

全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却水系の全喪失が重畳し、大容量空冷式発電機での交流電源回復に成功後、中央制御室からの格納容器隔離弁の閉止操作に失敗することで、格納容器機能喪失に至る。また、原子炉補助建屋内のリレーラックの損傷により、各種監視計器に期待できず、格納容器隔離操作に失敗し格納容器機能喪失に至る。その他、地震加速度が低く外部電源健全の状態、全交流動力電源喪失等が発生していない場合においては、炉心損傷時の原子炉格納容器内の圧力が低く、格納容器隔離信号が発信しない条件下にあり、格納容器隔離操作に期待できないことから、炉心損傷時点で格納容器隔離に失敗し、格納容器機能喪失に至る。

以上のようなシナリオに対し、格納容器機能喪失を防止するための対策については、全交流動力電源喪失時のバックアップに期待している大容量空冷式発電機等の機器故障率精緻化によるモデルの高度化及び低加速度区分における格納容器隔離信号が未発信時の格納容器隔離弁の手動閉止手順を追加することが効果的と評価し、追加措置を検討することとした。

ロ 追加措置の検討

格納容器隔離失敗(β モード)において、高加速度区分のCFFが支配的であり、建屋は全損する想定のように信頼性の高い挙動での推定が困難であることから、全交流動力電源喪失時のバックアップに期待している大容量空冷式発電機や特重設備(発電機)の代替電源等の運転実績の収集及び反映により現実的な機器故障率への見直しを継続的に行うことが効果的と考え、PRAの持つ不確実さを低減し、現実的なリスク分析に期待できる、モデル高度化を抽出した。

また、低加速度区分では、外部電源健全の状態、全交流動力電

源喪失等が発生しておらず、炉心損傷時の原子炉格納容器内の圧力が低いために、格納容器隔離信号が発信しない条件下にあり、炉心損傷時点で格納容器隔離に失敗し、格納容器隔離失敗（ β モード）に至る可能性が高くなる。そのため、格納容器隔離失敗（ β モード）のリスク低減に期待できる、格納容器隔離信号未発信時の格納容器隔離弁の閉止手順の追加を検討することとした。

(3) PRAより抽出された追加措置の整理

PRAより抽出された安全性向上のための追加措置としては、運用対策としての起因事象の発生頻度低減、現時点の合理的に達成可能な範囲でリスク低減を図った定期事業者検査の実施及び格納容器隔離信号未発信時の格納容器隔離失敗に至るリスクの低減、教育・訓練の強化による系統信頼性の向上並びにモデル高度化によるリスク分析精度の向上が挙げられた。具体的に検討した追加措置を第3.1.3.2-3表に示す。

なお、原子力施設の設計及び運用に対して、PRAの結果としてのリスク情報を活用するためには、より現実的な評価に向けた検討、研究の推進等に取り組んでいく必要があることから、今後もこれらの取組みを継続的に推進していく。

第 3.1.3.5-1 表 事故シーケンスグループごとの CDF

事故シーケンス グループ	内部事象 停止時 (ベースケース)	内部事象 停止時 (感度解析ケース)	地震出力 運転時	津波出力 運転時
2 次冷却系からの除熱機能喪失	1.1E-09 (< 0.1%)	1.1E-09 (0.1%)	1.3E-07 (21.4%)	8.7E-11 (1.2%)
全交流動力電源喪失	1.0E-07 (0.5%)	7.4E-08 (6.1%)	1.1E-07 (19.2%)	2.5E-09 (33.4%)
原子炉補機冷却機能喪失	8.9E-08 (0.4%)	8.9E-08 (7.3%)	2.6E-07 (44.5%)	4.8E-09 (64.0%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	ε^{*1} (< 0.1%)	ε^{*1} (< 0.1%)	7.3E-10 (0.1%)	ε^{*2} (< 0.1%)
原子炉停止機能喪失			5.1E-09 (0.9%)	
ECCS 注水機能喪失	9.5E-11 (< 0.1%)	9.5E-11 (< 0.1%)	1.5E-08 (2.6%)	ε^{*2} (< 0.1%)
ECCS 再循環機能喪失	5.0E-10 (< 0.1%)	5.0E-10 (< 0.1%)	1.4E-08 (2.4%)	ε^{*2} (< 0.1%)
格納容器バイパス				
崩壊熱除去機能喪失	2.0E-05 (97.3%)	5.6E-07 (45.8%)		
原子炉冷却材の流出	2.8E-07 (1.4%)	4.1E-07 (33.4%)		
反応度の誤投入	8.7E-08 (0.4%)	8.7E-08 (7.2%)		
原子炉建屋損傷			ε^{*1} (< 0.1%)	
原子炉格納容器損傷			3.2E-08 (5.5%)	
蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)			1.9E-08 (3.3%)	
複数の信号系損傷				1.1E-10 (1.4%)
合計	2.1E-05	1.2E-06	5.8E-07	7.5E-09

赤ハッチング: 重要度「高」、黄ハッチング: 重要度「中」、緑ハッチング: 重要度「低」

() 内は各事象の合計に占める割合を示す。

*1: ε : カットオフ値(1.0E-12(/ 炉年)) 未満

*2: ε : カットオフ値(1.0E-13(/ 炉年)) 未満

第 3.1.3.5-2 表 格納容器機能喪失モードごとの CFF

格納容器機能喪失モード	地震出力 運転時	津波出力 運転時
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	ε^{*1} ($< 0.1\%$)	ε^{*2} ($< 0.1\%$)
β (格納容器隔離失敗)	1.7E-07 (38.5%)	3.3E-10 (13.3%)
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε^{*1} ($< 0.1\%$)	ε^{*2} ($< 0.1\%$)
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε^{*1} ($< 0.1\%$)	ε^{*2} ($< 0.1\%$)
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	ε^{*1} ($< 0.1\%$)	ε^{*2} ($< 0.1\%$)
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-07 (46.8%)	2.1E-09 (86.3%)
ε (ベースマット溶融貫通)	8.2E-10 (0.2%)	5.8E-12 (0.2%)
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	1.0E-08 (2.4%)	4.3E-13 ($< 0.1\%$)
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	9.8E-12 ($< 0.1\%$)	2.7E-12 (0.1%)
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	ε^{*1} ($< 0.1\%$)	ε^{*2} ($< 0.1\%$)
ν (インターフェイスシステム LOCA)		
g (蒸気発生器伝熱管破損)	2.0E-08 (4.6%)	ε^{*2} ($< 0.1\%$)
τ (格納容器過温破損)	2.4E-10 ($< 0.1\%$)	ε^{*2} ($< 0.1\%$)
μ (格納容器直接接触)	ε^{*1} ($< 0.1\%$)	ε^{*2} ($< 0.1\%$)
χ (炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失)	3.2E-08 (7.5%)	
合計	4.3E-07	2.5E-09

赤ハッチング: 重要度「高」、黄ハッチング: 重要度「中」、緑ハッチング: 重要度「低」

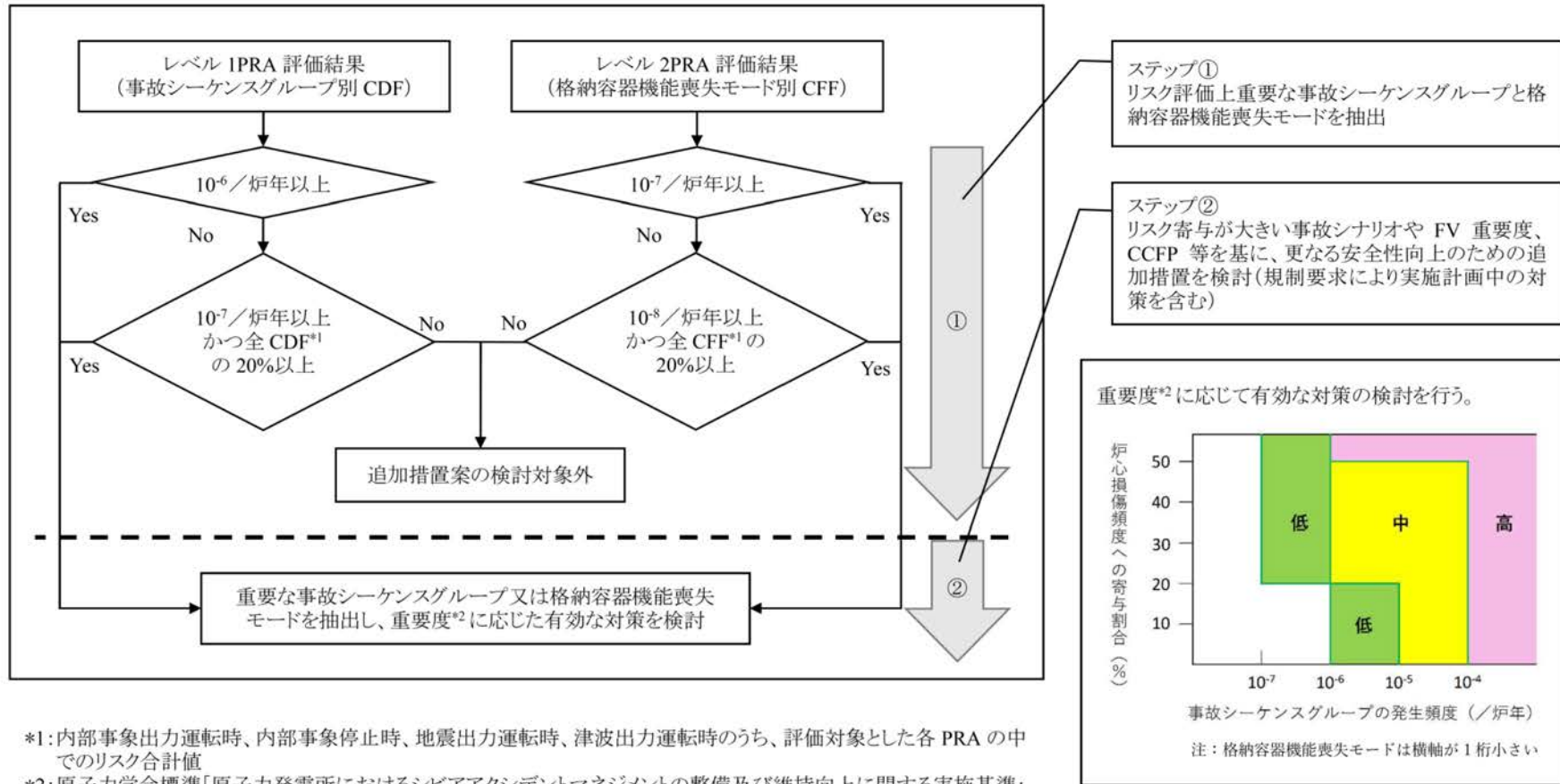
()内は各事象の合計に占める割合を示す。

*1: ε : カットオフ値(1.0E-12(／炉年))未満

*2: ε : カットオフ値(1.0E-13(／炉年))未満

第 3.1.3.5-3 表 PRA より抽出された追加措置

分類	追加措置	期待される効果	左記追加措置が抽出された事象
設備対策／ 運用対策	・原子炉補機冷却水系の負荷制限に係る運用の検討	・原子炉補機冷却水系の全喪失に至る発生頻度の低減に期待できる。	・内部事象停止時レベル 1PRA
	・停止時リスクモニタを活用した継続的なリスク評価・管理による更なる安全性の向上 (現時点の合理的に達成可能な範囲でリスク低減を図った工程の策定及びリスク低減措置の実施)	・定期事業者検査ごとに機器の運転状態が異なるため、停止時リスクモニタを活用することで、リスク低減を図った定期事業者検査の実施に期待できる。	
	・格納容器隔離信号未発信時の格納容器隔離弁の閉止手順の追加に係る検討	・格納容器隔離信号未発信時の格納容器隔離失敗(βモード)に至るリスクの低減に期待できる。	・地震出力運転時レベル 2PRA
教育・訓練の 強化	・地震時における原子炉補機冷却水系の喪失を防止するための原子炉補機冷却水系保有水量の監視強化の教育	・地震による原子炉補機冷却水の漏えいを早期発見し、原子炉補機冷却水系の全喪失に至る発生頻度の低減に期待できる。	・地震出力運転時レベル 1PRA
PRA モデルの 高度化	・機器故障率の精緻化 (重要シナリオにおける機器故障のうち、特に代用パラメータを使用している機器(特重設備(発電機)等)の運転実績の継続的な収集・反映)	・PRA 評価の持つ不確実さを低減し、より現実的なリスク分析の実施に期待できる。	・地震出力運転時レベル 2PRA



*1: 内部事象出力運転時、内部事象停止時、地震出力運転時、津波出力運転時のうち、評価対象とした各 PRA の中のリスク合計値

*2: 原子力学会標準「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準: 2019」において、重要度「高」「中」「低」の事業者の対応が記載されており、これを参考に対応を実施する。なお、格納容器機能喪失モードについては、横軸が 1 桁ずつ低い値を閾値として設定

第 3.1.3.5-1 図 追加措置の検討対象選定フロー

3.1.3.6 PRA改善に向けた取組み方針

安全性向上評価における PRA 実施の目的は、評価結果の分析に基づくプラントの脆弱点の把握と安全性向上対策の立案のための追加措置抽出であることから、より現実的な評価を実施することが望ましく、その目的に沿った PRA 手法及び PRA モデルの改善が必要となる。

本届出においては、これまでの届出における PRA で使用した設計、運転・施設管理情報、評価手法等を更新し、現状のプラント状態に即したモデルを構築した。また、伊方プロジェクトの取組みで得られた知見等を踏まえ、PRA モデルの高度化を実施した。今後更なる改善に向け、以下の項目を実施する。

- ・発電所の設計・運用情報、運転経験等の情報をモデルに適宜反映することにより現状のプラント状態に即したモデルの維持管理を継続的に行い、リスク評価・管理を実施する。
- ・内部事象 PRA 及び外部事象 PRA モデルについて、伊方プロジェクトの取組みで得られた知見等を踏まえ、継続的な高度化を実施する。
- ・その他事象を対象とした PRA モデルについても、評価技術の成熟度等に応じてモデル構築を検討する。

PRA 手法の改善は、電力共通の課題であることから、これらの取組みについては、電力共通研究、電力中央研究所(NRRC)等の活用により、効果的な取組みとなるよう進めていき、適宜評価に取り入れていく。

また、PRA の適用範囲を拡大し、リスク情報を活用した効果的かつ効率的な資源運用を行うことにより、プラントの安全性の維持・向上と稼働率向上の両立につながる活動を進める。

3.1.3.7 前回PRA結果からのPRAモデル変更内容と影響について

今回、第6回安全性向上評価におけるPRA(以下「第6回評価」という。)においては、第1回安全性向上評価におけるPRA(以下「第1回評価」という。)に使用したPRAモデルに設計・運用情報の更新を反映するとともに、伊方プロジェクトによる評価手法の高度化や海外専門家からの技術的コメントの反映を実施した以下のPRAを実施した。

- ・内部事象停止時PRA(レベル1)
- ・地震出力運転時PRA(レベル1及びレベル2)
- ・津波出力運転時PRA(レベル1及びレベル2)

第1回評価からのPRAモデルの主な変更内容とその影響について、第1回評価からの主なPRAモデルの変更内容を第3.1.3.7-1表に示し、PRAモデル変更に伴うPRA結果へ影響を第3.1.3.7-2表、第3.1.3.7-3表及び第3.1.3.7-4表に示す。

第3.1.3.7-1表 第1回評価からの主なPRAモデルの変更内容

項目	第1回評価	第6回評価	PRAモデルの変更内容
起回事象	—	起回事象の追加及び細分化	・故障モード影響解析 (FMEA) の実施等により、考慮する起回事象の追加及び細分化
機器故障率	NUCIAで公開されているデータを使用 (21か年データ)	NRRCデータ+個別プラント実績 (プラント固有の機器故障率を使用)	・NRRCデータを事前分布とし、川内1/2号機の運転経験 (2015～2020年度) でベイズ更新
人的過誤評価手法	NUREG/CR-1278 (THERP手法) を適用	EPRI手法 (HRA Calculator) を適用	・米国における標準的な手法の採用 ・運転員のインタビュー結果に基づく操作の時間余裕等から失敗確率を評価
特定重大事故等対処施設	なし	あり	・特定重大事故等対処施設を反映
評価上限加速度 (地震)	1.2G	1.4G	・評価加速度の上限を1.4Gに引き上げて評価
地震平均発生頻度	—	更新	・高度化を実施した確率論的地震ハザード評価の結果を使用

第3.1.3.7-2表 PRAモデル変更に伴うPRA結果へ影響

(内部事象停止時PRA(レベル1))

	第1回評価	第6回評価
全CDF(／炉年)	1.2E-06	2.1E-05

		PRA結果への影響
モデル変更内容	起因事象の追加	第6回評価で新たに選定された起因事象のCDFの合計は 1.0×10^{-9} (／炉年)オーダーであり、全CDF(2.1×10^{-5} (／炉年))に対して十分小さいため、有意な影響なし
	機器故障率の更新	プラント固有機器故障率に使用する一般信頼性パラメータを、電力中央研究所(NRRC)が発行した国内プラントの故障実績を基にした「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定(2021年9月)」に記載されているデータに変更したことにより、原子炉補機冷却水ポンプ等の一部機器について故障率が低くなった影響から、CDFは低減
	人間信頼性解析手法	HRA CalculatorではTHERPに比べて、余裕時間の短い操作の人的過誤確率が高く評価される傾向があり、原子炉補機冷却水系の全喪失の原因となる原子炉補機冷却水系の負荷制限及び原子炉補機冷却水系の全喪失発生後の操作余裕時間が短いことによる影響から、CDFは増加
	特定重大事故等対処施設	特重施設として評価対象とした特重設備(発電機)については、SA設備等により電源系に対策を実施しているため、有意な影響はなし
	機器の運転状態の反映	POS5における海水系等の機器の隔離により、原子炉補機冷却水系の全喪失のCDFが増加したことにより、CDFは増加

第3.1.3.7-3表 PRAモデル変更に伴うPRA結果へ影響

(地震出力運転時PRA(レベル1及びレベル2))

	第1回評価	第6回評価
全CDF(／炉年)	1.0E-06	5.8E-07
全CFF(／炉年)	8.7E-07	4.3E-07

		PRA結果への影響
モデル変更内容	機器故障率の更新	プラント固有機器故障率に使用する一般信頼性パラメータを、電力中央研究所(NRRC)が発行した国内プラントの故障実績を基にした「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定(2021年9月)」に記載されているデータに変更したことにより、外部電源喪失後に期待している電源設備の故障率が高くなった影響から、CDF及びCFF増加
	人間信頼性解析手法	HRA CalculatorではTHERPに比べて、余裕時間の短い操作の人的過誤確率が高く評価される傾向があり、高加速度区分でのアクセス性の悪化及び操作余裕時間が短いことによる影響から、CDF及びCFF増加
	特定重大事故等対処施設	大容量空冷式発電機が地震により機能喪失し、炉心損傷及び格納容器機能喪失に至るシーケンスにおいて、特重設備(発電機)が電源設備として追加となったことから、CDF及びCFF低減
	評価上限加速度	評価加速度の上限を1.4Gまで引き上げたことから、加速度区分6(1.2G～1.4G)におけるCDF及びCFFが追加されたため、CDF及びCFF増加
	地震平均発生頻度	確率論的地震ハザードの精緻化により、評価加速度区分において地震平均発生頻度が低下しているため、CDF及びCFF低減

第3.1.3.7-4表 PRAモデル変更に伴うPRA結果へ影響

(津波出力運転時PRA(レベル1及びレベル2))

	第1回評価	第6回評価
全CDF(／炉年)	1.0E-08	7.5E-09
全CFF(／炉年)	9.2E-09	2.5E-09

		PRA結果への影響
モデル変更内容	機器故障率の更新	プラント固有機器故障率に使用する一般信頼性パラメータを、電力中央研究所(NRRC)が発行した国内プラントの故障実績を基にした「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定(2021年9月)」に記載されているデータに変更したことにより、タービン動補助給水ポンプの故障率が高くなった影響から、CDF及びCFF増加
	人間信頼性解析手法	HRA CalculatorではTHERPに比べて、余裕時間の短い操作の人的過誤確率が高く評価される傾向があり、原子炉補機冷却海水系の全喪失発生後の緩和操作の余裕時間が短いことから、CDF及びCFF増加
	特定重大事故等対処施設	大容量空冷式発電機が津波により機能喪失し、炉心損傷及び格納容器機能喪失に至るシーケンスにおいて、特重設備(発電機)が電源設備として追加となったことから、CDF及びCFF低減

3.1.4 安全裕度評価

設計上の想定を超える事象の発生を仮定し、評価対象の発電用原子炉施設が、どの程度の事象まで燃料体又は使用済燃料(以下「燃料体等」という。)の著しい損傷を発生させることなく、また、格納容器機能喪失及び放射性物質の異常放出をさせることなく耐えることができるか、安全裕度を評価する。また、燃料体等の著しい損傷並びに格納容器機能喪失及び放射性物質の異常放出を防止するための措置について、深層防護(**defense in depth**)の観点から、その効果を示すとともに、クリフエッジ・エフェクト(例えば、設計時の想定を超える地震及び津波により機器類の損傷、浸水等が生じ、燃料損傷等を引き起こす安全上重要な機器等の一連の機能喪失が生じること。)を特定して、設備の潜在的な脆弱性を明らかにする。これにより、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関して、総合的に評価する。

第4回安全性向上評価届出書(令和3年7月26日付け原発本第68号)(以下「第4回届出書」という。)では特定重大事故等対処施設(以下「特重施設」という。)の主たる機能である炉心損傷後の格納容器破損防止機能に着目した評価を実施した。

今回は、特重施設の重大事故等(SA)への活用を踏まえ、第4回届出書で実施した項目に加え、炉心損傷防止対策含む一式の評価を実施する。

3.1.4.1 評価実施方法

(1) 評価項目

評価項目は、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドの制定について」(令和2年3月31日付け原規規発第20033110号、原子力規制委員会決定)(以下「運用ガイド」という。)に基づき、以下の項目について評価を実施する。

【評価項目】

- ・ 地震
- ・ 津波
- ・ 地震及び津波の重畳
- ・ 地震及び津波随件事象
- ・ その他自然現象
- ・ 号機間相互影響評価

(2) 評価の進め方

a. 各評価項目に対する共通的な前提条件及び留意事項

評価において、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、それぞれの有効性及び限界を示す。このような各段階の状況を示すことにより、深層防護の観点からの評価を明らかにするものである。評価に当たっては、以下の点に留意する。

(a) 起回事象発生時の状況として、最大出力下での運転等、最も厳しい運転条件を想定するとともに、使用済燃料ピットが使用済燃料で満たされているなど、最も厳しい発電用原子炉の状態を設定する。

(b) 評価対象事象は、地震、津波(これらの重畳を含む。)、地震・津波随伴事象及びその他の自然現象並びに号機間相互影響評価とする。評価においては、設計段階での想定事象に限らず、最新の知見に照らして最も過酷と考えられる条件及びそれを上回る事象を想定する。

(c) 発電用原子炉及び使用済燃料ピットが同時に影響を受けると想定する。また、防護措置の評価に当たっては、合理的な場合を除き、一度機能を失った機能は回復しない及び外部からの支援は受けられないなど、厳しい状況を仮定する。

(d) 安全裕度評価においては、個別の発電用原子炉施設で自主的に強化した施設及び機能並びに耐震 B・C クラスの構造物・機器であっても合理的な

評価によって機能が維持されることが示せる場合は、評価においてその機能に期待するものとする。

(e) 安全裕度評価は、自らの発電用原子炉施設の有する安全裕度及び潜在的な脆弱性を把握し、自主的、継続的に安全性を向上させるためのプロセスの一貫であることを認識しつつ実施する。

(f) 評価時点までに実施した対策を反映した評価を実施する。

(g) 運転開始以降の設備の状態に関し、事象発生後における設備の機能維持、相互干渉、二次的影響、防護措置に係る作業性及び接近性等について情報を収集し、防護措置に係る成立性及び頑健性を確認するため、安全裕度評価の実施方法に照らして確認すべき観点を明確にしたうえで、必要に応じプラント・ウォークダウンを体系的に実施する。なお、実施に当たっては、新規制基準への適合性確認や PRA 等、これまでに実施したプラント・ウォークダウンの結果が活用できる場合は、これを活用する。

(h) 「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震 PRA 及び津波 PRA の検討結果を踏まえた評価を実施する。但し、安全裕度評価は、起因事象、緩和手段に関連する機器の地震や津波に対する耐力を評価することが目的であることから、地震 PRA 及び津波 PRA で考慮されている機器のランダム故障や人的過誤は考慮しない。

(i) クリフエッジを示す設備に対して有効な代替設備がある場合には、PRA で評価対象としていない設備であってもその代替設備に期待した評価を行う。

b. 評価対象

「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」と同様に、設計基準対象施設並びに発電用原子炉設置変更許可申請書添付十の有効性評価において考慮した重大事故等対策及び特重施設の効果の評価において期待した対策を評価対象とする。

c. 建物、構築物及び機器等の安全裕度評価における実応答値及び実耐力値又は設計応答値及び設計耐力値等の使用方法

(a) 地震に対する耐力評価の指標

運用ガイドでは、「安全裕度評価では、実応答値及び実耐力値を用いることとし、設計応答値及び設計耐力値を混在して使用しない。」記載とされている。

今回の地震に対する安全裕度評価では、地震に対する耐力評価の指標として、フラジリティを使用することとしている。フラジリティ評価では、文献値や専門家判断を活用して耐力・応答のそれぞれについて中央値を設定するとともに、対数正規分布を仮定することでそれぞれの分布を考慮しており、得られた耐力分布・応答分布から建物、構築物及び機器等の損傷確率を評価している。各分布の作成に当たっては、設計における保守性^{※1}を排除した現実的な評価が前提となるため、結果として得られるフラジリティは実力値である。

※1 設計においては、耐力値、応答値についてそれぞれ以下に例示するような保守性を有している。

耐力値：物性値に規格基準値を使用、機能維持確認済加速度の使用、安全率を付加した許容値の設定 等

応答値：保守的な減衰定数の使用、床応答曲線の拡幅、保守的な解析モデル等

フラジリティ評価で考慮する耐力分布・応答分布は設計における保守性を排除した現実的な評価に基づくという点は、建物、構築物及び機器等のフラジリティ評価において共通であり、フラジリティを評価指標とする安全裕度評価においては、「設計値と実力値の混在」が発生することはない。

また、運用ガイドでは、評価の信頼性について、「設計応答値及び設計耐力値を用いる場合には、その信頼度を明確にする。さらに、クリフエッジ・エフェクトの値の信頼度（例えば、95%信頼度の5%損傷確率等）には、偶然的不確実さ及び認識論的不確実さを考慮する。また、安全裕度評価が有する信頼性を明確にする。」と記載されている。

前述のとおり、地震に係る安全裕度評価では実力値とみなすことができるフラジリティを指標とするため、運用ガイドの「設計応答値及び設計耐力値を用いる場合」に該当しない。

なお、地震に係る安全裕度評価においては、第 3.1.4.1-1 図に示すフラジリティとして、95%信頼度における5%損傷確率に相当する地震加速度レベル（以下「HCLPF」という。ここで、HCLPF は High Confidence of Low Probability of Failure（高信頼度低損傷確率）の略称である。）を用いてクリフエッジ加速度を表わすこととし、HCLPF を評価における指標とする。工学分野においては、高い信頼度を求める場合には慣例的に信頼度 95%（有意水準 5%）が設定されることから、本評価の指標として HCLPF を使用することは、十分高い信頼度が確保できていることを意味するものである。HCLPF はフラジリティ評価により算出される A_m と不確実さ β_{CR} 及び β_{CU} により、次式のように表される。

$$HCLPF = A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_{CR} + \beta_{CU}))$$

ここで、

A_m : フラジリティ加速度中央値 (損傷確率 50% に対応する地震動強さ)

β_{CR} : 偶然的不確実さ

β_{CU} : 認識論的不確実さ

である。

β_{CR} 及び β_{CU} は、具体的には以下のとおりである。

・ β_{CR} : 偶然的不確実さ

材料特性等に見られるように対象物が本来持っている「ばらつく特性」による不確実さである。物理現象が本質的に持っているランダム性に起因する「ばらつき」であるため、データの補充、評価モデルの詳細化を行ったとしても技術的に減じることができない性質のものである。第 3.1.4.1-2 図 のフラジリティ曲線において、この不確実さ β_{CR} は曲線の傾きに相当する。

安全裕度評価においては、例えば、加振試験等により求めた現実的耐力の統計的精度 (試験体の個体差、加振器の動作条件及び計測器のノイズ等に起因する統計的精度) の不確実さや、建屋の地震応答評価におけるせん断波速度などの地盤物性値及びコンクリート強度に係る不確実さ等に、この偶然的不確実さを考慮している。

・ β_{CU} : 認識論的不確実さ

構造部材の現実的耐力を求める際、引張り強さなどの物性値に一般データを用いている場合の不確実さや、評価に用いる解析モデル自体が持つ不確実さ等に、この認識論的不確実さを考慮している。これは、将来的なデータの増加又は科学の進展によってそのばらつきを減じることが期待

できる。

第 3.1.4.1-2 図 のフラジリティ曲線において、この不確かさ β_{CU} は信頼度として示されており、評価においてより高い信頼度を必要とするほど、フラジリティ曲線は図の左側(地震加速度が小さい側)に移動し、不確かさ β_{CU} の影響を考慮しない場合(50%信頼度のフラジリティ曲線に相当)に比べ、より小さい加速度で高い損傷確率を示すようになる。

したがって、HCLPF を指標とすることで、信頼性に関する評価が含まれることとなり、運用ガイドの「偶然的な不確かさ及び認識論的な不確かさを考慮」していることとなる。

なお、今回の評価においてはクリフエッジ地震加速度を解放基盤面における水平方向の加速度レベル(G^{*2})で記載^{※3}しているが、上記のとおり HCLPF の定義を踏まえれば、第 3.1.4.1-2 図に示すとおり、HCLPF に相当する地震加速度が生じて、損傷確率が高くなる地震加速度までは十分な余裕があることから、必ずクリフエッジ・エフェクトが発生することを意味するものではない。

さらに、HCLPF が意味する損傷確率 5%の加速度レベルは、前述のとおり 95%信頼度に基づく値であることを考慮すると、第 3.1.4.1-2 図に示すとおり、信頼度の観点からも十分安全側(保守的)に設定されている値である。

※2 G: 加速度を重力加速度で除した無次元数

※3 鉛直方向の入力が機器の損傷に対して支配的となる場合には、鉛直方向の地震ハザード曲線と水平方向の地震ハザード曲線の比を基に補正係数を評価し、損傷時の鉛直方向の解放基盤面加速度を水平方向の解放基盤面加速度に補正した値を記載

なお、第 3.1.4.1-2 図に示す各信頼度における fragility 曲線は以下の式により算出される。

$$F(A) = \Phi \left\{ \frac{\ln\left(\frac{A}{A_m}\right) + \beta_{c_U} \cdot X}{\beta_{c_R}} \right\}$$

ここで、

F: 損傷確率

Φ : 標準正規累積分布関数

A: 入力加速度

A_m : fragility 加速度中央値 (損傷確率 50% に対応する入力加速度 (地震動強さ))

β_{c_R} : 偶然的な不確かさ要因の対数標準偏差

β_{c_U} : 認識論的な不確かさ要因の対数標準偏差

$$\beta_{c_R} = \sqrt{(\beta_{R-s})^2 + (\beta_{R-r})^2}$$

$$\beta_{c_U} = \sqrt{(\beta_{U-s})^2 + (\beta_{U-r})^2}$$

β_{R-s} : 現実的耐力の偶然的な不確かさ

β_{R-r} : 現実的応答の偶然的な不確かさ

β_{U-s} : 現実的耐力の認識論的な不確かさ

β_{U-r} : 現実的応答の認識論的な不確かさ

X: fragility 曲線の信頼度 p に対応する標準正規確率変数 ($\Phi^{-1}(p)$)

$p = 5\%$ 信頼度の時 $X = -1.65$

$p = 50\%$ 信頼度の時 $X = 0$

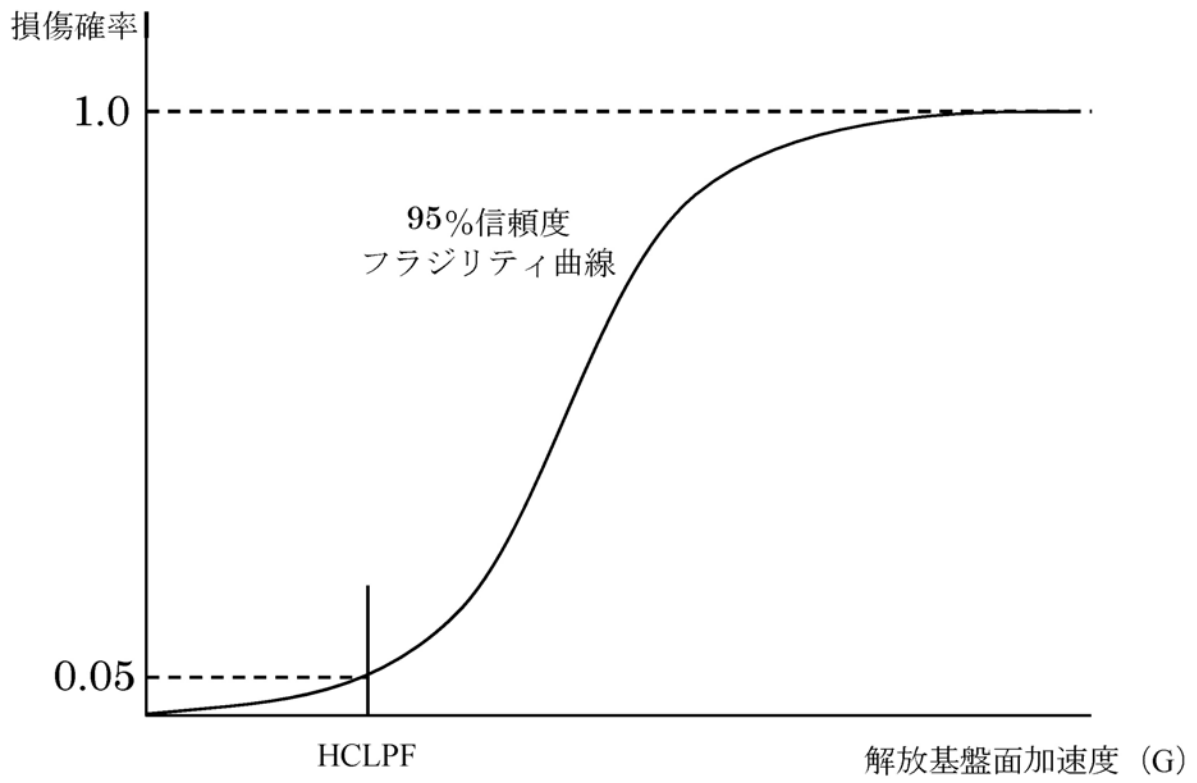
$p = 95\%$ 信頼度の時 $X = 1.65$

(b) 津波に対する耐力評価の指標

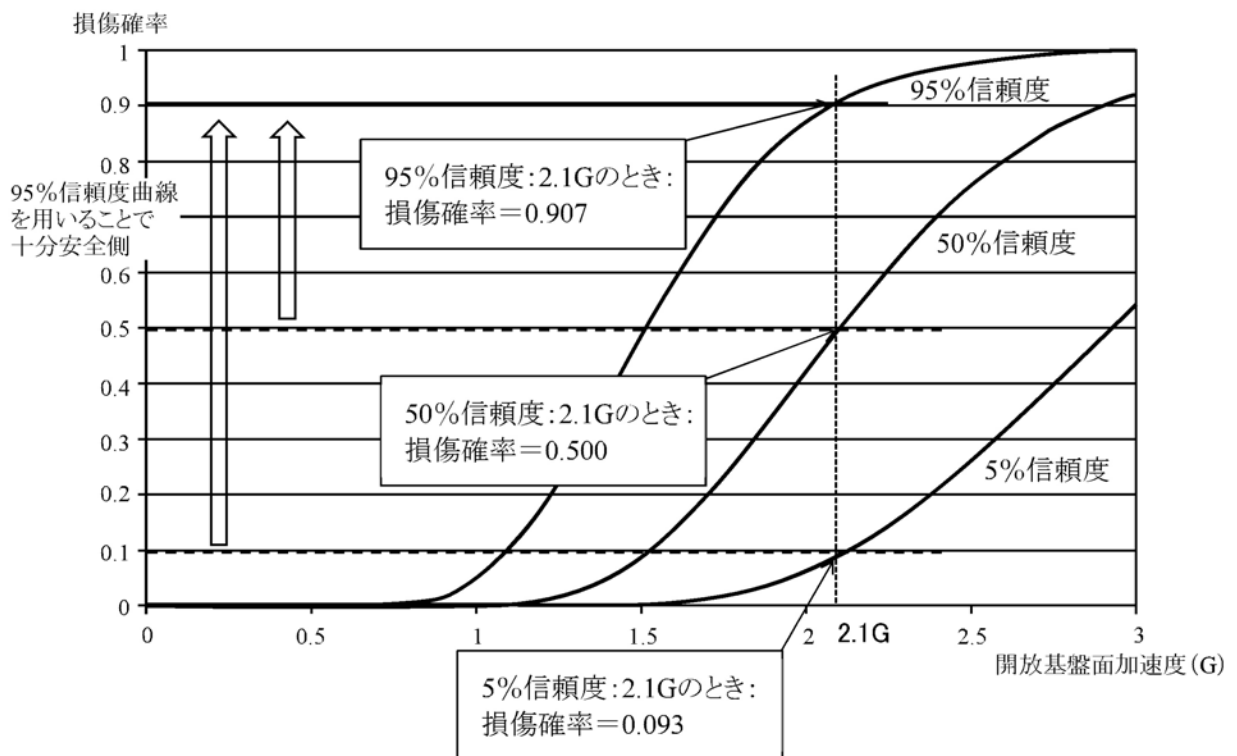
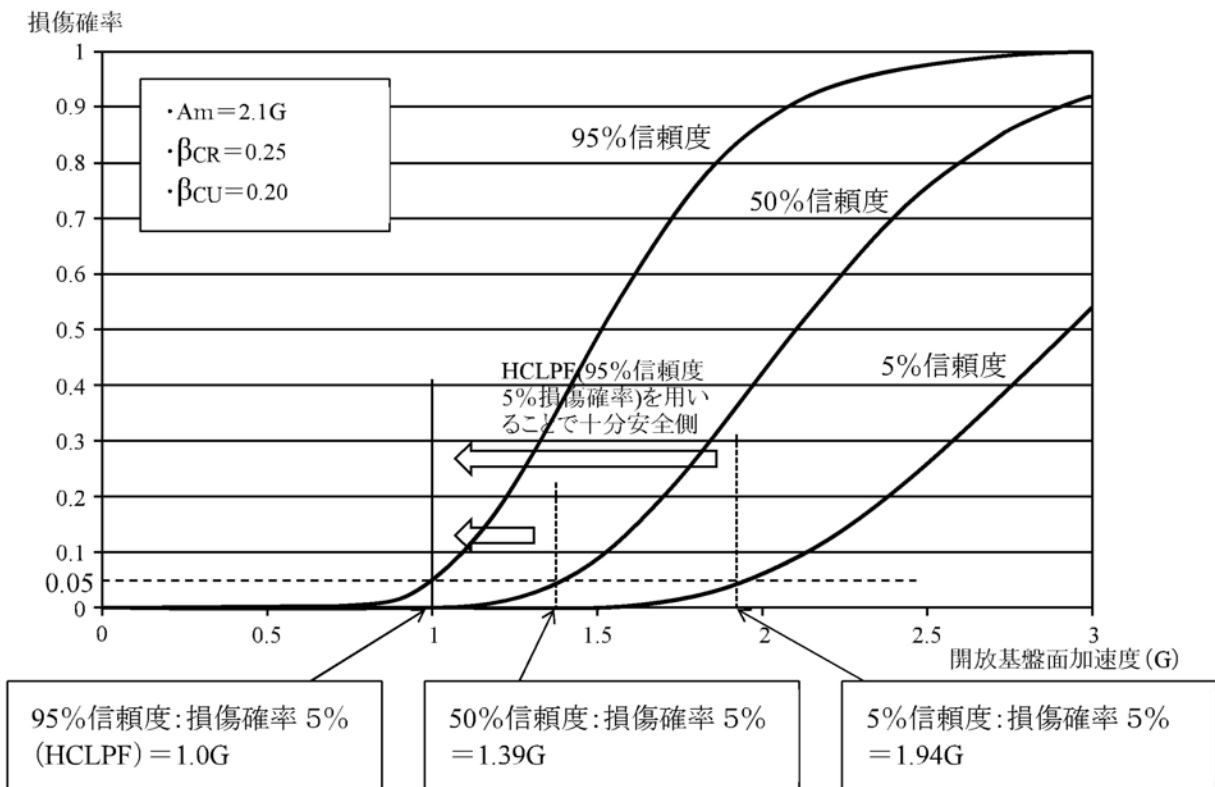
安全性向上評価における津波に対する安全裕度評価では、入力は一様な高さの津波とすることから、不確実さを含んでいない。一方、耐力は機器等の設置高さ又は建屋シール等を考慮した浸水高さとし、機器等が水に触れた時点で機能損傷すること及び建屋シールがない高さに津波が到達した場合に建屋内に水が無制限に流入し、津波高さまで建屋内の水位が上昇することを想定する。機器等又は建屋シール等の設置高さは、配置設計において厳密に設定されていることから、不確実さを考慮しない。

従って、津波に対する耐力評価の指標としては、許容津波高さとして、機器等又は建屋シール等の設置高さを用いて決定論的に評価することとする。

なお、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」で実施した津波 PRA では、遡上応答に係る不確実さを工学的判断により考慮したフラジリティ評価を実施している。今後、安全裕度評価の津波評価において、入力津波に遡上応答の不確実さを考慮する場合は、耐力の指標として HCLPF を用いることとする。また、津波 PRA 高度化の知見等を踏まえ、津波に対するより現実的な安全裕度評価手法の適用に向けて、適宜検討していく。



第3.1.4.1-1図 建物、構築物及び機器等の損傷確率



第 3.1.4.1-2 図 各信頼度における fragility 曲線

($A_m=2.1$ 、 $\beta_{CR}=0.25$ 、 $\beta_{CU}=0.20$ の fragility 曲線を例とする)

3.1.4.2 評価結果

(1) 地震

a. 炉心損傷防止対策

(a) 出力運転時

イ 評価方法

出力運転時の炉心損傷を防止する措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2-1 図参照)

(イ) 起因事象の選定

地震発生時の安全裕度評価における起因事象は、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて選定する。

(ロ) 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定

(イ)項にて選定した各起因事象を引き起こす建屋、系統及び機器(以下「設備等」という。)とその HCLPF を、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて特定する。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する地震加速度区分を設定する。

(ハ) クリフエッジ評価

(ロ)項にて設定した地震加速度区分の小さい順に、各区分で発生する起因事象に対して以下の i 項～iii 項の評価を実施するとともに、当該区分で炉心損傷に至るかを評価する。

ここで、当該区分で炉心損傷に至らない場合は、次の地震加速度区分を対象とし、新たな起因事象が追加して発生することを考慮して、以下の i 項～iii 項の評価を実施する。

評価対象の地震加速度区分において炉心損傷に至る場合、起因事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF のうち、最も大きいものがクリフエッジの地震加速度となる。

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

当該の地震加速度区分で発生する起因事象に対し、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて、影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系^{※1}及びサポート系^{※2}の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその HCLPF を「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る HCLPF は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の HCLPF のうち、小さい方となる。

※1: 各イベントツリーの安全機能の達成に直接必要な影響緩和機能をフロントライン系という。例えば主給水流量喪失事象では、原子炉停止、補助給水による蒸気発生器への給水、主蒸気逃がし弁による熱放出等がフロントライン系である。

※2: 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供給する機能をサポート系という。例えば電動補助給水の機能達成に必要な監視、制御のための直流電源やポンプ駆動力のための交流電源等がサポート系である。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

ii 項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF を特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の HCLPF のうち、最も小さいものとなる。

ロ 評価結果

(イ) 起因事象の選定結果

地震発生時の安全裕度評価における起因事象については、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価 (PRA)」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて、以下の 11 事象を選定した。なお、選定した起因事象の概要を第 3.1.4.2-1 表に示す。

- ・ 大破断 LOCA
- ・ 中破断 LOCA
- ・ 小破断 LOCA
- ・ 主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)
- ・ 主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)
- ・ 主給水管破断
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 外部電源喪失

- ・ 主給水流量喪失
- ・ 炉心損傷直結(CV機能喪失直結を除く。)
- ・ CV機能喪失直結

ここで、炉心損傷直結(CV機能喪失直結を除く。)事象は、地震PRAにおける大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)及びATWSに、CV機能喪失直結事象は、地震PRAにおける蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)、原子炉格納容器損傷及び原子炉建屋損傷に該当する。

(ロ) 各起因事象発生に係るHCLPF及び地震加速度区分の特定結果

各起因事象を引き起こす設備等とそのHCLPFを第3.1.4.2-2表のとおり特定した。

ここで、外部電源喪失及び主給水流量喪失については耐震B及びCクラス設備等の破損により発生することから、地震加速度の大きさによらず発生するものとした。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する地震加速度区分1~10を同表のとおり設定した。

(ハ) クリフエッジ評価結果

I 地震加速度区分1(0.97G未満)に対する評価結果

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分1で発生する起因事象である「外部電源喪失」及び「主給水流量喪失」について、第3.1.4.2-2図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心の未臨界性が確保され、かつ、

燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオ(冷却成功)とし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオ(炉心損傷)とした。

第 3.1.4.2-2 図のとおり、外部電源が期待できないことを考慮すると外部電源喪失及び主給水流量喪失の収束シナリオは同様のものとなるため、外部電源喪失にまとめて評価を実施することとした。

なお、「外部電源喪失」の収束シナリオ①、②、③、④、⑤及び⑥の概要は以下のとおり。

・ 収束シナリオ①:

起因事象発生の後、原子炉の停止及び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ている状態で、電動又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が行われる。充てん系によるほう酸の注入を行い、未臨界性を確保した上で主蒸気逃がし弁を中央制御室からの手動操作により開放し、2次系による冷却が行われる。加えて、加圧器逃がし弁による減圧操作により、1次系の温度、圧力を余熱除去系による冷却が可能な条件にまで低下させた後、余熱除去系を用いた1次系冷却を行う。この状態では未臨界性が確保された上で海を最終ヒートシンクとした安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ②:

起因事象発生の後、原子炉の停止及び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ている状態で、収束シナリオ①で期待していた手段のいずれかに失敗した場合、充てん／高圧注入

ポンプの起動及び加圧器逃がし弁の開放を中央制御室からの手動操作により行い、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心へ注入し、1次系の冷却を行う。また格納容器の圧力上昇により、格納容器スプレイポンプが起動する。燃料取替用水タンクの水位低下後、再循環切り替えを行い、余熱除去冷却器及び格納容器スプレイ冷却器を用いて継続した1次系冷却を行う。この状態では未臨界性が確保された上で海を最終ヒートシンクとした安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ③:

起因事象発生の後、原子炉の停止及び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ている状態で、収束シナリオ②で期待していた格納容器スプレイ再循環運転に失敗した場合に、原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。この状態では未臨界性が確保された上で海を最終ヒートシンクとした安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ④:

起因事象発生の後、原子炉の停止及び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ている状態で、収束シナリオ②で期待していた格納容器スプレイポンプによる格納容器除熱に失敗した場合に、原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。この状態では未臨界性が確保された上で海を最終ヒートシ

ンクとした安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ⑤:

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動が失敗した状態で、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が行われる。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放され、2次系による冷却が行われる。1次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1次冷却材と未臨界性を確保する。代替交流電源(SA 又は特重)による交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水を補給することにより2次系冷却を継続する。この状態では未臨界性が確保された上で、海水を水源とした安定、継続的な2次系冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ⑥:

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動が失敗し、1次冷却材ポンプ(以下「RCP」という。)シールLOCAが発生した状態において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が行われる。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放され、2次系による冷却が行われる。1次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1次系冷却材と未臨界性を確保する。代替交流電源(SA 又は特重)による交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操

作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水を補給することにより 2次系冷却を継続する。さらに燃料取替用水タンクを水源として常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により 1次系への給水を継続する。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる高圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行う。この状態で海水を最終ヒートシンクとした安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を参考資料Ⅱのとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

外部電源喪失の収束シナリオ①～⑥の機能喪失に係る HCLPF について、参考資料Ⅱのとおり特定した。

なお、RCP シールについては、耐熱 Oリングを内蔵する改良型シールを使用しており、同シールは全交流電源喪失を想定した高温高圧状況下において 8 時間以上の耐力を有している。更に、RCP が地震による荷重を受けた場合においても、1.21G に相当する地震荷重まではポンプ・モータの静止体及び回転体側部品に生じる変形が小さく、RCP シール内で両者が接触することはないため、地震の影響によって RCP シールの健全性が損なわれず、RCP シール LOCA に至ることはない。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ⑤、⑥の機能喪失に係る HCLPF が 0.97G 以上であることから、地震加速度区分 1 (0.97 G 未満) で発生する「外部電源喪失」は収束可能であり、炉心損傷に至ることはない。

このため、より大きな地震加速度により発生する、地震加速度区分 2 (0.97G～1.12G 未満) に対して以下のとおり評価を行った。

II 地震加速度区分 2 (0.97G～1.12G 未満) に対する評価結果

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分 2 で発生する起因事象である「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 3.1.4.2-3 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

なお、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②、③、④及び⑤の概要は以下のとおり。

・ 収束シナリオ①:

起因事象発生の後、原子炉の停止及びディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、電動又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁を現場の手動操作により開放し、2 次系による冷却を行う。1 次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1 次冷却材と未臨界性を確保した上で蓄圧タンク出口弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水又は淡水を補給することにより 2 次系冷却を継続することで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

- ・ 収束シナリオ②

起因事象発生の後、原子炉の停止及びディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源からの給電があり、RCP シール LOCA が発生した状態で、電動又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁を現場操作により開放し、2次系による冷却を行う。1次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1次系冷却材と未臨界性を確保した上で蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水を補給することにより2次系冷却を継続する。更に燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により1次系への給水を継続する。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる高圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

- ・ 収束シナリオ③

起因事象発生の後、原子炉の停止に成功したもののディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放し、2次系による冷却を行う。1次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1次冷却材と未臨界性を確保した上で、代替交流電源(SA 又は特重)による交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離

弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水又は淡水を補給することにより 2 次系冷却を継続することで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ④

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動の失敗、及びタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水にも失敗した場合において、まず、代替交流電源(特重)により交流電源を復旧させる。その後、特重施設による代替炉心注入及び窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁の開放を行い、特重施設(貯水槽)及を水源として炉心へ注水し、1次系の冷却を行う。また、充てん/高圧注入ポンプの自己冷却ラインの確立後、充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)の起動を中央制御室からの手動操作により行い、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心へ注入し、1次系の冷却を継続する。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、特重施設による代替格納容器スプレイを行う。可搬型ディーゼルポンプの準備の完了後、可搬型ディーゼルポンプによる復水タンクを水源とした純水、長期的には海水を蒸気発生器へ給水する。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放され、2次系による冷却が行われる。また、加圧器逃がし弁を閉止、充てん/高圧注入ポンプによる燃料取替用水タンクのほう酸水の炉心注入を停止することにより、炉心の冷却手段を1次系から2次系へと切り替える。この状態では未臨界性が確保された上で、海水を水源とした安定、継続的な2次系冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ⑤

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動が失敗し、非常用所内電源からの給電がなく、RCPシール LOCA が発生した状態で、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁を現場の手動操作により開放し、2次系による冷却を行う。1次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1次系冷却材と未臨界性を確保した上で、代替交流電源(SA 又は特重)による交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水を補給することにより2次系冷却を継続する。更に燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により1次系への給水を継続する。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる高圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理すると共に、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を参考資料Ⅱのとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①～⑤の機能喪失に係る HCLPF について、参考資料Ⅱのとおり特定した。

なお、RCP シールについては、耐熱 Oリングを内蔵する改良型シールを使用しており、同シールは全交流電源喪失を想定した高温高圧状況下において 8 時間以上の耐力を有している。更に、RCP が地震による荷重を受けた場合においても、1.21G に相当する地震荷重まではポンプ・モータの静止体及び回転体側部品に生じる変形により、RCP シール内で両者が接触することはなく、地震の影響によって RCP シールの健全性が損なわれず、RCP シール LOCA に至ることはない。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①及び②は「非常用所内電源からの給電」の HCLPF である 0.96G で機能喪失に至る。収束シナリオ③及び④は「補助給水による蒸気発生器への給水」の HCLPF である 1.16G で機能喪失に至る。収束シナリオ⑤は「移動式大容量ポンプ車による補機冷却」の HCLPF である 1.13G で機能喪失する。

この結果、収束シナリオ③～⑤の機能喪失に係る HCLPF が 1.12G 以上であることから、地震加速度区分 2 (0.97G～1.12G 未満) で発生する「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」は収束可能であり、炉心損傷に至ることはない。

このため、より大きな地震により発生する、地震加速度区分 3 (1.12G～1.23G) に対して、以下の通り評価を行った。

Ⅲ 地震加速度区分 3 (1.12G～1.23G 未満) に対する評価結果

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分 3 において新たに追加して作成する起因事象は「CV 機能喪失直結」である。「CV 機能喪失直結」は影響緩和機能に期待せず、直接炉心損傷に至るとみなすことから収束シナリオは作成していない。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項のとおり、直接炉心損傷に至ることから、影響緩和機能はない。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

i 項のとおり、直接炉心損傷に至ることから、収束シナリオはない。

よって、「CV 機能喪失直結」の HCLPF である 1.12G で炉心損傷に至る。

すなわち、炉心損傷を防止する観点では、地震加速度区分 2 における「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオの収束シナリオ③～⑤の機能喪失に係る HCLPF が 1.12G 以上であり、地震加速度区分 3 における「CV 機能喪失直結」の HCLPF が 1.12G となることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2-14 図及び参考資料Ⅱ、機器リストを参考資料Ⅰ及び参考資料Ⅱに示す。

このようにクリフエッジ加速度(1.12G)未満であれば、未臨界性が確保され、燃料の重大な損傷に至る事態は回避されることとなるが、クリフエッジ加速度以上に達した場合は、CV 機能喪失に伴い炉心損傷へ至ることとなる。

(a) 運転停止時

イ 評価方法

運転停止時の炉心損傷を防止するための措置について、崩壊熱が高く、1次系保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中を対象に、以下の評価を実施する。(第3.1.4.2-4図参照)

(イ) 起回事象の選定

地震発生時の安全裕度評価における起回事象は、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震PRA及び内部事象停止時PRAの検討結果を踏まえて選定する。

(ロ) 各起回事象発生に係るHCLPF及び地震加速度区分の特定

(イ)項にて選定した各起回事象を引き起こす設備等とそのHCLPFを、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震PRAの検討結果を踏まえて特定する。

また、この結果を踏まえて、発生する起回事象に対応する地震加速度区分を設定する。

(ハ) クリフエッジ評価

(ロ)項にて設定した地震加速度区分の小さい順に、各区分で発生する起回事象に対して以下のi項～iii項の評価を実施するとともに、当該区分で炉心損傷に至るかを評価する。

ここで、当該区分で炉心損傷に至らない場合は、次の地震加速度区分を対象とし、新たな起因事象が追加して発生することを考慮して、以下の i 項～iii 項の評価を実施する。

評価対象の地震加速度区分において炉心損傷に至る場合、起因事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF のうち、最も大きいものがクリフエッジの地震加速度となる。

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

当該の地震加速度区分で発生する起因事象に対し、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて、影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその HCLPF を「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る HCLPF は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の HCLPF のうち、小さい方となる。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

ii 項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF を特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の HCLPF のうち、最も小さいものとなる。

ロ 評価結果

(イ) 起回事象の選定結果

I 地震 PRA における起回事象に対する検討

地震 PRA の起回事象のうち、運転停止時の地震に対する安全裕度評価で考慮すべき起回事象を第 3.1.4.2-3 表のとおり検討し、以下のとおり抽出した。

- ・ 原子炉格納容器損傷
- ・ 原子炉建屋損傷
- ・ 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)
- ・ 大破断 LOCA
- ・ 中破断 LOCA
- ・ 小破断 LOCA
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 外部電源喪失

II 内部事象停止時 PRA における起回事象に対する検討

内部事象停止時 PRA の起回事象のうち、運転停止時の地震に対する安全裕度評価で考慮すべき起回事象を第 3.1.4.2-4 表のとおり検討し、以下のとおり抽出した。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
- ・ 水位維持失敗
- ・ 余熱除去機能喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 外部電源喪失

Ⅲ 運転停止時の地震に対する安全裕度評価で想定する起因事象の選定結果

運転停止時の地震に対する安全裕度評価の対象とする起因事象としては、Ⅰ及びⅡ項で抽出された起因事象を全て考慮することとし、以下の7事象を選定した。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失(大破断 LOCA、中破断 LOCA、小破断 LOCA を含む。)
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 水位維持失敗
- ・ 余熱除去機能喪失
- ・ 炉心損傷直結(CV 機能喪失直結を除く。)
- ・ CV 機能喪失直結

ここで、炉心損傷直結(CV 機能喪失直結を除く。)事象は、地震 PRA における大破断 LOCA を上回る規模の LOCA(Excess LOCA)に、CV 機能喪失直結事象は、地震 PRA における原子炉格納容器損傷及び原子炉建屋損傷に該当する。なお、選定した起因事象の概要を第 3.1.4.2-5 表に示す。

(ロ) 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定結果

各起因事象を引き起こす設備等とその HCLPF を第 3.1.4.2-6 表のとおり特定した。

ここで、外部電源喪失及び主給水流量喪失については耐震 B 及び C クラス設備等の破損により発生することから、地震加速度の大きさによらず発生するものとした。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する地震加速度区分 1～6 を同表のとおり設定した。

(ハ) クリフエッジ評価結果

I 地震加速度区分 1 (0.97G 未満) に対する評価結果

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分 1 で発生する起因事象である「外部電源喪失」について、第 3.1.4.2-5 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心の未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオ(冷却成功)とし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオ(炉心損傷)とした。

なお、「外部電源喪失」の収束シナリオ①、②、③、④及び⑤の概要は以下のとおり。

・ 収束シナリオ①:

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、余熱除去系を用いた 1 次系冷却を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ②:

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ①で期待していた余熱除去系による冷却に失敗した場合に、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプ(充てん注入モード)による炉心注水により炉心冷却を行う。更に格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環運転により崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

- ・ 収束シナリオ③:

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ②で期待していた充てん／高圧注入ポンプ(充てん注入モード)による炉心注水に失敗した場合に、充てん／高圧注入ポンプ(高圧注入モード)による炉心注水により炉心冷却を行う。更に格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環運転により崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

- ・ 収束シナリオ④:

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ③で期待していた充てん／高圧注入ポンプ(高圧注入モード)による炉心注水に失敗した場合に、燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心冷却を行う。更に格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環運転により崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ⑤:

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、代替交流電源(SA 又は特重)により交流電源を復旧させ、燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心冷却を行う。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を参考資料Ⅱのとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

外部電源喪失の収束シナリオ①～⑤の機能喪失に係る HCLPF について、参考資料Ⅱのとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①～④は「非常用所内電源からの給電」の HCLPF である 0.96G で機能喪失に至る。収束シナリオ⑤は「移動式大容量ポンプ車による補機冷却」の HCLPF である 1.13G で機能喪失する。

この結果、収束シナリオ⑤の機能喪失に係る HCLPF が 0.97G 以上であることから、地震加速度区分 1 (0.97G 未満) で発生する「外部電源喪失」は収束可能であり、炉心損傷に至ることはない。

このため、より大きな地震加速度により発生する、地震加速度区分 2 (0.97～1.12G 未満) に対して以下のとおり評価を行った。

II 地震加速度区分 2 (0.97G～1.12G 未満) に対する評価結果

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分 2 で発生する起因事象である「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 3.1.4.2-6 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

なお、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②及び③の概要は以下のとおり。

・ 収束シナリオ①:

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心冷却を行う。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ②

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、代替交流電源（SA 又は特重）により交流電源を復旧させ、燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心冷却を行う。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ③

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、代替交流電源（SA 又は特重）により交流電源を復旧させ、収束シナリオ②で期待していた、常設電動注入ポンプによる炉心への注水に失敗した場合、代替交流電源（特重）からの給電を実施した後、特重施設による代替炉心注水を行う。また、充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の起動を中央制御室からの手動操作により行い、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心へ注入し、1次系の冷却を継続する。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理すると共に、各々の機能喪失を引き起こ

す設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を参考資料Ⅱのとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①～③の機能喪失に係る HCLPF について、参考資料Ⅱのとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①は「非常用所内電源からの給電」の HCLPF である 0.96G で機能喪失に至る。収束シナリオ②及び③は「移動式大容量ポンプ車による補機冷却」の HCLPF である 1.13G で機能喪失する。

この結果、収束シナリオ②及び③の機能喪失に係る HCLPF が 1.12G 以上であることから、地震加速度区分 2 (0.97G～1.12G 未満) で発生する「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」は収束可能であり、炉心損傷に至ることはない。

このため、より大きな地震により発生する、地震加速度区分 3 (1.12G～1.28G) に対して、以下の通り評価を行った。

Ⅲ 地震加速度区分 3 (1.12G～1.28G 未満) に対する評価結果

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分 3 において新たに追加して作成する起因事象は「CV機能喪失直結」である。「CV機能喪失直結」は影響緩和機能に期待せず、直接炉心損傷に至るとみなすことから収束シナリオは作成していない。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項のとおり、直接炉心損傷に至ることから、影響緩和機能はない。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

i 項のとおり、直接炉心損傷に至ることから、収束シナリオはない。

よって、「CV 機能喪失直結」の HCLPF である 1.12G で炉心損傷に至る。

すなわち、炉心損傷を防止する観点では、地震加速度区分 2 における「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオの収束シナリオ②及び③の機能喪失に係る HCLPF が 1.12G 以上であり、地震加速度区分 3 における「CV 機能喪失直結」の HCLPF が 1.12G となることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2-14 図及び参考資料Ⅱ、機器リストを参考資料Ⅰ及び参考資料Ⅱに示す。

このようにクリフエッジ加速度(1.12G)未満であれば、未臨界性が確保され、燃料の重大な損傷に至る事態は回避されることとなるが、クリフエッジ加速度以上に達した場合は、CV 機能喪失に伴い炉心損傷へ至ることとなる。

b. 格納容器機能喪失防止対策

イ 評価方法

格納容器機能喪失を防止するための措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2-7 図)

(イ) 起因事象の選定

地震発生時の安全裕度評価における起因事象は、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて選定する。

(ロ) 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定

(イ)項にて選定した各起因事象を引き起こす設備等とその HCLPF を、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて特定する。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する地震加速度区分を設定する。

(ハ) クリフエッジ評価

(ロ)項にて設定した地震加速度区分の小さい順に、各区分で発生する起因事象に対して以下の i ~ iii の評価を実施するとともに、当該区分で格納容器機能喪失に至るかを評価する。

ここで、当該区分で格納容器機能喪失に至らない場合は、次の地震加速度区分を対象とし、新たな起因事象が追加して発生することを考慮して、以下の i ~ iii の評価を実施する。

評価対象の地震加速度区分において格納容器機能喪失に至る場合、起

因事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF のうち、最も大きいものがクリフエッジの地震加速度となる。

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

当該の地震加速度で発生する起因事象に対し、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて、影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る地震加速度の特定

i 項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその HCLPF を、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る HCLPF は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の HCLPF のうち、小さい方となる。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

ii 項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF を特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の HCLPF のうち、最も小さいものとなる。

ロ 評価結果

(イ) 起因事象の選定結果

出力運転時炉心評価での選定結果(3.1.4.2(1)a.(a)口項)と同様に、以下の11事象を選定した。

- ・ 大破断 LOCA
- ・ 中破断 LOCA
- ・ 小破断 LOCA
- ・ 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)
- ・ 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)
- ・ 主給水管破断
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 炉心損傷直結(CV機能喪失直結を除く。)
- ・ CV機能喪失直結

ここで、炉心損傷直結(CV機能喪失直結を除く。)事象は、地震PRAにおける大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)及びATWSに、CV機能喪失直結事象は、地震PRAにおける蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)、原子炉格納容器損傷及び原子炉建屋損傷に該当する。なお、選定した起回事象の概要を第3.1.4.2-7表に示す。

(ロ) 各起回事象発生に係るHCLPF及び地震加速度区分の特定結果

出力運転時炉心評価での特定結果(3.1.4.2(1)a.(a)口項)より、各起回事象を引き起こす設備等とそのHCLPFを第3.1.4.2-8表のとおり特定した。

ここで、外部電源喪失及び主給水流量喪失については耐震B及びCクラス設備等の破損により発生することから、地震加速度の大きさによらず発生するものとした。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する地震加速度区分 1～10 を同表のとおり設定した。

(ハ)クリフエッジ評価結果

クリフエッジの評価にあたっては、出力運転時炉心評価での評価結果(3.1.4.2(1)a.(a)口項)より、地震加速度区分 1 では炉心損傷に至らないことから、地震加速度区分 2 から評価を実施した。

I 地震加速度区分 2(0.97～1.12G 未満)

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

出力運転時炉心評価での評価結果(3.1.4.2(1)a.(a)口項)より、地震加速度区分 2 で発生する起因事象である「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 3.1.4.2-8 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心が損傷した状態において原子炉格納容器内の除熱が安定的に継続されるシナリオを収束シナリオ(格納容器健全(フィルタベントが成功し、格納容器の健全性が維持された場合は「放射性物質管理放出」と記載))とし、この状態に至らないシナリオを格納容器機能喪失に至るシナリオ(格納容器機能喪失)とした。

なお、「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②、③及び④の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①

炉心損傷発生の後、代替交流電源(SA 又は特重)から既設設備へ給電されている状態で、格納容器隔離を行う。静的触媒式水素再結合装置

(PAR) により水素濃度の低減を図り、1次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによって原子炉下部キャビティへ注水を行う。原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。これらにより、格納容器機能喪失を防止する。

・収束シナリオ②

炉心損傷発生の後、代替交流電源(SA 又は特重)から既設設備へ給電されている状態で、格納容器隔離を行う。PAR により水素濃度の低減を図り、1次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによって原子炉下部キャビティへ注水を行う。原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを実施するが、収束シナリオ①で期待していた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に失敗した場合、代替交流電源(特重)を起動し、特重施設へ給電すると共に、フィルタベントにより格納容器過圧を防止する。これらにより、格納容器機能喪失を防止する。

・収束シナリオ③

炉心損傷発生の後、代替交流電源(SA 又は特重)から既設設備へ給電されている状態で、格納容器隔離を行う。PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために窒素ポンペを使用した加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。収束シナリオ①で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗した場合、代替交流電源(特重)を起動し、特重施設へ給電すると共に、特重施設による代替格納容器スプレイと既設の原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。これらにより、格納容器機能喪失を防止する。

・収束シナリオ④

炉心損傷発生の後、代替交流電源(SA 又は特重)から既設設備へ給電されている状態で、格納容器隔離を行う。PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために窒素ポンペを使用した加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。収束シナリオ①で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗した場合、代替交流電源(特重)を起動し、特重施設へ給電すると共に、特重施設による代替格納容器スプレイと既設の原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うが、原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に失敗した場合に、フィルタベントにより格納容器過圧を防止する。これらにより、格納容器機能喪失を防止する。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を参考資料Ⅱのとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②、③及び④の機能喪失に係る HCLPF について、参考資料Ⅱのとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①、②及び③は「常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ」及び「格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水)」の HCLPF である 1.00G で機能喪失に至る。収束シナリオ④は「格納容器隔離」等の HCLPF である 1.16G で機能喪失する。

この結果、収束シナリオ④の機能喪失に係る HCLPF が 1.12G 以上であることから、地震加速度区分 2(0.97G～1.12G 未満)で発生する「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」は収束可能であり、格納容器機能喪失に至ることはない。

このため、より大きな地震により発生する、地震加速度区分 3(1.12G～1.23G)に対して、以下の通り評価を行った。

II 地震加速度区分 3 (1.12G～1.23G 未満) に対する評価結果

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分 3 において新たに追加して作成する起因事象は「CV 機能喪失直結」である。「CV 機能喪失直結」は影響緩和機能に期待せず、直接炉心損傷に至るとみなすことから収束シナリオは作成していない。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項のとおり、直接炉心損傷に至ることから、影響緩和機能はない。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

i 項のとおり、直接炉心損傷に至ることから、収束シナリオはない。

よって、「CV 機能喪失直結」の HCLPF である 1.12G で炉心損傷に至る。

すなわち、炉心損傷を防止する観点では、地震加速度区分 2 における「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオの収束シナリオ④の機能喪失に係る HCLPF が 1.12G 以上であり、地震加速度区分 3 における「CV 機能喪失直結」の HCLPF が 1.12G となることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2-14 図及び参考資料 II、機器リストを参考資料 I 及び参考資料 II に示す。

このようにクリフエッジ加速度(1.12G)未満であれば、格納容器の健全性が確保され、格納容器の機能喪失に至る事態は回避されることとなるが、クリフエッジ加速度以上に達した場合は、「CV 機能喪失直結」により格納容器機能喪失へ至ることとなる。

c. 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策

イ 評価方法

使用済燃料ピット(以下「SFP」という。)にある燃料の損傷を防止するための措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2-9 図)

(イ) 起因事象の選定

SFP 燃料損傷に至る事象として、SFP 冷却系の機能喪失、SFP 保有水の流出を考慮する。SFP 冷却系の機能喪失の原因として、SFP ポンプ・SFP 冷却器等の故障及び SFP 冷却系の運転をサポートする機器の故障を考慮して、起因事象を選定する。また、SFP 保有水の流出原因として、SFP の本体損傷等を考慮する。

(ロ) 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定

(イ)項にて選定した各起因事象を引き起こす設備等とその HCLPF を特定する。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する地震加速度区分を設定する。

(ハ) クリフエッジ評価

(ロ)項にて設定した地震加速度区分の小さい順に、各区分で発生する起因事象に対して以下の i ~ iii の評価を実施するとともに、当該区分で SFP 燃料の損傷に至るかを評価する。

ここで、当該区分で格納容器機能喪失に至らない場合は、次の地震加速度区分を対象とし、新たな起因事象が追加して発生することを考慮して、以下の i ~ iii の評価を実施する。

評価対象の地震加速度区分において SFP 燃料損傷に至る場合、起因事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF のうち、最も大きいものがクリフエッジの地震加速度となる。

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

当該の地震加速度で発生する起因事象に対し、影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る地震加速度の特定

i 項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその HCLPF を特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る HCLPF は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の HCLPF のうち、小さい方となる。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

ii 項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF を特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の HCLPF のうち、最も小さいものとなる。

ロ 評価結果

(イ) 起因事象の選定結果

地震発生時の安全裕度評価における起因事象については、以下の 4 事象を選定した。

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失
- ・ SFP 冷却機能喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ SFP 損傷

なお、選定した起因事象の概要を第 3.1.4.2-9 表に示す。

(ロ) 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定結果

各起因事象を引き起こす設備等とその HCLPF を第 3.1.4.2-10 表のとおり特定した。

ここで、外部電源喪失については耐震 B 及び C クラス設備等の破損により発生することから、地震加速度の大きさによらず発生するものとした。なお、SFP 損傷については、SFP が設置されている燃料取扱建屋の fragility 評価の結果、入力加速度が 3.06G であっても損傷確率が 10^{-6} 程度と非常に小さく、fragility 曲線を近似評価することはできないレベルであり、地震に対する耐力が十分に高いことから、クリフエッジ評価では考慮しないこととした。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する地震加速度区分 1～2 を同表のとおり設定した。

(ハ) クリフエッジ評価結果

I 地震加速度区分 1 (0.86G 未満)

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分 1 で発生する起因事象である「外部電源喪失」について、第 3.1.4.2-10 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、SFP の未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオ (冷却

成功)とし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオ(SFP 燃料損傷)とした。

なお、「外部電源喪失」の収束シナリオ①、②、③及び④の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①:

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、SFP 冷却系による冷却を行うことで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ②:

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ①で期待していた SFP 冷却系による冷却に失敗した場合に、燃料取替用水ポンプにより燃料取替用水タンクのほう酸水を SFP に注入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ③:

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ②で期待していた燃料取替用水ポンプによる注水に失敗した場合に、SFP 補給用水中ポンプ／取水用水中ポンプにより海水又は淡水を SFP に注入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ④:

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、SFP 補給用水中ポンプ／取水用水中ポンプにより海水又は淡水を SFP に注入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を第 3.1.4.2-11 表のとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

外部電源喪失の収束シナリオ①～④の機能喪失に係る HCLPF について、第 3.1.4.2-11 図のとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①～④の機能喪失に係る HCLPF が 0.86G 以上であることから、地震加速度区分 1 (0.86G 未満) で発生する「外部電源喪失」は収束可能であり、SFP 燃料損傷に至ることはない。

このため、より大きな地震加速度で発生する、地震加速度区分 2 (0.86G 以上) に対して以下のとおり評価を行った。

II 地震加速度区分 2 (0.86G 以上)

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分 2 で発生する起因事象である SFP 冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失を考慮し、「外部電源喪失＋SFP 冷却機能喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」について、第 3.1.4.2-12 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、SFP の未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオ（冷却成功）とし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオ（SFP 燃料損傷）とした。

なお、「外部電源喪失＋SFP 冷却機能喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」の収束シナリオ①、②及び③の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①：

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、燃料取替用水ポンプにより燃料取替用水タンクのほう酸水を SFP に注入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ②：

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ①で期待していた燃料取替用水ポンプによる注水に失敗した場合に、SFP 補給用水中ポンプ／取水用水中ポンプにより海水又は淡水を SFP に注入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ③:

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、SFP 補給用水中ポンプ／取水用水中ポンプにより海水又は淡水を SFP に注入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を第 3.1.4.2-12 表のとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」の収束シナリオ①～③の機能喪失に係る HCLPF について、第 3.1.4.2-13 図のとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①及び②は「非常用所内電源からの給電」の HCLPF である 0.96G で機能喪失に至る。収束シナリオ③の SFP 補給用水中ポンプによる海水注水の HCLPF である 1.17G で機能喪失することで、SFP 燃料損傷に至る。すなわち、地震加速度区分 2 (0.82G 以上) で SFP 燃料損傷に至ることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2-14 図、機器リストを参考資料 I に示す。

このクリフエッジシナリオ(収束シナリオ③の緩和シナリオ)では、起因事象として外部電源喪失、SFP 冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が重畳して発生した後、ディーゼル発電機の起動が失敗した状態となるが、SFP 補給用水中ポンプによって海水注水することにより SFP 冷却を行う。

このように、クリフエッジ加速度(1.17G)未満であれば、SFP 補給用水中ポンプを用いて海水を SFP に注入することにより安定、継続的な冷却が行われることとなり、SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避されることとなるが、クリフエッジ加速度を超えた場合は、SFP 補給用水中ポンプによる海水注水が喪失してしまい、SFP 燃料損傷に至ることとなる。

第 3.1.4.2-1 表 選定した起回事象の概要

起回事象	事象概要
大破断 LOCA	大破断相当の損傷規模となる加圧器サージ用管台等の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
中破断 LOCA	中破断相当の損傷規模となる 1 次冷却材管(余熱除去系戻り及び安全注入管台)等の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
小破断 LOCA	小破断相当の損傷規模となる高圧注入系配管等の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	主蒸気隔離弁より蒸気発生器側の主蒸気系配管等の損傷による 2 次系からの蒸気流出に至る事象
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	主蒸気隔離弁より下流の低耐震設備で生じた損傷に対し、主蒸気隔離弁による隔離に失敗し 2 次系からの蒸気流出に至る事象
主給水管破断	主給水管や蒸気発生器給水管管台の損傷等により 2 次系からの冷却水流出に至る事象
原子炉補機冷却機能の 全喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の全喪失に至る事象。
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象
主給水流量喪失	主給水系に係る設備の損傷により、主給水系統による蒸気発生器への給水機能が喪失する事象
炉心損傷直結 (CV 機能喪失直結を除く。)	発生時には事象緩和手段が無く炉心損傷を回避できない事象 (CV 機能喪失直結に至る事象を除く。)
CV 機能喪失直結	発生時には事象緩和手段が無く炉心損傷に加え格納容器機能喪失も回避できない事象

第 3.1.4.2-2 表 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定結果

(地震:出力運転時炉心損傷)

地震加速度区分		各地震加速度区分で追加して発生する起因事象	各起因事象を引き起こす設備等と HCLPF		備考
区分 1	0.97G 未満	外部電源喪失 主給水流量喪失	—	—	—
区分 2	0.97～1.12G 未満	原子炉補機冷却機能の全喪失	制御棒駆動装置冷却ユニット	0.97G	—
区分 3	1.12～1.23G 未満	CV 機能喪失直結	原子炉格納容器 (リングガータ上端部)	1.12G	—
区分 4	1.23～1.29G 未満	大破断 LOCA	制御棒駆動装置	1.23G	—
区分 5	1.29～1.35G 未満	中破断 LOCA	1次冷却材管 (充てん管台)	1.29G	—
区分 6	1.35～1.36G 未満	主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	主蒸気ライン配管 (配管本体)	1.35G	—
区分 7	1.36～1.5G 未満	炉心損傷直結	原子炉容器 (出口管台)	1.36G	—
区分 8	1.5～1.7G 未満	主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	主蒸気隔離弁	1.50 G	—
区分 9	1.7～1.83G 未満	主給水管破断	蒸気発生器 (主給水管破断)	1.70G	—
区分 10	1.83G 以上	小破断 LOCA	高圧注入ポンプ (高温側配管本体)	1.83G	—

第 3.1.4.2-3 表 地震 PRA における起因事象に対する検討

(地震: 運転停止時炉心損傷)

地震 PRA における 起因事象	今回の安全裕度 評価における 想定要否	備 考
蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	×	ミッドループ運転中に発生しても、直接炉心損傷を引き起こすことはないため対象外とする。
原子炉格納容器損傷	○	—
原子炉建屋損傷	○	—
大破断 LOCA を 上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	○	—
大破断 LOCA	○	—
中破断 LOCA	○	—
小破断 LOCA	○	—
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	×	ミッドループ運転中に発生しても、直接炉心損傷を引き起こすことはないため対象外とする。
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	×	
主給水管破断	×	
原子炉補機冷却機能の 全喪失	○	—
外部電源喪失	○	—
主給水流量喪失	×	ミッドループ運転中に発生することはないため対象外とする。
ATWS	×	停止時は原子炉停止後／起動前であり、想定不要とする。

第 3.1.4.2-4 表 内部事象停止時 PRA における起因事象に対する検討

(地震:運転停止時炉心損傷)(1/2)

内部事象停止時 PRA における起因事象	今回の安全裕度 評価における 想定要否	備 考
原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失	○	—
加圧器逃がし弁/ 安全弁 LOCA	×	ミッドループ運転中に発生することはないため対象外とする。
オーバードレン	×	安全裕度評価では地震時に運転員が誤操作すること又は誤開することを想定しない。
反応度の誤投入	×	
水位維持失敗	○	—
余熱除去機能喪失	○	—
原子炉補機冷却水系の 全喪失	○	安全裕度評価上では、「原子炉補機冷却機能の全喪失」と記載する。
原子炉補機冷却水系の 部分喪失	×	損傷時には全系列損傷を想定する。
原子炉補機冷却海水系の全 喪失	×	「原子炉補機冷却水系の全喪失」で代表する。
原子炉補機冷却海水系の部 分喪失	×	損傷時には全系列損傷を想定する。
外部電源喪失	○	—
安全系高圧(低圧)交流 母線の全喪失	×	「外部電源喪失」のサポート系としてモデル化するため対象外とする。
安全系直流母線の全喪失	×	

第 3.1.4.2-4 表 内部事象停止時 PRA における起因事象に対する検討

(地震:運転停止時炉心損傷)(2/2)

内部事象停止時 PRA における起因事象	今回の安全裕度 評価における 想定要否	備 考
安全系高圧(低圧)交流 母線の部分喪失	×	損傷時には全系列損傷を想定する。
安全系直流母線の部分喪失	×	
制御用空気系の全喪失	×	「外部電源喪失」のサポート系としてモデル化するため対象外とする。
制御用空気系の部分喪失	×	損傷時には全系列損傷を想定する。
主給水流量喪失	×	ミッドループ運転中に発生することはないため対象外とする。

第 3.1.4.2-5 表 選定した起回事象の概要

起回事象	事象概要
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失(大破断 LOCA、中破断 LOCA、小破断 LOCA を含む。)	機器や配管の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
原子炉補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の全喪失に至る事象
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象
水位維持失敗	化学体積制御系の損傷が発生し、充てん流量と抽出流量のアンバランスが生じることで RCS 水位が低下し、かつ、水位低下が継続する事象
余熱除去機能喪失	余熱除去系の弁やポンプの損傷により余熱除去系が機能喪失する事象
炉心損傷直結 (CV 機能喪失直結を除く。)	発生時には事象緩和手段が無く炉心損傷を回避できない事象(CV 機能喪失直結に至る事象を除く。)

第 3.1.4.2-6 表 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定結果

(地震:運転停止時炉心損傷)

地震加速度区分		各地震加速度区分で追加して発生する起因事象	各起因事象を引き起こす設備等と HCLPF		備考
区分 1	0.97G 未満	外部電源喪失	—	—	—
区分 2	0.97～1.12G 未満	原子炉補機冷却機能の全喪失	制御棒駆動装置 冷却ユニット	0.97G	—
区分 3	1.12～1.28G 未満	CV 機能喪失直結	原子炉格納容器 (リングガード上端部)	1.12G	—
区分 4	1.28～1.36G 未満	水位維持失敗 余熱除去機能喪失	所内版	1.28G	—
区分 5	1.36～1.83G 未満	炉心損傷直結 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失(CV 外)	原子炉容器 出口管台 冷却材陽イオン脱塩塔(支持脚)	1.36G	—
区分 6	1.83G 以上	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能(CV 内)	SIS 高圧注入ポンプ 及び余熱除去ポンプ 高温側配管 SIS 高圧注入ポンプ 高温側配管 充てん/高圧注入配管 蓄圧タンク注入配管(C/L 側) 低圧注入系配管(C/L 側) (配管本体)	1.83G	—

第 3.1.4.2-7 表 選定した起回事象の概要

起回事象	事象概要
大破断 LOCA	大破断相当の損傷規模となる加圧器サージ用管台等の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
中破断 LOCA	中破断相当の損傷規模となる 1 次冷却材管(余熱除去系戻り及び安全注入管台)等の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
小破断 LOCA	小破断相当の損傷規模となる高圧注入系配管等の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	主蒸気隔離弁より蒸気発生器側の主蒸気系配管等の損傷による 2 次系からの蒸気流出に至る事象
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	主蒸気隔離弁より下流の低耐震設備で生じた損傷に対し、主蒸気隔離弁による隔離に失敗し 2 次系からの蒸気流出に至る事象
主給水管破断	主給水管や蒸気発生器給水管管台の損傷等により 2 次系からの冷却水流出に至る事象
原子炉補機冷却機能の 全喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の全喪失に至る事象。
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象
主給水流量喪失	主給水系に係る設備の損傷により、主給水系統による蒸気発生器への給水機能が喪失する事象
炉心損傷直結 (CV 機能喪失直結を除く。)	発生時には事象緩和手段が無く炉心損傷を回避できない事象 (CV 機能喪失直結に至る事象を除く。)
CV 機能喪失直結	発生時には事象緩和手段が無く炉心損傷に加え格納容器機能喪失も回避できない事象

第 3.1.4.2-8 表 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定結果

(地震:格納容器機能喪失)

地震加速度区分		各地震加速度区分で追加して発生する起因事象	各起因事象を引き起こす設備等と HCLPF		備考
区分 1	0.97G 未満	外部電源喪失 主給水流量喪失	—	—	—
区分 2	0.97～1.12G 未満	原子炉補機冷却機能の全喪失	制御棒駆動装置冷却ユニット 基礎ボルト	0.97G	—
区分 3	1.12～1.23G 未満	CV 機能喪失直結	原子炉格納容器 (リングガータ 上端部)	1.12G	—
区分 4	1.23～1.29G 未満	大破断 LOCA	制御棒駆動装置	1.23G	—
区分 5	1.29～1.35G 未満	中破断 LOCA	充てん管台	1.29G	—
区分 6	1.35～1.36G 未満	主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	配管本体	1.35G	—
区分 7	1.36～1.50G 未満	炉心損傷直結	原子炉容器 (出口管台)	1.36G	—
区分 8	1.50～1.70G 未満	主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	—	1.5 G	—
区分 9	1.70～1.83G 未満	主給水管破断	蒸気発生器 (主給水管破断)	1.7G	—
区分 10	1.83G 以上	小破断 LOCA	高圧注入ポンプ (高温側配管 本体)	1.83G	—

第 3.1.4.2-9 表 選定した起回事象の概要

起回事象	事象概要
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の喪失に至る事象
SFP 冷却機能喪失	SFP 水浄化冷却系統を構成する機器が損傷し、使用済燃料の冷却機能が喪失する事象
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象
SFP 損傷	SFP 本体の損傷により、大規模な保有水の喪失に至る事象

第 3.1.4.2-10 表 各起回事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定結果(地震:SFP 燃料損傷)

地震加速度区分		各地震加速度区分で追加して発生する起回事象	各起回事象を引き起こす設備等と HCLPF		備考
区分 1	0.86G 未満	外部電源喪失	—	—	—
区分 2	0.86G 以上	原子炉補機冷却機能喪失 (SFP 冷却機能喪失)	海水取水ライン 構造物	0.86G	原子炉補機冷却機能喪失に伴い、SFP 冷却器への給水が停止し、従属的に SFP 冷却機能喪失が発生する。

第 3.1.4.2-11 表 フロントライン系とサポート系の関連表(地震:SFP 燃料損傷(区分 1))

			フロントライン系				
			影響緩和機能	非常用所内電源からの給電	SFP 冷却系による冷却	燃料取替用水ポンプによる注水	SFP 補給用水中ポンプによる海水注水
			設備	ディーゼル発電機 コントロールセンタ	SFP ゲート	電動弁	SFP 補給用水中ポンプ/取水 用水中ポンプ
サポート系	影響緩和機能	設備		0.96G	0.99G	1.04G	1.17G
	6.6kV AC 電源	原子炉補助建屋	1.37G	○	○	○	
	440V AC 電源	パワーセンタ	1.22G	○	○	○	
	125V DC 電源	ドロップパ盤 充電器盤	1.26G	○	○		
	115V AC 電源	原子炉補助建屋	1.37G	○	○	○	
	バッテリー	蓄電池	1.26G	○			
	CCW	制御棒駆動装置 冷却ユニット	0.97G		●		
	海水系	海水取水ライン 構造物	1.07G	○	○		
	ディーゼル発電機室 換気系	ディーゼル発電機 コントロールセンタ	0.96G	●			
影響緩和機能の HCLPF				0.96G	0.97G	1.04G	1.17G

○:フロントライン系の機能に必要なサポート系であることを示す。

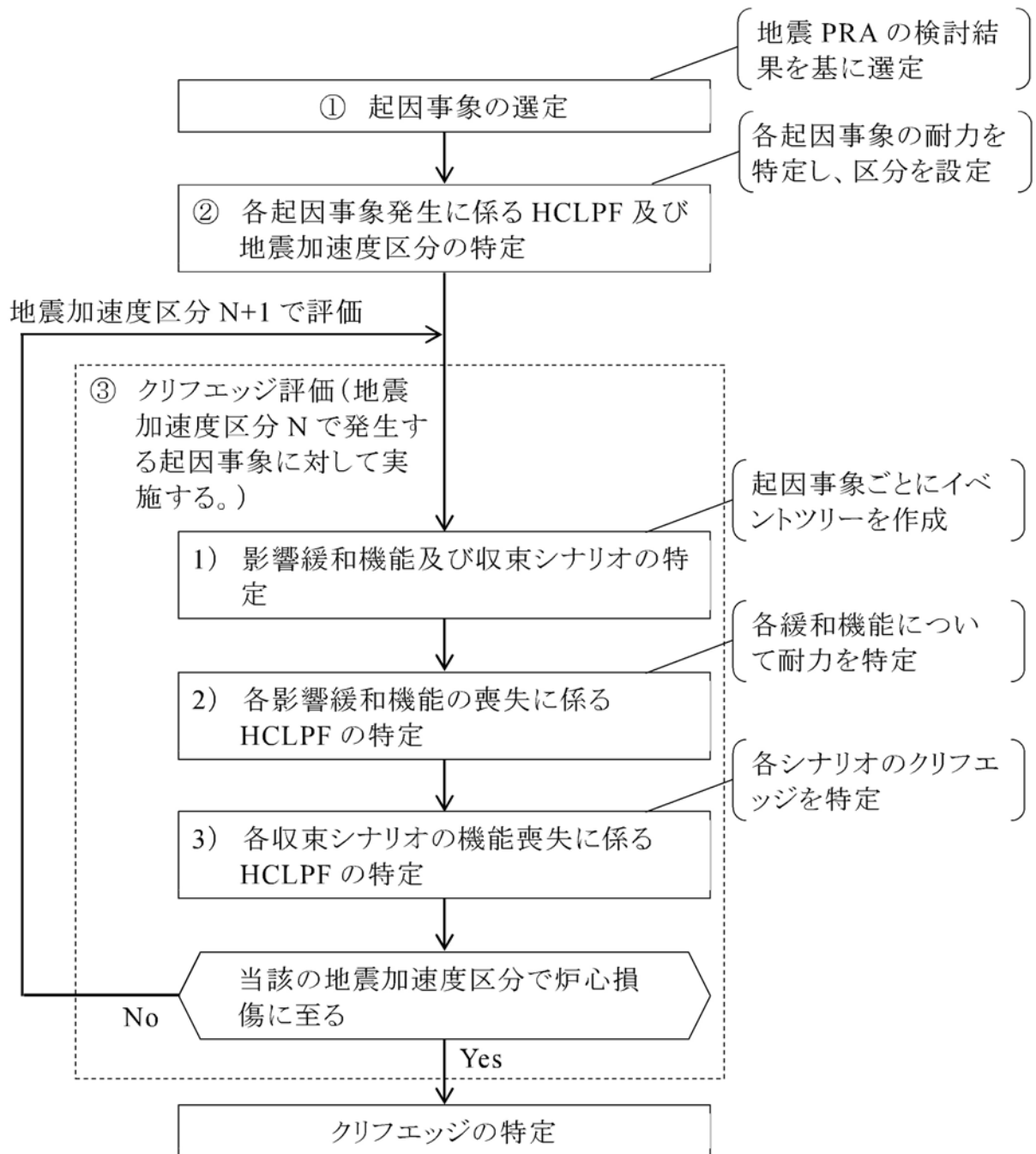
●:○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も HCLPF の小さい項目であることを示す。

第 3.1.4.2-12 表 フロントライン系とサポート系の関連表(地震:SFP 燃料損傷(区分 2))

			フロントライン系			
			影響緩和機能	非常用所内電源からの給電	燃料取替用水ポンプによる注水	SFP 補給用水中ポンプによる海水注水
			設備	ディーゼル発電機 コントロールセンタ	電動弁	SFP 補給用水中ポンプ /取水用水中ポンプ
サポート系	影響緩和機能	設備		0.96G	1.04G	1.17G
	6.6kV AC 電源	原子炉補助建屋	1.37G	○	○	
	440V AC 電源	パワーセンタ	1.22G	○	○	
	125V DC 電源	ドロップバ盤 充電器盤	1.26G	○		
	115V AC 電源	原子炉補助建屋	1.37G	○	○	
	バッテリー	蓄電池	1.26G	○		
	海水系	海水取水ライン 構造物	1.07G	○		
	ディーゼル発電機室 換気系	ディーゼル発電機 コントロールセンタ	0.96G	●		
影響緩和機能の HCLPF				0.96G	1.04G	1.17G

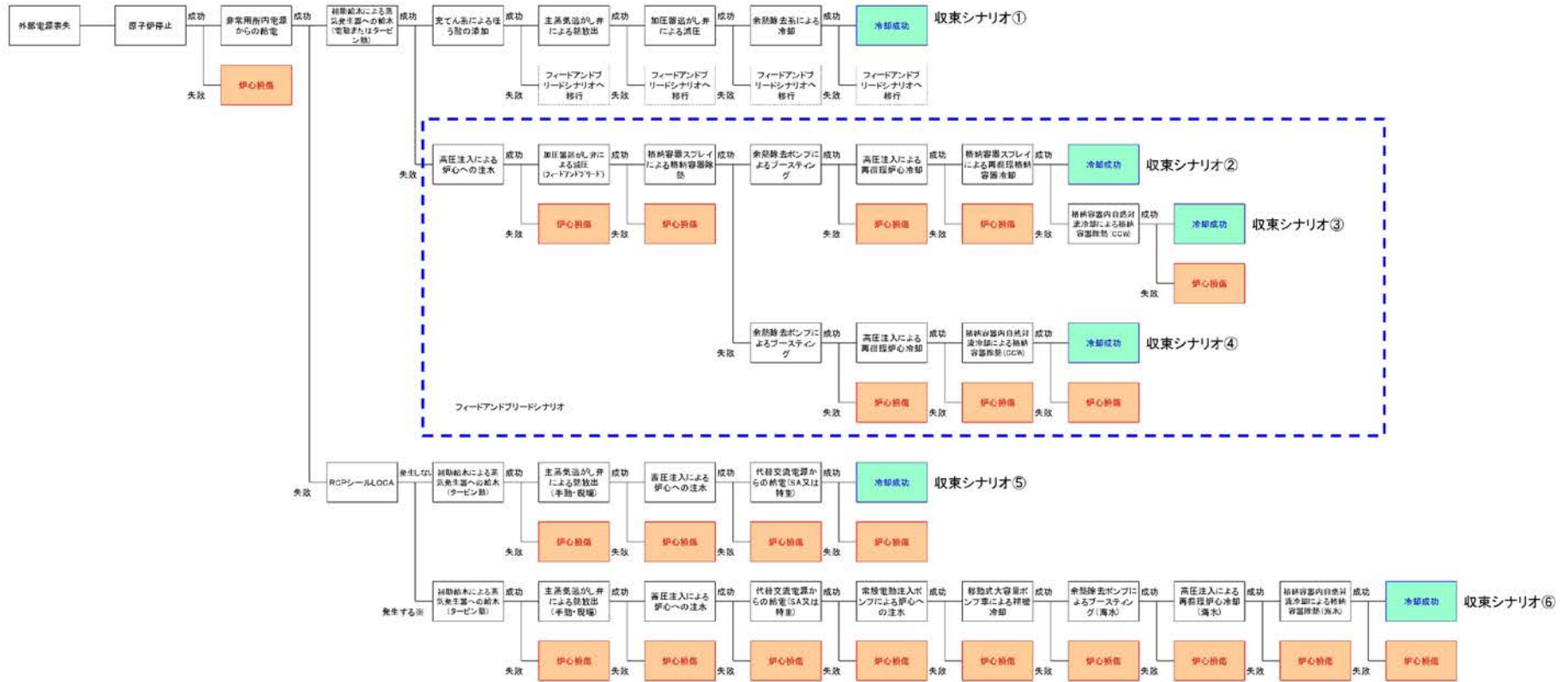
○:フロントライン系の機能に必要なサポート系であることを示す。

●:○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も HCLPF の小さい項目であることを示す。



第 3.1.4.2-1 図 クリフエッジの特定に係るフロー図 (地震: 出力運転時炉心損傷)

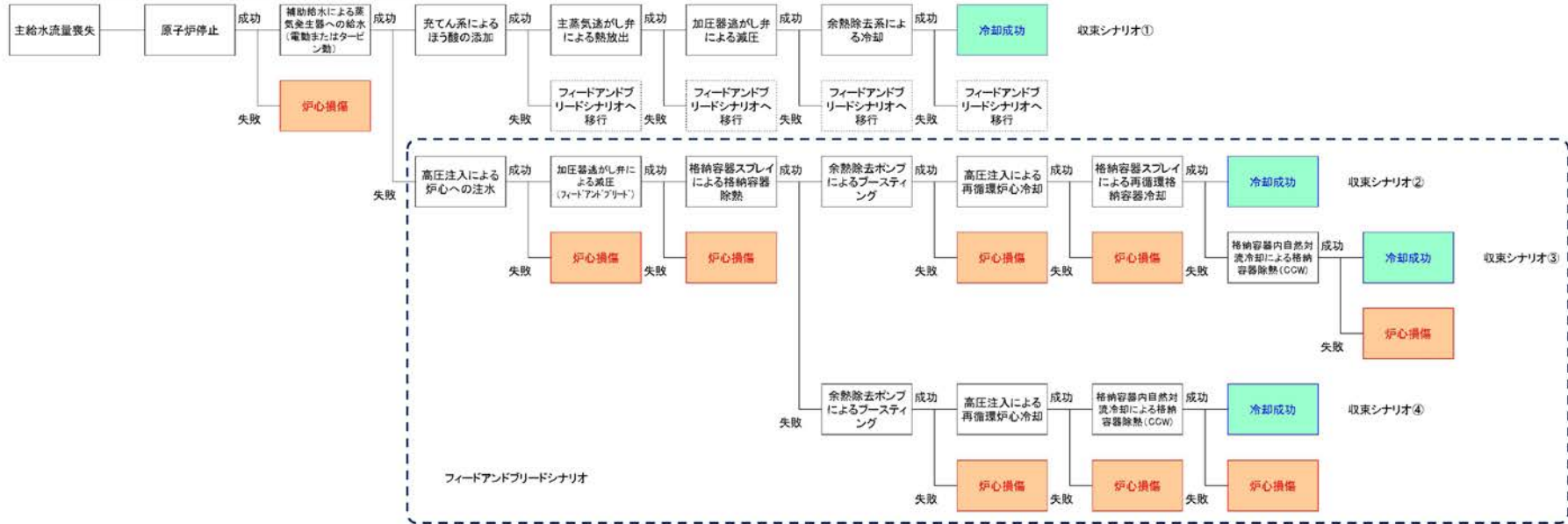
起因事象:外部電源喪失



※地震を起因とした機器損傷によるRCP/SA/LOCAの発生を想定しないが、保守的に発生した場合の事故収束シナリオの能力を記載する。

第 3.1.4.2-2 図 各起因事象における収束シナリオ(地震:出力運転時炉心損傷(区分1))(1/2)

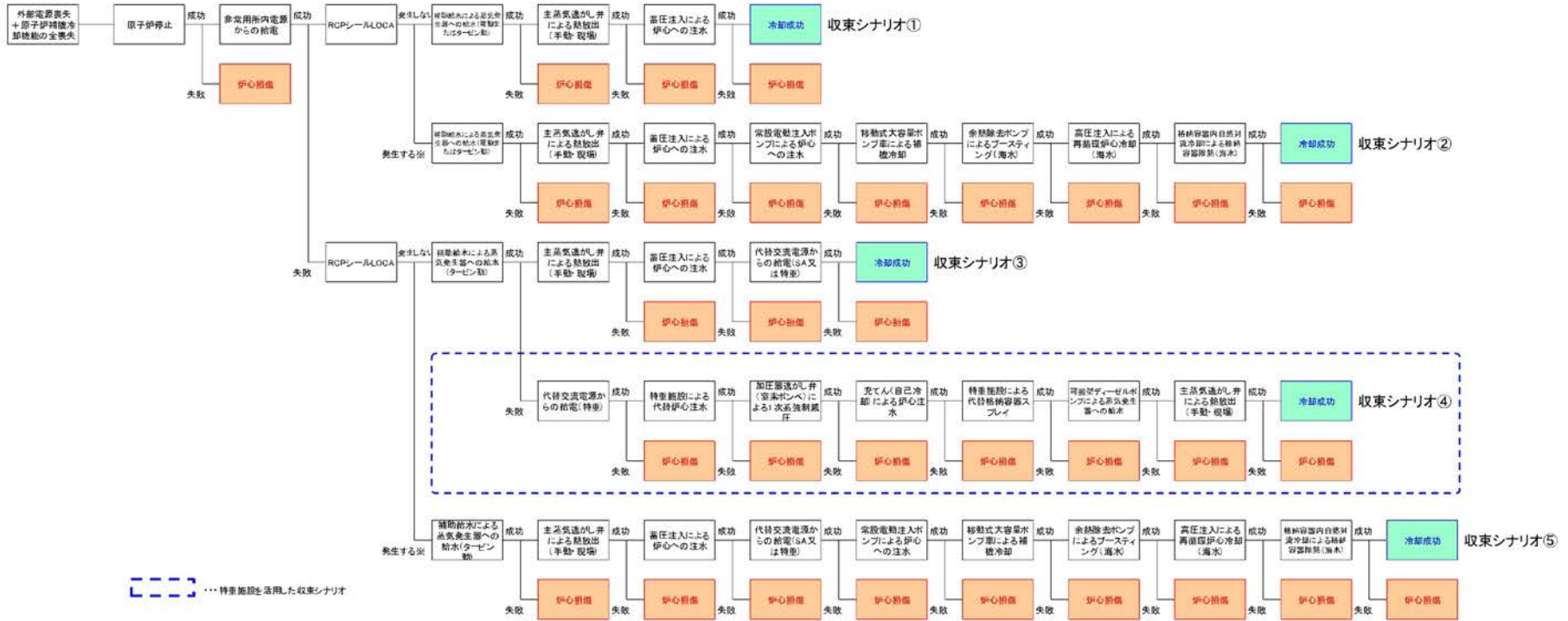
起因事象:主給水流量喪失



3.1.4-68

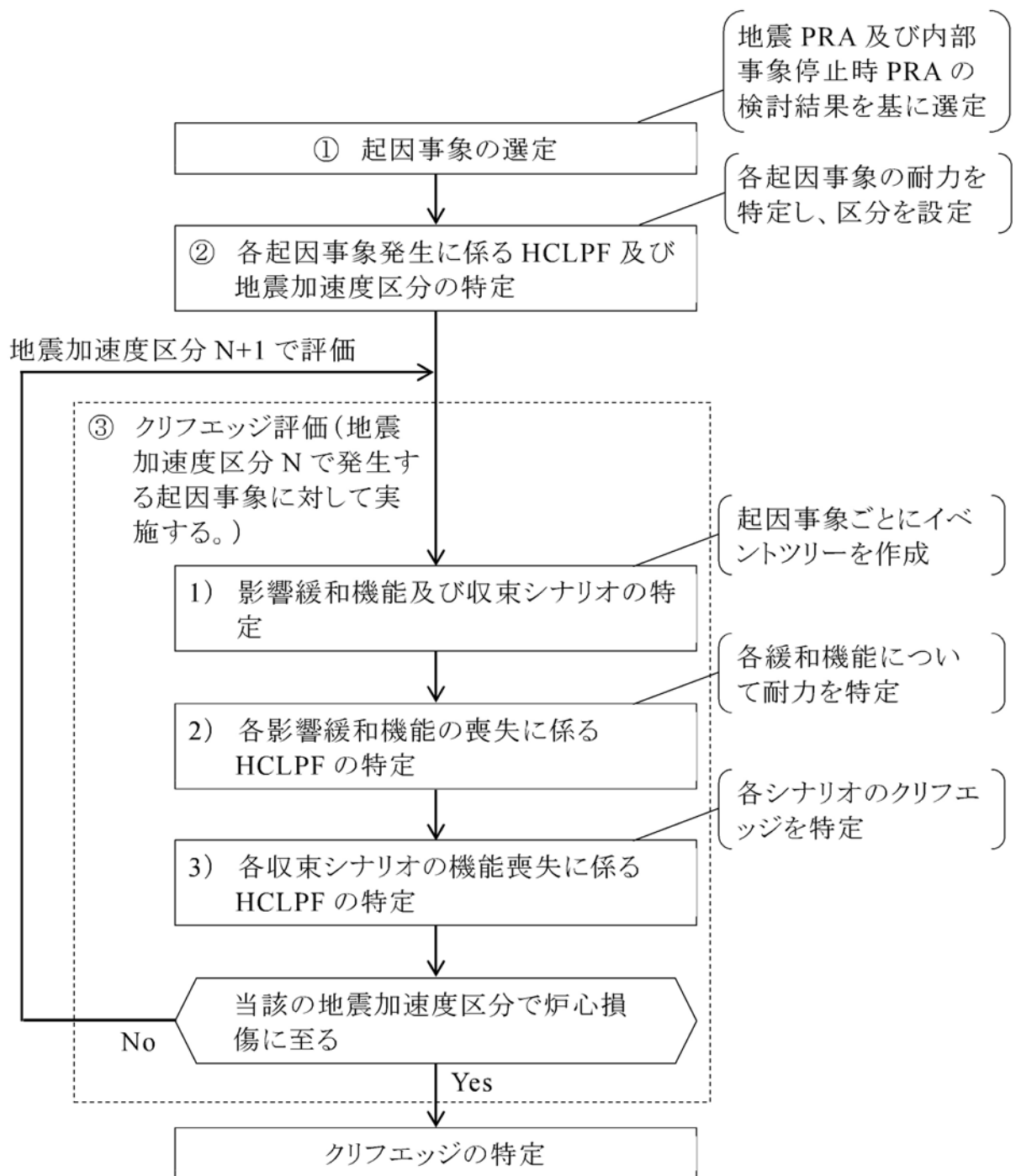
第 3.1.4.2-2 図 各起因事象における収束シナリオ (地震:出力運転時炉心損傷(区分 1)) (2/2)

起因事象: 外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失

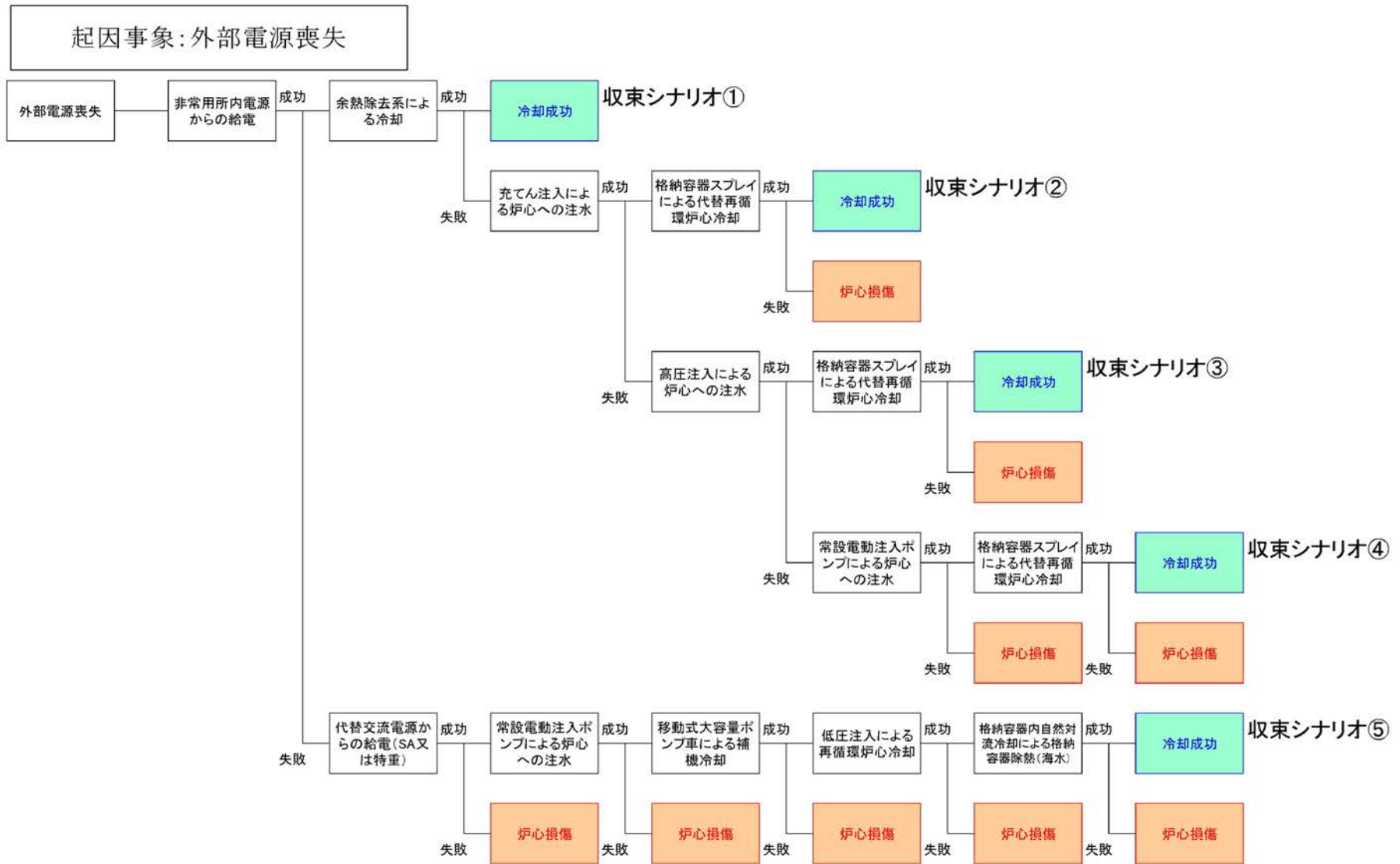


※地震を起因とした機器損傷によるRCPシールドLOCAの発生を想定しないが、保守的に発生した場合の事故収束シナリオの耐力を記載する。

第 3.1.4.2-3 図 各起因事象における収束シナリオ(地震:出力運転時炉心損傷(区分 2))

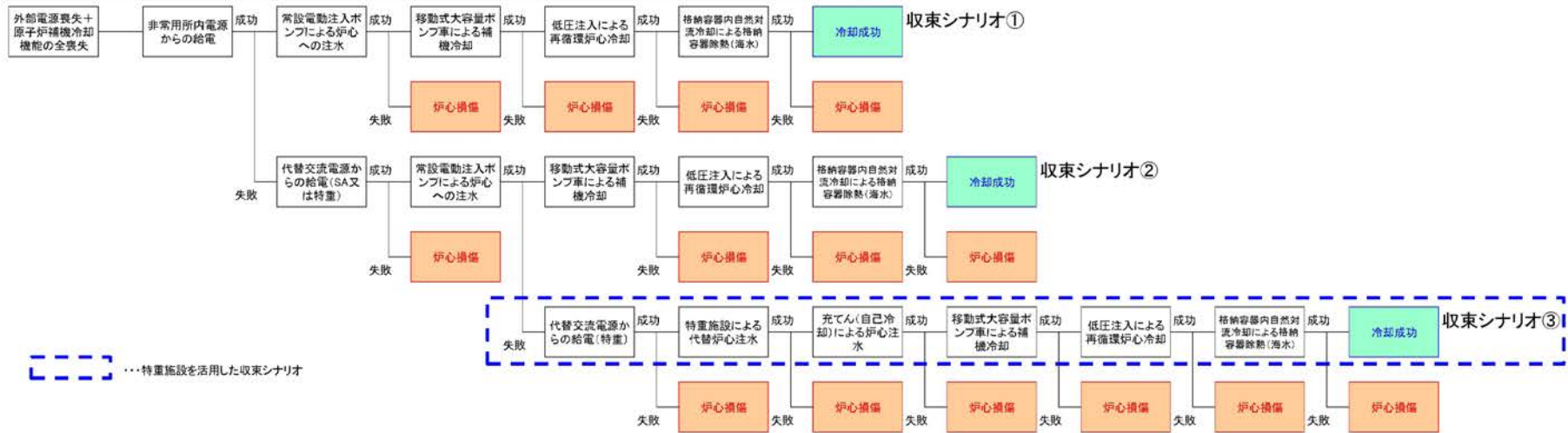


第 3.1.4.2-4 図 クリフエッジの特定に係るフロー図 (地震: 運転停止時炉心損傷)

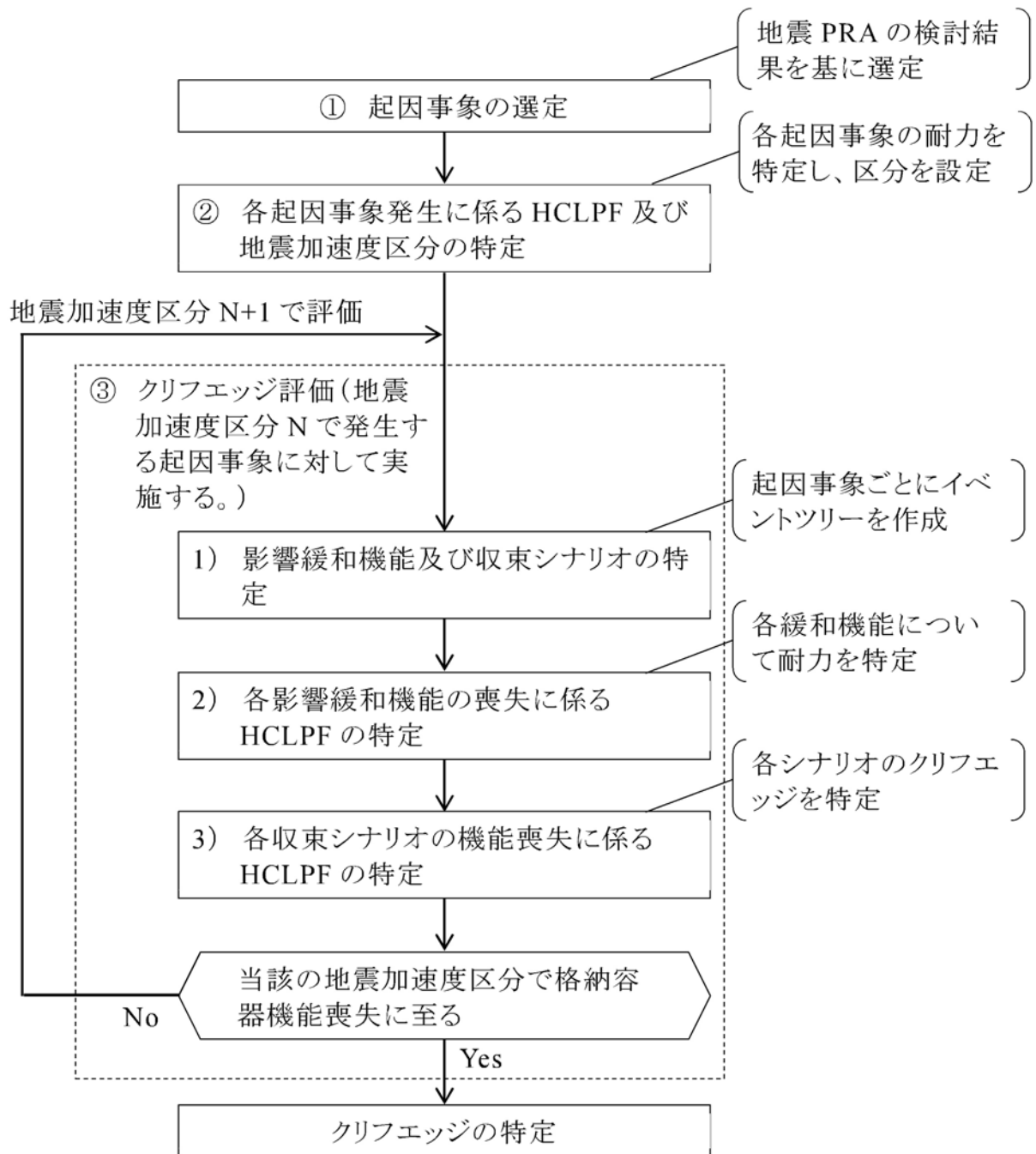


第 3.1.4.2-5 図 各起因事象における収束シナリオ(地震:運転停止時炉心損傷(区分 1))

起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失

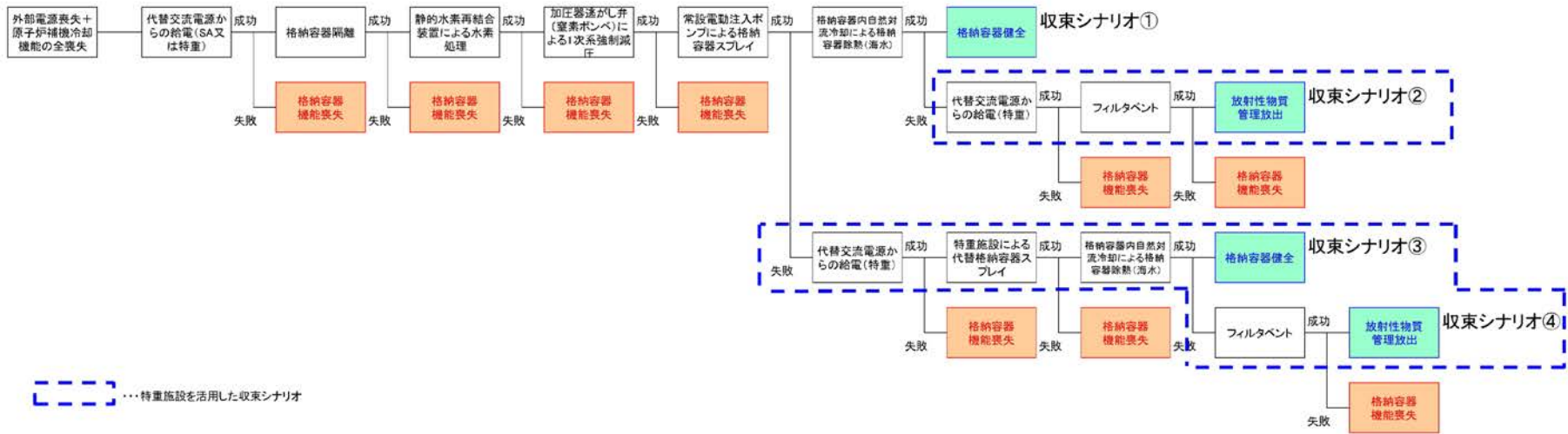


第 3.1.4.2-6 図 各起因事象における収束シナリオ(地震:運転停止時炉心損傷(区分 2))

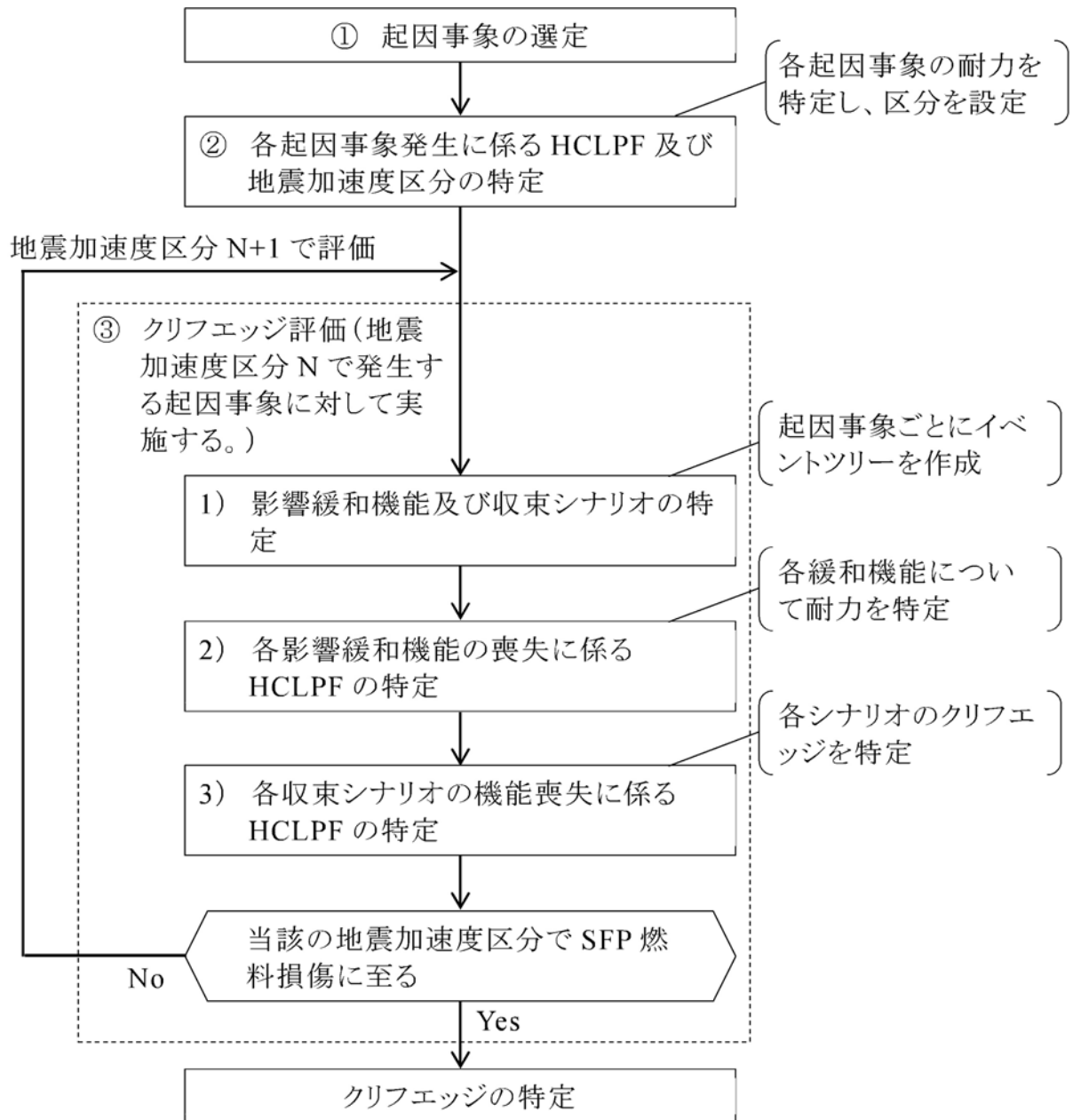


第 3.1.4.2-7 図 クリフエッジの特定に係るフロー図 (地震: 格納容器機能喪失)

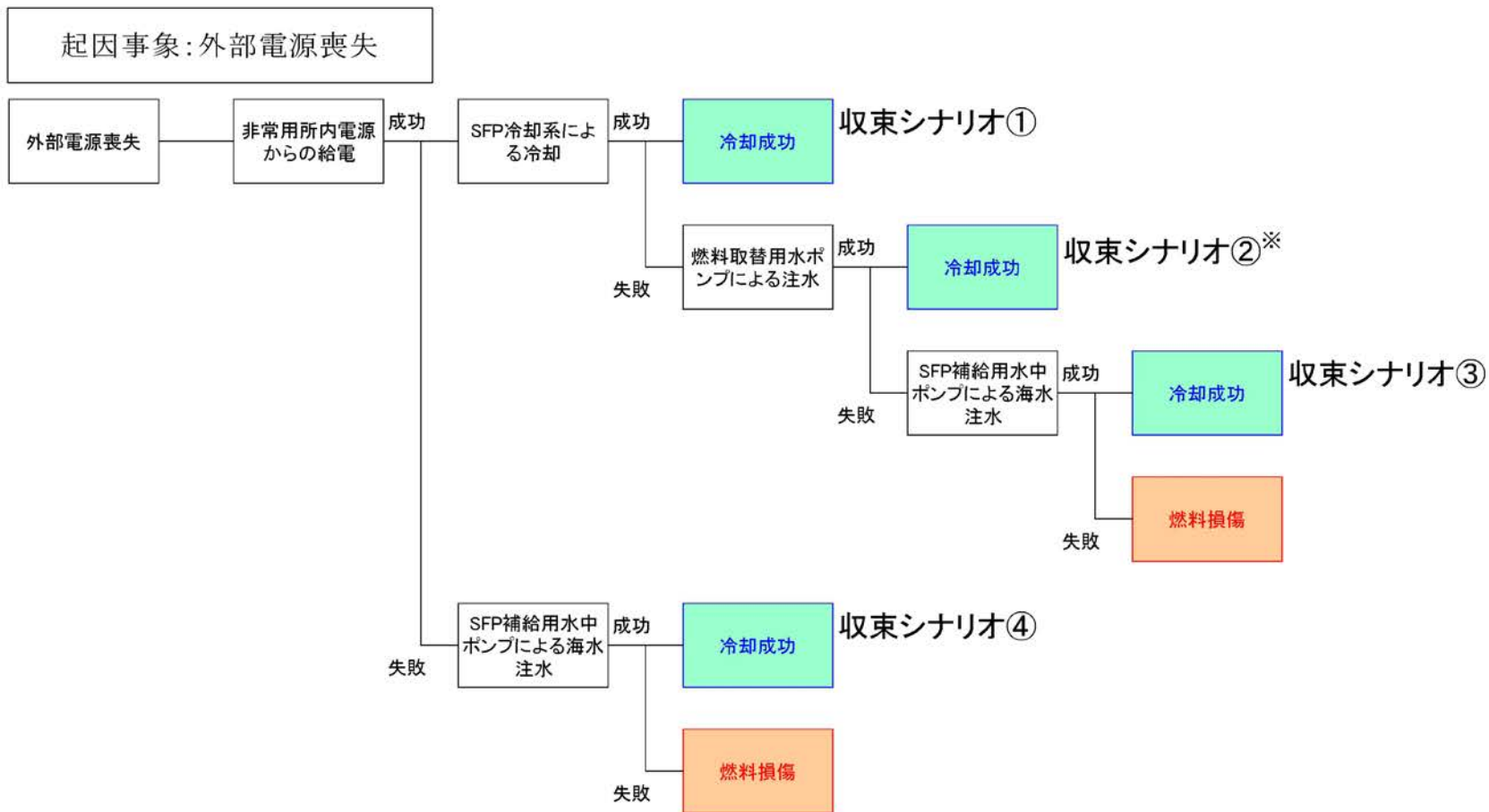
起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失



第 3.1.4.2-8 図 各起因事象における収束シナリオ(地震:格納容器機能喪失防止(区分 2))

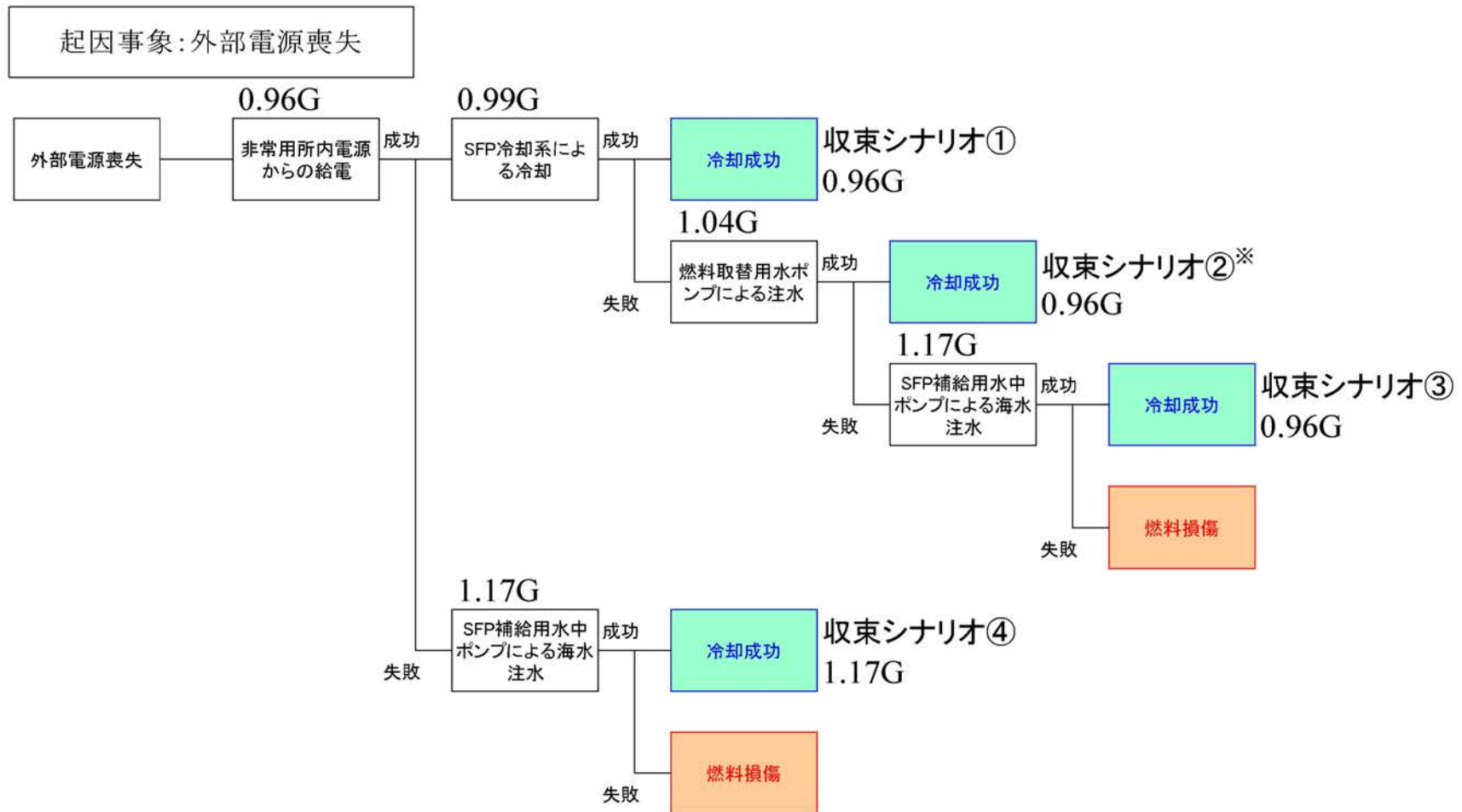


第 3.1.4.2-9 図 クリフェッジの特定に係るフロー図 (地震:SFP 燃料損傷)



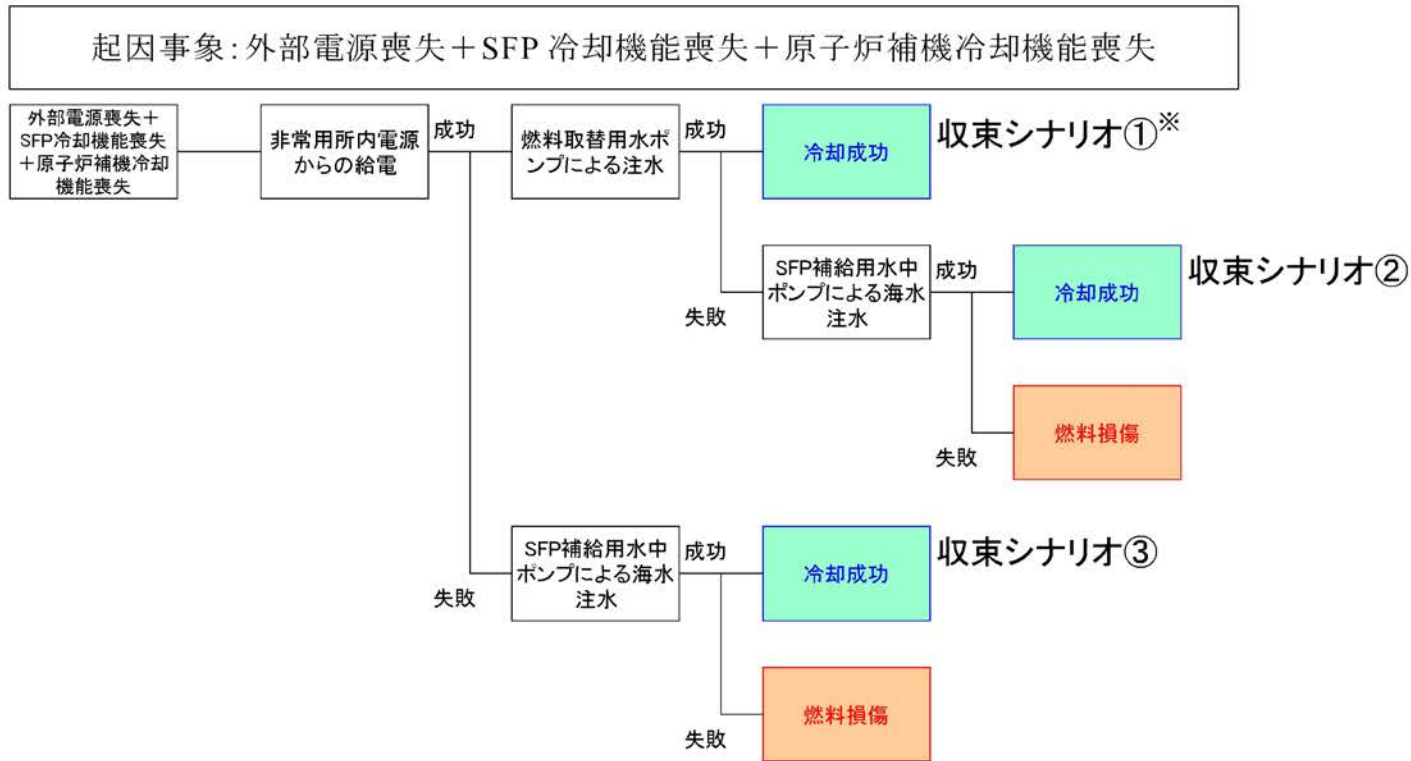
※炉心燃料損傷防止又は格納容器機能喪失防止に燃料取替用水タンク保有水を使用することを想定し、SFP燃料に対する評価では、当該成功シナリオを評価に含めず、参考として耐力を示す。

第 3.1.4.2-10 図 各起因事象における収束シナリオ(地震:SFP 燃料損傷(区分 1))



※炉心燃料損傷防止又は格納容器機能喪失防止に燃料取替用水タンク保有水を使用することを想定し、SFP燃料に対する評価では、当該成功シナリオを評価に含めず、参考として耐力を示す

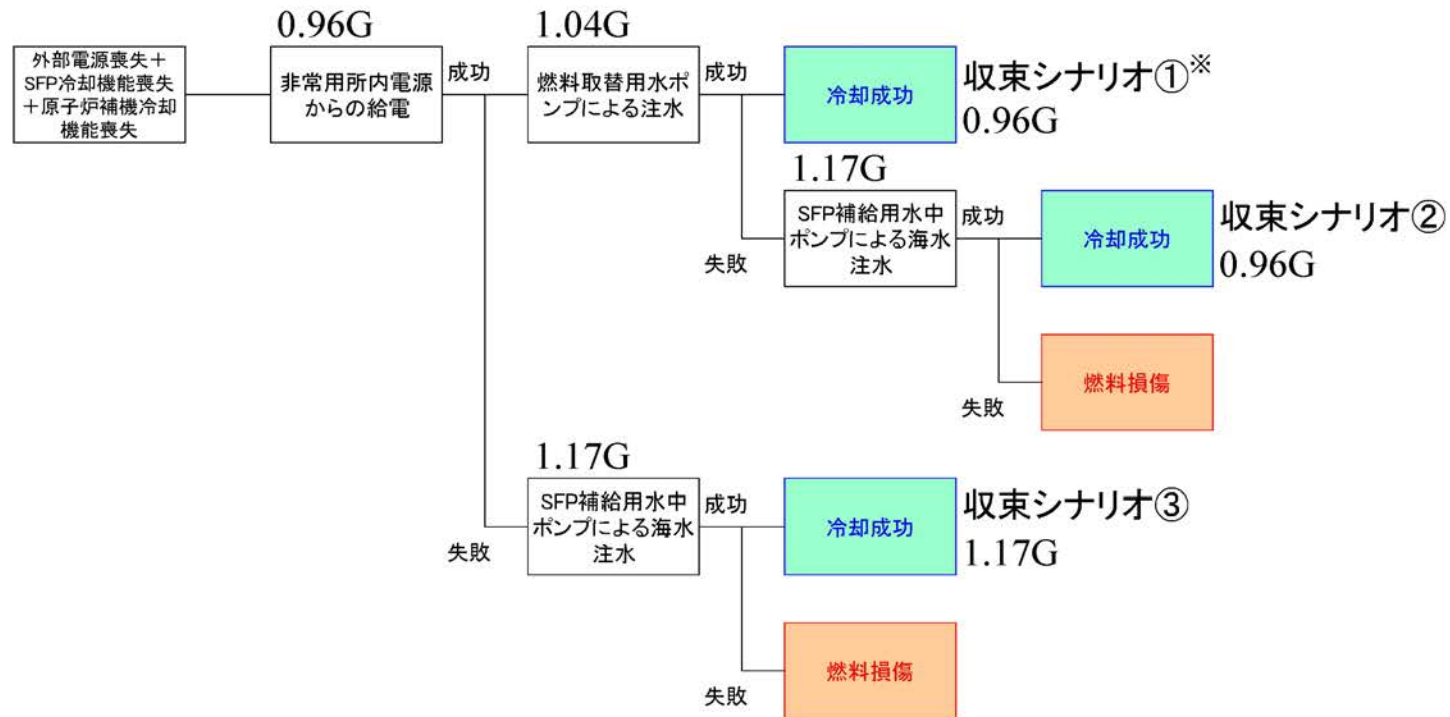
第 3.1.4.2-11 図 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF 及びクリフエッジ評価(地震:SFP 燃料損傷(区分 1))



※炉心燃料損傷防止又は格納容器機能喪失防止に燃料取替用水タンク保有水を使用することを想定し、SFP燃料に対する評価では、当該成功シナリオを評価に含めず、参考として耐力を示す。

第 3.1.4.2-12 図 各起因事象における収束シナリオ(地震:SFP 燃料損傷(区分 2))

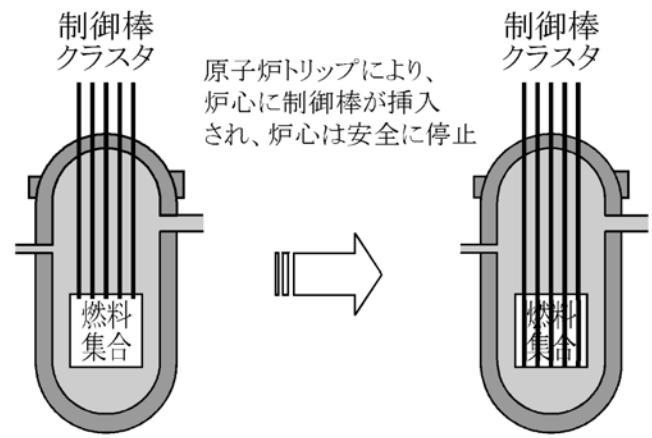
起因事象：外部電源喪失＋SFP冷却機能喪失＋原子炉補機冷却機能喪失



※炉心燃料損傷防止又は格納容器機能喪失防止に燃料取替用水タンク保有水を使用することを想定し、SFP燃料に対する評価では、当該成功シナリオを評価に含めず、参考として耐力を示す

第 3.1.4.2-13 図 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF 及びクリフエッジ評価(地震:SFP 燃料損傷(区分 2))

原子炉停止(フロントライン系)

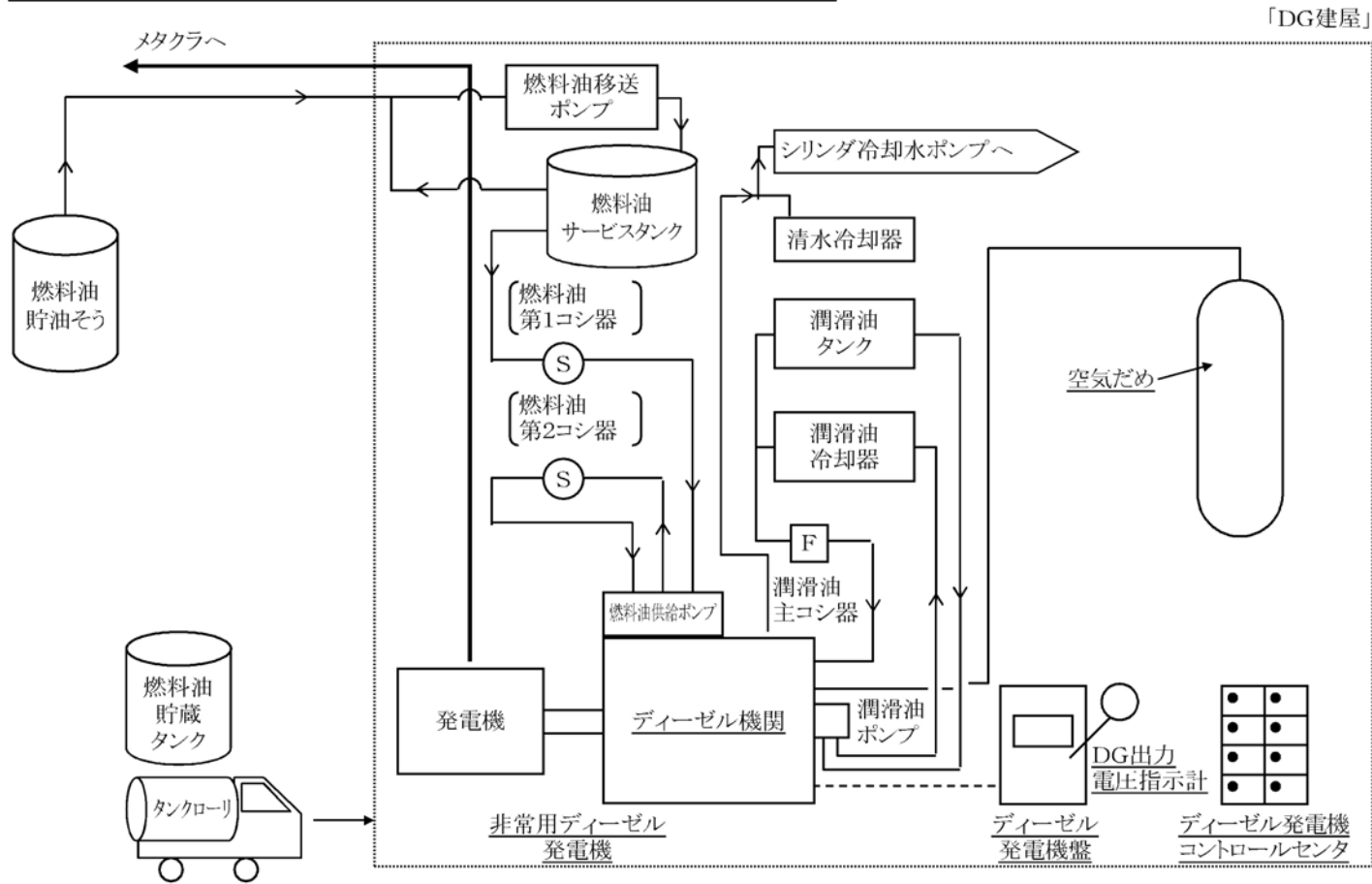


3.1.4-80

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷)(1/34)

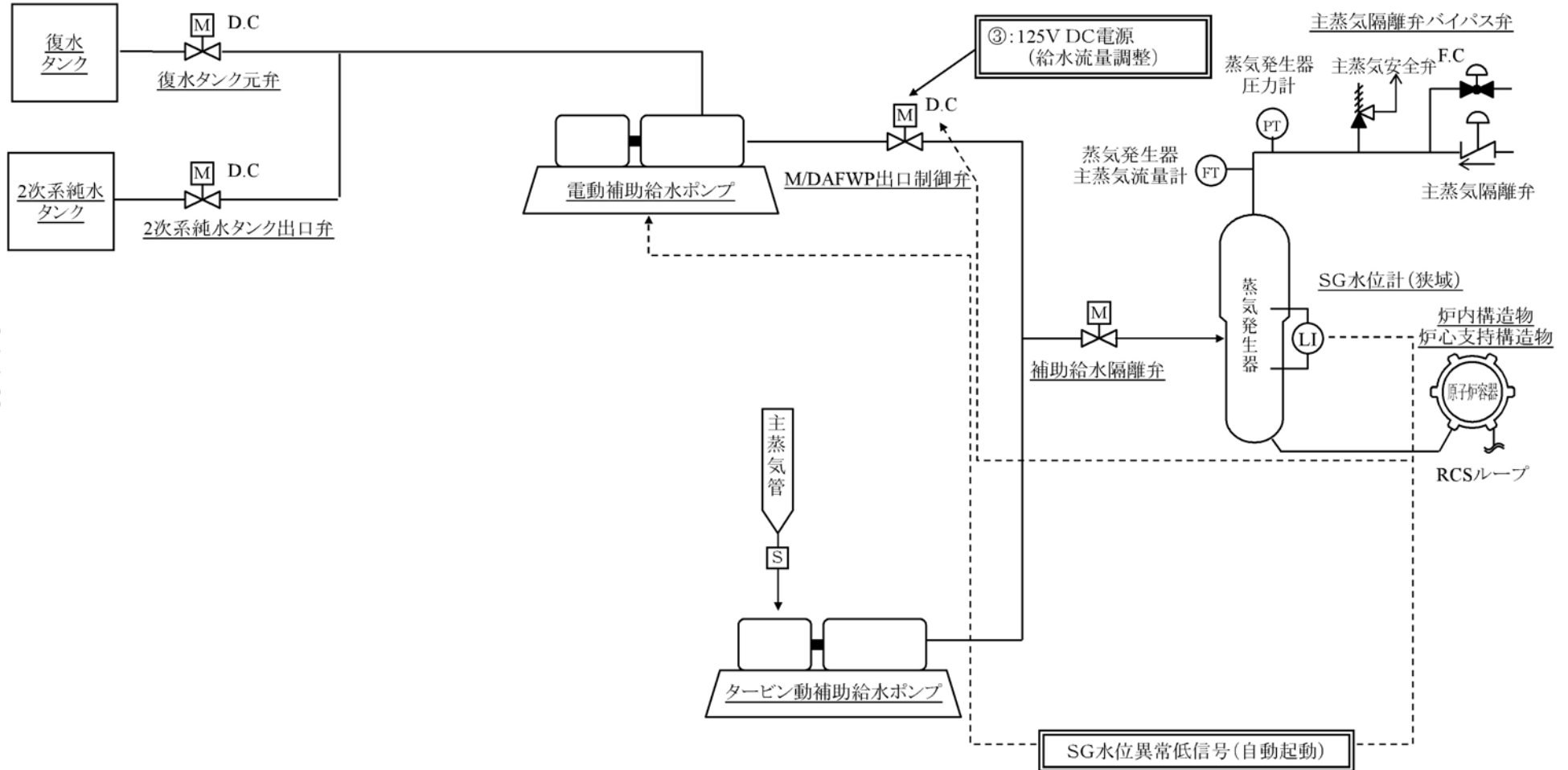
非常用所内電源からの給電(フロントライン系)

3.1.4-81



第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、SFP燃料損傷)(2/34)

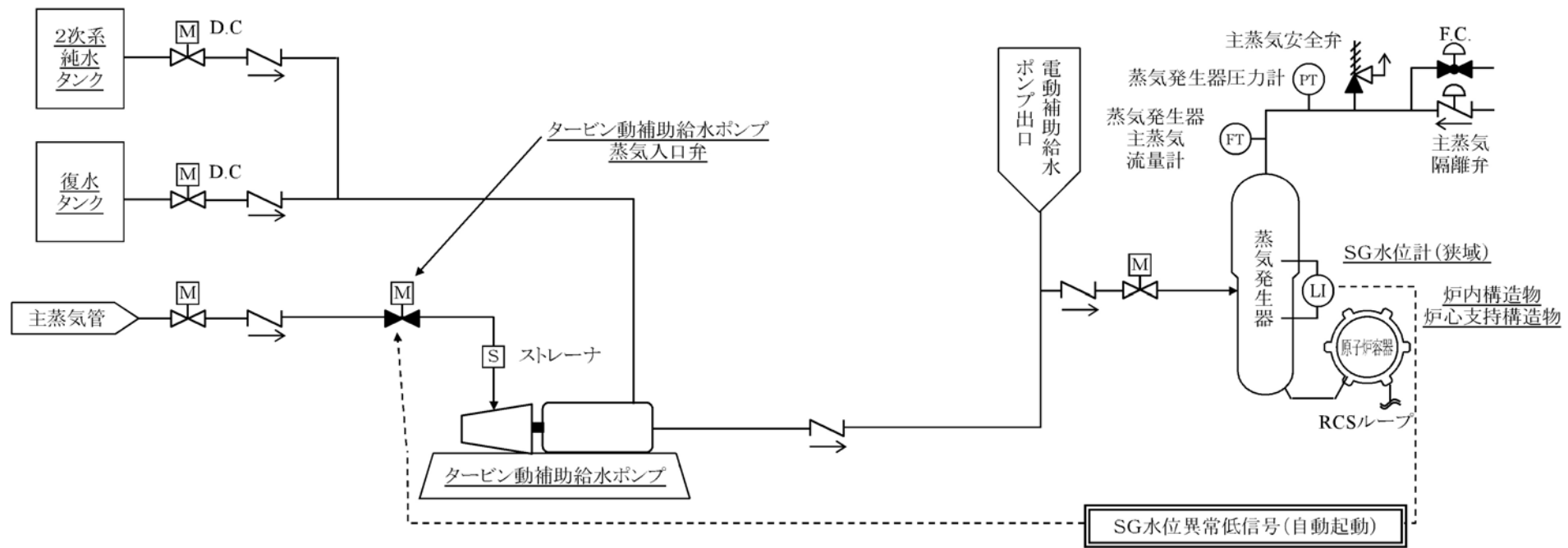
補助給水による蒸気発生器への給水(電動)(フロントライン系)



3.1.4-82

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷)(3/34)

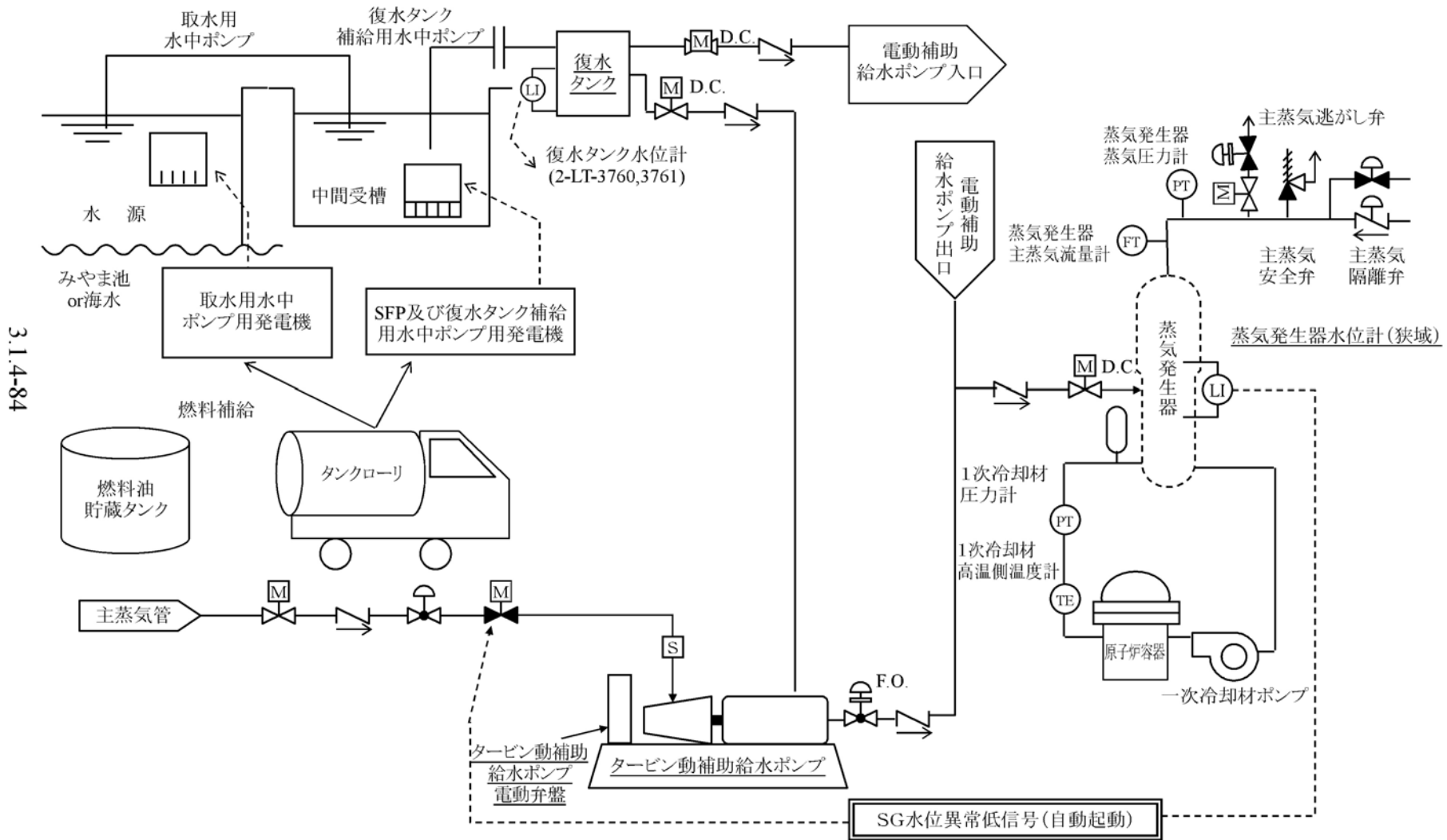
補助給水による蒸気発生器への給水(タービン動)(フロントライン系)



3.1.4-83

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷) (4/34)

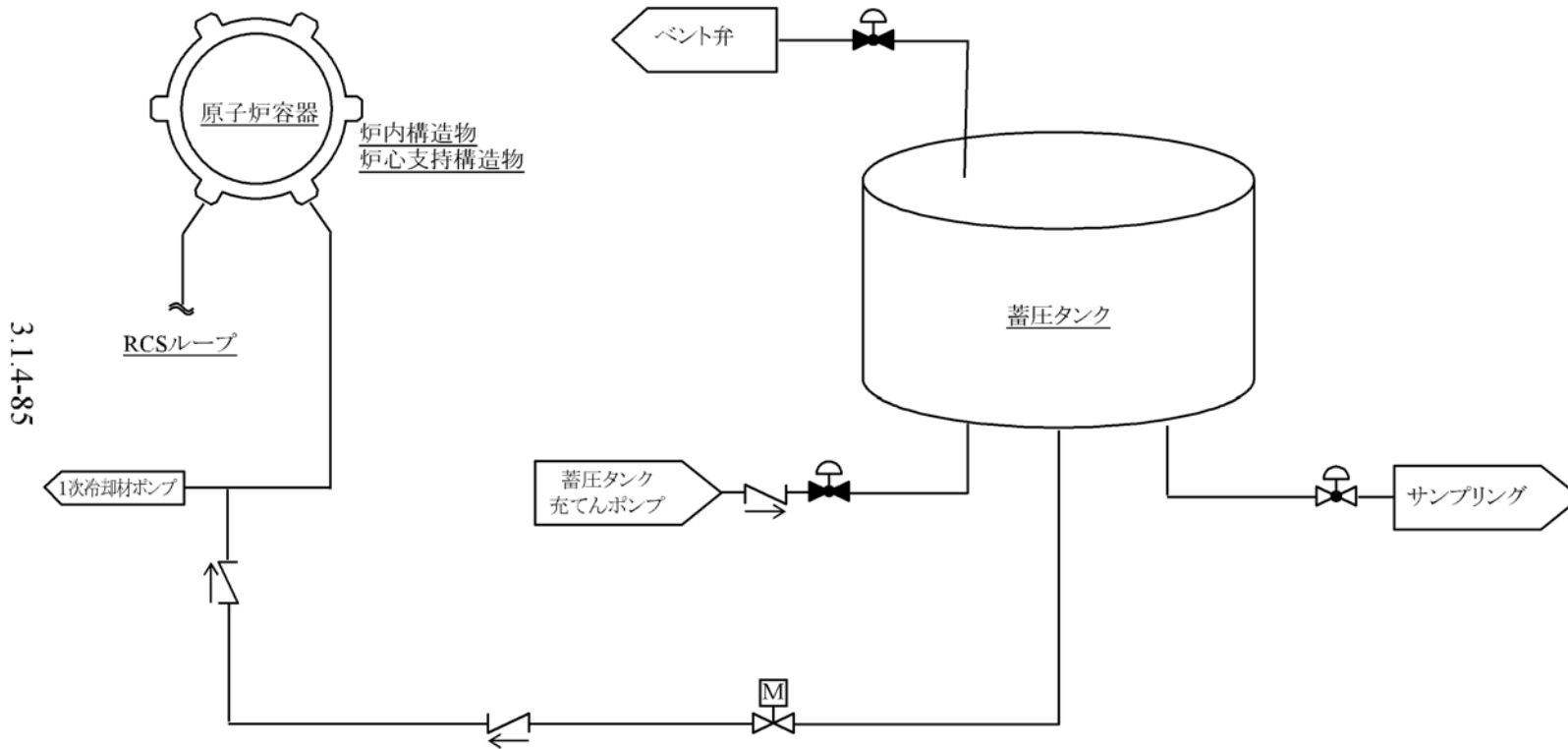
主蒸気逃がし弁による熱放出(手動・現場)(フロントライン系)



3.1.4-84

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷) (5/34)

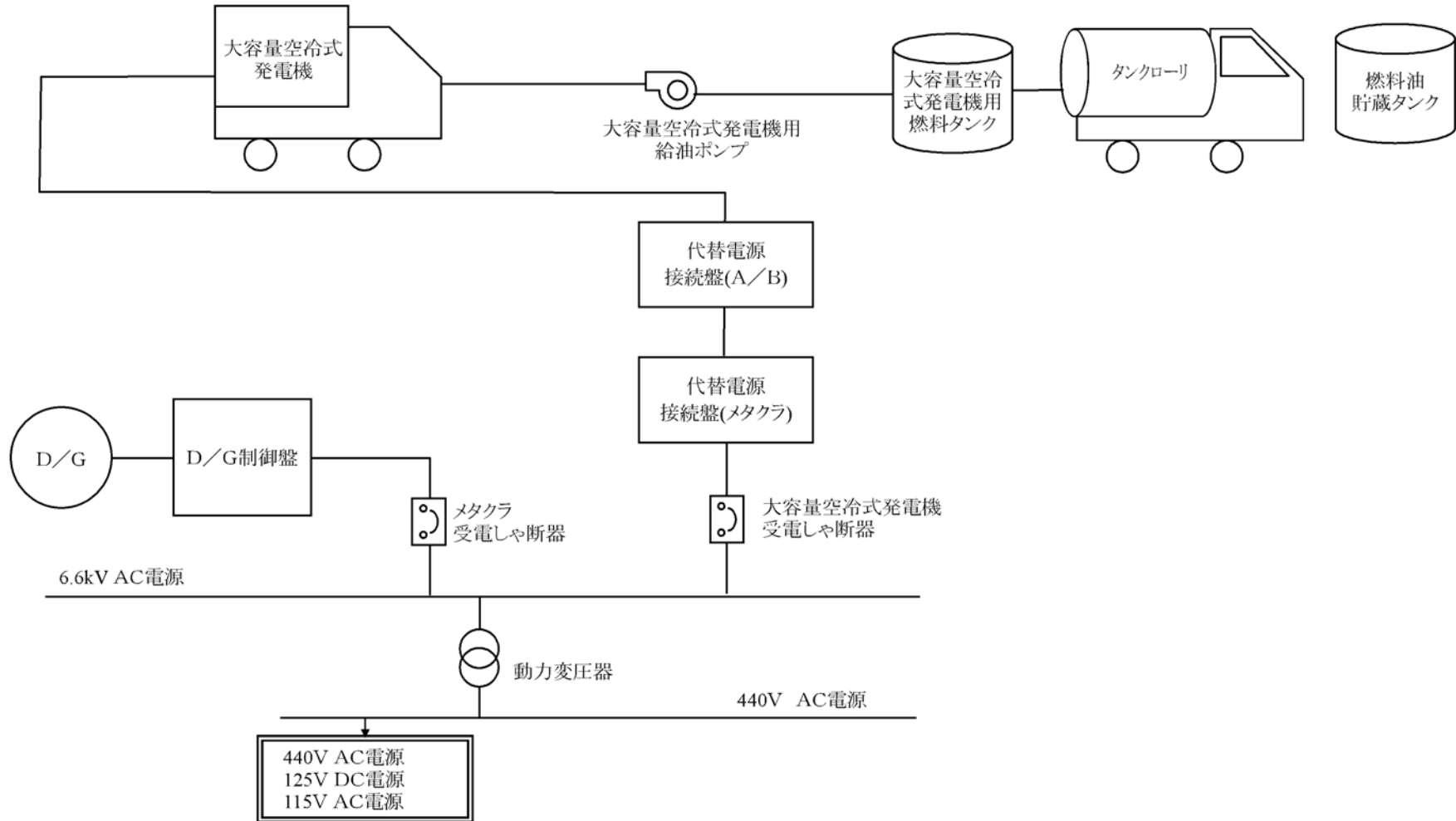
蓄圧注入による炉心への注水(フロントライン系)



3.1.4-85

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷) (6/34)

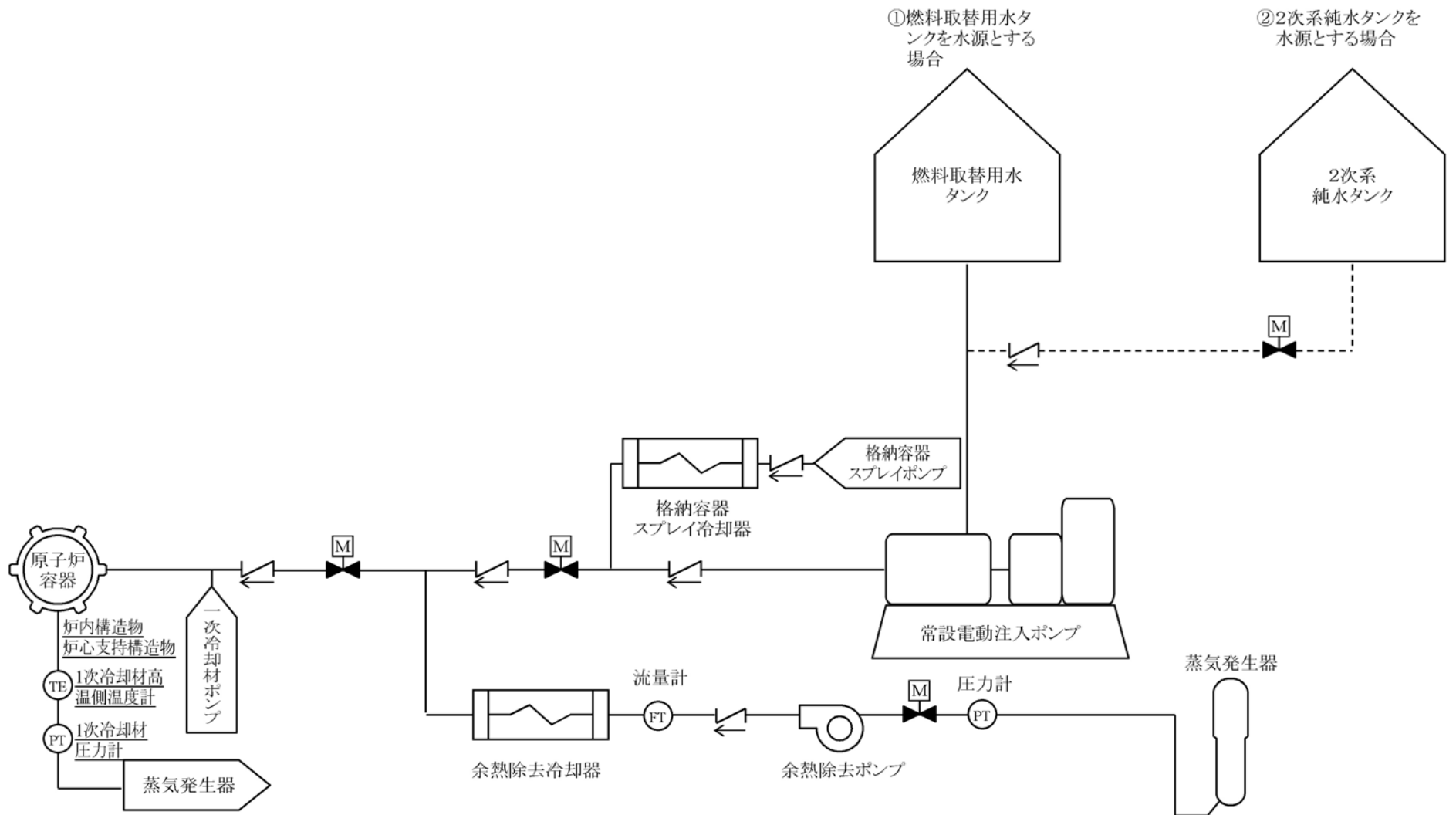
大容量空冷式発電機からの給電(フロントライン系)



3.1.4-86

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、格納容器機能喪失)(7/34)

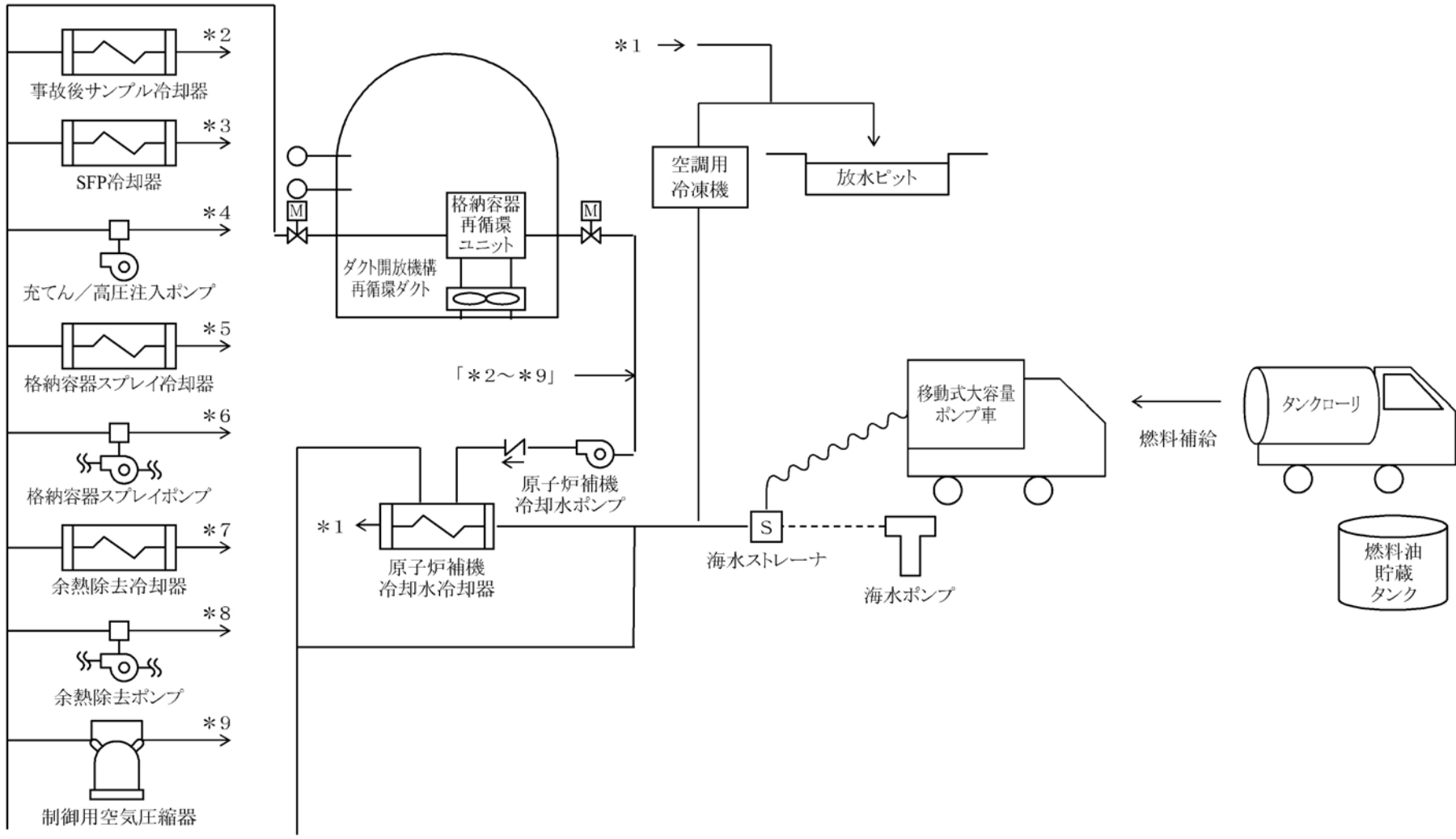
常設電動注入ポンプによる炉心への注水(フロントライン系)



第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷) (8/34)

3.1.4-87

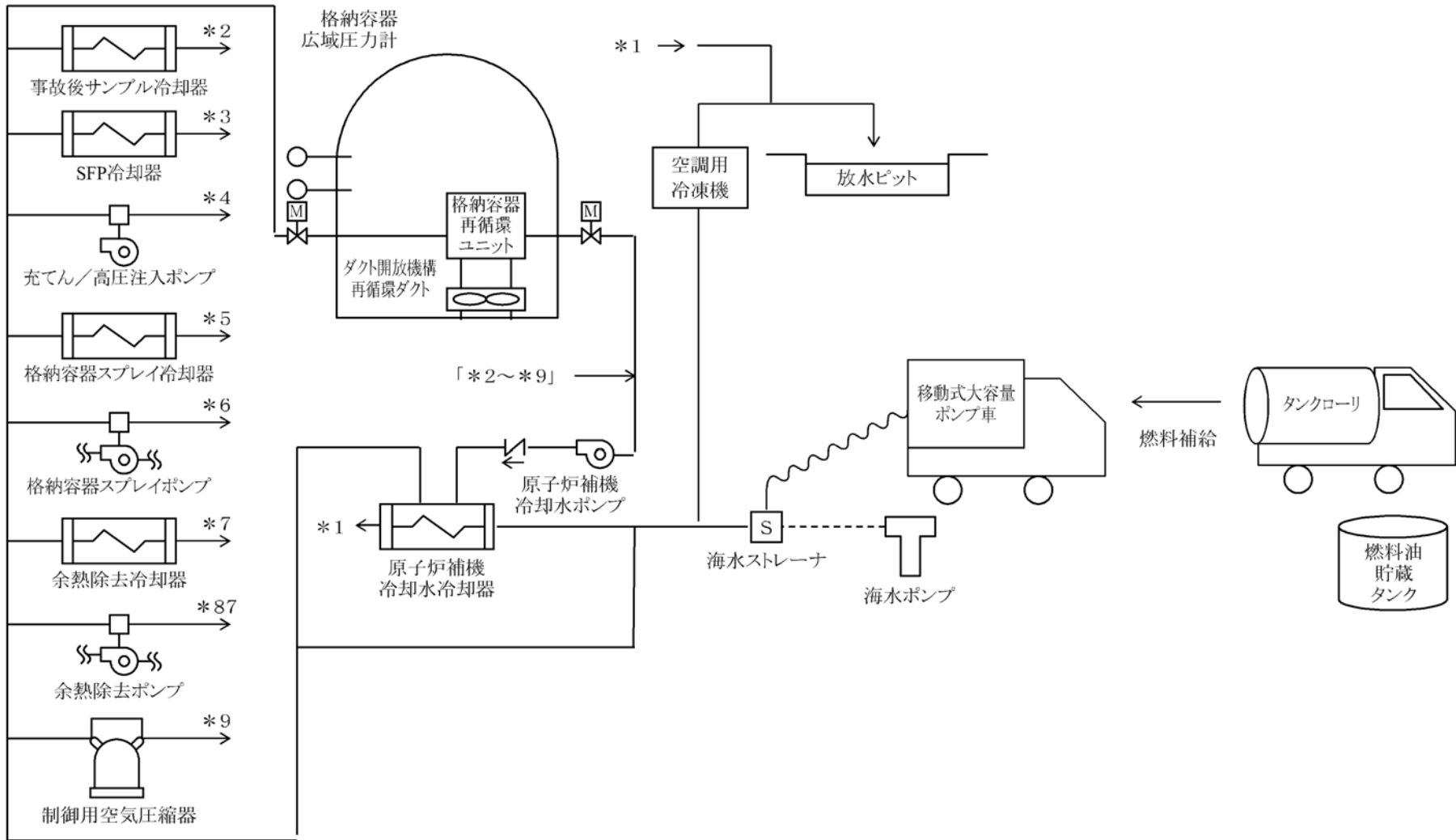
移動式大容量ポンプ車による補機冷却(フロントライン系)



3.1.4-88

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷)(9/34)

格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)(フロントライン系)

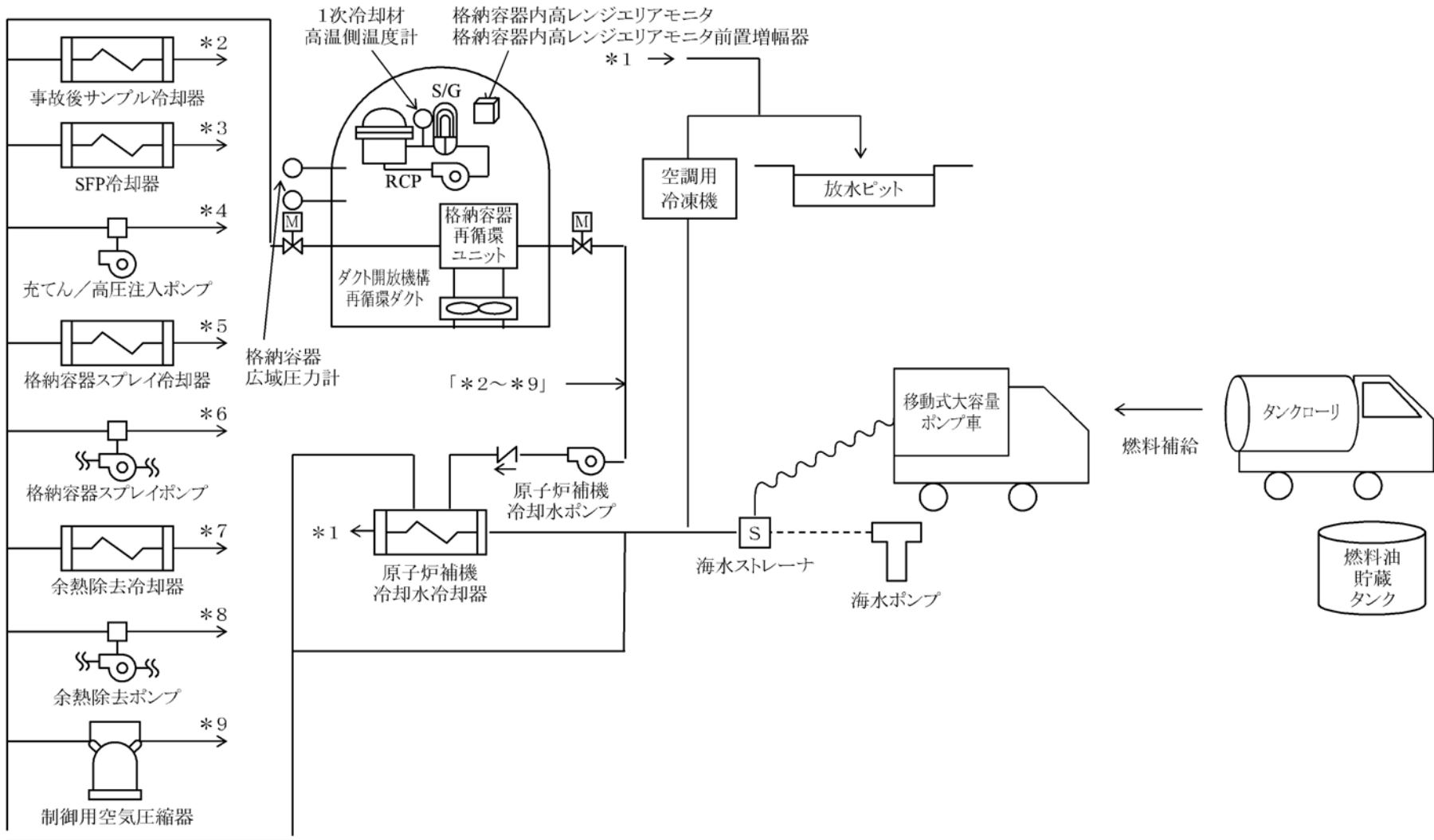


3.1.4-89

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷)(10/34)

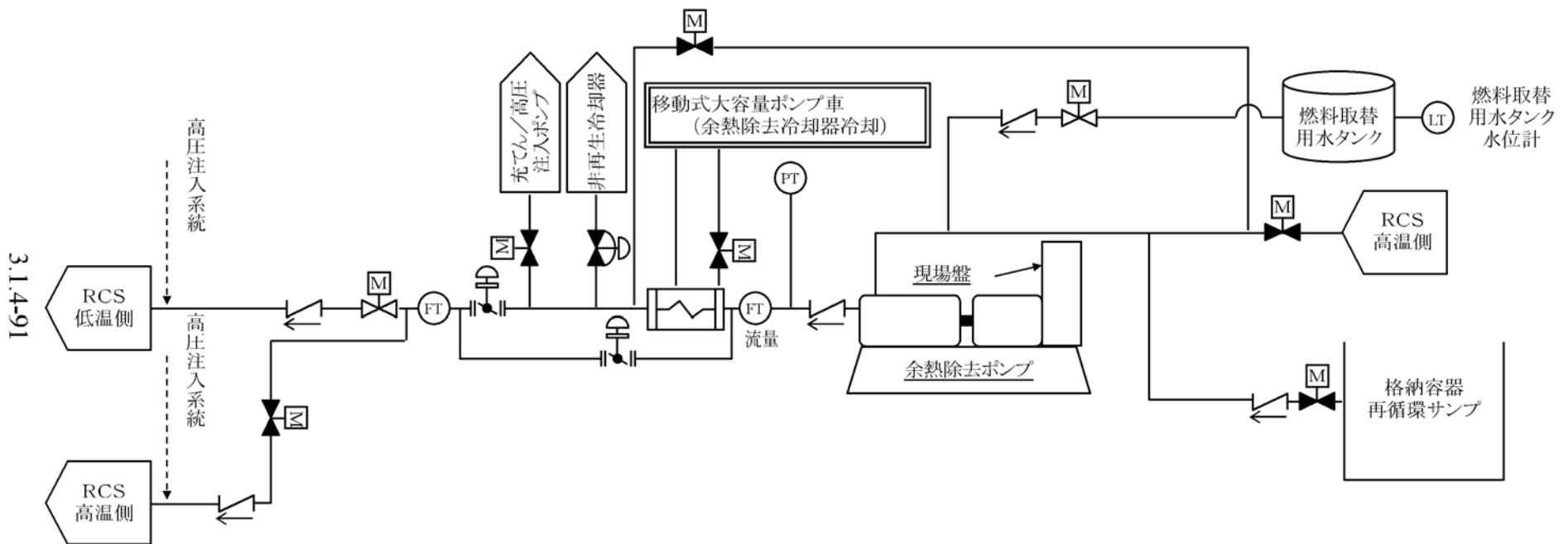
格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)(フロントライン系)

3.1.4-90



第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失)(11/34)

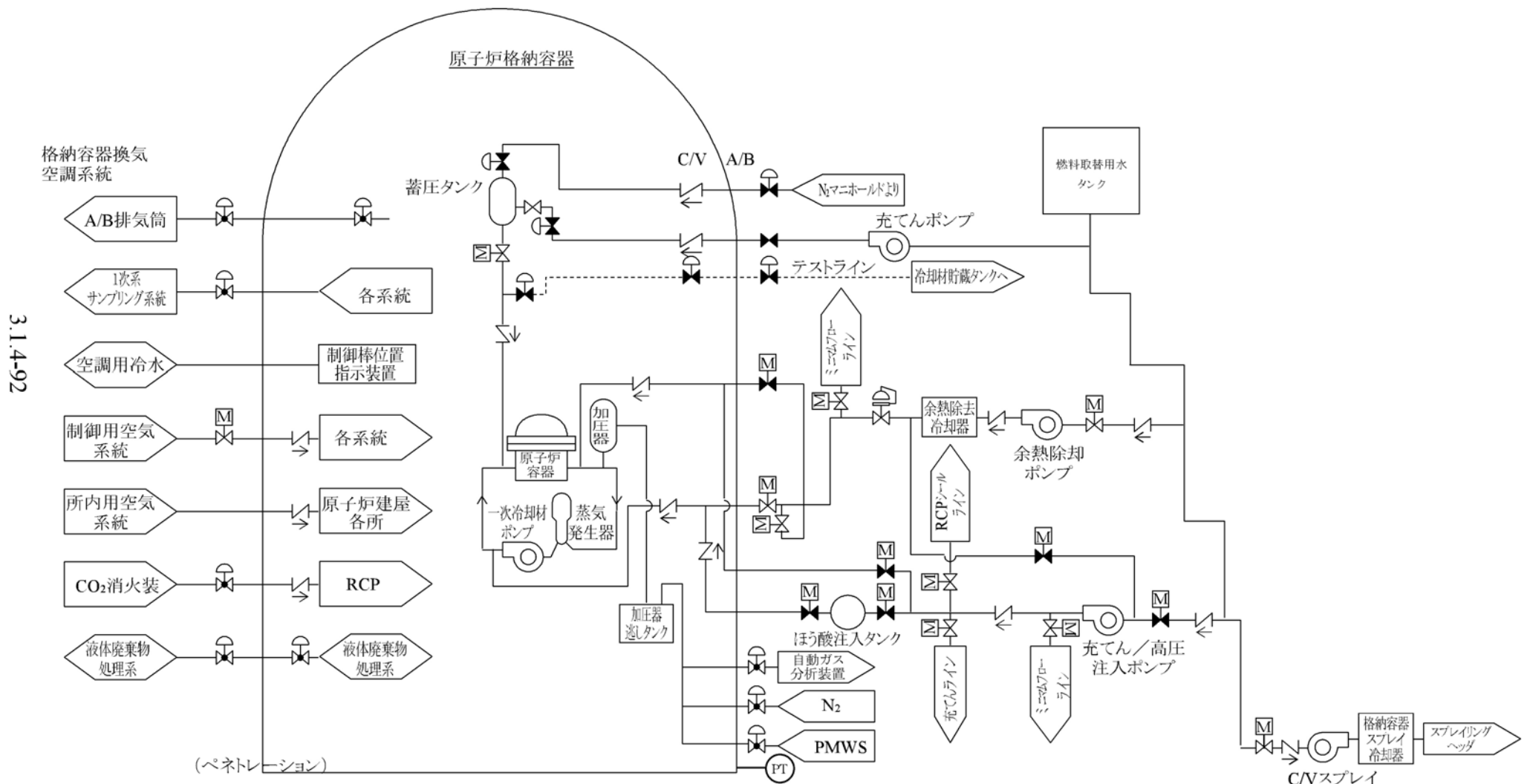
低圧注入による再循環炉心冷却(フロントライン系)



3.1.4-91

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:運転停止時炉心損傷)(12/34)

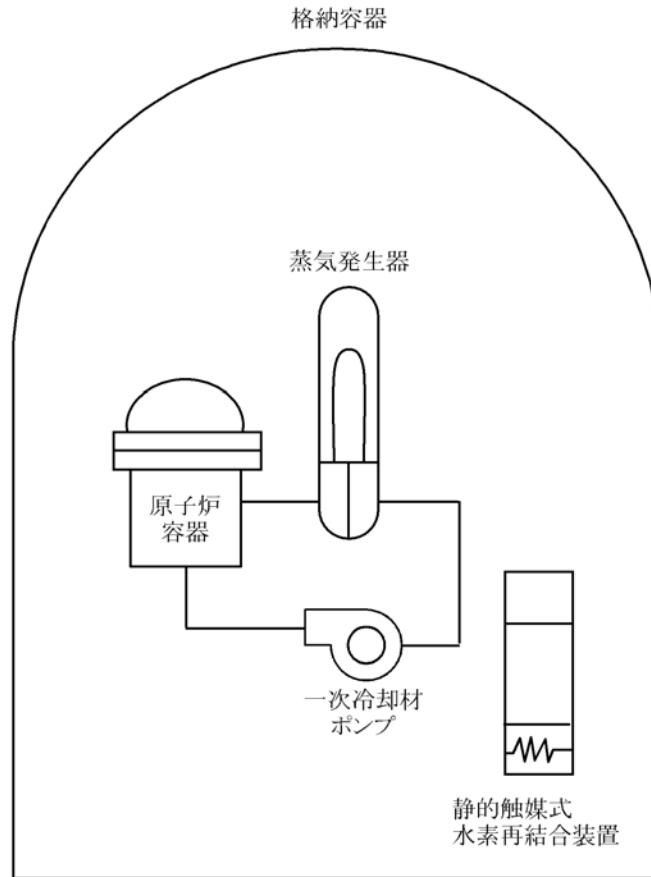
格納容器隔離(フロントライン系)



3.1.4-92

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失) (13/34)

静的触媒式水素再結合装置による水素処理(フロントライン系)

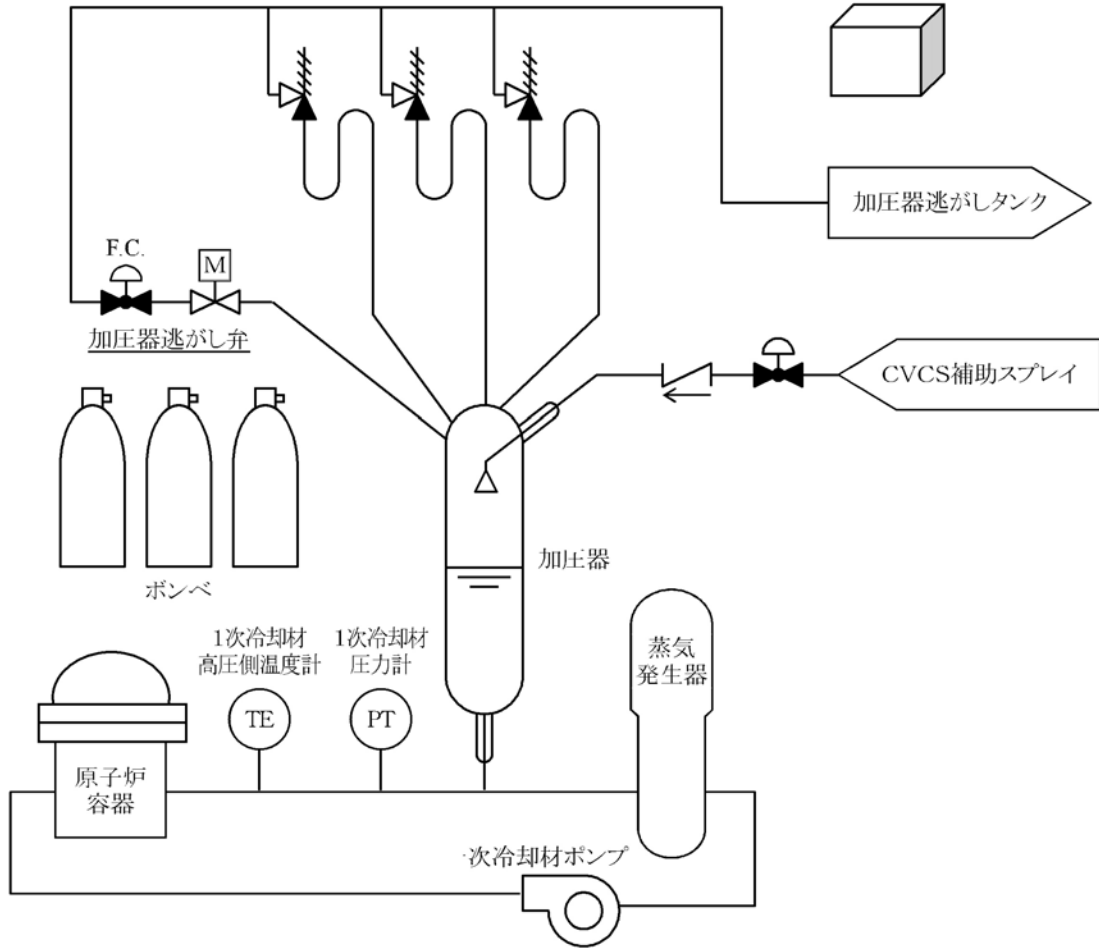


3.1.4-93

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失)(14/34)

加圧器逃がし弁(窒素ボンベ)による1次系強制減圧(手動・中央制御室)(フロントライン系)

- ・格納容器内高レンジエアモニタ
- ・格納容器内高レンジエアモニタ前置増幅器

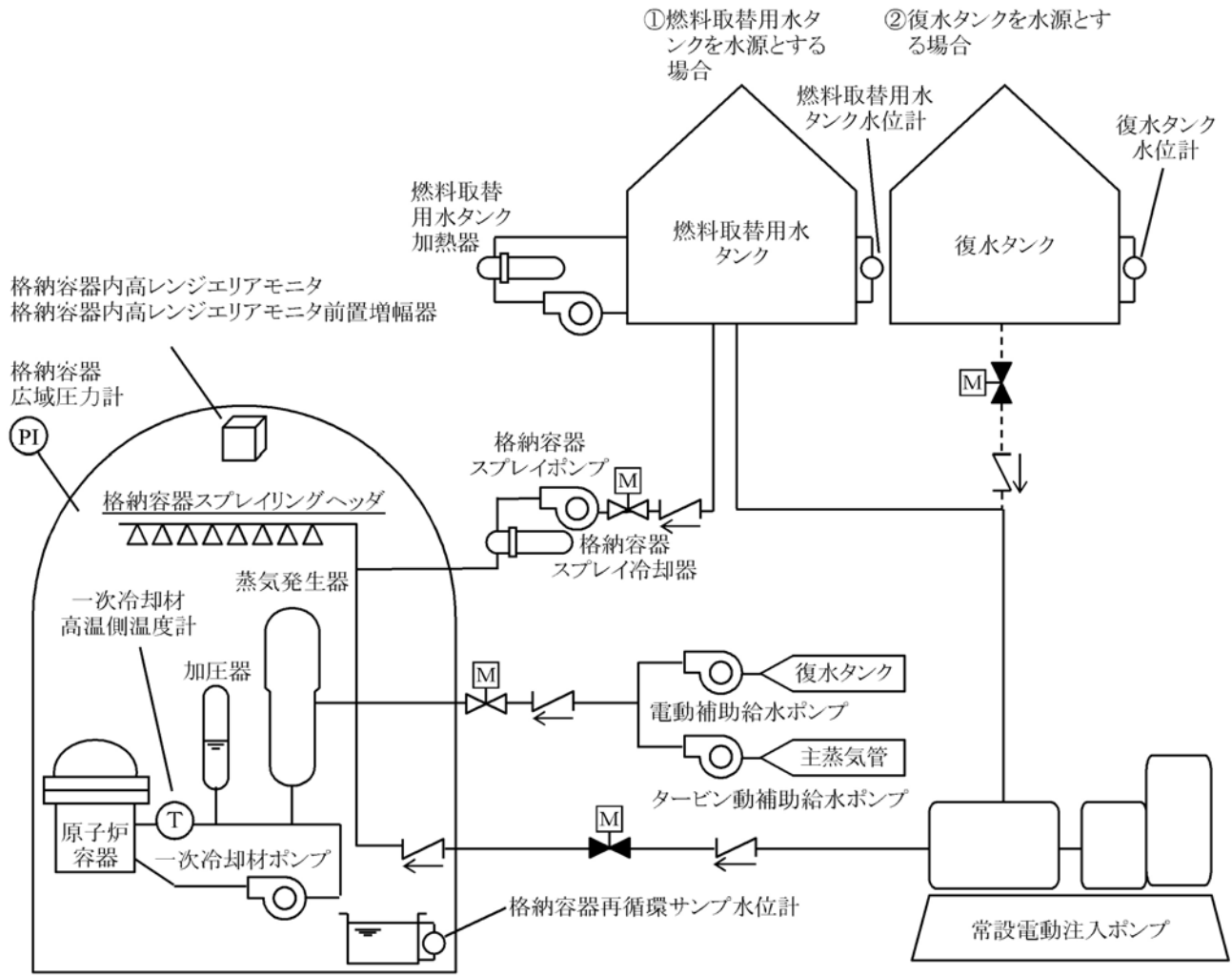


3.1.4-94

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失)(15/34)

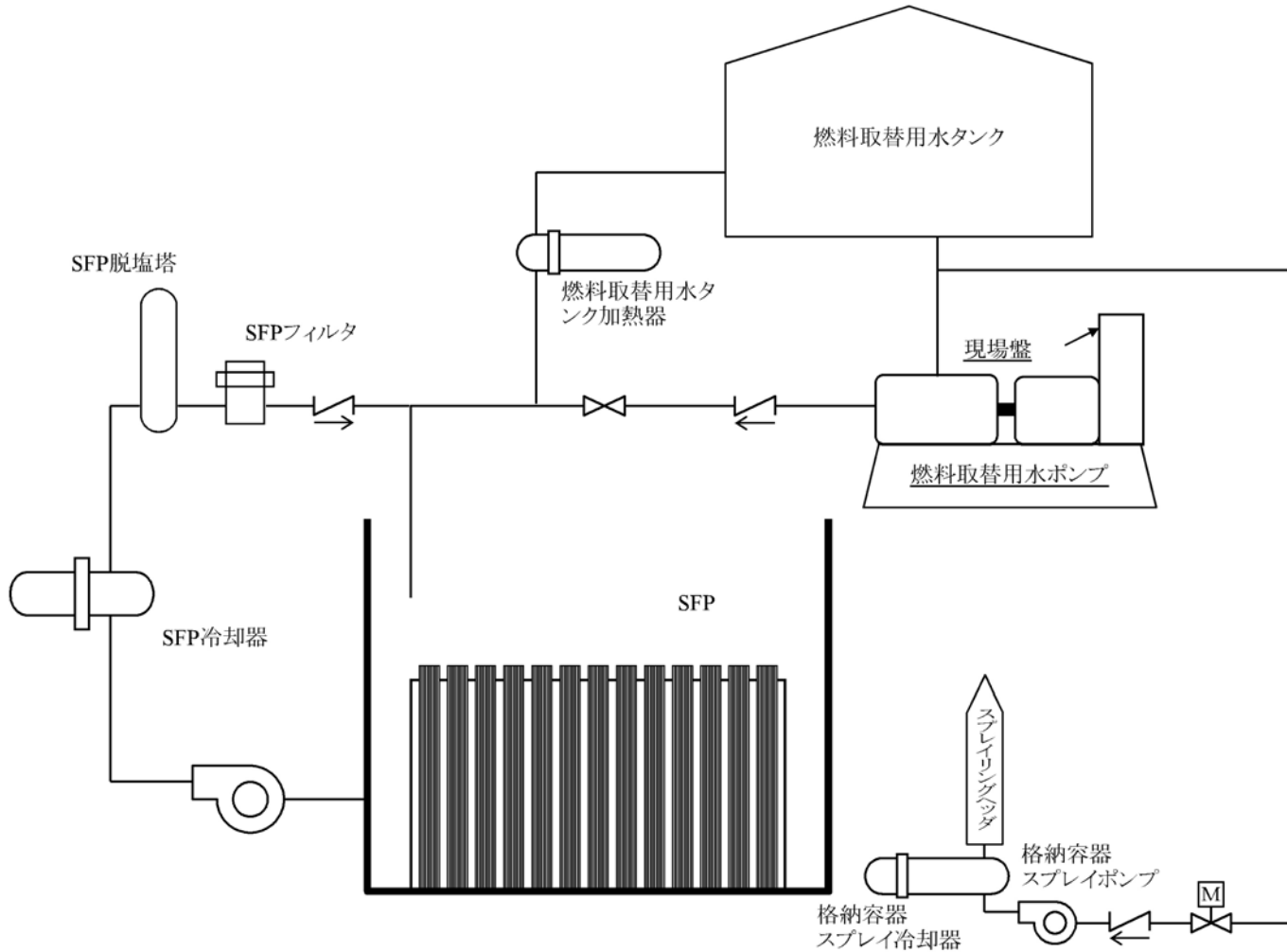
常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ(フロントライン系)

3.1.4-95



第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失) (16/34)

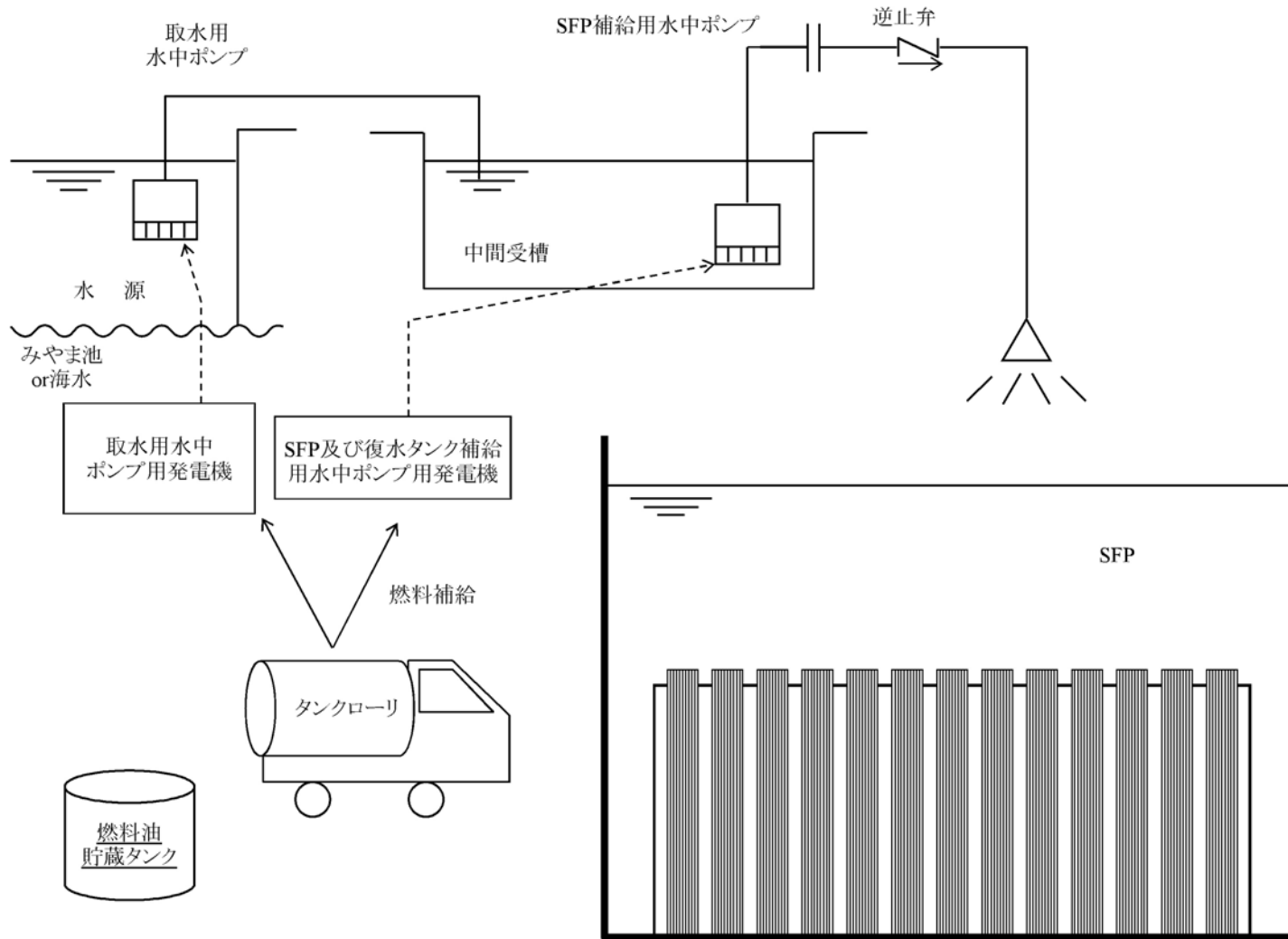
燃料取替用水ポンプによる注水(フロントライン系)



3.1.4-96

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:SFP燃料損傷)(17/34)

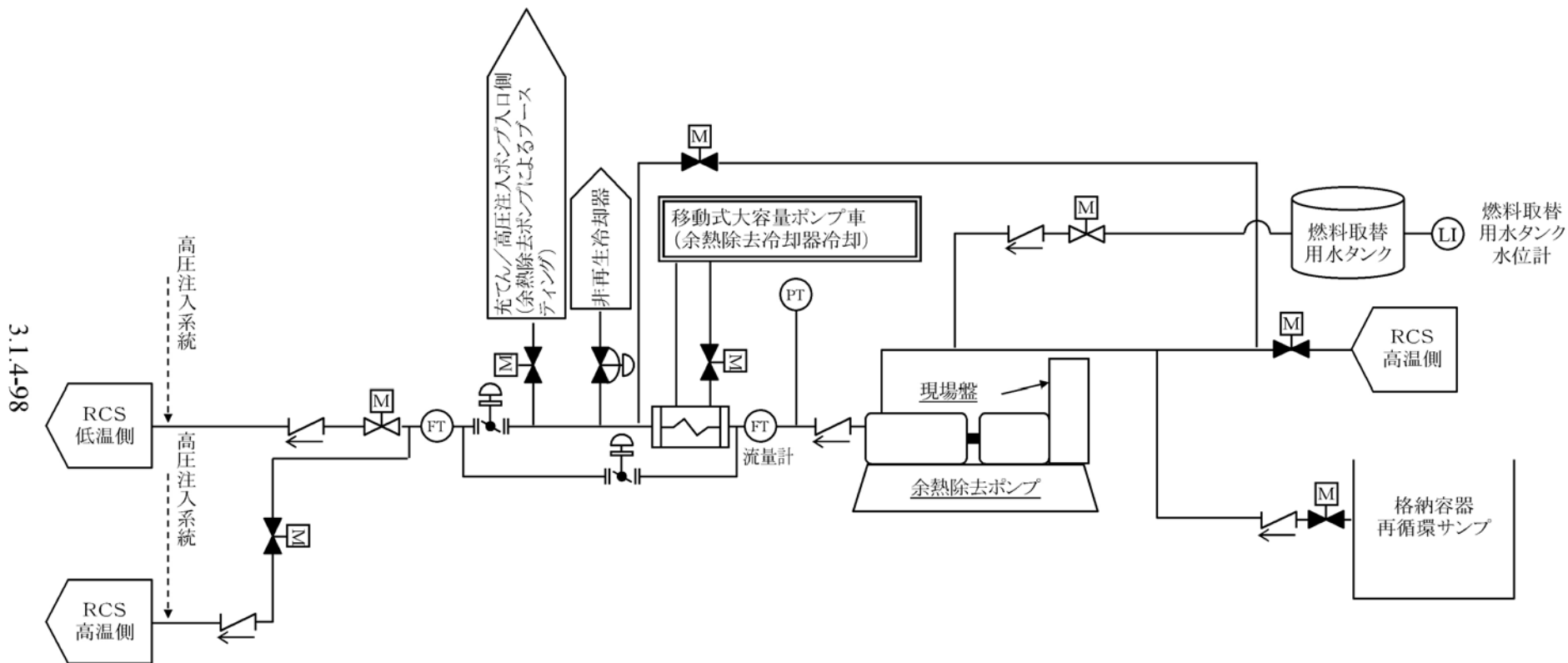
SFP補給用水中ポンプによる海水注水(フロントライン系)



3.1.4-97

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:SFP燃料損傷)(18/34)

余熱除去ポンプによるブースティング(海水)(フロントライン系)

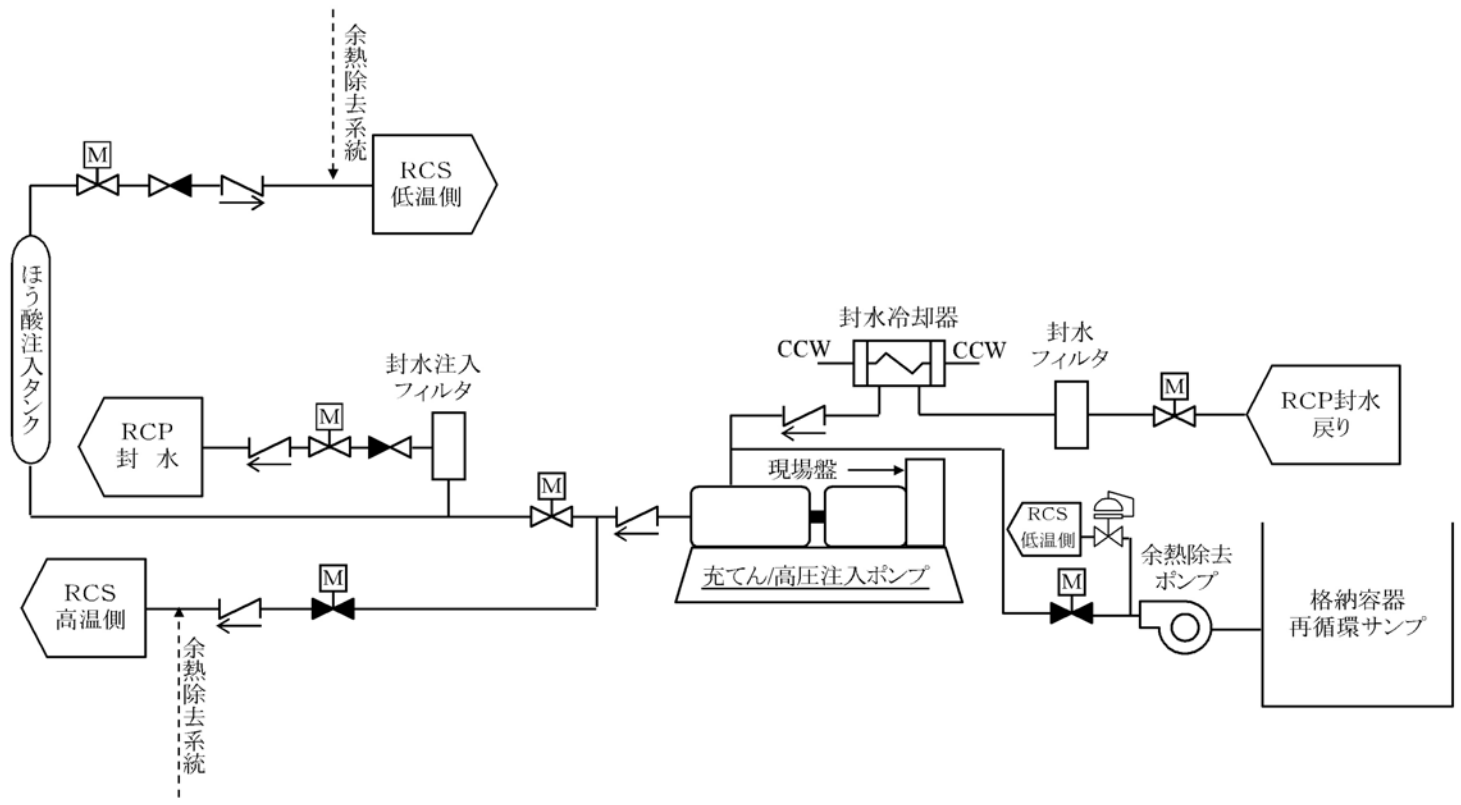


3.1.4-98

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷)(19/34)

高圧注入による再循環炉心冷却(海水)(フロントライン系)

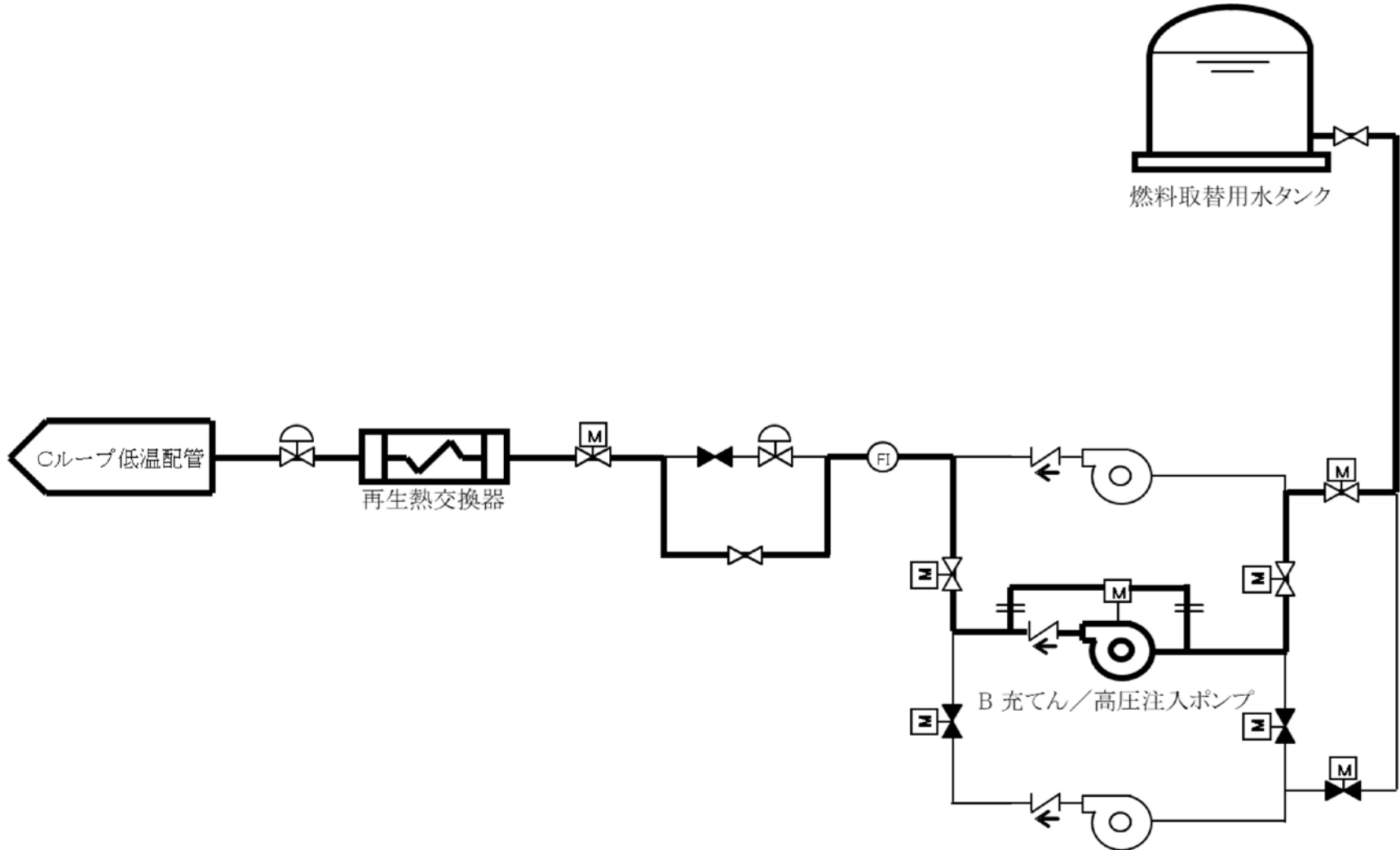
3.1.4-99



第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷)(20/34)

充てん(自己冷却)による炉心注水(フロントライン系)

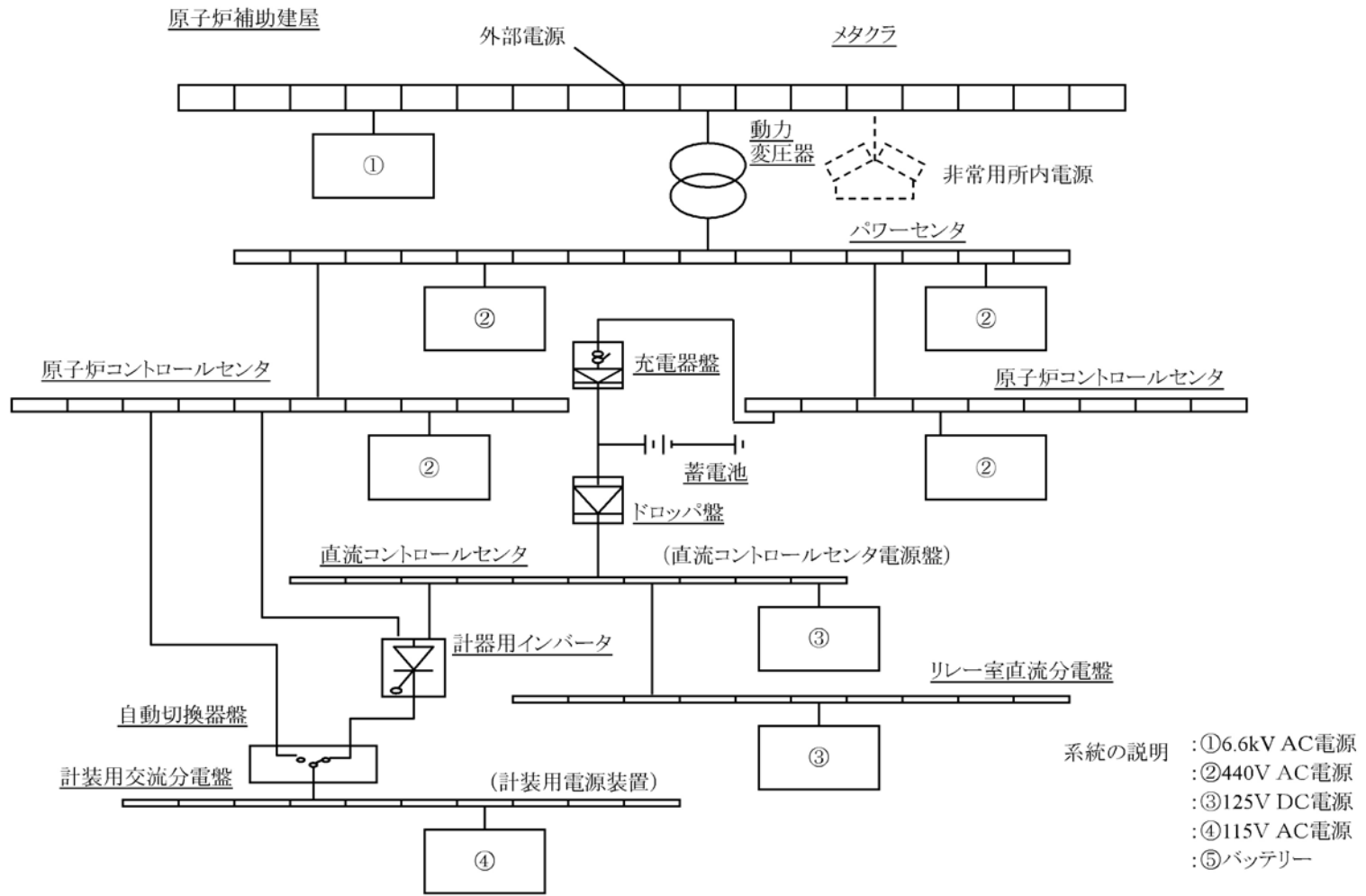
3.1.4-100



第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷)(21/34)

6.6kV AC電源、440V AC電源、125V DC電源、115V AC電源、バッテリー（サポート系）

3.1.4-101

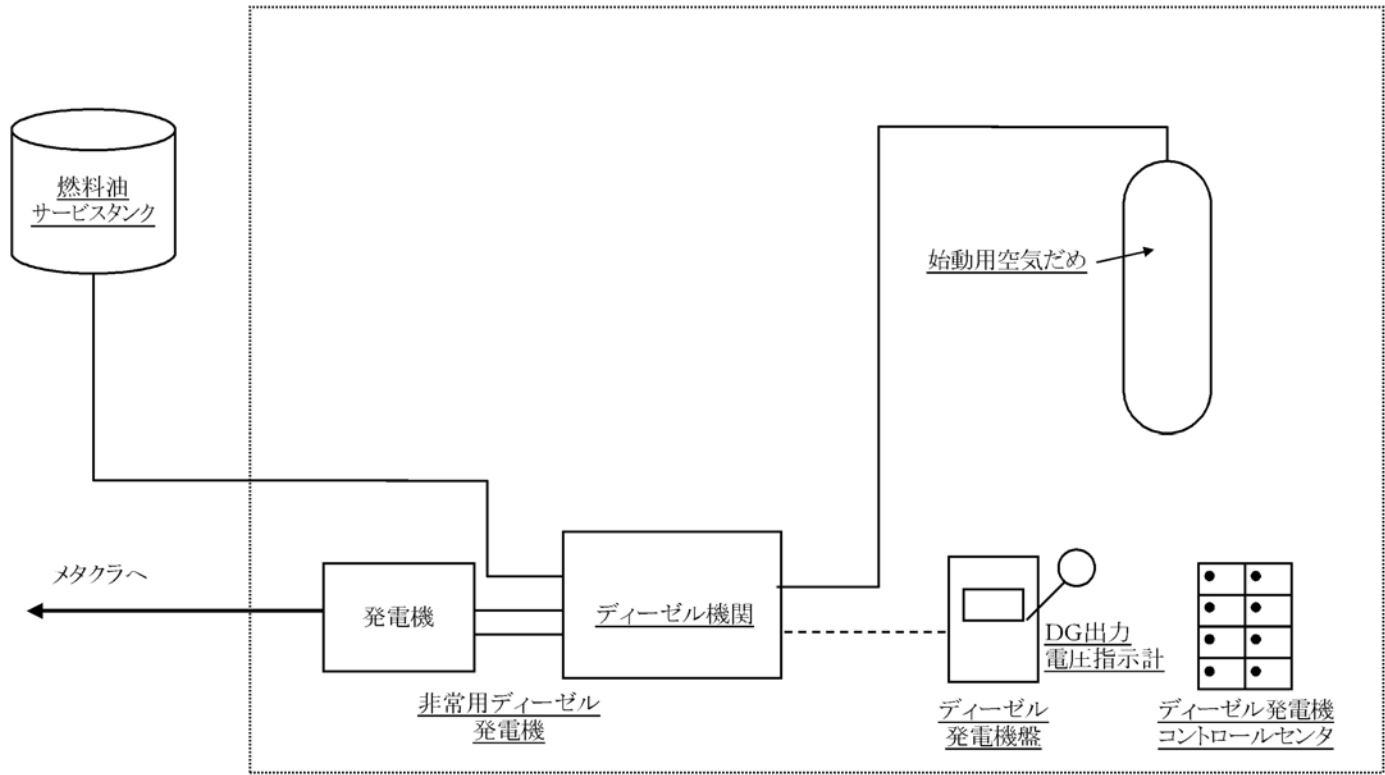


第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図

(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、格納容器機能喪失、SFP燃料損傷) (22/34)

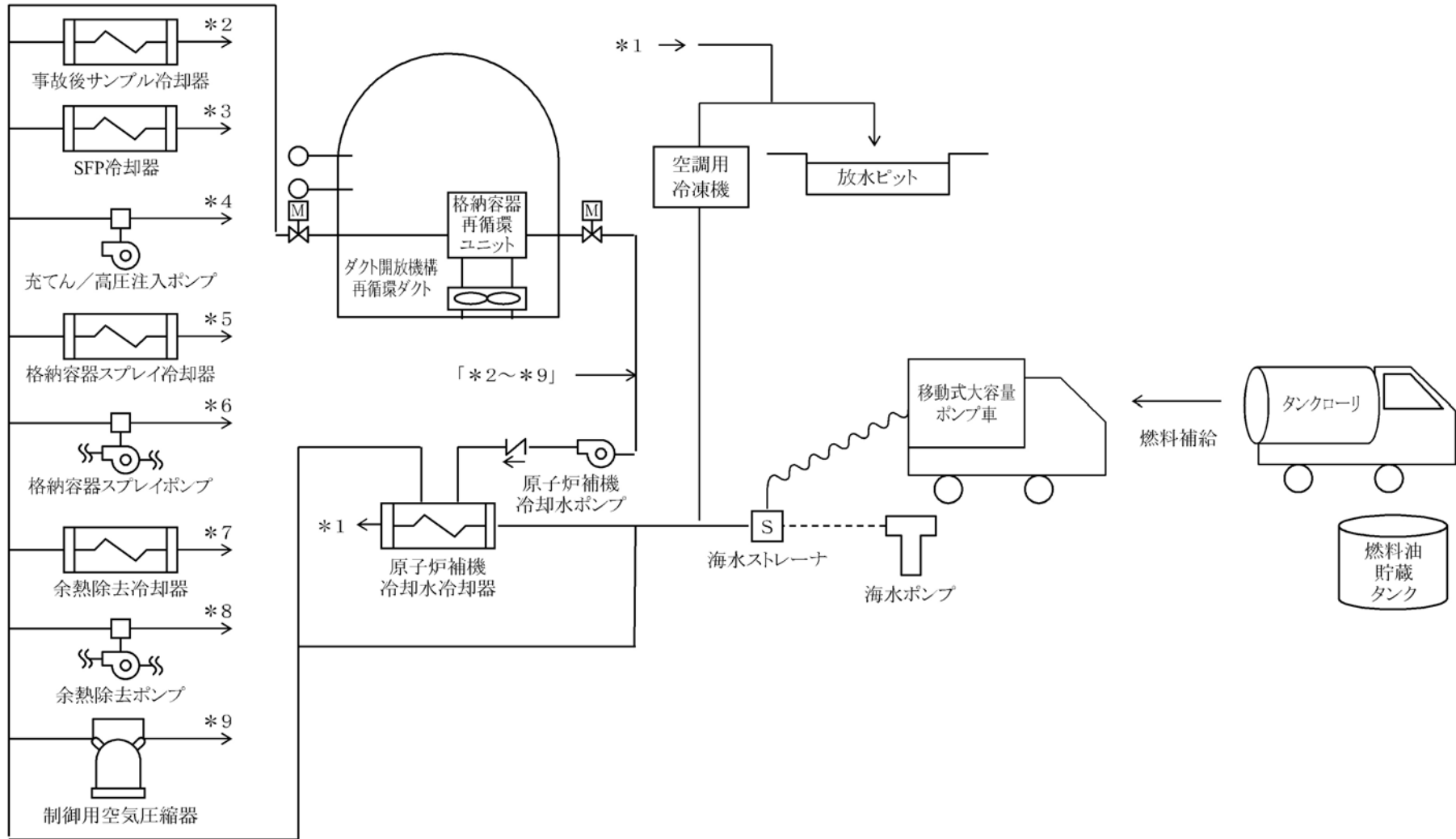
非常用所内電源(サポート系)

3.1.4-102



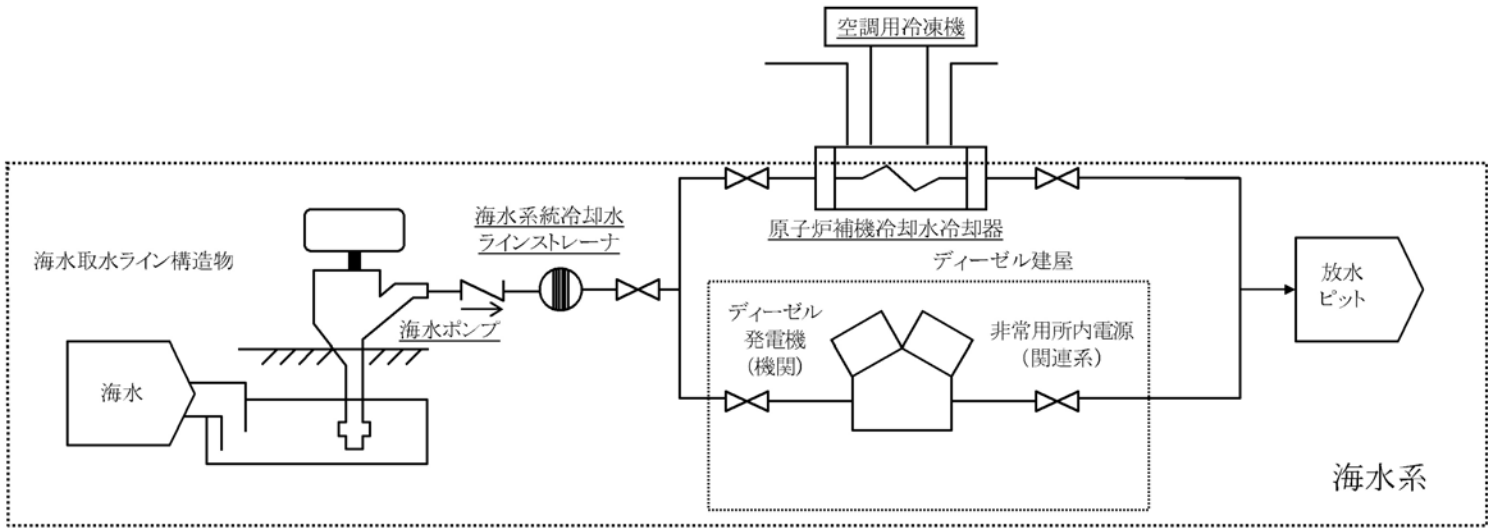
第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図
 (地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、SFP燃料損傷、格納容器機能喪失) (23/34)

移動式大容量ポンプ車(サポート系)



第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、格納容器機能喪失) (24/34)

海水系(サポート系)

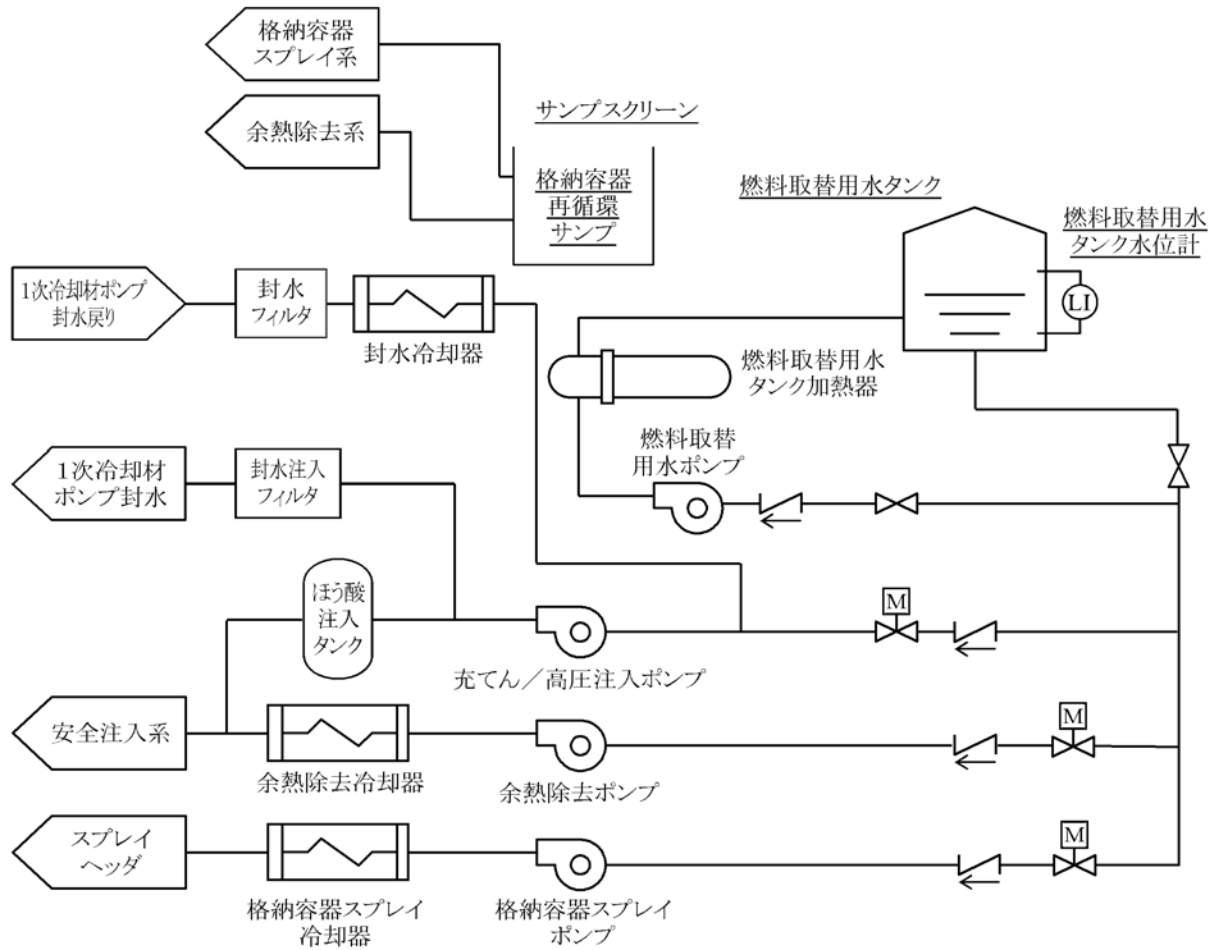


3.1.4-104

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、SFP損傷)(25/34)

再循環切替、RWST (サポート系) (1/2)

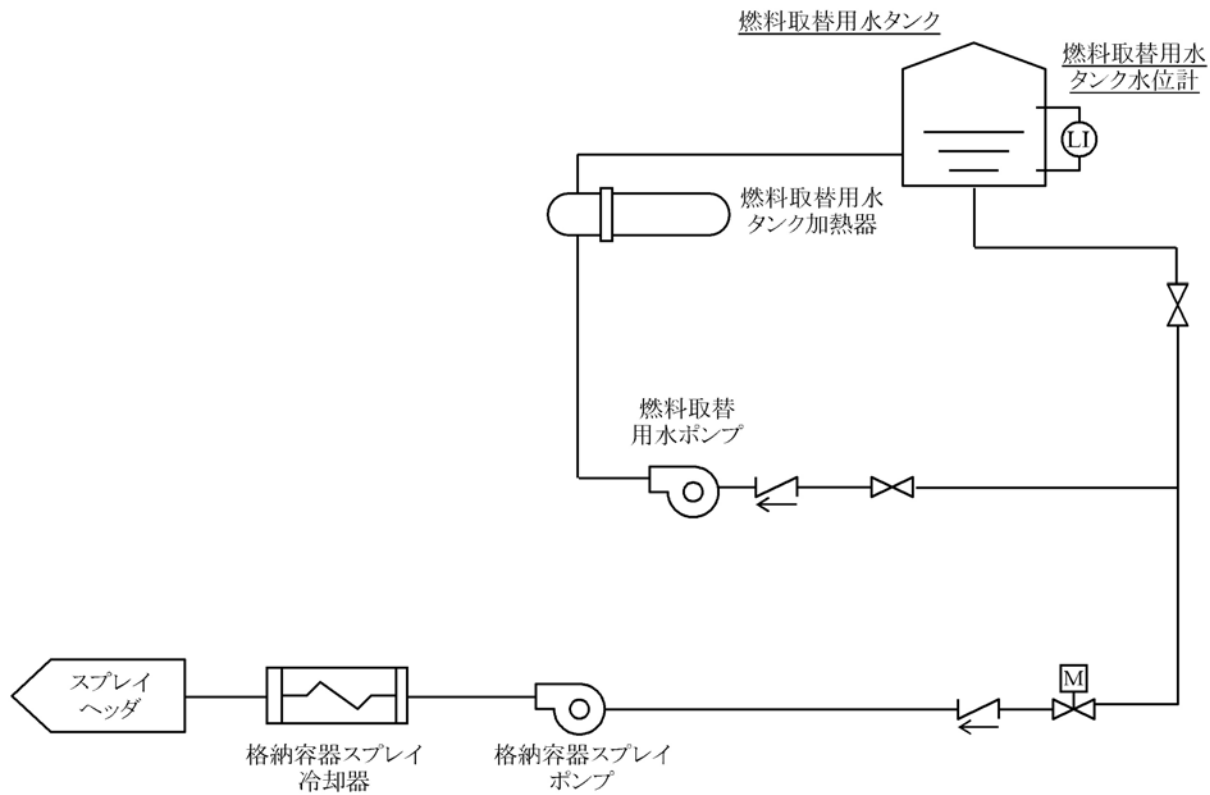
3.1.4-105



第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、格納容器機能喪失) (26/34)

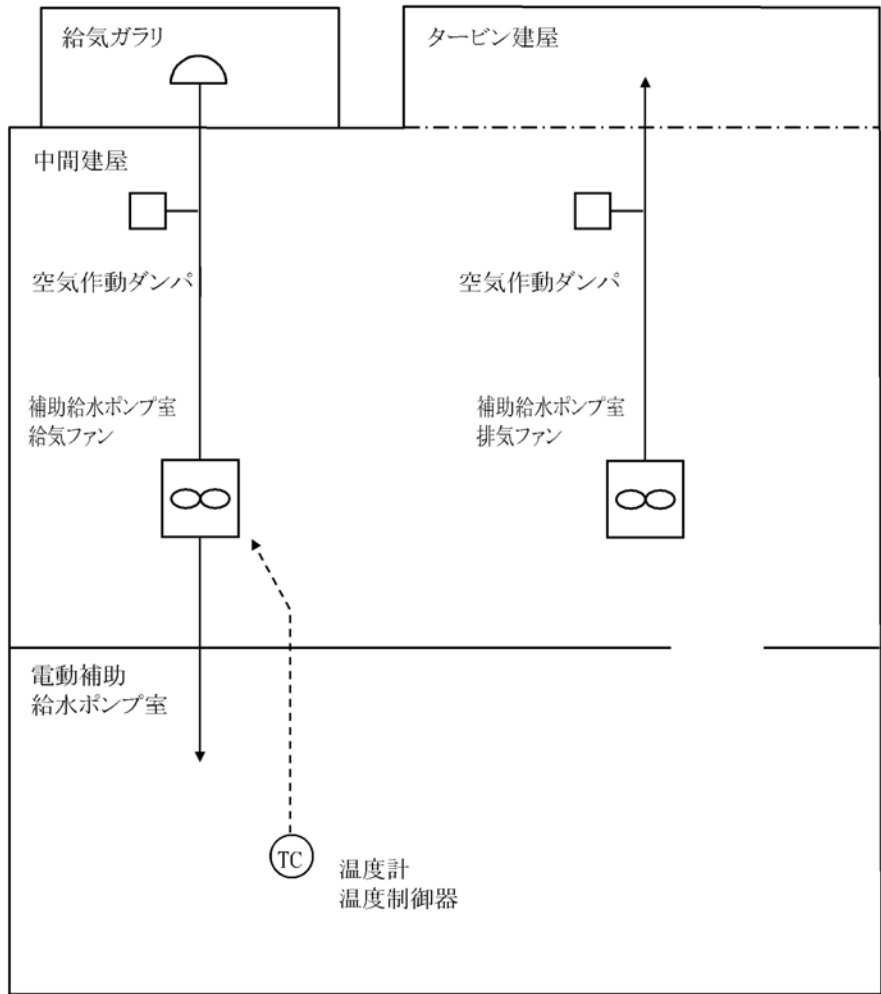
RWST (サポート系) (2/2)

3.1.4-106



第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:運転停止時炉心損傷) (27/34)

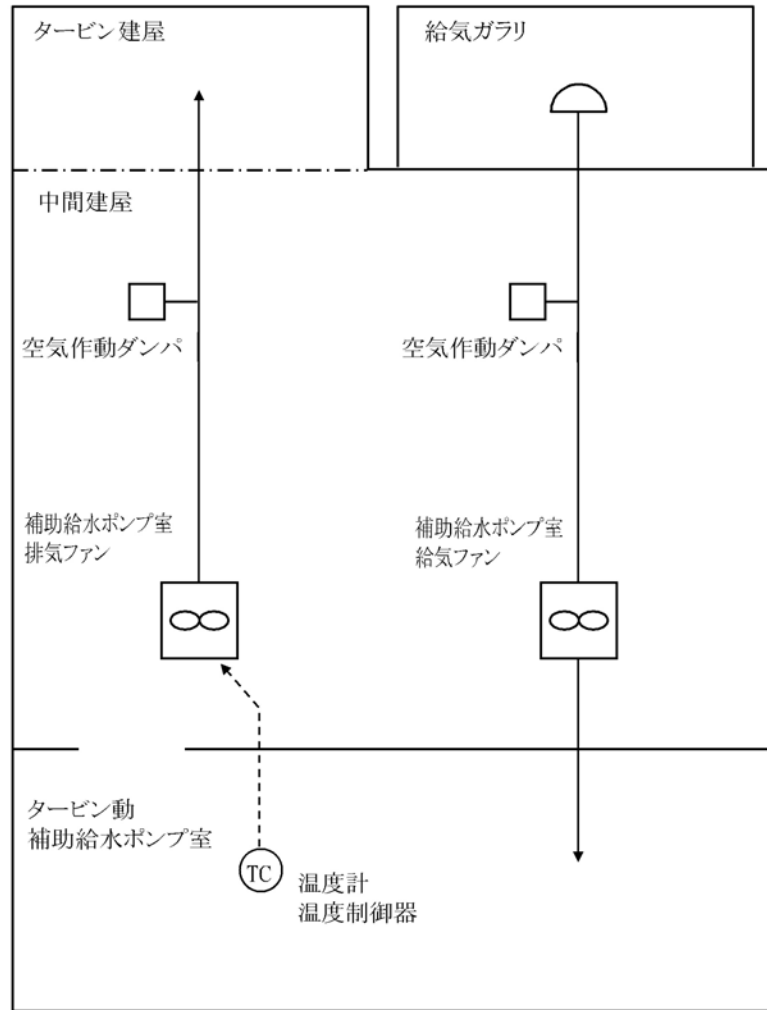
電動補助給水ポンプ室空調系 (サポート系)



3.1.4-107

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷) (28/34)

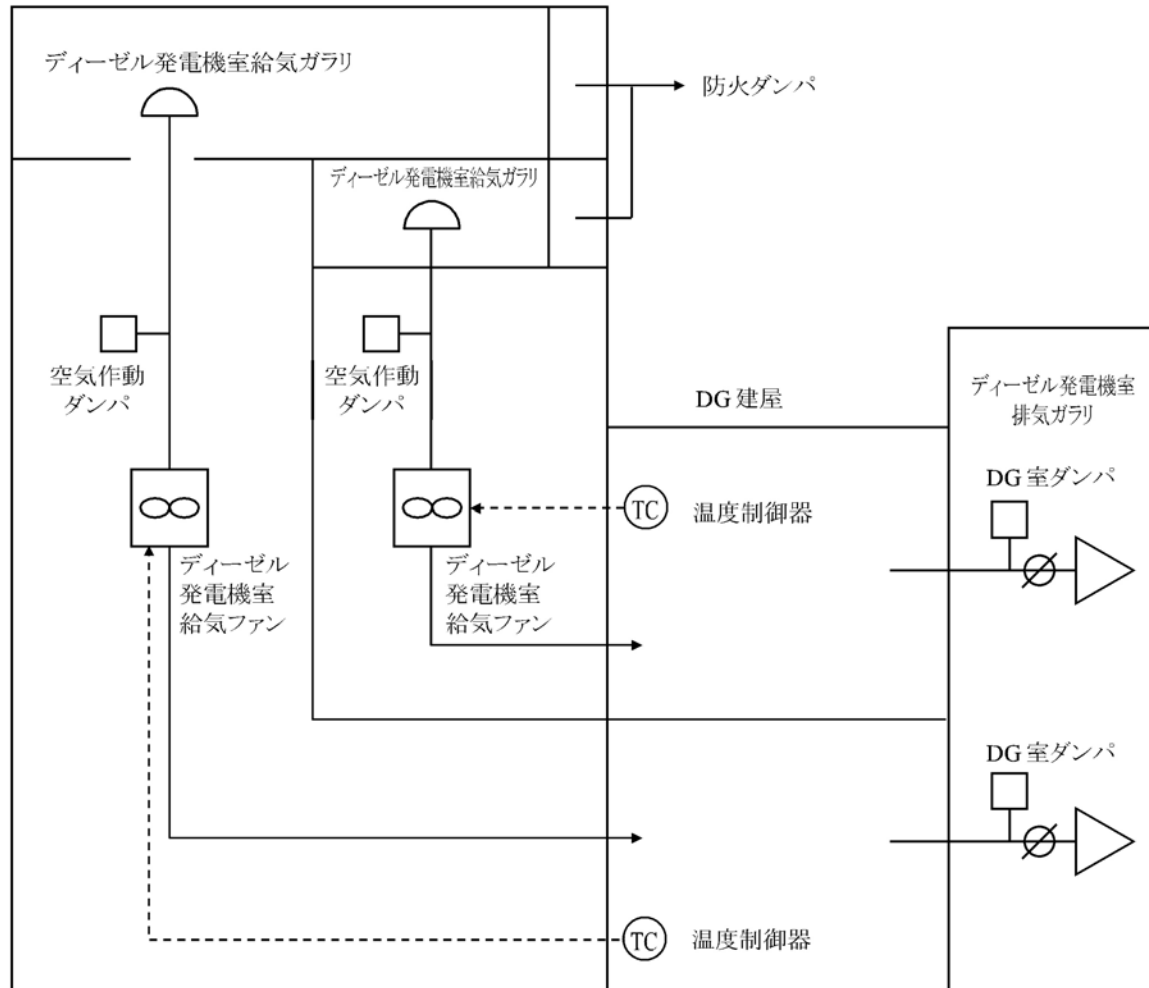
タービン動補助給水ポンプ室空調系(サポート系)



3.1.4-108

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷)(29/34)

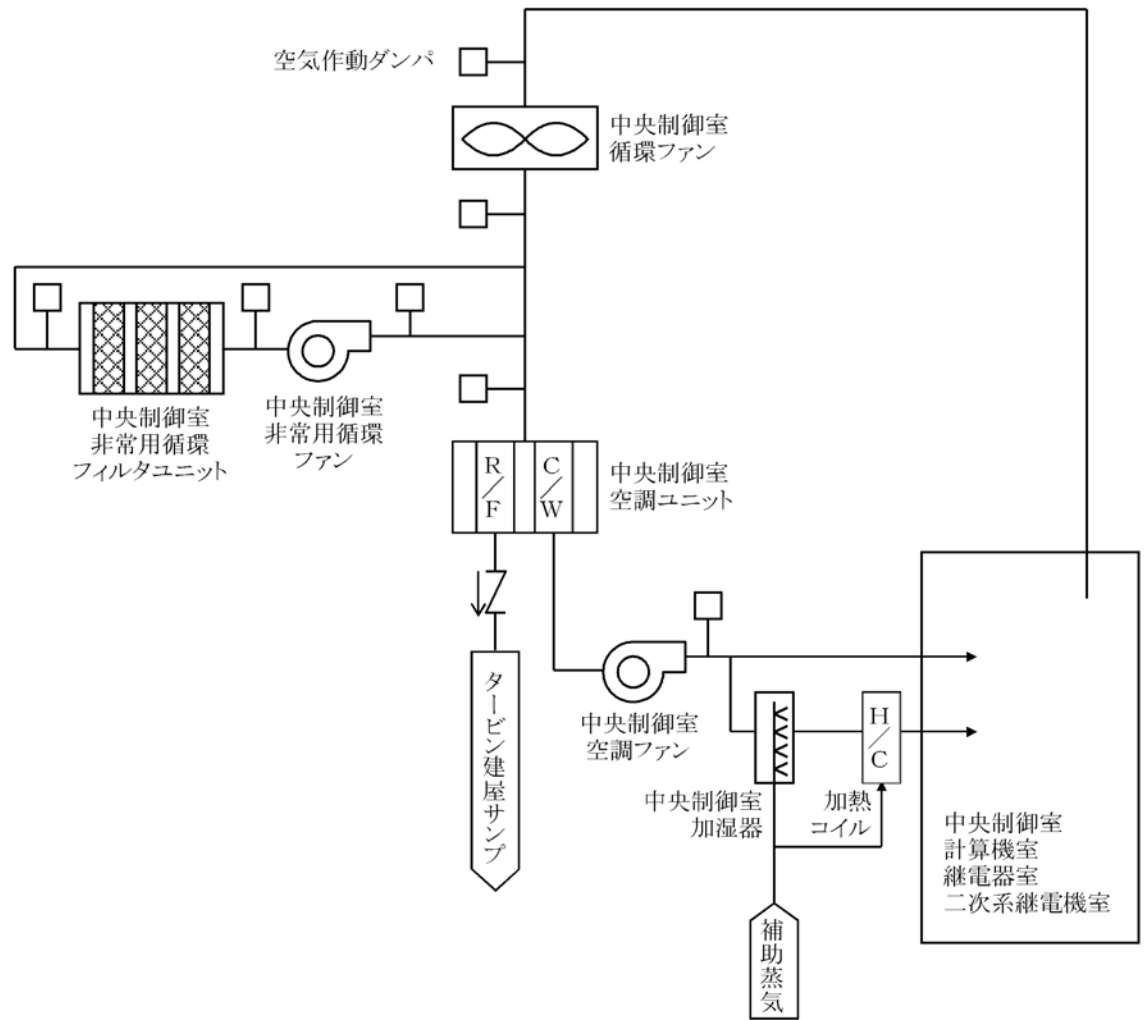
ディーゼル発電機室換気系(サポート系)



3.1.4-109

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷)(30/34)

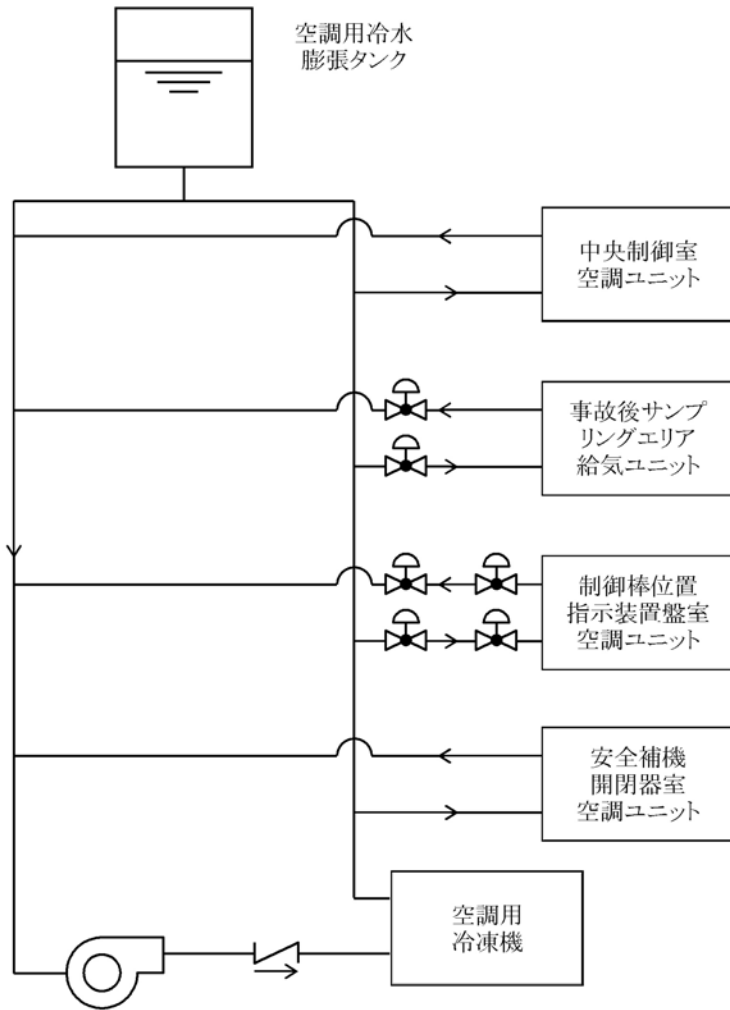
中央制御室空調系(室温維持)(サポート系)(中間建屋)



3.1.4-110

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失)(31/34)

空調用冷水設備(サポート系)

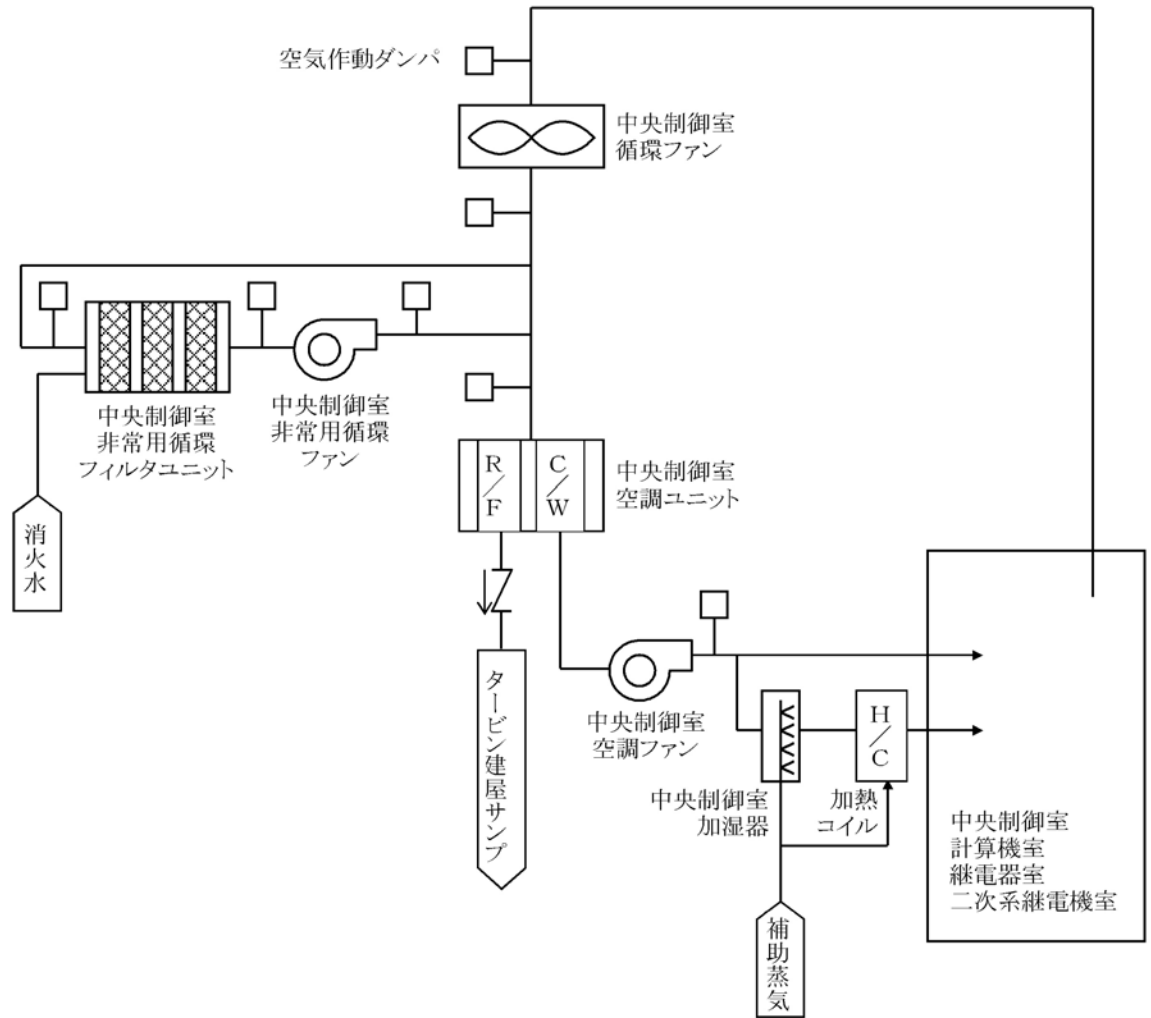


3.1.4-111

空調用冷水ポンプ 第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失) (32/34)

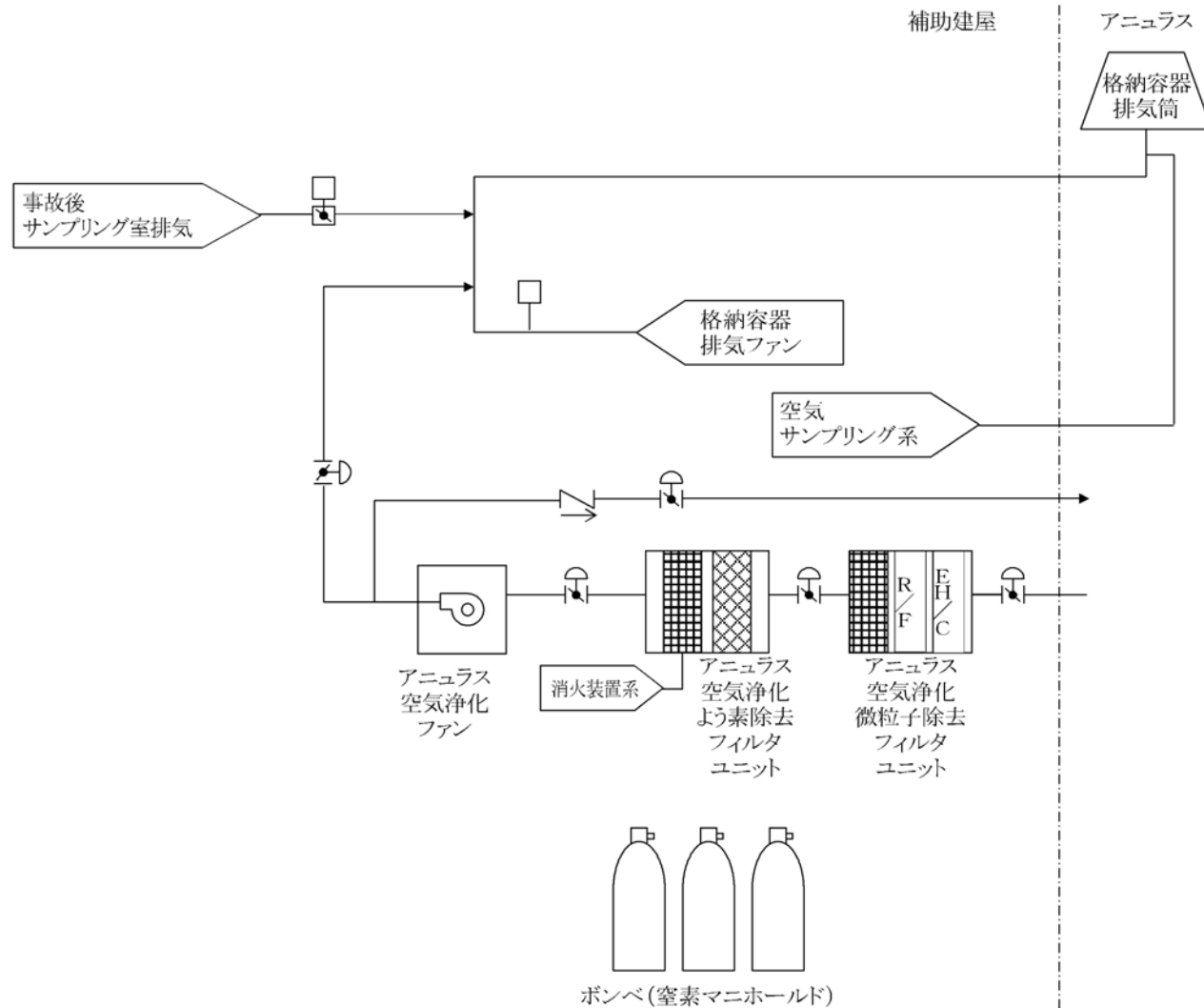
中央制御室非常用循環系(被ばく低減)(サポート系)

3.1.4-112



第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失)(33/34)

アニュラス空気浄化系 (サポート系)



3.1.4-113

第3.1.4.2-14図 各影響緩和機能の系統概要図 (地震: 格納容器機能喪失) (34/34)

(2) 津波

a. 炉心損傷防止対策

(a) 出力運転時

イ 評価方法

出力運転時の炉心損傷を防止する措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2-15 図参照)

(イ) 起回事象の選定

津波発生時の安全裕度評価における起回事象は、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて選定する。

(ロ) 各起回事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特定

(イ)項にて選定した各起回事象を引き起こす設備等とその許容津波高さを、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて特定する。

また、この結果を踏まえて、発生する起回事象に対応する津波高さ区分を設定する。

(ハ) クリフエッジ評価

(ロ)項にて設定した津波高さ区分の小さい順に、各区分で発生する起回事象に対して以下の i 項～iii 項の評価を実施するとともに、当該区分で炉心損傷に至るかを評価する。

ここで、当該区分で炉心損傷に至らない場合は、次の津波高さ区分を対象とし、新たな起因事象が追加して発生することを考慮して、以下の i 項～iii 項の評価を実施する。

評価対象の津波高さ区分において炉心損傷に至る場合、起因事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さのうち、最も大きいものがクリフエッジの津波高さとなる。

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

当該の津波高さ区分で発生する起因事象に対し、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて、影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

i 項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその許容津波高さを「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る許容津波高さは、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の許容津波高さのうち、小さい方となる。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

ii 項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さを特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さは、当該収束シ

ナリオに必要な各影響緩和機能の許容津波高さのうち、最も小さいものとなる。

ロ 評価結果

(イ) 起回事象の選定結果

津波発生時の安全裕度評価における起回事象については、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて、以下の 4 事象を選定した。

- ・ 外部電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 過渡事象
- ・ 炉心損傷直結

ここで、炉心損傷直結事象は、津波 PRA における複数の信号系損傷に該当する。なお、選定した起回事象の概要を第 3.1.4.2-13 表に示す。

(ロ) 各起回事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特定結果

各起回事象を引き起こす設備等とその許容津波高さを第 3.1.4.2-14 表のとおり特定した。

また、この結果を踏まえて、発生する起回事象に対応する津波高さ区分 1～3 を同表のとおり設定した。

(ハ) クリフエッジ評価結果

I 津波高さ区分 1 (8～13.3m 未満) に対する評価結果

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

津波高さ区分 1 で発生する起因事象である「原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 3.1.4.2-16 図のとおり、津波 PRA のイベントツリーを踏まえて、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心の未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオ(冷却成功)とし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオ(炉心損傷)とした。

ここで、原子炉補機冷却機能の全喪失に対して、過渡事象が従属的に発生する場合であっても、原子炉補機冷却水を必要としない影響緩和機能に期待できれば、燃料を安定、継続的に冷却することができるため、原子炉補機冷却機能の全喪失の影響緩和機能に対して評価を実施することとした。

なお、「原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①及び②の概要は以下のとおり。

・ 収束シナリオ①:

起因事象発生の後、原子炉の停止に成功し、外部電源から給電されている状態で、電動又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁を現場の手動操作により開放し、2 次系による冷却を行う。1 次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1 次冷却材と未臨界性を確保した上で、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水又は淡水を補給することにより 2 次系冷却を継続することで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ②:

起因事象発生の後、原子炉の停止に成功し、外部電源からの給電があり、RCP シール LOCA が発生した状態で、電動又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁を現場の手動操作により開放し、2 次系による冷却を行う。1 次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1 次冷却材と未臨界性を確保した上で蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水又は淡水を補給することにより 2 次系冷却を継続する。更に燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注入により 1 次系への給水を継続する。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる高圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さを参考資料Ⅱのとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

原子炉補機冷却機能の全喪失の収束シナリオ①及び②の機能喪失に係る許容津波高さについて、参考資料Ⅱのとおり特定した。

なお、RCP シールについては、耐熱 O リングを内蔵する改良型シールを使用しており、同シールは全交流電源喪失を想定した高温高圧状況下において 8 時間以上の耐力を有していることから、津波の影響によって RCP シールの健全性が損なわれることはなく、RCP シール LOCA が発生することはない。また、補助給水による蒸気発生器への給水(タービン動)は、第 3.1.4.2.2.18 図に示すように 13m を超える津波により、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の開動作に必要なタービン動補助給水ポンプ復水タンク元弁及びタービン動補助給水ポンプ純水入口弁の開信号が、それぞれ弁本体の水没及び 2 次系純水タンク水位計水没により発信されないことで、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁が「開」動作せず失敗の可能性があるが、手動「開」操作により成功させることとした。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①及び②の機能喪失に係る許容津波高さが 13.3m 以上であることから、津波高さ区分 1 (8～13.3m 未満)で発生する「原子炉補機冷却機能の全喪失」は収束可能であり、炉心損傷に至ることはない。

このため、より大きな津波により発生する、津波高さ区分 2 (13.3～15m 未満)に対して以下のとおり評価を行った。

Ⅱ 津波高さ区分 2 (13.3～15m 未満) に対する評価結果

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

津波高さ区分 2 で発生する起因事象である「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 3.1.4.2-17 図のとおり、津波 PRA のイベントツリーを踏まえて、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

なお、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②、③及び④の概要は以下のとおり。

- ・ 収束シナリオ①：

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動に失敗した状態で、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が行われる。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放され、2 次系による冷却が行われる。1 次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1 次冷却材と未臨界性を確保する。代替交流電源 (SA 又は特重) による交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水を補給することにより 2 次系冷却を継続する。この状態では未臨界性が確保された上で、海水を水源とした安定、継続的な 2 次系冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

- ・ 収束シナリオ②

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動に失敗した状態で、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が行われる。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放され、2 次系による冷却が行われる。1 次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1 次

冷却材と未臨界性を確保する。津波により成功パス①で期待していた代替交流電源(SA 又は特重)からの給電に失敗した場合においては、中容量発電機車によって交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水を補給することにより 2 次系冷却を継続する。この状態では未臨界性が確保された上で、海水を水源とした安定、継続的な 2 次系冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ③

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動の失敗、及びタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水にも失敗した場合において、まず、代替交流電源(特重)により交流電源を復旧させる。その後、特重施設による代替炉心注入及び窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁の開放を手動操作により行い、特重施設(貯水槽)を水源としたほう酸水を炉心へ注水し、1 次系の冷却を行う。また、充てん／高圧注入ポンプの自己冷却ラインの確立後、充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)の起動を中央制御室からの手動操作により行い、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心へ注入し、1 次系の冷却を継続する。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、特重施設による代替格納容器スプレイを行う。可搬型ディーゼルポンプの準備の完了後、可搬型ディーゼルポンプによる復水タンクを水源とした純水、長期的には海水を蒸気発生器へ給水する。制御用空気システムが使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放され、2 次系による冷却が行われる。また、加圧器逃がし弁を閉止、充てん／高圧注入ポンプによる燃料取替用水タンクのほう酸

水の炉心注入を停止することにより、炉心の冷却手段を1次系から2次系へと切り替える。この状態では未臨界性が確保された上で、海水を水源とした安定、継続的な2次系冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ④

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動が失敗し、RCPシールLOCAが発生した状態において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が行われる。制御用空気システムが使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放され、2次系による冷却が行われる。1次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1次冷却材と未臨界性を確保する。代替交流電源(SA又は特重)による交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水を補給することにより2次系冷却を継続する。さらに燃料取替用水タンクを水源として常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により1次系への給水を継続する。移動式大容量ポンプ車による原子炉補機冷却機能回復後に、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる高圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行う。この状態で海水を最終ヒートシンクとした安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理すると共に、各々の機能喪失を引き起こす設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さを参考資料Ⅱのとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能の喪失に係る許容津波高さの特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①～④の機能喪失に係る許容津波高さについて、参考資料Ⅱのとおり特定した。

なお、RCP シールについては、耐熱 O リングを内蔵する改良型シールを使用しており、同シールは全交流電源喪失を想定した高温高圧状況下において 8 時間以上の耐力を有していることから、津波の影響によって RCP シールの健全性が損なわれることはなく、RCP シール LOCA が発生することはない。また、補助給水による蒸気発生器への給水（タービン動）は、第 3.1.4.2.2.18 図に示すように 13m を超える津波により、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の開動作に必要なタービン動補助給水ポンプ復水タンク元弁及びタービン動補助給水ポンプ純水入口弁の開信号が、それぞれ弁本体の水没及び 2 次系純水タンク水位計水没により発信されないことで、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁が「開」動作せず失敗の可能性があるが、手動「開」操作により成功させることとした。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①～④は機能喪失に係る許容津波高さが 15m 以上であることから、津波高さ区分 2

(13.3～15m 未満)で発生する「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」は収束可能であり、炉心損傷に至ることはない。

このため、より大きな津波により発生する、津波高さ区分 3(15m 以上)に対して以下のとおり評価を行った。

Ⅲ 津波高さ区分 3(15m 以上)に対する評価結果

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

津波高さ区分 3 において新たに追加して発生する起因事象は「炉心損傷直結」である。「炉心損傷直結」は影響緩和機能に期待せず、直接炉心損傷に至るとみなすことから収束シナリオは作成していない。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

i 項のとおり、直接炉心損傷に至ることから、影響緩和機能はない。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

i 項のとおり、直接炉心損傷に至ることから、収束シナリオはない。

よって、「炉心損傷直結」の許容津波高さである 15m で炉心損傷に至る。

すなわち、炉心損傷を防止する観点では、津波高さ区分 2 における「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①～④の許容津波高さ及び津波高さ区分 3 における「炉心損傷直結」の許容津波高さが 15m となることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2-34 図及び参考資料Ⅱ、機器リストを参考資料Ⅰ及び参考資料Ⅱに示す。

このように、クリフェッジ津波高さ(15m)未満であれば、未臨界性が確保された上で、燃料の重大な損傷に至る事態が回避されることとなるが、クリフェッジ津波高さを超えた場合は、「タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水」等が喪失してしまい、炉心損傷へ至ることとなる。

(b) 運転停止時

イ 評価方法

運転停止時の炉心損傷を防止するための措置について、崩壊熱が高く、1次系保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中を対象に、以下の評価を実施する。(第3.1.4.2-19図参照)

(イ) 起回事象の選定

津波発生時の安全裕度評価における起回事象は、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す津波 PRA 及び内部事象停止時 PRA の検討結果を踏まえて選定する。

(ロ) 各起回事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特定

(イ)項にて選定した各起回事象を引き起こす設備等とその許容津波高さを、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて特定する。

また、この結果を踏まえて、発生する起回事象に対応する津波高さ区分を設定する。

(ハ) クリフエッジ評価

(ロ)項にて設定した津波高さ区分の小さい順に、各区分で発生する起因事象に対して以下の i 項～iii 項の評価を実施するとともに、当該区分で炉心損傷に至るかを評価する。

ここで、当該区分で炉心損傷に至らない場合は、次の津波高さ区分を対象とし、新たな起因事象が追加して発生することを考慮して、以下の i 項～iii 項の評価を実施する。

評価対象の津波高さ区分において炉心損傷に至る場合、起因事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さのうち、最も大きいものがクリフエッジの津波高さとなる。

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

当該の津波高さ区分で発生する起因事象に対し、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて、影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

i 項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその許容津波高さを「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る許容津波高さは、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の許容津波高さのうち、小さい方となる。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

ii 項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さを特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さは、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の許容津波高さのうち、最も小さいものとなる。

ロ 評価結果

(イ) 起回事象の選定結果

津波発生時の安全裕度評価における起回事象については、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す津波 PRA 及び内部事象停止時 PRA の検討結果を踏まえて、以下のとおり抽出した。

I 津波 PRA における起回事象に対する検討

津波 PRA の起回事象のうち、運転停止時の津波に対する安全裕度評価で考慮すべき起回事象を第 3.1.4.2-15 表のとおり検討し、以下のとおり抽出した。

- ・ 外部電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 複数の信号系損傷

II 内部事象停止時 PRA における起回事象に対する検討

内部事象停止時 PRA の起回事象のうち、運転停止時の津波に対する安全裕度評価で考慮すべき起回事象を第 3.1.4.2-16 表のとおり検討し、以下のとおり抽出した。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
- ・ 水位維持失敗
- ・ 余熱除去機能喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 外部電源喪失

Ⅲ 運転停止時の津波に対する安全裕度評価で想定する起因事象の選定結果

運転停止時の津波に対する安全裕度評価の対象とする起因事象としては、Ⅰ及びⅡ項で抽出された起因事象を全て考慮することとし、以下の6事象を選定した。

- ・ 外部電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
- ・ 水位維持失敗
- ・ 余熱除去機能喪失
- ・ 炉心損傷直結

ここで、「炉心損傷直結」は、津波 PRA における「複数の信号系損傷」及び内部事象停止時 PRA における「反応度の誤投入」に該当する。なお、選定した起因事象の概要を第 3.1.4.2-17 表に示す。

(ロ) 各起因事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特定結果

各起因事象を引き起こす設備等とその許容津波高さを第 3.1.4.2-18 表のとおり特定した。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する津波高さ区分 1～3 を同表のとおり設定した。

(ハ) クリフエッジ評価結果

I 津波高さ区分 1 (8～13.3m 未満) に対する評価結果

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

津波高さ区分 1 で発生する起因事象である「原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 3.1.4.2-20 図のとおり、津波 PRA のイベントツリーを踏まえて、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心の未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオ(冷却成功)とし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオ(炉心損傷)とした。

なお、「原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①の概要は以下のとおり。

・ 収束シナリオ①:

起因事象発生の後、外部電源から給電されている状態で、燃料取替用水タンクを水源として常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心冷却を行う。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行う。この状態で海水を最終ヒートシンクとした安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さを参考資料Ⅱのとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

原子炉補機冷却機能の全喪失の収束シナリオ①の機能喪失に係る許容津波高さについて、参考資料Ⅱのとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①の機能喪失に係る許容津波高さが 13.3m 以上であることから、津波高さ区分 1(8～13.3m 未満)で発生する「原子炉補機冷却系の全喪失」は収束可能であり、炉心損傷に至ることはない。

このため、より大きな津波により発生する、津波高さ区分 2(13.3～15m 未満)に対して以下のとおり評価を行った。

Ⅱ 津波高さ区分 2(13.3～15m 未満)に対する評価結果

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

津波高さ区分 2 で発生する起因事象である「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 3.1.4.2-21 図のとおり、津波 PRA のイベントツリーを踏まえて、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

なお、「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②及び③の概要は以下のとおり。

- ・ 収束シナリオ①:

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に失敗し、代替交流電源(SA 及び特重)による交流電源を復旧させた状態で、燃料取替用水タンクを水源として常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心冷却を行う。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行う。この状態で海水を最終ヒートシンクとした安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

- ・ 収束シナリオ②

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に失敗し、代替交流電源(SA 及び特重)による交流電源を復旧させた状態で、津波により成功パス①で期待していた常設電動注入ポンプによる炉心への注水に失敗した場合、代替交流電源(特重)からの給電を実施した後、特重施設による代替炉心注水を行う。また、充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)の起動を中央制御室からの手動操作により行い、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心へ注入し、1次系の冷却を継続する。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ③

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に失敗し、津波により成功パス①で期待していた代替交流電源(SA 及び特重)による給電に失敗した場合においては、中容量発電機車による交流電源を復旧させた状態で、燃料取替用水タンクを水源として常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心冷却を行う。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行う。この状態で海水を最終ヒートシンクとした安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理すると共に、各々の機能喪失を引き起こす設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さを参考資料Ⅱのとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①～③の機能喪失に係る許容津波高さについて、参考資料Ⅱのとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①～③の機能喪失に係る許容津波高さが 15m 以上であることから、津波高さ区分 2(8～13.3m 未満)で発生する「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」は収束可能であり、炉心損傷に至ることはない。

このため、より大きな津波高さにより発生する、津波高さ区分 3 (15m 以上) に対して以下のとおり評価を行った。

II 津波高さ区分 3 (15m 以上) に対する評価結果

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

津波高さ区分 3 において新たに追加して発生する起因事象は「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」、「水位維持失敗」、「余熱除去機能喪失」及び「炉心損傷直結」である。これらのうち、「炉心損傷直結」は影響緩和機能に期待せず、直接炉心損傷に至るとみなすことから収束シナリオは作成していない。「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」、「水位維持失敗」及び「余熱除去機能喪失」は影響緩和機能に期待できるものの、同時に炉心損傷直結が発生していることから、影響緩和機能及び収束シナリオの特定は不要である。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

i 項のとおり、直接炉心損傷に至ることから、影響緩和機能はない。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

i 項のとおり、直接炉心損傷に至ることから、収束シナリオはない。

よって、「炉心損傷直結」の許容津波高さである 15m で炉心損傷に至る。

すなわち、炉心損傷を防止する観点では、津波高さ区分 2 における「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①～③の許容津波高さ及び津波高さ区分 3 における炉心損傷直結の許容津波高さが 15m となることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエ

ッジの特定において、各影響緩和機能（フロントライン系及びサポート系）に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2-34 図及び参考資料Ⅱ、機器リストを参考資料Ⅰ及び参考資料Ⅱに示す。

このように、クリフェッジ津波高さ 15m 未満であれば、海水を最終ヒートシンクとした安定、継続的な冷却が行われることになり、燃料の重大な損傷に至る事態は回避されることとなるが、クリフェッジ津波高さを超えた場合は、「代替交流電源からの給電」等が喪失してしまい、炉心損傷へ至ることとなる。

b. 格納容器機能喪失防止対策

イ 評価方法

格納容器機能喪失を防止するための措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2-22 図)

(イ) 起回事象の選定

津波発生時の安全裕度評価における起回事象は、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて選定する。

(ロ) 各起回事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ度区分の特定

(イ)項にて選定した各起回事象を引き起こす設備等とその許容津波高さを、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて特定する。

また、この結果を踏まえて、発生する起回事象に対応する津波高さ区分を設定する。

(ハ) クリフエッジ評価

(ロ)項にて設定した津波高さ区分の小さい順に、各区分で発生する起回事象に対して以下の i ~ iii の評価を実施するとともに、当該区分で格納容器機能喪失に至るかを評価する。

ここで、当該区分で格納容器機能喪失に至らない場合は、次の津波高さ区分を対象とし、新たな起回事象が追加して発生することを考慮して、以下の i ~ iii の評価を実施する。

評価対象の津波高さ区分において格納容器機能喪失に至る場合、起因

事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さのうち、最も大きいものがクリフエッジの津波高さとなる。

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

当該の津波高さで発生する起因事象に対し、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて、影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

i 項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその許容津波高さを、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る許容津波高さは、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の許容津波高さのうち、小さい方となる。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

ii 項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さを特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さは、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の許容津波高さのうち、最も小さいものとなる。

ロ 評価結果

(イ) 起因事象の選定結果

出力運転時炉心評価での選定結果(3.1.4.2(2)a.(a)口項)と同様に、以下の4事象を選定した。

- ・ 外部電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 過渡事象
- ・ 炉心損傷直結

ここで、炉心損傷直結事象は、津波 PRA における複数の信号系の損傷に該当する。なお、選定した起回事象の概要を第 3.1.4.2-19 表に示す。

(ロ) 各起回事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特定結果

出力運転時炉心評価での特定結果(3.1.4.2(2)a.(a)口項)より、各起回事象を引き起こす設備等とその許容津波高さを第 3.1.4.2-20 表のとおり特定した。

また、この結果を踏まえて、発生する起回事象に対応する津波高さ区分 1～3 を同表のとおり設定した。

(ハ) クリフエッジ評価結果

クリフエッジの評価にあたっては、出力運転時炉心評価での評価結果(3.1.4.2(2)a.(a)口項)より、津波高さ区分 1 及び 2 では炉心損傷に至らないことから、津波高さ区分 3 から評価を実施した。

I 津波高さ区分 3(15m 以上)

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

出力運転時炉心評価での評価結果(3.1.4.2(2)a.(a)口項)より、津波高さ区分 3 では「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」及び

「炉心損傷直結」が発生することで、収束シナリオが成立せず炉心損傷に至る結果となっている。

そこで、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」により炉心損傷が発生している条件で第 3.1.4.2-23 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心が損傷した状態において原子炉格納容器内の除熱が安定的に継続されるシナリオを収束シナリオ（格納容器健全（フィルタベントが成功し、格納容器の健全性が維持された場合は「放射性物質管理放出」と記載））とし、この状態に至らないシナリオを格納容器機能喪失に至るシナリオ（格納容器機能喪失）とした。

なお、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②、③、④、⑤、⑥、⑦及び⑧の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①

炉心損傷発生の後、代替交流電源（SA 又は特重）から既設設備へ給電されている状態で、格納容器隔離を行う。PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによって原子炉下部キャビティへ注水を行う。原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。これらにより、格納容器機能喪失を防止する。

・収束シナリオ②

炉心損傷発生の後、代替交流電源(SA 又は特重)から既設設備へ給電されている状態で、格納容器隔離を行う。PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによって原子炉下部キャビティへ注水を行う。原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを実施するが、成功パス①で期待していた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に失敗した場合、代替交流電源(特重)を起動し、特重施設へ給電すると共に、フィルタベントにより格納容器過圧を防止する。これらにより、格納容器機能喪失を防止する。

・収束シナリオ③

炉心損傷発生の後、代替交流電源(SA 又は特重)から既設設備へ給電されている状態で、格納容器隔離を行う。PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。成功パス①で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗した場合、代替交流電源(特重)を起動し、特重施設へ給電すると共に、特重施設による代替格納容器スプレイと既設の原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。これらにより、格納容器機能喪失を防止する。

・収束シナリオ④

炉心損傷発生の後、代替交流電源(SA 又は特重)から既設設備へ給電されている状態で、格納容器隔離を行う。PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために窒素ポンペを使用した加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。成功パス①で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗した場合、代替交流電源(特重)を起動し、特重施設へ給電すると共に、特重施設による代替格納容器スプレイと既設の原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うが、原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に失敗した場合に、フィルタベントにより格納容器過圧を防止する。これらにより、格納容器機能喪失を防止する。

・収束シナリオ⑤～⑧

炉心損傷発生の後、成功パス①～④で期待していた代替交流電源(SA 又は特重)から既設設備への給電に失敗した場合、中容量発電機車から給電し、収束シナリオ①～④における「格納容器隔離」以降の各影響緩和措置を実施することで、格納容器機能喪失を防止する。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さを参考資料Ⅱのとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②、③、④、⑤、⑥、⑦及び⑧の機能喪失に係る許容津波高さについて、参考資料Ⅱのとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①～⑧については、代替交流電源(SA 又は特重)からの給電及び中容量発電機車からの給電の許容津波高さである 15m で機能喪失することで、格納容器機能喪失に至る。

すなわち、当該の津波高さ区分 3(15m 以上)で格納容器機能喪失に至ることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2-34 図及び参考資料Ⅱ、機器リストを参考資料Ⅰ及び参考資料Ⅱに示す。

c. 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策

イ 評価方法

使用済燃料ピット(以下「SFP」という。)にある燃料の損傷を防止するための措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2-24 図)

(イ) 起因事象の選定

SFP 燃料損傷に至る事象として、「SFP 冷却系の機能喪失」、「SFP 保有水の流出」を考慮する。「SFP 冷却系の機能喪失」の原因として、SFP ポンプ・SFP 冷却器等の故障及び SFP 冷却系の運転をサポートする機器の故障を考慮して、起因事象を選定する。また、SFP 保有水の流出原因として、SFP の本体損傷等が考えられるものの、津波を起因として SFP が破壊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。

(ロ) 各起因事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特定

(イ)項にて選定した各起因事象を引き起こす設備等とその許容津波高さを特定する。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する津波高さ区分を設定する。

(ハ) クリフエッジ評価

(ロ)項にて設定した津波高さ区分の小さい順に、各区分で発生する起因事象に対して以下の i ~ iii の評価を実施するとともに、当該区分で SFP 燃料の損傷に至るかを評価する。

ここで、当該区分で SFP 燃料損傷に至らない場合は、次の津波高さ区分を対象とし、新たな起回事象が追加して発生することを考慮して、以下の i ～ iii の評価を実施する。

評価対象の津波高さ区分において SFP 燃料損傷に至る場合、起回事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さのうち、最も大きいものがクリフエッジの津波高さとなる。

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

当該の津波高さで発生する起回事象に対し、影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

i 項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその許容津波高さを特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る許容津波高さは、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の許容津波高さのうち、小さい方となる。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

ii 項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さを特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さは、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の許容津波高さのうち、最も小さいものとなる。

ロ 評価結果

(イ) 起回事象の選定結果

津波発生時の安全裕度評価における起回事象については、以下の 3 事象を選定した。

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失
- ・ SFP 冷却機能喪失
- ・ 外部電源喪失

なお、選定した起回事象の概要を第 3.1.4.2-21 表に示す。

(ロ) 各起回事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特定結果

各起回事象を引き起こす設備等とその許容津波高さを第 3.1.4.2-22 表のとおり特定した。

また、この結果を踏まえて、発生する起回事象に対応する津波高さ区分 1 及び 2 を同表のとおり設定した。

(ハ) クリフエッジ評価結果

I 津波高さ区分 1 (8～13.3m 未満)

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

津波高さ区分 1 で発生する起回事象である「原子炉補機冷却機能喪失」について、第 3.1.4.2-25 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、SFP の未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオ(冷

却成功)とし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオ(SFP 燃料損傷)とした。

ここで、「原子炉補機冷却機能喪失」に対して、「SFP 冷却機能喪失」が従属的に発生する場合であっても、原子炉補機冷却水を必要としない影響緩和機能に期待すれば、燃料を安定、継続的に冷却することができるため、「原子炉補機冷却機能喪失」の影響緩和機能に対して評価を実施することとした。

なお、「原子炉補機冷却機能喪失」の収束シナリオ①及び②の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①:

起因事象発生の後、燃料取替用水ポンプにより燃料取替用水タンクのほう酸水を SFP に注入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ②:

起因事象発生の後、収束シナリオ①で期待していた燃料取替用水ポンプによる注水に失敗した場合に、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ／取水用水中ポンプにより海水又は淡水を SFP に注入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こ

す設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さを第 3.1.4.2-23 表のとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

「原子炉補機冷却機能喪失」の収束シナリオ①及び②の機能喪失に係る HCLPF について、第 3.1.4.2-26 図のとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①及び②の機能喪失に係る許容津波高さが 13.3m 以上であることから、津波高さ区分 1 (8～13.3m 未満) で発生する「原子炉補機冷却機能喪失」は収束可能であり、SFP 燃料損傷に至ることはない。

このため、より大きな津波で発生する、津波高さ区分 2 (13.3m 以上) に対して以下のとおり評価を行った。

II 津波高さ区分 2 (13.3m 以上)

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

津波高さ区分 2 で発生する起因事象である外部電源喪失を考慮し、「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失」について、第 3.1.4.2-27 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、SFP の未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオ(冷却成功)とし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオ(SFP 燃料損傷)とした。

なお、「外部電源喪失+SFP 冷却機能喪失」の収束シナリオ①の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①:

使用済燃料ピット補給用水中ポンプ／取水用水中ポンプにより海水又は淡水を SFP に注水することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さを第 3.1.4.2-24 表のとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」の収束シナリオ①の機能喪失に係る許容津波高さについて、第 3.1.4.2-28 図のとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①の SFP 補給用水中ポンプによる海水注水の許容津波高さである 27m で機能喪失することで、SFP 燃料損傷に至る。

すなわち、当該の津波高さ区分 2(13.3m 以上)で SFP 燃料損傷に至ることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2-34 図、機器リストを参考資料 I に示す。

このようにクリフエッジ津波高さ(27m)未満であれば、SFP 補給用水中ポンプを用いて海水を SFP に注入することにより安定、継続的な冷却が行われることとなり、SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避されることになるが、クリフエッジ津波高さを超えた場合は、「SFP 補給用水中ポン

プによる海水注水」が喪失してしまい、SFP 燃料損傷に至ることとなる。

d. 遡上解析による検証

(a) 遡上解析の目的

前項で示した津波に対するクリフエッジシナリオの成立には、発電所敷地高さを超える津波が建屋の健全性、建屋貫通部及び扉の止水性に対し及ぼす影響について、詳細な評価を行う必要がある。ここでは、クリフエッジ高さの津波を想定した遡上解析を行うことで、津波の発電所敷地内での流況を評価し、建屋水密性に及ぼす影響について確認を行った。

なお、使用済燃料ピットの燃料損傷については、建屋外の敷地高さ EL.+27m に保管するタンクローリが喪失することで、使用済燃料ピットへの代替注水手段がなくなり燃料損傷に至る結果となっており、この結果は、建屋健全性や建屋シール等の信頼性に依存するものではなく、遡上解析による評価の対象外とした。

(b) 遡上解析で考慮する津波の設定

発電所敷地内における津波の遡上状況を分析するため、津波高さが、炉心損傷(出力運転時及び運転停止時)及び格納容器機能喪失に対するクリフエッジ高さである EL.+15.0m となる仮想的な津波を入力条件として想定した。

津波の波源は基準津波と同じ、琉球海溝北部～琉球海溝中部とした津波波源を想定し、発電所に到来する津波高さが EL.+15.0m となるように、基準津波の波形を比例倍し、非線形長波理論に基づき平面二次元の差分法を用いて数値シミュレーションを行うことで、遡上解析で考慮する津波を設定した。

数値シミュレーションの計算条件を第 3.1.4.2-25 表、計算格子分割を第 3.1.4.2-29 図に示す。また、遡上解析で考慮する津波の放水口地点における時刻歴波形を第 3.1.4.2-30 図に示す。

(c) 敷地周辺の遡上・浸水域の評価結果

遡上解析結果のうち、第 3.1.4.2-31 図に最高水位分布を、第 3.1.4.2-32 図に最大浸水深分布を、第 3.1.4.2-33 図に原子炉補助建屋周辺で遡上高さが最高水位となる時刻付近の流速ベクトル分布を示す。

遡上高さの最高水位は、建屋付近の大部分において EL.+15.0m 以下(浸水深さ 2.0m 以下)となっている。

(d) クリフエッジシナリオへの影響評価

今回の津波に対する安全裕度評価の結果、炉心損傷(出力運転時及び運転停止時)及び格納容器損傷については、津波高さが水密扉及び貫通部止水処置等の施工高さである EL.+15m を超え、補助建屋内のタービン動補助給水ポンプや電気盤が浸水・水没し、炉心損傷や格納容器機能喪失に至る結果となっている。

遡上解析の結果、原子炉補助建屋周辺の遡上波高さは、最大で EL.約+13.7 m であり、遡上波がクリフエッジ高さを上回らないことを確認した。また、第 3.1.4.2-26 表から、その建屋周辺での遡上波の流速は最大で約 1.6m/s であることから、原子炉補助建屋が損傷に至ることはないことを確認した。

特重施設への影響に関しては、特重施設(建屋)に津波が浸入し得る箇所が、津波遡上範囲外であることを確認した。

以下に影響評価の詳細について示す。

イ 津波高さの建屋浸水対策への影響

第 3.1.4.2-26 表に、主要な扉等における遡上波の高さを示した。クリフエッジとなる設備のある原子炉補助建屋周辺での遡上波の高さは EL.約 +13.7m であり遡上解析で考慮する津波が原子炉補助建屋周辺でクリフエッ

シ高さを上回らないことを確認した。また、水密扉は、EL.+19m の静水圧に耐えられる設計であり、貫通部止水処置は、EL.+20m の静水圧に対して水密性を有するシール材の施工をしていることから、遡上波による原子炉補助建屋、水密扉及び貫通部止水処置等への影響はない。

ロ 漂流物による影響に関する分析、漂流物による影響の評価

第 3.1.4.2-26 表に示した遡上波の流速は、原子炉補助建屋付近で最大約 1.6m/s である。前述のように、原子炉補助建屋付近の津波浸水高さは最大約で EL.約+13.7m であり、想定される漂流物の大きさは、水深部が 70cm 以下のものに制限され、漂流物の衝撃により原子炉補助建屋、水密扉及び貫通部止水処置等への影響は考えられない。

第 3.1.4.2-13 表 選定した起因事象の概要

起因事象	事象概要
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象
原子炉補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の全喪失に至る事象
過渡事象	循環水ポンプ等の損傷によりタービンバイパス弁等の誤閉が発生し、主蒸気の流出経路が遮断される事象
炉心損傷直結	津波により建屋全体が浸水して、重要な設備・機器が複数損傷することで事象緩和手段が喪失し炉心損傷を回避できない事象

第 3.1.4.2-14 表 各起因事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特定結果

(津波:出力運転時炉心損傷)

津波高さ区分		各津波高さ区分で追加して発生する起因事象	各起因事象を引き起こす設備等と許容津波高さ		備考
-	～8m 未満	—	—	—	—
区分 1	8～13.3m 未満	原子炉補機冷却機能の全喪失(過渡事象)	2A 海水ポンプ	8m	「原子炉補機冷却機能の全喪失」の発生に伴い、従属的に「過渡事象」が発生する。
区分 2	13.3～15m 未満	外部電源喪失	予備変圧器	13.3m	—
区分 3	15m 以上	炉心損傷直結	メタルクラッド・スイッチギア	15m	建屋内(CV外)の機器のほとんどが浸水・水没するため、プラントの重要な制御・保護機能が不能となり直接炉心損傷となる。

第 3.1.4.2-15 表 津波 PRA における起因事象に対する検討

(津波: 運転停止時炉心損傷)

津波 PRA における 起因事象	今回の安全裕度 評価における 想定要否	備 考
外部電源喪失	○	—
原子炉補機冷却機能の 全喪失	○	—
過渡事象	×	停止時は原子炉停止後／起動前であり 想定不要
炉心損傷直結	○	—

第 3.1.4.2-16 表 内部事象停止時 PRA における起因事象に対する検討

(津波:運転停止時炉心損傷)(1/2)

内部事象停止時 PRA における起因事象	今回の安全裕度 評価における 想定要否	備 考
原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失	○	—
加圧器逃がし弁/ 安全弁 LOCA	×	ミッドループ運転中に発生することはないため対象外とする。
オーバードレン	×	安全裕度評価では津波時に運転員が誤操作すること又は誤開することを想定しない。
反応度の誤投入	×	
水位維持失敗	○	—
余熱除去機能喪失	○	—
原子炉補機冷却水系の 全喪失	○	安全裕度評価上では、「原子炉補機冷却機能の全喪失」と記載する。
原子炉補機冷却水系の 部分喪失	×	損傷時には全系列損傷を想定する。
原子炉補機冷却海水系の 全喪失	×	「原子炉補機冷却水系の全喪失」で代表する。
原子炉補機冷却海水系の 部分喪失	×	損傷時には全系列損傷を想定する。
外部電源喪失	○	—
安全系高圧(低圧)交流 母線の全喪失	×	「外部電源喪失」のサポート系としてモデル化するため対象外とする。
安全系直流母線の全喪失	×	

第 3.1.4.2-16 表 内部事象停止時 PRA における起回事象に対する検討

(津波:運転停止時炉心損傷)(2/2)

内部事象停止時 PRA における起回事象	今回の安全裕度 評価における 想定要否	備 考
安全系高圧(低圧)交流 母線の部分喪失	×	損傷時には全系列損傷を想定する。
安全系直流母線の部分喪失	×	
制御用空気系の全喪失	×	「外部電源喪失」のサポート系としてモデル化するため対象外とする。
制御用空気系の部分喪失	×	損傷時には全系列損傷を想定する。
主給水流量喪失	×	ミッドループ運転中に発生することはないため対象外とする。

第 3.1.4.2-17 表 選定した起因事象の概要

起因事象	事象概要
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象
原子炉補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の全喪失に至る事象
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁が誤動作し、原子炉冷却材が系外へ流出する事象
水位維持失敗	化学体積制御系の損傷が発生し、充てん流量と抽出流量のアンバランスが生じることで RCS 水位が低下し、かつ、水位低下が継続する事象
余熱除去機能喪失	余熱除去系の弁やポンプ等の損傷により余熱除去系が機能喪失する事象
炉心損傷直結	津波により建屋全体が浸水して、重要な設備・機器が複数損傷することで事象緩和手段が喪失し炉心損傷を回避できない事象

第 3.1.4.2-18 表 各起因事象発生に係る HCLPF 及び津波高さ区分の特定結果(津波:運転停止時炉心損傷)

津波高さ区分		各津波高さ区分で追加して発生する起因事象	各起因事象を引き起こす設備等と許容津波高さ		備考
—	～8m 未満	—	—	—	—
区分 1	8～13.3m 未満	原子炉補機冷却機能の全喪失	2A 海水ポンプ	8m	—
区分 2	13.3～15m 未満	外部電源喪失	予備変圧器	13.3m	—
区分 3	15m 以上	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 水位維持失敗 余熱除去機能喪失 炉心損傷直結	メタルクラッド・スイッチギア	15m	建屋内(CV 外)の機器のほとんどが浸水・水没するため、プラントの重要な制御・保護機能が不能となり直接炉心損傷となる。

第 3.1.4.2-19 表 選定した起因事象の概要

起因事象	事象概要
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象
原子炉補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の全喪失に至る事象
過渡事象	循環水ポンプ等の損傷によりタービンバイパス弁等の誤閉が発生し、主蒸気の流出経路が遮断される事象
炉心損傷直結	津波により建屋全体が浸水して、重要な設備・機器が複数損傷することで事象緩和手段が喪失し炉心損傷を回避できない事象

第 3.1.4.2-20 表 各起因事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特定結果
(津波:格納容器機能喪失)

津波高さ区分		各津波高さ区分で追加して発生する起因事象	各起因事象を引き起こす設備等と許容津波高さ		備考
—	～8m 未満	—	—	—	—
区分 1	8～13.3m 未満	原子炉補機冷却機能の全喪失(過渡事象)	2A 海水ポンプ	8m	「原子炉補機冷却機能の全喪失」の発生に伴い、従属的に「過渡事象」が発生する。
区分 2	13.3～15m 未満	外部電源喪失	予備変圧器	13.3m	—
区分 3	15m 以上	炉心損傷直結	メタルクラッド・スイッチギア	15m	建屋内(CV 外)の機器のほとんどが浸水・水没するため、プラントの重要な制御・保護機能が不能となり直接炉心損傷となる。

第 3.1.4.2-21 表 選定した起因事象の概要

起因事象	事象概要
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の喪失に至る事象
SFP 冷却機能喪失	使用済燃料ピット水浄化冷却系統を構成する機器が損傷し、使用済燃料の冷却機能が喪失する事象
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象

第 3.1.4.2-22 表 各起因事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特

定結果(津波:SFP 燃料損傷)

津波高さ区分		各津波高さ区分 で追加して発生 する起因事象	各起因事象を 引き起こす設備等と 許容津波高さ		備 考
—	～8m 未満	—	—	—	—
区 分 1	8～13.3m 未満	原子炉補機冷却 機能喪失 (SFP 冷却機能喪 失)	2A 海水 ポンプ	8m	「原子炉補機冷却機 能喪失」の発生に伴 い SFP 冷却器への給 水が停止し、従属的 に「SFP 冷却機能喪 失」が発生する。
区 分 2	13.3m 以上	外部電源喪失	予備変圧器	13.3m	—

第 3.1.4.2-23 表 フロントライン系とサポート系の関連表(津波:SFP 燃料損傷(区分 1))

			フロントライン系		
			影響緩和機能	燃料取替用水ポンプ による注水	SFP 補給用水中ポンプ による海水注水
			設備	2A 燃料取替用水ポンプ	タンクローリ No.3
サ ポ ー ト 系	影響緩和機能	設備		15m	27m
	6.6kV AC 電源	メタルクラッド・ スイッチギア	15m	●	
	440V AC 電源	パワーセンタ	15m	●	
	115V AC 電源	計装用交流 分電盤	15m	●	
影響緩和機能の許容津波高さ				15m	27m

○:フロントライン系の機能に必要なサポート系であることを示す

●:○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も HCLPF の小さい項目であることを示す

第 3.1.4.2-24 表 フロントライン系とサポート系の関連表(津波:SFP 燃料損傷(区分 2))

			フロントライン系	
			影響緩和機能	SFP 補給用水中ポンプによる海水注水
			設備	タンクローリ No.3
サポート系	影響緩和機能	設備		27m
	なし	—	—	
影響緩和機能の許容津波高さ				27m

第 3.1.4.2-25 表 数値シミュレーションの主な計算条件

項目	計算条件
計算時間間隔	0.1 秒
計算領域	川内原子力発電所周辺(南北約 20km、東西約 10km)
格子分割サイズ	沖合の最大 100m から 50、25、12.5、6.25m と 1/2 ずつ徐々に細かい格子サイズを設定
基礎方程式	慣性項、海底摩擦項を含む非線形長波方程式
境界条件	沖側境界：・基準津波の波形の比例倍 陸岸境界：・50m 格子以下の領域及び防波堤は、陸上遡上条件を考慮 ・貯留堰、カーテンウォールは考慮せずにモデル化 ・その他領域は、陸上に向かう津波に対して完全反射条件 ・静水面より下降する津波に対しては、移動境界条件を用いて海底露出を考慮
潮位条件	T.P.±0.00m
海底摩擦係数	マンニングの粗度係数 $n=0.025 \text{ m}^{-1/3} \cdot \text{s}$ (小谷ほか(1998))
水平渦動粘性係数	$0.0 \text{ m}^2/\text{s}$
地殻変動量	考慮しない
計算時間	地震発生後 6 時間まで

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

$$\frac{\partial \eta}{\partial t} + \frac{\partial M}{\partial x} + \frac{\partial N}{\partial y} = 0$$

$$\frac{\partial M}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{M^2}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{MN}{D} \right) + gD \frac{\partial \eta}{\partial x} - K_h \left(\frac{\partial^2 M}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 M}{\partial y^2} \right) + \frac{gn^2}{D^{7/3}} M \sqrt{M^2 + N^2} = 0$$

$$\frac{\partial N}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{MN}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{N^2}{D} \right) + gD \frac{\partial \eta}{\partial y} - K_h \left(\frac{\partial^2 N}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 N}{\partial y^2} \right) + \frac{gn^2}{D^{7/3}} N \sqrt{M^2 + N^2} = 0$$

ここに、t:時間、x、y:平面座標、

η :静水面から鉛直上方にとった水位変動量、

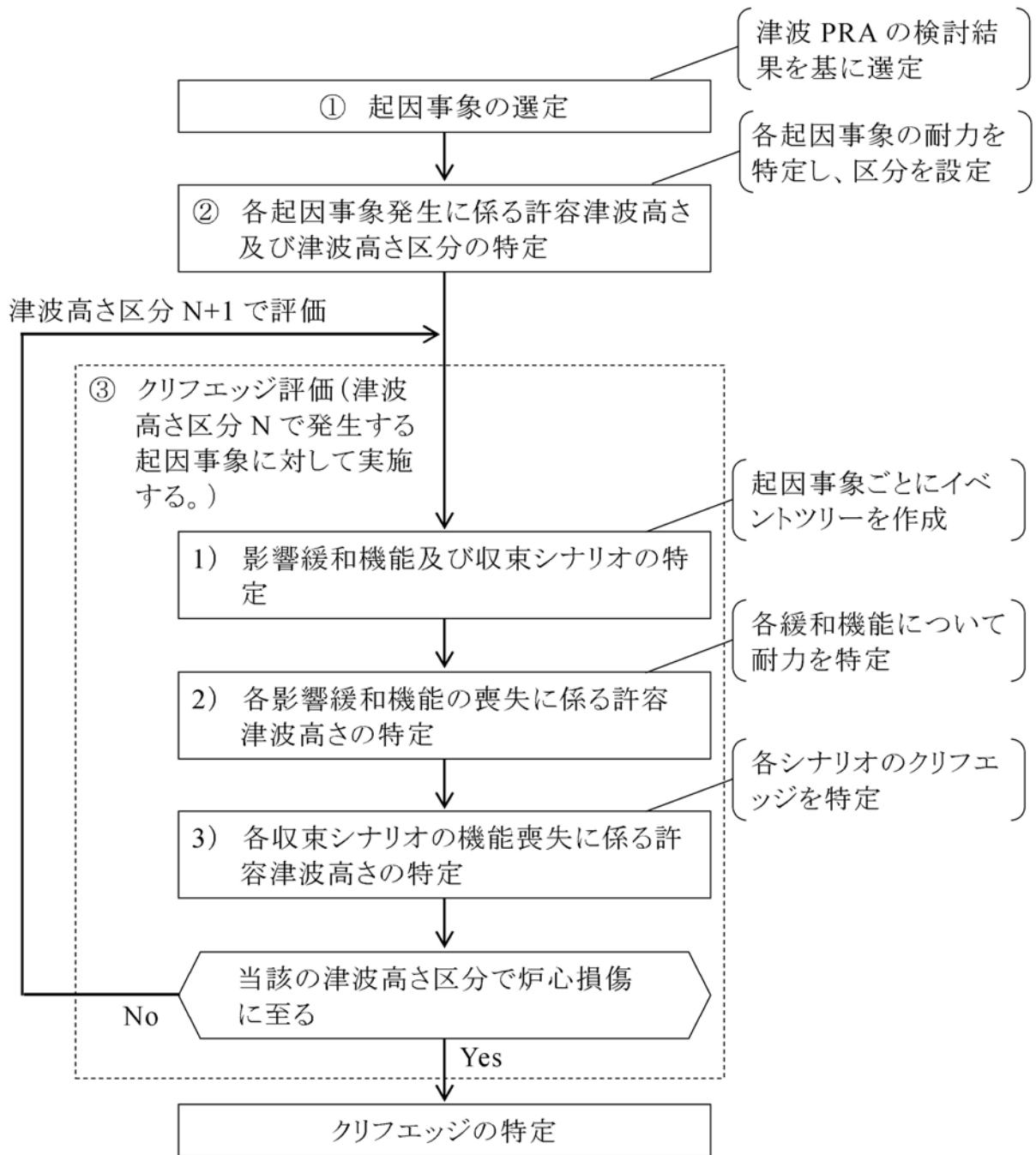
M:x 方向の線流量、N:y 方向の線流量、h:静水深、

D:全水深($D=h+\eta$)、g:重力加速度、

K_h :水平渦動粘性係数、n:マンニングの粗度係数

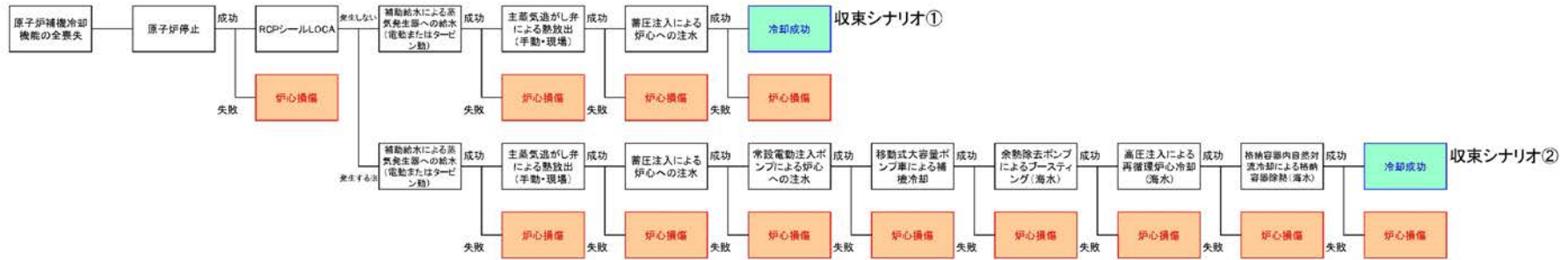
第 3.1.4.2-26 表 主要な扉等における遡上波高さ及び遡上波流速

評価位置	遡上波高さ(EL. m)	遡上波流速(m/s)
IB 建屋東側水密扉	13.7	1.0
D/G 室東側壁	13.6	1.6
D/G 室シャッター	13.6	1.0
原子炉補助建屋北側壁	13.1	0.1
補助建屋北側水密扉	13.1	0.1



第 3.1.4.2-15 図 クリフエッジの特定に係るフロー図 (津波:出力運転時炉心損傷)

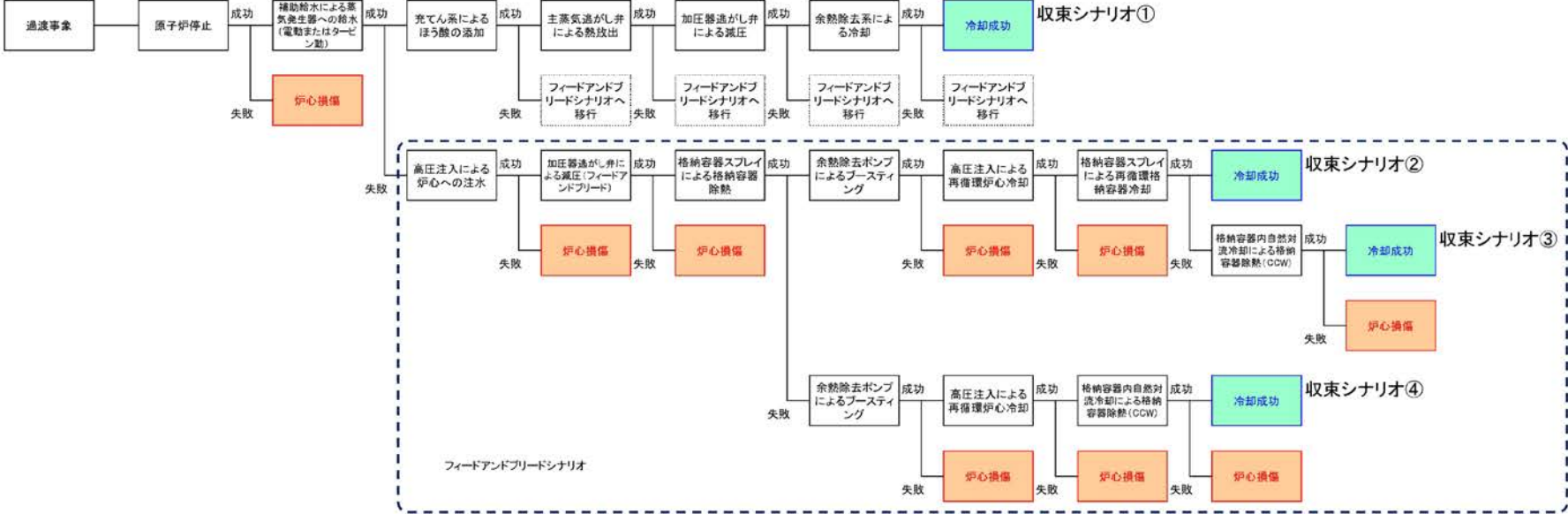
起因事象:原子炉補機冷却機能の全喪失



※津波を起因とした機器損傷によるRCPシールLOCAの発生を想定しないが、保守的に発生した場合の事故収束シナリオの耐力を記載する。

第 3.1.4.2-16 図 各起因事象における収束シナリオ(津波:出力運転時炉心損傷(区分 1))(1/2)

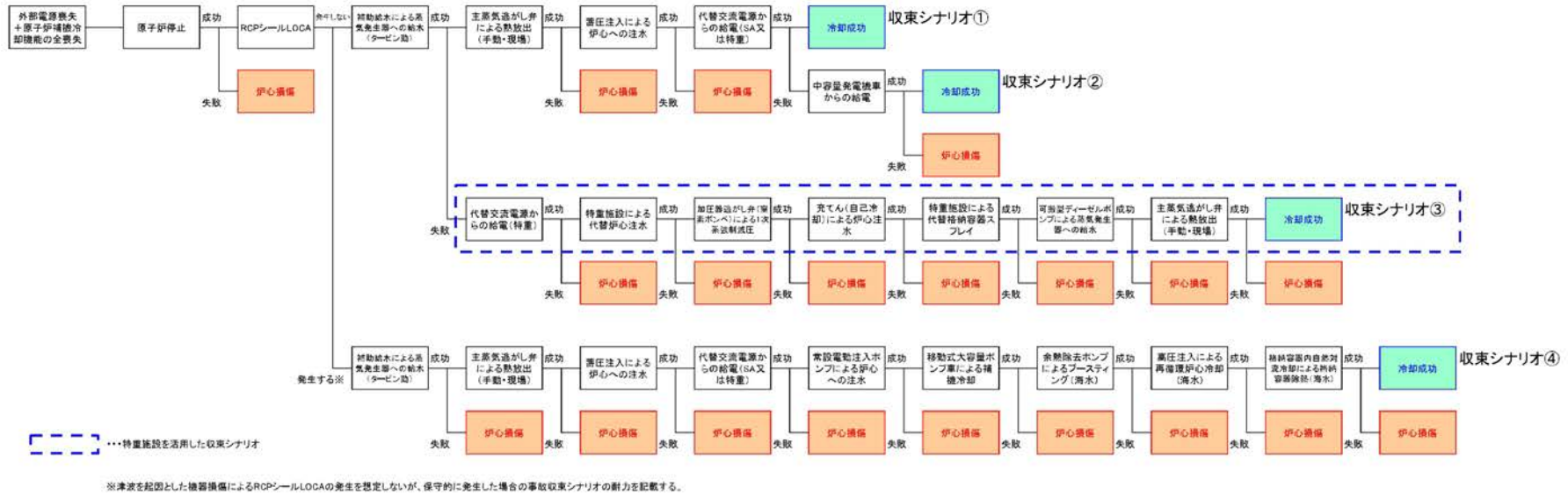
起因事象：過渡事象



3.1.4-169

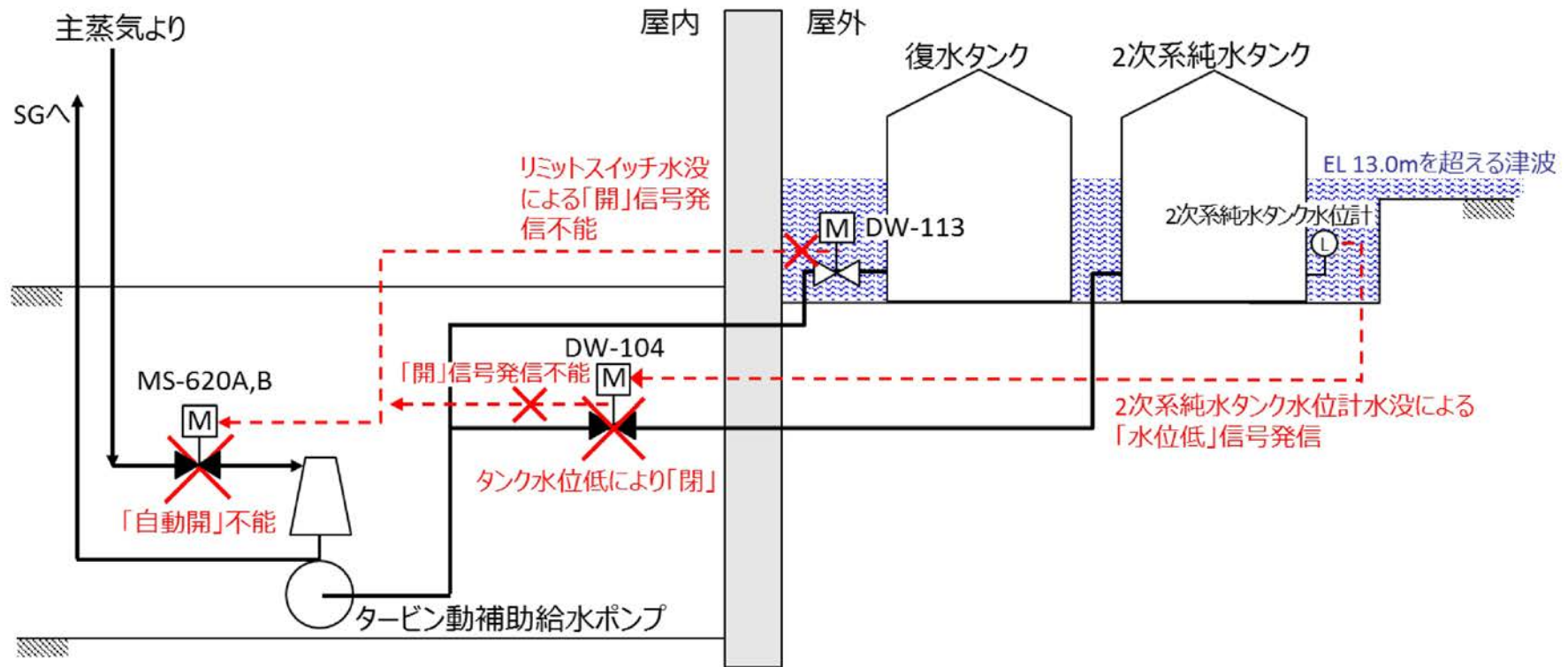
第 3.1.4.2-16 図 各起因事象における収束シナリオ (津波：出力運転時炉心損傷 (区分 1)) (2/2)

起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失

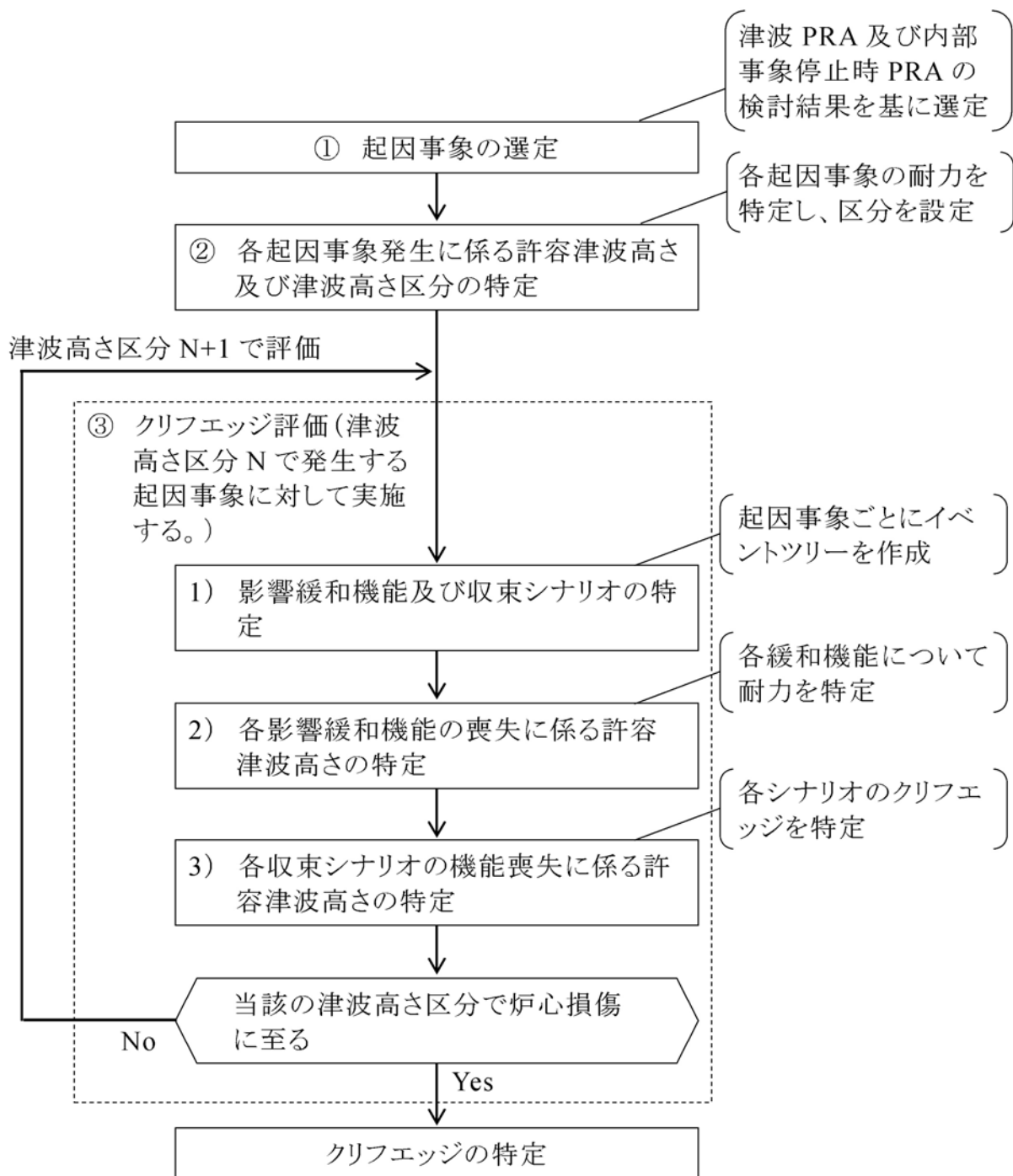


※津波を起因とした機器損傷によるRCPシール/LOCAの発生を想定しないが、保守的に発生した場合の事故収束シナリオの耐力を記載する。

第 3.1.4.2-17 図 各起因事象における収束シナリオ (津波:出力運転時炉心損傷(区分2))

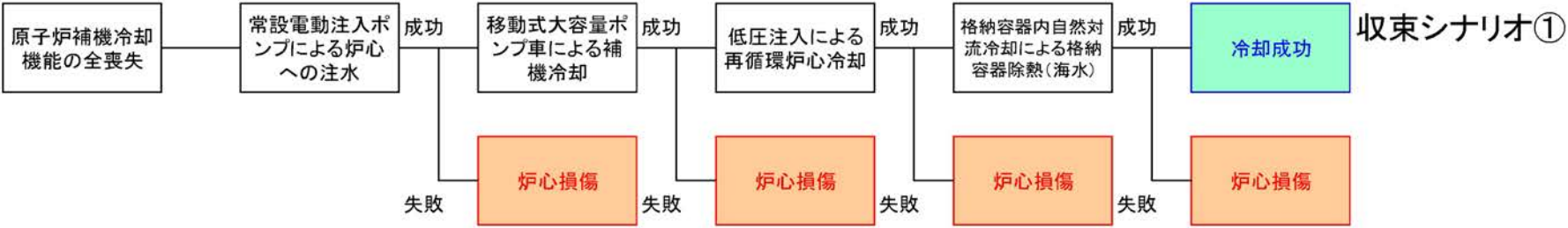


第 3.1.4.2-18 図 EL13.0m を超える津波によるタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁 (MS-620A,B) 開動作への影響

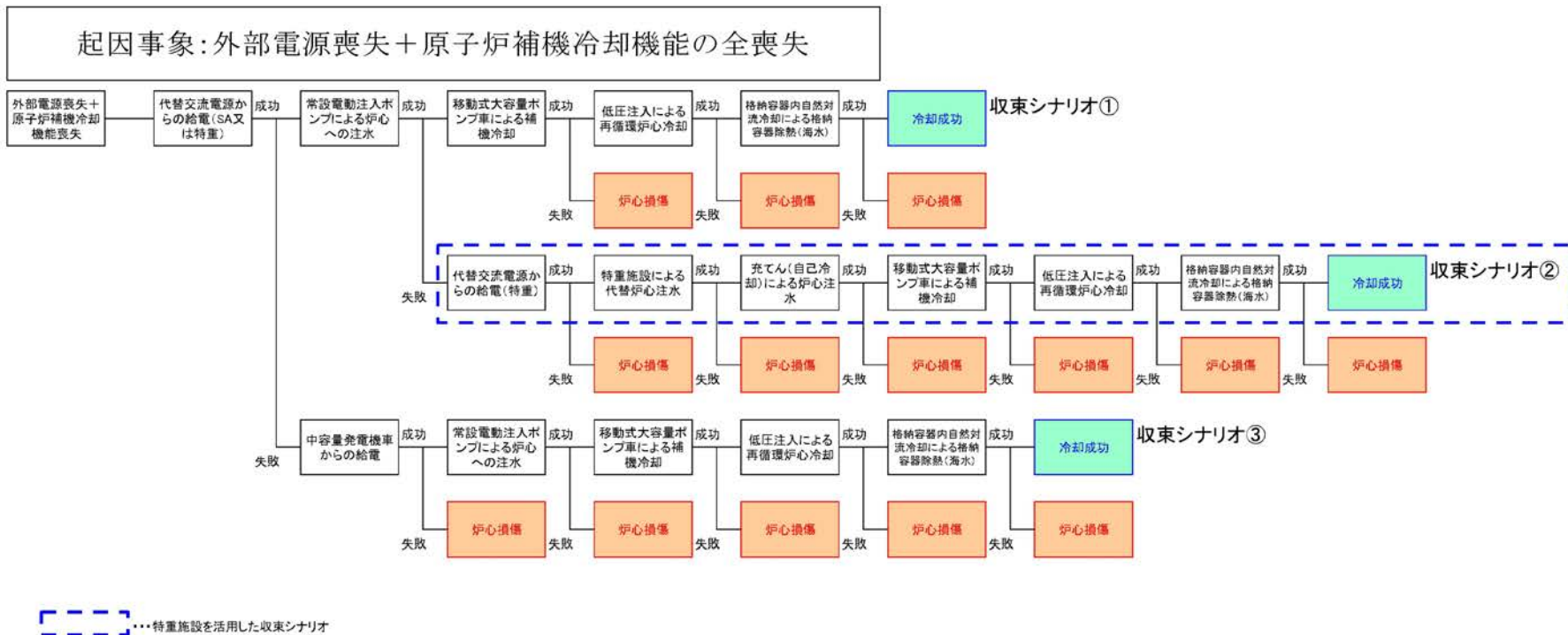


第 3.1.4.2-19 図 クリフエッジの特定に係るフロー図 (津波: 運転停止時炉心損傷)

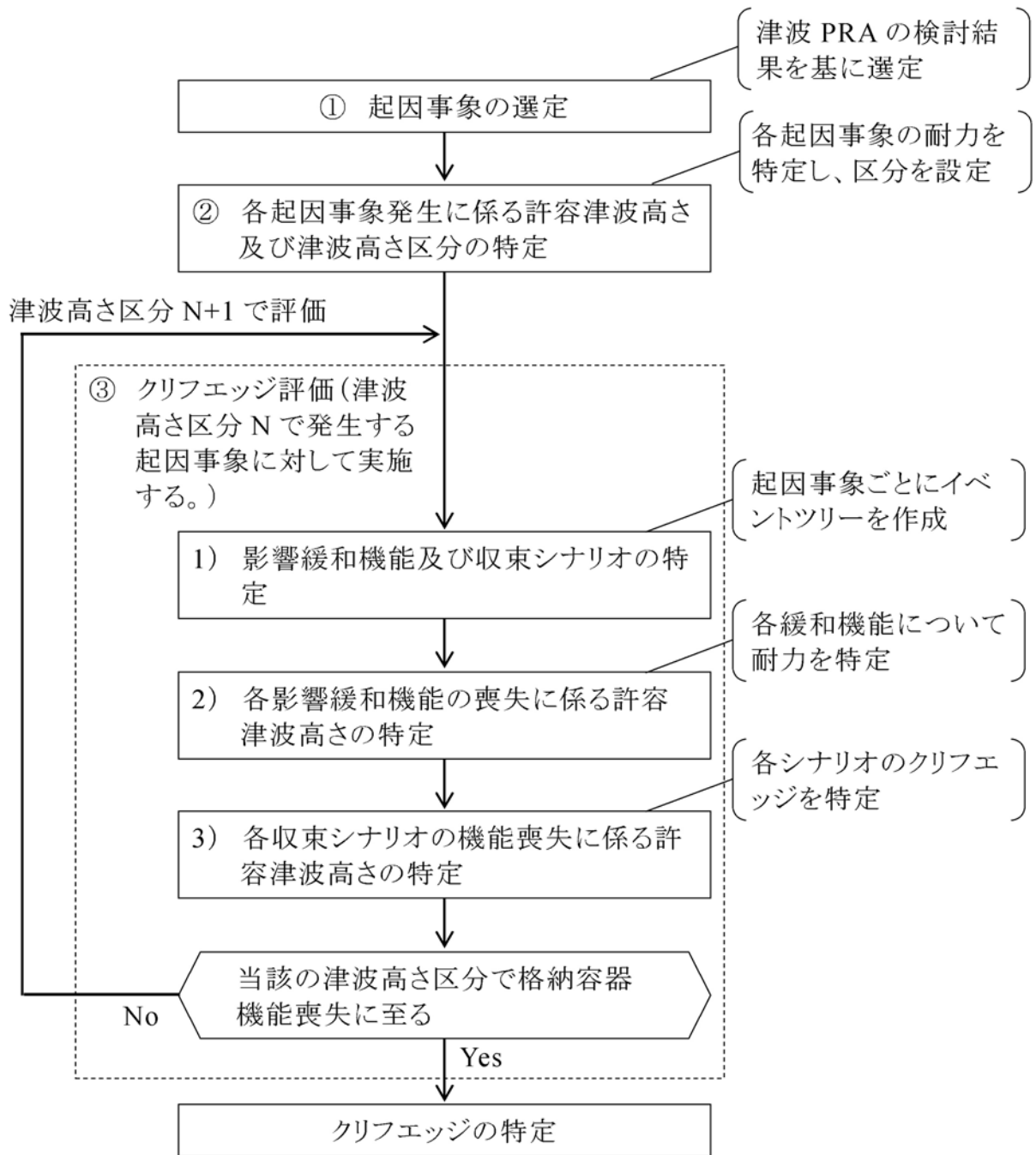
起因事象:原子炉補機冷却機能の全喪失



第 3.1.4.2-20 図 各起因事象における収束シナリオ(津波:運転停止時炉心損傷(区分 1))

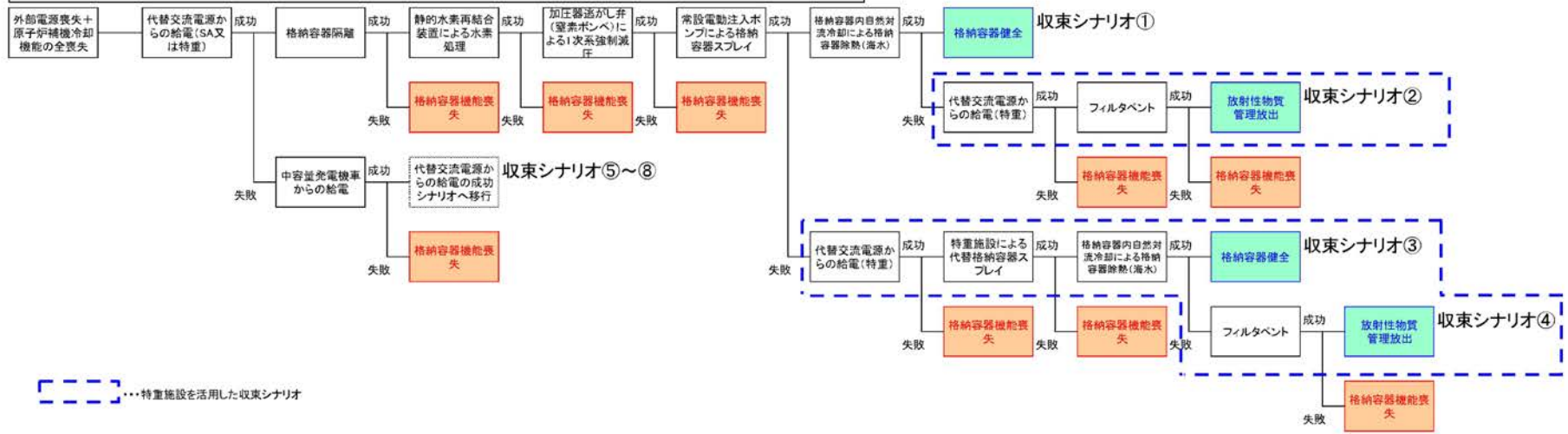


第 3.1.4.2-21 図 各起因事象における収束シナリオ (津波: 運転停止時炉心損傷 (区分 2))



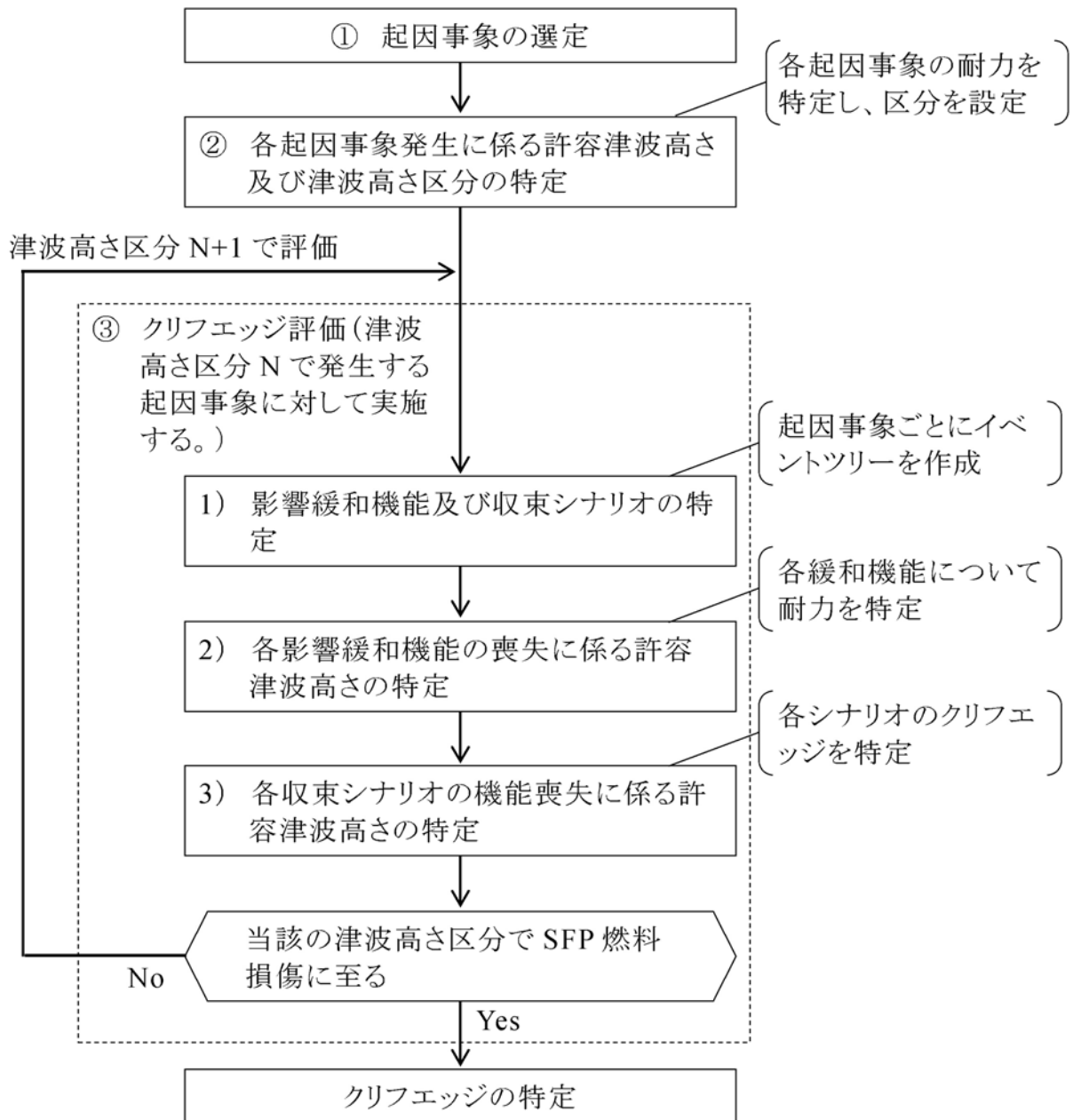
第 3.1.4.2-22 図 クリフエッジの特定に係るフロー図 (津波:格納容器機能喪失)

起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失

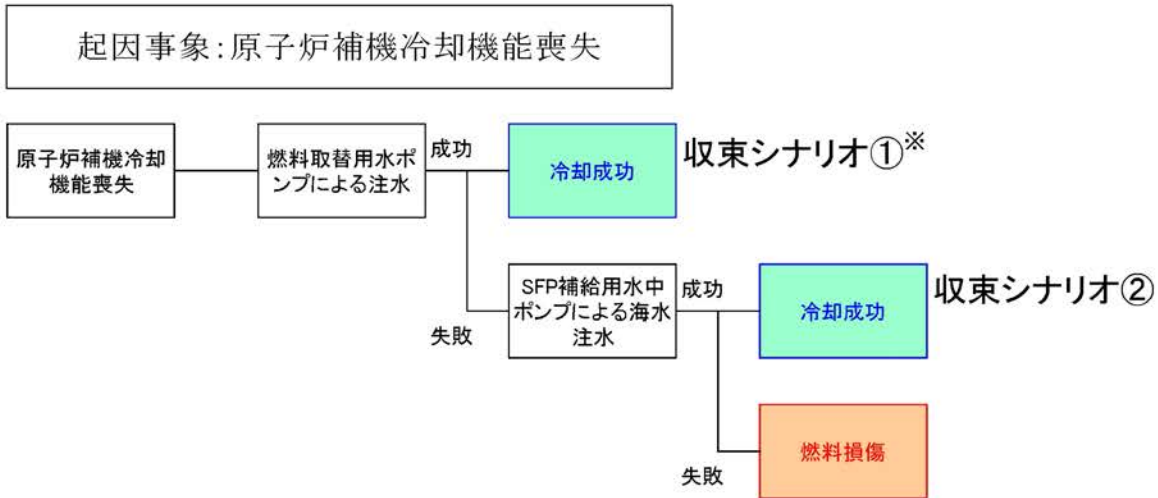


--- 特重施設を活用した収束シナリオ

第 3.1.4.2-23 図 各起因事象における収束シナリオ(津波:格納容器機能喪失防止(区分 2))



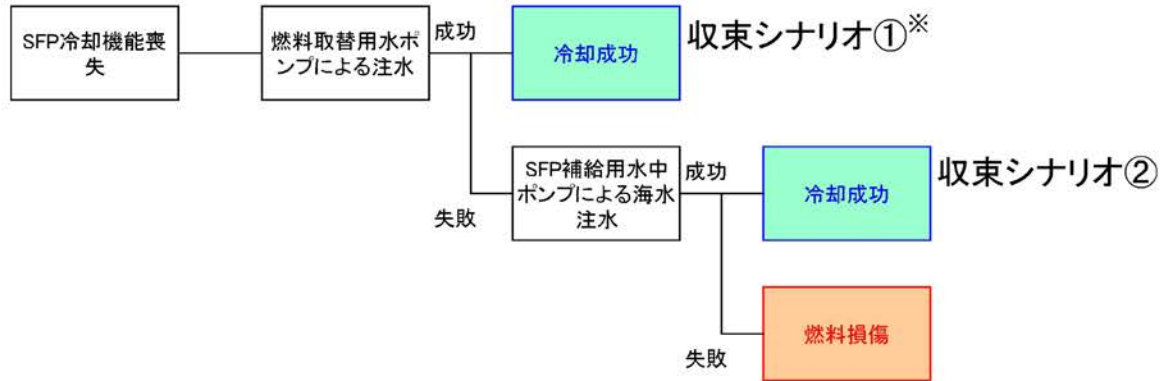
第 3.1.4.2-24 図 クリフエッジの特定に係るフロー図 (津波:SFP 燃料損傷)



※炉心燃料損傷防止又は格納容器機能喪失防止に燃料取替用水タンク保有水を使用することを想定し、SFP燃料に対する評価では、当該成功シナリオを評価に含めず、参考として耐力を示す。

第 3.1.4.2-25 図 各起因事象における収束シナリオ(津波:SFP 燃料損傷(区分 1))(1/2)

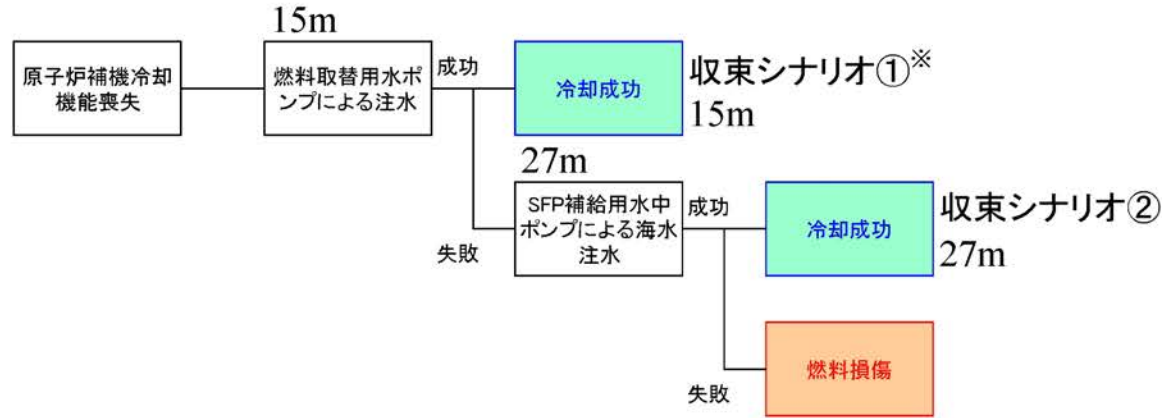
起因事象:SFP 冷却機能喪失



※炉心燃料損傷防止又は格納容器機能喪失防止に燃料取替用水タンク保有水を使用することを想定し、SFP燃料に対する評価では、当該成功シナリオを評価に含めず、参考として耐力を示す。

第 3.1.4.2-25 図 各起因事象における収束シナリオ(津波:SFP 燃料損傷(区分 1))(2/2)

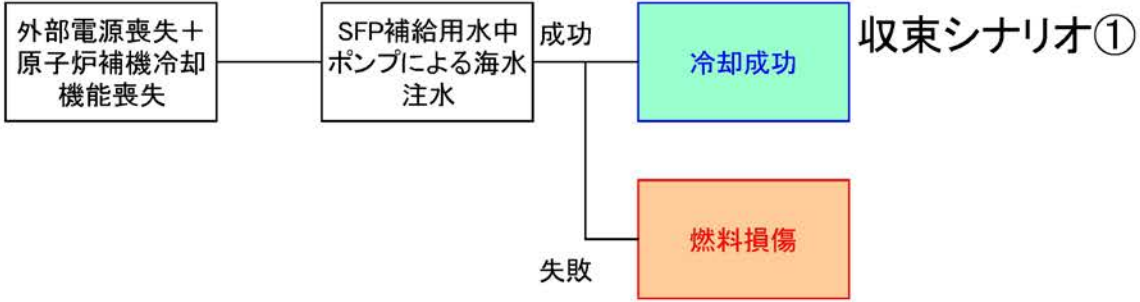
起因事象:原子炉補機冷却機能喪失



※炉心燃料損傷防止又は格納容器機能喪失防止に燃料取替用水タンク保有水を使用することを想定し、SFP燃料に対する評価では、当該成功シナリオを評価に含めず、参考として耐力を示す。

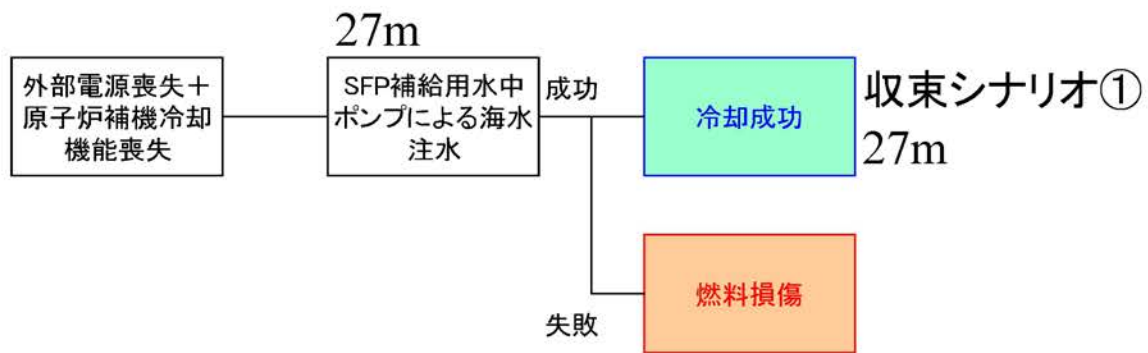
第 3.1.4.2-26 図 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF 及びクリフエッジ評価(津波:SFP 燃料損傷(区分 1))

起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失

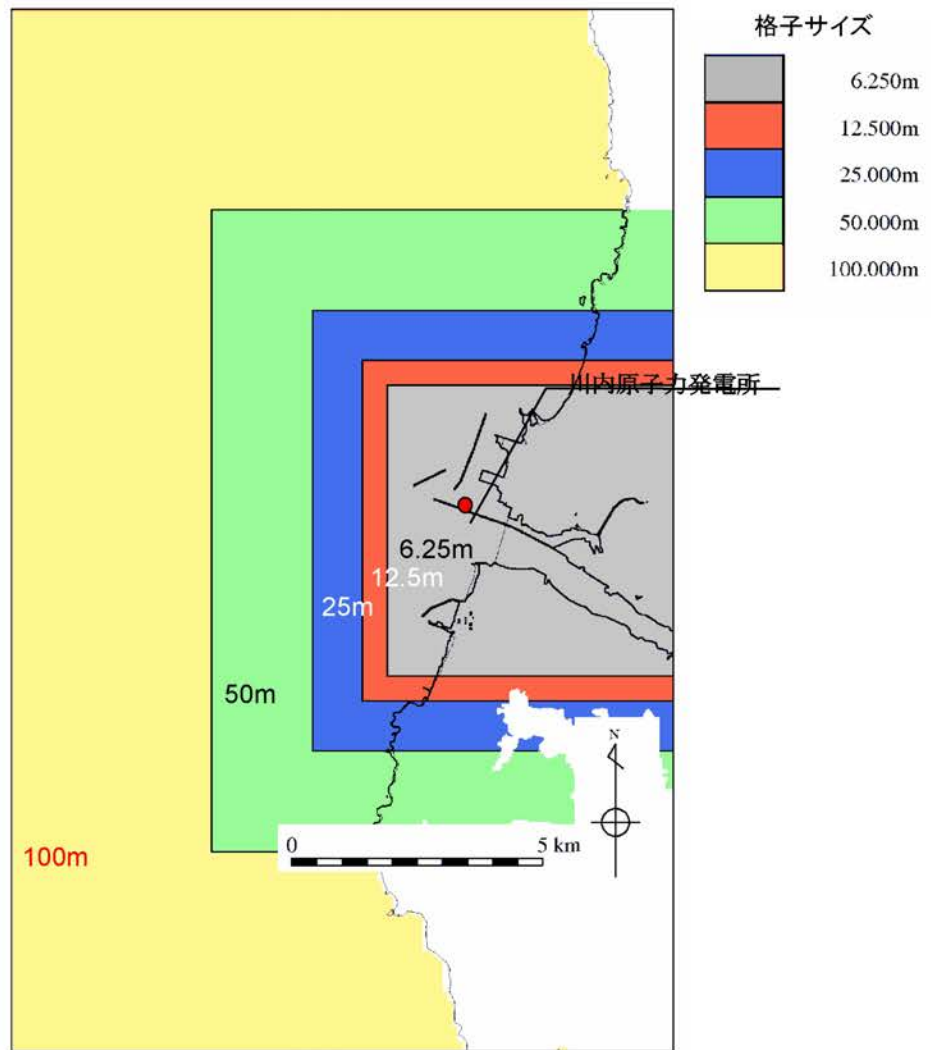


第 3.1.4.2-27 図 各起因事象における収束シナリオ(津波:SFP 燃料損傷(区分 2))

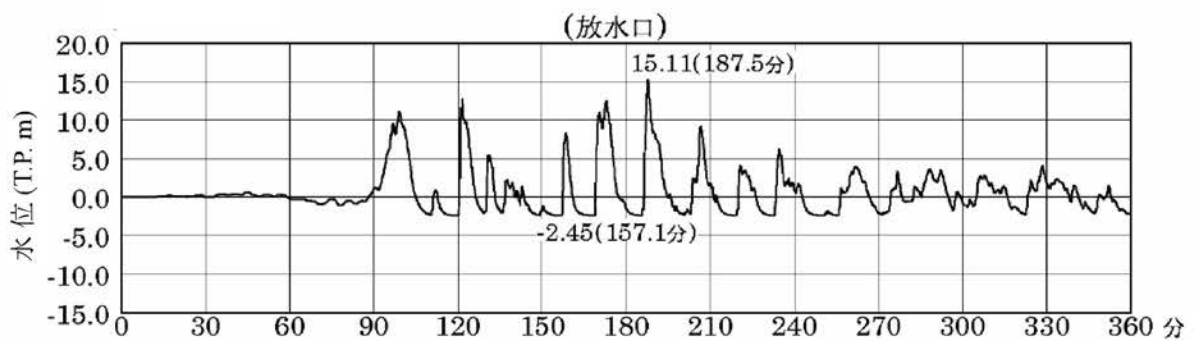
起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失



第 3.1.4.2-28 図 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF 及びクリフエッジ評価(津波:SFP 燃料損傷(区分 2))

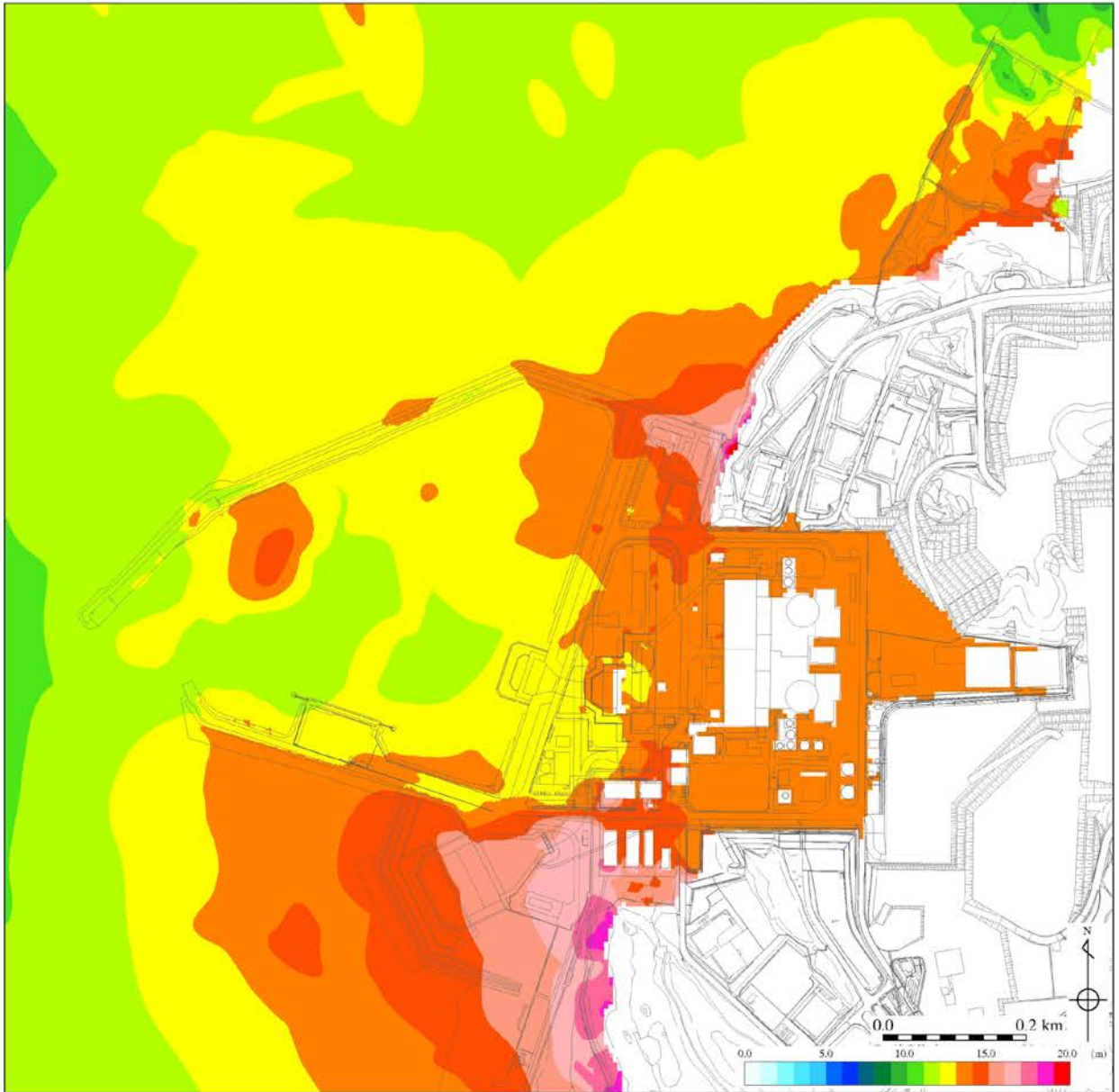


第3.1.4.2-29図 計算格子分割（計算領域）

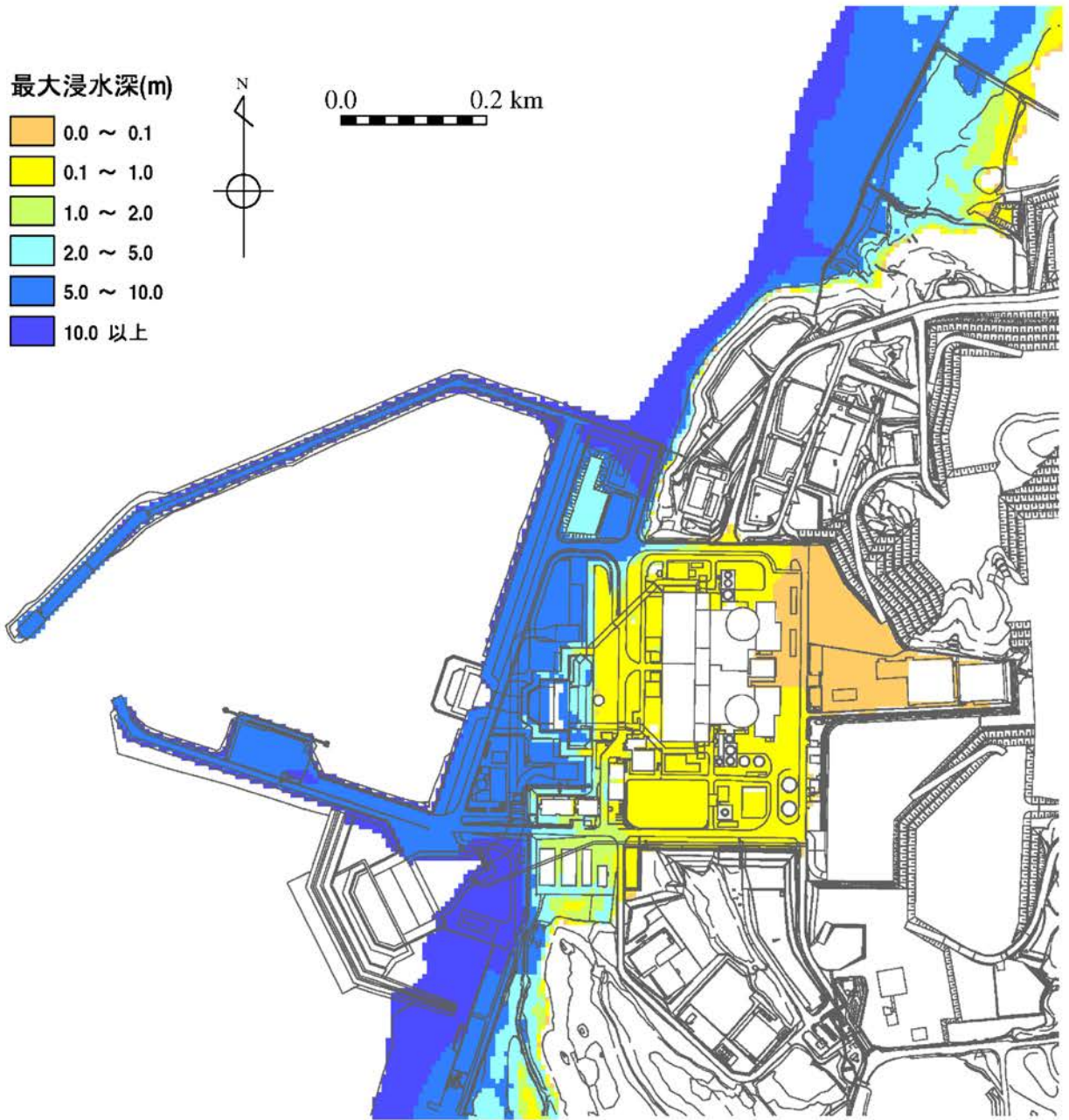


第 3.1.4.2-30 図 遡上解析で考慮する津波の時刻歴波形

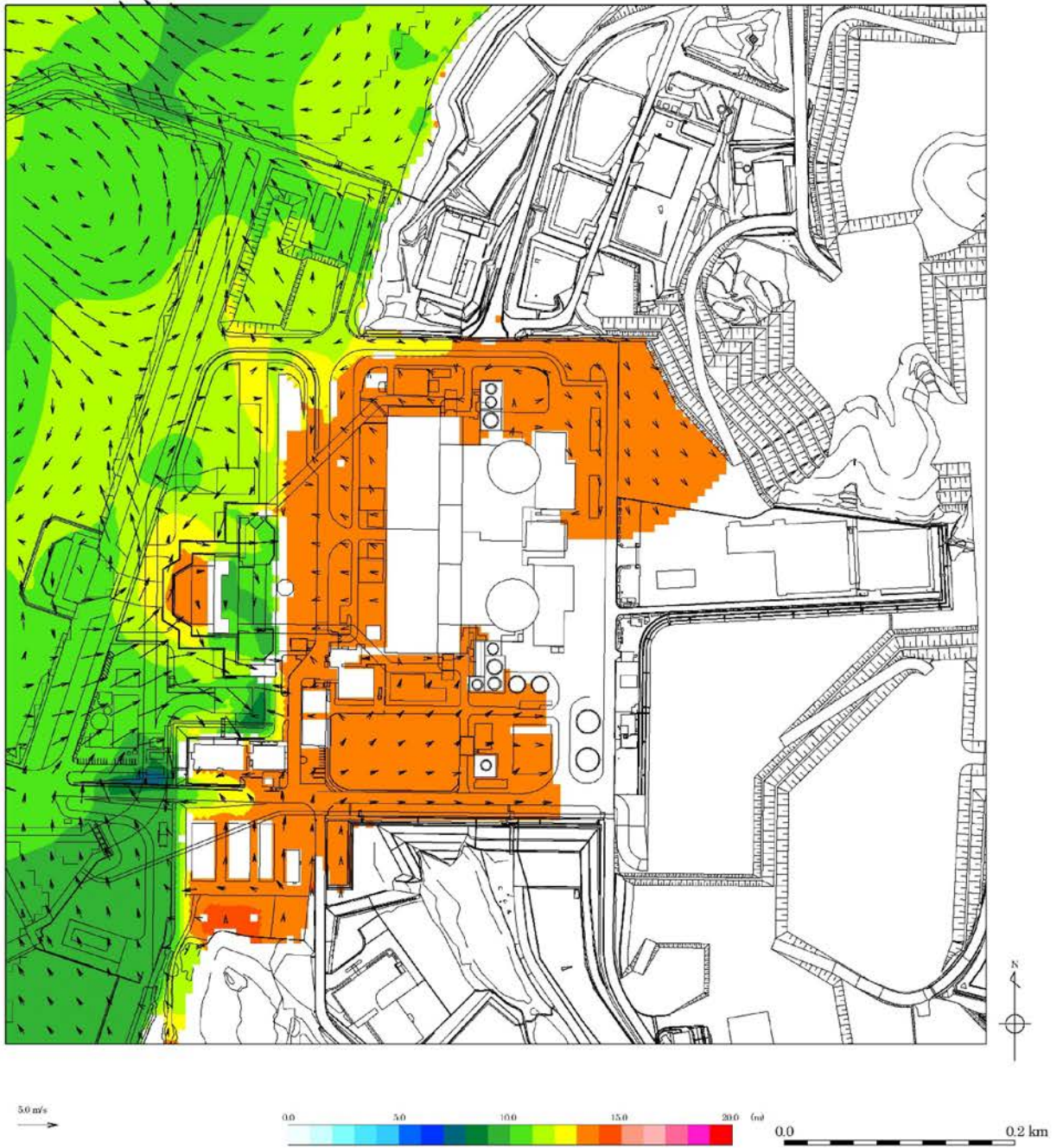
(初期潮位 : T.P. ± 0.00m)



第 3.1.4.2-31 図 最高水位分布



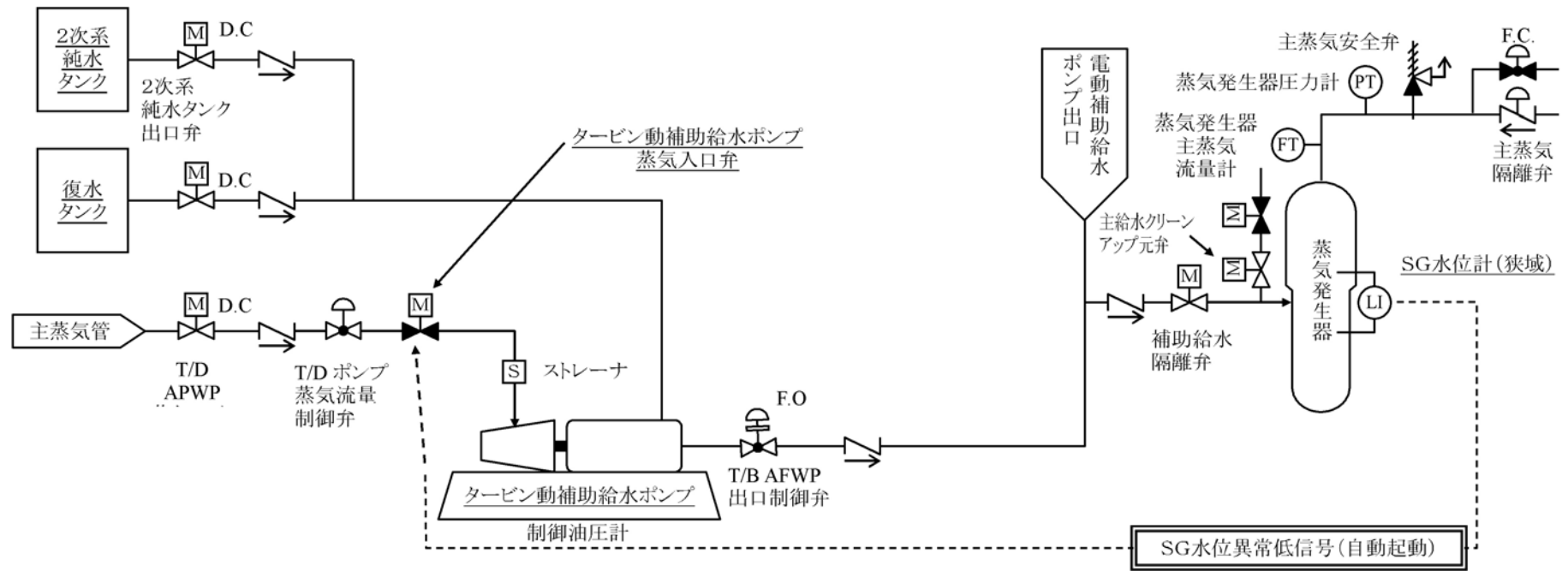
第 3.1.4.2-32 図 最大浸水深分布



第 3.1.4.2-33 図 流速ベクトル分布

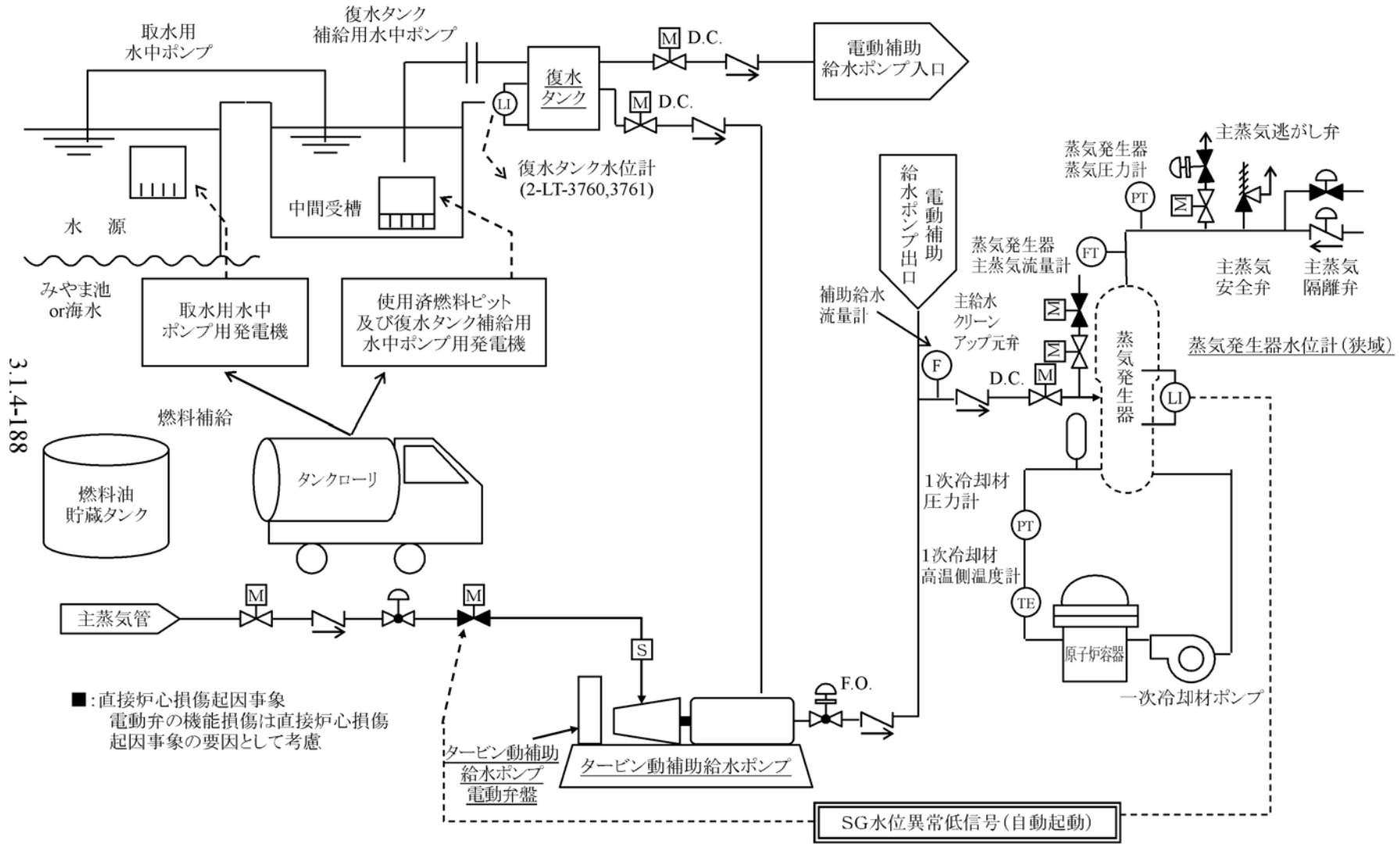
補助給水による蒸気発生器への給水(タービン動)(フロントライン系)

3.1.4-187



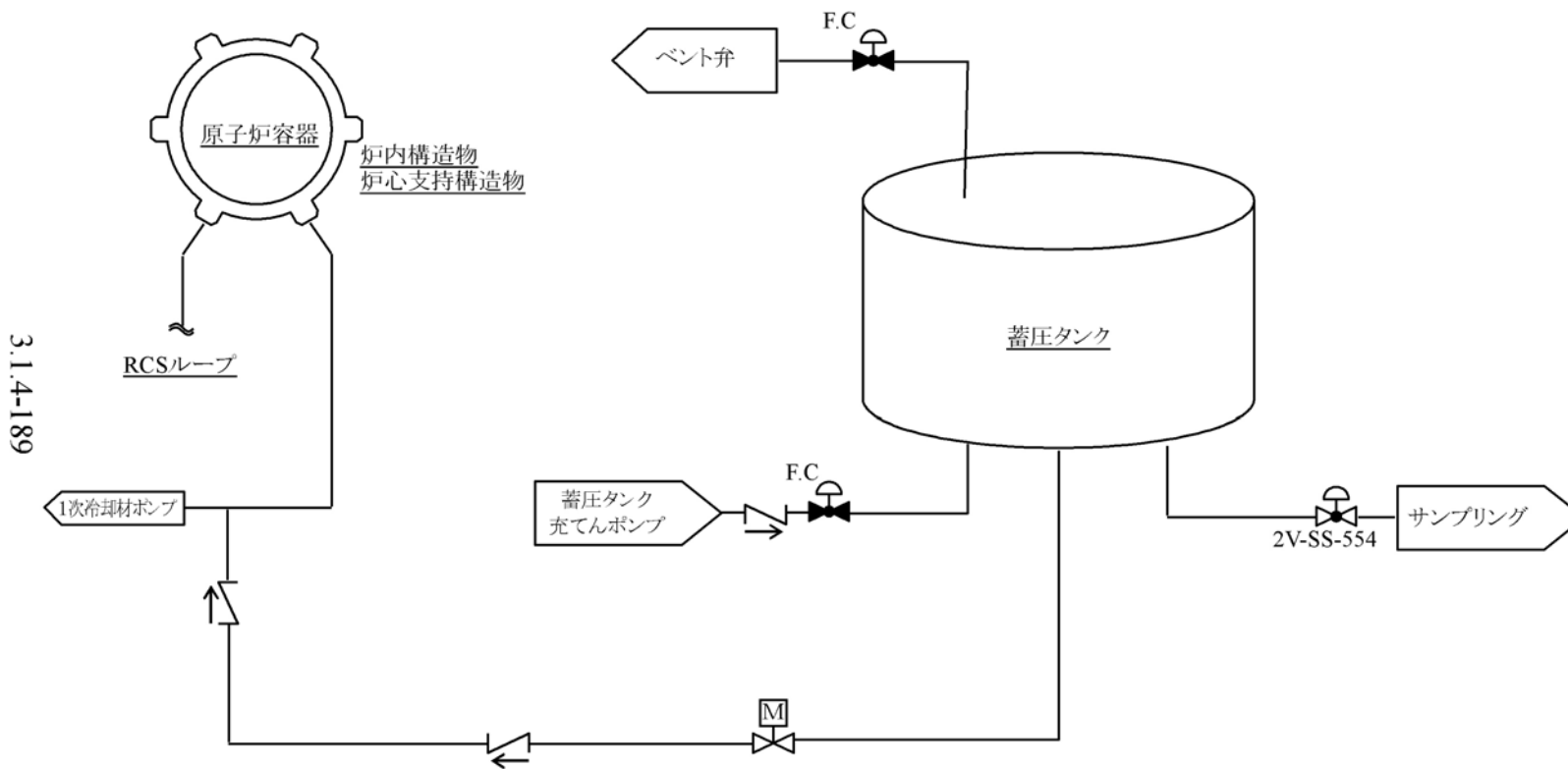
第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷)(1/25)

主蒸気逃がし弁による熱放出(手動・現場)(フロントライン系)



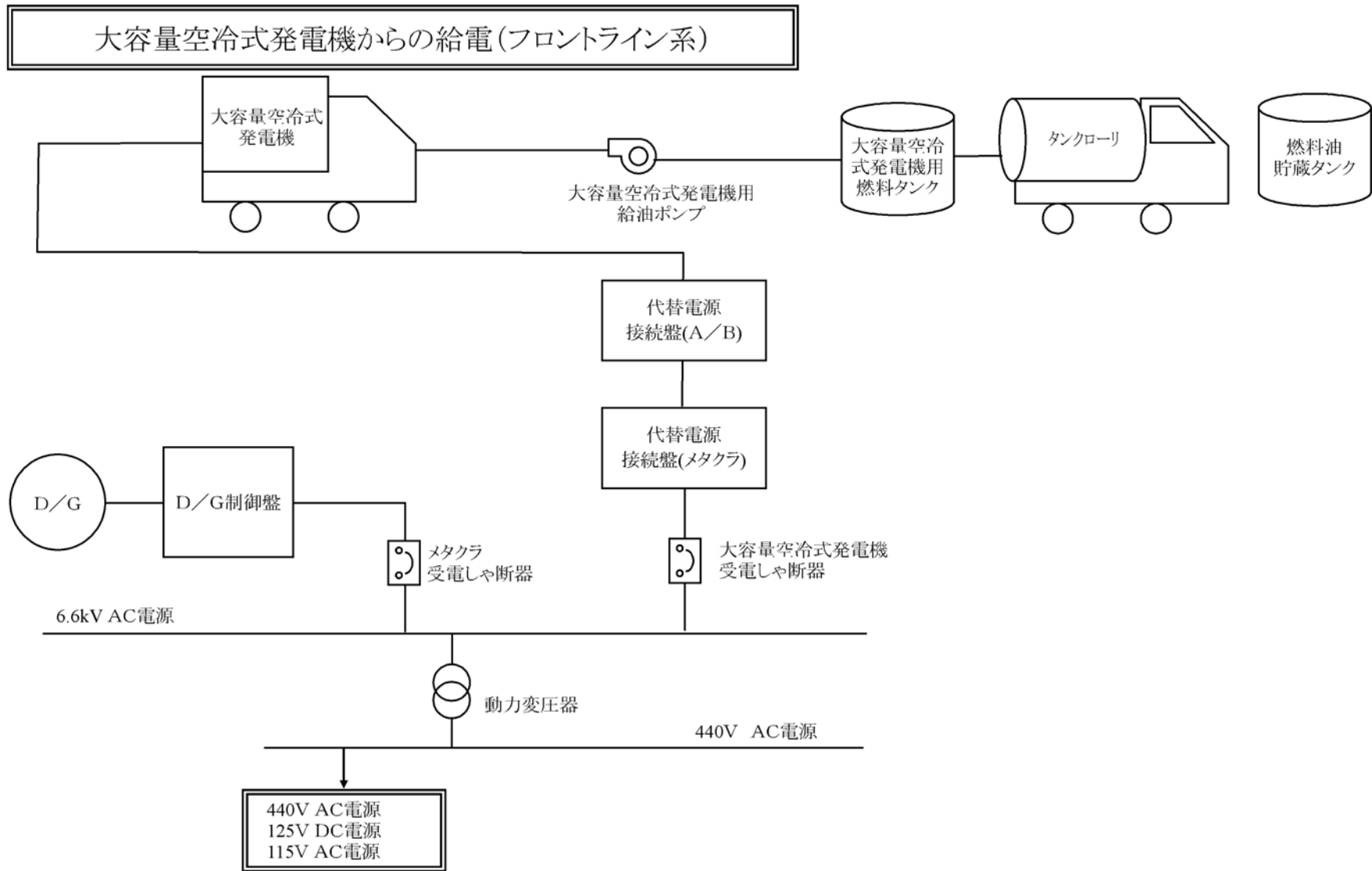
第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷)(2/25)

蓄圧注入による炉心への注水(フロントライン系)



3.1.4-189

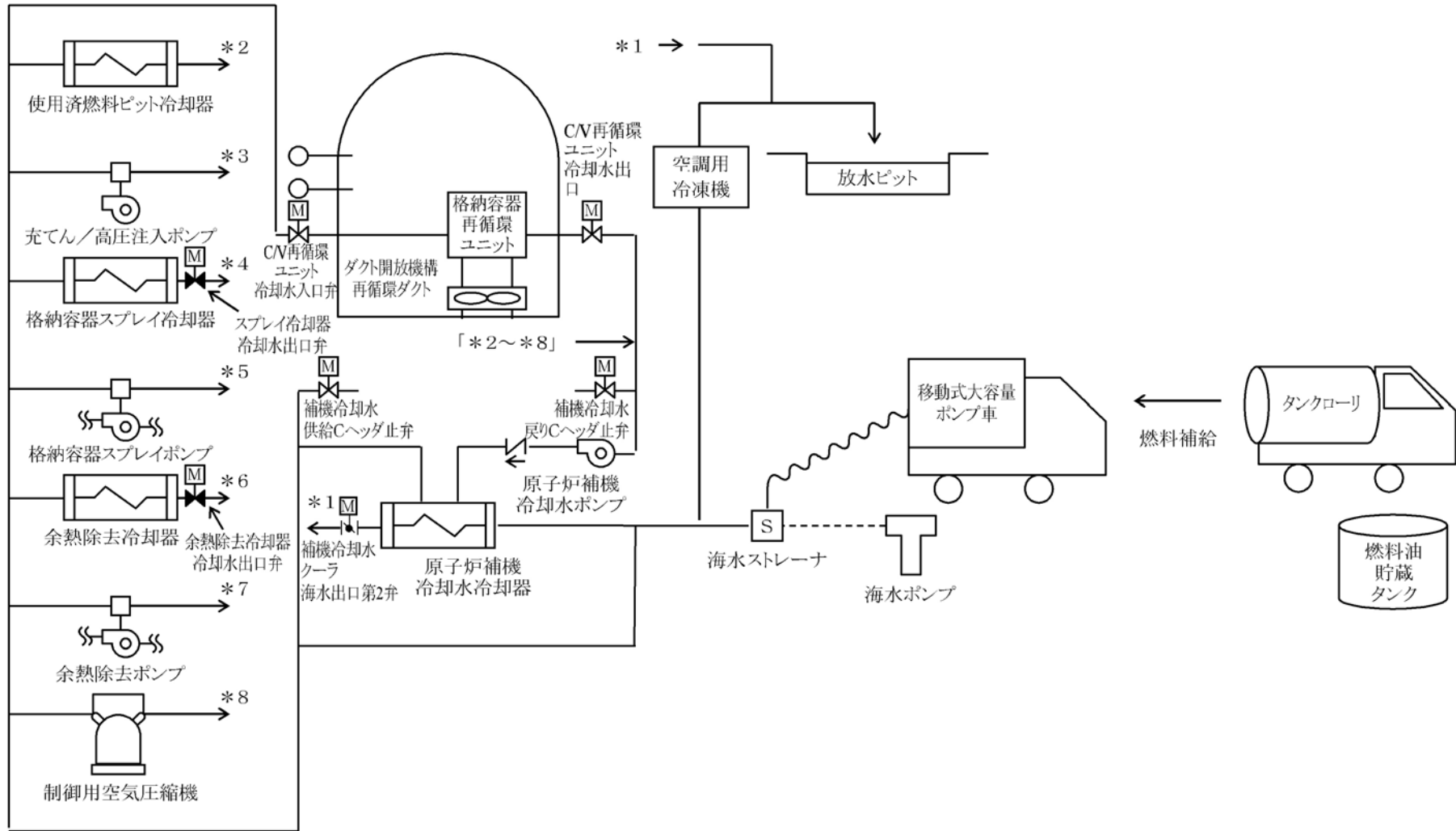
第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷) (3/25)



第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、格納容器機能喪失)(4/25)

移動式大容量ポンプ車による補機冷却(フロントライン系)

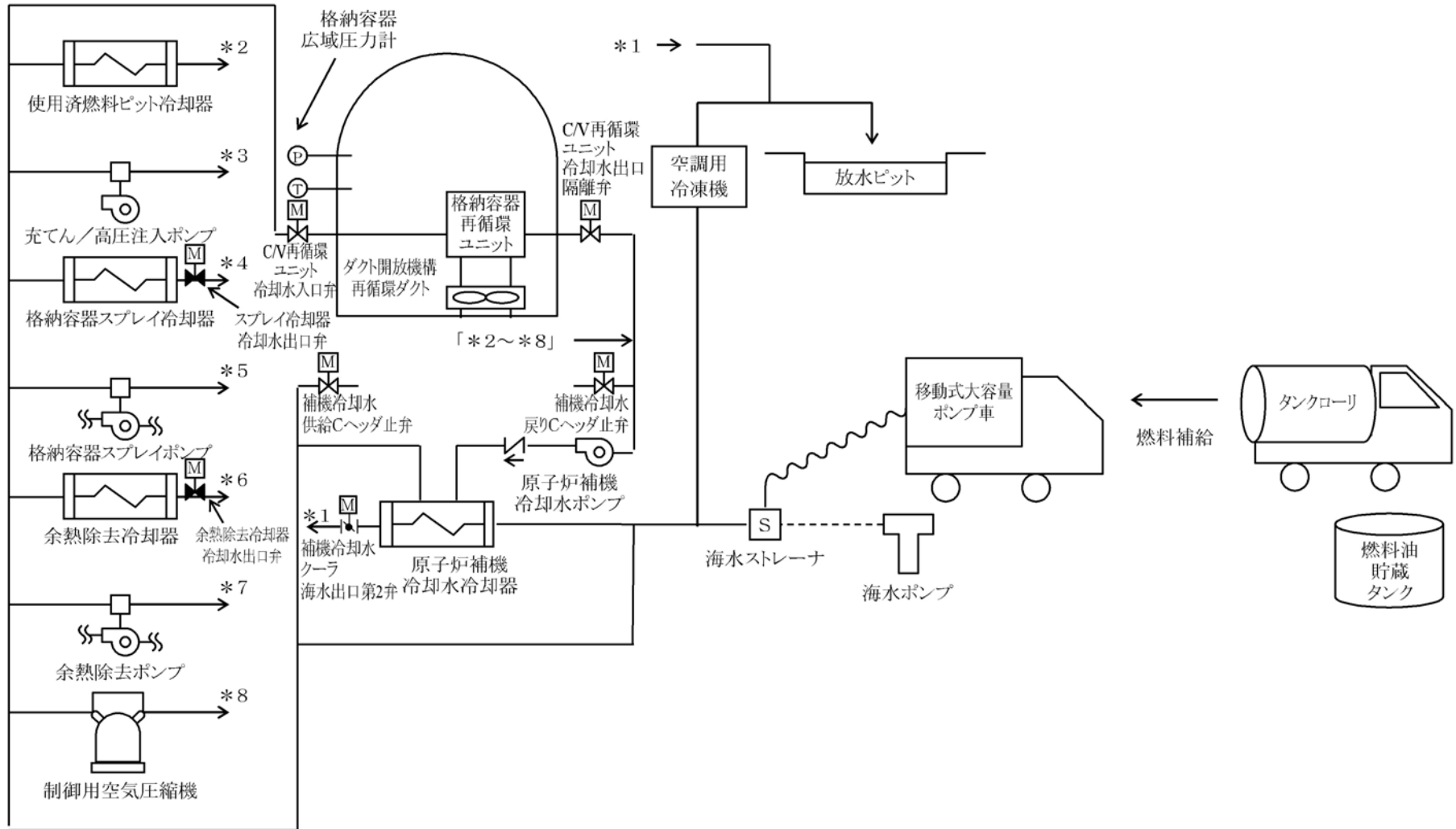
3.1.4-191



第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷)(5/25)

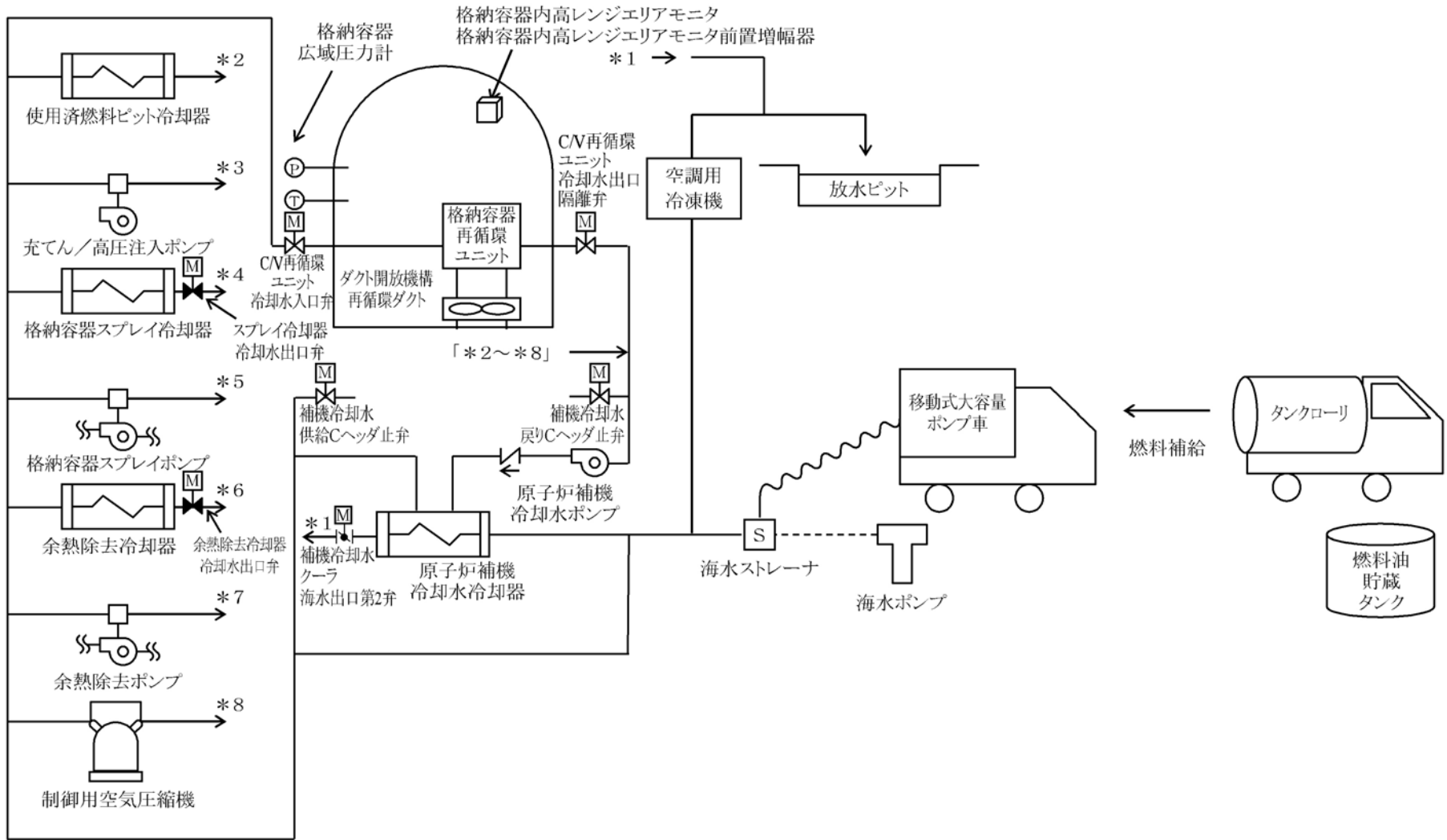
格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)(フロントライン系)

3.1.4-192



第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷)(6/25)

格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却) (フロントライン系)

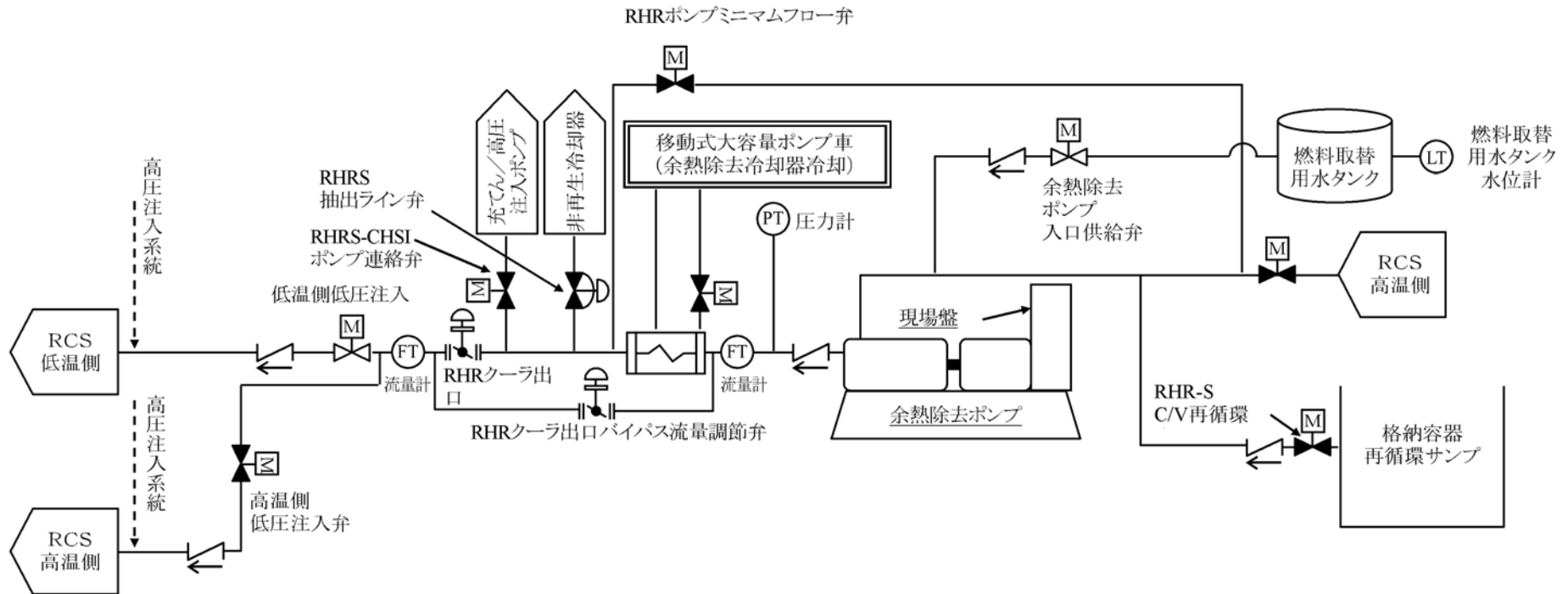


3.1.4-193

第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:格納容器機能喪失) (7/25)

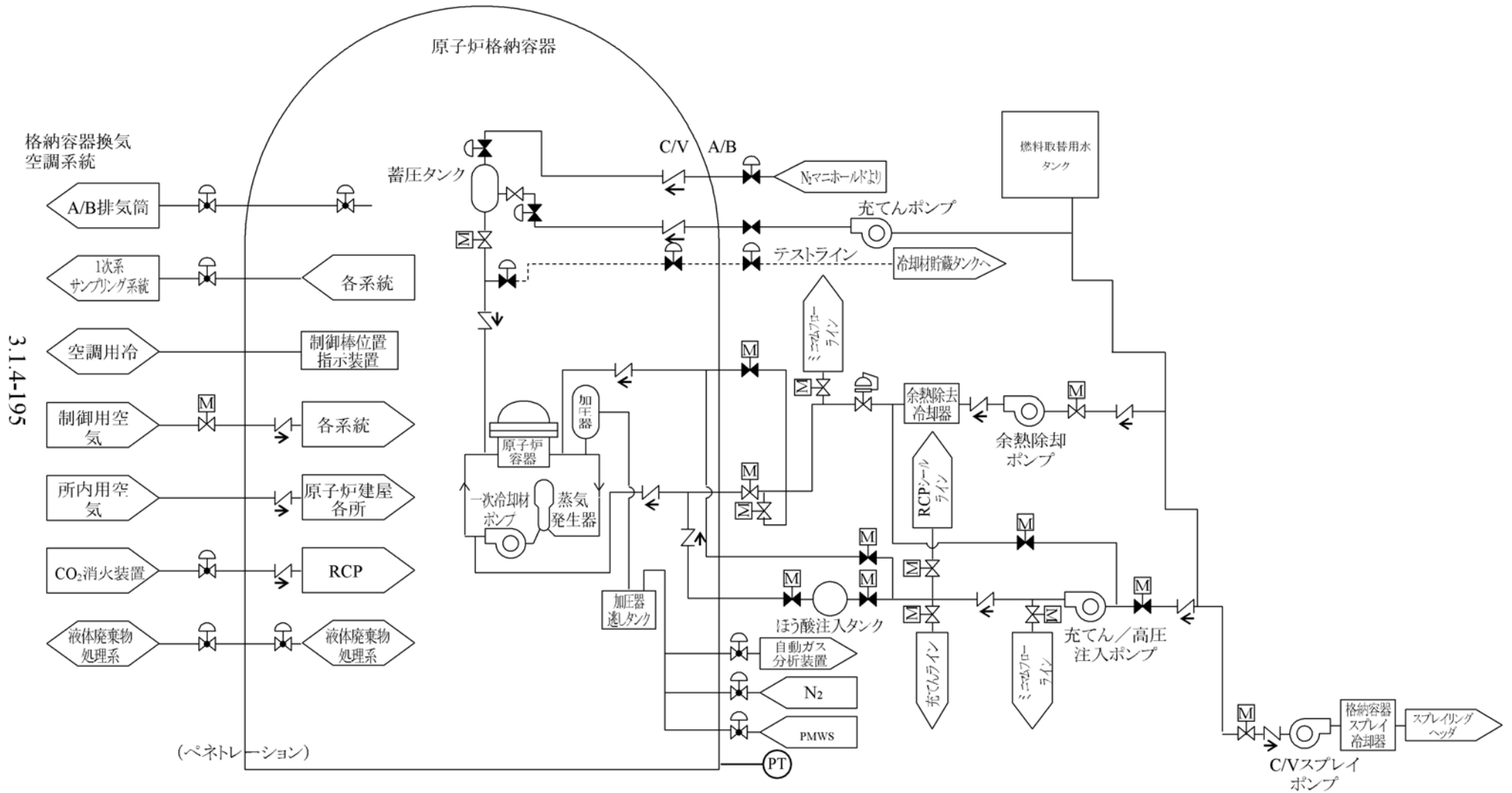
低圧注入による再循環炉心冷却(フロントライン系)

3.1.4-194



第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:運転停止時炉心損傷) (8/25)

格納容器隔離(フロントライン系)

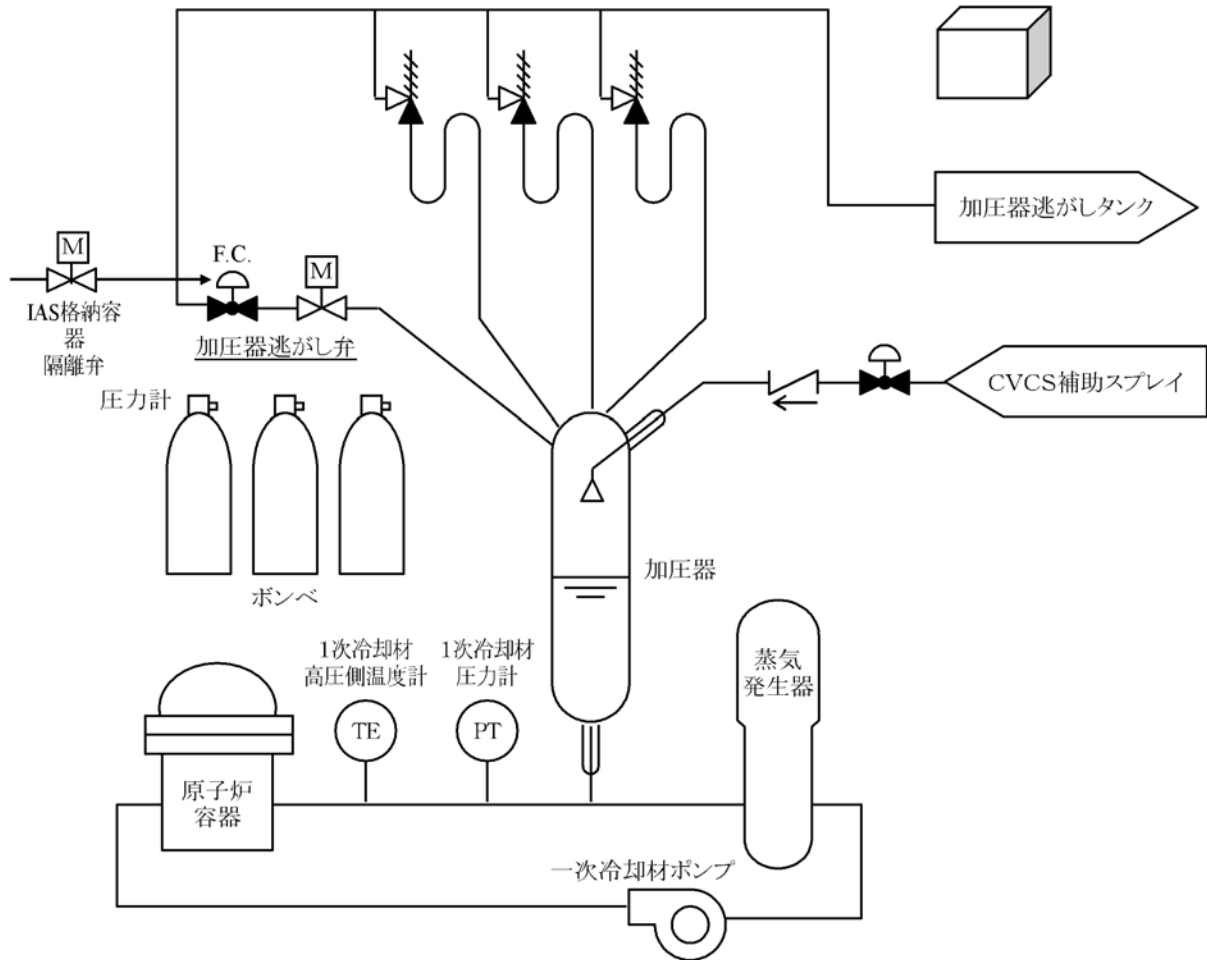


第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:格納容器機能喪失)(9/25)

3.1.4-195

加圧器逃がし弁(窒素ボンベ)による1次系強制減圧(手動・中央制御室)(フロントライン系)

- ・格納容器内高レンジエアモニタ
- ・格納容器内高レンジエアモニタ前置増幅器

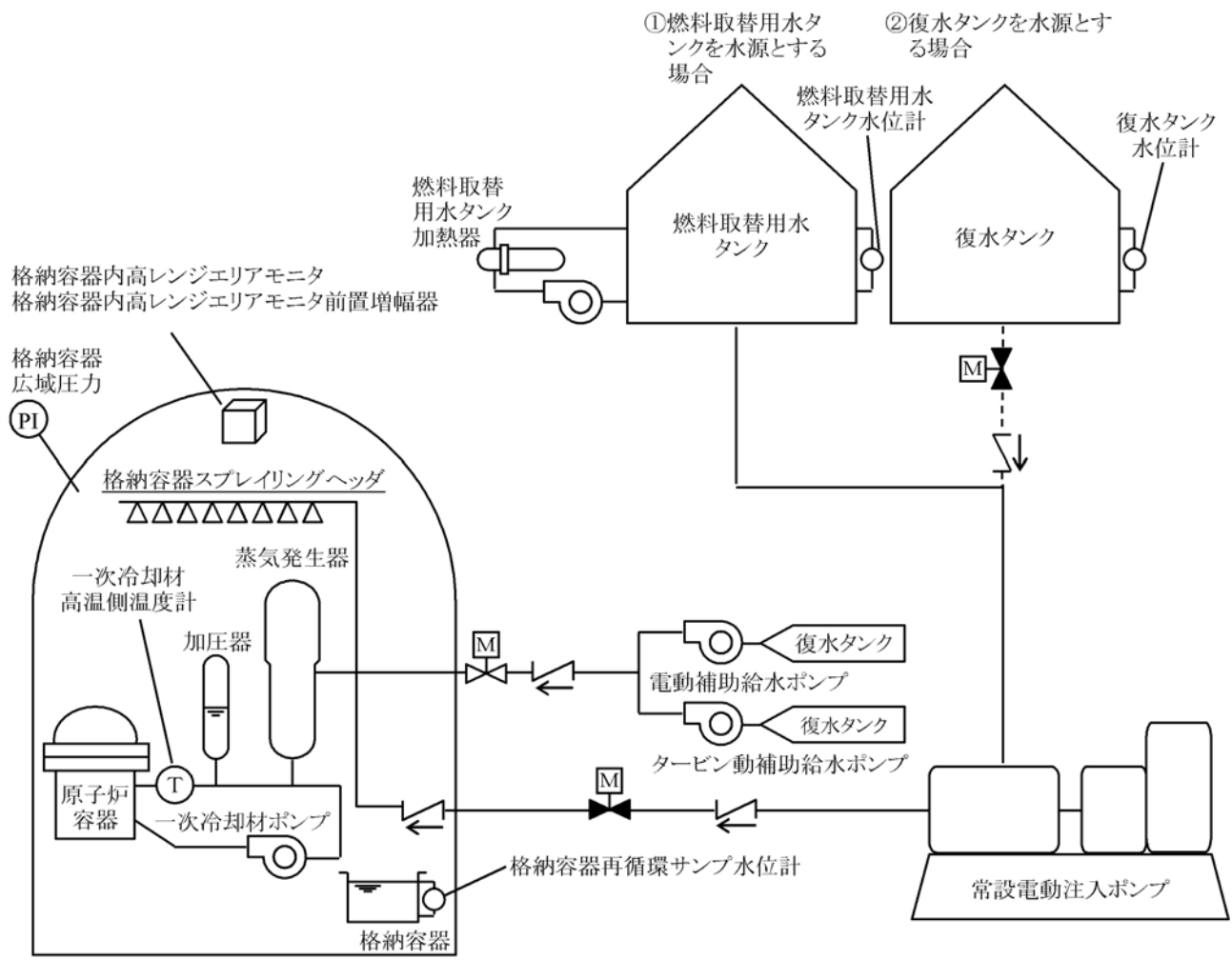


3.1.4-196

第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷、格納容器機能喪失)(10/25)

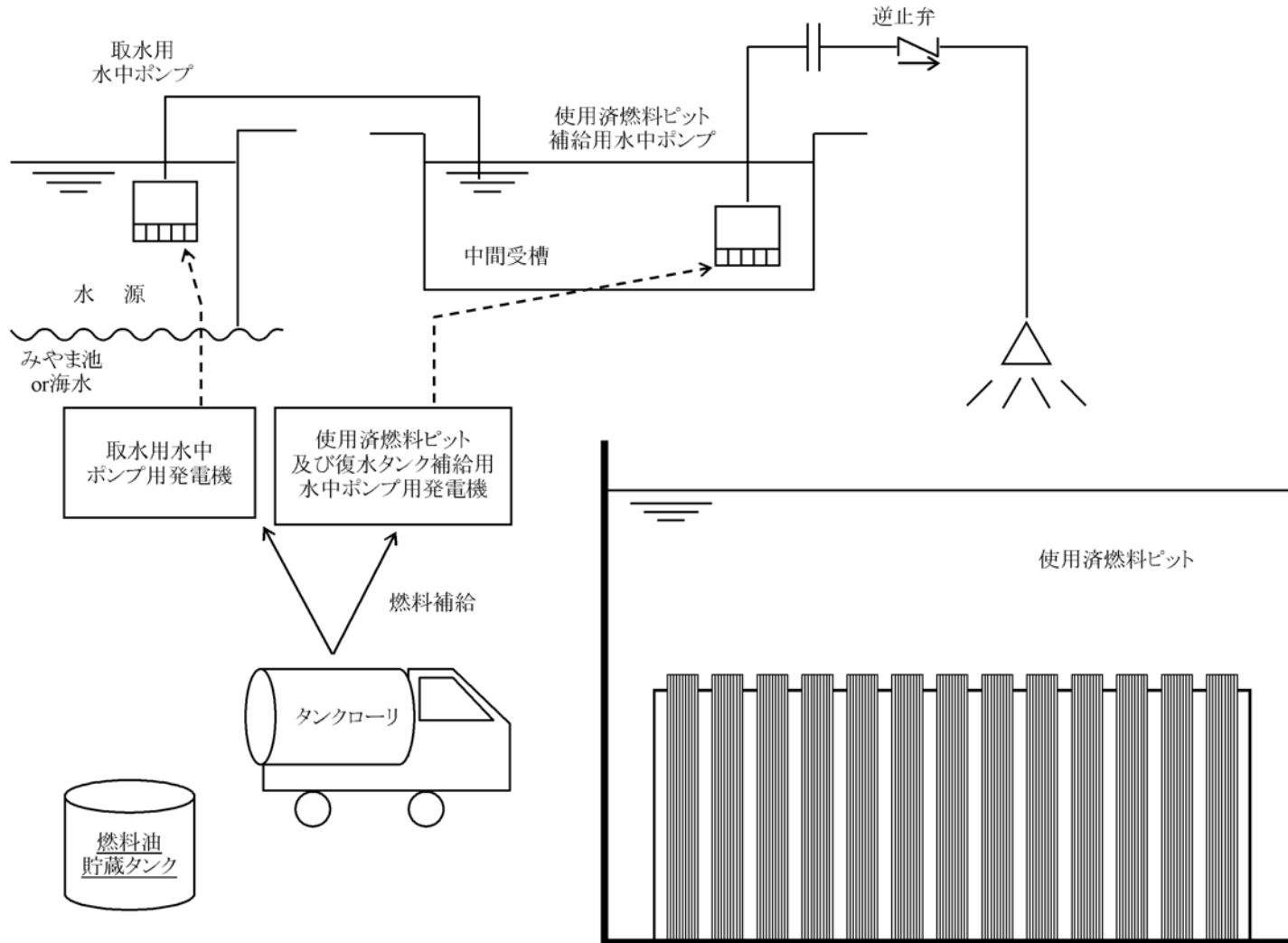
常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ(フロントライン系)

3.1.4-197



第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:格納容器機能喪失) (11/25)

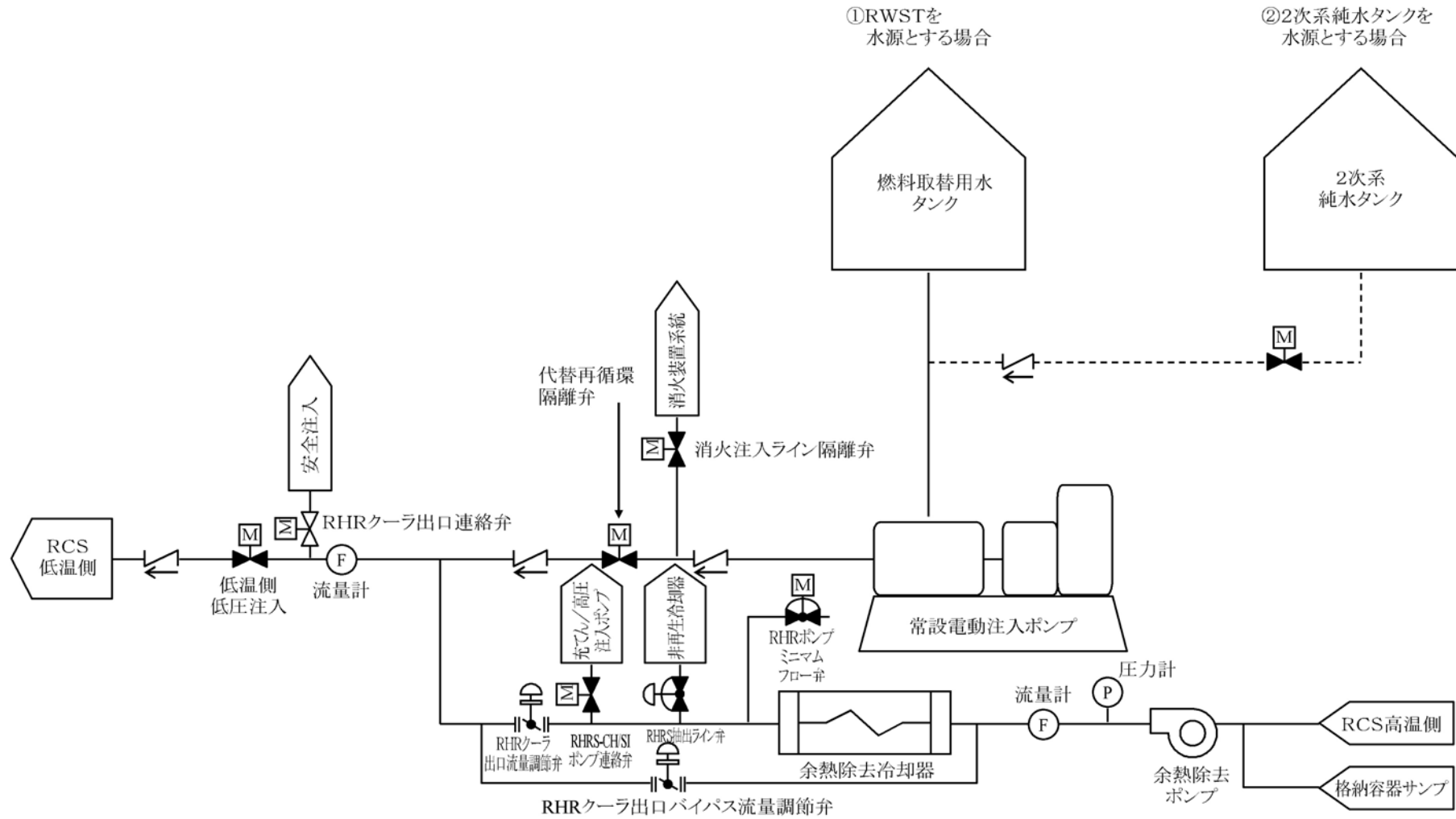
SFP補給用水中ポンプによる海水注水(フロントライン系)



3.1.4-198

第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:SFP燃料損傷)(12/25)

常設電動注入ポンプによる炉心への注水(フロントライン系)

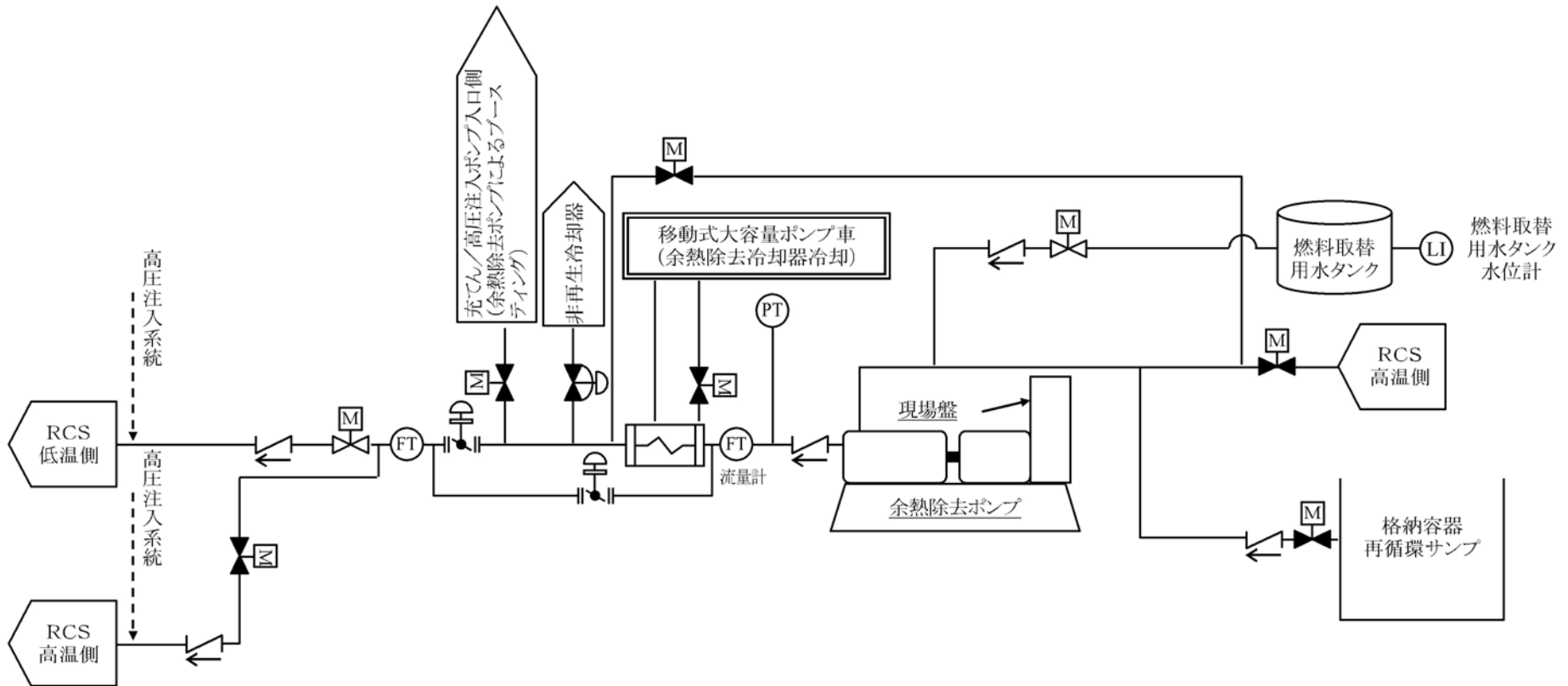


3.1.4-199

第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷)(13/25)

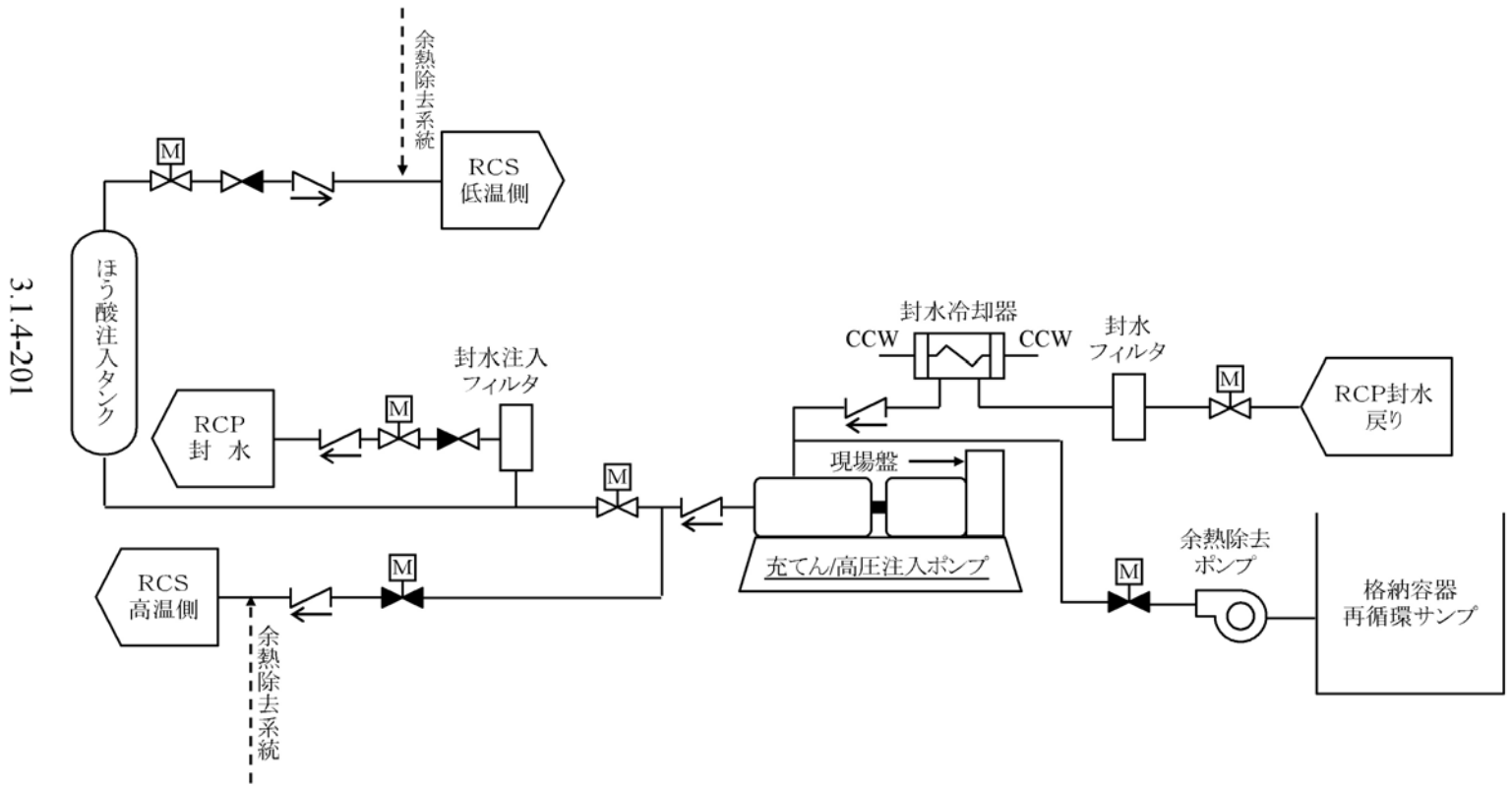
余熱除去ポンプによるブースティング(海水)(フロントライン系)

3.1.4-200



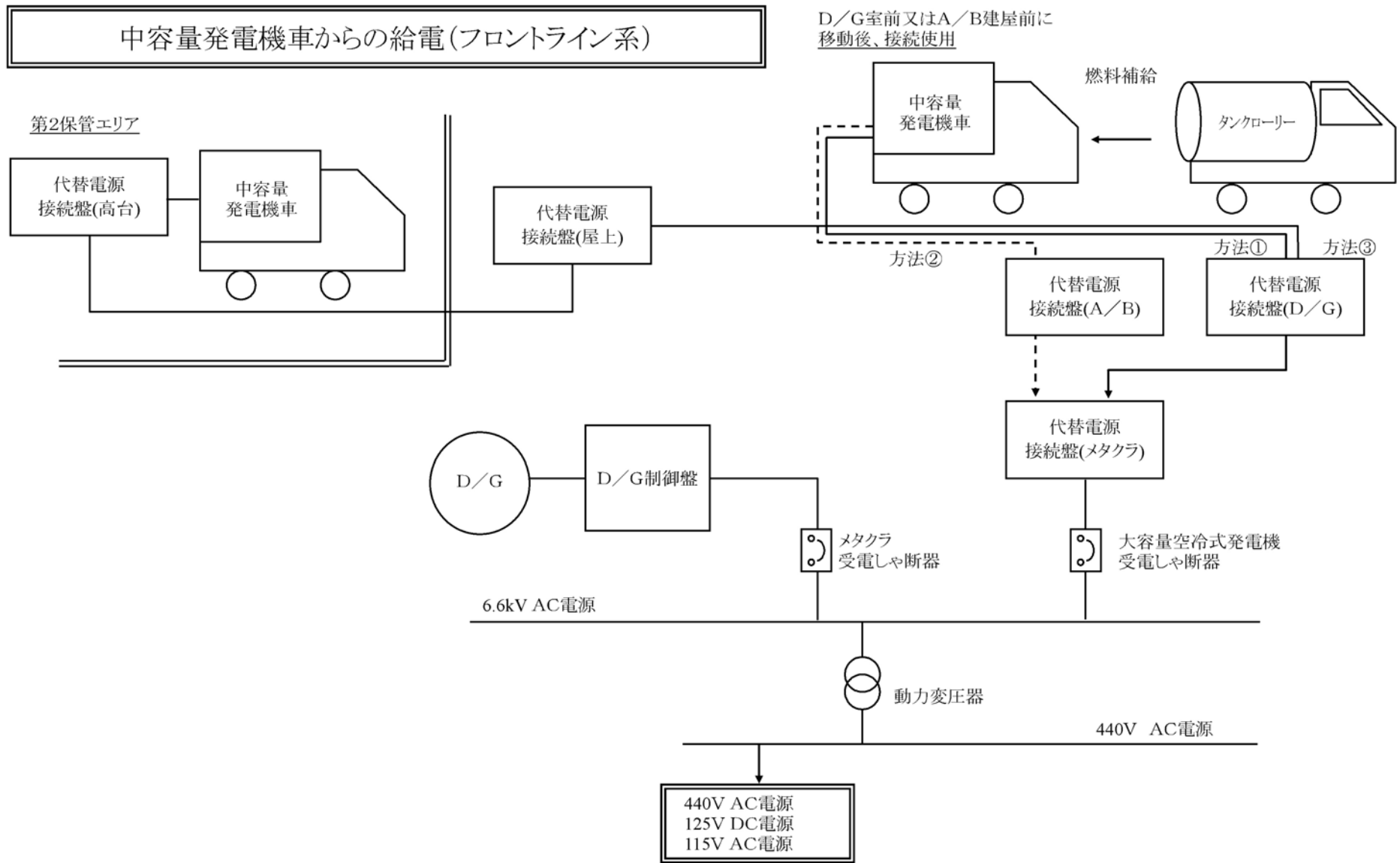
第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷)(14/25)

高圧注入による再循環炉心冷却(海水)(フロントライン系)



第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷)(15/25)

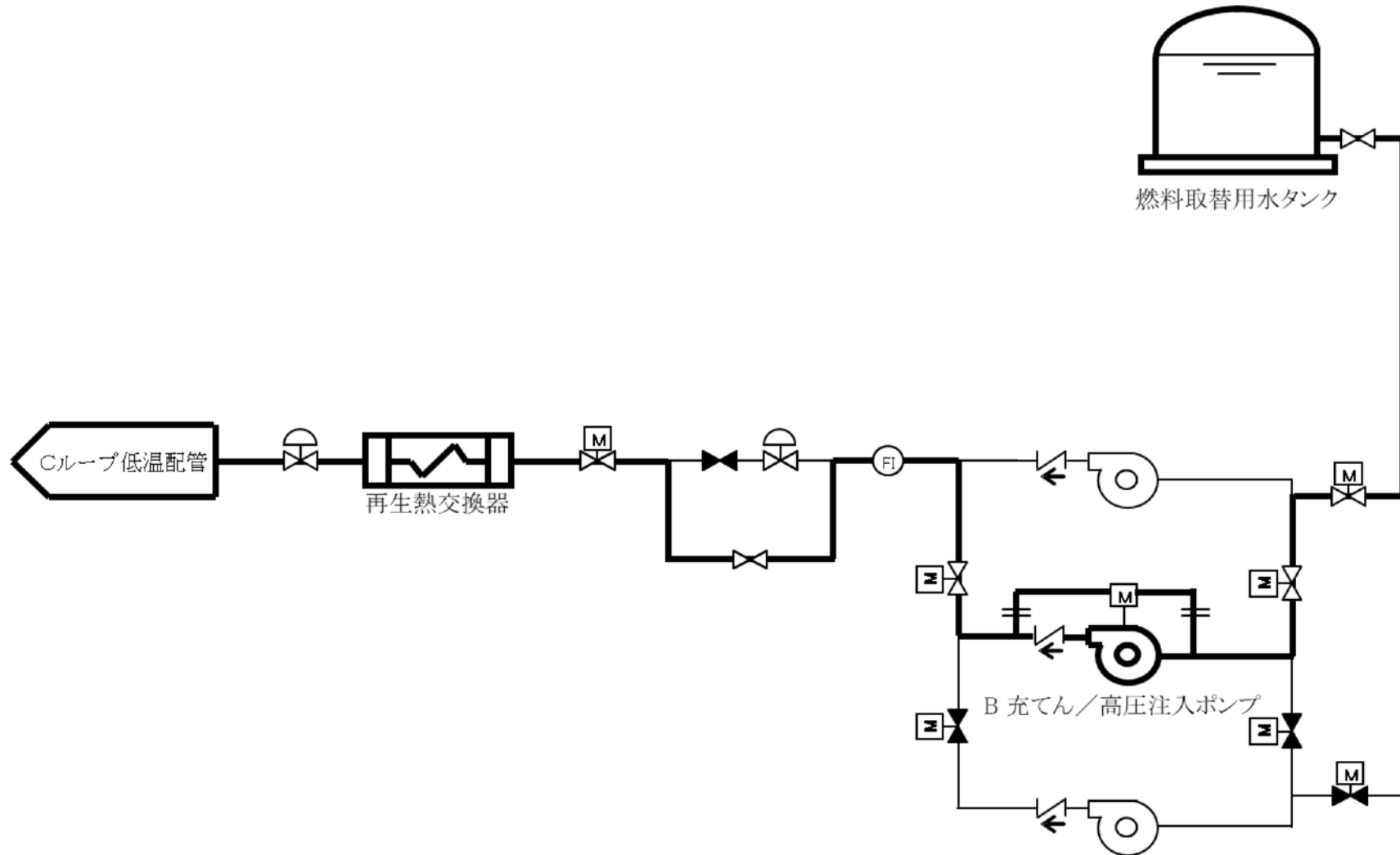
3.1.4-202



第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、格納容器機能喪失)(16/25)

充てん(自己冷却)による炉心注水(フロントライン系)

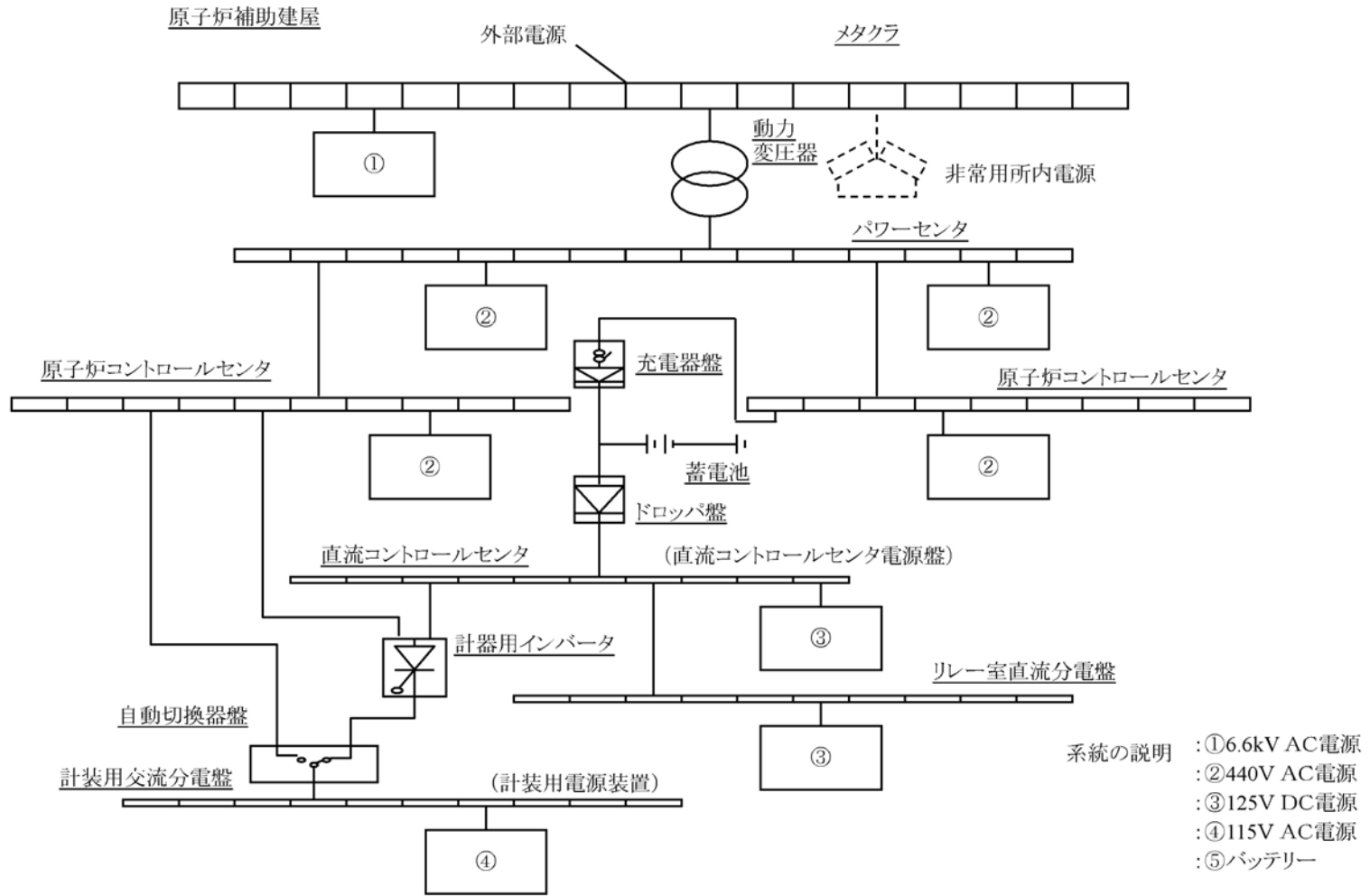
3.1.4-203



第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷) (17/25)

6.6kV AC電源、440V AC電源、125V DC電源、115V AC電源、バッテリー（サポート系）

3.1.4-204

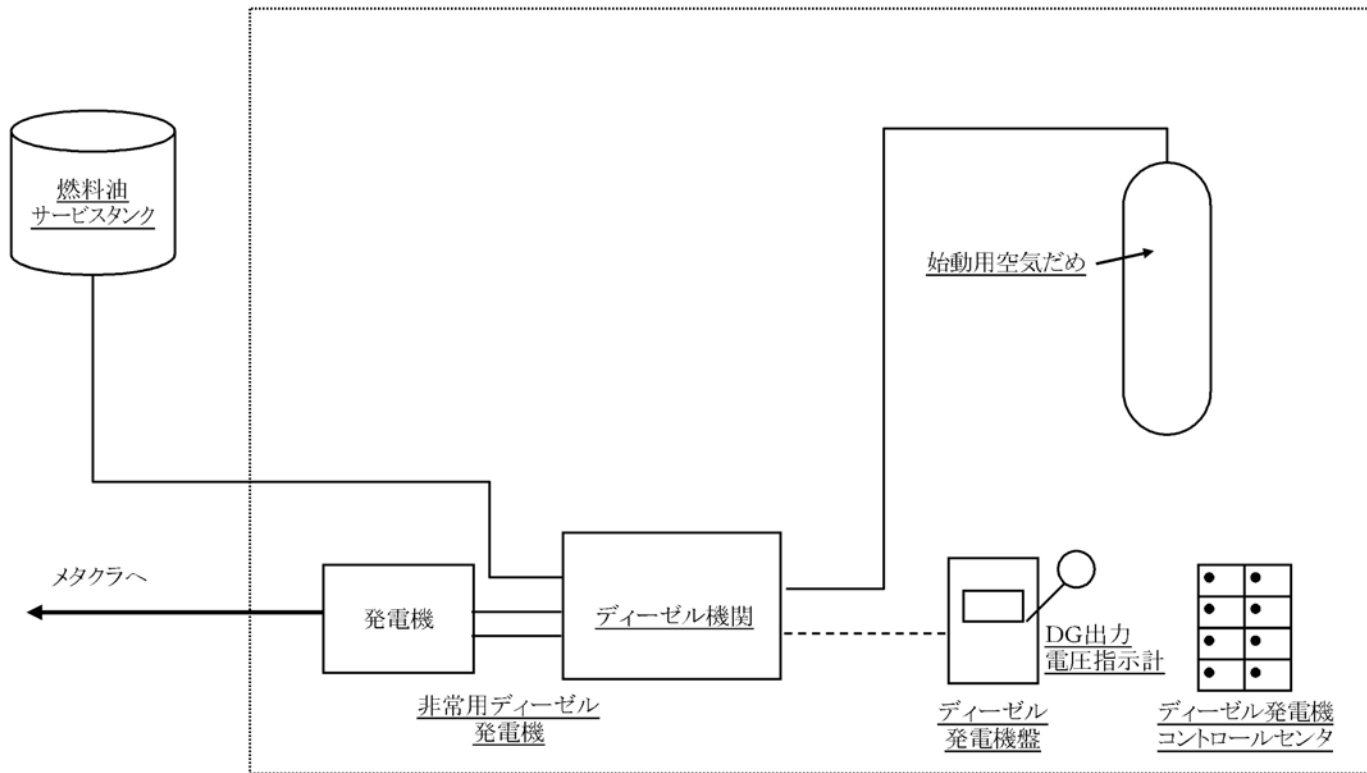


第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図

(津波:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、格納容器機能喪失、SFP燃料損傷) (18/25)

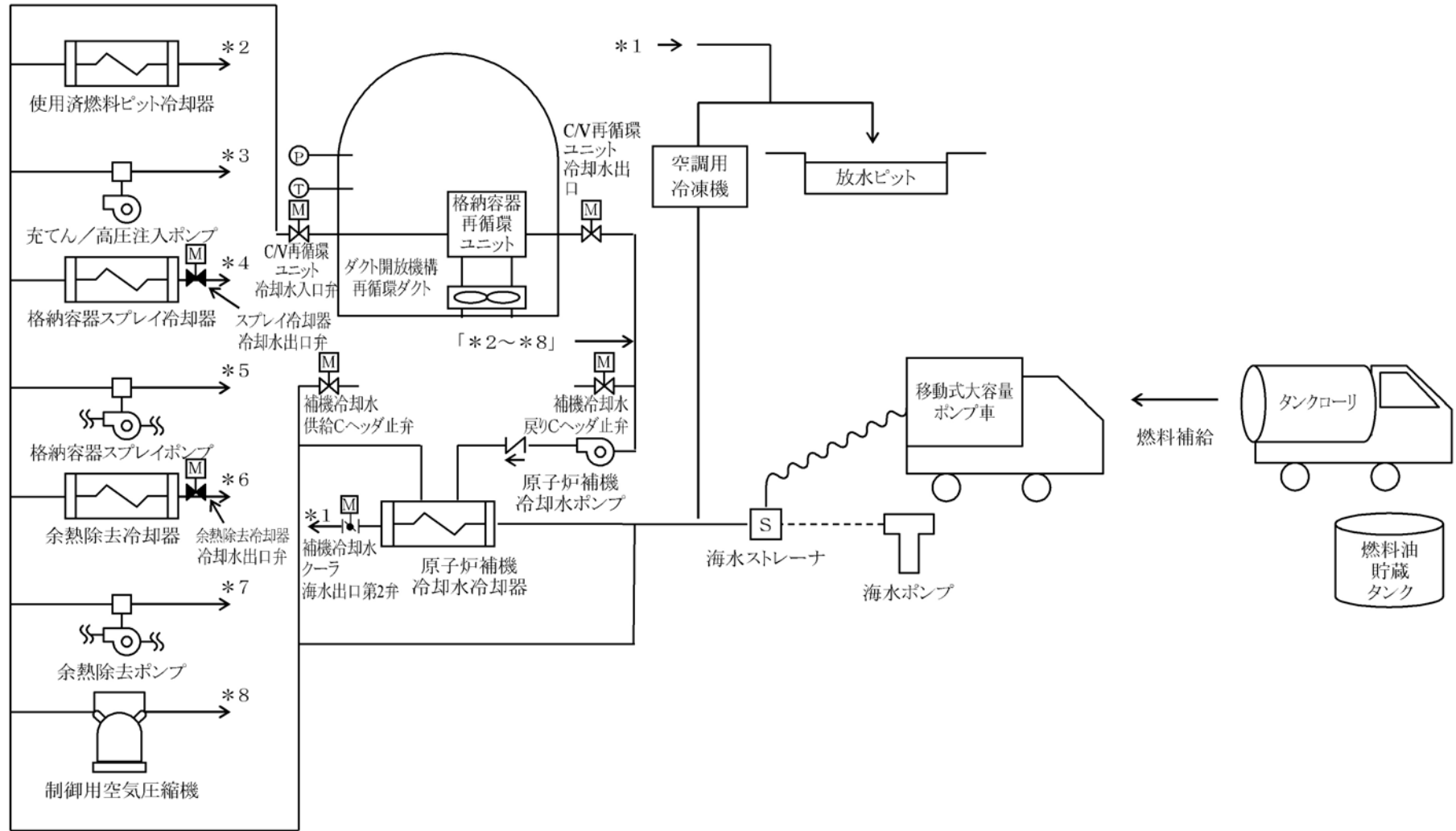
非常用所内電源(サポート系)

3.1.4-205



第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図
 (津波:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、SFP燃料損傷、格納容器機能喪失) (19/25)

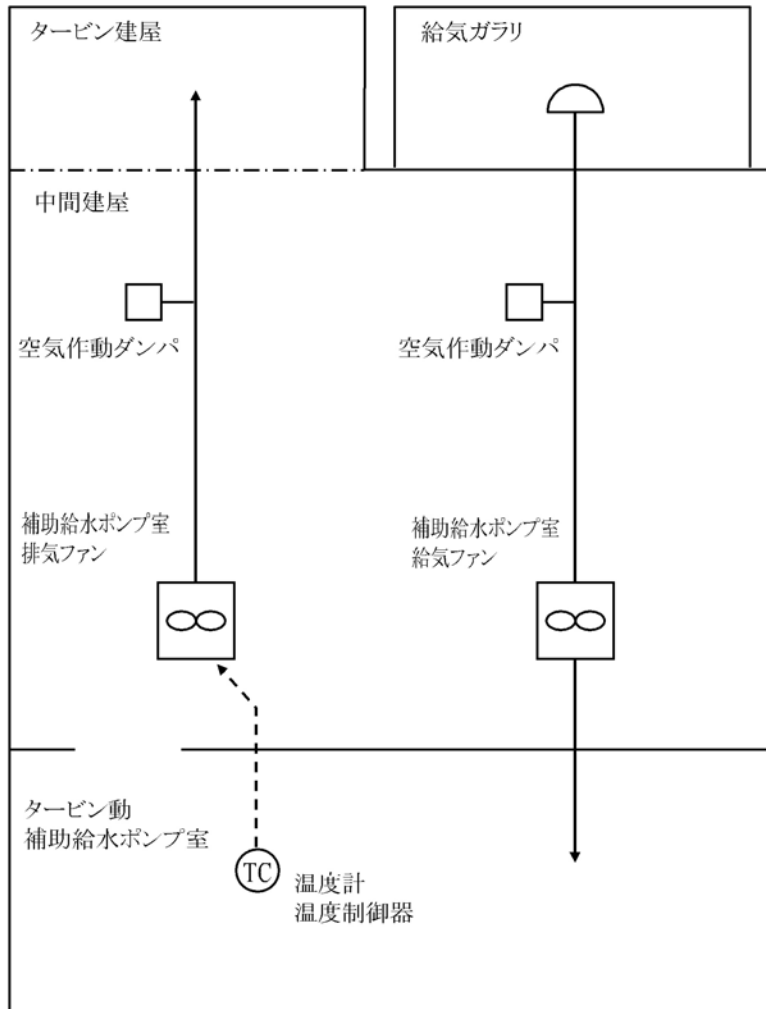
移動式大容量ポンプ車(サポート系)



3.1.4-206

第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、格納容器機能喪失) (20/25)

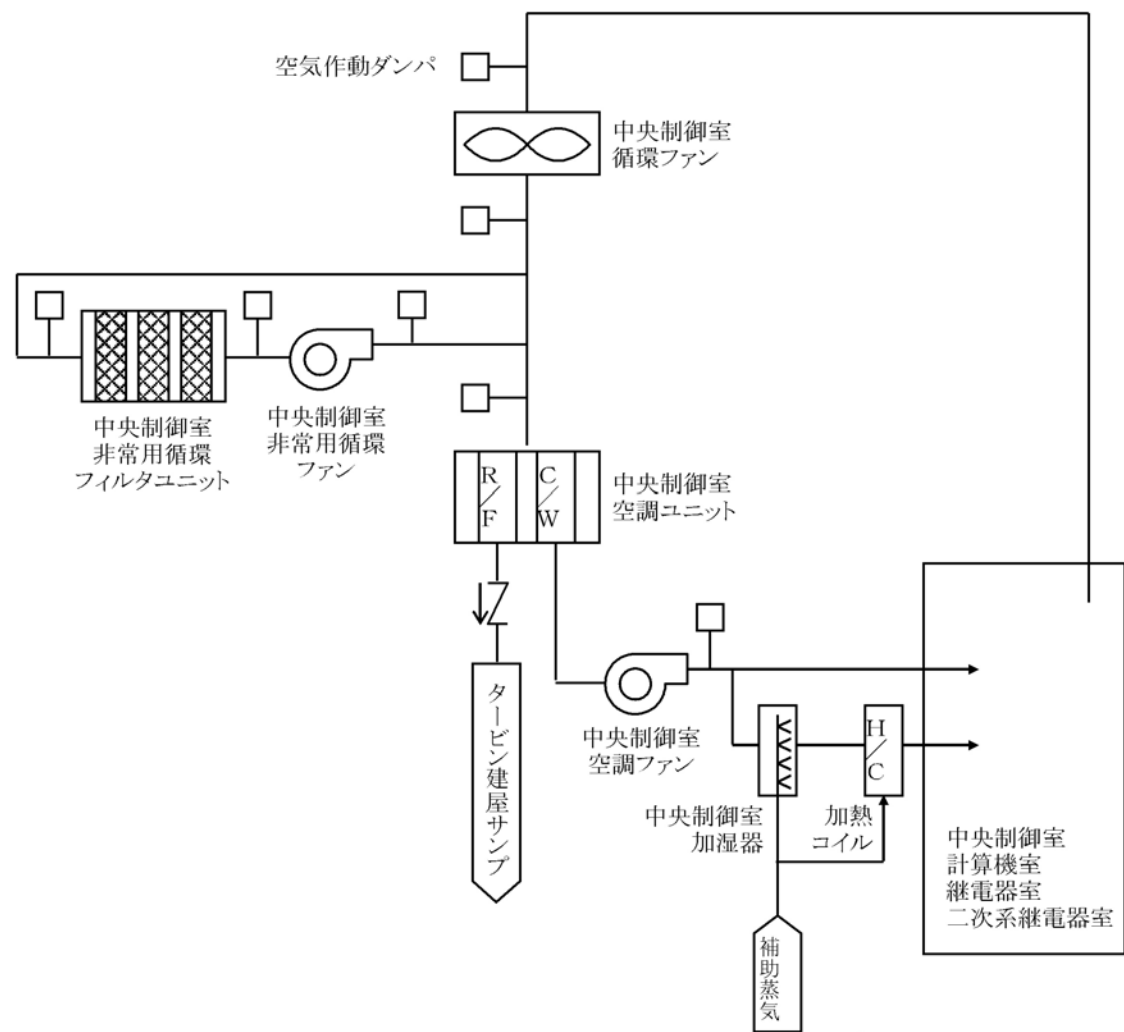
タービン動補助給水ポンプ室空調系(サポート系)



3.1.4-207

第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷) (21/25)

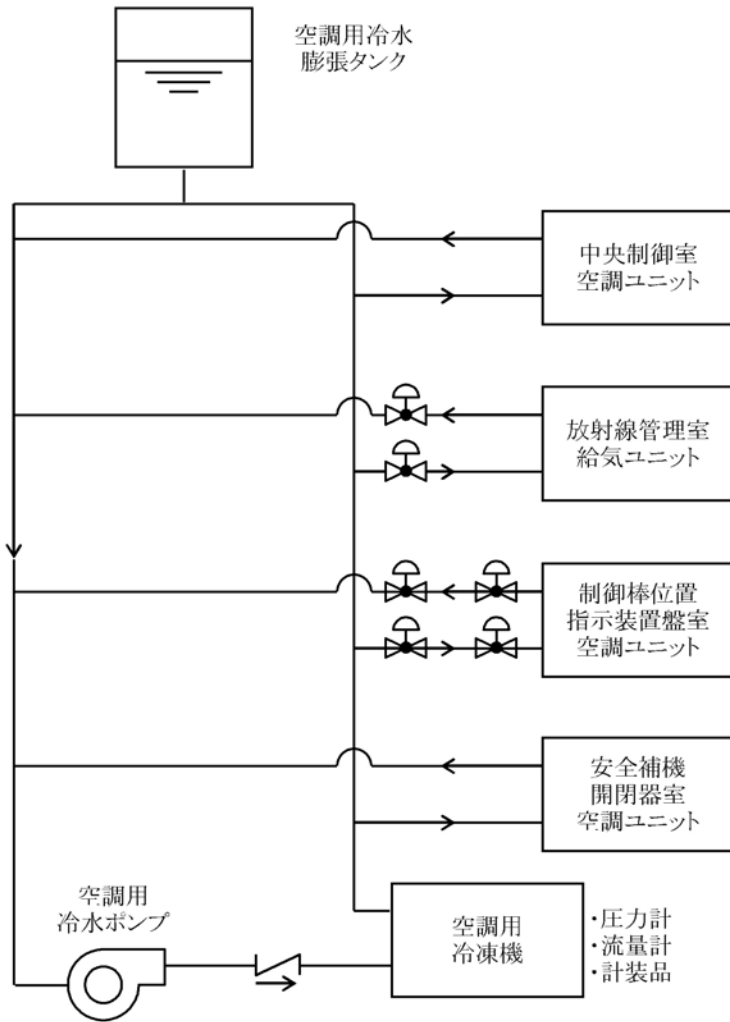
中央制御室空調系(室温維持)(サポート系)



3.1.4-208

第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:格納容器機能喪失)(22/25)

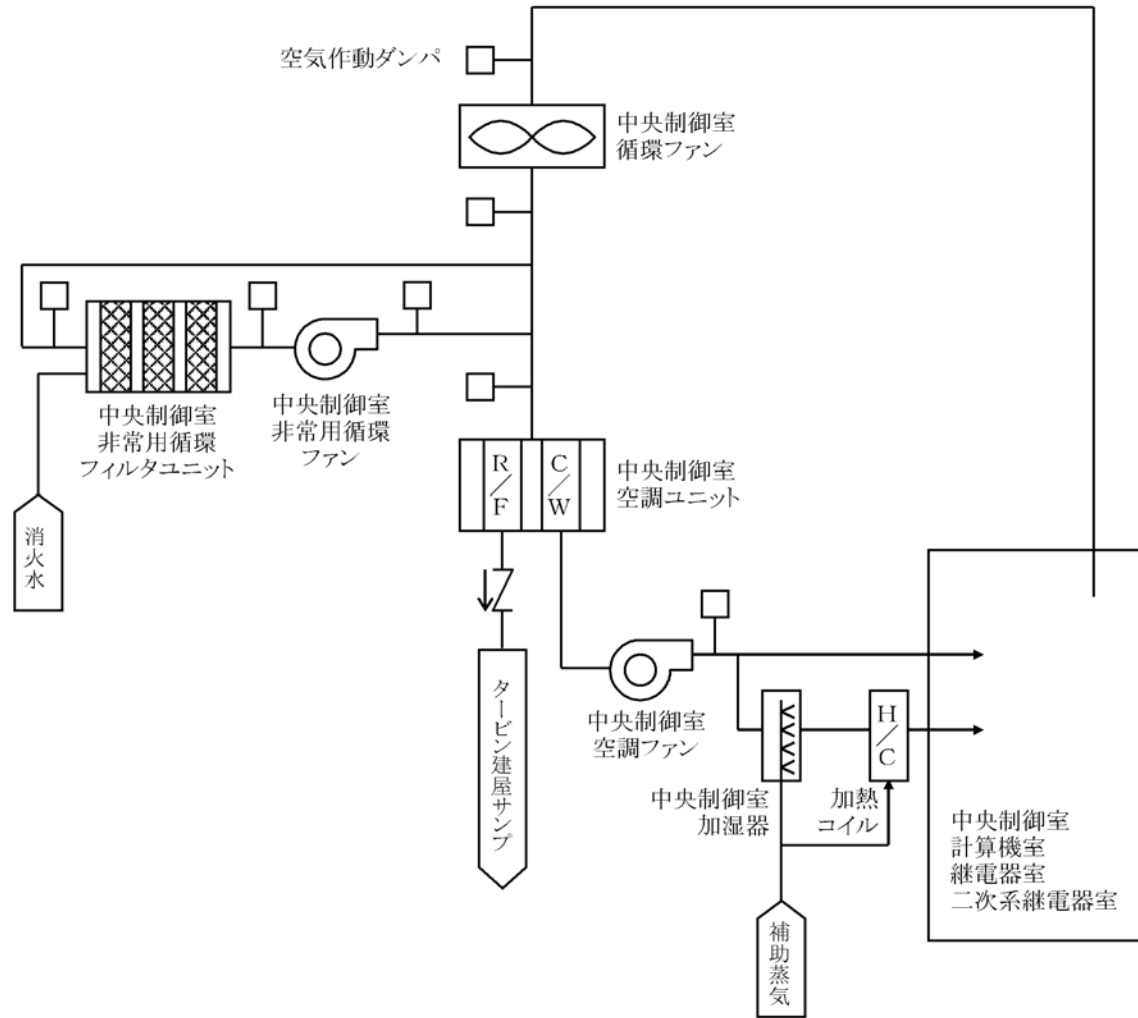
空調用冷水設備(サポート系)



3.1.4-209

第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:格納容器機能喪失)(23/25)

中央制御室非常用循環系(被ばく低減)(サポート系)

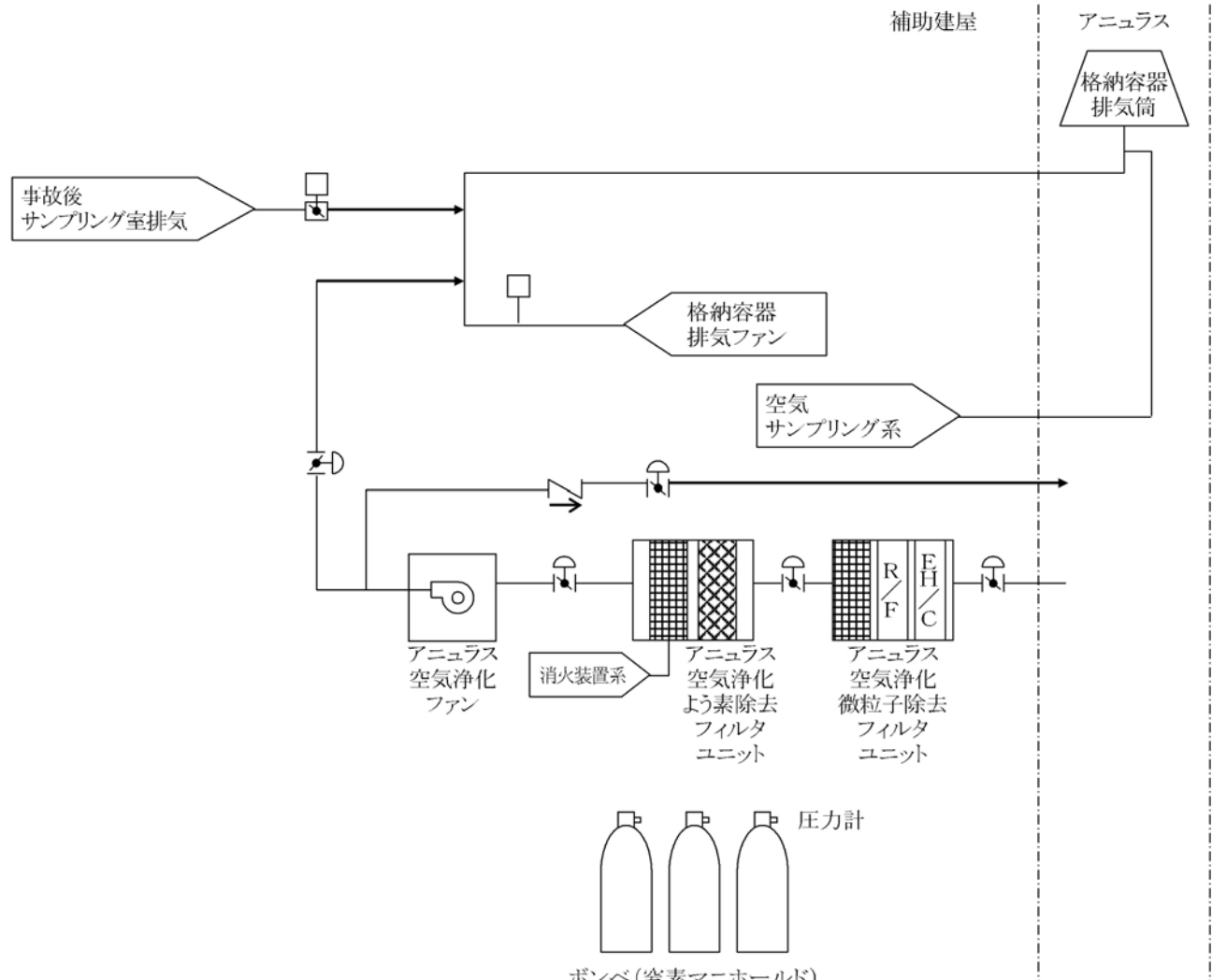


3.1.4-210

第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:格納容器機能喪失)(24/25)

アニュラス空気浄化系(サポート系)

3.1.4-211



第3.1.4.2-34図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:格納容器機能喪失)(25/25)

(3) 地震及び津波の重畳

地震に伴い発生する津波を考えた場合、大規模な地震が合わせて発生することが想定されるが、クリフエッジ津波は基準津波の設定に用いた前提をはるかに超える事象であり、それを引き起す震源(波源)を定量的かつ科学的に想定することは困難である。したがって、地震及び津波の重畳評価では、地震と津波をそれぞれ独立した事象として想定し、“波源を特定しないクリフエッジ高さの波”が発電所に到達すると同時に“クリフエッジ加速度を生じる大地震”が発生するものとして、HCLPFと許容津波高さの両パラメータの全ての組合せを考慮することとする。

a. 炉心損傷防止対策

(a) 出力運転時

イ 地震及び津波の重畳事象の評価

(イ) 評価方法

出力運転時の炉心損傷を防止するための措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2-35 図参照)

I 起因事象の選定

「3.1.4.2(1) 地震」及び「3.1.4.2(2) 津波」において実施した出力運転時炉心評価の結果に基づき特定されたクリフエッジとしてのHCLPF及び許容津波高さまでの範囲で、発生する各起因事象を選定する。

また、選定された各起因事象発生や各影響緩和機能に係るHCLPF又は許容津波高さについては、「3.1.4.2(1) 地震」又は「3.1.4.2(2) 津波」において評価した結果を用いる。

II 収束シナリオ及びクリフエッジの特定

I 項にて選定した各起因事象について、「3.1.4.2(1) 地震」又は「3.1.4.2(2) 津波」の評価において特定されている収束シナリオを対象に、各収束シナリオを成立させるための各影響緩和機能に関するHCLPF及び許容津波高さのそれぞれの最小値を求め、それらの最小値の組合せを、当該収束シナリオに対する地震及び津波への耐力として求める。その上で、全ての収束シナリオから、最も耐力を有するシナリオを抽出し、そのシナリオの耐力を地震及び津波の重畳によるクリフエッジとして特定する。

(ロ) 評価結果

I 起因事象の選定結果

「3.1.4.2(1) 地震」及び「3.1.4.2(2) 津波」の評価結果から、考慮すべき起因事象として、地震による起因事象である外部電源喪失、主給水流量喪失及び原子炉補機冷却機能の全喪失並びに津波による起因事象である原子炉補機冷却機能の全喪失、過渡事象及び外部電源喪失を対象とした。

II 収束シナリオ及びクリフエッジの特定結果

(I) 地震による起因事象をベースとした評価

I 項の各起因事象について、3.1.4.2(1) a. (a) 口項で述べたように、外部電源喪失及び主給水流量喪失は、外部電源喪失にまとめて評価をすることができる。そのため、本評価においては「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

具体的には、第3.1.4.2-3図のイベントツリーに対し、全ての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF及び許容津波高さの組合せの評価を行い、最も耐力を有するシナリオを参考資料Ⅱのとおり抽出した。

その結果、地震におけるクリフエッジシナリオは、津波高さ15mまで津波の影響を受けないことを確認した。

(Ⅱ) 津波による起因事象をベースとした評価

I項の各起因事象について、3.1.4.2(2)a.(a)口項で述べたように、原子炉補機冷却機能の全喪失に対して、過渡事象が従属的に発生する場合であっても、原子炉補機冷却水を必要としない影響緩和機能に期待できれば、燃料を安定、継続的に冷却することができるため、原子炉補機冷却機能の全喪失にまとめて評価をすることができる。そのため、本評価においては「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

具体的には、第3.1.4.2-17図のイベントツリーに対し、全ての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF及び許容津波高さの組合せの評価を行い、最も耐力を有するシナリオを参考資料Ⅱのとおり抽出した。

その結果、津波におけるクリフエッジシナリオは、地震加速度1.12Gまで地震の影響を受けないことを確認した。

上記の評価結果から、HCLPFが1.12G以上又は許容津波高さが15m以上の領域では、炉心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。(第3.1.4.2-36図参照)

(b) 運転停止時

イ 地震及び津波の重畳の評価

(イ) 評価方法

運転停止時の炉心損傷を防止するための措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2-35 図参照)

I 起因事象の選定

「3.1.4.2(1) 地震」及び「3.1.4.2(2) 津波」において実施した運転停止時評価の結果に基づき特定されたクリフエッジとしてのHCLPF及び許容津波高さまでの範囲で、発生する各起因事象を選定する。

また、選定された各起因事象発生や各影響緩和機能の喪失に係るHCLPF又は許容津波高さについては、「3.1.4.2(1) 地震」又は「3.1.4.2(2) 津波」において評価した結果を用いる。

II 収束シナリオ及びクリフエッジの特定

I 項にて選定した各起因事象について、「3.1.4.2(1) 地震」又は「3.1.4.2(2) 津波」の評価において特定されている収束シナリオを対象に、各収束シナリオを成功させるための各影響緩和機能の喪失に係るHCLPF及び許容津波高さのそれぞれの最小値を求め、それらの最小値の組合せを、当該収束シナリオに対する、地震及び津波への耐力として求める。その上で全ての収束シナリオから、最も耐力を有するシナリオを抽出し、そのシナリオの耐力を地震及び津波の重畳によるクリフエッジとして特定する。

(ロ) 評価結果

I 起因事象の選定結果

「3.1.4.2(1) 地震」及び「3.1.4.2(2) 津波」の評価結果から、考慮すべき起因事象として、地震による起因事象である外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能の全喪失並びに津波による起因事象である原子炉補機冷却機能の全喪失及び外部電源喪失を対象とした。

II 収束シナリオ及びクリフエッジの特定結果

(I) 地震による起因事象をベースとした評価

I 項の各起因事象について、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

具体的には、第3.1.4.2-6図のイベントツリーに対し、全ての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF及び許容津波高さの組合せの評価を行い、最も耐力を有するシナリオを参考資料Ⅱのとおり抽出した。

その結果、地震におけるクリフエッジシナリオは、津波高さ15mまで津波の影響を受けないことを確認した。

(II) 津波による起因事象をベースとした評価

I 項の起因事象について、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

具体的には、第3.1.4.2-21図のイベントツリーに対し、全ての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF及び許容津波

高さの組合せの評価を行い、最も耐力を有するシナリオを参考資料Ⅱのとおり抽出した。

その結果、津波におけるクリフエッジシナリオは、地震加速度1.12Gまで地震の影響を受けないことを確認した。

上記の評価結果から、HCLPFが1.12G以上又は許容津波高さが15m以上の領域では、炉心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。(第3.1.4.2-37図参照)

b. 格納容器機能喪失防止対策

(a) 地震及び津波の重畳の評価

イ 評価方法

格納容器機能喪失を防止するための措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2-35 図参照)

(イ) 起因事象の選定

「3.1.4.2(1) 地震」及び「3.1.4.2(2) 津波」において実施した格納容器機能評価の結果に基づき特定されたクリフエッジとしてのHCLPF及び許容津波高さまでの範囲で、発生する各起因事象を選定する。

また、選定された各起因事象発生や各影響緩和機能の喪失に係るHCLPF又は許容津波高さについては、「3.1.4.2(1) 地震」又は「3.1.4.2(2) 津波」において評価した結果を用いる。

(ロ) 収束シナリオ及びクリフエッジの特定

(イ) 項にて選定した各起因事象について、「3.1.4.2(1) 地震」又は「3.1.4.2(2) 津波」の評価において特定されている収束シナリオを対象に、各収束シナリオを成立させるための各影響緩和機能の喪失に係るHCLPFと許容津波高さのそれぞれの最小値を求め、それらの最小値の組合せを、当該収束シナリオに対する地震及び津波の耐力として求める。その上で全ての収束シナリオから、最も耐力を有するシナリオを抽出し、そのシナリオの耐力を地震及び津波の重畳によるクリフエッジとして特定する。

ロ 評価結果

(イ) 起因事象の選定結果

「3.1.4.2(1) 地震」及び「3.1.4.2(2) 津波」の評価結果から、考慮すべき起因事象として、地震による起因事象である外部電源喪失、主給水流量喪失及び原子炉補機冷却機能の全喪失並びに津波による起因事象である原子炉補機冷却機能の全喪失、主給水流量喪失、過渡事象及び外部電源喪失を対象とした。

(ロ) 収束シナリオ及びクリフエッジの特定結果

I 地震による起因事象をベースとした評価

(イ) 項の各起因事象について、3.1.4.2(1) b.ロ項で述べたように、外部電源が期待できないことを考慮すると外部電源喪失及び主給水流量喪失の収束シナリオは同様のものとなるため、外部電源喪失にまとめて評価をすることができる。そのため、本評価においては「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

具体的には、第3.1.4.2-8図のイベントツリーに対し、全ての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF及び許容津波高さの組合せの評価を行い、最も耐力を有するシナリオを参考資料Ⅱのとおり抽出した。

その結果、地震におけるクリフエッジシナリオは、津波高さ15mまで津波の影響を受けないことを確認した。

II 津波による起因事象をベースとした評価

(イ) 項の各起因事象について、3.1.4.2(2) b.ロ項で述べたように、原子炉補機冷却機能の全喪失に対して、主給水流量喪失及び過渡事象が従属的に発生する場合であっても、原子炉補機冷却水を必要としない影響

緩和機能に期待できれば、燃料を安定、継続的に冷却することができるため、原子炉補機冷却機能の全喪失にまとめて評価をすることができる。そのため、本評価においては「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

具体的には、第3.1.4.2-23図のイベントツリーに対し、全ての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF及び許容津波高さの組合せの評価を行い、最も耐力を有するシナリオを参考資料Ⅱのとおり抽出した。

その結果、津波におけるクリフエッジシナリオは、地震加速度1.12Gまで地震の影響を受けないことを確認した。

上記の評価結果から、HCLPFが1.12以上又は許容津波高さが15m以上の領域では、格納容器機能喪失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。(第3.1.4.2-38図参照)

c. 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策

(a) 地震及び津波の重畳の評価

イ 評価方法

SFP にある燃料の損傷を防止するための措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2-35 図参照)

(イ) 起因事象の選定

「3.1.4.2(1) 地震」及び「3.1.4.2(2) 津波」において実施したSFP燃料評価の結果に基づき特定されたクリフエッジとしてのHCLPF及び許容津波高さまでの範囲で、発生する各起因事象を選定する。

また、選定された各起因事象発生や各影響緩和機能の喪失に係るHCLPF又は許容津波高さについては、「3.1.4.2(1) 地震」又は「3.1.4.2(2) 津波」において評価した結果を用いる。

(ロ) 収束シナリオ及びクリフエッジの特定

(イ) 項にて選定した各起因事象について、「3.1.4.2(1) 地震」又は「3.1.4.2(2) 津波」の評価において特定されている収束シナリオを対象に、各収束シナリオを成立させるための各影響緩和機能の喪失に係るHCLPF及び許容津波高さのそれぞれの最小値を求め、それらの最小値の組合せを、当該収束シナリオに対する地震及び津波の耐力として求める。その上で全ての収束シナリオから、最も耐力を有するシナリオを抽出し、そのシナリオの耐力を地震及び津波の重畳によるクリフエッジとして特定する。

ロ 評価結果

(イ) 起因事象の選定結果

「3.1.4.2(1) 地震」及び「3.1.4.2(2) 津波」の評価結果から、考慮すべき起因事象として、地震による起因事象である外部電源喪失、SFP冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失並びに津波による起因事象である原子炉補機冷却機能喪失、SFP冷却機能喪失及び外部電源喪失を対象とした。

(ロ) 収束シナリオ及びクリフエッジの特定結果

I 地震による起因事象をベースとした評価

(イ) 項の各起因事象について、「外部電源喪失＋SFP冷却機能喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

具体的には、第3.1.4.2-13図のイベントツリーに対し、全ての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF及び許容津波高さの組合せの評価を行い、最も耐力を有するシナリオを第3.1.4.2-39図のとおり抽出した。

その結果、地震におけるクリフエッジシナリオは、津波高さ27mまで津波の影響を受けないことを確認した。

II 津波による起因事象をベースとした評価

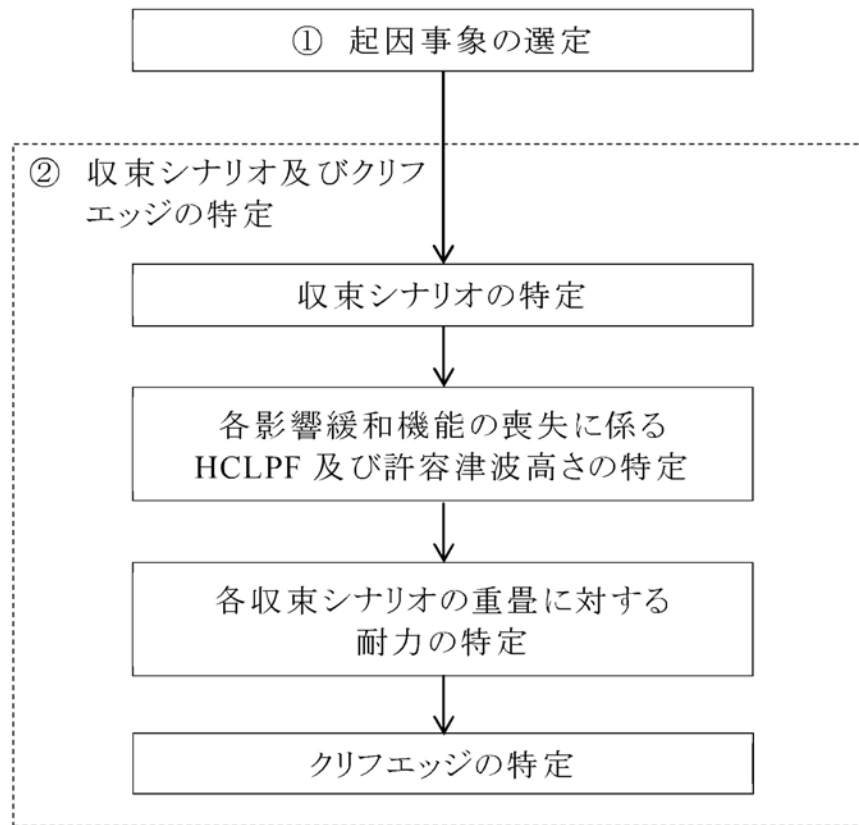
(イ) 項の各起因事象について、3.1.4.2(2) c.ロ項で述べたように、原子炉補機冷却機能喪失に対して、SFP冷却機能喪失が従属的に発生する場合であっても、原子炉補機冷却水を必要としない影響緩和機能に期待できれば、燃料を安定、継続的に冷却することができるため、原子炉補機冷却機能喪失にまとめて評価をすることができる。そのため、本評価においては「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」のイベントツリーを用い

て、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

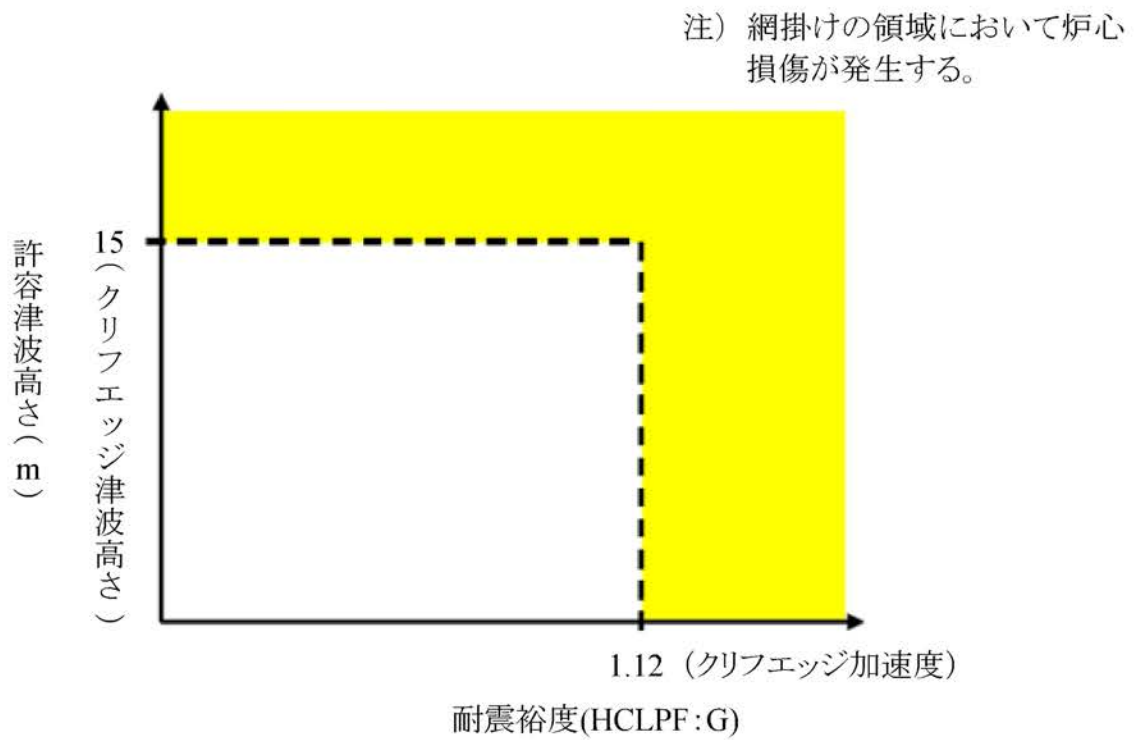
具体的には、第3.1.4.2-27図のイベントツリーに対し、全ての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF及び許容津波高さの組合せの評価を行い、最も耐力を有するシナリオを第3.1.4.2-40図のとおり抽出した。

その結果、津波におけるクリフエッジシナリオは、地震加速度1.17Gまで地震の影響を受けないことを確認した。

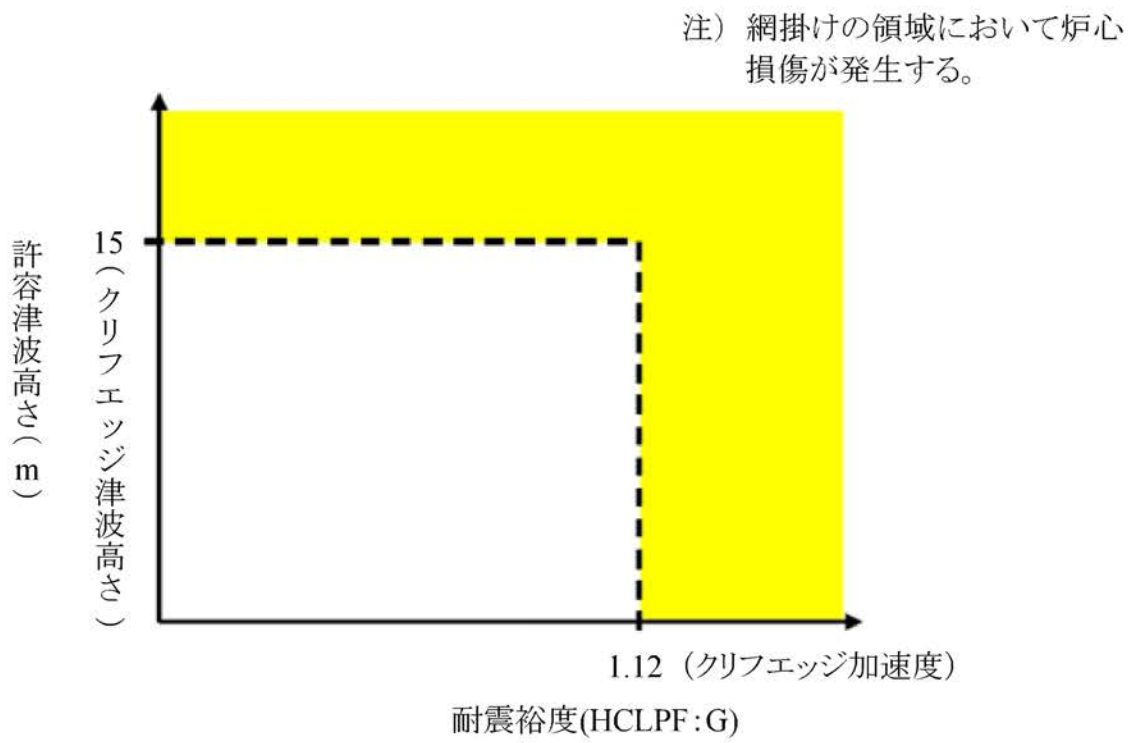
上記の評価結果から、HCLPFが1.17G以上又は許容津波高さが27m以上の領域では、SFPにある燃料の重大な損傷を回避する手段がなくなるため、その境界線をクリフエッジとして特定した。(第3.1.4.2-41図参照)



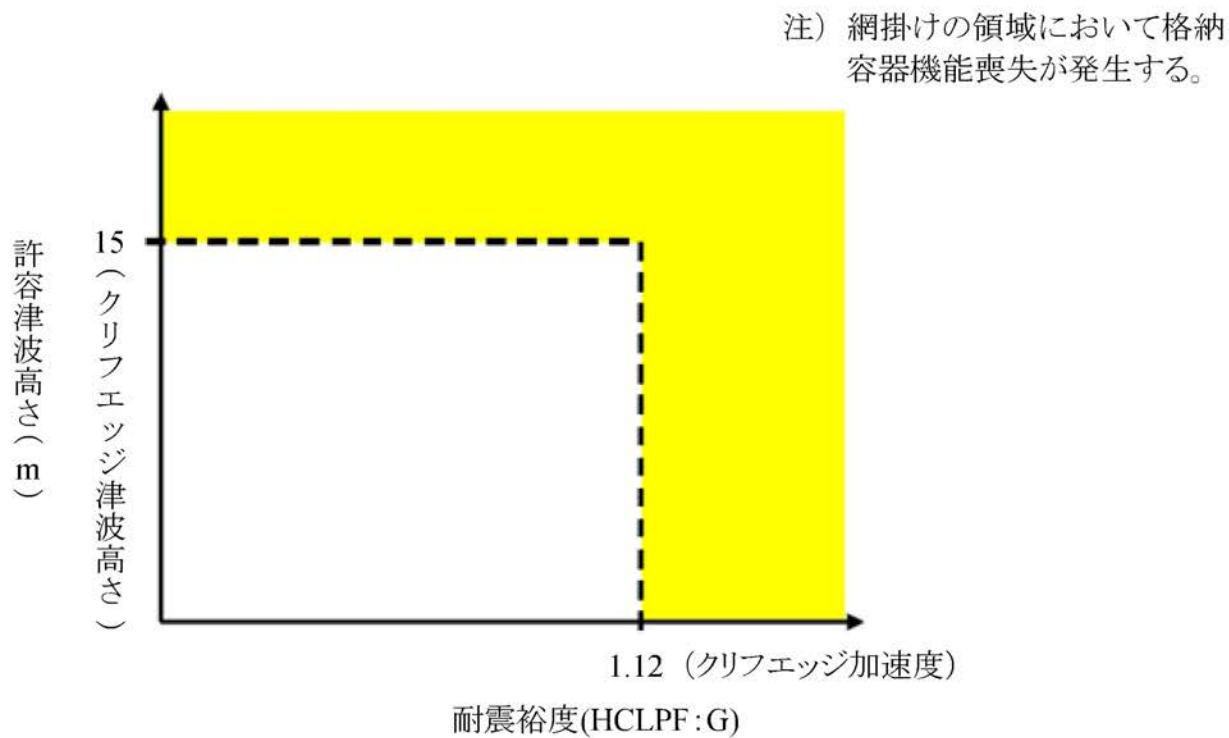
第 3.1.4.2-35 図 クリフエッジの特定に係るフロー図（地震及び津波の重畳）



第 3.1.4.2-36 図 地震及び津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(重畳:出力運転時炉心損傷)

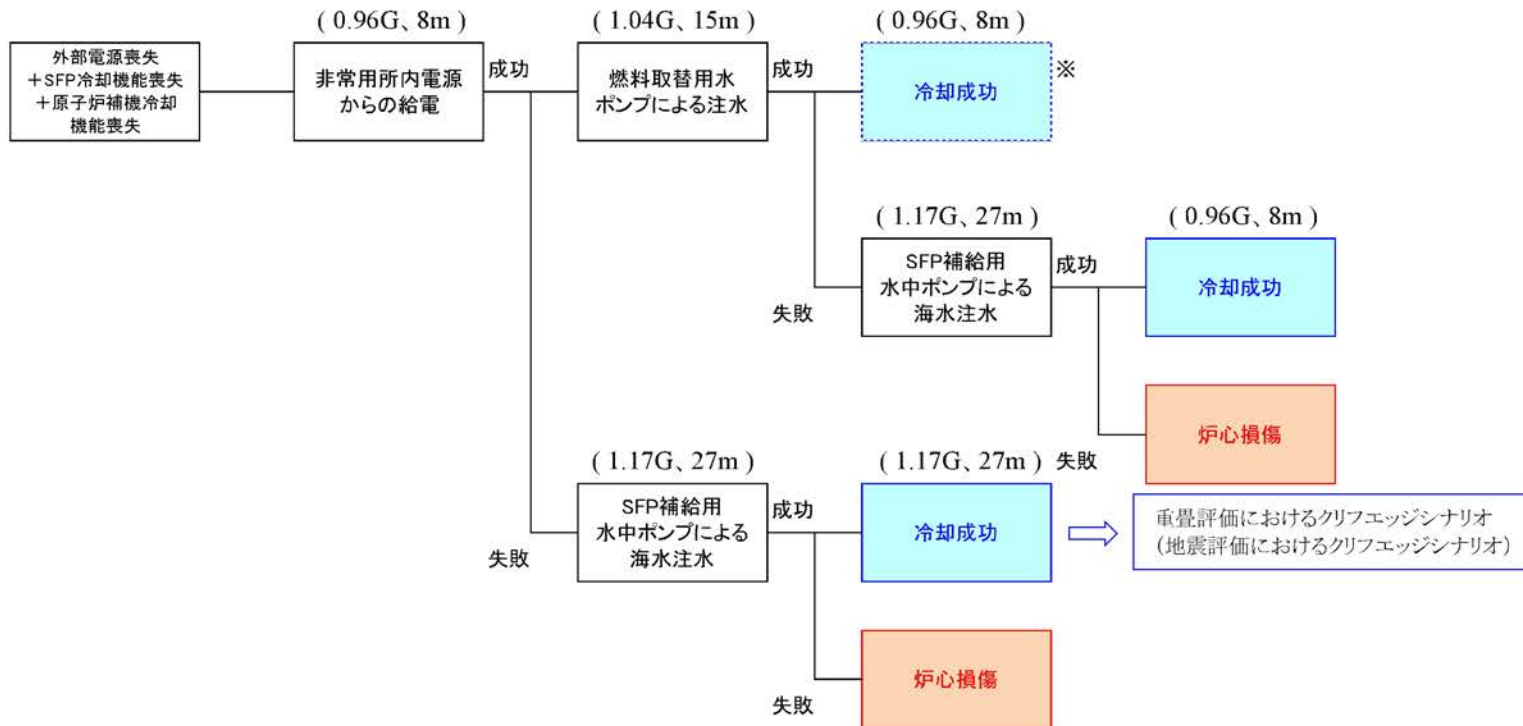


第 3.1.4.2-37 図 地震及び津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(重畳: 運転停止時炉心損傷)



第 3.1.4.2-38 図 地震及び津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(重畳:格納容器機能喪失)

起因事象：外部電源喪失 + SFP 冷却機能喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失

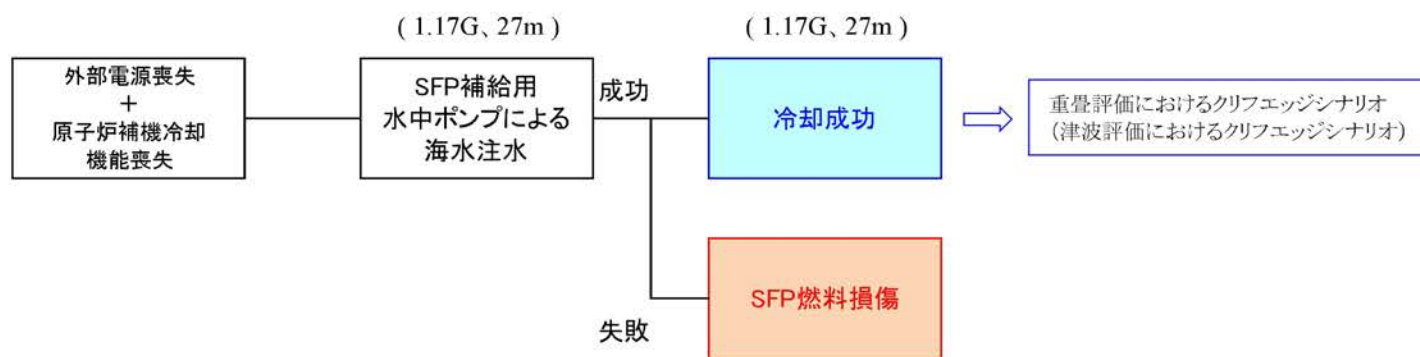


※：炉心燃料損傷防止または格納容器機能喪失防止に燃料取替用水タンク保有水を使用することを想定し、SFP燃料に対する評価では、当該成功シナリオを評価に含めず、参考として耐力を示す。

第 3.1.4.2-39 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果

(重畳：SFP 燃料損傷(地震による起因事象をベースとした評価))

起因事象：外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失



第 3.1.4.2-40 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果

(重畳：SFP 燃料損傷(津波による起因事象をベースとした評価))