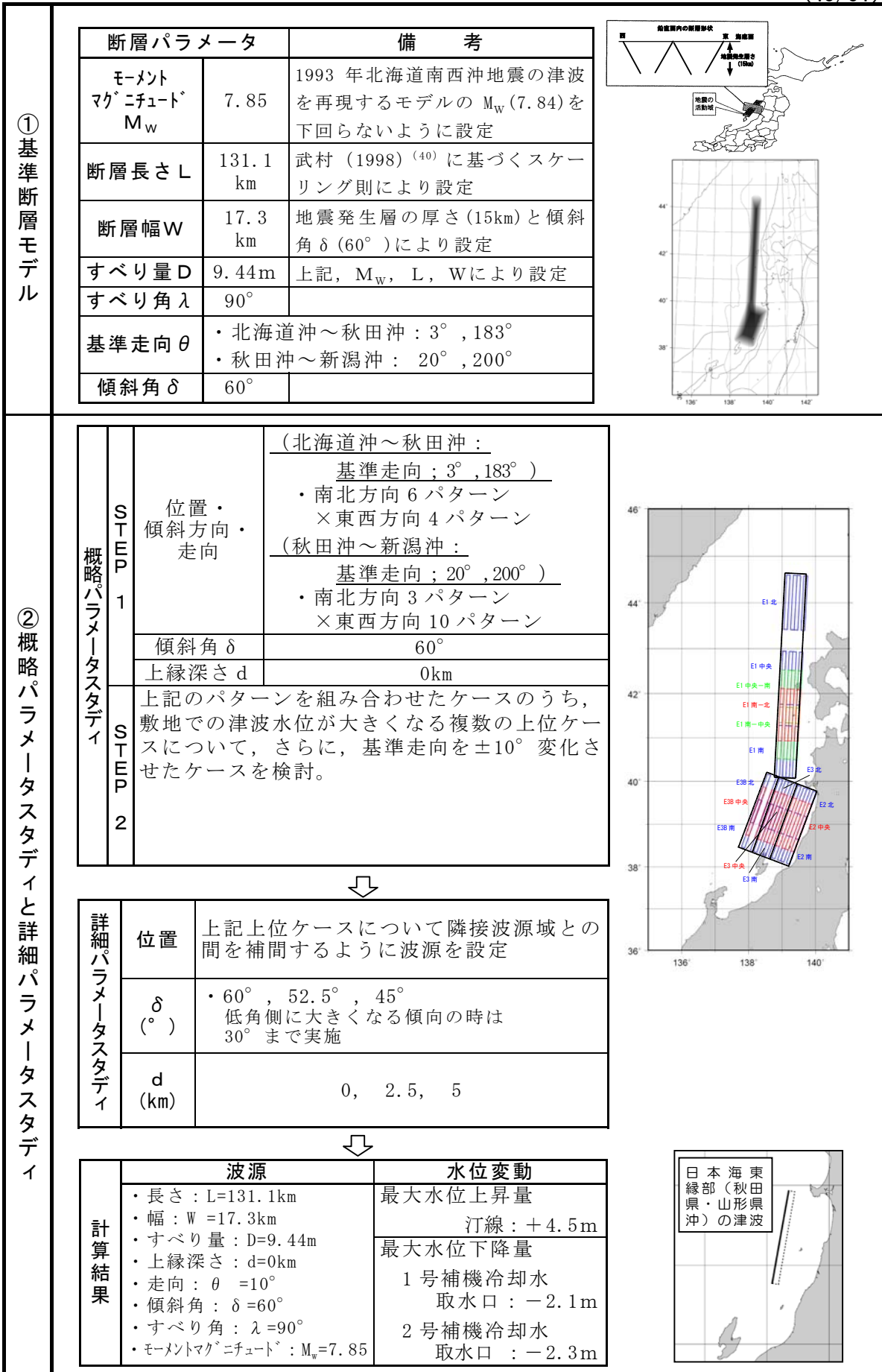
3)対象となる活断層が海域と陸域に連続して分布する場合には、 M_0 を海域部の断層長さ L_s と全体の断層長さ L との比で按分した値を用いている。

第 16 図 簡易予測式による推定津波高の算定フロー

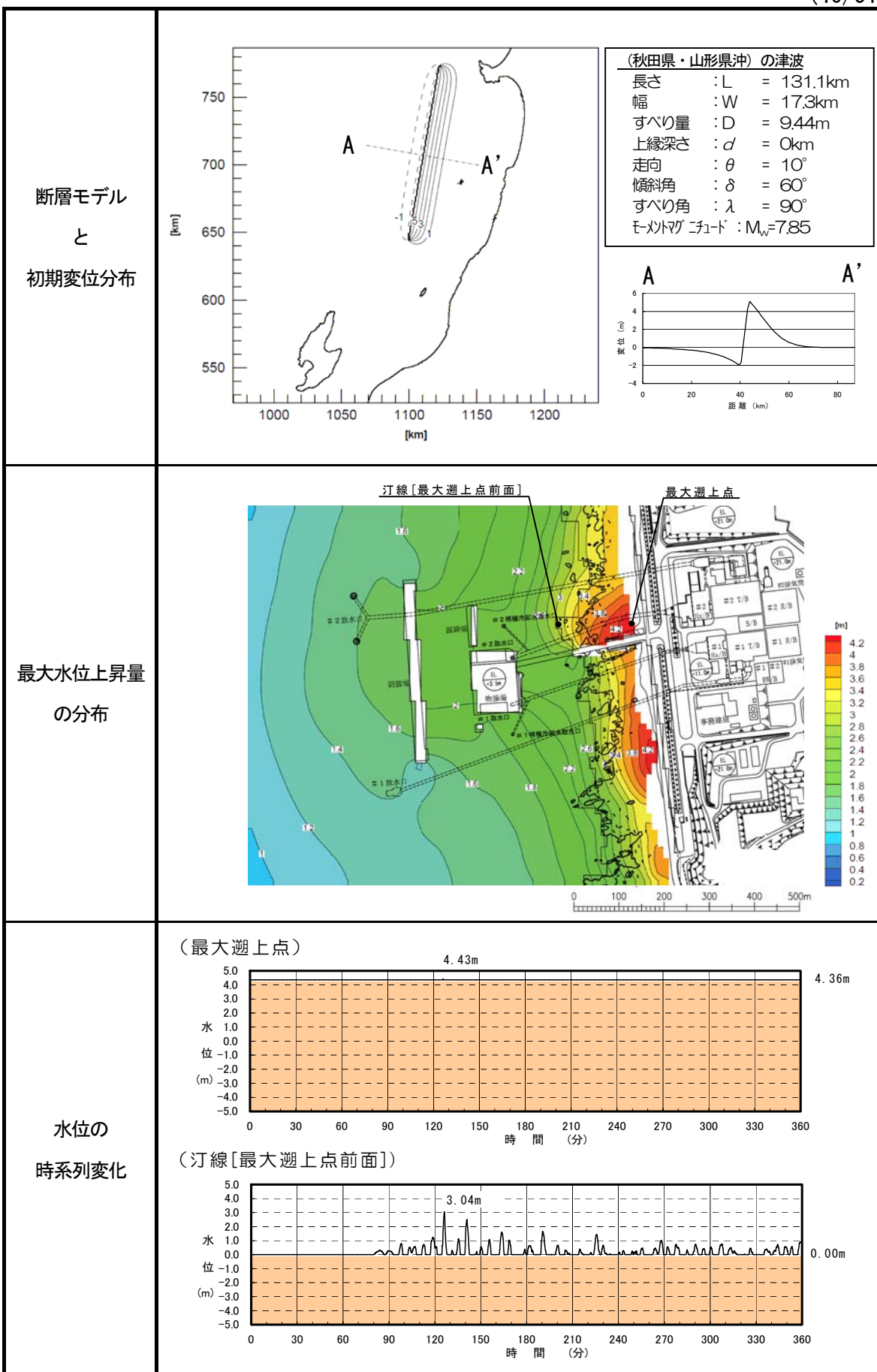




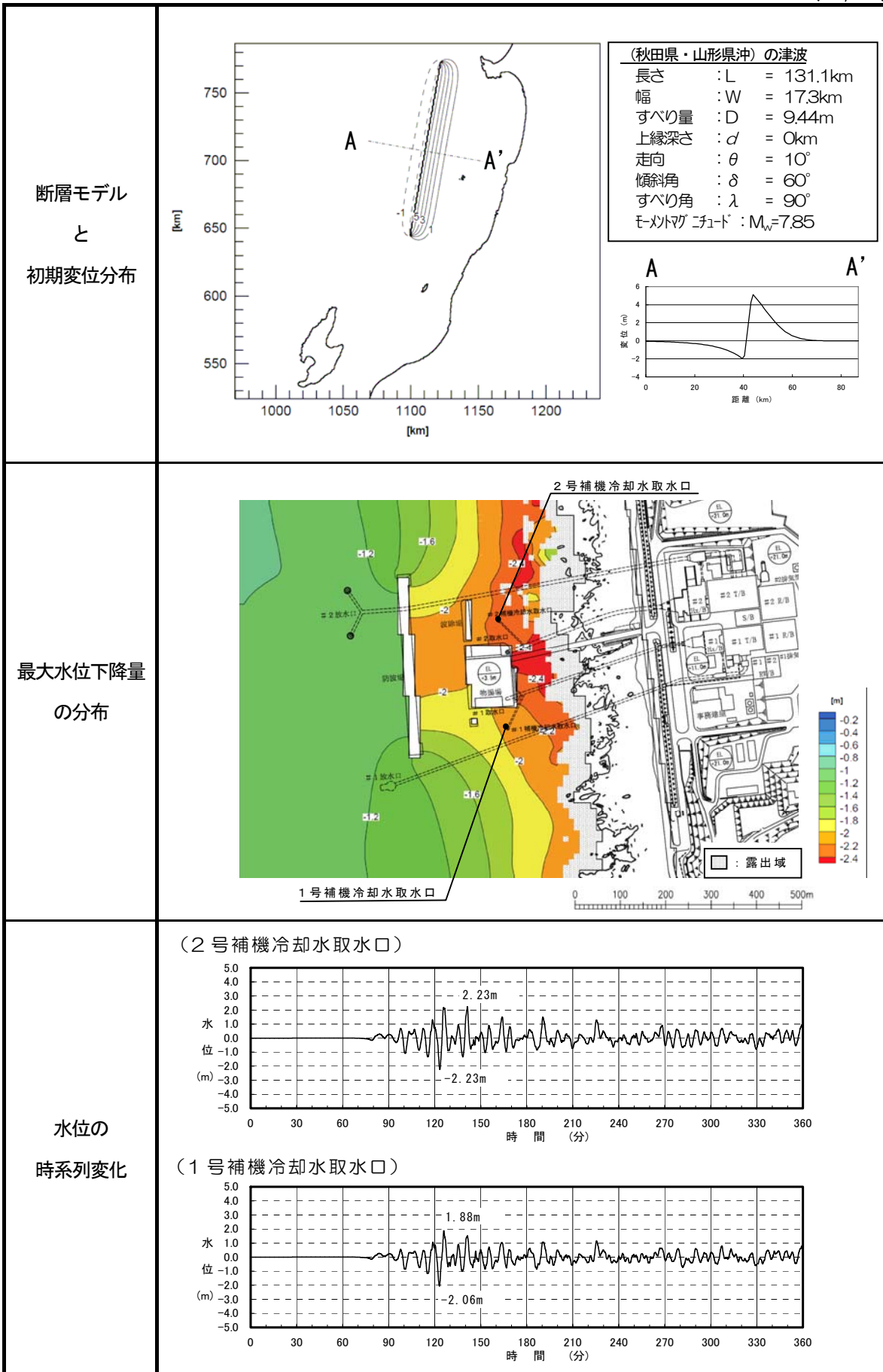
第 18 図 海域活断層に想定される地震に伴う津波（水位低下）



第 19 図 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波の検討結果

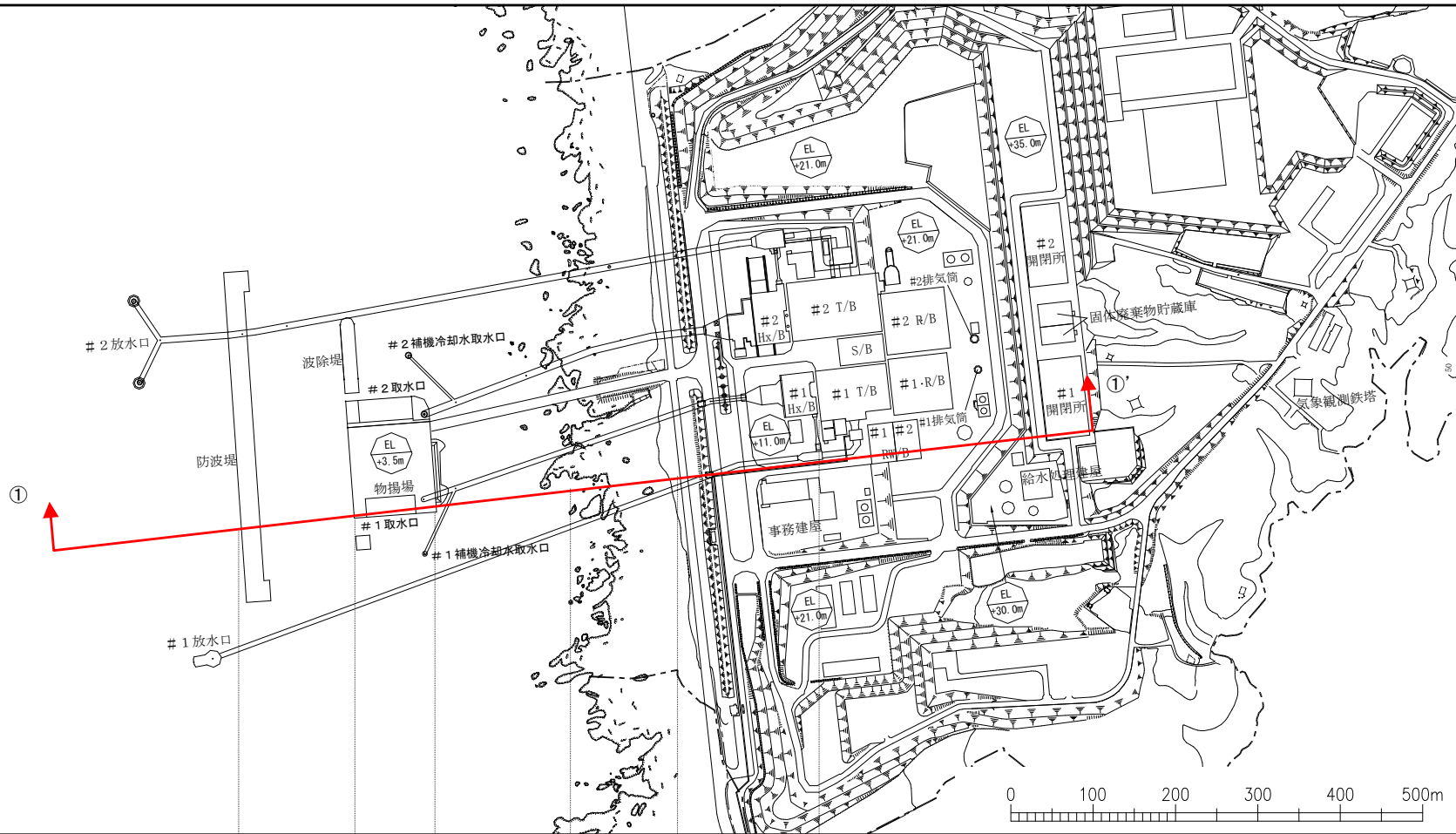


第 20 図 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波（水位上昇）



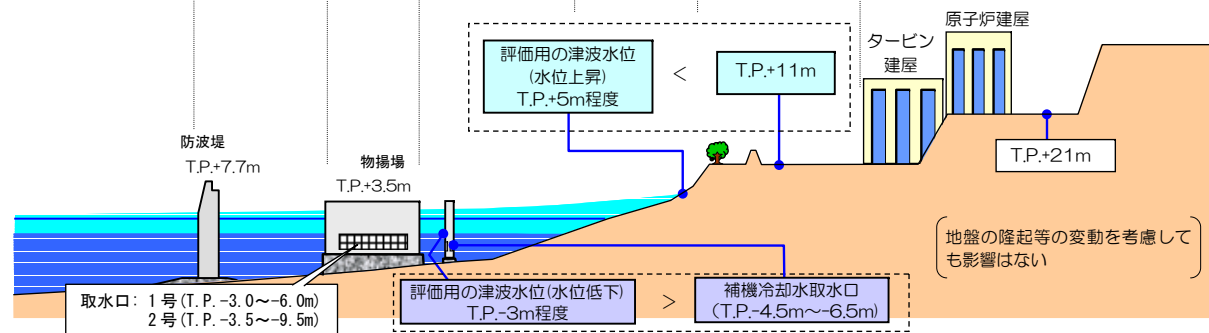
第 21 図 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波（水位低下）

発電所平面図



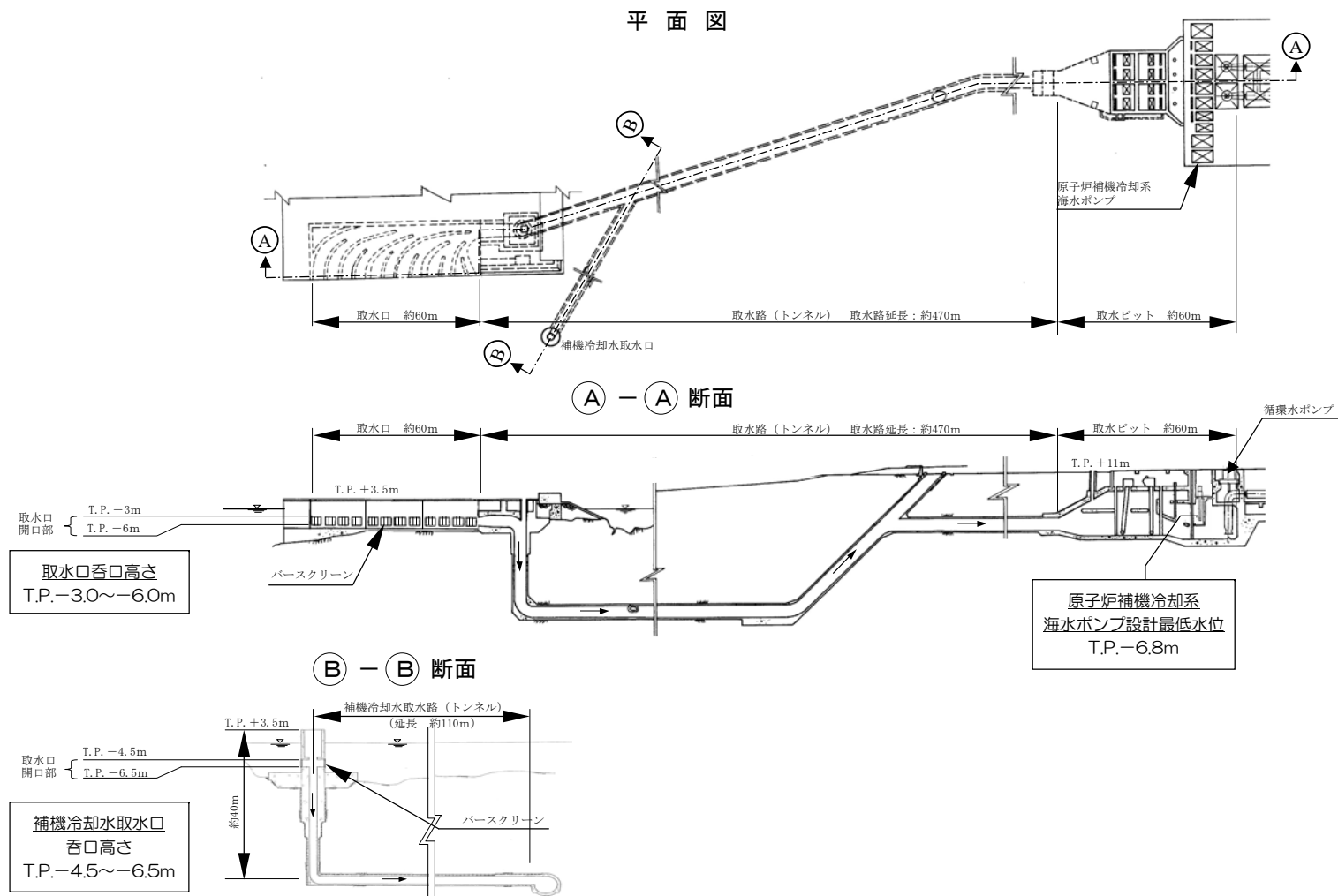
模式断面図

(①-①' 断面)

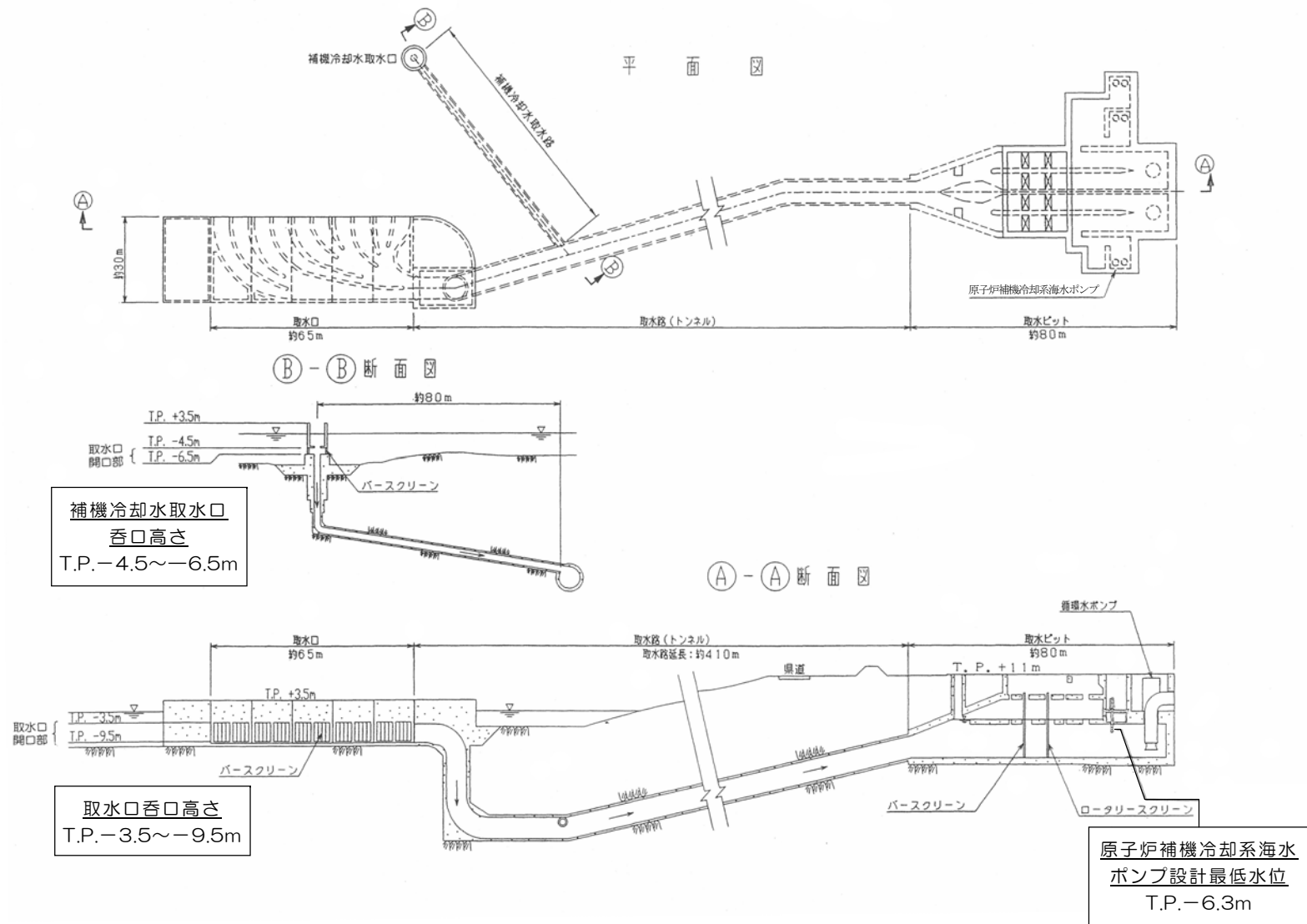


図では下記潮位を加算した値を記載。
 朔望平均満潮位: T.P.+0.50m
 朔望平均干潮位: T.P.-0.05m
 [T.P.=東京湾平均海面]

第 22 図 発電所平面図および模式断面図



第23図 取水設備概要図 (志賀1号機)



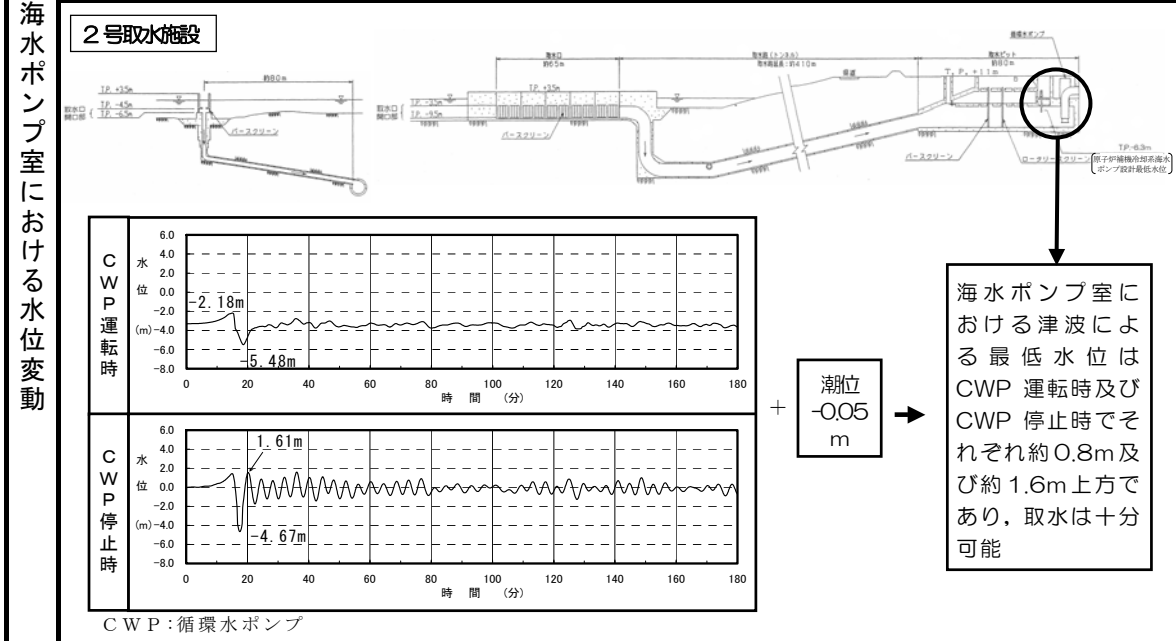
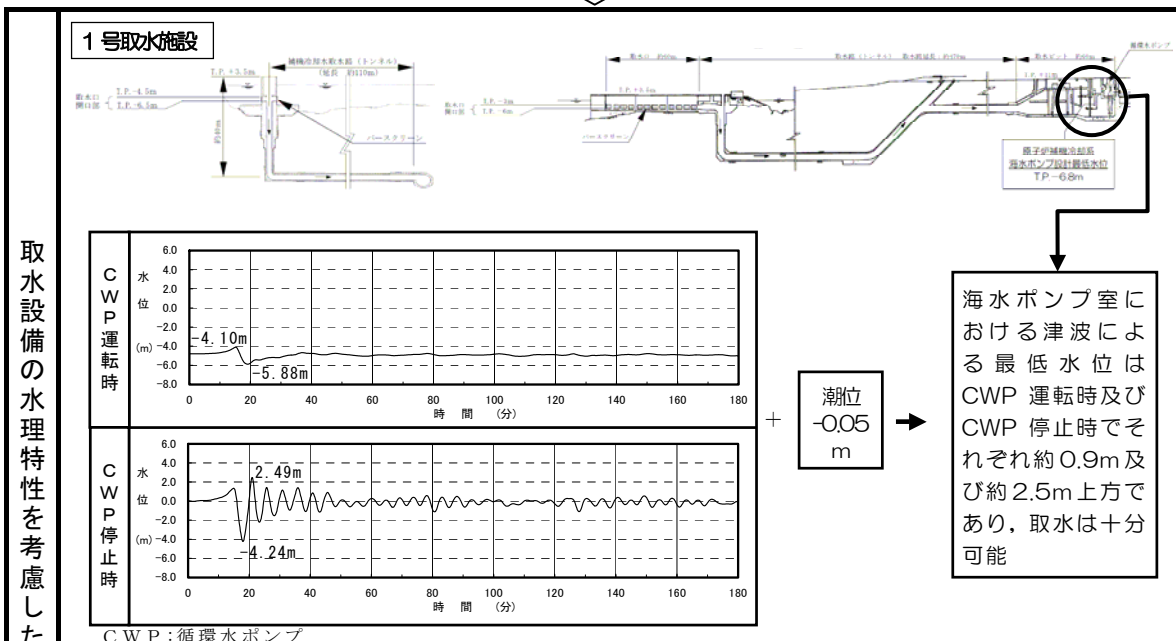
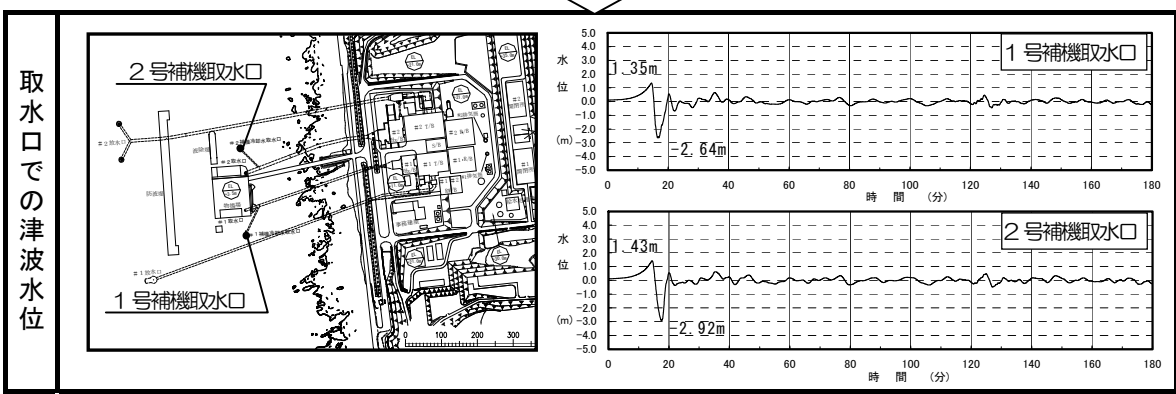
補機冷却水取水口
呑口高さ
T.P. -4.5~-6.5m

取水口呑口高さ
T.P. -3.5~-9.5m

原子炉補機冷却系海水
ポンプ設計最低水位
T.P. -6.3m

第 24 図 取水設備概要図 (志賀 2 号機)

水位低下が最も大きい「笹波沖断層帯（全長）」による地震に伴う津波を対象



第 25 図 水位変動の検討結果

津波評価設備等リスト

耐震 クラス	設備等の名称	本評価での 適用
S	a. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系	
	・原子炉圧力容器	○
	・原子炉冷却材圧力バウンダリに属する系統 ^{※1}	○
S	b. 使用済燃料を貯蔵するための施設	
	・使用済燃料貯蔵ラック	○
S	c. 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設および 原子炉の停止状態を維持するための施設	
	・制御棒	○
	・制御棒駆動機構	○
	・制御棒駆動系	○
S	d. 原子炉停止後，原子炉から崩壊熱を除去するための施設	
	・原子炉隔離時冷却系	○
	・高圧炉心スプレイ系	○
	・残留熱除去系	○
	・サブプレッションチェンバ	○
S	e. 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後，原子炉から崩壊熱を除去するた めの施設	
	・高圧炉心スプレイ系	○
	・低圧炉心スプレイ系	○
	・残留熱除去系	○
	・自動減圧系	○
	・サブプレッションチェンバ	○
S	f. 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に，圧力障壁となり放射性物質 の放散を直接防ぐための施設	
	・原子炉格納容器	○
	・原子炉格納容器バウンダリに属する系統 ^{※2}	○

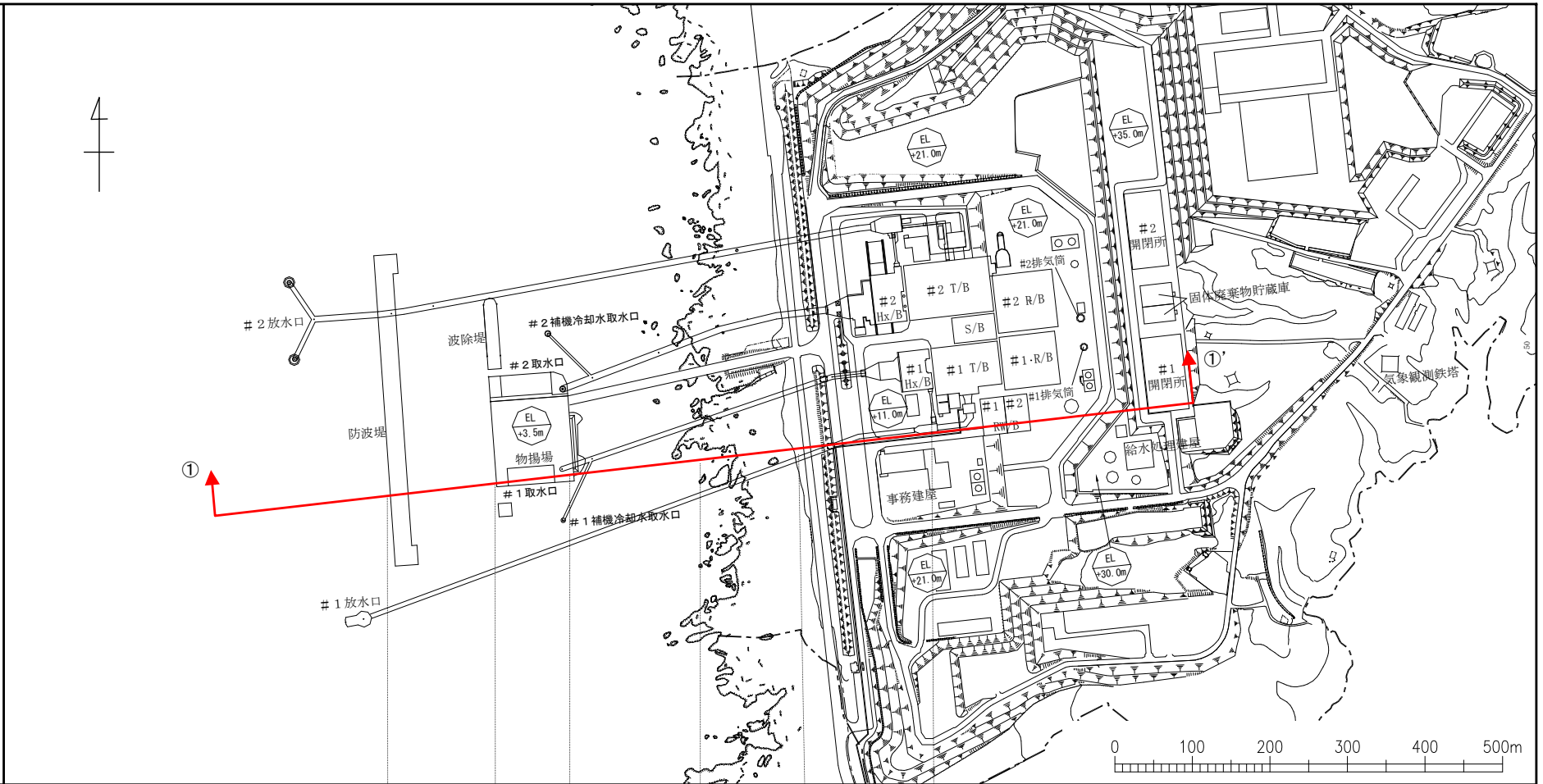
耐震 クラス	設備等の名称	本評価での 適用
S	g. 放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設で直接防ぐための施設のうち上記 f. 以外の施設	
	・ 残留熱除去系	○
	・ 可燃性ガス濃度制御系	○
	・ 非常用ガス処理系	○
	・ 原子炉格納容器圧力抑制装置	○
	・ サプレッションチェンバ	○
S	h. 補助設備	
	・ 原子炉補機冷却水系	○
	・ 原子炉補機冷却海水系	○
	・ 高圧炉心スプレィディーゼル補機冷却水系	○
	・ 高圧炉心スプレィディーゼル補機冷却海水系	○
	・ 非常用電源	○
	・ 計装設備	○
その他	i. 建屋、波及的影響を考慮すべき設備など	
	・ 耐震安全上重要な建屋（原子炉建屋）	○
	・ 波及的影響を考慮する設備（原子炉遮へい壁）	○
	・ 耐震 B, C クラス設備（燃料プール冷却浄化系, 燃料プール補給水系, 復水補給水系, 消火系など）	○
	・ 耐震 B, C クラス設備（復水貯蔵タンク, 原子炉建屋内の復水補給水系配管及び消火系配管）	○
	・ 消防車	○
	・ 高圧電源車	○

※ 1 原子炉冷却材再循環系, 主蒸気系, 復水給水系, 原子炉冷却材浄化系, 残留熱除去系, 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心スプレィ系および低圧炉心スプレィ系

※ 2 主蒸気系, 復水給水系, 原子炉冷却材浄化系, 残留熱除去系, 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心スプレィ系, 低圧炉心スプレィ系, ほう酸水注入系, 不活性ガス系, 非常用ガス処理系, 可燃性ガス濃度制御系および放射性ドレン移送系

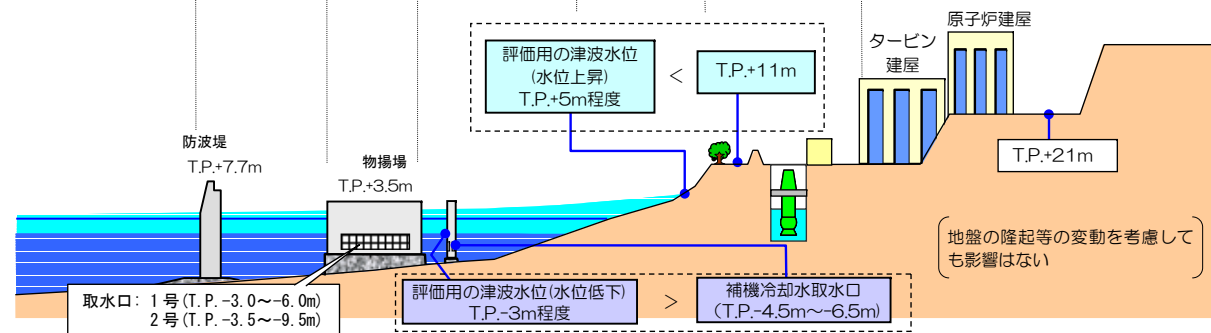
(補足) 本リストの中から, 各起因事象を収束させるのに必要な設備等を対象として抽出する。

発電所平面図

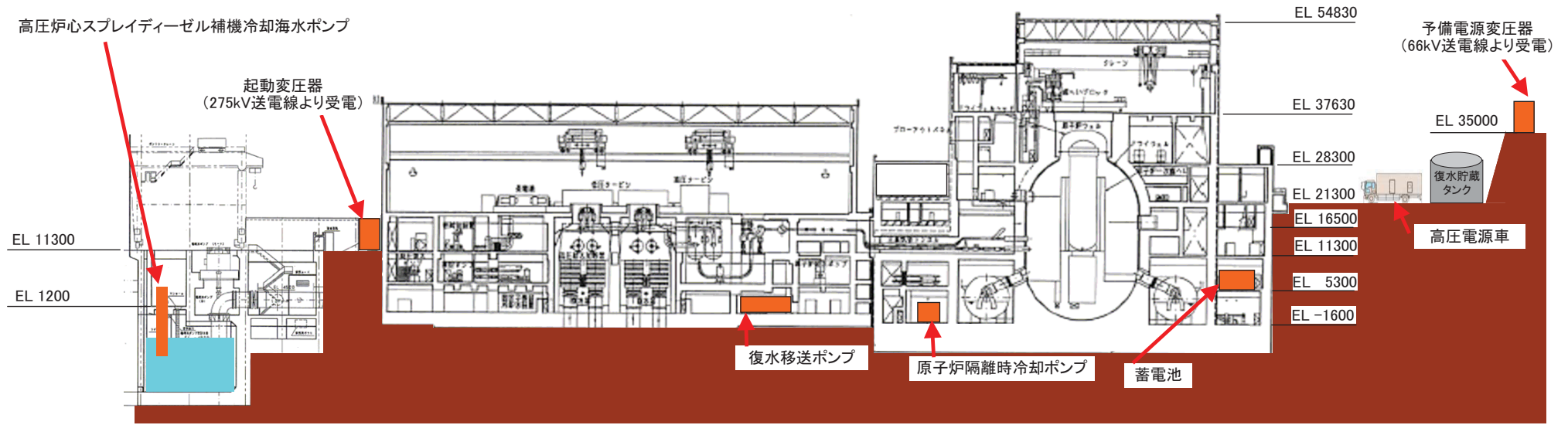


模式断面図

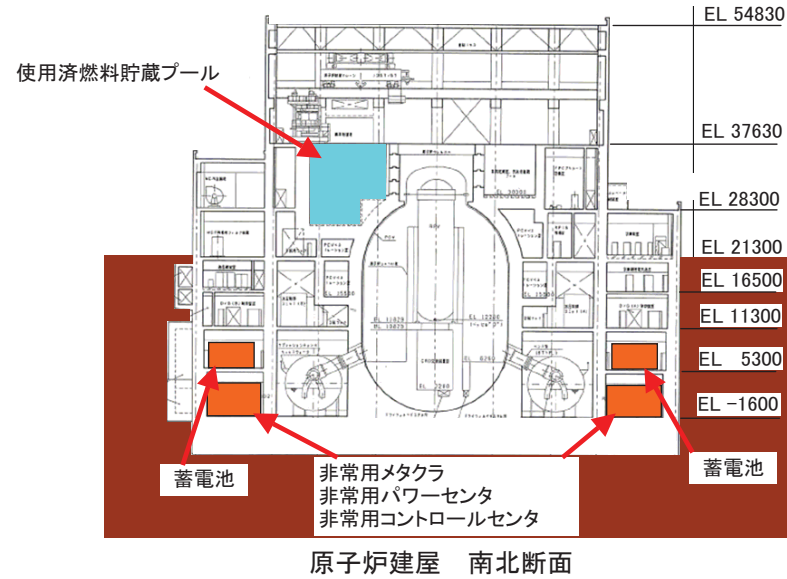
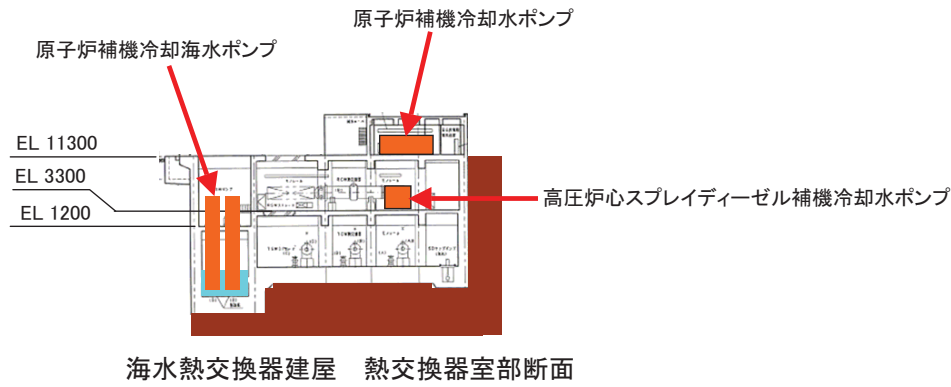
(①-①' 断面)



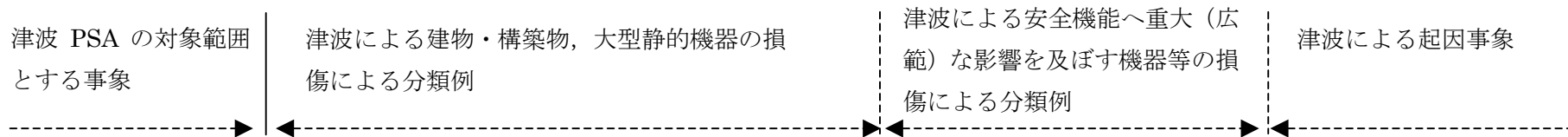
発電所平面図および模式断面図



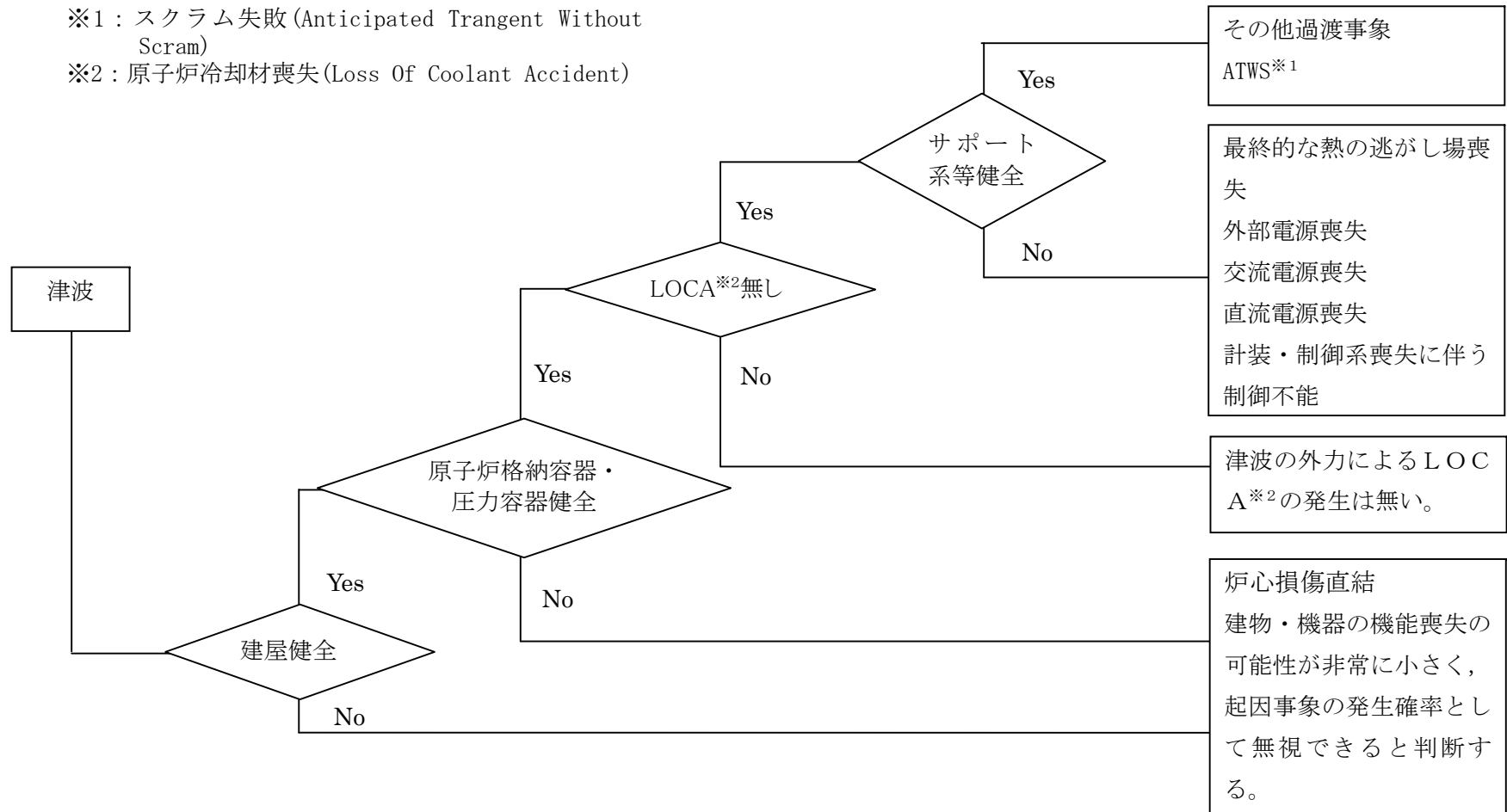
EL: 標高(mm)



建屋内配置図



※1：スクラム失敗 (Anticipated Trangent Without Scram)
 ※2：原子炉冷却材喪失 (Loss Of Coolant Accident)

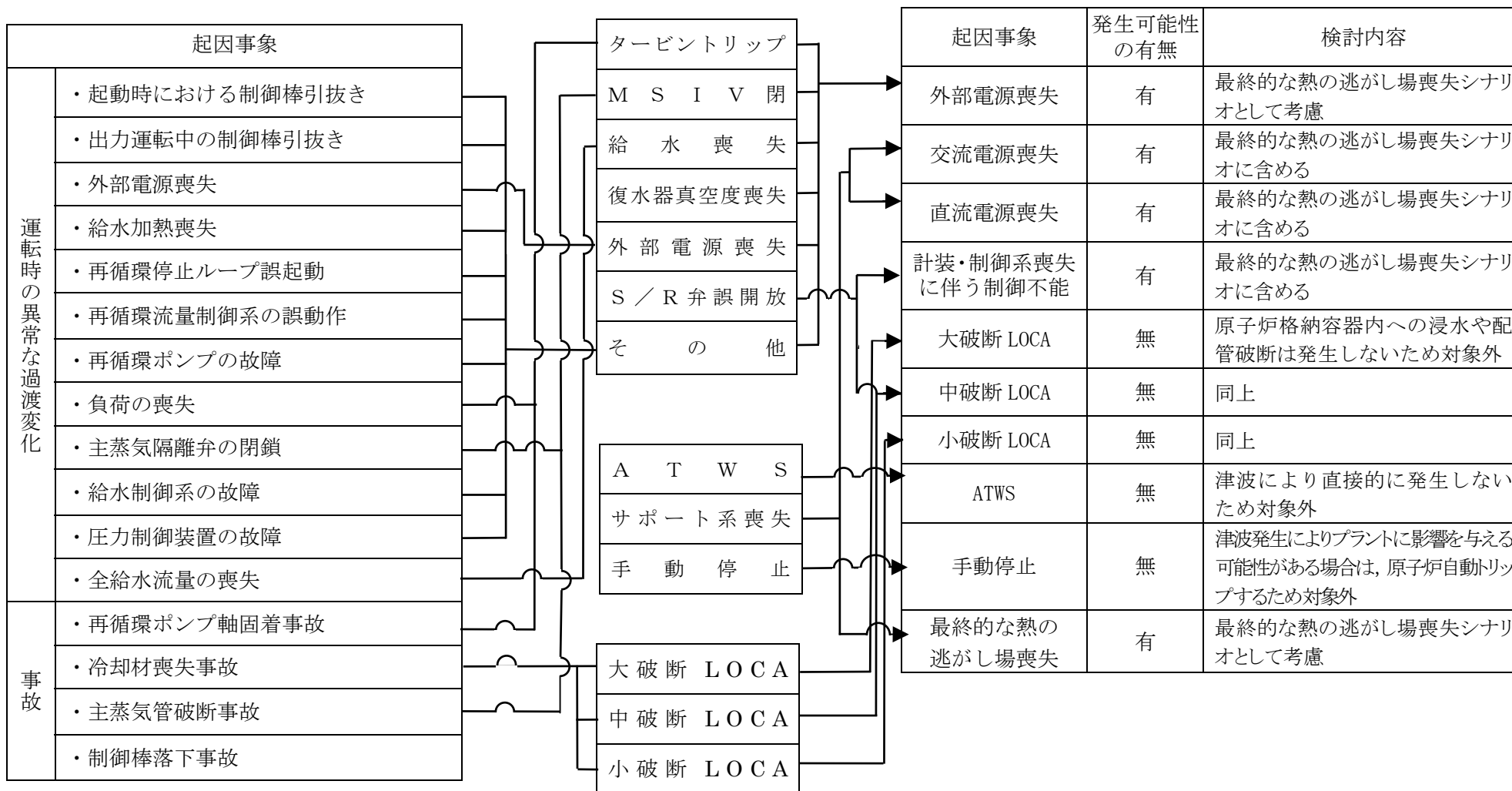


炉心損傷に至る起因事象選定フロー図

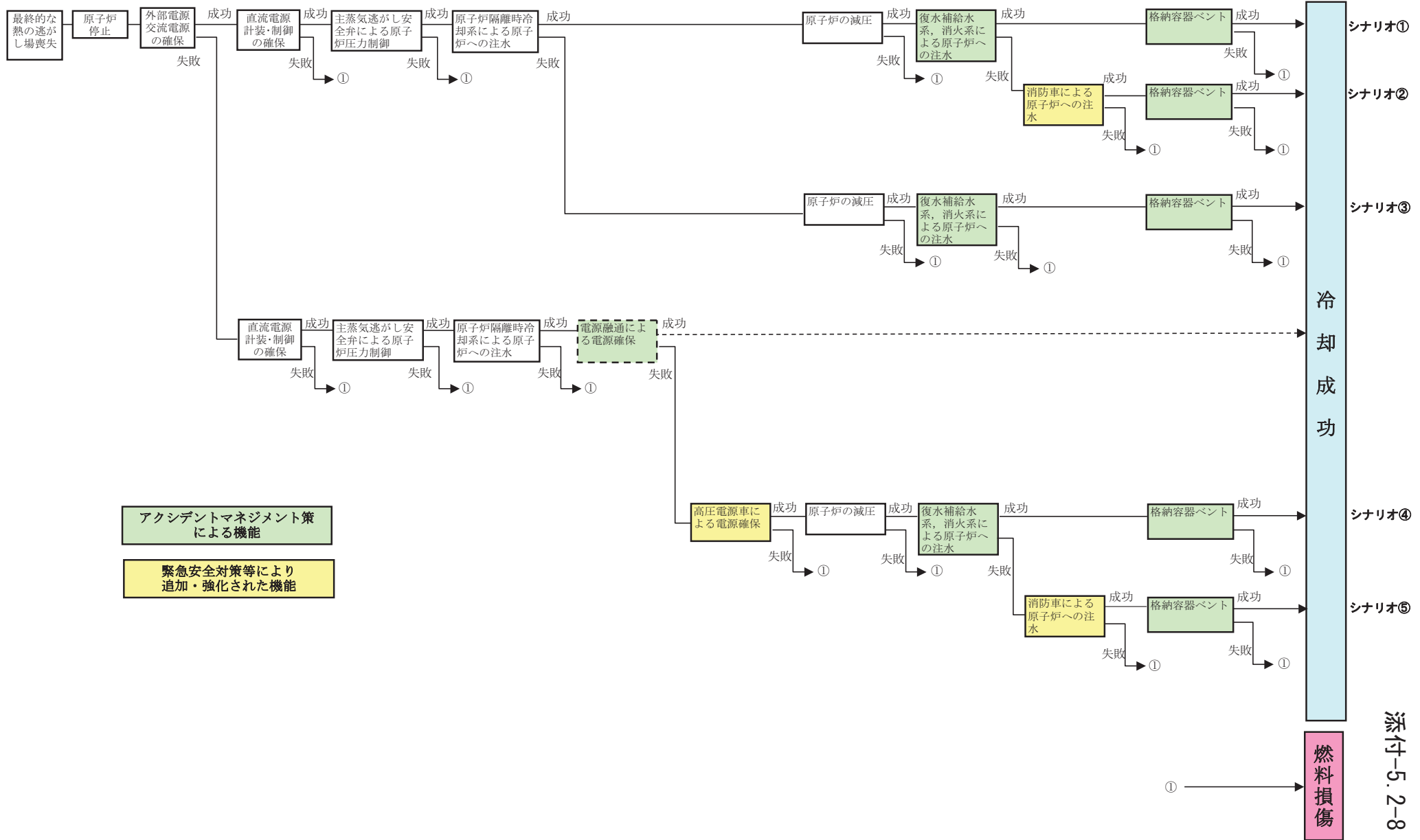
原子炉設置許可申請書添付書類十における起因事象
(被ばく評価を除く)

内の事象 PSA 起因事象

津波を起因とした炉心損傷に至る起因事象



津波を起因とした炉心損傷に至る起因事象と内の事象 P S A における起因事象との関連性



アクシデントマネジメント策による機能



緊急安全対策等により追加・強化された機能

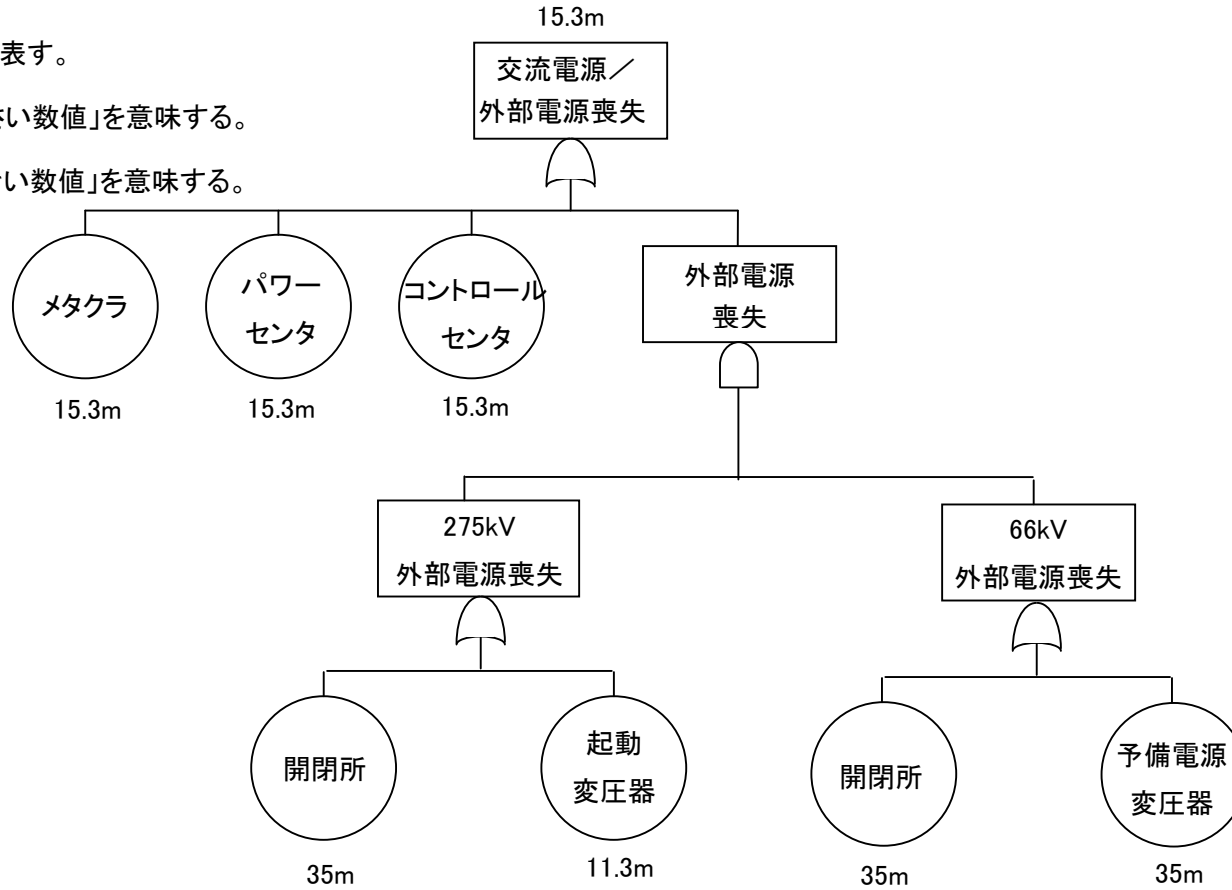
添付-5.2-8

最終ヒートシンク喪失のイベントツリー（原子炉）

外部電源／交流電源のフォールトツリー

【補足】


1. 数値は、許容津波高さを表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。
3.  は、「いずれか大きい数値」を意味する。

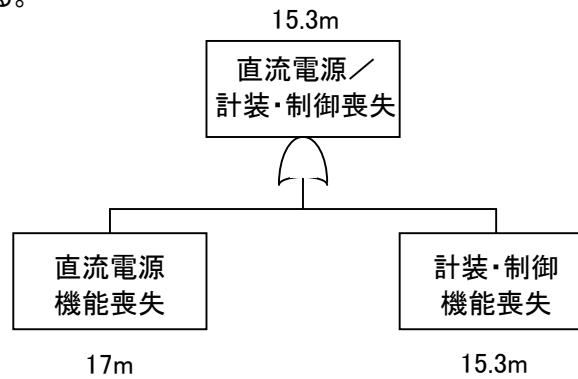


各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

直流電源／計装・制御のフォールトツリー

【補足】


- 1. 数値は, 許容津波高さを表す。
- 2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。

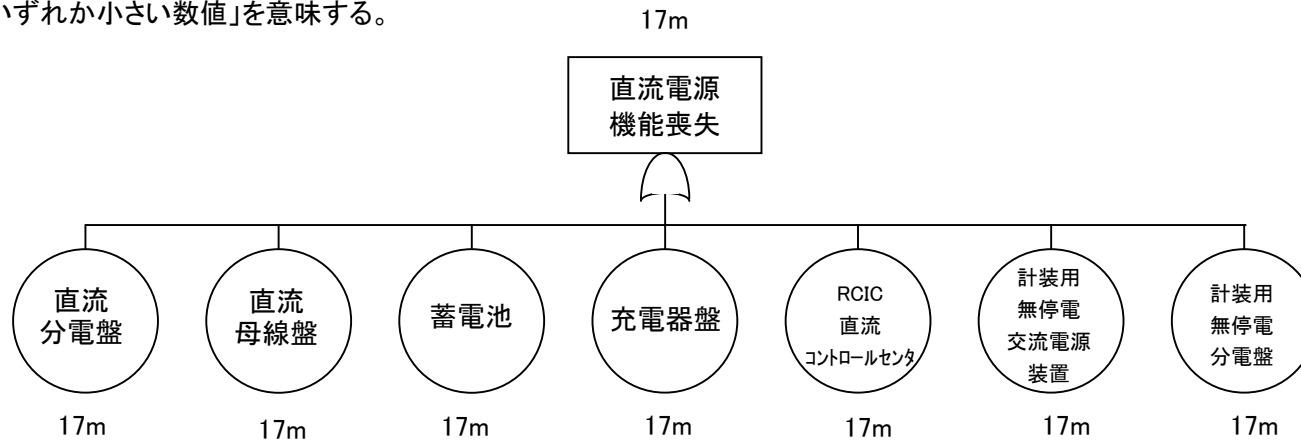


各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

直流電源のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は、許容津波高さを表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




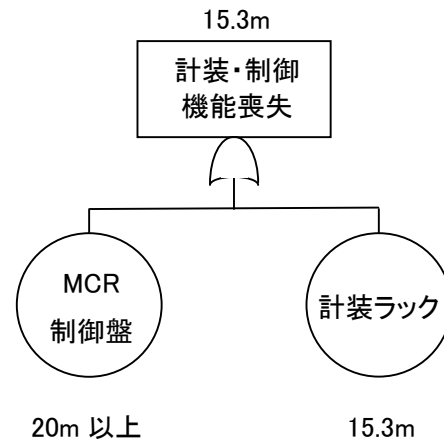
RCIC・・・原子炉隔離時冷却系

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

計装・制御のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は, 許容津波高さを表す。
2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。




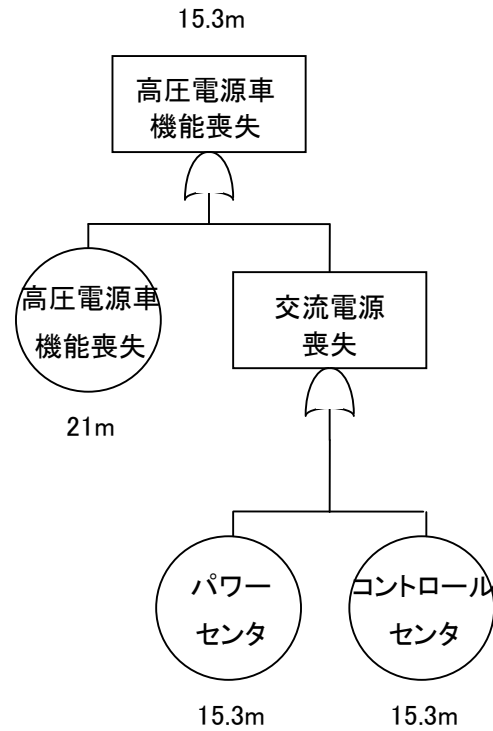
MCR・・・中央制御室

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

高圧電源車のフォールトツリー

【補足】


- 1. 数値は、許容津波高さを表す。
- 2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。

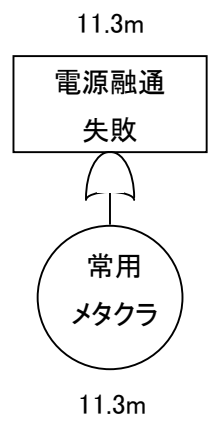


各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

電源融通のフォールトツリー

【補足】


- 1. 数値は, 許容津波高さを表す。
- 2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。

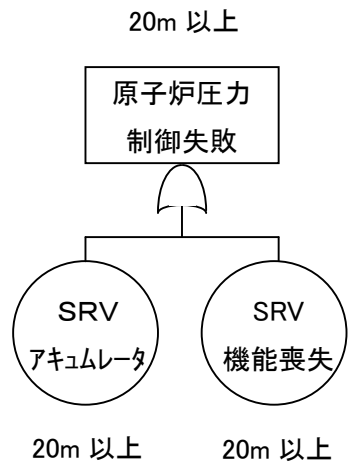


各影響緩和機能のフォールトツリー (原子炉)

原子炉圧力制御のフォールトツリー

【補足】

- 1. 数値は, 許容津波高さを表す。
- 2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。




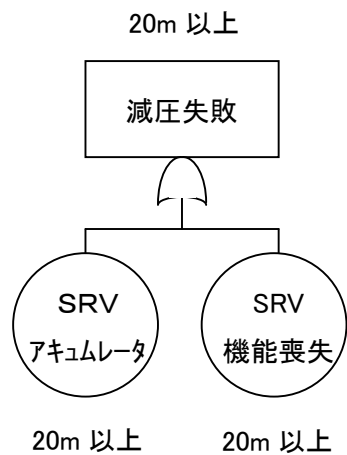
SRV …主蒸気逃がし安全弁

各影響緩和機能のフォールトツリー (原子炉)

減圧のフォールトツリー

【補足】

- 1. 数値は, 許容津波高さを表す。
- 2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。




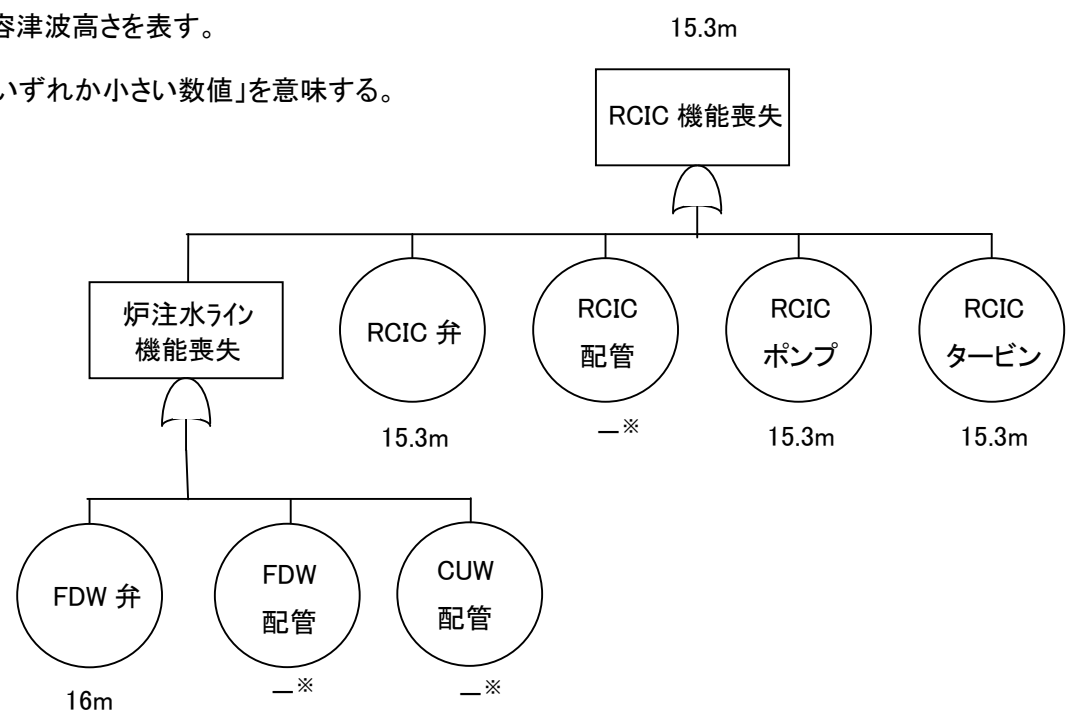
SRV …主蒸気逃がし安全弁

各影響緩和機能のフォールトツリー (原子炉)

原子炉隔離時冷却系のフォールトツリー

【補足】

- 1. 数値は、許容津波高さを表す。
- 2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




RCIC・・・原子炉隔離時冷却系
 FDW・・・復水給水系
 CUW・・・原子炉冷却材浄化系

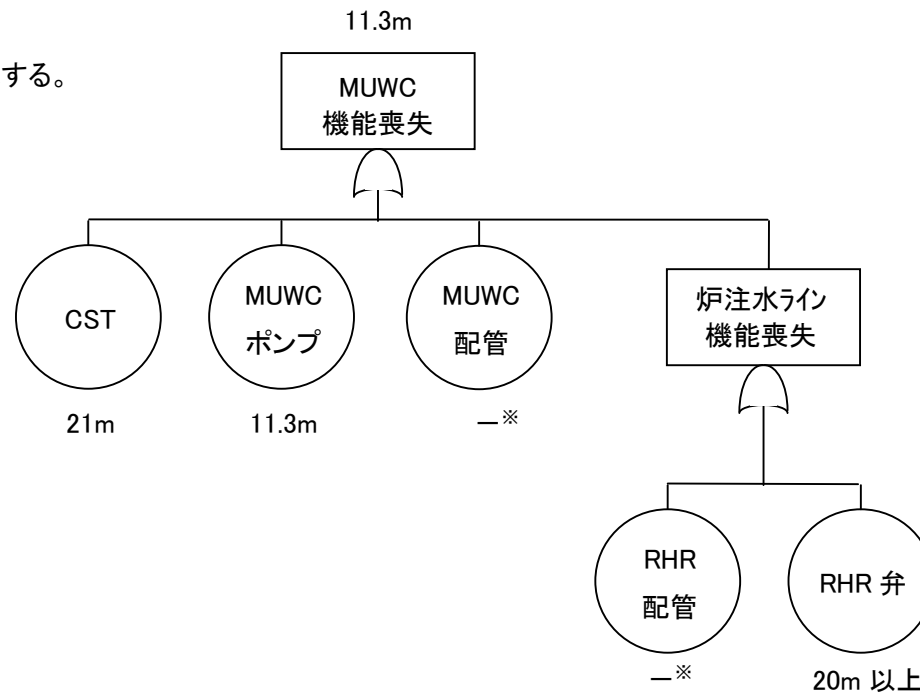
※：「-」は津波による浸水では機能喪失しないことを意味する。

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

復水補給水系のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は、許容津波高さを表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




※：「—」は津波による浸水では機能喪失しないことを意味する。

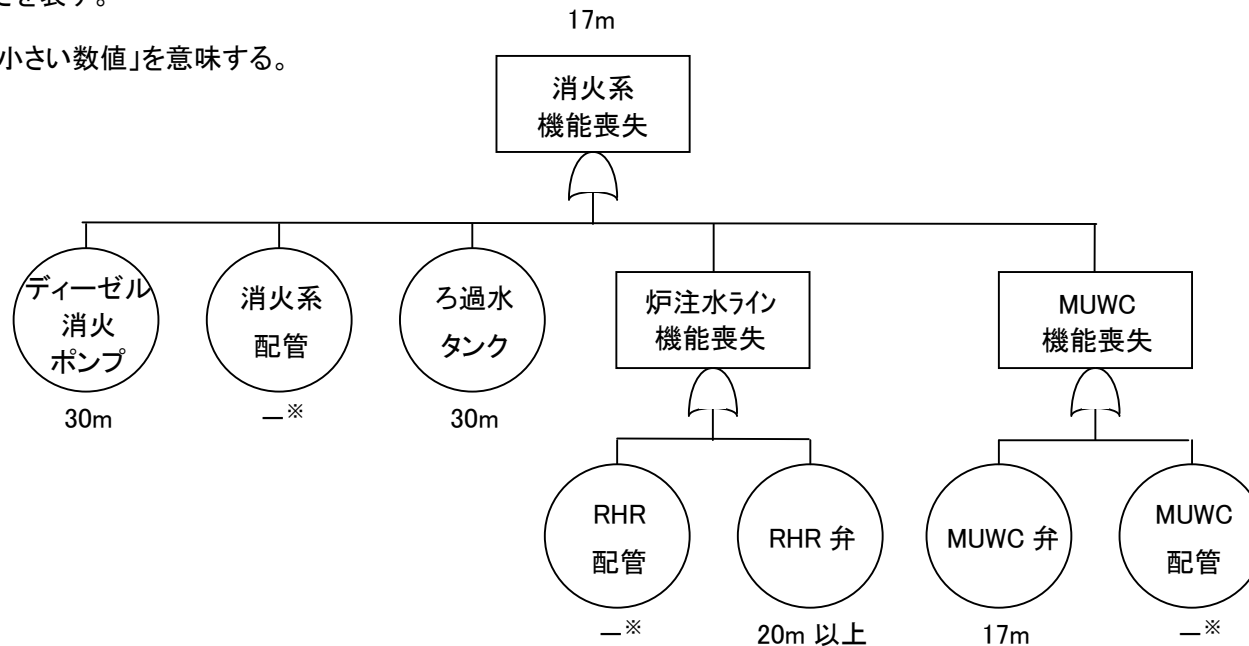
MUWC・・・復水補給水系
 CST・・・復水貯蔵タンク
 RHR・・・残留熱除去系

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

消火系のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は、許容津波高さを表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




RHR ……残留熱除去系
MUWC ……復水補給水系

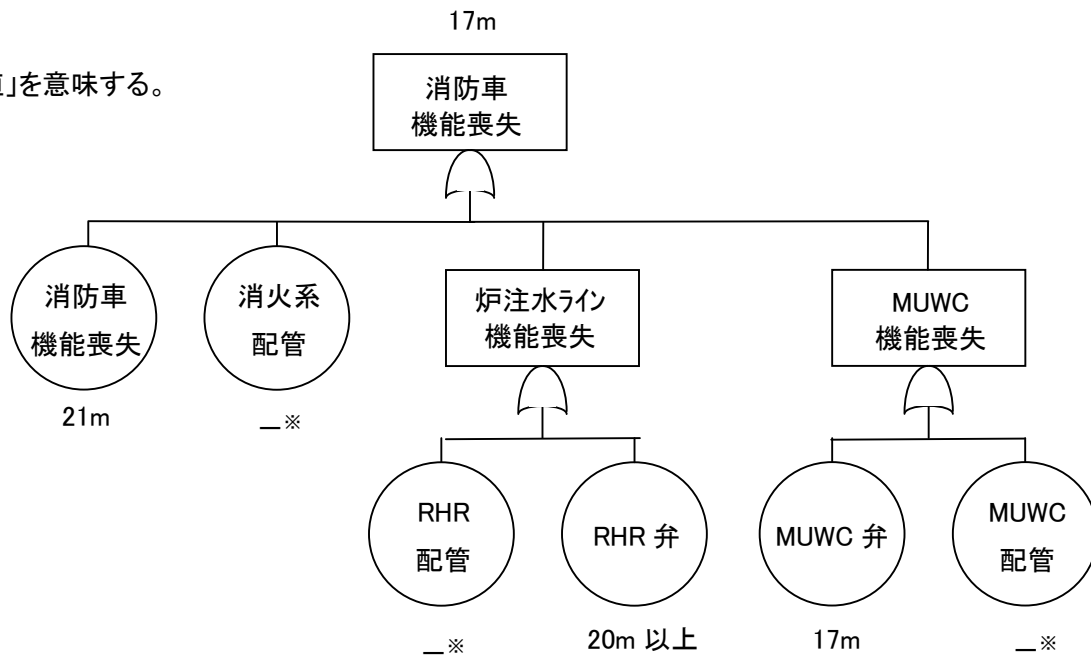
※：「-」は津波による浸水では機能喪失しないことを意味する。

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

消防車のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は、許容津波高さを表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




MUWC・・・復水補給水系
RHR・・・残留熱除去系

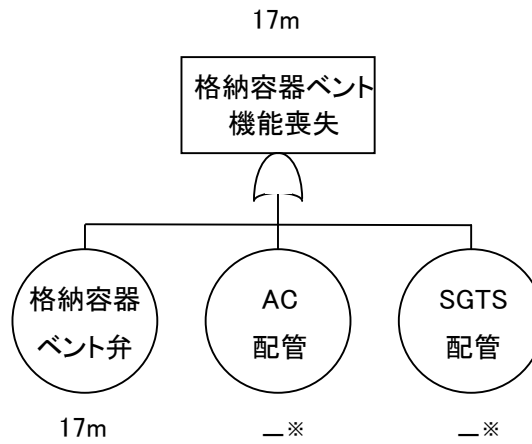
※：「-」は津波による浸水では機能喪失しないことを意味する。

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

格納容器ベントのフォールトツリー

【補足】

1. 数値は、許容津波高さを表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。



AC ……不活性ガス系
SGTS……非常用ガス処理系

※：「-」は津波による浸水では機能喪失しないことを意味する。

各影響緩和機能のフォールトツリー（原子炉）

起因事象に関連する設備等の津波高さ裕度評価結果（原子炉）

【起因事象に関連する設備】

設計津波高さ(a) : 5.0m

起因事象	設備	設置場所	耐震クラス	損傷モード	設置高さ※1	許容津波高さ		余裕	
						対策前(b ₁)	対策後(b ₂)	対策前(b ₁ -a)	対策後(b ₂ -a)
最終的な熱の逃がし場喪失	原子炉補機冷却海水ポンプ	Hx/B	S	浸水	1.2m	11.3m	11.3m	6.3m	6.3m
	原子炉補機冷却水ポンプ	Hx/B	S	浸水	11.3m	11.3m	11.3m	6.3m	6.3m
	原子炉補機冷却海水系弁	Hx/B	S	浸水	4.3m	11.3m	11.3m	6.3m	6.3m
	原子炉補機冷却水系弁	Hx/B	S	浸水	3.8m	11.3m	11.3m	6.3m	6.3m
	パワーセンタ	R/B	S	浸水	-1.6m	11.3m	15.3m	6.3m	10.3m
	コントロールセンタ	Hx/B	S	浸水	11.3m	11.3m	11.3m	6.3m	6.3m
	高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水ポンプ	Hx/B	S	浸水	1.2m	11.3m	11.3m	6.3m	6.3m
	高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水ポンプ	Hx/B	S	浸水	3.3m	11.3m	11.3m	6.3m	6.3m
	高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水系弁	Hx/B	S	浸水	4.1m	11.3m	11.3m	6.3m	6.3m
	高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系弁	Hx/B	S	浸水	6.1m	11.3m	11.3m	6.3m	6.3m
コントロールセンタ	R/B	S	浸水	5.3m	15m	17m	10m	12m	

※1 : 複数の設置高さがある場合は最低の設置高さを記載

【サポート系に関連する設備】

設計津波高さ(a) : 5.0m

サポート系	設備	設置場所	耐震クラス	損傷モード	設置高さ※1	許容津波高さ		余裕	
						対策前(b ₁)	対策後(b ₂)	対策前(b ₁ -a)	対策後(b ₂ -a)
外部電源	予備電源変圧器※2	屋外	C	浸水	35m	35m	35m	30m	30m
	開閉所	屋外	C	浸水	35m	35m	35m	30m	30m
	起動変圧器※3	屋外	C	浸水	11.3m	11.3m	11.3m	6.3m	6.3m
交流電源	メタクラ	R/B	S	浸水	-1.6m	11.3m	15.3m	6.3m	10.3m
	パワーセンタ	R/B	S	浸水	-1.6m	11.3m	15.3m	6.3m	10.3m
	コントロールセンタ	R/B	S	浸水	-1.6m	11.3m	15.3m	6.3m	10.3m
計装・制御	中央制御室制御盤	R/B	S	浸水	21.3m	20m以上	20m以上	15m以上	15m以上
	計装ラック	R/B	S	浸水	-1.6m	11.3m	15.3m	6.3m	10.3m
直流電源	蓄電池	R/B	S	浸水	5.3m	15m	17m	10m	12m
	充電器盤	R/B	S	浸水	5.3m	15m	17m	10m	12m
	直流母線盤	R/B	S	浸水	5.3m	15m	17m	10m	12m
	直流分電盤	R/B	S	浸水	5.3m	15m	17m	10m	12m
	計装用無停電交流電源装置	R/B	S	浸水	5.3m	15m	17m	10m	12m
	計装用無停電分電盤	R/B	S	浸水	5.3m	15m	17m	10m	12m
	原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	R/B	S	浸水	5.3m	15m	17m	10m	12m
電源融通による電源確保	常用メタクラ	T/B	C	浸水	0m	11.3m	11.3m	6.3m	6.3m
高圧電源車による電源確保	高圧電源車	屋外	—	浸水	21m	—	21m	—	16m
	パワーセンタ	R/B	S	浸水	-1.6m	—	15.3m	—	10.3m
	コントロールセンタ	R/B	S	浸水	-1.6m	—	15.3m	—	10.3m

※1 : 複数の設置高さがある場合は最低の設置高さを記載

※2 : 66kV 送電線から受電

※3 : 275kV 送電線から受電

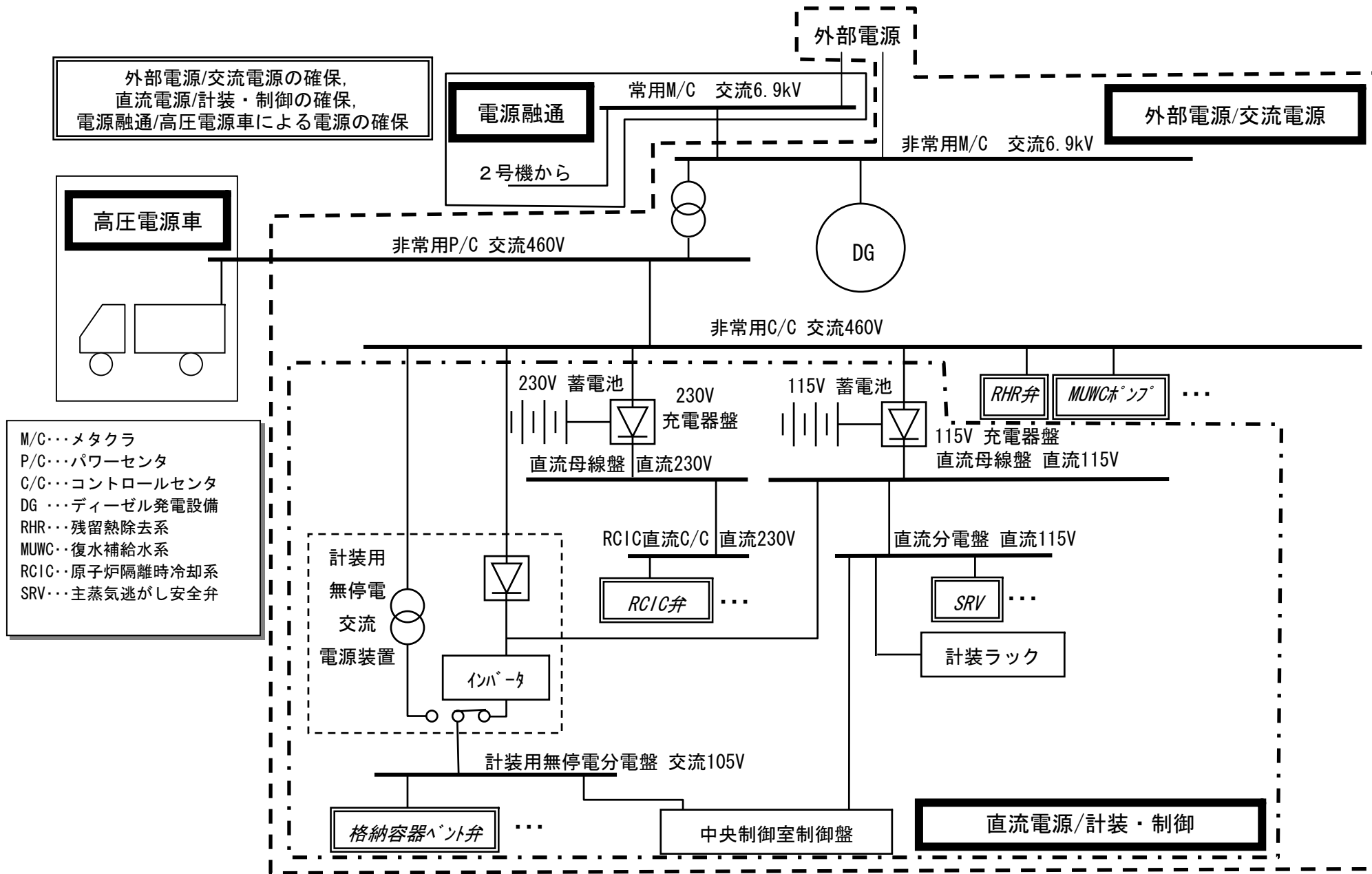
【フロントライン系に関連する設備】

設計津波高さ(a) : 5.0m

フロントライン系	設備	設置場所	耐震クラス	損傷モード	設置高さ※1	許容津波高さ		余裕	
						対策前(b ₁)	対策後(b ₂)	対策前(b ₁ -a)	対策後(b ₂ -a)
原子炉圧力制御	主蒸気逃がし安全弁	R/B	S	浸水	21.3m	20m以上	20m以上	15m以上	15m以上
	主蒸気逃がし安全弁 アキュムレータ	R/B	S	浸水	18.9m	20m以上	20m以上	15m以上	15m以上
原子炉隔離時冷却系による原子炉への注水	原子炉隔離時冷却ポンプ	R/B	S	浸水	-1.6m	11.3m	15.3m	6.3m	10.3m
	原子炉隔離時冷却系蒸気タービン	R/B	S	浸水	-1.6m	11.3m	15.3m	6.3m	10.3m
	原子炉隔離時冷却系弁	R/B	S	浸水	-1.2m	11.3m	15.3m	6.3m	10.3m
	復水給水系弁	R/B	S	浸水	12.3m	18m	16m	13m	11m
原子炉減圧	主蒸気逃がし安全弁	R/B	S	浸水	21.3m	20m以上	20m以上	15m以上	15m以上
	主蒸気逃がし安全弁 アキュムレータ	R/B	S	浸水	18.9m	20m以上	20m以上	15m以上	15m以上
復水補給水系による原子炉への注水	復水移送ポンプ	T/B	B	浸水	0m	11.3m	11.3m	6.3m	6.3m
	復水貯蔵タンク	屋外	B	浸水	21m	21m	21m	16m	16m
	残留熱除去系弁	R/B	S	浸水	16.6m	18m	20m以上	13m	15m以上
消火系による原子炉への注水	ディーゼル消火ポンプ	Wt/B	C	浸水	30m	30m	30m	25m	25m
	ろ過水タンク	屋外	C	浸水	30m	30m	30m	25m	25m
	復水補給水系弁	R/B	B	浸水	5.7m	15m	17m	10m	12m
	残留熱除去系弁	R/B	S	浸水	16.6m	18m	20m以上	13m	15m以上
消防車による原子炉への注水	消防車	屋外	—	浸水	21m	—	21m	—	16m
	復水補給水系弁	R/B	B	浸水	5.7m	—	17m	—	12m
	残留熱除去系弁	R/B	S	浸水	16.6m	—	20m以上	—	15m以上
格納容器ベント	原子炉格納容器ベント弁	R/B	S	浸水	7.8m	16m	17m	11m	12m

※1 : 複数の設置高さがある場合は最低の設置高さを記載

(補足) R/B : 原子炉建屋, T/B : タービン建屋, Hx/B : 海水熱交換器建屋, Wt/B : 給水処理建屋



M/C...メタクラ
P/C...パワーセンタ
C/C...コントロールセンタ
DG...ディーゼル発電設備
RHR...残留熱除去系
MUWC...復水補給水系
RCIC...原子炉隔離時冷却系
SRV...主蒸気逃がし安全弁

外部電源/交流電源の確保,
直流電源/計装・制御の確保,
電源融通/高圧電源車による電源の確保

電源融通
2号機から

外部電源/交流電源

計装用
無停電
交流
電源装置

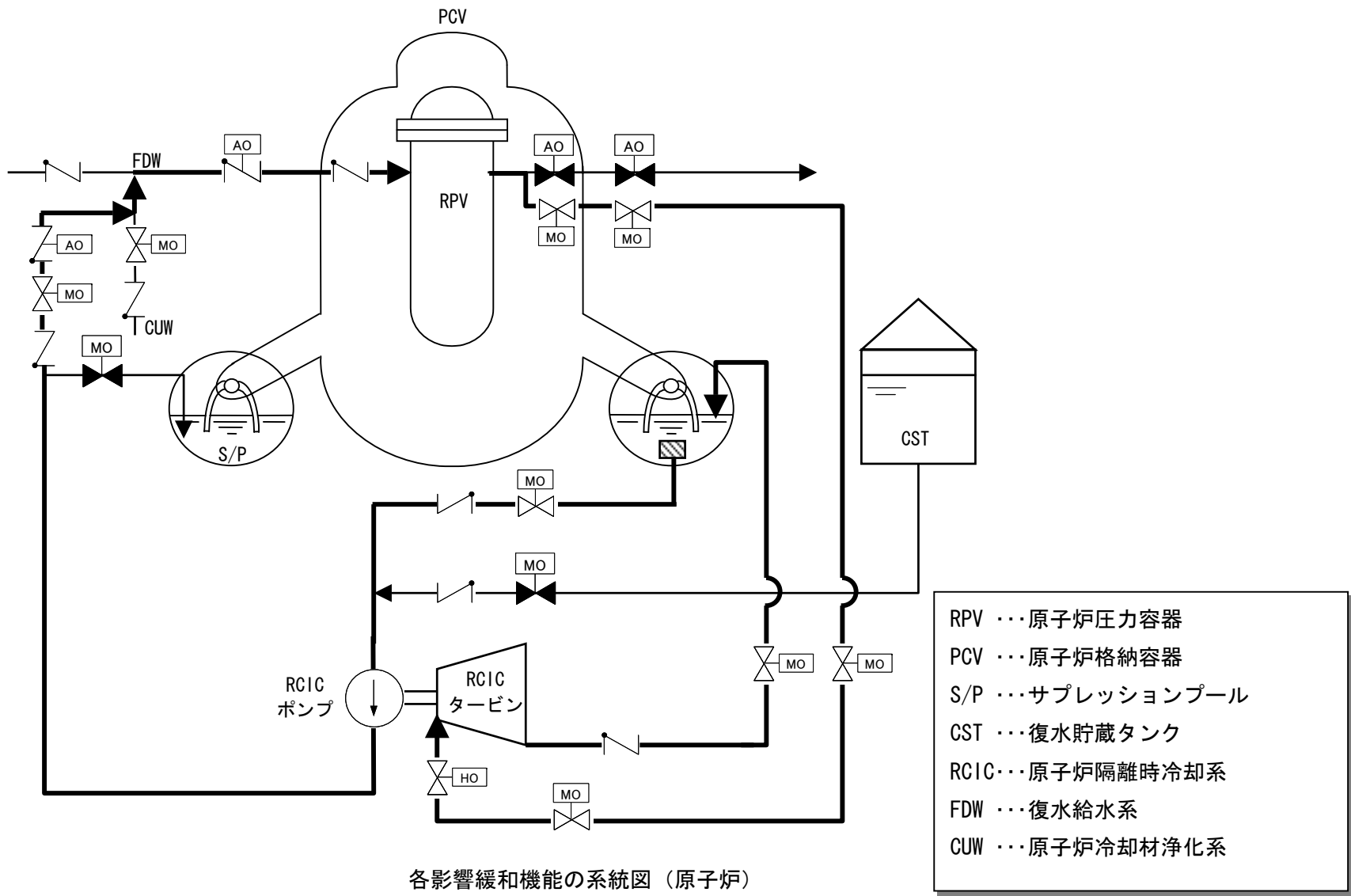
格納容器ベント弁

中央制御室制御盤

直流電源/計装・制御

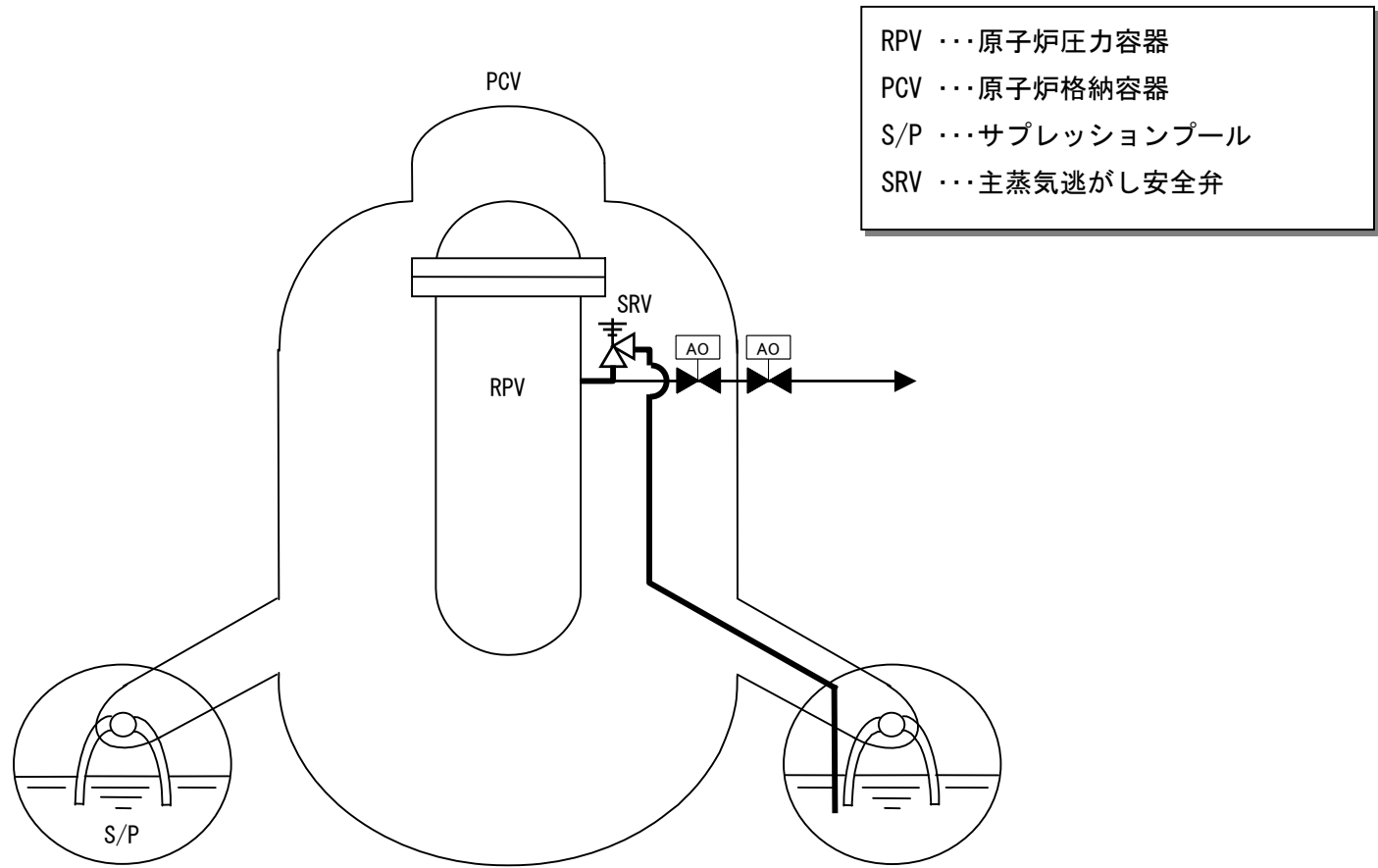
各影響緩和機能の系統図 (原子炉)

原子炉隔離時冷却系による原子炉への注水



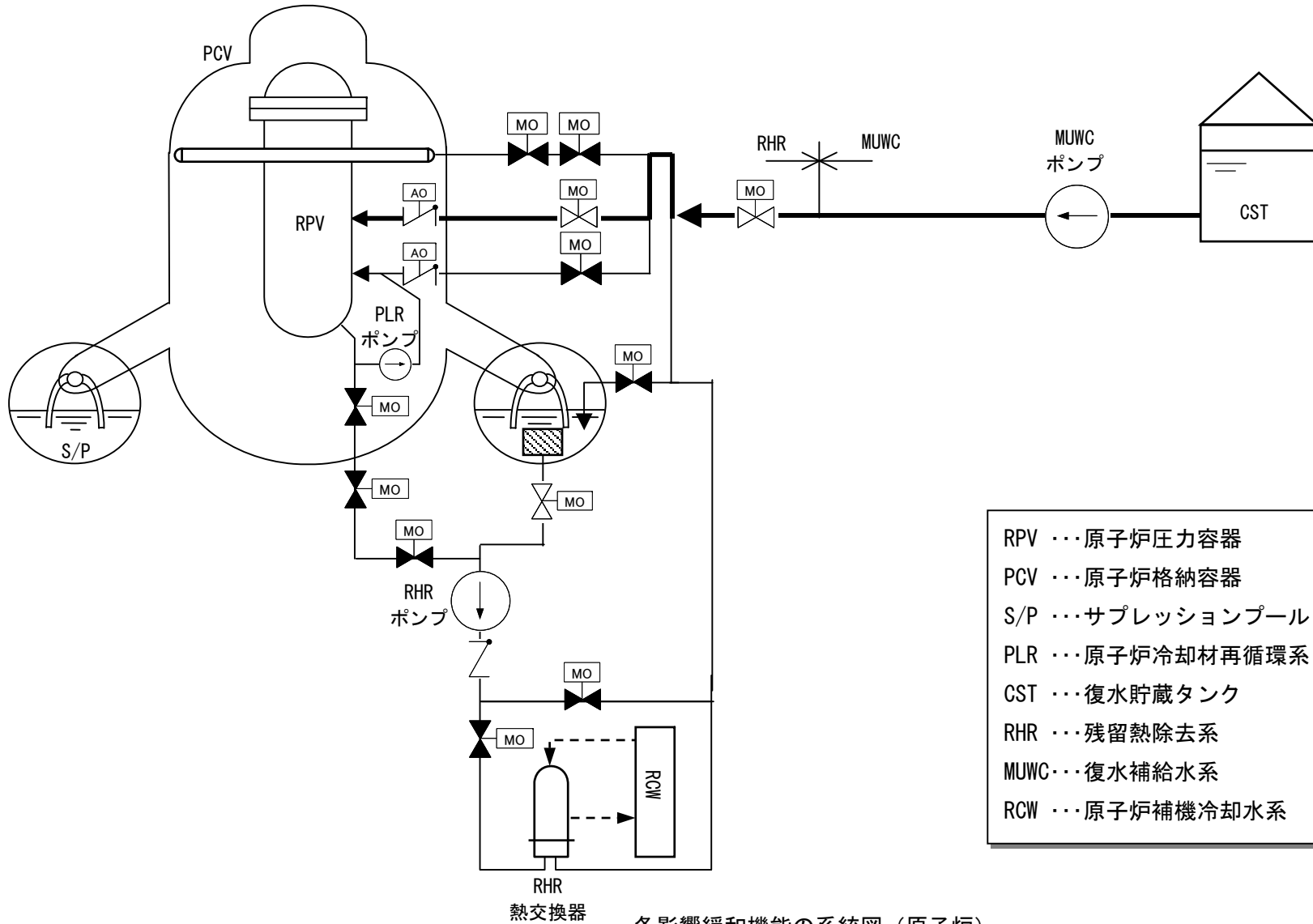
各影響緩和機能の系統図 (原子炉)

主蒸気逃がし安全弁による圧力制御



各影響緩和機能の系統図（原子炉）

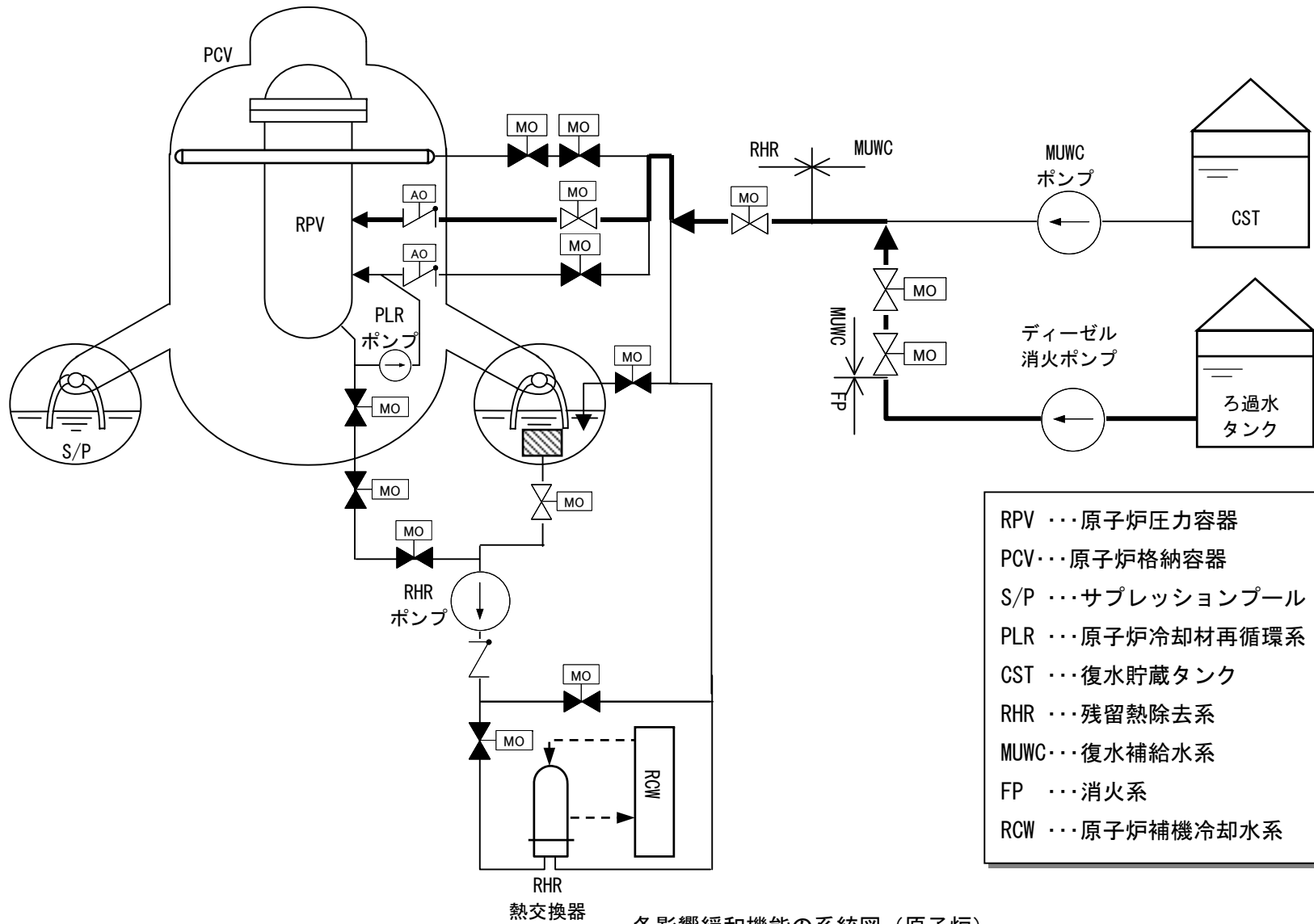
復水補給水系による原子炉への注水



- RPV …原子炉圧力容器
- PCV …原子炉格納容器
- S/P …サプレッションプール
- PLR …原子炉冷却材再循環系
- CST …復水貯蔵タンク
- RHR …残留熱除去系
- MUWC…復水補給水系
- RCW …原子炉補機冷却水系

各影響緩和機能の系統図 (原子炉)

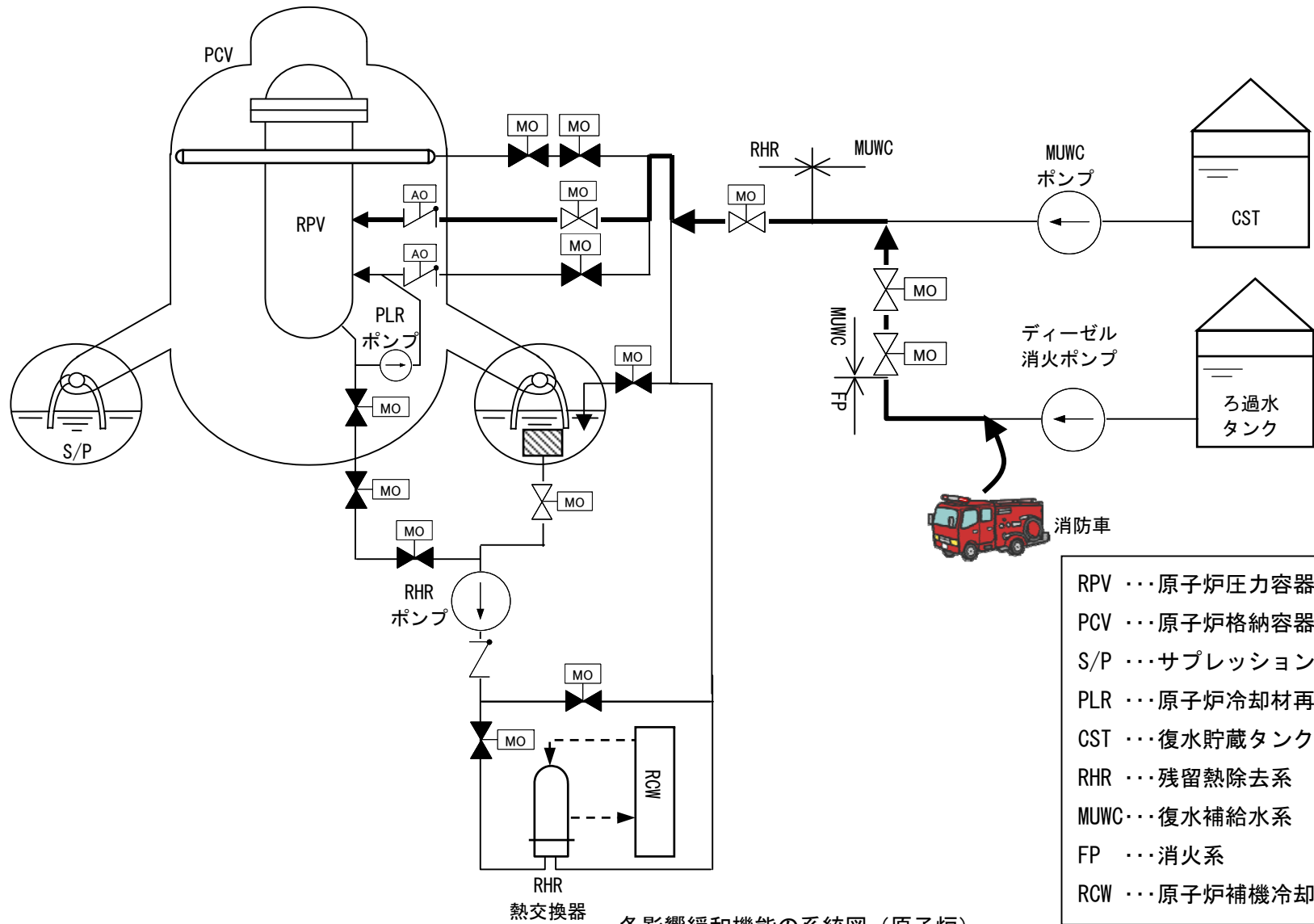
消火系による原子炉への注水



- RPV … 原子炉圧力容器
- PCV … 原子炉格納容器
- S/P … サプレッションプール
- PLR … 原子炉冷却材再循環系
- CST … 復水貯蔵タンク
- RHR … 残留熱除去系
- MUWC … 復水補給水系
- FP … 消火系
- RCW … 原子炉補機冷却水系

各影響緩和機能の系統図 (原子炉)

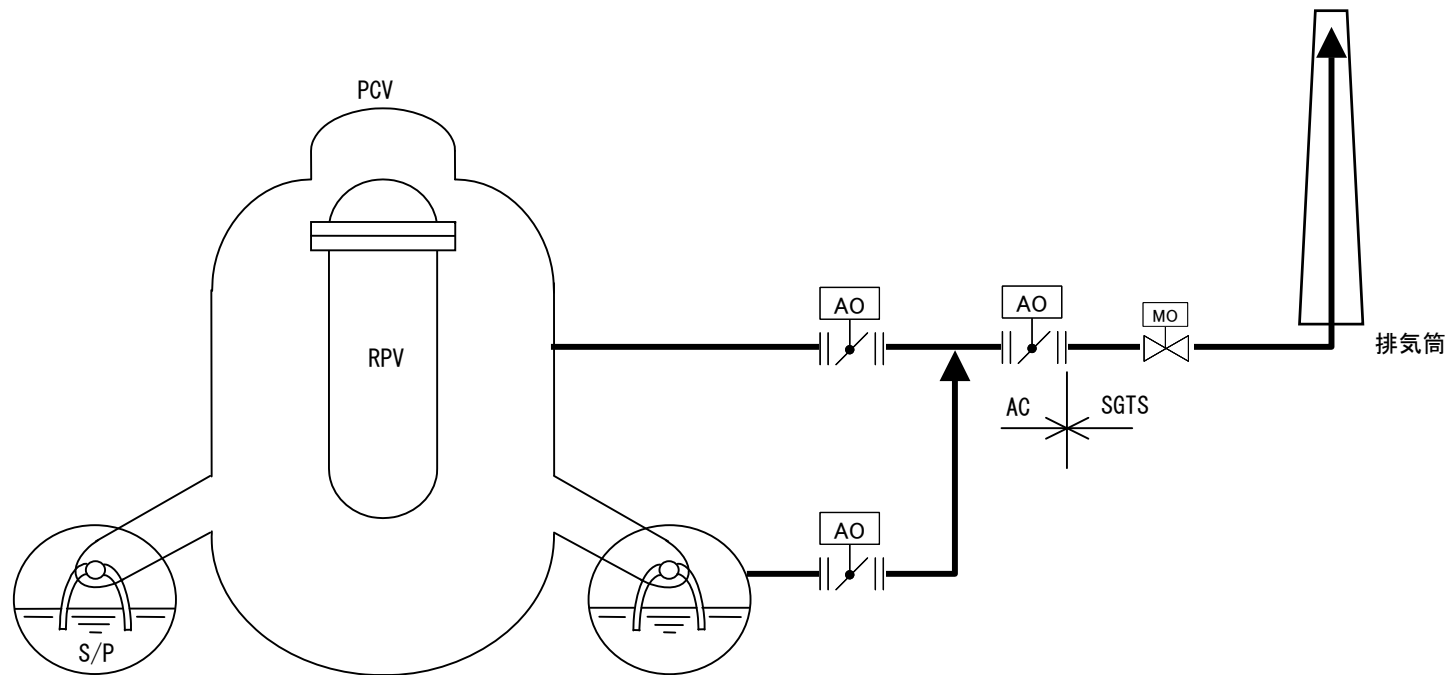
消防車による原子炉への注水



- RPV …原子炉圧力容器
- PCV …原子炉格納容器
- S/P …サプレッションプール
- PLR …原子炉冷却材再循環系
- GST …復水貯蔵タンク
- RHR …残留熱除去系
- MUWC…復水補給水系
- FP …消火系
- RCW …原子炉補機冷却水系

各影響緩和機能の系統図 (原子炉)

原子炉格納容器ベント



RPV …原子炉圧力容器
 PCV …原子炉格納容器
 S/P …サプレッションプール
 AC …不活性ガス系
 SGTS…非常用ガス処理系

各影響緩和機能の系統図（原子炉）

津波影響評価について

1. 敷地内浸水評価

土木学会評価手法を用いて評価した設計想定津波から、保守的に、周期 30 分の正弦波による浸水を設定し、設計想定を超える津波高さに応じて振幅をスケールアップして、敷地内への浸水高さ・時間を評価した。

【敷地内への浸水高さ・時間】

$$h = H \sin \left[2 \pi \cdot \frac{t}{T} \right] - h_0$$

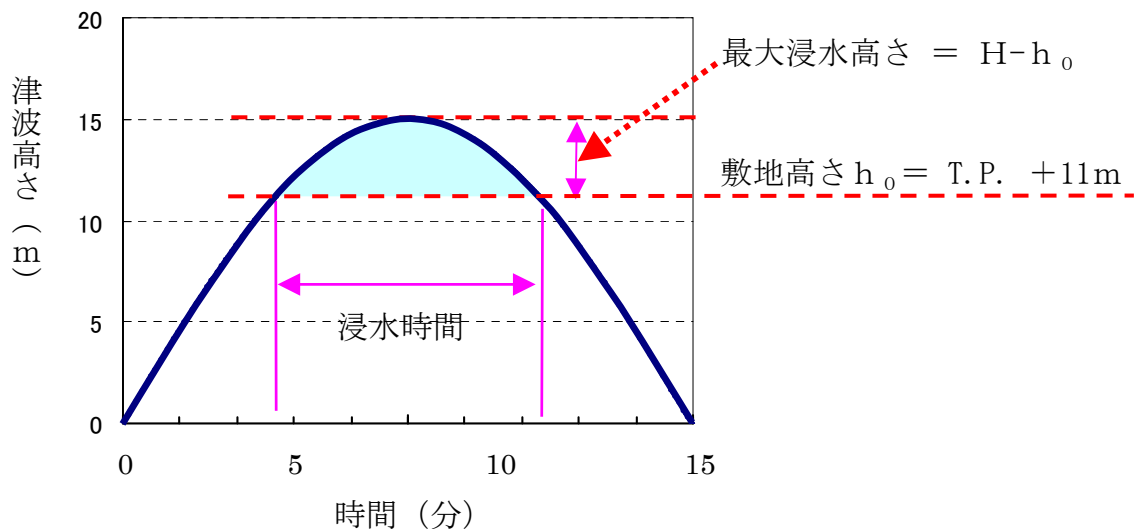
h : 敷地内への浸水高さ (m)

H : 津波高さ (m)

h_0 : 敷地高さ T.P. +11.0 (m)

t : 時刻 (min)

T : 津波周期 (min)



2. 扉等の波圧評価

国土交通省にて策定した東日本大震災における津波による建築物被害を踏まえた津波避難ビル等の構造上の要件にかかる暫定指針（以下、「暫定ガイドライン」という。）を参考に津波により扉等にかかる波圧を浸水深の比を用い下表のとおりとした。

表：扉等にかかる波圧について

対象箇所	要件	浸水深に対する倍率 (静水頭)
外部扉	① 堤防や前面の建築物等による軽減効果が見込まれる場合	2. 0倍
	② ①のうち、海岸等からの距離が 500m 以上離れている場合	1. 5倍
	③ 津波の影響を直接受ける場合 (①および②に該当しない場合)	3. 0倍
	④ その他特別に考慮すべき場合	3. 0倍
	⑤ 津波の影響を直接受けない建屋外扉	1. 0倍
内部扉	⑥ 津波の影響を直接受けない建屋内扉	1. 0倍

*：①～③は暫定ガイドラインによる。④～⑥は設置状況により個別に判断。

この波圧と評価する扉等の強度を比較し、波圧に対する強度を有しない場合は、扉が損傷すると仮定した。

3. 各設備等の損傷判断

各設備等について、津波の影響により損傷すると考えられる津波高さを「許容津波高さ」として求めるとともに、想定津波高さとの差を余裕とした。具体的には以下のとおり。

(1) 屋外設備について

屋外設備については、津波による損傷・機能喪失を考慮し、1. 項で求めた津波による敷地内浸水高さが当該設備等の設置高さを上回った場合に、保守的に当該設備等が損傷するものとし、このときの津波高さを当該設備等の許容津波高さとした。

(2) 建屋内設備について

建屋内設備については、津波が建物内に浸水することによる機能喪失を考慮し、4. 項で求める建屋内浸水高さと設備設置高さとの比較から、浸水高さが設備設置高さ（または保守的に設置床高さとする場合もある）を上回った場合に、保守的に当該設備等が損傷するものとし、このときの津波高さを当該設備等の許容津波高さとした。

なお、上記によらず、建屋等の水密構造、防水構造により防護されているなど各設備の設置状況に応じて、個別に判断した。

4. 建屋内浸水高さについて

1. 項で求めた津波による敷地内浸水高さおよび時間ならびに 2. 項で求めた浸

水深に対する波圧から評価対象の各設備等を収納している原子炉建屋および海水熱交換器建屋において、以下のとおり設計を超える津波による建屋内浸水高さを想定した。

- ・ 1. 項で求めた津波による敷地内浸水高さおよび時間ならびに 2. 項で求めた浸水深に対する波圧に基づき、建屋外扉から建屋内に浸水することを想定した。
- ・ 建屋外扉及び建屋内部扉からの浸水は、2. 項で求めた扉等の波圧評価から、波圧と評価する扉等の強度を比較し、波圧に対する強度を有しない場合は、扉が損傷すると仮定した。
- ・ 扉が損傷する場合は、扉設置部分をすべて開口しているものとして扱った。
- ・ 扉が損傷しない場合は、躯体と扉とのクリアランス（隙間）を開口として浸水するものとして扱った。
- ・ 建屋外扉からの浸水は、建屋 1 階面に広がることとなるが、最終的には階段室等を通じて最地下階に流下していくものとした。

【建屋内浸水評価式】

単位時間あたりの浸水量は、水理公式を応用した以下の式で求めた。

$$Q = C \cdot A \cdot (2 g h)^{1/2} \times 3600$$

Q：単位時間当りの浸水量（ m^3/h ）

C：流量係数（0.6）

A：流入面積（ m^2 ）

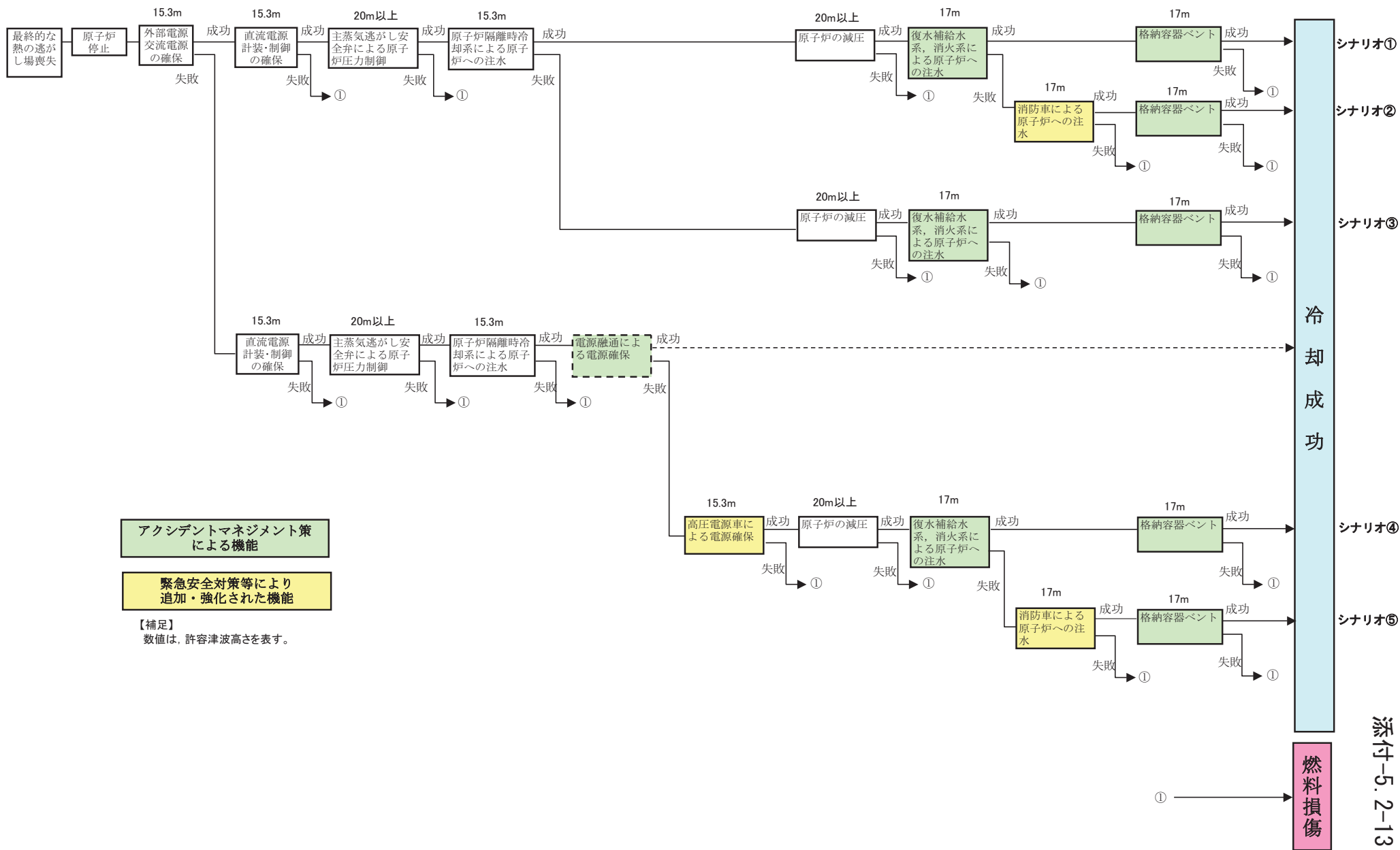
隙間浸水：開口面積，全破損浸水：扉幅×浸水高さ

g：重力加速度（ $9.8m/s^2$ ）

h：敷地内への浸水高さ（m）

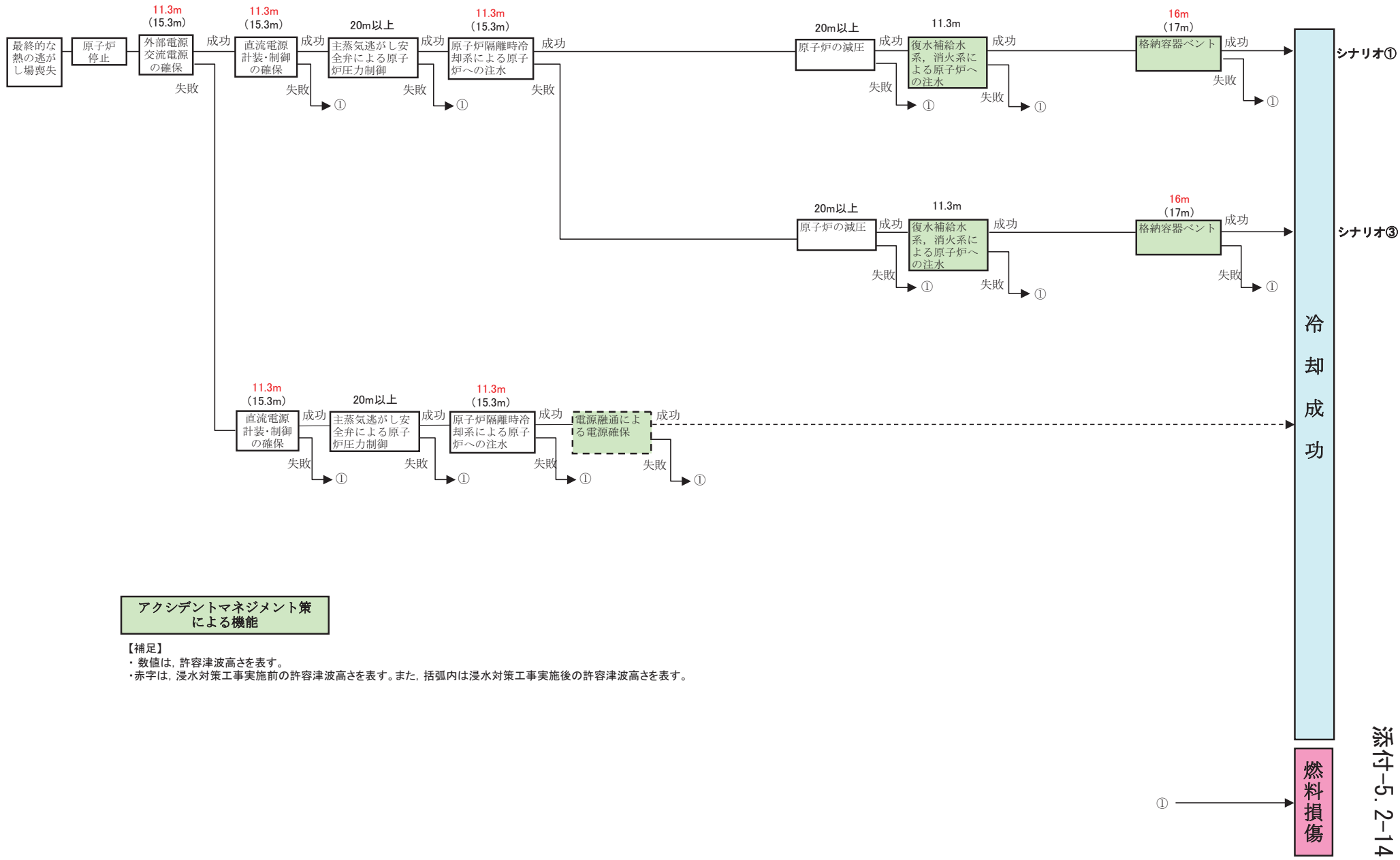
5. 各設備等の許容津波高さの評価

各設備等が機能喪失すると判断したときの津波高さを許容津波高さとし、設計想定津波との高さの差を余裕とした。



添付-5.2-13

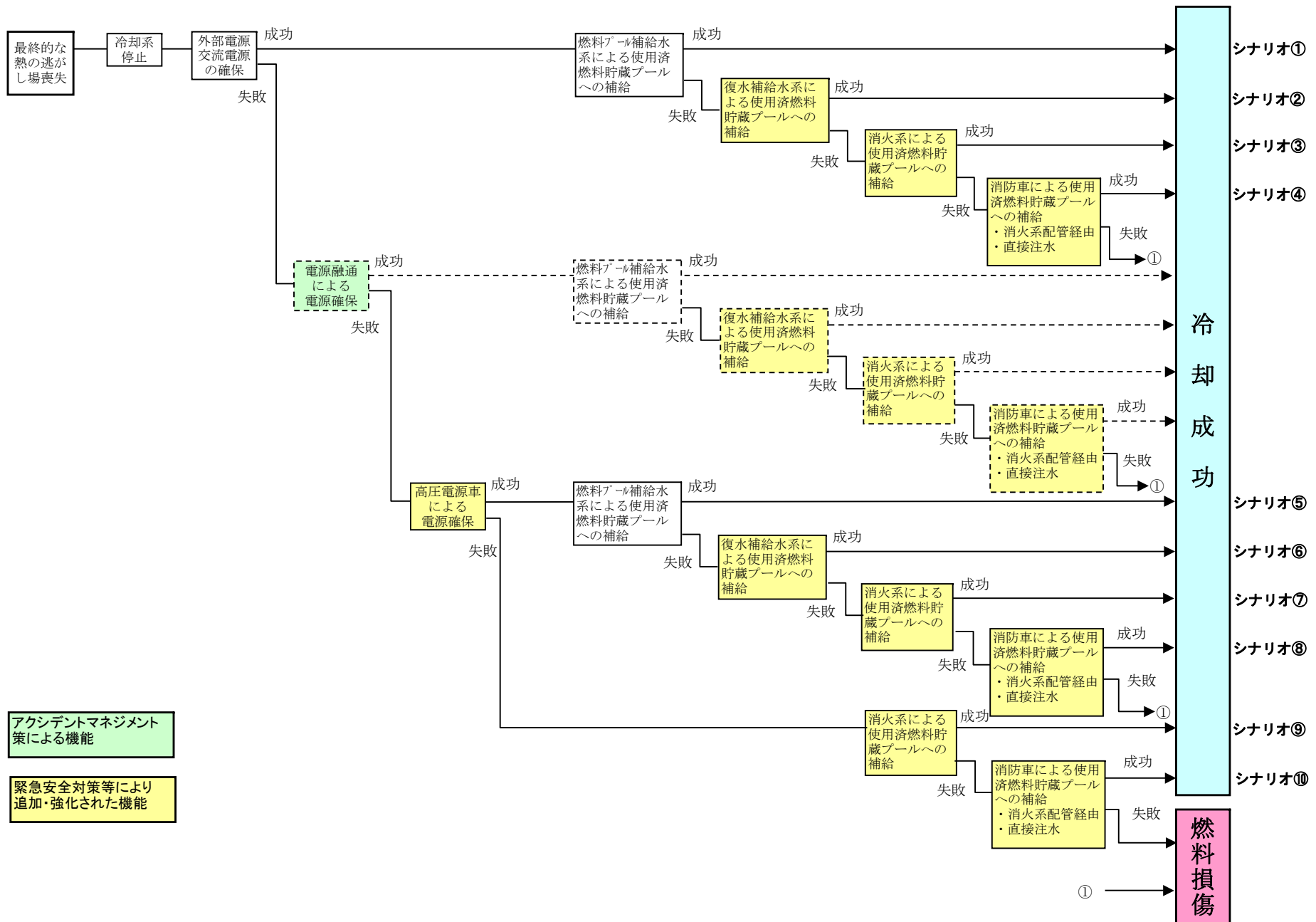
最終ヒートシンク喪失に対する収束シナリオの許容津波高さ評価（原子炉）



アクシデントマネジメント策による機能

【補足】
 ・数値は、許容津波高さを表す。
 ・赤字は、浸水対策工事実施前の許容津波高さを表す。また、括弧内は浸水対策工事実施後の許容津波高さを表す。



最終ヒートシンク喪失に対する収束シナリオの許容津波高さ評価（原子炉）（緊急安全対策実施前）

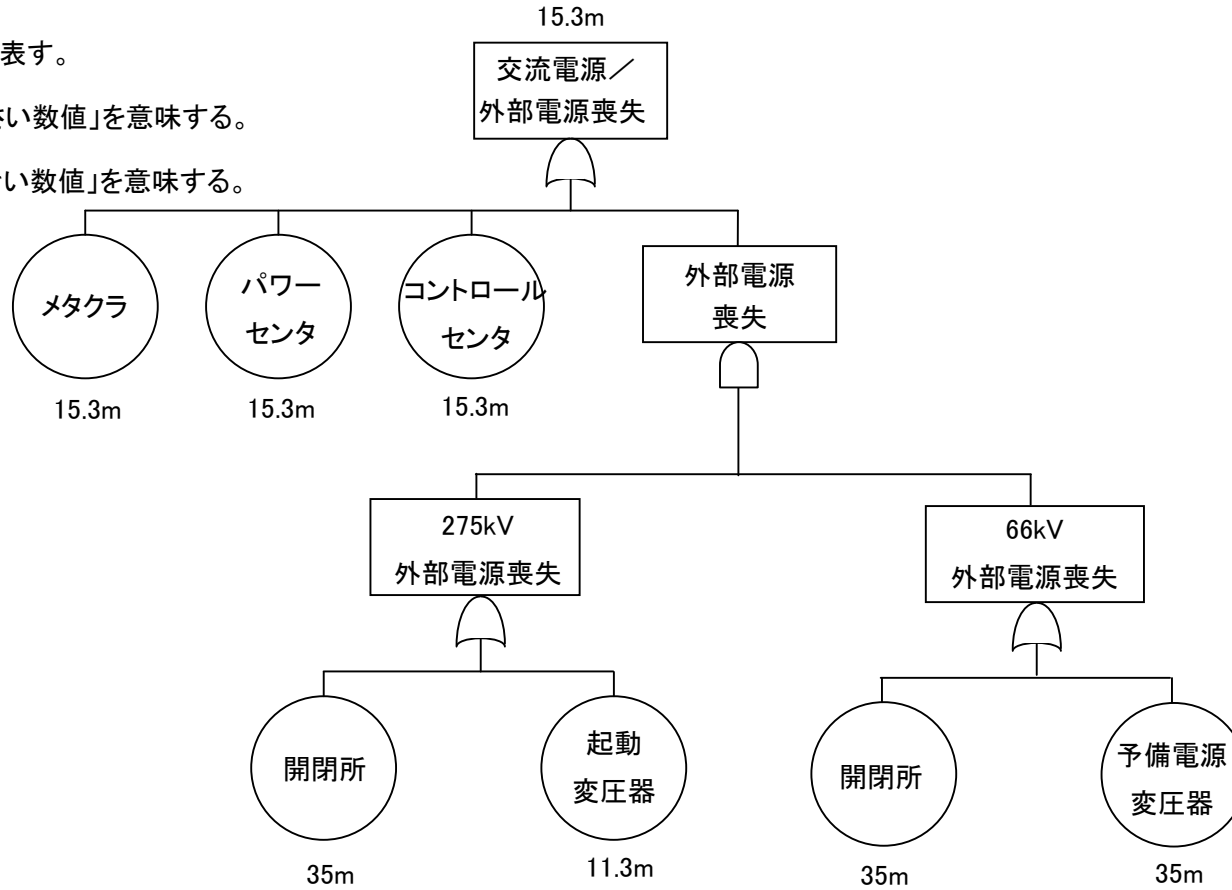


最終ヒートシンク喪失のイベントツリー (使用済燃料貯蔵プール)

外部電源／交流電源のフォールトツリー

【補足】


1. 数値は、許容津波高さを表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。
3.  は、「いずれか大きい数値」を意味する。

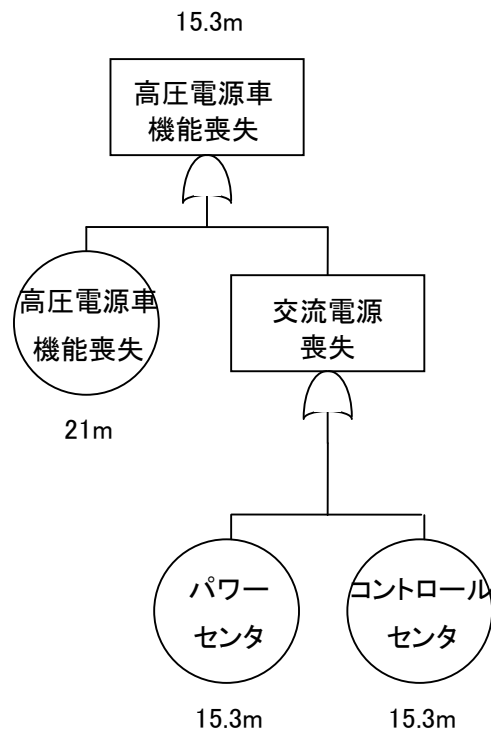


各影響緩和機能のフォールトツリー（使用済燃料貯蔵プール）

高圧電源車のフォールトツリー

【補足】


- 1. 数値は, 許容津波高さを表す。
- 2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。

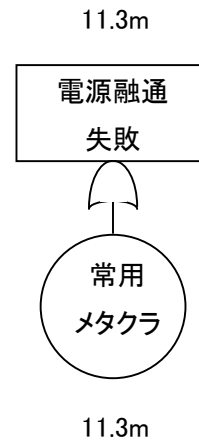


各影響緩和機能のフォールトツリー（使用済燃料貯蔵プール）

電源融通のフォールトツリー

【補足】


1. 数値は, 許容津波高さを表す。
2.  は, 「いずれか小さい数値」を意味する。

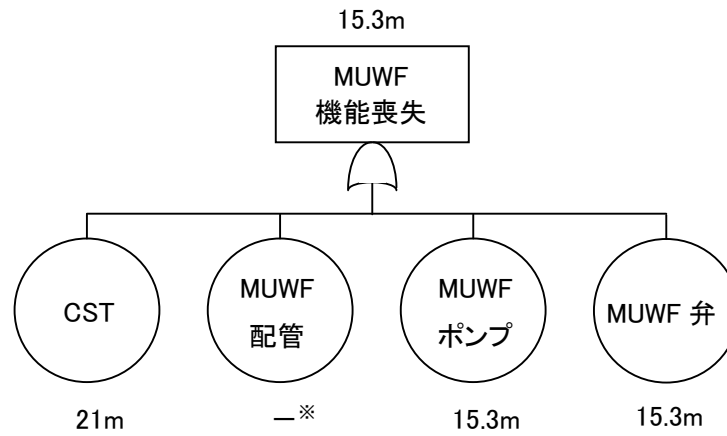


各影響緩和機能のフォールトツリー（使用済燃料貯蔵プール）

燃料プール補給水系のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は、許容津波高さを表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




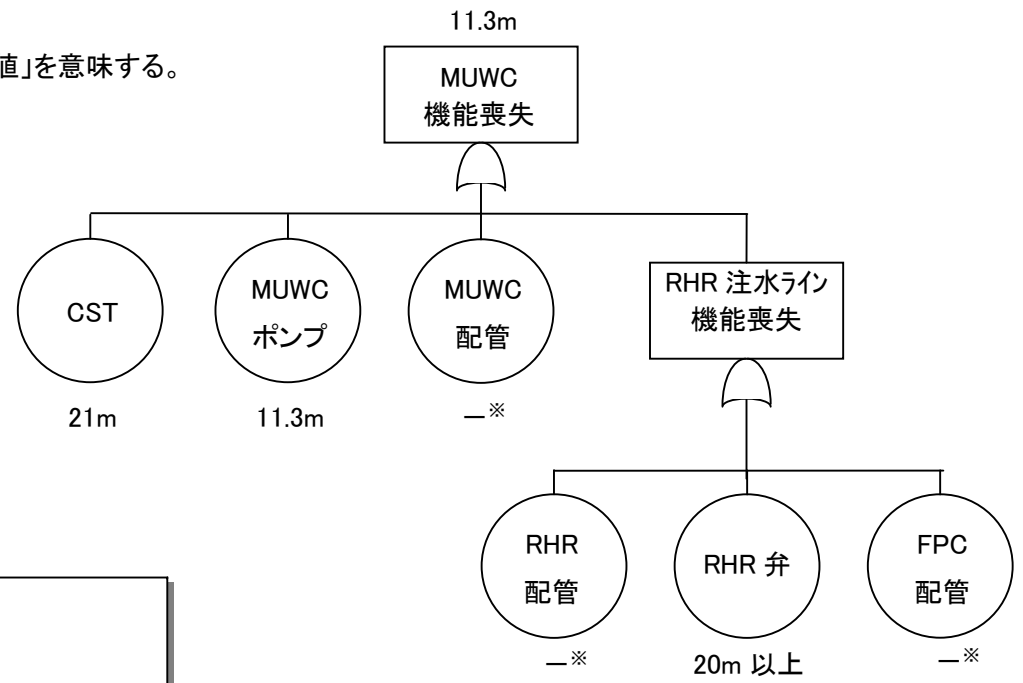
MUWF・・・燃料プール補給水系
 CST・・・復水貯蔵タンク

※：「—」は津波による浸水では機能喪失しないことを意味する。

各影響緩和機能のフォールトツリー（使用済燃料貯蔵プール）

復水補給水系のフォールトツリー

- 【補足】
1. 数値は、許容津波高さを表す。
 2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




MUWC・・・復水補給水系
 CST・・・復水貯蔵タンク
 FPC・・・燃料プール冷却浄化系
 RHR・・・残留熱除去系

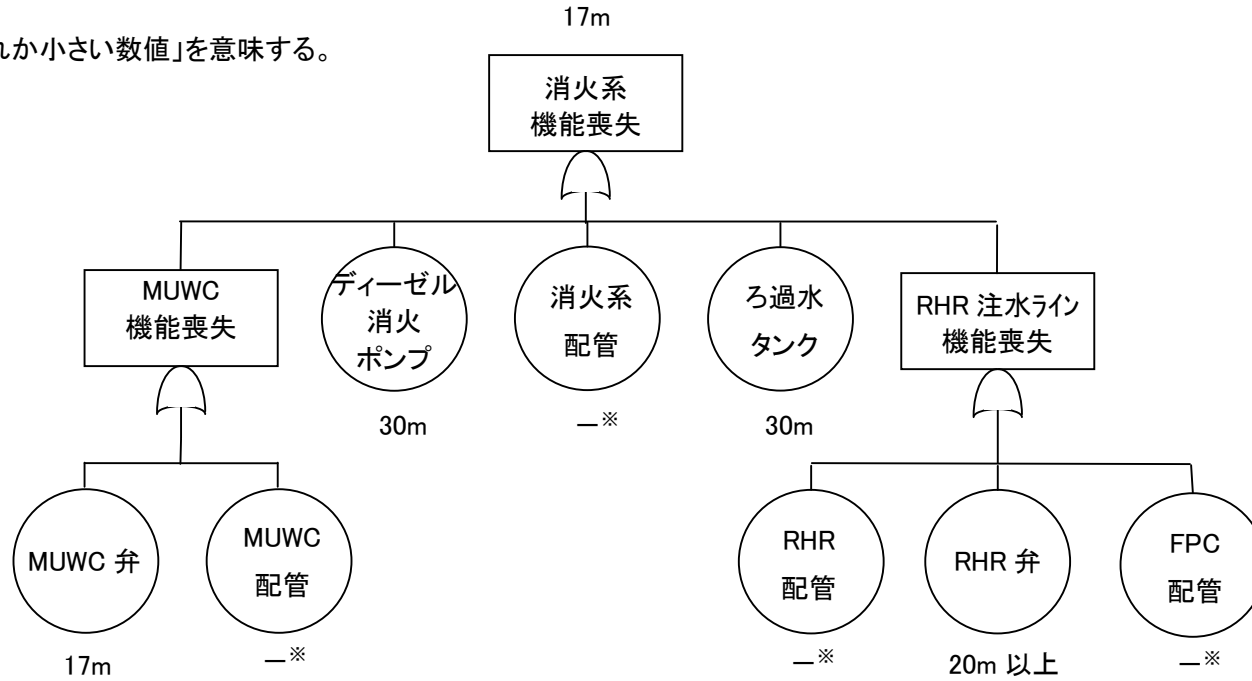
※：「-」は津波による浸水では機能喪失しないことを意味する。

各影響緩和機能のフォールトツリー（使用済燃料貯蔵プール）

消火系のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は、許容津波高さを表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




MUWC・・・復水補給水系
 FPC・・・燃料プール冷却浄化系
 RHR・・・残留熱除去系

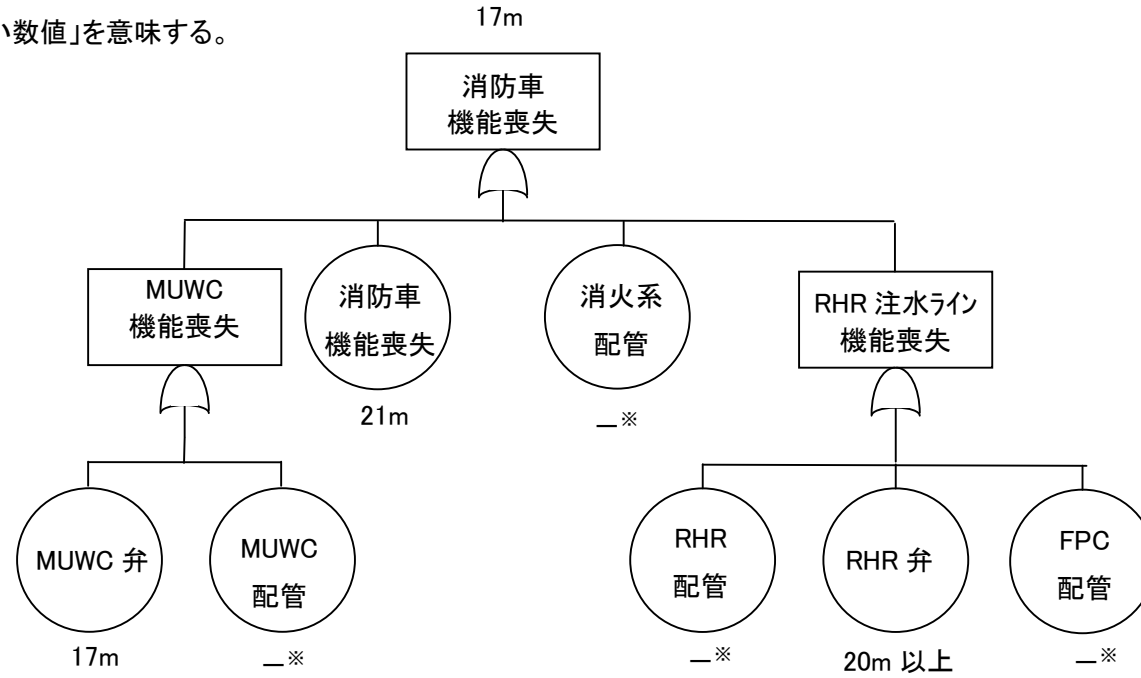
※：「-」は津波による浸水では機能喪失しないことを意味する。

各影響緩和機能のフォールトツリー（使用済燃料貯蔵プール）

消防車（消火系配管経由）のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は、許容津波高さを表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。




MUWC・・・復水補給水系
RHR・・・残留熱除去系
FPC・・・燃料プール冷却浄化系

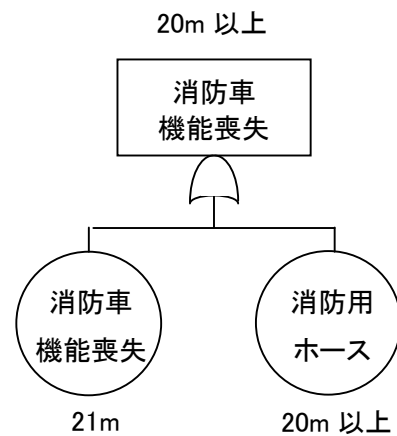
※：「-」は津波による浸水では機能喪失しないことを意味する。

各影響緩和機能のフォールトツリー（使用済燃料貯蔵プール）

消防車（直接注水）のフォールトツリー

【補足】

1. 数値は、許容津波高さを表す。
2.  は、「いずれか小さい数値」を意味する。



各影響緩和機能のフォールトツリー（使用済燃料貯蔵プール）

起因事象に関連する設備等の津波高さ裕度評価結果（使用済燃料貯蔵プール）

【起因事象に関連する設備】

設計津波高さ(a) : 5.0m

起因事象	設備	設置場所	耐震クラス	損傷モード	設置高さ※1	許容津波高さ		余裕	
						対策前(b ₁)	対策後(b ₂)	対策前(b ₁ -a)	対策後(b ₂ -a)
最終的な熱の逃がし場喪失	原子炉補機冷却海水ポンプ	Hx/B	S	浸水	1.2m	11.3m	11.3m	6.3m	6.3m
	原子炉補機冷却水ポンプ	Hx/B	S	浸水	11.3m	11.3m	11.3m	6.3m	6.3m
	原子炉補機冷却海水系弁	Hx/B	S	浸水	4.3m	11.3m	11.3m	6.3m	6.3m
	原子炉補機冷却水系弁	Hx/B	S	浸水	3.8m	11.3m	11.3m	6.3m	6.3m
	パワーセンタ	R/B	S	浸水	-1.6m	11.3m	15.3m	6.3m	10.3m
	コントロールセンタ	Hx/B	S	浸水	11.3m	11.3m	11.3m	6.3m	6.3m

※1 : 複数の設置高さがある場合は最低の設置高さを記載

【サポート系に関連する設備】

設計津波高さ(a) : 5.0m

サポート系	設備	設置場所	耐震クラス	損傷モード	設置高さ※1	許容津波高さ		余裕	
						対策前(b ₁)	対策後(b ₂)	対策前(b ₁ -a)	対策後(b ₂ -a)
外部電源	予備電源変圧器※2	屋外	C	浸水	35m	35m	35m	30m	30m
	開閉所	屋外	C	浸水	35m	35m	35m	30m	30m
	起動変圧器※3	屋外	C	浸水	11.3m	11.3m	11.3m	6.3m	6.3m
交流電源	メタクラ	R/B	S	浸水	-1.6m	11.3m	15.3m	6.3m	10.3m
	パワーセンタ	R/B	S	浸水	-1.6m	11.3m	15.3m	6.3m	10.3m
	コントロールセンタ	R/B	S	浸水	-1.6m	11.3m	15.3m	6.3m	10.3m
電源融通による電源確保	常用メタクラ	T/B	C	浸水	0m	11.3m	11.3m	6.3m	6.3m
高圧電源車による電源確保	高圧電源車	屋外	—	浸水	21m	—	21m	—	16m
	パワーセンタ	R/B	S	浸水	-1.6m	—	15.3m	—	10.3m
	コントロールセンタ	R/B	S	浸水	-1.6m	—	15.3m	—	10.3m

※1 : 複数の設置高さがある場合は最低の設置高さを記載

※2 : 66kV 送電線から受電

※3 : 275kV 送電線から受電

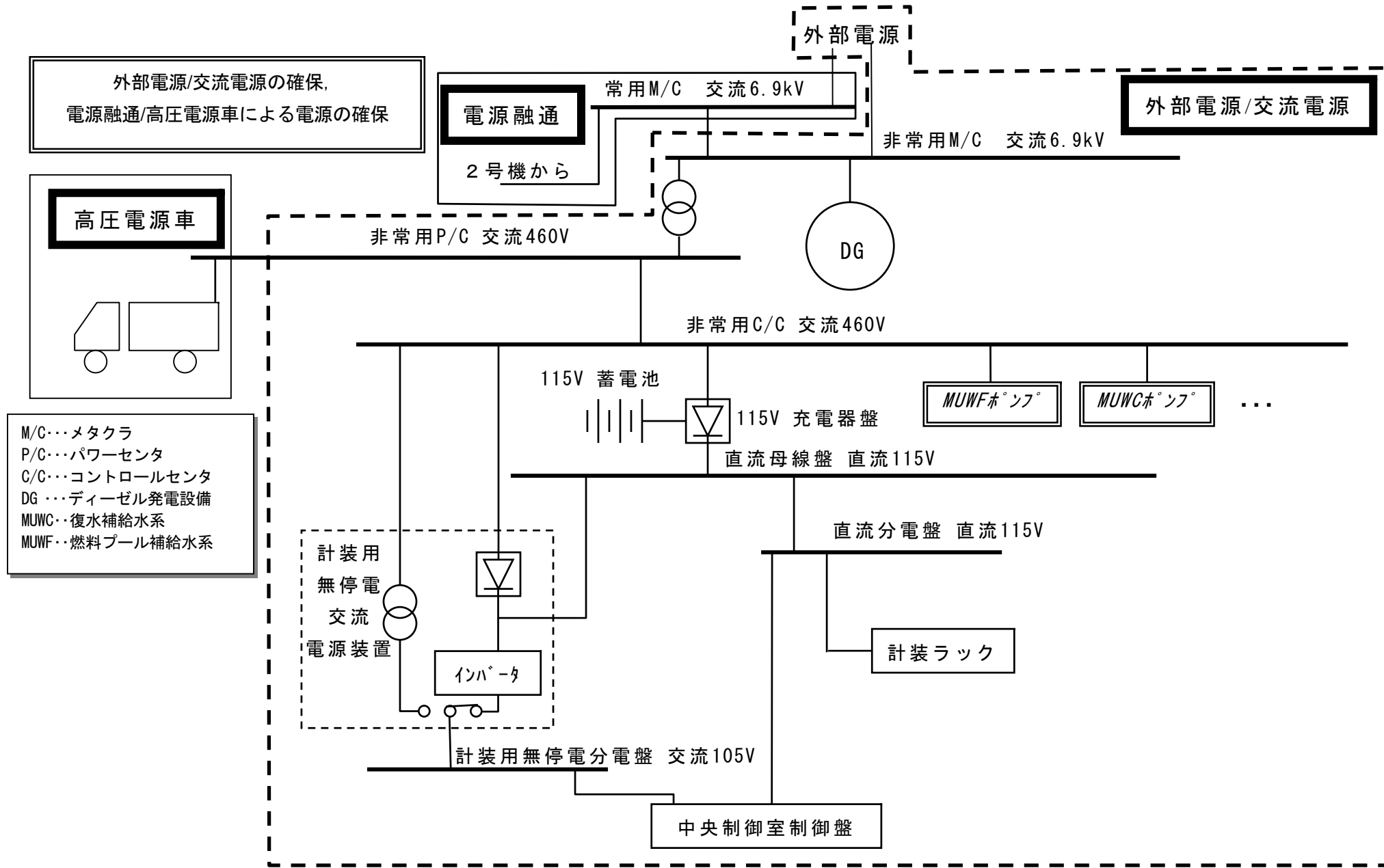
【フロントライン系に関連する設備】

設計津波高さ(a) : 5.0m

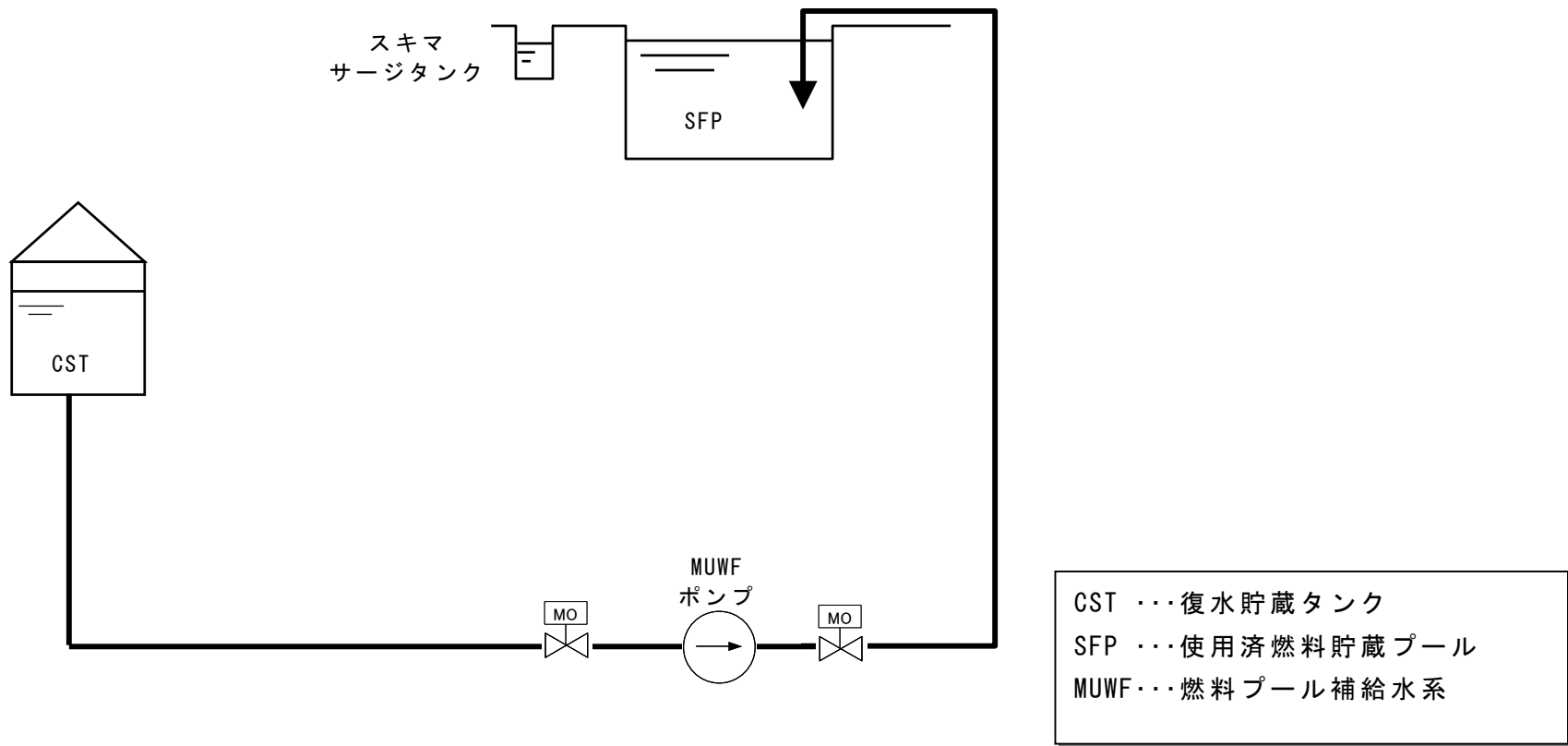
フロント ライン系	設備	設置 場所	耐震 クラス	損傷 モード	設置 高さ※1	許容津波高さ		余裕	
						対策前 (b ₁)	対策後 (b ₂)	対策前 (b ₁ -a)	対策後 (b ₂ -a)
燃料プール補給 水系による使用 済燃料貯蔵プ ールへの補給	燃料プール補給水ポンプ	R/B	B	浸水	-1.6m	11.3m	15.3m	6.3m	10.3m
	復水貯蔵タンク	屋外	B	浸水	21m	21m	21m	16m	16m
	燃料プール補給水系弁	R/B	B	浸水	-1.0m	11.3m	15.3m	6.3m	10.3m
復水補給水系に よる使用済燃料 貯蔵プールへの 補給	復水移送ポンプ	T/B	B	浸水	0m	—	11.3m	—	6.3m
	復水貯蔵タンク	屋外	B	浸水	21m	—	21m	—	16m
	残留熱除去系弁	R/B	S	浸水	17.4m	—	20m以上	—	15m以上
消火系による使 用済燃料貯蔵プ ールへの補給	ディーゼル消火ポンプ	Wt/B	C	浸水	30m	—	30m	—	25m
	ろ過水タンク	屋外	C	浸水	30m	—	30m	—	25m
	復水補給水系弁	R/B	B	浸水	5.7m	—	17m	—	12m
	残留熱除去系弁	R/B	S	浸水	17.4m	—	20m以上	—	15m以上
消防車(消火系配 管経由)による使 用済燃料貯蔵プ ールへの補給	消防車	屋外	—	浸水	21m	—	21m	—	16m
	復水補給水系弁	R/B	B	浸水	5.7m	—	17m	—	12m
	残留熱除去系弁	R/B	S	浸水	17.4m	—	20m以上	—	15m以上
消防車(直接注 水)による使用済 燃料貯蔵プール への補給	消防車	屋外	—	浸水	21m	—	21m	—	16m
	消防用ホース	屋外	—	浸水	20m以上	—	20m以上	—	15m以上

※1 : 複数の設置高さがある場合は最低の設置高さを記載

(補足) R/B : 原子炉建屋, T/B : タービン建屋, Hx/B : 海水熱交換器建屋, Wt/B : 給水処理建屋

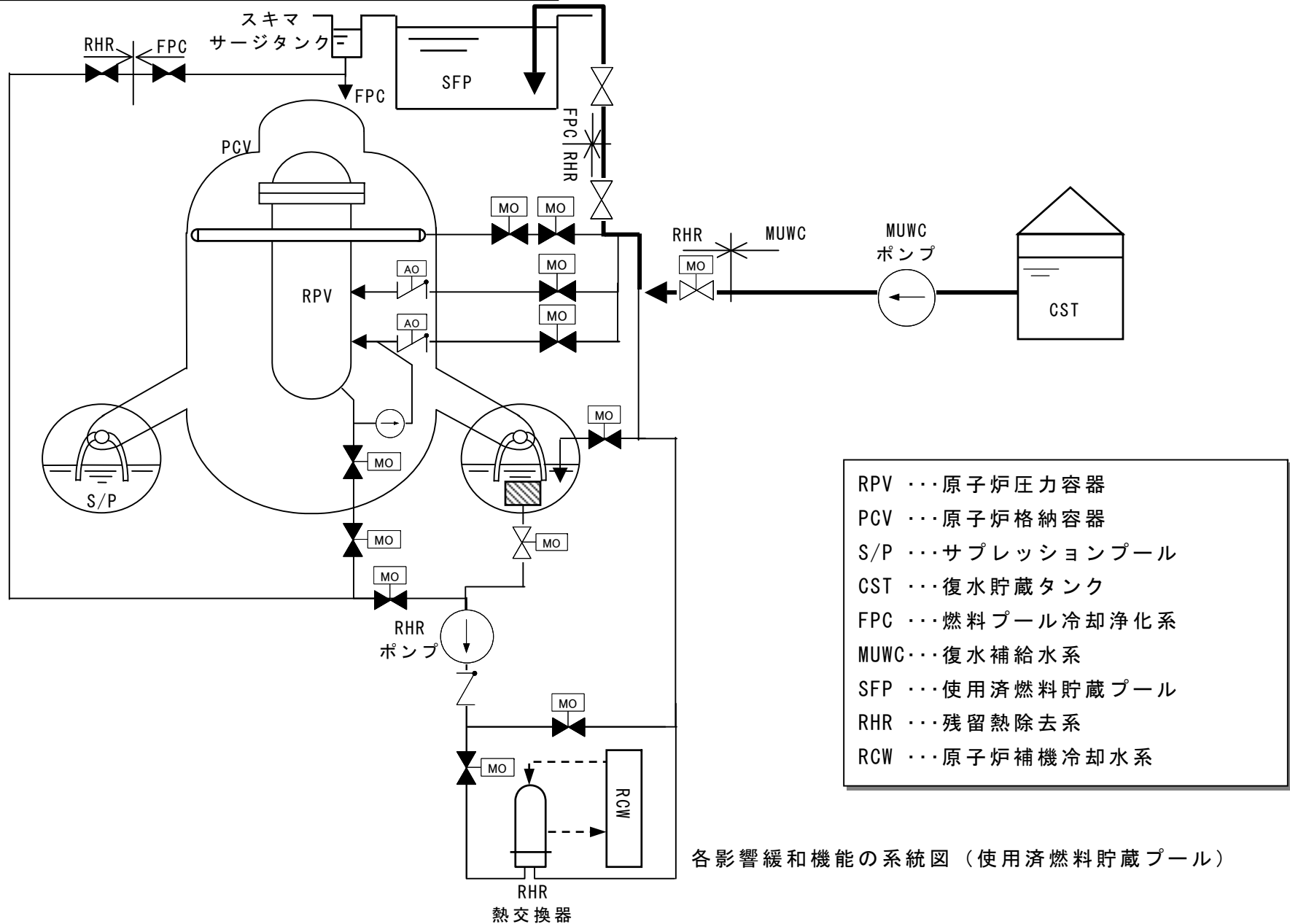


燃料プール補給水系による使用済燃料貯蔵プールへの注水



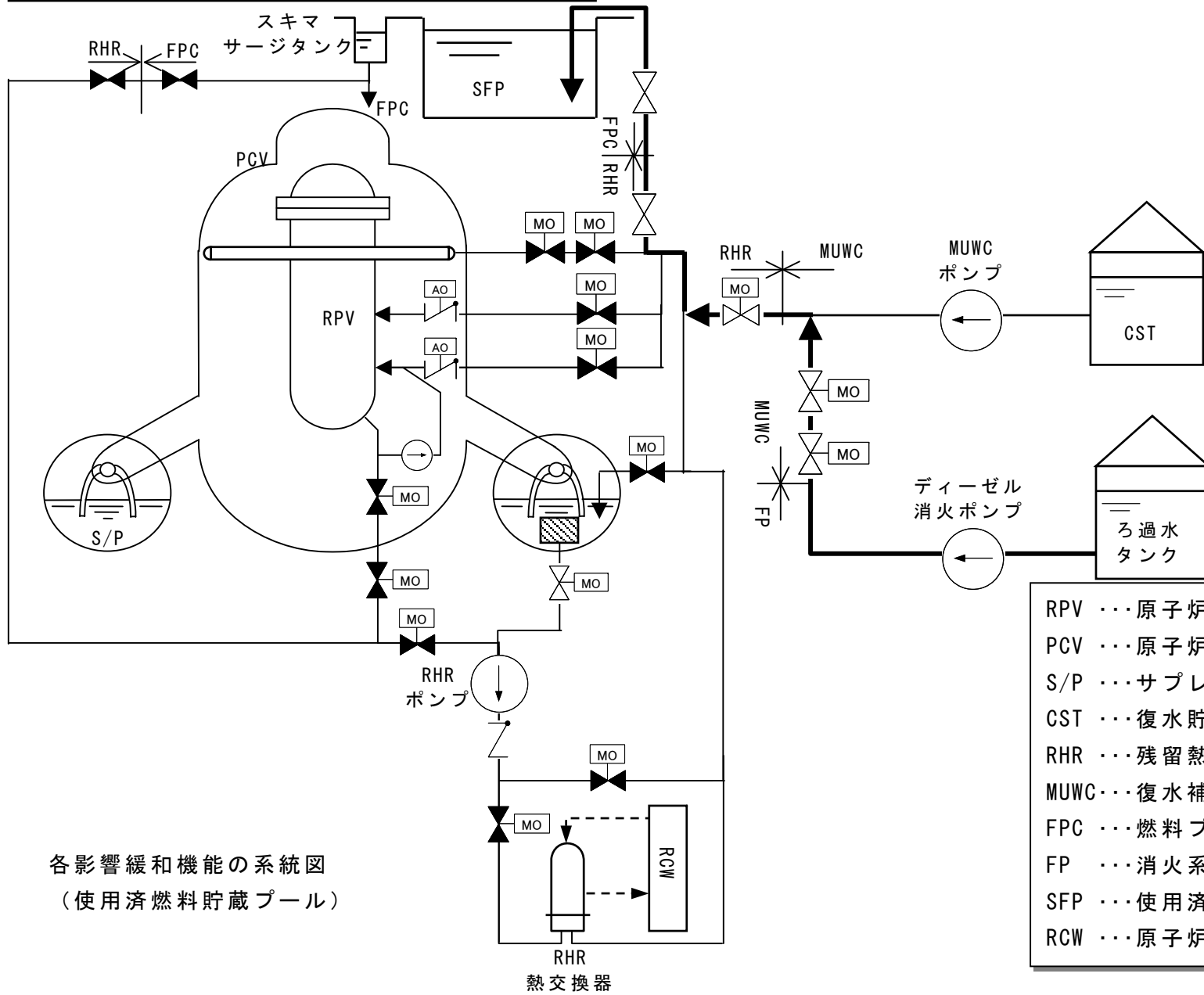
各影響緩和機能の系統図（使用済燃料貯蔵プール）

復水補給水系による使用済燃料貯蔵プールへの注水



各影響緩和機能の系統図（使用済燃料貯蔵プール）

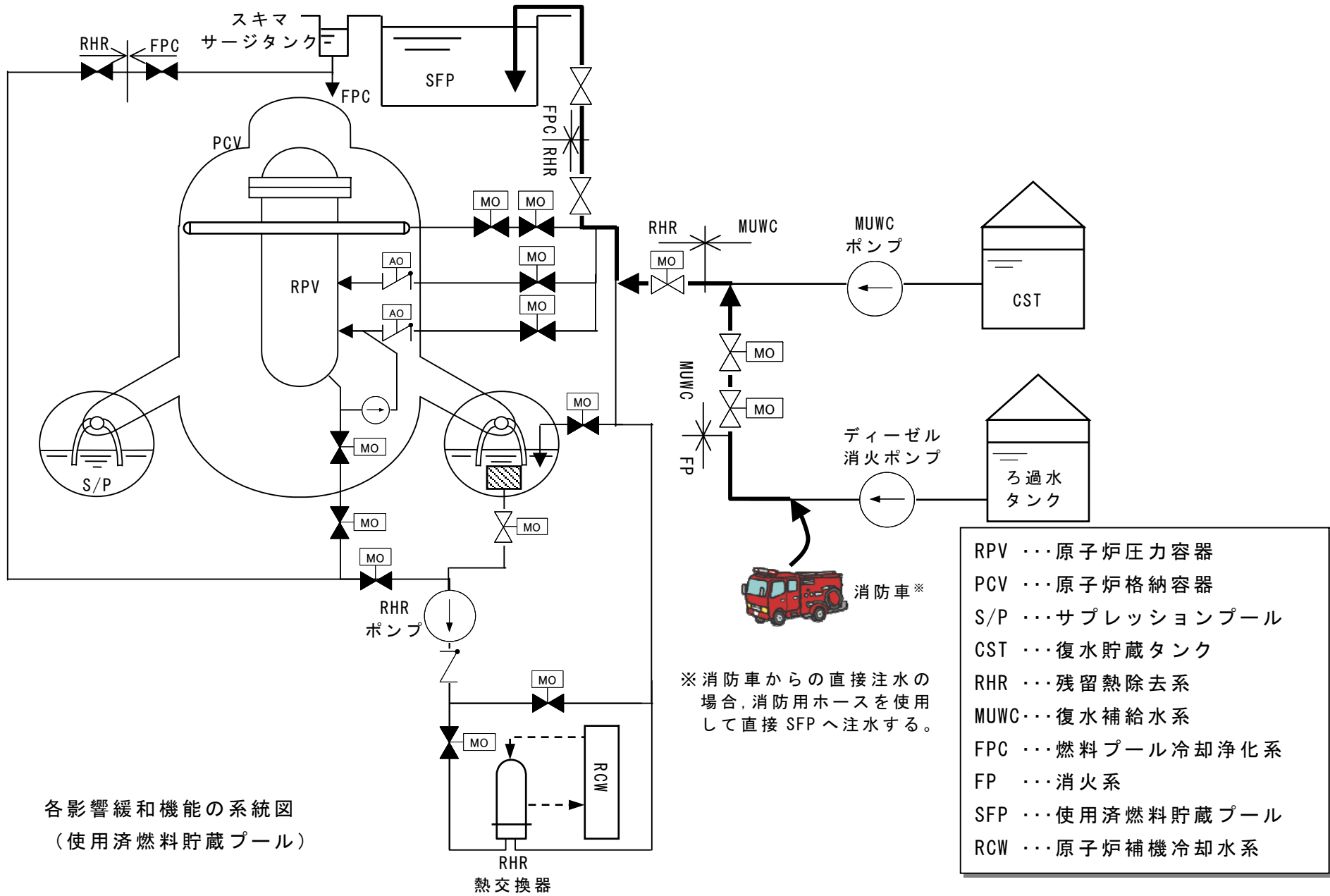
消火系による使用済燃料貯蔵プールへの注水



- RPV …原子炉圧力容器
- PCV …原子炉格納容器
- S/P …サプレッションプール
- CST …復水貯蔵タンク
- RHR …残留熱除去系
- MUWC…復水補給水系
- FPC …燃料プール冷却浄化系
- FP …消火系
- SFP …使用済燃料貯蔵プール
- RCW …原子炉補機冷却水系

各影響緩和機能の系統図
(使用済燃料貯蔵プール)

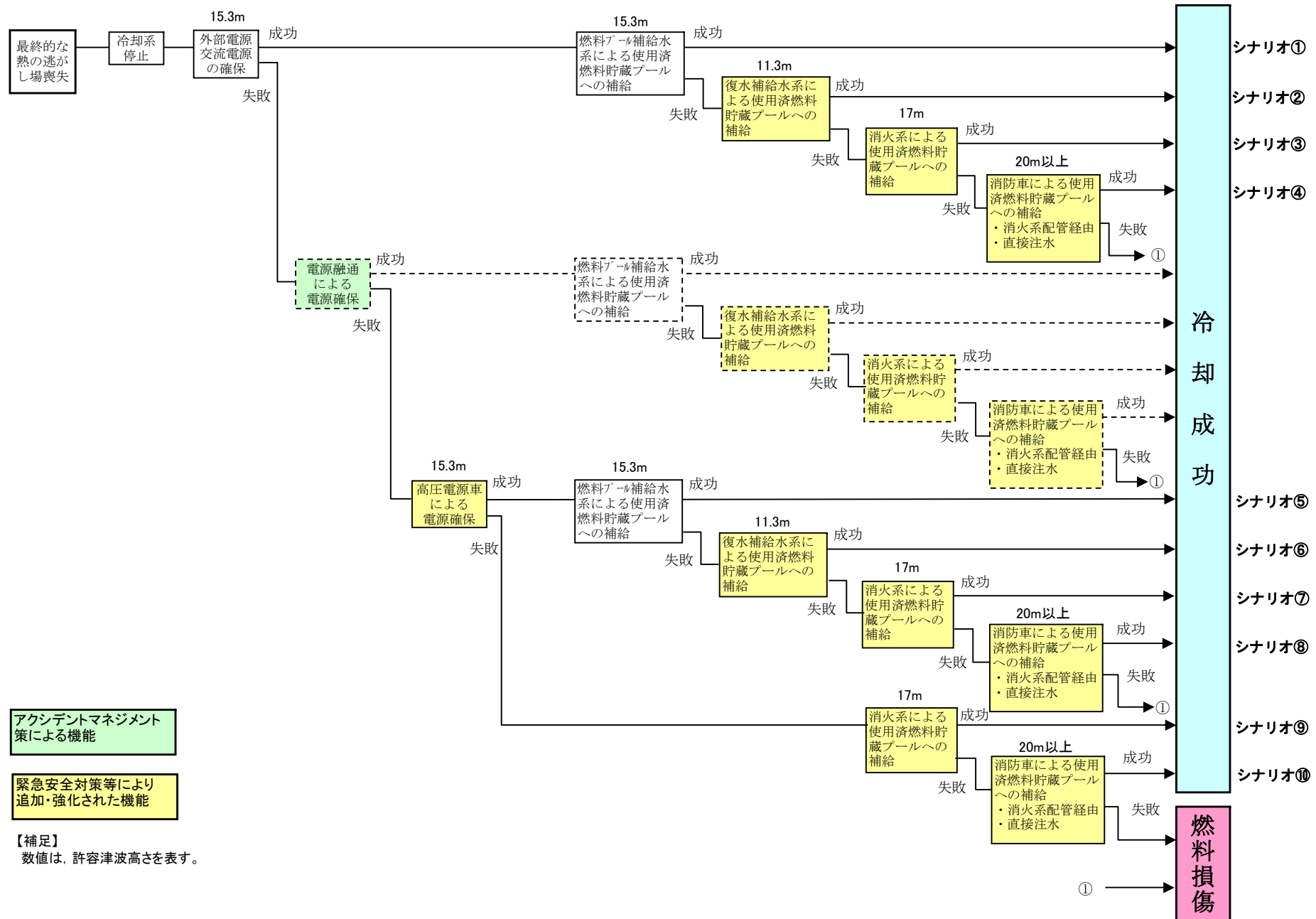
消防車（消火系配管経由）による使用済燃料貯蔵プールへの注水



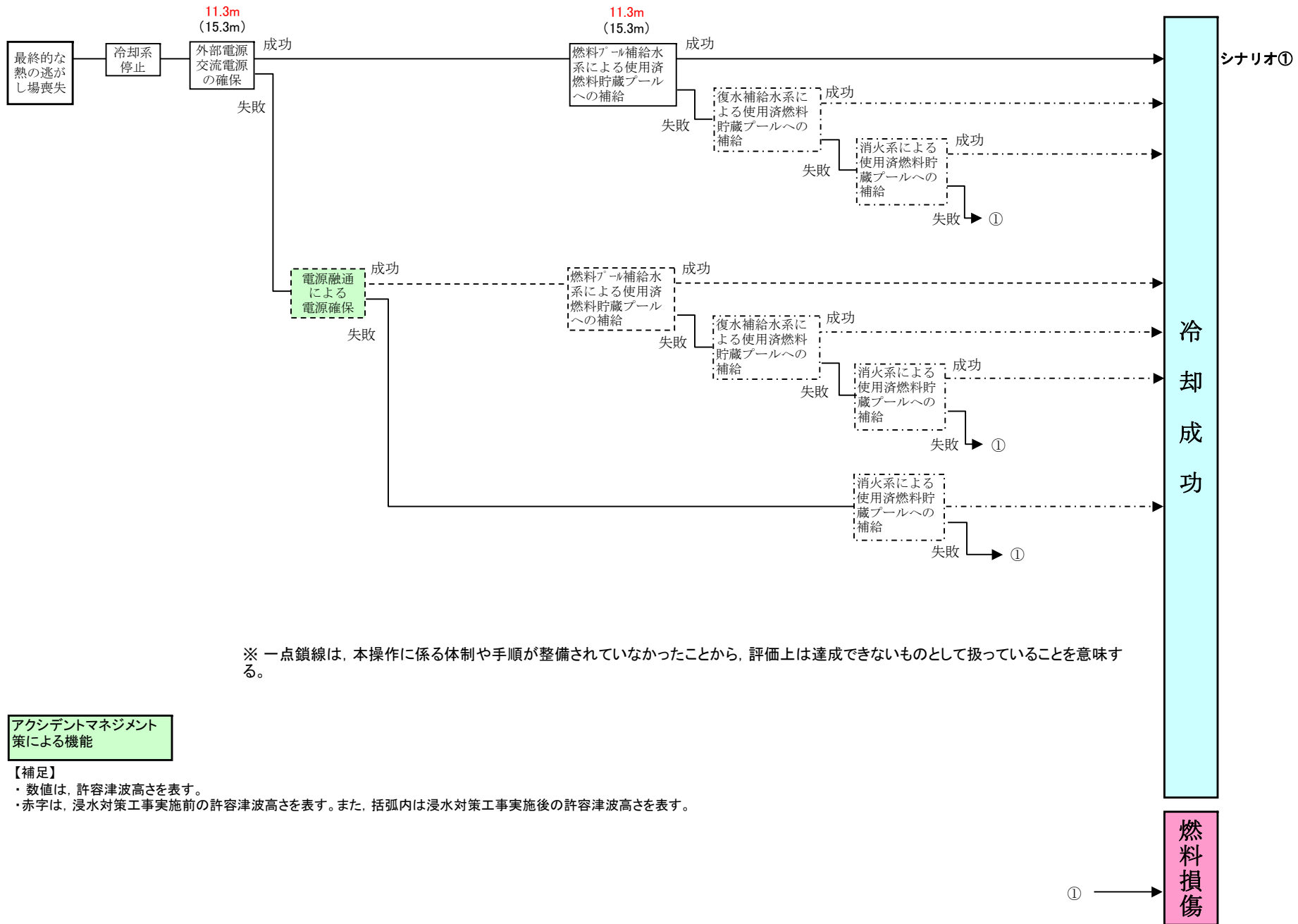
- RPV …原子炉圧力容器
- PCV …原子炉格納容器
- S/P …サプレッションプール
- GST …復水貯蔵タンク
- RHR …残留熱除去系
- MUWC…復水補給水系
- FPC …燃料プール冷却浄化系
- FP …消火系
- SFP …使用済燃料貯蔵プール
- RCW …原子炉補機冷却水系

※消防車からの直接注水の場合、消防用ホースを使用して直接 SFP へ注水する。

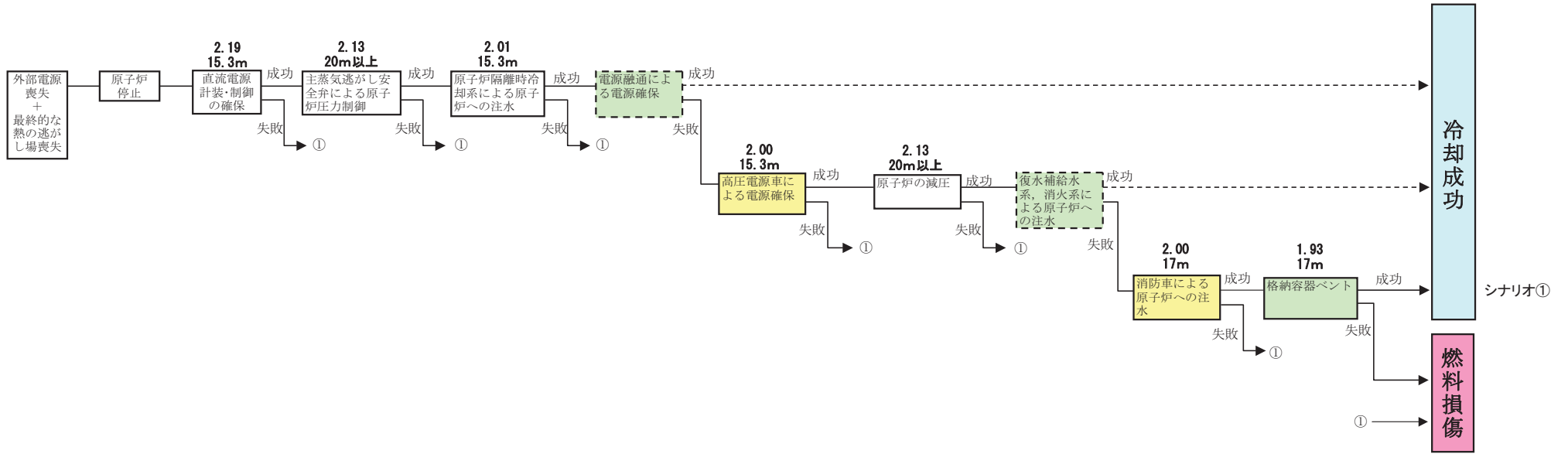
各影響緩和機能の系統図
(使用済燃料貯蔵プール)



最終ヒートシンク喪失に対する収束シナリオの許容津波高さ評価（使用済燃料貯蔵プール）



最終ヒートシンク喪失に対する収束シナリオの許容津波高さ評価（使用済燃料貯蔵プール）（緊急安全対策実施前）

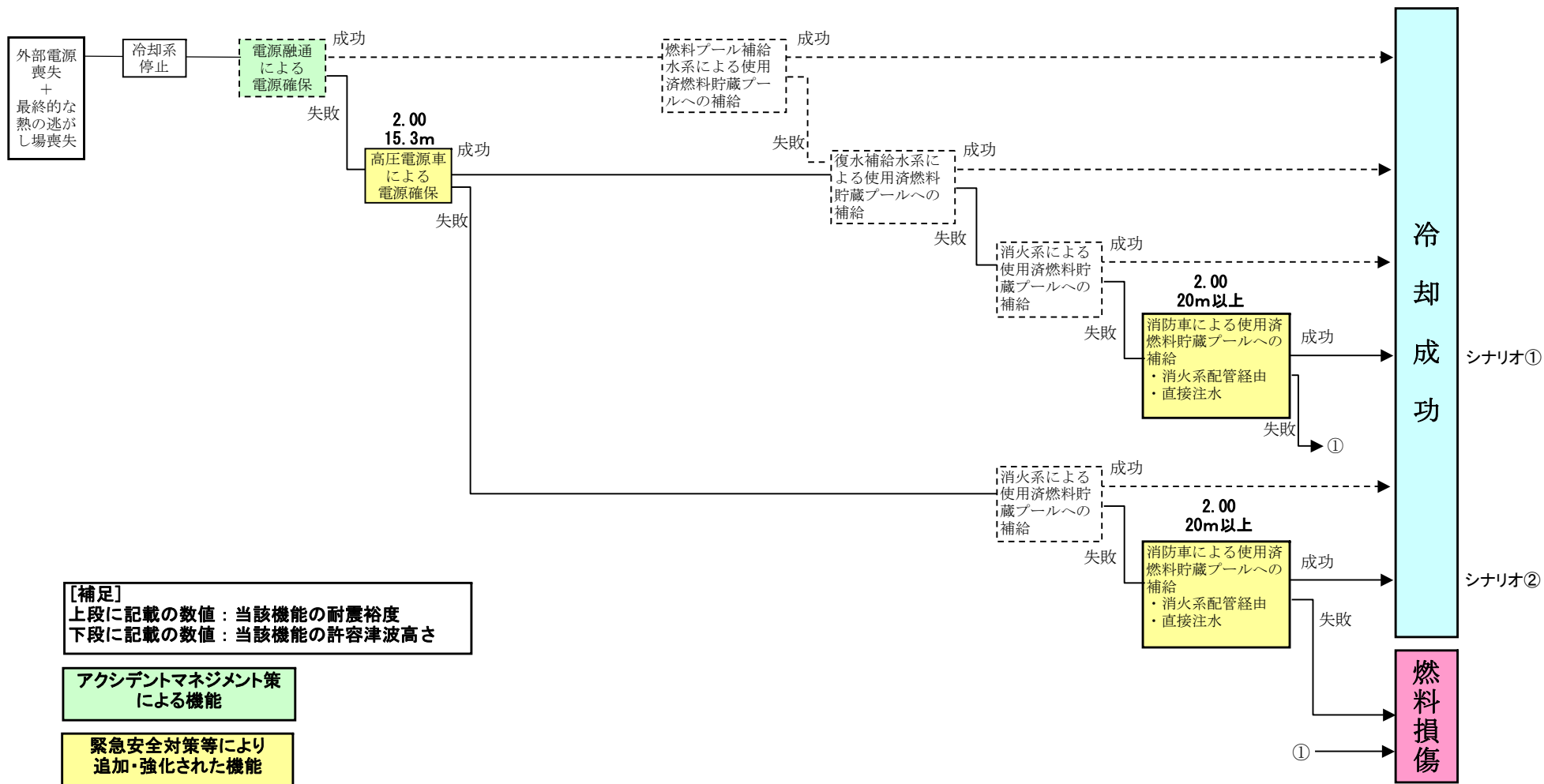


[補足]
 上段に記載の数値：当該機能の耐震裕度
 下段に記載の数値：当該機能の許容津波高さ

アクシデントマネジメント策による機能

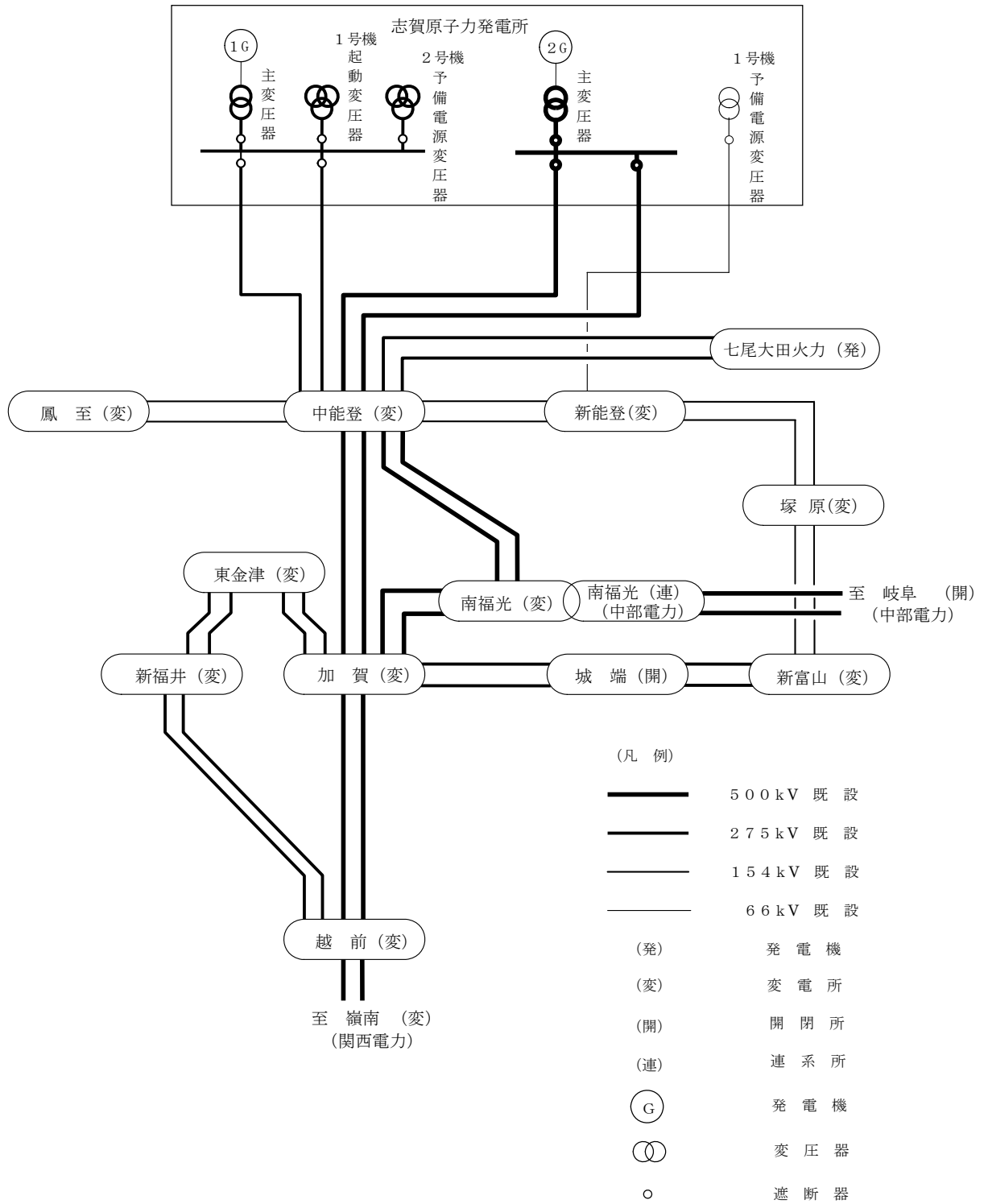
緊急安全対策等により追加・強化された機能

地震と津波の重畳時における起因事象のイベントツリーと収束シナリオの耐震裕度・許容津波高さ評価(原子炉)

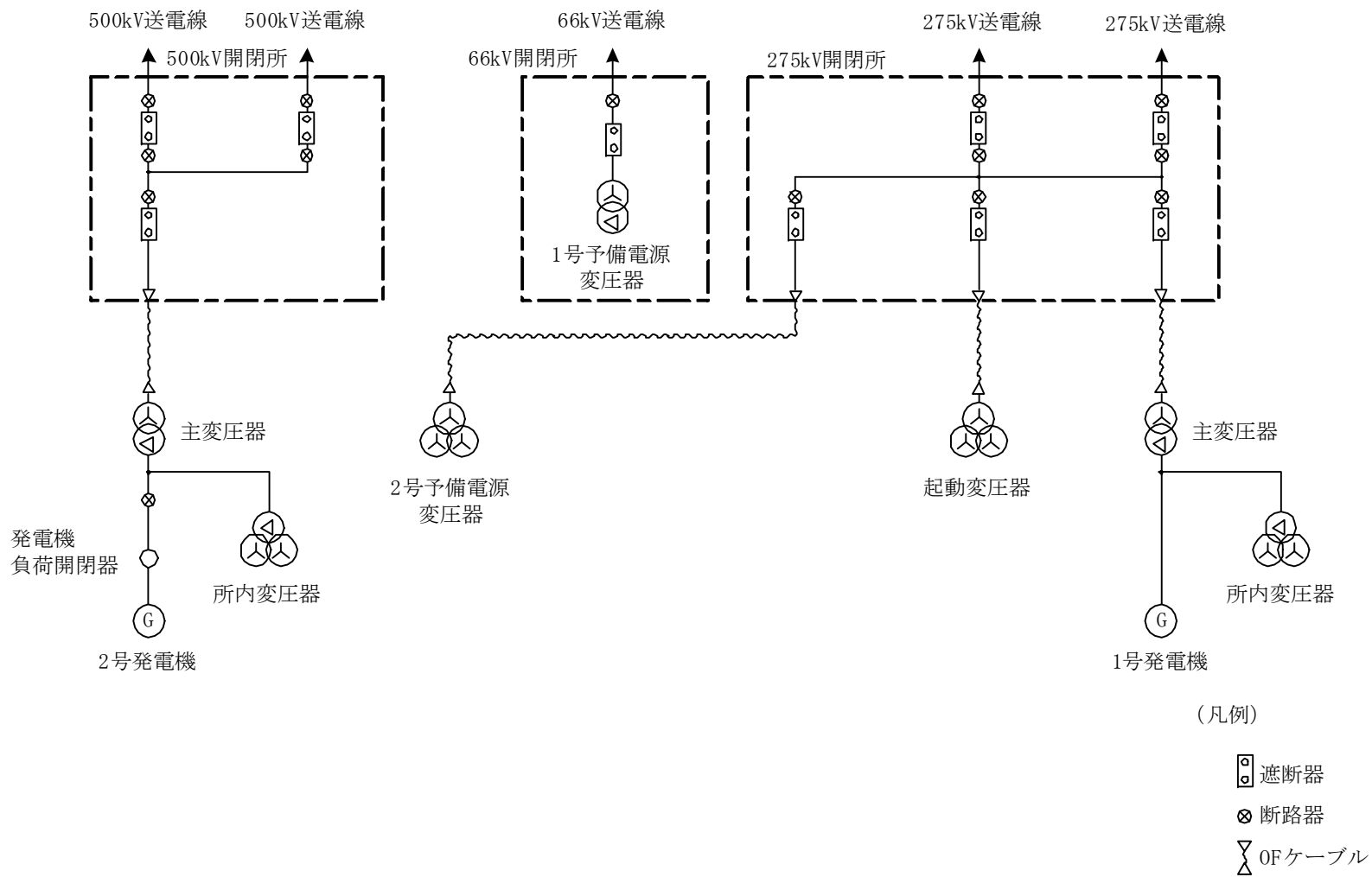


添付-5.3-2

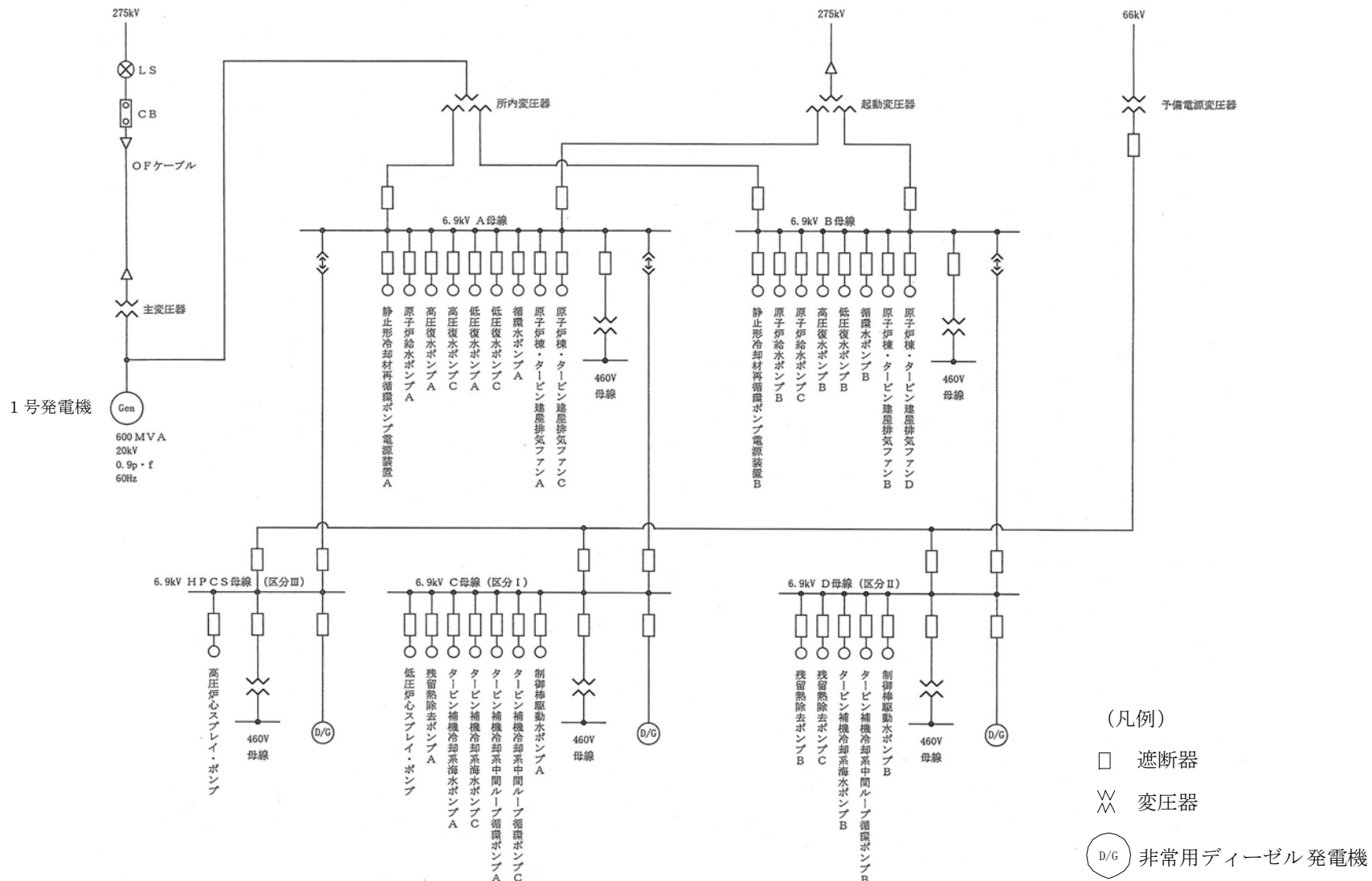
地震と津波の重畳時における起因事象のイベントツリーと収束シナリオの耐震裕度・許容津波高さ評価（使用済燃料貯蔵プール）



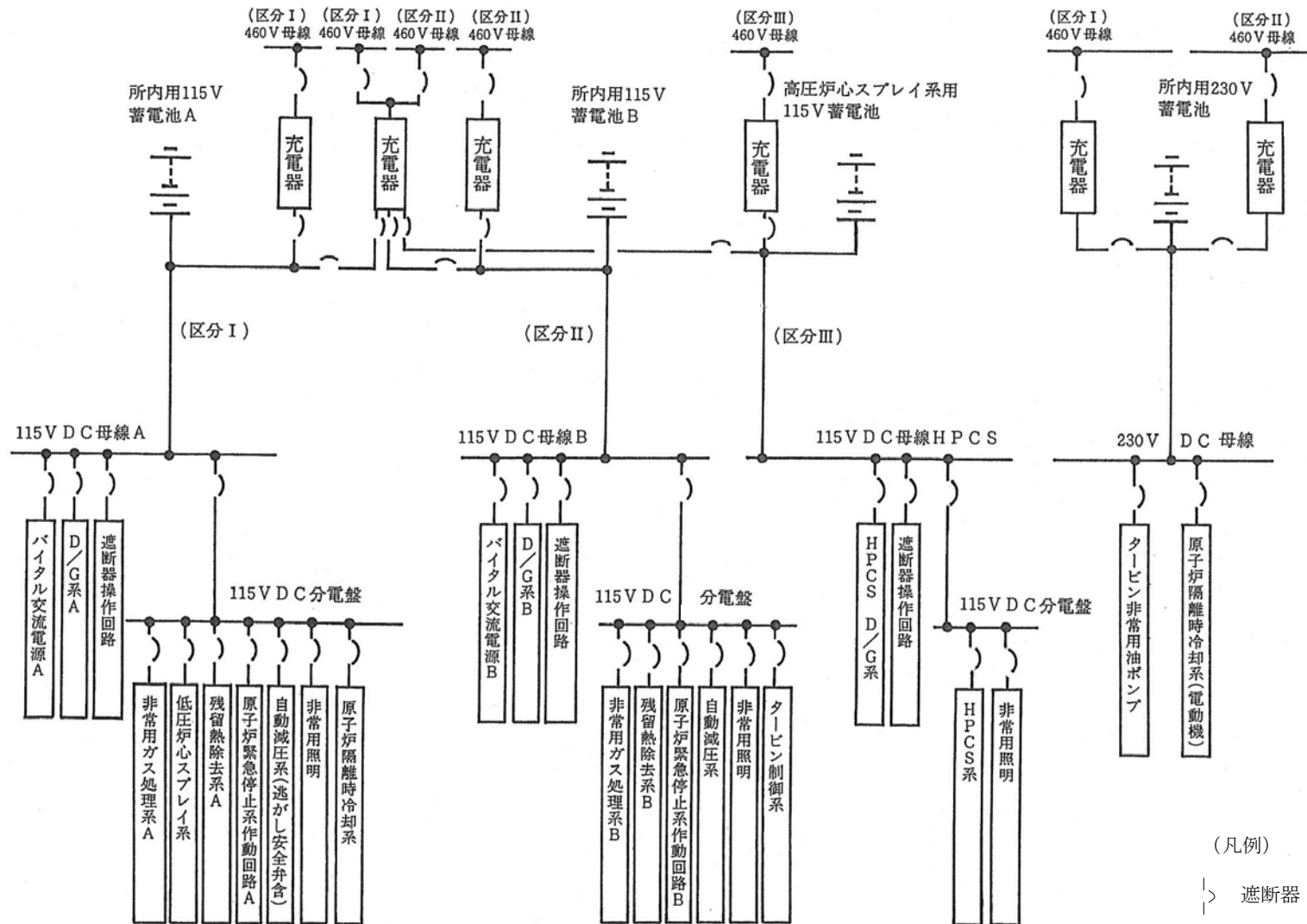
送電系統一覽図



開閉所単線結線図



所内単線結線図



直流電源単線結線図

非常用ディーゼル発電機の運転継続時間

1. 必要負荷

(1) 冷温停止移行に必要な負荷

冷温停止移行には、原子炉停止時冷却（残留熱除去ポンプ，原子炉補機冷却水系ポンプおよび原子炉補機冷却海水系ポンプ）を行い，約36時間で冷温停止に到達する。この間に必要な電力量は約321.2MWh（非常用ディーゼル発電機(A)負荷:4,401kW，非常用ディーゼル発電機(B)負荷:4,520kW）である。

(2) 冷却維持に必要な負荷

原子炉停止時冷却による冷温停止維持には，4,388kW（非常用ディーゼル発電機(A)負荷からタービン負荷除く）の電力が必要である。

2. 非常用ディーゼル発電機の燃料タンク容量と燃費

燃料タンク内の燃料：221kℓ（タンク容量250kℓ）×2基
燃費：約0.298kℓ/MWh

3. 必要となる燃料量

(1) 冷温停止移行に必要な燃料量

$$0.298(\text{k}\ell/\text{MWh}) \times 321.2(\text{MWh}) = \text{約}96\text{k}\ell$$

(2) 冷却維持に利用できる燃料量

$$221(\text{k}\ell) \times 2(\text{基}) - 96(\text{k}\ell) = \text{約}346\text{k}\ell$$

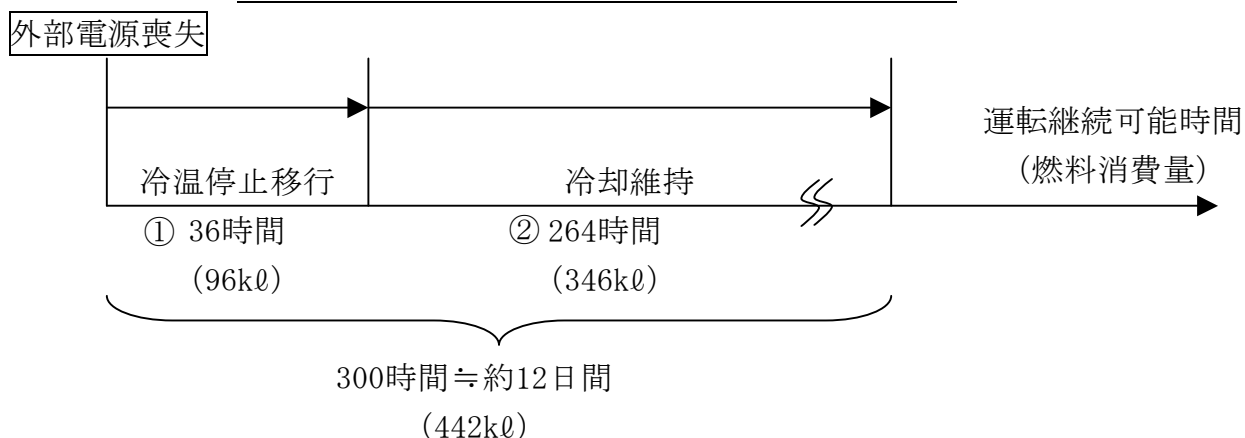
4. 運転継続可能時間

運転継続可能時間 = (①冷温停止移行までの時間) + (②冷却維持可能時間)

①冷温停止移行までの時間・・・36時間

②冷却維持可能時間・・・ $346(\text{k}\ell) / (0.298(\text{k}\ell/\text{MWh}) \times 4.388(\text{MW})) = 264$ 時間

$$\text{運転継続可能時間} = 36 + 264 = 300\text{時間} \approx \text{約}12\text{日間}$$



直流電源（蓄電池）の継続時間評価

志賀1号機の直流電源（4系統）は、各系統は蓄電池および充電器で構成される。蓄電池は容量4000A hのものが1系統（230V所内用）、1400A hのものが2系統（115V所内用（A，B系））、250A hのものが1系統（高圧炉心スプレイ系用）あり、460Vの非常用交流母線より各々充電器を介して接続されている。

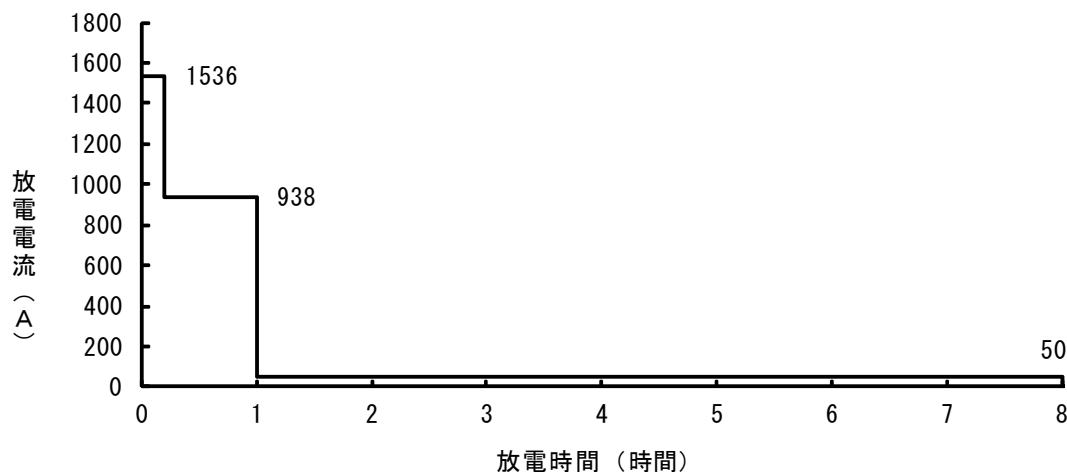
全交流電源喪失後、高圧電源車による給電が開始されるまでの間、蓄電池により直流母線へ給電されるが、原子炉隔離時冷却系に電力供給を行う直流電源（230V所内用および115V所内用（A系））の蓄電池定格容量と8時間給電必要容量を比較した結果、以下のとおり、8時間の給電が可能な設計となっている。

なお、容量評価については、据置蓄電池の容量算出法（電池工業会規格SBA-S-0601）に基づき算出した。

1. 230V蓄電池の評価

(1) 230V蓄電池電池負荷パターン

負荷名称	0～1分	1分～1時間	1～8時間
R C I C真空ポンプ	62.5	25	25
R C I C復水ポンプ	62.5	25	25
非常用油ポンプ	398	159	0
非常用密封油ポンプ	100	33	0
計算機用無停電交流電源装置	696	696	0
R C I C注水弁	86	0	0
R C I Cタービン蒸気入口弁	86	0	0
R C I C潤滑油クーラ冷却水入口弁	14	0	0
R C I Cポンプミニマムフロー弁	31	0	0
合計（A）	1536	938	50



(2) 評価条件

蓄電池型式：CS4000Ah

許容最低電圧：1.75V

蓄電池温度：10℃

保守率：0.8

1分の容量換算係数：1.82

59分の容量換算係数：2.78

60分の容量換算係数：2.80

420分の容量換算係数：9.00

479分の容量換算係数：9.90

480分の容量換算係数：9.90

(3) 評価結果

$$C_{1m} = 1/0.8 \times (1.82 \times 1536) = 3495 \text{ A h}$$

$$C_{1h} = 1/0.8 \times (2.80 \times 1536 + 2.78 \times (938 - 1536)) = 3298 \text{ A h}$$

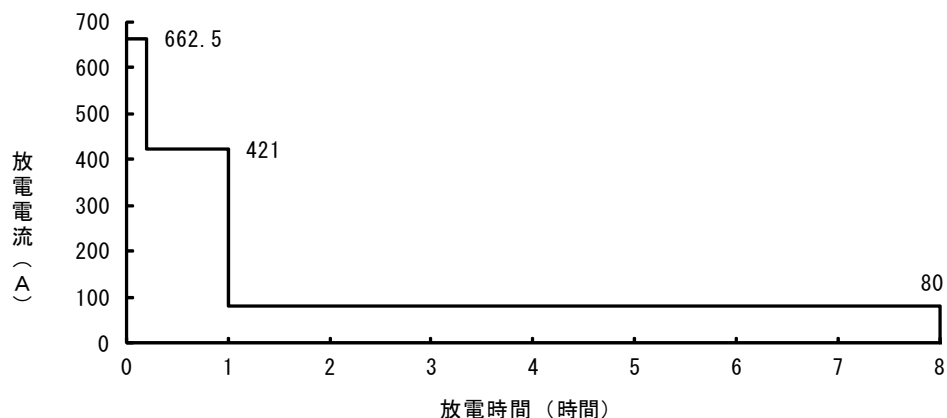
$$C_{8h} = 1/0.8 \times (9.90 \times 1536 + 9.90 \times (938 - 1536) + 9.00 \times (50 - 938)) \\ = 1618 \text{ A h}$$

よって、本蓄電池の容量は、1分値で決定されており、8時間時点での所要容量は1618A hと定格4000A hより小さいので、8時間の給電は可能である。

2. 115V蓄電池（A系）の評価

(1) 115V蓄電池（A系）電池負荷パターン

負荷名称	0～1分	1分～1時間	1～8時間
6.9kVメタクラ遮断器	126.5	0	0
460Vパワーセンタ遮断器	42	0	0
直流照明	15	15	15
直流制御電源（安全系他）	158	85	65
計装用無停電交流電源装置	321	321	0
合計（A）	662.5	421	80



(2) 評価条件

蓄電池型式：CS1400Ah

許容最低電圧：1.75V

蓄電池温度：10℃

保守率：0.8

1分の容量換算係数：1.25

59分の容量換算係数：2.64

60分の容量換算係数：2.65

420分の容量換算係数：8.70

479分の容量換算係数：9.50

480分の容量換算係数：9.50

(3) 評価結果

$$C_{1m} = 1/0.8 \times (1.25 \times 662.5) = 1036 \text{ A h}$$

$$C_{1h} = 1/0.8 \times (2.65 \times 662.5 + 2.64 \times (421 - 662.5)) = 1398 \text{ A h}$$

$$C_{8h} = 1/0.8 \times (9.50 \times 662.5 + 9.50 \times (421 - 662.5) + 8.70 \times (80 - 421)) \\ = 1292 \text{ A h}$$

よって、本蓄電池の容量は、1時間値で決定されており、8時間時点での所要容量は1292A hと定格1400A hより小さいので、8時間の給電は可能である。

設備の概要および保全内容

原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水機能

設 備	分類	設備概要		保全頻度	保全内容	備 考
原子炉隔離時冷却系ポンプ	(a)	容量 m^3/h	91	65月間に1回	分解点検 機能・性能試験	電源：高圧電源車
		揚程m	882(高圧), 160(低圧)	1サイクルに1回		
復水移送ポンプ	(b)	容量 m^3/h	70	65月間に1回	分解点検 機能・性能試験, 漏えい試験	電源：高圧電源車
		揚程m	80	5サイクルに1回		
復水貯蔵タンク	(a)	容量 m^3	2200	10サイクルに1回	外観点検(耐震部) 漏えい試験	
		基数	1	20サイクルに1回		
燃料プール補給水ポンプ	(a)	容量 m^3/h	30	4サイクルに1回	分解点検, 漏えい試験, 機能・性能試験 外観点検(耐震部)	電源：高圧電源車
		揚程m	50	10サイクルに1回		
純水移送ポンプ	(a)	容量 m^3/h	45	2月間に1回	巡視点検 潤滑油交換, 機能・性能試験	電源：低圧発電機
		揚程m	70	1年間に1回		
純水タンク	(a)	容量 m^3	1000	必要時	開放点検, 漏えい試験	
		基数	1			
ディーゼル消火ポンプ	(b)	容量 m^3/h	533	10サイクルに1回	分解点検, 漏えい試験 機能・性能試験	燃料：軽油
		揚程m	85	6月間に1回		
消防車	(c)	容量 l/min	1400	2年間に1回	車両点検 動作確認, 外観点検	燃料：軽油
	(d)	放水圧力MPa	1.4	1月間に1回		
小型動力ポンプ車	(c)	容量 l/min	1000	2年間に1回	車両点検 動作確認, 外観点検	燃料：ガソリン
		放水圧力MPa	0.55	1月間に1回		
水槽車	(c)	容量 l/min	1000	2年間に1回 1月間に1回	車両点検 動作確認, 外観点検	燃料：ガソリン, 軽油
		容量 m^3	10			
		放水圧力MPa	0.7			
ろ過水タンク	(b)	容量 m^3	3000	10サイクルに1回	開放点検, 漏えい試験	
		基数	2			
原水受入タンク	(a)	容量 m^3	50	20年間に1回	開放点検 外観点検, 漏えい試験	
		基数	1	2年間に1回		
取水ポンプ(本設) (大坪川ダム)	(a)	容量 m^3/min	1	1月間に2回	外観点検, 動作確認	電源：低圧発電機
		揚程m	60			
取水ポンプ(非常用) (大坪川ダム)	(d)	容量 m^3/h	60	1月間に1回	外観点検, 動作確認	電源：低圧発電機
		揚程m	75			
耐震防火水槽	(c)	容量 m^3	40	6月間に1回	外観点検, 機能点検	
		基数	1			
水中ポンプ (海水)	(c)	容量 l/min	1000	1月間に1回	外観点検, 動作確認	電源：低圧発電機
		揚程m	35			

設備の概要および保全内容

電源機能

設 備	分類	設備概要		保全頻度	保全内容	備 考
非常用ディーゼル発電機(機関)	(a)	出力kW	4700	13月間に1回 1サイクルに1回	分解点検 漏えい試験, 機能・性能試験	燃料: 軽油
		台数	2			
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(機関)	(a)	出力kW	2600	13月間に1回 1サイクルに1回	分解点検 漏えい試験, 機能・性能試験	燃料: 軽油
		台数	1			
蓄電池	(a)	定格容量Ah	4000(230V所内用) 1400(115V所内用(A, B)) 250(高圧炉心スプレイ系用)	1サイクルに1回	機能・性能試験(全数)	
		台数	4			
高圧電源車	(c)	容量kVA	300	1月間に1回	外観点検, 動作確認 分解点検	燃料: 軽油
		台数	2	1年間に1回		
低圧発電機 (純水移送ポンプ用)	(c)	容量kVA	150	1月間に1回	外観点検 機能点検	燃料: 軽油
		台数	1			
低圧発電機 (事務本館用)	(c)	容量kVA	150	1月間に1回	外観点検 機能点検	燃料: 軽油
		台数	1			
低圧発電機 (大坪川ダム取水ポンプ用)	(d)	容量kVA	100	1月間に1回	外観点検 機能点検	燃料: 軽油
		台数	1			
低圧発電機 (海水取水ポンプ用)	(c)	容量kVA	45	1月間に1回	外観点検 機能点検	燃料: 軽油
		台数	1			

分類の説明

- ・ 防護措置に係る設備を以下に分類する。

記号	分 類
(a)	基本設計段階で採用した設備
(b)	整備済みのアクシデントマネジメント設備
(c)	緊急安全対策
(d)	更なる対策

緊急安全対策等設備の継続使用可能時間

緊急安全対策等で考慮する設備について、保守的に全交流電源喪失事象発生後から同時に定格運転を実施した場合の継続使用可能時間を求める。

1. 対象設備

高圧電源車	5台 (志賀1号機：2台, 志賀2号機：3台)
低圧発電機	2台 (①事務本館用, ②純水移送ポンプ用)
低圧発電機	2台 (③大坪川ダム取水ポンプ用, ④海水取水ポンプ用)
ディーゼル消火ポンプ	1台
消防車	2台
ブルドーザ	1台

2. 燃料消費量

(1) 発電機

・高圧電源車 (5台)	325	ℓ/時間
・低圧発電機①	33.3	ℓ/時間
・低圧発電機②	5.3	ℓ/時間
・低圧発電機③	9.9	ℓ/時間
・低圧発電機④	3.5	ℓ/時間

小計 377.0 ℓ/時間

(2) ディーゼル消火ポンプ 70.4 ℓ/時間

(3) 消防車 (2台) 86.4 ℓ/時間

(4) ブルドーザ 24 ℓ/時間

(5) 合計の消費量 合計 約558 ℓ/時間

3. 燃料タンク容量

・志賀1号機軽油タンクの使用可能量	151kℓ×2基
・志賀2号機軽油タンクの使用可能量	319kℓ×2基
合計	<u>940kℓ</u>

(保守的に、軽油タンク下部より軽油の自重のみで容易に利用できる量とした。)

よって、(940kℓ) / (558ℓ/時間) = 約70日間の運転が可能となる。

原子炉減圧の継続時間について

緊急安全対策により、全交流電源喪失時においても安定的に原子炉減圧を実施するため、自動減圧系（以下、「ADS」という。）機能を有した主蒸気逃がし安全弁の制御電源を高圧電源車より供給するとともに、ADS駆動用窒素ガスポンベの予備を現場に配備している。

本対策の実効性を確認するため、ADSによる原子炉減圧の継続時間を以下のとおり評価した。

1. ADS制御電源の供給

制御電源については、高圧電源車により供給され、その継続時間は約70日間と評価される。（添付-5.4-8）

2. ADS駆動用窒素ガスの供給

<評価条件>

- ・ ADS弁数：4弁
- ・ ポンベ本数（M）：6本/系列*（予備含む）
 - ※ADS 2弁に対してポンベ1系列を配備。
（ADSは4弁のため、ポンベは2系列あり。）
- ・ ポンベ1系列あたりの作動させるADS弁数：N
- ・ 評価において想定するADS作動パターン：
ADS 1弁で減圧を実施。（ポンベ1系列あたり1弁のADSを動作）
ゆえに、N=1として評価を実施
- ・ ポンベ通常待機圧力（P1）：151kg/cm²a
- ・ アキュムレータ圧力（Pa）：12.8kg/cm²a
- ・ ADS機能用アキュムレータ容量（Va）=170ℓ/個
- ・ ポンベ容量（Vb）：45ℓ/本
- ・ シリンダ部漏えい量（λ）：0.472ℓ/min/弁

<評価結果>

$$\begin{aligned}
 D &= (M \times (P_1 - P_a) \times V_b - P_a \times V_a \times N) / (\lambda \times N \times 60 \times 24) \\
 &= (6 \times (151 - 12.8) \times 45 - 12.8 \times 170 \times 1) / (0.472 \times 1 \times 60 \times 24) \\
 &= 51.7 \text{ 日}
 \end{aligned}$$

志賀1号機はADS 1弁での減圧のため、ポンベ系列を切り替えることで、さらに51.7日間、ADSによる原子炉減圧を継続できる。

3. 原子炉減圧の継続時間

上記1.および2.より、ADS 1弁による減圧は約70日間継続可能となる。

格納容器ベントの継続時間について

緊急安全対策等により，全交流電源喪失時においても安定的に格納容器ベントを実施するため，格納容器ベントの制御電源を高圧電源車より供給するとともに，格納容器ベントラインの空気作動弁駆動用空気ポンベの予備を現場に配備している。

本対策の実効性を確認するため，格納容器ベントの継続時間を以下のとおり評価した。

1. 格納容器ベントの制御電源の供給

制御電源（電動弁含む）については，高圧電源車により供給され，その継続時間は約70日間と評価される。（添付-5. 4-8）

2. 格納容器ベントラインの空気作動弁駆動用空気の供給

(1) 格納容器隔離弁の開維持時間

<評価条件>

- ・格納容器隔離弁シリンダ容量：46ℓ
- ・格納容器隔離弁駆動時の空気供給圧力：0.78MPa
- ・標準大気圧：0.101325MPa[abs]
- ・電磁弁漏えい量：0.2ℓ/min
- ・ポンベ初期圧力：14.7MPa
- ・ポンベ容量：46.7ℓ/本
- ・ポンベ本数：1本
- ・格納容器隔離弁の開維持時間：D（分）

<評価結果>

- ①格納容器隔離弁の開維持に必要な空気量 V_A (ℓ) は，格納容器隔離弁への空気量と電磁弁からの漏えいを合計したものであり，評価を以下に示す。

$$V_A = 46 \times (0.78 + 0.101325) / 0.101325 + 0.2 \times D = 400.1 + 0.2 \times D$$

- ②空気ポンベラックから，ポンベ初期圧力から空気供給圧力となるまで空気を放出した場合の放出量 V_B (ℓ)

$$V_B = 46.7 \times (14.7 - 0.78) / 0.101325 = 6415.6\ell$$

- ③格納容器隔離弁の開維持時間 D (分)

$$V_A = V_B \text{ より, } 6415.6 = 400.1 + 0.2 \times D$$

$$D = 30077.5 \text{ 分} \div 60 = 501.29 \text{ 日}$$

予備ポンベ（3本）に切り替えることにより，70日間以上，格納容器隔離弁の開維持が可能となる。

(2) AC SGTS 側排気隔離弁の開維持時間および SGTS 入口弁の閉維持時間

<評価条件>

- ・ AC SGTS 側排気隔離弁シリンダ容量：10.2ℓ
- ・ SGTS 入口弁シリンダ容量：10.2ℓ
- ・ 空気作動弁駆動時の空気供給圧力：0.78MPa
- ・ 標準大気圧：0.101325MPa[abs]
- ・ 電磁弁漏えい量：0.2ℓ/min
- ・ ボンベ初期圧力：14.7MPa
- ・ ボンベ容量：46.7ℓ/本
- ・ ボンベ本数：2本
- ・ AC SGTS 側排気隔離弁の開維持および SGTS 入口弁の閉維持時間：E（分）

<評価結果>

①AC SGTS 側排気隔離弁の開維持および SGTS 入口弁の閉維持に必要な空気量 VA (ℓ) は、AC 系出口弁または SGTS 入口弁への空気量と電磁弁からの漏えいを合計したものであり、評価を以下に示す。

$$VA=3 \times 10.2 \times (0.78+0.101325)/0.101325+3 \times 0.2 \times E=266.2+0.6 \times E$$

②空気ボンベラックから、ボンベ初期圧力から空気供給圧力となるまで空気を放出した場合の放出量 VB (ℓ)

$$VB=2 \times 46.7 \times (14.7-0.78)/0.101325=12831.3\ell$$

③AC SGTS 側排気隔離弁の開維持および SGTS 入口弁の閉維持時間 E (分)

$$VA=VB \text{ より, } 12831.3=266.2+0.6 \times E$$

$$E=20941.8 \text{ 分} \div 60 \div 24=14.5 \text{ 日}$$

予備ボンベ（8本）に切り替えることにより、70日間以上、AC SGTS 側排気隔離弁の開維持および SGTS 入口弁の閉維持が可能となる。

3. 格納容器ベントの継続時間

上記 1. および 2. より、格納容器ベントは約 70日間継続可能となる。

起因事象発生時の注水機能に係る評価結果

1. 運転時の評価結果

(1) 大坪川ダムからの補給がある場合

機能	号機	種類	分類	事象発生からの時間(日数)																											
				1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	...	69	70													
注水機能	1号機	① 1号復水貯蔵タンク	(a)	← 40時間																											
		② ろ過水タンク	(b)	約70日間																											
	2号機	① 2号復水貯蔵タンク	(a)	← 20時間																											
		② 2号復水貯蔵タンク (純水タンクから補給)	(a)	← 3時間																											
		③ ろ過水タンク	(b)	約70日間																											
電源機能	共通	① 直流電源(蓄電池)	(a)	← 8時間																											
		② 高圧電源車	(c)	約70日間																											

(2) 大坪川ダムからの補給がない場合 (参考)

機能	号機	種類	分類	事象発生からの時間(日数)																											
				1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	...	69	70													
注水機能	1号機	① 1号復水貯蔵タンク	(a)	← 40時間																											
		② ろ過水タンク	(b)	← 1時間																											
		③ 海水(消防車を利用)	(c)	約70日間																											
	2号機	① 2号復水貯蔵タンク	(a)	← 20時間																											
		② 2号復水貯蔵タンク (純水タンクから補給)	(a)	← 3時間																											
③ ろ過水タンク		(b)	← 18時間																												
④ 海水(消防車を利用)		(c)	約70日間																												
電源機能	共通	① 直流電源(蓄電池)	(a)	← 8時間																											
		② 高圧電源車	(c)	約70日間																											

分類
 (a) 基本設計段階で採用した設備
 (b) 整備済みのアクシデントマネジメント設備
 (c) 緊急安全対策

発電所内に備蓄してある軽油タンクから燃料(軽油)を補給することで、外部からの支援がなくても、低圧発電機による大坪川ダムからの補給、水中ポンプによる海水くみ上げおよび消防車等の運転は約70日間可能である。

2. 停止時の評価結果

(1) 大坪川ダムからの補給がある場合

機能	号機	種類	分類	事象発生からの時間(日数)																											
				1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	...	69	70													
注水機能	1号機	① 1号復水貯蔵タンク ※	(a)	[Orange Bar]				← 78時間																							
		② ろ過水タンク	(b)	[Orange Bar] 約70日間																											
	2号機	① 2号復水貯蔵タンク	(a)	[Orange Bar]	← 20時間																										
		② 2号復水貯蔵タンク (純水タンクから補給)	(a)	[Orange Bar]	← 3時間																										
		③ ろ過水タンク	(b)	[Orange Bar] 約70日間																											
電源機能	共通	① 直流電源(蓄電池)	(a)	[Orange Bar]	← 8時間																										
		② 高圧電源車	(c)	[Orange Bar] 約70日間																											

(2) 大坪川ダムからの補給がない場合 (参考)

機能	号機	種類	分類	事象発生からの時間(日数)																											
				1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	...	69	70													
注水機能	1号機	① 1号復水貯蔵タンク ※	(a)	[Orange Bar]				← 78時間																							
		② 海水(消防車を利用)	(c)	[Orange Bar] 約70日間																											
	2号機	① 2号復水貯蔵タンク	(a)	[Orange Bar]	← 20時間																										
		② 2号復水貯蔵タンク (純水タンクから補給)	(a)	[Orange Bar]	← 3時間																										
		③ ろ過水タンク	(b)	[Orange Bar]	← 19時間																										
電源機能	共通	① 直流電源(蓄電池)	(a)	[Orange Bar]	← 8時間																										
		② 高圧電源車	(c)	[Orange Bar] 約70日間																											

※ 使用済燃料貯蔵プールの水温が 100℃に到達する 8 時間後から使用済燃料貯蔵プールへ注水を開始する。

分類

- (a) 基本設計段階で採用した設備
- (b) 整備済みのアクシデントマネジメント設備
- (c) 緊急安全対策

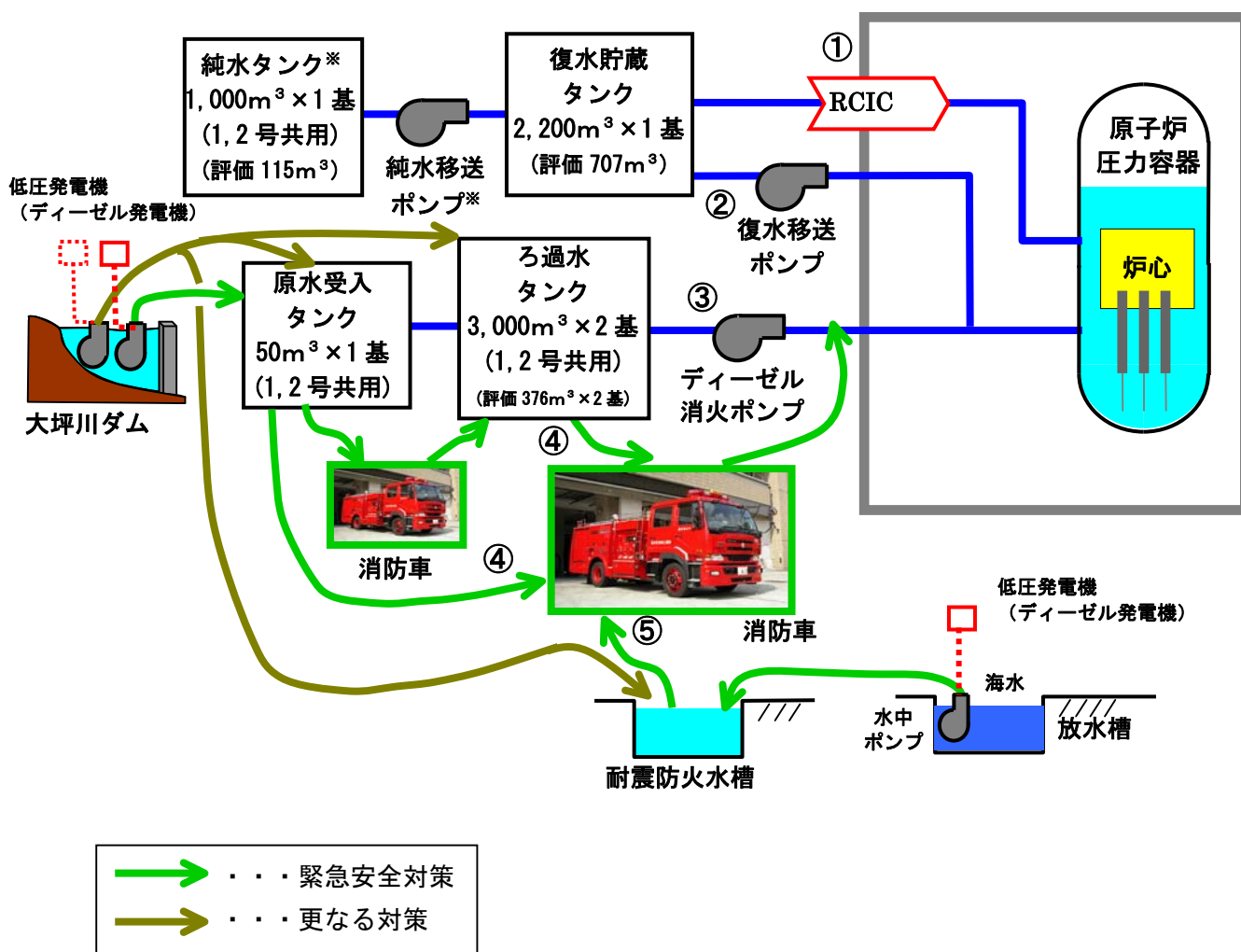
発電所内に備蓄してある軽油タンクから燃料(軽油)を補給することで、外部からの支援がなくても、低圧発電機による大坪川ダムからの補給、水中ポンプによる海水くみ上げおよび消防車等の運転は約 70 日間可能である。

3. 原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水機能

(1) 原子炉への注水方法

全交流電源喪失時に、以下の優先順位で原子炉への注水を行う。

- ① 復水貯蔵タンクから、原子炉隔離時冷却系により注水
- ② 復水貯蔵タンクから、復水移送ポンプにより注水
- ③ ろ過水タンクから、ディーゼル消火ポンプにより注水
- ④ ろ過水タンクまたは原水受入タンクから、消防車により注水
- ⑤ 耐震防火水槽から、消防車により海水を注水

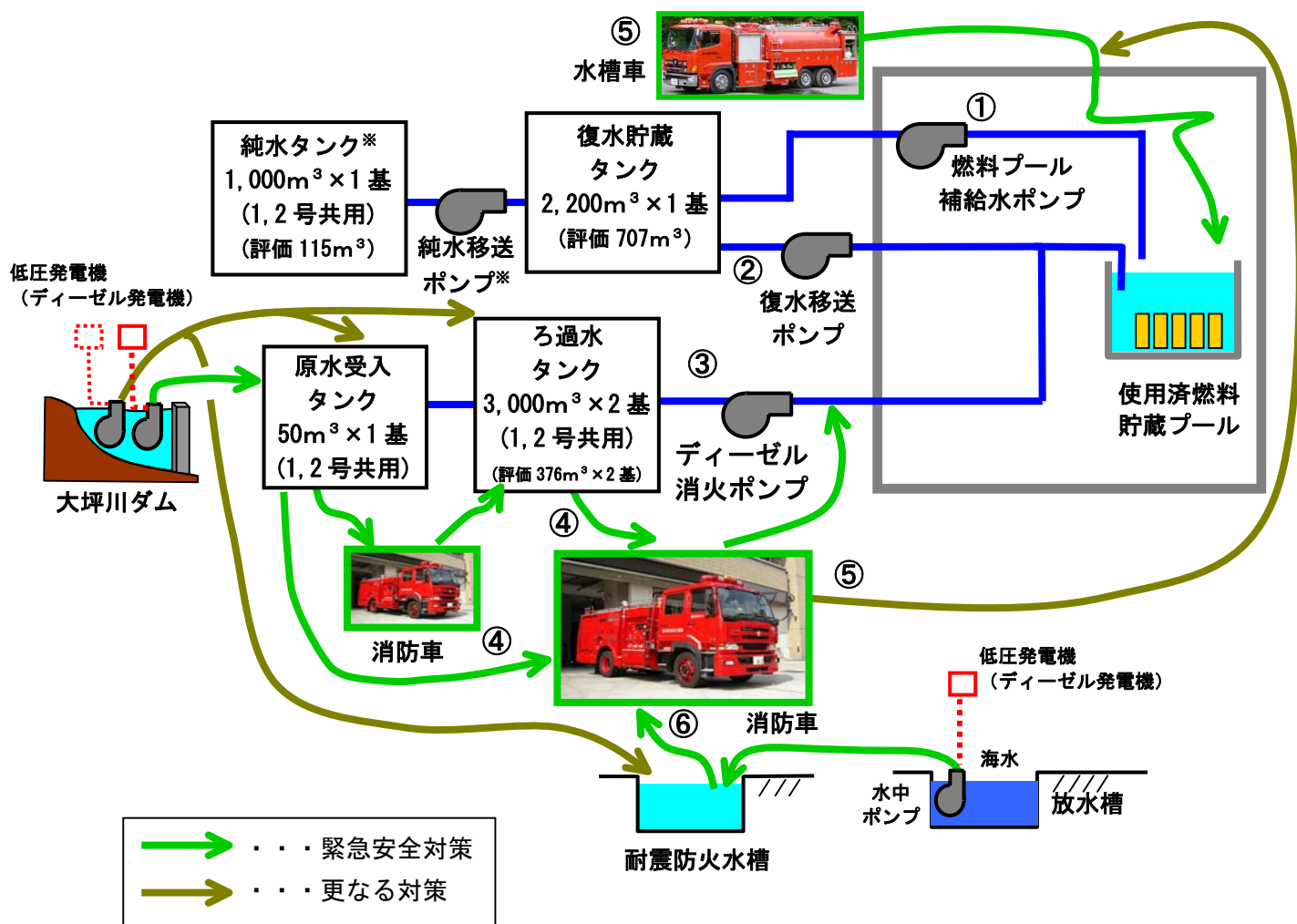


※本評価では、全交流電源喪失事象が志賀1, 2号機同時に発生すると仮定しており、純水タンクからの水補給は、志賀2号機復水貯蔵タンクのみとする。

(2) 使用済燃料貯蔵プールへの注水方法

全交流電源喪失時に、以下の優先順位で使用済燃料貯蔵プールへの注水を行う。

- ① 復水貯蔵タンクから、燃料プール補給水ポンプにより注水
- ② 復水貯蔵タンクから、復水移送ポンプにより注水
- ③ ろ過水タンクから、ディーゼル消火ポンプにより注水
- ④ ろ過水タンクまたは原水受入タンクから、消防車により注水
- ⑤ 大坪川ダムから淡水を取水した水槽車または消防車により直接注水
- ⑥ 耐震防火水槽から、消防車により海水を注水



※本評価では、全交流電源喪失事象が志賀1, 2号機同時に発生すると仮定しており、純水タンクからの水補給は、志賀2号機復水貯蔵タンクのみとする。

(3) 原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの補給水源

淡水タンク等の容量，通常管理値および評価に用いた保有水量を第1表に示す。

第1表 淡水タンクの容量等

水 源	容 量	通常管理値	評価に用いた保有水量
1号復水貯蔵タンク	約 2,200 m ³	972～1,149 m ³	707 m ³
2号復水貯蔵タンク	約 2,400 m ³	1,193～2,050 m ³	990 m ³
ろ過水タンク	約 3,000 m ³ × 2基 (1,2号共用)	520～2,900 m ³	376 m ³
純水タンク	約 1,000 m ³ (1,2号共用)	190～990 m ³	115 m ³
原水受入タンク	約 50 m ³	13～46 m ³	—
海水	—	—	—

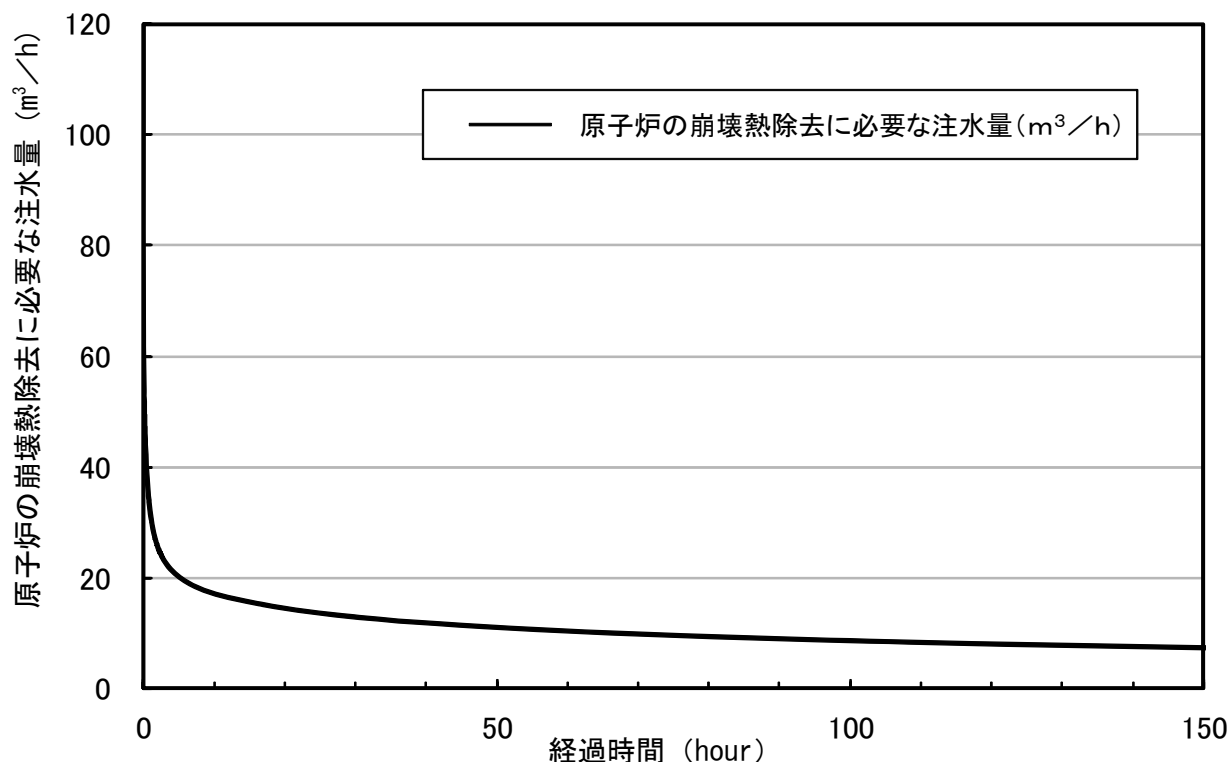
(4) 崩壊熱除去に必要な注水量評価

a 原子炉への注水量評価

志賀1号機の崩壊熱除去に必要な原子炉への注水量の評価条件を第2表，評価結果を第1図に示す。

第2表 注水量評価条件（原子炉）

崩壊熱条件	志賀1号機 MAAP 解析で用いる崩壊熱 炉心平均燃焼度 = 55,000 MWd/t ウラン濃縮度 = 3.78wt%
水の蒸発に必要な 比エンタルピ	2,487.69 [kJ/kg] 〔 (飽和蒸気の比エンタルピ) - (飽和水の比エンタルピ (66°C)) 〕 = 2,763.96 [kJ/kg] - 276.27 [kJ/kg]
水の密度	980 [kg/m ³]
必要注水量計算式	必要注水量[m ³ /h] = $\frac{\text{崩壊熱[k W]} \times 3600}{\text{水の蒸発に必要なエンタルピ[kJ/kg]} \times \text{水の密度[kg/m}^3\text{]}}$



第1図 注水量評価結果（原子炉）

b 使用済燃料貯蔵プールへの注水量評価

使用済燃料貯蔵プールに貯蔵している燃料の崩壊熱の評価については May-Witt の式を用いた。注水量評価条件を第3表、評価結果を第4表に示す。また、燃料取出スキーム（運転時）を第5表、燃料取出スキーム（停止時）を第6表に示す。

第3表 注水量評価条件（使用済燃料貯蔵プール）

	志賀1号機 (運転時)	志賀1号機 (停止時)	志賀2号機 (運転時)
運転期間	14ヶ月		
停止期間	70日		
評価開始日	停止後8日	停止後8日	停止後10日
必要注水量計算式	$Q \times 3600 = f h \rho$ Q : 崩壊熱 f : 注水量[m³/h] ρ : 66℃飽和水密度 980[kg/m³] h : 66℃飽和水が 100℃飽和水蒸気へ変化するエネルギー 2,399.3[kJ/kg]		

第4表 注水量評価結果（使用済燃料貯蔵プール）

	志賀1号機 (運転時)	志賀1号機 (停止時)	志賀2号機 (運転時)
注水量 (m³/h)	3	9	7
崩壊熱 (MW)	1.641	5.392	4.094

第5表 燃料取出スキーム（運転時）

取出燃料	冷却期間	燃料数 (%炉)	崩壊熱 (MW)
17 サイクル冷却済燃料	17×(14ヶ月+70日)+8日	1	0.001
16 サイクル冷却済燃料	16×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.018
15 サイクル冷却済燃料	15×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.019
14 サイクル冷却済燃料	14×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.020
13 サイクル冷却済燃料	13×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.021
12 サイクル冷却済燃料	12×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.023
11 サイクル冷却済燃料	11×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.024
10 サイクル冷却済燃料	10×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.026
9 サイクル冷却済燃料	9×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.028
8 サイクル冷却済燃料	8×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.030
7 サイクル冷却済燃料	7×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.034
6 サイクル冷却済燃料	6×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.039
5 サイクル冷却済燃料	5×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.044
4 サイクル冷却済燃料	4×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.053
3 サイクル冷却済燃料	3×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.065
2 サイクル冷却済燃料	2×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.087
1 サイクル冷却済燃料	1×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.136
定検時取出燃料	0×(14ヶ月+70日)+8日	22	1.031
崩壊熱合計	照射済燃料体数：375%炉 崩壊熱：1.698(MW)		

第6表 燃料取出スキーム（停止時）

取出燃料	冷却期間	燃料数 (%炉)	崩壊熱 (MW)
18 サイクル冷却済燃料	18×(14ヶ月+70日)+8日	1	0.001
17 サイクル冷却済燃料	17×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.018
16 サイクル冷却済燃料	16×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.018
15 サイクル冷却済燃料	15×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.019
14 サイクル冷却済燃料	14×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.020
13 サイクル冷却済燃料	13×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.021
12 サイクル冷却済燃料	12×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.023
11 サイクル冷却済燃料	11×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.024
10 サイクル冷却済燃料	10×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.026
9 サイクル冷却済燃料	9×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.028
8 サイクル冷却済燃料	8×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.030
7 サイクル冷却済燃料	7×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.034
6 サイクル冷却済燃料	6×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.039
5 サイクル冷却済燃料	5×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.044
4 サイクル冷却済燃料	4×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.053
3 サイクル冷却済燃料	3×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.065
2 サイクル冷却済燃料	2×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.087
1 サイクル冷却済燃料	1×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.136
定検時取出燃料	0×(14ヶ月+70日)+8日	100	4.708
崩壊熱合計	照射済燃料体数：475%炉 崩壊熱：5.392(MW)		

(5) 水源枯渇時間の評価

志賀1号機が運転時の水源枯渇時間評価を第7表、停止時の水源枯渇時間評価を第8表に示す。

大坪川ダムからの水補給が可能な場合、ろ過水タンクは枯渇しない。大坪川ダムからろ過水タンクへの水補給は、大坪川ダム近傍に常設する取水ポンプへの給電が、更なる対策により整備した低圧発電機より事象発生から8時間以内に確立されるため、事象発生8時間後から開始する。

大坪川ダムからの水補給が不可能な場合、ろ過水タンクが枯渇するのは運転時で事象発生から41時間後となり、その時点から海水を注水することとなる。停止時は、ろ過水タンクの淡水はすべて志賀2号機にて消費され、事象発生から86時間後に復水貯蔵タンクが枯渇するため、その時点から海水を注水することとなる。

第7表 水源枯渇時間評価結果（運転時）

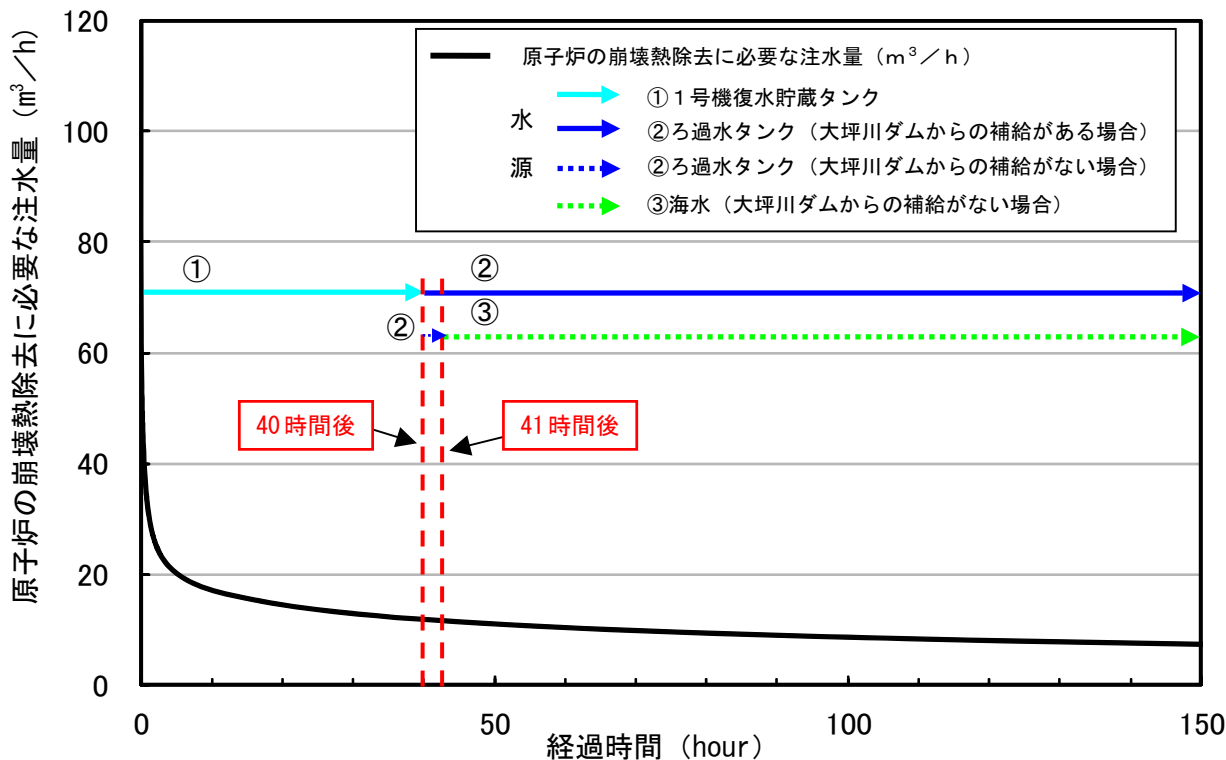
	経過時間	備考
大坪川ダムからろ過水タンクへ補給開始	8時間後	
2号使用済燃料貯蔵プール水温100℃到達	20時間後	2号使用済燃料貯蔵プールへの注水開始
2号復水貯蔵タンク枯渇	20時間後	枯渇する前に純水タンクから水補給開始
純水タンク枯渇	23時間後	
1号使用済燃料貯蔵プール水温100℃到達	25時間後	1号使用済燃料貯蔵プールへの注水開始
1号復水貯蔵タンク枯渇	40時間後	
(ろ過水タンク枯渇)	41時間後	大坪川ダムからの水補給が不可能な場合

第8表 水源枯渇時間評価結果（停止時）

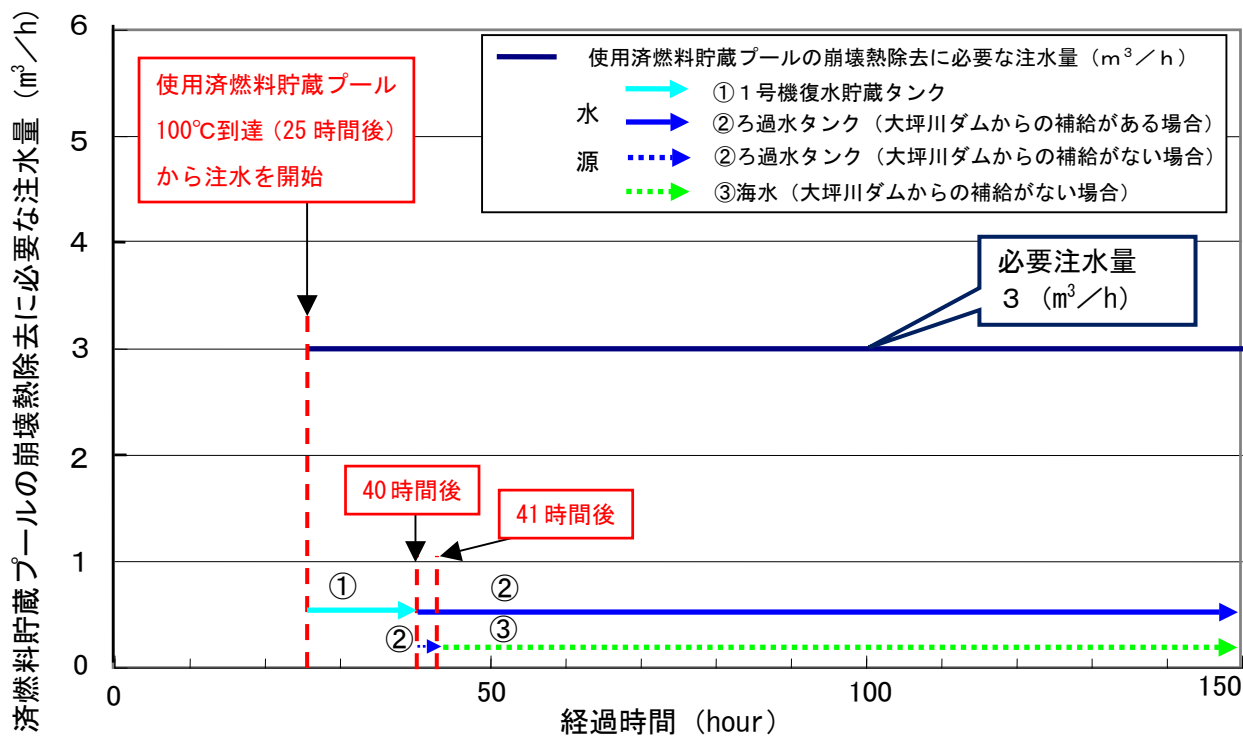
	経過時間	備考
大坪川ダムからろ過水タンクへ補給開始	8時間後	
1号使用済燃料貯蔵プール水温100℃到達	8時間後	1号使用済燃料貯蔵プールへの注水開始
2号使用済燃料貯蔵プール水温100℃到達	20時間後	2号使用済燃料貯蔵プールへの注水開始
2号復水貯蔵タンク枯渇	20時間後	枯渇する前に純水タンクから水補給開始
純水タンク枯渇	23時間後	
(ろ過水タンク枯渇)	42時間後	大坪川ダムからの水補給が不可能な場合
1号復水貯蔵タンク枯渇	86時間後	

(6) 注水量と水源の評価

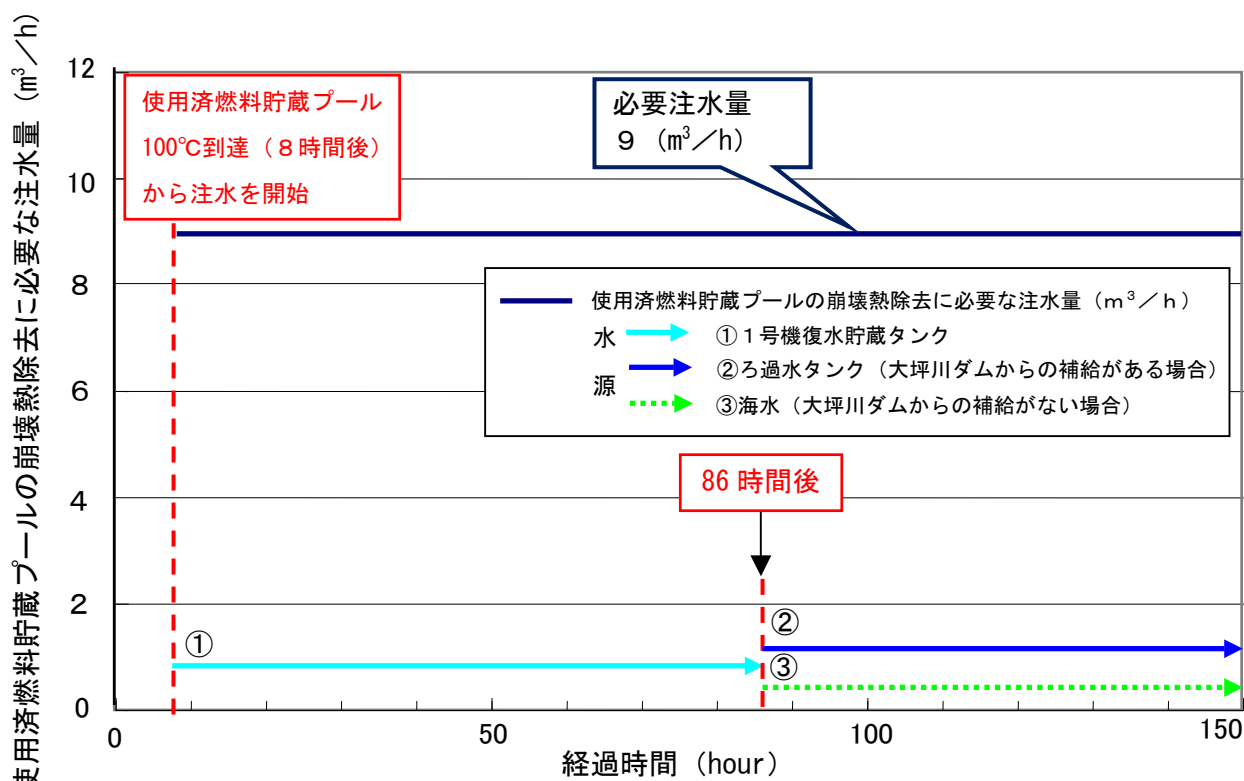
志賀1号機運転時の原子炉への注水量と水源の経過を第2図、志賀1号機運転時の使用済燃料貯蔵プールへの注水量と水源の経過を第3図、志賀1号機停止時の使用済燃料貯蔵プールへの注水量と水源の経過を第4図に示す。



第2図 原子炉への注水量と水源の経過（運転時）



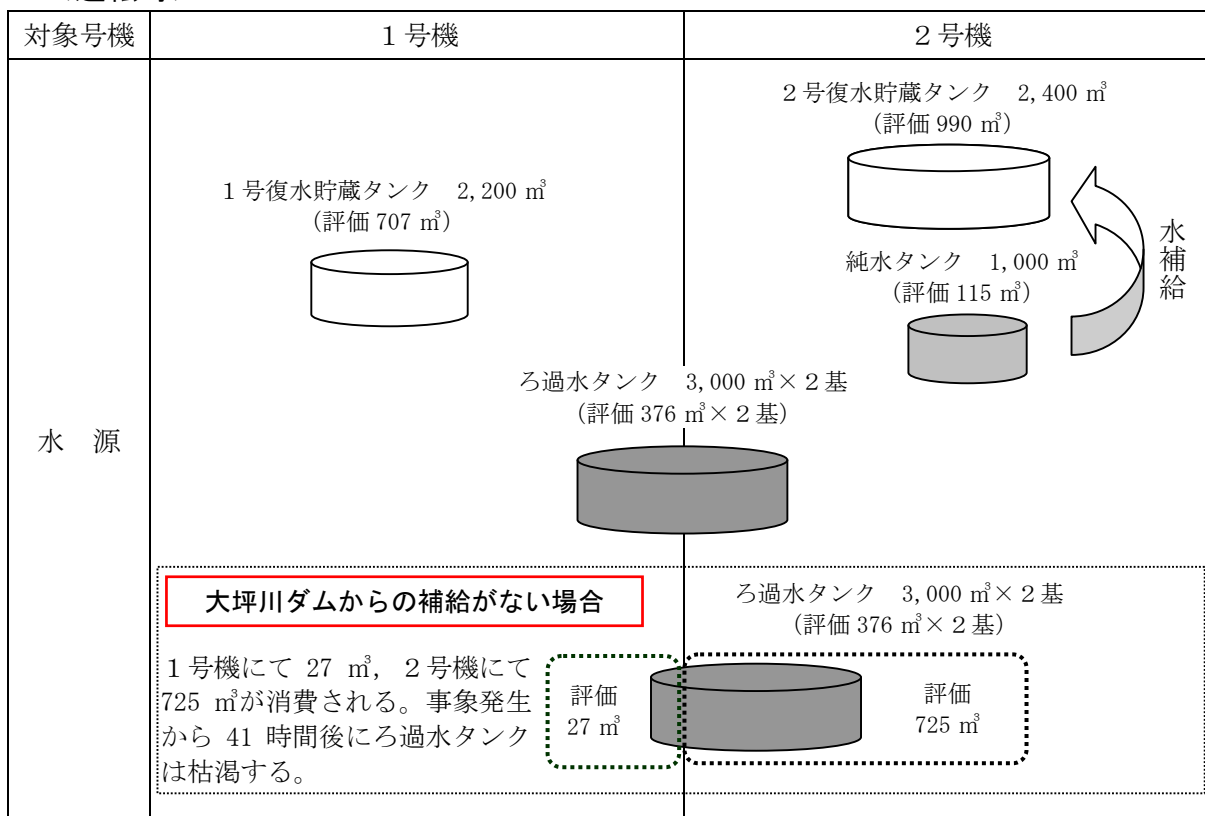
第3図 使用済燃料貯蔵プールへの注水量と水源の経過（運転時）



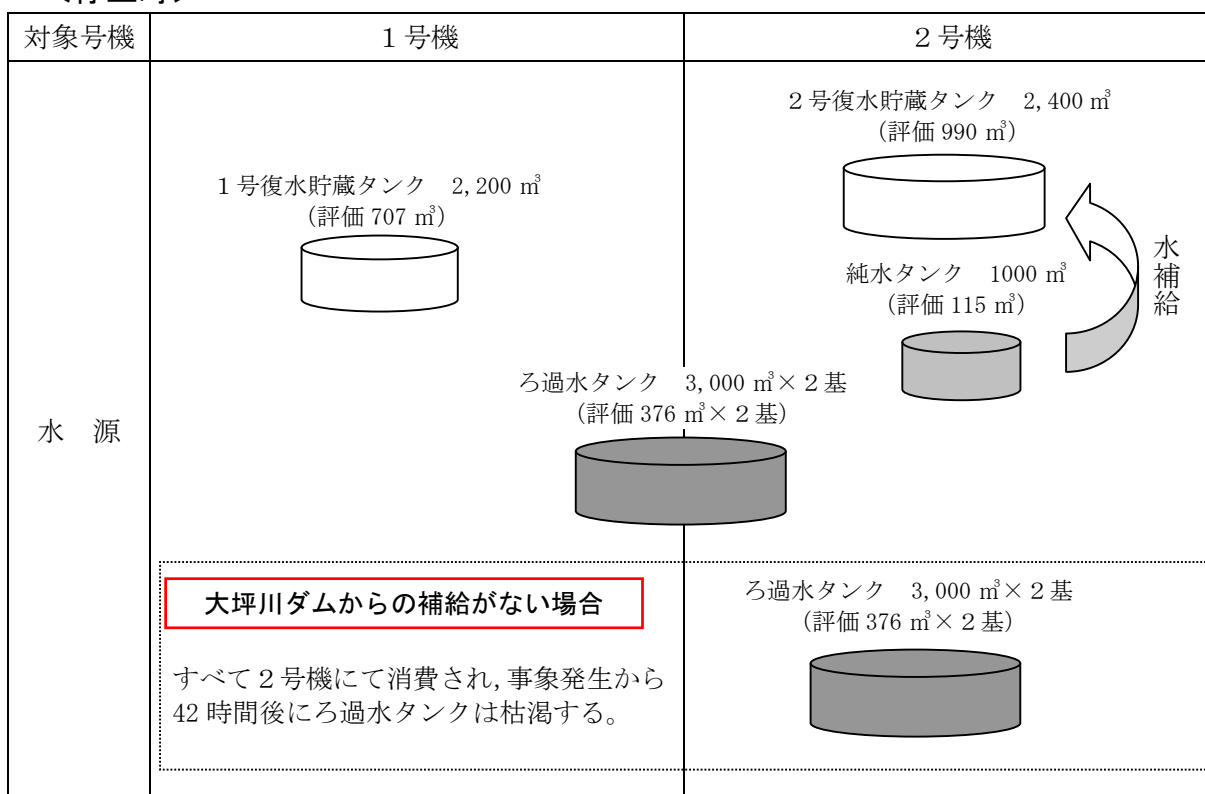
第4図 使用済燃料貯蔵プールへの注水量と水源の経過（停止時）

(7) 志賀原子力発電所のタンクの使用割り当て

<運転時>



<停止時>



(8) 緊急安全対策報告書の評価と本評価における水源評価条件変更点

No	項目	緊急安全対策における条件	本評価における条件	理由
原子炉				
1	燃焼度	志賀原子力発電所1号機 事故時運転操作ガイド (AMG) (炉心損傷後) 内の崩壊熱除去に必要な注水量のグラフより算出。	55,000MWd/t	最高使用燃焼度である55,000MWd/tを用いる。
2	注水温度		66℃	注水の水温は66℃(復水貯蔵タンクの最高使用温度)を想定する。
使用済燃料貯蔵プール				
1	運転期間	13ヶ月	14ヶ月	保安規定で定められている13ヶ月運転に調整運転1ヶ月を加えた運転期間とする。
2	停止期間	65日	70日	社内で目標となる標準的な定期検査日数を用いる。
3	評価開始日	1号機: 停止後14日 2号機: 停止後21日	1号機: 停止後8日 2号機: 停止後10日	1号機: 第10回定期検査実績より。 2号機: 他社(ABWR)実績より。
4	プール水量	ノミナル水量(キャスクピット含む) スロッシングを考慮する。	ノミナル水量(キャスクピット含む)ー プール内構造物 スロッシングを考慮しない。	プール内構造物: 燃料集合体, 使用済燃料貯蔵ラック等。 スロッシングの効果を考慮せず, プール内構造物の容積を考慮したプール水量に変更。
5	注水を開始するタイミング	プール水温が100℃に到達し, プール水位が下がり燃料が露出した時。	プール水温が100℃に到達した時。	現場での作業環境を考慮する。
6	燃焼度	45,000MWd/t	55,000MWd/t	最高使用燃焼度である55,000MWd/tを用いる。
7	注水温度	30℃	66℃	注水の水温は66℃(復水貯蔵タンクの最高使用温度)を想定する。
8	燃料露出の定義	使用済燃料貯蔵ラック上端面の露出。	燃料ハンドル上部の露出。	使用済燃料貯蔵ラック上端面の露出より保守性を持たせ, 燃料ハンドル上部の露出とする。

1. 全交流電源喪失事象発生時の電源機能に係る事象の過程の進展

種類	分類	事象発生からの時間(日数)																		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	...	69	70				
① 直流電源(蓄電池)	(a)	← 8時間																		
② 高圧電源車	(c)	約70日間																		

分類

(a) 基本設計段階で採用した設備

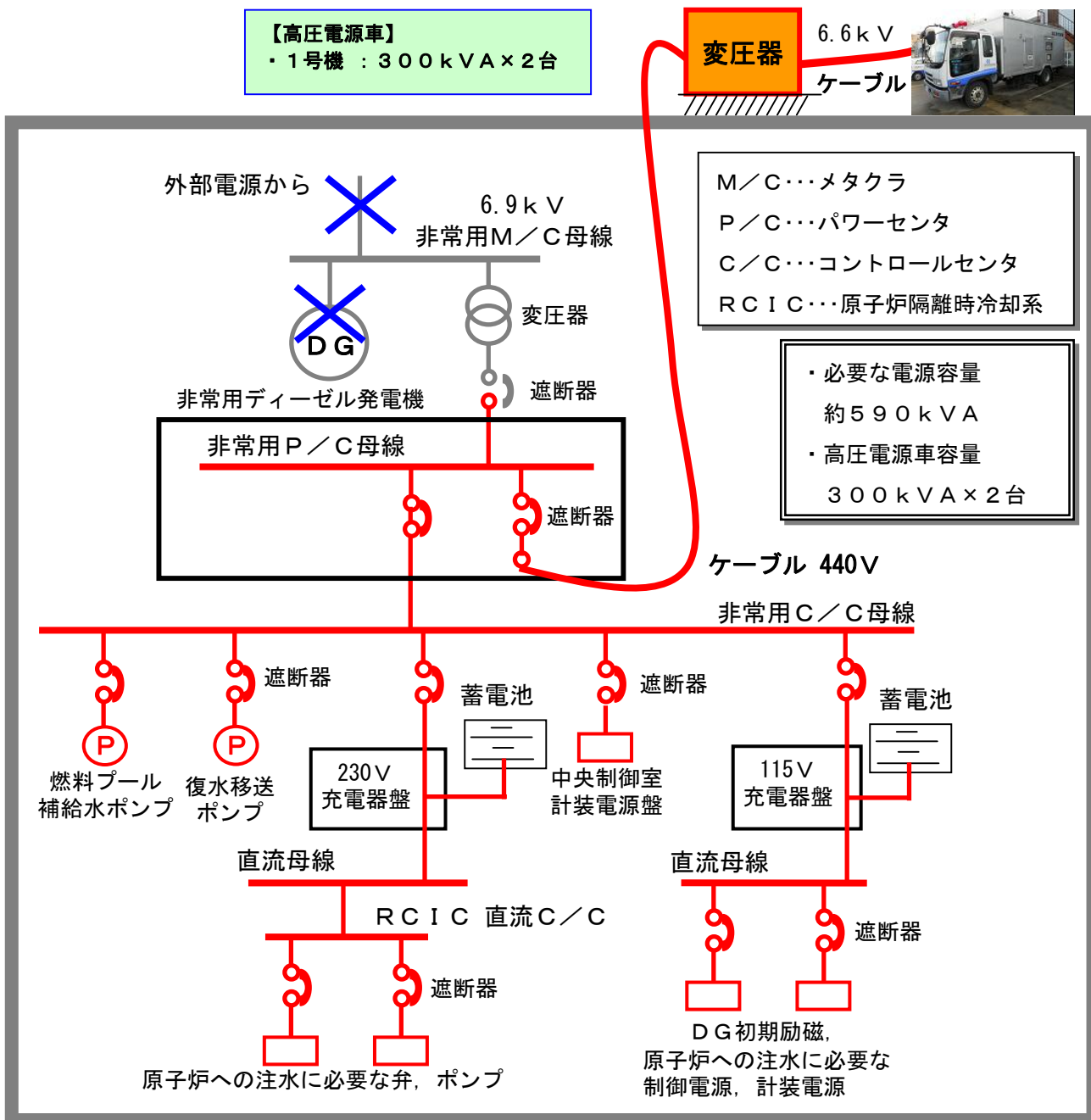
(b) 整備済みのアクシデントマネジメント設備

(c) 緊急安全対策

約8時間後
緊急安全対策実施前

約70日後
緊急安全対策実施後

高圧電源車は発電所内に備蓄してある軽油タンクから燃料(軽油)を補給することで、外部からの支援がなくても、高圧電源車は約70日間運転可能である。



2. 緊急安全対策およびシビアアクシデント対策にかかる訓練実施結果

		訓練内容	訓練実施日	所要時間	訓練結果
給電に係る対策	高圧電源車による給電訓練	高圧電源車の配置、ケーブル布設、キュービクル・P/Cへの繋ぎ込み、給電	1号:4月13日 2号:4月14日	1号:65分 ^{※1} 2号:87分 ^{※1}	訓練結果:良好 ※1 キュービクル2次側およびP/Cへのケーブルの繋ぎ込みは模擬訓練とした。
	低圧外部電源による給電訓練	ケーブル布設、分電盤またはC/Cへの繋ぎ込み、給電	4月15日	給水処理:25分 ^{※2} 事務本館:63分 ^{※2}	訓練結果:良好 ※2 分電盤またはC/Cへの繋ぎ込みは模擬訓練とした。
	燃料補給訓練	燃料補給資機材積み込み・移動、軽油タンクからドラム缶への軽油移送、油補給	4月15日 4月16日 4月18日	38分~42分 ^{※3,4}	訓練結果:良好 ※3 低圧発電機への補給訓練は高圧電源車への訓練で代えた。 ※4 軽油タンクからドラム缶への軽油移送およびドラム缶からの軽油補給は模擬訓練とした。
注水に係る対策	大坪川ダム水送水訓練	ケーブル布設、分電盤への繋ぎ込み、ディーゼル発電機起動、送水	4月14日 4月17日 4月20日	5分~30分 ^{※5}	訓練結果:良好 ※5 分電盤への繋ぎ込みは模擬訓練とした。
		ホース敷設訓練	9月13日, 9月15日 9月22日, 9月26日 9月27日	10時間20分 ^{※6} 13時間20分 ^{※7}	訓練結果:良好* *一部ホースを常設化したことで耐震防火水槽までのホース敷設時間を4時間程度で可能とした。 ※6 大坪川ダムからろ過水タンクまでの敷設 ※7 大坪川ダムから耐震防火水槽までの敷設
	原水受入タンク~ろ過水タンク移送訓練	小型動力ポンプ消防車の配置、ホース布設・繋ぎ込み、小型動力ポンプ起動、送水	4月12日 4月16日 4月17日 4月20日	6分~20分 ^{※8}	訓練結果:良好 ※8 送水は実施せず模擬訓練とした。
	原水受入タンク~屋外消火系送水訓練	化学消防車の配置、ホース布設、繋ぎ込み、化学消防車起動、送水	4月12日 4月16日 4月17日 4月20日	8分~30分 ^{※9}	訓練結果:良好 ※9 送水は実施せず模擬訓練とした。
	2号放水槽~屋外消火系送水訓練	化学消防車等の配置、ホース布設・繋ぎ込み、化学消防車起動、送水	4月14日 4月15日 4月16日 4月18日 4月20日	8分~35分 ^{※10}	訓練結果:良好 ※10 送水は実施せず模擬訓練とした。
	使用済燃料貯蔵プールホース布設訓練	ホース布設(原子炉建屋内)	4月12日 4月14日 4月16日 4月18日	1号:4分~30分 ^{※11} 2号:6分~30分 ^{※11}	訓練結果:良好 ※11 送水は実施せず模擬訓練とした。
	使用済燃料貯蔵プール非常送水訓練	ホース布設(屋外)、小型ポンプ付水槽車の配置、ポンプへのホース繋ぎ込み、送水	4月12日 4月14日 4月18日	10分~53分 ^{※12}	訓練結果:良好 ※12 送水は実施せず模擬訓練とした。
	燃料補給訓練	燃料補給資機材積み込み・移動、軽油タンクからドラム缶への軽油移送、油補給	4月14日 4月17日 4月20日	7分~20分 ^{※13}	訓練結果:良好 ※13 軽油タンクからドラム缶への軽油移送およびドラム缶からの軽油補給は模擬訓練とした。
運転に係る対策	手順確認訓練	全交流電源喪失時の対応に必要な運転マニュアルの確認	1号:3月23日 ~4月13日 2号:3月24日 ~4月12日	—	訓練結果:良好
	シミュレータ訓練	自社シミュレータ訓練による全交流電源喪失時の対応の確認 ^{※14}	1号:4月7日 ~4月12日 2号:8月31日, 9月13日, 10月8日, 10月25日	—	訓練結果:良好 ※14 シミュレータ訓練については自社シミュレータを有する1号についてのみ実施。2号については所定のBTC訓練にて順次実施中。
水素爆発に係る対策	原子炉建屋屋根穴あけ作業訓練	ディーゼル発電機の起動、ボーリングコアドリル起動、穴あけ	6月23日, 6月24日 6月25日, 6月27日	150分 ^{※15}	訓練結果:良好 ※15 各手順について個別に実施し、その合計時間を所要時間として積上げた。
総合	総合訓練	地震・津波を起因とした全交流電源喪失時を想定し、国・自治体への通報等の総合訓練を実施	4月19日	—	訓練結果:良好

3. 高圧電源車および低圧発電機の負荷と継続時間評価

全交流電源喪失後は、非常用直流電源の蓄電池により、中央制御室の監視機能等に電源を供給するが、蓄電池が枯渇する前に電源車を非常用母線に接続し、継続的に電源を供給する必要がある。

プラント監視機能を維持しつつ、原子炉および使用済燃料貯蔵プールを冷却するために必要とする負荷容量は 590 kVA と評価しており、その容量を上回る 600 kVA の高圧電源車を配備している。(負荷容量内訳については、第 1 表参照)

また、高圧電源車は、発電所構内にある非常用ディーゼル発電機用の軽油タンク内の軽油を消費しつつ発電するが、志賀 1, 2 号機の各々に配備された電源車、事務本館等へ電源供給する低圧発電機が同時に燃料を消費することを想定すると、1 時間当たり 364ℓ の燃料が必要となる。一方、軽油タンクの使用可能量は、940kℓ であることから、燃料が枯渇するまでの時間（給油可能連続日数）を約 107 日間と評価している。

	必要な電源 容量 (kVA)	配備済の電源 容量 (kVA)	定格負荷時の 燃費 (ℓ/h)
志賀 1 号機 (高圧電源車 2 台)	590	600	130
志賀 2 号機 (高圧電源車 3 台)	733	900	195
事務本館用 (低圧発電機)	140	150	33.3
純水移送ポンプ用 (低圧発電機)	23	150	5.3
合計	—	—	364

第1表 高圧電源車の負荷容量算定根拠

機能	設備		1号機 (kVA)	2号機 (kVA)	備考
冷やす	原子炉	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	20.3	126.0	1号: 230V充電器盤, 弁 2号: 115V非常用充電器盤(A) (RCIC直流C/C, 計装用CVCF, 非常用直流分電盤 他)
		代替注水系 (MUWC他)	57.2	101.9	1号: 弁, MUWCポンプ1台 2号: 弁, MUWCポンプ2台
	使用済燃料貯蔵プール		34.2	5.6	1号: 弁, MUWFポンプ 2号: 弁
閉じ込める	耐圧強化ベント		1.6	2.8	弁
	非常用ガス処理系 (SGTS) ※ ¹		18.8	22.5	弁, ファン, 加熱コイル
	可燃性ガス濃度制御系 (FCS) ※ ¹		125.6	125.5	弁, ブロワ, ヒータ
その他	監視計器, 制御装置※ ²		130.0	117.9	MCR計装用電源, 計装用CVCF
	通信機能		38.7	41.4	PHS, ページング, 保安電話
	照明		48.6	63.0	1号: MCR照明, R/Bオペフロ非常用照明 2号: MCR照明, R/Bオペフロ非常用照明 他
	中央制御室(MCR)空調 (再循環機能のみ) ※ ¹		115.4	126.4	弁, 送風機, 再循環送風機
合計※ ³			590	733	—
高圧電源車 (300kVA) 必要台数			2台	3台	—

※1 自主的に選定

※2 必要なプラント監視用計器 (原子炉圧力, 原子炉水位, 原子炉格納容器圧力, 原子炉格納容器温度, 原子炉格納容器内γ線線量率等) および期待される装置 (RCIC, 代替注水系, 格納容器ベント, SGTS, FCS, MCR空調等) の制御電源を供給

※3 想定される設備の運転パターン (設備の組み合わせ) の内, 負荷容量の合計が最大となるパターンを記載

1号: RCIC注水時 (553kVA), 代替注水時 (590kVA)

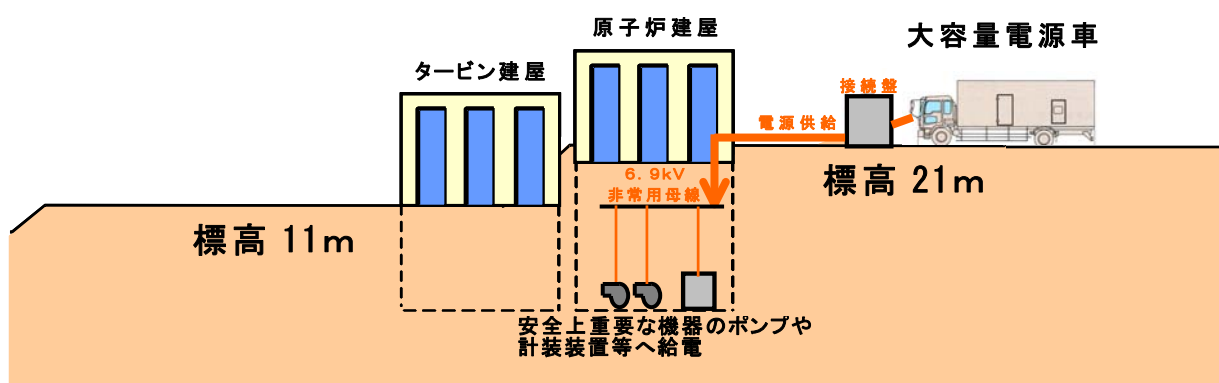
2号: RCIC注水時 (719kVA), 代替注水時 (733kVA)

更なる対策で効果が期待できる設備の概要

添付-4.2-5 および添付-4.3-1 に記載する更なる対策等のうち，外部電源喪失事象や全交流電源喪失事象に対して効果が期待できる設備は以下のとおりである。

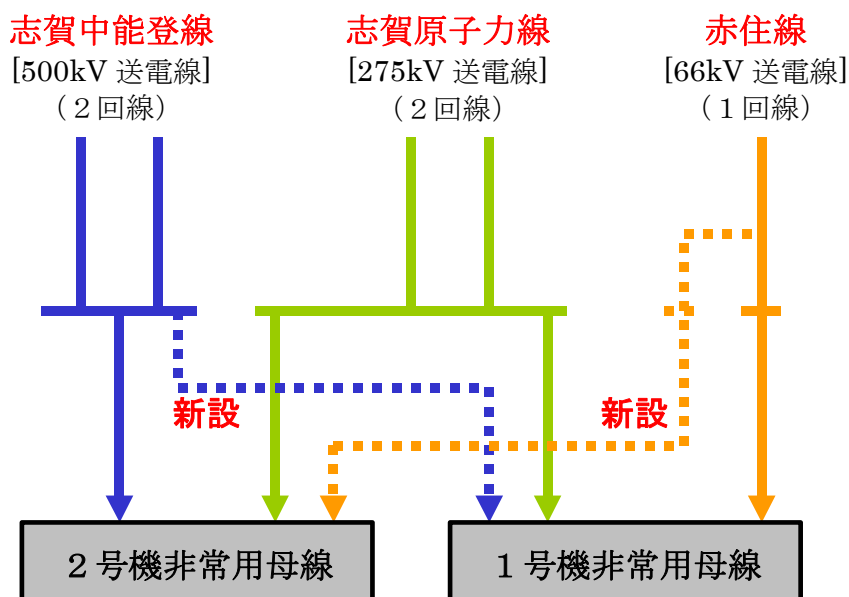
1. 非常用電源（大容量）の配備

非常用ディーゼル発電機の代替電源として，原子炉状態監視計器や原子炉の冷却・除熱維持に必要な機器等に必要な電力を安定的に供給することができるように，大容量の電源車（約 4,000 kVA）を 2 台配備する。これにより，冷温停止に必要な設備の電源をまかなうことができる。



2. 外部電源の信頼性向上

すべての送電線を志賀 1，2 号機の非常用母線に接続するため，志賀 1 号機には 500 kV 送電線（志賀中能登線），志賀 2 号機には 66 kV 送電線（赤住線）から接続できるよう電路を新設する。これにより，外部電源の信頼性向上を図る。



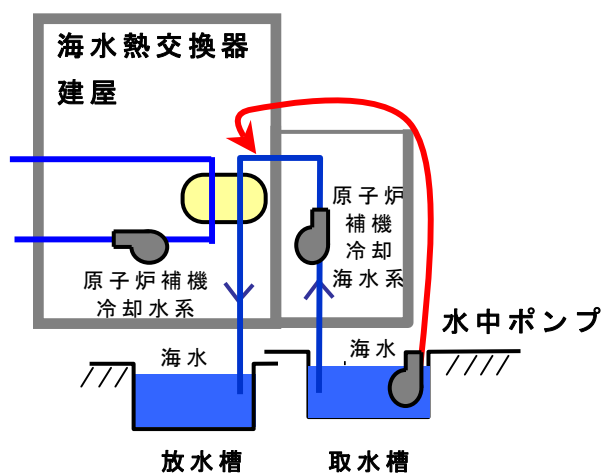
3. 外部電源早期復旧による所内電源の確保

全交流電源喪失時に外部電源を早期に確保するため、赤住線（66 k V）の復旧対策を策定した。

4. 原子炉補機冷却海水ポンプ代替品の配備

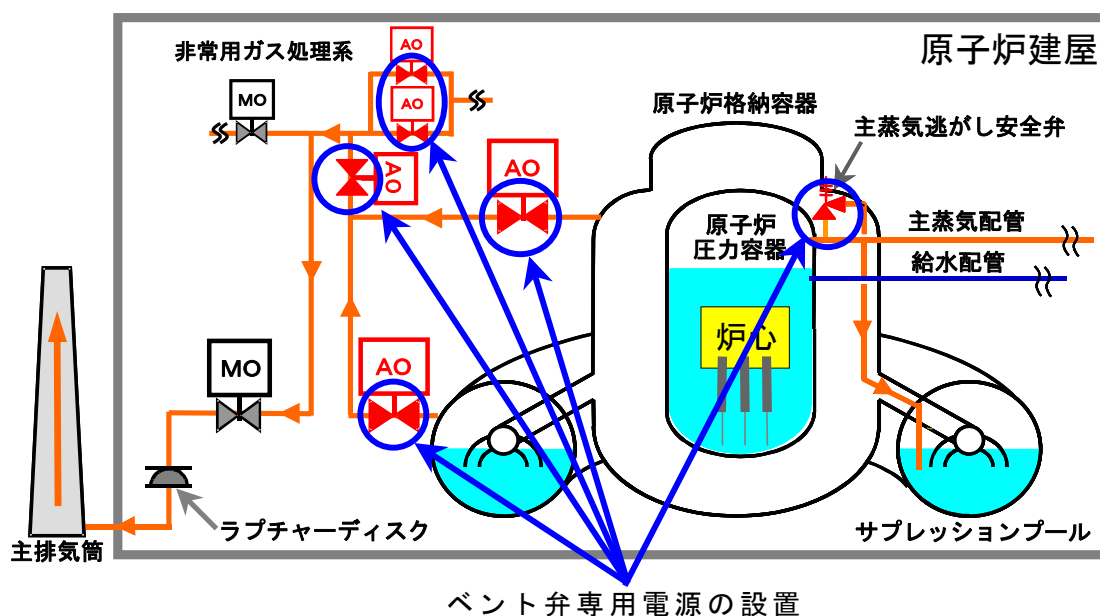
原子炉補機冷却海水ポンプの機能を代替させるための大容量水中ポンプ等を設置する。

これにより、原子炉補機冷却海水ポンプの復旧が困難な場合においても非常用ディーゼル発電機1系統、残留熱除去系1系統および燃料プール冷却浄化系1系統を冷却し、必要な電源の確保ならびに原子炉および使用済燃料貯蔵プールの冷却を実施することができる。



5. 格納容器ベント機能の強化

ベント弁を動作させるために必要な電源は、高压電源車から供給することとしているが、電源の多様性を高めるため、ベント弁専用電源を設置する。



設備の概要および保全内容

原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水機能

設備	分類	設備概要		保全頻度	保全内容	備考
原子炉隔離時冷却系ポンプ	(a)	容量m ³ /h	91	65月間に1回	分解点検 機能・性能試験	
		揚程m	882(高圧), 160(低圧)	1サイクルに1回		
復水移送ポンプ	(b)	容量m ³ /h	70	65月間に1回	分解点検 機能・性能試験, 漏えい試験	
		揚程m	80	5サイクルに1回		
復水貯蔵タンク	(a)	容量m ³	2200	10サイクルに1回	外観点検(耐震部) 漏えい試験	
		基数	1	20サイクルに1回		
燃料プール補給水ポンプ	(a)	容量m ³ /h	30	4サイクルに1回	分解点検, 漏えい試験, 機能・性能試験 外観点検(耐震部)	
		揚程m	50	10サイクルに1回		
純水移送ポンプ	(a)	容量m ³ /h	45	2月間に1回	巡視点検 潤滑油交換, 機能・性能試験	
		揚程m	70	1年間に1回		
純水タンク	(a)	容量m ³	1000	必要時	開放点検, 漏えい試験	
		基数	1			
電動消火ポンプ	(b)	容量m ³ /h	533	10サイクルに1回	分解点検, 漏えい試験 機能・性能試験	
		揚程m	85	6月間に1回		
ディーゼル消火ポンプ	(b)	容量m ³ /h	533	10サイクルに1回	分解点検, 漏えい試験 機能・性能試験	燃料: 軽油
		揚程m	85	6月間に1回		
消防車	(c)	容量ℓ/min	1400	2年間に1回	車両点検 動作確認, 外観点検	燃料: 軽油
	(d)	放水圧力MPa	1.4	1月間に1回		
小型動力ポンプ車	(c)	容量ℓ/min	1000	2年間に1回	車両点検 動作確認, 外観点検	燃料: ガソリン
		放水圧力MPa	0.55	1月間に1回		
水槽車	(c)	容量ℓ/min	1000	2年間に1回 1月間に1回	車両点検 動作確認, 外観点検	燃料: ガソリン, 軽油
		容量m ³	10			
		放水圧力MPa	0.7			
ろ過水タンク	(b)	容量m ³	3000	10サイクルに1回	開放点検, 漏えい試験	
		基数	2			
原水受入タンク	(a)	容量m ³	50	20年間に1回	開放点検 外観点検, 漏えい試験	
		基数	1	2年間に1回		
取水ポンプ(本設) (大坪川ダム)	(a)	容量m ³ /min	1	1月間に2回	外観点検, 動作確認	電源: 低圧発電機
		揚程m	60			
取水ポンプ(非常用) (大坪川ダム)	(d)	容量m ³ /h	60	1月間に1回	外観点検, 動作確認	電源: 低圧発電機
		揚程m	75			
耐震防火水槽	(c)	容量m ³	40	6月間に1回	外観点検, 機能点検	
		基数	1			
水中ポンプ (海水)	(c)	容量ℓ/min	1000	1月間に1回	外観点検, 動作確認	電源: 低圧発電機
		揚程m	35			

設備の概要および保全内容

電源機能

設 備	分類	設備概要		保全頻度	保全内容	備 考
低圧発電機 (大坪川ダム取水ポンプ用)	(d)	容量kVA	100	1月間に1回	外観点検 機能点検	燃料：軽油
		台数	1			
低圧発電機 (海水取水ポンプ用)	(c)	容量kVA	45	1月間に1回	外観点検 機能点検	燃料：軽油
		台数	1			

分類の説明

- ・防護措置に係る設備を以下に分類する。

記号	分 類
(a)	基本設計段階で採用した設備
(b)	整備済みのアクシデントマネジメント設備
(c)	緊急安全対策
(d)	更なる対策

緊急安全対策等設備の継続使用可能時間

緊急安全対策等で考慮する設備について、最終ヒートシンク喪失事象発生後から消防車による淡水注水または海水注水を実施した場合の継続使用可能時間を求める。

1. 対象設備

- ・ 低圧発電機① 1台 (大坪川ダム取水ポンプ用)
- ・ 低圧発電機② 1台 (海水取水ポンプ用)
- ・ 消防車 1台
- ・ ブルドーザ 1台

2. 燃料消費量

(1) 発電機

- ・ 低圧発電機① 9.9 ℓ/時間
- ・ 低圧発電機② 3.5 ℓ/時間

小計 13.4 ℓ/時間

(2) 消防車 43.2 ℓ/時間

(3) ブルドーザ 24 ℓ/時間

(4) 合計の消費量 合計 約81 ℓ/時間

3. 燃料タンク容量

- ・ 志賀1号機軽油タンクの使用可能量 151 kℓ×2基
- ・ 志賀2号機軽油タンクの使用可能量 319 kℓ×2基

合計 940 kℓ

(保守的に、軽油タンク下部より軽油の自重のみで容易に利用できる量とした。)

よって、(940 kℓ) / (81 ℓ/時間) = 約480日間の運転が可能となる。

起因事象発生時の注水機能に係る評価結果

1. 運転時の評価

機能	号機	種類	分類	事象発生からの時間(日数)																																															
				1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	...	479	480																																	
注水機能	1号機	① 1号復水貯蔵タンク	(a)	← 40時間																																															
		② ろ過水タンク	(b)	↓		約480日間																																													
		③ 海水(消防車を利用)	(c)	■																																															
	2号機	① 2号復水貯蔵タンク	(a)	← 20時間																																															
		② 2号復水貯蔵タンク (純水タンクから補給)	(a)	← 3時間																																															
		③ ろ過水タンク	(b)	↓		約480日間																																													
		④ 海水(消防車を利用)	(c)	■																																															

2. 停止時の評価

機能	号機	種類	分類	事象発生からの時間(日数)																																															
				1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	...	479	480																																	
注水機能	1号機	① 1号復水貯蔵タンク ※	(a)	← 78時間																																															
		② ろ過水タンク	(b)	↓		約480日間																																													
		③ 海水(消防車を利用)	(c)	■																																															
	2号機	① 2号復水貯蔵タンク	(a)	← 20時間																																															
		② 2号復水貯蔵タンク (純水タンクから補給)	(a)	← 3時間																																															
		③ ろ過水タンク	(b)	↓		約480日間																																													
		④ 海水(消防車を利用)	(c)	■																																															

※ 使用済燃料貯蔵プール水温が100℃に到達する8時間後から使用済燃料貯蔵プールへ注水を開始する。

分類
(a) 基本設計段階で採用した設備
(b) 整備済みのアクシデントマネジメント設備
(c) 緊急安全対策

■	: 稼動	■	: 待機
---	------	---	------

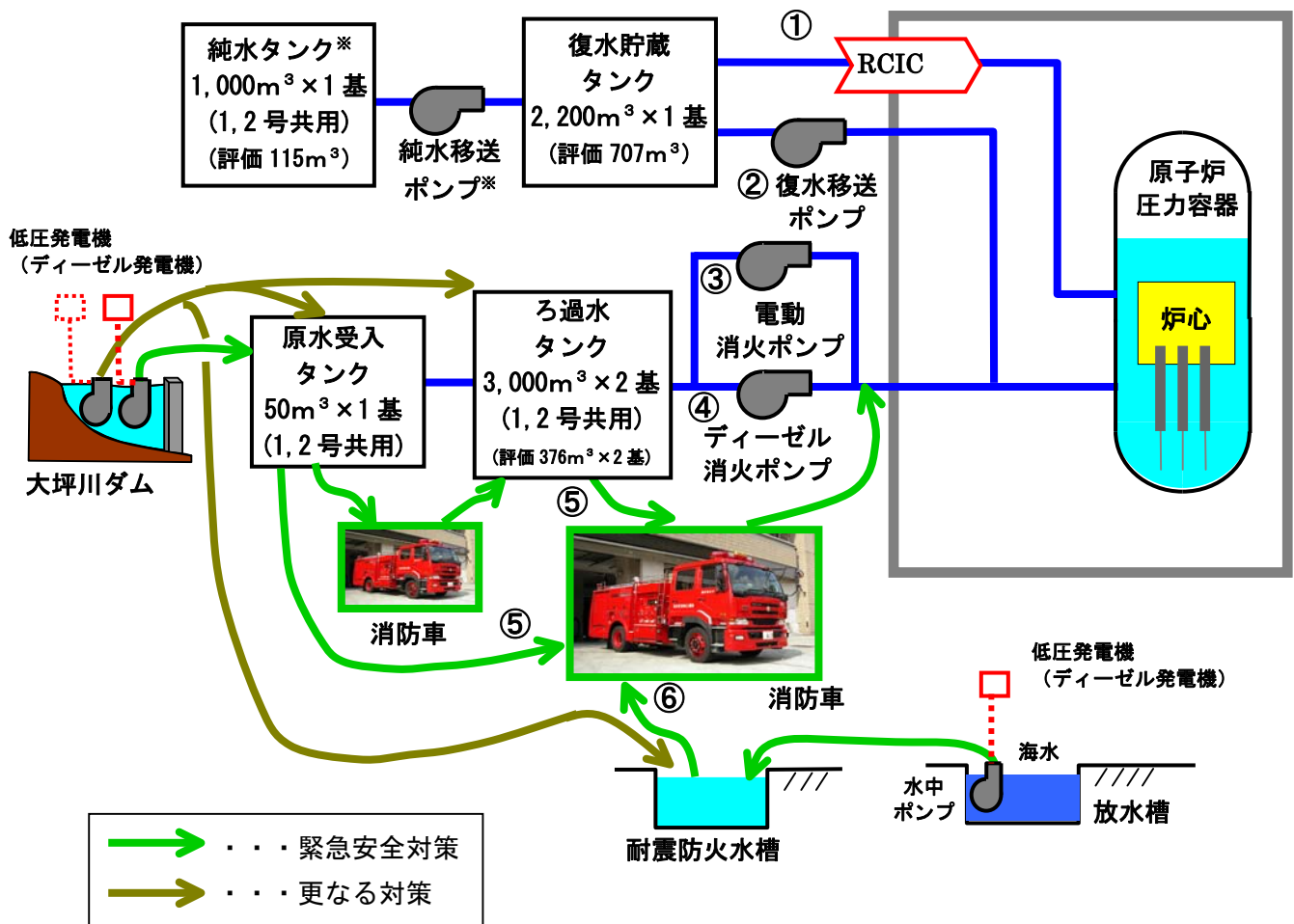
発電所内に備蓄してある軽油タンクから燃料(軽油)を補給することで、外部からの支援がなくても、低圧発電機による大坪川ダムからの補給、水中ポンプによる海水のくみ上げおよび消防車等の運転は約480日間可能である。

3. 原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水機能

(1) 原子炉への注水方法

最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）喪失時に、以下の優先順位で原子炉への注水を行う。

- ① 復水貯蔵タンクから、原子炉隔離時冷却系により注水
- ② 復水貯蔵タンクから、復水移送ポンプにより注水
- ③ ろ過水タンクから、電動消火ポンプにより注水
- ④ ろ過水タンクから、ディーゼル消火ポンプにより注水
- ⑤ ろ過水タンクまたは原水受入タンクから、消防車により注水
- ⑥ 耐震防火水槽から、消防車により海水を注水

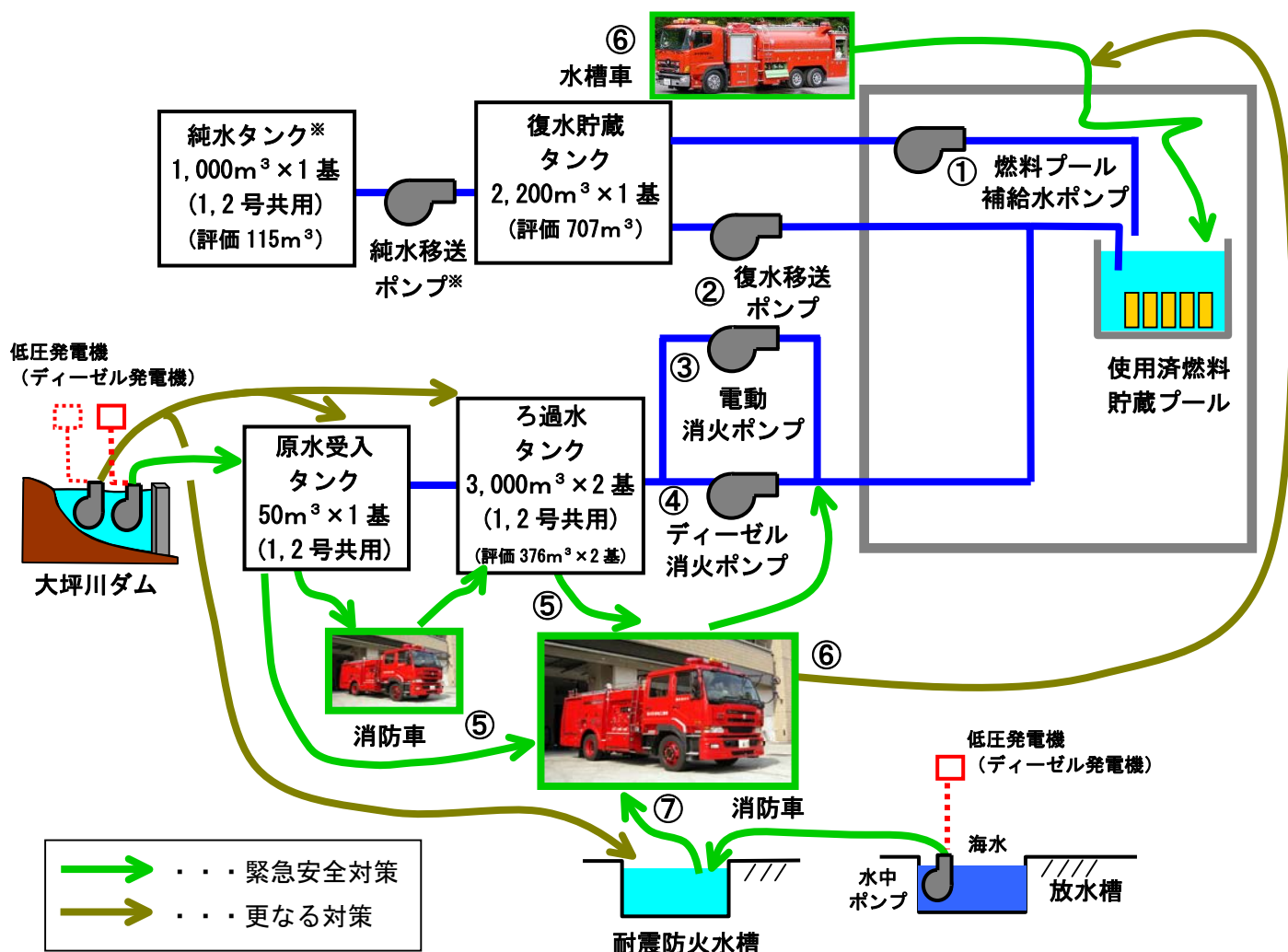


※本評価では、最終ヒートシンク喪失事象が志賀1, 2号機同時に発生すると仮定しており、純水タンクからの水補給は、志賀2号機復水貯蔵タンクのみとする。

(2) 使用済燃料貯蔵プールへの注水方法

最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）喪失時に，以下の優先順位で使用済燃料貯蔵プールへの注水を行う。

- ① 復水貯蔵タンクから，燃料プール補給水ポンプにより注水
- ② 復水貯蔵タンクから，復水移送ポンプにより注水
- ③ ろ過水タンクから，電動消火ポンプにより注水
- ④ ろ過水タンクから，ディーゼル消火ポンプにより注水
- ⑤ ろ過水タンクまたは原水受入タンクから，消防車により注水
- ⑥ 大坪川ダムから淡水を取水した水槽車または消防車により直接注水
- ⑦ 耐震防火水槽から，消防車により海水を注水



※本評価では，最終ヒートシンク喪失事象が志賀1，2号機同時に発生すると仮定しており，純水タンクからの水補給は，志賀2号機復水貯蔵タンクのみとする。

(3) 原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの補給水源

(4/11)

淡水タンク等の容量，通常管理値および評価に用いた保有水量を第1表に示す。

第1表 淡水タンクの容量等

水 源	容 量	通常管理値	評価に用いた保有水量
1号復水貯蔵タンク	約 2,200 m ³	972~1,149 m ³	707 m ³
2号復水貯蔵タンク	約 2,400 m ³	1,193~2,050 m ³	990 m ³
ろ過水タンク	約 3,000 m ³ ×2基 (1,2号共用)	520~2,900 m ³	376 m ³
純水タンク	約 1,000 m ³ (1,2号共用)	190~990 m ³	115 m ³
原水受入タンク	約 50 m ³	13~46 m ³	—
海水	—	—	—

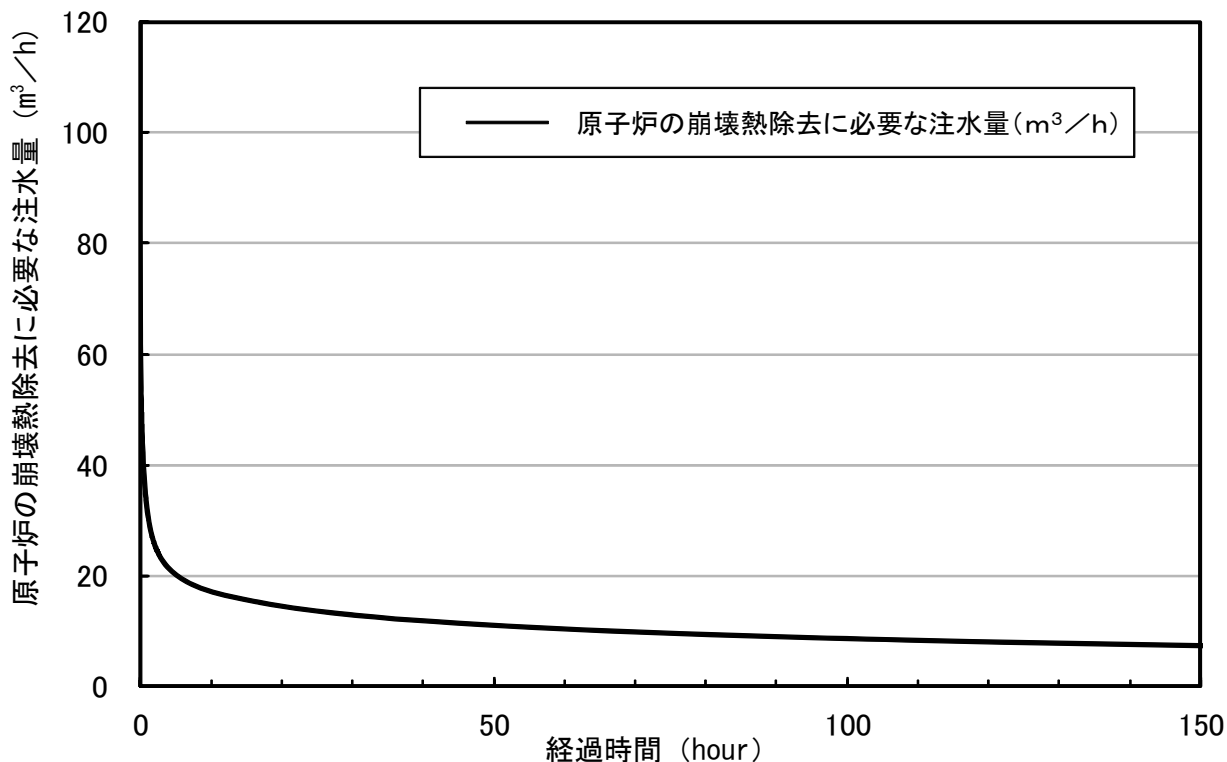
(4) 崩壊熱除去に必要な注水量評価

a 原子炉への注水量評価

志賀1号機の崩壊熱除去に必要な原子炉への注水量の評価条件を第2表，評価結果を第1図に示す。

第2表 注水量評価条件（原子炉）

崩壊熱条件	志賀1号機 MAAP 解析で用いる崩壊熱 炉心平均燃焼度=55,000MWd/t ウラン濃縮度=3.78wt%
水の蒸発に必要な 比エンタルピ	2,487.69[kJ/kg] 〔 (飽和蒸気の比エンタルピ) - (飽和水の比エンタルピ(66°C)) 〕 =2,763.96[kJ/kg]-276.27[kJ/kg]
水の密度	980[kg/m ³]
必要注水量計算式	必要注水量[m ³ /h]= $\frac{\text{崩壊熱[kW]} \times 3600}{\text{水の蒸発に必要なエンタルピ[kJ/kg]} \times \text{水の密度[kg/m}^3\text{]}}$



第1図 注水量評価結果（原子炉）

b 使用済燃料貯蔵プールへの注水量評価

使用済燃料貯蔵プールに貯蔵している燃料の崩壊熱の評価については May-Witt の式を用いた。注水量評価条件を第3表、評価結果を第4表に示す。また、燃料取出スキーム（運転時）を第5表、燃料取出スキーム（停止時）を第6表に示す。

第3表 注水量評価条件（使用済燃料貯蔵プール）

	志賀1号機 (運転時)	志賀1号機 (停止時)	志賀2号機 (運転時)
運転期間	14ヶ月		
停止期間	70日		
評価開始日	停止後8日	停止後8日	停止後10日
必要注水量計算式	$Q \times 3600 = f h \rho$ Q : 崩壊熱 f : 注水量[m³/h] ρ : 66℃飽和水密度 980[kg/m³] h : 66℃飽和水が100℃飽和水蒸気へ変化するエネルギー 2,399.3[kJ/kg]		

第4表 注水量評価結果（使用済燃料貯蔵プール）

	志賀1号機 (運転時)	志賀1号機 (停止時)	志賀2号機 (運転時)
注水量 (m³/h)	3	9	7
崩壊熱 (MW)	1.641	5.392	4.094

第5表 燃料取出スキーム（運転時）

取出燃料	冷却期間	燃料数 (%炉)	崩壊熱 (MW)
17 サイクル冷却済燃料	17×(14ヶ月+70日)+8日	1	0.001
16 サイクル冷却済燃料	16×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.018
15 サイクル冷却済燃料	15×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.019
14 サイクル冷却済燃料	14×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.020
13 サイクル冷却済燃料	13×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.021
12 サイクル冷却済燃料	12×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.023
11 サイクル冷却済燃料	11×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.024
10 サイクル冷却済燃料	10×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.026
9 サイクル冷却済燃料	9×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.028
8 サイクル冷却済燃料	8×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.030
7 サイクル冷却済燃料	7×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.034
6 サイクル冷却済燃料	6×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.039
5 サイクル冷却済燃料	5×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.044
4 サイクル冷却済燃料	4×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.053
3 サイクル冷却済燃料	3×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.065
2 サイクル冷却済燃料	2×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.087
1 サイクル冷却済燃料	1×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.136
定検時取出燃料	0×(14ヶ月+70日)+8日	22	1.031
崩壊熱合計	照射済燃料体数：375%炉 崩壊熱：1.698(MW)		

第6表 燃料取出スキーム（停止時）

取出燃料	冷却期間	燃料数 (%炉)	崩壊熱 (MW)
18 サイクル冷却済燃料	18×(14ヶ月+70日)+8日	1	0.001
17 サイクル冷却済燃料	17×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.018
16 サイクル冷却済燃料	16×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.018
15 サイクル冷却済燃料	15×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.019
14 サイクル冷却済燃料	14×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.020
13 サイクル冷却済燃料	13×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.021
12 サイクル冷却済燃料	12×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.023
11 サイクル冷却済燃料	11×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.024
10 サイクル冷却済燃料	10×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.026
9 サイクル冷却済燃料	9×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.028
8 サイクル冷却済燃料	8×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.030
7 サイクル冷却済燃料	7×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.034
6 サイクル冷却済燃料	6×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.039
5 サイクル冷却済燃料	5×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.044
4 サイクル冷却済燃料	4×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.053
3 サイクル冷却済燃料	3×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.065
2 サイクル冷却済燃料	2×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.087
1 サイクル冷却済燃料	1×(14ヶ月+70日)+8日	22	0.136
定検時取出燃料	0×(14ヶ月+70日)+8日	100	4.708
崩壊熱合計	照射済燃料体数：475%炉 崩壊熱：5.392(MW)		

(5) 水源枯渇時間の評価

志賀1号機が運転時の水源枯渇時間評価を第7表、停止時の水源枯渇時間評価を第8表に示す。

大坪川ダムからろ過水タンクへの水補給は、事象発生から8時間後に開始する。最終ヒートシンク喪失では、必要な電源は供給されているため大坪川ダムからの水補給が可能であり、ろ過水タンクは枯渇しない。

万一、大坪川ダムからの水補給が不可能な場合、ろ過水タンクが枯渇するのは運転時で事象発生から41時間後となり、その時点から海水を注水することとなる。停止時は、ろ過水タンクの淡水はすべて志賀2号機にて消費され、事象発生から86時間後に復水貯蔵タンクが枯渇するため、その時点から海水を注水することとなる。

第7表 水源枯渇時間評価結果（運転時）

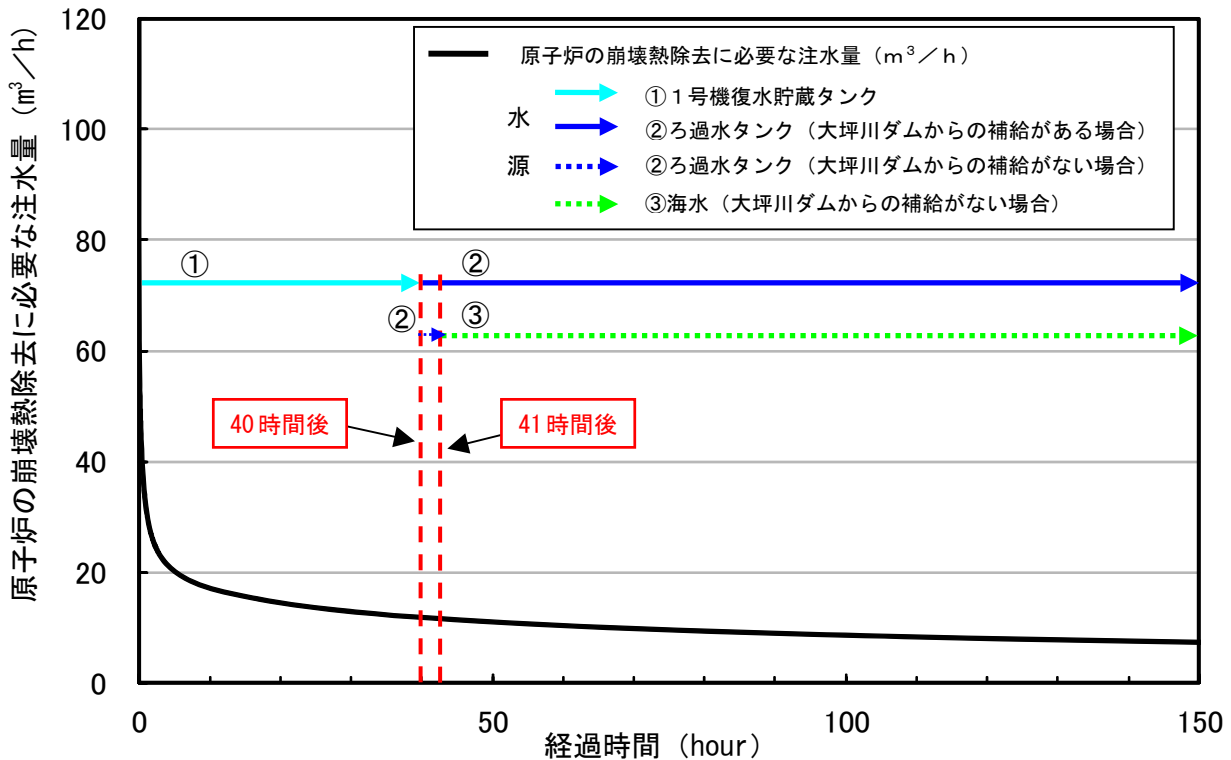
	経過時間	備考
大坪川ダムからろ過水タンクへ補給開始	8時間後	
2号使用済燃料貯蔵プール水温100℃到達	20時間後	2号使用済燃料貯蔵プールへの注水開始
2号復水貯蔵タンク枯渇	20時間後	枯渇する前に純水タンクから水補給開始
純水タンク枯渇	23時間後	
1号使用済燃料貯蔵プール水温100℃到達	25時間後	1号使用済燃料貯蔵プールへの注水開始
1号復水貯蔵タンク枯渇	40時間後	
(ろ過水タンク枯渇)	41時間後	大坪川ダムからの水補給が不可能な場合

第8表 水源枯渇時間評価結果（停止時）

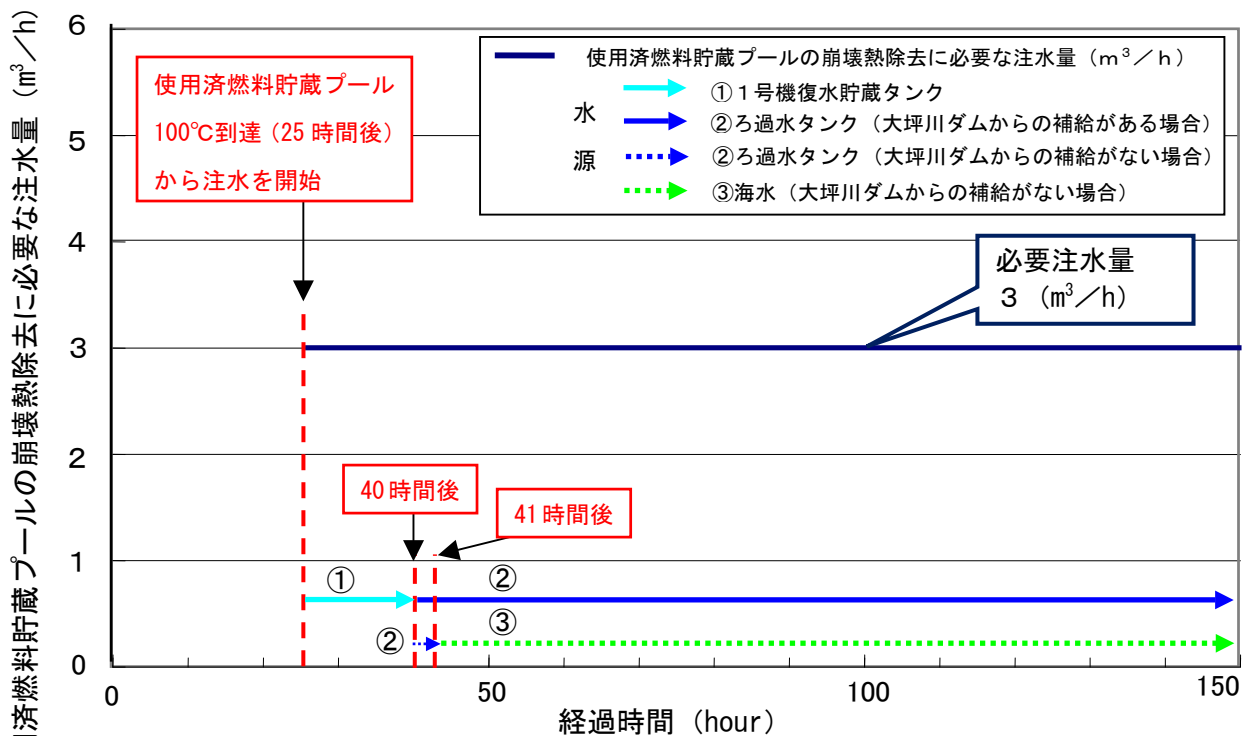
	経過時間	備考
大坪川ダムからろ過水タンクへ補給開始	8時間後	
1号使用済燃料貯蔵プール水温100℃到達	8時間後	1号使用済燃料貯蔵プールへの注水開始
2号使用済燃料貯蔵プール水温100℃到達	20時間後	2号使用済燃料貯蔵プールへの注水開始
2号復水貯蔵タンク枯渇	20時間後	枯渇する前に純水タンクから水補給開始
純水タンク枯渇	23時間後	
(ろ過水タンク枯渇)	42時間後	大坪川ダムからの水補給が不可能な場合
1号復水貯蔵タンク枯渇	86時間後	

(6) 注水量と水源の評価

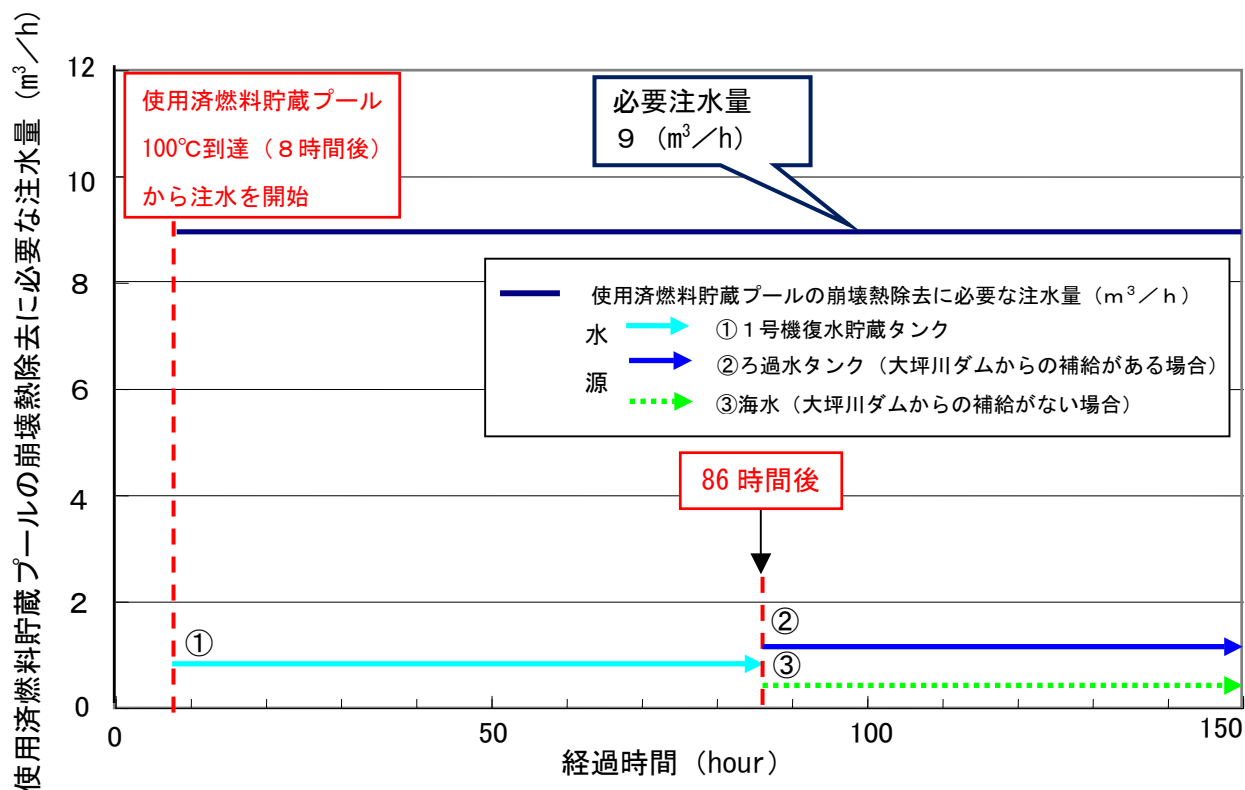
志賀1号機運転時の原子炉への注水量と水源の経過を第2図、志賀1号機運転時の使用済燃料貯蔵プールへの注水量と水源の経過を第3図、志賀1号機停止時の使用済燃料貯蔵プールへの注水量と水源の経過を第4図に示す。



第2図 原子炉への注水量と水源の経過（運転時）



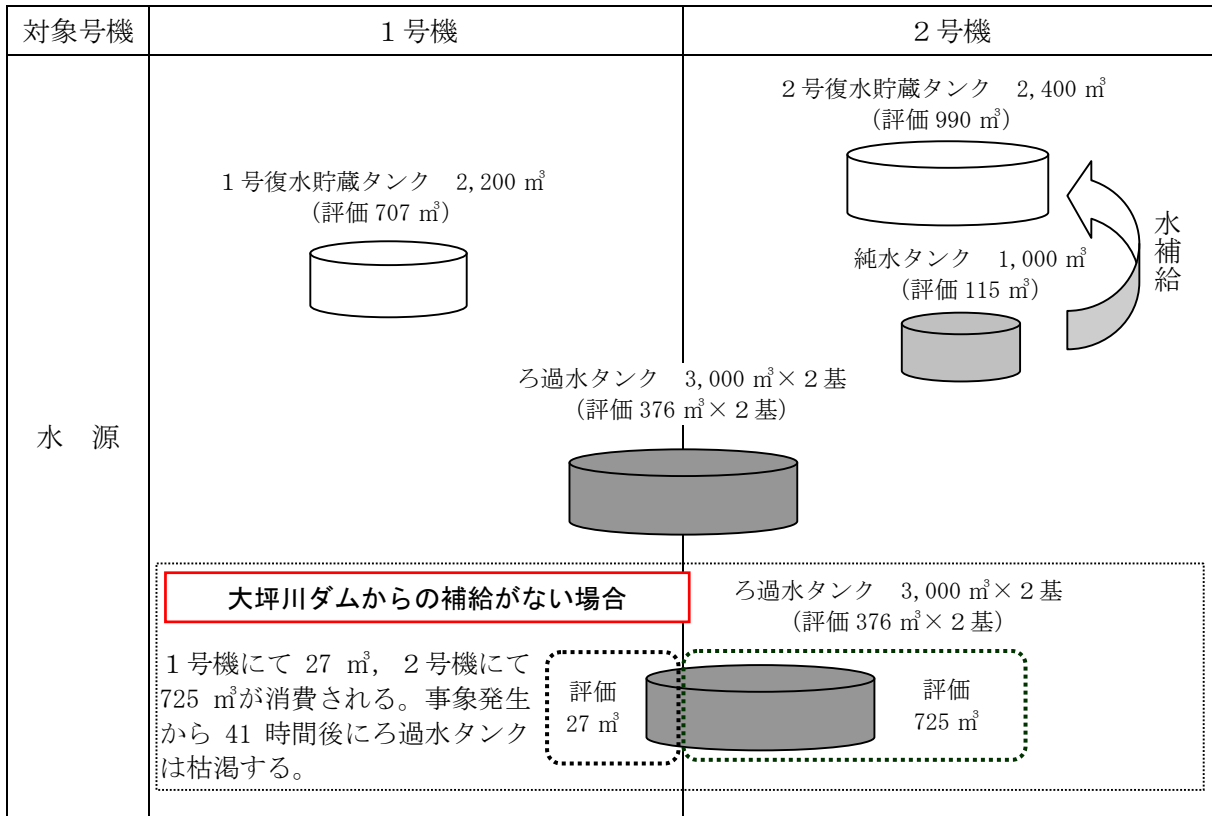
第3図 使用済燃料貯蔵プールへの注水量と水源の経過（運転時）



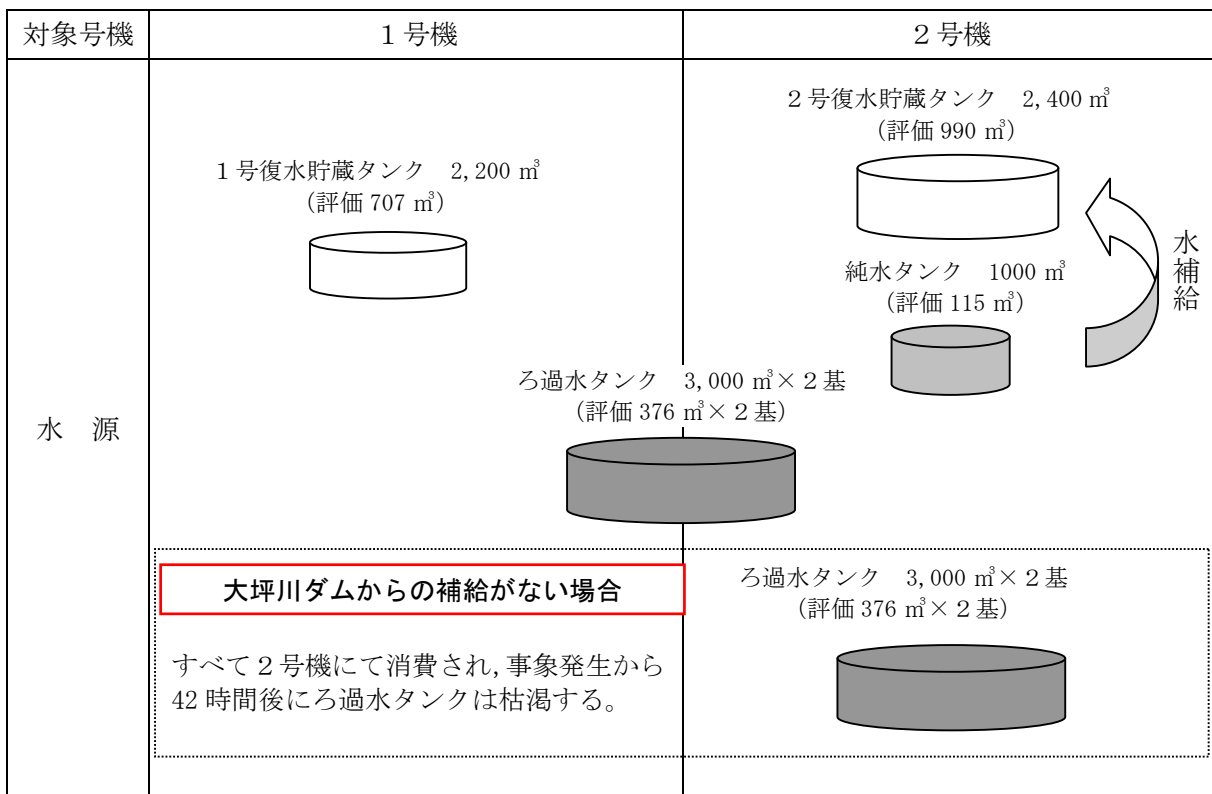
第4図 使用済燃料貯蔵プールへの注水量と水源の経過 (停止時)

(7) 志賀原子力発電所のタンクの使用割り当て

<運転時>



<停止時>



(8) 緊急安全対策報告書の評価と本評価における水源評価条件変更点

No	項目	緊急安全対策における条件	本評価における条件	理由
原子炉				
1	燃焼度	志賀原子力発電所 1号機 事故時運転操作ガイド (AMG) (炉心損傷後) 内の崩壊熱除去に必要な注水量のグラフより算出。	55,000MWd/t	最高使用燃焼度である 55,000MWd/t を用いる。
2	注水温度		66℃	注水の水温は 66℃ (復水貯蔵タンクの最高使用温度) を想定する。
使用済燃料貯蔵プール				
1	運転期間	13 ヶ月	14 ヶ月	保安規定で定められている 13 ヶ月運転に調整運転 1 ヶ月を加えた運転期間とする。
2	停止期間	65 日	70 日	社内で目標となる標準的な定期検査日数を用いる。
3	評価開始日	1号機: 停止後 14 日 2号機: 停止後 21 日	1号機: 停止後 8 日 2号機: 停止後 10 日	1号機: 第 10 回定期検査実績より。 2号機: 他社 (ABWR) 実績より。
4	プール水量	ノミナル水量 (キャスクピット含む) スロッシングを考慮する。	ノミナル水量 (キャスクピット含む) - プール内構造物 スロッシングを考慮しない。	プール内構造物: 燃料集合体, 使用済燃料貯蔵ラック等。 スロッシングの効果を考慮せず, プール内構造物の容積を考慮したプール水量に変更。
5	注水を開始するタイミング	プール水温が 100℃ に到達し, プール水位が下がり燃料が露出した時。	プール水温が 100℃ に到達した時。	現場での作業環境を考慮する。
6	燃焼度	45,000MWd/t	55,000MWd/t	最高使用燃焼度である 55,000MWd/t を用いる。
7	注水温度	30℃	66℃	注水の水温は 66℃ (復水貯蔵タンクの最高使用温度) を想定する。
8	燃料露出の定義	使用済燃料貯蔵ラック上端面の露出。	燃料ハンドル上部の露出。	使用済燃料貯蔵ラック上端面の露出より保守性を持たせ, 燃料ハンドル上部の露出とする。

更なる対策で効果が期待できる設備の概要

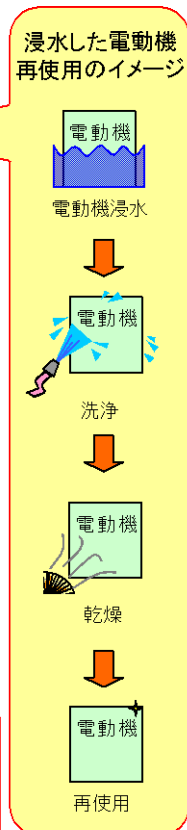
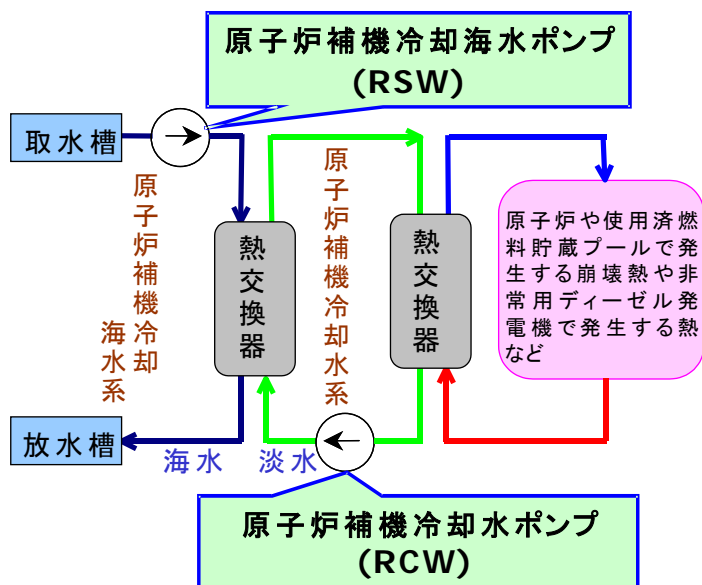
添付-4. 2-5 に記載する更なる対策のうち、最終ヒートシンク喪失事象に対して効果が期待できる設備は以下のとおりである。

1. 浸水した電動機の洗浄・乾燥用の資機材の配備

津波により原子炉補機冷却系ポンプの電動機が浸水した際、浸水した電動機を洗浄，乾燥して再使用するため，洗浄装置，乾燥機，クレーン等を配備した。

2. 原子炉補機冷却系ポンプの予備電動機の配備

福島第一原子力発電所において，津波により海水ポンプの機能が喪失したことを踏まえ，原子炉補機冷却水ポンプおよび原子炉補機冷却海水ポンプの予備電動機を計 8 台配備する。



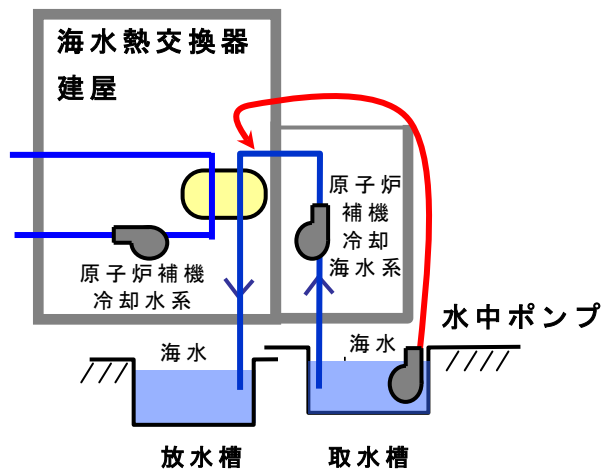
【予備電動機の仕様・台数】

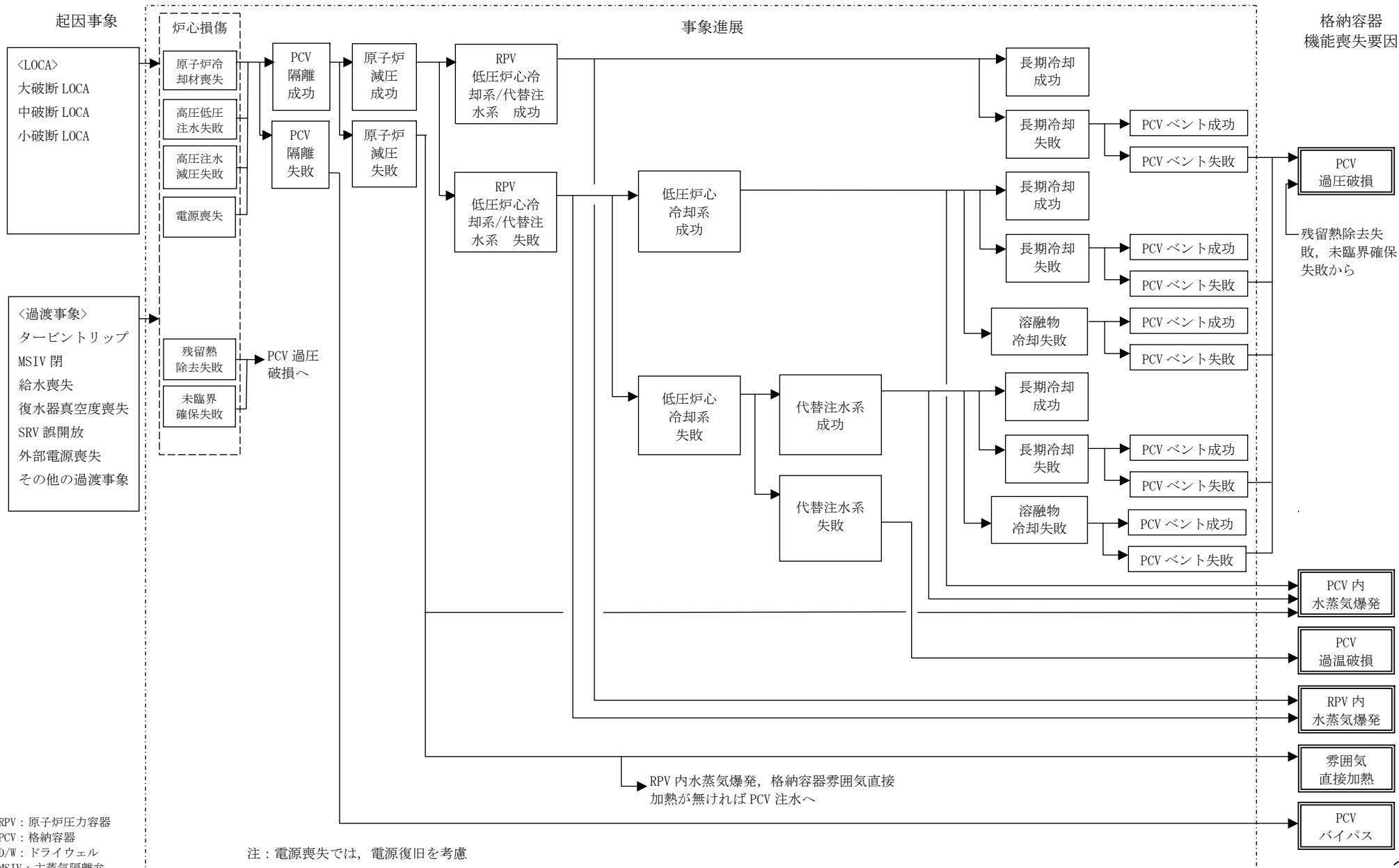
- ・ 1号機
RSW : 190kW × 2台
RCW : 180kW × 2台
- ・ 2号機
RSW : 280kW × 2台
RCW : 310kW × 2台

3. 原子炉補機冷却海水ポンプ代替品の配備

原子炉補機冷却海水ポンプの機能を代替させるための大容量水中ポンプ等を設置する。

これにより，原子炉補機冷却海水ポンプの復旧が困難な場合においても非常用ディーゼル発電機1系統，残留熱除去系1系統および燃料プール冷却浄化系1系統を冷却し，必要な電源の確保ならびに原子炉および使用済燃料貯蔵プールの冷却を実施することができる。





RPV：原子炉圧力容器
 PCV：格納容器
 D/W：ドライウェル
 MSIV：主蒸気隔離弁
 SRV：主蒸気逃がし安全弁
 LOCA：原子炉冷却材喪失

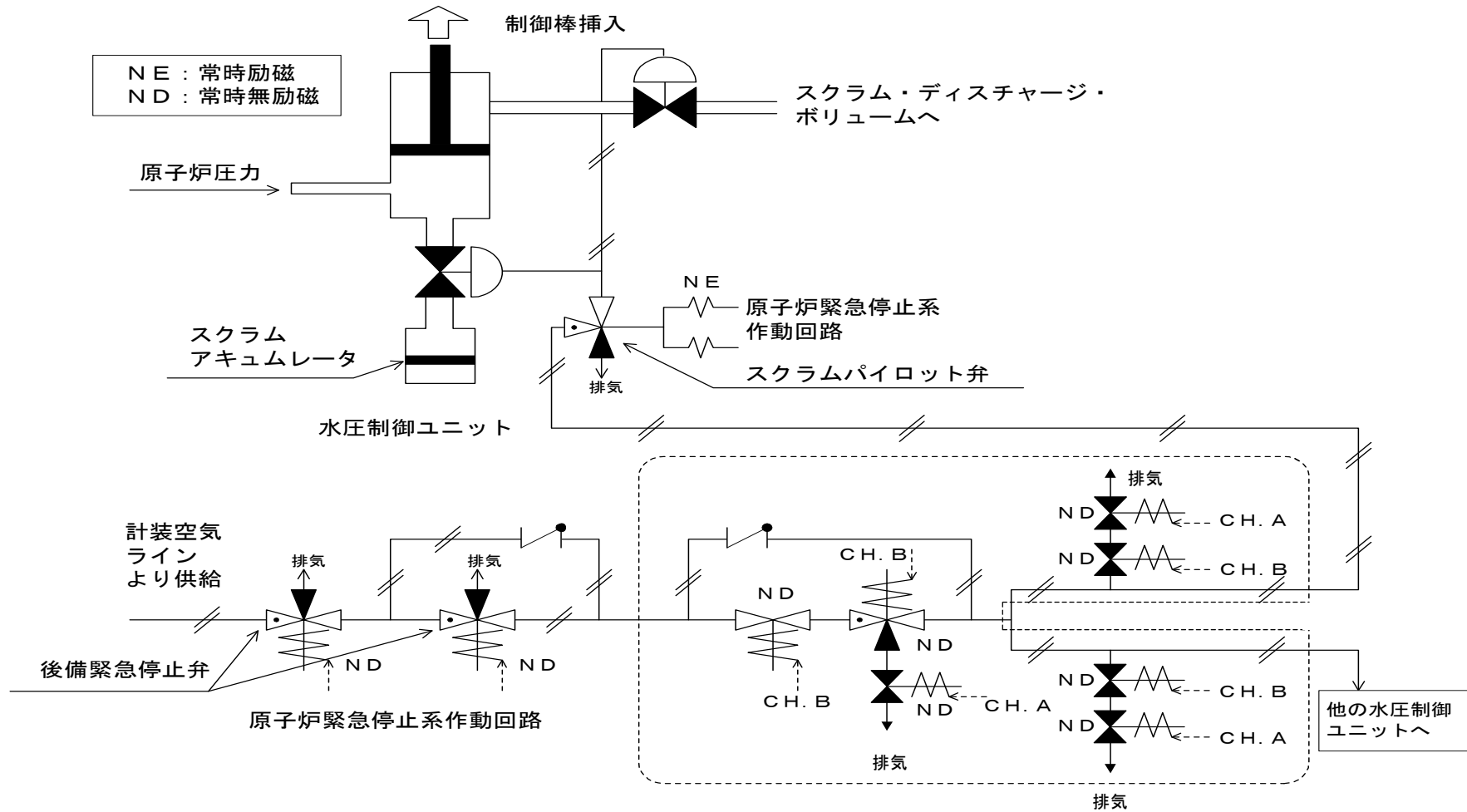
事象進展に係るカテゴリ分類（格納容器機能喪失）

AM検討報告書およびAM整備報告書で整備した防護措置

項目	防護措置 (AM)	内容
原子炉の停止機能に係る対策	手動スクラム	原子炉手動スクラムボタンにより、原子炉を手動停止させる。
	水位制御	原子炉水位を制御することにより、原子炉出力を抑制する。
	ほう酸水注入系の手動操作	手動でポンプを起動し、ほう酸水を原子炉へ注入することにより、原子炉に負の反応度を与え、原子炉を停止させる。
	代替反応度制御 (RPT)	原子炉緊急停止系作動回路とは別に設置した計測制御系により異常(原子炉圧力高、原子炉水位低)を検知し、原子炉冷却材再循環ポンプを自動トリップさせ、原子炉の出力を低下させる。
	代替反応度制御 (ARI)	原子炉緊急停止系作動回路とは別に設置した計測制御系により異常(原子炉圧力高、原子炉水位低)を検知し、後備緊急停止弁とは別にスクラムエアヘッドに設置した弁を自動で開放することにより、自動的に原子炉を停止させる。
炉心冷却機能に係る対策	ECCSの手動起動	手動でECCSを起動させる。
	原子炉の手動減圧および低圧注水操作	原子炉を手動で減圧し、低圧で注水ができるようにする。
	代替注水手段(給復水系、制御棒駆動系等による注水手段)	給復水系や制御棒駆動系等を使って、原子炉を冷却する。
	代替注水手段(復水補給水系、消火系ポンプによる注水手段)	復水補給水系や消火系を有効活用する観点から、原子炉へ注水できるように配管を接続し、運転員の判断により代替注水設備を利用することで原子炉への注水機能を向上させる。
	原子炉減圧の自動化	高圧注水が十分でなく、原子炉水位のみ低下しドライウェル圧力高の信号が発生しないような事象でも、原子炉水位低の信号で原子炉を自動減圧することで、低圧ECCS等による原子炉への注水が利用できることで原子炉への注水機能を向上させる。

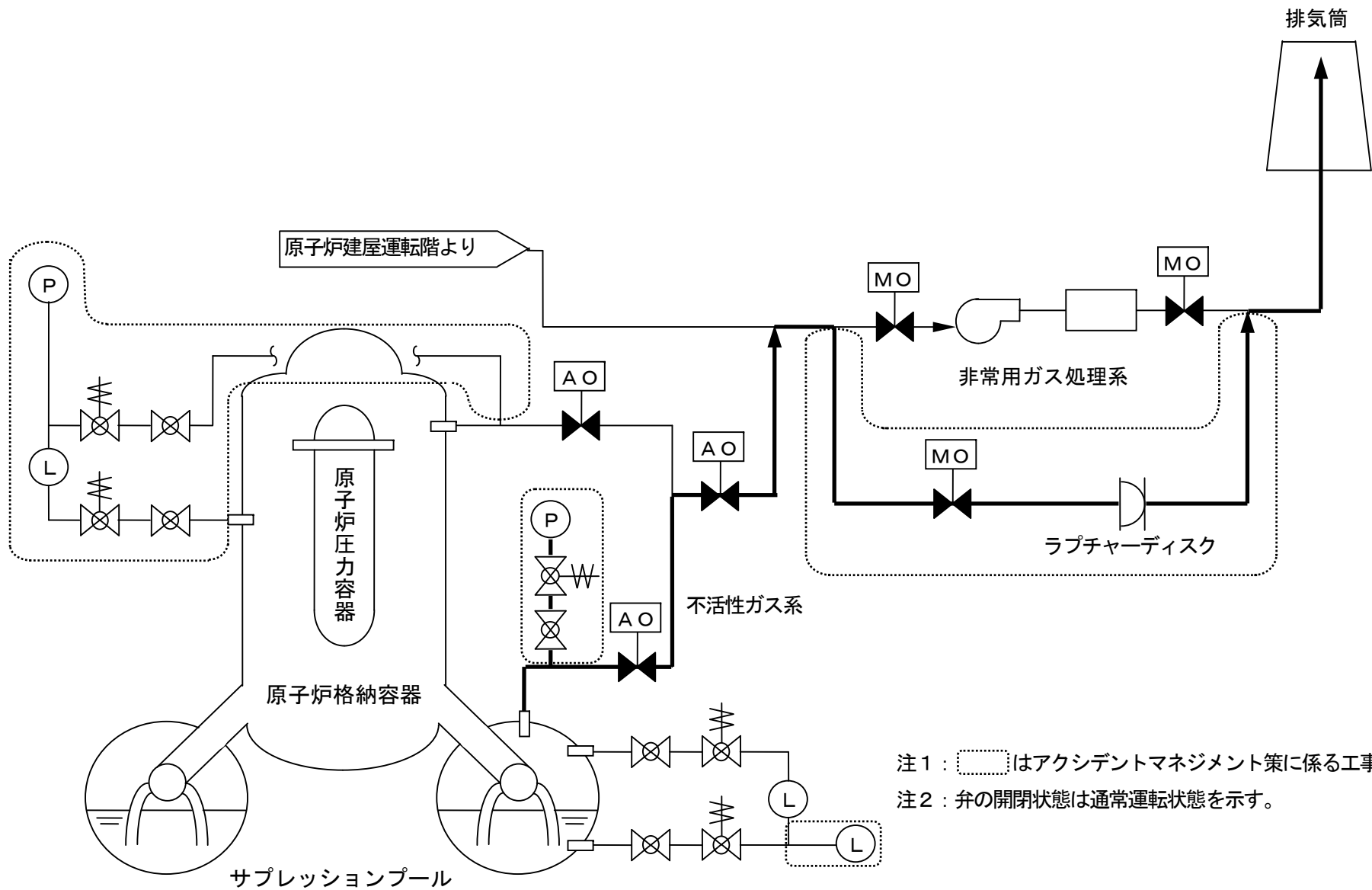
AM検討報告書およびAM整備報告書で整備した防護措置

項目	防護措置 (AM)	内容
放射性物質の閉じ込め機能	代替注水手段 (復水補給水系, 消火系ポンプによる注水手段)	復水補給水系や消火系を有効活用する観点から, ドライウェルスプレイ管を介したスプレイやペDESTALへの間接的な注水が行えるよう配管を接続し, 発生した蒸気のスプレイによる凝縮やペDESTALのデブリ (炉心溶融物) 冷却といった格納容器への注水機能を向上させる。
	格納容器スプレイ冷却系の手動起動	格納容器スプレイ冷却系を手動起動し, 格納容器圧力の上昇を抑える。
	不活性ガス系, 非常用ガス処理系を通じたベント	不活性ガス系, 非常用ガス処理系を利用したベントにより, 格納容器の圧力の上昇を抑制させる。
	ドライウェル冷却系, 原子炉冷却材浄化系を利用した代替除熱	格納容器からの除熱が可能な設備を有効活用して, 格納容器からの除熱機能を向上させる。
	残留熱除去系の故障機器の復旧	格納容器からの除熱機能が喪失しても事象の進展は遅く時間的余裕が大きいことから, この時間を利用して残留熱除去系の故障を復旧し, 格納容器からの除熱機能を向上させる。
	格納容器ベント (耐圧強化ベント)	耐圧性を強化した格納容器ベントラインを設けることによって, 格納容器過圧防止としての減圧操作の適用範囲を広げ, 格納容器からの除熱機能を向上させる。
安全機能のサポート機能	外部電源の復旧および非常用ディーゼル発電機の手動起動	原子炉隔離時冷却系により原子炉を冷却しつつ外部電源を復旧し, 非常用ディーゼル発電機を手動起動させることにより電源を供給する。
	電源の融通 (高圧・低圧) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの融通	3区分の電源構成のメリットを活かし, 原子炉施設内で高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機より, 予備充電器を介して直流電源を供給し, また, 高圧の交流電源を融通し, 電源供給能力を向上させる。
	電源の融通 (高圧・低圧) ・隣接号機間融通	複数基立地のメリットを活かし, 原子炉施設間で動力用の高圧交流電源を融通することおよび低圧の交流電源を融通して直流電源を容易に復旧できるようにし, 非常用ディーゼル発電機の起動電源や高圧交流電源を融通する際の遮断器の駆動電源等として用いることで, 安全機能のサポート機能を向上させる。
	非常用ディーゼル発電機の故障機器の復旧	全交流電源が喪失しても事象の進展は遅く時間的余裕が大きいことから, この時間を利用して非常用ディーゼル発電機の故障を復旧し, 電源供給能力を向上させる。

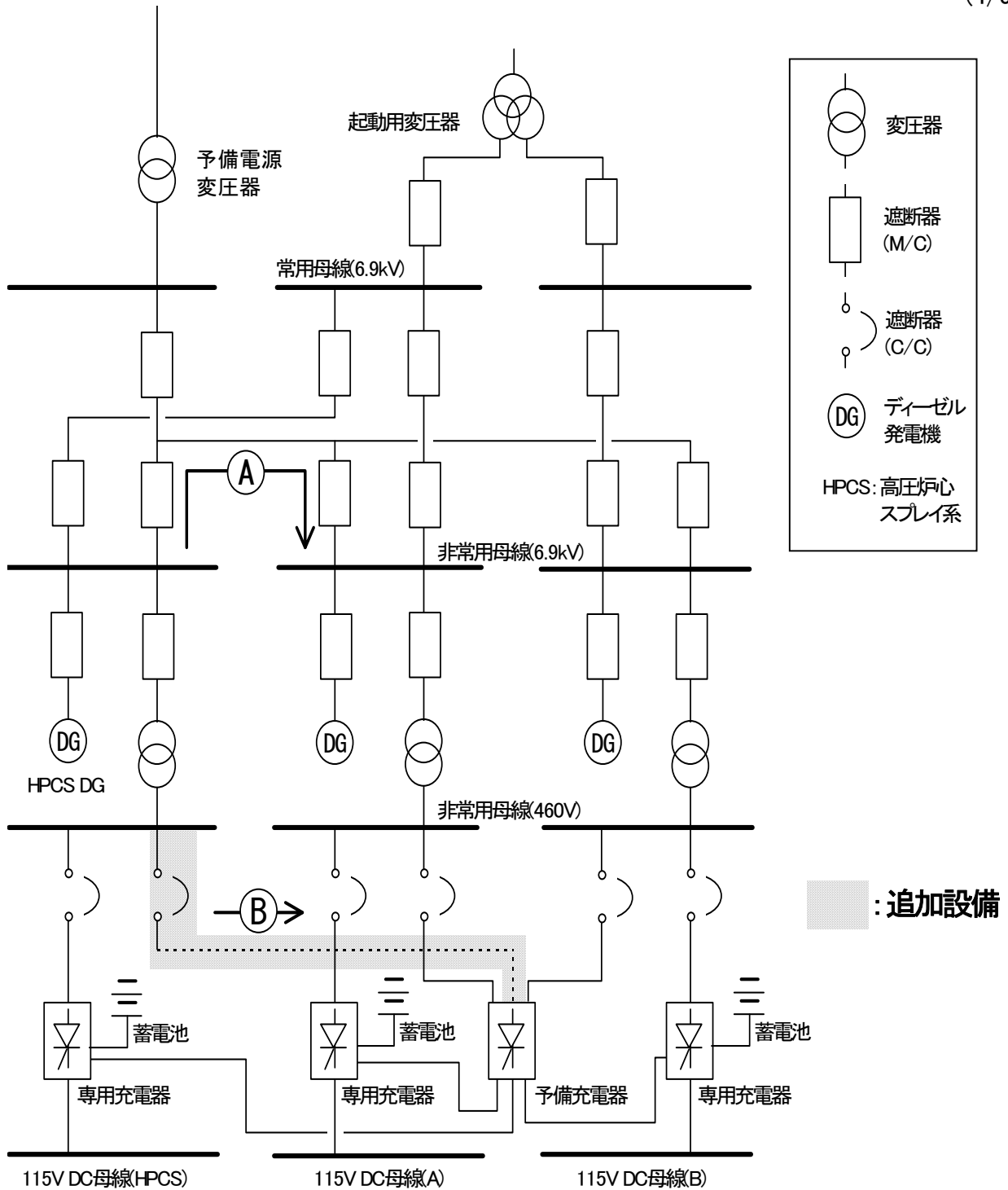


注1 : [] はアクシデントマネジメント策に係る工事範囲を示す。
 注2 : 弁の開閉状態は通常運転状態を示す。

アクシデントマネジメント設備概要図 (代替制御棒挿入 : ARI)

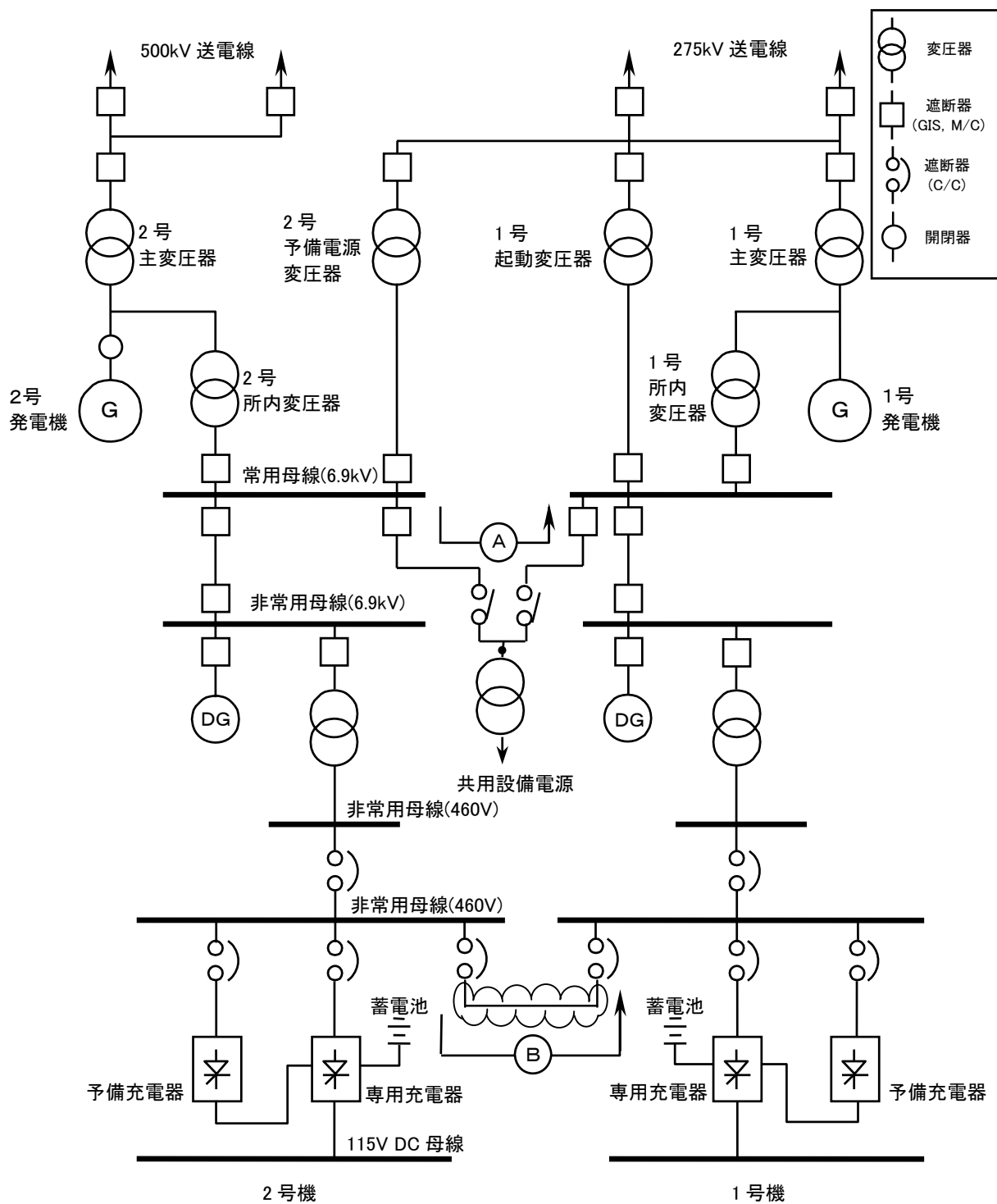


アクシデントマネジメント設備概要図（耐圧強化ベント）



- ① ルート: 6.9kVのAC電源を融通する。
(DC電源が使用できる場合のみM/C操作可)
- ② ルート: 460VのAC電源を融通する。
(C/Cを手動操作)

アクシデントマネジメント設備概要図
(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電源融通)



- A ルート : 6.9kV の AC 電源を融通する。
(DC 電源が使用できる場合のみ M/C 操作可)
- B ルート : 460V の AC 電源を融通する。
(C/C の遮断機を手動操作)

注: ☁ はアクシデントマネジメント設備を示す。

アクシデントマネジメント設備概要図 (隣接号機間電源融通)

緊急安全対策等で整備した防護措置等の効果と設置時期（炉心損傷）

機能	目的	防護措置等	効果	対策概要	必要系統等		設置時期	
					名称	分類		
原子炉停止機能	原子炉自動スクラム失敗の影響緩和	手動スクラム	安全保護系の手動バックアップにより、原子炉停止	既存設備の利用、手順書の整備	原子炉緊急停止系	(a)	建設時	
		水位制御	原子炉水位を下げ、原子炉出力を低下	既存設備の利用、手順書の整備	給水制御系	(a)	建設時	
		ほう酸水注入系の手動操作	ほう酸水注入による原子炉停止	既存設備の利用、手順書の整備	ほう酸水注入系	(a)	建設時	
		代替反応度制御（RPT）	原子炉冷却材再循環ポンプをトリップさせ、原子炉出力を低下	既存設備の利用、手順書の整備	代替反応度制御系	(b)	H14/5	
		代替反応度制御（ARI）	安全保護系の機能をバックアップし、原子炉をスクラム	既存設備の利用、手順書の整備	代替反応度制御系	(b)	H14/5	
炉心冷却機能	原子炉注水機能喪失の影響緩和	非常用炉心冷却系の手動起動	安全保護系の手動バックアップにより、原子炉へ注水	既存設備の利用、手順書の整備	非常用炉心冷却系	(a)	建設時	
		原子炉の手動減圧および低圧注水操作	原子炉を手動減圧し、低圧系による注水を促す	既存設備の利用、手順書の整備	主蒸気逃がし安全弁	(a)	建設時	
					非常用炉心冷却系	(a)	建設時	
					給復水系	(a)	建設時	
		原子炉減圧の自動化	原子炉減圧を自動化し、原子炉への注水機能を向上	既存設備の利用、手順書の整備	主蒸気逃し安全弁	(b)	H14/5	
		主蒸気逃がし安全弁駆動用予備ポンベの追加設置	弁駆動用予備ポンベにより、弁駆動の信頼性向上	予備ポンベの配備	予備ポンベ	(c)	H23/4	
		代替注水手段（給復水系、制御棒駆動系等による注水手段）	原子炉への注水手段の多様化	既存設備の利用、手順書の整備	給復水系	(a)	建設時	
					制御棒駆動系	(a)	建設時	
		代替注水手段（復水補給水系、消火系ポンプによる注水手段）		残留熱除去系と復水補給水系配管接続部の電動弁化、復水補給水系と消火系配管の接続（電動弁）、手順書の整備	残留熱除去系	(a)	H14/5	
					復水補給水系	(b)	H14/5	
緊急時の最終的な除熱機能の確保		消防車等の配備、手順書の整備	消防車等	(c)	H23/4			
			水源の確保（大坪川ダム、海水）	既存設備への電源を供給するための資機材の配備、非常時の資機材の配備、手順書の整備	取水ポンプ（通常） 取水ポンプ（非常用） 水中ポンプ（海水）	(a) (d) (c)	建設時 H23/10 H23/4	
安全機能のサポート機能	交流電源喪失の影響緩和	外部電源の復旧および非常用ディーゼル発電機の手動起動【手順】	非常用電源の確保により安全系機器の機能発揮に必要な電源を供給する機能の向上	既存設備の利用、手順書の整備	外部電源	(a)	建設時	
		電源の融通（高圧・低圧） ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの融通			非常用ディーゼル発電機	(a)	建設時	
					高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機との母線連絡（高圧・低圧）設備の配備、手順書の整備	所内電源系統	(a)	H14/5
		電源の融通（高圧・低圧） ・隣接号機間融通			隣接号機との母線連絡（高圧・低圧）設備の配備、手順書の整備	所内電源系統	(b)	2号機 建設時
		非常用ディーゼル発電機の故障機器の復旧			既存設備の利用、手順書の整備	非常用ディーゼル発電機	(a)	H14/5
	緊急時の電源確保	高圧電源車（300kVA）2台および電源ケーブル等の配備、手順書の整備	高圧電源車および電源ケーブル等	(c)	H23/4			
	冷却水喪失の影響緩和	原子炉補機冷却系ポンプの復旧	原子炉補機冷却水系・海水系の復旧により安全系機器の機能発揮に必要な冷却水を供給する機能の向上	浸水した電動機を洗浄・乾燥するための資機材の配備、手順書の整備	浸水した電動機の洗浄・乾燥用の資機材	(c)	H23/3	
その他	事故対応環境の強化	緊急時における発電所構内通信手段の確保	シビアアクシデントが発生した場合でも当該事象の収束に向けた措置を迅速に実施できるようにする事故対応環境の強化	通信機器へ電源を供給するための資機材の配備、手順書の整備	低圧発電機および電源ケーブル等	(c)	H23/4	
		がれき撤去用の重機の配備		ブルドーザの配備（H23/12） ホイールローダの配備（H24/2） （ホイールローダの配備 H23/4～11）	ブルドーザ、ホイールローダ	(c)	H23/4	

※ 防護措置に係る設備を以下に分類する。

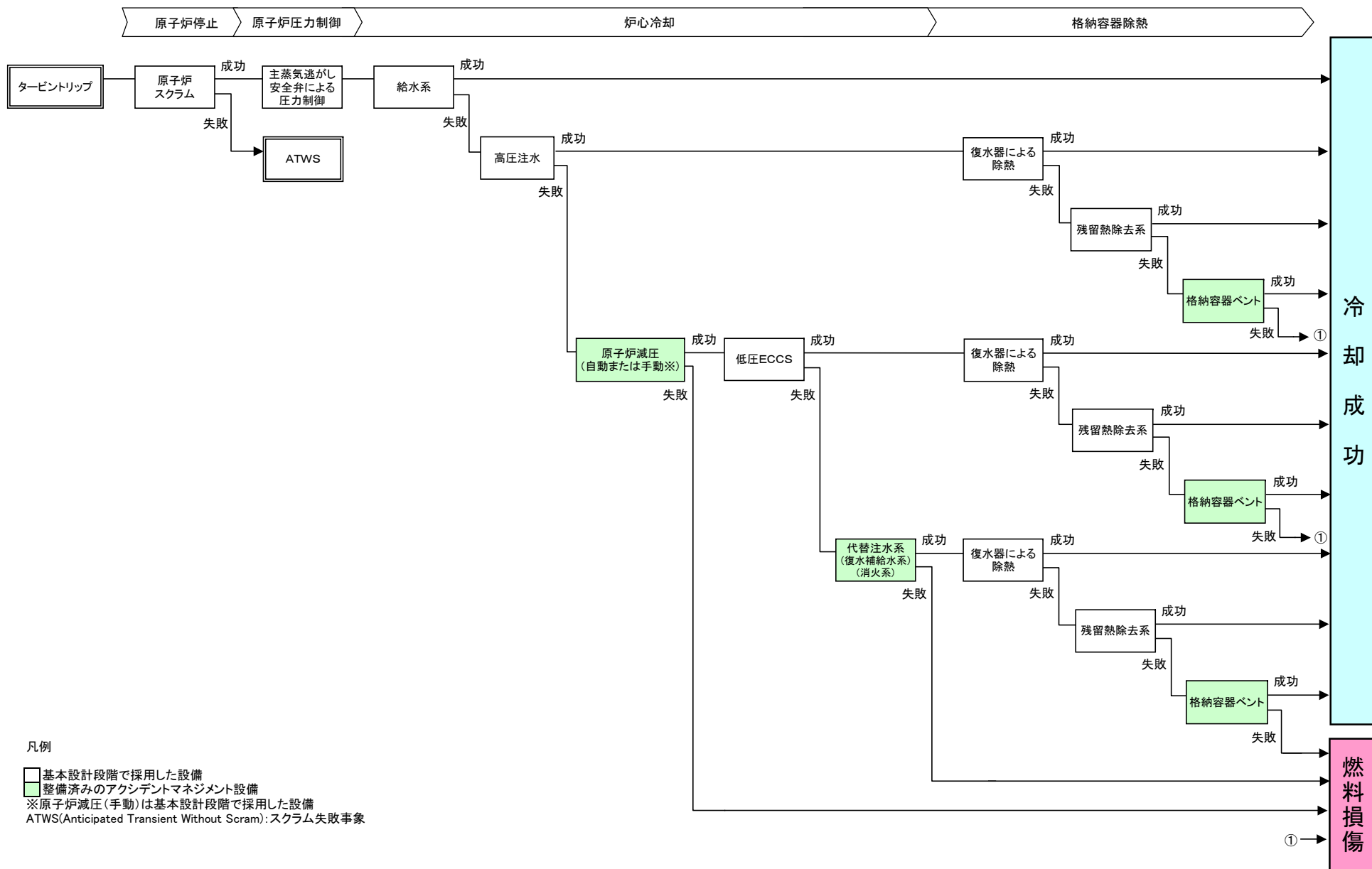
(a) 基本設計段階で採用した設備、(b) 整備済みのアクシデントマネジメント設備、(c) 緊急安全対策、(d) 更なる対策

緊急安全対策等で整備した防護措置等の効果と設置時期（格納容器機能喪失）

機能	目的	防護措置等	効果	対策概要	必要系統等		設置時期	
					名称	分類		
放射性物質の閉じ込め機能	格納容器注水機能喪失の影響緩和	代替注水手段（復水補給水系、消火系ポンプによる注水手段）	格納容器注水手段の多様化	残留熱除去系と復水補給水系配管接続部の電動弁化、復水補給水系と消火系配管の接続（電動弁）、手順書の整備	残留熱除去系	(a)	H14/5	
		緊急時の最終的な除熱機能の確保	水源の確保（大坪川ダム、海水）	既存設備への電源を供給するための資機材の配備、非常時の資機材の配備、手順書の整備	復水補給水系 消火系	(b) (b)	H14/5 H14/5	
	格納容器除熱機能喪失の影響緩和	格納容器スプレイ冷却系の手動起動	格納容器除熱機能の多様化	既存設備の利用、手順書の整備	取水ポンプ（通常）	(a)	建設時	
		不活性ガス系、非常用ガス処理系を通じたベント		既存設備の利用、手順書の整備	取水ポンプ（非常用） 水中ポンプ（海水）	(d) (c)	H23/10 H23/4	
		ドライウェル冷却系、原子炉冷却材浄化系を利用した代替除熱		既存設備の利用、手順書の整備	残留熱除去系	(a)	建設時	
		残留熱除去系の故障機器の復旧		既存設備の利用、手順書の整備	不活性ガス系 非常用ガス処理系	(a) (a)	建設時 建設時	
		格納容器ベント（耐圧強化ベント）		既存設備の利用、手順書の整備	ドライウェル冷却系 原子炉冷却材浄化系	(a) (a)	H14/5 H14/5	
		格納容器ベント弁駆動用予備ポンベの追加設置		弁駆動用予備ポンベにより、弁駆動の信頼性向上	既存設備の利用、手順書の整備	残留熱除去系	(a)	H14/5
	安全機能のサポート機能	交流電源喪失の影響緩和	外部電源の復旧および非常用ディーゼル発電機の手動起動【手順】	非常用電源の確保により安全系機器の機能発揮に必要な電源を供給する機能の向上	既存設備の利用、手順書の整備	外部電源 非常用ディーゼル発電機	(a) (a)	建設時 建設時
			電源の融通（高圧・低圧） ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの融通	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機との母線連絡（高圧・低圧）設備の配備、手順書の整備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機との母線連絡（高圧・低圧）設備の配備、手順書の整備	所内電源系統	(a)	H14/5
電源の融通（高圧・低圧） ・隣接号機間融通			隣接号機との母線連絡（高圧・低圧）設備の配備、手順書の整備	隣接号機との母線連絡（高圧・低圧）設備の配備、手順書の整備	所内電源系統	(b)	2号機 建設時	
非常用ディーゼル発電機の故障機器の復旧			既存設備の利用、手順書の整備	既存設備の利用、手順書の整備	非常用ディーゼル発電機	(a)	H14/5	
緊急時の電源確保			高圧電源車（300kVA）2台および電源ケーブル等の配備、手順書の整備	高圧電源車（300kVA）2台および電源ケーブル等の配備、手順書の整備	高圧電源車および電源ケーブル等	(c)	H23/4	
冷却水喪失の影響緩和		原子炉補機冷却系ポンプの復旧	原子炉補機冷却水系・海水系の復旧により安全系機器の機能発揮に必要な冷却水を供給する機能の向上	浸水した電動機を洗浄・乾燥するための資機材の配備、手順書の整備	浸水した電動機の洗浄・乾燥用の資機材	(c)	H23/3	
その他	事故対応環境の強化	中央制御室の作業環境の確保	シビアアクシデントが発生した場合でも当該事象の収束に向けた措置を迅速に実施できるようにする事故対応環境の強化	既存設備の利用、手順書の整備	中央制御室換気空調系	(a)	H23/4	
		緊急時における発電所構内通信手段の確保	通信機器へ電源を供給するための資機材の配備、手順書の整備	通信機器へ電源を供給するための資機材の配備、手順書の整備	低圧発電機および電源ケーブル等	(c)	H23/4	
		高線量対応防護服等の資機材の確保および放射線管理のための体制の整備	高線量対応防護服の配備、放射線管理のための体制の整備	高線量対応防護服の配備、放射線管理のための体制の整備	高線量対応防護服	(c)	H23/6	
		水素爆発防止対策	原子炉建屋屋上の穴開け資機材の配備、手順書の整備	原子炉建屋屋上の穴開け資機材の配備、手順書の整備	穴開け資機材	(c)	H23/6	
		がれき撤去用の重機の配備	ブルドーザの配備（H23/12） ホイールローダの配備（H24/2） （ホイールローダの配備 H23/4～11）	ブルドーザの配備（H23/12） ホイールローダの配備（H24/2） （ホイールローダの配備 H23/4～11）	ブルドーザ、ホイールローダ	(c)	H23/4	

※ 防護措置に係る設備を以下に分類する。

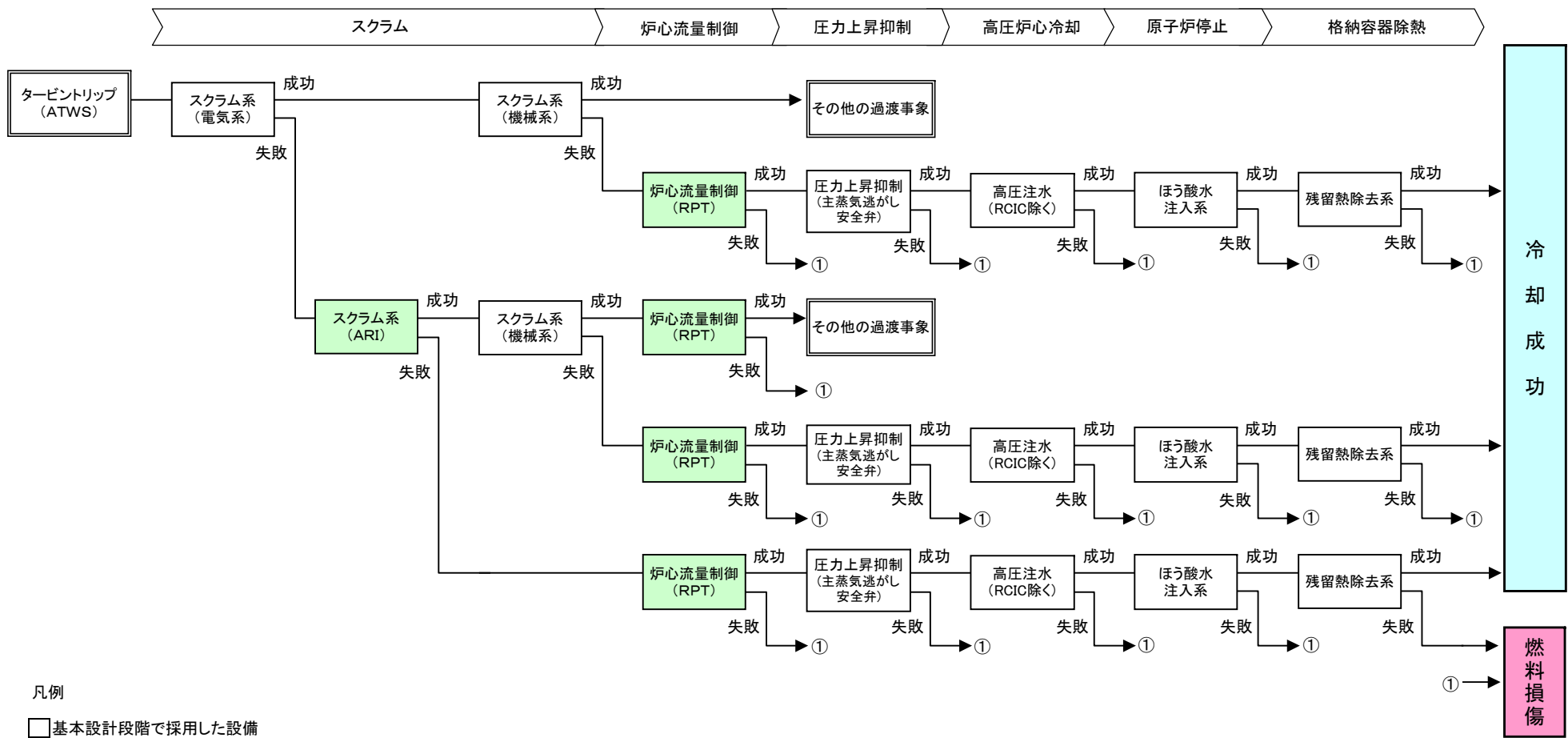
(a) 基本設計段階で採用した設備、(b) 整備済みのアクシデントマネジメント設備、(c) 緊急安全対策、(d) 更なる対策



凡例

- 基本設計段階で採用した設備
- 整備済みのアクシデントマネジメント設備
- ※原子炉減圧(手動)は基本設計段階で採用した設備
- ATWS(Anticipated Transient Without Scram):スクラム失敗事象

アクシデントマネジメント策整備後のイベントツリー
(タービントリップのイベントツリー (原子炉))

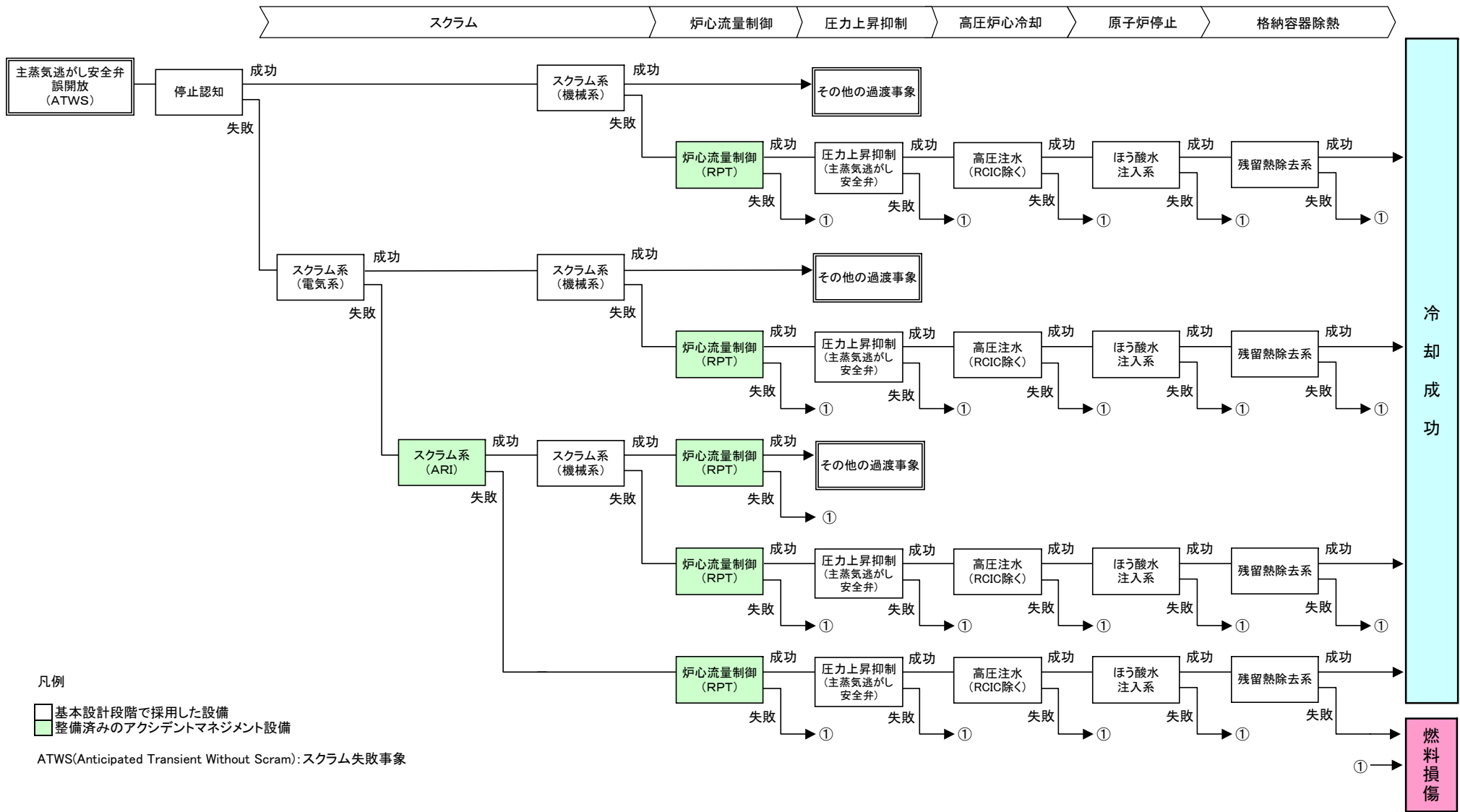


凡例

- 基本設計段階で採用した設備
- 整備済みのアクシデントマネジメント設備

ATWS(Anticipated Transient Without Scram):スクラム失敗事象

アクシデントマネジメント策整備後のイベントツリー
(タービントリップATWSのイベントツリー (原子炉))



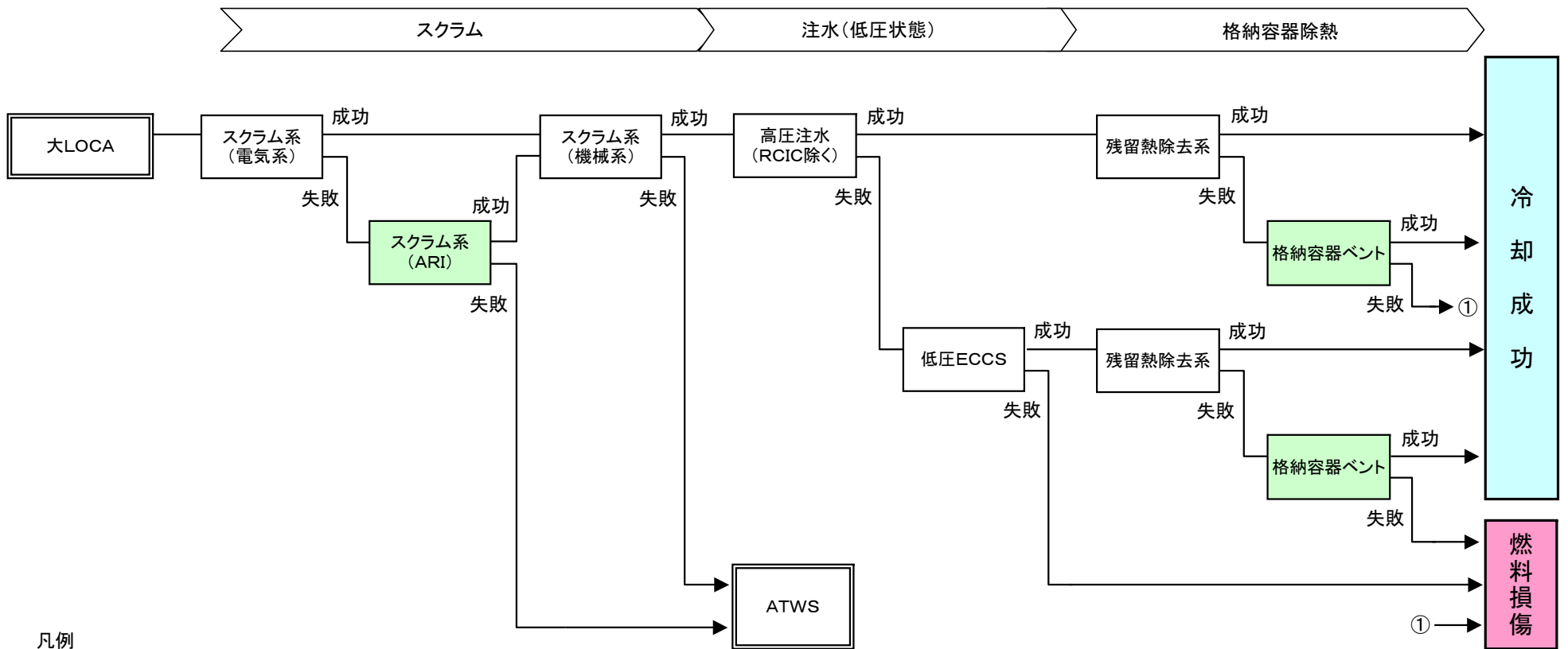
凡例

- 基本設計段階で採用した設備
- 整備済みのアクシデントマネジメント設備

ATWS(Anticipated Transient Without Scram):スクラム失敗事象

添付-5.6-6
(4/9)

アクシデントマネジメント策整備後のイベントツリー
(主蒸気逃がし安全弁誤開放ATWSのイベントツリー (原子炉))

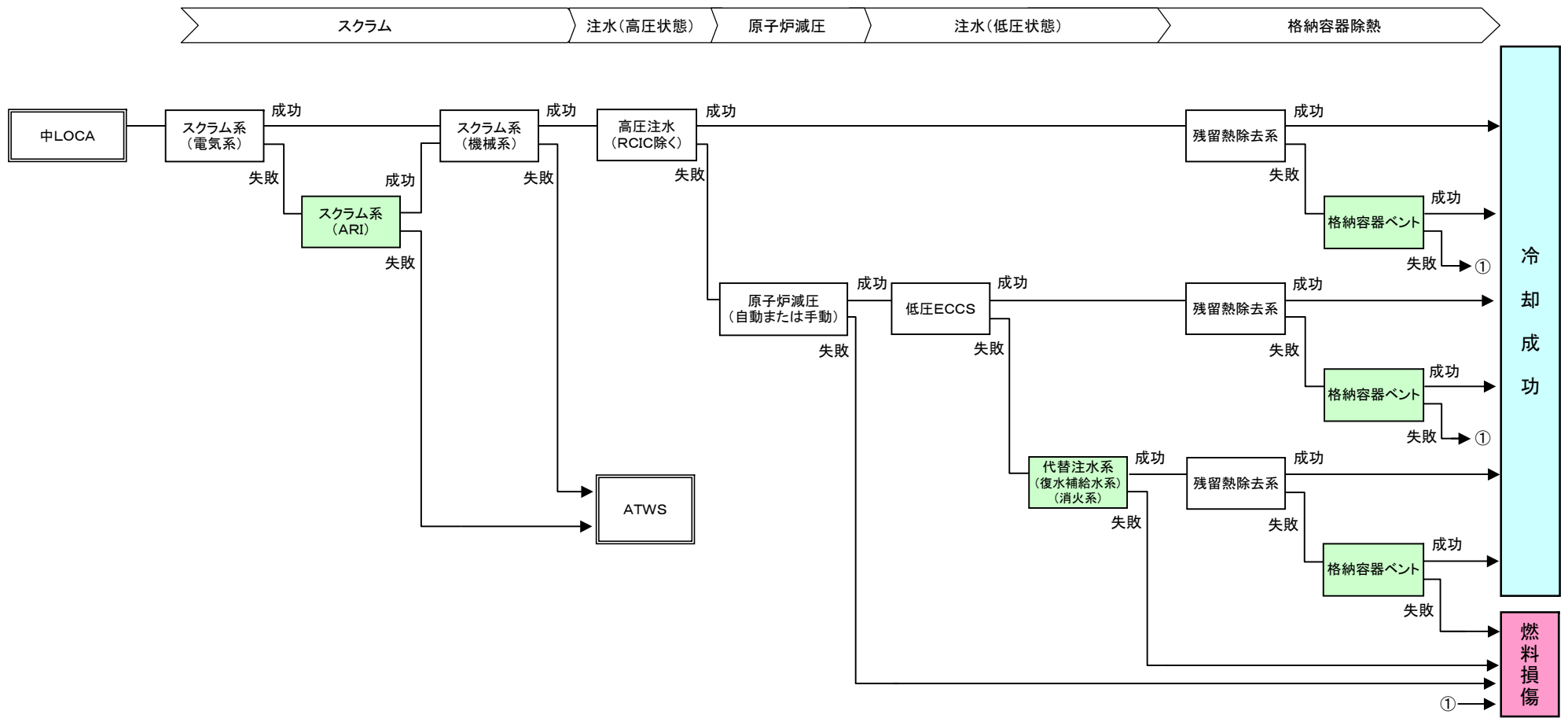


凡例

- 基本設計段階で採用した設備
- 整備済みのアクセシブルな設備

ATWS(Anticipated Transient Without Scram):スクラム失敗事象

アクセシブルな設備整備後のイベントツリー
(大破断LOCAのイベントツリー (原子炉))

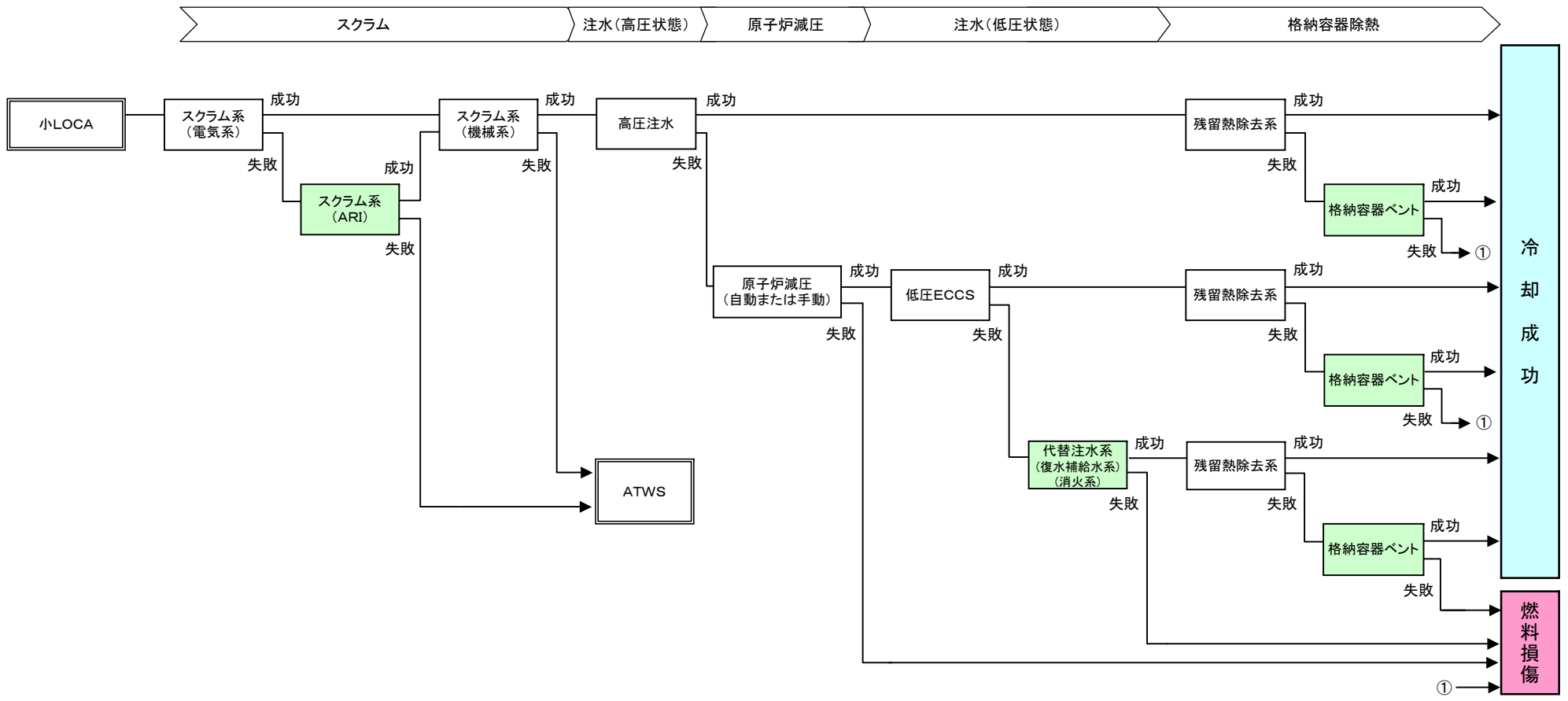


凡例

- 基本設計段階で採用した設備
- 整備済みのアクシデントマネジメント設備

ATWS(Anticipated Transient Without Scram):スクラム失敗事象

アクシデントマネジメント策整備後のイベントツリー
(中破断LOCAのイベントツリー (原子炉))

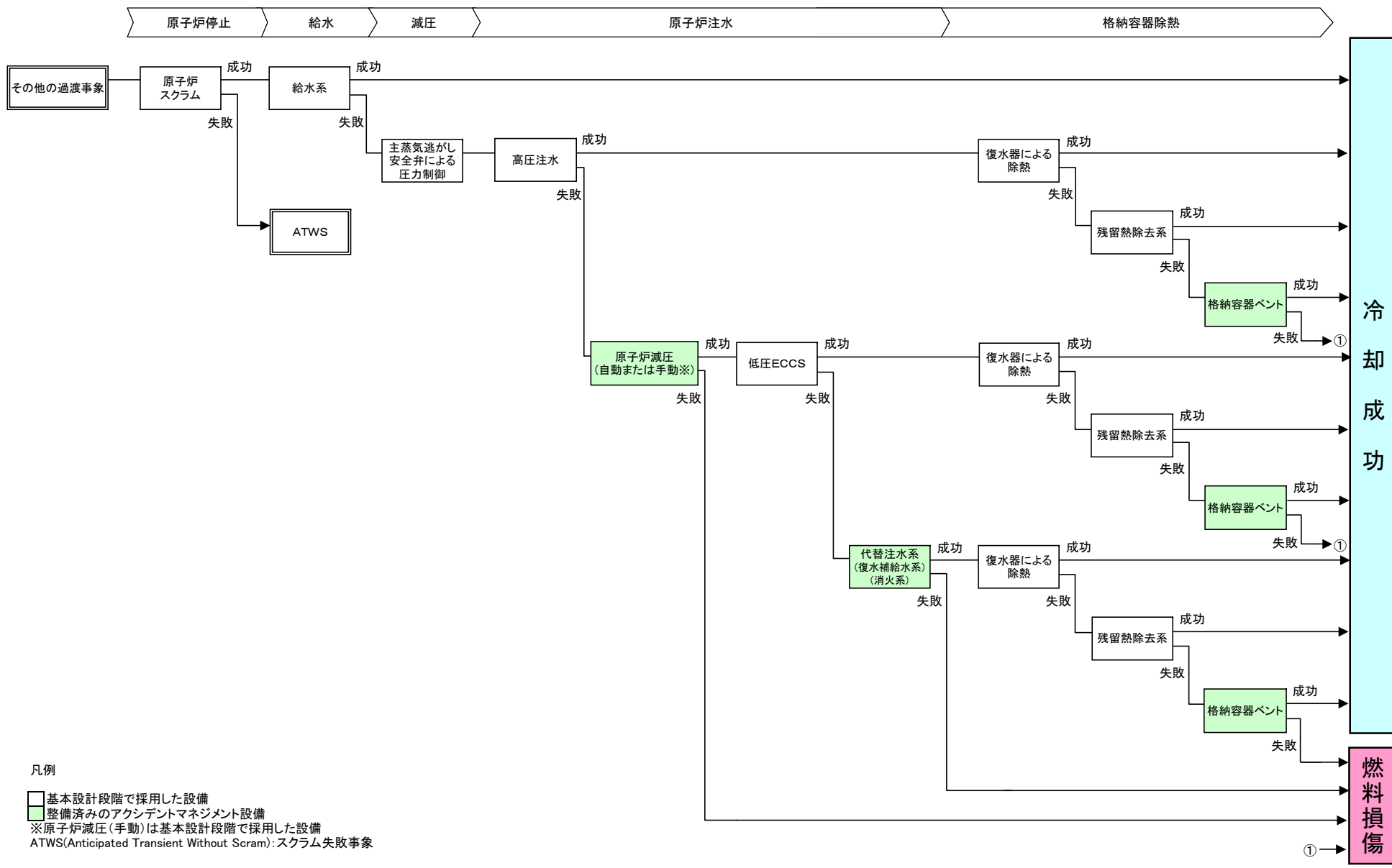


凡例

- 基本設計段階で採用した設備
- 整備済みのアクセシブルな設備

ATWS(Anticipated Transient Without Scram): スクラム失敗事象

アクセシブルな設備整備後のイベントツリー
(小破断LOCAのイベントツリー(原子炉))

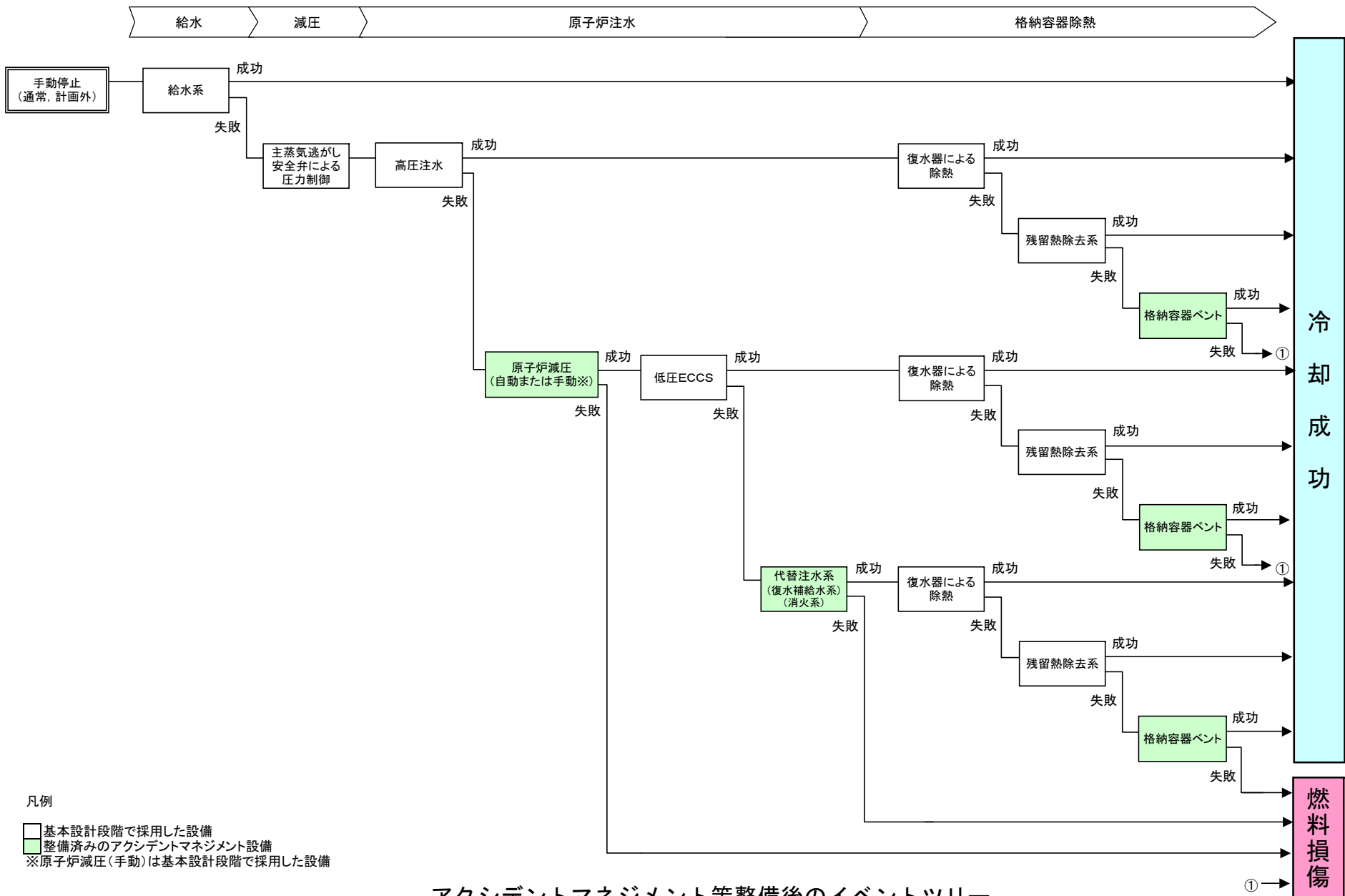


凡例

- 基本設計段階で採用した設備
- 整備済みのアクシデントマネジメント設備
- ※原子炉減圧(手動)は基本設計段階で採用した設備
- ATWS(Anticipated Transient Without Scram):スクラム失敗事象

添付-5.6-6
(8/9)

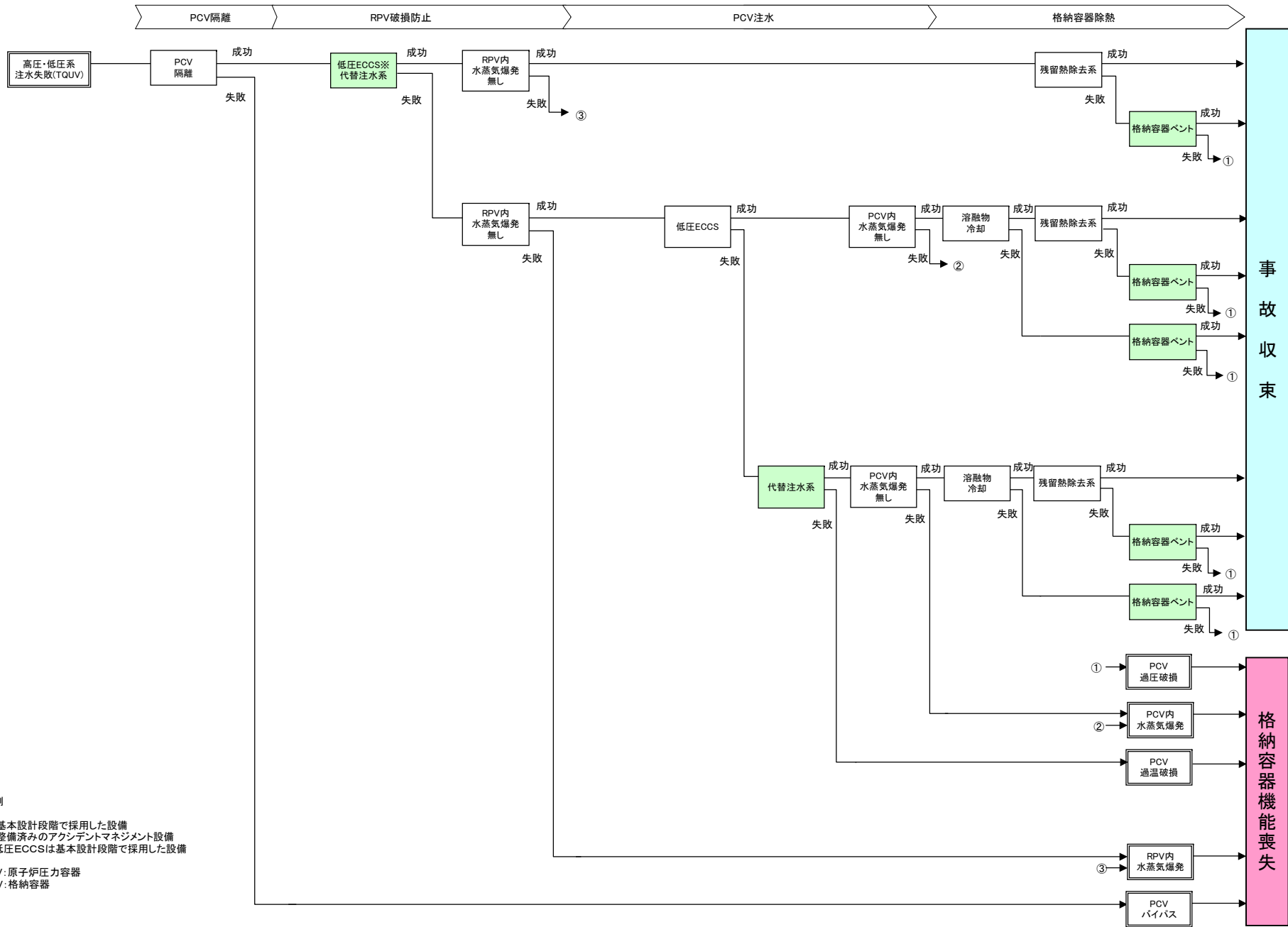
アクシデントマネジメント策整備後のイベントツリー
(その他の過渡事象のイベントツリー (原子炉))



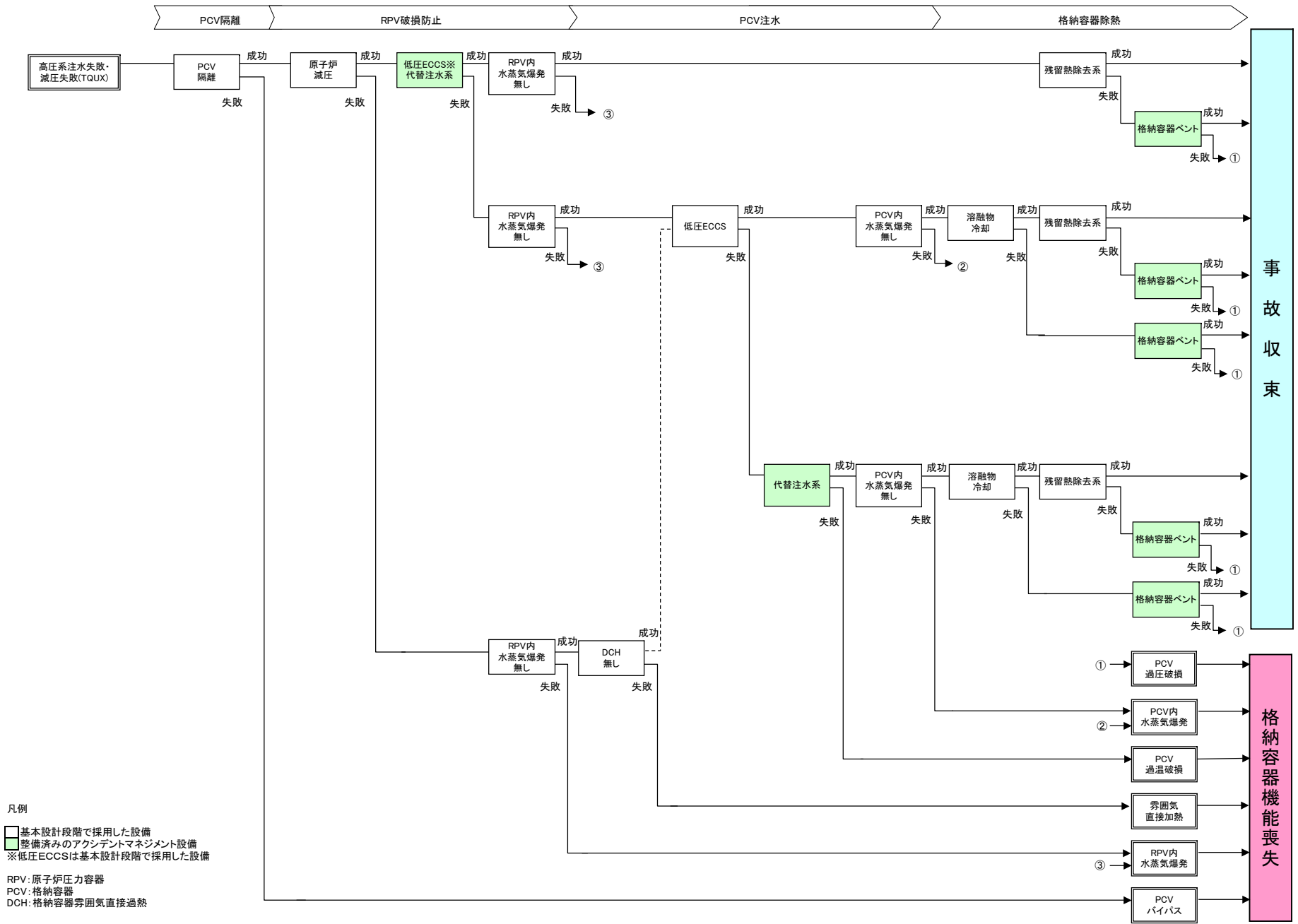
凡例

- 基本設計段階で採用した設備
- 整備済みのアクシデントマネジメント設備
- ※原子炉減圧(手動)は基本設計段階で採用した設備

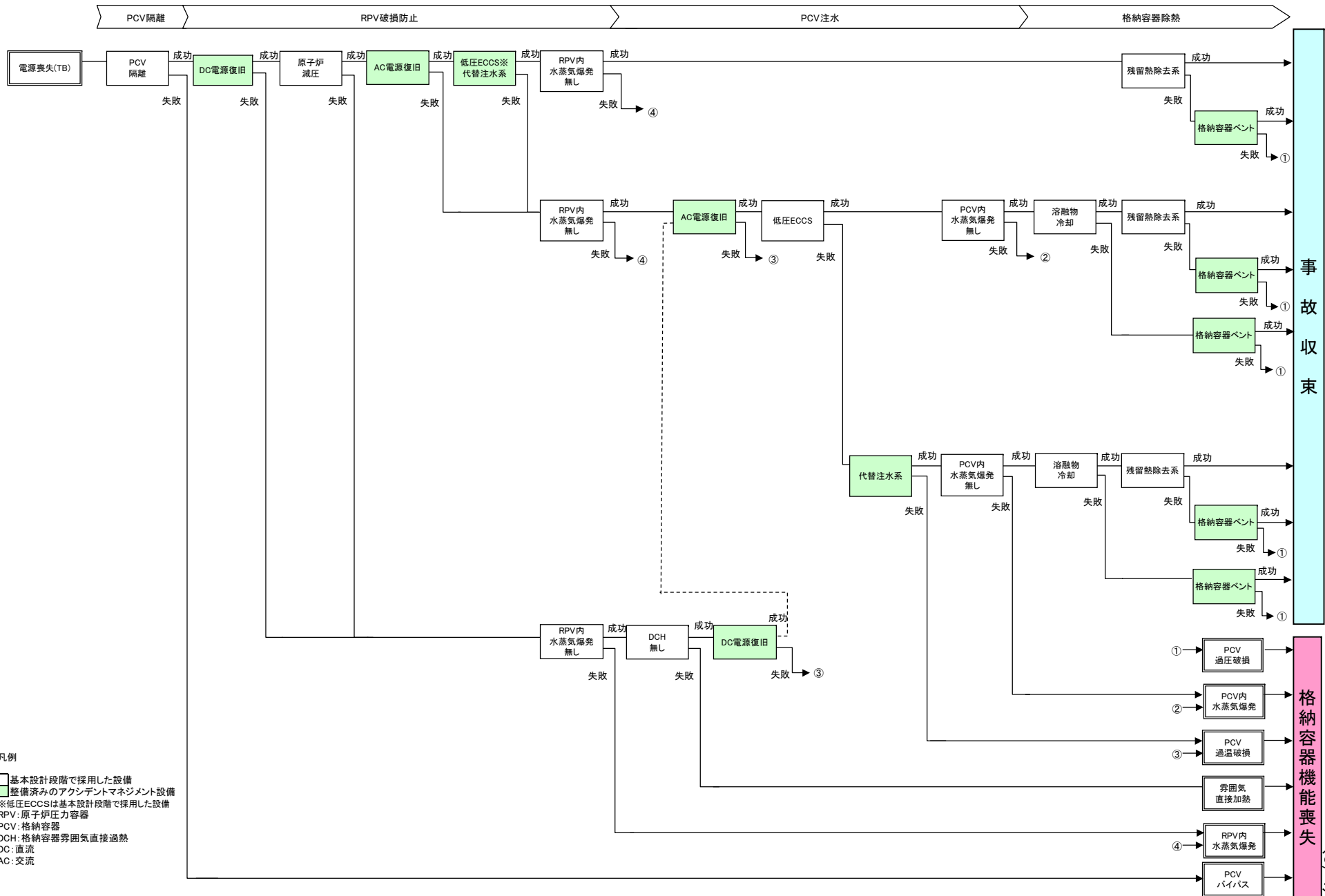
アクシデントマネジメント策整備後のイベントツリー
(手動停止のイベントツリー (原子炉))



格納容器機能喪失に係るイベントツリー (TQUV)



格納容器機能喪失に係るイベントツリー (TQUX)

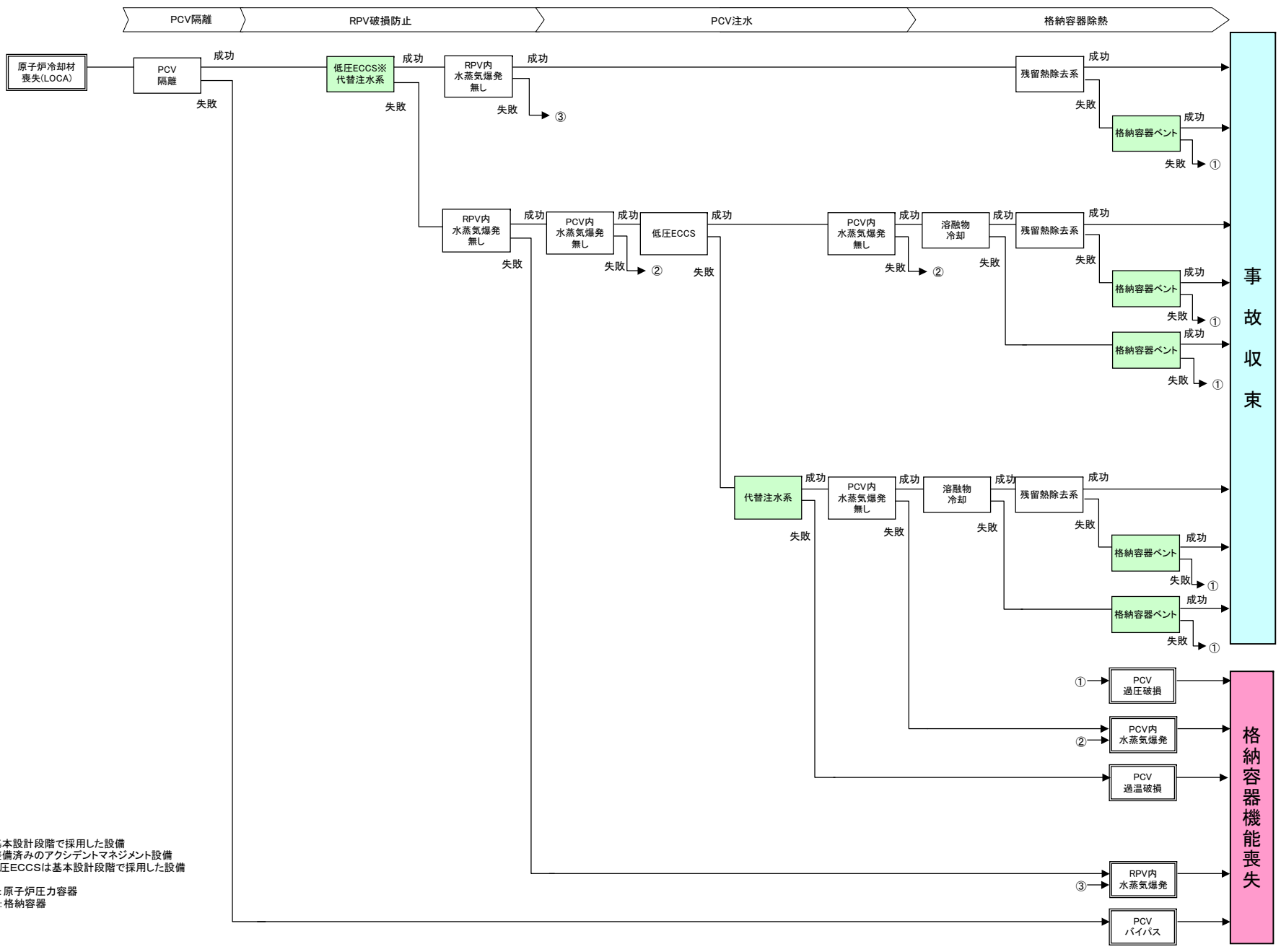


凡例

- 基本設計段階で採用した設備
- 整備済みのアクシデントマネジメント設備
- ※低圧ECCSは基本設計段階で採用した設備
- RPV: 原子炉圧力容器
- PCV: 格納容器
- DCH: 格納容器雰囲気直接過熱
- DC: 直流
- AC: 交流

格納容器機能喪失に係るイベントツリー (TB)

添付-5.6-7
(3/4)



凡例
 □ 基本設計段階で採用した設備
 ■ 整備済みのアクセントマネジメント設備
 ※ 低圧ECCSは基本設計段階で採用した設備
 RPV: 原子炉圧力容器
 PCV: 格納容器

格納容器機能喪失に係るイベントツリー (LOCA)

シビアアクシデントマネジメント実施組織の概要

(発電所緊急時対策本部)

中央制御室

中央制御室の運転員

指示, 指導, 助言

報告, 連絡, 相談

緊急時対策室

本部

本部長：発電所長
本部長代理：所長代理
副本部長：各室部長
委員：各班長
原子炉主任技術者

情報班

本店や国等発電所外部との情報受理, 伝達等, 情報の一元管理

技術班

プラント状態の把握, AM策の検討等の技術評価, 運転員および本部に対する技術支援

放射線管理班

放射線状況の把握, 線量評価ならびに予測, 活動に際しての放射線防護措置の設定

復旧班

故障機器復旧措置の検討・実施

発電班

運転員に対する人的支援, 中央制御室と支援組織の連絡補助

救護警備班

火災を伴う場合の消火活動, 緊急医療措置の実施, 所内警備・誘導関係

広報班

報道関係対応

総務班

資材の調達および運搬, 機動力の調整および調達, 食料, 被服, 宿泊関係, 輸送関係

シビアアクシデントマネジメント実施組織の概要

	炉心損傷前 炉心損傷を防止するための アクシデントマネジメント用	炉心損傷後 炉心損傷が発生した場合にその影響を 緩和するためのアクシデントマネジメント用	炉心損傷の有無によらずに用いる手順書
運転員用	<p>事故時運転操作要領 (徴候ベース)EOP</p> <p>○事故の起因事象を問わず、観測されるプラントの徴候に応じた操作手順を記載した手順書。 ○アクシデントマネジメントのうち、炉心損傷を防止するための対応手順を記載。</p>	<p>事故時運転操作手順 (炉心損傷後)SOP</p> <p>○アクシデントマネジメントのうち、炉心損傷後の影響緩和のための対応手順を記載。</p>	<p>事故時運転操作要領 (事象ベース)AOP</p> <p>○設計上想定される事象毎のシナリオに従った操作手順を記載した手順書 ○アクシデントマネジメントの内、電源融通操作を記載。 ○津波により全交流電源喪失に至った場合の対応および使用済燃料貯蔵プールへの水補給の手順について記載。</p>
支援組織用	<p>AOP: Abnormal Operating Procedures SOP: Severe accident Operating Procedures EOP: Emergency Operating Procedures AMG: Accident Management Guideline</p>	<p>事故時運転操作ガイド (炉心損傷後)AMG</p> <p>○炉心損傷後の影響緩和措置をプラント状態に応じて総合的に判断するため、手順や判断基準、技術データ等の知識ベース、操作後のプラント応答およびパラメータ変化の傾向予測等を取りまとめ、ガイドラインとして記載。</p> <p>緊急安全対策およびシビアアクシデント対策</p>	<p>AM復旧手順書</p> <p>○安全確保上、特に重要な機能を有する残留熱除去系および非常用ディーゼル発電機故障時の復旧ガイドを記載。</p> <p>全交流電源喪失時における給電手順書(細則) ○高圧電源車等による給電手順について記載。</p> <p>全交流電源喪失時における非常送水手順書(細則) ○消防車による原子炉および使用済燃料貯蔵プールへの注水について記載。</p> <p>全交流電源喪失時における原子炉建屋屋根穴開け作業手順書(細則) ○原子炉建屋に滞留した水素による爆発を防止するための原子炉建屋穴あけ作業手順について記載。</p> <p>RCW・RSWポンプモータ復旧手引 ○津波によりモータが冠水した場合、モータを洗浄・乾燥し、機能を回復させる手順を記載。</p>

シビアアクシデントマネジメント関連手順書類の構成概要

事象進展シナリオ（炉心損傷）に対する各対策の効果

事象進展シナリオ	対策			効果
	基本設計対策	AM対策	緊急安全対策等	
A 【原子炉停止失敗】 過渡変化後または原子炉冷却材喪失事故後、原子炉停止に失敗し、炉心損傷につながるシーケンス	○自動スクラム ○手動スクラム ○水位制御およびほう酸水注入系の手動操作	○代替反応度制御 〔原子炉冷却材再循環ポンプトリップ（RPT）および代替制御棒挿入（ARI）〕	—	①原子炉緊急停止系の信号により、自動で制御棒および制御棒駆動系を動作させ、原子炉を停止する設計となっている。万一、原子炉が自動スクラムしない場合の対応として、手動スクラムを実施し、さらに手動スクラム失敗時には水位制御により出力制限しつつ、ほう酸水の注入を行うこととしている。 ②AM策として、原子炉緊急停止系とは別に設置した計測制御系（RPTおよびARI）により、原子炉の出力を低下させ、原子炉を未臨界にすることができる。
B 【高圧・低圧系注水失敗】 過渡変化後、高圧炉心注水に失敗した後、原子炉減圧には成功するが、低圧炉心注水に失敗し、炉心損傷につながるシーケンス	○ECCS等の自動起動 ○ECCS等の手動起動 ○原子炉の手動減圧および低圧注水操作 ○代替注水手段 〔給水系、制御棒駆動系による原子炉への注水手段〕	○代替注水手段 〔復水補給水系、消火系ポンプによる原子炉・格納容器への注水手段〕	○消防車の配備	①安全保護系の信号によりECCSおよび原子炉隔離時冷却系を自動起動させ、原子炉へ注水する設計となっている。また、ECCS等が自動起動しない場合の対応として、復水・給水系、制御棒駆動系等による注水操作、手動でのECCS等の起動操作、原子炉の手動減圧および低圧注水操作を行うこととしている。 ②復水補給水系や消火系により原子炉および格納容器に注水することができる。 ③水源枯渇対策として、大坪川ダムからのろ過水タンク等への淡水補給や海水の利用が可能である。また、復水移送ポンプや消火ポンプによる注水ができない場合には、消防車による代替注水を行うことができる。
C 【高圧系注水失敗・減圧失敗】 過渡変化後、高圧炉心注水に失敗し、かつ原子炉減圧にも失敗し、炉心損傷につながるシーケンス	○ECCS等の自動起動 ○ECCS等の手動起動 ○原子炉の手動減圧および低圧注水操作 ○代替注水手段 〔給水系、制御棒駆動系による原子炉への注水手段〕	○代替注水手段 〔復水補給水系、消火系ポンプによる原子炉・格納容器への注水手段〕 ○原子炉減圧の自動化	○高圧電源車の配備 ・主蒸気逃がし安全弁駆動用電源の確保 ○予備窒素ガスポンベの配備による主蒸気逃がし安全弁駆動用窒素ガスの確保	①安全保護系の信号によりECCSおよび原子炉隔離時冷却系を自動起動させ、原子炉へ注水する設計となっている。また、ECCS等が自動起動しない場合の対応として、復水・給水系、制御棒駆動系等による注水操作、手動でのECCS等の起動操作、原子炉の手動減圧および低圧注水操作を行うこととしている。 ②復水補給水系や消火系により原子炉および格納容器に注水することができる。 ③過渡事象時に高圧注水系が機能喪失した場合に、原子炉水位低の信号発生後、主蒸気逃がし安全弁により原子炉を自動減圧することで、低圧ECCS等による炉心への注水が可能となるようにしている。
D 【原子炉冷却材喪失時の注水失敗】 原子炉冷却材喪失事故の場合において炉心注水に失敗し、炉心損傷につながるシーケンス	Cと同じ (AM対策の原子炉減圧の自動化を除く)			Cと同じ (③を除く)

事象進展シナリオ（炉心損傷）に対する各対策の効果

事象進展シナリオ	対策			効果
	基本設計対策	AM対策	緊急安全対策等	
<p>E</p> <p>【崩壊熱除去失敗】 過渡変化後、格納容器からの除熱に失敗し、炉心損傷につながるシーケンス</p>	<p>○格納容器からの除熱手段</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器スプレイ冷却系の手動起動 ・不活性ガス系、非常用ガス処理系を通したベント 	<p>○格納容器からの除熱手段</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウェル冷却系、原子炉冷却材浄化系による代替除熱 ・残留熱除去系の復旧 ・格納容器ベント（耐圧強化ベント） 	<p>○高圧電源車の配備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器ベント弁駆動用電源の確保 ○予備空気ポンベの配備による格納容器ベント弁駆動用空気の確保 	<p>①復水器により崩壊熱を除去するが、万一、復水器が使えない場合には、残留熱除去系を手動起動させ、格納容器から除熱することとしている。残留熱除去系の起動に失敗し、格納容器圧力が上昇する場合の対応として、格納容器スプレイ冷却系を手動起動し、また、サブプレッションプール内のプール水を通したベントにより、圧力の上昇を抑制させることとしている。</p> <p>②残留熱除去系の復旧に充てることのできる時間を長くするため、ドライウェル冷却系等による代替除熱を利用して格納容器から除熱することとしている。また、格納容器からの除熱機能が要求されるまでの時間的余裕を利用して、故障した残留熱除去系を復旧して格納容器から除熱することができる。さらに、格納容器と同等の耐圧性を有するベント設備（耐圧強化ベント）により格納容器から除熱できることとしている。</p> <p>③高圧電源車を所内電源盤に繋ぎ込み、直流電源、復水移送ポンプ、格納容器ベントラインに設置されている弁等を駆動するための電源を供給することができる。</p>
<p>F</p> <p>【電源喪失】 過渡変化後、安全機能に必要な電源が喪失し、炉心損傷につながるシーケンス</p>	<p>○電源供給手段</p> <p>〔外部電源の復旧および非常用ディーゼル発電機の手動起動〕</p>	<p>○電源供給手段</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源の融通 〔隣接プラントまたは高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの高圧および低圧電源融通〕 ・非常用ディーゼル発電機の復旧 	<p>○高圧電源車の配備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器ベント弁駆動用電源の確保 ○消防車の配備 	<p>①外部電源の喪失時には、非常用ディーゼル発電機、直流電源設備により安全機能が確保される設計となっている。交流電源が供給されない場合の対応として、蒸気タービン駆動の原子炉隔離時冷却系により原子炉を冷却しつつ、外部電源を復旧し、非常用ディーゼル発電機を手動起動することとしている。</p> <p>②隣接号機等から高圧および低圧電源融通する。また、低圧電源融通することで、直流母線へ充電できるようにし、非常用ディーゼル発電機の電源や高圧電源融通を実施する際の遮断器の駆動電源等として用いることとしている。さらに、電源喪失から燃料損傷までの時間的余裕を利用して、非常用ディーゼル発電機を復旧することとしている。</p> <p>③高圧電源車を所内電源盤に繋ぎ込み、直流電源、復水移送ポンプ、格納容器ベントラインに設置されている弁等を駆動するための電源を供給することができる。</p> <p>④水源枯渇対策として、大坪川ダムからのろ過水タンク等への淡水補給や海水の利用が可能である。また、復水移送ポンプや消火ポンプによる注水ができない場合には、消防車による代替注水を行うことができる。</p>

事象進展シナリオ（格納容器機能喪失）に対する各対策の効果

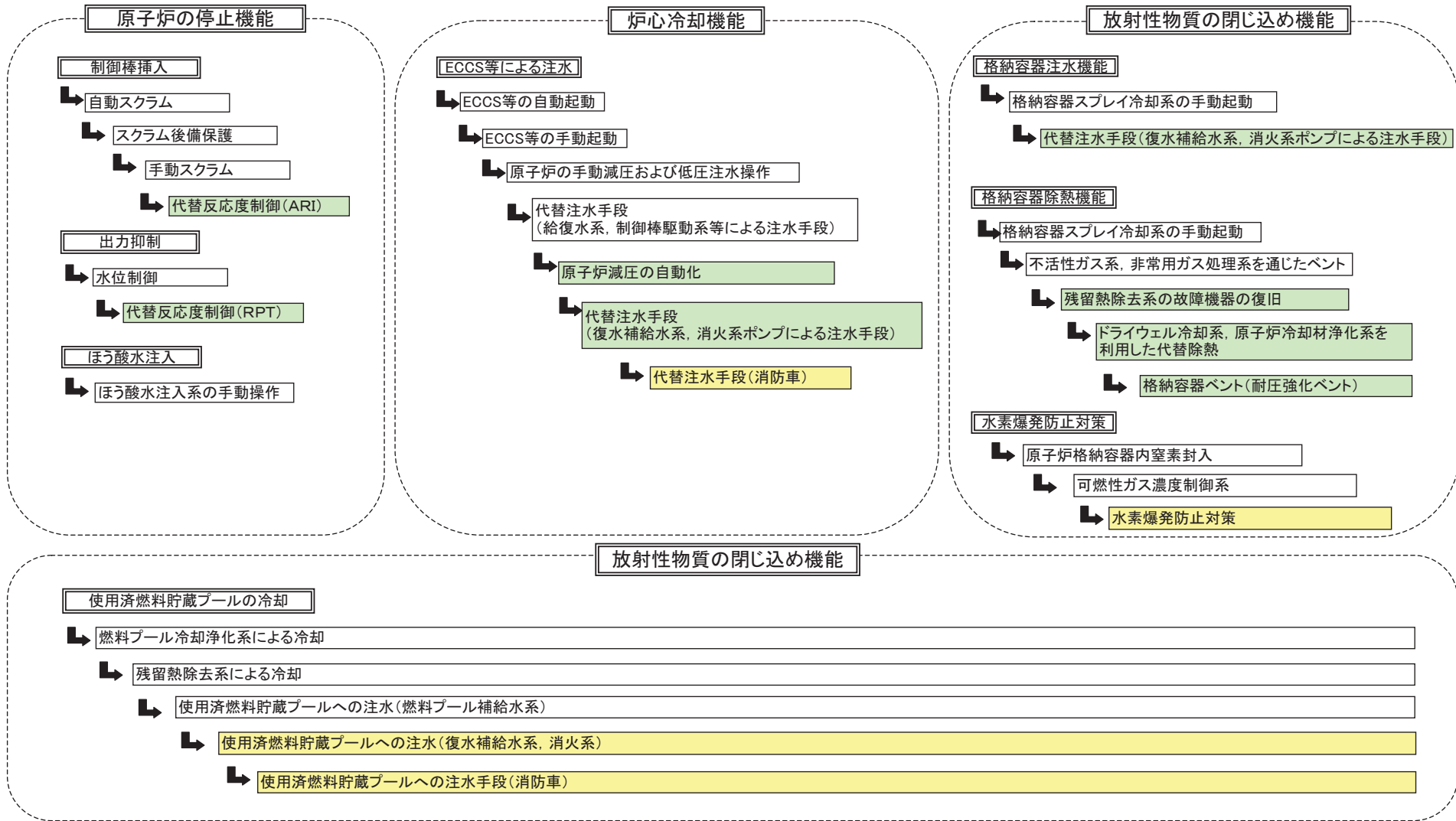
事象進展シナリオ	対策			効果
	基本設計対策	AM対策	緊急安全対策等	
1 【水蒸気（崩壊熱）による過圧】 注水された水が崩壊熱により蒸発して発生する蒸気により圧力が上昇し、格納容器機能喪失につながるシーケンス	○格納容器からの除熱手段 ・格納容器スプレイ冷却系の手動起動 ・不活性ガス系、非常用ガス処理系を通したベント	○格納容器からの除熱手段 ・ドライウェル冷却系、原子炉冷却材浄化系による代替除熱 ・残留熱除去系の復旧 ・格納容器ベント（耐圧強化ベント） ○代替注水手段 〔復水補給水系、消火系ポンプによる原子炉・格納容器への注水手段〕	○高圧電源車の配備 ・格納容器ベント弁駆動用電源の確保 ○予備空気ポンベの配備による格納容器ベント弁駆動用空気の確保 ○消防車の配備	①復水器により崩壊熱を除去するが、万一、復水器が使えない場合には、残留熱除去系を手動起動させ、格納容器から除熱することとしている。残留熱除去系の起動に失敗し、格納容器圧力が上昇する場合の対応として、代替格納容器スプレイ冷却系を手動起動し、また、サブプレッションチェンバのプール水を通したベントにより、圧力の上昇を抑制させることとしている。 ②残留熱除去系の復旧に充てることのできる時間を長くするため、ドライウェル冷却系等による代替除熱を利用して格納容器から除熱することとしている。また、格納容器と同等の耐圧性を有するベント設備（耐圧強化ベント）により格納容器から除熱することができる。 ③電源喪失時には、格納容器ベントラインに設置されている弁の駆動のため、高圧電源車からの電源供給を行うこととなっている。 ③' 水源枯渇対策として、大坪川ダムからのろ過水タンク等への淡水補給や海水の利用が可能である。また、復水移送ポンプや消火ポンプによる注水ができない場合には、消防車による代替注水を行うことができる。
2 【未臨界確保失敗時の過圧】 大量の蒸気が炉心で発生し、早期に格納容器の圧力が上昇していく現象により、格納容器機能喪失につながるシーケンス	○手動スクラム ○水位制御およびほう酸水注入系の手動操作	○代替反応度制御 〔原子炉冷却材再循環ポンプトリップ（RPT）および代替制御棒挿入（ARI）〕	-	①原子炉緊急停止系の信号により、自動で制御棒および制御棒駆動系を作動させ、原子炉を停止する設計となっている。万一、原子炉が自動スクラムしない場合の対応として、手動スクラムを実施し、さらに手動スクラム失敗時には水位制御により出力制限しつつ、ほう酸水の注入を行うこととしている。 ②AM策として、原子炉緊急停止系とは別に設置した計測制御系（RPTおよびARI）により、原子炉の出力を低下させ、原子炉を未臨界にすることができる。
3 【水蒸気爆発】 高温の物質が大量に水中に落下し、何らかの原因で微細化するような場合に、デブリの持つ熱エネルギーが瞬時に機械的エネルギーに変換する現象により、格納容器機能喪失につながるシーケンス	○ECCS等の手動起動 ○原子炉の手動減圧および低圧注水操作 ○代替注水手段 〔給水系、制御棒駆動系による原子炉への注水手段〕	○代替注水手段 〔復水補給水系、消火系ポンプによる原子炉・格納容器への注水手段〕	○高圧電源車の配備 ・格納容器ベント弁駆動用電源の確保 ○消防車の配備	①安全保護系の信号によりECCSおよび原子炉隔離時冷却系を自動起動させ、原子炉へ注水する設計となっている。また、ECCS等が自動起動しない場合の対応として、復水・給水系、制御棒駆動系等による注水操作、手動でのECCS等の起動操作、原子炉の手動減圧および低圧注水操作を行うこととしている。 ②復水補給水系や消火系により原子炉および格納容器に注水することができる。 ③電源喪失時には、格納容器ベントラインに設置されている弁の駆動のため、高圧電源車からの電源供給を行うこととなっている。 ③' 水源枯渇対策として、大坪川ダムからのろ過水タンク等への淡水補給や海水の利用が可能である。また、復水移送ポンプや消火ポンプによる注水ができない場合には、消防車による代替注水を行うことができる。

事象進展シナリオ（格納容器機能喪失）に対する各対策の効果

事象進展シナリオ	対策			効果
	基本設計対策	AM対策	緊急安全対策等	
<p>4 【貫通部過温】</p> <p>デブリから発生する崩壊熱により格納容器内部がゆっくりと加熱される現象により、格納容器機能喪失につながるシーケンス</p>	<p>○格納容器からの除熱手段</p> <p>・格納容器スプレイ冷却系の手動起動</p> <p>・不活性ガス系、非常用ガス処理系を通したベント</p> <p>○ECCS等の手動起動</p> <p>○原子炉の手動減圧および低圧注水操作</p> <p>○代替注水手段</p> <p>〔給水系、制御棒駆動系による原子炉への注水手段〕</p>	<p>○格納容器からの除熱手段</p> <p>・ドライウェル冷却系、原子炉冷却材浄化系による代替除熱</p> <p>・残留熱除去系の復旧</p> <p>・格納容器ベント（耐圧強化ベント）</p> <p>○代替注水手段</p> <p>〔復水補給水系、消火系ポンプによる原子炉・格納容器への注水手段〕</p>	<p>○高圧電源車の配備</p> <p>・格納容器ベント弁駆動用電源の確保</p> <p>○予備空気ポンベの配備による格納容器ベント弁駆動用空気の確保</p> <p>○消防車の配備</p> <p>○非常用補機冷却海水系の復旧対策</p>	<p>①復水器により崩壊熱を除去するが、万一、復水器が使えない場合には、残留熱除去系を手動起動させ、格納容器から除熱することとしている。残留熱除去系の起動に失敗し、格納容器圧力が上昇する場合の対応として、格納容器スプレイ冷却系を手動起動し、また、サブプレッションチェンバのプール水を通したベントにより、圧力の上昇を抑制させることとしている。</p> <p>①'安全保護系の信号によりECCSおよび原子炉隔離時冷却系を自動起動させ、原子炉へ注水する設計となっている。また、ECCS等が自動起動しない場合の対応として、復水・給水系、制御棒駆動系等による注水操作、手動でのECCS等の起動操作、原子炉の手動減圧および低圧注水操作を行うこととしている。</p> <p>②残留熱除去系の復旧に充てることのできる時間を長くするため、ドライウェル冷却系等による代替除熱を利用して格納容器から除熱することとしている。また、格納容器からの除熱機能が要求されるまでの時間的余裕を利用して、故障した残留熱除去系を復旧して格納容器から除熱することができる。さらに、格納容器ベントにより格納容器から除熱できることとしている。</p> <p>②'復水補給水系や消火系により原子炉および格納容器に注水することができる。</p> <p>③電源喪失時には、格納容器ベントラインに設置されている弁の駆動のため、高圧電源車からの電源供給を行うこととなっている。</p> <p>③'水源枯渇対策として、大坪川ダムからのろ過水タンク等への淡水補給や海水の利用が可能である。さらに、復水移送ポンプや消火ポンプにより給水できない場合には、消防車による代替注水を行うことができる。</p>
<p>5 【格納容器雰囲気直接加熱】</p> <p>原子炉圧力容器が高圧状態で破損した場合に格納容器の雰囲気気直接加熱される現象により、格納容器機能喪失につながるシーケンス</p>	<p>○電源供給手段</p> <p>〔外部電源の復旧および非常用ディーゼル発電機の手動起動〕</p>	<p>○電源供給手段</p> <p>・電源の融通</p> <p>〔隣接プラントまたは高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの高圧および低圧電源融通〕</p> <p>・非常用ディーゼル発電機の復旧</p>	<p>○高圧電源車の配備</p> <p>・主蒸気逃がし安全弁駆動用電源の確保</p> <p>○予備窒素ガスポンベの配備による主蒸気逃がし安全弁駆動用窒素ガスの確保</p>	<p>①外部電源の喪失時には、非常用ディーゼル発電機、直流電源設備により安全機能が確保される設計となっている。交流電源が供給されない場合の対応として、蒸気タービン駆動の原子炉隔離時冷却系により原子炉を冷却しつつ、外部電源を復旧し、非常用ディーゼル発電機を手動起動することとしている。</p> <p>②隣接号機等から高圧および低圧電源融通する。また、低圧電源融通することで、直流母線へ充電できるようにし、非常用ディーゼル発電機の電源や高圧電源融通を実施する際の遮断器の駆動電源等として用いることとしている。さらに、電源喪失から燃料損傷までの時間的余裕を利用して、非常用ディーゼル発電機を復旧することとしている。</p> <p>③電源喪失時には、原子炉を減圧する主蒸気逃がし安全弁の制御のため、高圧電源車からの電源供給を行うこととしている。また、主蒸気逃がし安全弁の駆動時間延長のため、予備の窒素ガスポンベを配備している。</p>

炉心損傷の防止

格納容器機能喪失の防止



 基本設計段階で採用した設備
 整備済みのアクシデントマネジメント設備
 緊急安全対策およびシビアアクシデント対策

既存の安全機能と防護措置の関係

安全機能のサポート機能

非常用電源

- 外部電源復旧
- 非常用ディーゼル発電機の自動起動
- 非常用ディーゼル発電機の手動起動
- 非常用ディーゼル発電機の故障機器の復旧
- 電源の融通(高圧・低圧)
- 高圧電源車による電源供給

原子炉補機冷却水

- 原子炉補機冷却水系の故障機器の復旧(電動機洗浄・乾燥)

その他

非常時の措置

- 緊急時における発電所構内通信手段の確保
- がれき撤去用の重機の配備
- 中央制御室の作業環境の確保
- 高線量対応防護服等の資機材の確保および放射線管理のための体制の整備

基本設計段階で採用した設備
整備済みのアクシデントマネジメント設備
緊急安全対策およびシビアアクシデント対策