

柏崎刈羽原子力発電所 1 号機における
安全性に関する総合評価（一次評価）
の結果について
（報告）

平成 2 4 年 3 月
東京電力株式会社

目次

1. はじめに	1
2. 柏崎刈羽原子力発電所の概要	2
3. 総合評価（一次評価）の手法	5
3.1 評価対象時点	5
3.2 評価項目	5
3.3 評価の進め方	5
3.4 品質保証活動	6
4. 多重防護の強化策	8
4.1 アクシデントマネジメント策	8
4.2 緊急安全対策	8
4.3 更なる安全性向上策	9
4.4 シビアアクシデントへの対応に関する措置	9
5. 個別評価項目に対する評価方法及び評価結果	10
5.1 地震	10
5.2 津波	28
5.3 地震と津波の重畳	47
5.4 全交流電源喪失	58
5.5 最終ヒートシンクの喪失	75
5.6 その他のシビアアクシデント・マネジメント	88
6. 福島第一原子力発電所の事故を踏まえた安全確保対策の実施状況について	120
6.1 はじめに	120
6.2 安全確保対策	125
6.3 継続的な安全性の向上のために	133
7. まとめ	135

添付資料一覧

【4. 多重防護の強化策】

- 添付4. 1-1 整備したAM策の概要
- 添付4. 1-2 アクシデントマネジメントの実効性確保について
- 添付4. 2 多重防護の強化策(津波対策)の概要
- 添付4. 3 シビアアクシデントへの対応に関する措置の概要

【5. 1 地震】

- 添付5. 1-1 耐震評価対象設備等リスト
- 添付5. 1-2 柏崎刈羽原子力発電所の基準地震動 S_s
- 添付5. 1-3 総合評価における耐震裕度の評価について
- 添付5. 1-4 燃料の重大な損傷に至る起回事象選定フロー
(地震・原子炉)
- 添付5. 1-5 起回事象に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表
(地震・原子炉)
- 添付5. 1-6 起回事象に関連する設備の耐震裕度評価結果 まとめ表
(地震・原子炉)
- 添付5. 1-7 起回事象に対するイベントツリー(地震・原子炉)
- 添付5. 1-8 イベントツリーに係る設備の機能的な関連の整理
(地震・原子炉)
- 添付5. 1-9 影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表
(地震・原子炉)
- 添付5. 1-10 影響緩和機能のフォールトツリー(地震・原子炉)
- 添付5. 1-11 影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 まとめ表
(地震・原子炉)
- 添付5. 1-12 イベントツリーの各収束シナリオにおける耐震裕度評価結果
(地震・原子炉)
- 添付5. 1-13 燃料の重大な損傷に至る起回事象選定フロー(地震・SFP)
- 添付5. 1-14 起回事象に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表
(地震・SFP)
- 添付5. 1-15 起回事象に関連する設備の耐震裕度評価結果 まとめ表
(地震・SFP)
- 添付5. 1-16 起回事象に対するイベントツリー(地震・SFP)
- 添付5. 1-17 イベントツリーに係る設備の機能的な関連の整理
(地震・SFP)
- 添付5. 1-18 影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表
(地震・SFP)

- 添付 5. 1-19 影響緩和機能のフォールトツリー(地震・SFP)
- 添付 5. 1-20 影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 まとめ
表(地震・SFP)
- 添付 5. 1-21 イベントツリーの各収束シナリオにおける耐震裕度評価
結果(地震・SFP)

【 5. 2 津波】

- 添付 5. 2-1 津波評価対象設備等リスト
- 添付 5. 2-2 設計津波高さに関する算定根拠説明資料
- 添付 5. 2-3 浸水量評価に用いる津波モデル, 浸水量評価式及び設備の
機能喪失判断について
- 添付 5. 2-4 燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー
(津波・原子炉)
- 添付 5. 2-5 起因事象に関連する設備の許容津波高さ評価結果 一覧表
(津波・原子炉)
- 添付 5. 2-6 柏崎刈羽原子力発電所 断面概要図(荒浜側)
- 添付 5. 2-7 起因事象に対するイベントツリー(津波・原子炉)
- 添付 5. 2-8 イベントツリーに係る設備の機能的な関連の整理
(津波・原子炉)
- 添付 5. 2-9 影響緩和機能に関連する設備の許容津波高さ 一覧表
(津波・原子炉)
- 添付 5. 2-10 影響緩和機能のフォールトツリー(津波・原子炉)
- 添付 5. 2-11 イベントツリーの各収束シナリオにおける許容津波高さ
評価結果(津波・原子炉)
- 添付 5. 2-12 燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー(津波・SFP)
- 添付 5. 2-13 起因事象に関連する設備の許容津波高さ評価結果 一覧表
(津波・SFP)
- 添付 5. 2-14 起因事象に対するイベントツリー(津波・SFP)
- 添付 5. 2-15 イベントツリーに係る設備の機能的な関連の整理
(津波・SFP)
- 添付 5. 2-16 影響緩和機能に関連する設備の許容津波高さ 一覧表
(津波・SFP)
- 添付 5. 2-17 影響緩和機能のフォールトツリー(津波・SFP)
- 添付 5. 2-18 イベントツリーの各収束シナリオにおける許容津波高さ
評価結果(津波・SFP)

【5.3 地震と津波の重畳】

- 添付5.3-1 地震・津波の起因事象に対するイベントツリー（原子炉）
- 添付5.3-2 地震・津波の起因事象に対するイベントツリー（SFP）

【5.4 全交流電源喪失】

- 添付5.4-1 燃料取出スキーム
- 添付5.4-2 崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量評価
- 添付5.4-3 柏崎刈羽原子力発電所の淡水保有水量及び割り当て
- 添付5.4-4 外部電源喪失から全交流電源喪失までのイベントツリー
- 添付5.4-5 緊急用メタクラを介した外部電源受電
代替海水熱交換器設備の概要
- 添付5.4-6 全交流電源喪失時のイベントツリー
- 添付5.4-7 原子炉隔離時冷却系及び代替注水の水源確保方法
代替注水方法
- 添付5.4-8 崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量評価結果
水源評価結果
- 添付5.4-9 電源車の運転継続時間の評価

【5.5 最終ヒートシンクの喪失】

- 添付5.5-1 燃料取出スキーム
- 添付5.5-2 崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量評価
- 添付5.5-3 柏崎刈羽原子力発電所の淡水保有水量及び割り当て
- 添付5.5-4 代替海水熱交換器設備の概要
- 添付5.5-5 最終ヒートシンク喪失時のイベントツリー
- 添付5.5-6 原子炉隔離時冷却系及び代替注水の水源確保方法
代替注水方法
- 添付5.5-7 崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量評価結果
水源評価結果
- 添付5.5-8 除熱機能継続時間の評価

【5.6 その他のシビアアクシデント・マネジメント】

- 添付5.6-1 燃料損傷に係わるイベントツリー（タービントリップ）
- 添付5.6-2 燃料損傷に係わるイベントツリー
（タービントリップ ATWS）
- 添付5.6-3 燃料損傷に係わるイベントツリー（逃がし安全弁誤開放）
- 添付5.6-4 燃料損傷に係わるイベントツリー（逃がし安全弁誤開放 ATWS）

- 添付 5. 6-5 燃料損傷に係わるイベントツリー (大破断 LOCA)
- 添付 5. 6-6 燃料損傷に係わるイベントツリー (中破断 LOCA)
- 添付 5. 6-7 燃料損傷に係わるイベントツリー (小破断 LOCA)
- 添付 5. 6-8 燃料損傷に係わるイベントツリー (その他の過渡変化)
- 添付 5. 6-9 燃料損傷に係わるイベントツリー (手動停止)
- 添付 5. 6-10 原子炉格納容器損傷に係わるイベントツリー
(高圧系注水失敗・減圧失敗)
- 添付 5. 6-11 原子炉格納容器損傷に係わるイベントツリー
(高圧・低圧系注水失敗)
- 添付 5. 6-12 原子炉格納容器損傷に係わるイベントツリー
(原子炉冷却材喪失)
- 添付 5. 6-13 原子炉格納容器損傷に係わるイベントツリー
(電源喪失後高圧注水失敗)
- 添付 5. 6-14 原子炉格納容器損傷に係わるイベントツリー
(直流電源枯渇, 直流電源喪失)
- 添付 5. 6-15 原子炉格納容器内での事象進展に係わる物理現象

【6. 安全確保対策の実施状況について】

- 添付 6. 2-1 津波
- 添付 6. 2-2 電源確保
- 添付 6. 2-3 高圧注水
- 添付 6. 2-4 減圧 (逃がし安全弁)
- 添付 6. 2-5 低圧注水
- 添付 6. 2-6 原子炉格納容器ベント
- 添付 6. 2-7 原子炉圧力容器除熱
- 添付 6. 2-8 SFP 注水
- 添付 6. 2-9 SFP 除熱
- 添付 6. 2-10 燃料 (軽油) 及び保有水
- 添付 6. 2-11 水素爆発防止及び放射性物質の拡散防止
- 添付 6. 2-12 計測・監視機器
- 添付 6. 2-13 緊急時体制強化

参 考 資 料 一 覧

- 参考資料 1 福島第一・第二原子力発電所を対象とした総合評価に準じた
津波評価

略語集

「柏崎刈羽原子力発電所 1 号機における安全性に関する総合評価（一次評価）の結果について」の報告書中において、使用した略語を以下にまとめる。

略語	日本語名称
ABWR	改良型沸騰水型軽水炉
AC	交流
ACD	入退域処理システム
ADS	自動減圧系
AM	アクシデントマネジメント
AMG	アクシデントマネジメントの手引き
An/A	原子炉建屋付属棟（複合建屋）
AO	空気作動
AOP	事故時運転操作手順書（事象ベース）
APD	個人警報線量計（警報付ポケット線量計）
ARI	代替制御棒挿入
ATWS	スクラム不動作過渡事象
BWR	沸騰水型軽水炉
C/A	コントロールエリア
CAMS	格納容器雰囲気モニタ系
CRD	制御棒駆動系
CSP	復水貯蔵槽
CUW	原子炉冷却材浄化系
CVCF	静止型無停電電源装置
CWP/B	循環水ポンプ建屋
DC	直流

略語	日本語名称
D/DFP	ディーゼル駆動消火ポンプ
D/G	非常用ディーゼル発電機
D/W	ドライウエル
ECCS	非常用炉心冷却系
ECSP	非常用復水貯蔵槽
EOP	事故時運転操作手順書（徴候ベース）
FP	消火系
FPC	燃料プール冷却浄化系
FPMUW	燃料プール補給水系
FRP	ガラス繊維強化プラスチック
空冷式GTG	空冷式ガスタービン発電機
HCW	高電導度廃液系
HPIN	高圧窒素ガス供給系
Hx/B	海水機器建屋
ITV	工業用テレビジョン
LCW	低電導度廃液系
LOCA	原子炉冷却材喪失事故
LPCI	低圧注水系
LPCS	低圧炉心スプレイ系
LT	水位検出器
M/C	メタクラ（メタルクラッドスイッチギア）
MCC	モータコントロールセンタ
MO	電動作動
MP	モニタリングポスト

略語	日本語名称
MUWC	復水補給水系
MUWP	純水補給水系
Mw	モーメントマグニチュード
O.P.	小名浜工事基準面
P/C	パワーセンタ
PCV	原子炉格納容器
PSA	確率論的安全評価
R/B	原子炉建屋
RCIC	原子炉隔離時冷却系
RCW	原子炉補機冷却系
RHR	残留熱除去系
RHIW	残留熱除去冷却中間ループ系
RIW	原子炉補機冷却中間ループ系
RPV	原子炉圧力容器
RPT	原子炉再循環ポンプトリップ
RW	廃棄物処理系
S/B	サービス建屋
SBO	全交流電源喪失
S/C	サブプレッションチェンバ
SFP	使用済燃料プール
SGTS	非常用ガス処理系
SLC	ほう酸水注入系
SOP	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）
S/P	サブプレッションプール

略語	日本語名称
SPDS	緊急時対応情報表示システム
SRU	抵抗ユニット
SRV	逃がし安全弁
Ss	基準地震動 Ss
T/B	タービン建屋
T.P. (T.M.S.L)	東京湾平均海面
TAF	有効燃料頂部
YD	屋外
WBC	ホールボディカウンタ

1. はじめに

平成 23 年 7 月 22 日、経済産業省原子力安全・保安院から当社に対し、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について（指示）」（平成 23 年 7 月 22 日付け平成 23・07・20 原院第 1 号）（以下、「指示文書」という）が発出され、既設の発電用原子炉施設について、設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性に関して、総合的に評価を行うよう指示された。

本報告書は、指示文書に基づき、柏崎刈羽原子力発電所 1 号機（以下、「柏崎刈羽 1 号機」という）の安全性に関する総合評価のうち、一次評価について、その結果を報告するものである。

2. 柏崎刈羽原子力発電所の概要

柏崎刈羽原子力発電所は、昭和60年9月に1号機、平成2年4月に5号機、平成2年9月に2号機、平成5年8月に3号機、平成6年8月に4号機、平成8年11月に6号機、平成9年7月に7号機が営業運転を開始し、7基合計の電気出力（定格）は、821.2万kWの原子力発電所である。

原子炉形式について、1～5号機は沸騰水型軽水炉（BWR）であり、6、7号機は改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）である。

(1) 発電所の配置

柏崎刈羽原子力発電所は、新潟県柏崎市と刈羽郡刈羽村に立地しており、敷地面積は約420万㎡である。敷地の形状は図2-1のとおりであり、西側は日本海に面し東側及び南側には丘陵地帯がある。

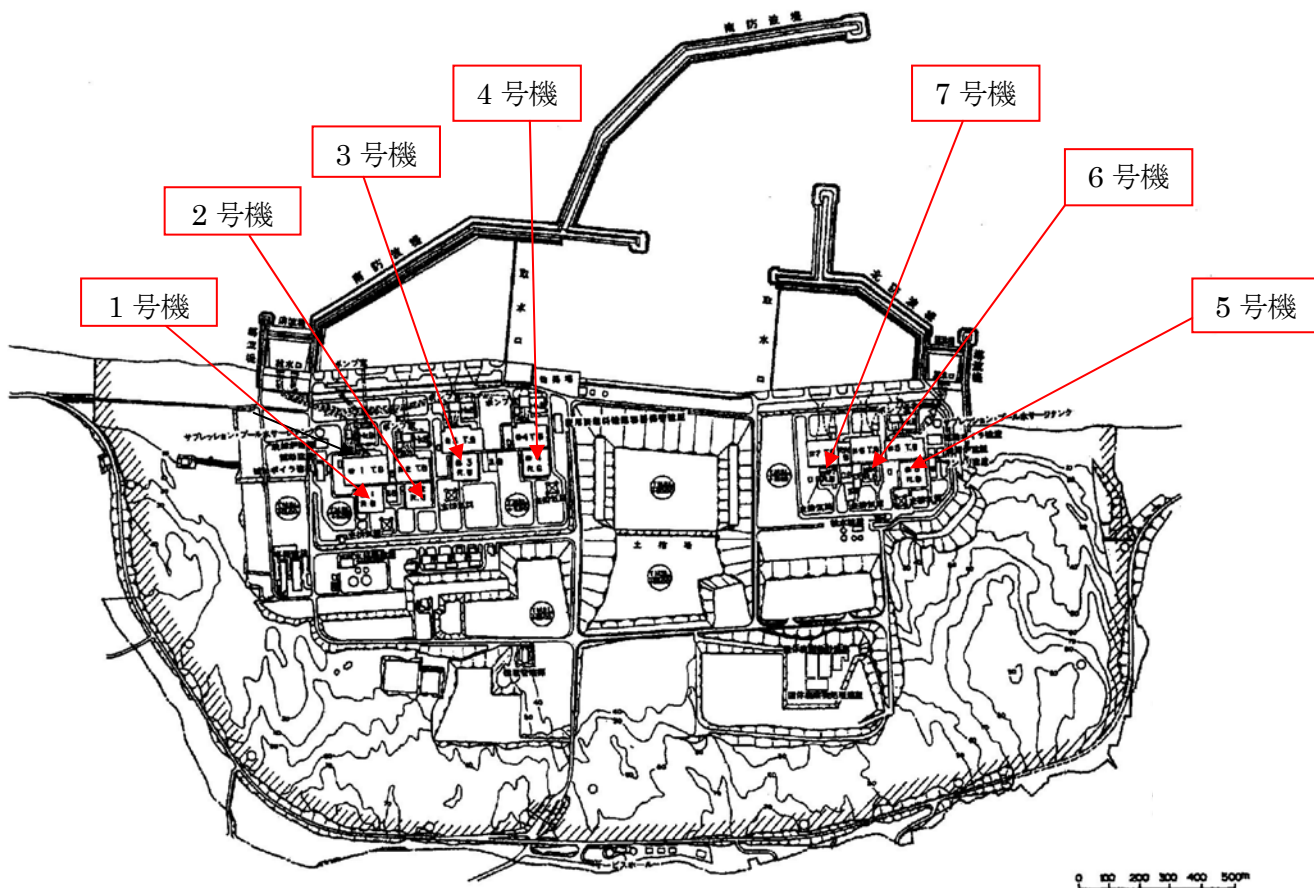


図2-1 柏崎刈羽原子力発電所の概要図

(2) 柏崎刈羽 1 号機の主要な設備概要

柏崎刈羽 1 号機は昭和 52 年 9 月 1 日に原子炉設置許可を受け、昭和 53 年 12 月に着工し、昭和 60 年 9 月 18 日に営業運転を開始し、今日に至っている。

柏崎刈羽 1 号機の主な系統・設備の概要を表 2-1 及び図 2-2 に示す。

表 2-1 柏崎刈羽 1 号機の主な系統・設備の概要

原子炉型式	BWR-5	
格納容器型式	Mark II	
定格熱出力	3,293MW	
燃料集合体数	764 体	
制御棒本数	185 本	
原子炉圧力容器	全高 (内のり)	約 22 m
	胴部内径	約 6.4 m
原子炉格納容器	全高	約 47 m
	円筒部直径	約 26 m
使用済燃料貯蔵設備容量	2,790 体	
安全設備	原子炉の停止に関する系統	制御棒及び制御棒駆動系 (制御棒 185 本) ほう酸水注入系 (ポンプ 2 台)
	炉心の冷却に関する系統	高圧炉心スプレイ系 (ポンプ 1 台) 自動減圧系逃がし安全弁 (7 弁) 低圧炉心スプレイ系 (ポンプ 1 台) 低圧注水系 (残留熱除去系低圧注水モード) (ポンプ 3 台) 原子炉隔離時冷却系 (ポンプ 1 台※)
	放射性物質の閉じ込めに関する系統	原子炉格納容器 格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系格納容器スプレイ冷却モード) (2 系統)
	安全機能をサポートする系統	非常用ディーゼル発電機 (発電機 2 台) 非常用ディーゼル発電設備冷却系 (ポンプ 2 台) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (発電機 1 台) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却系 (中間ループ循環ポンプ 1 台, 海水ポンプ 1 台) 残留熱除去機器冷却系 (中間ループ循環ポンプ 4 台, 海水ポンプ 4 台)

※ 原子炉隔離時冷却系ポンプはタービン駆動。表中に示すこれ以外のポンプは電動機駆動。

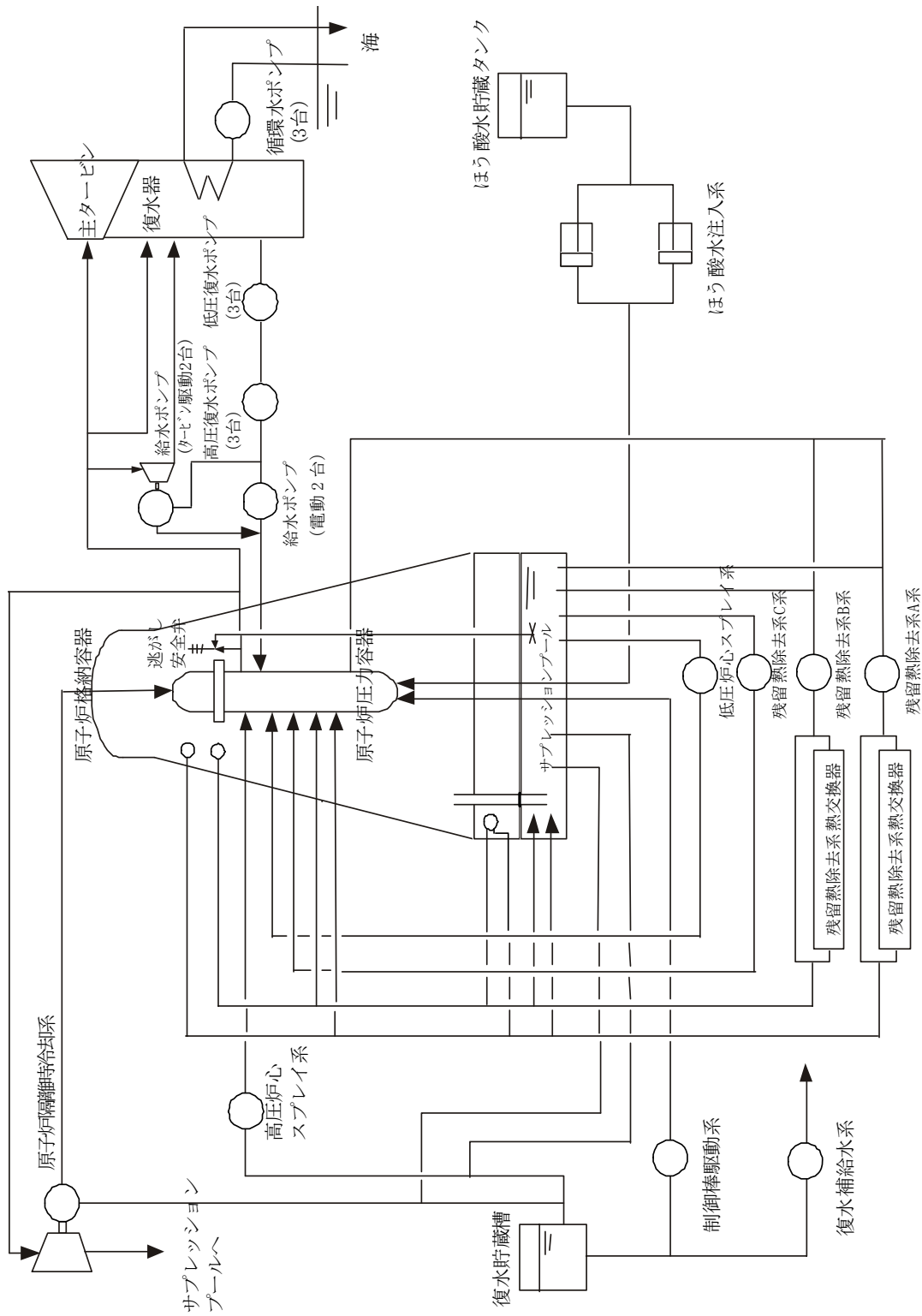


図 2-2 柏崎刈羽 1 号機の設備構成の概要図

3. 総合評価（一次評価）の手法

3.1 評価対象時点

柏崎刈羽 1 号機における総合評価（一次評価）は、平成 24 年 1 月 6 日時点における施設と管理状態を対象とする。

3.2 評価項目

評価項目は、指示文書に基づき、自然現象として地震、津波及び地震と津波の重畳、また、安全機能の喪失として全交流電源喪失及び最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失、さらに、その他のシビアアクシデント・マネジメントの 6 項目とする。

【個別評価項目】

- ・ 地震
- ・ 津波
- ・ 地震と津波の重畳
- ・ 全交流電源喪失
- ・ 最終ヒートシンクの喪失
- ・ その他のシビアアクシデント・マネジメント

3.3 評価の進め方

安全上重要な建屋、系統、機器等（以下、「設備等」という）について、設計上の想定を超える事象に対して、どの程度の安全裕度が確保されているかを評価する。評価は評価基準値等に対し、どの程度の裕度を有するかという観点から行う。なお、評価基準値が最終的な耐力に対して余裕をもって設定されている場合については、技術的に説明可能な範囲においてその余裕を考慮した値を用いることもある。また、設計上の想定を超える事象に対してもなお安全性を確保するために取っている措置について、多重防護の観点からその効果を示す。

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裕度を示す。

評価にあたって、3.2 章の各個別評価項目に対する共通的な前提条件及び留意点については、以下のとおりとする。

- (1) 評価においては、福島第一原子力発電所事故の後に実施した措置の効果（裕度向上の程度など）を評価・明示する。なお、将来的にさらなる措置を行う場合は、その措置内容と措置の効果（裕度向上の程度など）についても参考としてまとめる。
- (2) 評価においては、原子炉及び使用済燃料プール（以下、「SFP」という）が同時に影響を受けることを想定する。

- (3) 防護措置の評価にあたっては、合理的な想定が可能な場合を除き、一度機能を失った機器等の機能は回復しない、発電所外部からの支援は受けられない等、厳しい状況を仮定する。
- (4) 原子力発電所の機器等については、通常の保全活動において、取替や手入れ等により機能維持を図っている。

しかし、一部の経年変化によって、地震動により機器等の応力を増加させる可能性があるため、「地震」に係る評価においては、経年変化を考慮する。

一方、「津波」に係る評価においては、機器等の最下部が浸水すれば直ちに機能喪失するとしており、強度的な評価を伴わないことから、経年変化を考慮しない。

また、それ以外の「全交流電源喪失」等に係る評価においても、事象の進展を防止するための緩和手段に必要な水や軽油の量について評価を行うことから、経年変化を考慮しない。

3.4 品質保証活動

当社は保安規定において適用している「原子力発電所における安全のための品質保証規程 (JEAC4111-2009)」を適用規格とする品質マネジメントシステムに基づき、保安活動を行っている。

指示文書への対応においても、上記品質保証の仕組みのもと、計画を作成し評価作業を実施した。評価の過程で実施したメーカーへの解析業務の委託にあたっては、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン (JANTI-GQA-01-第1版 平成22年12月)」の内容に準じて管理を実施した。

【本報告書の記載誤りへの対応】

平成24年2月1日、報告書の一部に誤りが確認されたことにより、当社は経済産業省原子力安全・保安院より品質保証体制を再構築するよう口頭指示を受けた。

当社は本報告書の品質確保を目的に本報告書の検証を行うこととし、そのための体制を構築した。具体的には、品質保証箇所は新たに「柏崎刈羽原子力発電所 安全性に関する総合評価に関する誤りの有無の再調査品質保証基本方針」を策定することにより品質保証上の実施事項（再調査に係る体制と役割、調査箇所による再調査要領書の作成、品質保証箇所による適切性確認要領の作成等）を定め、それに基づき調査箇所は再調査に必要な実施事項を「柏崎刈羽原子力発電所1, 7号機における安全性に関する総合評価（一次評価）報告書に関する記載事項の再調査要領書」（以下「再調査要領書」という）として定めた。

再調査要領書では、再調査を実施する体制や具体的な確認方法（報告書作成者以外の者によるダブルチェック、報告書と出典元との整合確認、先に発見された記載誤りの原因分類を踏まえた確認の観点との照合等）について定めており、これに基づき記載誤りが確実に訂正されていること、記載誤りの有無を確認（新たな記載誤

りが確認された場合は、報告書の訂正確認までを含む)した。

また、調査箇所による再調査及び報告書の訂正が適切に行われたかどうかを品質保証箇所として確認するため、「K-1/7 ストレストテスト報告書記載誤りに係る再調査の適切(妥当)性確認実施要領」を定め、調査箇所メンバーへのヒアリングや正誤表との対比等を通して再調査プロセスが適切に行われたことの検証及び記載誤りの訂正が確実に実施されていることの確認を行った。

以上から、本報告書の訂正が適切に行われたと考える。

【今後の対応】

平成24年2月1日以前に確認された報告書の記載誤り及び経済産業省原子力安全・保安院より口頭指示を受けた後に実施した再調査の結果確認された記載誤りの原因として、“報告書作成上のルールが不明確だった又はルールが定められていたにもかかわらず徹底されていなかったこと”や“エビデンスとの照合が不十分だったこと”等が抽出された。本報告書は当社が手がける初めての評価をまとめたものということもあり、これら誤りの発生を防止するために十分な計画にはなっていなかったと考える。

従って、今後評価する他号機の報告書の作成に際しては、今回の再調査で実施した活動結果を踏まえ、報告書の作成を計画する段階(以下「計画段階」という)、報告書を作成する段階(以下「作成段階」という)、報告書を確認する段階(以下「確認段階」という)のそれぞれにおいて、必要な対策を講じることができる体制を構築して実施していくことが記載誤りの再発防止の観点で有効である。

以上から、計画段階では、作成段階、確認段階に先立ち、それぞれの段階で予め実施することが必要な事項が確実に実施される手順を明確にする。(例えば、報告書記載の考え方を関係者間でレビューする方法や参照するエビデンスを変更する場合の管理、報告書作成上の注意事項を周知する方法等)

作成段階では、記載誤りの個別の原因を踏まえた対策を実施する。(例えば、報告書記載の考え方を予め定めたり、参照するエビデンスとの関連付けを行った上で変更管理する等)

確認段階では、報告書の記載が適切なものであることを確認するため、予め確認の観点を明確にした上で確認を行う。(例えば、報告書記載の考え方に照らして整合した記載になっているか、エビデンスは最新のものか、誤字、脱字、論理矛盾がないか等)

今後は、これら再発防止対策を具体化し、他号機の報告書作りに反映していく。

4. 多重防護の強化策

4.1 アクシデントマネジメント策

平成4年5月の原子力安全委員会の決定文「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」を受けて、平成4年7月には通商産業省（現経済産業省）より電気事業者に対して、規制的措置を要求するものではないとした上で、従来から実施してきている自主的な保安措置としてアクシデントマネジメントの整備を引き続き進めるよう要請がなされた。

これらを受け、原子力発電所運転中における設備の故障等により発生する異常事象（内的事象）を対象とした確率論的安全評価（以下、「PSA」という）を全プラントに対して実施した。このPSAから得られた知見及び、シビアアクシデント時の事象に関する知見に基づき、原子力発電所の安全性を一層向上させることを目的として、さらなるアクシデントマネジメントの整備を行う方針をとりまとめ、平成6年3月に通商産業省（現経済産業省）に報告した。（「アクシデントマネジメント検討報告書」（以下、「AM 検討報告書」という））

この整備方針に基づき、アクシデントマネジメントを実効的に行うため、定期検査期間等を利用し必要に応じて設備面の充実を図ったほか、実施体制、手順書類、教育等の運用面を含め、当該アクシデントマネジメントの整備を完了し、平成14年5月に経済産業省に報告した。（「アクシデントマネジメント整備報告書」（以下、「AM 整備報告書」という））

AM 検討報告書及びAM 整備報告書で整備を報告したアクシデントマネジメント策（以下、「AM 策」という）についての概要を添付4. 1-1に示す。また、これらの対策についての実効性を確保するため、実施体制の整備、手順書類の整備、教育・訓練等の実施について整備したアクシデントマネジメントの実効性確保についての概要を添付4. 1-2に示す。

4.2 緊急安全対策

原子力発電所は、多重防護の考え方に基づき安全を確保する設計としている。しかしながら、福島第一原子力発電所事故では、未曾有の津波の被害を受けたことにより、大部分の電源設備、海水冷却系設備の機能を失い、アクシデントマネジメントとして準備していた設備も一部を除いて機能しなかったことから、結果として燃料の重大な損傷に至り、原子炉建屋の爆発が発生し、大気中、海中等に大量の放射性物質を放出することとなった。

このため、平成23年3月30日付経済産業大臣指示文書「平成23年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施について（指示）」（平成23・03・28原第7号）に基づき、平成23年4月21日に「柏崎刈羽原子力発電所における緊急安全対策について（実施状況報告）」（以下、「緊急安全対策報告書」という）において、緊急安全対策及び設備強化対策として、①緊急時の電源確保、②緊急時の最終的な除熱機能の確保、③緊急時のSFPの冷却確保、④各原子力発電所における構造等を踏まえた

当面必要となる対応策の実施について報告し、平成 23 年 5 月 2 日には、補正版を報告している。

4.3 更なる安全性向上策

緊急安全対策に加え、設備恒設化や冗長性の確保、設備強化対策を併せて実施し、原子炉の燃料損傷防止や SFP の燃料損傷防止に対する一層の信頼性の向上を図るため、主に「浸水防止対策の強化」、「注水・除熱機能の強化」及び「電源確保の強化」の 3 つの観点から更なる対策を講じることとする。

なお、これらの対策については全てを完了するまでに、概ね 2 年程度を要すると考えられるが、できる限り早期に実施する予定である。

緊急安全対策の概要及び更なる安全性向上策の概要として多重防護の強化策（津波対策）の概要を添付 4. 2 に示す。

4.4 シビアアクシデントへの対応に関する措置

平成 23 年 6 月 7 日付経済産業大臣指示文書「平成 23 年福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の原子力発電所におけるシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施について（指示）」（平成 23・06・07 原第 2 号）に基づき、平成 23 年 6 月 14 日にその実施状況として、①中央制御室の作業環境の確保、②緊急時における発電所構内通信手段の確保、③高線量対応防護服等の資機材の確保及び放射線管理のための体制の整備、④水素爆発防止対策、⑤瓦礫撤去用の重機の配備について報告している。

シビアアクシデントへの対応に関する措置の概要を添付 4. 3 に示す。

5. 個別評価項目に対する評価方法及び評価結果

5.1 地震

5.1.1 評価実施事項

(1) 設備等の裕度評価

地震動が、設計上の想定を超える程度に応じて、燃料の重大な損傷に関係し得る設備等が損傷・機能喪失するか否かを評価基準値等との比較若しくは PSA 等の知見を踏まえて裕度を評価する。

(2) クリフエッジの特定

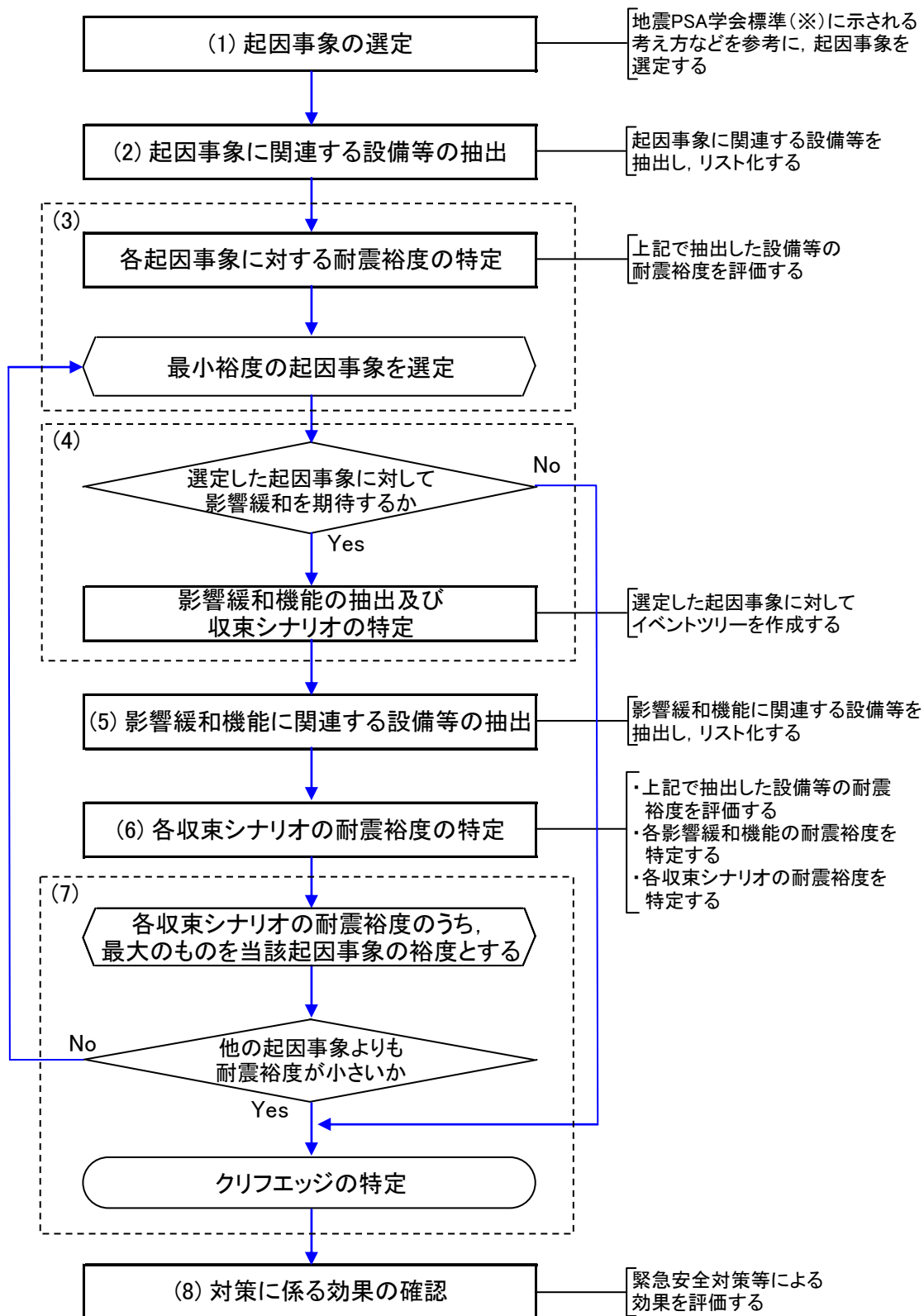
(1)項の評価結果を踏まえて、燃料の重大な損傷に至る事象の過程を同定し、耐震裕度を評価する。

(3) 事象進展防止措置の評価

燃料の重大な損傷に至る事象の進展を防止するための措置について、その効果を示す。

5.1.2 評価方法

原子炉にある燃料と SFP にある燃料を対象に以下の評価を実施する。(図 5.1-1 参照)



※ 日本原子力学会標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準:2007」

図 5. 1-1 クリフエッジ評価に係るフロー図 (地震)

(1) 起因事象の選定

① 原子炉にある燃料

原子炉にある燃料については、日本原子力学会標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」に示される考え方にに基づき、地震による外部電源喪失、原子炉建屋等の損傷、原子炉格納容器及び原子炉圧力容器の損傷、原子炉冷却材喪失等に分類し、起因事象を選定する。

② SFP にある燃料

SFP にある燃料については、SFP の保有水の流出や SFP の冷却機能喪失に伴う SFP の水位の低下に着目し、起因事象を選定する。

(2) 起因事象に関連する設備等の抽出

評価対象とする設備等は、燃料の重大な損傷に関係しうる設備等とし(添付 5. 1 - 1 参照)、そのうち、起因事象に関連する設備等を抽出する。

(3) 各起因事象に対する耐震裕度の特定

(2)項において抽出した設備等について、基準地震動 S_s (以下、「 S_s 」という)に対する耐震裕度を評価し、最小の耐震裕度となる設備を同定することにより、各起因事象の耐震裕度を求めるとともに、耐震裕度が最小である起因事象を特定する。 S_s の概要を添付 5. 1 - 2 に示す。また、耐震裕度評価の詳細は添付 5. 1 - 3 のとおりである。なお、本評価において算出する耐震裕度は、ある設備の評価部位における「評価基準値/ S_s による評価値」で算出したものであり、 S_s の裕度倍まで健全であることと同義ではない。また、評価基準値については、既往の耐震設計に準じたものとしており、現実の機能喪失に対して保守性を確保している。

(4) 影響緩和機能の抽出及び収束シナリオの特定

(3)項において選定した起因事象に対して、影響緩和設備による事象の収束を期待できる場合は、そのために必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成の上、事象の進展を収束させるシナリオを特定する。

各起因事象に対するイベントツリーの作成に際しては、これまでの PSA で用いられている成功基準、事故シーケンス分析の結果を基本に評価を行う。

(5) 影響緩和機能に関連する設備等の抽出

(4)項で抽出した事象の影響緩和に必要な機能について、関連する設備等を抽出する。評価対象とする設備等は、(2)項と同様に燃料の重大な損傷に関係し得る設備等とし、具体的には、フロントライン系の設備*1 等及びサポート系の設備*2 等について、各起因事象を収束させるのに必要なものを対象として抽出する。

*1 各イベントツリーの影響緩和機能の達成に直接必要な設備をフロントライン系の設備という。

- *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有する設備をサポート系の設備という。

(6) 各収束シナリオの耐震裕度の特定

① 影響緩和機能に関連する設備等の耐震裕度の評価

(5)項で抽出した設備等について、 S_s に対する耐震裕度を評価する。評価方法は(3)項と同様である。

② 各影響緩和機能の耐震裕度の特定

①項で求めた各設備等の耐震裕度を使用し、当該起因事象のイベントツリーに含まれる影響緩和機能の耐震裕度を特定する。具体的には、各影響緩和機能の喪失につながる可能性のある事象を図式化したフォールトツリーを作成し、当該フォールトツリーを構成する各設備等の耐震裕度を整理した上で、当該影響緩和機能の耐震裕度を特定する。

③ 各収束シナリオの耐震裕度の特定

(4)項で用いた当該起因事象のイベントツリーから、燃料の安定冷却が達成できる「収束シナリオ」について、②項で求めた各シナリオに含まれる影響緩和機能の耐震裕度を踏まえ、各収束シナリオの耐震裕度を特定する。なお、各収束シナリオの耐震裕度は、各収束シナリオの成立に必要な各影響緩和機能の耐震裕度のうち、最も小さいものとなる。

(7) クリフエッジの特定

(6)③項で求めた収束シナリオの耐震裕度から、当該起因事象を起点とするイベントツリーの耐震裕度を特定する。当該起因事象の耐震裕度は、収束シナリオが複数ある場合には、各収束シナリオの耐震裕度のうち、最も大きいものとなる。

さらに(1)～(6)項及び上記の評価により得られる当該起因事象の耐震裕度を他の起因事象発生時の耐震裕度と比較し、当該起因事象の耐震裕度の方が小さい場合には、当該起因事象の耐震裕度をクリフエッジとして特定する。それぞれの起因事象に至る損傷対象設備が異なる結果、起因事象発生に係る耐震裕度も異なった値となることを踏まえると、クリフエッジを評価するためには、(1)項において抽出された起因事象に対して、耐震裕度の小さい起因事象から順にクリフエッジが特定されるまでの評価を実施すればよい。具体的には、最も耐震裕度が小さい起因事象の事象収束についての耐震裕度に比べ、次に耐震裕度が小さい起因事象の耐震裕度の方が大きい場合においては、それ以上の評価は必要ない。

なお、本評価でのクリフエッジは、既往の耐震性評価で実績のある保守性を有した計算方法や評価基準値に基づいており、本評価の耐震裕度が現実の燃料損傷に対する裕度を直接表現しているわけではない。

(8) 対策に係る効果の確認

評価したクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の進展を防止するための措置について、その効果を示す。

当該措置を実施したことにより、どのように燃料の重大な損傷に至る事象の進展を防止できるか、イベントツリーで明確化するとともに、緊急安全対策等による安全性の改善度合いを評価する。

また、4章に示した今後実施する予定の更なる安全性向上策については、その効果を定性的に評価する。

5.1.3 評価結果

5.1.3-1 原子炉にある燃料に対する評価結果

(1) 起因事象の選定

地震による建屋・構築物、大型静的機器の損傷が起因となる事象として、「原子炉建屋等損傷」、「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器損傷」及び「原子炉冷却材喪失」（ここでは、注水手段による水位回復ができないほど大規模な冷却材漏えい事象を指す。以下、「LOCA」という。）の3事象を選定した。これらの起因事象については、損傷の度合いによっては緩和系を使用できる可能性があるものの、どの程度の損傷で緩和系が使用不能となるのかを定量的に判断することが困難であるため、保守的に影響緩和機能には期待せず燃料が損傷するものとみなして扱う。

地震による安全機能へ重大（広範）な影響を及ぼす機器等の損傷が起因となる事象として、「外部電源喪失」、「全交流電源喪失」、「原子炉補機冷却系喪失*」、「直流電源喪失」、「計測・制御系喪失に伴う制御不能」、「スクラム不動作過渡事象（以下、「ATWS」という）」及び「その他過渡事象」の7事象を選定した。

ただし、「全交流電源喪失」及び「原子炉補機冷却系喪失」については、その影響緩和機能が「外部電源喪失」を起因とする影響緩和のイベントツリーに含めて評価されることから、「外部電源喪失」で代表する。また「その他過渡事象」についても、事象進展シナリオが「外部電源喪失」の評価に包含されることから「外部電源喪失」で代表する。（添付5. 1-4参照）

【評価対象として選定した起因事象】

- ・ 原子炉建屋等損傷
- ・ 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器損傷
- ・ LOCA
- ・ 外部電源喪失
- ・ 直流電源喪失
- ・ 計測・制御系喪失に伴う制御不能
- ・ ATWS

※：原子炉補機冷却系喪失とは、残留熱除去系や非常用ディーゼル発電機（以下、「D/G」という）等の非常用機器の運転に必要な「非常用補機冷却中間ループ系」、「残留熱除去冷却中間ループ系」、「残留熱除去海水系」、「高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループ系」及び「高圧炉心スプレィディーゼル海水系」の系統の機能が喪失することをいう。

(2) 起因事象に関連する設備等の抽出

(1)項にて選定した各起因事象に関連する設備等を添付5. 1-5の左欄のとおり抽出した。

(3) 各起因事象に対する耐震裕度の特定

(2)項にて抽出した設備等について、評価値及び評価基準値を整理した上で、添付5. 1-5の右欄のとおり耐震裕度を評価し、各起因事象について、各設備等の耐震裕度評価結果を用いて、耐震裕度を添付5. 1-6のとおり評価した。

耐震裕度が最も小さいのは「外部電源喪失」である。開閉所設備等が耐震Cクラス設備で構成されているため、Ssレベルの地震動では、外部電源を期待しないこととした。

これ以外の起因事象については、関連する設備等が耐震Sクラス設備等により構成されているため、1.00以上の耐震裕度となった。

(4) 影響緩和機能の抽出及び収束シナリオの特定

最も耐震裕度の小さい起因事象である「外部電源喪失」を対象に、影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成したうえで、収束シナリオを特定した(添付5. 1-7参照)。

なお、外部電源喪失時に「直流電源喪失」又は「計測・制御系喪失に伴う制御不能」の同時発生を想定した場合、D/Gの起動不可による全交流電源喪失や原子炉隔離時冷却系の起動・制御不可等のプラント状態に至ることを考慮すると燃料損傷となる可能性が高い。従って「直流電源喪失」及び「計測・制御系喪失に伴う制御不能」については、影響緩和機能に期待せず保守的に燃料損傷するものとみなし、イベントツリーによる収束シナリオの評価は実施しない。また、ATWSについても、影響緩和機能を期待せず保守的に燃料損傷するものとみなし、イベントツリーによる収束シナリオの評価は実施しない。

同様に(1)項において燃料が損傷するものとみなして扱うこととした「原子炉建屋等損傷」、「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器損傷」及び「LOCA」についても、イベントツリーによる収束シナリオの評価は実施しない。

「外部電源喪失」の収束シナリオを、イベントツリーを用いて評価した結果、7つの収束シナリオが特定された。これらの収束シナリオ毎に耐震裕度の評価を行った。

収束シナリオ①～③は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉が停止し、原子炉補機冷却系による最終ヒートシンクの確保及び非常用交流電源による給電の確保により、事象を収束させる場合のシナリオである。各シナリオの事象収束までの過程は以下のとおりである。

シナリオ①：原子炉は、高圧系による注水（原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系）又は逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で低圧系による注水（残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系）を行い、原子炉水位を維持する。その後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により原子炉を循環冷却し、冷温停止に至る。

シナリオ②：シナリオ①において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の

原子炉の循環冷却に失敗した場合、注水により原子炉水位は維持されるものの、原子炉で発生する蒸気は逃がし安全弁から原子炉格納容器のサプレッションプールに導かれる。この蒸気による原子炉格納容器への入熱を、残留熱除去系（サプレッションプール冷却モード）により循環冷却することで除熱する。これにより、原子炉への注水を継続し、燃料損傷を防止する。

シナリオ③：シナリオ②において残留熱除去系（サプレッションプール冷却モード）による原子炉格納容器（サプレッションプール）の循環冷却に失敗した場合には、原子炉格納容器ベントにより除熱する。これにより、原子炉への注水を継続し、燃料損傷を防止する。

収束シナリオ④～⑥は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉は停止するものの、原子炉補機冷却系の動作失敗による最終ヒートシンク喪失又は非常用交流電源による給電に失敗し全交流電源喪失に至る場合である。この場合、直流電源にて起動する原子炉隔離時冷却系により注水することで原子炉の水位を維持し、この間に緊急用メタクラを経由して、他号機からの電源融通により交流電源を確保し、事象を収束させるシナリオである。各シナリオの事象収束までの過程は以下のとおりである。

シナリオ④：緊急用メタクラにより交流電源を確保した後に、逃がし安全弁により原子炉を減圧し、復水補給水系等の代替系や代替海水熱交換器設備を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による注水で、原子炉水位を維持する。その後、代替海水熱交換器設備を用いて残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を運転することで、原子炉を循環冷却（除熱）し、冷温停止に至る。

シナリオ⑤：シナリオ④において、逃がし安全弁による原子炉の減圧に失敗した場合及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉の循環冷却に失敗した場合には、注水により原子炉水位は維持されるものの、原子炉で発生する蒸気は逃がし安全弁から原子炉格納容器のサプレッションプールに導かれる。この蒸気による原子炉格納容器への入熱を、代替海水熱交換器設備を用いて残留熱除去系（サプレッションプール冷却モード）を運転することで除熱する。これにより、原子炉への注水を継続し、燃料損傷を防止する。

シナリオ⑥：シナリオ⑤において残留熱除去系（サプレッションプール冷却モード）による原子炉格納容器（サプレッションプール）の循環冷却に失敗した場合には、原子炉格納容器ベントにより除熱する。これにより、原子炉への注水を継続し、燃料損傷を防止する。

収束シナリオ⑦は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉は停止するものの、原子炉補機冷却系の動作失敗による最終ヒートシンク喪失又は非常用交流電源

による給電に失敗し全交流電源喪失に至り、さらに緊急用メタクラによる交流電源が確保できない場合、直流電源にて起動する原子炉隔離時冷却系により注水することで原子炉の水位を維持し、この間に電源車により交流電源を確保し、事象を収束させるシナリオである。シナリオ⑦の事象収束までの過程は以下のとおりである。

シナリオ⑦：電源車により交流電源を確保した後に、逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で復水補給水系等の代替系による注水を行うことで、原子炉水位を維持する。原子炉で発生する蒸気は逃がし安全弁から原子炉格納容器のサプレッションプールに導かれることから、原子炉格納容器ベントにより除熱する。これにより、原子炉への注水を継続し、燃料損傷を防止する。

なお、シナリオ④～⑦において、逃がし安全弁による原子炉減圧失敗や代替系機能喪失のため代替系による注水が行えない場合であっても、電源確保により原子炉隔離時冷却系での注水が継続可能であること、消防車による注水手段が確保されていることにより、原子炉の水位維持及び燃料損傷防止を図ることが可能である。

(1)項で選定した起因事象及び上記で検討したイベントツリーにおいて、保守的に燃料損傷すると評価した起因事象及びシナリオについては、実際のプラント挙動においては種々の影響緩和機能及び設計において設備が有する保守性により直ちに燃料損傷に至るものではないが、本評価の前提として、これらの事象については燃料損傷に至るものとして評価した。

(5) 影響緩和機能に関連する設備等の抽出

「外部電源喪失」の影響緩和機能を構成する設備等について、フロントライン系の設備等とサポート系の設備等を整理した上で（添付5. 1－8参照）、添付5. 1－9の左欄のとおり整理した。

(6) 各収束シナリオの耐震裕度の特定

① 影響緩和機能に関連する設備等の耐震裕度の評価

(5)項で抽出した設備等について、Ssに対する耐震裕度を添付5. 1－9の右欄のとおり評価した。

② 各影響緩和機能の耐震裕度の特定

添付5. 1－10のとおりフォールトツリーを評価することで影響緩和機能毎の裕度を評価し、添付5. 1－11のとおり各影響緩和機能の耐震裕度を評価した。

③ 各収束シナリオの耐震裕度の特定

添付5. 1－11から、各影響緩和機能に関連する設備等の耐震裕度をイベントツリーに展開した。（添付5. 1－12参照）

各収束シナリオの機能毎の耐震裕度の関係から、シナリオとして成立するもののうち、最大の耐震裕度となるのはシナリオ①で、その耐震裕度は1.32である。

(7) クリフエッジの特定

起回事象のうち、影響緩和機能が期待できる「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度は、1.32である。

また、「外部電源喪失」の次に起回事象の耐震裕度が小さい事象は、影響緩和機能を期待しない事象である「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器損傷」で、耐震裕度は1.29である。

従って、原子炉にある燃料に対する重大な損傷を防止する観点では、地震に係るクリフエッジを、「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器損傷」で耐震裕度1.29と評価した。

(8) 対策に係る効果の確認

地震時に炉心の燃料が重大な損傷に至るクリフエッジは、「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器損傷」の要素のうち原子炉圧力容器の支持構造物である原子炉格納容器スタビライザの耐震裕度1.29である。

原子炉圧力容器スタビライザ、原子炉格納容器スタビライザ、上部シヤラグ等支持構造物は、地震時に原子炉圧力容器や原子炉格納容器を支持する機能を有し、その評価基準値は、原則として弾性範囲にとどめるような応力となっている。このため、これらの支持構造物は、現実的には評価基準値を超える程度の地震動で、支持機能そのものを喪失するとは考えがたい。

一方で、外力が大きくなり当該部位が弾性限界を超え塑性域に達することで、支持剛性に変化がおこり、原子炉圧力容器や原子炉格納容器、原子炉建屋を連成させた構造物の振動性状が変動し得る。現状の個別設備の評価は、大型機器の支持構造物が弾性状態であることが前提条件となっており数値が成立している。大型機器の支持構造物の剛性変化が個別設備の評価結果に対してどの程度の影響を与えるかについて、個別設備全般について詳細な定量評価を行っていない。

このように、本評価では、耐震裕度を確定論的に算出して考察を進める手法をとっているため、大型機器の支持構造物が現実の機能喪失レベルを大きく下回る評価基準値であるにも関わらず、個別設備の評価結果の保証という観点で、大型機器の支持構造物の扱いを「緩和機能を期待しない」としている。

以上を踏まえると、大型機器の支持構造物に評価基準値を超える応力が作用した場合に、直ちに炉心燃料の損傷に至るとは考えがたいが、本評価手法に基づく結果として、この事象をクリフエッジとしている。

次に耐震裕度が小さいのは、「LOCA」と「外部電源喪失」で耐震裕度1.32と評価しており、「LOCA」については原子炉隔離時冷却系の配管サポート、「外部電源喪失」については影響緩和機能の原子炉補機冷却系が裕度該当箇所である。

このうち、配管サポートについては、原則として配管全体にバランスよく配置されており、一部の配管サポートが評価基準値を超えたとしても、単体サポートそのものが直ちに支持機能を完全に喪失するわけではない。また、一部の配管サポート

の機能が果たされなかったと仮定しても、線形計算を前提とした設計手法ベースの評価結果は、配管本体そのものの現実の破損限界に対して、数倍の余裕が含まれていることが既往の知見で確認されている。

以上を踏まえると、配管サポートに評価基準値を超える応力が作用した場合に、直ちに炉心燃料の損傷に至るとは考えがたい。

一方、原子炉補機冷却系の機能喪失については、最小裕度となる評価対象箇所が原子炉補機冷却系の非常用取水路の底版であり、取水路の一部に損傷が生じた場合に、直ちに取水が不可能となることは考えがたいが、外部電源喪失を起因事象とするイベントツリーにおいて、原子炉補機冷却系の機能喪失が生じた場合であっても、緊急安全対策の実施により収束シナリオの多様化が図られ、収束シナリオが追加されていることから、これに対して緊急安全対策の効果を評価する。

緊急安全対策実施前は、原子炉補機冷却系の機能喪失により最終ヒートシンク喪失状態及び全交流電源喪失状態に事象が進展した場合、原子炉への注水は原子炉隔離時冷却系により実施するが、原子炉隔離時冷却系が停止するまでに制御等に必要な直流電源を確保することを想定していた。

これに加え、緊急安全対策実施後は、新たに配備した消防車から消火系配管及び復水補給水系配管を経由して原子炉へ代替注水する手段を追加し、代替注水のより一層の多様化を図ったことにより、信頼性が一層高まったものと評価する。なお、ディーゼル駆動消火ポンプ（以下、「D/DFP」という）や代替系による注水のために使用する配管には耐震 B, C クラスの設備が含まれており、そのうち消火系配管については平成 19 年の新潟県中越沖地震時に、相対変位の発生による配管のソケット接続部の脱落事例が確認されているが、当該箇所及び類似箇所について、溶接接続化及び変位吸収のためのフレキシブルジョイントの設置等、相対変位への強化対策が実施されている。また、それ以外の損傷事例は確認されておらず、損傷箇所及び類似箇所における対策が完了していることから、消火系設備については、実力としての耐震性は有しており、地震時においてもその機能が損なわれる可能性は低いと考えられる。また、Ss 相当の地震が発生した場合における代替注水確保の信頼性のより一層の強化のため、原子炉建屋内の復水補給水系配管については、当初耐震 B クラス設計であったものに対して、Ss を考慮した耐震強化工事を実施し、平成 23 年 11 月までにその工事を完了している。

また、全交流電源喪失に至った時に確実に電源供給するため、更なる安全性向上策で設置した緊急用メタクラによる他号機からの電源融通により交流電源を確保し、代替系による注水、残留熱除去系による除熱等を行うことを可能としている。さらに、電源融通に失敗した場合においても、緊急安全対策で配備した電源車による給電により、原子炉隔離時冷却系による注水継続や、代替系等による注水を可能としている。これらにより、原子炉補機冷却系がない場合の原子炉への注水機能等に対するサポート機能を強化しており、注水機能等の信頼性も一層高まったと評価している。

なお、本報告書では評価に見込んでいないものの、今後の更なる安全性向上策として設置を予定している燃料（軽油）補給用の地下軽油タンク（平成 24 年 5 月完成予定）及び既に配備済みである空冷式 GTG により、原子炉補機冷却系のサポート機能に依存しない非常用電源が追加され、一層の電源の多様化が図られる予定である。

さらに、消防車による注水や電源車による電源確保が確実に実施できるよう、必要な資機材を整備し、手順書を作成するとともに、定期的に訓練を行うなど、設備面だけでなく、運用面における対策の強化にも取り組んでいる。

以上より、実施された緊急安全対策及び更なる安全性向上策は、「原子炉压力容器及び原子炉格納容器損傷」という影響緩和機能を期待しない起因事象に対しては評価に現れないため、クリフエッジの評価値に緊急安全対策等の効果が定量的に現れることはないが、原子炉補機冷却系の機能の喪失等において、給電機能、注水機能及び除熱機能のより一層の多様化が図られ、「外部電源喪失」時のイベントツリー上での安定冷却に至る収束シナリオ④～⑦が追加されたことから、Ss を超える地震に対する安全性がより一層高まったものと評価する。

5.1.3-2 SFPにある燃料に対する評価結果

(1) 起回事象の選定

SFPの燃料が重大な損傷に至る事象としては、SFP保有水の流出やSFPの冷却機能喪失に伴うSFPの水位低下が考えられる。

SFP保有水の流出の原因となる起回事象として、「原子炉建屋等損傷」及び「SFP損傷」を抽出した。これらの起回事象は、SFP保有水の流出の程度を推定することが難しいことから、保守的に影響緩和機能には期待せず、燃料が損傷するものとみなして扱う。

また、SFPの冷却機能喪失の原因となる起回事象としては、サポート系の機能喪失として「外部電源喪失」、「全交流電源喪失」、「原子炉補機冷却系喪失」及び「フロントライン系設備損傷によるSFP冷却機能喪失」を抽出した。ただし、起回事象のうち「全交流電源喪失」、「原子炉補機冷却系喪失」及び「フロントライン系設備損傷によるSFP冷却機能喪失」については、その影響緩和機能が「外部電源喪失」を起因とする影響緩和のイベントツリーに含めて評価されることから「外部電源喪失」で代表する。(添付5.1-13参照)

【評価対象として選定した起回事象】

- ・原子炉建屋等損傷
- ・SFP損傷
- ・外部電源喪失

(2) 起回事象に関連する設備等の抽出

(1)項にて選定した各起回事象に関連する設備等を添付5.1-14の左欄のとおり抽出した。

(3) 各起回事象に対する耐震裕度の特定

(2)項にて抽出した設備等について、評価値及び評価基準値を整理した上で、添付5.1-14の右欄のとおり耐震裕度を評価し、各起回事象について、各設備等の耐震裕度評価結果を用いて、耐震裕度を添付5.1-15のとおり評価した。なお、耐震裕度評価における設備等の評価値の算定にあたっては、原子炉にある燃料に対する評価方法と同様な手法に基づき実施した。

耐震裕度が最も小さいのは「外部電源喪失」である。開閉所設備等が耐震Cクラス設備で構成されているため、Ssレベルの地震動では、外部電源を期待しないこととした。

これ以外の起回事象については、関連する設備等が耐震Sクラス設備等により構成されているため、1.00以上の耐震裕度となった。

(4) 影響緩和機能の抽出及び収束シナリオの特定

最も耐震裕度の小さい起回事象である「外部電源喪失」を対象に、影響緩和に必

要な機能を抽出し、イベントツリーを作成したうえで、収束シナリオを特定した(添付5. 1-16参照)。

なお、(1)項において燃料が損傷するものとみなして扱うこととした「原子炉建屋等損傷」及び「SFP 損傷」については、イベントツリーによる収束シナリオの評価は実施しない。

「外部電源喪失」の収束シナリオを、イベントツリーを用いて評価した結果、8つの収束シナリオが特定された。これらの収束シナリオ毎に耐震裕度の評価を行った。

収束シナリオ①～③は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉補機冷却系による最終ヒートシンクの確保及び非常用交流電源による給電の確保により、事象を収束させる場合のシナリオである。各シナリオの事象収束までの過程は以下のとおりである。

シナリオ①：残留熱除去系（最大熱負荷モード）又は燃料プール冷却浄化系による SFP からの除熱を維持する。これにより、SFP の崩壊熱を除去し、燃料の損傷を防止する。

シナリオ②：シナリオ①において SFP からの除熱に失敗した場合、燃料プール補給水系等の補給水系又は消火系により SFP への注水を行う。これにより、崩壊熱による SFP の水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

シナリオ③：シナリオ②において補給水系又は消火系による SFP への注水に失敗した場合には、残留熱除去系により SFP へ注水を行う。これにより、崩壊熱による SFP の水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

収束シナリオ④及び⑤は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉補機冷却系の動作失敗による最終ヒートシンク喪失又は非常用交流電源による給電に失敗し全交流電源喪失に至る場合であり、緊急用メタクラを經由して、他号機からの電源融通により交流電源を確保し、事象を収束させるシナリオである。各シナリオの事象収束までの過程は以下のとおりである。

シナリオ④：緊急用メタクラにより交流電源を確保した後に、燃料プール補給水系等の補給水系又は消火系により SFP への注水を行う。これにより、崩壊熱による SFP の水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

シナリオ⑤：シナリオ④において補給水系又は消火系による SFP への注水に失敗した場合には、代替海水熱交換器設備を用いて残留熱除去系を運転し、SFP への注水を行う。これにより、崩壊熱による SFP の水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

収束シナリオ⑥は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉補機冷却系の動作失敗による最終ヒートシンク喪失又は非常用交流電源による給電に失敗し全交流電源喪失に至り、さらに緊急用メタクラによる交流電源が確保できない場合に、電源車により交流電源を確保するシナリオである。事象収束までの過程は以下のと

おりである。

シナリオ⑥：電源車により交流電源を確保した後に、補給水系による SFP への注水を行う。これにより、崩壊熱による SFP の水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

収束シナリオ⑦及び⑧は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉補機冷却系の動作失敗による最終ヒートシンク喪失又は非常用交流電源による給電に失敗し全交流電源喪失に至り、さらに緊急用メタクラ又は電源車による交流電源確保ができない場合等に、消火系の D/DFP や消防車により SFP への注水を行うシナリオである。シナリオ⑦及び⑧の事象収束までの過程は以下のとおりである。

シナリオ⑦：D/DFP により、SFP への注水を行う。これにより、崩壊熱による SFP の水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

シナリオ⑧：シナリオ⑦において D/DFP による SFP への注水に失敗した場合等の電動ポンプ及び D/DFP による注水がいずれもできない場合には、消火系経由で消防車にて SFP へ注水を行う。これにより、崩壊熱による SFP の水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

なお、上記のとおり保守的に燃料損傷すると評価した起因事象及びシナリオについては、実際のプラント挙動においては種々の影響緩和機能及び設計において設備が有する保守性により直ちに燃料損傷に至るものではないが、本評価の前提として、これらの事象については燃料損傷に至るものとして評価した。

(5) 影響緩和機能に関連する設備等の抽出

「外部電源喪失」の影響緩和機能を構成する設備等について、フロントライン系の設備とそれに必要なサポート系の設備を整理した上で（添付 5. 1-17 参照）、添付 5. 1-18 の左欄のとおり整理した。

(6) 各収束シナリオの耐震裕度の特定

① 影響緩和機能に関連する設備等の耐震裕度の評価

(5)項で抽出した設備等について、Ss に対する耐震裕度を添付 5. 1-18 の右欄のとおり評価した。

② 各影響緩和機能の耐震裕度の特定

添付 5. 1-19 のとおりフォールトツリーを評価することで影響緩和機能毎の裕度を評価し、添付 5. 1-20 のとおり各影響緩和機能の耐震裕度を評価した。

③ 各収束シナリオの耐震裕度の特定

添付 5. 1-20 から、各影響緩和機能に関連する設備等の耐震裕度をイベントツリーに展開した。（添付 5. 1-21 参照）

各収束シナリオの機能毎の耐震裕度の関係から、耐震裕度が最も大きくなるのは

シナリオ⑥で、その耐震裕度は 1.47 である。

(7) クリフエッジの特定

起因事象のうち、影響緩和機能が期待できる「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度は、1.47 である。

また、「外部電源喪失」の次に起因事象の耐震裕度が小さい事象は、影響緩和機能を期待しない事象である「原子炉建屋等損傷」で、耐震裕度 1.45 である。

従って、SFP にある燃料に対する重大な損傷を防止する観点では、地震に係るクリフエッジを、「原子炉建屋等損傷」で 1.45 と評価した。

(8) 対策に係る効果の確認

地震時に SFP にある燃料が重大な損傷に至るクリフエッジは、「原子炉建屋等損傷」の要素のうち原子炉棟クレーンのトロリ浮き上がり量の耐震裕度 1.45 である。

本評価は、トロリストoppaの構造長さを簡便的に評価基準値とし、解析により算出したトロリの浮き上がり量が評価基準値を上回らないことの確認をおこなったものである。そのため、仮にトロリの浮き上がり量が評価基準値を上回ったとしても、そのことが直ちにトロリの落下に直結するものではなく、燃料損傷に至るようなものではない。

次に耐震裕度が小さいのは「外部電源喪失」であり、その耐震裕度 1.47 は、影響緩和機能の電源車による給電における裕度最小箇所である非常用電源盤の電線管の耐震裕度である。電線管については、構造材等の破断がなければ機能を維持しえるものであるため、評価基準値として規格上の引張強さを用いているが、材料が有する実力としての強度に対しては余裕があるため、発生応力が評価基準値を超えたとしても、直ちに機能を完全に喪失するものではない。電源車による給電については、外部電源喪失を起因事象とするイベントツリーにおいて、交流電源の確保に失敗した場合の防護措置として電源機能の多様化が図られたものであり、緊急安全対策により収束シナリオが追加となり、安全性が向上したものである。

また、緊急安全対策実施後は、電源機能に依存しない D/DFP から消火系を經由して SFP へ代替注水する手段、及び、新たに配備した消防車から SFP へ代替注水する手段も追加され、代替注水のより一層の多様化が図られていることから、信頼性が一層高まったものと評価する。なお、D/DFP や代替系による注水のために使用する配管には耐震 B、C クラスの設備が含まれており、そのうち消火系配管については平成 19 年の新潟県中越沖地震時に、相対変位の発生による配管のソケット接続部の脱落事例が確認されているが、当該箇所及び類似箇所について、溶接接続化及び変位吸収のためのフレキシブルジョイントの設置等、相対変位への強化対策が実施されている。当該箇所以外には損傷事例は確認されておらず、損傷箇所及び類似箇所における対策が完了していることから、消火系設備については、実力としての耐震性は有しており、地震時においてもその機能が損なわれる可能性は低いと考え

られる。また、Ss 相当の地震が発生した場合における代替注水確保の信頼性のより一層の増強のため、原子炉建屋内の復水補給水系配管については、当初耐震 B クラス設計であったものに対して、Ss を考慮した耐震強化工事を実施し、平成 23 年 11 月までにその工事を完了している。

加えて、全交流電源喪失に対する更なる安全性の向上の観点から配備した緊急用メタクラを經由しての他号機からの電源融通や、前述のとおり緊急安全対策で配備した電源車による給電により、燃料プール補給水系、復水補給水系を用いた注水が可能となる等、SFP への注水機能の信頼性が一層高まったと評価している。

なお、本報告書では評価に見込んでいないものの、今後の更なる安全性向上策として設置を予定している燃料（軽油）補給用の地下軽油タンク（平成 24 年 5 月完成予定）及び既に配備済みである空冷式 GTG により、原子炉補機冷却系のサポート機能に依存しない非常用電源が追加され、一層の電源の多様化が図られる予定である。

さらに、消防車による注水や電源車による電源確保が確実に実施できるよう、必要な資機材を整備し、手順書を作成するとともに、定期的に訓練を行うなど、設備面だけでなく運用面における対策の強化にも取り組んでいる。

以上、緊急安全対策及び更なる安全性向上策の実施により、全交流電源喪失に至った場合等においても、給電機能、注水機能等のより一層の多様化が図られ、「外部電源喪失」時のイベントツリー上での安定冷却に至る収束シナリオ④～⑧が追加されたことから、地震に対する安全性がより一層高まったものと評価する。

5.1.4 評価結果のまとめ

地震に対するクリフエッジは、Ss に対する耐震裕度において、原子炉にある燃料について 1.29、また、SFP にある燃料について 1.45 であると評価した。従って、プラント全体としての地震に対するクリフエッジは、Ss に対する耐震裕度 1.29 である。

なお、柏崎刈羽 1 号機については、新潟県中越沖地震を踏まえた大きな Ss（解放基盤表面で 2300 Gal）に対して、耐震裕度を確保していることを確認した。また、緊急安全対策及び更なる安全性向上策を実施することにより、緊急用メタクラや電源車による給電機能、消火系ポンプや消防車等による注水機能等の多様性が向上したことにより、事象収束シナリオの追加がなされ、地震に対する安全性がより一層向上したことを確認した。

5.2 津波

5.2.1 評価実施事項

(1) 設備等の裕度評価

津波高さが、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価における地震の随件事象としての想定津波の高さを超える程度に応じて、安全上重要な設備等が損傷・機能喪失するか否かを、想定津波高さ等との比較若しくは PSA 等の知見を踏まえて裕度を評価する。

(2) クリフエッジの特定

(1)項の評価結果を踏まえて、燃料の重大な損傷に至る事象の過程を同定し、津波に対する安全裕度（許容津波高さ）を評価する。

(3) 事象進展防止措置の評価

燃料の重大な損傷に至る事象の進展を防止するための措置について、その効果を示す。

5.2.2 評価方法

原子炉にある燃料と SFP にある燃料を対象に、以下の評価を実施する。(図 5. 2-1 参照)

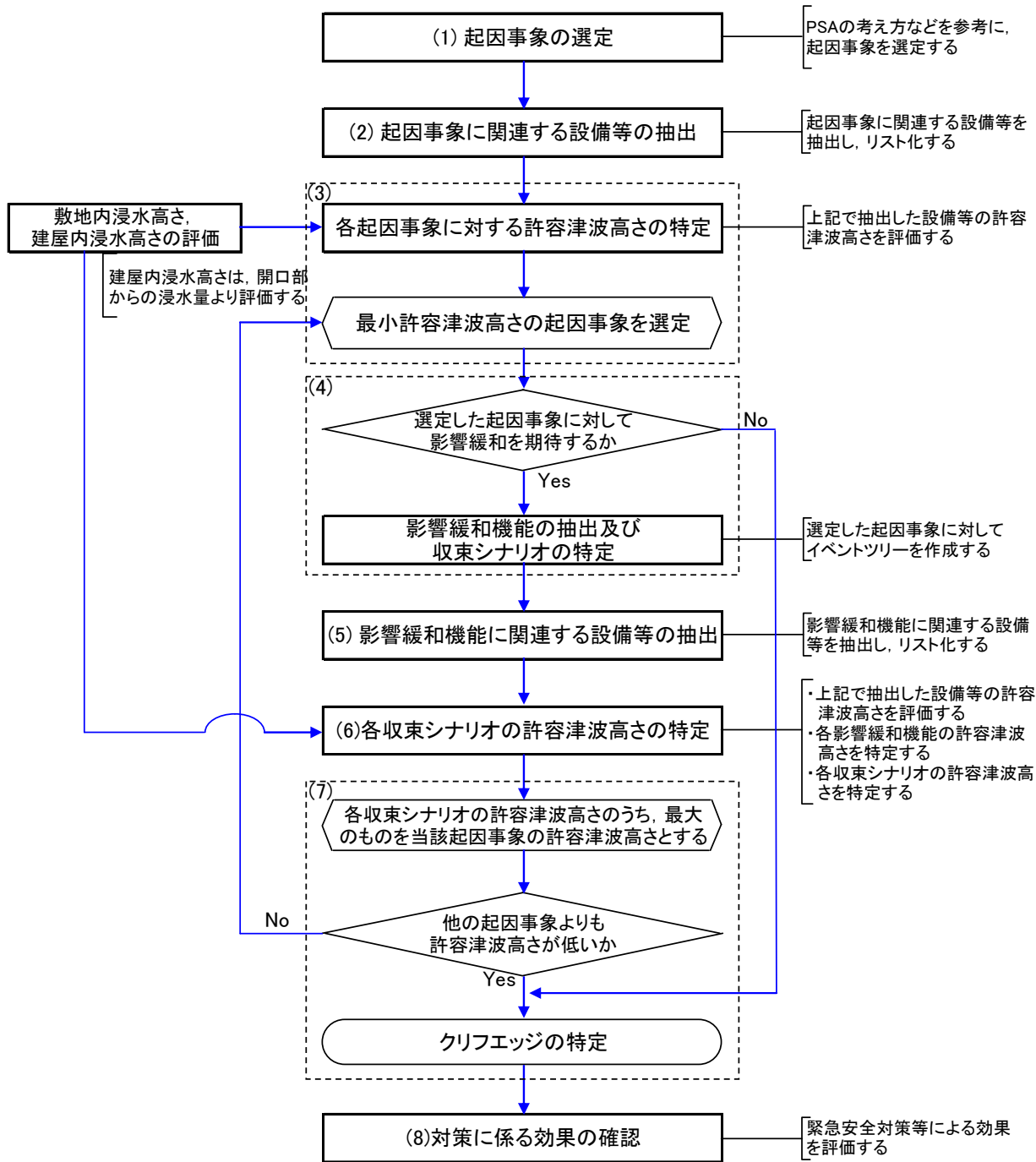


図 5. 2-1 クリフエッジ評価に係るフロー図 (津波)

(1) 起因事象の選定

① 原子炉にある燃料

原子炉にある燃料については、PSAの起因事象、及び津波の影響として固有で考慮すべき事象について勘案した上で、津波を起因として燃料損傷に至る起因事象を選定する。

② SFPにある燃料

SFPにある燃料については、SFPの保有水の流出やSFPの冷却機能喪失に伴うSFPの水位の低下に着目し、起因事象を選定する。

(2) 起因事象に関連する設備等の抽出

評価対象とする設備等は、燃料の重大な損傷に関係しうる設備等とし（添付5.2-1参照）、その内、起因事象に関連する設備等を抽出する。

(3) 各起因事象に対する許容津波高さの特定

(2)項にて抽出した設備等について、許容津波高さを以下の方法及び条件で評価する。ここで津波高さとは、津波によって海面が上昇した時の海拔(以下、「T.P.」という)0.0 mからの海面高さのことであり、屋外設備等の設置場所や建屋内への浸水口位置における水位を指している。

① 当該評価に必要な設備等について、設置場所、設置高さ及び建屋内への浸水口を調査する。

② 屋外設備については津波の高さが、また、建屋内設備については津波による建屋内浸水高さが、当該設備等の設置高さ（又は、保守的に設置床高さとする場合もある）を上回った場合、当該設備等は機能喪失するものとして、このときの津波高さを当該設備等の許容津波高さとして評価する。

なお、柏崎刈羽1号機については、T.P.15.0 mの高さまでの津波に対する原子炉建屋等の浸水対策を実施している。津波高さがT.P.15.0 mを超えた場合、浸水対策の仕様の範囲を超えることから、原子炉建屋等に多量の浸水が生じ、原子炉及びSFPの冷却・注水が困難になると想定し、保守的に全ての設備が機能喪失すると判断する。

従って、本評価は保守的な仮定に基づいて行っており、特定したクリフエッジが直ちに燃料損傷に結びつくわけではないことに留意する必要がある。

③ 許容津波高さと設計津波高さの差を裕度とする。なお、設計津波高さは、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価における想定津波の高さとし、数値シミュレーションによる評価結果から、水位上昇側においては柏崎刈羽1～7号機における最高水位であるT.P.+3.3 m程度、水位下降側においては柏崎刈羽1～7号機における最低水位であるT.P.-3.5 m程度とする。（添付5.2-2参照）

④ 建屋内浸水高さを評価するための浸水量評価及びそれに用いる津波モデル、浸

水口からの浸水量算定方法は添付5. 2-3のとおりとする。

①～④により評価した各設備等の許容津波高さを用いて、許容津波高さが最小である起因事象を選定する。

(4) 影響緩和機能の抽出及び収束シナリオの特定

(3)項にて選定した起因事象に対して、影響緩和設備による事象の収束を期待できる場合は、そのために必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成の上、事象の進展を収束させるシナリオを特定する。

各起因事象に対するイベントツリーの作成に際しては、これまでのPSAで用いられている成功基準、事故シーケンス分析の結果を基本に評価を行う。

(5) 影響緩和機能に関連する設備等の抽出

(4)項で抽出した事象の影響緩和に必要な機能について、関連する設備等を抽出する。評価対象とする設備等は(2)項と同様に燃料の重大な損傷に関係し得る設備等とし、具体的には、フロントライン系の設備等及びサポート系の設備等について、各起因事象を収束させるのに必要なものを対象として抽出する。

(6) 各収束シナリオの許容津波高さの特定

① 影響緩和機能に関連する設備等の許容津波高さの評価

(5)項で抽出した設備等について、許容津波高さを評価する。評価方法は(3)項と同様である。

② 各影響緩和機能の許容津波高さの特定

①項で求めた各設備等の許容津波高さの評価結果を使用し、当該起因事象のイベントツリーに含まれる影響緩和機能の許容津波高さを特定する。具体的には、各影響緩和機能の喪失につながる可能性のある事象を図式化したフォールトツリーを作成し、当該フォールトツリーを構成する各設備等の許容津波高さを整理した上で、当該影響緩和機能の許容津波高さを特定する。

③ 各収束シナリオの許容津波高さの特定

(4)項で作成した当該起因事象のイベントツリーから、燃料の安定冷却が達成できる「収束シナリオ」について、②項で求めた各シナリオに含まれる影響緩和機能の許容津波高さから、各収束シナリオの許容津波高さを特定する。なお、各収束シナリオの許容津波高さは、各収束シナリオの成立に必要な各影響緩和機能の許容津波高さのうち、最も低いものとなる。

(7) クリフエッジの特定

(6)③項で求めた収束シナリオの許容津波高さから、当該起因事象を起点とするイベントツリーの許容津波高さを特定する。当該起因事象を起点とするイベントツリーの許容津波高さは、収束シナリオが複数ある場合には、各シナリオの許容津波高

さのうち、最も高いものとなる。

さらに(1)～(6)項及び上記の評価により得られる当該起回事象の許容津波高さを他の起回事象発生の許容津波高さと比較し、当該起回事象の許容津波高さの方が低い場合には、当該起回事象の許容津波高さをクリフエッジとして特定する。それぞれの起回事象に至る損傷対象設備が異なる結果、起回事象発生に係る許容津波高さもそれぞれ異なった値となることを踏まえると、クリフエッジを評価するためには、(1)項において抽出された起回事象に対して、許容津波高さの低い起回事象から順にクリフエッジが特定されるまでの評価を実施すればよい。具体的には、起回事象発生の許容津波高さが最も低い起回事象について、当該事象が収束するための許容津波高さを評価し、これが他の起回事象発生の許容津波高さより低い場合においては、それ以上の評価は必要ない。

なお、本評価でのクリフエッジは、保守性を有した評価基準や計算方法に基づいており、本評価の許容津波高さが現実の燃料損傷に対する裕度を直接表現しているわけではない。

(8) 対策に係る効果の確認

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

当該措置を実施したことにより、どのように燃料の重大な損傷に至る事象の進展を防止できるか、イベントツリーで明確化するとともに、緊急安全対策等による安全性の改善度合いを評価する。

また、4章に示した今後実施する予定の更なる安全性向上策については、その効果を定性的に評価する。

5.2.3 評価結果

5.2.3-1 原子炉にある燃料に対する評価結果

(1) 起因事象の選定

PSA の起因事象，及び津波の影響として固有で考慮すべき事象について勘案した上で，津波による建屋・構築物，大型静的機器の損傷が起因となる事象及び津波による安全機能へ重大（広範）な影響を及ぼす機器等の損傷が起因となる事象より起因事象を抽出した。

津波による建屋・構築物，大型静的機器の損傷による起因事象としては，「原子炉建屋等損傷」，「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器損傷」及び「LOCA」が考えられるが，「原子炉建屋等損傷」については，本評価で上限値として想定している T.P.15.0 m の津波に対して原子炉建屋躯体は健全であると考えられるため，津波に対する影響は考慮しない。また，「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器損傷」及び「LOCA」についても，原子炉建屋が健全であれば建屋内の構造物であるこれらの設備・機器の損傷は起こらないと考えられることから選定しない。

また，津波による安全機能へ重大（広範）な影響を及ぼす機器等の損傷による起因事象としては，「外部電源喪失」，「全交流電源喪失」，「原子炉補機冷却系喪失」，「直流電源喪失」，「中央制御室等計測・制御系喪失に伴う制御不能」及び「その他過渡事象」の 6 事象を選定した。ただし，「その他過渡事象」については，事象進展シナリオが「外部電源喪失」の評価に包含されることから「外部電源喪失」で代表する。なお，ATWS については，津波襲来時に常用電源喪失等によりスクラムするため，起因事象として選定しない。（添付 5. 2-4 参照）

【評価対象として選定した起因事象】

- ・外部電源喪失
- ・全交流電源喪失
- ・原子炉補機冷却系喪失
- ・直流電源喪失
- ・中央制御室等計測・制御系喪失に伴う制御不能

(2) 起因事象に関連する設備等の抽出

(1)項にて選定した各起因事象に関連する設備等を，添付 5. 2-5 の設備欄のとおり抽出した。

(3) 各起因事象に対する許容津波高さの特定

(1)項にて選定した起因事象のうち，「外部電源喪失」を最も許容津波高さの低い起因事象と評価した（添付 5. 2-5 参照）。「外部電源喪失」は，低起動変圧器の浸水により機能喪失するものとし，低起動変圧器の設置高さ T.P.6.0 m を超える津波により発生する。柏崎刈羽 1 号機の断面概要図を添付 5. 2-6 に示す。

(4) 影響緩和機能の抽出及び収束シナリオの特定

「外部電源喪失」を対象に、イベントツリーを作成し、収束シナリオを特定した。起因事象のうち、「全交流電源喪失」及び「原子炉補機冷却系喪失」の影響緩和機能については、この「外部電源喪失」を起因とする影響緩和のイベントツリーに含めて評価した（添付5. 2-7参照）。

また、外部電源喪失時に「直流電源喪失」又は「中央制御室等計測・制御系喪失に伴う制御不能」の同時発生を想定した場合、D/Gの起動不可による全交流電源喪失、原子炉隔離時冷却系の起動・制御不可等のプラント状態に至ることを考慮すると燃料損傷となる可能性が高い。従って「直流電源喪失」及び「中央制御室等計測・制御系喪失に伴う制御不能」については、影響緩和機能に期待せず保守的に燃料損傷するものとみなし、イベントツリーによる収束シナリオの評価は実施しない。

「外部電源喪失」の収束シナリオを、イベントツリーを用いて評価した結果、以下の7つの収束シナリオが特定された。

収束シナリオ①～③は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉が停止し、原子炉補機冷却系による最終ヒートシンクの確保及び非常用交流電源による給電の確保により、事象を収束させる場合のシナリオである。各シナリオの事象収束までの過程は以下のとおりである。

シナリオ①：原子炉は、高圧系による注水（原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレィ系）又は逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で低圧系による注水（残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレィ系）を行い、原子炉水位を維持する。その後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により原子炉を循環冷却し、冷温停止に至る。

シナリオ②：シナリオ①において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の原子炉の循環冷却に失敗した場合、注水により原子炉水位は維持されるものの、原子炉で発生する蒸気は逃がし安全弁から原子炉格納容器のサブプレッションプールに導かれる。この蒸気による原子炉格納容器への入熱を、残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）により循環冷却することで除熱する。これにより、原子炉への注水を継続し、燃料損傷を防止する。

シナリオ③：シナリオ②において残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）による原子炉格納容器（サブプレッションプール）の循環冷却に失敗した場合には、原子炉格納容器ベントにより除熱する。これにより、原子炉への注水を継続し、燃料損傷を防止する。

収束シナリオ④～⑥は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉は停止するものの、原子炉補機冷却系の動作失敗による最終ヒートシンク喪失又は非常用交流電源による給電に失敗し全交流電源喪失に至る場合である。この場合、直流電源にて起動する原子炉隔離時冷却系により注水することで原子炉の水位を維持し、この間

に緊急用メタクラを經由して、他号機からの電源融通により交流電源を確保し、事象を収束させるシナリオである。また、外部電源喪失の要因が低起動変圧器等の不具合によるものであって、高起動変圧器等の 66 kV 母線よりも上流側の電源機能が健全である場合にも、緊急用メタクラを介して外部電源を非常用母線に受電することで収束シナリオ④～⑥は実現可能である。各シナリオの事象収束までの過程は以下のとおりである。

シナリオ④：緊急用メタクラにより交流電源を確保した後に、逃がし安全弁により原子炉を減圧し、復水補給水系等の代替系や代替海水熱交換器設備を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による注水で、原子炉水位を維持する。その後、代替海水熱交換器設備を用いて残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を運転することで、原子炉を循環冷却（除熱）し、冷温停止に至る。

シナリオ⑤：シナリオ④において、逃がし安全弁による原子炉の減圧に失敗した場合及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉の循環冷却に失敗した場合には、注水により原子炉水位は維持されるものの、原子炉で発生する蒸気は逃がし安全弁から原子炉格納容器のサブプレッションプールに導かれる。この蒸気による原子炉格納容器への入熱を、代替海水熱交換器設備を用いて残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）を運転することで除熱する。これにより、原子炉への注水を継続し、燃料損傷を防止する。

シナリオ⑥：シナリオ⑤において残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）による原子炉格納容器（サブプレッションプール）の循環冷却に失敗した場合には、原子炉格納容器ベントにより除熱する。これにより、原子炉への注水を継続し、燃料損傷を防止する。

収束シナリオ⑦は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉は停止するものの、原子炉補機冷却系の動作失敗による最終ヒートシンク喪失又は非常用交流電源による給電に失敗し全交流電源喪失に至り、さらに緊急用メタクラによる交流電源が確保できない場合、直流電源にて起動する原子炉隔離時冷却系により注水することで原子炉の水位を維持し、この間に電源車により交流電源を確保し、事象を収束させるシナリオである。シナリオ⑦の事象収束までの過程は以下のとおりである。

シナリオ⑦：電源車により交流電源を確保した後に、逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で復水補給水系等の代替系による注水を行うことで、原子炉水位を維持する。原子炉で発生する蒸気は逃がし安全弁から原子炉格納容器のサブプレッションプールに導かれることから、原子炉格納容器ベントにより除熱する。これにより、原子炉への注水を継続し、燃料損傷を防止する。

なお、シナリオ④～⑦において、逃がし安全弁による原子炉減圧失敗や代替系機能喪失のため代替系による注水が行えない場合であっても、電源確保により原子炉隔

離時冷却系での注水が継続可能であること，消防車による注水手段が確保されていることにより，原子炉の水位維持，燃料損傷防止を図ることが可能である。

(5) 影響緩和機能に関連する設備等の抽出

「外部電源喪失」の影響緩和機能を構成する設備等について，フロントライン系の設備等とサポート系の設備等を整理した上で（添付5. 2－8参照），添付5. 2－9の設備欄のとおり整理した。

(6) 各収束シナリオの許容津波高さの特定

① 影響緩和機能に関連する設備等の許容津波高さの評価

(5)項で抽出した設備等について、設置場所、設置高さ及び津波高さに応じて評価される各建屋内浸水高さ（表5.2-1(1), (2), 図5.2-2(1), (2)参照）より、許容津波高さを添付5.2-9の右欄のとおり整理した。

表5.2-1(1) 各建屋の浸水高さ（津波高さ T.P.7.0 m, 津波周期 30 分）

エリア	建屋内浸水高さ [m]	建屋内浸水高さ T.P. [m]	浸水影響範囲
① 原子炉建屋 インナー	0.1 未満	-32.5	地下5階
② 原子炉建屋 アウター	0.1	-32.4	地下5階
③ タービン建屋 インナー	0.2	-16.5	地下トレンチ
④ タービン建屋 アウター	0.1	-14.2	地下2階
⑤ 海水機器建屋	2.4	-14.2	地下トレンチ
⑥ 通路	0.1 未満	5.3	1階

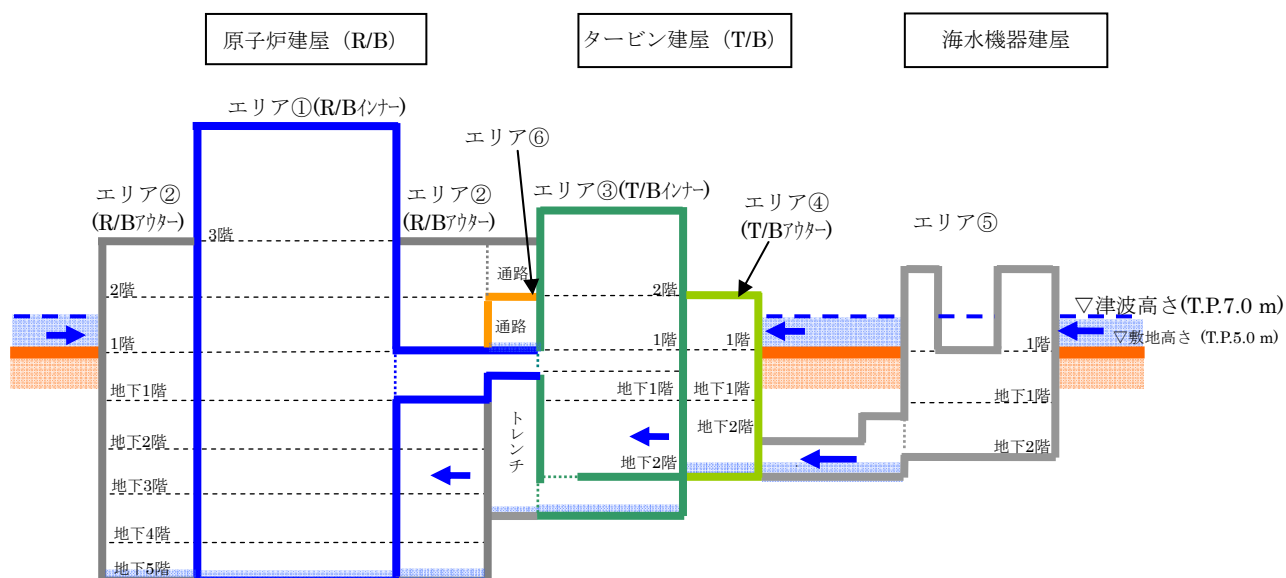


図5.2-2(1) 各建屋の浸水高さ（津波高さ T.P.7.0 m, 津波周期 30 分）

表5. 2-1 (2) 各建屋の浸水高さ (津波高さ T.P.15.0 m, 津波周期 30 分)

エリア	建屋内浸水高さ [m]	建屋内浸水高さ T.P. [m]	浸水影響範囲
① 原子炉建屋 インナー	0.1 未満	-32.5	地下5階
② 原子炉建屋 アウター	0.2	-32.3	地下5階
③ タービン建屋 インナー	3.2	-13.5	地下トレンチ～地下2階
④ タービン建屋 アウター	29.3	15.0	地下2階～1階 (建屋内冠水)
⑤ 海水機器建屋	31.6	15.0	地下トレンチ～1階 (建屋内冠水)
⑥ 通路	0.6	5.9	1階

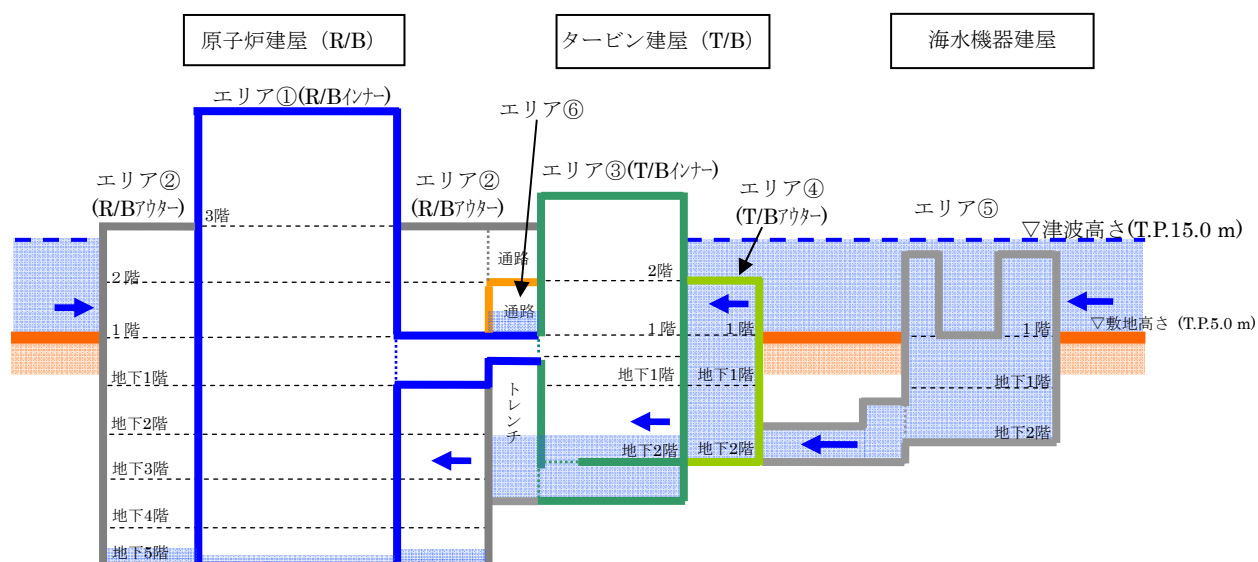


図5. 2-2 (2) 各建屋の浸水高さ (津波高さ T.P.15.0 m, 津波周期 30 分)

② 各影響緩和機能の許容津波高さの特定

添付5. 2-10のとおりフォールトツリーを評価することで影響緩和機能毎の許容津波高さを評価した。

③ 各収束シナリオの許容津波高さの特定

添付5. 2-10に示した各影響緩和機能の許容津波高さに基づき、(4)項で特定した7つの各収束シナリオについて許容津波高さを評価した。(添付5. 2-11参照)

評価の結果、収束シナリオ①～③の許容津波高さが T.P.7.0 m (裕度+3.7 m)、収束シナリオ④～⑦の許容津波高さが T.P.15.0 m (裕度+11.7 m) となった。

各収束シナリオの評価結果をまとめると次の表5. 2-2のとおりとなる。

表5. 2-2 各収束シナリオの許容津波高さ（原子炉）

収束シナリオ	許容津波高さ (裕度)	電源	機能喪失箇所
①	T.P.7.0 m (+3.7 m)	D/G	原子炉補機冷却系
②	T.P.7.0 m (+3.7 m) ※		
③	T.P.7.0 m (+3.7 m) ※		
④	T.P.15.0 m (+11.7 m)	緊急用メタクラによる給電	原子炉建屋等の浸水対策範囲を超える津波による建屋内浸水
⑤	T.P.15.0 m (+11.7 m) ※		
⑥	T.P.15.0 m (+11.7 m) ※		
⑦	T.P.15.0 m (+11.7 m) ※	電源車	

※同じ許容津波高さの収束シナリオが前段で存在する場合、決定論的に評価する本評価では後段の収束シナリオに至ることはないが、複数の収束シナリオを持つことから多様性を有していることを確認した。

(7) クリフエッジの特定

収束シナリオの許容津波高さの結果から、「外部電源喪失」の収束シナリオの許容津波高さは T.P.15.0 m (裕度+11.7 m) となった。

当該収束シナリオのクリフエッジの所在は、原子炉建屋等の浸水対策範囲を超える津波による建屋内浸水と特定した。このときのプラント全体の許容津波高さは T.P.15.0 m となり、設計津波高さ T.P.3.3 m に対する裕度は+11.7 m と評価した。

(8) 対策に係る効果の確認

(7)項まで実施したクリフエッジの特定及びプラント全体の裕度評価は、福島第一原子力発電所の事故を考慮して実施済みの緊急安全対策及び更なる安全性向上策を踏まえて評価したものである。

緊急安全対策前のクリフエッジは、保守的に評価して敷地高さと同じ津波高さ T.P.5.0 m での全交流電源喪失による注水機能喪失であったが、緊急安全対策等で実施された原子炉建屋防潮板、水密扉の設置等の浸水対策により、原子炉建屋や海水機器建屋等への海水浸水が防止されたことで、非常用交流電源による給電の失敗により全交流電源喪失に至った場合でも、原子炉隔離時冷却系等の機能が維持され、原子炉への注水等の対応が可能となっており、許容津波高さが浸水対策範囲である T.P.15.0 m まで向上している。

この原子炉隔離時冷却系による原子炉への注水については、給電がなければいずれ原子炉隔離時冷却系の制御電源（直流電源）が枯渇することにより監視制御系が機能喪失し、原子炉隔離時冷却系の運転継続が困難になるため、早期に直流電源を確保させるか原子炉の減圧を実施して代替注水する必要があるが、電源や注水、除熱に関しても緊急安全対策及び更なる安全性向上策により以下に示す対策を講じている。

電源については、更なる安全性向上策で設置した緊急用メタクラにより、外部電源、他号機からの電源融通による交流電源の確保が可能となった。また、本報告書では評価に見込んでいないものの、今後の更なる安全性向上策として設置を予定している燃料（軽油）補給用の地下軽油タンク（平成 24 年 5 月完成予定）及び既に配備済みである空冷式 GTG により、原子炉補機冷却系のサポート機能に依存しない非常用電源が追加される予定である。これに加えて、上記の非常用交流電源による給電に失敗した場合でも、緊急安全対策で配備した電源車により電源確保が可能であり、電源確保の手段のより一層の多様化が図られている。

注水については、AM 策である復水補給水系や消火系からの代替注水手段に加え、緊急安全対策として配備した消防車による代替注水も可能となり、注水手段のより一層の多様化が図られている。

除熱についても、上述の緊急用メタクラを介した外部電源、他号機からの電源融通による交流電源の確保に加えて、更なる安全性向上策として配備した代替海水熱交換器設備を用いることで、最終ヒートシンク喪失時においても、残留熱除去系を用いての除熱機能が確保され、一層の安全性向上が図られている。

これら電源車による電源確保や消防車による注水等の各種対策については、確実に遂行できるよう必要な資機材を整備し、手順書を作成するとともに、定期的に訓練を行うなど、設備面だけでなく、運用面における対策の強化にも取り組んでいる。

以上の緊急安全対策及び更なる安全性向上策により、安定冷却に至る収束シナリオ④～⑦が追加でき、許容津波高さが T.P.15.0 m と向上したことから、津波に対する安全性がより一層高まっている。

5.2.3-2 SFPにある燃料に対する評価結果

(1) 起回事象の選定

SFPの燃料が重大な損傷に至る事象としては、SFP保有水の流出やSFPの冷却機能喪失に伴うSFPの水位低下が考えられる。

SFP保有水の流出の原因となる起回事象としては、「原子炉建屋等損傷」及び「SFP損傷」が考えられるが、「原子炉建屋等損傷」については、本評価で上限値として想定している高さT.P.15.0mの津波に対して原子炉建屋躯体は健全であると考えられるため、津波に対する影響は考慮しない。また、「SFP損傷」についても、原子炉建屋が健全であれば建屋内の構造物であるSFPの損傷は起こらないと考えられることから選定しない。

また、SFPの冷却機能喪失の原因となる起回事象としては、サポート系の機能喪失として「外部電源喪失」、「全交流電源喪失」、「原子炉補機冷却系喪失」及び「フロントライン系設備損傷によるSFP冷却機能喪失」が考えられる。ただし、「フロントライン系設備損傷によるSFP冷却機能喪失」は、その影響緩和機能が「外部電源喪失」を起因とする影響緩和のイベントツリーに含めて評価されることから「外部電源喪失」で代表する。(添付5.2-12参照)

【評価対象として選定した起回事象】

- ・外部電源喪失
- ・全交流電源喪失
- ・原子炉補機冷却系喪失

(2) 起回事象に関連する設備等の抽出

(1)項にて選定した各起回事象に関連する設備等を、添付5.2-13の設備欄のとおり抽出した。

(3) 各起回事象に対する許容津波高さの特定

(1)項にて選定した起回事象のうち、許容津波高さの最も低い「外部電源喪失」を起回事象と評価した(添付5.2-13参照)。「外部電源喪失」は、低起動変圧器の浸水により機能喪失するものとし、低起動変圧器の設置高さT.P.6.0mを超える津波により発生する。

(4) 影響緩和機能の抽出及び収束シナリオの特定

許容津波高さの最も低い「外部電源喪失」を対象に、影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成した上で、収束シナリオを特定した。起回事象のうち、「全交流電源喪失」及び「原子炉補機冷却系喪失」の影響緩和機能については、この「外部電源喪失」を起因とする影響緩和のイベントツリーに含めて評価した(添付5.2-14参照)。

収束シナリオ特定においては、SFPの保有水が確保され、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（燃料損傷）とした。

「外部電源喪失」収束シナリオを、イベントツリーを用いて評価した結果、以下の8つの収束シナリオが特定された。

収束シナリオ①～③は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉補機冷却系による最終ヒートシンクの確保及び非常用交流電源による給電の確保により、事象を収束させる場合のシナリオである。各シナリオの事象収束までの過程は以下のとおりである。

シナリオ①： 残留熱除去系（最大熱負荷モード）又は燃料プール冷却浄化系による SFP からの除熱を維持する。これにより、SFP の崩壊熱を除去し、燃料の損傷を防止する。

シナリオ②：シナリオ①において SFP からの除熱に失敗した場合、燃料プール補給水系等の補給水系又は消火系により SFP への注水を行う。これにより、崩壊熱による SFP の水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

シナリオ③：シナリオ②において補給水系又は消火系による SFP への注水に失敗した場合には、残留熱除去系により SFP への注水を行う。これにより、崩壊熱による SFP の水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

収束シナリオ④及び⑤は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉補機冷却系の動作失敗による最終ヒートシンク喪失又は非常用交流電源による給電に失敗し全交流電源喪失に至る場合であり、緊急用メタクラを經由して、他号機からの電源融通により交流電源を確保し、事象を収束させるシナリオである。また、外部電源喪失の要因が低起動変圧器等の不具合によるものであって、高起動変圧器等の 66 kV 母線よりも上流側の電源機能が健全である場合にも、緊急用メタクラを介して外部電源を非常用母線に受電することでも実現可能な収束シナリオである。各シナリオの事象収束までの過程は以下のとおりである。

シナリオ④： 緊急用メタクラにより交流電源を確保した後に、燃料プール補給水系等の補給水系又は消火系により SFP への注水を行う。これにより、崩壊熱による SFP の水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

シナリオ⑤：シナリオ④において補給水系又は消火系による SFP への注水に失敗した場合には、代替海水熱交換器設備を用いて残留熱除去系を運転し、SFP への注水を行う。これにより、崩壊熱による SFP の水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

収束シナリオ⑥は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉補機冷却系の動作失敗による最終ヒートシンク喪失又は非常用交流電源による給電に失敗し全交流電源喪失に至り、さらに緊急用メタクラによる交流電源が確保できない場合に、電源車により交流電源を確保するシナリオである。シナリオ⑥の事象収束までの過程は以下のとおりである。

シナリオ⑥： 電源車により交流電源を確保した後に、補給水系により SFP への注水を行う。これにより、崩壊熱による SFP の水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

収束シナリオ⑦及び⑧は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉補機冷却系の動作失敗による最終ヒートシンク喪失又は非常用交流電源による給電に失敗し全交流電源喪失に至り、さらに緊急用メタクラ又は電源車による交流電源が確保できない場合等に、D/DFP や消防車により SFP への注水を行うシナリオである。各シナリオの事象収束までの過程は以下のとおりである。

シナリオ⑦：D/DFP により SFP への注水を行う。これにより、崩壊熱による SFP の水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

シナリオ⑧：シナリオ⑦において D/DFP による SFP への注水に失敗した場合等の電動ポンプ及び D/DFP による注水がいずれもできない場合には、消火系経路で消防車により SFP への注水を行う。これにより、崩壊熱による SFP の水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

(5) 影響緩和機能に関連する設備等の抽出

「外部電源喪失」の影響緩和機能に必要な設備等について、フロントライン系の設備等とそれに必要なサポート系の設備等を整理した上で(添付5.2-15参照)、添付5.2-16の設備欄のとおり整理した。

(6) 各収束シナリオの許容津波高さの特定

① 影響緩和機能に関連する設備等の許容津波高さの評価

(5)項で抽出した設備等について、設置場所、設置高さ及び津波高さに応じて評価される各建屋内浸水高さ(表5.2-1(1),(2)、図5.2-2(1),(2))より、許容津波高さを添付5.2-16の右欄のとおり整理した。

② 各影響緩和機能の許容津波高さの特定

添付5.2-17のとおりフォールトツリーを評価することで影響緩和機能毎の許容津波高さを評価した。

③ 各収束シナリオの許容津波高さの特定

添付5.2-17に示した各影響緩和機能の許容津波高さに基づき、(4)項で特定した8つの各収束シナリオについて許容津波高さを評価した(添付5.2-18参照)。

評価の結果、収束シナリオ①～③が T.P.7.0 m (裕度+3.7 m)、収束シナリオ④～⑧が T.P.15.0 m(裕度+11.7 m)となった。

各収束シナリオの評価結果をまとめると次の表5.2-3のとおりとなる。

表5. 2-3 各収束シナリオの許容津波高さ (SFP)

収束シナリオ	許容津波高さ (裕度)	電源	機能喪失箇所
①	T.P.7.0 m (+3.7 m)	D/G	原子炉補機冷却系
②	T.P.7.0 m (+3.7 m) ※		
③	T.P.7.0 m (+3.7 m) ※		
④	T.P.15.0 m (+11.7 m)	緊急用メタクラ による給電	原子炉建屋等の浸水対策範囲を 超える津波による建屋内浸水
⑤	T.P.15.0 m (+11.7 m) ※		
⑥	T.P.15.0 m (+11.7 m) ※	電源車	
⑦	T.P.15.0 m (+11.7 m) ※	—	
⑧	T.P.15.0 m (+11.7 m) ※	—	

※同じ許容津波高さの収束シナリオが前段で存在する場合、決定論的に評価する本評価では後段の収束シナリオに至ることはないが、複数の収束シナリオを持つことから多様性を有していることを確認した。

(7) クリフエッジの特定

収束シナリオの許容津波高さの結果から、「外部電源喪失」事象の収束シナリオの許容津波高さは T.P.15.0 m (裕度+11.7 m) となった。

当該収束シナリオのクリフエッジの所在は、原子炉建屋等の浸水対策範囲を超える津波による建屋内浸水と特定した。このときのプラント全体の許容津波高さは T.P.15.0 m となり、設計津波高さ T.P.3.3 m に対する裕度は+11.7 m と評価した。

(8) 対策に係る効果の確認

(7)項まで実施したクリフエッジの特定及びプラント全体の裕度評価は、福島第一原子力発電所の事故を考慮して実施済みの緊急安全対策及び更なる安全性向上策を踏まえて評価したものである。

緊急安全対策前のクリフエッジは、保守的に評価して敷地高さと同じ津波高さ T.P.5.0 m での全交流電源喪失による注水機能喪失であったが、緊急安全対策等で実施された原子炉建屋防潮板、水密扉の設置等の浸水対策により、原子炉建屋や海水機器建屋等への海水浸水が防止されたことで、非常用交流電源による給電の失敗により全交流電源喪失に至った場合でも、緊急安全対策及び更なる安全性向上策での電源確保手段とあいまって、燃料プール補給水系、復水補給水系を用いた SFP への注水が可能となっており、許容津波高さが浸水対策範囲である T.P.15.0 m まで向上している。

また、緊急安全対策及び更なる安全性向上策では、上記の他に電源や注水、除熱に関しても以下に示す対策を講じている。

電源については、浸水対策による既存の電源機能の強化に加え、更なる安全性向上策で設置した緊急用メタクラにより、外部電源、他号機からの電源融通による交流電源の確保が可能となった。また、本報告書では評価に見込んでいないものの、

今後の更なる安全性向上策として設置を予定している燃料（軽油）補給用の地下軽油タンク（平成 24 年 5 月完成予定）及び既に配備済みである空冷式 GTG により、原子炉補機冷却系のサポート機能に依存しない非常用電源が追加される予定である。これに加えて、上記の非常用交流電源による給電に失敗した場合でも、緊急安全対策で配備した電源車により電源確保が可能であり、電源確保の手段のより一層の多様化が図られている。

注水や除熱についても、電源が確保されることによって、燃料プール補給水系等の注水手段を期待できるとともに、緊急用メタクラを介した外部電源や他号機からの電源融通により交流電源を確保できる場合には、更なる安全性向上策として配備した代替海水熱交換器設備を用いることで最終ヒートシンク喪失時においても、残留熱除去系による注水・除熱が確保され、一層の安全性向上が図られている。さらに、緊急安全対策として消火系や消防車からの SFP への注水手段も追加しており、SFP 注水のより一層の多様化が図られ、安全性が向上している。

これら電源車による電源確保や消防車による注水等の各種対策については、確実に遂行できるよう必要な資機材を整備し、手順書を作成するとともに、定期的な訓練を行うなど、設備面だけでなく、運用面における対策の強化にも取り組んでいる。

以上の緊急安全対策及び更なる安全性向上策により、安定冷却に至る収束シナリオ④～⑧が追加でき、許容津波高さが T.P.15.0 m と向上したことから、津波に対する安全性がより一層高まっている。

5.2.4 評価結果のまとめ

津波に対するクリフェッジは、原子炉にある燃料及び SFP にある燃料ともに原子炉建屋等における浸水対策範囲を超えた浸水であり、T.P.15.0 m (裕度+11.7 m) となった。

また、緊急安全対策及び更なる安全性向上策を実施することにより、津波に対する裕度が向上するとともに、緊急用メタクラや電源車による給電機能、消火系ポンプや消防車等による注水機能等の多様性が向上したことにより、事象収束シナリオの追加がなされ、津波に対する安全性がより一層向上したことを確認した。

5.3 地震と津波の重畳

5.3.1 評価実施事項

(1) 設備等の裕度評価

設計上の想定を超える地震とそれに引き続く設計上の想定を超える津波が発生した場合において、安全上重要な設備等が損傷・機能喪失するか否かを設計上の想定との比較若しくは PSA 等の知見を踏まえて裕度を評価する。

(2) クリフエッジの特定

(1)項の評価結果を踏まえて、燃料の重大な損傷に至る事象の過程を同定し、耐震裕度及び許容津波高さを評価する。

(3) 事象進展防止措置の評価

燃料の重大な損傷に至る事象の進展を防止するための措置について、その効果を示す。

5.3.2 評価方法

5.1章の地震及び5.2章の津波における各評価実施事項に基づき、原子炉にある燃料及びSFPにある燃料を対象に以下の評価を実施する。

なお、地震波の伝播速度は津波の伝播速度よりも速いため、基本的に本震と津波が重畳することは考えられないが、地震と津波が重畳した影響を評価するにあたっては、地震と津波は独立に発生するものとし、地震発生と同時に津波が発電所前面に到達するものとして評価する。

(1) 起因事象の選定

5.1章の地震及び5.2章の津波において実施した評価結果に基づき特定したクリフエッジとしての耐震裕度及び許容津波高さまでの範囲で、発生する起因事象を選定する。

選定された各起因事象発生に係る耐震裕度及び許容津波高さについては、5.1章の地震及び5.2章の津波において評価した結果を用いる。

(2) 収束シナリオ及びクリフエッジの特定

(1)項にて選定した起因事象について、5.1章の地震及び5.2章の津波の評価結果から、事象の進展を収束させるシナリオを特定するとともに、それぞれの収束シナリオの耐震裕度と許容津波高さを求め、収束シナリオが成立する最大の耐震裕度と許容津波高さの組み合わせを求める。この方法により、地震と津波の重畳によるクリフエッジの所在を特定し、プラント全体の耐震裕度及び許容津波高さを評価する。

(3) 対策に係る効果の確認

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

当該措置を実施したことにより、どのように燃料の重大な損傷に至る事象の進展を防止できるか、イベントツリーで明確化するとともに、緊急安全対策等による安全性の改善度合いを評価する。

また、4章に示した今後実施する予定の更なる安全性向上策については、その効果を定性的に評価する。

5.3.3 評価結果

5.3.3-1 原子炉にある燃料に対する評価結果

(1) 起因事象の選定

5.1章の地震及び5.2章の津波の評価結果から、考慮すべき起因事象はいずれも「外部電源喪失」事象であることから、「外部電源喪失」を起因事象として選定した。

(2) 収束シナリオ及びクリフエッジの特定

「外部電源喪失」について、以下の7つの収束シナリオを特定した。(添付5.3-1参照)

収束シナリオ①～③は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉が停止し、原子炉補機冷却系による最終ヒートシンクの確保及び非常用交流電源による給電の確保により、事象を収束させる場合のシナリオである。各シナリオの事象収束までの過程は以下のとおりである。

シナリオ①：原子炉は、高圧系による注水（原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系）又は逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で低圧系による注水（残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系）を行い、原子炉水位を維持する。その後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により原子炉を循環冷却し、冷温停止に至る。

シナリオ②：シナリオ①において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の原子炉の循環冷却に失敗した場合、注水により原子炉水位は維持されるものの、原子炉で発生する蒸気は逃がし安全弁から原子炉格納容器のサブプレッションプールに導かれる。この蒸気による原子炉格納容器への入熱を、残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）により循環冷却することで除熱する。これにより、原子炉への注水を継続し、燃料損傷を防止する。

シナリオ③：シナリオ②において残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）による原子炉格納容器（サブプレッションプール）の循環冷却に失敗した場合には、原子炉格納容器ベントにより除熱する。これにより、原子炉への注水を継続し、燃料損傷を防止する。

収束シナリオ④～⑥は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉は停止するものの、原子炉補機冷却系の動作失敗による最終ヒートシンク喪失又は非常用交流電源による給電に失敗し全交流電源喪失に至る場合である。この場合、直流電源にて起動する原子炉隔離時冷却系により注水することで原子炉の水位を維持し、この間に緊急用メタクラを経由して、他号機からの電源融通により交流電源を確保し、事象を収束させるシナリオである。また、外部電源喪失の要因が低起動変圧器等の不具合によるものであって、高起動変圧器等の66 kV母線よりも上流側の電源機能が健全である場合にも、緊急用メタクラを介して外部電源を非常用母線に受電することで実現可能な収束シナリオである。各シナリオの事象収束までの過程は以下の

とおりである。

シナリオ④：緊急用メタクラにより交流電源を確保した後に、逃がし安全弁により原子炉を減圧し、復水補給水系等の代替系や代替海水熱交換器設備を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による注水で、原子炉水位を維持する。その後、代替海水熱交換器設備を用いて残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を運転することで、原子炉を循環冷却（除熱）し、冷温停止に至る。

シナリオ⑤：シナリオ④において、逃がし安全弁による原子炉の減圧に失敗した場合及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉の循環冷却に失敗した場合には、注水により原子炉水位は維持されるものの、原子炉で発生する蒸気は逃がし安全弁から原子炉格納容器のサブプレッションプールに導かれる。この蒸気による原子炉格納容器への入熱を、代替海水熱交換器設備を用いて残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）を運転することで除熱する。これにより、原子炉への注水を継続し、燃料損傷を防止する。

シナリオ⑥：シナリオ⑤において残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）による原子炉格納容器（サブプレッションプール）の循環冷却に失敗した場合には、原子炉格納容器ベントにより除熱する。これにより、原子炉への注水を継続し、燃料損傷を防止する。

収束シナリオ⑦は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉は停止するものの、原子炉補機冷却系の動作失敗による最終ヒートシンク喪失又は非常用交流電源による給電に失敗し全交流電源喪失に至り、さらに緊急用メタクラによる交流電源が確保できない場合、直流電源にて起動する原子炉隔離時冷却系により注水することで原子炉の水位を維持し、この間に電源車により交流電源を確保し、事象を収束させるシナリオである。シナリオ⑦の事象収束までの過程は以下のとおりである。

シナリオ⑦：電源車により交流電源を確保した後に、逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で復水補給水系等の代替系による注水を行うことで、原子炉水位を維持する。原子炉で発生する蒸気は逃がし安全弁から原子炉格納容器のサブプレッションプールに導かれることから、原子炉格納容器ベントにより除熱する。これにより、原子炉への注水を継続し、燃料損傷を防止する。

なお、シナリオ④～⑦において、逃がし安全弁による原子炉減圧失敗や代替系機能喪失のため代替系による注水が行えない場合であっても、電源確保により原子炉隔離時冷却系での注水が継続可能であること、消防車による注水手段が確保されていることにより、原子炉の水位維持、燃料損傷防止を図ることが可能である。

5.1.3-1(6)項及び5.2.3-1(6)項にて評価した各影響緩和機能の耐震裕度及び許容津波高さをもとに、上記の7つの収束シナリオそれぞれについて耐震裕度及び許容津波高さを評価した結果を表5.3-1に示す。(添付5.3-1参照)

表5. 3-1 各収束シナリオの耐震裕度及び許容津波高さ（原子炉）

収束シナリオ	地震評価		津波評価	
	耐震裕度	該当箇所	許容津波高さ（裕度）	該当箇所
①	1.32	原子炉補機冷却系	T.P.7.0 m (+3.7 m)	原子炉補機冷却系
②	1.32		T.P.7.0 m (+3.7 m)	
③	1.32		T.P.7.0 m (+3.7 m)	
④	(-)	(-)	T.P.15.0 m (+11.7 m)	原子炉建屋等の浸水対策範囲を超える津波による建屋内浸水
⑤	(-)	(-)	T.P.15.0 m (+11.7 m)	
⑥	(-)	(-)	T.P.15.0 m (+11.7 m)	
⑦	1.32	原子炉隔離時冷却系	T.P.15.0 m (+11.7 m)	

収束シナリオ①～③及び⑦の耐震裕度は1.32であるが、影響緩和機能を期待しない起因事象である「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器損傷」に対する耐震裕度が1.29であることから、収束シナリオ①～③及び⑦の耐震裕度は1.29として評価する。

以上の評価結果から、地震と津波の重畳事象に対するクリフエッジは、耐震裕度1.29、許容津波高さ T.P.15.0 m となる。

(3) 対策に係る効果の確認

(2)項において実施したクリフエッジの特定及びプラント全体の裕度評価は、福島第一原子力発電所の事故を考慮して実施済みの緊急安全対策及び更なる安全性向上策を踏まえて評価したものである。(図5. 3-1 参照)

緊急安全対策前の地震に係るクリフエッジは、影響緩和機能を期待しない起因事象である「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器損傷」であり、その耐震裕度は1.29と評価される。

また、津波に係るクリフエッジは、T.P.5.0 m を超える津波高さで全交流電源喪失に至ることによる注水機能喪失と評価されることから、緊急安全対策前の地震と津波の重畳のクリフエッジは、耐震裕度1.29、許容津波高さ T.P.5.0 m と評価される。

緊急安全対策後については、原子炉建屋防潮板、水密扉の設置等の浸水対策により、原子炉建屋や海水機器建屋等への海水浸水が防止されたことで、外部電源喪失時であっても T.P.7.0 m までは原子炉補機冷却系の機能確保が可能となっており、全交流電源喪失に至ることなく収束シナリオ①～③による対応が可能となっている。

また、T.P.7.0 m を超える津波により、原子炉補機冷却系の機能が喪失し、また、全交流電源喪失に至る場合でも、更なる安全性向上策で設置した緊急用メタクラによる外部電源や他号機からの電源融通により交流電源を確保し、代替系による注水、残留熱除去系による除熱等を行う収束シナリオ④～⑥（許容津波高さ T.P.15.0 m）及び電源車による給電にて代替系等により注水を行う収束シナリオ⑦（許容津波高さ

T.P.15.0 m) が追加となっており、大幅に許容津波高さが向上している。

なお、本報告書では評価に見込んでいないものの、今後の更なる安全性向上策として設置を予定している燃料（軽油）補給用の地下軽油タンク（平成 24 年 5 月完成予定）及び既に配備済みである空冷式 GTG により、原子炉補機冷却系のサポート機能に依存しない非常用電源が追加され、一層の電源の多様化が図られる予定である。

さらに、原子炉建屋内の復水補給水系配管の Ss を考慮した耐震強化工事を平成 23 年 11 月までに完了していること、消防車を配備していること等、緊急安全対策及び更なる安全性向上策では、浸水対策に加え、給電機能、注水機能及び除熱機能のより一層の多様化が図られ、耐震裕度及び許容津波高さの向上が図られている。

以上のことから、地震と津波の重畳のクリフエッジは、耐震裕度 1.29、許容津波高さ T.P.15.0 m に向上しており、さらに給電機能や注水機能等の多様性が向上したことにより、地震及び津波に対する安全性がより一層高まったものと評価できる。

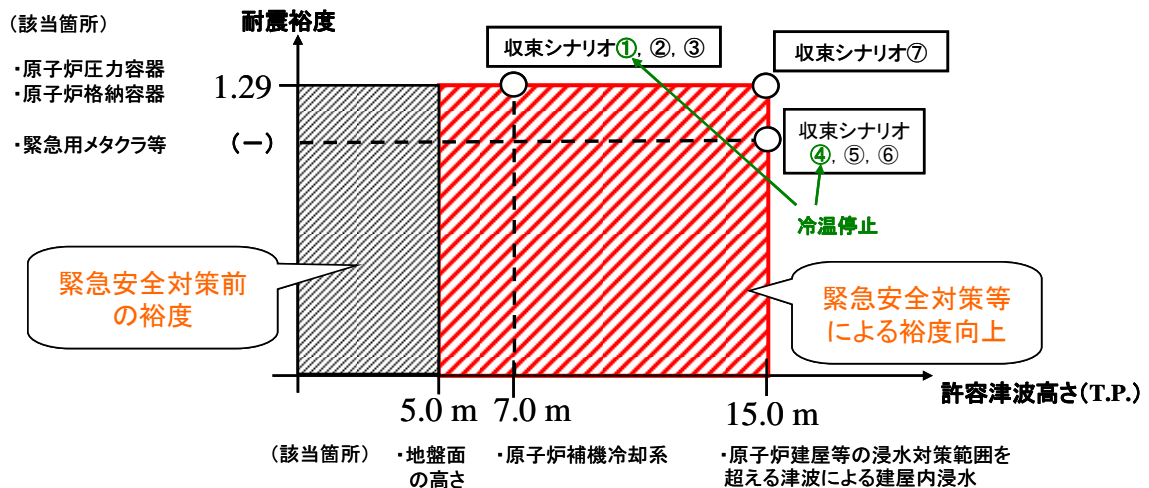


図 5. 3 - 1 地震、津波重畳に対する安全確保対策の効果（原子炉）

5.3.3-2 SFPにある燃料に対する評価結果

(1) 起因事象の選定

5. 1章の地震及び5. 2章の津波の評価結果から、考慮すべき起因事象はいずれも「外部電源喪失」事象であることから、「外部電源喪失」を起因事象として選定した。

(2) 収束シナリオ及びクリフエッジの特定

「外部電源喪失」について、以下の8つの収束シナリオを特定した。(添付5. 3-2参照)

収束シナリオ①～③は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉補機冷却系による最終ヒートシンクの確保及び非常用交流電源による給電の確保により、事象を収束させる場合のシナリオである。各シナリオの事象収束までの過程は以下のとおりである。

シナリオ①：残留熱除去系（最大熱負荷モード）又は燃料プール冷却浄化系によるSFPからの除熱を維持する。これにより、SFPの崩壊熱を除去し、燃料の損傷を防止する。

シナリオ②：シナリオ①においてSFPからの除熱に失敗した場合、燃料プール補給水系等の補給水系又は消火系によりSFPへ注水を行う。これにより、崩壊熱によるSFPの水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

シナリオ③：シナリオ②において補給水系又は消火系によるSFPへの注水に失敗した場合には、残留熱除去系によりSFPへ注水を行う。これにより、崩壊熱によるSFPの水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

収束シナリオ④及び⑤は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉補機冷却系の動作失敗による最終ヒートシンク喪失又は非常用交流電源による給電に失敗し全交流電源喪失に至る場合であり、緊急用メタクラを經由して、他号機からの電源融通により交流電源を確保し、事象を収束させるシナリオである。また、外部電源喪失の要因が低起動変圧器等の不具合によるものであって、高起動変圧器等の66kV母線よりも上流側の電源機能が健全である場合にも、緊急用メタクラを介して外部電源を非常用母線に受電することで実現可能な収束シナリオである。各シナリオの事象収束までの過程は以下のとおりである。

シナリオ④：緊急用メタクラにより交流電源を確保した後に、燃料プール補給水系等の補給水系又は消火系によりSFPへ注水を行う。これにより、崩壊熱によるSFPの水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

シナリオ⑤：シナリオ④において補給水系又は消火系によるSFPへの注水に失敗した場合には、代替海水熱交換器設備を用いて残留熱除去系を運転し、SFPへ注水を行う。これにより、崩壊熱によるSFPの水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

収束シナリオ⑥は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉補機冷却系の動作失敗による最終ヒートシンク喪失又は非常用交流電源による給電に失敗し全交流

電源喪失に至り、さらに緊急用メタクラによる交流電源が確保できない場合に、電源車により交流電源を確保するシナリオである。シナリオ⑥の事象収束までの過程は以下のとおりである。

シナリオ⑥：電源車により交流電源を確保した後に、補給水系により SFP へ注水を行う。これにより、崩壊熱による SFP の水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

収束シナリオ⑦及び⑧は、起因事象の外部電源喪失の発生の後、原子炉補機冷却系の動作失敗による最終ヒートシンク喪失又は非常用交流電源による給電に失敗し全交流電源喪失に至り、さらに緊急用メタクラ又は電源車による交流電源が確保できない場合等に、D/DFP や消防車により SFP への注水を行うシナリオである。各シナリオの事象収束までの過程は以下のとおりである。

シナリオ⑦：D/DFP により SFP へ注水を行う。これにより、崩壊熱による SFP の水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

シナリオ⑧：シナリオ⑦において D/DFP による SFP への注水に失敗した場合等の電動ポンプ及び D/DFP による注水がいずれもできない場合には、消火系経路で消防車により注水を行う。これにより、崩壊熱による SFP の水位低下を防止し、燃料の損傷を防止する。

5.1.3-2(6)項及び5.2.3-2(6)項にて評価した各影響緩和機能の耐震裕度及び許容津波高さをもとに、上記の8つの収束シナリオそれぞれについて耐震裕度及び許容津波高さを評価した結果を表5.3-2に示す。(添付5.3-2参照)

表5.3-2 各収束シナリオの耐震裕度及び許容津波高さ (SFP)

収束シナリオ	地震評価		津波評価	
	耐震裕度	該当箇所	許容津波高さ(裕度)	該当箇所
①	(-)	(-)	T.P.7.0 m (+3.7 m)	原子炉補機冷却系
②	1.32	原子炉補機冷却系	T.P.7.0 m (+3.7 m)	
③	1.32		T.P.7.0 m (+3.7 m)	
④	(-)	(-)	T.P.15.0 m (+11.7 m)	原子炉建屋等の浸水対策範囲を超える津波による建屋内浸水
⑤	(-)	(-)	T.P.15.0 m (+11.7 m)	
⑥	1.47	非常用電源盤	T.P.15.0 m (+11.7 m)	
⑦	(-)	(-)	T.P.15.0 m (+11.7 m)	
⑧	(-)	(-)	T.P.15.0 m (+11.7 m)	

収束シナリオ⑥の耐震裕度は1.47であるが、影響緩和機能を期待しない起因事象

である「原子炉建屋等損傷」に対する耐震裕度が 1.45 であることから、収束シナリオ⑥の耐震裕度は 1.45 として評価する。

以上の評価結果から、地震と津波の重畳事象に対するクリフエッジは、耐震裕度 1.45、許容津波高さ T.P.15.0 m となる。

(3) 対策に係る効果の確認

(2)項において実施したクリフエッジの特定及びプラント全体の裕度評価は、福島第一原子力発電所の事故を考慮して実施済みの緊急安全対策及び更なる安全性向上策を踏まえて評価したものである。(図 5. 3-2 参照)

緊急安全対策前の地震に係るクリフエッジは、非常用取水路の機能喪失による原子炉補機冷却系機能喪失であり、その耐震裕度は 1.32 と評価される。

また、津波に係るクリフエッジは、T.P.5.0 m を超える津波高さで全交流電源喪失に至ることによる注水機能喪失と評価されることから、緊急安全対策前の地震と津波の重畳のクリフエッジは、耐震裕度 1.32、許容津波高さ T.P.5.0 m と評価される。

緊急安全対策後については、原子炉建屋防潮板、水密扉の設置等の浸水対策により、原子炉建屋や海水機器建屋等への海水浸水が防止されたことで、外部電源喪失時であっても T.P.7.0 m までは原子炉補機冷却系の機能確保が可能となっており、全交流電源喪失に至ることなく収束シナリオ①～③による対応が可能となっている。

また、T.P.7.0 m を超える津波により、原子炉補機冷却系の機能が喪失し、また、全交流電源喪失に至る場合でも、更なる安全性向上策で設置した緊急用メタクラによる外部電源や他号機からの電源融通により交流電源を確保し、補給水系や残留熱除去系による注水を行う収束シナリオ④及び⑤(許容津波高さ T.P.15.0 m)、電源車による給電にて代替系により注水を行う収束シナリオ⑥(許容津波高さ T.P.15.0 m)及びD/DFPや消防車により注水を行うシナリオ⑦及び⑧(許容津波高さ T.P.15.0 m)が追加となっており、大幅に許容津波高さが向上している。

なお、本報告書では評価に見込んでいないものの、今後の更なる安全性向上策として設置を予定している燃料(軽油)補給用の地下軽油タンク(平成 24 年 5 月完成予定)及び既に配備済みである空冷式 GTG により、原子炉補機冷却系のサポート機能に依存しない非常用電源が追加され、一層の電源の多様化が図られる予定である。

さらに、原子炉建屋内の復水補給水系配管の Ss を考慮した耐震補強工事を平成 23 年 11 月までに完了していること、消防車を配備していること等、緊急安全対策及び更なる安全性向上策では、浸水対策に加え、給電機能、注水機能及び除熱機能のより一層の多様化が図られ、耐震裕度及び許容津波高さの向上が図られている。

以上のことから、地震と津波の重畳のクリフエッジは、耐震裕度 1.45、許容津波高さ T.P.15.0 m に向上しており、さらに給電機能や注水機能等の多様性が向上したことにより、地震及び津波に対する安全性がより一層高まったものと評価できる。

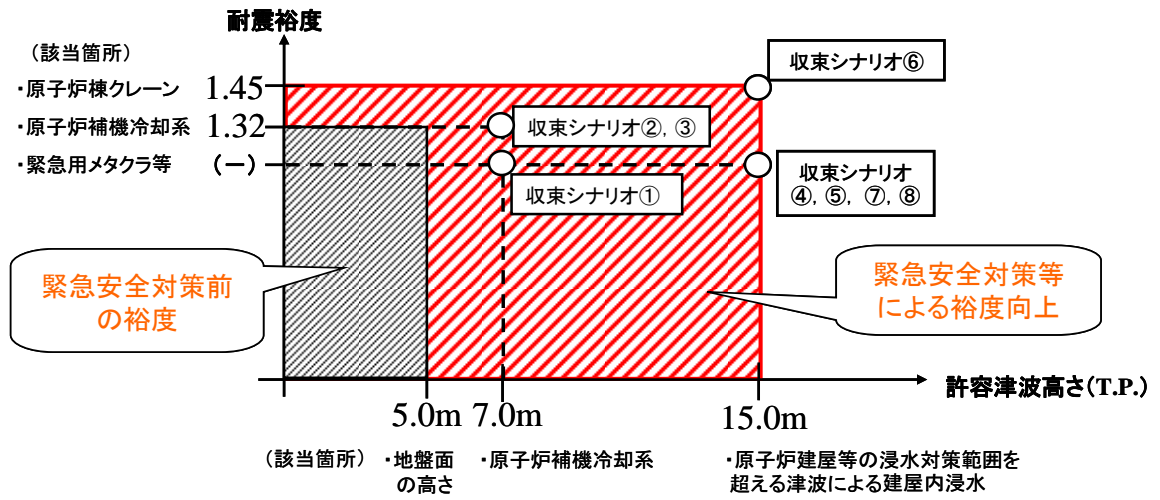


図5. 3-2 地震，津波重畳に対する安全確保対策の効果 (SFP)

5.3.4 評価結果のまとめ

地震及び津波の重畳に対するクリフエッジは、原子炉にある燃料に対しては耐震裕度 1.29、許容津波高さ T.P.15.0 m、また、SFP にある燃料に対しては耐震裕度 1.45、許容津波高さ T.P.15.0 m と評価した。

なお、柏崎刈羽 1 号機については、新潟県中越沖地震を踏まえた大きな Ss（解放基盤表面で 2300 Gal）に対して、耐震裕度を確保していることを確認した。

また、緊急安全対策及び更なる安全性向上策を実施することにより、津波に対する裕度が向上するとともに、緊急用メタクラや電源車による給電機能、消火系ポンプや消防車等による注水機能等の多様性が向上したことにより、事象収束シナリオの追加がなされ、地震及び津波に対する安全性がより一層向上したことを確認した。

5.4 全交流電源喪失

5.4.1 評価実施事項

(1) 燃料の重大な損傷に至る事象の過程及び継続時間の評価

PSA 等の知見を踏まえて、全交流電源喪失を起因事象として燃料の重大な損傷に至る事象の過程を同定し、関連する機能の継続時間を評価する。

(2) クリフエッジの所在の特定

(1)項において特定された事象の過程及び外部電源喪失から全交流電源喪失への進展過程を踏まえ、全交流電源喪失の継続時間を明らかにするとともに、クリフエッジの所在を評価する。

(3) 事象進展防止措置の評価

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

5.4.2 評価方法

(1) 燃料の重大な損傷に至る事象の過程及び継続時間の評価

① 外部電源喪失から全交流電源喪失までの過程の同定

PSA等の知見を踏まえて、外部電源喪失から全交流電源喪失への進展過程をイベントツリーで特定し、事故シナリオを同定する。

また、D/G等のバックアップ電源の構成を明らかにして、バックアップ電源の有効性と当該電源の継続時間を評価する。

② 全交流電源喪失から燃料の重大な損傷までの過程の同定

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

また、全交流電源喪失時に、燃料の重大な損傷を防止するために使用する緩和システム等の防護措置を明らかにする。防護措置には、所要の安全機能を直接果たすフロントライン系の設備と、当該防護措置が機能を果たすために必要となるサポート系の設備を含む。

上記①項及び②項の検討は、以下の条件のもとに実施する。

- ・地震、津波等の外部事象による設備への影響は考慮しない。
- ・イベントツリーの作成にあたっては、外部電源の復旧及びD/Gの復旧は考慮しない。
- ・対象とする防護措置は、以下に分類して示す。
 - (ア) 基本設計段階で採用した設備
 - (イ) AM策
 - (ウ) 緊急安全対策
 - (エ) 更なる安全性向上策

③ 全交流電源喪失の継続時間

①項及び②項で特定した事象進展過程に基づき、②項で明らかにした防護措置が機能喪失するまでの時間を評価し、この時間を保守的に燃料の重大な損傷に至るまでの全交流電源喪失の継続時間とする。(すべての防護措置が機能喪失してから燃料の重大な損傷に至るまでの時間は考慮しない。)

評価条件は、以下のとおり。

- a. 全交流電源喪失時に作動する防護措置について、水源の枯渇、蓄電池の枯渇及び環境条件の悪化等の機器の継続運転の制約条件を考慮する。
- b. 原子炉運転中及び原子炉停止中それぞれについて最も厳しいプラント状態を想定し評価を行う。原子炉運転中については、原子炉は定格熱出力運転中、SFPは1炉心分を除いて全ての使用済燃料ラックに使用済燃料が貯蔵されている場合を想定する。また、原子炉停止中については、至近のサイクルで照射された原子炉の全燃料を炉心からSFPに取り出した上でプールゲート

を閉とした直後とし、1 取替え分の新燃料を除いて全ての使用済燃料ラックに使用済燃料が貯蔵されている場合を想定する。(添付 5. 4-1 参照)

- c. 注水機能の継続時間評価においては、発電所全体で最も厳しい条件を設定することとし、最も必要注水量が大きくなるよう 1 号機以外の発電所内他号機 (2~7 号機) は定格熱出力運転状態にて全交流電源喪失発生、原子炉及び SFP への注水が必要となっている状況を想定する。
- d. 注水機能の継続時間評価における必要注水量は、起因事象発生後、原子炉は停止状態に移行し、燃料の崩壊熱による蒸発のために低下する水位を注水により維持するものとして、SFP についても同様に水位を注水により維持するものとして評価する。なお、注水の淡水源のうち、復水貯蔵槽は各号機で使用し、屋外の淡水タンク等の発電所共有設備については全号機共有で使用するものとする。(添付 5. 4-2, 3 参照)
- e. 電源機能の継続時間評価においては、電源車及び消防車等同時運転を想定するとともに、発電所内で共有して使用するものについては、1 号機以外の発電所内他号機 (2~7 号機) においても並行して対応していることを仮定し評価する。
- f. 電源車及び消防車等の燃料 (軽油) については、発電所内にある軽油タンクに備蓄してある軽油で補給するものとし、発電所構外から供給される軽油は評価には含めない。

(2) クリフエッジの所在の特定

(1)③項で評価した全交流電源喪失の継続時間評価の結果を踏まえ、クリフエッジの所在を特定する。

なお、本評価でのクリフエッジは、全交流電源喪失継続時間を保守的に評価するため、必要注水量が多くなるように冷却すべき熱 (崩壊熱) を大きく設定するとともに、柏崎刈羽全号機が同時に全交流電源喪失状態になり全号機同時に対応する、外部からの支援は一切無いものとして評価する等の保守的な仮定に基づき評価を実施しており、特定したクリフエッジが直ちに燃料損傷に結びつくわけではない。

(3) 事象進展防止措置の評価

(1)②項で特定した防護措置について、当該措置を実施したことによる燃料の重大な損傷の防止効果又は燃料の重大な損傷までの時間余裕の増加効果を評価するとともに、これらの防護措置について、多様化が図られていることを評価する。

5.4.3 評価結果

(1) 燃料の重大な損傷に至る事象の過程及び継続時間の評価

① 外部電源喪失から全交流電源喪失までの過程の同定

柏崎刈羽 1 号機は、外部電源喪失が発生した場合には発電機が系統から離脱し、タービントリップ及び原子炉スクラムに至る。

この場合でも、D/G の起動により非常用電源が確保され、原子炉の安全停止と原子炉及び原子炉格納容器並びに SFP の冷却が可能であり安全が確保されるが、複数ある D/G の全てが同時に機能喪失に至った場合には全交流電源喪失に至る。

ただし、直流電源の機能喪失により D/G が起動不可な状態にある場合については、AM 策として隣接原子炉施設の低圧交流電源から電源融通を行うことで、当該号機の直流電源用充電器が使用可能となり、D/G を手動起動することが可能である。さらに隣接原子炉施設の D/G から高圧交流電源の電源融通も行えるよう手順を整備しており、これら全てが実施できない場合に全交流電源喪失に至ることとなる。(添付 5. 4-4 参照)

D/G の燃料（軽油）については、柏崎刈羽 1 号機において軽油タンク 2 基、発電所全体では軽油タンク 14 基を構内に設置しており、外部からの支援がない場合であっても、D/G を定格出力にて約 7 日間継続運転することが可能であり、外部電源の復旧又は燃料（軽油）補給の措置を実施するに十分な時間余裕がある。

② 全交流電源喪失から燃料の重大な損傷までの過程の同定

a. 全交流電源喪失の想定

①項で示したシナリオにより全交流電源喪失することを想定する。

全交流電源喪失により常用系及び非常用系の海水冷却系が機能喪失に至るため、同時に最終ヒートシンクも喪失する。

b. 全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至るシナリオの分析

全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象進展のイベントツリーによる分析に際しては、直流電源（蓄電池）や逃がし安全弁の機能を期待するとともに、全交流電源喪失時にも運転可能である原子炉隔離時冷却系についても以下のとおり信頼性の高いものとなっていることから期待することとした。

- ・原子炉隔離時冷却系は安全機能の重要度分類上（※）、MS-1 に分類される重要度の高い系統であり、信頼性の高い設計であること。

※ 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針

（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定，平成 21 年 3 月 9 日一部改訂）

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

イベントツリーによる分析の結果、全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に

至る事象の進展は、以下の過程となる。

- ・原子炉は、交流電源を駆動源とする機器が運転不能となる。原子炉への注水は、直流電源（蓄電池）から電源供給を受け、原子炉の蒸気により駆動する原子炉隔離時冷却系により実施される。
- ・その後、外部電源喪失の要因が低起動変圧器等の不具合によるものであって、高起動変圧器等の 66kV 母線より上流側の電源機能が健全である場合には、緊急用メタクラを介して外部電源を非常用母線に受電可能であり、それにより非常用炉心冷却系（以下、「ECCS」という）等を用いて原子炉への注水、除熱を行い燃料の損傷を防止することができる。（添付 5. 4－5（1／2）参照）
- ・残留熱除去系を用いた除熱手段については、更なる安全性向上策として代替海水熱交換器設備を設置しており、海水冷却系が使えない場合であっても、除熱機能を確保することが可能となっている。（添付 5. 4－5（2／2）参照）
- ・また、外部電源が全く利用できない場合でも、電源車からの給電によって、原子炉隔離時冷却系や代替系による注水の継続が可能であり、代替系については、消防車による注水手段も確保し、燃料の損傷防止を可能としている。（添付 5. 4－6（1／2）参照）
- ・緊急用メタクラを介しての外部電源や電源車による給電もできない場合は、いずれ直流電源（蓄電池）が枯渇するため、それ以降、原子炉隔離時冷却系が停止した場合（蓄電池の負荷制限の見直し等により、実力的には約 38 時間は運転継続可能）、原子炉の水位が徐々に低下し、それに続いて逃がし安全弁による原子炉減圧後の低圧注水もできない場合は、さらなる水位低下により燃料が露出して損傷に至る。
- ・SFP についても、原子炉同様、緊急用メタクラを介して外部電源を受電可能な場合は、燃料プール補給水系や残留熱除去系による注水、除熱機能確保により燃料の損傷を防止することが可能であり、残留熱除去系を用いた除熱手段については、上述のとおり更なる安全性向上策として設置した代替海水熱交換器設備により、海水冷却系が使えない場合であっても、除熱機能を確保することが可能となっている。
- ・また、外部電源を利用できない場合であっても、電源車を用いた燃料プール補給水系等による注水によって燃料の損傷を防止することができる。
- ・外部電源及び電源車、そのどちらとも使用できない場合、交流電源を駆動源とする燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の冷却機能並びに燃料プール補給水系等の注水機能が喪失するが、その場合であっても、消火系や消防車といった注水手段を確保することで燃料の損傷防止措置を図っている。（添付 5. 4－6（2／2）参照）
- ・これら全ての注水手段が確保されない場合、SFP 水温が徐々に上昇する。こ

れに伴い SFP 水の蒸発量が増加し、水位が低下することで最終的に使用済燃料が露出して損傷に至る。

c. 燃料の重大な損傷を防止する防護措置の特定

全交流電源喪失が発生した場合に原子炉及び SFP の燃料の重大な損傷を防止するためには、注水機能及びこれをサポートする電源機能が必要であり、さらに、これらの機能には駆動源、水源が必要である。

また、緊急用メタクラを介して外部電源を使用することができる場合、原子炉及び SFP の除熱機能を確保し、燃料の重大な損傷を防止することが可能であるが、代替海水熱交換器設備を用いる場合は、駆動源として電源車が必要となる。

機能毎に必要な機器・設備を整理し、燃料の重大な損傷を防止する防護措置を特定するとともに、各防護措置について設備等の設置時期や機能の追加時期を考慮し、以下に従い区分を行った結果を表 5. 4-1~3 に示す。

- (ア) 基本設計段階で採用した設備
- (イ) AM 策
- (ウ) 緊急安全対策
- (エ) 更なる安全性向上策

<注水機能に係る防護措置>

表 5. 4-1 (1) 原子炉への注水機能

対象設備		区分
注水設備	原子炉隔離時冷却系	(ア)
	低圧炉心スプレイ系 (※1)	(ア)
	残留熱除去系 (※1)	(ア・エ)
	ほう酸水注入ポンプ	(ア・ウ)
	復水移送ポンプ	(イ)
	D/DFP	(イ)
	消防車	(ウ)
制御・駆動電源	直流電源 (蓄電池)	(ア)
	電源車	(ウ)
燃料 (軽油)	軽油タンク	(ウ) (※3)
	地下軽油タンク (※2)	(エ)
水源	復水貯蔵槽 (非常用復水貯蔵槽を含む)	(ア)
	純水タンク	(ア)
	ろ過水タンク	(イ)
	海水	(ウ)
	淡水貯水池 (※2)	(エ)

※1 低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系による原子炉注水は、緊急用メタクラを介しての外部電源が利用できる場合のみ。

※2 地下軽油タンク及び淡水貯水池については H24 年度設置予定

※3 軽油タンクは、基本設計段階で採用している設備 (区分 (ア)) であるが、電源車 (区分 (ウ)) への燃料 (軽油) 供給源として区分 (ウ) とした。

表 5. 4-1 (2) SFP への注水機能

対象設備		区分
注水設備	燃料プール補給水系	(ア)
	復水移送ポンプ	(ア・ウ)
	D/DFP	(ウ)
	消防車	(ウ)
	残留熱除去系 (※1)	(ア・エ)
制御・駆動電源	電源車	(ウ)
燃料 (軽油)	軽油タンク	(ウ) (※3)
	地下軽油タンク (※2)	(エ)
水源	復水貯蔵槽 (非常用復水貯蔵槽を含む)	(ア)
	純水タンク	(ア)
	ろ過水タンク	(ウ)
	海水	(ウ)
	淡水貯水池 (※2)	(エ)

※1 残留熱除去系による SFP への注水は、緊急用メタクラを介しての外部電源が利用できる場合のみ。

※2 地下軽油タンク及び淡水貯水池については H24 年度設置予定

※3 軽油タンクは、基本設計段階で採用している設備 (区分 (ア)) であるが、電源車 (区分 (ウ)) への燃料 (軽油) 供給源として区分 (ウ) とした。

< 電源機能に係る防護措置 >

表 5. 4-2 非常用所内電源系統への電源供給機能

対象設備		区分
電源設備	直流電源 (蓄電池)	(ア)
	電源車	(ウ)
	緊急用メタクラ	(エ)
燃料 (軽油)	軽油タンク	(ウ) (※2)
	地下軽油タンク (※1)	(エ)

※1 地下軽油タンクについては H24 年度設置予定

※2 軽油タンクは、基本設計段階で採用している設備 (区分 (ア)) であるが、電源車 (区分 (ウ)) への燃料 (軽油) 供給源として区分 (ウ) とした。

< 除熱機能に係る防護措置 >

表 5. 4-3 原子炉及び SFP の除熱機能

(緊急用メタクラを介しての外部電源利用可能な場合)

対象設備		区分
除熱設備	残留熱除去系 (原子炉・SFP 除熱)	(ア)
	燃料プール冷却浄化系 (SFP 除熱)	(ア)
	残留熱除去系 (原子炉・SFP 除熱) (代替海水熱交換器設備使用)	(エ)
制御・駆動電源	電源車	(ウ)
燃料 (軽油)	軽油タンク	(ウ) (※2)
	地下軽油タンク (※1)	(エ)

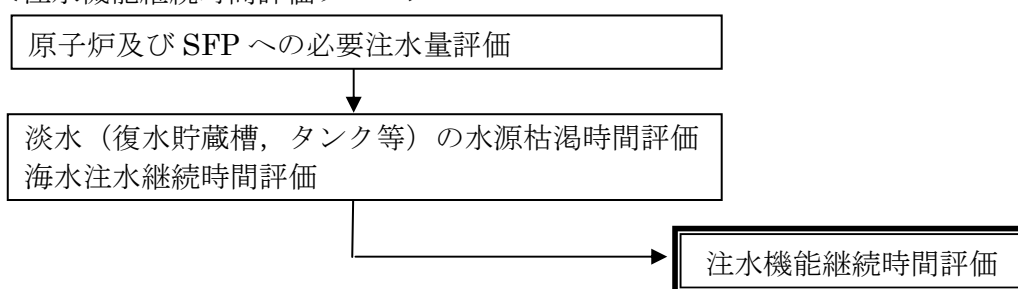
※1 地下軽油タンクについては H24 年度設置予定

※2 軽油タンクは、基本設計段階で採用している設備 (区分 (ア)) であるが、電源車 (区分 (ウ)) への燃料 (軽油) 供給源として区分 (ウ) とした。

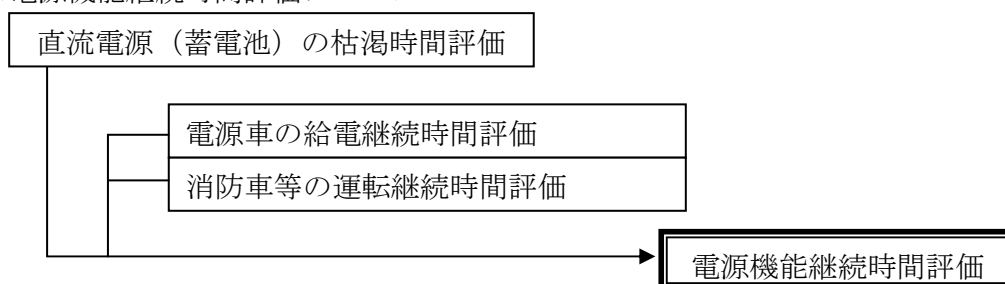
③ 全交流電源喪失の継続時間の評価

(1)②b 項で特定した全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の進展過程を踏まえ、5. 4. 2 評価方法(1)③項に記載のとおり、原子炉運転中及び原子炉停止中における全交流電源喪失の継続時間として、全交流電源喪失時の注水機能継続時間及び電源機能継続時間を以下の評価フローに従い評価した。ここで緊急用メタクラを介して外部電源を期待でき除熱設備が使用可能な場合については、必要注水量が限定的であり水源が枯渇することが無いため、本項にて継続時間評価は実施しない。

<注水機能継続時間評価フロー>



<電源機能継続時間評価フロー>



i. 原子炉運転中

全交流電源喪失が発生した場合、原子炉への注水は直流電源（蓄電池）から電源供給を受ける原子炉隔離時冷却系により実施される。

この際、緊急安全対策により、早期に電源車から電源を供給することにより、原子炉隔離時冷却系による原子炉への注水時間の延長、逃がし安全弁による原子炉の減圧、復水補給水系等による原子炉及び SFP への代替注水、原子炉格納容器ベントによる原子炉格納容器の除熱・減圧を組み合わせることで、燃料の損傷を防止できる。

また、更なる安全性向上策である緊急用メタクラを介して外部電源を利用可能な場合は、ECCS 等を用いて、原子炉及び SFP への注水、除熱を行い燃料の損傷を防止することができる。

水源についても、緊急安全対策として淡水タンク（純水タンク、ろ過水タンク）から復水貯蔵槽への水の移送を行うことにより、より多くの水源を確保することで、長期間の注水維持、燃料の損傷防止を図る措置を講じている。（添付 5. 4 - 7 参照）

<注水機能継続時間評価>

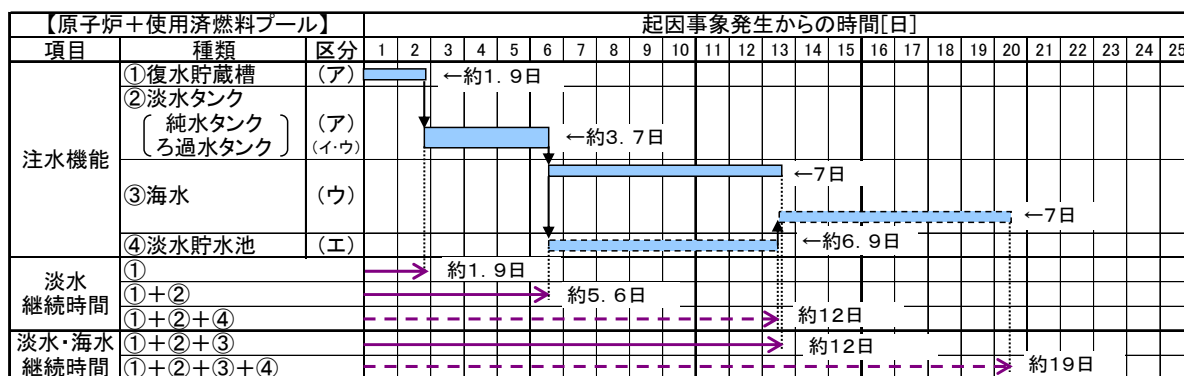
原子炉注水のための淡水源である復水貯蔵槽や淡水タンク等の枯渇までの時間評価結果は、復水貯蔵槽の枯渇まで約 1.9 日、淡水タンクの枯渇まで約 5.6 日（更なる安全性向上策である淡水貯水池を含めた場合、約 12 日）との評価となった。

また、淡水が枯渇した以降も、消防車による海水注水は継続可能である。ただし、海水を水源とする場合、水量に制限は無いため長期にわたる注水も可能ではあるものの、海水中に含まれる塩分による影響を考慮し、注水期間は 7 日とした。

よって原子炉運転中の注水機能継続時間は、淡水枯渇までの期間に海水注水期間を加えた約 12 日（更なる安全性向上策である淡水貯水池までを含めた場合、約 19 日）となる。（図 5. 4 - 1 参照）（添付 5. 4 - 8（1 / 4），（2 / 4）参照）

なお、水源の優先順位は以下のとおり。

- (i) 復水貯蔵槽
- (ii) 淡水タンク（純水タンク，ろ過水タンク）
- (iii) 淡水貯水池
- (iv) 海水



区分
 (ア)基本設計段階で採用した設備
 (イ)AM 策
 (ウ)緊急安全対策
 (エ)更なる安全性向上策

図 5. 4 - 1 原子炉運転中の注水機能継続時間評価

(参考)

上記原子炉運転中の評価は、発電所全体での最も厳しい条件設定として、発電所内全号機（1～7号機）について運転中を仮定した評価であるが、新潟県中越沖地震以降、再起動していない 2～4号機を停止中とした場合の注水機能継続時間評価結果は、淡水源枯渇までの約 6.2 日（淡水貯水池を含めた場合、約 13 日）に海水注水期間 7 日を加えた約 13 日（淡水貯水池までを含めた場合、約 20 日）となる。

<電源機能継続時間評価>

全交流電源喪失が発生した場合、緊急安全対策により、電源車から非常用母線に電源を供給する。これにより、注水機能又は冷却機能が維持され、燃料の損傷が回避される。

電源車から非常用母線への電力の供給は、8時間以内で達成できることを訓練実績などから確認しており、原子炉隔離時冷却系の直流電源（蓄電池）が枯渇するまでに完了することが可能である。

また、電源車は燃料（軽油）補給なしで約2時間の連続運転が可能であり、発電機運転中に燃料（軽油）を補給することにより、さらに運転を継続することが可能である。その継続時間は電源車や消防車等を同時運転しても、発電所内に設置してある14基の軽油タンクの軽油により、約94日間の長期にわたって運転が可能である。（図5.4-2参照）（添付5.4-9（1/2）参照）

なお、更なる安全性向上策として発電所構内への地下軽油タンクの設置を計画しているが、これも含めた場合では約96日間の運転が可能となる。

【原子炉+使用済燃料プール】			起因事象発生からの時間[日]																																																																																																			
項目	種類	区分	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	...	91	92	93	94	95	96	97	98	99	100																																																																											
電源機能	①直流電源(蓄電池)	(ア)	←約38時間(実力値) ^{※1}																						↓約94日 ^{※2}																																																																													
	②電源車(軽油タンク)	(ウ)																							↓約1.9日 ^{※3}																																																																													
	③電源車(地下軽油タンク)	(エ)																																																																																																				
継続時間	①		→約38時間(実力値) ^{※1}																						→約94日																																																																													
	①+②																								→約94日																																																																													
	①+②+③																								→約96日																																																																													

※1 約72時間への延長を準備中

※2 電源継続時間は、全交流電源喪失発生直後から、消防車及びその他機材と同時運転しているものと仮定して保守的に評価

※3 更なる安全性向上策の機材を考慮して評価

区分

- (ア)基本設計段階で採用した設備
- (イ)AM策
- (ウ)緊急安全対策
- (エ)更なる安全性向上策

図5.4-2 原子炉運転中の電源機能継続時間評価

ii. 原子炉停止中

最も厳しい条件として原子炉の燃料を全てSFPに取り出し、プールゲートを閉じた直後を想定しているためSFPのみ評価した。

SFPは、冷却機能及び注水機能が全て喪失し、水温が上昇することによりSFPの水が蒸発する。この際、緊急安全対策により、電源車から電源を供給することで燃料プール補給水ポンプでの注水を長期間維持すること等により燃料の損傷を防止できる。（添付5.4-7（1/3），（3/3）参照）

さらに、原子炉運転中と同様に、更なる安全性向上策である緊急用メタクラを介して外部電源を利用可能な場合は、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系に電源を供給し、速やかに冷却を行うことで、燃料の損傷を防止することができる。

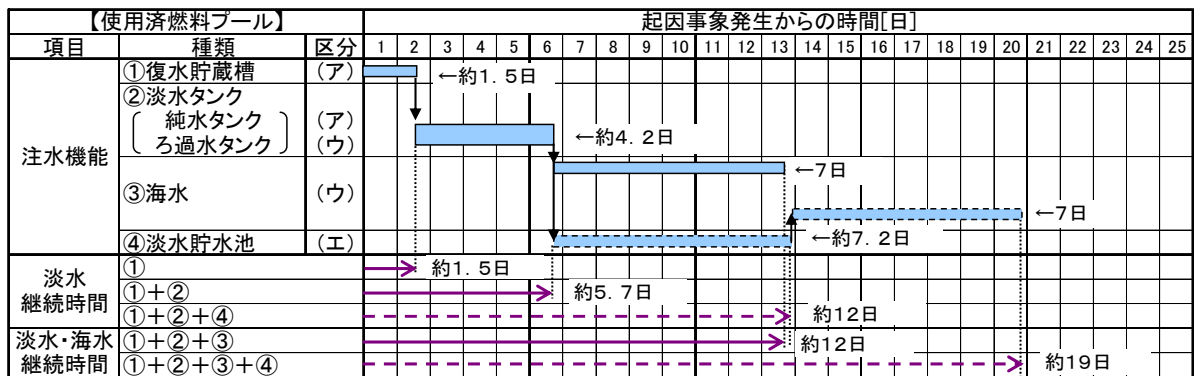
<注水機能継続時間評価>

SFP への必要注水量は、約 16.8m³/h であり、淡水源である復水貯蔵槽の枯渇まで約 1.5 日、淡水タンクの枯渇まで約 5.7 日（更なる安全性向上策である淡水貯水池を含めた場合、約 12 日）との評価となった。

また、淡水枯渇以降については、原子炉運転中と同様に消防車による長期の海水注水が可能であるものの、海水中に含まれる塩分による影響を考慮し、注水期間は 7 日とした。

よって原子炉停止中の注水機能継続時間は、淡水枯渇までの期間に海水注水期間を加えた約 12 日（更なる安全性向上策である淡水貯水池までを含めた場合、約 19 日）となる。（図 5. 4 - 3 参照）（添付 5. 4 - 8（3 / 4），（4 / 4）参照）

なお、水源の優先順位についても原子炉運転中と同様である。



区分
 (ア)基本設計段階で採用した設備
 (イ)AM 策
 (ウ)緊急安全対策
 (エ)更なる安全性向上策

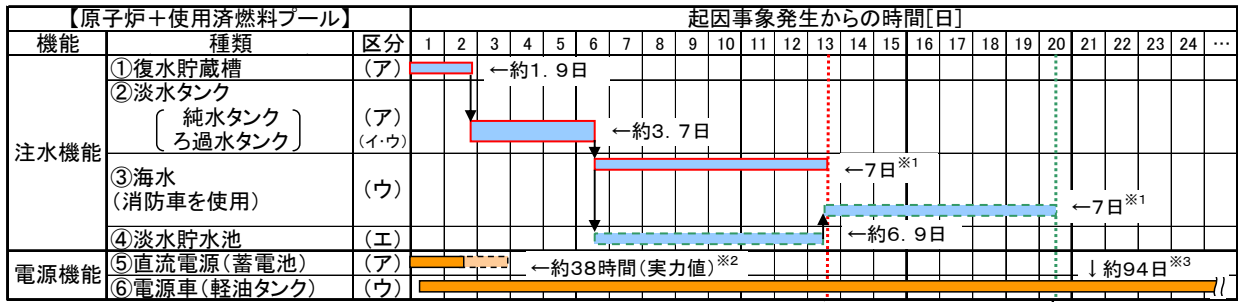
図 5. 4 - 3 原子炉停止中の注水機能継続時間評価

(参考)

上記原子炉停止中の評価は、発電所全体での最も厳しい条件設定として、1号機以外の全ての号機（2～7号機）について運転中を仮定した評価であるが、新潟県中越沖地震以降、再起動していない2～4号機を停止中とした場合の注水機能継続時間評価結果は、淡水源枯渇までの約 6.4 日（淡水貯水池を含めた場合、約 14 日）に海水注水期間 7 日を加えた約 13 日（淡水貯水池までを含めた場合、約 21 日）となる。

<電源機能継続時間評価>

原子炉運転中の電源機能継続時間評価にて記載のとおり、全交流電源喪失が発生した場合、緊急安全対策により、電源車から非常用母線に電源を供給する。これにより、注水機能又は冷却機能が維持され、燃料の損傷が回避される。

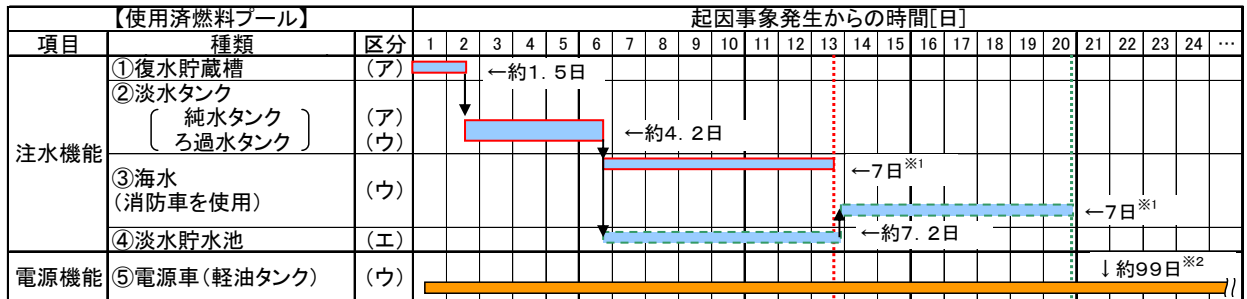


※1 消防車は約94日まで運転可能
 ※2 約72時間への延長を準備中
 ※3 地下軽油タンク等更なる安全性向上策を考慮すると約96日

区分
 (ア)基本設計段階で採用した設備
 (イ)AM策
 (ウ)緊急安全対策
 (エ)更なる安全性向上策

約12日
 約19日
 安全性向上策後

図5. 4-5 クリフエッジの特定 (原子炉運転中)



※1 消防車は約99日まで運転可能
 ※2 地下軽油タンク等更なる安全性向上策を考慮すると約101日

区分
 (ア)基本設計段階で採用した設備
 (イ)AM策
 (ウ)緊急安全対策
 (エ)更なる安全性向上策

約12日
 約19日
 安全性向上策後

図5. 4-6 クリフエッジの特定 (原子炉停止中)

(3) 事象進展防止措置の評価

① 時間余裕に係る評価

(1)②c項で特定した防護措置について、当該措置を実施したことによる燃料の重大な損傷の防止効果及び燃料の重大な損傷までの時間余裕の増加効果を以下のとおり評価した。

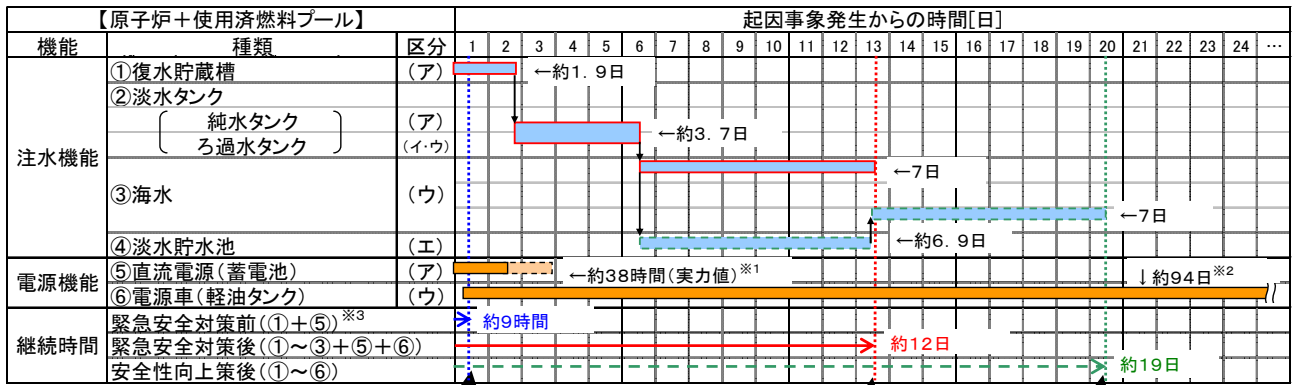
基本設計段階で採用した設備(区分(ア))では、全交流電源喪失時、原子炉においては制御電源である直流電源の枯渇以降、原子炉隔離時冷却系の運転継続は困難になるとともに、他の注水手段が確保されていないこと、SFPにおいては、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の冷却機能及び燃料プール補給水系の注水機能が停止することにより、燃料の重大な損傷に至る事象に進展する。

これについては、緊急安全対策（区分（ウ））として配備した電源車により電源供給がなされ、燃料の損傷が回避されることを確認した。今後、更なる安全性向上策（区分（エ））として設置予定の燃料（軽油）補給用の地下軽油タンク（平成24年5月完成予定）及び既に配備済みの空冷式GTGによる電源確保も可能となる。

さらに、全交流電源喪失時も高起動変圧器等の66kV母線より上流側の電源機能が健全である場合には、更なる安全性向上策（区分（エ））として設置した緊急用メタクラを介して外部電源を受電することが可能であり、それによりECCS等を用いて、原子炉及びSFPへの注水、除熱を行い燃料の損傷が防止されることを確認した。

また、原子炉（原子炉運転中）への注水機能継続時間は、外部からの支援が得られない場合を想定しても、配備した電源車や水源の拡大及び注水手段の多様化により、水源枯渇時間である約9時間（非常用復水貯蔵槽のみを水源にする等の緊急安全対策前の条件にて保守的に評価）から注水機能確保可能期間である約12日に延びており、今後、更なる安全性向上策（区分（エ））として淡水貯水池を設置することで、さらに約19日に延びることとなる。（図5.4-7参照）

SFP（原子炉停止中）に関しては、緊急安全対策前、全交流電源喪失時の注水手段が確保されていなかったものが（SFP水温100℃到達までの時間裕度は約4時間）、緊急安全対策により注水機能確保可能期間である約12日に延びており、さらに原子炉同様に更なる安全性向上策（区分（エ））として淡水貯水池を設置することで約19日に延びることとなる。（図5.4-8参照）



約9時間
緊急安全対策前

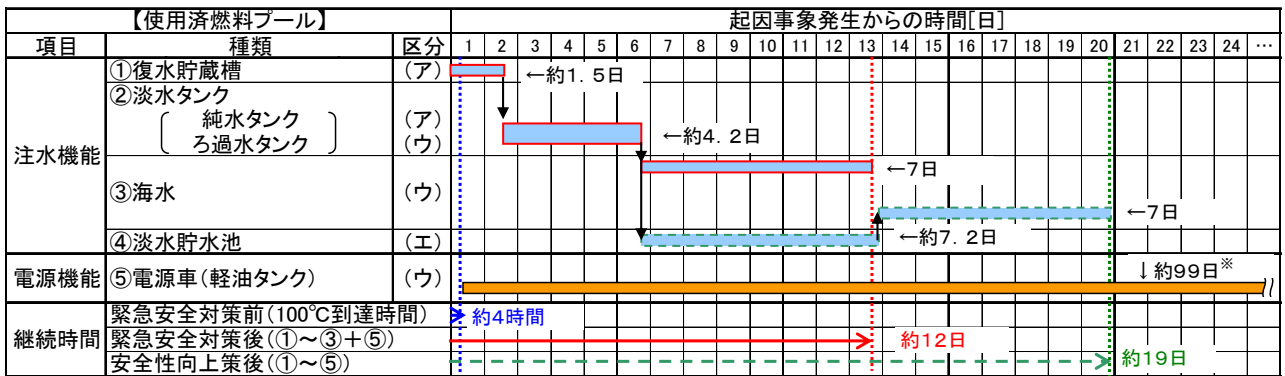
約12日
緊急安全対策後

約19日
安全性向上策後

- ※1 約72時間への延長を準備中
- ※2 地下軽油タンク等更なる安全性向上策を考慮すると約96日
- ※3 ②は水源としては、(ア)~(ウ)の区分であるが、全号機同時全交流電源喪失時は注水手段が無かったことから継続時間評価には含まない

- 区分
- (ア)基本設計段階で採用した設備
 - (イ)AM策
 - (ウ)緊急安全対策
 - (エ)更なる安全性向上策

図5. 4-7 事象進展防止措置の評価(原子炉運転中)



約4時間
緊急安全対策前

約12日
緊急安全対策後

約19日
安全性向上策後

- ※ 地下軽油タンク等更なる安全性向上策を考慮すると約101日

- 区分
- (ア)基本設計段階で採用した設備
 - (イ)AM策
 - (ウ)緊急安全対策
 - (エ)更なる安全性向上策

図5. 4-8 事象進展防止措置の評価(原子炉停止中)

② 各機能継続に係る評価

(1)②c 項の防護措置の整理結果から、緊急安全対策等により全交流電源喪失時における注水機能、電源機能及び除熱機能について、多様化が図られたことを以下のとおり確認した。

<注水機能継続に係る評価結果>

- ・水源確保の手順を整備し、全交流電源喪失時においても電源車等による電源確保により純水タンクから復水貯蔵槽への補給が可能となるとともに、D/DFP によるろ過水タンクからの復水貯蔵槽への補給も可能となったことで、原子炉や SFP への注水源の多様化が図られた。
- ・また、SFP への注水については、消火系を注水手段として追加するとともに、緊急用メタクラを介して外部電源の利用が可能な場合は、残留熱除去系による注水も行えるよう手順を整備し、注水手段についても多様化が図られた。
- ・加えて、消防車を配備することにより、淡水が枯渇した以降についても、代替注水（海水注水）が可能となっており、さらなる水源・注水手段の多様化が図られている。

<電源機能継続に係る評価結果>

- ・電源機能については、電源車を配備し全交流電源喪失時にも電源供給が可能になった。
- ・また、更なる安全性向上策として設置した緊急用メタクラにより、外部電源が喪失した場合であっても、その要因が低起動変圧器等の不具合によるものであって、高起動変圧器等の 66kV 母線より上流側の電源機能が健全である場合には、外部電源の非常用母線への受電が可能となった。

<除熱機能継続に係る評価結果>

- ・上記の電源機能継続に係る評価結果に記載のとおり、全交流電源喪失時であっても緊急用メタクラを介して外部電源の受電が可能な場合については、ECCS 等による注水機能、除熱機能が確保可能である。
- ・また、更なる安全性向上策として代替海水熱交換器設備を配備したことで、海水冷却系が使えない場合であっても、残留熱除去系を用いての除熱機能が確保可能となった。

5.4.4 評価結果のまとめ

全交流電源喪失発生時、発電所外部からの支援を期待しない場合であっても燃料の重大な損傷に至る事象に進展することなく、原子炉運転中及び原子炉停止中ともに約 12 日、注水機能を維持できることから、全交流電源喪失に対するクリフエッジは約 12 日と評価した。これは緊急安全対策として電源の確保、消防車の配備、手順の整備等を実施し、水源の拡大や注水手段の多様化を図った結果、大幅に増加したものであり、外部電源の復旧や発電所外部からの支援（電源車や空冷式 GTG への燃料（軽油）補給）を期待するに十分な時間余裕となっている。

また、外部電源喪失の要因が低起動変圧器等によるものであり、更なる安全性向上策として設置した緊急用メタクラを介して外部電源を受電可能である場合は、原子炉及び SFP の除熱機能を確保でき、必要な注水量及び電源も確保されるためクリフエッジは存在せず、燃料の重大な損傷に進展することがなくなった。

さらに、今後計画している更なる安全性向上策（淡水貯水池、地下軽油タンク）を講じることにより、燃料の損傷防止策を一層の信頼性をもって実施することが可能である。

5.5 最終ヒートシンクの喪失

5.5.1 評価実施事項

(1) 燃料の重大な損傷に至る事象の過程及び継続時間の評価

PSA 等の知見を踏まえて、最終ヒートシンク喪失を起因事象として燃料の重大な損傷に至る事象の過程を同定し、関連する機能の継続時間を評価する。

(2) クリフエッジの所在の特定

(1)項において特定された事象の過程の進展を踏まえ、最終ヒートシンク喪失の継続時間を明らかにするとともに、クリフエッジの所在を特定する。

(3) 事象進展防止措置の評価

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

5.5.2 評価方法

(1) 燃料の重大な損傷に至る事象の過程及び継続時間の評価

① 燃料の重大な損傷に至る事象の過程の同定

PSA 等の知見を踏まえて、最終ヒートシンク喪失を起因事象として、燃料の重大な損傷に至る事象の過程をイベントツリーで特定し、事故シナリオを同定する。

また、最終ヒートシンク喪失時に、燃料の重大な損傷を防止するために使用する緩和システム等の防護措置を明らかにする。防護措置には、所要の安全機能を直接果たすフロントライン系の設備と、当該防護措置が機能を果たすために必要となるサポート系の設備を含む。

上記検討は、以下の条件のもとに実施する。

- ・最終ヒートシンク喪失とは、原子炉及び SFP からの残留熱を除去する系統等から最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する設備（常用及び非常用の海水を取水するポンプ）の機能喪失とする。
- ・地震、津波等の外部事象による設備の影響は考慮しない。
- ・イベントツリーの作成にあたっては、最終ヒートシンクの復旧は考慮しない。
- ・対象とする防護措置は、以下に分類して示す。
 - (ア) 基本設計段階で採用した設備
 - (イ) AM 策
 - (ウ) 緊急安全対策
 - (エ) 更なる安全性向上策

② 最終ヒートシンク喪失の継続時間

①項で特定した事象進展過程に基づき、同①項で特定した防護措置が機能喪失に至るまでの時間を評価し、この時間を保守的に燃料の重大な損傷に至るまでの最終ヒートシンク喪失の継続時間とする。（すべての防護措置が機能喪失してから燃料の重大な損傷に至るまでの時間は考慮しない。）

評価条件は以下のとおり。

- a. 最終ヒートシンク喪失時に作動する防護措置について、水源の枯渇、蓄電池の枯渇及び環境条件の悪化等の機器の継続運転の制約条件を考慮する。
- b. 原子炉運転中及び原子炉停止中それぞれについて最も厳しいプラント状態を想定し評価を行う。原子炉運転中については、原子炉は定格熱出力運転中、SFP は、1 炉心分を除いて全ての使用済燃料ラックに使用済燃料が貯蔵されている場合を想定する。また、原子炉停止中については、至近のサイクルで照射された原子炉の全燃料を炉心から SFP に取り出した上でプールゲートを閉とした直後とし、1 取替え分の新燃料を除いて全ての使用済燃料ラックに使用済燃料が貯蔵されている場合を想定する。（添付 5. 5 - 1 参照）
- c. 注水機能の継続時間評価においては、発電所全体で最も厳しい条件を設定す

ることとし、最も必要注水量が大きくなるよう 1 号機以外の発電所内他号機（2～7 号機）は定格熱出力運転状態にて最終ヒートシンクが喪失し、原子炉及び SFP への注水が必要となっている状況を想定する。

- d. 注水機能の継続時間評価における必要注水量は、起因事象発生後、原子炉は停止状態に移行し、燃料の崩壊熱による蒸発のために低下する水位を注水により維持するものとして、SFP についても同様に水位を注水により維持するものとして評価する。なお、注水の淡水源のうち、復水貯蔵槽は各号機で使用し、屋外の淡水タンク等の発電所共有設備については全号機共有で使用するものとする。（添付 5. 5-2, 3 参照）
- e. ディーゼル駆動設備や消防車等、発電所内で共有して使用するものについては、1 号機以外の発電所内他号機（2～7 号機）においても並行して対応していることを仮定し評価する。
- f. ディーゼル駆動設備や消防車等の燃料（軽油）については、発電所内にある軽油タンクに備蓄してある軽油で補給するものとし、発電所構外から供給される軽油は評価には含めない。

(2) クリフエッジの所在の特定

(1)②項で評価した最終ヒートシンク喪失の継続時間評価の結果を踏まえ、クリフエッジの所在を特定する。

なお、本評価でのクリフエッジは、最終ヒートシンク喪失継続時間を保守的に評価するため、必要注水量が多くなるように冷却すべき熱（崩壊熱）を大きく設定するとともに、柏崎刈羽全号機が同時に最終ヒートシンク喪失状態になり全号機同時に対応する、外部からの支援は一切無いものとして評価する等の保守的な仮定に基づき評価を実施しており、特定したクリフエッジが直ちに燃料損傷に結びつくわけではない。

(3) 事象進展防止措置の評価

(1)①項で特定した防護措置について、当該措置を実施したことによる燃料の重大な損傷の防止効果又は燃料の重大な損傷までの時間余裕の増加効果を評価するとともに、これらの防護措置について、多様化が図られていることを評価する。

5.5.3 評価結果

(1) 燃料の重大な損傷に至る事象の過程の特定と継続時間の評価

① 燃料の重大な損傷に至る事象の過程の特定

最終ヒートシンク喪失が発生した場合、常用系及び非常用系の海水冷却系が機能喪失する。これに伴い、残留熱除去冷却中間ループ系や原子炉補機冷却中間ループ系等が機能喪失し、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系等が機能喪失する。

燃料の重大な損傷に至る事象の進展は、イベントツリーの分析から以下の過程となる。

- ・原子炉の停止操作が実施され、原子炉隔離時冷却系による原子炉への注水が実施される。原子炉の圧力を一定に保つため、発生した蒸気は逃がし安全弁を通じてサプレッションプールに排出される。
- ・残留熱除去系を用いた除熱手段については、更なる安全性向上策として代替海水熱交換器設備を設置しており、海水冷却系が使えない場合であっても、除熱機能を確保することが可能となっているため、原子炉隔離時冷却系による注水や原子炉減圧後の復水補給水系等による注水との組み合わせにより燃料の損傷を防止することができる。(添付5. 5-4参照)
- ・また、全ての除熱機能が喪失した場合であっても、AM 策により整備した原子炉格納容器ベント機能により原子炉格納容器の除熱・減圧を行うとともに、原子炉隔離時冷却系や代替系による注水を継続することができれば燃料の損傷防止を図ることができる。ただし、水源の枯渇により、注水が停止した場合は、原子炉の水位が徐々に低下し燃料が露出して損傷に至る。(添付5. 5-5 (1/2) 参照)
- ・SFP は、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系による冷却機能が喪失することにより SFP の冷却機能が喪失するが、原子炉と同様に代替海水熱交換器設備により除熱機能を維持できる場合は、燃料の損傷に至ることはない。
- ・代替海水熱交換器設備が使用できない場合は、SFP 水温が徐々に上昇する。これに伴い SFP 水の蒸発量が増加し、SFP 水位が低下するものの、燃料プール補給水系や復水補給水系等により注水することで水位の維持を図ることが可能である。ただし、その後、水源が枯渇し、注水停止に至った場合には、SFP 水位が低下し、最終的に使用済燃料が露出して損傷に至る。(添付5. 5-5 (2/2) 参照)

以上のことから、最終ヒートシンク喪失が発生した場合に原子炉及び SFP の燃料の重大な損傷を防止するためには、代替海水熱交換器設備を用いた残留熱除去系による除熱機能を継続するか、注水機能を継続する必要がある。機能毎に必要な機器・設備を整理し、燃料の重大な損傷を防止する防護措置を特定するとともに、各防護措置について設備等の設置時期や機能の追加時

期を考慮し、以下に従い区分を行った結果を表5. 5-1, 2に示す。

- (ア) 基本設計段階で採用した設備
- (イ) AM 策
- (ウ) 緊急安全対策
- (エ) 更なる安全性向上策

<除熱機能に係る防護措置>

表5. 5-1 原子炉及びSFPの除熱機能

対象設備		区分
除熱設備	残留熱除去系（原子炉・SFP 除熱）	(ア)
	燃料プール冷却浄化系（SFP 除熱）	(ア)
	残留熱除去系（原子炉・SFP 除熱） （代替海水熱交換器設備使用）	(エ)
制御・駆動電源	電源車	(ウ)
燃料（軽油）	軽油タンク	(ウ) (※2)
	地下軽油タンク (※1)	(エ)

※1 地下軽油タンクについては H24 年度設置予定

※2 軽油タンクは、基本設計段階で採用している設備（区分（ア））であるが、電源車（区分（ウ））への燃料（軽油）供給源として区分（ウ）とした。

<注水機能に係る防護措置>

表5. 5-2 (1) 原子炉への注水機能

対象設備		区分
注水設備	原子炉隔離時冷却系	(ア)
	ほう酸水注入ポンプ	(ア・ウ)
	復水移送ポンプ	(イ)
	D/DFP	(イ)
	消防車	(ウ)
	残留熱除去系 （代替海水熱交換器設備使用）	(エ)
制御・駆動電源	直流電源（蓄電池）	(ア)
	電源車	(ウ)
燃料（軽油）	軽油タンク	(ウ) (※2)
	地下軽油タンク (※1)	(エ)
水源	復水貯蔵槽 （非常用復水貯蔵槽を含む）	(ア)
	純水タンク	(ア)
	ろ過水タンク	(イ)
	海水	(ウ)
	淡水貯水池 (※1)	(エ)

※1 地下軽油タンク及び淡水貯水池については H24 年度設置予定

※2 軽油タンクは、基本設計段階で採用している設備（区分（ア））であるが、電源車（区分（ウ））への燃料（軽油）供給源として区分（ウ）とした。

表 5. 5-2 (2) SFP への注水機能

対象設備		区分
注水設備	燃料プール補給水系	(ア)
	復水移送ポンプ	(ア・ウ)
	D/DFP	(ウ)
	消防車	(ウ)
	残留熱除去系 (代替海水熱交換器設備使用)	(エ)
制御・駆動電源	電源車	(ウ)
燃料 (軽油)	軽油タンク	(ウ) (※2)
	地下軽油タンク (※1)	(エ)
水源	復水貯蔵槽 (非常用復水貯蔵槽を含む)	(ア)
	純水タンク	(ア)
	ろ過水タンク	(ウ)
	海水	(ウ)
	淡水貯水池 (※1)	(エ)

※1 地下軽油タンク及び淡水貯水池については H24 年度設置予定

※2 軽油タンクは、基本設計段階で採用している設備 (区分 (ア)) であるが、電源車 (区分 (ウ)) への燃料 (軽油) 供給源として区分 (ウ) とした。

② 最終ヒートシンク喪失の継続時間の評価

(1)①項で特定した最終ヒートシンク喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の進展過程を踏まえ、5. 5. 2 評価方法(1)②項に記載のとおり、原子炉運転中及び原子炉停止中それぞれにおける最終ヒートシンク喪失の継続時間として、代替海水熱交換器設備を用いた残留熱除去系による除熱機能の継続時間評価を実施した。

また、注水機能の継続によっても燃料の損傷防止を図ることができることから、注水機能の継続時間についてもあわせて評価を実施した。

a. 除熱機能継続時間評価

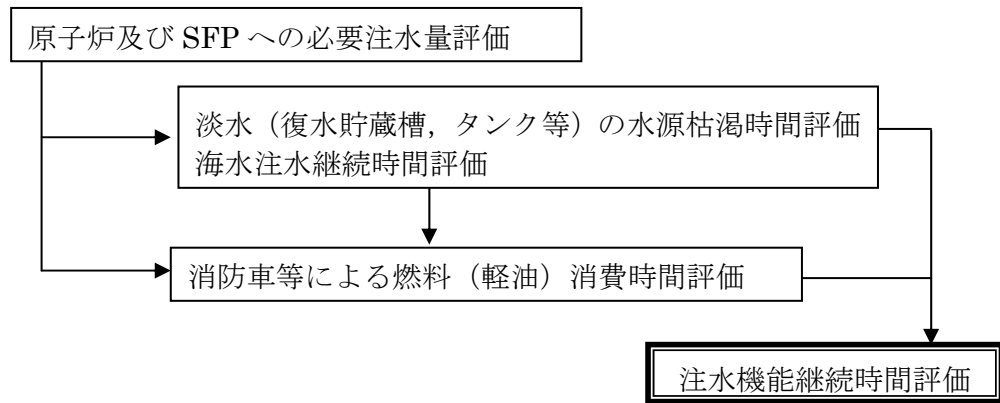
原子炉運転中及び原子炉停止中ともに、代替海水熱交換器設備を用いた残留熱除去系による除熱が可能である場合、必要注水量は除熱開始までの限定的なものとなるため水源枯渇による注水機能喪失は無い。

ただし、代替海水熱交換器設備を用いた残留熱除去系の使用には電源車が必要となることから、除熱機能継続時間は電源車等のための燃料 (軽油) が枯渇する約 196 日となる。(添付 5. 5-8 参照)

b. 注水機能継続時間評価

注水機能継続時間は、以下の評価フローに従い評価した。

<注水機能継続時間評価フロー>



i. 原子炉運転中

原子炉については，原子炉隔離時冷却系による注水，逃がし安全弁による原子炉の減圧及び原子炉格納容器ベントによる原子炉格納容器の除熱・減圧を組み合わせ実施される。

原子炉隔離時冷却系の水源である復水貯蔵槽内の水が減少した際には，純水タンクより補給される。復水貯蔵槽及び純水タンクが枯渇した場合には，AM 策で整備した D/DFP を用いたろ過水タンクからの代替注水，又は緊急安全対策による復水貯蔵槽への補給により，燃料の損傷を防止できる。（添付 5. 5-6 (1/3)，(2/3) 参照）

SFP については，燃料プール補給水ポンプにより復水貯蔵槽より補給され，復水貯蔵槽には純水タンクより補給される。復水貯蔵槽及び純水タンクが枯渇した場合には，原子炉同様，緊急安全対策により水源を補給することで，燃料プール補給水系による注水を長期間維持することができ，燃料の損傷を防止できる。（添付 5. 5-6 (1/3)，(3/3) 参照）

原子炉注水のための淡水源である復水貯蔵槽や淡水タンク等の枯渇までの期間評価結果は，復水貯蔵槽の枯渇まで約 1.9 日，淡水タンクの枯渇まで約 5.6 日（更なる安全性向上策である淡水貯水池を含めた場合，約 12 日）との評価となった。

また，淡水が枯渇した以降も，消防車による海水注水は継続可能である。ただし，海水を水源とする場合，水量に制限は無いため長期にわたる注水も可能ではあるが，海水中に含まれる塩分による影響を考慮し，注水期間は 7 日とした。

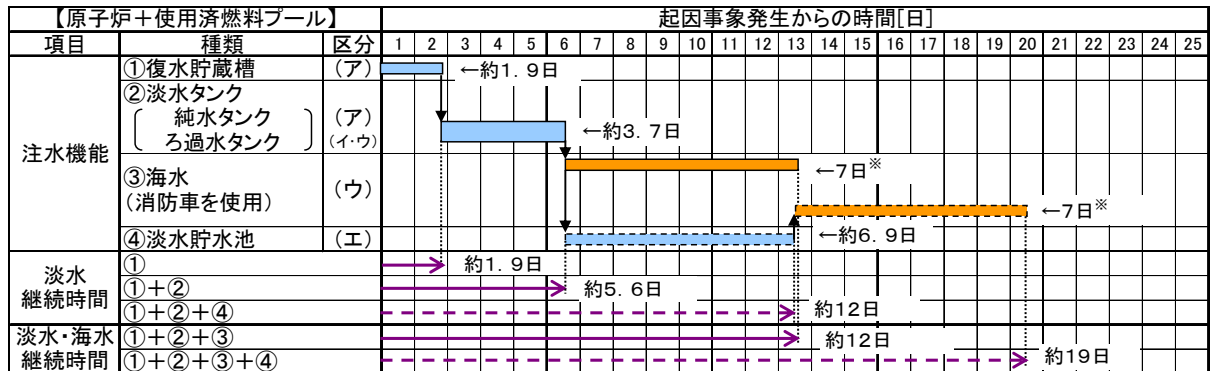
よって原子炉運転中の注水機能継続時間は，淡水枯渇までの期間に海水注水期間を加えた約 12 日（更なる安全性向上策である淡水貯水池までを含めた場合，約 19 日）となる。（図 5. 5-1 参照）（添付 5. 5-7 (1/4)，(2/4) 参照）

なお，海水を注水する場合の注水手段は消防車であるが，発電所内には海水注水期間に必要な量をはるかに上回る量の燃料（軽油）が軽油タンク

(約 5200kl) に確保されており，更なる安全性向上策として発電所構内への地下軽油タンク（約 150kl） の設置を計画している。

原子炉への注水の優先順位は以下のとおり。

- (i) 復水貯蔵槽
- (ii) 淡水タンク（純水タンク，ろ過水タンク）
- (iii) 淡水貯水池
- (iv) 海水



※消防車は長期にわたり運転可能

区分

(ア)基本設計段階で採用した設備

(イ)AM 策

(ウ)緊急安全対策

(エ)更なる安全性向上策

図 5. 5 - 1 原子炉運転中の注水機能継続時間評価

(参考)

上記原子炉運転中の評価は，発電所全体での最も厳しい条件設定として，発電所内全号機（1～7号機）について運転中を仮定した評価であるが，新潟県中越沖地震以降，再起動していない2～4号機を停止中とした場合の注水機能継続時間評価結果は，淡水源枯渇までの約6.2日（淡水貯水池を含めた場合，約13日）に海水注水期間7日を加えた約13日（淡水貯水池までを含めた場合，約20日）となる。

ii. 原子炉停止中

最も厳しい条件として原子炉の燃料を全て SFP に取り出し，プールゲートを閉じた直後を想定しているため SFP のみ評価した。

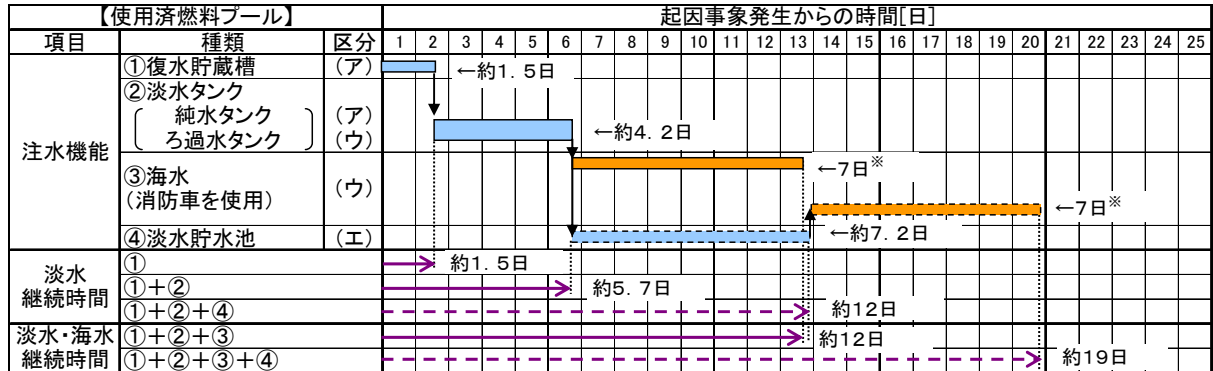
事象進展及び防止措置は， i .原子炉運転中の SFP の事象進展防止措置と同様である。

SFP への注水量は約 16.8m³/h であり，復水貯蔵槽枯渇までは約 1.5 日，淡水タンク枯渇までは約 5.7 日（更なる安全性向上策である淡水貯水池を含めた場合，約 12 日）である。

また、淡水枯渇以降については、原子炉運転中と同様に消防車による長期の海水注水が可能であるものの、海水中に含まれる塩分による影響を考慮し、注水期間は7日とした。

よって原子炉停止中の注水機能継続時間は、淡水枯渇までの期間に海水注水期間を加えた約12日（更なる安全性向上策である淡水貯水池までを含めた場合、約19日）となる。（図5.5-2参照）（添付5.5-7（3/4）、（4/4）参照）

なお、水源の優先順位については、原子炉運転中と同様である。



※消防車は長期にわたり運転可能

区分

(ア)基本設計段階で採用した設備

(イ)AM策

(ウ)緊急安全対策

(エ)更なる安全性向上策

図5.5-2 原子炉停止中の注水機能継続時間評価

(参考)

上記原子炉停止中の評価は、発電所全体での最も厳しい条件設定として、1号機以外の全ての号機（2～7号機）について運転中を仮定した評価であるが、新潟県中越沖地震以降、再起動していない2～4号機を停止中とした場合の注水機能継続時間評価結果は、淡水源枯渇までの約6.4日（淡水貯水池を含めた場合、約14日）に海水注水期間7日を加えた約13日（淡水貯水池までを含めた場合、約21日）となる。

(2) クリフエッジの所在の特定

(1)②項における最終ヒートシンク喪失時における除熱機能継続時間評価結果から、原子炉運転中、原子炉停止中ともに約196日というクリフエッジ評価となる。

なお、注水機能継続時間は原子炉運転中、原子炉停止中ともに約12日（更なる安全性向上策である淡水貯水池を含めた場合、原子炉運転中、原子炉停止中ともに約19日）となる。

(3) 事象進展防止措置の評価

① 時間余裕に係る評価

(1)①項で特定した防護措置について、当該措置を実施したことによる燃料の重大な損傷の防止効果及び燃料の重大な損傷までの時間余裕の増加効果を以下のとおり評価した。

基本設計段階で採用した設備（区分（ア））及びAM策（区分（イ））では、最終ヒートシンク喪失時、原子炉においては原子炉隔離時冷却系や復水補給水系等の代替注水系が、SFPにおいては燃料プール補給水系及び復水補給水系が水源の枯渇によって停止することにより、燃料の重大な損傷に至る事象に進展する。

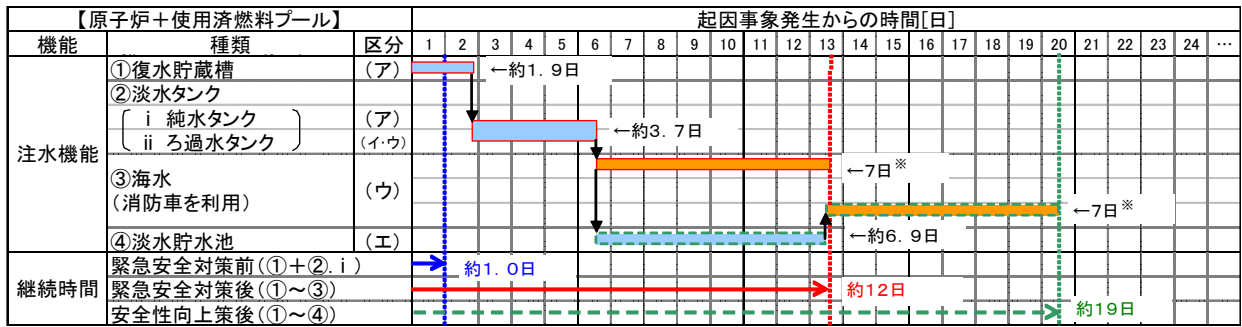
これに対して、緊急安全対策（区分（ウ））として、原子炉については消防車による海水注水手段が追加となり、SFPについてはろ過水タンクを水源とするD/DFPによる注水手段が追加となり、注水手段の多様化が図られたことを確認した。

加えて、更なる安全性向上策（区分（エ））として、設置した代替海水熱交換器設備を用いた残留熱除去系による原子炉及びSFPの除熱により、燃料の損傷を回避することが可能であることを確認した。

また、緊急安全対策及び更なる安全性向上策を実施した結果、最終ヒートシンク喪失の継続時間は、原子炉運転中については対策前の注水機能継続時間である約1.0日から、原子炉停止中については注水機能継続時間である約1.2日（※）から、それぞれ除熱機能継続時間である約196日に延びた。（※1号機の原子炉停止中の注水機能継続時間は約1.5日であるが、発電所全体で評価した場合、他号機の方が短いため、他号機の注水機能継続時間である約1.2日を評価値とした。）

なお、注水機能継続時間だけに着目した場合についても、緊急安全対策により原子炉運転中で約1.0日から約12日、原子炉停止中で約1.2日から約12日に延びており、今後、更なる安全性向上策（区分（エ））として淡水貯水池を設置することで、原子炉運転中、原子炉停止中ともに約19日にさらに延びることとなる。

（図5.5-3，4参照）



約1.0日
緊急安全対策前

約12日
緊急安全対策後

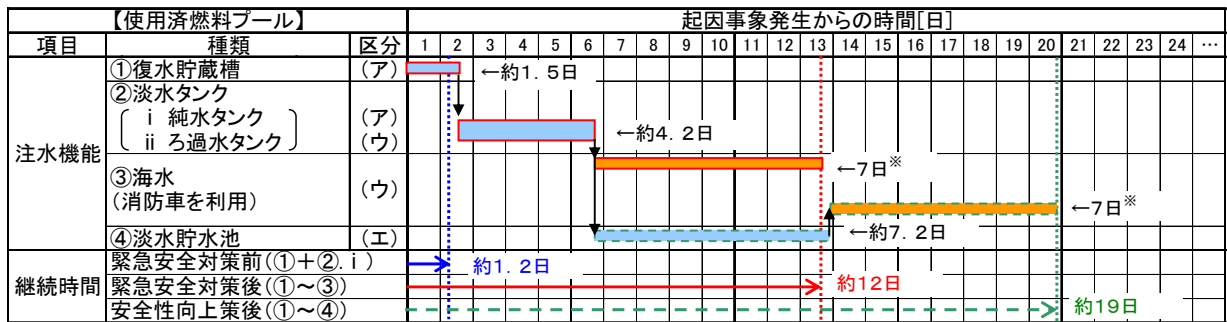
約19日
安全性向上策後

※消防車は長期にわたり運転可能

区分

- (ア) 基本設計段階で採用した設備
- (イ) AM 策
- (ウ) 緊急安全対策
- (エ) 更なる安全性向上策

図 5.5-3 原子炉運転中の注水機能継続時間評価



約1.2日
緊急安全対策前

約12日
緊急安全対策後

約19日
安全性向上策後

※消防車は長期にわたり運転可能

区分

- (ア) 基本設計段階で採用した設備
- (イ) AM 策
- (ウ) 緊急安全対策
- (エ) 更なる安全性向上策

図 5.5-4 原子炉停止中の注水機能継続時間評価

② 各機能継続に係る評価

(1)①項の防護措置の整理結果から、緊急安全対策等により、最終ヒートシンク喪失時における除熱機能及び注水機能について、多様化が図られたことを以下のとおり確認した。

<除熱機能継続に係る評価結果>

- ・更なる安全性向上策として設置した代替海水熱交換器設備により，海水冷却系が使用できない場合であっても残留熱除去系による原子炉及び SFP の冷却が可能となった。

<注水機能継続に係る評価結果>

- ・ SFP への水源確保として，ろ過水タンクから復水貯蔵槽への補給手順を整備するとともに，消火系による注水が可能となった。
- ・ 淡水源が枯渇した場合であっても，原子炉及び SFP への消防車による代替注水（海水）が可能となった。

5.5.4 評価結果のまとめ

最終ヒートシンクが喪失した場合であっても、更なる安全性向上策として設置した代替海水熱交換器設備を用いた残留熱除去系による原子炉及び SFP の除熱が可能であり、発電所外部からの支援を期待しない場合であっても、約 196 日にわたって燃料の重大な損傷を防止可能である。

また、注水機能についても、原子炉運転中、原子炉停止中ともに発電所外部からの支援なしで約 12 日の機能維持が可能である。これは緊急安全対策としての水源確保や電源確保等により大幅に増加したものであり、最終ヒートシンクの復旧作業を行うための十分な時間余裕となっている。

さらに、今後計画している更なる安全性向上策（淡水貯水池，地下軽油タンク）を講じることで、最終ヒートシンク喪失事象に対する防護措置の信頼性を一層高めることが可能である。

5.6 その他のシビアアクシデント・マネジメント

5.6.1 評価実施事項

平成4年7月に通商産業省（現経済産業省）が発表した「アクシデントマネジメントの今後の進め方について」で規定し、事業者が整備しているAM策（燃料の重大な損傷を防止するための措置，放射性物質の大規模な放出を防止するために閉じ込め機能の健全性を維持するための措置）について，多重防護の観点から，その効果を示す。

5.6.2 評価方法

(1) 事象進展シナリオの特定と防護措置の確認

PSAにおいて想定した起因事象を対象に，燃料の重大な損傷及び放射性物質の大規模な放出に至る事象の過程をイベントツリーで特定し，当該事象を防止するための防護措置を明らかにした上で，防護措置との関係を示す。

なお，ここでの防護措置は，AM検討報告書，AM整備報告書及び「アクシデントマネジメント整備有効性評価報告書」（以下，「AM整備有効性評価報告書」という）で報告したAM策を対象とする。（添付4. 1-1参照）

(2) 防護措置の効果の評価

(1)で示した防護措置に加えて，緊急安全対策，更なる安全性向上策及びシビアアクシデントへの対応に関する措置について，燃料損傷の防止及び原子炉格納容器機能喪失の防止のそれぞれの観点から，「原子炉停止機能」，「炉心冷却機能」，「放射性物質の閉じ込め機能」及び「安全機能のサポート機能」の安全機能別に整理し，多重防護の観点から，その効果を確認する。また，防護措置が機能喪失した場合に，その機能を代替する防護措置を明らかにし，防護措置の種類と数を確認する。

なお，評価にあたっては，地震，津波などの外部事象による設備の影響は考慮しないこととする。

5.6.3 評価結果

(1) 事象進展シナリオの特定と防護措置の確認

(1)-①燃料損傷防止

a.事象進展シナリオの特定

PSAにおいて想定した起因事象(表5. 6-1参照)を対象にして，燃料の重大な損傷に進展する過程をイベントツリーにより特定した。燃料損傷防止の防護措置として整備したAM策を考慮したイベントツリーを添付5. 6-1～9に示す。

表5. 6-1 PSAにおいて想定した燃料損傷に至る起因事象

	起因事象
1	タービントリップ
2	タービントリップ ATWS
3	主蒸気隔離弁の誤閉止
4	主蒸気隔離弁誤閉止 ATWS
5	給水喪失
6	給水喪失 ATWS
7	復水器真空度喪失
8	復水器真空度喪失 ATWS
9	外部電源喪失
10	外部電源喪失 ATWS
11	逃がし安全弁誤開放
12	逃がし安全弁誤開放 ATWS
13	大破断 LOCA
14	中破断 LOCA
15	小破断 LOCA
16	その他の過渡変化
17	手動停止

b. 事象進展シナリオと防護措置との関係整理

a 項で特定したイベントツリーのシナリオを分析することで得られた起因事象毎の事象進展シナリオと防護措置との関係について以下に記す。

(ア)タービントリップ (ATWSを除く) (添付5. 6-1 参照)

タービン発電機系の異常などによって、タービントリップが発生すると、タービン主要弁は全弁閉鎖し、タービンバイパス弁は開する。この時、主蒸気止め弁の閉鎖により原子炉圧力が上昇し、ボイドがつぶれ原子炉出力が上昇するが、主蒸気止め弁閉信号により原子炉はスクラム、同時に原子炉再循環ポンプトリップ (RPT) 動作により原子炉再循環ポンプ (PLR ポンプ) がトリップするため炉心流量は急減しボイドが急増する。その結果、スクラムによる負の反応度印加とともに、ボイドによる負の反応度により中性子束の過度の増加は抑えられる。タービントリップ直後の原子炉圧力の上昇は、タービンバイパス弁の作動及び逃がし安全弁の作動により制御される。

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

タービントリップに対しては、「スクラム系」の作動及び「逃がし安全弁による圧力制御」が必須であり、AM 策を考慮しない場合は、以下の3通りのシナ

リオにより燃料損傷を防ぐことができる。

- ①「給水系による給水及び復水器による除熱」
- ②「高圧炉心スプレイ系又は原子炉隔離時冷却系による注水」＋「復水器による除熱」
- ③「高圧炉心スプレイ系又は原子炉隔離時冷却系による注水」＋「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」

AM 策を考慮した場合には、以下の 7 通りの燃料損傷回避シナリオを追加できる。

- ④「高圧炉心スプレイ系又は原子炉隔離時冷却系による注水」＋「原子炉格納容器ベント」
- ⑤「原子炉減圧」＋「低圧炉心スプレイ系，低圧注水系又は復水系による注水」＋「復水器による除熱」
- ⑥「原子炉減圧」＋「低圧炉心スプレイ系，低圧注水系又は復水系による注水」＋「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」
- ⑦「原子炉減圧」＋「低圧炉心スプレイ系，低圧注水系又は復水系による注水」＋「原子炉格納容器ベント」
- ⑧「原子炉減圧」＋「代替低圧注水」＋「復水器による除熱」
- ⑨「原子炉減圧」＋「代替低圧注水」＋「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」
- ⑩「原子炉減圧」＋「代替低圧注水」＋「原子炉格納容器ベント」

従って、AM 策を考慮した場合には、7 通りの燃料損傷回避シナリオが加わり、合計 10 通りの燃料損傷回避シナリオとなる。

燃料損傷回避シナリオ数		
AM 策整備前	AM 策整備により追加	合計
3	7	10

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示すとおり。

	基本設計段階	AM 策
炉心冷却	【高压注水】 ・ 給水系 ・ 高压炉心スプレイ系 ・ 原子炉隔離時冷却系 【原子炉減圧】 ・ 手動による原子炉減圧 【低压注水】 ・ 低压炉心スプレイ系 ・ 低压注水系 ・ 復水系	【原子炉減圧】 ・ 原子炉減圧の自動化 【代替注水手段】 ・ 復水補給水系 ・ 消火系
原子炉格納容器からの除熱	・ 復水器による除熱 ・ 残留熱除去系 ・ 原子炉格納容器ベント (不活性ガス系, 非常用ガス処理系経由)	・ 原子炉格納容器ベント (耐圧強化ベント)

(イ)タービントリップ ATWS (添付5. 6-2 参照)

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

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

タービントリップ ATWS に対しては、AM 策を考慮しなければ、以下のシナリオにより燃料損傷を防ぐことができる。

①「電気系によるスクラム信号発信」＋「機械系のスクラム動作」

AM 策を考慮した場合には、以下の 4 通りの燃料損傷回避シナリオを追加できる。

②「代替制御棒挿入」＋「機械系のスクラム動作」＋「原子炉再循環ポンプトリップによる炉心流量制御」

③「電気系によるスクラム信号発信」＋「原子炉再循環ポンプトリップによる炉心流量制御」＋「高压炉心スプレイ系による注水」＋「逃がし安全弁開放による原子炉圧力上昇抑制」＋「ほう酸水注入系による原子炉停止」＋「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」

④「代替制御棒挿入」＋「原子炉再循環ポンプトリップによる炉心流量制御」＋「高压炉心スプレイ系による注水」＋「逃がし安全弁開放による原子炉圧力上昇抑制」＋「ほう酸水注入系による原子炉停止」＋「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」

⑤「原子炉再循環ポンプトリップによる炉心流量制御」＋「高压炉心スプレイ系による注水」＋「逃がし安全弁開放による原子炉圧力上昇抑制」＋「ほう酸水注入系による原子炉停止」＋「残留熱除去系による原子炉格納容器

の除熱」

従って、AM 策を考慮した場合には、4 通りの燃料損傷回避シナリオが加わり、合計 5 通りの燃料損傷回避シナリオとなる。

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

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示すとおり。

	基本設計段階	AM 策
原子炉停止	<ul style="list-style-type: none">・ 手動スクラム・ 原子炉水位制御及びほう酸水注入系の手動操作	<ul style="list-style-type: none">・ 代替反応度制御 (原子炉再循環ポンプトリップ及び代替制御棒挿入)

(ウ)主蒸気隔離弁の誤閉止 (ATWS を含む)

主蒸気隔離弁が全開位置から 10%閉止すると、主蒸気隔離弁の位置検出スイッチにより主蒸気隔離弁閉信号が発生して、原子炉はスクラムする。主蒸気が遮断されると原子炉圧力は上昇するが、逃がし安全弁が作動し原子炉圧力は抑えられる。

主蒸気隔離弁の閉止により、タービン駆動原子炉給水ポンプ速度が低下し、これに伴って原子炉水位は低下する。原子炉スクラム後も崩壊熱によって蒸気が発生するので、原子炉圧力は上昇し、逃がし安全弁が間欠的に開放される。この後、ホットウェルの水位低下により給水系による原子炉への給水ができなくなると原子炉水位は低下するが、この場合においても原子炉隔離時冷却系等が起動し、原子炉水位は維持される。また、原子炉圧力は逃がし安全弁により最高使用圧力以下に制御される。

その後は、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁閉）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷温停止状態に移行することができる。

主蒸気隔離弁の誤閉止に関しては、イベントツリー、有効な AM 策及び燃料損傷回避シナリオはタービントリップ及びタービントリップ ATWS と同一である。

(エ)給水喪失 (ATWS を含む)

給水流量の喪失による原子炉圧力容器の流入給水量と流出蒸気量の不整合により、原子炉水位は急速に低下する。このため、原子炉は原子炉水位低（レベル 3）信号によりスクラムする。その後、原子炉水位低（レベル 2）により、原子炉再循環ポンプトリップが起こる。このとき原子炉はすでにスクラムしており、出力は十分減少しているため、緩やかな過渡変化となる。

原子炉水位低（レベル 2）で主蒸気隔離弁が全閉した後、原子炉圧力は上昇し、逃がし安全弁が開放する。このため、原子炉圧力は抑えられる。原子炉水

位低（レベル 2）信号により原子炉隔離時冷却系等が起動し，原子炉水位は上昇に転ずる。原子炉圧力は逃がし安全弁により制御される。

その後は，原子炉スクラム（主蒸気隔離弁閉）時の原子炉停止手順に従い，減圧・降温を行い，冷温停止状態に移行することができる。

給水喪失に関しては，イベントツリー，有効な AM 策及び燃料損傷回避シナリオはタービントリップ及びタービントリップ ATWS と同一である。

(f)復水器真空度喪失（ATWS を含む）

復水器真空度喪失が起きた場合，復水器真空度の低下に伴い，タービントリップ，タービン駆動原子炉給水ポンプトリップが順次発生する。タービントリップ後の原子炉及びタービンの挙動は上記の(a)タービントリップと同様になる。復水器真空度の低下が継続する場合は主蒸気隔離弁閉，タービンバイパス弁閉となり，その後は原子炉スクラム（主蒸気隔離弁閉）時の原子炉停止手順に従い，減圧・降温を行い，冷温停止状態に移行することができる。

復水器真空度喪失に関しては，イベントツリー，有効な AM 策及び燃料損傷回避シナリオはタービントリップ及びタービントリップ ATWS と同一である。

(g)外部電源喪失（ATWS を含む）

外部電源喪失に関しては，5. 4 章「全交流電源喪失」において，外部電源喪失から全交流電源喪失までの過程を特定し，その後，全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程についてイベントツリーを示し，事故シナリオの分析を行っている。これにより，全交流電源喪失時に，燃料の重大な損傷を防止するために使用する防護措置を明らかにしているため，本章での評価は前述と同じとなる。

(h)逃がし安全弁誤開放（ATWS を除く）（添付 5. 6 - 3 参照）

逃がし安全弁誤開放により，原子炉蒸気系からサブプレッションプールへ蒸気流出するため，給水流量と主蒸気流量の mismatch が生じ，原子炉水位は若干低下する。またタービンへの蒸気流出量が減少し発電機出力も減少する。しかし，原子炉再循環ポンプの流量が自動制御の場合は，発電機出力が原子炉側にフィードバックされて原子炉再循環ポンプスピードが上昇し原子炉出力が増加する。これにより原子炉が自動スクラムする可能性がある。

誤開放した逃がし安全弁は，手動開閉を試み閉動作しない場合は，速やかに出力下降後，原子炉手動スクラム及びタービン手動トリップを行う必要がある。その後は，原子炉スクラム（主蒸気隔離弁閉）時の原子炉停止手順に従い，減圧・降温を行い，冷温停止状態に移行することができる。

本事象に対する AM 策としては，炉心冷却のための「代替注水手段」，原子炉格納容器除熱のための「原子炉格納容器ベント（耐圧強化ベント）」を考慮

している。

逃がし安全弁誤開放に対しては、「スクラム系」の作動が必須であるが、AM策を考慮しない場合は、以下の3通りの燃料損傷回避シナリオにより燃料損傷を防ぐことができる。

- ①「給水系による給水」＋「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」
- ②「高圧炉心スプレイ系による注水」＋「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」
- ③「低圧炉心スプレイ系，低圧注水系又は復水系による注水」＋「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」

AM策を考慮した場合には、以下の5通りの燃料損傷回避シナリオを追加できる。

- ④「給水系による給水」＋「原子炉格納容器ベント」
- ⑤「高圧炉心スプレイ系による注水」＋「原子炉格納容器ベント」
- ⑥「低圧炉心スプレイ系，低圧注水系又は復水系による注水」＋「原子炉格納容器ベント」
- ⑦「代替低圧注水」＋「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」
- ⑧「代替低圧注水」＋「原子炉格納容器ベント」

従って、AM策を考慮した場合には、5通りの燃料損傷回避シナリオが加わり、合計8通りの燃料損傷回避シナリオとなる。

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

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示すとおり。

	基本設計段階	AM策
炉心冷却	【高圧注水】 ・ 給水系 ・ 高圧炉心スプレイ系 【低圧注水】 ・ 低圧炉心スプレイ系 ・ 低圧注水系 ・ 復水系	【代替注水手段】 ・ 復水補給水系 ・ 消火系
原子炉格納容器からの除熱	・ 残留熱除去系 ・ 原子炉格納容器ベント （不活性ガス系， 非常用ガス処理系経由）	・ 原子炉格納容器ベント （耐圧強化ベント）

(ク)逃がし安全弁誤開放 ATWS (添付 5. 6 - 4 参照)

逃がし安全弁誤開放時に「スクラム系」が作動しない場合、「逃がし安全弁誤開放 ATWS」のシナリオとなる。

本事象に対する AM 策としては、「停止認知」に成功する場合と失敗する場合の 2 ケースについて検討する。「停止認知」に成功する場合は、原子炉停止機能を向上させる「原子炉再循環ポンプトリップ」を考慮している。一方、「停止認知」に失敗した場合は、原子炉停止機能を向上させる対策として「原子炉再循環ポンプトリップ」及び「代替制御棒挿入」を考慮している。

逃がし安全弁誤開放 ATWS に対しては、「停止認知」に成功する場合、AM 策を考慮しなければ、以下のシナリオにより燃料損傷を防ぐことができる。

①「機械系のスクラム動作」

AM 策を考慮した場合には、以下の燃料損傷回避シナリオにより燃料損傷を防ぐことができる。

②「原子炉再循環ポンプトリップによる炉心流量制御」＋「高圧炉心スプレイ系による注水」＋「逃がし安全弁開放による原子炉圧力上昇抑制」＋「ほう酸水注入系による原子炉停止」＋「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」

従って、AM 策を考慮した場合には、さらに 1 通りの燃料損傷回避シナリオが加わり、合計 2 通りの燃料損傷回避シナリオとなる。

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

③「電気系によるスクラム信号発信」＋「機械系のスクラム動作」

AM 策を考慮した場合には、以下の燃料損傷回避シナリオを追加できる。

④「電気系によるスクラム信号発信」＋「原子炉再循環ポンプトリップによる炉心流量制御」＋「高圧炉心スプレイ系による注水」＋「逃がし安全弁開放による原子炉圧力上昇抑制」＋「ほう酸水注入系による原子炉停止」＋「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」

⑤「代替制御棒挿入」＋「機械系のスクラム動作」＋「原子炉再循環ポンプトリップによる炉心流量制御」

⑥「代替制御棒挿入」＋「原子炉再循環ポンプトリップによる炉心流量制御」＋「高圧炉心スプレイ系による注水」＋「逃がし安全弁開放による原子炉圧力上昇抑制」＋「ほう酸水注入系による原子炉停止」＋「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」

⑦「原子炉再循環ポンプトリップによる炉心流量制御」＋「高圧炉心スプレイ系による注水」＋「逃がし安全弁開放による原子炉圧力上昇抑制」＋「ほう酸水注入系による原子炉停止」＋「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」

従って、AM 策を考慮した場合には、4 通りの燃料損傷回避シナリオが加わ

り、合計 5 通りの燃料損傷回避シナリオとなる。

以上より、AM 策整備前では計 2 通りの燃料損傷回避シナリオが存在していたが、AM 策を考慮した場合には計 5 通りの燃料損傷回避シナリオが追加され、合計で 7 通りの燃料損傷回避シナリオとなる。

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

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示すとおり。

	基本設計段階	AM 策
原子炉停止	<ul style="list-style-type: none"> ・ 手動スクラム ・ 原子炉水位制御及びほう酸水注入系の手動操作 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替反応度制御 (原子炉再循環ポンプトリップ及び代替制御棒挿入)

(ケ)大破断 LOCA (ATWS を含む) (添付 5. 6 - 5 参照)

LOCA 発生時において燃料被覆管の破損を防止し、水-ジルコニウム反応を十分に低く抑え、崩壊熱を長期にわたって除去するために、ECCS を設けている。大破断 LOCA の直後においては、原子炉が急速に減圧するため、低压系作動のための原子炉減圧は不要となる。従って、炉心冷却系としては高压炉心スプレイ系、低压炉心スプレイ系又は低压注水系が使用可能であることが燃料損傷防止に必須となる。

本事象に対する AM 策としては、原子炉停止機能を向上させる対策として「代替制御棒挿入」及び原子炉格納容器除熱のための「原子炉格納容器ベント（耐圧強化ベント）」を考慮している。

大破断 LOCA については、「電気系」がスクラム信号発信に成功する場合、AM 策を考慮しなければ、以下のシナリオにより燃料損傷を回避できる。

- ① 「機械系のスクラム動作」 + 「高压炉心スプレイ系による注水」 + 「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」
- ② 「機械系のスクラム動作」 + 「低压炉心スプレイ系又は低压注水系による注水」 + 「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」

AM 策を考慮した場合には、「電気系」がスクラム信号発信に成功すれば、以下の 2 通りの燃料損傷回避シナリオを追加できる。

- ③ 「機械系のスクラム動作」 + 「高压炉心スプレイ系による注水」 + 「原子炉格納容器ベント」

④「機械系のスクラム動作」＋「低圧炉心スプレイ系又は低圧注水系による注水」＋「原子炉格納容器ベント」

また、「電気系」がスクラム信号発信に失敗した場合は ATWS となるが、「代替制御棒挿入」により、さらに上記①から④の 4 通りの燃料損傷回避シナリオを追加できる。

従って、AM 策を考慮した場合には、6 通りのシナリオが加わり、合計 8 通りの燃料損傷回避シナリオとなる。

燃料損傷回避シナリオ数		
AM 策整備前	AM 策整備により追加	合計
2	6	8

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示すとおり。

	基本設計段階	AM 策
原子炉停止	・ 手動スクラム	・ 代替反応度制御 (代替制御棒挿入)
炉心冷却	【高圧注水】 ・ 高圧炉心スプレイ系 【低圧注水】 ・ 低圧炉心スプレイ系 ・ 低圧注水系	—
原子炉格納容器からの除熱	・ 残留熱除去系 ・ 原子炉格納容器ベント (不活性ガス系, 非常用ガス処理系経由)	・ 原子炉格納容器ベント (耐圧強化ベント)

(㉔)中破断 LOCA (ATWS を含む) (添付 5. 6 - 6 参照)

中破断 LOCA 時においては、高圧注水を用いる場合は、高圧炉心スプレイ系を用いるが、低圧注水を用いる場合、その作動には原子炉の減圧が必要であり、原子炉の減圧に失敗した場合には燃料損傷に至る。中破断 LOCA 時には、冷却材の減少の割には、原子炉の減圧が促進されないため、原子炉が高圧状態にあっても注入可能な、高圧炉心スプレイ系により注水を行い冷却するが、これとは独立して、逃がし安全弁の自動減圧系が原子炉の蒸気をサブプレッションプール内へ放出することにより原子炉圧力を低下させ、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系による注水も可能としている。

原子炉格納容器熱除去に関しては、大破断 LOCA と中破断 LOCA のイベントツリーは同じである。

本事象に対する AM 策としては、原子炉停止機能を向上させる対策として「代替制御棒挿入」、炉心冷却のための「代替注水手段」、及び原子炉格納容器除熱のための「原子炉格納容器ベント (耐圧強化ベント)」を考慮している。

中破断 LOCA については、「電気系」がスクラム信号発信に成功する場合に

は、AM 策を考慮しなければ、以下のシナリオにより燃料損傷を回避できる。

①「機械系のスクラム動作」＋「高圧炉心スプレイ系による注水」＋「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」

②「機械系のスクラム動作」＋「原子炉減圧」＋「低圧炉心スプレイ系又は低圧注水系による注水」＋「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」

AM 策を考慮した場合には、「電気系」がスクラム信号発信に成功すれば、以下の 4 通りの燃料損傷回避シナリオを追加できる。

③「機械系のスクラム動作」＋「高圧炉心スプレイ系による注水」＋「原子炉格納容器ベント」

④「機械系のスクラム動作」＋「原子炉減圧」＋「低圧炉心スプレイ系又は低圧注水系による注水」＋「原子炉格納容器ベント」

⑤「機械系のスクラム動作」＋「原子炉減圧」＋「代替低圧注水」＋「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」

⑥「機械系のスクラム動作」＋「原子炉減圧」＋「代替低圧注水」＋「原子炉格納容器ベント」

また、AM 策を考慮した場合には、「電気系」がスクラム信号発信に失敗した場合は ATWS となるが、「代替制御棒挿入」により、さらに上記①から⑥の 6 通りの燃料損傷回避シナリオを追加できる。

従って、AM 策を考慮した場合には、10 通りのシナリオが加わり、合計 12 通りの燃料損傷回避シナリオとなる。

燃料損傷回避シナリオ数		
AM 策整備前	AM 策整備により追加	合計
2	10	12

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示すとおり。

	基本設計段階	AM 策
原子炉停止	・ 手動スクラム	・ 代替反応度制御 (代替制御棒挿入)
炉心冷却	【高圧注水】 ・ 高圧炉心スプレイ系 【原子炉減圧】 ・ 手動による原子炉減圧 【低圧注水】 ・ 低圧炉心スプレイ系 ・ 低圧注水系	【代替注水手段】 ・ 復水補給水系 ・ 消火系
原子炉格納容器からの除熱	・ 残留熱除去系 ・ 原子炉格納容器ベント (不活性ガス系, 非常用ガス処理系経由)	・ 原子炉格納容器ベント (耐圧強化ベント)

(㊦)小破断 LOCA (ATWS を含む) (添付 5. 6 - 7 参照)

小破断 LOCA に関しては、イベントツリー、有効な AM 策及び炉心冷却までの燃料損傷回避シナリオは中破断 LOCA と同一である。ただし、高圧状態における原子炉への注水機能としては、高圧炉心スプレイ系以外に原子炉隔離時冷却系を用いることが可能となる。

(㊧)その他の過渡変化 (ATWS を含む) (添付 5. 6 - 8 参照)

その他の過渡変化時には、原子炉スクラムが燃料損傷防止のため必要となる。

AM 策としては、炉心冷却のための「原子炉減圧の自動化」、「代替注水手段」、及び原子炉格納容器除熱のための「原子炉格納容器ベント (耐圧強化ベント)」を考慮している。

その他の過渡変化については、逃がし安全弁の再閉鎖が可能な場合、AM 策を考慮しなければ、以下のシナリオにより燃料損傷を回避できる。

- ①「給水系による給水及び復水器による除熱」
- ②「高圧炉心スプレイ系又は原子炉隔離時冷却系による注水」 + 「復水器による除熱」
- ③「高圧炉心スプレイ系又は原子炉隔離時冷却系による注水」 + 「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」

AM 策を考慮した場合、逃がし安全弁が再閉鎖可能であれば、次の 7 通りの燃料損傷回避シナリオを追加できる。

- ④「高圧炉心スプレイ系又は原子炉隔離時冷却系による注水」 + 「原子炉格納容器ベント」
- ⑤「原子炉減圧」 + 「低圧炉心スプレイ系、低圧注水系又は復水系による注水」 + 「復水器による除熱」
- ⑥「原子炉減圧」 + 「低圧炉心スプレイ系、低圧注水系又は復水系による注水」 + 「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」
- ⑦「原子炉減圧」 + 「低圧炉心スプレイ系、低圧注水系又は復水系による注水」 + 「原子炉格納容器ベント」
- ⑧「原子炉減圧」 + 「代替低圧注水」 + 「復水器による除熱」
- ⑨「原子炉減圧」 + 「代替低圧注水」 + 「残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱」
- ⑩「原子炉減圧」 + 「代替低圧注水」 + 「原子炉格納容器ベント」

従って、AM 策を考慮した場合には、7 通りのシナリオが加わり、合計 10 通りの燃料損傷回避シナリオとなる。

燃料損傷回避シナリオ数		
AM 策整備前	AM 策整備により追加	合計
3	7	10

また、その他の過渡変化を起因とする ATWS では原子炉再循環ポンプトリップの作動により原子炉出力を抑制し、ほう酸水注入系起動による原子炉未臨界、高圧炉心スプレイ系による炉心冷却及び逃がし安全弁の作動が成功すれば燃料損傷には至らない。

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示すとおり。

	基本設計段階	AM 策
炉心冷却	【高圧注水】 ・ 給水系 ・ 高圧炉心スプレイ系 ・ 原子炉隔離時冷却系 【原子炉減圧】 ・ 手動による原子炉減圧 【低圧注水】 ・ 低圧炉心スプレイ系 ・ 低圧注水系 ・ 復水系	【原子炉減圧】 ・ 原子炉減圧の自動化 【代替注水手段】 ・ 復水補給水系 ・ 消火系
原子炉格納容器からの除熱	・ 復水器による除熱 ・ 残留熱除去系 ・ 原子炉格納容器ベント (不活性ガス系, 非常用ガス処理系経由)	・ 原子炉格納容器ベント (耐圧強化ベント)

(ス)手動停止 (添付 5. 6 - 9 参照)

手動停止について、前項に示したその他の過渡変化のプラント停止後の進展と同様であり、対応する防護措置も同じである。

(1)-②原子炉格納容器機能喪失防止

a. 事象進展シナリオの特定

PSA において想定したプラント損傷状態(表 5. 6-2 参照)を対象にして, 原子炉格納容器の損傷に進展する過程をイベントツリーにより特定した。原子炉格納容器損傷防止の防護措置として整備した AM 策を考慮したイベントツリーを添付 5. 6-10~14 に示す。

表 5. 6-2 PSA において想定したプラント損傷状態の分類

項目	プラント損傷状態
高圧系注水失敗・減圧失敗	高圧 ECCS の故障と減圧失敗により燃料損傷に至るシーケンス
高圧・低圧系注水失敗	高圧, 低圧 ECCS 系の注水失敗により燃料損傷に至るシーケンス
原子炉冷却材喪失	原子炉冷却材喪失事象発生後, 炉心冷却機能が喪失し, 燃料損傷に至るシーケンス
電源喪失	全交流電源の喪失後, 原子炉隔離時冷却系の故障等により原子炉注水に失敗し, 燃料損傷に至るシーケンス (高圧注水失敗)
	全交流電源の喪失後, 原子炉隔離時冷却系が作動するが, 直流電源の枯渇により, 燃料損傷に至るシーケンス (直流電源枯渇)
	全交流電源の喪失後, 直流電源系の喪失により原子炉注水に失敗し, 燃料損傷に至るシーケンス (直流電源喪失)
崩壊熱除去失敗	炉心注水機能は健全であるが, 何らかの要因により崩壊熱除去に失敗しているため, 崩壊熱が原子炉格納容器内に蒸気として放出され, 原子炉格納容器の温度・圧力が徐々に上昇し, 原子炉格納容器の過圧破損に至るシーケンス
原子炉停止失敗	炉心注水機能は維持されているため, 炉心は健全であるが, 制御棒の挿入に失敗しているため, 燃料損傷前に原子炉格納容器の過圧破損に至るシーケンス

なお, 上記のプラント損傷状態のうち, 「崩壊熱除去失敗」及び「原子炉停止失敗」については, 燃料損傷に至る前に原子炉格納容器が破損することから, 原子炉格納容器損傷に係わるイベントツリーでの評価は行わない。

添付 5. 6-10~14 に示す原子炉格納容器損傷に係わるイベントツリーにより特定される事象進展において, 原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼす可能性がある各種物理現象を表 5. 6-3 及び添付 5. 6-15 に示す。

表5. 6-3 原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼす可能性がある各種物理現象

項目	物理現象の概要
水蒸気（崩壊熱）による過圧	主に原子炉に注水された水が崩壊熱により蒸発して発生する蒸気により圧力がゆっくり上昇していく事象であり、この他に炉心溶融物（以下、「デブリ」という）が冷却できていない場合のコンクリート侵食により発生する非凝縮性ガスが蓄積するものが含まれる。この現象は、デブリを確実に冷却し、崩壊熱を適切に除去することにより防止できる。
水蒸気爆発	高温のデブリが大量に水中に落下し、何らかの原因で微細化するような場合に、デブリの持つ熱エネルギーにより爆発的に水が気化する現象である。この現象は主にサプレッションプールにデブリが落下した場合に発生することから、ペDESTAL（原子炉圧力容器下部空間）が溶融貫通するまでにデブリを冷却することで、その発生の可能性を低減できる。
未臨界確保失敗時の過圧	原子炉停止に失敗した際に、原子炉内で核分裂反応が継続することにより大量の蒸気が炉心で発生し、逃がし安全弁を通じてサプレッションプールに放出され、早期に原子炉格納容器の圧力が上昇していく現象である。 この現象は、原子炉停止機能の確保により防止が可能である。
原子炉格納容器貫通部過温	高温のデブリから発生する崩壊熱により原子炉格納容器内部がゆっくりと加熱され、熱的に脆弱な原子炉格納容器貫通部が損傷し、原子炉格納容器の破損に至る現象である。 この現象は、デブリに注水することで崩壊熱を主に蒸発潜熱として吸収し、あるいは原子炉格納容器へのスプレイにより雰囲気気を冷却することで防止できる。
原子炉格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器が高圧状態で破損した場合に、放出されるデブリによって原子炉格納容器雰囲気気が直接加熱される現象である。 この現象は、大部分のシナリオで原子炉を適切に減圧することにより防止できる。
可燃性ガスの高濃度での燃焼	燃料被覆管と水の反応、水の放射線分解等により、主に水素ガスが発生・蓄積し、高濃度で着火することにより原子炉格納容器へ大きな圧力負荷がかかり、原子炉格納容器の破損に至る現象である。1号機原子炉施設では、現行の安全設計においても多量の可燃性ガスの発生を考慮して原子炉格納容器内を窒素雰囲気気としている（不活性化）ため、酸素濃度を低く維持できる。

b.事象進展シナリオと防護措置との関係整理

a 項で特定した原子炉格納容器損傷に係わるイベントツリーのシナリオを分析することで得られた事象進展シナリオと防護措置との関係について以下に記す。

1号機の原子炉格納容器損傷に係わるイベントツリーは、図5.6-1に示すとおり大きく分けて2つのブロックより構成される。

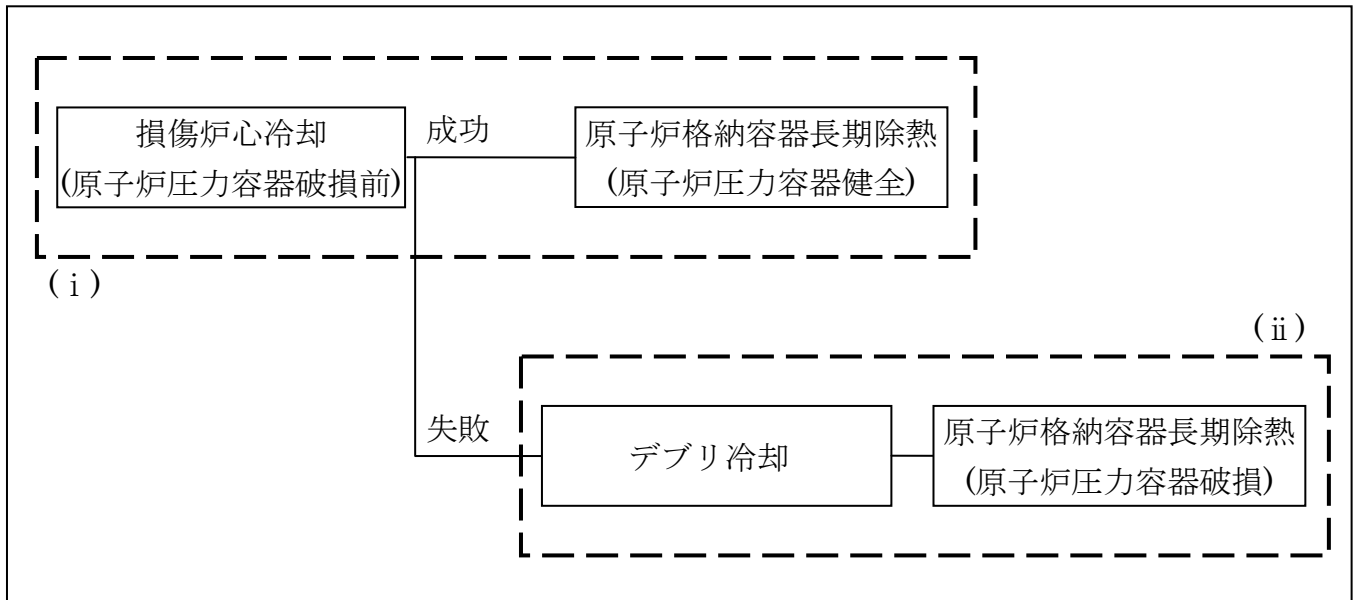


図5.6-1 原子炉格納容器イベントツリーの大構造

(i) 「損傷炉心冷却 (原子炉压力容器破損前) → 原子炉格納容器長期除熱」

燃料損傷発生後の「原子炉格納容器隔離」、原子炉高压状態における「原子炉压力容器減圧」を行い、「損傷炉心冷却」に成功し、かつ原子炉压力容器内水蒸気爆発の発生が無い場合には原子炉压力容器が健全なまま冷却を継続することができる。この場合、原子炉格納容器の長期冷却を残留熱除去系等により行い、事故の収束が可能である。また、長期冷却に失敗した場合には耐圧強化ベントによる原子炉格納容器過圧破損防止により事故の収束を図ることが可能である。

(ii) 「原子炉格納容器内デブリ冷却 → 原子炉格納容器長期除熱」

原子炉压力容器内の減圧、又は損傷炉心冷却に失敗した場合には、原子炉压力容器破損に至る。この場合、原子炉压力容器は破損により減圧されているため、低圧 ECCS の作動による原子炉格納容器スプレイ、又は代替注水手段による注水を行うことでペDESTALに放出されたデブリを冷却することができる。デブリ冷却に成功した場合には、以降(i)と同様に残留熱除去系等による原子炉格納容器の長期冷却により事故の収束が可能である。また、長期冷却に失敗した場合には耐圧強化ベントによる原子炉格納容器の過圧破損防止により事故収束を図ることが可能である。

(7)高圧系注水失敗・減圧失敗（添付5. 6－10参照）

事象発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ原子炉減圧に失敗するため、炉心への低圧注水を行うことができず、燃料損傷に至るプラント損傷状態から始まる事象進展シナリオとする。

本シナリオにおいて図5. 6－1の(i)に相当する事象としては以下の事象が考慮される。

原子炉減圧に成功した場合には、低圧 ECCS 又は代替注水手段による損傷炉心の冷却が可能である。この際、原子炉格納容器早期破損に至る可能性のある事象として、損傷炉心冷却時の原子炉圧力容器内水蒸気爆発を考慮する。

原子炉圧力容器内での損傷炉心の冷却に成功した場合には、残留熱除去系等による長期冷却に移行することにより事故の収束が可能であるが、長期冷却に失敗した場合には、原子炉格納容器過圧破損に至る可能性がある。また、原子炉圧力容器内での損傷炉心の冷却に失敗した場合には、「高圧・低圧系注水失敗」と同様な事象進展となる。

次に、図5. 6－1の(ii)に相当する事象としては以下の事象が考慮される。

原子炉減圧に失敗した場合には、原子炉圧力容器破損に至る。この場合、原子炉圧力容器が高圧のためデブリが微細化しドライウエル内にも飛散することにより、原子炉格納容器雰囲気直接加熱による早期破損の可能性はある。

原子炉格納容器の早期破損がなければ、原子炉圧力容器破損により原子炉圧力容器は減圧され、低圧 ECCS が作動する可能性が高い。さらに、低圧 ECCS が不動作の場合にも、AM 策による代替注水の可能性が考慮できる。一方、デブリ冷却を実施した場合には、水蒸気爆発の可能性も存在する。デブリが冷却され、残留熱除去系等によって原子炉格納容器からの崩壊熱除去に成功すれば原子炉格納容器の健全性を維持できる。

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示すとおり。

	基本設計段階	AM 策
原子炉及び原子炉格納容器への注水によるデブリ冷却	【原子炉減圧】 ・ 手動による原子炉減圧 【低圧注水】 ・ 低圧炉心スプレイ系 ・ 低圧注水系	【代替注水手段】 ・ 復水補給水系 ・ 消火系
原子炉格納容器からの除熱	・ 残留熱除去系	・ 原子炉格納容器ベント （耐圧強化ベント）

(イ)高圧・低圧系注水失敗（添付5. 6－1 1 参照）

事象発生後、炉心への全給水機能が喪失し、燃料損傷に至るプラント損傷状態から始まる事象進展シナリオとする。

ただし、本プラント損傷状態では ECCS が全て機能喪失しており、事故収束のためには、ECCS の復旧又は代替注水手段の確立が必要となるが、燃料損傷から原子炉圧力容器破損までの時間余裕が短いため、ECCS 復旧による原子炉圧力容器内での事故収束の可能性は低く、これを考慮していない。

本シナリオにおいて図 5. 6－1 の(i)に相当する事象としては以下の事象が考慮される。

代替注水手段等による原子炉圧力容器内での損傷炉心の冷却に成功した場合には、残留熱除去系等による長期冷却に移行することにより事故の収束が可能であるが、長期冷却に失敗した場合には、原子炉格納容器過圧破損に至る可能性がある。また、原子炉格納容器早期破損に至る可能性のある事象として、原子炉圧力容器内水蒸気爆発を考慮する。

次に、図 5. 6－1 の(ii)に相当する事象としては以下の事象が考慮される。

代替注水手段等による原子炉圧力容器内での損傷炉心の冷却に失敗した場合には、原子炉圧力容器破損に至り、デブリがペDESTAL に放出される。ペDESTAL へ放出されたデブリの冷却のためには、ECCS の復旧又は代替注水手段による原子炉圧力容器注水又はペDESTAL 注水が必要となる。デブリ冷却に成功した場合には、残留熱除去系等によって長期的な崩壊熱除去を実施することにより原子炉格納容器の健全性を維持できる。

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示すとおり。

	基本設計段階	AM 策
原子炉及び原子炉格納容器への注水によるデブリ冷却	【低圧注水】 ・ 低圧炉心スプレイ系 ・ 低圧注水系	【代替注水手段】 ・ 復水補給水系 ・ 消火系
原子炉格納容器からの除熱	・ 残留熱除去系	・ 原子炉格納容器ベント (耐圧強化ベント)

(ウ)原子炉冷却材喪失（添付5. 6-12参照）

事象発生後、炉心の冷却に失敗するため、燃料損傷に至るプラント損傷状態から始まる事象進展シナリオとする。

本プラント損傷状態では ECCS が全て機能喪失しており、事故収束のためには、ECCS の復旧又は代替注水手段の確立が必要となるが、燃料損傷から原子炉圧力容器破損までの時間余裕が短いため、ECCS 復旧による原子炉圧力容器内での事故収束の可能性は低く、これを考慮していない。

本シナリオにおいて図 5. 6-1 の(i)に相当する事象としては以下の事象が考慮される。

代替注水手段等による原子炉圧力容器内での損傷炉心の冷却に成功した場合には、残留熱除去系等による長期冷却に移行することにより事故の収束が可能であるが、長期冷却に失敗した場合には、原子炉格納容器過圧破損に至る可能性がある。また、原子炉格納容器早期破損に至る可能性のある事象として、原子炉圧力容器内水蒸気爆発の可能性を考慮する。

次に、図 5. 6-1 の(ii)に相当する事象としては以下の事象が考慮される。

代替注水手段等による原子炉圧力容器内での損傷炉心の冷却に失敗した場合には、原子炉圧力容器破損に至る。また、この時点での原子炉格納容器早期破損に至る可能性のある事象として、原子炉圧力容器内水蒸気爆発及び原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器内水蒸気爆発の可能性を考慮する。

ペDESTALに放出されたデブリの冷却のためには、ECCS の復旧又は代替注水手段による原子炉圧力容器注水又はペDESTAL注水が必要となる。デブリ冷却に成功した場合には、残留熱除去系等によって長期的な崩壊熱除去を実施することにより原子炉格納容器の健全性を維持できる。

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示すとおり。

	基本設計段階	AM 策
原子炉及び原子炉格納容器への注水によるデブリ冷却	【低圧注水】 ・ 低圧炉心スプレイ系 ・ 低圧注水系	【代替注水手段】 ・ 復水補給水系 ・ 消火系
原子炉格納容器からの除熱	・ 残留熱除去系	・ 原子炉格納容器ベント (耐圧強化ベント)

(エ)電源喪失（添付5. 6-13, 5. 6-14参照）

全交流電源喪失後、高圧注水に失敗、又は直流電源の喪失又は枯渇により、燃料損傷に至るプラント損傷状態から始まる事象進展シナリオとする。

高圧注水失敗のケース（添付5. 6-13参照）では、電源が喪失している点を除けば、事故の初期に高圧注水に失敗していることから、「(ア) 高圧系注水失敗・減圧失敗」と同様の挙動となる。対応操作としては電源復旧が不可欠で

あり、「高圧系注水失敗・減圧失敗」の原子炉格納容器損傷に係わるイベントツリー構造に加えて損傷炉心冷却及びデブリ冷却が必要になるまでの間に交流電源復旧の可能性を考慮する。（「電源喪失」シナリオにおいては、低圧 ECCS 自体は健全であるため、電源が復旧した場合には低圧 ECCS によってデブリを冷却できる可能性が高い。）

本シナリオにおいて図 5. 6-1 の(i)に相当する事象としては以下の事象が考慮される。

電源復旧及び原子炉減圧に成功した後、原子炉圧力容器内での損傷炉心の冷却に成功した場合には、残留熱除去系等による長期冷却に移行することにより事故の収束が可能であるが、長期冷却に失敗した場合には、原子炉格納容器過圧破損に至る可能性がある。

次に、図 5. 6-1 の(ii)に相当する事象としては以下の事象が考慮される。

電源復旧及び原子炉減圧に失敗した場合には、原子炉圧力容器破損に至る。

また、原子炉格納容器早期破損に至る事象として「高圧系注水失敗・減圧失敗」シナリオと同様に原子炉圧力容器内水蒸気爆発、原子炉格納容器雰囲気直接加熱、及び原子炉格納容器内水蒸気爆発の可能性を考慮する。

デブリ冷却に成功した場合には、残留熱除去系等によって長期的な崩壊熱除去を実施することにより原子炉格納容器の健全性を維持できる。

直流電源の喪失又は枯渇のケース（添付 5. 6-1 4 参照）では、機能喪失した直流電源の復旧を考慮している点を除き、高圧注水失敗のケースと同一の原子炉格納容器損傷に係わるイベントツリー構造となる。

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示すとおり。

	基本設計段階	AM 策
原子炉及び原子炉格納容器への注水によるデブリ冷却	【原子炉減圧】 ・ 手動による原子炉減圧 【低圧注水】 ・ 低圧炉心スプレイ系 ・ 低圧注水系	【代替注水手段】 ・ 復水補給水系 ・ 消火系
原子炉格納容器からの除熱	・ 残留熱除去系	・ 原子炉格納容器ベント（耐圧強化ベント）
安全機能のサポート機能	・ 外部電源の復旧 ・ 非常用ディーゼル発電機の手動起動 ・ 電源融通（高圧）	・ 非常用ディーゼル発電機の復旧 ・ 電源融通（低圧）

なお、表5.6-2のプラント損傷状態のうち、「崩壊熱除去失敗」及び「原子炉停止失敗」については、燃料損傷に至る前に原子炉格納容器破損に至るものであり、原子炉格納容器破損を防止することにより燃料損傷も防止できるものである。

「崩壊熱除去失敗」と防護措置との関係は以下に示すとおり。

	基本設計段階	AM 策
原子炉格納容器からの除熱	<ul style="list-style-type: none"> ・ 復水器による除熱 ・ 残留熱除去系 ・ 原子炉格納容器ベント (不活性ガス系, 非常用ガス処理系経由) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系の復旧 ・ 原子炉格納容器ベント (耐圧強化ベント)

また、「原子炉停止失敗」と防護措置との関係は以下に示すとおり。

	基本設計段階	AM 策
原子炉停止	<ul style="list-style-type: none"> ・ 手動スクラム ・ 原子炉水位制御及びほう酸水注入系の手動操作 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替反応度制御 (原子炉再循環ポンプトリップ及び代替制御棒挿入)

(2) 防護措置の効果の評価

(1)項で示した防護措置に加えて、緊急安全対策、更なる安全性向上策及びシビアアクシデントへの対応に関する措置について、燃料損傷の防止及び原子炉格納容器機能喪失の防止のそれぞれの観点から、「原子炉停止機能」、「炉心冷却機能」、「放射性物質の閉じ込め機能」及び「安全機能のサポート機能」の安全機能別に、防護措置の効果を整理した結果を図5.6-2～6に示す。

図5.6-2は、原子炉の燃料損傷防止の観点から、原子炉停止機能及び炉心冷却機能と防護措置との関係をまとめたものである。

原子炉停止機能については、AM策の整備により「③代替制御棒挿入」及び「⑤原子炉再循環ポンプトリップ」を追加し、既設の原子炉緊急停止系とは別に設置した計測制御系により異常を検知し、原子炉の出力を低下及び停止させることにより、その機能がさらに向上している。

炉心冷却機能については、AM策の整備により「⑤原子炉減圧の自動化」及び「⑥代替注水手段（復水補給水系、消火系ポンプによる原子炉への注水手段）」を追加することで、その機能がさらに向上している。

具体的には、「⑤原子炉減圧の自動化」により、過渡事象時に高圧注水が十分でなく原子炉水位のみ低下していく事象において自動減圧系が自動起動しない場合においても、原子炉水位低下を検知して逃がし安全弁により原子炉を自動減圧することで、低圧注水を可能としている。

また、「⑥代替注水手段（復水補給水系、消火系ポンプによる原子炉への注水手段）」により、復水補給水系及び消火系から残留熱除去系を介して原子炉へ注水できるように配管の接続等を変更し、代替注水設備として利用できるようにすることで、原子炉への注水機能が向上している。

さらに、緊急安全対策の整備により「⑦原子炉の注水・冷却機能強化」を追加することで、全交流電源が喪失した場合においても、電源車等により直接電源を供給することにより、原子炉を減圧するとともに、復水補給水ポンプ、D/DFP、又は消防車を使用して原子炉へ注水できるようにしている。これにより、原子炉への注水機能がさらに向上している。

炉心冷却機能に関連する水源の確保については、緊急安全対策で整備した「⑧淡水水源の確保」により、発電所内のタンクに保有する淡水の復水貯蔵槽への補給が可能となっている。今後、「⑨水源の設置」により淡水貯水池を増設し、淡水保有水量を増加させ、さらに「⑩取水用井戸の設置」を行うことにより、原子炉及びSFPへの淡水冷却水の安定的な供給を確保する。

このように、原子炉の燃料損傷の防止の観点からは、特に炉心冷却機能に対して、AM策、緊急安全対策、及び更なる安全性向上策によって、防護措置が多様化されており、これらの防護措置が燃料損傷の防止に有効なものとなっていることがわかる。

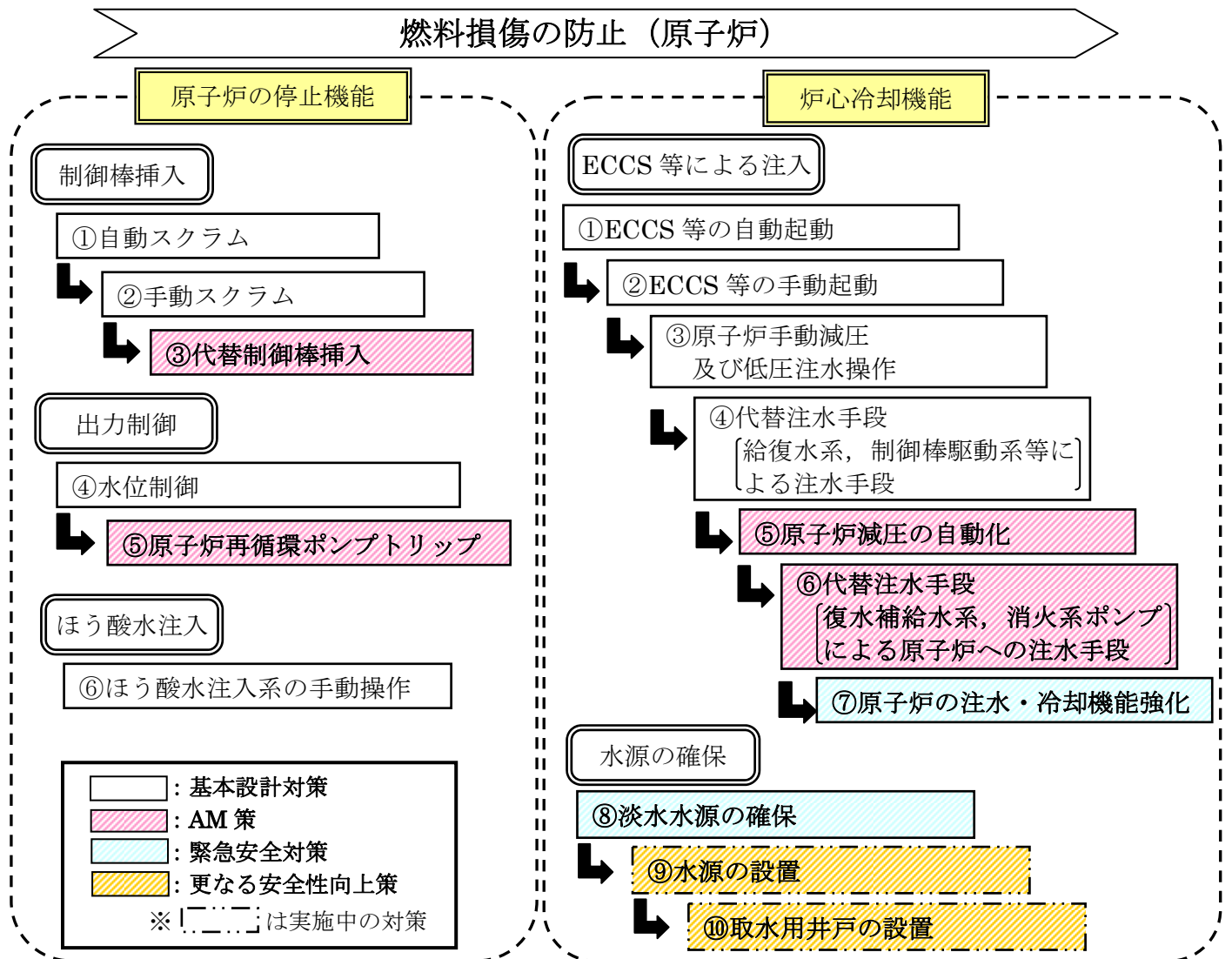


図5. 6-2 原子炉停止機能及び炉心冷却機能と防護措置の関係（原子炉の燃料損傷防止）

図5. 6-3は、原子炉格納容器機能喪失の防止の観点から、放射性物質の閉じ込め機能（原子炉格納容器注水機能、原子炉格納容器除熱機能、水素爆発対策）と防護措置との関係をまとめたものである。

原子炉格納容器注水機能については、AM策の整備により「②代替注水手段（復水補給水系、消火系ポンプによる原子炉格納容器への注水手段）」を追加しており、復水補給水系、消火系から残留熱除去系を介して原子炉格納容器へのスプレー、ペDESTALへの直接注水を可能にすることで、その機能がさらに向上している。

原子炉格納容器除熱機能については、AM策の整備により「⑤ドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系を利用した代替除熱」、「⑥残留熱除去系の故障機器の復旧」及び「⑦原子炉格納容器ベント（耐圧強化ベント）」を追加しており、その機能がさ

らに向上している。

具体的には、「⑤ドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系を利用した代替除熱」では、原子炉格納容器からの除熱が十分でなく原子炉格納容器の温度・圧力が上昇していく事象において、ドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系を手動で起動する手順を整備することにより、原子炉格納容器からの除熱機能が向上している。

「⑥残留熱除去系の故障機器の復旧」では、原子炉格納容器からの除熱が喪失する事象において、原子炉格納容器破損に至るまでの時間的余裕を利用して残留熱除去系の故障を復旧する手順を整備することにより、原子炉格納容器からの除熱機能が向上している。

また、「⑦原子炉格納容器ベント（耐圧強化ベント）」では、非常用ガス処理系を経由することなく、不活性ガス系から直接排気筒へ接続する耐圧性を強化した原子炉格納容器ベントラインにより、原子炉格納容器過圧防止としての減圧操作の適用範囲を広げることにより、原子炉格納容器からの除熱機能が向上している。

さらに、緊急安全対策の整備により、「⑧原子炉の除熱機能の強化」及び「⑨原子炉格納容器の減圧機能の確保」を追加しており、AM 策が有効でない場合においても、原子炉格納容器除熱を可能にすることで、その機能がさらに向上している。

具体的には、「⑧原子炉の除熱機能の強化」では、代替の水中ポンプを用いて熱交換器に海水を通水することで、原子炉冷却材浄化系にて原子炉の除熱を可能にしている。

「⑨原子炉格納容器の減圧機能の確保」では、全交流電源が喪失した場合においても、速やかに原子炉格納容器のベント操作を実施できるよう、電源車等により直接電動弁に電源を供給するとともに窒素ポンプにより空気作動弁に圧縮空気を供給することで、原子炉格納容器からの除熱機能がさらに向上している。

これに加えて、更なる安全性向上策の整備により「⑩代替海水熱交換器設備の配備」、 「⑪代替水中ポンプの配備」、 「⑫原子炉格納容器の減圧機能の強化」を追加しており、AM 策及び緊急安全対策が有効でない場合においても、原子炉格納容器除熱を可能にしている。

具体的には、「⑩代替海水熱交換器設備の配備」では、海水系の冷却機能が喪失した場合においても、既設の熱交換器の後備として代替海水熱交換器設備を配備することで、残留熱除去系にて原子炉の除熱を可能にしている。

また、「⑪代替水中ポンプの配備」では、仮に代替海水熱交換器設備が使用できない場合にも、代替の水中ポンプにより既設の熱交換器に海水を通水することで、残留熱除去系にて原子炉の除熱を可能にしている。

「⑫原子炉格納容器の減圧機能の強化」では、「⑨原子炉格納容器の減圧機能の確保」による原子炉格納容器ベントの失敗に備えて、現地手動ハンドルを追設し、現場手動操作による原子炉格納容器ベントを可能にしている。

水素爆発対策については、通常運転中は「⑬窒素封入」により原子炉格納容器内を不活性化している。また、事故後長期の水の放射線分解等によって発生する水素及び

酸素を「⑭可燃性ガス濃度制御系」によって再結合し水に戻すことで水素濃度を可燃性限界以下に保っている。「⑮水素爆発防止対策」では、原子炉建屋トップベント設備及び水素センサーの設置を実施し、水素爆発防止機能を向上している。

このように、原子炉格納容器機能喪失の防止の観点からは、原子炉格納容器除熱機能に対して、AM 策、緊急安全対策、更なる安全性向上策及びシビアアクシデントへの対応に関する措置によって、防護措置が多様化されており、これらの防護措置が原子炉格納容器機能喪失の防止に有効なものとなっていることがわかる。

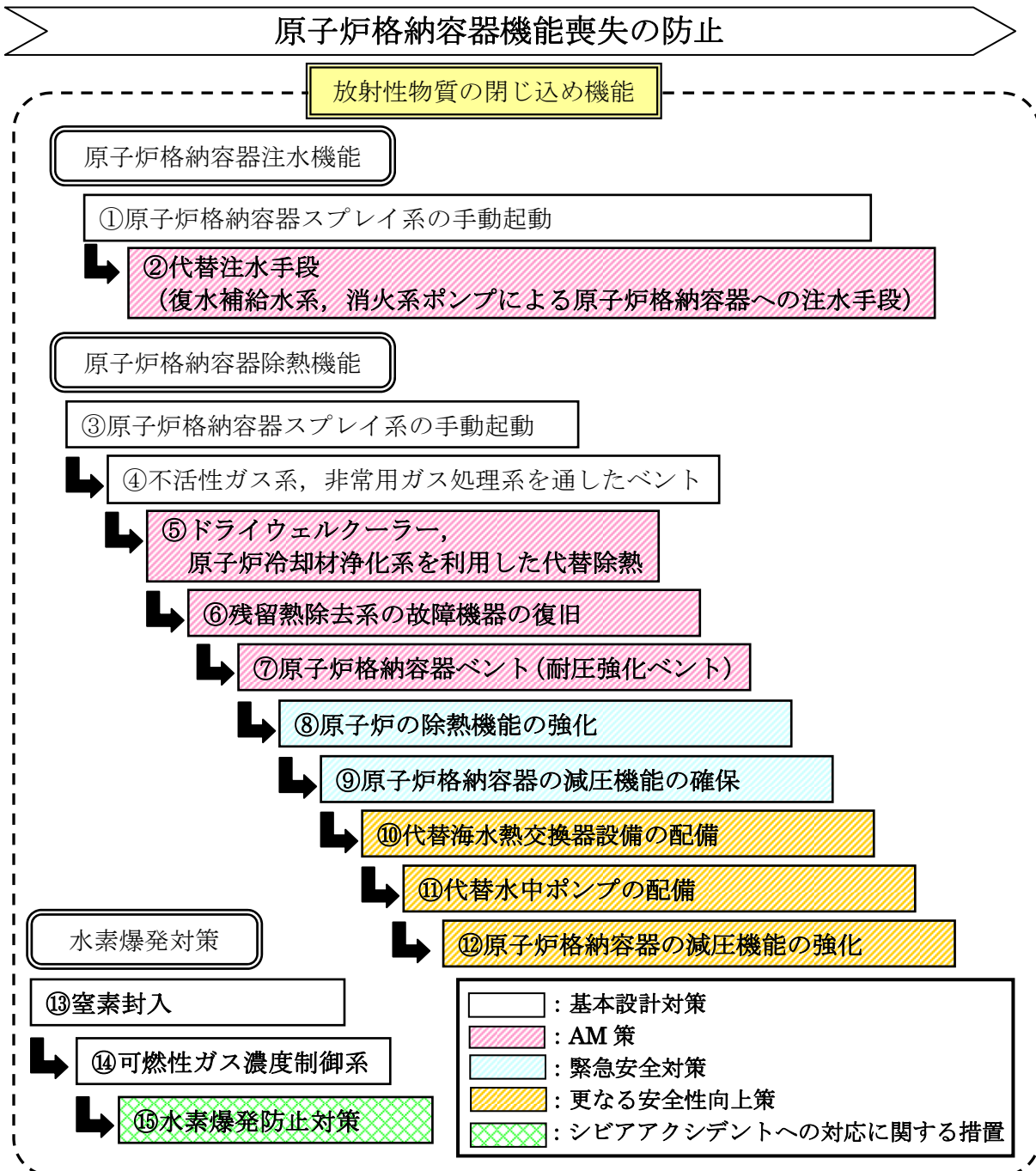


図 5. 6 - 3 放射性物質の閉じ込め機能と防護措置との関係
(原子炉格納容器機能喪失の防止)

図5. 6-4は、原子炉の燃料損傷防止及び原子炉格納容器機能喪失防止の観点から、安全機能のサポート機能と防護措置との関係をまとめたものである。

安全機能のサポート機能については、AM策の整備により「④電源の融通（低圧）」及び「⑤非常用ディーゼル発電機の故障機器の復旧」を追加することで、その機能がさらに向上している。

具体的には、「④電源の融通（低圧）」では、隣接原子炉施設間の低圧のAC電源（480V）のタイラインを通じて電源融通を可能にすることで、電源供給能力を向上させている。

また、「⑤非常用ディーゼル発電機の故障機器の復旧」では、全交流電源喪失時においても、非常用ディーゼル発電機の故障機器を復旧する手順を整備することにより、電源供給能力を向上させている。

さらに、緊急安全対策の整備により、「⑥全交流電源喪失時の電源確保」を追加しており、AM策が有効でない場合においても、非常用電源が確保できるようにすることで、安全機能のサポート機能がさらに向上している。

これに加えて、更なる安全性向上策の整備により、「⑦緊急用メタクラの新設」、「⑧空冷式GTGの配備」及び「⑨緊急用蓄電池の確保」を追加しており、AM策及び緊急安全対策が有効でない場合においても、非常用電源が確保できるようにすることで、安全機能のサポート機能がさらに向上している。

具体的には、「⑦緊急用メタクラの新設」では、緊急用メタクラと非常用電源盤の間に常設ケーブルを敷設し、緊急用の電源供給ラインを常時確保することで、残留熱除去系ポンプ等の電力を安定供給できるようにしている。

「⑧空冷式GTGの配備」では、空冷式GTGを配備することで、前述の緊急用メタクラを介して残留熱除去系ポンプ等の電力を安定供給できるようにしている。

「⑨緊急用蓄電池の確保」では、原子炉の冷却等に必要な設備の後備電源として、原子炉隔離時冷却系や逃がし安全弁等へ直流電源を供給する等のための蓄電池を配備することで、前述の安全機能のサポート機能が全て喪失した場合においても、直流電源の確保を可能にしている。

このように、原子炉の燃料損傷防止及び原子炉格納容器機能喪失防止の観点から、安全機能のサポート機能に対しても、AM策、緊急安全対策及び更なる安全性向上策によって、防護措置が多様化されており、これらの防護措置が原子炉格納容器機能喪失の防止に有効なものとなっていることがわかる。

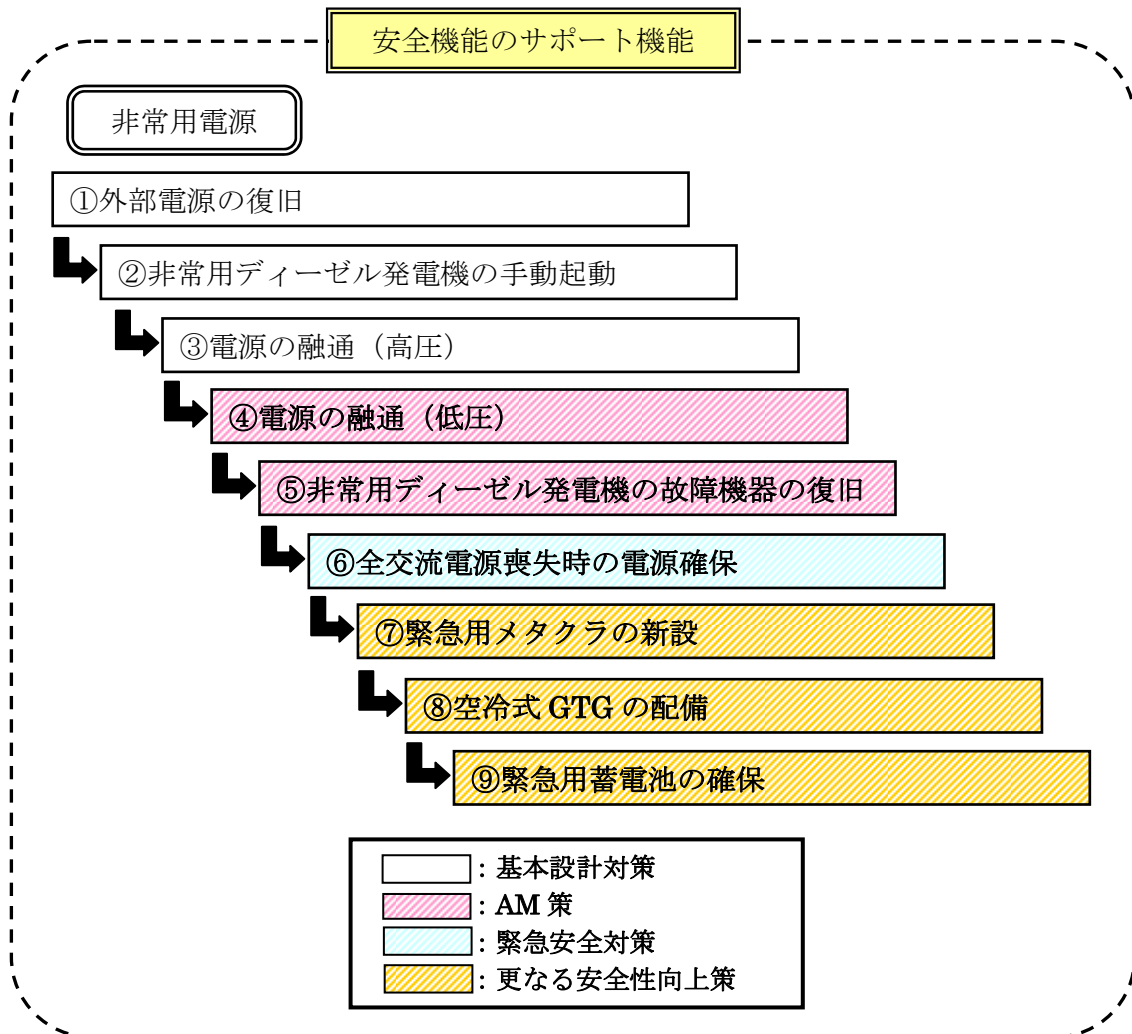


図 5. 6-4 安全機能のサポート機能と防護措置との関係
(原子炉の燃料損傷防止及び原子炉格納容器機能喪失防止)

図5.6-5は、SFPの燃料損傷の防止の観点から、放射性物質の閉じ込め機能と防護措置との関係をまとめたものである。

SFPについては、緊急安全対策の整備により、「③SFPの注水・冷却機能強化」及び「④SFPの除熱機能強化」を追加することで、放射性物質の閉じ込め機能がさらに向上している。

具体的には、「③SFPの注水・冷却機能強化」では、全交流電源が喪失した場合においても、電源車等により直接電源を供給することにより、補給水ポンプ、D/DFP、又は消防車を使用してSFPへ注水できるようにしている。

また、「④SFPの除熱機能強化」では、代替の水中ポンプを用いて熱交換器に海水を通水することで、燃料プール冷却浄化系にてSFPを除熱できるようにしている。

これに加えて、更なる安全性向上策の整備により、「⑤代替海水熱交換器設備の配備」、「⑥代替水中ポンプの配備」を追加しており、緊急安全対策が有効でない場合においても、SFPの冷却を可能にしており、放射性物質の閉じ込め機能がさらに向上している。

具体的には、「⑤代替海水熱交換器設備の配備」では、海水系の冷却機能が喪失した場合においても、既設の熱交換器の後備として代替海水熱交換器設備を配備することで、残留熱除去系にてSFPへの注水及び除熱を可能にしている。

また、「⑥代替水中ポンプの配備」では、仮に代替海水熱交換器設備が使用できない場合にも、代替の水中ポンプにより既設の熱交換器に海水を通水することで、残留熱除去系にてSFPへの注水及び除熱を可能にしている。

このように、SFPの燃料損傷の防止の観点から、放射性物質の閉じ込め機能に対して、緊急安全対策及び更なる安全性向上策によって、防護措置が多様化されており、これらの防護措置がSFPの燃料損傷の防止に有効なものとなっていることがわかる。

燃料損傷防止 (SFP)

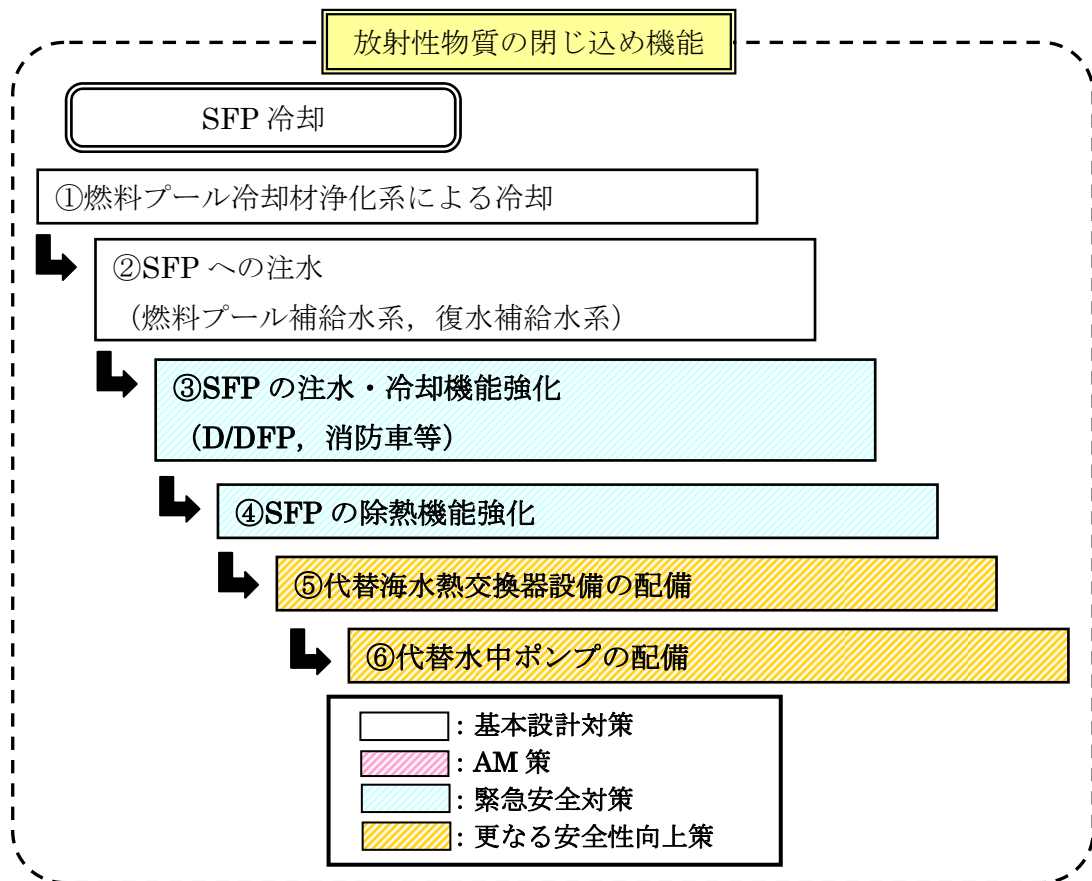


図 5. 6 - 5 放射性物質の閉じ込め機能と防護措置との関係 (SFP の燃料損傷防止)

図5. 6-6は、原子炉及び SFP の燃料損傷の防止並びに原子炉格納容器機能喪失の防止のための防護措置に関連して、シビアアクシデントへの対応に関する措置について、その他の防護措置をまとめたものである。

「①緊急時における発電所構内通信手段の確保」では、ページング、保安電話 (PHS)、移動無線、衛星電話を配備している。ページング及び保安電話には交流 2 系統から受電系統を選択できる冗長性を有しており、全交流電源喪失時においても蓄電池又は電源車等からの電源供給によって通信機能を利用できる構成としている。

「②瓦礫撤去用の重機配備」では、津波発生後、電源車や消防車の通行障害物の排除等を行うため重機（ホイールローダ等）を配備している。

「③中央制御室の作業環境の確保」では、中央制御室再循環送風機及び中央制御室送風機を起動することでフィルタを通しながら空気を再循環させ中央制御室内の環境を維持する。また、中央制御室内温度及び二酸化炭素濃度の上昇に対しては、適宜、フィルタを通して外気を取り入れることで対応する。

「④高線量対応防護服等の資機材の確保及び放射線管理のための体制の整備」では、高線量対応防護服を配備した。また、高線量対応防護服・APD や全面マスク等の資機材を必要に応じて原子力事業者間で相互に融通し合うことを申し合わせで確認している。加えて、緊急時における放射線管理要員の応援体制及び放射線管理要員以外の要員の助勢体制を整備し、放射線管理のための要員確保を目的として社員に対する放射線測定要員養成教育を実施している。

これらの防護措置の多くは、個別の段階及び機能に対する代替措置ではなく、横断的な措置として整備している。

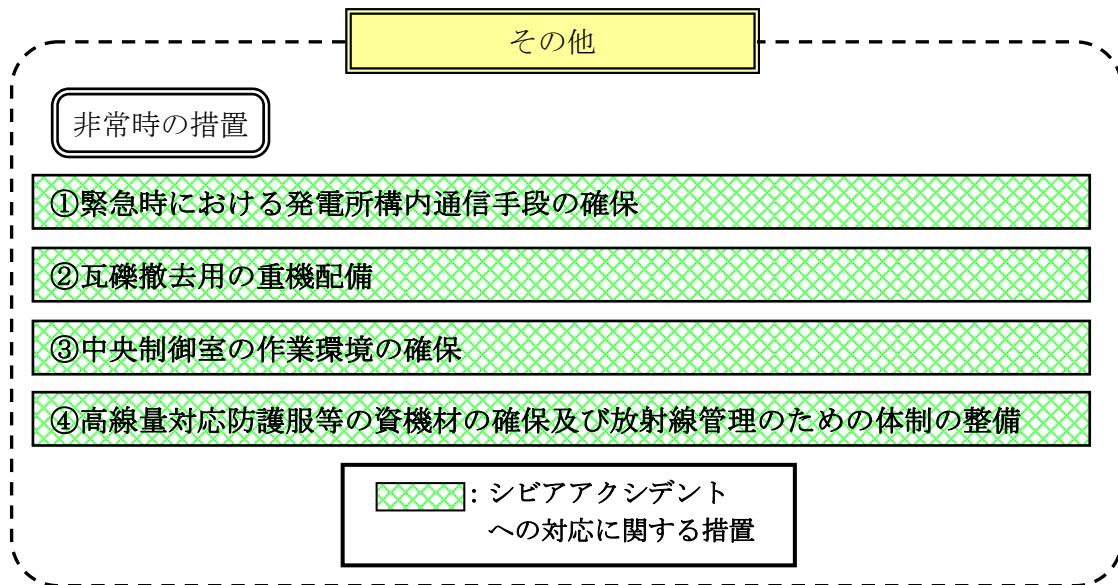


図5. 6-6 その他の防護措置

これらにより、

- AM 検討報告書, AM 整備報告書及び AM 整備有効性評価報告書で報告した AM 策における各種の防護措置は、「原子炉停止機能」、「炉心冷却機能」、「放射性物質の閉じ込め機能」及び「安全機能のサポート機能」のそれぞれについて多様性を持たせる形で整備されていること
- 緊急安全対策及び更なる安全性向上策における各種の防護措置は、「炉心冷却機能」、「放射性物質の閉じ込め機能」及び「安全機能のサポート機能」のそれぞれについて多様性を持たせる形で整備されていること
- シビアアクシデントへの対応に関する措置に係る対策では、上記の AM 策、緊急安全対策及び更なる安全性向上策における防護措置をサポートする観点から有効であること

から、各種の防護措置は、燃料の重大な損傷及び放射性物質の大規模な放出を防止する措置として、多重防護の観点から有効に整備されていることが確認できた。

5.6.4 評価結果のまとめ

PSA において想定した起因事象を対象にして、燃料の重大な損傷に進展する過程及び放射性物質の大規模な放出に至る事象の過程をイベントツリーで特定し、当該事象を防止するための防護措置との関係を示した。

また、上記の防護措置に加えて、緊急安全対策、更なる安全性向上策及びシビアアクシデントへの対応に関する措置について、燃料の重大な損傷を防止するための措置及び放射性物質の大規模な放出を防止するために閉じ込め機能の健全性を維持するための措置に再分類した。その結果、各種の防護措置は、燃料の重大な損傷及び放射性物質の大規模な放出を防止する措置として、多重防護の観点から有効に整備されていることを確認した。

6. 福島第一原子力発電所の事故を踏まえた安全確保対策の実施状況について

6.1 はじめに

6.1.1 津波からの教訓

平成 23 年 3 月 11 日、東北地方太平洋沖地震によって生じた津波の襲来を受け、福島第一原子力発電所の 1～3 号機では炉心溶融に至る深刻な事故が生じ、さらに 1, 3, 4 号機では原子炉建屋の水素爆発が起こった。そして一連の事故の結果として大量の放射性物質が環境に放出されるという事態を招いた。この様な事故を防げなかった原因は、今回の規模の津波の襲来を事前に想定しておらず、その原子炉施設に対する影響について十分な検討がなされていなかったため、津波によって引き起こされる全電源喪失や最終ヒートシンク喪失という事態への備えが不十分であったためである。

これまで原子力発電所の安全設計では、異常の発生防止、拡大防止及び事故の影響緩和という深層防護の考え方にに基づき、それぞれに多重性、多様性を持った設備を配して、複数の安全設備が同時に機能喪失する恐れを小さくしてきた。しかしながら、津波によって電源関係設備が被水すると、原子炉の監視機能、原子炉注水機能、崩壊熱除去機能など、多数の安全機能が同時に失われ、またその状況を短時間に解消することができなかった。

さらに、想定を超える事態への対処方法として用意していた AM 策であるところの D/DFP による注水や原子炉格納容器ベントも、津波による被水や電源の喪失によって円滑に実行できなかった。このため、運転員は困難な作業に取り組みざるを得ず、原子炉への代替注水や原子炉格納容器ベントを実施するまでに時間を要する原因となった。

以上の様に、津波はこれまでの原子力発電設備で取られてきた何重もの安全確保策を同時に、かつ複数号機に渡って機能不全に陥れる脅威になるということを示した。

柏崎刈羽原子力発電所においては、上記の認識に基づき、重大な影響をもたらす恐れのある事象（津波に代表される様なクリフエッジ的な事象）に対しては、当該事象の発生頻度が小さいとしても、万一の発生に備えて対策を手厚く講じることとする。

具体的な対策の立案に際しては、福島第一原子力発電所と福島第二原子力発電所で事故の収束までに実行された多岐に亘る対応活動を参考に、それらの有効性を検証し、実行の難易度を踏まえて対策に反映する。さらに、地震や津波などの自然災害が引き起こす事故の特性として、短時間の内に外部からの支援が得られ難い状況であったことを踏まえ、原子炉施設内若しくはごく近隣からの支援で実施可能な対策を採用する。

6.1.2 津波対策の基本方針

対策 1：津波による非常用電源等の喪失を防止するために、原子炉建屋を中心に、その内部への浸水防止対策を行う。加えて原子炉建屋内部の安全上重要な機器が設置されたエリア各々に対して浸水防止対策を行う。さらには安全上重要な機器が設置されているエリアが万一浸水した場合の排水対策を講じる。

福島第一原子力発電所での原子炉建屋の浸水は限定的で、高圧注水系、原子炉隔離時

冷却系など、原子炉建屋内地下階に設置されている機器も稼働可能な状態で維持されていた。一方、タービン建屋は原子炉建屋に比べて水密性が低く、D/G や非常用高圧電源盤、計測・制御用の直流電源などの多くが、このタービン建屋の地下階に配置されていたために、津波襲来後直ちに全電源喪失に至った。

さらには、非常用高圧電源盤等の配電設備が浸水してしまうと、外部から電源車を調達して来ても給電するための接続先が無いと、容易に電源を回復できない一因となった。福島第一2号機と4号機には空気冷却のD/Gを備えていたが、非常用高圧電源盤が浸水した結果として、これらによる電力供給ができなかったが、この事実も配電設備類の重要性を示唆するものである。

柏崎刈羽1号機では、D/G や非常用高圧電源盤、計測・制御用の直流電源はすべて原子炉建屋内の回廊部分に設置されており、原子炉建屋への浸水防止対策を強化することは、全電源喪失のリスクを効果的に低減すると期待できる。

対策2：全電源喪失や最終ヒートシンクの喪失が発生した場合でも、燃料損傷を防止するため、敷地内の高所に配備した資機材を機動的に用いて電源やヒートシンクを回復する。また、この対応のための手順を整備し訓練を行う。

福島第一原子力発電所の事故では、これまでの考え方で多重性や多様性を強化しても、水の侵入によって同時に機能を喪失してしまう恐れがあることから、津波に対して不十分であることが示された。従って、対策1に基づいて原子炉建屋内の常設設備を防護することに加え、全電源喪失等が生じた場合には、津波の影響が及ばない高所に配備した資機材（電源車など）を用いた機動的な対応や、電源等が無くとも実施可能な緊急時対応手順により復旧を行う。これらの対策は津波による多重故障への対応を念頭に準備したものであるが、資機材の保管位置が常設設備と離れていること等から、他の起因事象で生じる多重故障に対しても有効な対策となることが期待できる。

対策3：万一燃料損傷が生じた際にも、その影響が周辺に拡大することを抑制するための方策を講じる。

福島第一原子力発電所の事故では、燃料損傷後、燃料被覆管と水蒸気の反応で生じた大量の水素が原子炉格納容器を経て原子炉建屋に漏れ出し、原子炉建屋の爆発に至った。爆発に伴い、建屋内外に瓦礫が飛散し、以後の復旧活動を著しく阻害した。このように水素爆発が生じると、当該原子炉の事象収束はもちろん、隣接する原子炉の事故収束に対しても悪影響を与えることとなる。

また、燃料損傷が生じた後に原子炉格納容器をベントする場合には、環境への放射性物質拡散のリスクがある。この影響を低減するため、フィルタベント等の対策を講じる。

これらの対策も、対策2と同様に、津波だけではなく、他の原因で発生したシビアアクシデントに対して有効な対策となることが期待できる。

対策4：各対応を行うために必要な計測・制御設備の強化や緊急時体制の強化、緊急時資機材の配備を行う。

福島第一原子力発電所の事故時には、プラントパラメータの確認や、緊急時の体制、

対応に必要な装備品や通信手段の確保等，原子炉施設の復旧をサポートする上で重要な課題も多く浮かび上がった。従って，これらについても資機材の確保や体制の見直しを行う。これにより，対策2や3の円滑な実施が期待できる。

6.1.3 改善すべき課題

福島第一原子力発電所で起こった事故の経過と安全確保のための設備に及んだ影響の概略は次のとおりである。

福島第一原子力発電所では平成23年3月11日の地震により原子炉が自動停止した。また，地震により送電設備が損傷し外部電源が失われたため，非常用所内電源を使って原子炉の冷温停止操作を行っていたところ，地震に伴う津波が襲来し（1. 津波），敷地内浸水によって非常用所内電源が喪失し，福島第一1～4号機では全交流電源喪失となった。また，1，2，4号機では交流電源のみならず直流電源も喪失した（2. 電源確保）。

福島第一原子力発電所の事故においては，主に津波による破壊や浸水による設備の機能喪失，特に電源の機能喪失が複数号機において同時に発生したため，現場の対応が極めて困難なものとなった。

停止直後の原子炉を冷温停止状態に導くためには，原子炉を高圧状態から低圧状態に減圧するとともに，崩壊熱を除去し続ける必要がある。このための設備として，高圧用注水設備（3. 高圧注水），高圧状態から低圧状態への減圧設備（4. 減圧（逃がし安全弁）），低圧用注水設備（5. 低圧注水），原子炉の除熱（7. 原子炉圧力容器除熱）を行う設備等を備えていたが，今回の事故ではこれらのおお半が全交流電源喪失によって機能を喪失するとともに，直流電源で動作する設備も直流電源盤の浸水や蓄電池の枯渇によりその機能を失った。

注水及び除熱ができないことから，燃料が水に覆われずに露出して燃料被覆管が損傷し，放射性物質が原子炉圧力容器内に放出されるとともに燃料被覆管と水蒸気の反応で大量の水素が発生した。これらは逃がし安全弁等を経て原子炉格納容器に放出され，原子炉格納容器の圧力が異常に上昇したため，原子炉格納容器からのベント操作を試みた（6. 原子炉格納容器ベント）が，電源及び作動用気体の喪失や現場の作業環境が劣悪であったため，速やかな作業ができなかった。また，1，3，4号機では水素爆発が発生（11. 水素爆発防止及び放射性物質の拡散防止）したため，現場での作業がより困難なものとなった。

SFPについても注水・除熱設備が備えられていたが，全交流電源喪失によってこれらの機能を失ってしまった。（8. SFP注水）（9. SFP除熱）

全交流電源喪失及び最終ヒートシンクの喪失が生じた今回の事故においては，原子炉及びSFPの燃料損傷を防止するために注水による対応が必要となったが，津波等の影響により，既設の水源を十分に活かすことができなかった。また，注水に用いた消防車等については，燃料（軽油）の補給が十分に行われず，停止する状況も生じた。（10. 燃料（軽油）及び保有水）

原子炉及びSFPへの対応を行うにあたっては，状況の把握に計測・監視機器が必要

である（12. 計測・監視機器）が、今回の事故では電源の喪失及び事象の進展により計測・監視機器の機能が喪失又は指示値の信頼性が低い状態となったため、原子炉及びSFPの状況の把握が困難となった。

その他、放射性物質の放出に伴う緊急時対策本部及び中央制御室の環境悪化、電源喪失に伴う通信環境の悪化、地震・津波及び水素爆発に伴う瓦礫の散乱による作業環境の悪化、APD等装備品の不足、放射線関係データの欠測、事象の進展に伴い手順の無い領域での対応を迫られる等様々な問題が発生した。（13. 緊急時体制強化）

今回の事故で生じた既存設備の様々な問題に対し、今後の安全確保の考え方を踏まえて講じた主な対策を表6. 1-1に示す。6. 2章では、これら個々の問題への対策の考え方及び具体的対策内容について述べることで、柏崎刈羽1号機における福島第一原子力発電所の事故の再発防止対策について説明する。また、6. 3章では福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、安全性を継続的に向上させるための課題についても記載する。（14. 継続的な安全性の向上）

表 6. 1-1 柏崎刈羽原子力発電所 1 号機について現在講じている又は検討している対策

福島第一原子力発電所の事故を踏まえた対策項目		対策内容	実施状況
津波に対する防護	1. 津波	(1) 建屋/機器の止水, 水密化処理	実施済
		(2) 防潮壁	実施中
		(3) 防潮堤	実施中
全電源喪失や最終ヒートシンク喪失時の燃料損傷防止	2. 電源確保	(1) 電源車	実施済
		(2) 空冷式 GTG, 緊急用メタクラ	実施済
		(3) 直流電源強化 (蓄電池等)	実施中
	3. 高圧注水	(1) ほう酸水注入系 (SLC) (電源車からの給電等)	実施済
		(2) 制御棒駆動系 (CRD) (電源車からの給電等)	実施済
		(3) 原子炉隔離時冷却系 (RCIC) 手動起動	実施済
	4. 減圧(逃がし安全弁)	(1) 逃がし安全弁(ポンプ使用)	実施済
		(2) 逃がし安全弁(蓄電池接続)	実施済
	5. 低圧注水	(1) 復水補給水系 (MUWC) (電源車からの給電等)	実施済
		(2) D/DFP (電源車からの給電による系統構成等)	実施済
(3) 消防車(海水)		実施済	
6. 原子炉格納容器ベント	(1) 原子炉格納容器ベント弁駆動源確保	実施済	
	(2) 手動によるベント弁開	実施済	
7. 原子炉圧力容器除熱	(1) 代替海水熱交換器設備による除熱	実施済	
	(2) 代替水中ポンプを用いた原子炉冷却材浄化系 (CUW) 除熱	実施済	
8. SFP 注水	(1) D/DFP による注水	実施済	
	(2) 消防車(海水, 消火系経由)	実施済	
	(3) 消防車(海水, ホース敷設)	実施済	
9. SFP 除熱	(1) 代替水中ポンプを用いた燃料プール冷却浄化系 (FPC) 除熱	実施済	
10. 燃料(軽油)及び保有水	(1) ろ過水, 純水タンクからの移送	実施済	
	(2) 軽油タンクからのミニタンクローリによる消防車, 電源車への燃料移送	実施済	
	(3) 淡水貯水池	実施中	
	(4) 地下軽油タンク	実施中	
燃料損傷後の影響緩和	11. 水素爆発防止及び放射性物質の拡散防止	(1) R/B トップベント	実施済
		(2) 原子炉格納容器冷却	実施済
		(3) 水素センサーの設置	実施済
		(4) 原子炉格納容器フィルタベントの設置	計画中
共通対策	12. 計測・監視機器	(1) SFP 水位計設置	実施済
		(2) SFP 監視カメラ設置	実施済
		(3) 中央制御室監視計器の電源確保	実施済
		(4) デジタルレコーダ遠隔監視システムの設置	実施済
	13. 緊急時体制強化	(1) 緊急時対策本部環境改善	実施中
		(2) 中央制御室環境改善	実施済
		(3) 通信環境改善	実施中
		(4) 瓦礫撤去	実施済
		(5) 装備品の配備	実施済
		(6) 緊急時の体制	実施済
14. 継続的な安全性の向上	(7) 放射線管理	実施中	
	(8) モニタリングポスト	実施済	
	(9) 訓練に関するルール化(頻度等)	実施済	
14. 継続的な安全性の向上	○ 過酷な環境下にも動作可能な原子炉圧力容器, 原子炉格納容器の計測システムの検討	今後検討	
	○ 交流電源不要な冷却手段の多様化検討	今後検討	

6.2 安全確保対策

6.2.1 津波対策（添付6. 2-1参照）

柏崎刈羽1号機的设计津波高さはT.P.3.3 mであり、主変圧器や所内変圧器などの設備は设计津波であれば到達しない高さに設置している。よって、津波が発生した場合でも電源を喪失することはなく、通常の運転操作又は停止操作は可能と考えていた。

しかし、福島第一原子力発電所では、设计津波高さを大幅に上回る津波に伴う浸水により、直流電源盤、交流電源盤及びD/Gの機能が喪失し、長時間に及ぶ全交流電源と直流電源の同時喪失が生じた。また、浸水は建屋内の安全上重要な機器の多くにも及んだ。

设计津波高さは保守的に設定していると考えているが、津波自体は自然現象であり、津波の最大規模の想定には不確定性が存在する。

従って、设计津波高さを上回る津波による敷地及び建屋への浸水を前提とし、原子炉建屋及び海水機器建屋内の安全上重要な機器の浸水を防止するため、まずは外部扉の水密化や防潮板による建屋内への浸水防止を図っている。さらに建屋内への浸水が生じた場合にも、建屋内の安全上重要な機器が置かれたエリアへの扉の水密化や重要機器室に通じる配管、ケーブル等の貫通孔の止水処理を実施し、浸水防止及び安全上重要な機器の機能確保を図っている。万一、安全上重要な機器のエリアが浸水した場合への備えとして可搬式の排水ポンプの配備を進めている。

また、緊急時対策本部や水処理建屋（D/DFPが設置されている）についても、緊急時に動作を期待する機器への浸水防止対策を施している。

これらの多重の対策により、津波による重要機器への浸水被害は防止できるものと考えているが、さらに敷地の浸水被害を低減する対策として、津波の衝撃及び広範囲への被害を防ぐための防潮壁や防潮堤の設置に着手している。これにより、敷地内の軽油タンクや建物、構築物を防御し、津波への耐力をより一層高め、安全性の向上を図っていく。

6.2.2 炉心・SFPにおける燃料損傷防止対策

(1)電源確保（添付6. 2-2参照）

福島第一原子力発電所の事故以前までは全交流電源喪失状態に事象が進展した場合、原子炉への注水は原子炉隔離時冷却系により実施するが、原子炉隔離時冷却系が停止するまでに送電線の復旧又はD/Gの修復が期待できると考えていた。

しかし、福島第一原子力発電所の事故では、全交流電源と直流電源を喪失し、さらに、電源盤も機能を喪失した。また、当該プラントだけでなく、隣接プラントの電源・電源盤が一度に喪失したことにより、本設機器への電力供給が困難となり、電動駆動の原子炉注水設備が機能を喪失した。また、事故の初期段階で機能した蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系などについても、制御に必要な直流電源を喪失するなどの理由から機能を喪失し、最終的に燃料損傷に至った。

このことから、6. 2. 1で述べたように、まずは電源に係る重要設備を防護する

手段を講じることが重要である。その上で、本設の電源が使用できない状態に備えるため、移動可能な電源設備を津波の影響を受けにくい高台に配備し、必要な資機材の配備及び対応手順を定め、訓練等で実効性を高めておくことにより、電源確保に対する信頼性を向上させている。

①交流電源確保

電源確保に対する信頼性向上策として、安全上重要な機器に速やかに電源を供給するため、外部電源、又は他号機からの電源融通ラインを多重化する観点から、高台に緊急用メタクラを設置した。この緊急用メタクラを介することで、現在は柏崎刈羽 1 号機と柏崎刈羽 7 号機の間で電源融通が可能となっており、今後は全号機間融通が可能となるよう対策を進めている。さらに外部電源及び他号機からの電源供給が期待できない場合に緊急用メタクラに電源を供給する対策として、空冷式 GTG を高台に配備した。また、空冷式 GTG とは別に電源車を高台に配備しており、電源車を用いて緊急用メタクラへの供給が可能であることに加え、電源車を柏崎刈羽 1 号機の原子炉建屋近傍まで移動させて建屋内に直接供給する手段を定めている。

これらの緊急用メタクラや電源車による電源の供給により、高圧注水系による炉心冷却の継続や減圧、低圧注水が可能となり、燃料損傷のリスクを低減している。

②直流電源確保

福島第一原子力発電所の事故では、全交流電源の喪失後、高圧注水設備については蒸気駆動の注水設備のみ使用可能であった。しかしながら、原子炉隔離時冷却系等、蒸気駆動の注水設備についても制御用の直流電源が必要であったため、直流電源が枯渇すると何らかの原因で停止した後の再起動ができなくなり、やがて高圧注水機能を喪失した。

このことから、直流電源について、電源車等から充電器を介して直流電源を供給する手段も定めており、原子炉隔離時冷却系の動作に対する信頼性は向上しているが、さらに電源の補給ができない場合を仮定すると、現状の直流電源で原子炉隔離時冷却系の連続運転を期待できる時間は約 38 時間である。

福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所における事故の対応実績より、全交流電源喪失からの復旧に見込む時間を長くすることは様々な対応に要する時間的余裕を大きくする観点からも有効であると考えられる。そこで、配置の多様性についても考慮した形で蓄電池等による直流電源給電能力を強化する。直流電源を確保する期間については、福島第二原子力発電所で海水系による除熱が回復するまでに 3 日間弱を要したことを目安として、他系列の蓄電池との連携による電源融通や予備の蓄電池の接続等によって約 72 時間までの原子炉隔離時冷却系等重要負荷への供給を可能とした。今後も連携ケーブルの常設化や予備蓄電池の配備の充実を図る等、更なる信頼性向上を進める。

また、プラントの除熱、冷却まで移行するために必要な逃がし安全弁の開操作に

は直流電源が必要であることから、蓄電池が不足する場合に備え、補充用の蓄電池を保管、充電し、必要な時には緊急で搬送し電気を供給できるように配備した。

これらの設備を確実に活用できるようにするため、蓄電池接続箇所も状況に応じて原子炉建屋内又は中央制御室の2箇所から選択し接続できるような手順を整備した。

以上の対策によって、高圧注水の信頼性を一層向上させるとともに、高圧注水から低圧注水への切り替えの信頼性を一層向上させた。

また、東北地方太平洋沖地震により外部電源設備が損傷したり、土砂の崩壊の影響で送電鉄塔が倒壊する等、外部電源設備の損傷が生じている。柏崎刈羽原子力発電所の開閉所の遮断器類は地震に強いガス絶縁開閉装置（GIS）が採用されていることに加え、断路器の耐震強化も行っている。また、送電鉄塔の耐震性も確認し、現在鉄塔周辺の土砂の崩壊の影響の有無について評価を進めており、評価結果に応じて必要な対策を講じていく。

(2)高圧注水（添付6．2－3参照）

プラントを運転状態から停止した場合、当初は原子炉圧力が高い。このため、高い圧力条件の下でも動作可能な系統によって注水を行う必要がある。柏崎刈羽1号機では、高圧注水用の設備として、通常の給復水系の他、高圧炉心スプレイ系、蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系がある。さらには、本来原子炉注水の用途ではないほう酸水注入系や制御棒駆動系を用いた注水方法も活用できる。

福島第一原子力発電所の事故では、全交流電源の喪失後は蒸気駆動の注水設備のみ使用可能であった。しかしながら、原子炉隔離時冷却系等、蒸気駆動の注水設備についても制御用の直流電源が必要であったため、直流電源が枯渇すると何らかの原因で停止した後の再起動ができなくなり、やがて高圧注水機能を喪失した。

このことから、高圧注水系の信頼性向上のため、原子炉隔離時冷却系に加えてその他の高圧注水系の電源の確保が重要であると考え、短時間で電源車等による給電を実施することが可能であるほう酸水注入系と制御棒駆動系を確実に稼働させるための手順を整備した。また、ほう酸水注入系については、関連して動作を要求される機器が少ないため、分電盤を介した給電方法の他に、電源車から移動式変圧器を介して直接ポンプモーターに接続する手順の作成も進めている。

さらに、原子炉隔離時冷却系の制御に用いる直流電源について、電源車等から充電器を介して直流を供給する手段も定めた。

このように、直流電源確保に関する対策を複数確保しているが、それでもなお直流電源が喪失する場合に備えて、原子炉隔離時冷却系を現場で手動起動する手順を整備した。

これらの対策により、速やかに実施可能な高圧注水手段の信頼性が向上しており、その後の減圧、低圧注水へ移行するのに十分な時間を確保することが可能となってい

る。

(3)減圧（逃がし安全弁）（添付6．2－4参照）

プラントの除熱，冷却まで移行するためには，原子炉圧力容器の減圧操作が必要である。原子炉の減圧装置は逃がし安全弁であり，操作には直流電源及び作動用空気圧（窒素ガス）が必要である。

福島第一原子力発電所の事故では，逃がし安全弁による減圧を試みる際に電源が復旧しておらず，逃がし安全弁の駆動電源が喪失していた。このため，各所から蓄電池を集めて減圧を試みたが減圧操作開始までに時間を要した。

今回の事故において，逃がし安全弁作動用の窒素ガスが不足することは無かったものの，作動用窒素ガス圧が低下する場合を想定し，予備の窒素ポンペを配備した。

これにより，高压注水から低压注水への切り替えがよりスムーズに実施可能となった。

(4)低压注水（添付6．2－5参照）

低压注水設備としては，給復水系，事故時の使用を想定している非常用系の低压炉心スプレイ系，低压注水系の他，代替注水手段としての D/DFP 及び復水補給水系がある。

福島第一原子力発電所の事故では，全交流電源が長期間喪失していたため，電動駆動の低压注水設備は機能しなかった。さらに D/DFP も津波の影響を受けて機能を喪失した。よって，低压注水設備として活用できたのは消防車であったが，事前に手順を準備していなかったことなどから，スムーズに低压注水への切り替えが出来なかった。

このことから，低压注水手段の信頼性を高めるためには，電源の確保及び手順の整備が重要であることがわかる。従って，復水補給水系ポンプ等に電源を供給する電源車を配備し，電源確保手段とあわせて復水補給水系ポンプを用いる手順を整備した。

一方，電源が確保できない場合には，電動駆動ではない D/DFP を用いる注水手順も整備している。さらに，これらの注水手段が使用できない場合に備えて，消火設備として配備している消防車を用いた原子炉への注水手順を整備した。

これらの対策の結果，低压注水機能の信頼性が向上し，多様な低压注水方法を選択することが可能となった。

(5)原子炉格納容器ベント（添付6．2－6参照）

残留熱除去系の復旧の見通しがなく，原子炉格納容器内の圧力が上昇した場合は，原子炉格納容器の破損を回避するためにベント操作を実施し，圧力と熱を大気に逃がす必要がある。

福島第一原子力発電所の事故では，電源喪失に伴いベント弁の開操作に必要な圧縮空気の供給が停止したため，緊急で仮設コンプレッサーを準備する等，対応に時間を

要した。これを受け、駆動用空気圧供給用の予備ポンベを確保し、予備ポンベを用いる場合のベント弁の操作手順を整備した。また、ベント弁の開操作手段の多様化のため、現場での弁の手動操作が可能ないように治具を取り付け、その手順を整備した。

福島第一原子力発電所の1,3号機において原子炉建屋が爆発する原因となった水素は、主として原子炉格納容器ヘッドシール部から原子炉建屋に漏えいしたものと考えているが、原子炉格納容器ベントラインに接続されているSGTSから原子炉建屋に移行した可能性も否定できないと考えている。そこで、SGTSラインを通じて原子炉建屋に水素が回り込むことを防止するために、隔離弁の駆動電源が喪失した場合でも隔離弁を手動で閉じる手順を整備した。

これにより、原子炉压力容器への注水と逃がし安全弁による原子炉压力容器から原子炉格納容器への蒸気の移送、原子炉格納容器ベントを組み合わせることで原子炉を安定な状態で保ち、海水への除熱を回復するまでの時間的余裕を確保することができる。

さらに、原子炉格納容器ベントを意図したタイミングで実施できるようにする方策等、ベントラインの信頼性向上策の検討に着手しており、より一層の安全性の向上を図っていく。

なお、福島第一原子力発電所の事故では、ベント弁のエリアが高放射線量、高温となっており、現場作業が非常に困難であったが、柏崎刈羽1号機のベント弁は原子炉格納容器とベント弁の間がコンクリート壁により隔てられていて、放射線及び熱の遮蔽が期待できる。

(6)原子炉压力容器除熱 (添付6. 2-7参照)

原子炉压力容器からの除熱には残留熱除去系や原子炉冷却材浄化系の熱交換器を用いることができる。

福島第一原子力発電所の事故では、最終的に冷温停止に到達した5,6号機においても、津波によって最終的な除熱装置である残留熱除去海水系が機能喪失した。この状況に対して、電源車によって電源を確保するとともに、代替水中ポンプの設置などを行って最終ヒートシンクを復旧した。

この経験から、確実な除熱のためには残留熱除去系や原子炉冷却材浄化系の電源確保手段と合わせて最終ヒートシンクの多様化が重要と考えられる。そこで、海水機器建屋の水没等により残留熱除去海水系が機能喪失した場合の対策として、冷却設備を一体化し、残留熱除去海水系の代替として使用可能な代替海水熱交換器設備を配備し、残留熱除去系及び原子炉冷却材浄化系を用いた除熱を可能にした。

また、残留熱除去中間ループ系に接続して使用可能な代替水中ポンプを配備し、原子炉冷却材浄化系を用いた除熱を可能にした。

これらの対策により、本設の残留熱除去海水系が使用不能となっている場合においても原子炉压力容器からの除熱が可能となった。

(7)SFP 注水（添付6． 2－8 参照）

SFP からの除熱が出来なくなった場合には、燃料プール補給水系、復水補給水系により SFP への注水を行うが、福島第一原子力発電所の事故では、電源の喪失に伴い、SFP の冷却機能に加え補給水機能も喪失した。このため、燃料露出を避けるために SFP への注水が必要となった。最終的には代替の注水ラインを構築する等によって除熱機能が回復するまで注水を実施したが、予め準備されていない作業であったこともあり、代替注水ラインの構築には時間を要した。

そこで、電源確保手段とあわせて燃料プール補給水系、復水補給水系を用いた SFP への注水手順を整備した。注水手段の信頼性を増す対策として、電源に頼らない D/DFP による SFP 注水手順、及び消防車を用いた SFP 注水手順、さらには既存の配管が使用できない場合も想定して消火ホースを消防車から SFP まで敷設する手順を整備した。

これらの対策により、SFP への注水手段が多様化し、水位が低下する事態を防止する手段の信頼性が増した。

(8)SFP 除熱（添付6． 2－9 参照）

SFP 除熱は残留熱除去系や燃料プール冷却浄化系を用いて行う。

福島第一原子力発電所 5、6 号機では、代替水中ポンプを用いた SFP の除熱を実施した。この知見を反映し、代替水中ポンプを配備するとともに燃料プール冷却浄化系の冷却源を確保する手順を整備した。これにより、電源確保対策とあいまって、SFP を除熱し、水位の低下を防止する手段の信頼性が増した。

(9)燃料(軽油)及び保有水（添付6． 2－10 参照）

軽油の貯蔵施設として軽油タンクを発電所内に 14 基設置している。また、淡水の貯蔵設備として発電所内共用の純水タンク及びろ過水タンクがあり、さらに柏崎刈羽 1 号機には常用及び非常用復水貯蔵槽がある。

福島第一原子力発電所の事故では、原子炉注水に使用できるポンプが消防車に限定されたこと、また、初期段階では高低差の問題から海から直接海水を汲み上げることができなかったことが、原子炉注水に時間を要する原因となった。

これらのことから、確実に水源を確保するため、消防車を利用して海から海水を汲み上げることが可能であることを事前に確認し、その手順を確立しておく必要がある。また、発生する状況によって対応できるポンプが限定される可能性があることから、水源となり得るタンク間の水の融通についても事前に手順を確認しておく必要がある。

このような対応のため、ろ過水、純水タンクから復水貯蔵槽への水の移送手順を整備した。また、緊急安全対策で配備している電源車、消防車及び空冷式 GTG の燃料(軽油)についても、軽油タンクから高台に配備しているミニタンクローリにより供給する手順を整備した。

なお、災害発生時の外部から燃料（軽油）を調達する場合に備え、震災以前から関

東圏の石油販売業者との非常災害協定を締結しており、災害発生時には新潟県中越沖地震や今回の事故での実績から 15 時間以内に燃料(軽油)確保が可能との見通しを得ている。また、地元の石油販売業者とも新たに柏崎刈羽地域で震度 6 弱以上の地震、T.P.3.3 m 以上の津波が発生した場合に出動する協定を締結しており、3~4 時間程度で燃料(軽油)の補給を可能にした。

現在進めている対策として、高台への淡水貯水池の設置及び取水用井戸の掘削を行う予定であり、これによりろ過水タンク及び純水タンクの淡水に加えた更なる保有水量の増加を図る。また、高台に地下軽油タンクの設置を行う予定であり、これにより空冷式 GTG 及び電源車の燃料(軽油)を備蓄して、外部からの支援が滞る場合でも燃料(軽油)を確保している。

6.2.3 燃料損傷後の影響緩和策 (添付 6. 2-11 参照)

福島第一原子力発電所では、地震に伴う津波によって安全機能が広範囲にわたり喪失し、1~3 号機において炉心の燃料損傷が発生している。1, 3 号機においては、燃料損傷時に水-ジルコニウム反応で水素が発生し、この水素が何らかの経路で原子炉建屋へ漏えいし、原子炉建屋爆発という事態を引き起こした。

これによって、その後の対応が困難となったことや放射性物質を大量に拡散する原因の一つとなったことから、燃料損傷を仮定した上での影響緩和策を講じることとした。以下にその内容を示す。

(1)水素爆発防止

福島第一原子力発電所の 2 号機では、建屋最上階のブローアウトパネルが開放されたことにより換気が促進され、水素爆発を免れた可能性がある。このことから、原子炉建屋内への水素滞留を防止するための換気対策として、平成 23 年 6 月にドリルによる原子炉建屋屋上の穴開け手順を整備したところであるが、さらに信頼性を向上させるため原子炉建屋屋上の一部を手動で強制開放する設備(トップベント設備)を設け、その開放手順を整備した。また、ブローアウトパネルを手動で強制開放する手順及び大物搬入口を開放する手順を整備し、トップベント設備の開放と組み合わせることで実施することによる緊急時の建屋内の水素排出を可能とした。

(2)原子炉格納容器冷却

福島第一原子力発電所の事故の様に、大規模な燃料損傷が生じ、原子炉格納容器が過温及び過圧されると、原子炉格納容器貫通部等からの水蒸気や水素等の漏えいが懸念される。そこで原子炉格納容器を冷却して水蒸気や水素等の漏えいを抑制するために、消防車を用いた原子炉格納容器内部の冷却手順を定めた。

(3)水素センサーの設置

これまでは原子炉建屋への水素の滞留を検知する手段がなかったため、原子炉建屋

天井のトップベント設備の付近に水素センサーを設置した。これにより、水素発生時の早期検知が可能となる。

(4)原子炉格納容器フィルタベントの設置

6. 2. 2に示した種々の対策によって、燃料損傷を防止するための対策の信頼性を向上させているが、万一燃料損傷が発生した場合でも、環境に放射性物質が放出されることを防止するため、原子炉格納容器フィルタベントを設置する。これにより、原子力発電所の一層の安全性の向上を図っていく。

6.2.4 共通事項

ここまで、燃料損傷防止及び燃料損傷後の影響緩和策について具体策を記載したが、これらをさらに有効なものとするために、以下の共通的な対策を整備した。

(1)計測・監視機器（添付6. 2-12参照）

福島第一原子力発電所の事故では全電源喪失によって原子炉水位、原子炉圧力など事故時の炉心の状態把握に必要な計測系の機能が喪失した。これに対応するため中央制御室に仮設蓄電池を持ち込み計器の復旧を行ったが、かなりの時間を要したこと及び連続的な監視ができなかったことから、プラント状態を十分に推定できない状況となった。

また、SFPについても、除熱機能喪失により水位低下したが、水位計が設置されておらず、かつ温度計の電源が喪失していたことから、水位及び温度の把握が困難となった。

これらへの対応として、中央制御室で蓄電池を接続して計器の確認を行う場合のために可搬式蓄電池を配備した。また、SFPについては、水位計、水温計を追設し監視カメラを設置できるようにした。さらに免震重要棟でも必要なプラントの監視パラメータを確認できるよう遠隔監視システムを設置した。これらの対策により、プラントの状態を連続的に把握し、プラント状態の変化を的確に捉え、適切な対応を講じることが可能となっている。

(2)緊急時体制強化（添付6. 2-13参照）

福島第一原子力発電所の事故では、緊急時対策本部と中央制御室の通信手段は、全交流電源喪失以降、ホットラインと固定電話のみとなり、また、通常の連絡手段であるPHS通信が失われたため中央制御室や緊急時対策本部と現場との間で通信ができないなど、通信環境の劣化が生じ、情報収集や指令の伝達に支障をきたす事態となった。さらに、緊急時対策本部に必要資料が不足していたことから、余震の中、事務本館に資料を入手しに行く等の対応を余儀なくされた。中央制御室も放射線量が上昇し、運転員が立ち入れない、又は長時間の滞在が不可能となった。

また、放射性物質の環境への放出や放射線量の高い瓦礫の発生により、APD や全面マスク等の不足、瓦礫等による敷地内外の交通障害が発生し、その後の対応に影響を及ぼした。

環境モニタリングについては、本設モニタリングポストが電源喪失により使用不能となり、代替手段を用いて計測したものの、電源喪失時の復旧手順が明確になっていなかった。

これらの一連の事故の状況は、これまでのシビアアクシデント対策訓練では想定されておらず、緊急時体制等に課題が残った。

そこで、緊急時対策本部及び中央制御室の環境改善、通信環境の改善、瓦礫撤去手段の整備、モニタリングポストの電源喪失時の復旧手順の整備、装備品や放射線管理に必要な資機材の配備、緊急時体制の整備を実施している。また、夜間訓練、複数号機及び全号機への同時対応訓練等、厳しい状況を想定した実効性の高い訓練を実施している。

これらの対策により、万が一の事故時において、対応が確実にできる様になっている。

6.3 継続的な安全性の向上のために

福島第一原子力発電所の事故への対応を通じて、津波に関することだけに止まらず原子力の安全性向上に寄与する多くの貴重な教訓を得た。これらを踏まえ、柏崎刈羽原子力発電所で採用した津波による浸水対策、燃料損傷防止対策、さらには影響緩和対策といった多くの取り組みについて述べてきた。

また、今回の事故により、原子力の安全性を高めるために、不断の努力をもって広く内外の知見の集積に努め、新たな技術の進歩を積極的に取り込んでいくことの重要性を改めて認識させられた。そこで、既に採用を決定した対策だけで十分と考えるのではなく、さらに安全性を向上させるために取り組むべき課題を継続的に考えていきたい。

より一層の安全性向上を図るに際して陥りやすい問題として、政府の事故調査委員会が公表した中間報告書（本文編，平成 23 年 12 月 26 日，東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 498 頁）に以下の様な指摘がある。

より安全性を高めるための改良を加えようとする、これまでやってきた過去を否定することと受け取られてしまうというパラドックスが生じるのである。絶対安全が存在しないことを認め、リスクと向き合って生きていくことは容易ではない。しかし、伝えることの難しいリスク情報を提示し、合理的な選択を行うことができるような社会に近づく努力が必要ではなかろうか。

もとより絶対安全が存在するとは考えていないが、この指摘を真摯に受け止めて、取るべき改良を躊躇することがないように心掛けたい。そして、安全を高めるための改良

が必要なことを説明する際に、それが現在のプラントの安全性を否定するものではないことについても丁寧に説明し、継続的な改善を進めていきたい。

なお、今後改良が必要と考えて検討を開始している活動の例として以下のような取り組みがある。

- 福島第一原子力発電所の事故では、事故の進展に伴い水位計や格納容器内雰囲気モニタ系等、計器の指示値の確認ができない又は信頼性が著しく低下する状況となった。このことから、燃料損傷後の過酷な環境下でも十分な監視機能を維持できる計測設備とすることで、信頼性の高い原子炉圧力容器、原子炉格納容器内の状況把握が可能となり、よりの確な対応を確実に行うことが期待できると考えられる。このため、シビアアクシデント発生時の環境を考慮した計測システムを開発する。
- 福島第一原子力発電所の事故では、全交流電源の喪失後、高圧注水設備については蒸気駆動の注水設備である原子炉隔離時冷却系（RCIC）が有効であった。このことを踏まえて、交流電源を必要としない RCIC 自身の信頼性をさらに向上する対策を施したところであるが、事故直後の注水や除熱の信頼性がシビアアクシデントを回避するために重要であることを踏まえて、交流電源を必要としない冷却手段の多様化を検討する。

7. まとめ

柏崎刈羽 1 号機において、福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価のうち、一次評価として、平成 24 年 1 月 6 日時点における施設と管理状態を対象として評価を実施した。

評価では、設計上の想定を超える自然事象として地震、津波及びそれらの重畳、また、安全機能の喪失として全交流電源喪失、最終ヒートシンクの喪失及びその他のシビアアクシデントに対して、どの程度の裕度を有するかという観点から評価を実施した。

評価で考慮する防護措置は、福島第一原子力発電所の事故を踏まえ平成 23 年 4 月に実施した「緊急安全対策」に加え、それ以降に実施している浸水防止対策の強化、電源確保の強化、注水・除熱機能の強化として「更なる安全性向上策」についても考慮している。

地震に関する評価では、耐震設計審査指針の改訂の際に設定した S_s に対する評価値と評価基準値により裕度を算出した。

地震を起因として原子炉の燃料が損傷に至る可能性のある事象として 10 の起因事象を選定して評価した。起因事象のうち、影響緩和機能が期待できる「外部電源喪失」については、イベントツリーを作成し 7 の収束シナリオが存在することを確認し、収束シナリオの耐震裕度は、1.32 であると評価した。また、起因事象のうち、影響緩和機能を期待しない事象のうち耐震裕度が最も小さい事象は「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器損傷」で、耐震裕度は 1.29 であると評価した。

地震を起因として SFP にある燃料が損傷に至る可能性のある事象として 6 の起因事象を選定して評価した。起因事象のうち、影響緩和機能が期待できる「外部電源喪失」については、イベントツリーを作成し 8 の収束シナリオが存在することを確認し、収束シナリオの耐震裕度は、1.47 であると評価した。また、起因事象のうち、影響緩和機能を期待しない事象のうち耐震裕度が小さい事象は、「原子炉建屋等損傷」で、耐震裕度 1.45 であると評価した。

従って、プラント全体としての地震に対するクリフエッジは、 S_s に対する耐震裕度 1.29 であると評価した。

柏崎刈羽 1 号機は、耐震強化工事等の取り組みにより、新潟県中越沖地震を経験したことを踏まえて設定した大きな S_s （解放基盤表面で 2300 Gal）に対して、耐震裕度を確保していることを確認した。

これに加えて、「緊急安全対策」及び「更なる安全性向上策」を実施することにより、緊急用メタクラや電源車による給電機能、消火系ポンプや消防車等による注水機能等の多様性が向上したことにより、事象収束シナリオの追加がなされ、地震に対する安全性がより一層向上している。

津波に関する評価では、既往津波の被害状況、日本海東縁部における津波発生状況、及び新潟県中越沖地震後に評価した海域活断層を考慮して、水位上昇側で最高水位を

T.P. 3.3 m と算定し、安全上重要な設備等の許容津波高さとの差により裕度を算出した。

津波を起因として原子炉にある燃料が損傷に至る事象のうち、「外部電源喪失」を最も許容津波高さの低い起因事象と評価した。「外部電源喪失」は、低起動変圧器の浸水により発生するものとし、低起動変圧器の設置高さ T.P.6.0 m を超える津波により発生する。クリフエッジとなる津波裕度は、緊急安全対策において T.P. 15.0 m まで原子炉建屋等の浸水対策を実施していることから、これを超えると建屋内の浸水により原子炉の注水・除熱に必要な設備が機能喪失に至ると判断し、許容津波高さを T.P. 15.0 m (裕度+11.7 m) とした。

津波を起因として SFP にある燃料が損傷に至る事象のうち、「外部電源喪失」を最も許容津波高さの低い起因事象と評価した。「外部電源喪失」は、低起動変圧器の浸水により発生するものとし、低起動変圧器の設置高さ T.P.6.0 m を超える津波により発生する。クリフエッジとなる津波裕度は、緊急安全対策において T.P. 15.0 m まで原子炉建屋等の浸水対策を実施していることから、これを超えると建屋内の浸水により SFP の注水に必要な設備が機能喪失に至ると判断し、許容津波高さを T.P. 15.0 m (裕度+11.7 m) とした。

従って、プラント全体としての津波に対するクリフエッジは、想定津波 T.P. 3.3 m に対する許容津波高さ T.P. 15.0 m (裕度+11.7 m) であると評価した。

津波に対しては、福島第一原子力発電所の事故後に、「緊急安全対策」や「更なる安全性向上策」として、安全上重要な設備の浸水防止対策の強化（原子炉建屋開口部への防潮板、扉の水密化、配管・電線管の貫通部の止水等）、電源確保の強化（電源車や緊急用メタクラ等）、注水・除熱機能の強化（消防車、代替海水熱交換器設備等）を実施したことから、許容津波高さが緊急安全対策前の T.P. 5.0 m (裕度+1.7 m) から T.P. 15.0 m (裕度+11.7 m) へ大きく向上すると共に、燃料の損傷を防止するための収束シナリオの追加がなされ、津波に対する安全性がより一層向上している。これらに加え、さらに浸水防止対策を強化するため、敷地前面への防潮堤の設置、原子炉建屋への防潮壁の設置を進めていく。

地震と津波との重畳に関する評価では、クリフエッジは、原子炉にある燃料に対しては耐震裕度 1.29, 許容津波高さ T.P.15.0 m, SFP にある燃料に対しては耐震裕度 1.45, 許容津波高さ T.P.15.0 m と評価した。

全交流電源喪失に対する評価では、評価結果が最も厳しくなる全号機運転を仮定し、かつ発電所外部からの支援を期待しない場合であっても燃料の重大な損傷に至る事象に進展することなく、原子炉運転中及び原子炉停止中ともに約 12 日、注水機能を維持できる。これは緊急安全対策として電源の確保、消防車の配備、手順の整備等を実施し、水源の拡大や注水手段の多様化を図った結果、大幅に増加したものであり、外部電源の復旧や発電所外部からの支援（電源車や空冷式 GTG への燃料（軽油）補給）を期待するに十分な時間余裕となっている。

最終ヒートシンク喪失に対する評価では、更なる安全性向上策として設置した代替海水熱交換器設備を用いた残留熱除去系による原子炉及び SFP の除熱が可能であり、発電所外部からの支援を期待しない場合であっても、約 196 日にわたって燃料の重大な損傷を防止可能である。

また、注水機能についても、原子炉運転中、原子炉停止中ともに発電所外部からの支援なしで約 12 日の機能維持が可能である。これは緊急安全対策としての水源確保や電源確保等により大幅に増加したものであり、最終ヒートシンクの復旧作業を行うための十分な時間余裕となっている。

さらに、今後計画している更なる安全性向上策（淡水貯水池、地下軽油タンク）を講じることにより、全交流電源喪失や最終ヒートシンク喪失に対する防護措置の信頼性を一層高めることが可能である。

その他のシビアアクシデントマネジメントに対する評価では、AM 検討報告書、AM 整備報告書及び AM 整備有効性評価報告書における種々の防護措置に加えて、緊急安全対策、更なる安全性向上策、及びシビアアクシデントへの対応に関する措置について、燃料の重大な損傷を防止するための措置及び放射性物質の大規模な放出を防止するために閉じ込め機能の健全性を維持するための措置に再分類した。その結果、各種の防護措置は、燃料の重大な損傷及び放射性物質の大規模な放出を防止する措置として、多重防護の観点から有効に整備されていることを確認した。

福島第一原子力発電所では、未曾有の津波の被害を受けたことにより、ほとんどの電源・電源盤、海水冷却系設備の機能を失い、AM 策で準備していた設備も一部を除いて機能しなかったことから、結果として燃料損傷に至り、原子炉建屋の爆発が発生し、環境中に大量の放射性物質を放出することとなった。したがって、総合評価で考慮している津波に特化した対策に留まらず、事象を特定せず、燃料損傷の防止を第一に取り組むと共に、これら対策により回避されうる燃料損傷の発生を仮想した上で放射性物質の大量放出を防ぐための影響緩和策を検討・整備していく。これらは、可搬設備を活用するものも多くあるが、設計評価上の担保が取れるか否かにかかわらず、対策として準備していくことで、柔軟性・応用性の高い臨機応変な対応の一つとして活用できるものと考えている。

総合評価（一次評価）の結果、柏崎刈羽 1 号機は設計上の想定を超える地震や津波を受けても、新潟県中越沖地震後に実施した耐震補強工事及び福島第一原子力発電所の事故後に実施している津波に対する緊急安全対策、並びに更なる安全性向上策により、原子炉や SFP の燃料損傷を防止するための安全対策の多様性が強化されていることが確認できた。

今後、防潮堤や防潮壁の設置など計画している更なる安全性向上策を推進するととも

に，福島第一原子力発電所の事故に対する解明が進み，事故の原因分析や評価を行う過程で新たに判明した知見に基づき必要な対策を図り，防護措置の多様性を高めていく。

整備した AM 策の概要

PSA 等の知見に基づき、原子力発電所の安全性を一層向上させることを目的として整備された、個々の AM 策に対する概要を以下に記す。なお、PSA 等の知見と整備した AM 策との関係については、図4. 1-1 に示すとおり。

1. 原子炉停止機能に係る対策

当発電所の原子炉施設は、異常時には安全保護系の信号により自動で原子炉緊急停止系を作動させ、原子炉を停止する設計となっている。しかしながら、万一、原子炉の自動停止に失敗し、さらに原子炉が隔離されると、大量の蒸気により原子炉及び原子炉格納容器が過圧される。このため、原子炉が自動スクラムしない場合の対応として、従来から手動スクラム及び水位制御による出力制御とほう酸水の注入を並行して行う操作の手順を定めている。

原子炉停止機能を更に向上させるため、PSA 等の知見から、AM 策として代替反応度制御機能（原子炉再循環ポンプトリップ、代替制御棒挿入）の整備を実施した。

(1) 原子炉再循環ポンプトリップ (RPT)

AM 策整備前から存在する原子炉緊急停止系とは別に設置した計測制御系により、異常（原子炉圧力高、原子炉水位低）を検知し、原子炉再循環ポンプを自動でトリップさせ原子炉の出力を低下させるものである。この原子炉再循環ポンプトリップの回路は信頼性の高い多重の論理回路構成としている。

(2) 代替制御棒挿入 (ARI)

AM 策整備前から存在する原子炉緊急停止系とは別に設置した計測制御系により、異常（原子炉圧力高、原子炉水位低）を検知し、バックアップスクラム弁とは別にスクラムエアヘッドに設置した弁を自動で開放することにより、原子炉を停止するものである。（図4. 1-2 参照）この代替制御棒挿入の論理回路は信頼性の高い多重の論理回路構成としている。

2. 原子炉及び原子炉格納容器への注水機能に係る対策

当発電所の原子炉施設は、原子炉への注水が必要となる異常時において、安全保護系等の信号により ECCS 及び原子炉隔離時冷却系を自動で起動させ、原子炉へ注水する設計となっている。しかしながら、万一原子炉への注水に全て失敗した場合、炉心からの崩壊熱除去が不十分となり、燃料損傷に至る可能性がある。さらに、原子炉圧力容器が高圧に維持された状態で燃料が損傷し、デブリ（炉心溶融物）の貫通により原子炉圧力容器が破損すると、デブリが原子炉格納容器中に飛散する過程で微粒子化し、原子炉格納容器雰囲気での直接加熱が発生する可能性がある。

また、原子炉格納容器への注水が必要となる異常時には、運転員が手動で原子炉格納容器スプレイ冷却系を起動し原子炉格納容器へ注水するが、これに失敗した場合、原子炉格納容器の温度上昇や、デブリの冷却不全が生じる可能性がある。

ECCS 等が自動起動しない場合の対応として、従来から給復水系、制御棒駆動系等による注水操作、手動での ECCS 等の起動操作、原子炉の手動減圧及び低圧注水操作について手順化している。

原子炉及び原子炉格納容器への注水機能の更なる向上のため、PSA 等の知見から、AM 策として代替注水手段、及び原子炉減圧の自動化の整備を実施した。

(1) 代替注水手段の拡充

既設の復水補給水系及び消火系を有効活用する観点より、これらの系統から残留熱除去系を介して原子炉へ注水できるように配管の接続等を変更し、代替注水設備として利用できるようにすることで、原子炉への注水機能を向上させるものである。また、同じ代替注水設備によって残留熱除去系を介した原子炉格納容器へのスプレイ、ペDESTAL (原子炉圧力容器下部空間) への直接注水を可能にし、発生した蒸気のスプレイによる凝縮、ペDESTAL のデブリ冷却といった原子炉格納容器への注水機能を向上させている。

この改造では、消火系と復水補給水系の間に接続配管を新たに設置し、既設の復水補給水系と残留熱除去系の接続配管に流量計と遠隔操作可能な電動弁を設置している。

また、ペDESTAL への直接注水も行えるよう注水配管を新たに設置し、復水補給水系と接続した。(図 4. 1-3 参照) なお、消火系はディーゼル駆動のポンプを有するため、AC 電源喪失時にも利用することが可能である。

基本的な操作の内容は、ECCS 等による原子炉への注水が十分でなく、原子炉の水位が低下していくこと、又はデブリへの注水や原子炉格納容器へのスプレイが十分でなく、原子炉格納容器の温度・圧力が上昇していくことを確認した上で、代替注水設備を利用して手動で原子炉への注水、原子炉格納容器への注水、又はスプレイを行うものである。これらの手順については事故時運転操作手順書(徴候ベース、シビアアクシデント)に反映を行っている。

(2) 原子炉減圧の自動化

過渡事象時に低圧での注水が可能になるように、自動で原子炉を減圧し、原子炉への注水機能を向上させるものである。過渡事象時に高圧注水が十分でなく原子炉水位のみ低下していく事象では、ドライウェル圧力高の信号が発生せず、従来の設備では自動減圧系が自動起動しない。このため、原子炉水位低の信号発生後、逃がし安全弁により原子炉を自動減圧することで、このような事象においても低圧 ECCS 等による炉心への注水が可能となるようにしている。

原子炉減圧の論理回路においては、多重論理構成とすることにより誤作動を防止する設計とし、また、原子炉水位低の信号発生後、原子炉自動減圧までに運転員による十分な確認のため10分の時間遅れをもたせ、万一論理回路に誤作動があっても減圧開始までに手動で作動を阻止できる設計としている。(図4. 1-4参照)

3. 原子炉格納容器からの除熱機能に係る対策

異常時には復水器により炉心の崩壊熱を除去し、復水器が使えない場合には、残留熱除去系を手動で起動させ、原子炉格納容器から崩壊熱を除去することとしている。しかしながら、万一、原子炉格納容器からの除熱に失敗した場合、原子炉格納容器の圧力が上昇し、また、ECCSによる再循環ができなくなる可能性がある。残留熱除去系の起動に失敗し、原子炉格納容器の圧力が上昇する場合の対応として、従来から不活性ガス系、非常用ガス処理系を通したベントを手順化している。

原子炉格納容器からの除熱機能の更なる向上のため、PSA等の知見から、AM策としてドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系による代替除熱手順の確立、残留熱除去系の復旧手順の確立、及び耐圧強化ベントを整備した。

(1) ドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系による代替除熱

原子炉格納容器からの除熱が可能な現有設備を有効活用することにより、原子炉格納容器からの除熱機能を向上させるものである。

基本的な操作の内容は、残留熱除去系や原子炉格納容器冷却系による除熱が十分でなく、原子炉格納容器の温度・圧力が上昇していくことを確認した上で、ドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系を手動で起動し、原子炉格納容器からの除熱を行うものである。これらの手順については事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)に定めている。

(2) 残留熱除去系の復旧

原子炉格納容器からの除熱機能が喪失する事象においては、残留熱除去系の故障を復旧し、原子炉格納容器からの除熱機能を向上させるものである。

基本的な手順は、残留熱除去系の故障の認知、故障箇所の同定、保修要員による故障箇所の復旧作業であり、これらの手順については、アクシデントマネジメント復旧の手引きに定めている。

(3) 耐圧強化ベント

非常用ガス処理系を経由することなく、不活性ガス系から直接排気筒へ接続する耐圧性を強化した原子炉格納容器ベントラインを設けることによって、原子炉格納容器過圧防止としての減圧操作の適用範囲を広げ、原子炉格納容器からの除熱機能を向上させるものである。(図4. 1-5参照)

基本的な操作の内容は、残留熱除去系や原子炉格納容器冷却系による除熱

が十分でなく、さらに上記の AM 策による事象の緩和ができなかった場合に、原子炉格納容器の圧力が最高使用圧力を超えて上昇していくことを確認した上で、本設備を利用して原子炉格納容器からの除熱を行うものである。これらの手順については事故時運転操作手順書（徴候ベース、シビアアクシデント）に定めている。

4. 安全機能のサポート機能に係る対策

外部電源の喪失時には、D/G、直流電源設備により安全機能は確保される設計となっている。しかしながら、万一、交流電源が供給できない場合の対応として、従来からタービン駆動の原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却しつつ外部電源を復旧し、D/G を手動起動すること、及び原子炉施設間で動力用の高圧交流電源（6.9 kV）を融通することを手順化している。

電源供給能力の更なる向上のため、PSA 等の知見から、AM 策として電源の融通、D/G の復旧手順を整備した。

(1) 電源の融通

複数基立地のメリットを活かして隣接原子炉施設間に低圧交流電源（480 V）のタイラインを設置し、電源融通を可能にすることで、電源供給能力を向上させるものである。（図4. 1-6 参照）

外部電源が喪失し、原子炉施設内の D/G の起動にすべて失敗して、かつ直流電源が喪失したとしても、本 AM 策により、低圧交流電源につながる直流電源用充電器が使用可能となり、125 V の直流母線を充電することができる。このため、このような場合でも D/G を手動起動することが可能となり、また、原子炉隔離時冷却系等の継続運転も可能となる。

電源融通の操作手順については、事故時運転操作手順書（事象ベース）に定めている。また、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源を原子炉施設内で融通し必要な電源を供給することも可能となる。

(2) D/G の復旧

全ての交流電源が喪失する事象においては、D/G の故障を復旧し、電源供給能力を向上するものである。基本的な手順は、D/G の故障の認知、故障箇所の同定、保修要員による故障機器の復旧作業であり、これらの手順についてはアクシデントマネジメント復旧の手引きに定めている。

- ・ PSA では、燃料損傷に至る事故シーケンスを網羅的に展開するための体系的な分析と定量化のため、イベントツリーを展開（下記のイベントツリーは概念図。詳細については添付 5. 6 に記す）
- ・ イベントツリーにおいて燃料損傷に至る各シーケンスに対し、原子炉停止機能、原子炉及び原子炉格納容器への注水機能、原子炉格納容器からの除熱機能、及び安全機能のサポート機能各々の機能について、AM 策を整備することにより、プラント全体のリスクを低減

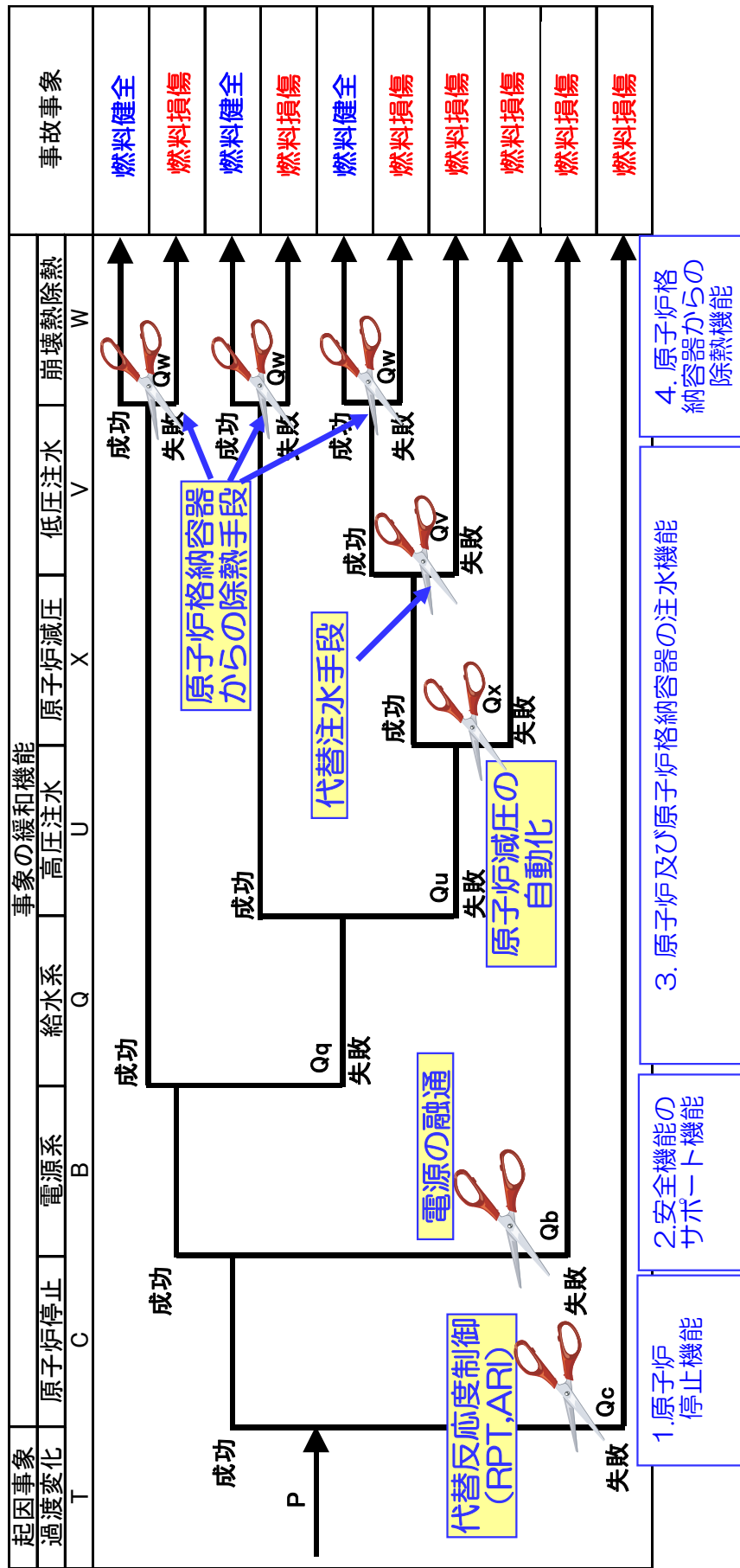


図 4. 1-1 PSA 等の知見と整備した AM 策との関係

ECCS 等による原子炉圧力容器又は原子炉格納容器への注水に失敗した場合にも、代替注水設備を使用することで原子炉圧力容器又は原子炉格納容器への注水を実施できる。

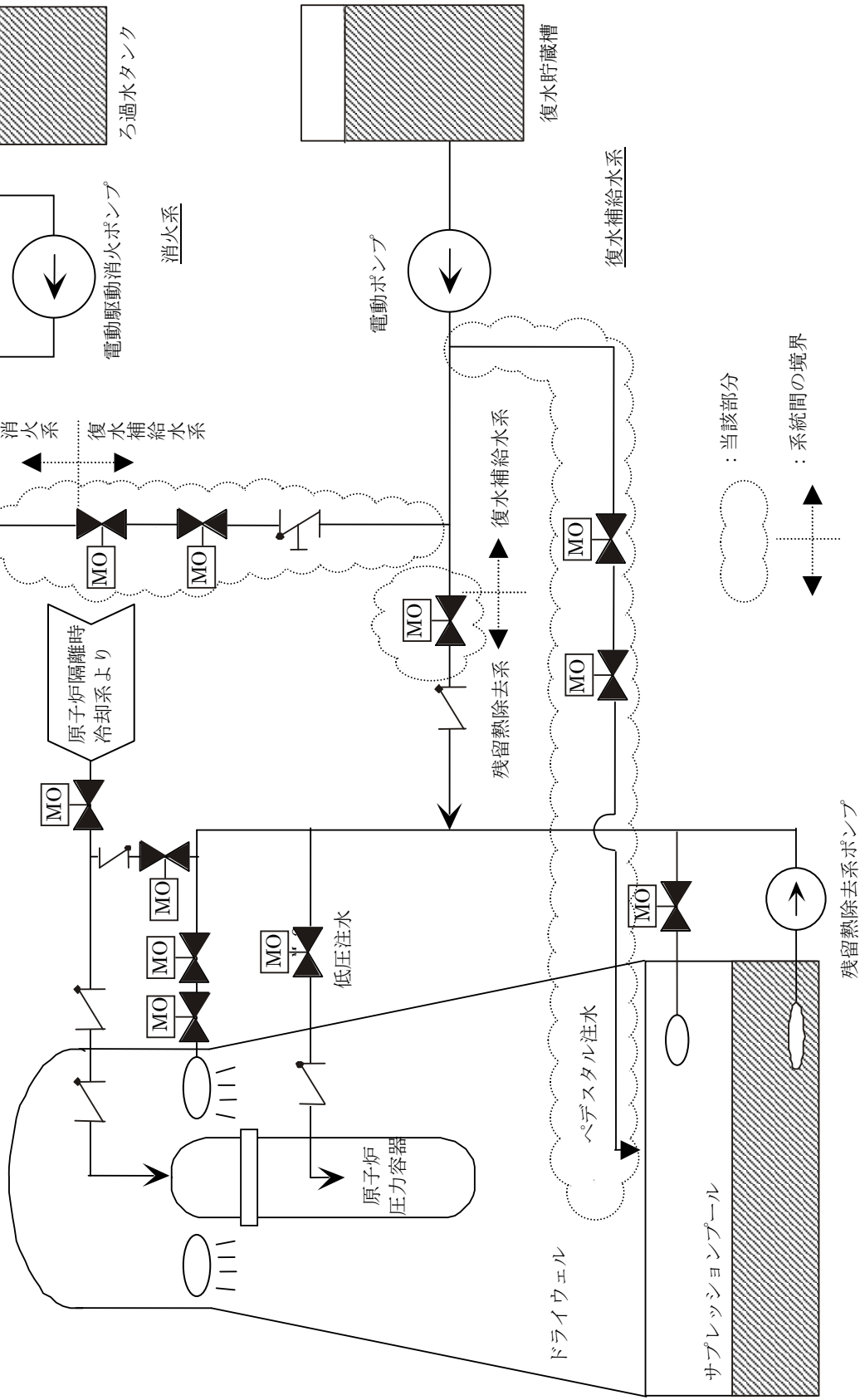


図 4. 1-3 代替注水設備 (概念図)

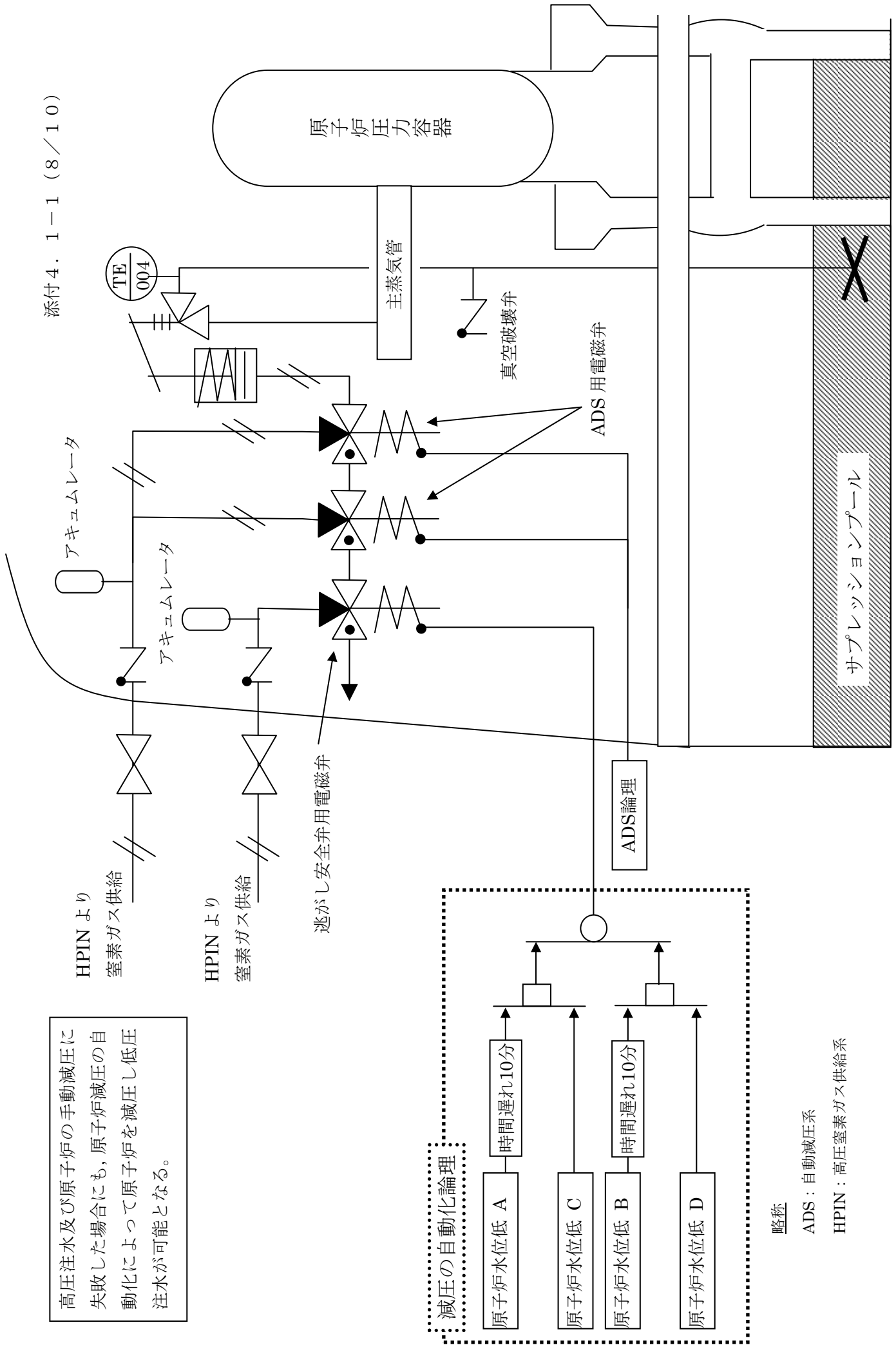


図 4. 1-4 原子炉減圧の自動化 (概念図)

原子炉格納容器からの除熱に失敗し、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力を過度に超えるような場合にも、耐圧強化されたベントラインを使用することで原子炉格納容器ベントを実施できる。

非常用ガス処理系を経由するベントのライン

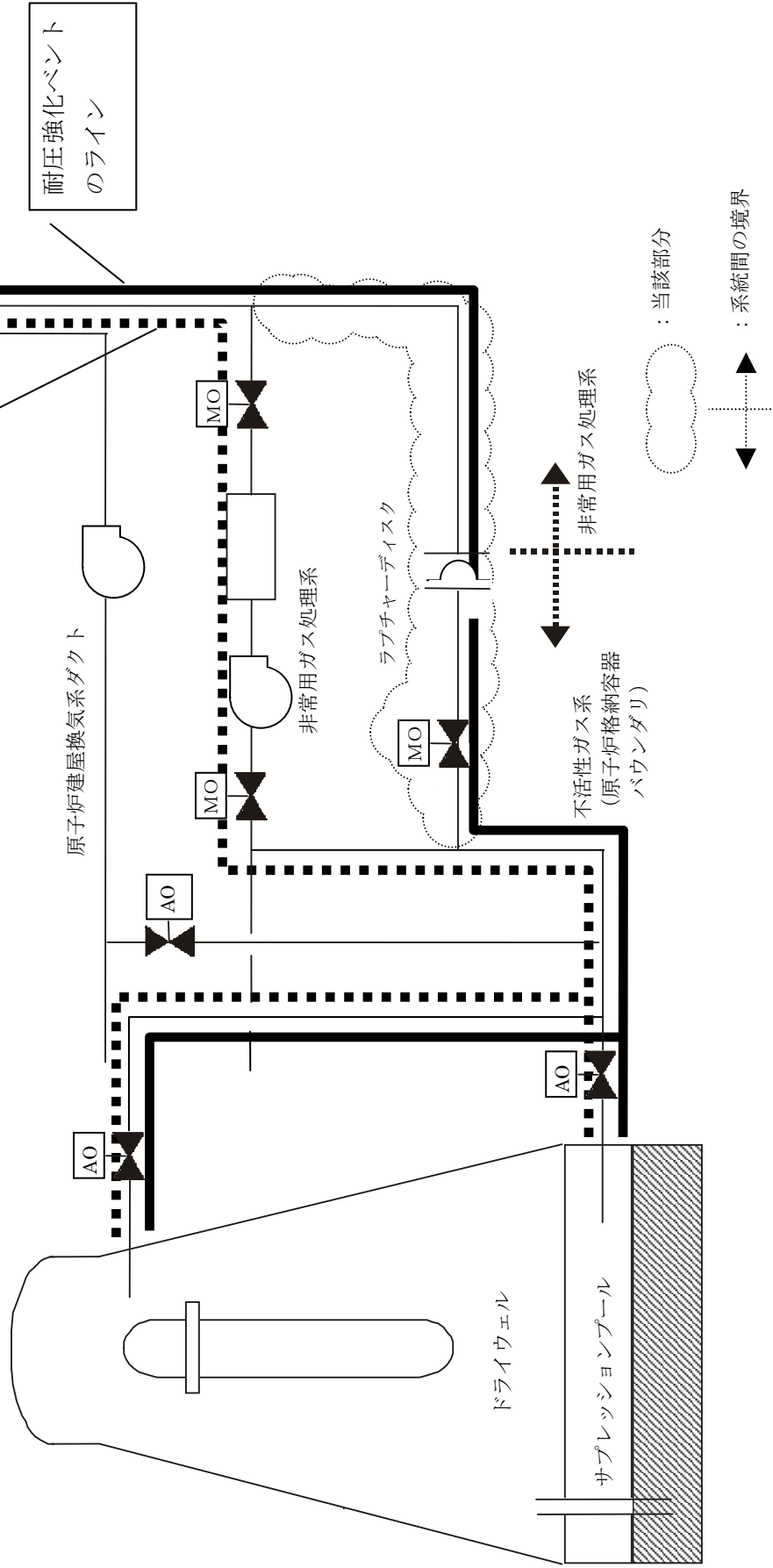
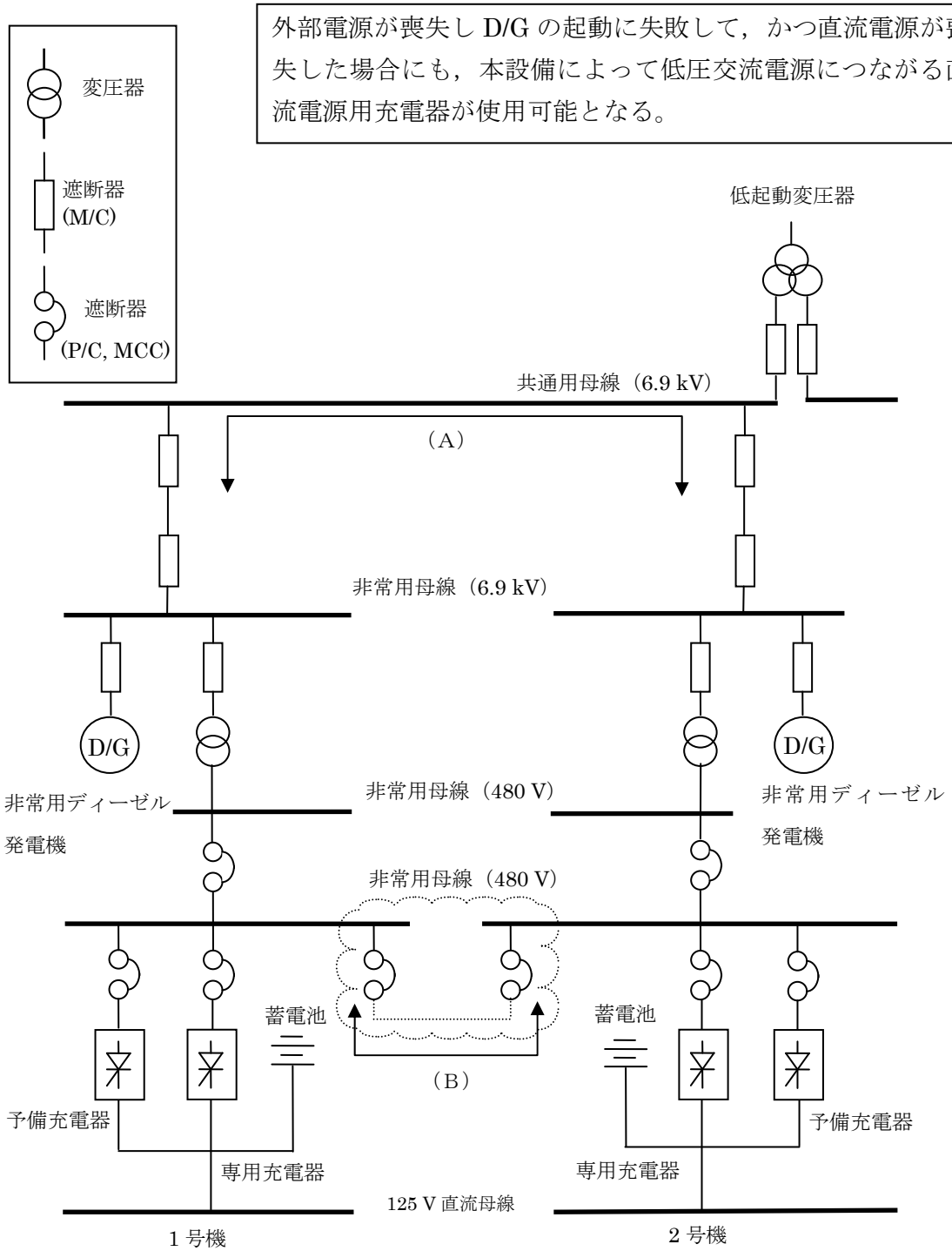


図 4. 1-5 耐圧強化ベント設備 (概念図)



- (A) ルート : 6.9 kVの交流電源を融通する
(直流電源が使用できる場合のみ遮断器操作可)
- (B) ルート : 480 Vの交流電源を融通する
(遮断器を手動操作, また, 通常時遮断器は開とし施錠管理することとした)
- : 当該部分

図4. 1-6 電源の融通 (1・2号機概念図)

アクシデントマネジメントの実効性確保について

1. 実施体制の整備（図4. 1-7参照）

柏崎刈羽原子力発電所においては、事故・故障等発生の際から必要により事務所内に対応組織を召集する体制を従来から整えており、また、発電所周辺に異常に放射性物質が放出されるような災害が発生した場合、あるいはそのおそれがあるような万一の事態に備えて柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画を定め、このような事態に対応する組織（以下、「緊急時対策本部」という）の設置やその際の指揮命令系統を明確にするとともに、緊急時対策本部の設置場所や対応に必要と考えられる設備、資機材の準備等を行っている。

(1) 実施組織

アクシデントマネジメントが必要な状況においては、プラント状態を把握し、実施すべき対応操作を総合的に検討、判断する体制を整備している。このような状況において、運転員は複雑かつ迅速な対応を求められることが想定されるため、プラント操作は運転員が行い、また、これとは別に運転員が効果的なAM策を実行できるように技術的支援を実施する組織（以下、「支援組織」という）を設置し、運転員及び支援組織により必要な対策を実施する。運転員と支援組織の役割は以下のとおり。

運転員：中央制御室では、運転員が24時間の当直体制で運転を行っており、また、事故等が発生した場合においても事態収束のための対応操作を行う。アクシデントマネジメントについてもこれら対応操作の延長上にあることから、プラント操作対応は引き続き運転員が行う。

運転員は、当直長の指揮下でプラント状態の把握、手順書類に基づく操作を実施するが、支援組織が発足した場合には、当直長は支援組織との連絡を密に行い、支援組織から助言又は指示を受けつつ、対応操作を実施する。

支援組織：支援組織は異常事態の深刻さに応じて連続的に対処し、技術評価、情報管理、放射線管理等について運転員を支援する。

なお、発電所緊急時対策本部は技術評価、情報管理、放射線管理等により運転員を支援する機能を有することとしており、支援組織にはこの一部を充てている。

(2) 要員の召集

事故・故障等が発生した場合には、当直長は必要な措置を講じるとともに、これと並行して、予め定める連絡体制に基づき、必要な要員が召集される。

また、発電所では、夜間、休日を含めた連絡体制を定めており、平日夜間及び休祭日には当番制を運用し、発電所内で待機体制をとっている。また、主要

な要員には携帯電話を所持させている。さらに、定期的に連絡訓練を実施し、円滑な要員召集が可能なことを確認している。

(3) 施設、設備等

発電所では、緊急時対策本部を発電所構内の免震重要棟建屋内に整備している。免震重要棟には、プラント状態の把握、技術評価、AM 策の検討、放射線量評価、外部への通報連絡等に必要な資機材を整備している。支援組織が使用する設備類の整備内容は以下のとおりである。

a. 通信連絡設備

- ・緊急時用電話回線（社内、自治体への専用回線）
- ・ファクシミリ装置
- ・所内放送設備
- ・無線設備
- ・社内テレビ会議システム
- ・緊急時呼出装置

b. 緊急時対応情報表示システム（SPDS）

原子炉圧力、原子炉水位、排気筒モニタ指示値など原子炉の安全に関するパラメータをオンラインで表示し、また、これらのデータを本店、国へ伝送するシステム

c. 敷地内及び敷地外放射線モニタ

モニタリングポスト等のデータをオンラインで表示する放射線モニタ設備、モニタリングカー、放射線測定装置

d. 気象観測設備

風向、風速、大気安定度等を観測し、オンラインで表示するシステム

e. 情報表示システム

大型プロジェクタ及び小型モニタなどにより、免震重要棟における情報の共有化を図るシステム

f. 緊急時環境影響評価システム

収集した気象情報及び放出源情報に基づき放射能影響範囲を予測評価するシステム

g. 手順書類

事故時運転操作手順書、アクシデントマネジメントの手引き、アクシデントマネジメント復旧の手引きなど

h. 技術図書類

配管計装線図、安全保護系ロジック一覧、プラント配置図など

i. 復旧活動に必要な資機材

- ・必要となる交換部品の入手方法としては、発電所内の同じタイプの機器か

らの流用や敷地内の予備品の使用を想定している。(必要な工具等を管理区域内工具庫及び倉庫等に準備している。)

・放射線防護用具, 放射線測定器など資機材を免震重要棟の他, 建屋内での作業, 防護活動に備え管理区域出入口等に常備している。

(4) 通報連絡等

アクシデントマネジメントを実施するような状況においては, 外部への情報提供, 国からの助言等の情報を受信するなど円滑に情報交換を行うことが重要である。

これら情報の管理は, 緊急時対策本部の情報班が一元的に行うこととしている。通報連絡体制等については, 法律及び通報に基づく国への通報連絡並びに自治体との安全協定等に基づく通報連絡のため従来から整備している。前述のとおり免震重要棟には, 一般の電話回線の他, 外部への連絡用に専用回線を利用した電話やファクシミリ装置を従来から配備している。

また, 外部へ広く情報提供を行うため, 原子力災害対策特別措置法に指定された緊急事態応急対策拠点施設(オフサイトセンター)の運営が開始されている場合には, 原則として同センターのプレスルームにおいて, (プレスルームが設置されるまでの間は, 発電所に設置するプレスセンターにおいて)プレス発表を行うこととしている。

2. 手順書類の整備 (図4. 1-8 参照)

(1) AM 検討報告書及び AM 整備報告書における AM 策

AM 検討報告書及び AM 整備報告書における AM 策の整備にあたって, 以下のとおり, 手順書を整備している。

- a. 事故時運転操作手順書 (事象ベース) (AOP)
- b. 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) (EOP)
- c. 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) (SOP)
- d. アクシデントマネジメントの手引き (AMG)
- e. アクシデントマネジメント復旧の手引き

(2) 津波アクシデントマネジメントの手引き

津波等による海水系機能喪失及び全交流電源喪失後に, 燃料損傷, 使用済燃料の損傷, 原子炉圧力容器の健全性, 及び原子炉格納容器の健全性を脅かす可能性のある事象に関する対応, さらにシビアアクシデント対応として, 中央制御室の作業環境の確保, 原子炉建屋の水素滞留防止に関する対応を含めて, 津波アクシデントマネジメントの手引きを整備した。整備した手順における概略フローは, 図4. 1-9に示すとおり。なお, 主な対策の概要は以下のとおりである。

a. 電源確保

津波による全交流電源，直流電源を同時に喪失した事象等の対策として，機動性のある空冷式 GTG，電源車を使用した電源確保手順及び，事故復旧に不可欠な中央制御室の計測器の後備電源として，可搬式蓄電池を使用した直流電源確保手順を整備した。これらの対策手順を整備したことにより，速やかに実施可能な電源確保の多様性が向上しており，安全上重要な設備への電源供給が可能となっている。

b. 原子炉注水・除熱

津波による全交流電源喪失，設備の機能喪失時における原子炉注水機能強化として，原子炉水位維持に必要な，高圧注水手順，低圧注水手順を整備した。また，原子炉除熱機能強化として，原子炉圧力容器の継続的な冷却のため，代替水中ポンプによる残留熱除去系や原子炉冷却材浄化系の冷却源確保手順を整備した。さらに迅速な復旧を図るため，電源や冷却設備を一体で移動式とした，可動式の代替海水熱交換器設備を配備し，同様に冷却源確保手順を整備した。これらの対策手順を整備したことにより，速やかに実施可能な原子炉への注水，除熱の多様性が向上しており，原子炉の継続的な冷却が可能となっている。

c. SFP 注水・除熱

津波による全交流電源喪失，設備の機能喪失時における SFP 注水機能強化として，SFP 水位維持に必要な燃料プール補給水系，復水補給水系を用いた SFP 注水手順，さらに，注水手段の厚みを向上する対策として，電源に頼らない D/DFP による SFP 注水手順，及び消防車を用いた SFP 注水手順を整備した。また，SFP 除熱機能強化として，SFP の継続的な冷却のため，代替水中ポンプによる残留熱除去系や燃料プール冷却浄化系の冷却源確保手順を整備した。さらに迅速な復旧を図るため，電源や冷却設備を一体で移動式とした，可動式の代替海水熱交換器設備を配備し，同様に冷却源確保手順を整備した。これらの対策手順を整備したことにより，速やかに実施可能な SFP への注水，除熱の多様性が向上しており，SFP の継続的な冷却が可能となっている。

d. 水素爆発防止

津波等により，安全機能が広範囲に喪失し，燃料損傷による水-ジルコニウム反応で発生した水素爆発事象の対策として，建屋内に漏えいした水素の換気をするため，既設の非常用ガス処理系により建屋内の換気をするが，非常用ガス処理系が作動しない場合を考慮し，水素滞留による水素爆発を防止するために，原子炉建屋屋上へ原子炉建屋トップベント設備を設置し，水素を外部へ放出する手順を整備した。これらの対策手順を整備したことにより，

原子炉建屋の水素爆発を防止できるものとする。

(3) 緊急時臨機応変対応ガイド

緊急安全対策及び更なる安全性向上策における手順として、津波アクシデントマネジメントの手引きを整備しているが、更に発生原因を問わず、多重の機器故障や機能喪失を前提に、応用性・機動性を高めた柔軟な機能確保への対応能力を高めた手順として、緊急時臨機応変対応ガイドを整備した。整備した手順における概略フローについては、図4. 1-9に示すとおり。

緊急時臨機応変対応ガイドによる手順整備効果は以下に示すとおりであり、設備の電源を不要とする対策等により、より一層の多様性による深層防護の充実を図っている。

	緊急安全対策 及び更なる安全性向上策	緊急時臨機応変対応ガイド
高圧注水 (冷やす)	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系運転継続 (電源確保を要する) ほう酸水注入系ポンプ注水 (電源確保を要する) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系現場手動 起動 (電源不要) 制御棒駆動系ポンプによる原 子炉注水
減圧 (冷やす)	<ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁駆動用空気の確 保 (予備ポンペを要する) 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型蓄電池からの給電によ る逃がし安全弁開放 (電源不要)
低圧注水 (冷やす)	<ul style="list-style-type: none"> 復水補給水系,D/DFP,消防車 による注水 淡水水源の確保 (復水貯蔵槽への水補給を要す る) 	<ul style="list-style-type: none"> 消防車による SFP への直接 注水 消防車によるドライウェル注 水
除熱 (過温・過圧 破損防止)	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器ベント弁駆動 用空気の確保 (予備ポンペを要する) 	<ul style="list-style-type: none"> サプレッションチェンバ側及 びドライウェル側原子炉格納 容器ベント隔離弁手動開放 (電源不要)

3. 教育・訓練の実施

(1) AM 検討報告書及び AM 整備報告書における AM 策の教育 (表4. 1-1 参 照)

運転員及び支援組織要員を対象とし、その役割に応じた訓練は以下のとおりであり、今後も継続的に習熟、改善に努めていく。

AM 策の教育については 10 年に 1 回以上の頻度で受講させることとし、平成 20 年度に支援組織要員の教育を実施している。なお、運転員に対しては、平成 23 年度から受講を開始している。

a. 運転員の教育

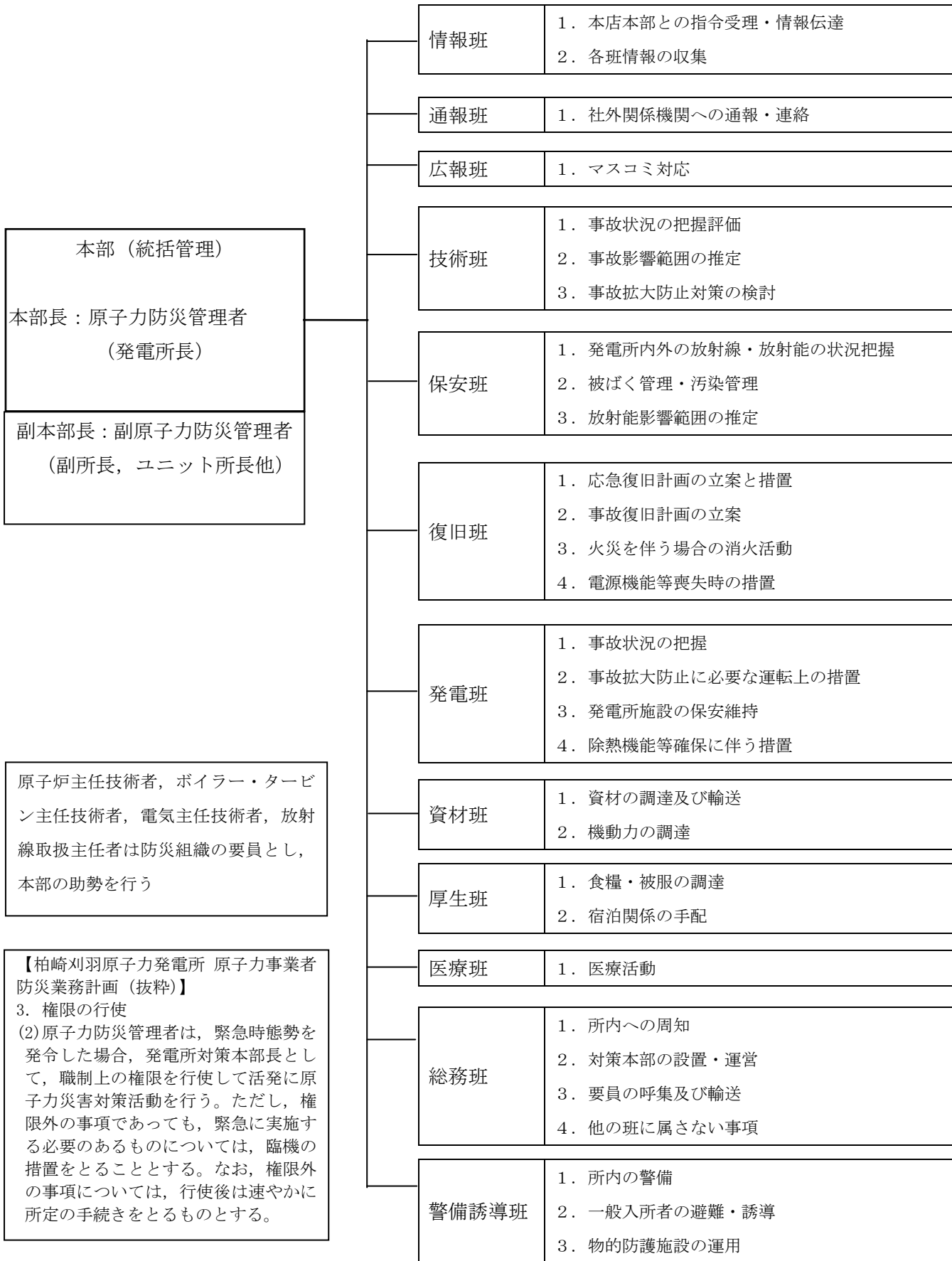
- ・ 基礎的知識に関する研修
- ・ シミュレータでの対応操作訓練
- ・ 当直長，当直副長に対する応用的知識に関する研修

b. 支援組織要員の教育

- ・ 基礎的知識に関する研修
- ・ 技術検討を担当する要員や各班の責任者等の専門的な知識を必要とする要員に対する応用的な知識に関する研修

(2) 緊急安全対策，シビアアクシデントへの対応に関する措置，更なる安全性向上策の訓練

緊急安全対策，シビアアクシデントへの対応に関する措置，更なる安全性向上策の訓練にあたっては，手順を策定した上で実施した。(表4. 1-2, 表4. 1-3, 表4. 1-4参照) 主な改善点として1号機単独災害を想定した訓練時に，複数号機同時災害発生を想定し，体制，復旧の実働性を確認する訓練の実施が抽出されたことから，複数号機及び全号機災害発生を想定した訓練を実施し，復旧要員の作業性，復旧手順の成立性等を確認している。今後も関係手順書類に定める頻度に基づき継続的に訓練を行い習熟，改善に努めていく。



【柏崎刈羽原子力発電所 原子力事業者 防災業務計画（抜粋）】

3. 権限の行使

(2)原子力防災管理者は，緊急時態勢を発令した場合，発電所対策本部長として，職制上の権限を行使して活発に原子力災害対策活動を行う。ただし，権限外の事項であっても，緊急に実施する必要のあるものについては，臨機の措置をとることとする。なお，権限外の事項については，行使後は速やかに所定の手続きをとるものとする。

図4. 1-7 緊急時対策本部の構成

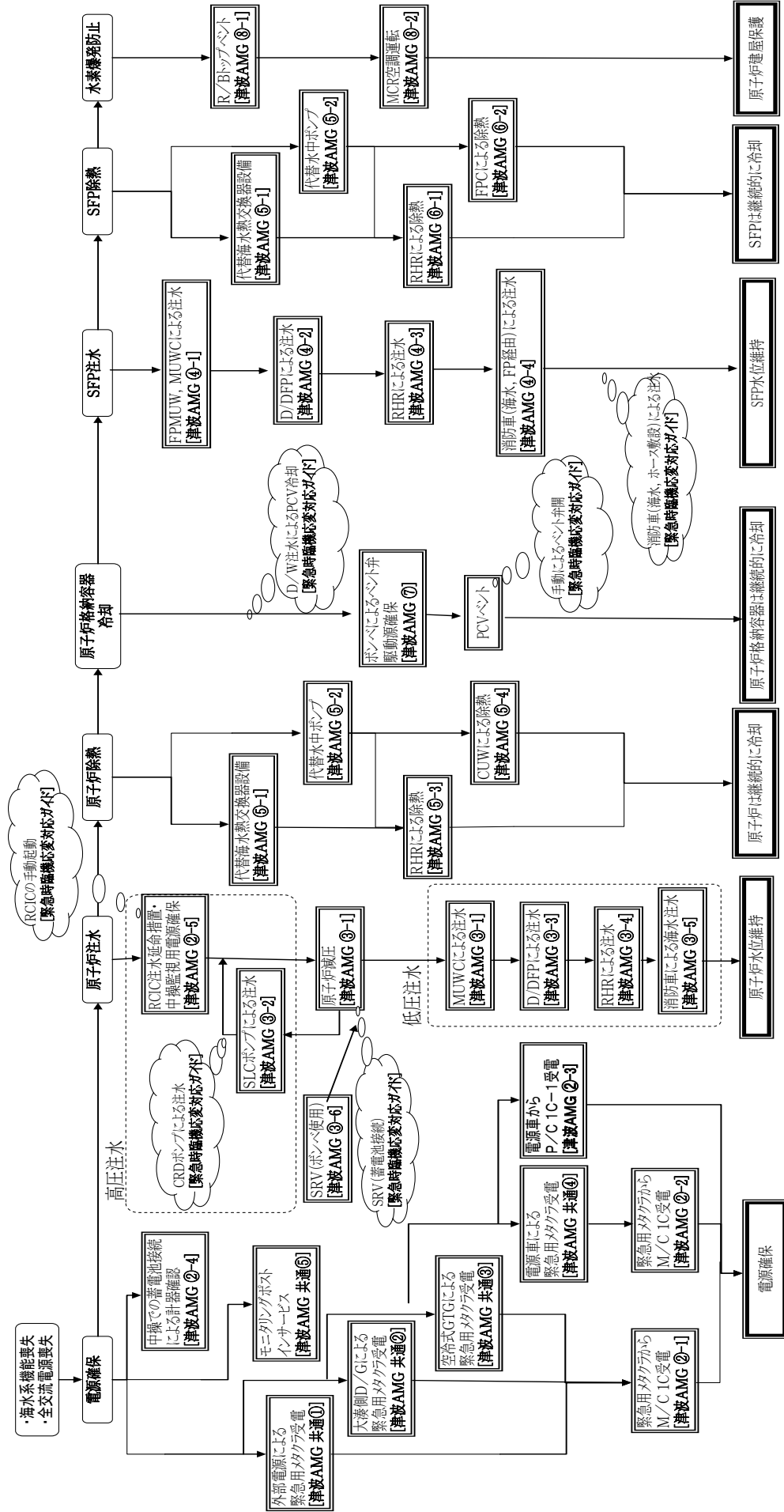


図 4. 1 - 9 津波襲来時等の対応フロー

表 4. 1-1 アクシデントマネジメントに関する教育等の内容及び頻度

教育の内容	頻度	運転員		支援組織要員		
		当直長 当直副長	当直主任 当直副主任 主機操作員 補機操作員	班長 副班長 技術班員	本部要員 (事務系)	左記以外 の要員
基礎的知識 <ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントの概要（アクシデントマネジメントとは何か） ・苛酷事故の概要（苛酷事故とは何か） ・代表的な事故シナリオ現象とそのイベントの流れ ・機能別の設備の種類とその設備概要 ・アクシデントマネジメントの手引き（AMG）等の位置付け 	1 回以上/ 10 年	○	○	○	×	○
応用的知識 <ul style="list-style-type: none"> ・AMG 等（フロー・ガイド） ・代表的な事故シナリオの流れとその時のプラント挙動 ・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 ・不確実な現象（水・ジルコニウム反応等）の概要 ・不確実な現象の発生状況と確認方法及び対応操作 	1 回以上/ 10 年	○	×	○	×	×

表 4. 1-2 緊急安全対策における訓練実施状況

訓練項目 (対象箇所)		訓練内容	訓練実施日	訓練結果
緊急時の 電源確保	電源車の接続及び電源供給訓練 (中央制御室電源確保含む) (非常災害対策要員)	現場実働訓練	4月11日 4月20日 4月28日	訓練結果：良好 主な要改善点： ・ 夜間や通信状態が悪い状況を想定した訓練が必要 ・ 複数号機同時災害発生を想定した訓練が必要 (4月20日実施済)
	モニタリングポストへの電源供給訓練 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	8月11日 9月29日 10月6日 11月28日	訓練結果：良好 主な要改善点：特になし
	夜間災害を想定した電源車のケーブル敷設訓練 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	5月25日	訓練結果：良好 主な要改善点：照明器具は適切な箇所で保管する。
	電源盤へのケーブル接続作業訓練 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	9月20日 9月27日	訓練結果：良好 主な要改善点：特になし
緊急時の 最終的な 除熱機能 の確保	原子炉注水ライン構成・注水訓練 ※ 復水補給水系，ほう酸水注入系，消火ポンプによるホース敷設，現場移動経路応動確認，模擬操作等 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	4月11日 4月20日 4月28日	訓練結果：良好 主な要改善点：特になし
	消防車による原子炉代替注水訓練 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	4月11日 4月20日 4月28日	訓練結果：良好 主な要改善点：海水くみ上げの代替場所を考えておくことが必要
	逃がし安全弁駆動用窒素の確保訓練 ※現場移動経路応動確認 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	4月11日 4月20日 4月28日	訓練結果：良好 主な要改善点：予備ポンベを使用箇所近傍に置いておくことが必要
	原子炉格納容器冷却のための原子炉格納容器ベント訓練 ※現場移動経路応動確認 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	4月11日 4月20日 4月28日	訓練結果：良好 主な要改善点：予備ポンベを使用箇所近傍に置いておくことが必要
	夜間災害を想定した消防車のホース敷設・接続訓練 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	5月25日	訓練結果：良好 主な要改善点：特になし
緊急時の SFP の冷 却確保	SFP 注水ライン構成・注水訓練 ※ 燃料プール補給水系，復水補給水系，消火ポンプによる現場移動経路応動確認，模擬操作等 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	4月11日 4月20日 4月28日	訓練結果：良好 主な要改善点：特になし
	消防車による SFP 注水訓練 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	4月11日 4月20日 4月28日	訓練結果：良好 主な要改善点：海水くみ上げの代替場所を考えておくことが必要

※訓練実施年：平成23年

訓練項目 (対象箇所)		訓練内容	訓練実施日	訓練結果
緊急時の SFP の冷 却確保	夜間災害を想定した消防車のホース敷設・接続訓練 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	5月25日	訓練結果：良好 主な要改善点：特になし
構造等を 踏まえた 当面必要 となる対 応策	通報連絡訓練 (非常災害対策要員) ※発電所構内間の代替通信手段による訓練を含む	現場実働訓練	4月11日 4月20日 4月28日 5月25日	訓練結果：良好 主な要改善点： ・ PHS/携帯が不通の場合の代替策の構築が必要 ・ 無線設備は複数チャンネル化が必要 ・ 無線機を必要数量保管管理する
	重機による瓦礫撤去のための訓練 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	4月11日 4月20日 4月28日 5月25日	訓練結果：良好 主な要改善点：特になし
その他	燃料補給訓練 (軽油タンクからタンクローリへ抜き取り, 消防車他への補給) (非常災害対策要員)	現場実働訓練	4月20日 4月28日	訓練結果：良好 主な要改善点：発電機運搬のユニック車両が必要
	夜間災害を想定した訓練 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	5月25日	訓練結果：良好 主な要改善点：照明器具を免震重要棟に保管管理する。

4月11日：1号機単独災害を想定した訓練，4月20日：1・2・5・6号機複数災害を想定した訓練

4月28日：全号機災害を想定した訓練，5月25日：1号機夜間災害を想定した訓練

※訓練実施年：平成23年

表4. 1-3 シビアアクシデントへの措置における訓練実施状況

訓練項目 (対象箇所)		訓練内容	訓練実施日	訓練結果
中央制御室の作業環境の確保	中央制御室空調再循環運転訓練 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	6月15日	訓練結果：良好 主な要改善点：特になし
水素爆発防止対策	原子炉建屋屋上開口部作成訓練 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	6月15日	訓練結果：良好 主な要改善点：屋上防水撤去用の資機材配備が必要

※訓練実施年：平成23年

表4. 1-4 更なる安全性向上策における訓練実施状況

訓練項目 (対象箇所)		訓練内容	訓練実施日	訓練結果
注水・除熱機能の強化	代替海水熱交換器設備による補機冷却水確保訓練 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	11月25日	訓練結果：良好 主な要改善点：仮設配管接続作業においては、取付治具の配備又は作業人員の見直しが必要
	ほう酸水注入系による原子炉(代替)注水訓練 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	11月25日	訓練結果：良好 主な要改善点：特になし
電源確保の強化	電源車から電源盤への受電訓練 (常設ケーブルを使用) (非常災害対策要員)	現場実働訓練	10月28日	訓練結果：良好 主な要改善点：特になし
	緊急用メタクラ使用による電源確保及び受電操作訓練 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	11月16日	訓練結果：良好
			11月17日	主な要改善点：電圧計、ランプ等への名称記載が必要
			11月24日 11月25日	
水素爆発防止対策	原子炉建屋トップベント及びブローアウトパネル開放訓練 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	11月2日	訓練結果：良好 主な要改善点：特になし

※訓練実施年：平成23年

多重防護の強化策（津波対策）の概要

	緊急安全対策	更なる安全性向上策
<p>対策方針の考え方</p>	<p>今回の福島第一原子力発電所の事故について、現在判明している事実を踏まえ、津波により「交流電源を供給する全ての設備の機能、海水により原子炉を冷却する全ての設備の機能及びSFPを冷却する全ての設備の機能」が喪失することを想定した。それに基づく緊急安全対策の概要を図4. 2-1, その対応手順フローを図4. 2-2, 図4. 2-3, 更なる安全性向上策の概要を図4. 2-4, その対応手順フローを図4. 2-5, 図4. 2-6に示す。主な対策について下記に示す。</p>	<p>原子炉建屋及び海水機器建屋内の安全上重要な機器の浸水を防止するため、津波の浸入・衝撃を回避し防衛するための外扉を水密化、安全上重要な設備室の建屋内扉の水密化、重要機器室の建屋貫通部（配管、ケーブル等の貫通孔）の止水処理を実施した。 （1号機実施済み）[添付6. 2-1 (1)]</p>
<p>浸水防止対策の強化</p>	<p>・ 安全上重要な設備が設置されている建屋の防水性の改善 浸水による電源や除熱機能の喪失を防止するため、原子炉建屋や海水機器建屋の外扉に浸水防止対策を実施した。また、貫通孔からの浸水を防止するため、原子炉建屋や海水機器建屋の配管・ケーブル等の貫通孔に止水処理を実施した。</p>	<p>・ 原子炉建屋等の水密化 原子炉建屋及び海水機器建屋内の安全上重要な機器の浸水を防止するため、津波の浸入・衝撃を回避し防衛するための外扉を水密化、安全上重要な設備室の建屋内扉の水密化、重要機器室の建屋貫通部（配管、ケーブル等の貫通孔）の止水処理を実施した。 （1号機実施済み）[添付6. 2-1 (1)]</p> <p>・ 原子炉建屋の防潮壁（防潮板）の設置 安全上重要な設備が設置されている原子炉建屋内へ通気口から海水が浸入することを防止するため、空気を取り入れるための通気口周りに防潮壁を設置し、電源設備やD/Gなどへの浸水を防ぐ。（実施中） [添付6. 2-1 (2)]</p> <p>・ 防潮堤（堤防）の設置 海岸前面に設置する防潮堤により津波の浸入・衝撃を回避し、敷地内にある軽油タンクや建物・構築物等を防衛する。 （実施中）[添付6. 2-1 (3)]</p> <p>・ 原子炉建屋等の排水対策強化 万一の浸水に備えて可搬式の排水ポンプ、排水用ホース等を配備し、原子炉建屋等からの排水を可能とする。（実施中、一部配備済み）</p>

	緊急安全対策	更なる安全性向上策
<p>注水・除熱機能の強化</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉の注水・冷却機能強化 全交流電源喪失時に原子炉隔離時冷却系の機能が喪失した場合においても、原子炉への注水を継続するための代替注水手順（原子炉減圧の手順を含む）を策定した。また、同手順に必要な資機材を高台に配備した。さらに、対策員に対し訓練を実施し、改善点を抽出し反映を行った。 ※ 原子炉隔離時冷却系の機能が喪失した場合においても、電源車等により直接電源を供給することにより補給水ポンプ、ほう酸水注入系ポンプを運転し、復水貯蔵槽等を水源とし原子炉への注水を継続する、若しくは D/DFP を運転し、ろ過水タンクを水源として原子炉への注水を行う。 <p>さらに、上記対応の後備として消防車（1, 2 号機共用として消防車 1 台及び取水口から連結送水口までに必要な消防ホース配備済み）を使用し海水を水源として原子炉への注水を行うことができる。</p> <p>[添付 6. 2-3 (1)], [添付 6. 2-4 (1)] [添付 6. 2-5 (1), (2), (3)]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器の減圧機能の確保 原子炉格納容器ベント操作を可能とするよう、予備ポンペ等を用いた原子炉格納容器ベント操作手順を策定した。さらに、対策員に対し訓練を実施し、改善点を抽出し反映を行った。 <p>[添付 6. 2-6 (1)]</p>	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒駆動系による原子炉注水・冷却機能強化 非常用炉心注水系の機能が喪失し、逃がし安全弁による原子炉減圧がでない状況において、高圧で原子炉注水が可能な制御棒駆動系ポンプによる注水の手順を整備し、必要な資機材を配備した。 (1 号機実施済み) [添付 6. 2-3 (2)] 原子炉隔離時冷却系手動起動による原子炉注水・冷却機能強化 直流電源が喪失し、かつ中央制御室が機能不全になっている状況で、原子炉隔離時冷却系が健全な場合、高圧で原子炉注水が可能な現地手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動する注水手順を整備し、必要な資機材を配備した。 (1 号機実施済み) [添付 6. 2-3 (3)] 逃がし安全弁の仮設電源供給による原子炉圧力容器の減圧機能強化 逃がし安全弁の直流操作用電源が喪失した状況において、逃がし安全弁操作用電磁弁電源を蓄電池より供給し、原子炉圧力容器を減圧するための手順を整備し、必要な資機材を配備した。 (1 号機実施済み) [添付 6. 2-4 (2)] 原子炉格納容器の減圧機能強化 全交流電源喪失時においても原子炉格納容器ベント操作を可能とするよう、予備ポンペ等を用いた原子炉格納容器ベント操作を策定しているが、予備ポンペ等による操作不可状況に備えて、現地手動ハンドルを別途し、手動ハンドルによる弁操作手順を策定し、必要な資機材を配備した。 (実施済み) [添付 6. 2-6 (2)]

	緊急安全対策	更なる安全性向上策
<p>注水・除熱機能の強化</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉・SFPの除熱機能強化 崩壊熱の除去手段として、準備が整い次第、代替の水中ポンプ（1号機用として除熱用可搬式水中ポンプ1台配備済み）を用いて熱交換器に海水を注水することで、原子炉冷却材浄化系並びに燃料プール冷却浄化系にて、原子炉並びにSFPを冷却する。[添付6. 2-7 (2), 添付6. 2-9 (1)] SFPの注水・冷却確保 全交流電源喪失時においてもSFPへの注水・冷却を継続するため、代替注水の手順を策定した。また、同手順に必要な資機材を高台に配備した。さらに、対策要員に対し訓練を実施し、改善点を抽出し反映を行った。 ※ SFPへの注水を継続するため、電源車等で直接電源を供給することにより補給水ポンプを運転し、復水貯蔵槽を水源としSFPへの注水を継続する、若しくはD/DFPを運転し、ろ過水タンクを水源として注水を行う。 さらに、上記対応の後備として消防車（1, 2号機共用として消防車1台及び取水口から連結送水口までに必要な消防ホース配備済み）を使用し海水を水源として注水を行うことができる。[添付6. 2-8 (1), (2)] 淡水水源の確保 原子炉隔離時冷却系や代替注水の水源となる復水貯蔵槽の枯渇を防止するため、消火系や純水補給水系による水源確保手順を策定するとともに、消防車等による水源確保手順も策定した。また、同手順に必要な資機材を構内の高台に配備した。さらに対策要員に対し訓練を実施し、改善点を抽出し反映を行った。[添付6. 2-10 (1)] 	<ul style="list-style-type: none"> 代替水中ポンプ及び代替海水熱交換器設備の配備 海水系の冷却機能が喪失した場合においても残留熱除去系を運転し早期に冷温停止とすするために、機動性のある代替海水熱交換器設備を既設の熱交換器の後備として配備し、これを迅速に使用できるように新たに配管を敷設し、配管接続箇所を建屋外に設置した。代替海水熱交換器設備が使用できない場合にも、代替の水中ポンプを配備し、既設の熱交換器に海水を通水することで除熱する。 （1号機配備済み）[添付6. 2-7 (1)] 消防車によるSFPの注水・冷却確保 SFPの冷却設備及び水補給を行う設備（補給水系、消火系）が機能喪失した場合、外部水源（海水・防火水槽）から消防車により、SFPホースで直接注水し冷却をする手順を整備し、必要な資機材を配備した。（1号機実施済み）[添付6. 2-8 (3)] 淡水貯水池・取水用井戸の設置 原子炉、SFPへの淡水冷却水の安定的な供給確保のため、発電所敷内に容量約20,000m³の淡水貯水池を増設し、淡水保有量の増強による更なる安全性の向上を図る。また、増設した淡水貯水池と既設水源タンクの連絡ラインを確立する。既設淡水タンク、淡水貯水池増設による淡水水源確保に加えて、更なる水源確保方策として、発電所構内に取水用井戸を設置する。（実施中）[添付6. 2-10 (3)] 原子炉格納容器冷却による減圧、温度上昇の抑制 全交流電源喪失及び海水系機能喪失時、原子炉から逃がし安全弁によって排出される蒸気による原子炉格納容器の圧力、温度上昇を抑制するため、外部水源（海水、防火水槽）を使用し、消防車によるドライウェル、圧力抑制プールへの注水手順を整備し、必要な資機材を配備した。（1号機実施済み）[添付6. 2-11 (2)]

	緊急安全対策	更なる安全性向上策
注水・除熱機能の強化		<ul style="list-style-type: none"> SFP の監視機能強化 全交流電源喪失においても SFP の水位を監視可能とするよう、既設設備（水位・水温監視）に加えて水位監視に必要な計測器を追設した。また、SFP の状態監視用として、既存の監視カメラ設備の機能が喪失した場合でも、中央制御室から遠隔操作可能な SFP 監視カメラを設置した。 （1 号機実施済み）[添付 6. 2-1 2 (1), (2)] 復水補給水系ラインの耐震補強 全交流電源喪失時においても原子炉隔離時冷却系による高圧注水後、原子炉減圧とともに、3 つの低圧注水手段（①復水補給水系、②DDFP、③消防車）の手順を策定している。3 つの注水手段のいずれについても、原子炉注水にあたり復水補給水系ラインを必ず使用するため、復水補給水系ラインの耐震補強を実施し信頼性を向上させた。 （1 号機実施済み） 海水による冷却系の電動機予備の配備 津波により海水冷却系ポンプが浸水することを想定し、電動機予備を配備した。（1 号機実施済み）
電源確保の強化	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時の電源確保 全交流電源喪失時において、原子炉隔離時冷却系による原子炉への注水機能、プラント状態の監視機能及び迷がし安全弁への作動信号を維持するため、電源車等により充電器に電源供給する手順及び補給水ポンプ等を運転するための電源を電源車等により供給する手順を策定した。また、同手順に必要な電源容量をまかなうことのできる 500 kVA 電源車 2 台を 1 号機専用として高台に配備すると共に、電源車等から電源盤までの間に必要な接続ケーブル等を配備した。さらに、対策要員に対し訓練を実施し、改善点を抽出し反映を行った。[添付 6. 2-2 (1)] 	<ul style="list-style-type: none"> 空冷式 GTG の配備 全交流電源喪失時においても残留熱除去系ポンプを運転し早期に冷温停止とするために、空冷式 GTG を配備した。 （実施済み）[添付 6. 2-2 (2)] 緊急用メタクラの新設及び原子炉建屋内メタクラへの常設ケーブルの敷設 全交流電源喪失時における電源復旧対応の迅速化を図るため、緊急用メタクラ～原子炉建屋内のメタクラへ常設ケーブルを敷設し、緊急用の電源供給ラインを常時確保することにより、残留熱除去系ポンプ等への電力を安定供給できるようにした。（1 号機実施済み）[添付 6. 2-2 (2)]

	緊急安全対策	更なる安全性向上策
<p>電源確保の強化</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ モニタリングポストの電源確保 発電所周辺の放射線量を継続的に測定するため、発電機等により電源を供給する手順を策定し、必要な資機材を配備した。 [添付 6. 2-13 (8)] 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地下軽油タンクの設定 全交流電源喪失時における電源確保策として、空冷式 GTG を使用するが、空冷式 GTG の燃料は、緊急時の燃料確保のため、柏崎市内及び関東圏内から燃料輸送し補給可能とする契約をしている。輸送された燃料はタンクローリにより供給するが、所内に地下軽油タンクを設置することで輸送燃料がなくても、空冷式 GTG が約 1 日運転を継続できるだけの燃料を備蓄できることから、地下軽油タンクを設置し、安全性の向上を図る。 (実施中) [添付 6. 2-10 (4)] ・ 緊急用蓄電池の確保 原子炉隔離時冷却系や逃がし安全弁等の後備電源、通信手段（ベージング装置他）強化等の用途を目的とした蓄電池を配備した。また、中央制御室の計器電源等の用途を目的とした蓄電池を配備した。 (所内共用配備済み) [添付 6. 2-2 (3)] [添付 6. 2-12 (3)] ・ D/G への燃料移送 各種浸水防止策実施による、既設設備の D/G が健全であることを想定し、D/G からの安定、継続した電源供給による安全性の向上を図るため、燃料移送用既設設備の他に軽油タンクから D/G デイタンク間を仮設ポンプにより燃料を移送する非常用設備を配備し、手順を策定した。 (1号機実施済み)
<p>構造等を踏まえた対応策</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 構内道路等のアクセス性確保 津波襲来後の構内道路等のアクセス性の確保のため、重機（ホイールローダ）及び砕石を配備した。 [添付 6. 2-13 (4)] 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高台への緊急時用資機材倉庫の設置 津波による緊急時に必要な資機材の喪失防止のため、高台に緊急時用資機材倉庫を設置する。(実施中)

構造等を踏まえた対応策	緊急安全対策	更なる安全性向上策
		<ul style="list-style-type: none"> ・ モニタリングカーの追加配備他放射線管理対策 発電所周辺の放射線量を継続的に測定するために、機動性のあるモニタリングカーを増配備した。増配備したモニタリングカーは通信手段確保対策として無線機及び衛星携帯電話を配備している。また、環境管理棟の電源強化についても実施済み。その他屋外放射線監視の充実策として必要設備、資機材を順次増設、移設する予定。外部被ばく線量、内部被ばく線量管理を確実にするため、必要資機材を増配備及び配備準備している。 (実施中・一部実施済み) [添付 6. 2 - 1 3 (7)]

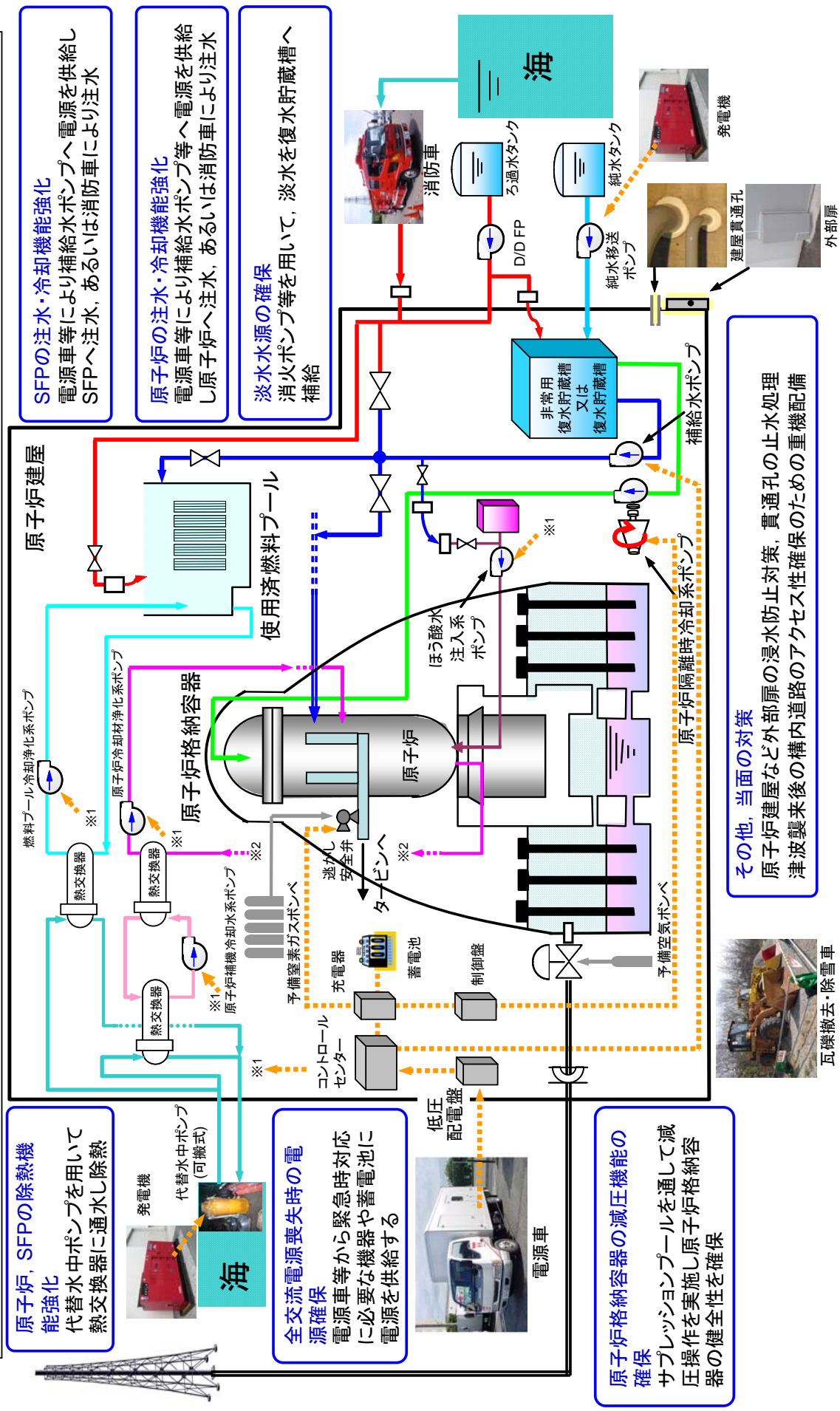
柏崎刈羽原子力発電所における主な津波対策の実施状況

項 目	全体スケジュール		
	平成23年度	平成24年度	平成25年度
浸水防止対策の強化	防潮堤(堤防)の設置	設計 11月着工	H25年度第1 四半期頃完了予定
	原子炉建屋の防潮壁(防潮板)の設置	4月着工	H24年度下期頃完了予定
	原子炉建屋等の水密化	設計 9月着工	H24年度下期頃完了予定
	代替水中ポンプ及び代替海水熱交換器 設備の配備	設計 8月着工	H24年度上期頃完了予定
注水・除熱機能の強化	水源の設置(取水用井戸の設置含む)	設計 H24年1月頃着工予定	H24年度上期頃完了予定
	SFPの監視機能強化	設計 10月着工	H24年度上期頃完了予定
電源確保の強化	空冷式GTG等の追加配備	7月手配	H23年度下期頃完了予定
	緊急用メタクラの新設及び原子炉建屋 内のメタクラへの常設ケーブルの敷設	設計・製作 8月着工	H24年度上期頃完了予定
構造等を踏まえた対応策	高台への緊急時用資機材倉庫の設置	設計	H24年7月頃着工予定 H24年度下期頃完了予定
	モニタリングカーの追加配備	設計・手配	H23年10月配備完了
シビアアクシデントへの措置に関わる更なる安全性向上策	原子炉建屋トップベント設備(水素濃度 計含む)の設置	設計 10月着工	H24年度上期頃完了予定
	瓦礫撤去用の重機追加配備	設計・手配	H23年11月配備完了

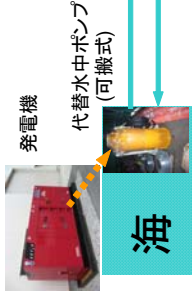
柏崎刈羽原子力発電所における主な津波対策の実施状況

項目	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	7号機
浸水防止対策の強化	防潮堤（堤防）の設置	実施中					
	原子炉建屋の防潮壁（防潮板）の設置	設計中	設計中	設計中	実施中		
	原子炉建屋等の水密化	完了	設計中	設計中	設計中	実施中	完了
注水・除熱機能の強化	代替水中ポンプ及び代替海水熱交換器設備の配備	完了	設計中	設計中	設計中	設計中	完了
	水源の設置（取水用井戸の設置含む）	実施中					
	SFPの監視機能強化	完了	設計中	設計中	設計中	設計中	完了
電源確保の強化	空冷式GTG等の追加配備	1台追加手配済 (H23年度下期頃配備予定)					
	緊急用メタクラの新設及び原子炉建屋内のメタクラへの常設ケーブルの敷設	完了	設計中	設計中	設計中	設計中	完了
	高台への緊急時資材倉庫の設置	設計中					
構造等を踏まえた対応策	モニタリングカーの追加配備	配備済					
	原子炉建屋トップベント設備（水素濃度計含む）の設置	完了	設計中	設計中	設計中	設計中	完了
シビアアクシデントへの措置に関わる更なる安全性向上策	瓦礫撤去用の重機追加配備	配備済 (ショベルカー3台、ホイールローダー4台)					

津波により3つの機能(全交流電源、原子炉の冷却機能、SFPの冷却機能)を全て喪失した場合においても、以下の対策により、燃料損傷及び使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制し冷却機能の回復を図る



原子炉、SFPの除熱機能強化
代替水中ポンプ(可搬式)熱交換器に通水し除熱



全交流電源喪失時の電源確保
電源車等から緊急時対応に必要な機器や蓄電池に電源を供給する

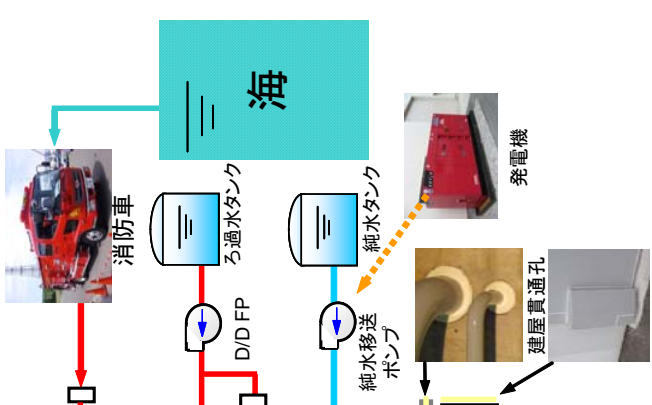


原子炉格納容器の減圧機能の確保
サブレーションポンプを通して減圧操作を実施し原子炉格納容器の健全性を確保

SFPの注水・冷却機能強化
電源車等により補給水ポンプへ電源を供給しSFPへ注水、あるいは消防車により注水

原子炉の注水・冷却機能強化
電源車等により補給水ポンプ等へ電源を供給し原子炉へ注水、あるいは消防車により注水

淡水水源の確保
消防ポンプ等を用いて、淡水を復水貯蔵槽へ補給



その他、当面の対策
原子炉建屋など外部扉の浸水防止対策、貫通孔の止水処理
津波襲来後の構内道路のアクセス確保のための重機配備



瓦礫撤去・除雪車

図 4. 2-1 緊急安全対策の概要 (緊急安全対策実施後のイメージ)

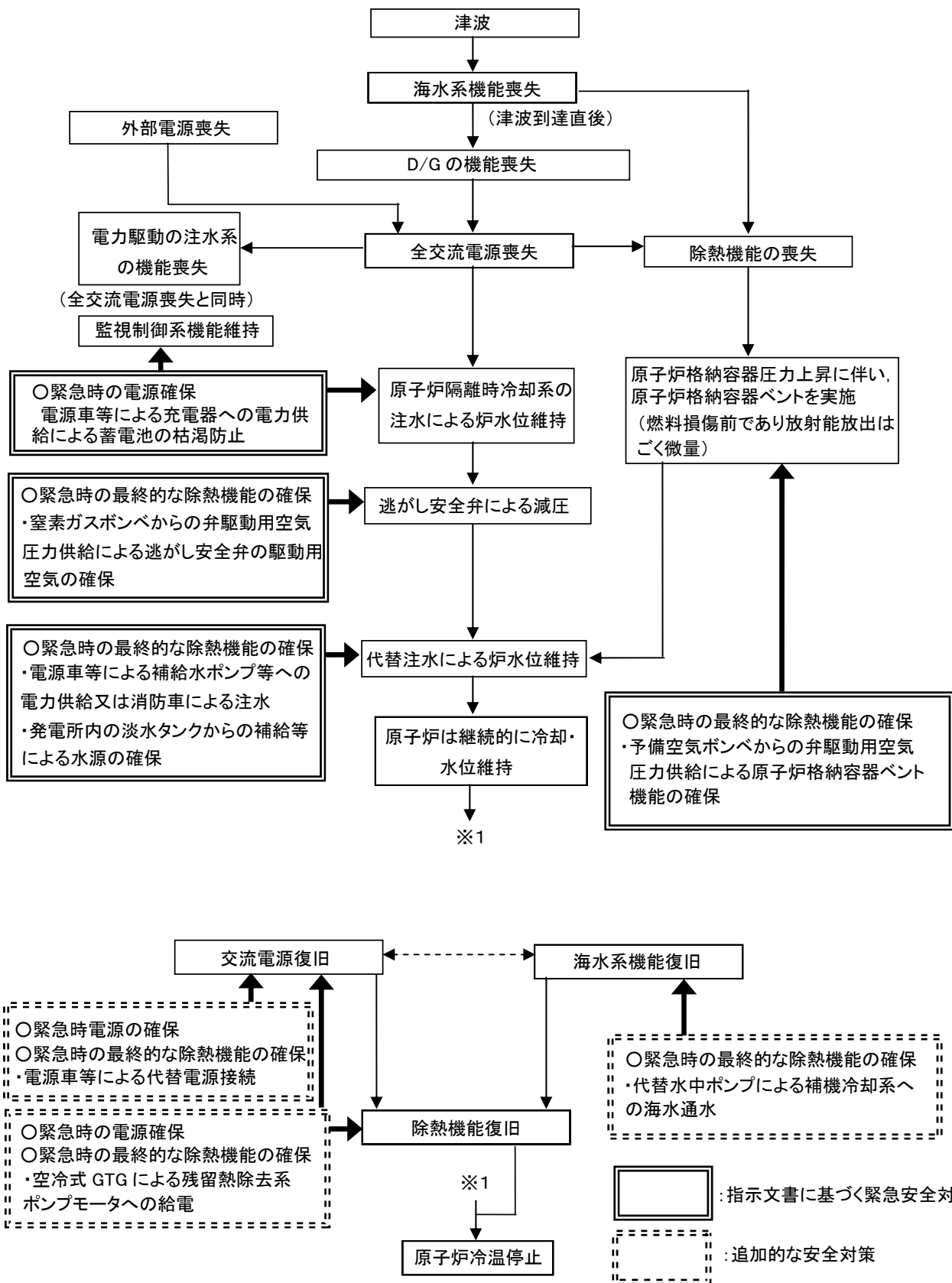


図 4. 2 - 2 電源機能等喪失時における緊急安全対策整備後対応手順フロー（原子炉の燃料損傷防止）

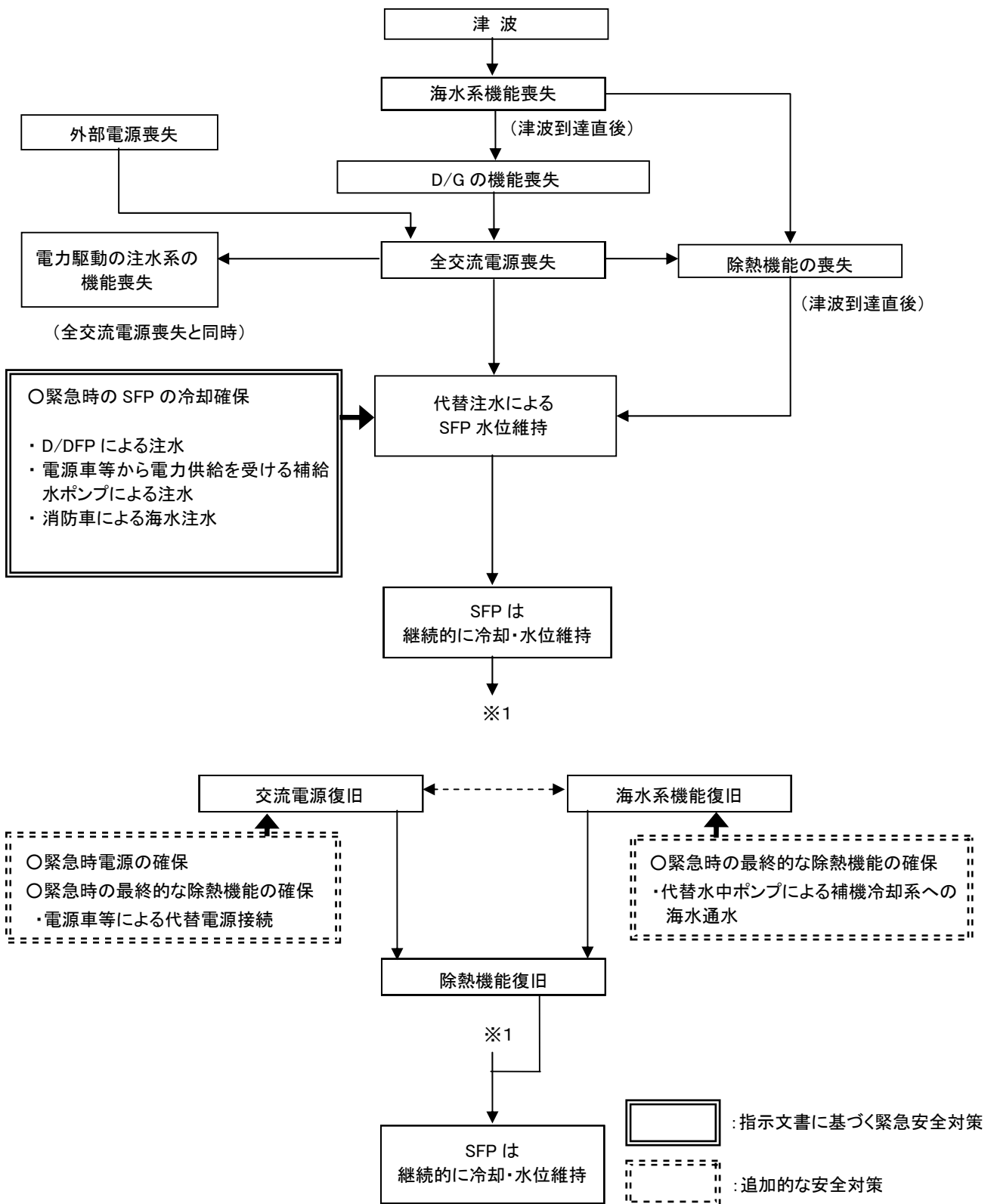


図4. 2-3 電源機能等喪失時における緊急安全対策整備後対応手順フロー (SFPの燃料損傷防止)

【更なる安全性向上策】

- ① 海岸前面に設置する防潮堤により津波の浸入・衝撃を回避し、敷地内にある軽油タンクや建物・構築物等を防御する。
- ② さらに、津波が敷地内に浸入した場合に、安全上重要な設備が設置されている建屋内への浸水を防ぐため、防潮壁の設置や扉の水密化を行う。
- ③ 上記に加えて、より安全確保に万全を期すため、安定的に供給可能な電源設備及び注水・冷却設備については、常設設備に加えて移動可能な機器による代替設備も備える。

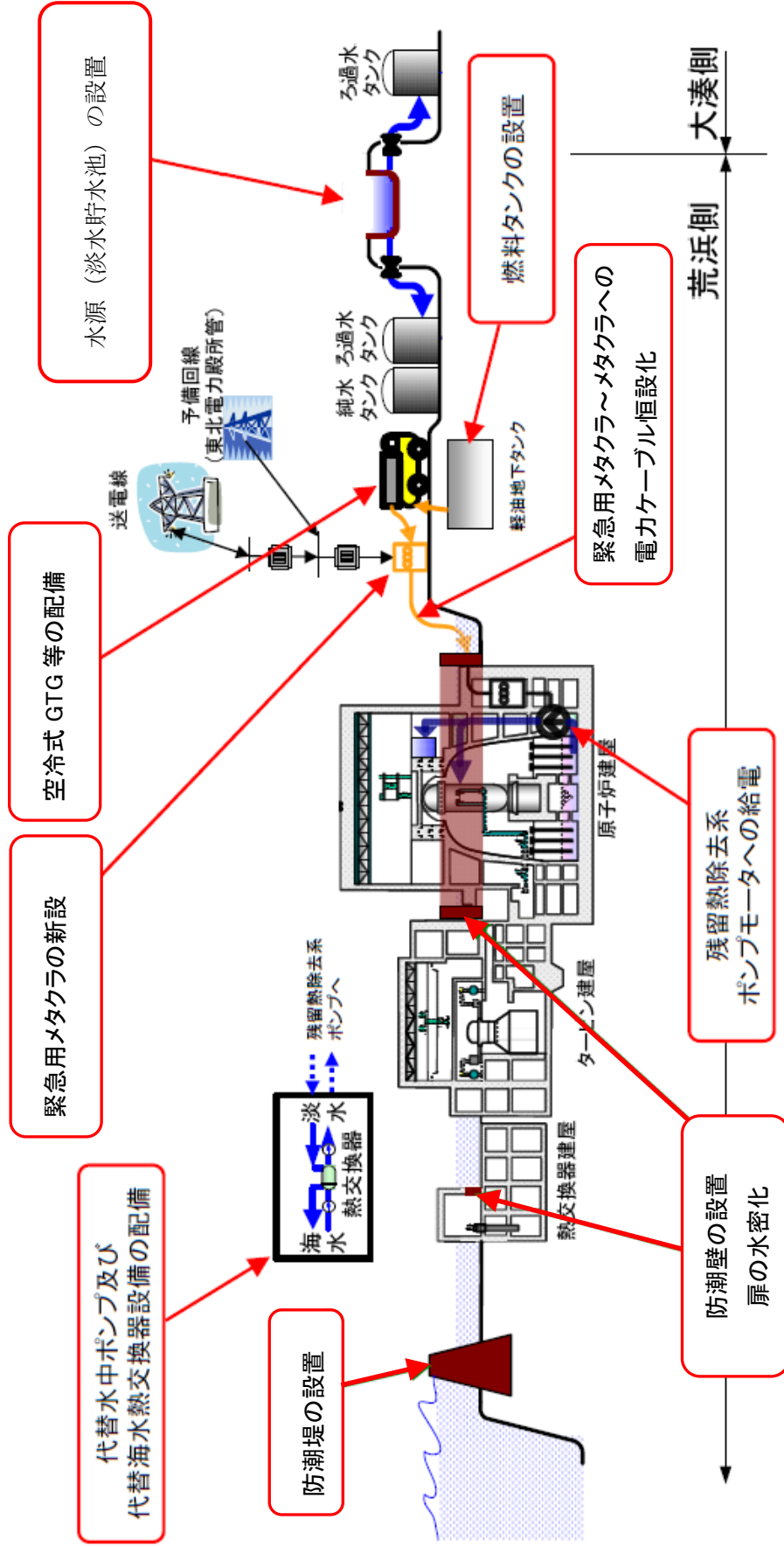


図 4. 2-4 更なる安全性向上策の概要 (対策後イメージ)

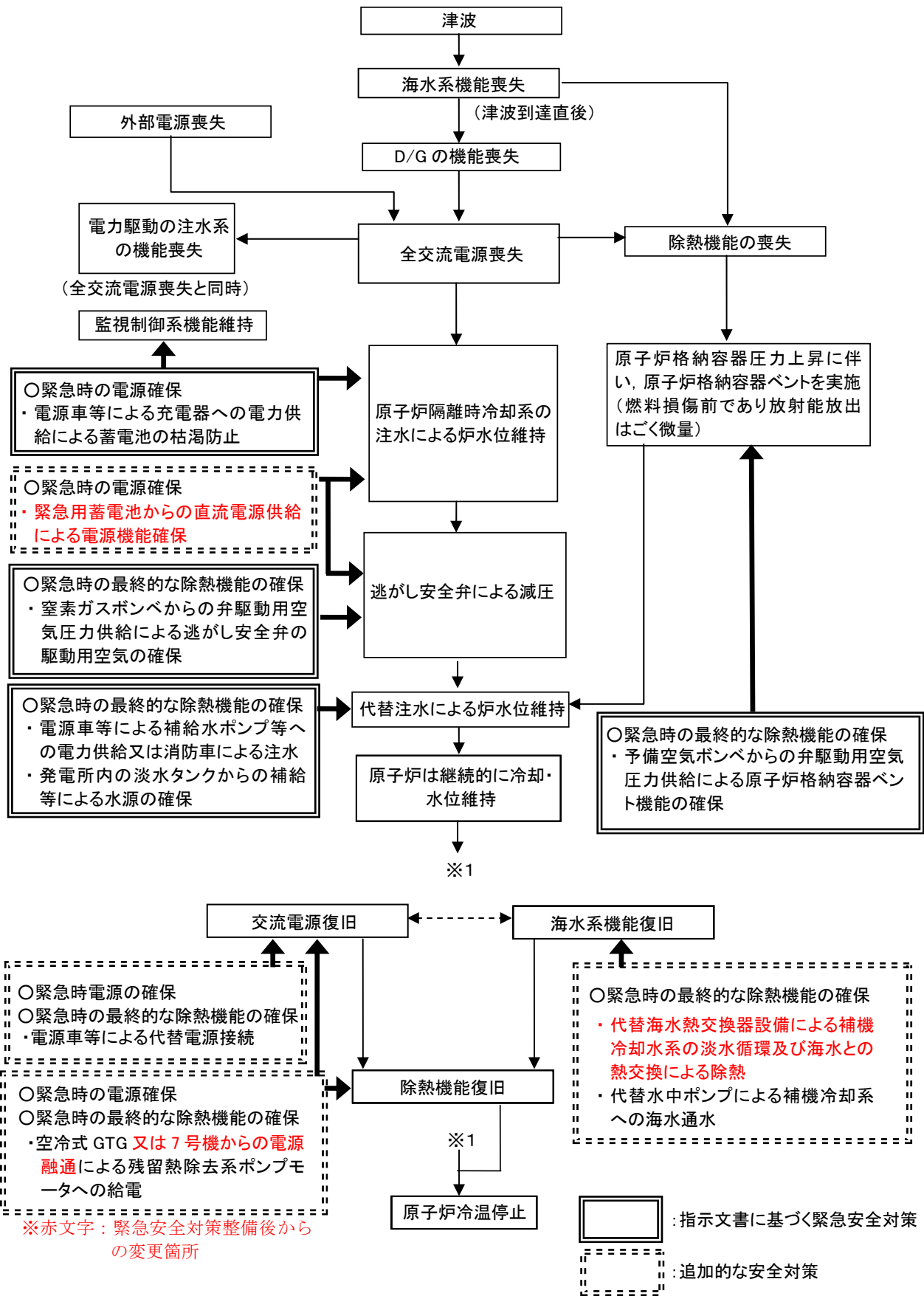


図4. 2-5 電源機能等喪失時における更なる安全性向上策整備後対応手順フロー (原子炉の燃料損傷防止)

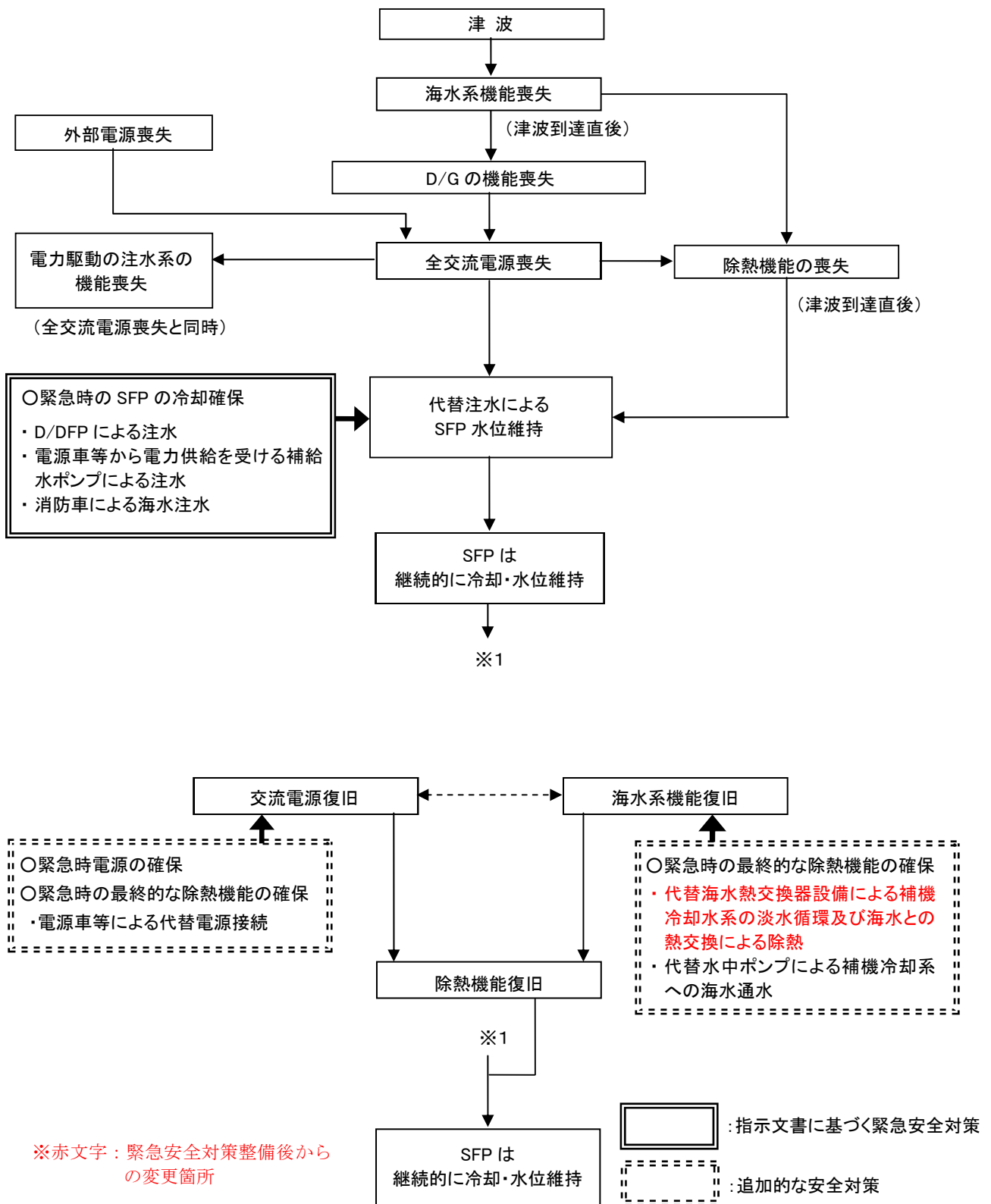


図 4. 2 - 6 電源機能等喪失時における更なる安全性向上策整備後対応手順フロー (SFPの燃料損傷防止)

シビアアクシデントへの対応に関する措置の概要

国の指示内容	実施状況	更なる安全性向上策
<p>中央制御室の作業環境の確保</p>	<p>○ 中央制御室の換気空調は、通常、外気の一部取入れと屋外への放出により行っている。</p> <p>○ 事故時は、中央制御室再循環送風機が自動起動するとともに、外気取入れ口及び放出口が閉止し、再循環運転に切り替わる。また、循環空気をよう素除去フィルタが装着された中央制御室再循環フィルタに通すことにより中央制御室の空気を浄化する。</p> <p>○ 今回の対策では、全交流電源喪失時における長期間の事故対応活動を継続的に実施するため、全交流電源喪失後、電源車等から電源の供給を受け、各機器の運転に必要なダンパを手動で開放し、中央制御室再循環送風機及び中央制御室送風機を起動することで、フィルタを通しながら中央制御室の空気を循環させ、中央制御室の環境を維持する。また、中央制御室内の温度上昇及び二酸化炭素濃度の上昇に対しては、適宜、フィルタを通して外気を中央制御室に取り入れることで対応する。</p> <p>[添付 6. 2-13 (2)]</p>	<p>—</p>
<p>緊急時における発電所構内通信手段の確保</p>	<p>○ 発電所建屋内の通信手段はページング及び保安電話（以下、「PHS」という）、その他のエリアについては、前記のほかには復旧活動、放射線測定等に必要なら移動無線及び衛星電話を配備している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 衛星電話：5 台（免震重要棟用 2 台、モニタリングカー用 1 台、防護本部用 1 台、副防護本部用 1 台） ・ 移動無線：携帯 9 台（放射線管理用 3 台、各号機パトロール用 6 台） 車載 8 台（モニタリングカー用 1 台、急患移送車用 1 台、各号機パトロール用 6 台） 指令卓 7 台（各号機中央制御室用 6 台、免震重要棟用 1 台） ・ PHS、ページング 	<p>○ さらなる通信手段の確保として、復旧作業対応用、緊急時の構内放送用、増配備するモニタリングカー、通信設備の電源強化用として、PHS 交換機の電源増強、可搬型 PHS アンテナ配備（1～7 号機共用で 7 台）、ページング装置の電源増強、移動無線機の増設を実施し通信手段を強化する。（構築期間は概ね 1.5 年程度）</p> <p>[添付 6. 2-13 (3)]</p>

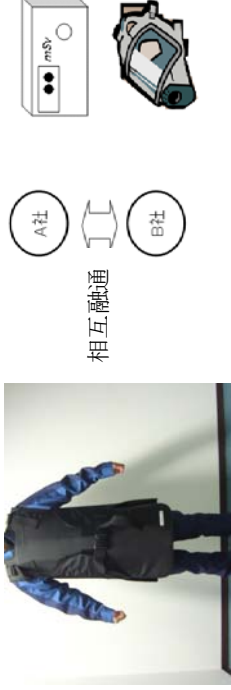
国の指示内容	実施状況	更なる安全性向上策
<p>緊急時における発電所構内通信手段の確保</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○ 移動無線基地局及び非常用電源がある免震重要棟は津波の影響を受けにくい箇所であり、移動用無線基地局及び非常用電源が設置されている部屋は、扉等に浸水対策を実施し、浸水により機能が喪失しない。ペーシング及びPHSは、全交流電源喪失時においても仮設電源（蓄電池（直流）あるいは電源車等）からの電源供給により、通信機能を利用できる構成になっている。 ○ 照明については、全交流電源が喪失した場合でも蓄電池により非常用照明を一定期間確保することが可能であるが、長時間の全交流電源喪失時に備えて、夜間・暗闇作業が可能なヘッドライト等を配備した。 	<p>—</p>
<p>高線量対応防護服等の資機材の確保及び放射線管理のための体制の整備</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○ 事故時における高線量区域での作業のため、高線量対応防護服を 14 着（例：現場 2 名対応×7 プラント）配備した。 ○ [添付 6. 2-13 (5)] ○ 高線量対応防護服・APD や全面マスクなど、現在、原子力災害時における原子力事業者間協力協力の資機材リストに定められていない資機材についても、必要に応じ原子力事業者間で相互に融通しあうことを「経済産業大臣からの指示文書を踏まえた高線量対応防護服等の資機材に関する取扱いについて（平成 23 年 6 月 9 日付）」による申し合わせで確認した。 ○ 緊急時における放射線管理要員については、作業者の被ばく管理、作業者等の汚染管理、作業計画の指導などの業務が的確にできるよう、作業者等の汚染測定、作業環境の放射線測定、資機材管理、その他付帯業務を行うため、放射線管理要員の応援体制及び放射線管理要員以外の要員の助勢体制を整備した。さらに、緊急時に放射線管理のための要員を確保するため、社員に対して放射線測定要員養成教育を実施した。 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 放射性物質放出時における復旧作業者装備品については、配備完了したものに加えて必要数量を順次配備した。（配備済み） [添付 6. 2-13 (5)]

国の指示内容	実施状況	更なる安全性向上策
<p>水素爆発防止対策</p>	<p>○ 全交流電源喪失時において、原子炉格納容器から漏えいした水素が原子炉建屋に蓄積した場合に備え、福島第一原子力発電所で実施した建屋への穴あけ作業ができるように資機材を原子炉建屋屋上に配備するとともに、手順を整備した。</p>	<p>○ 原子炉建屋への水素滞留対策として、信頼性を向上させるため原子炉建屋トップペント設備の設置、ブローアウトパネルを開放する設備を設置するとともに、手順を整備した。また、原子炉格納容器から漏えいした水素濃度監視用として、原子炉建屋天井付近に水素濃度測定用の検出器を設置し、中央制御室での指示確認機能を設置したことにより、緊急時での原子炉建屋内水素濃度監視の強化を図った。 (実施済み) [添付 6. 2-1-1 (1), (3)]</p>
<p>瓦礫撤去用の重機の配備</p>	<p>○ 津波発生後、電源車や消防車両の通行障害物の排除等を行うため重機（ホイールローダ）を 2 台津波の影響を受けにくい高所に配備した。また、道路のくぼみ等補修に備え砕石も配備した。[添付 6. 2-1-3 (4)]</p>	<p>○ 大規模な道路損壊等に備えた迅速な対応を図るため、さらに 2 台のホイールローダ及び 3 台のショベルカーを追加で配備した。緊急安全対策で配備したホイールローダと同様に津波の影響を受けにくい高所に配備場所とした。(配備済み) [添付 6. 2-1-3 (4)]</p>

国の指示内容	実施状況	更なる安全性向上策
<p>【その他】 緊急時対策本部の環境改善</p>	<p>—</p>	<p>○ 緊急時本部となる免震重要棟内の汚染、放射線量上昇抑制対策として、局所排風機 6 台、汚染拡大防止用粘着マットを配備した。その他必要な対策については順次実施する予定。 [添付 6. 2-13 (1)]</p>

- (1) 中央制御室の作業環境の確保
 - ・電源車等からの電源供給による中央制御室空調設備の運転
 - (2) 緊急時における発電所構内通信手段の確保
 - ・電源車等からの電源供給による通信設備の稼動
 - (3) 高線量対応防護服等の資機材の確保及び放射線管理のための体制の整備
 - ・電力各社の現有資機材の事業者間の相互融通
 - ・高線量対応防護服等の資機材配備
 - ・緊急時の放射線管理要員の拡充のための社内応援体制の整備
 - (4) 水素爆発防止対策
 - ・原子炉建屋トップベント設備及びブローアアウトパネルを開放する設備の設置
 - ・原子炉建屋内水素センサーの設置
 - (5) 瓦礫撤去用の重機の配備
 - ・瓦礫撤去用重機（ホイールローダ、シヨベルカー）の配備

高線量対応防護服等の資機材の確保及び放射線管理のための体制の整備



瓦礫撤去用の重機の配備

ホイールローダ

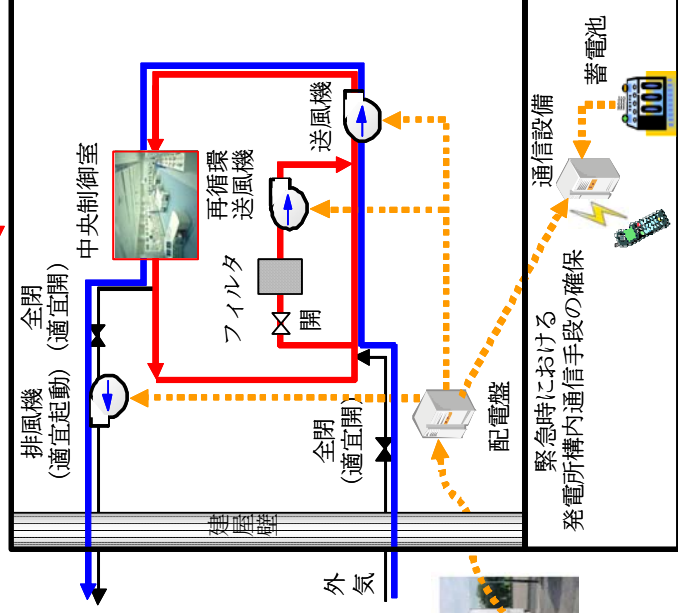


シヨベルカー



中央制御室の作業環境の確保

【凡例】
→ : 通常運転モード
→ : 非常運転モード



水素爆発防止対策

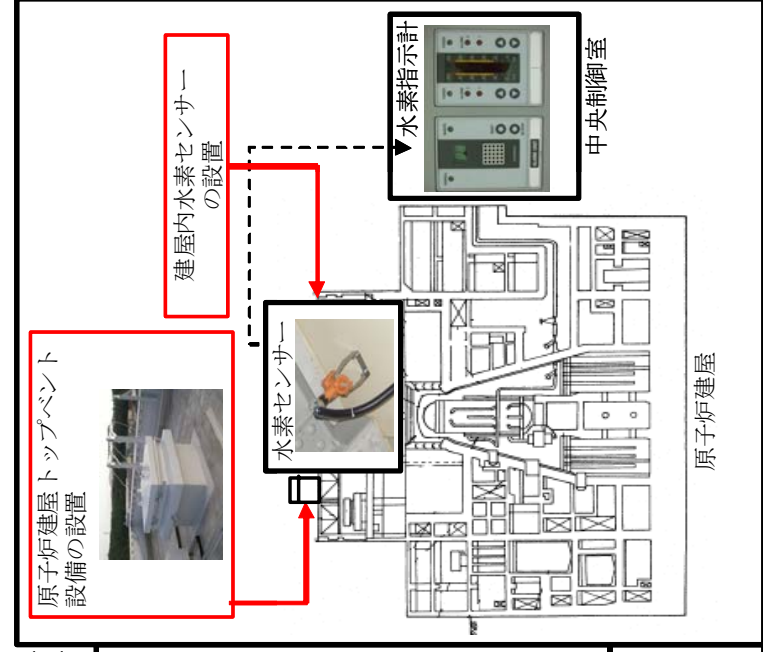


図 4. 3 シビアアクシデントへの対応措置

耐震評価対象設備等リスト（耐震重要度分類 S クラス設備と関連施設等）その 1

S クラスの定義		主要設備	BC	ST
i	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系	原子炉圧力容器	有	○
		原子炉冷却材圧力バウンダリに属する系統*1	有	○
ii	使用済燃料を貯蔵するための施設	使用済燃料貯蔵設備	有	○
iii	原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設	制御棒	有	○
		制御棒駆動機構	有	○
		制御棒駆動系	有	○
iv	原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	原子炉隔離時冷却系	有	○
		高圧炉心スプレイ系	有	○
		残留熱除去系	有	○
		サプレッションチェンバ	有	○
v	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	高圧炉心スプレイ系	有	○
		低圧炉心スプレイ系	有	○
		残留熱除去系	有	○
		自動減圧系	有	○
		サプレッションチェンバ	有	○

※ 1 主蒸気系，給水系，原子炉冷却材再循環系，残留熱除去系，ほう酸水注入系，原子炉冷却材浄化系，原子炉隔離時冷却系，低圧炉心スプレイ系，高圧炉心スプレイ系
 耐震バックチェック報告書（BC）：耐震バックチェック報告書の評価結果記載の有無
 総合評価報告書（ST）：○印は本検討で裕度評価を実施

耐震評価対象設備等リスト（耐震重要度分類 S クラス設備と関連施設等）その 2

S クラスの定義		主要設備	BC	ST
vi	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設	原子炉格納容器	有	○
		原子炉格納容器バウンダリに属する系統※2	有	
vii	放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設で上記 vi 以外の施設	残留熱除去系	有	○
		可燃性ガス濃度制御系	有	
		非常用ガス処理系	有	○
		サプレッションチェンバ	有	○
		原子炉建屋	有	○
その他 耐震重要度分類 S クラス設備に関連する施設等				
viii	上記の支持構造物	海水機器建屋	有	○
		タービン建屋	有	○
		屋外重要土木構造物	有	○
ix	上記設備等への波及的影響を考慮すべき設備等	原子炉棟クレーン	有	○
		燃料交換機	有	○
		原子炉遮へい壁	有	○

※ 2 主蒸気系，給水系，原子炉冷却材再循環系，制御棒駆動系，残留熱除去系，ほう酸水注入系，原子炉冷却材浄化系，原子炉隔離時冷却系，低圧炉心スプレイ系，高圧炉心スプレイ系，不活性ガス系，原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却中間ループ系，可燃性ガス濃度制御系，主蒸気隔離弁漏えい制御系，放射性ドレン移送系

耐震バックチェック報告書 (BC) : 耐震バックチェック報告書の評価結果記載の有無
総合評価報告書 (ST) : ○印は本検討で裕度評価を実施

耐震評価対象設備等リスト (耐震重要度分類 B,C クラス設備等)

Bクラスの定義		主要設備	BC	ST
i	放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	復水貯蔵槽	無	○
		復水補給水系	無	○
		燃料プール冷却浄化系	有 ^{※3}	○
ii	使用済燃料を冷却するための施設	燃料プール冷却浄化系	有 ^{※3}	○
Cクラスの定義		主要設備	BC	ST
iii	その他	軽油タンク	無	○
		燃料移送系(非常用ディーゼル発電機)	無	○
その他の設備			BC	ST
iv	電源確保のための設備	電源車	無	○

※3 耐震 S クラスに該当する部分のみ

耐震バックチェック報告書 (BC) : 耐震バックチェック報告書の評価結果記載の有無

総合評価報告書 (ST) : ○印は本検討で裕度評価を実施

柏崎刈羽原子力発電所の基準地震動 Ss

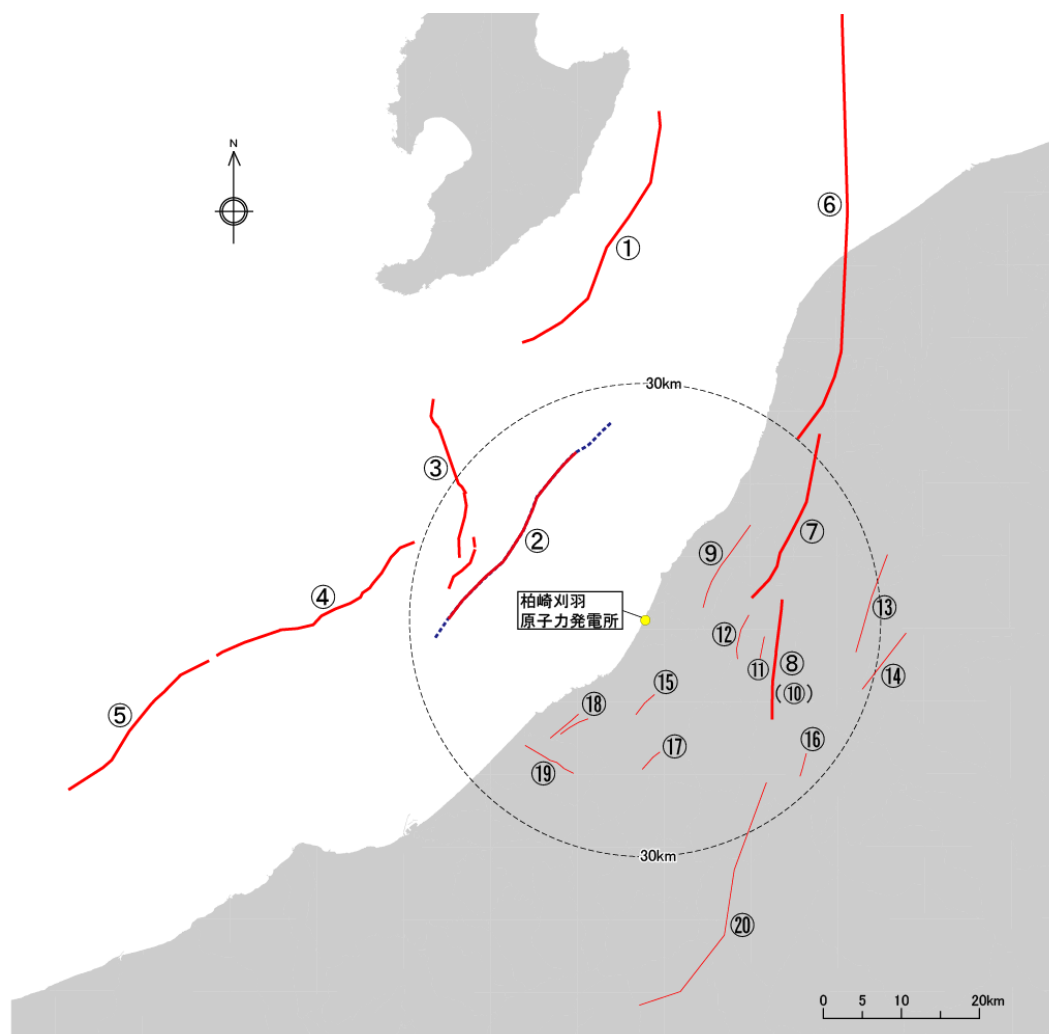
柏崎刈羽原子力発電所の耐震バックチェックでは、安全上重要な施設の耐震安全性を確認するため、図1に示す活断層を対象として検討した結果、図2に示すF-B断層、長岡平野西縁断層帯による地震を検討用地震として選定した。

検討用地震の地震動評価にあたっては、1～4号機側と5～7号機側での地震動の増幅の違いなど、平成19年新潟県中越沖地震の観測データの分析結果から得られた地震動の増幅に関する知見を考慮した上で、「応答スペクトルに基づく地震動評価」及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価」により地震動評価を実施している。地震動評価を行った結果、図3～図5に示すとおり以下の5ケースの基準地震動 Ss を1～4号機側と5～7号機側についてそれぞれ策定した。

- Ss-1 (F-B断層・応答スペクトル)
- Ss-2 (F-B断層・断層モデル)
- Ss-3 (長岡平野西縁断層帯・応答スペクトル)
- Ss-4 (長岡平野西縁断層帯・断層モデル)
- Ss-5 (長岡平野西縁断層帯・断層モデル)

基準地震動 Ss-1～Ss-5 の加速度時刻歴波形を図6～図10にそれぞれ示す。

以 上



◆海域の活断層

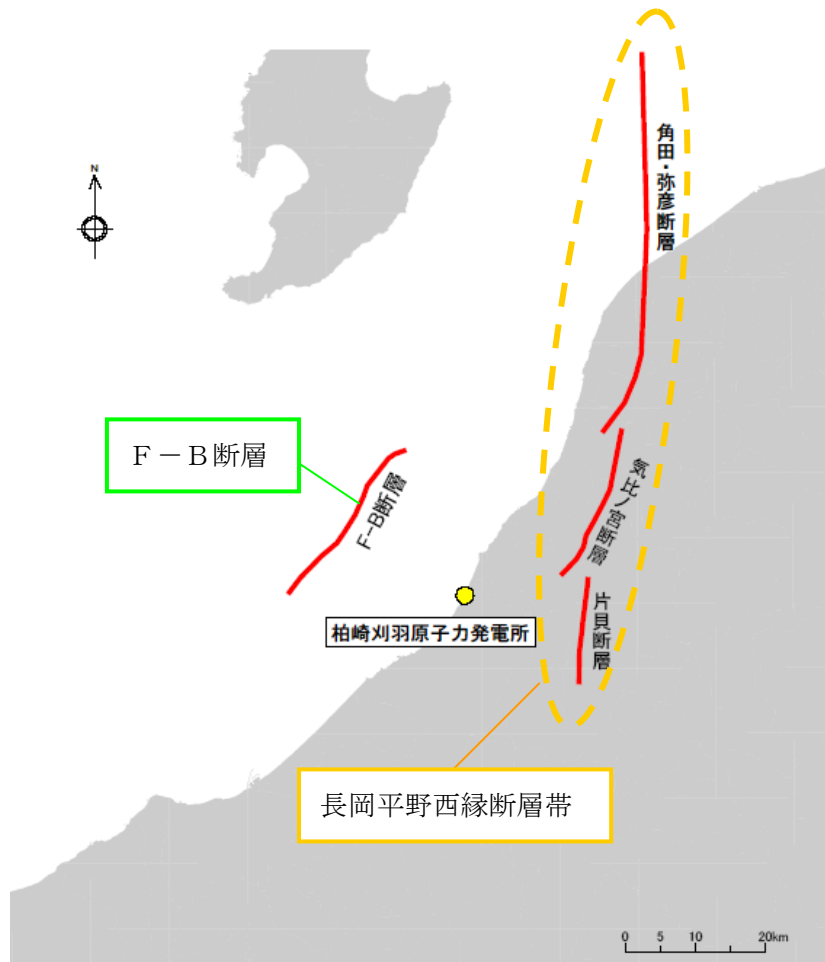
① 佐渡島棚東縁撓曲	④ F-D 褶曲群
② F-B 褶曲群※	⑤ 高田沖褶曲群
③ 佐渡島南方断層	

※F-B 褶曲群については、実線が基本震源モデルの断層長さ 27 km に、破線が活断層評価における断層長さの不確かさを考慮した場合の断層長さ 36 km に対応。

◆陸域の活断層

⑥ 角田・弥彦断層	⑭ 半蔵金付近のリニアメント
⑦ 気比ノ宮断層	⑮ 柏崎平野東縁のリニアメント
⑧ 片貝断層	⑯ 山本山断層
⑨ 中央丘陵西縁部断層	⑰ 水上断層
⑩ 上富岡断層	⑱ 上米山断層
⑪ 親沢断層	⑲ 雁海断層
⑫ 渋海川向斜部のリニアメント	⑳ 十日町盆地西縁断層
⑬ 悠久山断層	

図1 敷地周辺の活断層分布



活断層		断層長さ	地震規模		傾斜角 ^{*4}	備考
F-B断層		約 36 km ^{*1} (約 27 km)	36 km	M7.0 ^{*2}	南東傾斜 35°	安全評価上、全長を約 36 km と評価
長岡平野 西縁断層帯	角田・弥彦断層	約 54 km	91 km	M8.1 ^{*3}	西傾斜 50°	安全評価上、同時に活動することを考慮
	気比ノ宮断層	約 22 km				
	片貝断層	約 16 km				

図2 検討用地震

- ※1：当社調査結果に基づく断層長さは約27 kmであるが、安全評価上全長を約36kmと評価。
 ※2：新潟県中越沖地震の震源断層面積と地震規模の関係に基づき、マグニチュード (M) を想定している。
 ※3：地表断層の長さから松田 (1975) による式を用いてマグニチュード (M) を設定している。
 ※4：傾斜角：断層面の水平面からの傾き。

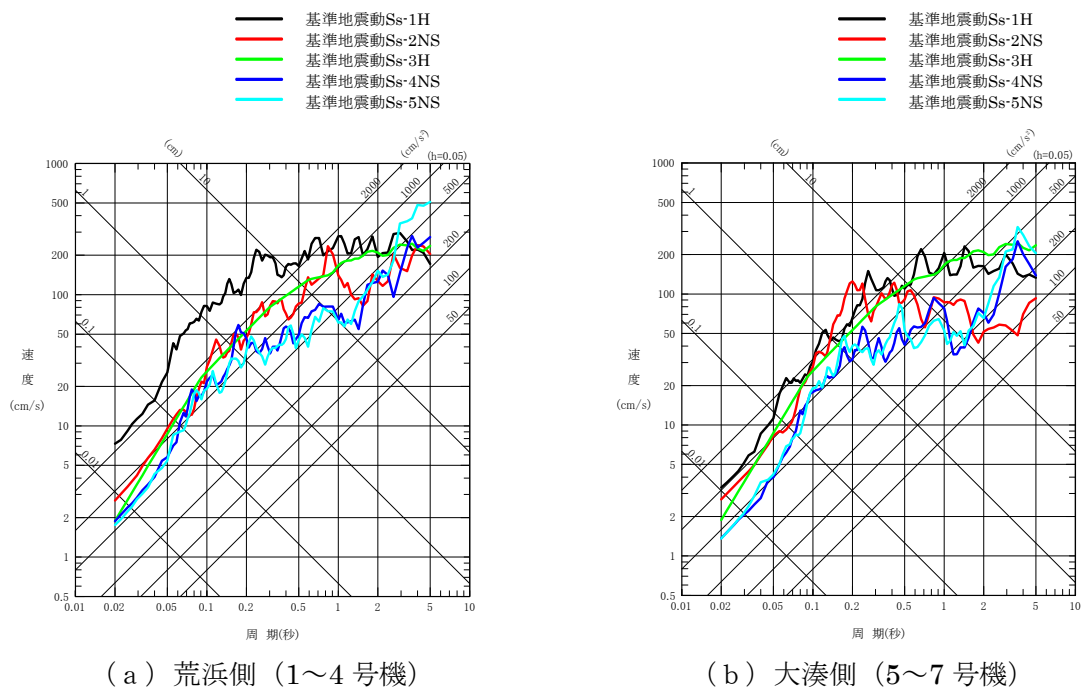


図3 基準地震動 Ss の応答スペクトル (NS 方向)

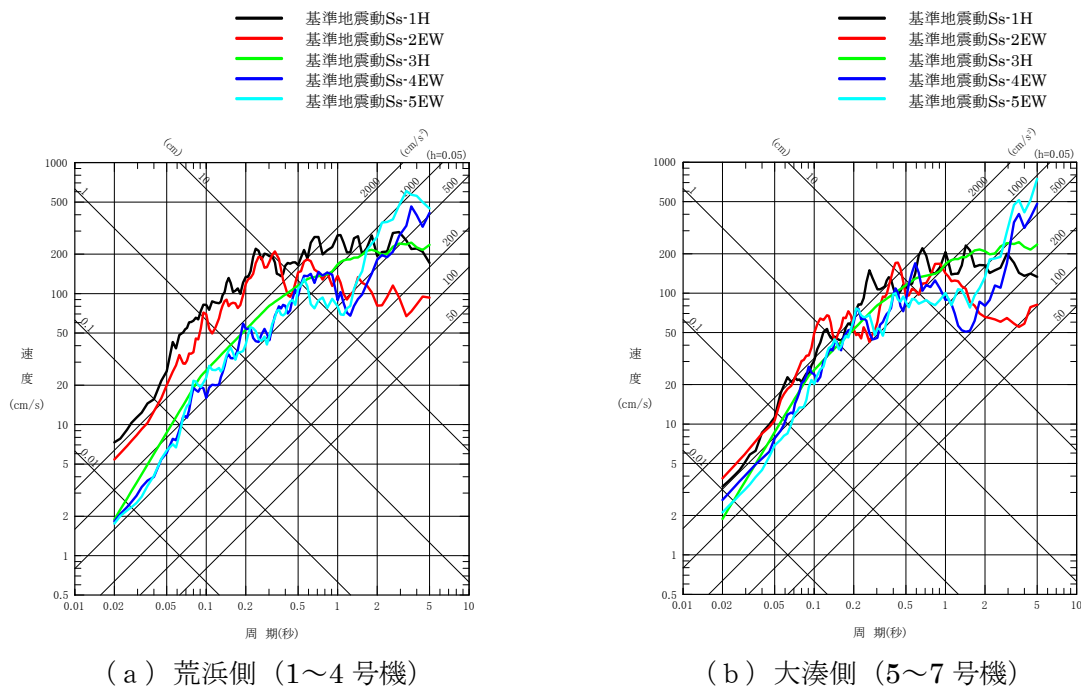
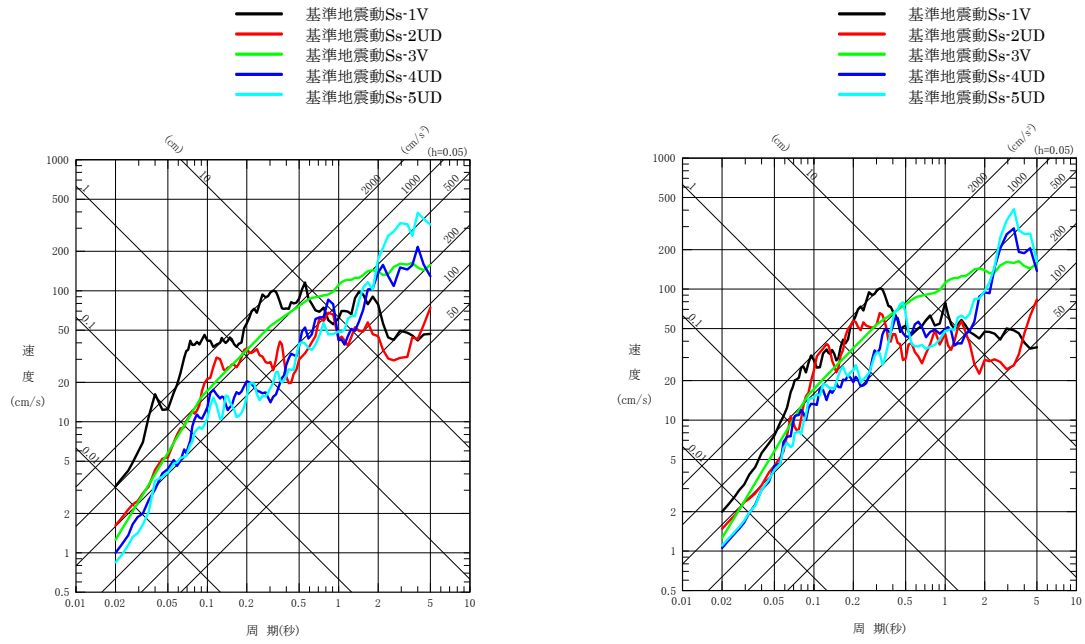


図4 基準地震動 Ss の応答スペクトル (EW 方向)



(a) 荒浜側 (1~4号機)

(b) 大湊側 (5~7号機)

図5 基準地震動 Ss の応答スペクトル (UD 方向)

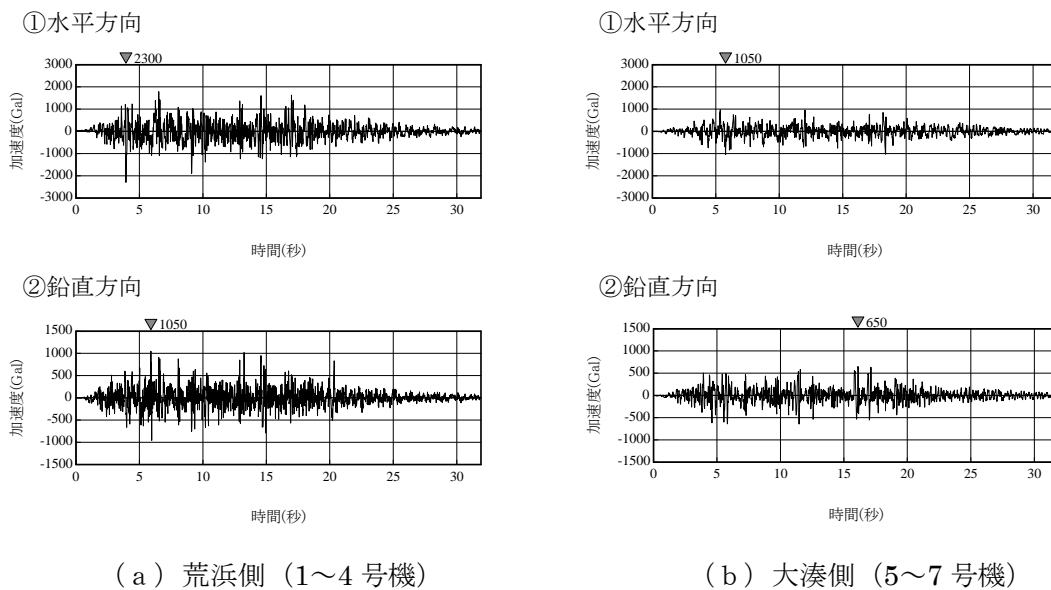


図6 基準地震動 Ss-1 の加速度時刻歴波形

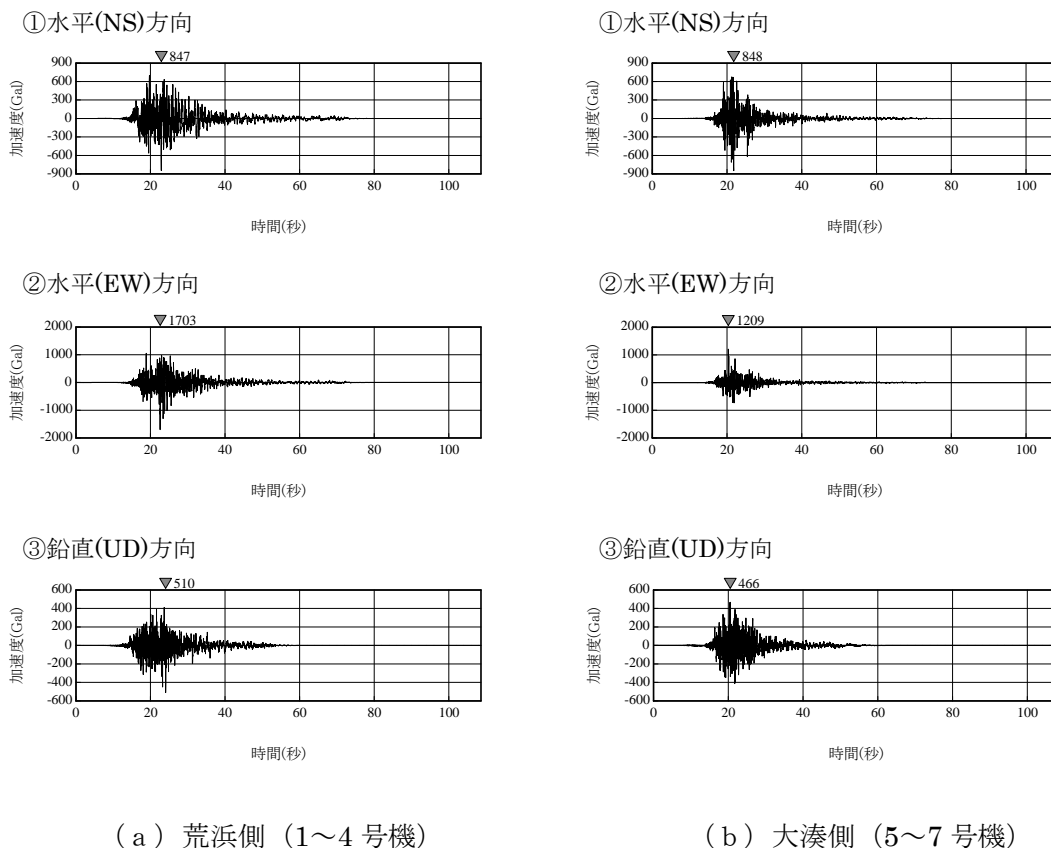


図7 基準地震動 Ss-2 の加速度時刻歴波形

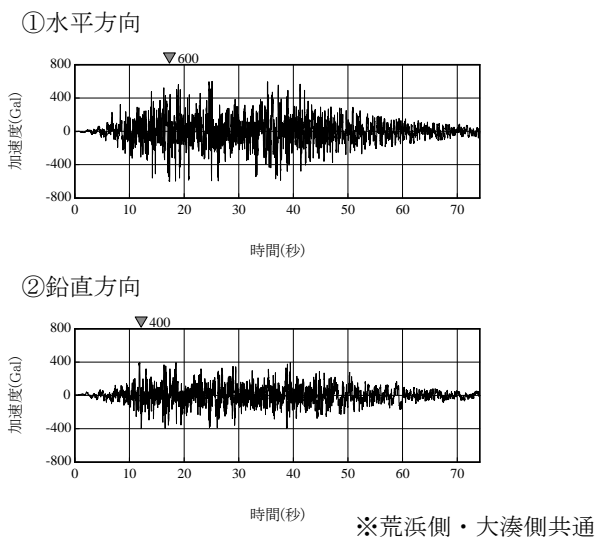
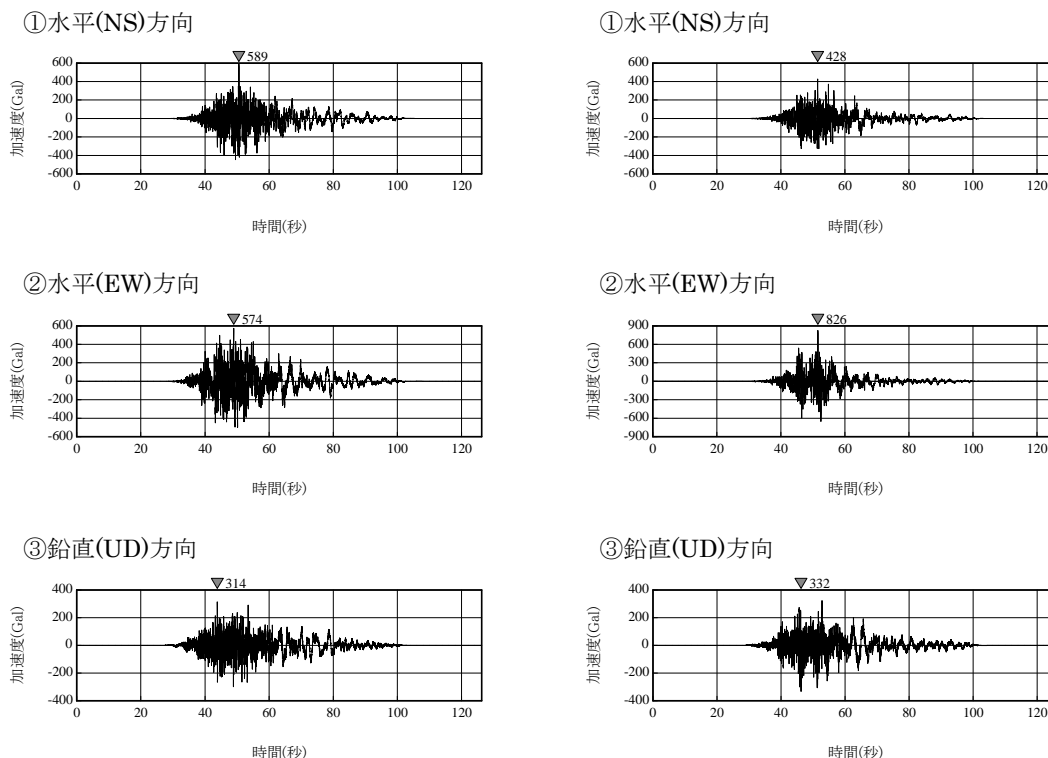


図8 基準地震動 Ss-3 の加速度時刻歴波形



(a) 荒浜側 (1~4号機)

(b) 大湊側 (5~7号機)

図9 基準地震動 Ss-4 の加速度時刻歴波形

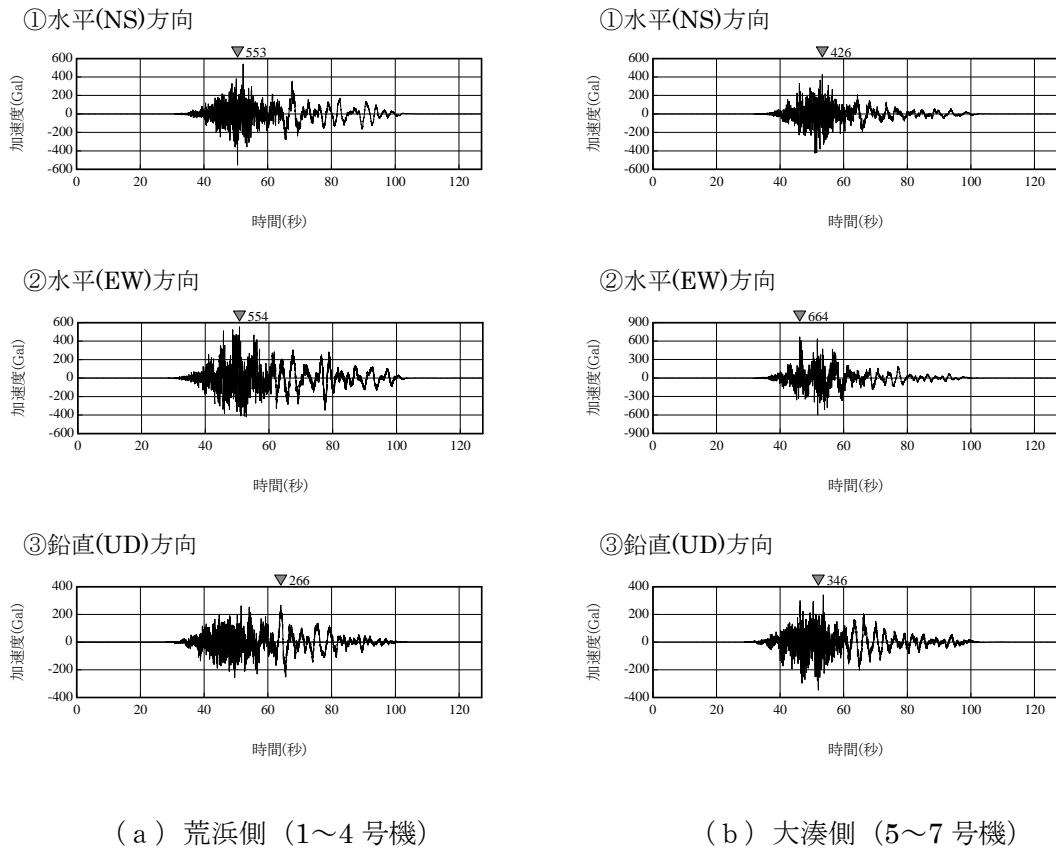


図10 基準地震動 Ss-5 の加速度時刻歴波形

総合評価における耐震裕度の評価について

1. はじめに

「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂（平成18年9月19日原子力安全委員会決定）を踏まえて実施している耐震安全性評価（以下、「耐震バックチェック」という）の結果に基づき、燃料の重大な損傷に係わるSクラス設備及び燃料の重大な損傷に関係し得るその他の建屋、系統、機器について、基準地震動 S_s に対する耐震裕度を評価する。

2. 基本方針

当該プラントについては、平成22年3月24日に『柏崎刈羽原子力発電所1号機「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 報告書』（原管発官21第489号）（以下、「耐震バックチェック報告書」という）を、原子力安全・保安院殿に提出している。また、平成22年4月8日に、原子力安全・保安院殿より、耐震バックチェック報告書の耐震安全性評価について、妥当であるとのこと判断をいただいている。

本検討では、耐震裕度を評価するに当たって、耐震バックチェック報告書の評価結果を参照することを基本とした。

3. 耐震バックチェック報告書から評価を見直した設備又は耐震バックチェック報告書に記載が無い設備

2. で述べたとおり、本検討では耐震バックチェック報告書の評価結果を参照することを基本とするが、より現実的なクリフエッジを考察する観点から、評価手法の保守性により見かけ上耐震裕度が小さい設備の一部、及び、既往のPSAの知見に鑑み追加検討が必要と判断した設備について、追加検討を行った。

また、本検討では、耐震バックチェック報告書に記載の無い耐震Sクラス相当の設計がなされた設備のうち、イベントツリーに関与する設備については、耐震裕度を評価している。

以上の設備について整理したものを表1に示す。

表 1 耐震バックチェック報告書から評価を見直した設備又は
耐震バックチェック報告書に記載が無い設備 (1/3)

設備名	耐震バックチェック報告書から 評価を見直した設備		耐震バックチェック報告書に 記載が無い設備		備考
	実績のある 評価手法※1	実績の無い 評価手法	実績のある 評価手法※1	実績の無い 評価手法	
原子炉圧力容器 スタビライザ	○				
原子炉格納容器 スタビライザ		○			補足説明資料 1
格納容器胴	○				
上部シヤラグ		○			補足説明資料 2
胴アンカ			○		
原子炉冷却材再循環系 配管サポート, 弁	○				
原子炉冷却材浄化系 弁	○				
給水系 配管サポート, 弁	○				
原子炉隔離時冷却系 配管サポート, 弁	○				
低圧炉心スプレイ系 弁	○				
計装ラック		○			補足説明資料 4
ベンチ盤		○			補足説明資料 4
直立盤		○			補足説明資料 4
バイタル交流電源設備		○			補足説明資料 4
各種電動機				○	補足説明資料 1 0
充電器		○			補足説明資料 4
パワーセンタ				○	補足説明資料 4
動力変圧器			○		
モータ コントロールセンタ				○	補足説明資料 4
直流主母線盤				○	補足説明資料 4
ケーブルトレイ, ケーブ ルトレイサポート				○	補足説明資料 1 3
電線管, 電線管サポート				○	補足説明資料 1 3
制御棒挿入性	○				補足説明資料 6

※1 工事計画書や耐震バックチェック報告書(当社の他プラントを含む)にて既の実績のある評価手法

表1 耐震バックチェック報告書から評価を見直した設備又は耐震バックチェック報告書に記載が無い設備 (2/3)

設備名	耐震バックチェック報告書から評価を見直した設備		耐震バックチェック報告書に記載が無い設備		備考
	実績のある評価手法※1	実績の無い評価手法	実績のある評価手法※1	実績の無い評価手法	
高圧炉心スプレイ系ポンプ		○			補足説明資料3
高圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機			○		
原子炉隔離時冷却系ポンプ		○			補足説明資料3
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン		○			補足説明資料3
残留熱除去系ポンプ		○			補足説明資料3
残留熱除去系ポンプ室空調機			○		
低圧炉心スプレイ系ポンプ		○			補足説明資料3
低圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機			○		
復水補給水系ポンプ				○	補足説明資料3
復水補給水系配管, 配管サポート, 弁			○		
不活性ガス系弁	○				
メタクラ				○	補足説明資料4
残留熱除去冷却中間ループポンプ		○			補足説明資料3
残留熱除去冷却中間ループ系弁	○				
非常用補機冷却中間ループポンプ		○			補足説明資料3
高圧炉心スプレイ系タービン冷却中間ループポンプ		○			補足説明資料3
非常用タービン発電機 (高圧炉心スプレイ系タービン発電機) 発電機		○			補足説明資料3
非常用タービン発電機 (高圧炉心スプレイ系タービン発電機) 燃料移送ポンプ				○	補足説明資料1 1

※1 工事計画書や耐震バックチェック報告書 (当社の他プラントを含む) にて既の実績のある評価手法

表1 耐震バックチェック報告書から評価を見直した設備又は
耐震バックチェック報告書に記載が無い設備 (3/3)

設備名	耐震バックチェック報告書から 評価を見直した設備		耐震バックチェック報告書に 記載が無い設備		備考
	実績のある 評価手法※1	実績の無い 評価手法	実績のある 評価手法※1	実績の無い 評価手法	
非常用ディーゼル発電機 (高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機) 燃料移送系配管, 配管サポート, 弁			○		
非常用ディーゼル発電機 (高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機) 軽油タンク			○		補足説明資料9
非常用ディーゼル発電機 (高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機) 非常用送風機				○	補足説明資料12
電源車				○	補足説明資料14
燃料交換機	○				補足説明資料7
制御棒・破損燃料 貯蔵ラック	○				補足説明資料8
燃料プール 補給水系ポンプ				○	補足説明資料3
主蒸気系 配管	○				
復水貯蔵槽関連配管, 配 管サポート			○		
燃料プール補給水系 配管, 配管サポート, 弁			○		

※1 工事計画書や耐震バックチェック報告書(当社の他プラントを含む)にて既の実績のある評価手法

4. その他工学的判断によるもの

復水貯蔵槽及び使用済燃料プールは、原子炉建屋の鉄筋コンクリートに囲まれた槽である。鉄筋コンクリートの内側には、鋼製のライナが施されている。基準地震動 S_s による原子炉建屋耐震壁の最大せん断ひずみは、耐震バックチェック報告書にて評価基準値 2×10^{-3} 以内であることを確認している。鋼製ライナは鉄筋コンクリートに対してリブ等で定着させてあり、鉄筋コンクリートのひずみに追従して鋼製ライナのひずみが起こる。鋼製ライナは鉄筋コンクリートに比べて延性が大きく、耐震壁の安全性が保たれているひずみオーダーであれば、それに追従する鋼製ライナは破断することなく機能が担保されるものと判断している。従って、耐震裕度評価の指標としては、簡便に各槽が設置されている建屋の耐震壁せん断ひずみを用いるものとした。

5. 耐震バックチェック対象設備のうち耐震裕度評価対象外としている設備

耐震バックチェック対象設備であっても、イベントツリーに関与しない設備については耐震裕度評価には含めていない。それらについて、一覧表にまとめた。(補足説明資料15参照)

6. 経年劣化考慮

柏崎刈羽原子力発電所の保守管理における実績や先行 BWR プラントの定期安全レビューや高経年化技術評価などの知見から、耐震評価に影響する経年劣化事象を検討し、耐震評価で考慮すべき劣化事象はないことを確認した旨、耐震バックチェック報告書に記載した。(補足説明資料16参照)

7. 耐震裕度算出方法

各設備等の耐震裕度は、評価値(a)及び評価基準値(b)から求められる裕度(b/a)を用いることを基本とした。また、地震による評価値(c)と地震以外(自重、内圧等)による評価値(d)とを分離して算出可能な設備等については、地震による評価値(c)に対する裕度(=(b-d)/c)を用いて裕度を算出した。

(補足説明資料一覧)

- 補足説明資料 1 原子炉格納容器スタビライザの評価について
- 補足説明資料 2 上部シヤラグの詳細評価について
- 補足説明資料 3 動的機能維持詳細評価について
- 補足説明資料 4 盤関係の機能維持確認済加速度について
- 補足説明資料 5 建屋基礎地盤の耐震裕度について
- 補足説明資料 6 制御棒挿入性評価の評価基準値について
- 補足説明資料 7 燃料交換機の耐震裕度について
- 補足説明資料 8 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの耐震裕度について
- 補足説明資料 9 軽油タンクの耐震性評価について
- 補足説明資料 10 電動機の動的機能維持評価（詳細評価）について
- 補足説明資料 11 燃料移送ポンプの耐震性評価について
- 補足説明資料 12 非常用送風機の耐震性評価について
- 補足説明資料 13 電路類の耐震性評価について
- 補足説明資料 14 電源車の耐震性評価について
- 補足説明資料 15 耐震裕度評価対象外としている耐震バックチェック報告対象設備 一覧表
- 補足説明資料 16 経年劣化事象による耐震安全性評価への影響について
(耐震バックチェック報告書より転載)

補足説明資料 1

原子炉格納容器スタビライザの評価について

原子炉格納容器スタビライザの耐震バックチェックにおいては、発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005) (以下、「設計・建設規格」という) に基づき、使用する材料に対応した設計降伏点 S_y や設計引張強さ S_u を用いて算出した評価基準値を用いている。

総合評価においては、試験で確認された材料特性値であるミルシート値を適用して評価基準値を算出した。

耐震バックチェック報告書では、原子炉格納容器スタビライザの評価部位のうち、最小裕度のトラスビームボルトの評価結果を記載しているが、本評価においては、2 番目に裕度が小さい評価部位であるフランジ補強板についても評価を実施した。

原子炉格納容器スタビライザの概略構造図を図 1 に、耐震バックチェックにおいて適用した材料特性値とミルシートから読み取った材料特性値の比較を表 1 に示す。

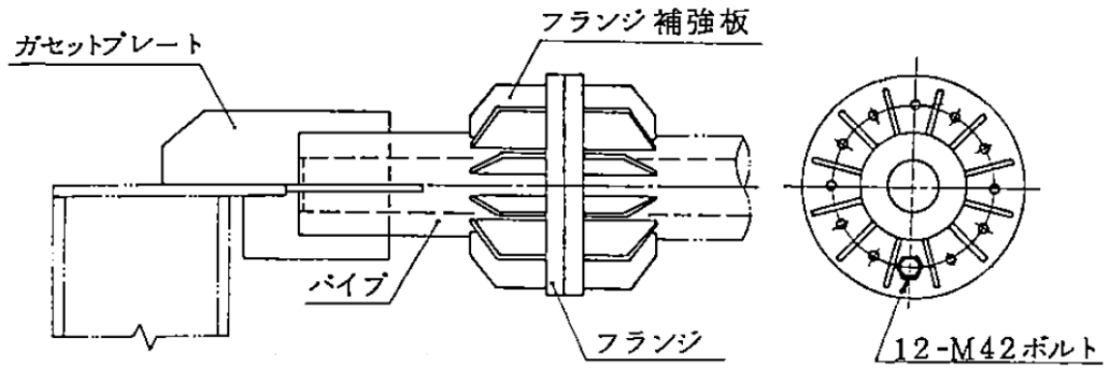


図1 原子炉格納容器スタビライザ概略構造図

表1 材料特性値の比較 (設計・建設規格/ミルシート)

評価部位	材質	設計・建設規格		ミルシート	
		設計降伏点 Sy[MPa]	設計引張強さ Su[MPa]	降伏点 [MPa]	引張強さ [MPa]
トラスビーム ボルト	SNB23-1	1017	1105	1205	1265
フランジ 補強板	SM400B (厚さ 40 mm 以下のもの)	228	390	258	412

耐震バックチェック報告書に記載されている評価基準値と、ミルシート値を適用して算出した評価基準値を用いた評価結果を表2に示す。なお、評価基準値は、設計・建設規格に基づき以下の式にて算出している。

$$\text{許容引張応力 } f_t = F/1.5 \times 1.5, \quad \text{許容せん断応力 } f_s = F/(1.5\sqrt{3}) \times 1.5$$

ただし、 $F = \text{Min}(1.2S_y, 0.7S_u)$

表2 原子炉格納容器スタビライザの裕度比較

評価対象設備	評価部位	応力分類	評価値 [MPa]	評価基準値 [MPa]	裕度	備考
原子炉格納容器スタビライザ	トラスビームホルト	引張応力	654	773	1.18	耐震バックチェック報告書記載
				885	1.35	
	フランジ補強板	せん断応力	128	157	1.22	
				166	1.29	総合評価採用値

※評価基準値のうち、上段：設計降伏点・設計引張強さ適用，下段：ミルシート値適用

以上より、ミルシート値を適用して算出した評価基準値を用いた場合の裕度最小部位はフランジ補強板であり、その裕度は1.29となる。

上部シヤラグの詳細評価について

1. 耐震バックチェックについて

耐震バックチェック報告書では、図1に示す各部位に対する構造強度評価を実施しており、評価結果は表1に示すとおりである。

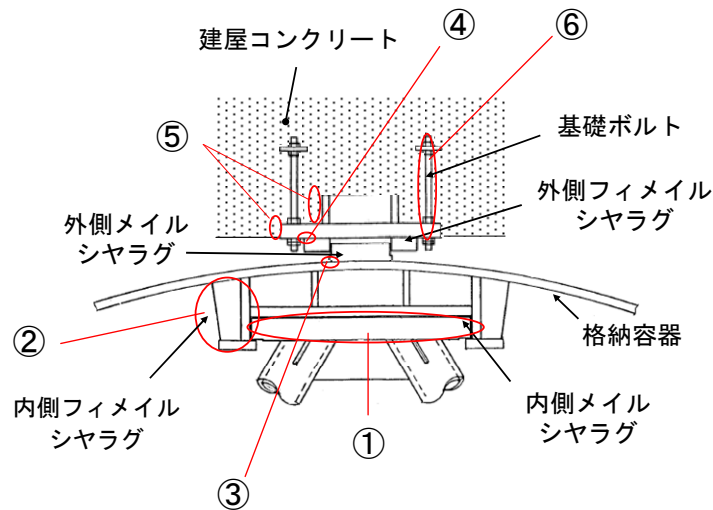


図1 上部シヤラグの評価部位（耐震バックチェック）

表1 上部シヤラグ 構造強度評価結果（耐震バックチェック）

評価部位		応力分類	評価値 [MPa]	評価基準値 [MPa]	裕度
①内側メールシヤラグ		組合せ	300	331	1.10
②内側フィメールシヤラグ		組合せ	246	306	1.24
③外側メールシヤラグ		一次	162	278	1.71
外側フィメールシヤラグ	④鋼板部	組合せ	206	251	1.21
	⑤側面コンクリート	荷重	7725kN	8427.9kN	1.09
	⑥基礎ボルト	引張	153	296	1.93

2. 総合評価について

今回の評価においては、図1に示す各部位について詳細な検討を実施した。具体的には、算出応力の内訳を考慮した現実的な評価やミルシート値等を適用して算出した評価基準値を用いた。

①内側マイルシヤラグ

内側マイルシヤラグにおいて算出される各応力成分と、それぞれの評価値を表2に示す。耐震バックチェックにおいては、直応力（曲げ応力+圧縮応力）とせん断応力の組合せ応力にて保守的な評価をおこなっていたが、表に示すとおり、せん断応力は直応力の約7%と非常に小さいことから、せん断応力との組合せは考慮不要と判断した*。

そのため、今回の評価では、曲げ応力と圧縮応力の組合せについて「設計・建設規格」解説図 PVB-3111-2（図3）に示される崩壊応力に対する裕度を求めた。その結果、表2の応力状態における崩壊応力は図3を用いて算出すると 475 MPa となり、これに対する曲げ応力と圧縮応力の組合せ（297.1 MPa）の裕度は 1.59 となる。

※「鋼構造物の疲労設計指針・同解説（日本鋼構造協会 編）」の解説では、「せん断応力と直応力の割合がどの程度となったときに組合せ応力として評価すべきかは一概に決められず、対象とする構造物や部材の重要性、冗長性などによって当該機関や設計者が判断するのがよい」としており、英国の橋梁を対象とした規格「BS 5400」では、 $\tau/\sigma \leq 0.15$ を組合せ応力評価不要としていることを紹介している。

表2 内側マイルシヤラグの応力内訳

応力成分	曲げ応力 [MPa]	圧縮応力 [MPa]	せん断応力 [MPa]
評価値	222.7	74.4	20.2

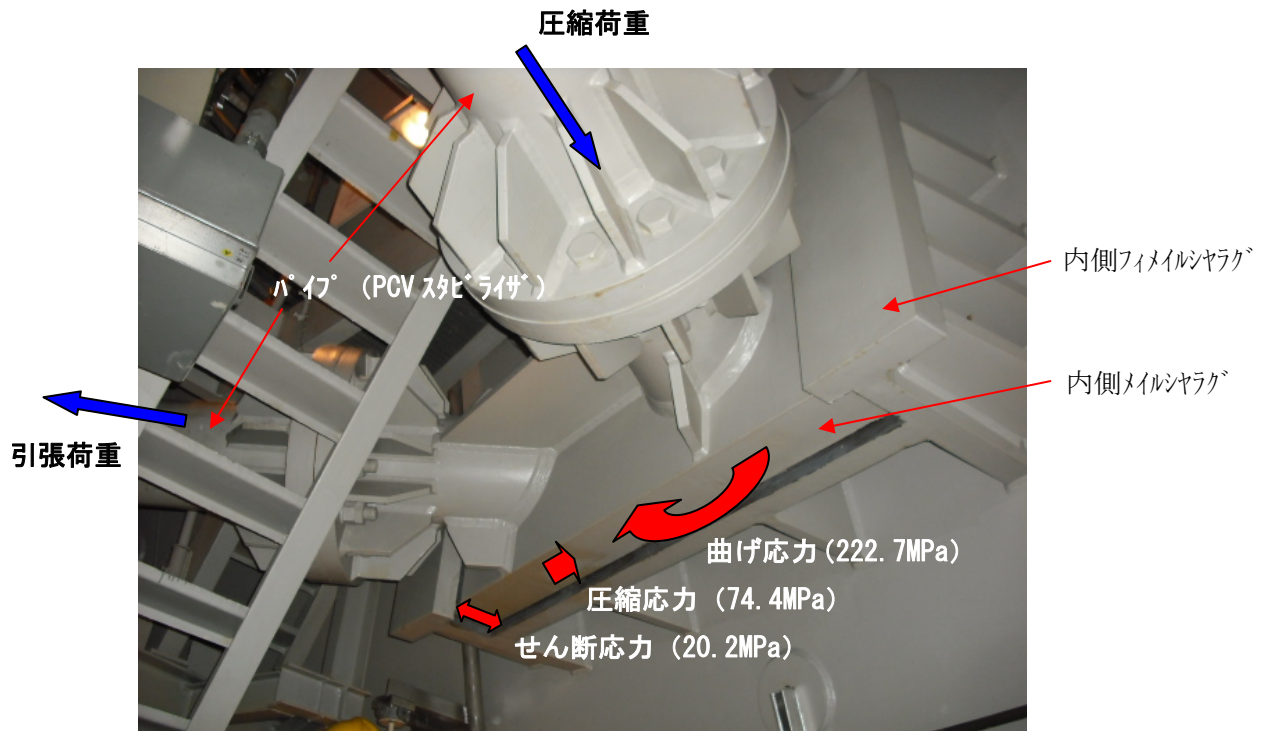
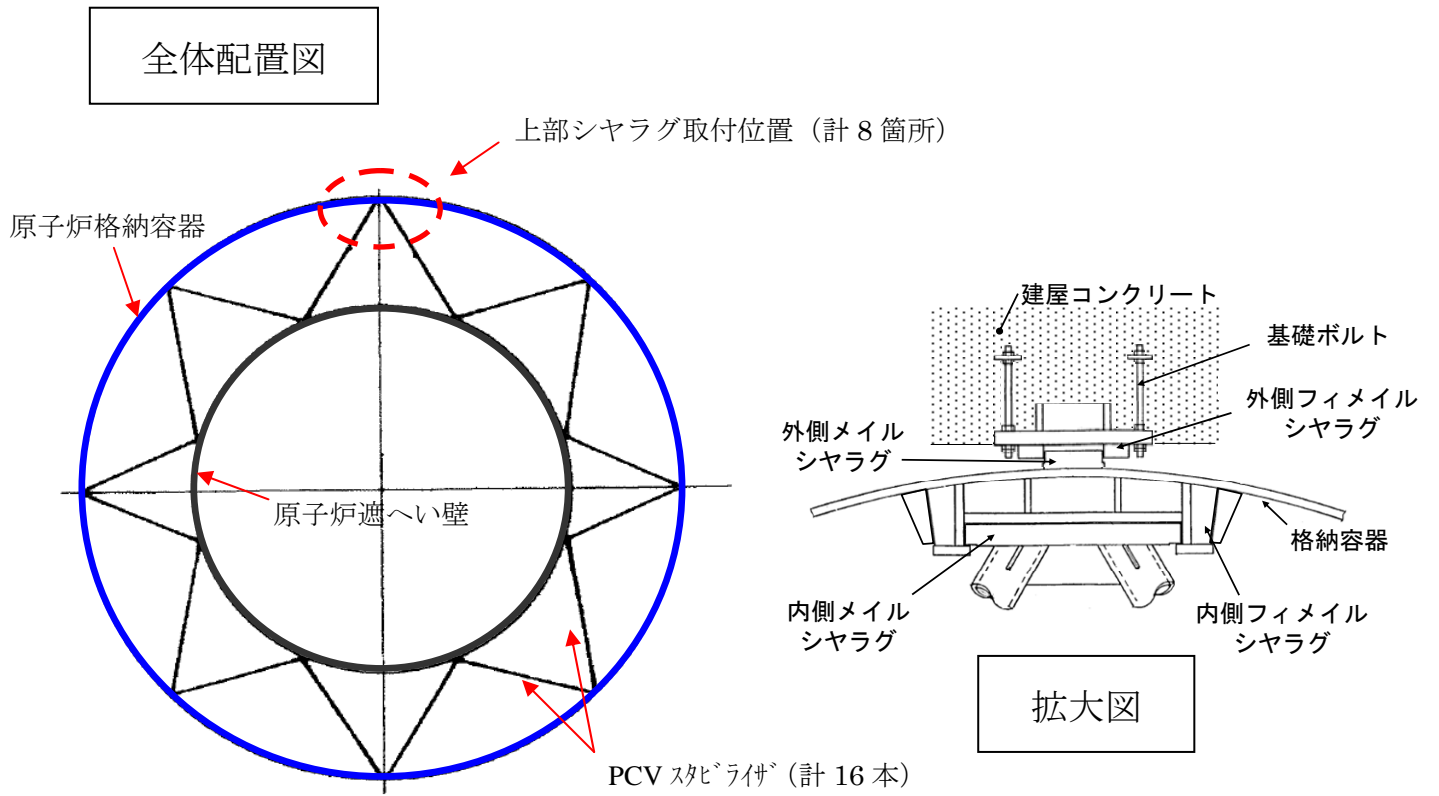


図2 内側マイルシヤラグの応力状態

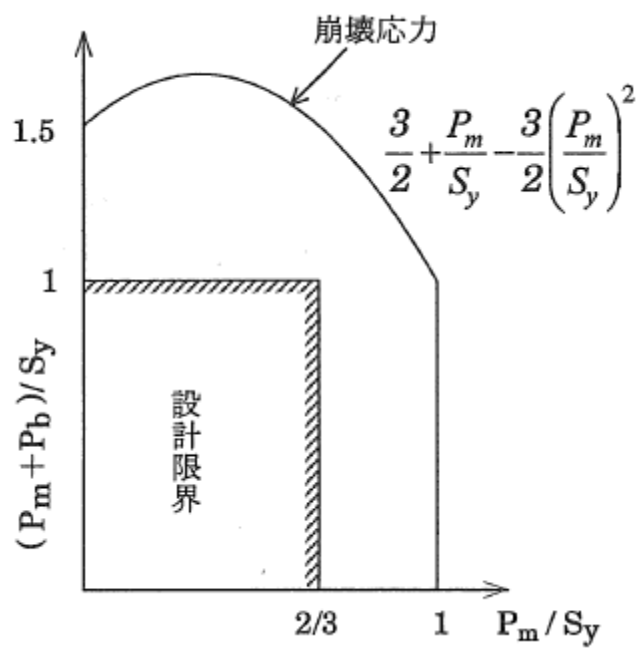


図 3 引張り及び曲げによる崩壊応力及び設計限界
(設計・建設規格 解説図 PVB-3111-2)

②内側フィメイルシヤラグ

ミルシート値を適用して算出した評価基準値を採用した。耐震バックチェックにおいて使用した材料特性値と、ミルシートから読み取った材料特性値を表3(a)に示す。なお、評価基準値は、「設計・建設規格」に基づき以下の式にて算出している。

$$\begin{aligned} \text{許容組合せ応力 } ft &= F/1.5 \times 1.5 \\ \text{ただし, } F &= \text{Min}(1.2S_y, 0.7S_u) \end{aligned}$$

③外側メイルシヤラグ

ミルシート値を適用して算出した評価基準値を採用した。耐震バックチェックにおいて使用した材料特性値と、ミルシートから読み取った材料特性値を表3(a)に示す。なお、評価基準値は、「設計・建設規格」に基づき以下の式にて算出している。

$$\text{許容応力 (一次一般膜応力)} \quad 0.6S_u$$

④外側フィメイルシヤラグ (鋼板部)

ミルシート値を適用して算出した評価基準値を採用した。耐震バックチェックにおいて使用した材料特性値と、ミルシートから読み取った材料特性値を表3(a)に示す。なお、評価基準値は、「設計・建設規格」に基づき以下の式にて算出している。

$$\begin{aligned} \text{許容組合せ応力 } ft &= F/1.5 \times 1.5 \\ \text{ただし, } F &= \text{Min}(1.2S_y, 0.7S_u) \end{aligned}$$

⑤外側フィメイルシヤラグ (側面コンクリート)

ミルシート値及びコンクリートの実強度を適用して算出した評価基準値を採

用した。耐震バックチェックにおいて使用したコンクリートの設計基準強度と実強度を表3(b)に示す。なお、評価基準値は、「原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601-2008)」及び「設計・建設規格」に基づき算出されるコンクリート及びボルトの許容応力に部材の面積を乗じて許容荷重を算出した。

許容荷重 = Σ (許容応力 × 面積)

- ・ 許容圧縮応力度 (コンクリート) $0.85 \times F_c$
- ・ コンクリート面積 (圧縮) 371000 mm^2
- ・ 許容せん断応力度 (コンクリート) $1.5 \times \text{Min}[1/30 \cdot F_c, (0.49 + 1/100 \cdot F_c)]$
- ・ コンクリート面積 (せん断) 344000 mm^2
- ・ 許容せん断応力 (基礎ボルト) $f_s = F / (1.5\sqrt{3}) \times 1.5$
ただし, $F = \text{Min}(1.2S_y, 0.7S_u)$
- ・ ボルト面積 3938.7 mm^2

⑥ 外側フィメールシヤラグ (基礎ボルト)

ミルシート値を適用して算出した評価基準値を採用した。耐震バックチェックにおいて使用した材料特性値と、ミルシートから読み取った材料特性値を表3(a)に示す。なお、評価基準値は、「設計・建設規格」に基づき以下の式にて算出している。

$$f_t = F / 1.5 \times 1.5$$

ただし, $F = \text{Min}(1.2S_y, 0.7S_u)$

表3(a) 材料特性値の比較 (設計・建設規格/ミルシート)

評価部位	材質	設計・建設規格		ミルシート	
		設計降伏点 Sy[MPa]	設計引張強さ Su[MPa]	降伏点 [MPa]	引張強さ [MPa]
内側フィメール シヤラグ	SGV480	255	464	314	475
外側メイル シヤラグ	SGV480	—	464	—	514
外側フィメール シヤラグ (鋼板部)	SM400B	209	390	239	432
外側フィメール シヤラグ (基礎ボルト)	S25C	257	423	320	477

表3(b) 材料特性値の比較 (コンクリート設計基準強度/コンクリート実強度)

評価部位	材質	設計基準強度 Fc [MPa]	実強度 Fc [MPa]
外側フィメール シヤラグ (側面コンクリート)	コンク リート	23.5	41.4

表4 上部シヤラグ 構造評価結果 (総合評価)

評価部位		応力 分類	評価値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	裕度
①内側メイルシヤラグ		曲げ+ 圧縮 ^{※1}	298 ^{※1}	475 ^{※1}	1.59
②内側フィメールシヤラグ		組合せ	246	332 ^{※2}	1.34
③外側メイルシヤラグ		一次	162	308 ^{※2}	1.90
外側フィメール シヤラグ	④鋼板部	組合せ	206	287 ^{※2}	1.39
	⑤側面コンクリート	荷重	7725 kN	14240 kN ^{※3}	1.84
	⑥基礎ボルト	引張	152	334 ^{※2}	2.19

※1 「設計・建設規格 解説 PVB-3111」に基づく崩壊応力に対する評価。

※2 ミルシート値を適用して算出。

※3 ミルシート値及びコンクリート実強度を適用して算出。

動的機能維持詳細評価について

1. 評価対象設備

耐震バックチェックにおいては、基準地震動 S_s による加速度確認部位の応答加速度が機能確認済加速度を上回る機器について「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」(以下、「JEAG」という)等を参考に、動的機能維持を確認する上で評価が必要となる項目を抽出し、対象部位ごとに詳細評価(構造強度評価又は動的機能維持評価)を行い、評価値が評価基準値以下であることを確認している。

今回の評価では、耐震バックチェックで評価した機器に加えて、下記に示す機器について詳細評価を実施した。

○立形ポンプ

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ

○横形ポンプ

- ・ 残留熱除去冷却中間ループポンプ
- ・ 非常用補機冷却中間ループポンプ
- ・ 高圧炉心スプレイディーゼル冷却中間ループポンプ
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・ 復水補給水系ポンプ
- ・ 燃料プール補給水系ポンプ

○原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン

○ディーゼル発電機

- ・ 非常用ディーゼル発電機
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

2. 詳細評価

2. 1 立形ポンプ

立形ポンプについては、残留熱除去系ポンプを代表として、以下に評価内容を説明する。

(1) 評価部位

残留熱除去系ポンプの構造図及び抽出した評価部位を図1に示す。なお、評価部位については機器付のものを示している。

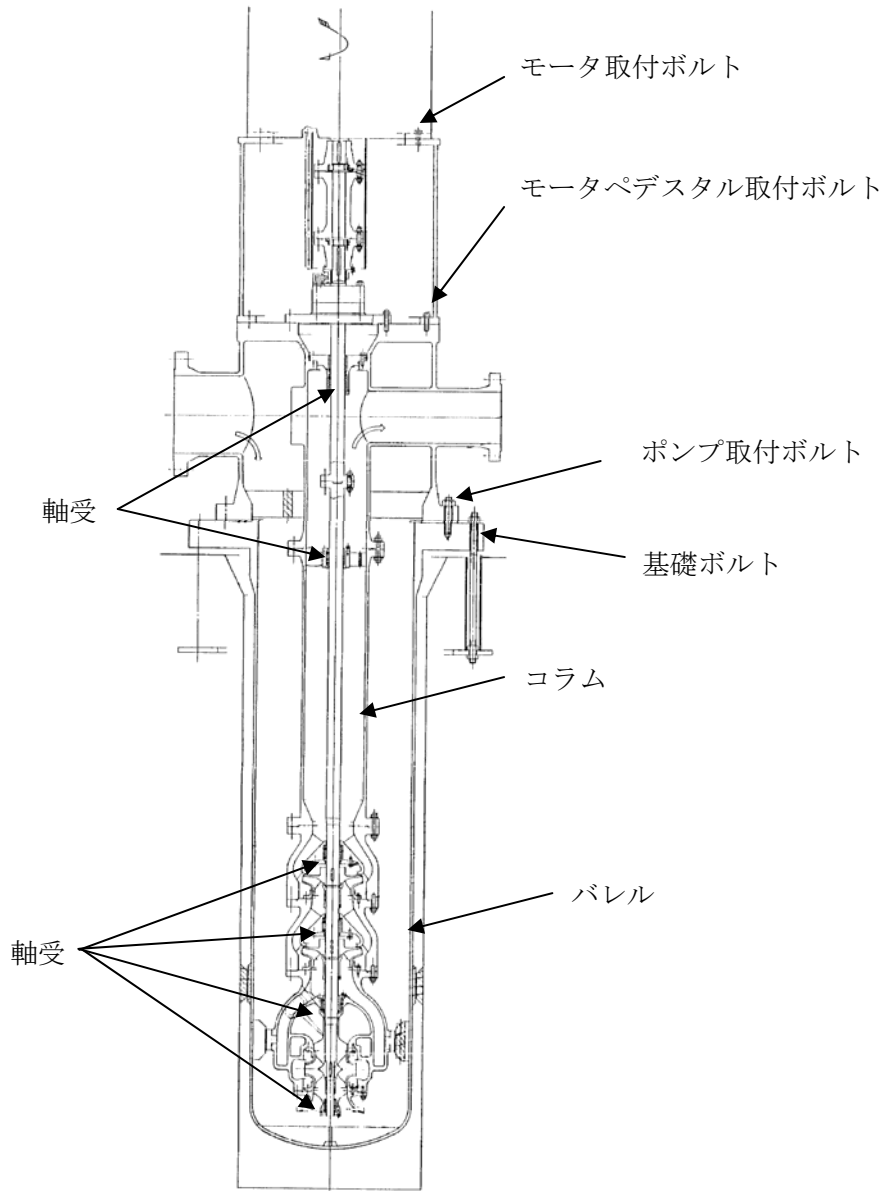


図1 残留熱除去系ポンプ構造図，評価部位

(2) 評価結果

- ・各ボルト，冷却水配管，メカニカルシール熱交換器

それぞれ構造強度評価を行い，評価値が評価基準値以下であることを確認した。なお，冷却水配管については，地震（慣性力）のみに対する余裕を算出した。

- ・バレル，コラム

水平方向応答加速度が，JEAG に示される機能確認済加速度以下であることを確認した。

鉛直方向応答加速度については，耐力試験での限界加速度以下であることを確認した。

- ・軸受

地震応答解析により算出される軸受荷重が，許容軸受荷重以下であることを確認した。

表 1 詳細評価結果まとめ (残留熱除去系ポンプ)

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
モータペデスタル 取付ボルト※1	引張応力	38 MPa	444 MPa	11.68
バレル	加速 度	水平	10.0 G	11.11
		鉛直	2.2 G※2	2.82
コラム	加速 度	水平	10.0 G	11.11
		鉛直	1.6 G※2	2.05
軸受 (上部軸受) ※1	軸受荷重	11550 N	20280 N	1.75
冷却水配管	一次応力	179 MPa※3	252 MPa※3	1.40※3
メカニカルシール 熱交換器	引張応力	29 MPa	178 MPa	6.13

※1 裕度最小部位を記載

※2 既往の試験*で機能に問題ないことが確認されている加速度。

* 平成 17 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その 3 (大型立形ポンプ) に係る報告書 (平成 18 年 7 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

※3 一次応力の地震成分による裕度を以下の式により詳細に算出した。

$$\text{裕度} = \frac{\text{許容応力 (368MPa)} - \text{地震以外応力 (116MPa)}}{\text{地震による応力 (179MPa)}}$$

表 2 詳細評価結果まとめ (高圧炉心スプレイ系ポンプ)

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
モータ取付ボルト※1	引張応力	64 MPa	455 MPa	7.10
バレル	加速 度	水平	10.0 G	11.11
		鉛直	2.2 G※2	2.82
コラム	加速 度	水平	10.0 G	11.11
		鉛直	1.6 G※2	2.05
軸受 (上部軸受) ※1	軸受荷重	58050 N	233200 N	4.01
冷却水配管	一次応力	227 MPa※3	330 MPa※3	1.45※3
メカニカルシール 熱交換器	引張応力	29 MPa	195 MPa	6.72

※1 裕度最小部位を記載

※2 既往の試験*で機能に問題ないことが確認されている加速度。

* 平成 17 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その 3 (大型立形ポンプ) に係る報告書 (平成 18 年 7 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

※3 一次応力の地震成分による裕度を以下の式により詳細に算出した。

$$\text{裕度} = \frac{\text{許容応力 (396MPa)} - \text{地震以外応力 (66MPa)}}{\text{地震による応力 (227MPa)}}$$

表 3 詳細評価結果まとめ (低圧炉心スプレイ系ポンプ)

評価部位	評価項目		評価値	評価基準値	裕度
モータペデスタル 取付ボルト※1	引張応力		44 MPa	444 MPa	10.09
バレル	加速 度	水平	0.90 G	10.0 G	11.11
		鉛直	0.78 G	2.2 G※2	2.82
コラム	加速 度	水平	0.90 G	10.0 G	11.11
		鉛直	0.78 G	1.6 G※2	2.05
軸受 (上部軸受) ※1	軸受荷重		14550 N	28750 N	1.97
冷却水配管	一次応力		177 MPa※3	304 MPa※3	1.71※3
メカニカルシール 熱交換器	引張応力		29 MPa	195 MPa	6.72

※1 裕度最小部位を記載

※2 既往の試験*で機能に問題ないことが確認されている加速度。

* 平成 17 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その 3 (大型立形ポンプ) に係る報告書 (平成 18 年 7 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

※3 一次応力の地震成分による裕度を以下の式により詳細に算出した。

$$\text{裕度} = \frac{\text{許容応力 (396 MPa)} - \text{地震以外応力 (92 MPa)}}{\text{地震による応力 (177 MPa)}}$$

2. 2 横形ポンプ

横形ポンプについては、残留熱除去冷却中間ループポンプを代表として、以下に評価内容を説明する。

(1) 評価部位

残留熱除去冷却中間ループポンプの構造図及び抽出した評価部位を図2に示す。なお、評価部位については機器付のものを示している。

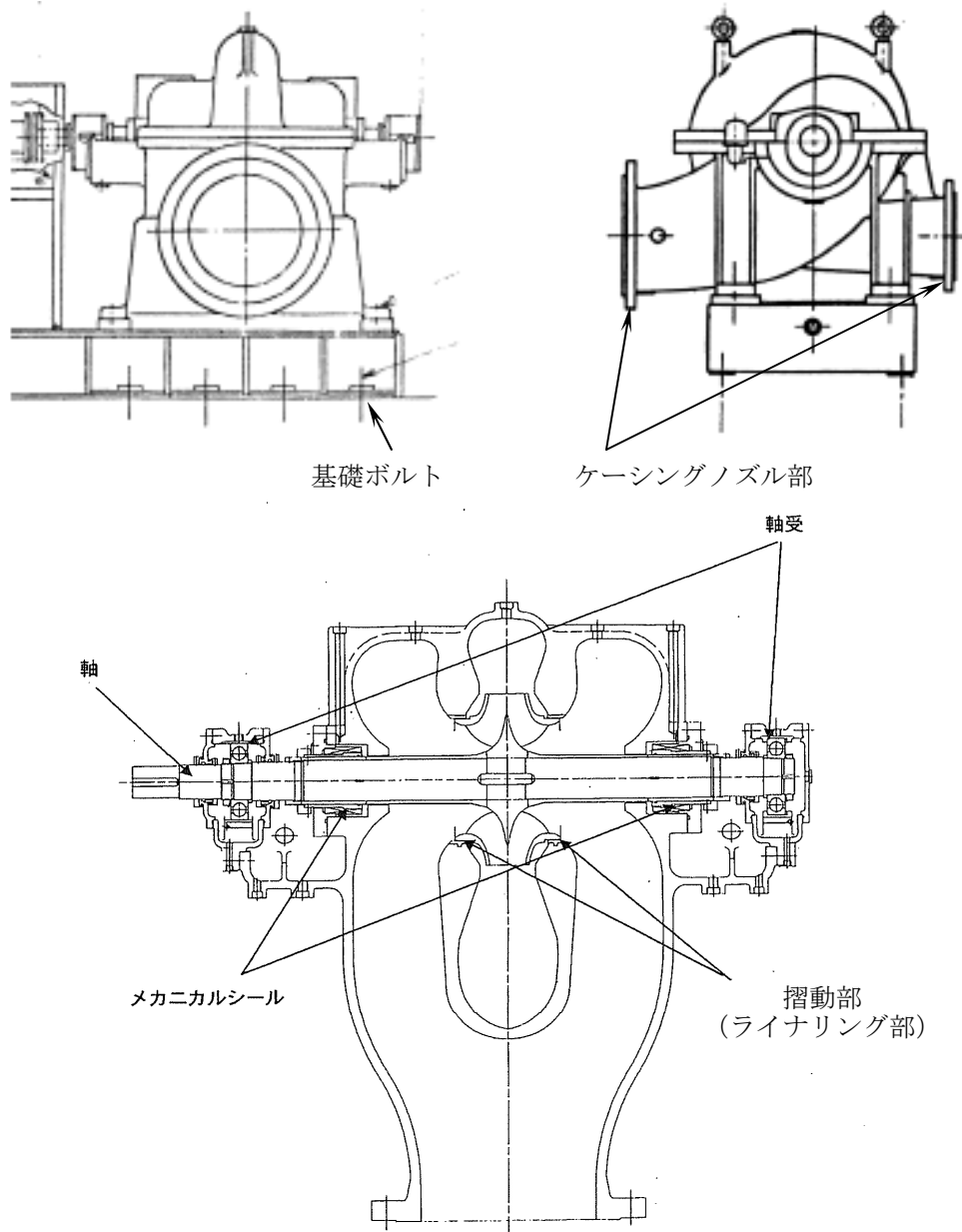


図2 残留熱除去冷却中間ループポンプ構造図，評価部位

(2) 評価結果

- ・各ボルト，ケーシングノズル部，冷却水配管

それぞれ構造強度評価を行い，評価値が評価基準値以下であることを確認した。

- ・軸受，軸，摺動部（ライナリング部），メカニカルシール

地震応答解析により算出される加速度が，耐力試験での限界加速度以下であることを確認した。

なお，ポンプの構造上，鉛直方向と水平方向（軸直角方向）において方向性は変わらないことから，ここでは，水平方向の応答加速度と鉛直方向の応答加速度を合成（SRSS）し，既往の試験で機能に問題ないことが確認されている加速度 6.0 [G] との比較をおこなった。

表 4 詳細評価結果まとめ（残留熱除去冷却中間ループポンプ）

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
基礎ボルト※1	せん断応力	14 MPa	159 MPa	11.35
ケーシングノズル部 (吐出ノズル)	組合せ応力	89 MPa	367 MPa	4.12
冷却水配管	一次応力	36 MPa	425 MPa	11.80
軸受	加速度	1.63 G ^{※2}	6.0 G ^{※3}	3.68
軸	加速度	1.63 G ^{※2}	6.0 G ^{※3}	3.68
摺動部 (ライナリング部)	加速度	1.63 G ^{※2}	6.0 G ^{※3}	3.68
メカニカルシール	加速度	1.63 G ^{※2}	6.0 G ^{※3}	3.68

※1 裕度最小部位を記載

※2 水平加速度と鉛直加速度の SRSS（二乗和平方根）

※3 既往の試験*で機能に問題ないことが確認されている加速度。

* 平成 16 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 機器耐力その 1（横形ポンプ，電気品）
（平成 17 年 7 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構）

表 5 詳細評価結果まとめ (非常用補機冷却中間ループポンプ)

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
基礎ボルト※1	引張応力	17 MPa	207 MPa	12.17
ケーシングノズル部 (吐出ノズル)	組合せ応力	92 MPa	367 MPa	3.98
冷却水配管	振動数基準定ピッチスパン法によりサポート位置が設定されており、最小裕度とはならない。			
軸受	加速度	1.63 G ^{※2}	6.0 G ^{※3}	3.68
軸	加速度	1.63 G ^{※2}	6.0 G ^{※3}	3.68
摺動部 (ライナリング部)	加速度	1.63 G ^{※2}	6.0 G ^{※3}	3.68
メカニカルシール	加速度	1.63 G ^{※2}	6.0 G ^{※3}	3.68

※1 裕度最小部位を記載

※2 水平加速度と鉛直加速度の SRSS (二乗和平方根)

※3 既往の試験*で機能に問題ないことが確認されている加速度。

* 平成 16 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 機器耐力その 1 (横形ポンプ, 電気品)
(平成 17 年 7 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

表 6 詳細評価結果まとめ (高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループポンプ)

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
電動機取付ボルト※1	引張応力	17 MPa	207 MPa	12.17
ケーシングノズル部 (吐出ノズル)	組合せ応力	89 MPa	367 MPa	4.12
冷却水配管	振動数基準定ピッチスパン法によりサポート位置が設定されており、最小裕度とはならない。			
軸受	加速度	1.63 G ^{※2}	6.0 G ^{※3}	3.68
軸	加速度	1.63 G ^{※2}	6.0 G ^{※3}	3.68
摺動部 (ライナリング部)	加速度	1.63 G ^{※2}	6.0 G ^{※3}	3.68
メカニカルシール	加速度	1.63 G ^{※2}	6.0 G ^{※3}	3.68

※1 裕度最小部位を記載

※2 水平加速度と鉛直加速度の SRSS (二乗和平方根)

※3 既往の試験*で機能に問題ないことが確認されている加速度。

* 平成 16 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 機器耐力その 1 (横形ポンプ, 電気品)
(平成 17 年 7 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

表 7 詳細評価結果まとめ (原子炉隔離時冷却系ポンプ)

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
基礎ボルト※1	せん断応力	63 MPa	155 MPa	2.46
ケーシングノズル部 (吐出ノズル)	組合せ応力	134 MPa	369 MPa	2.75
冷却水配管	一次応力	208 MPa	446 MPa	2.14
軸受	加速度	1.21 G※2	6.0 G※3	4.95
軸	加速度	1.21 G※2	6.0 G※3	4.95
摺動部 (ライナリング部)	加速度	1.21 G※2	6.0 G※3	4.95
メカニカルシール	加速度	1.21 G※2	6.0 G※3	4.95

※1 裕度最小部位を記載

※2 水平加速度と鉛直加速度の SRSS (二乗和平方根)

※3 既往の試験*で機能に問題ないことが確認されている加速度。

* 平成 16 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 機器耐力その 1 (横形ポンプ, 電気品)
(平成 17 年 7 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

表 8 詳細評価結果まとめ (復水補給水系ポンプ)

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
電動機取付ボルト※1	引張応力	16 MPa	207 MPa	12.93
ケーシングノズル部 (吐出ノズル)	組合せ応力	68 MPa	345 MPa	5.07
軸受	加速度	1.32 G※2	6.0 G※3	4.54
軸	加速度	1.32 G※2	6.0 G※3	4.54
摺動部 (ライナリング部)	加速度	1.32 G※2	6.0 G※3	4.54
メカニカルシール	加速度	1.32 G※2	6.0 G※3	4.54

※1 裕度最小部位を記載

※2 水平加速度と鉛直加速度の SRSS (二乗和平方根)

※3 既往の試験*で機能に問題ないことが確認されている加速度。

* 平成 16 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 機器耐力その 1 (横形ポンプ, 電気品)
(平成 17 年 7 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

表9 詳細評価結果まとめ (燃料プール補給水系ポンプ)

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
電動機取付ボルト※1	せん断応力	9 MPa	159 MPa	17.66
ケーシングノズル部	類似機器で十分な裕度が確認されており、最小裕度とはならない。			
軸受	加速度	1.33 G ^{※2}	6.0 G ^{※3}	4.51
軸	加速度	1.33 G ^{※2}	6.0 G ^{※3}	4.51
摺動部 (ライナリング部)	加速度	1.33 G ^{※2}	6.0 G ^{※3}	4.51
メカニカルシール	加速度	1.33 G ^{※2}	6.0 G ^{※3}	4.51

※1 裕度最小部位を記載

※2 水平加速度と鉛直加速度のSRSS (二乗和平方根)

※3 既往の試験*で機能に問題ないことが確認されている加速度。

* 平成16年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 機器耐力その1 (横形ポンプ, 電気品)
(平成17年7月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

2. 3 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン

(1) 評価部位

原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンの構造図及び抽出した評価部位を図3に示す。なお、評価部位については機器付のものを示している。

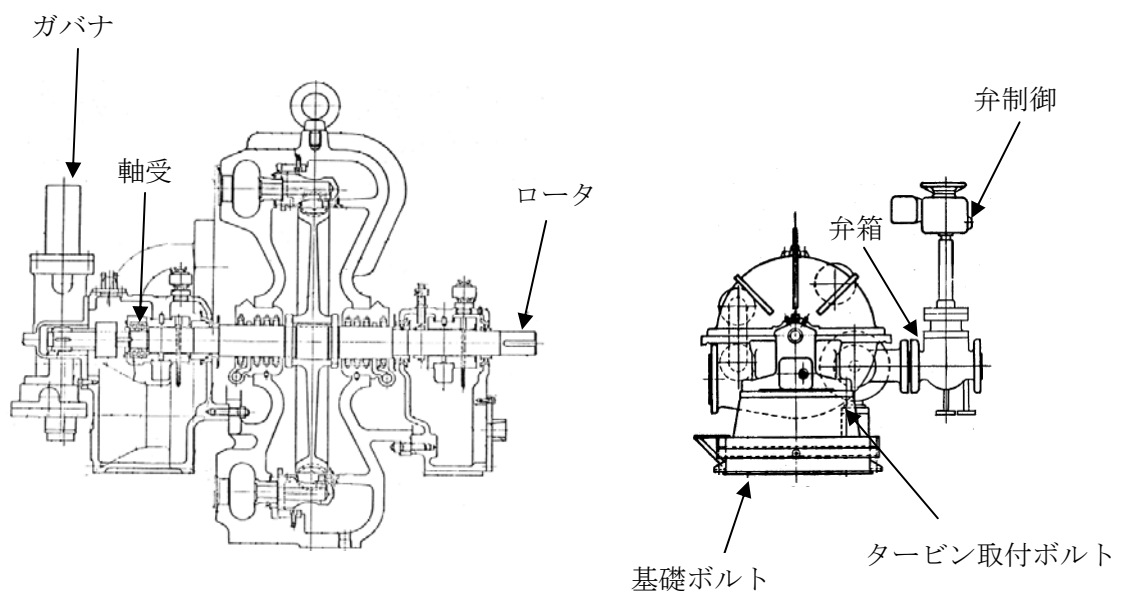


図3 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン構造図，評価部位

(2) 評価結果

・各ボルト

構造強度評価を行い、評価値が評価基準値以下であることを確認した。

・軸受, ロータ, 弁制御, 弁箱

地震時の応答加速度が, JEAG に示される機能確認済加速度以下であることを確認した。

・ガバナ

地震時の応答加速度が, 既往の試験により健全性が確認されている加速度 (許容加速度) 以下であることを確認した。

表 10 詳細評価結果まとめ (原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン)

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度	
タービン取付 ボルト ^{※1}	引張応力	146 MPa	444 MPa	3.04	
軸受	加速度	1.21 G ^{※2}	2.4 G ^{※3}	1.98	
ロータ	加速度	1.21 G ^{※2}	2.4 G ^{※3}	1.98	
ガバナ	加速度	水平	0.91 G	4.0 G ^{※4}	4.39
		鉛直	0.79 G	2.0 G ^{※4}	2.53
弁制御		水平	0.91 G	6.0 G	6.59
		鉛直	0.79 G	6.0 G	7.59
弁箱		水平	0.91 G	6.0 G	6.59
		鉛直	0.79 G	6.0 G	7.59

※1 裕度最小部位を記載

※2 水平加速度と鉛直加速度の SRSS (二乗和平方根)

※3 JEAG に示される水平方向の機能確認済加速度

※4 既往の研究*において健全性が確認されている加速度

* 平成 22 年度 耐震機能限界試験 (非常用ディーゼル発電機) ガバナ振動台加振試験 JNES-SS レポート
(平成 23 年 7 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構 耐震安全部)

2. 4 ディーゼル発電機

ディーゼル発電機については，非常用ディーゼル発電機を代表として，以下に評価内容を説明する。

(1) 評価部位

非常用ディーゼル発電機の構造図及び抽出した評価部位を図4に示す。

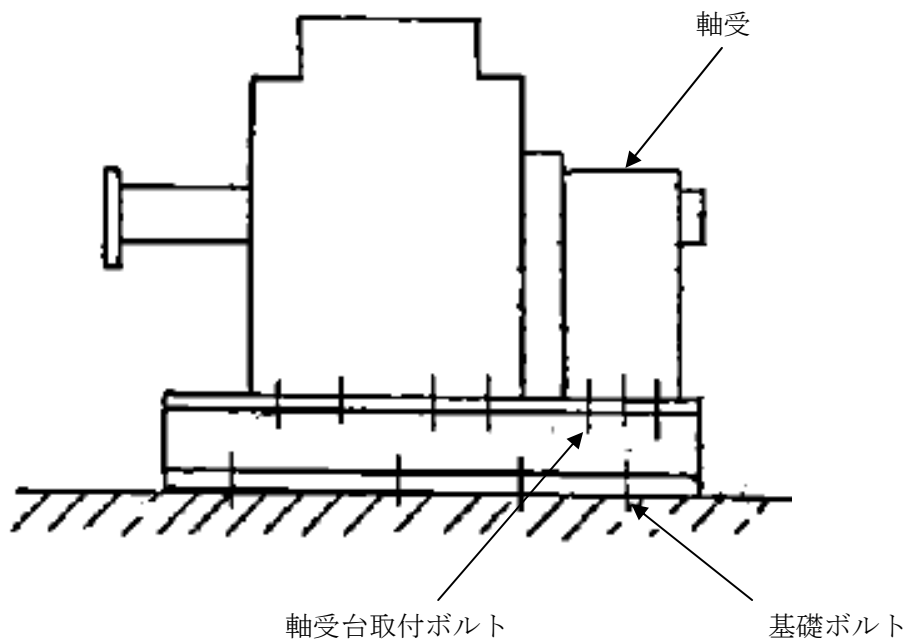


図4 非常用ディーゼル発電機構造図，評価部位

(2) 評価結果

- ・基礎ボルト，軸受台取付ボルト

構造強度評価を行い，評価値が評価基準値以下であることを確認した。

- ・軸受

基準地震動 S_s の応答加速度によって算出される軸受の面圧が，軸受の許容面圧以下であることから，基準地震動 S_s に対し機能維持することを確認した。

表1 1 詳細評価結果まとめ（非常用ディーゼル発電機）

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
軸受台取付ボルト※1	引張応力	42 MPa	205 MPa	4.88
軸受	面圧	227 N/cm ²	588 N/cm ² ※2	2.59

※1 裕度最小部位を記載

※2 機械工学便覧（日本機械学会）に示されている軸受の材料（Sn 基ホワイトメタル）に対応する最大許容圧力の下限值

表1 2 詳細評価結果まとめ（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機）

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
基礎ボルト※1	せん断応力	46 MPa	225 MPa	4.89
軸受	面圧	236 N/cm ²	588 N/cm ² ※2	2.49

※1 裕度最小部位を記載

※2 機械工学便覧（日本機械学会）に示されている軸受の材料（Sn 基ホワイトメタル）に対応する最大許容圧力の下限值

盤関係の機能維持確認済加速度について

電気計装機器の地震時機能確認の手法については、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」に示されているが、基本方針について示されているものであり、機能確認済加速度の具体的な記載はない。

このことから、上記の指針に基づいて実施された既往の試験研究等より機能確認済加速度を定めた。

電気計装機器の機能確認済加速度に関する検討結果を表 1 に示す。

表 1 電気計装機器の機能確認済加速度

種別	機能確認済加速度	
	水平方向 (G ^{※1})	鉛直方向 (G ^{※1})
ベンチ盤	5.69 ^{※2}	2.00 ^{※3}
直立盤	5.88 ^{※2}	2.00 ^{※3}
充電器	5.88 ^{※2}	2.00 ^{※3}
計装ラック	5.69 ^{※2}	2.00 ^{※3}
メタクラ	2.04 ^{※2}	2.00 ^{※3}
パワーセンタ	2.82 ^{※2}	2.00 ^{※3}
直流主母線盤	2.82 ^{※2}	2.00 ^{※3}
モータコントロールセンタ	4.93 ^{※2}	2.00 ^{※3}
バイタル交流電源設備	5.88 ^{※2}	1.50 ^{※3}

※1 G=9.80665 m/s²

※2 『平成 16 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 機器耐力その 1 (横形ポンプ, 電気品)』, 05 基構報-0002 (平成 17 年 7 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構) をもとに設定。

※3 既往試験の結果をもとに設定。

(参考) 既往試験の結果をもとに設定した鉛直方向の評価基準値について

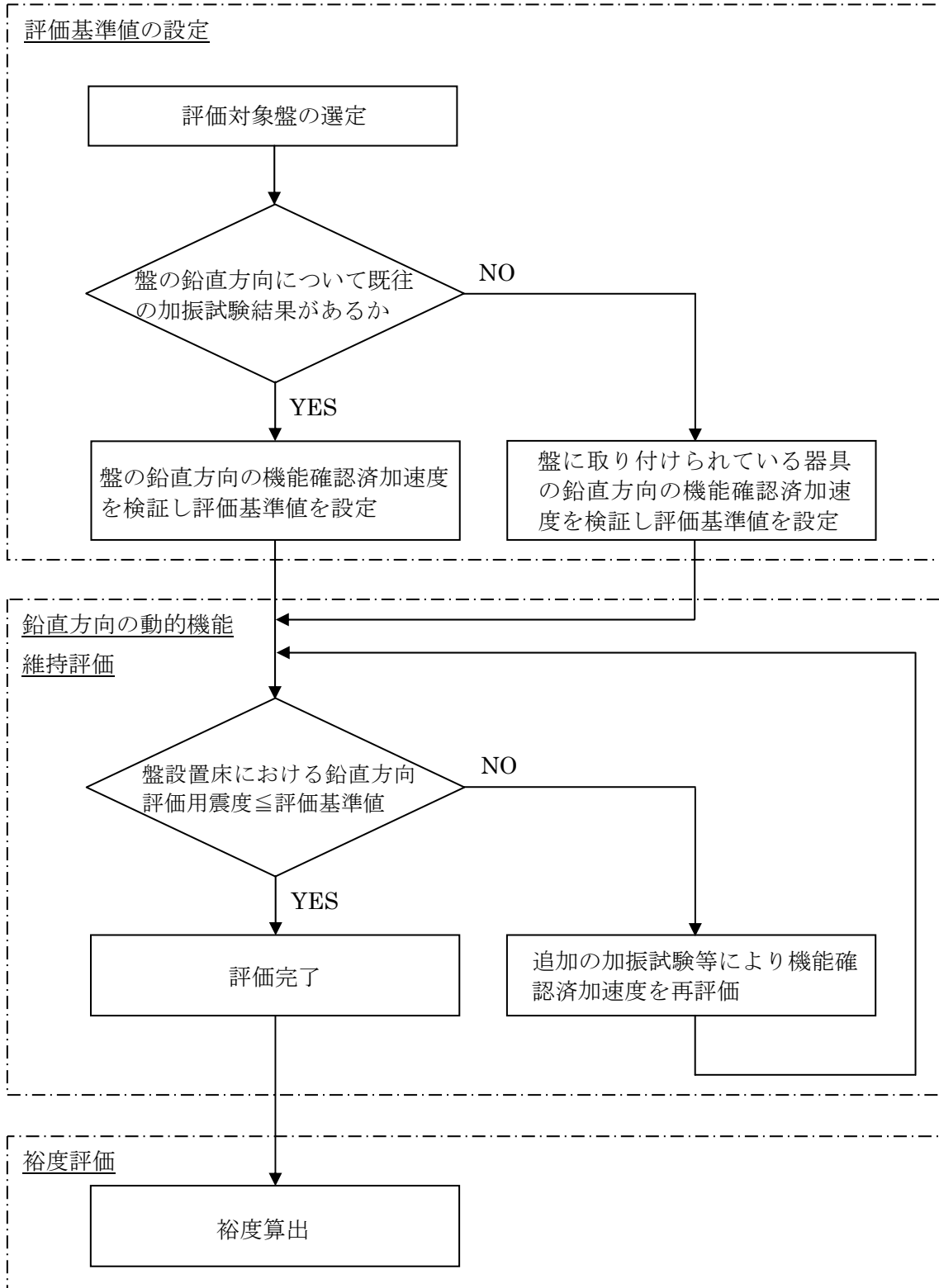


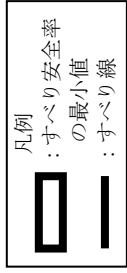
図1 盤の鉛直方向の動的機能維持評価手順

建屋基礎地盤の耐震裕度について

原子炉建屋の基礎地盤の安定性については、耐震バックチェックにおいて、すべり線上のせん断抵抗力の和をすべり線上のせん断力の和で除して求めたすべり安全率により評価している。このため、建屋基礎地盤の耐震裕度は、地震応答解析（二次元動的有限要素法解析）に基づくすべり安全率の最小値とする。

耐震バックチェックでは、原子炉建屋で直交する汀線平行断面及び汀線直交断面について基準地震動 S_s を用いた地震応答解析を実施し、すべり安全率の最小値が評価基準値（1.5）以上となり、建屋基礎地盤が十分な安全性を有していることを確認している。解析結果は表 1 に示すとおり、すべり安全率の最小値は 1.9（汀線平行断面， S_s -1，F5 断層のすべり）である。

表1 すべり安全率の最小値(原子炉建屋基礎地盤)



汀線平行断面		汀線直交断面	
すべり線形状	すべり安全率	すべり線形状	すべり安全率
<p>建屋底面のすべり</p>	3.1 (Ss-1)	<p>建屋底面のすべり</p>	2.1 (Ss-1)
<p>建屋底面のすべり</p>	2.7 (Ss-1)	<p>建屋底面のすべり</p>	2.4 (Ss-1)
<p>F5断層+②断層のすべり</p>	2.0 (Ss-1)	<p>建屋底面のすべり</p>	2.4 (Ss-1)
<p>F5断層のすべり</p>	1.9 (Ss-1)	<p>建屋底面のすべり</p>	2.7 (Ss-1)
<p>F5断層+β断層のすべり</p>	3.8 (Ss-1)	<p>α断層のすべり</p>	3.1 (Ss-1)
		<p>β断層のすべり</p>	3.1 (Ss-1)

制御棒挿入性評価の評価基準値について

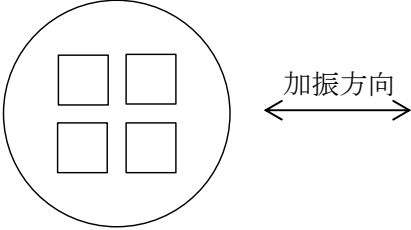
地震時は燃料集合体の中央部が変位することにより、制御棒の挿入時間が通常運転時に比べて増加することが予想される。よって、地震時においても規定時間内に制御棒が挿入可能であることを確認するために、制御棒の挿入性試験を室温条件下にて実施した。本試験において、燃料集合体相対変位と制御棒挿入時間の関係を確認し、規定時間内に制御棒が挿入可能であることが確認された燃料集合体相対変位を制御棒挿入性評価基準値とした。

制御棒の耐震性評価としては、基準地震動 S_s に対する燃料集合体の相対変位を算定し、上記の試験結果により確認された評価基準値以内であることを確認している。

以下に、制御棒挿入性の試験方法について示す。

1. 試験条件

試験は実際に用いられているボロンカーバイド型の制御棒について行った。試験条件を図 1 に、試験装置例を図 2 に示す。加振機により装置を加振し、制御棒を挿入することで燃料集合体の相対変位と制御棒挿入時間の関係を確認した。

項目	条件
温度	室温
圧力	常圧*
設備仕様	制御棒 : ボロンカーバイド型 炉心 : S格子 制御棒駆動機構 : ロッキングピストン型
加振条件	加振方向 : 水平方向  加振振幅 : 燃料集合体の最大振幅が 0～約 50 mm の範囲 加振振動数 : 約 5～6 Hz 加振波形 : 正弦波
スクラム開始時の制御棒位置	全引き抜き状態

注記 ※ : アキュムレータ圧力の調整により原子炉定格圧力 (6.93MPa[gage]) 時のスクラムを模擬。

図1 試験条件

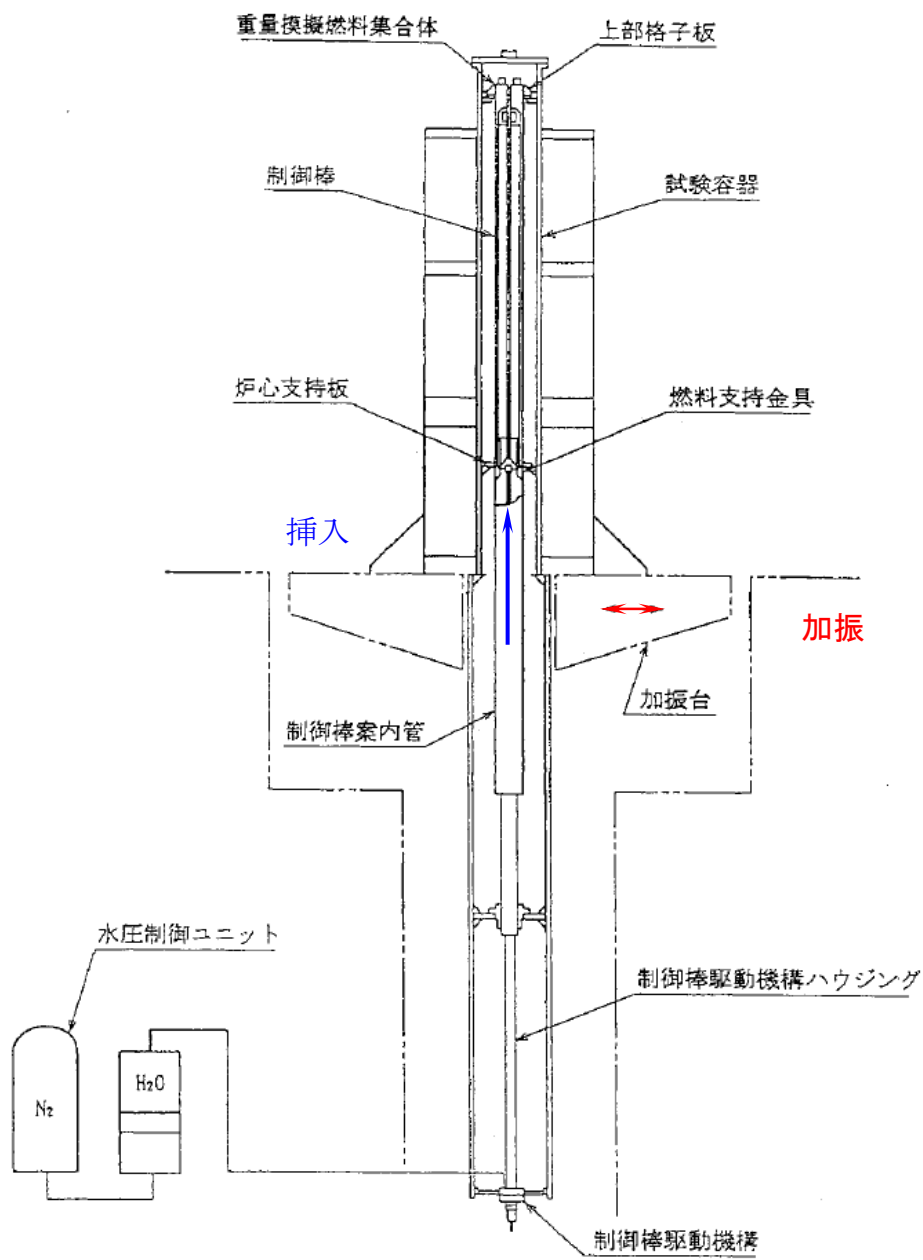


図2 試験装置

2. 試験結果

試験結果を図3に示す。燃料集合体の相対変位が約50 mmにおいて、通常のスคราม仕様である90%ストローク3.5秒以内であることが確認されたため、燃料集合体相対変位50 mmを制御棒挿入性の評価基準値とした。

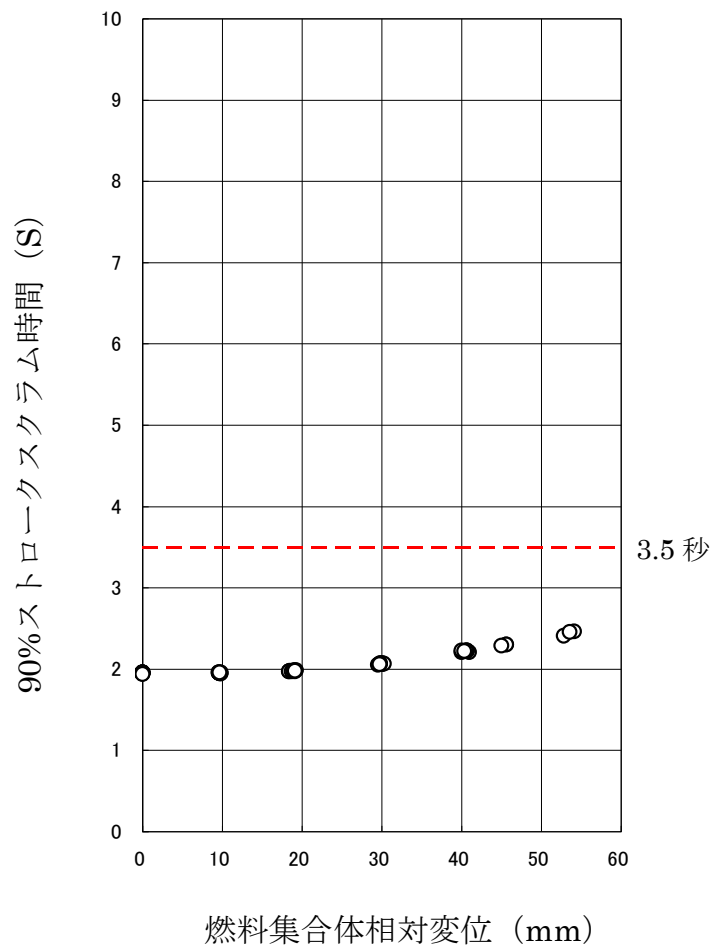


図3 燃料集合体相対変位のスคราม時間に与える影響

補足説明資料 7

燃料交換機の耐震裕度について

燃料交換機は耐震 B クラス設備であるものの、耐震 S クラス設備である使用済燃料プールの上を走行することが多いため、耐震 S クラス設備に波及的影響を生じるおそれのある設備として位置づけられる。そのため、耐震バックチェックにおいては、地震時の落下防止の観点から基準地震動 S_s に対する構造強度評価を実施している（図 1）。

各部位の評価結果を表 1 に示す。耐震バックチェック報告書では、最も裕度の小さい部位である「構造物フレーム No.1」の評価結果を記載している。

表 1 の評価部位のうち、落下に直接関与する評価部位は、④トロリ脚部、⑤横行レール、⑥ブリッジ脚部であるため、総合評価においては、④～⑥のうち裕度最小となる④トロリ脚部の裕度を採用した。

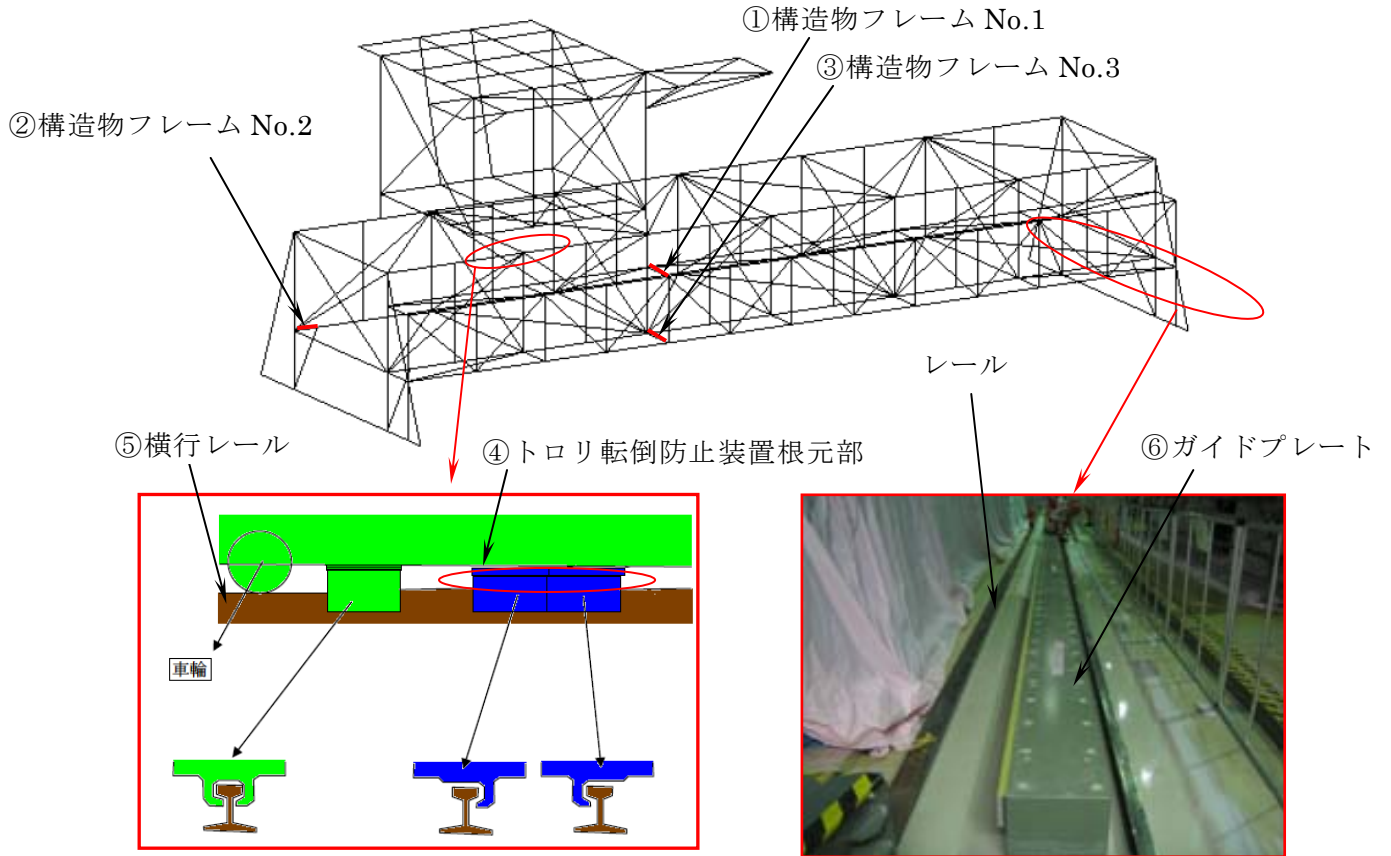


図1 燃料交換機の評価部位

表1 燃料交換機 構造強度評価結果

評価部位	応力分類	評価値 [MPa]	評価基準値 [MPa]	裕度	備考
① 構造物フレーム No.1	組合せ応力	276 (275.6)	276 (276.2)	1.00	耐震バックチェック 報告書記載
② 構造物フレーム No.2	組合せ応力	239	276 (276.2)	1.15	
③ 構造物フレーム No.3	組合せ応力	230	276 (276.2)	1.20	
④ トロリ脚部 (トロリ転倒防止装置根元部)	組合せ応力	155	253	1.63	総合評価 に使用
⑤ 横行レール	曲げ応力	240	483	2.01	
⑥ ブリッジ脚部 (ガイドプレートアンカ部)	せん断応力	69	338	4.89	

制御棒・破損燃料貯蔵ラックの耐震裕度について

1. 設備概要

制御棒・破損燃料貯蔵ラック（以下、「ラック」という）は、定期検査中に制御棒（約 100 kg）を入れたり、著しく破損した燃料（約 300 kg）が発生した場合に収納したりする設備であり、制御棒と破損燃料を合わせて 10 体収納することができる。なお、破損燃料はコンテナ（約 80 kg）に収納した上で、ラックに収納する。

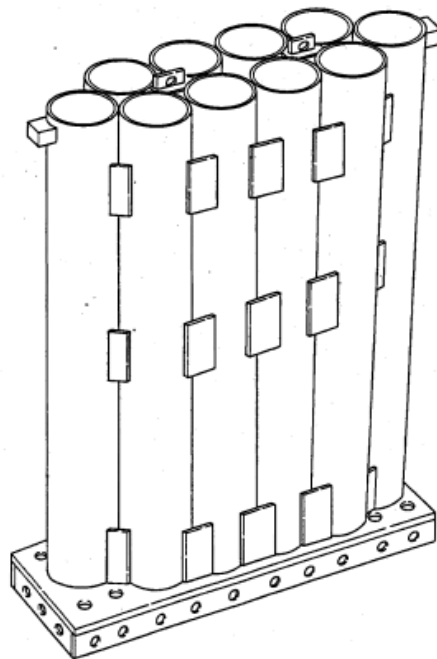


図1 制御棒・破損燃料貯蔵ラック構造図

2. 設置位置の震度について

ラックの評価用震度は、原子炉建屋の床応答スペクトルからラックの固有周期における震度を読み取っている。耐震バックチェックでは安全側の条件として、階上 (T.P. 12.8 m) の震度を用いているが、ラックの設置レベルは T.P. 6.18 m であることから、階下 (T.P. 5.3 m) との間で線形補間した震度を用いる。

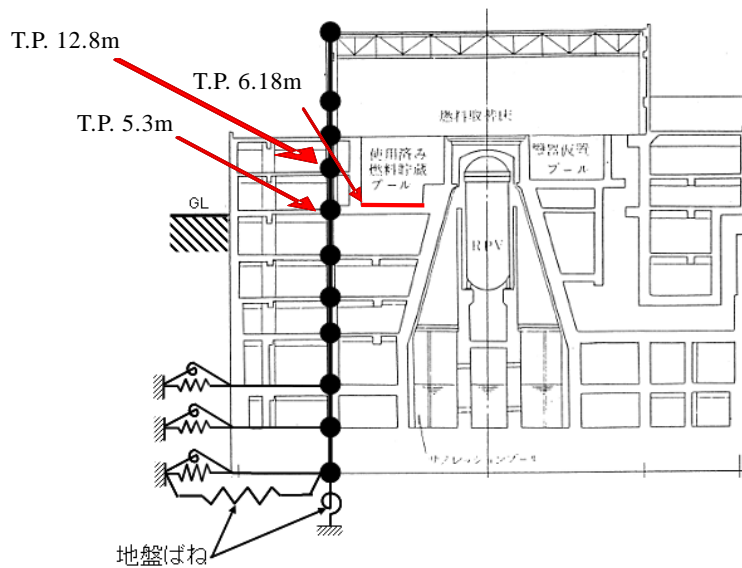


図2 原子炉建屋解析モデルとラック設置レベルの関係

表1 震度適用レベルによる震度比較

震度適用レベル	水平震度	鉛直震度	備考
T.P. 12.8 m	3.16	1.40	耐震バックチェック評価に使用
T.P. 6.18 m (線形補間)	2.49	1.27	総合評価に使用
T.P. 5.3 m	2.40	1.25	

3. 評価基準値について

耐震バックチェック報告書では、ラック本体の評価結果を報告している。当該部位について、耐震バックチェックにおいて適用した材料特性値と、ミルシートから読み取った材料特性値の比較を表2に示す。

表2 材料特性値の比較（設計・建設規格／ミルシート）

評価部位	材質	設計・建設規格		ミルシート	
		設計降伏点 Sy[MPa]	設計引張強さ Su[MPa]	降伏点 [MPa]	引張強さ [MPa]
ラック本体	A6063-T5	110	155	196	235

耐震バックチェック報告書に記載されている評価基準値とミルシート値を適用して算出した評価基準値を使用した評価結果を表3に示す。なお、評価基準値は設計・建設規格に基づき以下の式にて算出している。

$$\text{評価基準値} = 1.5 \times \frac{F}{1.5}$$

$$\text{ただし, } F = \text{Min}(1.2S_y, 0.7S_u)$$

表3 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの裕度比較

評価対象 設備	評価 部位	応力 分類	評価値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	裕度	備考
制御棒・破損燃料 貯蔵ラック	ラック 本体	組合せ 応力	106	108	1.01	耐震バックチェック 報告書記載
			83	164	1.97	総合評価採用値

※：評価基準値のうち、上段：設計降伏点・設計引張強さ適用，下段：ミルシート値適用

以上より、ミルシート値を適用した場合の裕度は1.97となる。

補足説明資料 9

軽油タンクの耐震性評価について

1. はじめに

1号機で実施した軽油タンクの耐震性評価の概要を示す。設計時と同様に胴板及び基礎ボルトの評価を実施した。

なお、爆発時を考慮し天板と胴板の溶接部の強度は期待していない設計思想であるため、設計時には液面のスロッシング高さを評価し、天板に達しないことを確認している。基準地震動 S_s に対する液面のスロッシング高さは、天板に達するものの、本検討では、そのことが直ちに内容物の保有機能の喪失に至らないと判断し、スロッシング高さを裕度評価に含めないものとする。

2. 軽油タンクの構造

軽油タンクは、1号機の海水機器建屋に設置されている平底たて置円筒形の容器であり、基礎ボルトで定着されている。軽油タンクの概略構造は以下のとおりである（図1）。

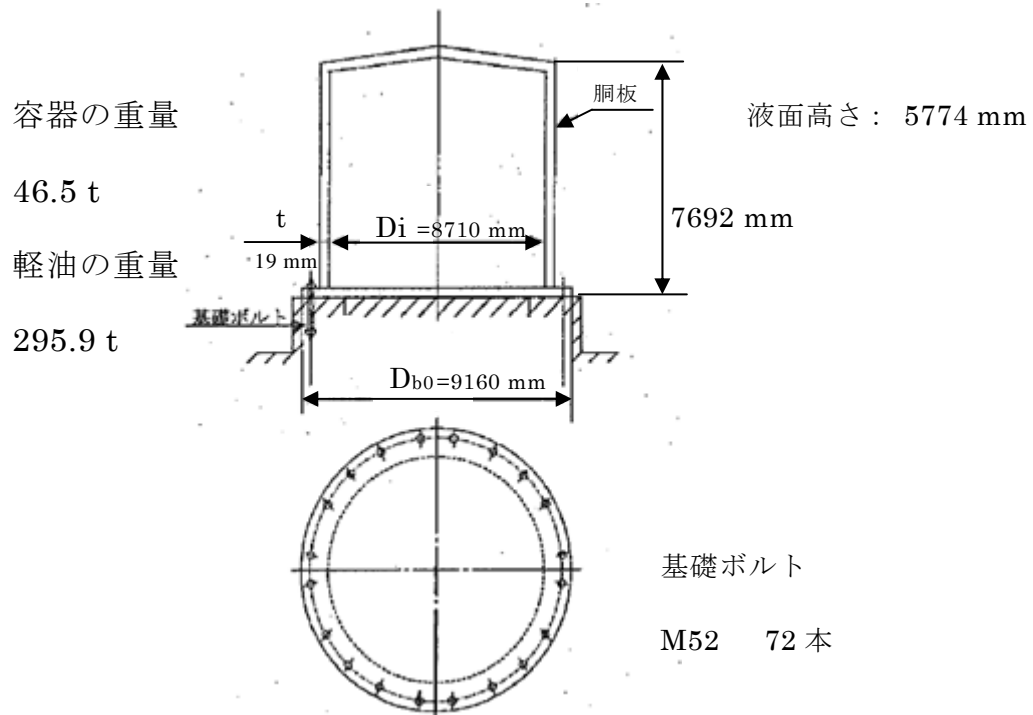


図1 軽油タンクの概略構造

3. 軽油タンクの評価

(1) 計算方法

計算方法は、「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1987)」の平底たて置円筒形容器の評価手順を適用する。

(2) 固有周期の計算

容器を下端固定の1質点系振動モデルとして考え(図2), 曲げ及びせん断変形によるばね定数を求め, 固有周期を求める。計算の結果, 固有周期は0.049(秒)となる。

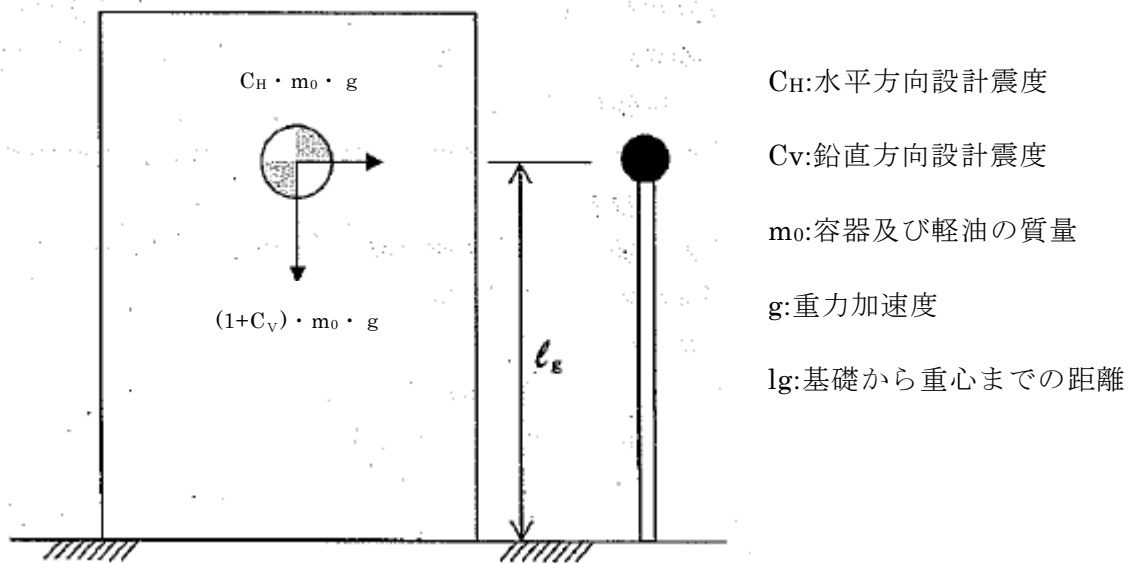


図2 固有値解析モデル

(3) 胴板の応力評価

胴板の応力評価としては、水平方向地震による応力、静水頭及び鉛直方向地震による応力、タンク自重及び鉛直方向地震による応力をそれぞれ算出し、組み合わせる。

なお、評価に用いた震度は表1のとおりである。

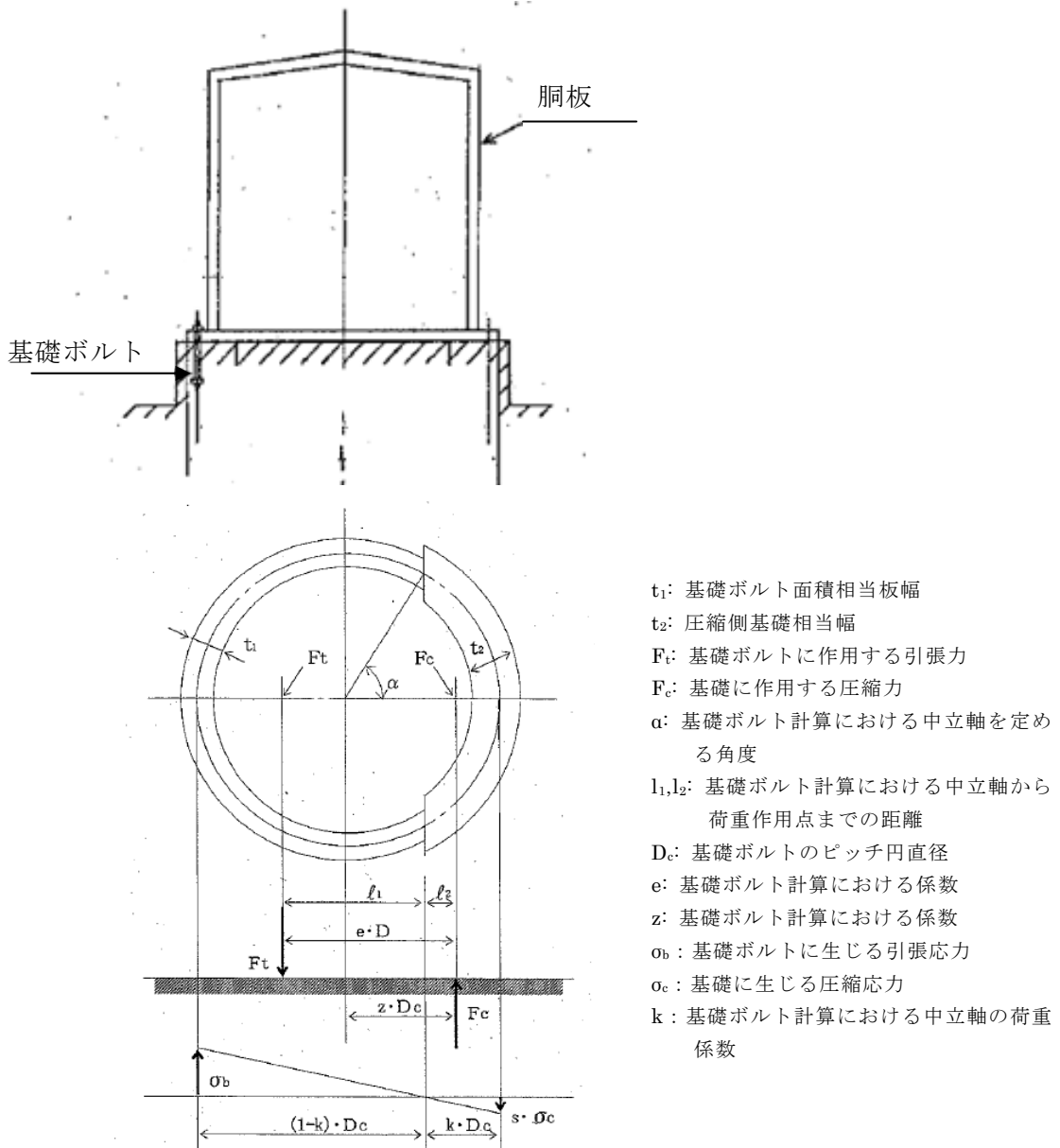
表1 評価用震度

評価位置	水平方向震度 C_H	鉛直方向震度 C_V
海水機器建屋 T.P. 5.3(m)	1.71	1.21

(4) 基礎ボルトの評価

①引張応力

地震によりタンクに転倒モーメントが作用した場合の基礎ボルトの引張荷重と基礎部の圧縮荷重のつり合い条件から基礎ボルトの引張荷重を算出し、引張応力を求める (図3)。



- t_1 : 基礎ボルト面積相当板幅
- t_2 : 圧縮側基礎相当幅
- F_t : 基礎ボルトに作用する引張力
- F_c : 基礎に作用する圧縮力
- α : 基礎ボルト計算における中立軸を定める角度
- l_1, l_2 : 基礎ボルト計算における中立軸から荷重作用点までの距離
- D_c : 基礎ボルトのピッチ円直径
- e : 基礎ボルト計算における係数
- z : 基礎ボルト計算における係数
- σ_b : 基礎ボルトに生じる引張応力
- σ_c : 基礎に生じる圧縮応力
- k : 基礎ボルト計算における中立軸の荷重係数

「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1987) より抜粋」

図3 基礎の荷重説明図

②せん断応力

表 1 の水平方向震度による地震力を各ボルトが負担するとし，評価する。

4. 評価結果

耐震性評価結果を表 2 に示す。

表 2 軽油タンク 構造強度評価結果

評価部位	応力分類	評価値 [MPa]	評価基準値 [MPa]	裕度
胴板	一次一般膜	47	231	4.91
基礎ボルト	引張	59	299	5.06
	せん断	41	230	5.60

電動機の動的機能維持評価（詳細評価）について

1. 評価対象設備

下記に示す電動機について、「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1991 追補版）」（以下、「JEAG」という）等を参考に、動的機能維持を確認する上で評価が必要となる項目ごとに評価を実施した。

○立形ころがり軸受電動機

- ・ 残留熱除去系ポンプ 電動機
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ 電動機
- ・ 残留熱除去海水ポンプ 電動機
- ・ 高圧炉心スプレイディーゼル海水ポンプ 電動機
- ・ 非常用ディーゼル発電機 非常用送風機 電動機
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 非常用送風機 電動機

○立形すべり軸受電動機

- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ 電動機

○横形ころがり軸受電動機

- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機 電動機
- ・ 残留熱除去系ポンプ室空調機 電動機

- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機 電動機
- ・ 非常用補機冷却中間ループポンプ 電動機
- ・ 高圧炉心スプレイディーゼル冷却中間ループポンプ 電動機
- ・ 残留熱除去冷却中間ループポンプ 電動機
- ・ 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 電動機
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 電動機
- ・ 復水補給水系ポンプ 電動機
- ・ 燃料プール補給水系ポンプ 電動機

2. 詳細評価

2. 1 立形ころがり軸受電動機

(1) 評価部位

立形ころがり軸受電動機の構造図の例及び評価部位を図1に示す。なお、評価部位については機器付のものを示している。

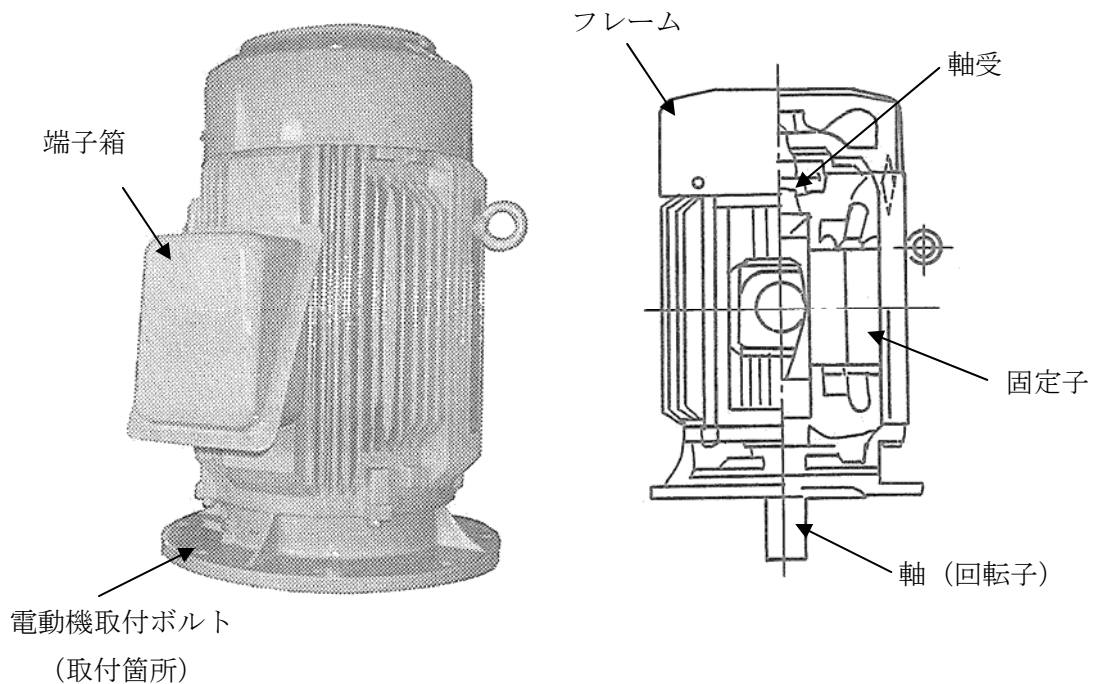


図1 立形ころがり軸受電動機構造図の例及び評価部位

(2) 評価結果

・電動機取付ボルト

構造強度評価を行い、評価値が評価基準値以下であることを確認した。

・フレーム、固定子、軸受、軸（回転子）、固定子と回転子のクリアランス、軸継手、端子箱

地震応答解析により算出される加速度が、耐力試験で機能が確認された加速度以下であることを確認した。

表1 詳細評価結果まとめ (残留熱除去系ポンプ 電動機)

評価部位	評価項目		評価値	評価基準値	裕度
電動機取付ボルト	引張応力		31 MPa	455 MPa	14.67
フレーム	加速度	水平	0.90 G	14.0 G ^{※1}	15.55
		鉛直	0.78 G	2.3 G ^{※1}	2.94
固定子	加速度	水平	0.90 G	14.0 G ^{※1}	15.55
		鉛直	0.78 G	2.3 G ^{※1}	2.94
軸受	加速度	水平	0.90 G	14.0 G ^{※1}	15.55
		鉛直	0.78 G	2.3 G ^{※1}	2.94
軸 (回転子)	加速度	水平	0.90 G	14.0 G ^{※1}	15.55
		鉛直	0.78 G	2.3 G ^{※1}	2.94
固定子と回転子の クリアランス	加速度	水平	0.90 G	14.0 G ^{※1}	15.55
		鉛直	0.78 G	2.3 G ^{※1}	2.94
軸継手	加速度	水平	0.90 G	14.0 G ^{※1}	15.55
		鉛直	0.78 G	2.3 G ^{※1}	2.94
端子箱	加速度	水平	0.90 G	14.0 G ^{※1}	15.55
		鉛直	0.78 G	2.3 G ^{※1}	2.94

※1 既往の試験*で機能に問題ないことが確認されている加速度。

* 平成17年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その3 (大型立形ポンプ) に係る報告書 (平成18年7月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

表2 詳細評価結果まとめ (低圧炉心スプレイ系ポンプ 電動機)

評価部位	評価項目		評価値	評価基準値	裕度
電動機取付ボルト	引張応力		36 MPa	455 MPa	12.63
フレーム	加速度	水平	0.90 G	14.0 G ^{※1}	15.55
		鉛直	0.78 G	2.3 G ^{※1}	2.94
固定子	加速度	水平	0.90 G	14.0 G ^{※1}	15.55
		鉛直	0.78 G	2.3 G ^{※1}	2.94
軸受	加速度	水平	0.90 G	14.0 G ^{※1}	15.55
		鉛直	0.78 G	2.3 G ^{※1}	2.94
軸 (回転子)	加速度	水平	0.90 G	14.0 G ^{※1}	15.55
		鉛直	0.78 G	2.3 G ^{※1}	2.94
固定子と回転子の クリアランス	加速度	水平	0.90 G	14.0 G ^{※1}	15.55
		鉛直	0.78 G	2.3 G ^{※1}	2.94
軸継手	加速度	水平	0.90 G	14.0 G ^{※1}	15.55
		鉛直	0.78 G	2.3 G ^{※1}	2.94
端子箱	加速度	水平	0.90 G	14.0 G ^{※1}	15.55
		鉛直	0.78 G	2.3 G ^{※1}	2.94

※1 既往の試験*で機能に問題ないことが確認されている加速度。

* 平成17年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その3 (大型立形ポンプ) に係る報告書 (平成18年7月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

表3 詳細評価結果まとめ (残留熱除去海水ポンプ 電動機)

評価部位	評価項目		評価値	評価基準値	裕度
電動機取付ボルト	引張応力		21 MPa	475 MPa	22.61
フレーム	加速度	水平	2.25 G	14.0 G ^{*1}	6.22
		鉛直	1.01 G	2.3 G ^{*1}	2.27
固定子	加速度	水平	2.25 G	14.0 G ^{*1}	6.22
		鉛直	1.01 G	2.3 G ^{*1}	2.27
軸受	加速度	水平	2.25 G	14.0 G ^{*1}	6.22
		鉛直	1.01 G	2.3 G ^{*1}	2.27
軸 (回転子)	加速度	水平	2.25 G	14.0 G ^{*1}	6.22
		鉛直	1.01 G	2.3 G ^{*1}	2.27
固定子と回転子の クリアランス	加速度	水平	2.25 G	14.0 G ^{*1}	6.22
		鉛直	1.01 G	2.3 G ^{*1}	2.27
軸継手	加速度	水平	2.25 G	14.0 G ^{*1}	6.22
		鉛直	1.01 G	2.3 G ^{*1}	2.27
端子箱	加速度	水平	2.25 G	14.0 G ^{*1}	6.22
		鉛直	1.01 G	2.3 G ^{*1}	2.27

※1 既往の試験*で機能に問題ないことが確認されている加速度。

* 平成17年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その3 (大型立形ポンプ) に係る報告書 (平成18年7月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

表4 詳細評価結果まとめ (高圧炉心スプレイディーゼル海水ポンプ 電動機)

評価部位	評価項目		評価値	評価基準値	裕度
電動機取付ボルト	引張応力		9 MPa	505 MPa	56.11
フレーム	加速度	水平	1.94 G	14.0 G ^{*1}	7.21
		鉛直	1.01 G	2.3 G ^{*1}	2.27
固定子	加速度	水平	1.94 G	14.0 G ^{*1}	7.21
		鉛直	1.01 G	2.3 G ^{*1}	2.27
軸受	加速度	水平	1.94 G	14.0 G ^{*1}	7.21
		鉛直	1.01 G	2.3 G ^{*1}	2.27
軸 (回転子)	加速度	水平	1.94 G	14.0 G ^{*1}	7.21
		鉛直	1.01 G	2.3 G ^{*1}	2.27
固定子と回転子の クリアランス	加速度	水平	1.94 G	14.0 G ^{*1}	7.21
		鉛直	1.01 G	2.3 G ^{*1}	2.27
軸継手	加速度	水平	1.94 G	14.0 G ^{*1}	7.21
		鉛直	1.01 G	2.3 G ^{*1}	2.27
端子箱	加速度	水平	1.94 G	14.0 G ^{*1}	7.21
		鉛直	1.01 G	2.3 G ^{*1}	2.27

※1 既往の試験*で機能に問題ないことが確認されている加速度。

* 平成17年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その3 (大型立形ポンプ) に係る報告書 (平成18年7月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

表5 詳細評価結果まとめ (非常用ディーゼル発電機 非常用送風機 電動機)

評価部位	評価項目		評価値	評価基準値	裕度
電動機取付ボルト	引張応力		68 MPa	207 MPa	3.04
フレーム	加速度	水平	1.35 G	14.0 G ^{※1}	10.37
		鉛直	1.17 G	2.3 G ^{※1}	1.96
固定子	加速度	水平	1.35 G	14.0 G ^{※1}	10.37
		鉛直	1.17 G	2.3 G ^{※1}	1.96
軸受	加速度	水平	1.35 G	14.0 G ^{※1}	10.37
		鉛直	1.17 G	2.3 G ^{※1}	1.96
軸 (回転子)	加速度	水平	1.35 G	14.0 G ^{※1}	10.37
		鉛直	1.17 G	2.3 G ^{※1}	1.96
固定子と回転子の クリアランス	加速度	水平	1.35 G	14.0 G ^{※1}	10.37
		鉛直	1.17 G	2.3 G ^{※1}	1.96
軸継手	加速度	水平	1.35 G	14.0 G ^{※1}	10.37
		鉛直	1.17 G	2.3 G ^{※1}	1.96
端子箱	加速度	水平	1.35 G	14.0 G ^{※1}	10.37
		鉛直	1.17 G	2.3 G ^{※1}	1.96

※1 既往の試験*で機能に問題ないことが確認されている加速度。

* 平成17年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その3 (大型立形ポンプ) に係る報告書 (平成18年7月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

表6 詳細評価結果まとめ

(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 非常用送風機 電動機)

評価部位	評価項目		評価値	評価基準値	裕度
電動機取付ボルト	引張応力		51 MPa	207 MPa	4.05
フレーム	加速度	水平	1.35 G	14.0 G ^{※1}	10.37
		鉛直	1.17 G	2.3 G ^{※1}	1.96
固定子	加速度	水平	1.35 G	14.0 G ^{※1}	10.37
		鉛直	1.17 G	2.3 G ^{※1}	1.96
軸受	加速度	水平	1.35 G	14.0 G ^{※1}	10.37
		鉛直	1.17 G	2.3 G ^{※1}	1.96
軸 (回転子)	加速度	水平	1.35 G	14.0 G ^{※1}	10.37
		鉛直	1.17 G	2.3 G ^{※1}	1.96
固定子と回転子の クリアランス	加速度	水平	1.35 G	14.0 G ^{※1}	10.37
		鉛直	1.17 G	2.3 G ^{※1}	1.96
軸継手	加速度	水平	1.35 G	14.0 G ^{※1}	10.37
		鉛直	1.17 G	2.3 G ^{※1}	1.96
端子箱	加速度	水平	1.35 G	14.0 G ^{※1}	10.37
		鉛直	1.17 G	2.3 G ^{※1}	1.96

※1 既往の試験*で機能に問題ないことが確認されている加速度。

* 平成17年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その3 (大型立形ポンプ) に係る報告書 (平成18年7月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

2. 2 立形すべり軸受電動機

(1) 評価部位

立形すべり軸受電動機の構造図の例及び評価部位を図 2 に示す。なお、評価部位については機器付のものを示している。

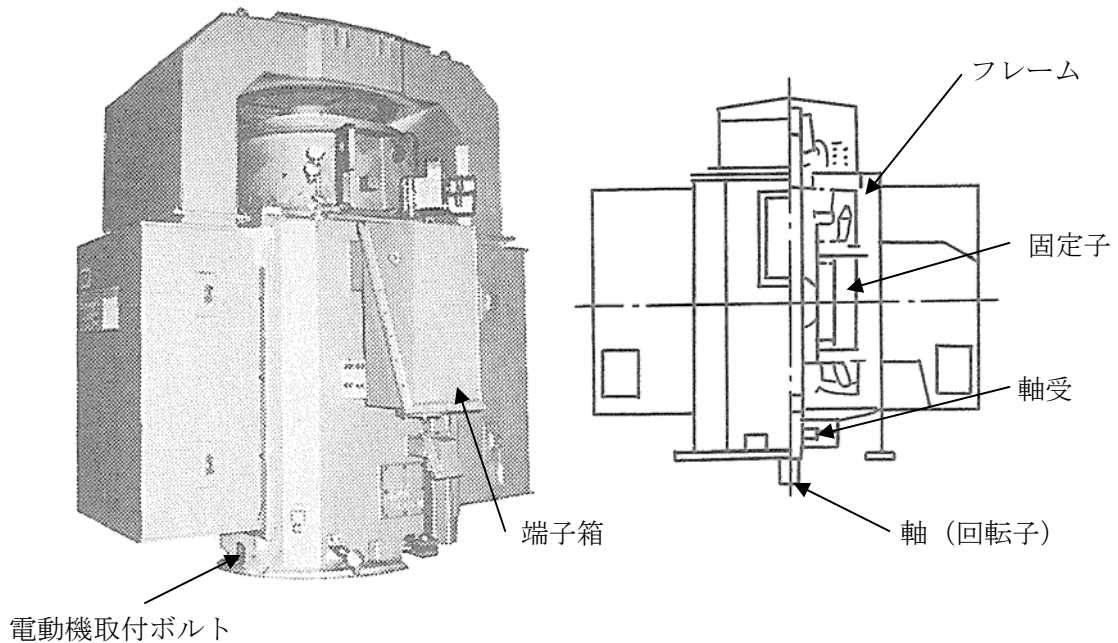


図 2 立形すべり軸受電動機構造図の例及び評価部位

(2) 評価結果

- ・ 電動機取付ボルト，軸受，軸（回転子）

構造強度評価を行い，評価値が評価基準値以下であることを確認した。

- ・ フレーム，固定子，固定子と回転子のクリアランス，軸継手，端子箱
地震応答解析により算出される加速度が，耐力試験で機能が確認された
加速度以下であることを確認した。

表7 詳細評価結果まとめ (高圧炉心スプレイ系ポンプ 電動機)

評価部位	評価項目		評価値	評価基準値	裕度
電動機取付ボルト	引張応力		64 MPa	455 MPa	7.10
フレーム	加速度	水平	2.11 G	14.0 G ^{*1}	6.63
		鉛直	0.78 G	1.27 G ^{*1}	1.62
固定子	加速度	水平	2.11 G	14.0 G ^{*1}	6.63
		鉛直	0.78 G	1.27 G ^{*1}	1.62
軸受	軸受荷重		27460N	42400N	1.54
軸 (回転子)	一次応力		24MPa	287MPa	11.95
固定子と回転子の クリアランス	加速度	水平	2.11 G	14.0 G ^{*1}	6.63
		鉛直	0.78 G	1.27 G ^{*1}	1.62
軸継手	加速度	水平	2.11 G	14.0 G ^{*1}	6.63
		鉛直	0.78 G	1.27 G ^{*1}	1.62
端子箱	加速度	水平	2.11 G	14.0 G ^{*1}	6.63
		鉛直	0.78 G	1.27 G ^{*1}	1.62

※1 既往の試験*で機能に問題ないことが確認されている加速度。

* 平成17年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その3 (大型立形ポンプ) に係る報告書 (平成18年7月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

2. 3 横形ころがり軸受電動機

(1) 評価部位

横形ころがり軸受電動機の構造図の例及び評価部位を図3に示す。

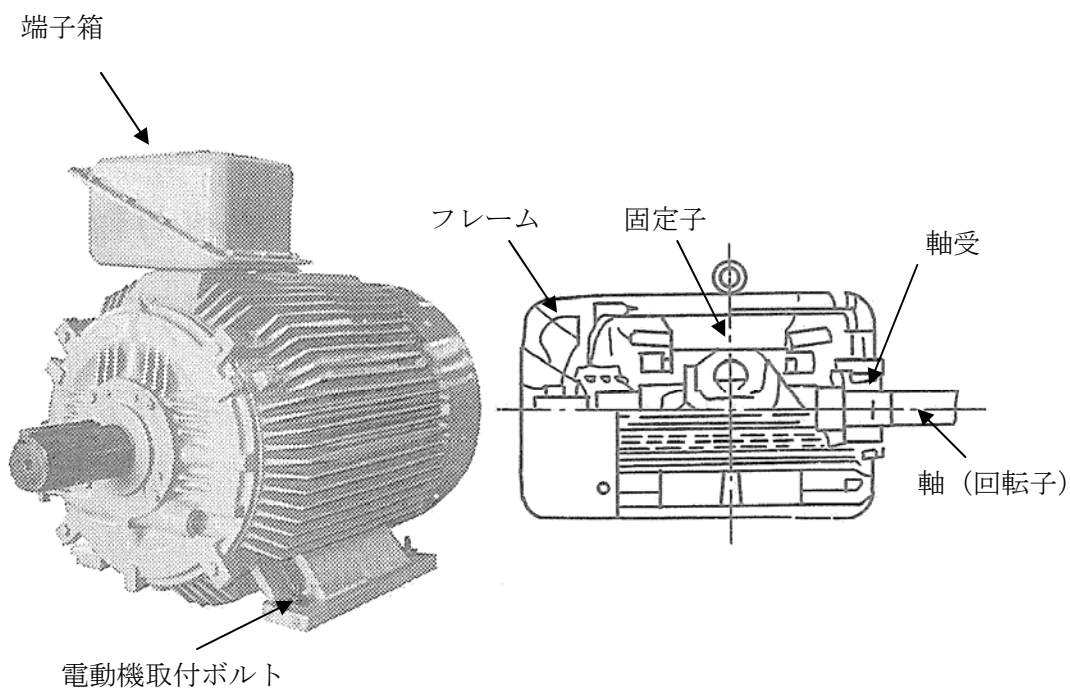


図3 横形ころがり軸受電動機構造図の例及び評価部位

(2) 評価結果

・電動機取付ボルト

構造強度評価を行い、評価値が評価基準値以下であることを確認した。

・フレーム, 固定子, 軸受, 軸 (回転子), 固定子と回転子のクリアランス, 軸継手, 端子箱

地震応答解析により算出される加速度が、耐力試験で機能が確認された加速度以下であることを確認した。

表8 詳細評価結果まとめ (高圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機 電動機)

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
電動機取付ボルト	引張応力	8 MPa	202 MPa	25.25
フレーム	加速度	1.33G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.53
固定子	加速度	1.33G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.53
軸受	加速度	1.33G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.53
軸 (回転子)	加速度	1.33G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.53
固定子と回転子の クリアランス	加速度	1.33G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.53
軸継手	加速度	1.33G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.53
端子箱	加速度	1.33G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.53

※1 同電動機の構造上、鉛直方向と水平方向(軸直角方向)において方向性は変わらないことから、水平方向の加速度と鉛直方向の加速度を合成 (SRSS) し、水平方向の機能確認済加速度 4.7 [G] との比較をおこなった。

表9 詳細評価結果まとめ (残留熱除去系ポンプ室空調機 電動機)

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
電動機取付ボルト	引張応力	18MPa	202MPa	11.22
フレーム	加速度	2.94G ^{*1}	4.7G ^{*1}	1.59
固定子	加速度	2.94G ^{*1}	4.7G ^{*1}	1.59
軸受	加速度	2.94G ^{*1}	4.7G ^{*1}	1.59
軸 (回転子)	加速度	2.94G ^{*1}	4.7G ^{*1}	1.59
固定子と回転子の クリアランス	加速度	2.94G ^{*1}	4.7G ^{*1}	1.59
軸継手	加速度	2.94G ^{*1}	4.7G ^{*1}	1.59
端子箱	加速度	2.94G ^{*1}	4.7G ^{*1}	1.59

※1 同電動機の構造上、鉛直方向と水平方向(軸直角方向)において方向性は変わらないことから、水平方向の加速度と鉛直方向の加速度を合成(SRSS)し、水平方向の機能確認済加速度4.7[G]との比較をおこなった。

表10 詳細評価結果まとめ (低圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機 電動機)

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
電動機取付ボルト	引張応力	17MPa	202MPa	11.88
フレーム	加速度	2.94G ^{*1}	4.7G ^{*1}	1.59
固定子	加速度	2.94G ^{*1}	4.7G ^{*1}	1.59
軸受	加速度	2.94G ^{*1}	4.7G ^{*1}	1.59
軸 (回転子)	加速度	2.94G ^{*1}	4.7G ^{*1}	1.59
固定子と回転子の クリアランス	加速度	2.94G ^{*1}	4.7G ^{*1}	1.59
軸継手	加速度	2.94G ^{*1}	4.7G ^{*1}	1.59
端子箱	加速度	2.94G ^{*1}	4.7G ^{*1}	1.59

※1 同電動機の構造上、鉛直方向と水平方向(軸直角方向)において方向性は変わらないことから、水平方向の加速度と鉛直方向の加速度を合成(SRSS)し、水平方向の機能確認済加速度4.7[G]との比較をおこなった。

表 1 1 詳細評価結果まとめ (非常用補機冷却中間ループポンプ 電動機)

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
電動機取付ボルト	せん断応力	11MPa	159MPa	14.45
フレーム	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88
固定子	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88
軸受	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88
軸 (回転子)	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88
固定子と回転子の クリアランス	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88
軸継手	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88
端子箱	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88

※1 同電動機の構造上、鉛直方向と水平方向(軸直角方向)において方向性は変わらないことから、水平方向の加速度と鉛直方向の加速度を合成(SRSS)し、水平方向の機能確認済加速度 4.7 [G] との比較をおこなった。

表 1 2 詳細評価結果まとめ

(高圧炉心スプレイディーゼル冷却中間ループポンプ 電動機)

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
電動機取付ボルト	引張応力	17MPa	207MPa	12.17
フレーム	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88
固定子	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88
軸受	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88
軸 (回転子)	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88
固定子と回転子の クリアランス	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88
軸継手	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88
端子箱	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88

※1 同電動機の構造上、鉛直方向と水平方向(軸直角方向)において方向性は変わらないことから、水平方向の加速度と鉛直方向の加速度を合成(SRSS)し、水平方向の機能確認済加速度 4.7 [G] との比較をおこなった。

表13 詳細評価結果まとめ (残留熱除去冷却中間ループポンプ 電動機)

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
電動機取付ボルト	せん断応力	13MPa	159MPa	12.23
フレーム	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88
固定子	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88
軸受	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88
軸 (回転子)	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88
固定子と回転子の クリアランス	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88
軸継手	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88
端子箱	加速度	1.63G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.88

※1 同電動機の構造上、鉛直方向と水平方向 (軸直角方向) において方向性は変わらないことから、水平方向の加速度と鉛直方向の加速度を合成 (SRSS) し、水平方向の機能確認済加速度 4.7 [G] との比較をおこなった。

表14 詳細評価結果まとめ

(非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 電動機)

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
電動機取付ボルト	引張応力	6MPa	440MPa	73.33
フレーム	加速度	1.90G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.47
固定子	加速度	1.90G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.47
軸受	加速度	1.90G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.47
軸 (回転子)	加速度	1.90G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.47
固定子と回転子の クリアランス	加速度	1.90G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.47
軸継手	加速度	1.90G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.47
端子箱	加速度	1.90G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.47

※1 同電動機の構造上、鉛直方向と水平方向 (軸直角方向) において方向性は変わらないことから、水平方向の加速度と鉛直方向の加速度を合成 (SRSS) し、水平方向の機能確認済加速度 4.7 [G] との比較をおこなった。

表15 詳細評価結果まとめ

(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 電動機)

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
電動機取付ボルト	引張応力	6MPa	440MPa	73.33
フレーム	加速度	1.90G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.47
固定子	加速度	1.90G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.47
軸受	加速度	1.90G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.47
軸 (回転子)	加速度	1.90G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.47
固定子と回転子の クリアランス	加速度	1.90G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.47
軸継手	加速度	1.90G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.47
端子箱	加速度	1.90G ^{*1}	4.7G ^{*1}	2.47

※1 同電動機の構造上、鉛直方向と水平方向(軸直角方向)において方向性は変わらないことから、水平方向の加速度と鉛直方向の加速度を合成(SRSS)し、水平方向の機能確認済加速度4.7[G]との比較をおこなった。

表16 詳細評価結果まとめ(復水補給水系ポンプ 電動機)

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
電動機取付ボルト	引張応力	16MPa	207MPa	12.93
フレーム	加速度	1.32G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.56
固定子	加速度	1.32G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.56
軸受	加速度	1.32G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.56
軸 (回転子)	加速度	1.32G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.56
固定子と回転子の クリアランス	加速度	1.32G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.56
軸継手	加速度	1.32G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.56
端子箱	加速度	1.32G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.56

※1 同電動機の構造上、鉛直方向と水平方向(軸直角方向)において方向性は変わらないことから、水平方向の加速度と鉛直方向の加速度を合成(SRSS)し、水平方向の機能確認済加速度4.7[G]との比較をおこなった。

表17 詳細評価結果まとめ (燃料プール補給水系ポンプ 電動機)

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
電動機取付ボルト	せん断応力	9MPa	159MPa	17.66
フレーム	加速度	1.33G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.53
固定子	加速度	1.33G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.53
軸受	加速度	1.33G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.53
軸 (回転子)	加速度	1.33G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.53
固定子と回転子の クリアランス	加速度	1.33G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.53
軸継手	加速度	1.33G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.53
端子箱	加速度	1.33G ^{*1}	4.7G ^{*1}	3.53

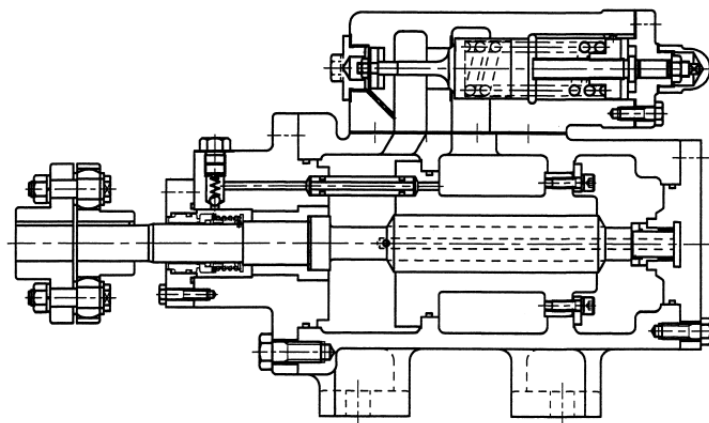
※1 同電動機の構造上、鉛直方向と水平方向（軸直角方向）において方向性は変わらないことから、水平方向の加速度と鉛直方向の加速度を合成（SRSS）し、水平方向の機能確認済加速度 4.7 [G] との比較をおこなった。

燃料移送ポンプの耐震性評価について

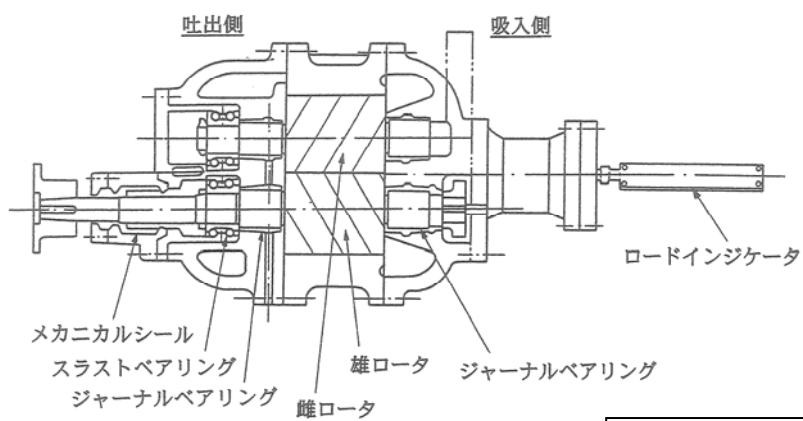
1. 燃料移送ポンプについて

燃料移送ポンプは、スクリー式のパンプであり、海水機器建屋 (T.P. 5.3[m]) に設置されている。同ポンプの構造は、スクリー式冷凍機 (圧縮機) に類似していることから (図 1), 「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1991 追補版)」等を参考に、構造強度評価及び動的機能維持評価をおこなった。

なお、1号機の燃料移送ポンプは、非常用ディーゼル発電機用と高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用があるが、これらのポンプは同形状であり、設置場所、設置高さも同じであることから、評価結果は同じものとなっている。



燃料移送ポンプ



スクリー式冷凍機 (圧縮機)

図1 燃料移送ポンプ及びスクリー式冷凍機構造図

2. 詳細評価

(1) 評価部位

燃料移送ポンプの構造図及び評価部位を図2に示す。

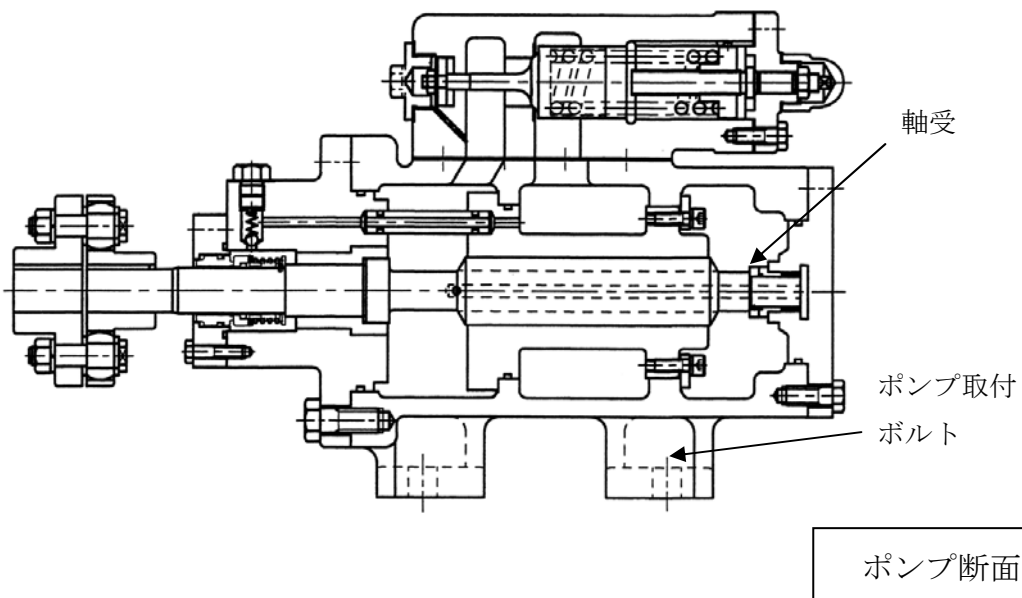
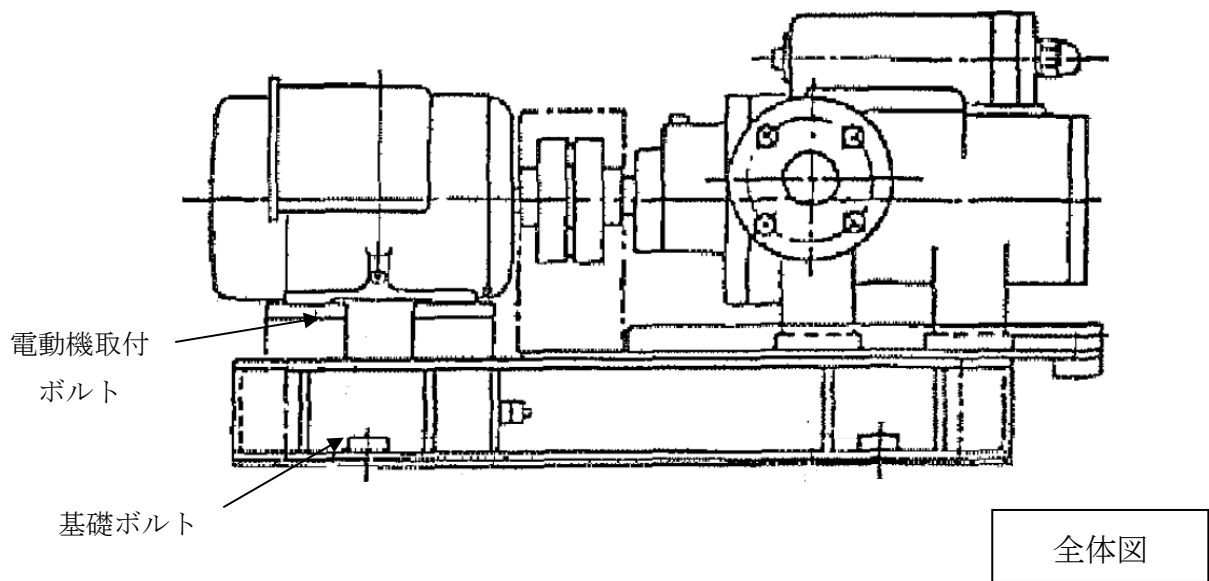


図2 燃料移送ポンプ構造図及び評価部位

(2) 評価結果

- ・ボルト（基礎ボルト，ポンプ取付ボルト，電動機取付ボルト）

それぞれ構造強度評価を行い，評価値が評価基準値以下であることを確認した（表1）。

表1 詳細評価結果（構造強度評価）

評価部位	評価項目 (応力分類)	評価値 [MPa]	評価基準値 [MPa]	裕度
基礎ボルト	引張	9	207	23.00
	せん断	5	159	31.80
ポンプ取付ボルト	引張	3	421	140.33
	せん断	2	324	162.00
電動機取付ボルト	引張	6	440	73.33
	せん断	4	338	84.50

- ・軸受

軸受のラジアル方向，スラスト方向について，評価加速度が限界加速度以下であることを確認した（表2）。

表2 詳細評価結果（動的機能維持評価）

評価項目	評価加速度	限界加速度 ^{※1}	裕度
ラジアル方向	1.90 ^{※2}	25.01	13.16
スラスト方向	1.60 ^{※3}	5.67	3.54

※1 既往の研究*に示されている手法を用いて算出した限界値

* 平成3年度 原子力発電施設耐震信頼性実証試験に関する調査報告書 その1
非常用ディーゼル発電機システム耐震実証試験
(平成4年3月 (財)原子力工学試験センター)

※2 水平加速度と鉛直加速度のSRSS（二乗和平方根）

※3 水平加速度

3. まとめ

燃料移送ポンプの動的機能維持評価について、「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1991 追補版)」等を参考に、構造強度評価及び動的機能維持評価をおこなった。

詳細評価の結果、ボルトの評価値は評価基準値を下回ること、軸受の加速度は限界加速度を下回ることを確認した。

非常用送風機の耐震性評価について

1. 非常用送風機について

非常用送風機の耐震性評価として、構造強度評価及び動的機能維持評価を実施した。

なお、非常用送風機は、非常用ディーゼル発電機非常用送風機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機非常用送風機があるが、非常用ディーゼル発電機非常用送風機を代表として説明する。

2. 概略構造

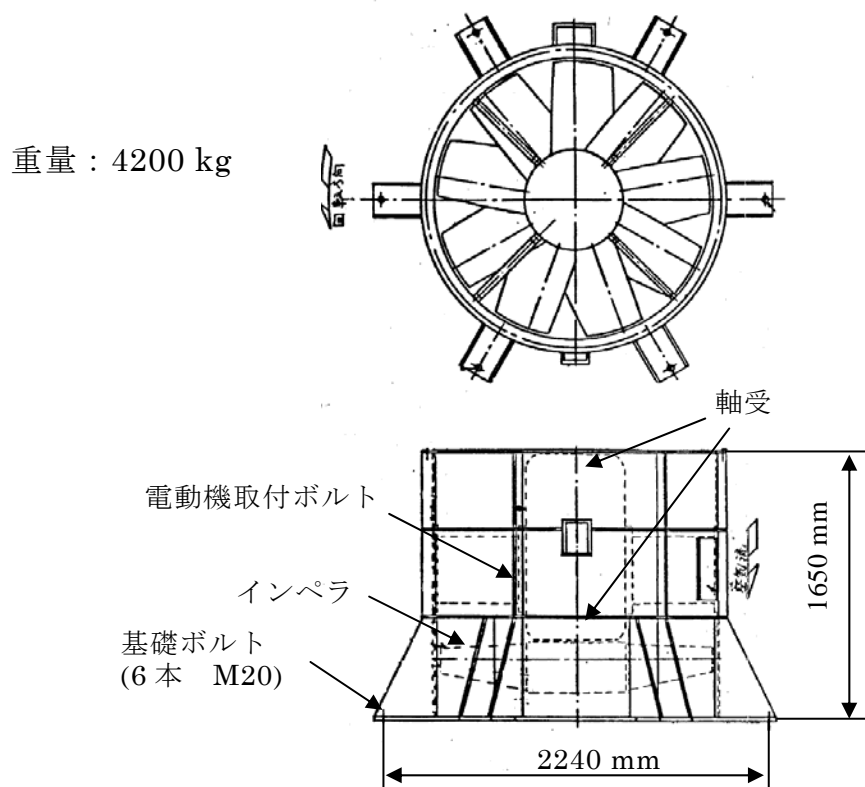


図1 非常用ディーゼル発電機非常用送風機の概略構造

3. 構造強度評価

構造強度評価においては、「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG 4601-1987)」のポンプ・ファン類の強度評価手法を適用し、各ボルトの評価を実施した。

・各ボルト

地震荷重及び自重によりボルトに加わる引張力を考慮する。なお、ボルトを支点とした転倒を考慮し、これを片側のボルトで受けるものとして評価した。

4. 動的機能維持評価

「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG 4601-1991 追補版)」等を参考に、動的機能維持を確認する上で評価が必要となる項目を抽出し、対象部位毎の詳細評価を実施した。なお、非常用送風機のうち、機器質量が最大となる非常用ディーゼル発電機非常用送風機を代表として評価を実施した。

5. 評価結果

耐震性評価結果を表1，表2に示す。

表1 非常用送風機 構造強度評価結果

対象設備	評価部位	応力分類	評価値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	裕度
非常用ディーゼル発電機 非常用送風機 ^{※1}	電動機 取付ボルト	引張応力	68	207	3.04
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機 非常用送風機 ^{※1}	電動機 取付ボルト	引張応力	51	207	4.05

※1 裕度最小部位を記載

表2 非常用送風機（非常用ディーゼル発電機非常用送風機）
動的機能維持評価結果

評価部位	評価項目	評価値	評価基準値	裕度
基礎ボルト	引張応力	59 MPa	207 MPa	3.50
電動機取付ボルト	引張応力	68 MPa	207 MPa	3.04
軸受	軸受荷重	4329 N	71500 N	16.51
インペラ	ケーシングとの接触の有無	インペラ及びケーシングの固有周期を評価して剛であることを確認し、互いに接触しないと判断した		

- ・ 各ボルト

それぞれ構造強度評価を行い，評価値が評価基準値以下であることを確認した。

- ・ 軸受

地震応答解析により算出される軸受荷重が，許容軸受荷重以下であることを確認した。

- ・ インペラ

インペラ及びケーシングの固有周期を評価して剛であることを確認し，互いに接触しないと判断した。

電路類の耐震性評価について

1. 電路類の概要

電線、ケーブル、導体等の形で電流が通じている回路が、鋼板その他の材料で構成された支持及び保護の役目をする構造物に収納されている場合、その構造物及び電気回路を含めて電路類という。

回路の支持及び保護の役目をする構造物としては、ケーブルトレイや電線管等がある。ケーブルトレイ、電線管の例を図1及び図2に示す。

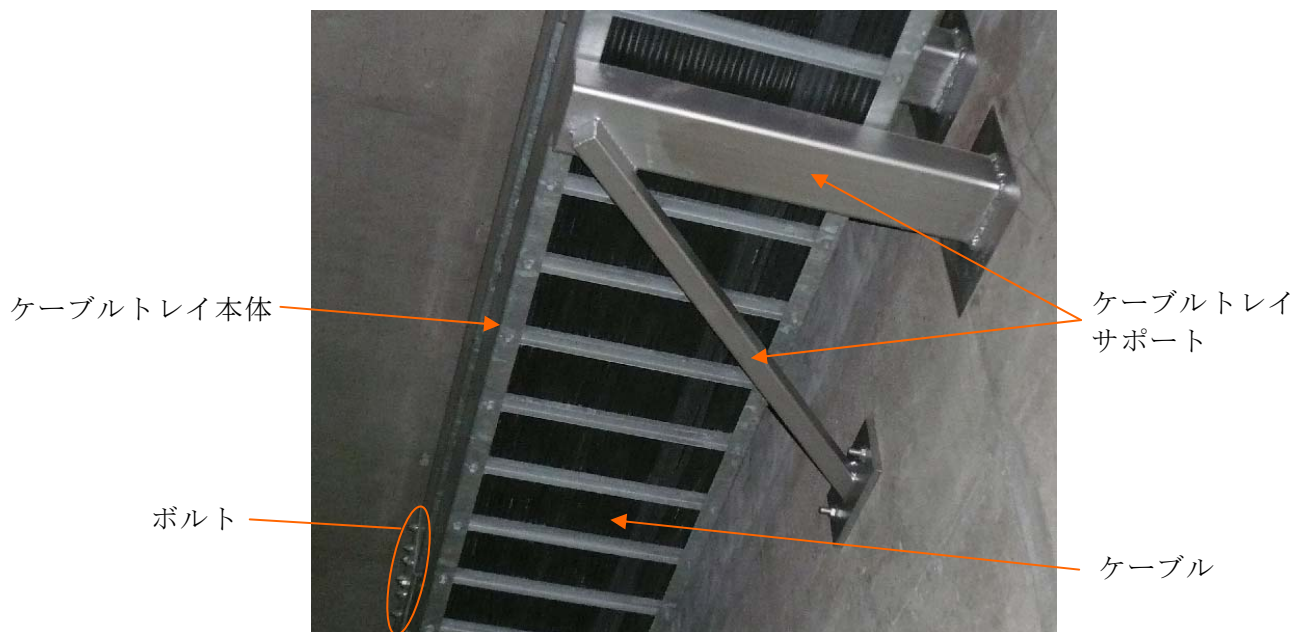


図1 ケーブルトレイの例
(ケーブルトレイ下からの写真)

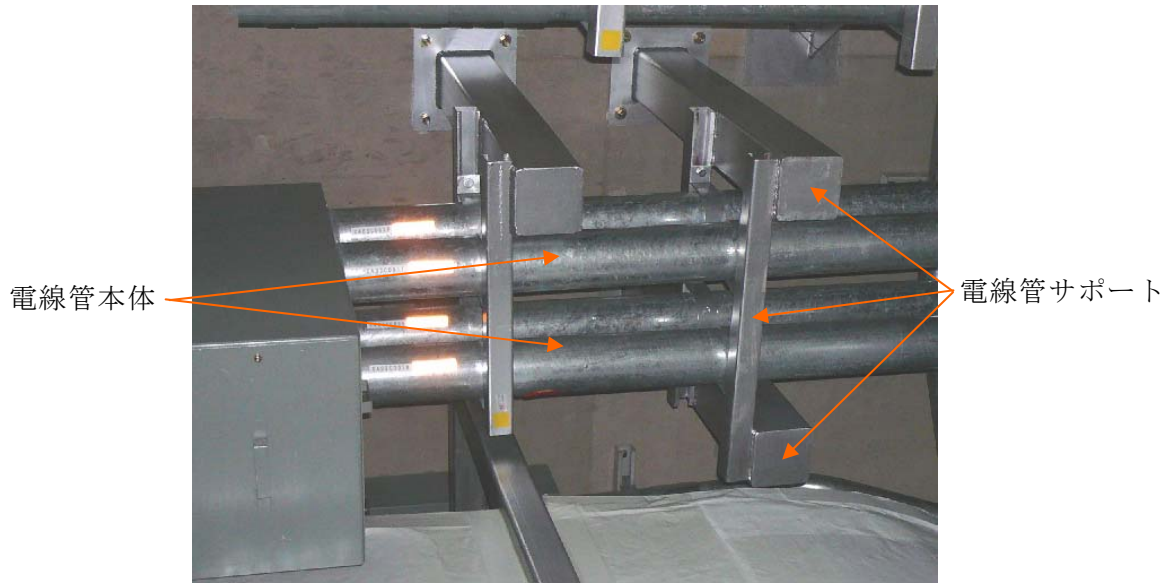


図 2 電線管の例

2. ケーブルトレイの評価

ケーブルトレイの評価では、ケーブルトレイ本体をモデル化し(図 3 参照)、固有値解析を行い柔剛を判定した後、静的解析又は動的・地震応答解析によりケーブルトレイ本体の応力を評価する。併せて、ケーブルトレイ本体がサポートに与える荷重の評価を行う。

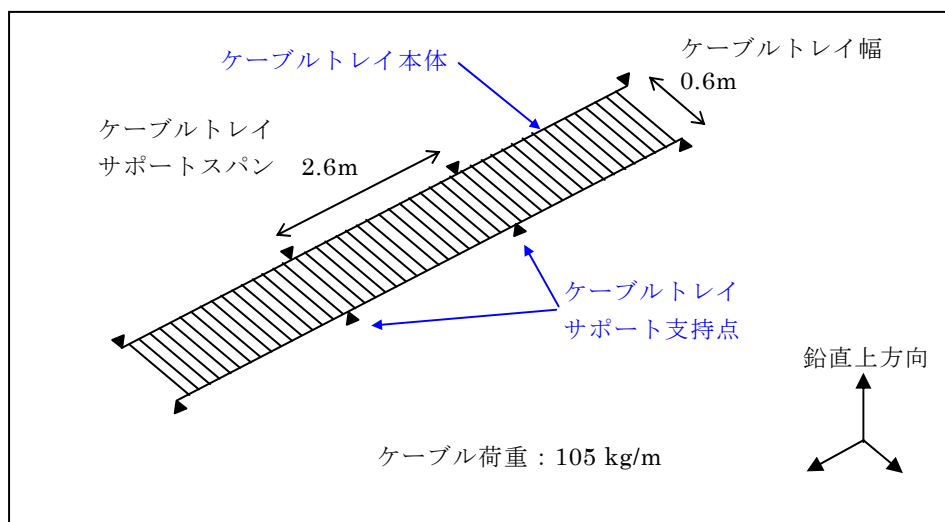


図 3 ケーブルトレイ解析モデルの例

ケーブルトレイサポートの評価では、ケーブルトレイサポートをモデル化し（図4参照）、ケーブルトレイ本体から受ける荷重を入力としてケーブルトレイサポートの構造強度評価を行う。

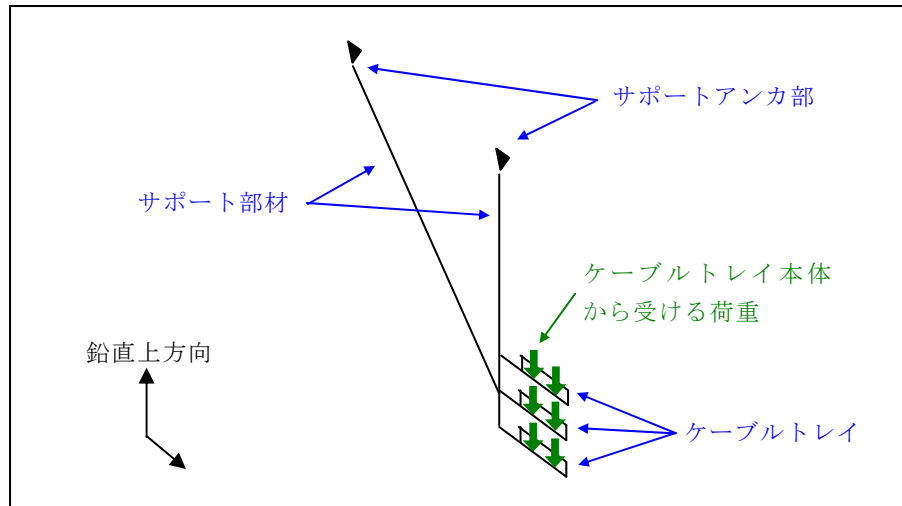


図4 ケーブルトレイサポート解析モデルの例

電線管の評価は、ケーブルトレイの評価と同様の方法により評価を行う。

3. 評価結果

電線管の評価結果を以下に示す。

表1 電線管の評価結果

対象設備	対象部位	評価値 [MPa]	評価基準値 [MPa]	裕度
ケーブルトレイ	ボルト	133	230 [※]	1.72
ケーブルトレイサポート	部材	245	400 [※]	1.63
電線管	本体	183	270 [※]	1.47
電線管サポート	部材	225	385 [※]	1.71

※：設計時は設計降伏点（Sy）に基づく評価基準値を用いているが、本評価では設計引張強さ（Su）に基づく評価基準値を採用した。

電源車の耐震性評価について

1. 電源車の主要寸法等

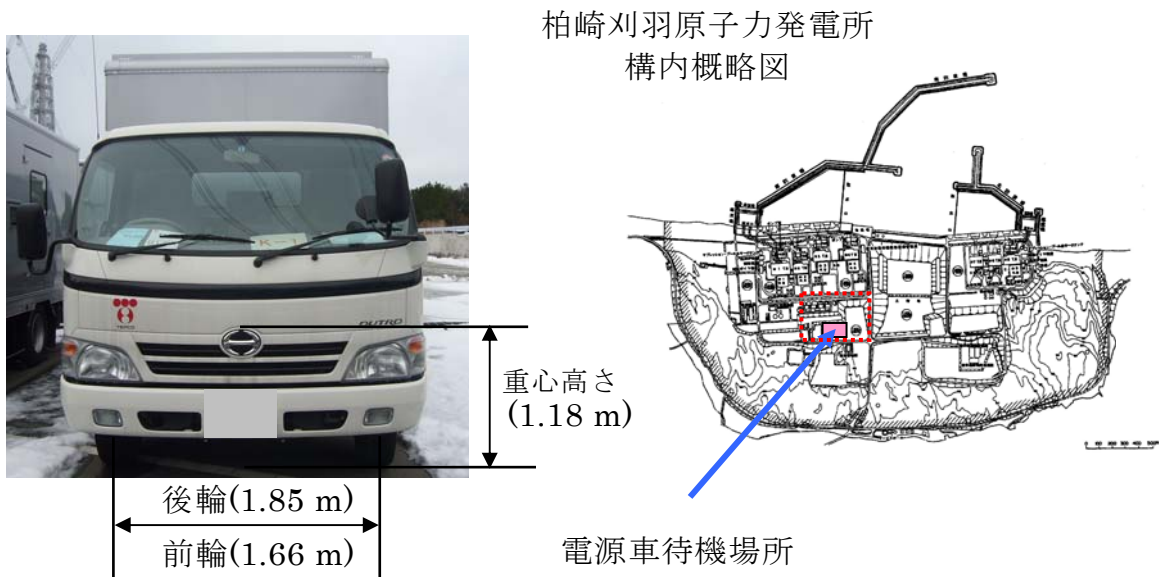


図 1 電源車

図 2 電源車待機場所

表 1 電源車の主要寸法等

対象機器	車両総重量 (kg)	重心高さ (m)	タイヤ支持ピッチ(m)		最大安定傾 斜角度(deg)
			前輪	後輪	
電源車	約 8000	1.18	1.66	1.85	30

2. 評価方法

評価は、図 2 に示す電源車が待機している箇所付近の地表面加速度時刻歴を入力して電源車の転倒角度を求め、最大安定傾斜角度との比較を行うことにより、転倒裕度を確認する方法とした。

車両の評価条件として、より転倒が厳しいと考えられる車両の短辺方向の評価を行うこととし、車体は剛と仮定するとともに、車両総重量を重心位置 1 質点としてモデル化した。車両の支持については、タイヤ支持ピッチをモデルで考慮し、タイヤ接地部分は接触非線形要素で模擬した。地震応答解析モデルの概念図を図 3 に示す。

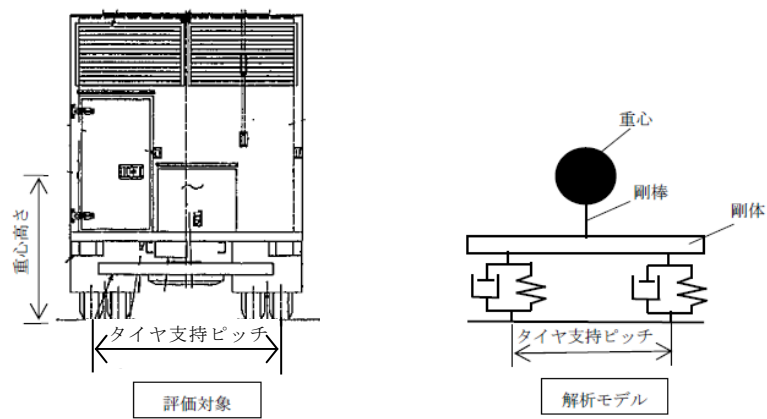


図 3 電源車の地震応答解析モデルの概念図

3. 評価結果

上記の解析方法により得られた電源車の転倒角度を用いて、最大安定傾斜角度に対する転倒角度の転倒裕度評価を行い、電源車は S_s に対して 2 以上の耐震裕度を確保しているとした。

耐震裕度評価対象外としている耐震バックチェック報告対象設備 一覧表 (その 1)

耐震裕度評価対象外設備		理由
排気筒	非常用ガス処理系用排気筒	放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための設備の間接支持構造物として、 S_s に対する機能維持を要求されているが、既往の PSA の知見に照らして燃料損傷への事態進展に直接影響しないと判断できるため。
炉内構造物	<ul style="list-style-type: none"> ・ シュラウドヘッド ・ 気水分離器 ・ 給水スパーチャ ・ 中性子束モニタ案内管 ・ ジェットポンプ 	<p>耐震 S クラスに分類されるものの、耐震重要度分類上、特に安全上の機能が要求されていないことに加えて、既往の PSA の知見に照らして燃料損傷への事態進展に直接影響しないと判断できるため。</p> <p>ただし、以下の設備については、その機能が燃料損傷に影響し得ると判断し、例外的に耐震裕度評価に含めた。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気乾燥器 ・ 低圧及び高圧炉心スプレイスパーチャ ・ 低圧及び高圧炉心スプレイ系配管 (原子炉圧力容器内部) ・ 残留熱除去系配管 (原子炉圧力容器内部)
ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> ・ ポンプ ・ 貯蔵タンク 	<p>耐震 S クラスに分類されるものの、耐震重要度分類上、特に安全上の機能が要求されていないことに加えて、既往の PSA の知見に照らして燃料損傷への事態進展に直接影響しないと判断できるため。</p> <p>ただし、以下の設備については、その機能が燃料損傷に影響し得ると判断し、例外的に耐震裕度評価に含めた。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ほう酸水注入系配管本体 ・ 配管サポート ・ 弁

耐震裕度評価対象外としている耐震バックチェック報告対象設備 一覧表 (その 2)

耐震裕度評価対象外設備	理由
核計測装置 <ul style="list-style-type: none"> ・ 起動領域モニタド ライチューブ ・ 局部出力領域モニ タ検出器集合体 	耐震 S クラスに分類されるものの、耐震重 要度分類上、特に安全上の機能が要求されて いないことに加えて、既往の PSA の知見に照 らして燃料損傷への事態進展に直接影響しな いと判断できるため。
原子炉格納 容器 <ul style="list-style-type: none"> ・ 配管貫通部 ・ 電気配線貫通部 ・ サプレッションチ ェンバスプレイ管 	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際 に圧力障壁となり、放射性物質の拡散を直接 防ぐための設備として耐震 S クラスだが、既 往の PSA の知見に照らして燃料損傷への事態 進展に直接影響しないと判断できるため。 ただし、以下の設備については、その機能 が、燃料損傷に影響し得ると判断し、耐震裕 度評価に含めた。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器胴 ・ サプレッションチェンバ また、以下の設備については、原子炉格納 容器の支持構造物に該当することから、耐震 裕度評価に含めた。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 上部シヤラグ ・ 下部シヤラグ
<ul style="list-style-type: none"> ・ ベント管 	放射性物質の放出を伴うような事故の際に その外部放散を抑制するための設備として耐 震 S クラスだが、既往の PSA の知見に照らし て燃料損傷への事態進展に直接影響しないと 判断できるため。 ただし、以下の設備については、原子炉本 体の支持構造物として地震応答解析モデルで 考慮していることから、耐震裕度評価に含め た。 <ul style="list-style-type: none"> ・ ダイヤフラムフロア

耐震裕度評価対象外としている耐震バックチェック報告対象設備 一覧表 (その 3)

耐震裕度評価対象外設備		理由
可燃性ガス濃度制御系	<ul style="list-style-type: none"> 再結合装置 ブロワ 	放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための設備として耐震 S クラスだが、既往の PSA の知見に照らして燃料損傷への事態進展に直接影響しないと判断できるため。
非常用ガス処理系	<ul style="list-style-type: none"> 排風機 冷却送風機 前置ガス処理装置 後置ガス処理装置 	放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための設備として耐震 S クラスだが、既往の PSA の知見に照らして燃料損傷への事態進展に直接影響しないと判断できるため。
放射線管理用計測装置	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替エリア排気放射線モニタ 	放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための設備の補助設備として耐震 S クラスだが、既往の PSA の知見に照らして燃料損傷への事態進展に直接影響しないと判断できるため。
換気設備	<ul style="list-style-type: none"> C/A 送風機 C/A 排風機 C/A 再循環送風機 C/A 再循環空気浄化装置 	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するために必要な設備の補助設備として耐震 S クラスだが、既往の PSA の知見に照らして燃料損傷への事態進展に直接影響しないと判断できるため。
配管, 弁	<ul style="list-style-type: none"> 可燃性ガス濃度制御系配管本体, サポート, 弁 主蒸気隔離弁漏えい抑制系配管本体, サポート, 弁 	それぞれ耐震 S クラス設備に該当しているが、当該系統機能の観点では、既往の PSA の知見に照らして燃料損傷への事態進展に直接影響しないと判断できるため。
	<ul style="list-style-type: none"> 放射性ドレン移送系配管本体, サポート, 弁 原子炉補機冷却中間ループ系配管本体, サポート, 弁 補給水系配管本体, サポート, 弁 	原子炉格納容器バウンダリに該当する部分について、耐震 S クラスとして評価を実施しているが、当該系統機能の観点では、既往の PSA の知見に照らして燃料損傷への事態進展に直接影響しないと判断できるため。

補足説明資料 16

(耐震バックチェック報告書より転載)

経年劣化事象による耐震安全性評価への影響について

1. はじめに

発電用原子力施設に関する耐震設計審査指針の改訂に伴い、原子力安全・保安院より求められた新耐震指針に照らした耐震安全性評価において、当社では、経年劣化事象による耐震安全性評価への影響の確認についても自主的に確認することとした耐震安全性評価実施計画書を、平成18年10月18日に提出した。

本書では、耐震安全性評価実施計画書に基づき実施した、柏崎刈羽原子力発電所1号機（営業運転開始：1985年（昭和60年）9月18日）の経年劣化事象による耐震安全性評価への影響を確認した結果についてまとめたものである。

2. 確認の方針

原子力発電設備については、プラントの運転に伴う設備や部品の経年劣化等の知見を踏まえた保全計画に基づく点検や部品交換、補修等の保守管理が継続的に行われており、経年劣化事象による耐震安全性への影響は極めて小さいものと考えているが、現時点において顕在化している経年劣化事象による、耐震安全性評価への影響について確認する。

3. 確認の対象

新耐震指針に照らした既設発電用原子炉設備の耐震安全性評価を実施した施設を対象とする。

4. 経年劣化事象による耐震安全性評価への影響

(1) 耐震安全性への影響の観点から考慮すべき経年劣化事象

耐震安全性への影響の観点から考慮すべき経年劣化事象としては、構造物の断面積の減少を伴う事象、材料強度の低下等の構造強度に影響する事象であり、具体的には、以下の経年劣化事象が考えられる。

- ・ 腐食（エロージョン・コロージョンを含む）
- ・ 応力腐食割れ

(2) 1号機の経年劣化事象による耐震安全性への影響確認

1号機について、上記の耐震安全性への影響の観点から考慮すべき経年劣化事象に着目し、これらの事象が想定される設備の点検記録及び運転実績を確認した。その結果、応力腐食割れについては、これまでに一部で発生が認められているものの、以下のとおり適切に維持管理され、耐震安全性に影響のないことを確認した。

1号機では、原子炉冷却材再循環系配管の溶接部2箇所において、平成17年度（第14回定期検査時）に応力腐食割れを原因とするひび割れが確認された。当該部は、応力腐食割れの発生・進展の抑制対策として高周波誘導加熱処理（IHSI）による応力改善措置を実施した箇所であり、現時点における残留応力分布を用いた進展解析の結果、進展性を有するものではない欠陥であると評価している。また、当該部について基準地震動 S_s による地震応答解析を用いた応力評価の結果、評価基準値を満足しており、設備健全性が確保されていると評価した。このため、当該部について、耐震安全性評価に影響を及ぼすものではないことを確認した（添付資料-1参照）。

当該部以外の配管溶接部については、供用期間中検査として計画的に超

音波探傷試験を実施しているが、応力腐食割れの発生は確認されていない。

また、平成14年度（第13回定期検査時）において、炉心シュラウドのライナーブラケット及び上部格子板用ベースの近傍計9箇所に、応力腐食割れを原因とするひび割れが確認された。これらの欠陥については、国の審議会*において構造健全性に影響を及ぼすものではないことが確認されている。

このことから、当該部の欠陥は耐震安全性評価に影響を及ぼすものではない。

*：総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会 炉心シュラウド及び原子炉再循環系配管の健全性評価について ー検討結果の整理ー 原子力安全・保安院 平成16年10月22日

その他の経年劣化事象である、腐食（エロージョン・コロージョンを含む）のいずれの事象に対しても、これまでの点検記録及び運転実績の評価から、適切に維持管理され、耐震安全性に影響を与えないことを確認した。

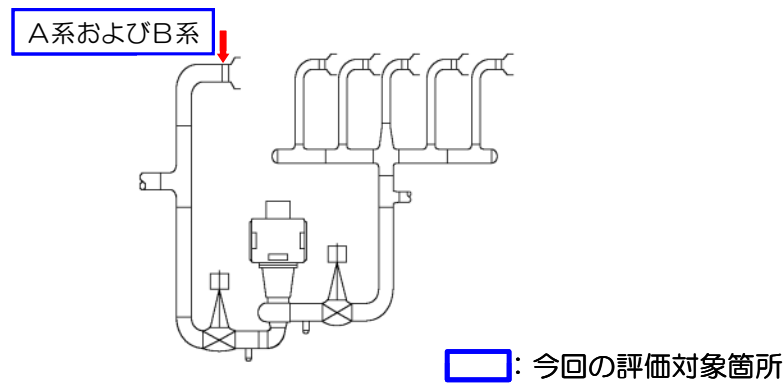
1. はじめに

柏崎刈羽原子力発電所1号機では、原子炉冷却材再循環系（以下、「PLR」という）の配管の溶接部近傍に、応力腐食割れを原因とするひびの存在が確認されている。このため、原子力発電所の耐震設計審査指針の改訂に伴う柏崎刈羽原子力発電所1号機における耐震安全性評価において、ひびが存在することによる耐震安全性評価への影響を確認した。

本資料では、影響確認の方法及び結果について示す。

2. PLR配管に存在するひびに関する評価

柏崎刈羽原子力発電所1号機のPLR配管には、以下に示すとおり、A系及びB系の配管にそれぞれ1箇所、計2箇所のひびが確認されている。



柏崎刈羽原子力発電所1号機 PLR系 系統概略図

当該のひびについて、き裂の解釈*及び日本機械学会 維持規格に規定される評価方法に従い、基準地震動 S_s を用いた健全性評価を行った結果、許容基準である「欠陥寸法が許容欠陥寸法を下回ること」及び「当該部に作用する曲げ応力が許容曲げ応力を下回ること」を満足していることを確認した。

破壊力学による健全性確認結果							
		許容欠陥寸法との比較				許容曲げ応力との比較	
		欠陥寸法		許容欠陥寸法			
号機	系統	深さ (mm)	長さ (mm)	深さ (mm)	長さ (mm)	作用曲げ応力 (MPa)	許容曲げ応力 (MPa)
1号機	A系	5.9	65.0	28.5	289	46.3	176.3
	B系	4.9	37.0			40.9	175.8

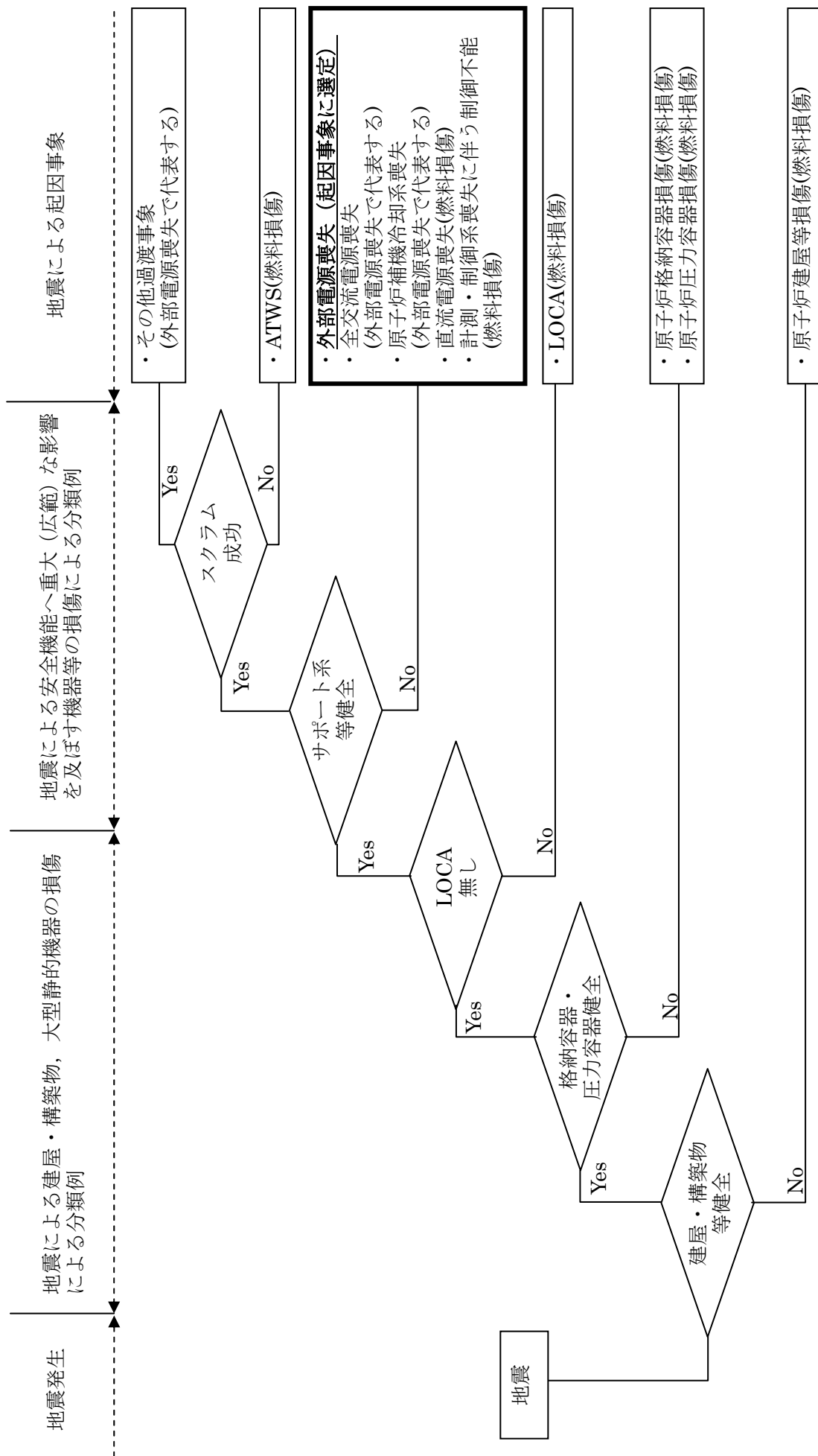
* : 発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について (内規)

原子力安全・保安院

3. 耐震安全性評価への影響

PLR配管のひびが存在する箇所について、基準地震動 S_s を考慮した場合においても、許容基準に対して十分な裕度が確保されており、き裂が存在することによる耐震安全性評価への影響はないものと評価した。

以上



燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー(地震・原子炉)

起因事象に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表 (地震・原子炉)

添付5. 1-5
(1/8)

起因事象	設備等	耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考
外部電源喪失	関連する設備等が耐震重要度分類B, Cクラスに該当する設備で構成されていることから基準地震動Ssに対して機能を期待しないと判断した。								1未満	
原子炉建屋等損傷	原子炉建屋	S	詳細	耐震壁	構造損傷	$\times 10^{-3}$	0.51	2.0	3.92	
	原子炉建屋基礎地盤	S	詳細	基礎地盤	機能損傷	-	1.9	1.0	1.90	本検討では、地震応答解析から求めたすべり安全率の最小値を採用した。 なお、裕度は「評価値/評価基準値」としている。 (添付5.1-3参照)

起因事象に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表 (地震・原子炉)

添付5. 1-5
(2/8)

起因事象	設備等	耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考
原子炉圧力容器及び 原子炉格納容器損傷	RPV円筒胴	S	詳細	胴板	構造損傷	MPa	184	326	1.77	
	下部鏡板	S	詳細	下部鏡板	構造損傷	MPa	142	320	2.25	
	制御棒貫通孔	S	詳細	下鏡リガメント	構造損傷	MPa	146	320	2.19	
	ノズル	S	詳細	セーフエンド	構造損傷	MPa	197	391	1.98	
	制御棒駆動機構ハウジング支持金具	S	詳細	レストレイメント ビーム	構造損傷	MPa	77	139	1.80	
	差圧検出・ほう酸水注入配管 (外管)	S	詳細	下部外管	構造損傷	MPa	43	228	5.30	
	蒸気乾燥器	S	詳細	エアスウェーク ブロック	構造損傷	MPa	49	91	1.85	
	ブラケット類	S	詳細	ドライヤ支持ブ ラケット	構造損傷	MPa	263	420	1.59	
	支持スカート	S	詳細	スカート	構造損傷	-	0.21	1	4.76	
	基礎ボルト	S	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	63	499	7.92	
	原子炉圧力容器スタビライザ	S	詳細	ガセット	構造損傷	MPa	195	274	1.40	耐震バックチェック報告書では、評価値216 MPaを報告しているが、本検討では、既往の工事計画書にて適用済みの詳細評価を実施した。
	原子炉格納容器スタビライザ	S	詳細	フランジ補強板	構造損傷	MPa	128	166	1.29	本検討では、ミルシートを適用した評価を採用した。耐震バックチェック報告書ではトラスビームボルトの引張応力654MPa、評価基準値773MPaを報告。 (添付5.1-3参照)
	原子炉本体基礎	S	詳細	アンカボルト部 コンクリート	構造損傷	kN/6.7°	3936	6035	1.53	

起因事象に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表 (地震・原子炉)

添付5. 1-5
(3/8)

起因事象	設備等	耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考
原子炉圧力容器及び原子炉格納容器損傷	原子炉遮へい壁	B	詳細	開口集中部	構造損傷	MPa	137	235	1.71	
		S	簡易	下部円すい胴部	構造損傷	MPa	100	253	2.53	耐震バックチェック報告書では、事故+Sd条件の207MPaを報告している。本検討ではSs条件で評価した100MPaを採用する。
		S	詳細	基部	構造損傷	-	0.47	1	2.12	
		S	詳細	内側フェイスシヤラグ	構造損傷	MPa	246	332	1.34	本検討では、応力の種別を精査した上で、シルシートを適用した評価を採用した。 耐震バックチェック報告書では当該部位の評価値246MPa、評価基準値306MPaとして報告。 (添付5.1-3参照)
		S	詳細	ビームシート取付部	構造損傷	MPa	161	306	1.90	
		S	詳細	鉄筋コンクリートスラブ	構造損傷	mm ² /m	2735	4280	1.56	
		S	詳細	ガセットプレート	構造損傷	MPa	159	328	2.06	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 本検討では、設計時に採用済みの評価方法を記載した。
		S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	277	375	1.35	上段:合計応力 277 下段:地震分197 地震以外85
		S	詳細	スナツバ	機能損傷	kN	133.9	224.5	1.67	290は「評価基準値-地震以外」 耐震裕度は、290/197で算出 下段の裕度1.47を採用
		S	簡易	弁駆動部	機能損傷	水平 鉛直	6.58 4.66	10.0 6.2	1.51 1.33	
LOCA	主蒸気系	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	231	375	1.62	
		S	簡易	スナツバ	機能損傷	kN	352.5	490.3	1.39	耐震バックチェック報告書では、評価値413.4 kNを報告。本検討では、時刻歴解析を適用した。
		S	詳細	弁駆動部	機能損傷	水平 鉛直	5.98 7.14	10.0 10.0	1.67 1.40	耐震バックチェック報告書では、評価値水平加速度7.10G、鉛直8.81Gを報告。本検討では、時刻歴解析を適用した。
		S	詳細	配管サポート	機能損傷					

起因事象に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表 (地震・原子炉)

添付5. 1-5
(4/8)

起因事象	設備等	耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考
LOCA	原子炉冷却材浄化系	配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	245	366	1.49
		配管サポート	S	詳細	スナッチバ	機能損傷	kN	6.8	15.2	2.23
		弁	S	詳細	弁駆動部	機能損傷	水平	1.59	10.0	6.28
							鉛直	6.8	10.0	1.47
		配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	193	375	1.94
		配管サポート	S	詳細	スナッチバ	機能損傷	kN	117.3	224.5	1.91
	弁	S	詳細	弁本体	機能損傷	水平	2.01	10以上	最小裕度ではない	
						鉛直	5.77	10以上	最小裕度ではない	
	残留熱除去系	配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	128	366	2.85
		配管サポート	S	詳細	スナッチバ	機能損傷	kN	43.3	67.4	1.55
		弁	S	簡易	弁駆動部	機能損傷	水平	4.03	6.0	1.48
							鉛直	1.11	6.0	5.40
配管		S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	187	282	1.50	
配管サポート		S	詳細	スナッチバ	機能損傷	kN	3.0	18.8	6.26	
ほう酸水注入系	弁	S	簡易	弁駆動部	水平	1.89	6.0	3.17		
					鉛直	1.31	6.0	4.58		

起因事象に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表 (地震・原子炉)

添付5. 1-5
(5/8)

起因事象	設備等	耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考		
LOCA	原子炉隔離時冷却系	配管	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	245	366	1.49			
							50.8	67.4	1.32			
		配管サポート	詳細	スナッパ	機能損傷	G	kN	5.31	10.0	1.88	耐震バックチェック報告書では、評価値53.3 kNを報告。本検討では、時刻歴解析を適用した。	
								2.73	10.0	3.66		
		弁	詳細	弁駆動部	機能損傷			121	411	3.39		
								87	129.4	1.48		
	高圧炉心スプレイス	配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	3.69	6.0	1.62		
								4.01	6.0	1.49		
		配管サポート	S	詳細	スナッパ	機能損傷	kN	137	366	2.67		
								73.6	129.4	1.75		
		弁	S	簡易	弁駆動部	機能損傷	G		5.64	10以上	最小裕度ではない	耐震バックチェック報告書では、簡易評価結果を報告しているが、本検討では詳細評価を実施した。
									4.84	10以上	最小裕度ではない	
低圧炉心スプレイス	配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	5.64	10以上	最小裕度ではない			
							4.84	10以上	最小裕度ではない			

起因事象に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表 (地震・原子炉)

添付5. 1-5
(6/8)

起因事象	設備等	耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考	
直流電源喪失 (直流電源機能喪失)	蓄電池	S	簡易	締付ボルト	構造損傷	MPa	39	159	4.07		
	充電器	S	簡易	締付ボルト	構造損傷	MPa	61	207	3.39		
											水平
	直流主母線盤	S	簡易	盤全体	機能損傷	G	鉛直	0.93	2.00	2.15	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
								水平	1.29	2.82	2.18
	直流モータコントロールセンタ	S	簡易	盤全体	機能損傷	G	鉛直	0.99	2.00	2.02	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
								水平	1.29	4.93	3.82
	ケーブルトレイ	S	詳細	ボルト	構造損傷	MPa	133	230	1.72		
	ケーブルトレイサポート	S	詳細	部材	構造損傷	MPa	245	400	1.63		耐震バックチェック報告書に記載の無い評価。 当該設備は、構造材等の破断さえしなれば、機能を維持しうる性質のものであり、かつ、その他設備の振動性状へ影響を与えるものではないため、規格上の引張強さを評価基準値とした。 (添付5.1-3参照)
	電線管	S	詳細	本体	構造損傷	MPa	225	385	1.71		
電線管サポート	S	詳細	部材	構造損傷	MPa	225	385	1.71			

起因事象に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表 (地震・原子炉)

添付5. 1-5
(7/8)

起因事象	設備等	耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考
計測・制御系喪失に伴う制御不能 (計測・制御設備機能喪失)	計装ラック	S	簡易	締付ボルト	構造損傷	MPa	13	207	15.92	
			簡易	ラック全体	機能損傷	水平	0.99	5.69	5.74	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
						鉛直	0.88	2.00	2.27	
			ペンチ盤	S	簡易	締付ボルト	構造損傷	MPa	16	207
	簡易	盤全体			機能損傷	水平	1.21	5.69	4.70	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
						鉛直	1.17	2.00	1.70	
	直立盤 (制御盤・現場制御盤)	S			簡易	締付ボルト	構造損傷	MPa	36	207
			簡易	盤全体	機能損傷	水平	1.21	5.88	4.85	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
	鉛直	1.17				2.00	1.70			
	バイタル交流電源設備	S	簡易	締付ボルト	構造損傷	MPa	15	159	10.60	
			簡易	盤全体	機能損傷	水平	1.12	5.88	5.25	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
						鉛直	0.93	1.50	1.61	

起因事象に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表 (地震・原子炉) 添付5. 1-5 (8/8)

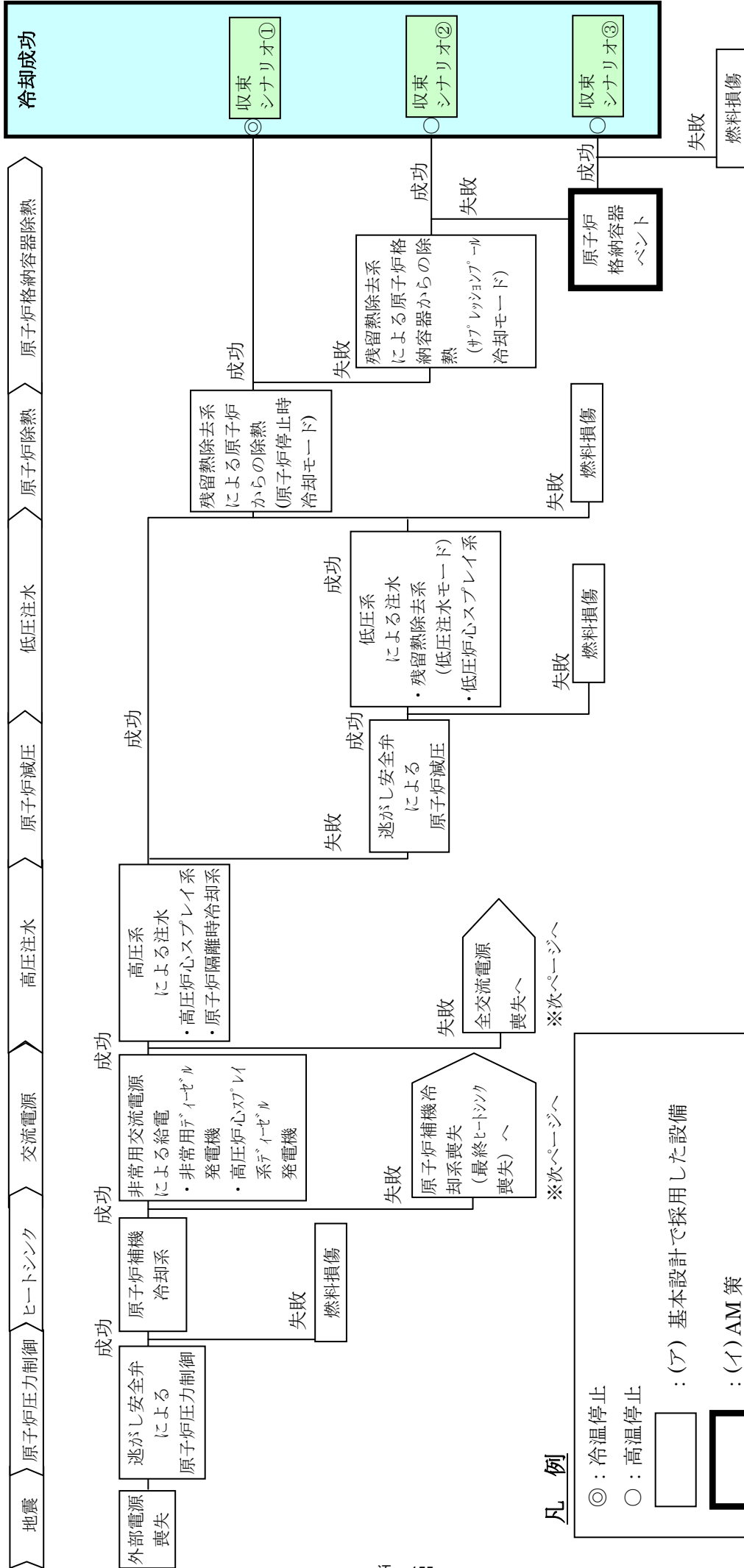
起因事象	設備等	耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考							
ATWS	制御棒駆動系	制御棒	S	簡易	燃料集合体	機能損傷	mm	29.6	50	1.68	耐震バックチェック報告書では、評価基準値40mmで報告。本検討では、その後の試験結果を踏まえた評価基準値を採用。(添付5.1-3参照)						
		水圧制御ユニット	S	簡易	フレーム	構造損傷	MPa	96	250	2.60							
		配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	121	413	3.41							
		配管サポート	S	詳細	サポート	構造損傷	MPa	150	234	1.56							
		弁	弁	S	簡易	弁駆動部	機能損傷	水平	1.13	6.0		5.30					
								鉛直	1.05	6.0		5.71					
		炉心シユロワウド	炉心シユロワウド	S	詳細	下部胴	構造損傷	MPa	106	148		1.39					
									シユロワウドサポート	S		詳細	レグ	MPa	170	229	1.34
									炉心支持板	S		詳細	炉心支持板	MPa	80	256	3.20
									上部格子板	S		詳細	最長ビーム	MPa	99	343	3.46
									制御棒案内管	S		詳細	中央部	MPa	32	148	4.62
									燃料支持金具	S		詳細	中央燃料支持金具	MPa	26	248	9.53

起因事象に関連する設備の耐震裕度評価結果 まとめ表(地震・原子炉)

地震を起因として燃料損傷に至る事象	外部電源喪失	原子炉建屋等損傷	原子炉圧力容器及び原子炉格納容器損傷	LOCA	直流電源喪失	計測・制御系喪失に伴う制御不能	ATWS
耐震裕度 耐震裕度は評価基準値/評価値で定義したもの。ただし、評価対象設備の評価指標によっては、分子と分子が逆になる。	1 未満 関連設備が耐震 B,C クラスで構成されているため基準地震動 Ss に対し機能を期待しないとしたのであって、必ずしも基準地震動クラスでの地震で外部電源が喪失することを意味しない。	1.90 評価値と評価基準値の比であって、数値が燃料損傷に対する裕度を直接示しているものではない。	1.29 評価値と評価基準値の比であって、数値が燃料損傷に対する裕度を直接示しているものではない。	1.32 評価値と評価基準値の比であって、数値が燃料損傷に対する裕度を直接示しているものではない。	1.47 評価値と評価基準値の比であって、数値が燃料損傷に対する裕度を直接示しているものではない。	1.61 評価値と評価基準値の比であって、数値が燃料損傷に対する裕度を直接示しているものではない。	1.34 評価値と評価基準値の比であって、数値が燃料損傷に対する裕度を直接示しているものではない。
耐震裕度 該当箇所	工学的判断	原子炉建屋 基礎地盤	原子炉格納容器 スタビライザ	原子炉隔離時冷却系配管ポート	電線管	バイタル 交流電源設備	シユラウド サポート
影響緩和機能への期待の有無	影響緩和機能を期待し、イベントツリーによる耐震裕度評価を行う	影響緩和する機能を期待しない	影響緩和する機能を期待しない	影響緩和する機能を期待しない	影響緩和する機能を期待しない	影響緩和する機能を期待しない	影響緩和する機能を期待しない

※当該号機の基準地震動 Ss の解放基盤表面上での最大加速度振幅は、2300 Gal である。

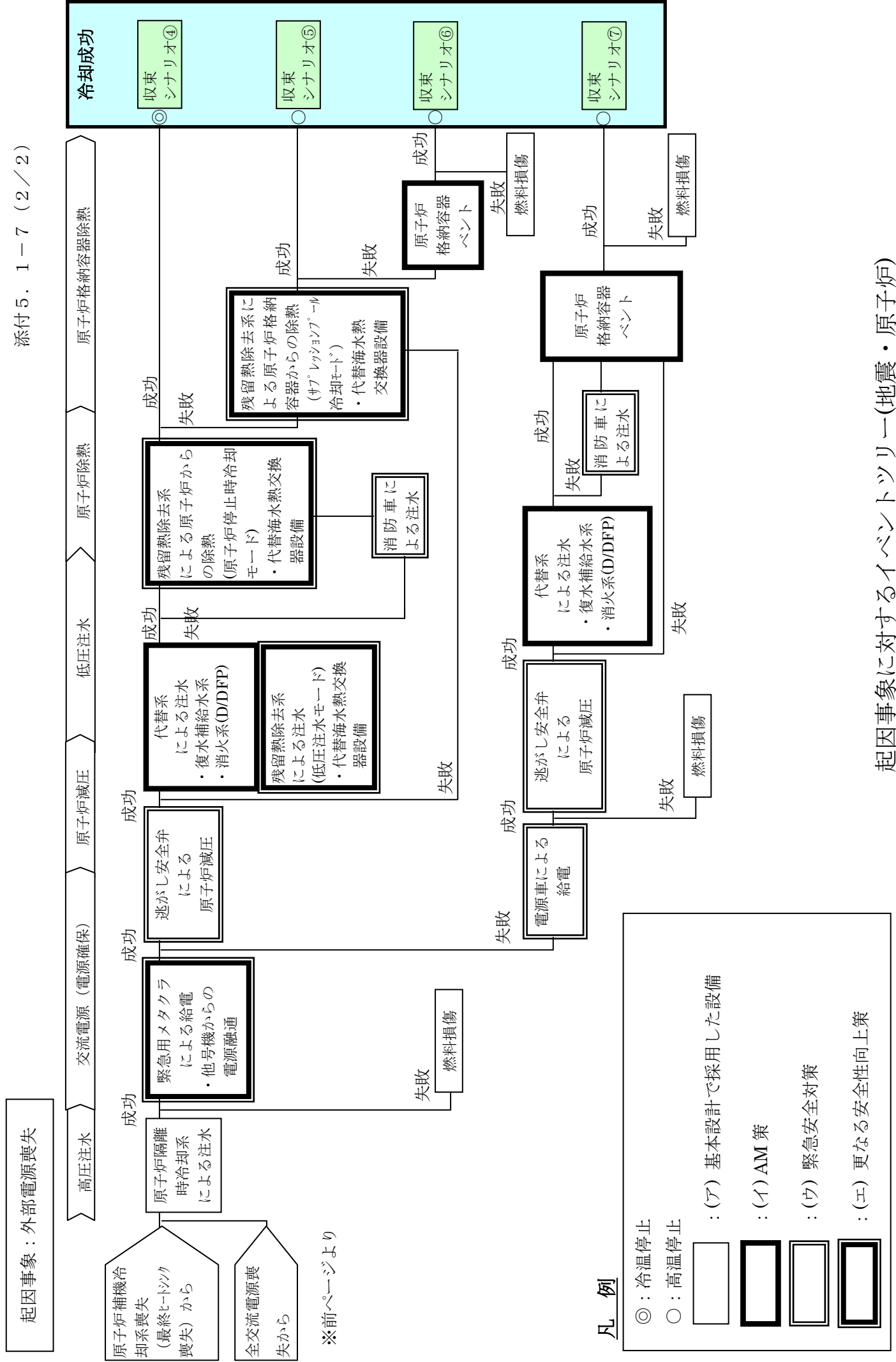
起因事象：外部電源喪失



凡例

- ◎：冷温停止
- ：高温停止
- ：(ア) 基本設計で採用した設備
- ◻：(イ) AM 策
- ◻：(ウ) 緊急安全対策
- ◻：(エ) 更なる安全性向上策

起因事象に対するイベントツリー(地震・原子炉)



※前ページより

凡例

- ◎ : 冷温停止
- : 高温停止
- [] : (ア) 基本設計で採用した設備
- [] : (イ) AM 策
- [] : (ウ) 緊急安全対策
- [] : (エ) 更なる安全性向上策

起因事象に対するイベントツリー(地震・原子炉)

イベントツリーに係る設備の機能的な整理(地震・原子炉)

原子炉のイベントツリーのヘディングに採用した設備等 ^{※1}		原子炉補機冷却系及び非常用交流電源による給電の確保に成功の場合(収束シナリオ①~③)											
		原子炉圧力制御	ヒートシンク		交流電源		高圧注水		原子炉減圧	低圧注水		原子炉除熱	原子炉格納容器除熱
機能的に関連する設備等 ^{※2}		逃がし安全弁による原子炉圧力制御	原子炉補機冷却系		非常用交流電源による給電		高圧系による注水		逃がし安全弁による原子炉減圧	低圧系による注水		残留熱除去系による原子炉からの除熱(原子炉停止時冷却モード)	残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱(サブレーションモード)
			残留熱除去系補機	高圧炉心スプレイル系補機	非常用ディーゼル発電機	高圧炉心スプレイル系発電機	高圧炉心スプレイル系	原子炉属維持冷却系		残留熱除去系(低圧注水モード)	低圧炉心スプレイル系		
直流電源	直流電源	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	高圧炉心スプレイル系直流電源		○		○		○						
計測・制御	計測・制御設備 ^{※3}		○		○		○					○	○
	非常用電源盤	○			○		○					○	○
電源盤	高圧炉心スプレイル系電源盤		○		○		○						
	海水機器建屋非常用電源盤	○			○		○					○	○
原子炉補機冷却系	残留熱除去冷却中間ループ系											○	○
	非常用補機冷却中間ループ系											○	○
	残留熱除去海水系	-										○	○
イ高圧炉心スプレイル系補機	高圧炉心スプレイル系				○		○						
	高圧炉心スプレイル系				○		○						
交流電源	非常用ディーゼル発電機	○			-		○					○	○
	高圧炉心スプレイル系ディーゼル発電機		○				○						

※1：イベントツリーのヘディングに採用した設備であり、フロントライン系の設備に加え一部のサブポート系の設備を含む。

※2：イベントツリーのヘディングに採用した設備等に機能的に関連するサブポート系の設備をいう。

※3：地震の原子炉の評価における計測・制御設備とは、中央制御室、下部中央制御室、中央制御室外原子炉停止盤室及び現場に設置の制御盤等の計測・制御設備をいう。

凡例
○：関連する設備
-：当該設備

イベントツリーに係る設備の機能的な整理(地震・原子炉)

原子炉のイベントツリーのヘディングに採用した設備等		原子炉補機冷却系喪失(最終ヒートシンク喪失)又は全交流電源喪失の場合(収束シナリオ④～⑦)									
		高圧注水	交流電源(電源確保)		原子炉減圧	低圧注水			原子炉除熱	原子炉格納容器除熱	
機能的に関連する設備等	原子炉隔離離脱時冷却系による注水	緊急用メタクララによる給電	電源車による給電	逃がし安全弁による原子炉減圧	残留熱除去系による注水(低圧注水モード;代替海水熱交換器を使用)	代替系による注水	消防車による注水	残留熱除去系からの除熱(原子炉停止時;代替海水熱交換器設備を使用)	残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱(サブプレッショントモード;代替海水熱交換器設備を使用)	原子炉格納容器除熱	原子炉格納容器除熱
		他号機からの電源融通	【参考】空冷式GTG			復水補給水系	消火系(D/DFF)				
直流電源 ^{※1}	○			○	○			○	○	○	
計測・制御	○			○	○			○	○	○	
電源盤		○	○		○			○	○	○	
交流電源(電源確保)	緊急用メタクララによる給電	-			○			○	○	○	
	電源車による給電		-		○ ^{※3}	○ ^{※4}		○ ^{※3}	○ ^{※3}	○ ^{※3}	
代替海水熱交換器設備					○			○	○		

※1: 全交流電源喪失時、直流電源は放電により電圧が低下するため、これを補うために交流電源による充電を行う必要があるが、5.1章では地震による直流電源設備の機能維持の観点から評価することとし、直流電源の時間継続性については5.4章全交流電源喪失においては5.4章全交流電源喪失において評価する。

※2: 地震の評価における計測・制御設備とは、中央制御室、下部中央制御室、中央制御室外原子炉停止盤室及び現場に設置の制御設備等の計測・制御設備をいう。

※3: 代替海水熱交換器設備の運転用の電源車。

※4: 復水補給水系は緊急用メタクララ又は電源車の何れかによる給電にて使用可能。

凡例
○: 関連する設備
-: 当該設備

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表(地震・原子炉) (フロントライン系) 添付5.1-9 (1/21)

緩和機能	フロントライン系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考			
	設備等	設備等												
原子炉圧力制御(逃がし安全弁による原子炉圧力制御)	逃がし安全弁	S	簡易	駆動部	機能損傷	G	水平 鉛直	5.98 2.57	9.6 6.1	1.60 2.37				
			詳細	モータ取付ボルト	構造損傷	MPa	64	455	7.10					
			詳細	冷却水配管	機能損傷	MPa	227	330	1.45	耐震バックチェック報告書では、簡易評価結果を報告しているが、本検討では詳細評価を実施した。(添付5.1-3参照)				
			詳細	軸受	機能損傷	kN	27.46	42.40	1.54	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。(添付5.1-3参照)				
			詳細	ヘッド・分岐管	構造損傷	MPa	70	223	3.18					
			詳細	パイプ	構造損傷	MPa	29	223	7.68					
			詳細	配管本体	構造損傷	MPa	121	411	3.39					
			詳細	スナッパ	機能損傷	kN	87	129.4	1.48					
			高圧炉心スプレイス	高圧炉心スプレイス	S	簡易	駆動部	機能損傷	G	水平 鉛直	3.69 4.01	6.0 6.0	1.62 1.49	
						詳細	アウトタージャケット	構造損傷	MPa	20	365	18.25		
						詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	44	202	4.59	耐震バックチェック報告書に記載の無い評価。C/A送風機と同型式のため、同手法による評価を実施。	
						動的機能維持評価は、C/A送風機を代表として詳細評価を実施し、詳細評価項目のうち基礎ボルトの強度評価が最小裕度部位であることを確認。								
						詳細	軸受他	機能損傷	G	1.33	4.7	3.53	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。(添付5.1-3参照)	
高圧注水	高圧注水	S	簡易	ポンプ室空調機	機能損傷	G								
			詳細	ポンプ室空調機	機能損傷	G								

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表(地震・原子炉) (フロントライン系) 添付5. 1-9 (2/21)

緩和機能	フロントライン系										備考	
	設備等											
	耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値(a)	評価基準値(b)	裕度(b)/(a)				
高圧注水	原子炉隔離時冷却系	S	ポンプ	基礎ボルト	構造損傷	MPa	63	155	2.46		耐震バックチェック報告書では、簡易評価結果を報告しているが、本検討では詳細評価を実施した。(添付5.1-3参照)	
				冷却水配管								機能損傷
		S	タービン駆動用蒸気タービン(駆動タービン)	タービン取付ボルト	構造損傷	MPa	146	444	3.04			耐震バックチェック報告書では、簡易評価結果を報告しているが、本検討では詳細評価を実施した。(添付5.1-3参照)
				軸受他								
		S	配管	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	245	366	1.49		
		S	配管サポート	詳細	スナツバ	機能損傷	kN	50.8	67.4	1.32		耐震バックチェック報告書では、評価値53.3 kNを報告。本検討では、時刻歴解析を適用した。
		S	弁	詳細	駆動部	機能損傷	G	水平	10.0	1.88		耐震バックチェック報告書では、簡易評価結果を報告しているが、本検討では詳細評価を実施した。
								鉛直	2.73	10.0	3.66	
		復水貯蔵槽関連	B	B	耐震壁	機能損傷	$\times 10^{-3}$	0.45	2.0	4.44		耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。原子炉建屋耐震壁の機器設置槽におけるせん断ひずみの最大値を記載している。
								121	411	3.39		耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。本検討では、設計時に採用済みの評価手法を適用した。
MPa	87			129.4	1.48							
配管サポート	詳細			スナツバ	機能損傷	kN	87	129.4	1.48			

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表(地震・原子炉) (フロントライン系) 添付5. 1-9 (3/21)

フロントライン系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値(a)	評価基準値(b)	裕度(b)/(a)	備考
緩和機能	設備等									
原子炉減圧(逃がし安全弁による原子炉減圧)	逃がし安全弁	S	簡易	駆動部	機能損傷	G	5.98	9.6	1.60	
	アキユムレータ	S	簡易	ボルト	構造損傷	MPa	2.57	6.1	2.37	

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表(地震・原子炉) (フロントライン系) 添付5. 1-9 (4/21)

緩和機能	フロントライン系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値(a)	評価基準値(b)	裕度(b)/(a)	備考	
	設備等											
低圧注水	残留熱除去系 (低圧注水モード)	ポンプ	S	詳細	モータヘッドスタル 取付ボルト	構造損傷	MPa	38	444	11.68	耐震バックチェック報告書では、簡易評価結果を報告しているが、本検討では詳細評価を実施した。 (添付5.1-3参照)	
				詳細	冷却水配管	機能損傷	MPa	179	252	1.40		
				詳細	軸受他	機能損傷	G	水平	0.9	14.0		15.55
								鉛直	0.78	2.3		2.94
				詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	151	202	1.33		耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
				詳細	スリーブ	構造損傷	MPa	14	343	24.50		
				詳細	配管本体	構造損傷	MPa	128	366	2.85		
				詳細	スナツバ	機能損傷	kN	43.3	67.4	1.55		
				S	S	機能損傷	G	水平	4.03	6.0		1.48
								鉛直	1.11	6.0		5.40
				S	S	構造損傷	MPa	26	365	14.03		
				S	S	構造損傷	MPa	74	202	2.72		耐震バックチェック報告書に記載の無い評価。 C/A送風機と同型式のため、同手法による評価を実施。
動的機能維持評価は、C/A送風機を代表として詳細評価を実施し、詳細評価項目のうち基礎ボルトの強度評価が最小裕度部位であることを確認。												
S	S	機能損傷	G	2.94	4.7	1.59	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)					

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表(地震・原子炉) (フロントライン系) 添付5.1-9 (5/21)

緩和機能	フロントライン系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考
	設備等										
低圧注水	低圧炉心スプレイス系	ポンプ	S	詳細	モーターベデスタル取付ボルト	構造損傷	MPa	44	444	10.09	
		ポンプ 電動機	S	詳細	冷却水配管	機能損傷	G	0.9	14.0	15.55	耐震バックチェック報告書では、簡易評価結果を報告しているが、本検討では詳細評価を実施した。(添付5.1-3参照)
				詳細	軸受他	機能損傷		0.78	2.3	2.94	
		スプレイスパージャ	S	詳細	ヘッド・分岐管	構造損傷	MPa	70	223	3.18	
		スプレイス系配管 (RPV内)	S	詳細	パイプ	構造損傷	MPa	29	223	7.68	
		配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	137	366	2.67	
		配管サポート	S	詳細	スナッパ	機能損傷	kN	73.6	129.4	1.75	
		弁	S	詳細	弁本体	機能損傷	G	5.64	10以上	最小裕度ではない	耐震バックチェック報告書では、簡易評価結果を報告しているが、本検討では詳細評価を実施した。
				詳細	弁本体	機能損傷		4.84	10以上	最小裕度ではない	
		ストレーナ	S	詳細	アウトージャケット	構造損傷	MPa	20	365	18.25	
		ポンプ室空調機	S	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	77	202	2.62	耐震バックチェック報告書に記載の無い評価。C/A送風機と同型式のため、同手法による評価を実施。
		ポンプ室空調機 電機	S	詳細	軸受他	機能損傷	G	2.94	4.7	1.59	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。(添付5.1-3参照)

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表(地震・原子炉) (フロントライン系) 添付5. 1-9 (6/21)

緩和機能	フロントライン系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考	
	設備等											
低圧注水	復水貯蔵槽関連	復水貯蔵槽	B	簡易	耐震壁	機能損傷	$\times 10^{-3}$	0.45	2.0	4.44	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 原子炉建屋耐震壁の機器設置階におけるせん断ひずみの最大値を記載している。	
		配管	B	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	121	411	3.39		
		配管サブポート	B	詳細	スナッパ	機能損傷	kN	87	129.4	1.48		
低圧注水 (代替系による注水)	復水補給水系	ポンプ	B	詳細	電動機取付ボルト	構造損傷	MPa	16	207	12.93	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
		ポンプ 電動機	B	詳細	軸受他	機能損傷	G	1.32	6.0	4.54		
		配管	B	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	312	321	1.02		
		配管サブポート	B	詳細	サブポート	構造損傷	MPa	107	245	2.28		
		弁	B	簡易	駆動部	機能損傷	水平 鉛直	1.64 2.86	6.0 6.0	3.65 2.09		
	復水貯蔵槽	復水貯蔵槽	配管	B	簡易	耐震壁	機能損傷	$\times 10^{-3}$	0.45	2.0	4.44	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 原子炉建屋耐震壁の機器設置階におけるせん断ひずみの最大値を記載している。
			配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	128	366	2.85	
			配管サブポート	S	詳細	スナッパ	機能損傷	kN	43.3	67.4	1.55	
			弁	S	簡易	駆動部	機能損傷	水平 鉛直	4.03 1.11	6.0 6.0	1.48 5.40	
			配管	S	簡易	配管本体	機能損傷	G	1.11	6.0	5.40	
消火系											裕度を評価しない。 (D/DFP・配管・配管サブポート・弁・ろ過水タンク・現場制御盤)	

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表(地震・原子炉) (フロントライン系) 添付5. 1-9 (7/21)

緩和機能	フロントライン系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値(a)	評価基準値(b)	裕度(b)/(a)	備考	
	設備等											
低圧注水 (消防車による注水)	消防車	裕度を評価しない。										
		残留熱除去系配管	配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	128	366	2.85	
			配管サポート	S	詳細	スナツバ	機能損傷	kN	43.3	67.4	1.55	
			弁	S	簡易	駆動部	機能損傷	G	4.03 1.11	6.0 6.0	1.48 5.40	
		復水補給水系配管	配管	B	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	312	321	1.02	
			配管サポート	B	詳細	サポート	構造損傷	MPa	107	245	2.28	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 本検討では、設計時に採用済みの評価手法を適用した。
			弁	B	簡易	駆動部	機能損傷	G	1.64 2.86	6.0 6.0	3.65 2.09	
		屋内消火系配管	裕度を評価しない。(配管・配管サポート・弁)									

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表(地震・原子炉) (フロントライン系) 添付5. 1-9 (8/21)

緩和機能	フロントライン系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考	
	設備等											
原子炉除熱 (残留熱除去系による 原子炉からの除熱)	フロントライン系	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	ポンプ	詳細	モータヘッドスタル 取付ボルト	構造損傷	MPa	38	444	11.68	耐震バックチェック報告書では、簡易評価結果を報告しているが、本検討では詳細評価を実施した。 (添付5.1-3参照)	
				詳細	冷却水配管	機能損傷	MPa	179	252	1.40		
			ポンプ 電動機	詳細	軸受他	機能損傷	G	水平	0.9	14.0	15.55	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
				詳細			鉛直	0.78	2.3	2.94		
			熱交換器	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	MPa	151	202	1.33	
			配管	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	MPa	128	366	2.85	
			配管サポート	詳細	スナッパ	機能損傷	kN	kN	43.3	67.4	1.55	
			弁	簡易	駆動部	機能損傷	G	水平	4.03	6.0	1.48	
				簡易		機能損傷	G	鉛直	1.11	6.0	5.40	
			ポンプ室空調機	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	MPa	74	202	2.72	耐震バックチェック報告書に記載の無い評価。 C/A送風機と同型式のため、同手法による評価を実施。
ポンプ室空調機 電機	詳細	軸受他	機能損傷	G	G	2.94	4.7	1.59	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)			

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表(地震・原子炉) (フロントライン系) 添付5. 1-9 (9/21)

緩和機能	フロントライン系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考
	設備等										
原子炉格納容器除熱(残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱)	フロントライン系	設備等	S	詳細	モータヘッドスタル取付ボルト	構造損傷	MPa	38	444	11.68	耐震バックチェック報告書では、簡易評価結果を報告しているが、本検討では詳細評価を実施した。(添付5.1-3参照)
					ポンプ	機能損傷	MPa	179	252	1.40	
					ポンプ 電動機	機能損傷	水平	0.9	14.0	15.55	
							G	0.78	2.3	2.94	
					軸受他	機能損傷	MPa	151	202	1.33	
					基礎ボルト	構造損傷	MPa	128	366	2.85	
					配管本体	構造損傷	MPa	43.3	67.4	1.55	
					スナツバ	機能損傷	kN	4.03	6.0	1.48	
					弁	機能損傷	水平	1.11	6.0	5.40	
							G				
					アウタージャケット	構造損傷	MPa	26	365	14.03	
					基礎ボルト	構造損傷	MPa	74	202	2.72	
					ポンプ室空調機	動的機能維持評価は、C/A送風機を代表として詳細評価を実施し、詳細評価項目のうち基礎ボルトの強度評価が最小裕度部位であることを確認。					
ポンプ室空調機 電動機	S	詳細	軸受他	機能損傷	G	2.94	4.7	1.59	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。(添付5.1-3参照)		

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表(地震・原子炉) (フロントライン系) 添付5. 1-9 (10/21)

緩和機能	フロントライン系										備考
	設備等										
	耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)			
原子炉格納容器除熱格納容器(原子炉格納容器ベント)	配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	188	335	1.78		
		S	詳細	スナッチバ	機能損傷	kN	109.5	164.7	1.50		
	弁	S	詳細	駆動部	機能損傷	G	水平	9.5	1.68		
		鉛直	2.47				6.8	2.75			
	配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	92	335	3.64		
		S	詳細	サブポート	構造損傷	MPa	40	245	6.12		
	弁	S	簡易	駆動部	機能損傷	G	水平	6.0	3.03		
							鉛直	2.56	6.0	2.34	
	配管ダクト	C	詳細	鉛直部	構造損傷	kN	3617	7400	2.04		

耐震バックチェック報告書では、簡易評価結果を報告しているが、本検討では詳細評価を実施した。

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表 (地震・原子炉) (サポート系)

添付5.1-9
(11/21)

緩和機能	サポート系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値(a)	評価基準値(b)	裕度(b)/(a)	備考	
	設備等	設備等										
直流電源	地震の原子炉の燃料損傷に係る評価では、前段の起因事象の「直流電源喪失」にて直流電源を評価しているため、影響緩和機能のフォールトツリーでは直流電源を評価対象としない。											
高圧炉心スプレレイ系 直流電源	蓄電池		S	簡易	締付ボルト	構造損傷	MPa	39	159	4.07		
	充電器		S	簡易	締付ボルト	構造損傷	MPa	61	207	3.39		
				簡易	盤全体	機能損傷	G	1.12	5.88	5.25	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
	直流主母線盤		S	簡易	盤全体	機能損傷	G	0.93	2.00	2.15		
				簡易	盤全体	機能損傷	G	1.29	2.82	2.18	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
	ケーブルトレイ		S	詳細	ボルト	構造損傷	MPa	133	230	1.72		
	ケーブルトレイサポート		S	詳細	部材	構造損傷	MPa	245	400	1.63	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 当該設備は、構造材等の破断さえしなければ、機能を維持し える性質のものであり、かつ、その他設備の振動性状へ影響を 与えるものではないため、規格上の引張強さを評価基準値とし た。 (添付5.1-3参照)	
	電線管		S	詳細	本体	構造損傷	MPa	183	270	1.47		
	電線管サポート		S	詳細	部材	構造損傷	MPa	225	385	1.71		
	計測・制御設備	地震の原子炉の燃料損傷に係る評価では、前段の起因事象の「計測・制御系喪失に伴う制御不能」にて計測・制御設備を評価しているため、影響緩和機能のフォールトツリーでは計測・制 御設備を評価対象としない。										

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表 (地震・原子炉) (サポート系)

添付5.1-9
(12/21)

緩和功能	サポート系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値(a)	評価基準値(b)	裕度(b)/(a)	備考
	設備等	設備等									
非常用電源盤	メタクラ	S	簡易	盤全体	機能損傷	G	水平	1.12	2.04	1.82	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
								0.93	2.00	2.15	
	パワーセンタ	S	簡易	盤全体	機能損傷	G	水平	1.29	2.82	2.18	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
								0.99	2.00	2.02	
	動力変圧器	S	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	MPa	71	207	2.91	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 本検討では、設計時に採用済みの評価手法を適用した。
	モータコントロールセンタ	S	簡易	盤全体	機能損傷	G	水平	1.29	4.93	3.82	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
								0.99	2.00	2.02	
	ケーブルトレイ	S	詳細	ボルト	構造損傷	MPa	MPa	133	230	1.72	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 当該設備は、構造材等の破断さえしなければ、機能を維持し得る性質のものであり、かつ、その他設備の振動性状へ影響を与えるものではないため、規格上の引張強さを評価基準値とした。 (添付5.1-3参照)
	ケーブルトレイサポート	S	詳細	部材	構造損傷	MPa	MPa	245	400	1.63	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
電線管	S	詳細	本体	構造損傷	MPa	MPa	183	270	1.47	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
電線管サポート	S	詳細	部材	構造損傷	MPa	MPa	225	385	1.71	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
高圧炉心スプレイス電源盤	メタクラ	S	簡易	盤全体	機能損傷	G	水平	1.12	2.04	1.82	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
								0.93	2.00	2.15	
	パワーセンタ	S	簡易	盤全体	機能損傷	G	水平	1.29	2.82	2.18	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
								0.99	2.00	2.02	
	動力変圧器	S	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	MPa	71	207	2.91	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 本検討では、設計時に採用済みの評価手法を適用した。
	モータコントロールセンタ	S	簡易	盤全体	機能損傷	G	水平	1.29	4.93	3.82	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
								0.99	2.00	2.02	
	ケーブルトレイ	S	詳細	ボルト	構造損傷	MPa	MPa	133	230	1.72	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 当該設備は、構造材等の破断さえしなければ、機能を維持し得る性質のものであり、かつ、その他設備の振動性状へ影響を与えるものではないため、規格上の引張強さを評価基準値とした。 (添付5.1-3参照)
	ケーブルトレイサポート	S	詳細	部材	構造損傷	MPa	MPa	245	400	1.63	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
電線管	S	詳細	本体	構造損傷	MPa	MPa	183	270	1.47	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
電線管サポート	S	詳細	部材	構造損傷	MPa	MPa	225	385	1.71	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表 (地震・原子炉) (サポート系)

添付5.1-9
(13/21)

緩和機能	サポート系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考
	設備等	設備等									
海水機器建屋 非常用電源盤	パワーセンタ		S	簡易	盤全体	機能損傷	G	1.29 0.99	2.82 2.00	2.18 2.02	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-9参照)
	動力変圧器		S	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	71	207	2.91	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 本検討では、設計時に採用済みの評価手法を適用した。
	モータコントロールセンタ		S	簡易	盤全体	機能損傷	G	1.29 0.99	4.93 2.00	3.82 2.02	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
	ケーブルトレイ		S	詳細	ボルト	構造損傷	MPa	133	230	1.72	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 当該設備は、構造材等の破断さえしなければ、機能を維持し える性質のものであり、かつ、その他設備の振動性状へ影響を 与えるものではないため、規格上の引張強さを評価基準値とし た。 (添付5.1-3参照)
	ケーブルトレイサポート		S	詳細	部材	構造損傷	MPa	245	400	1.63	
	電線管		S	詳細	本体	構造損傷	MPa	183	270	1.47	
	電線管サポート		S	詳細	部材	構造損傷	MPa	225	385	1.71	

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表 (地震・原子炉) (サポート系)

添付5. 1-9
(14/21)

緩和機能	サポート系									
	設備等									
	耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考	
原子炉補機冷却系	残留熱除去系補機	S	ポンプ	基礎ボルト	構造損傷	MPa	14	159	11.35	
				軸受他	機能損傷	G	1.63	6.0	3.68	耐震バックチェック報告書では、簡易評価結果を報告しているが、本検討では詳細評価を実施した。(添付5.1-3参照)
				軸受他	機能損傷	G	1.63	4.7	2.88	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。(添付5.1-3参照)
				基礎ボルト	構造損傷	MPa	108	156	1.44	
				配管本体	構造損傷	MPa	232	344	1.48	
				スナックバ	機能損傷	kN	118.0	224.5	1.90	
						水平	4.33	10.0	2.30	
						G	4.76	10.0	2.10	
						鉛直				
							駆動部	機能損傷		

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表 (地震・原子炉) (サポート系)

添付5.1-9
(15/21)

緩和機能	サポート系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考	
	設備等	設備等										
原子炉補機冷却系	残留熱除去系補機	非常用補機冷却系	S	簡易	基礎ボルト	構造損傷	MPa	17	207	12.17		
				詳細	軸受他	機能損傷	G	1.63	6.0	3.68	耐震ハックチェック報告書では、簡易評価結果を報告しているが、本検討では詳細評価を実施した。(添付5.1-3参照)	
			S	詳細	軸受他	機能損傷	G	1.63	4.7	2.88	耐震ハックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
				詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	110	195	1.77		
			S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	124	366	2.95		
				詳細	スナッパ	機能損傷	kN	110.9	182.4	1.64		
			S	簡易	弁駆動部	機能損傷	G	水平	2.41	6.0	2.48	
								鉛直	1.21	6.0	4.95	
			S	詳細	電動機取付ボルト	構造損傷	MPa	21	475	22.61		
								揚水管	57	306	5.36	
			S	詳細	軸受他	機能損傷	G	水平	2.25	14.0	6.22	耐震ハックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
								鉛直	1.01	2.3	2.27	
			S	簡易	基礎ボルト	構造損傷	MPa	129	366	2.83		
								配管本体	58	354	6.10	
S	詳細	スナッパ	機能損傷	kN	32.9	169.7	5.15					
					水平	1.64	6.0	3.65				
S	簡易	弁駆動部	機能損傷	G	鉛直	1.42	6.0	4.22				

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表 (地震・原子炉) (サポート系)

添付5.1-9
(16/21)

緩和機能	サポート系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考					
	設備等															
原子炉補機冷却系	高圧炉心スプレイデイズル系補機	高圧炉心スプレイデイズル 冷却中間ループ系	S	簡易	電動機取付ボルト	構造損傷	MPa	17	207	12.17						
								ポンプ	詳細	軸受他	機能損傷	G	1.63	6.0	3.68	耐震ハックチェック報告書では、簡易評価結果を報告しているが、本検討では詳細評価を実施した。(添付5.1-3参照)
													ポンプ 電動機	詳細	軸受他	機能損傷
			熱交換器	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	116	207	1.78						
			配管	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	102	366	3.58						
			配管サポート	詳細	サポート	構造損傷	MPa	68	135	1.98						
			弁	簡易	弁駆動部	機能損傷	G	水平	3.25	6.0	1.84					
								鉛直	1.21	6.0	4.95					
			ポンプ	S	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	19	153	8.05					
									ポンプ軸受	機能損傷	N	10650	55360	5.19		
												水平	1.94	14.0	7.21	耐震ハックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
			鉛直	1.01	2.3	2.27										
			ポンプ 電動機	S	詳細	軸受他	機能損傷	G								
			ストレーナ	S	簡易	基礎ボルト	構造損傷	MPa	50	366	7.32					
			配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	64	368	5.75					
配管サポート	S	詳細	サポート	構造損傷	MPa	24	245	10.20								
弁	S	簡易	駆動部	機能損傷	G	水平	1.2	6.0	5.00							
						鉛直	1.64	6.0	3.65							

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表 (地震・原子炉) (サポート系)

添付5. 1-9
(17/21)

緩和機能	サポート系		設備等	耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考
	緩和機能	サポート系										
原子炉補機冷却系			タービン建屋	B	詳細	耐震壁	構造損傷	$\times 10^3$	0.34	2.0	5.88	
			海水機器建屋	S	詳細	耐震壁	構造損傷	$\times 10^3$	0.17	2.0	11.76	
			非常用取水路	C	詳細	底版	構造損傷	kN	343	454	1.32	
			原子炉補機冷却系配管ダクト	C	詳細	隔壁	構造損傷	kN	371	568	1.53	

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表 (地震・原子炉) (サポート系)

添付5.1-9
(18/21)

緩和機能	サポート系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値(a)	評価基準値(b)	裕度(b)/(a)	備考		
	設備等	設備等											
交流電源	ディーゼル機関	S	簡易	基礎ボルト	構造損傷	MPa	148	289	1.95				
			詳細	オーバーサイズトリップ装置	機能損傷	G	1.48	2.0	1.35				
		S	簡易	軸受台取付ボルト	構造損傷	MPa	42	205	4.88				
			詳細	軸受	機能損傷	N/cm ²	227	588	2.59	耐震ハックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)			
	ポンプ	C	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	9	207	23.00	耐震ハックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)			
			詳細	軸受	機能損傷	G	1.6	5.67	3.54	耐震ハックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)			
		C	詳細	軸受他	機能損傷	G	1.9	4.7	2.47	耐震ハックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)			
	燃料移送系			代替燃料移送ポンプは本設の燃料移送ポンプが機能喪失した場合、作業により設置する可搬式ポンプであり、地震の燃料損傷に関わる評価では裕度の評価はしない。									
	軽油タンク	C	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	206	366	1.77				
			C	詳細	サポート	構造損傷	MPa	176	245	1.39	耐震ハックチェック報告書に記載が無い評価。耐震ハックチェック報告書で採用された手法に基づいた評価を実施。 (軽油タンクは添付5.1-3参照)		
C		簡易	駆動部	機能損傷	G	水平	3.75	6.0	1.60				
						鉛直	1.4	6.0	4.28				
C	詳細	胴板	構造損傷	MPa	47	231	4.91						

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表 (地震・原子炉) (サポート系)

添付5.1-9
(19/21)

緩和機能	サポート系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考
	設備等										
交流電源	非常用ディーゼル発電機	ダイタング	S	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	40	190	4.75	
		空気だめ	S	詳細	胴板	構造損傷	MPa	91	332	3.64	
		非常用送風機	S	詳細	電動機取付ボルト	構造損傷	MPa	68	207	3.04	耐震ハックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
交流電源	高圧炉心スプレレイ系 ディーゼル発電機	非常用送風機	S	詳細	軸受他	機能損傷	G	1.35	14	10.37	耐震ハックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
		電動機	S	簡易	基礎ボルト	構造損傷	MPa	139	289	2.07	
			S	詳細	軸受他	機能損傷	G	1.48	2.0	1.35	
			S	簡易	基礎ボルト	構造損傷	MPa	46	225	4.89	
			S	詳細	軸受	機能損傷	N/cm ²	236	588	2.49	耐震ハックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
			C	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	9	207	23.00	耐震ハックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
			C	詳細	軸受	機能損傷	G	1.6	5.67	3.54	耐震ハックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
			C	詳細	軸受他	機能損傷	G	1.9	4.7	2.47	耐震ハックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
			C	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	206	366	1.77	
			C	詳細	サポート	構造損傷	MPa	176	245	1.39	
			C	簡易	駆動部	機能損傷	G	3.75	6.0	1.60	耐震ハックチェック報告書に記載が無い評価。耐震ハックチェック報告書で採用された手法に基づいた評価を実施。 (軽油タンクは添付5.1-3参照)
			C	簡易	胴板	構造損傷	MPa	47	231	4.91	
	S	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	24	190	7.91			
	S	詳細	胴板	構造損傷	MPa	91	332	3.64			

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表 (地震・原子炉) (サポート系)

添付5.1-9
(20/21)

緩和機能		サポート系										
		設備等										
耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値(a)	評価基準値(b)	裕度(b)/(a)	備考				
交流電源	非常用送風機	電動機取付ボルト	構造損傷	MPa	51	207	4.05	耐震ハザード報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)				
					68	207	3.04	動的機能維持評価は、非常用ディーゼル発電機非常用送風機を代表として詳細評価を実施した。				
交流電源	非常用送風機	電動機	軸受他	G	1.35	14.0	10.37	耐震ハザード報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)				
					1.17	2.3	1.96					
電源車					転倒を考慮した評価を実施した。						2以上	耐震ハザード報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
緊急用メタクラ					裕度を評価しない。							
500 kV開閉所					裕度を評価しない。							
66 kV開閉所 (高起動変圧器)					裕度を評価しない。							
154 kV開閉所					裕度を評価しない。							
他号機 非常用ディーゼル発電機					裕度を評価しない。							「柏崎刈羽原子力発電所7号機における安全性に関する総合評価 (一次評価) の結果について (報告)」参照。
(参考) 空冷式GTG					裕度を評価しない。							

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表 (地震・原子炉) (サポート系)

添付5. 1-9
(21/21)

緩和機能	サポート系										備考	
	設備等	耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値(a)	評価基準値(b)	裕度(b)/(a)			
代替海水熱交換器設備	代替熱交換器車	-	裕度を評価しない。									
	代替水中ポンプ	-	裕度を評価しない。									
	移動式変圧器	-	裕度を評価しない。									
	電源車	-	転倒を考慮した評価を実施した。						2以上		耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
	配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	232	344	1.48			
		配管サポート	S	詳細	スナツパ	機能損傷	kN	118.0	224.5	1.90		
	弁	S	詳細	駆動部	機能損傷	G	4.33	10.0	2.30			
						4.76	10.0	2.10				
代替海水熱交換器設備 接続配管		裕度を評価しない。(配管・配管サポート・弁)										








影響緩和機能のフォールトツリー (地震・原子炉)

- 1 : 直流電源機能喪失のフォールトツリー※¹
- 2 : 高圧炉心スプレイ系直流電源機能喪失のフォールトツリー
- 3 : 計測・制御設備機能喪失のフォールトツリー※²
- 4 : 非常用電源盤機能喪失のフォールトツリー
- 5 : 高圧炉心スプレイ系電源盤機能喪失のフォールトツリー
- 6 : 海水機器建屋非常用電源盤機能喪失のフォールトツリー
- 7 : 原子炉補機冷却系 (残留熱除去系補機) 機能喪失のフォールトツリー
- 8 : 原子炉補機冷却系 (高圧炉心スプレイディーゼル系補機) 機能喪失のフォールトツリー
- 9 : 非常用ディーゼル発電機機能喪失のフォールトツリー
- 10 : 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機機能喪失のフォールトツリー
- 11 : 緊急用メタクラによる給電失敗のフォールトツリー
- 12 : 電源車による給電失敗のフォールトツリー
- 13 : 代替海水熱交換器設備機能喪失のフォールトツリー
- 14 : 逃がし安全弁による原子炉圧力制御失敗のフォールトツリー
- 15 : 高圧炉心スプレイ系機能喪失のフォールトツリー
- 16 : 原子炉隔離時冷却系機能喪失のフォールトツリー
- 17 : 逃がし安全弁による原子炉減圧失敗のフォールトツリー
- 18 : 残留熱除去系による注水 (低圧注水モード) 失敗のフォールトツリー
- 19 : 低圧炉心スプレイ系による注水失敗のフォールトツリー
- 20 : 残留熱除去系による原子炉からの除熱 (原子炉停止時冷却モード) 失敗のフォールトツリー
- 21 : 残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱 (サブプレッションプール冷却モード) 失敗のフォールトツリー
- 22 : 原子炉格納容器ベント失敗のフォールトツリー
- 23 : 代替系による注水失敗のフォールトツリー
- 24 : 消防車による注水失敗のフォールトツリー

※1 : 非常用ディーゼル発電機の起動等には直流電源が必要であるが、地震評価における原子炉の燃料損傷に係る評価においては、影響緩和の評価の前段である起回事象の「直流電源喪失」にて非常用の直流電源 (高圧炉心スプレイ系直流電源は除く) を評価しているため、各影響緩和機能のフォールトツリーでは直流電源を評価対象としない。

※2 : 非常用ディーゼル発電機等の動的機器の運転には、計装ラックや制御盤等の計測・制御設備が必要であるが、地震評価における原子炉の燃料損傷に係る評価においては、影響緩和の評価の前段である起回事象の「計測・制御系喪失に伴う制御不能」にて中央制御室等及び現場機器の近傍等に設置の制御盤等を包括的に評価している。そこで、各影響緩和機能のフォールトツリーでは、これらを評価対象としない。

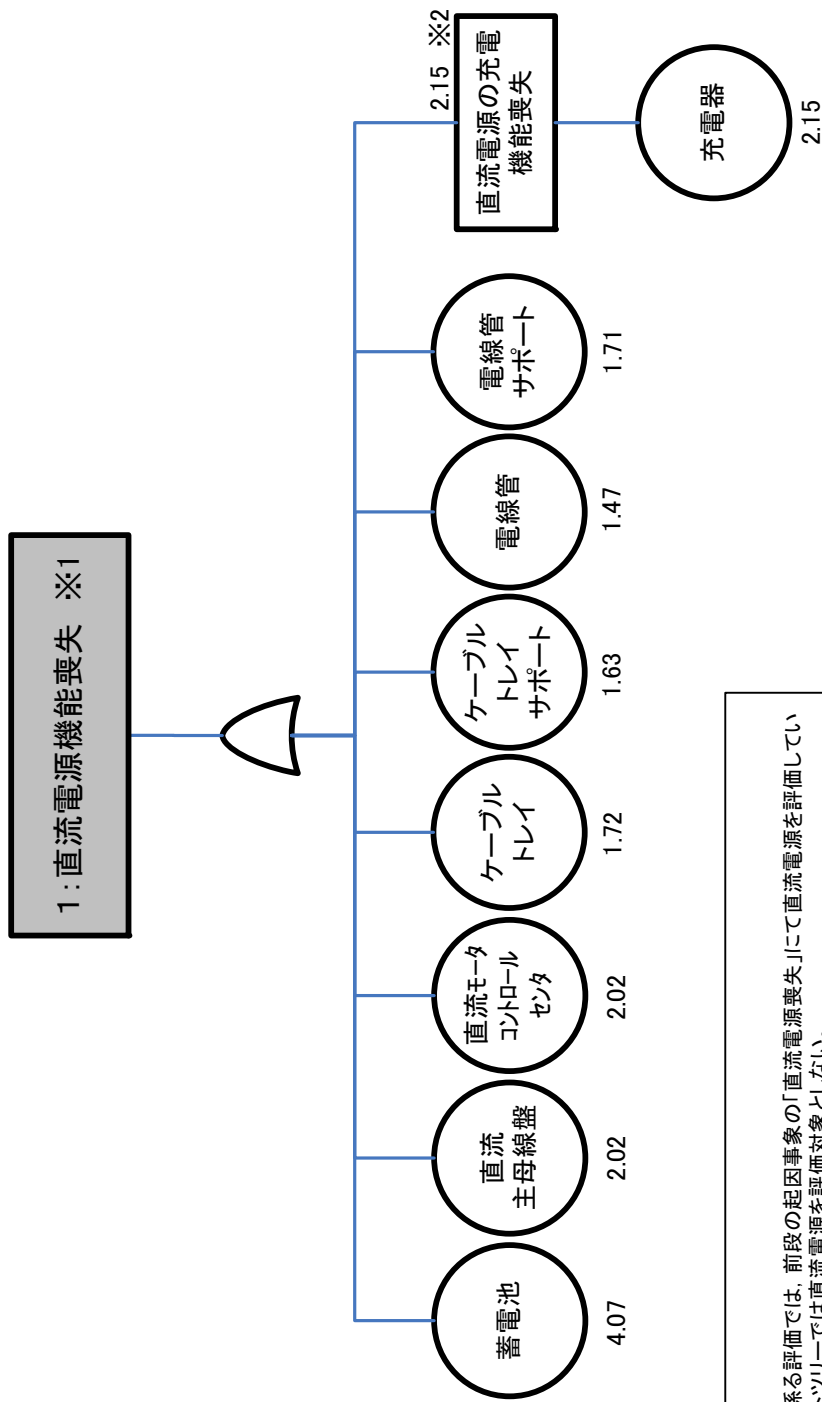
フォールトツリーの凡例

	: (ア) 設備等
	: (イ) 系統等
	: (ウ) 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が使用可能な場合に使用するサポート系の系統等
	: (エ) 原子炉補機冷却系喪失及び全交流電源喪失の場合に使用するサポート系の系統等
	: (オ) 燃料損傷に至る起回事象又はイベントツリー上の前段の成功事象にて裕度の評価を実施済みであり、当該フォールトツリーでは評価対象としない系統等及び代替海水熱交換器設備
	: (カ) 論理積 (ANDゲート)
	: (キ) 論理和 (ORゲート)

耐震裕度

数値	: 耐震裕度評価結果 (一覧表に示す設備等の裕度)
—	: 耐震クラスが低い等の理由により耐震裕度を評価していない設備等

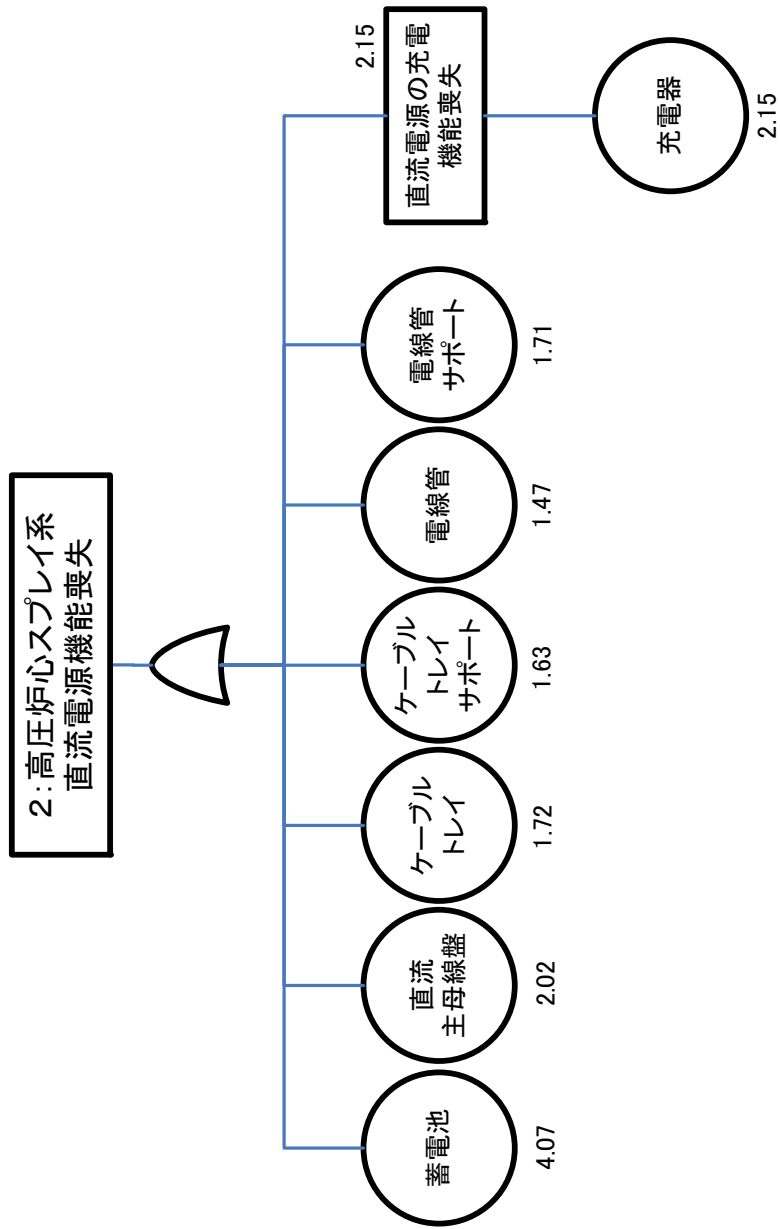
【裕度の評価結果】
・裕度:1.47



【注釈】
※1:地震の原子炉の燃料損傷に係る評価では、前段の起因事象の「直流電源喪失」にて直流電源を評価しているため、影響緩和機能のフォールトツリーでは直流電源を評価対象としない。
※2:直流電源は充電機能が喪失した場合においても、一定時間は蓄電池より供給可能。この直流電源の時間継続性については、5.4章全交流電源喪失において評価することとし、5.1章では地震による直流電源設備の機能維持の観点から評価する。

1: 直流電源機能喪失のフォールトツリー

【裕度の評価結果】
・裕度:1.47

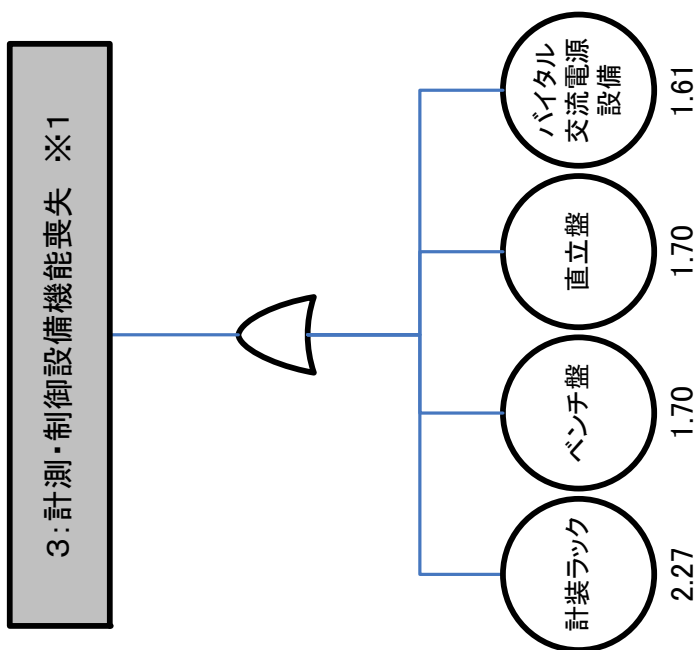


2: 高圧炉心スプレイス系直流電源機能喪失のフォールトツリー

【注釈】

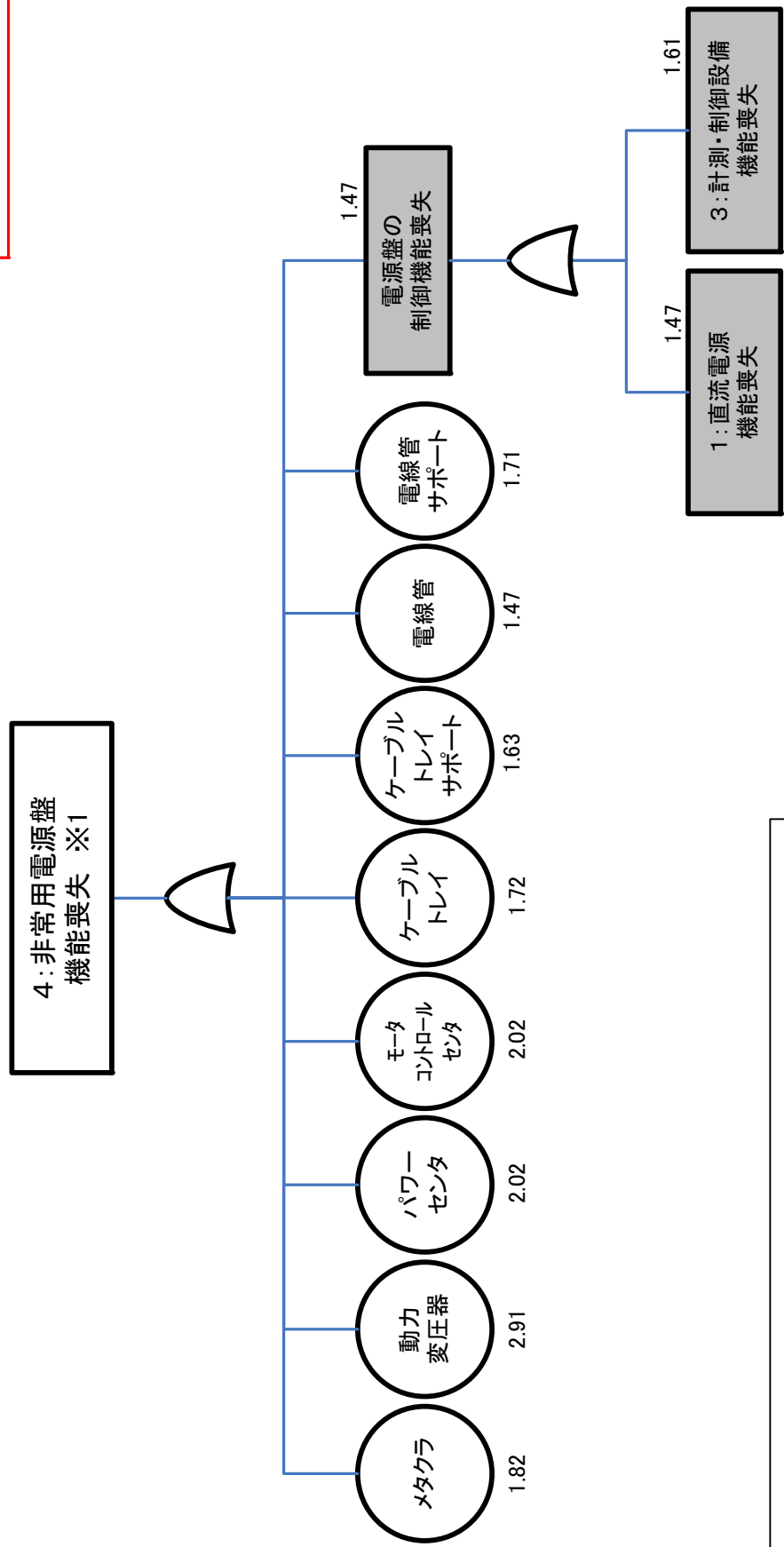
※1：地震の原子炉の燃料損傷に係る評価では、前段の起因事象の「計測・制御系喪失に伴う制御不能」にて計測・制御設備を評価しているため、影響緩和機能のフォールトツリーでは計測・制御設備を評価対象としない。

【裕度の評価結果】
-裕度:1.61



3:計測・制御設備機能喪失のフォールトツリー

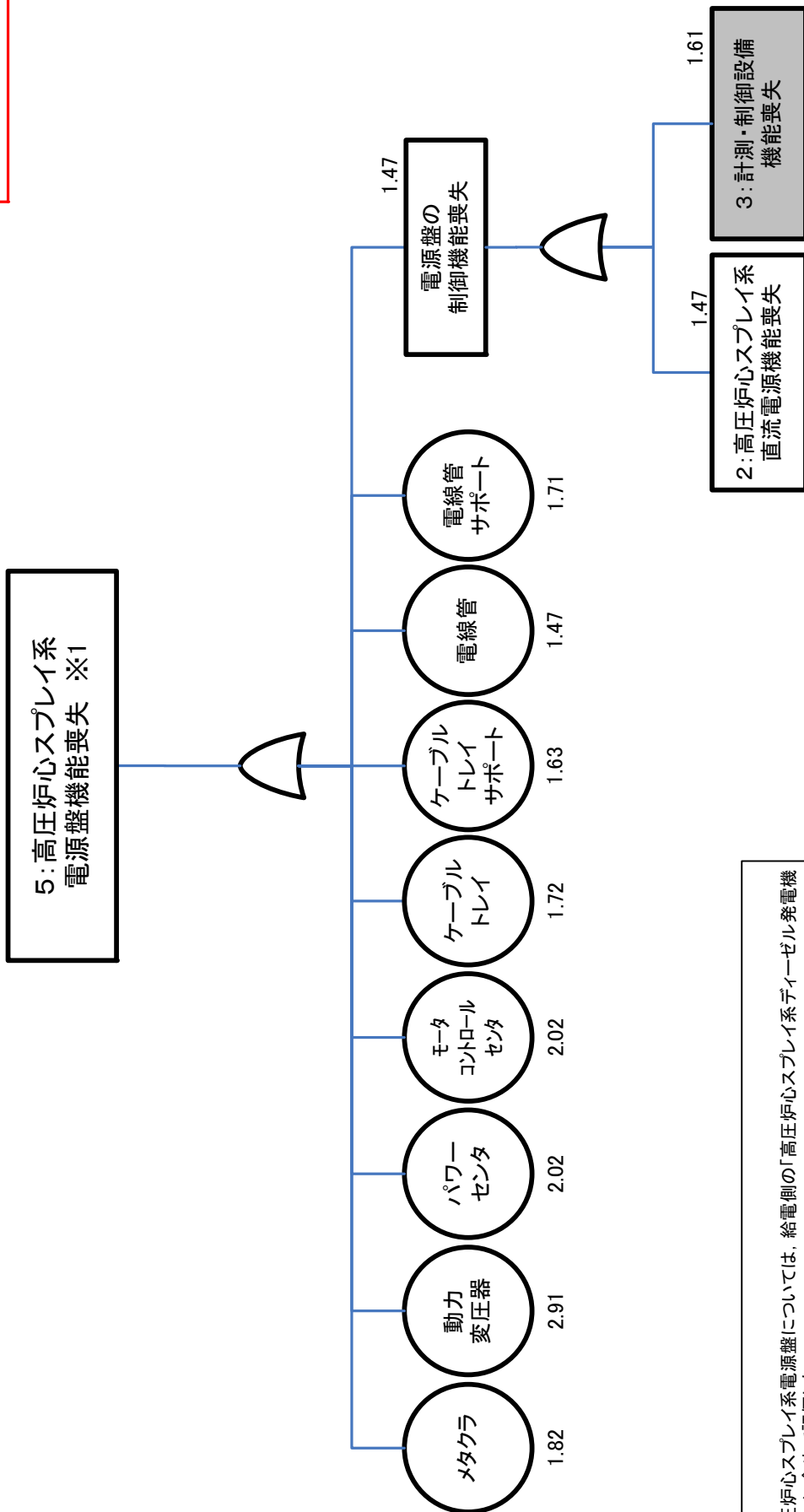
【裕度の評価結果】
・裕度:1.47



【注釈】
※1:非常用電源盤については、給電側の「非常用ディーゼル発電機機能喪失」、「緊急用メタクラによる給電失敗」又は「電源車による給電失敗」に含めて評価した。

4:非常用電源盤機能喪失のフォールトツリー

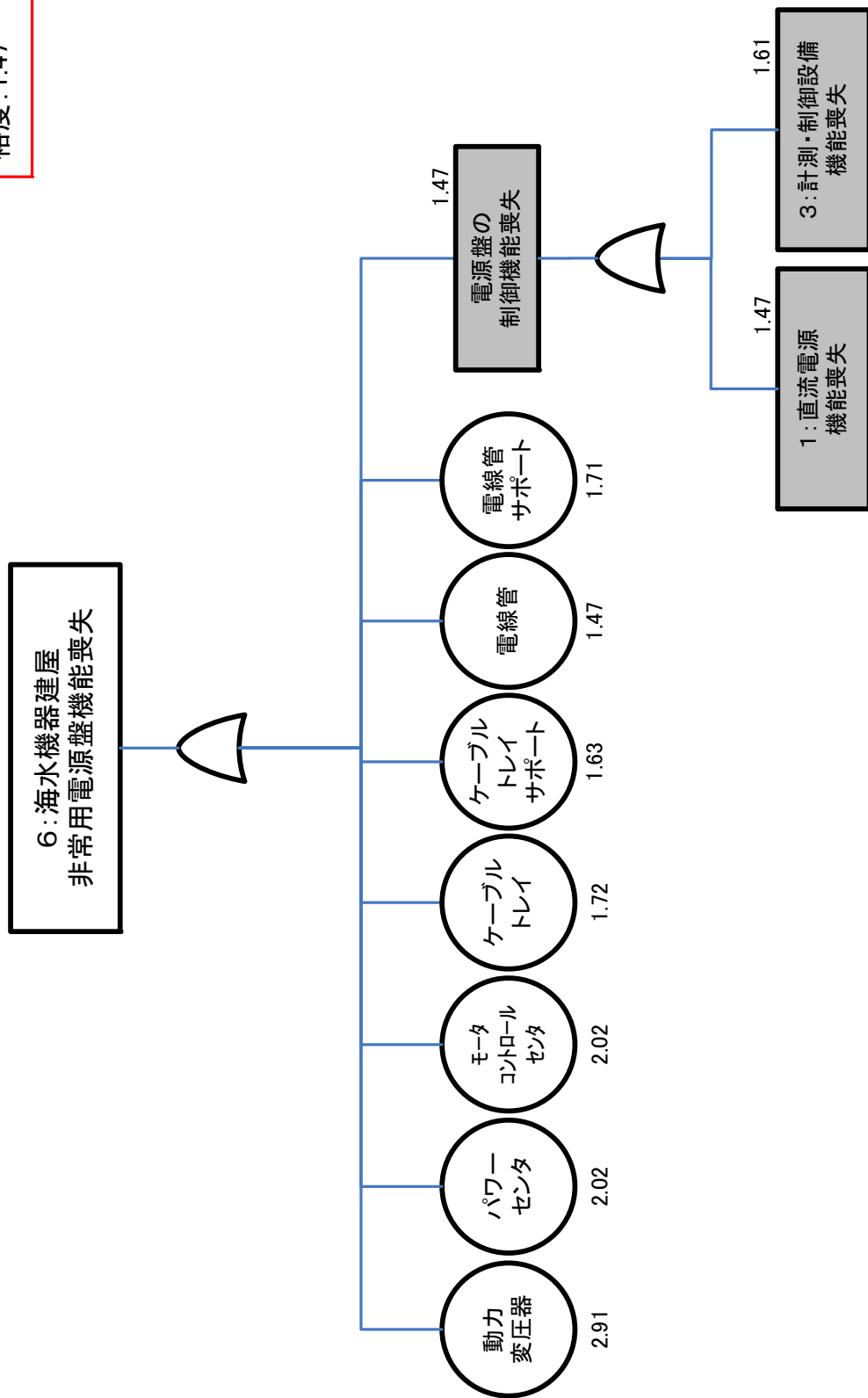
【裕度の評価結果】
・裕度:1.47



【注釈】
※1: 高圧炉心スプレイス系電源盤については、給電側の「高圧炉心スプレイスディーゼル発電機機能喪失」に含めて評価した。

5: 高圧炉心スプレイス系電源盤機能喪失のフォールトツリー

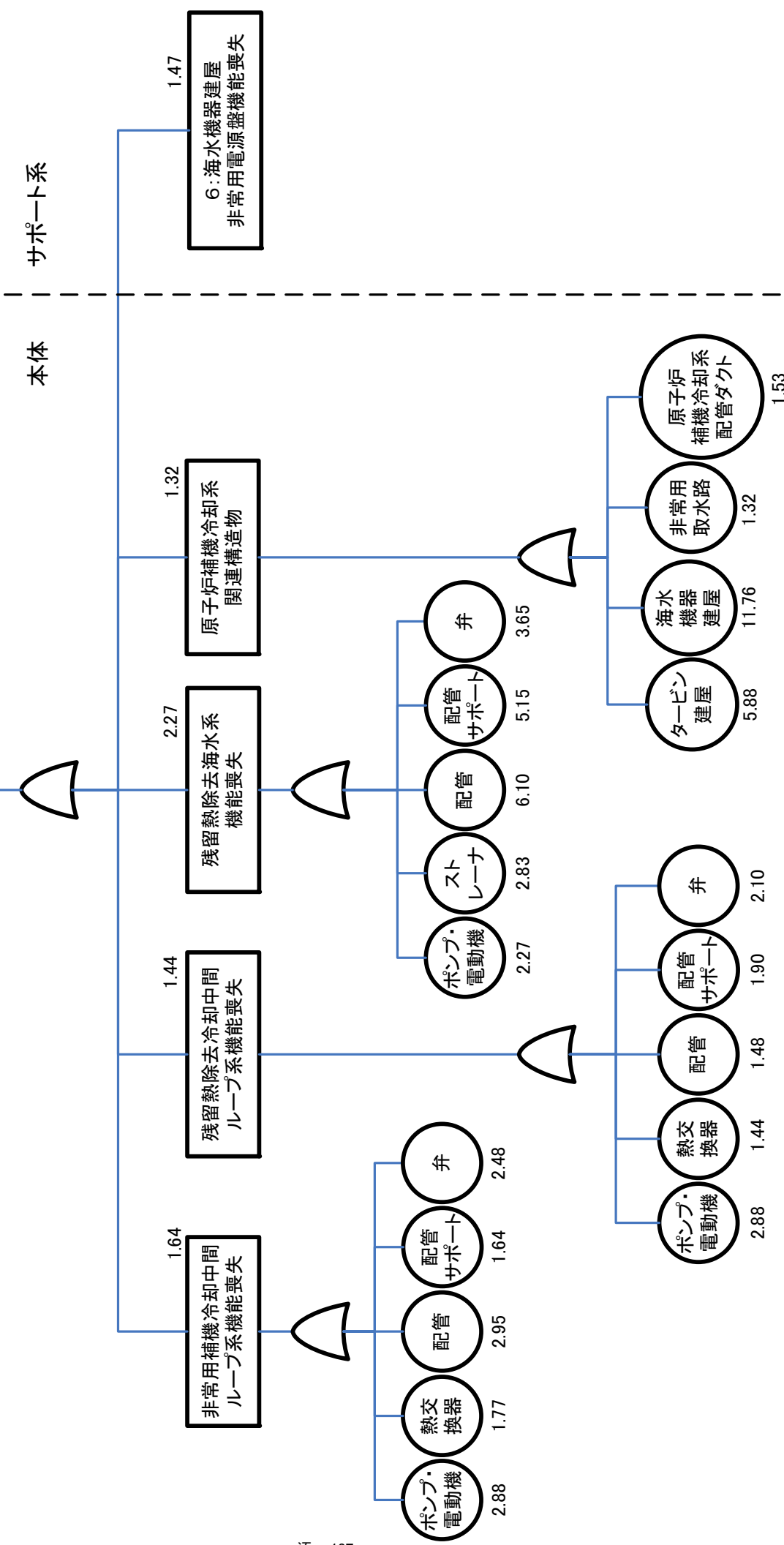
【裕度の評価結果】
・裕度:1.47



6: 海水機器建屋非常用電源盤機能喪失のフォールトツリー

【裕度の評価結果】
-裕度:1.32

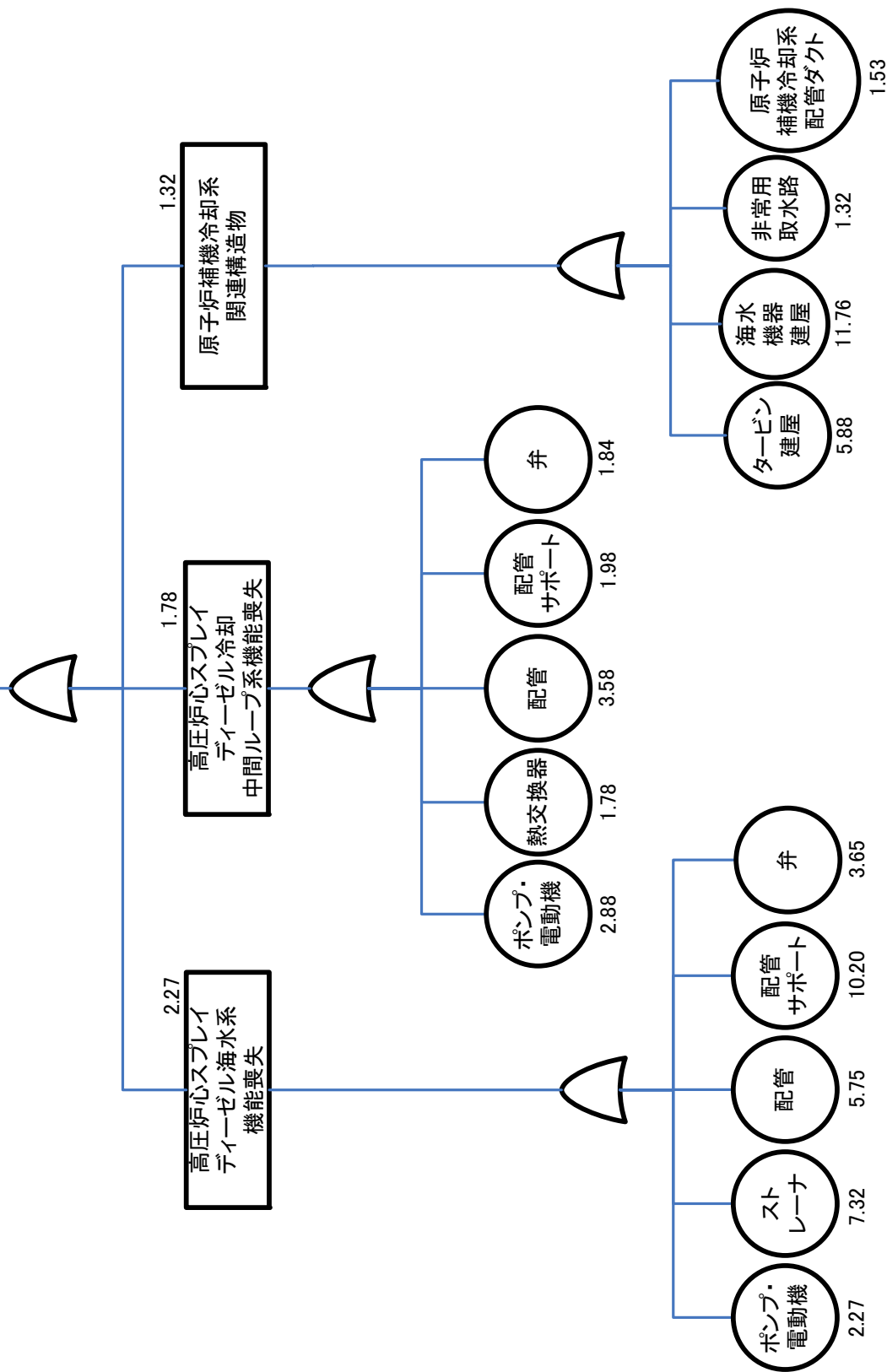
7:原子炉補機冷却系
(残留熱除去系補機)機能喪失



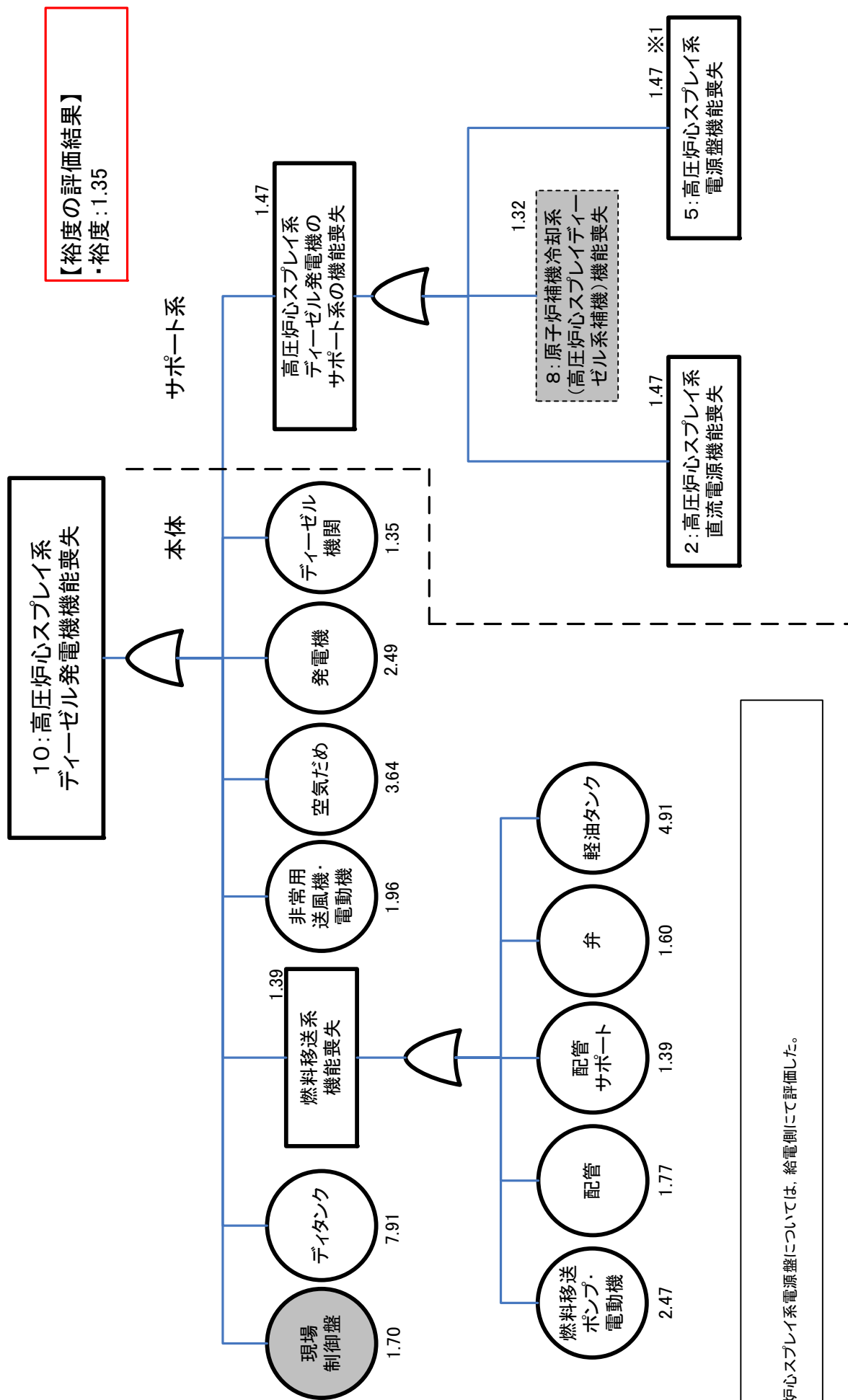
7:原子炉補機冷却系(残留熱除去系補機)機能喪失のフォールトツリー

8: 原子炉補機冷却系
(高圧炉心スプレイ
ダイゼル系補機)

【裕度の評価結果】
-裕度: 1.32

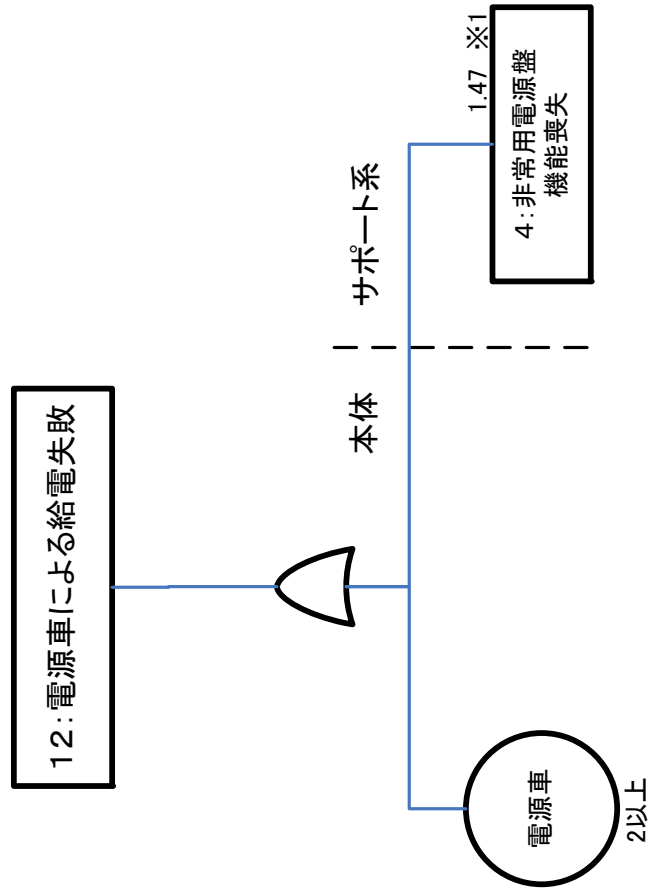


8: 原子炉補機冷却系(高圧炉心スプレイダイゼル系補機)機能喪失のフォールトツリー



10: 高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機機能喪失のフォールトツリー

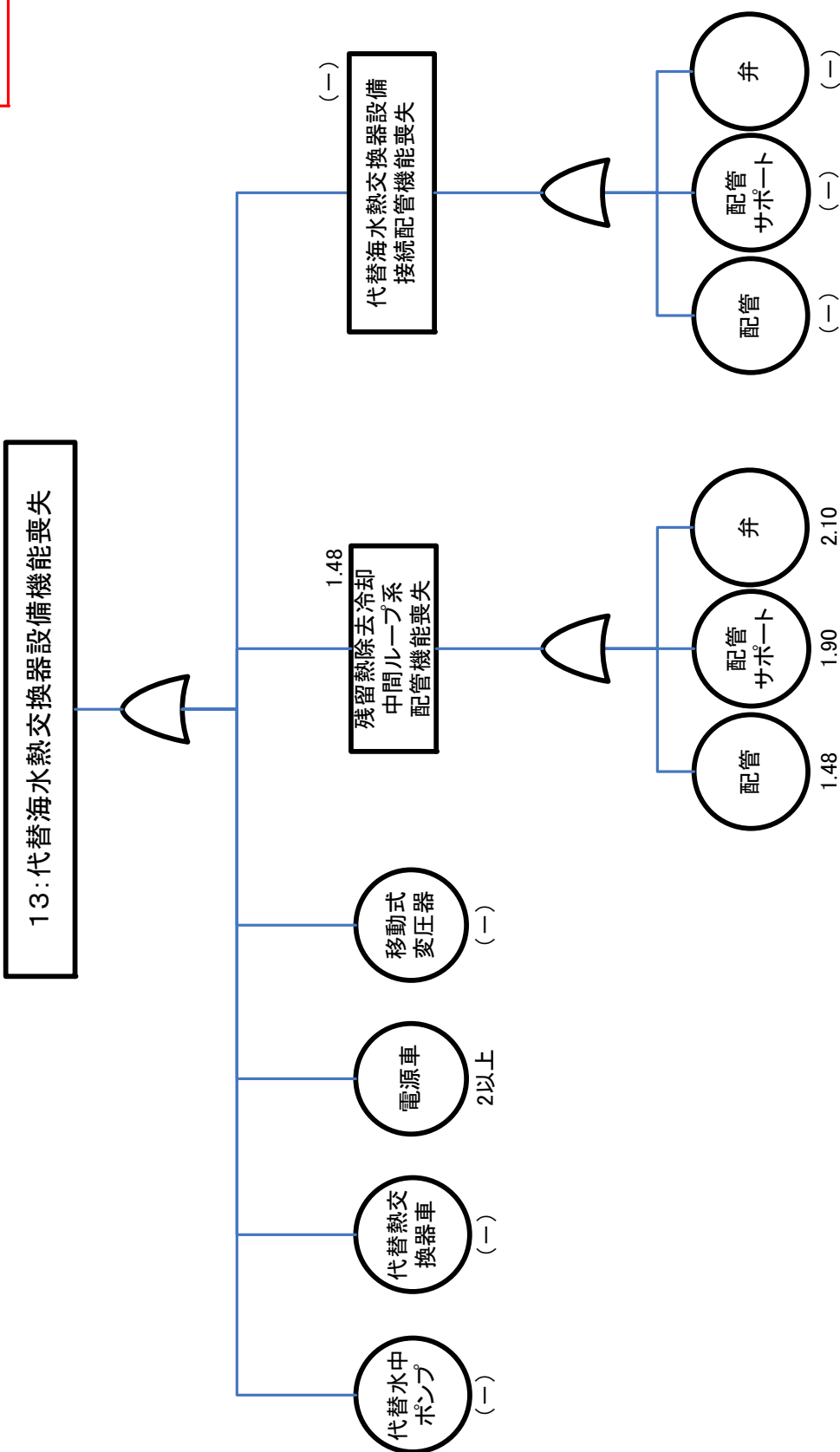
【裕度の評価結果】
-裕度:1.47



【注釈】
※1: 非常用電源盤については、給電側にて評価した。

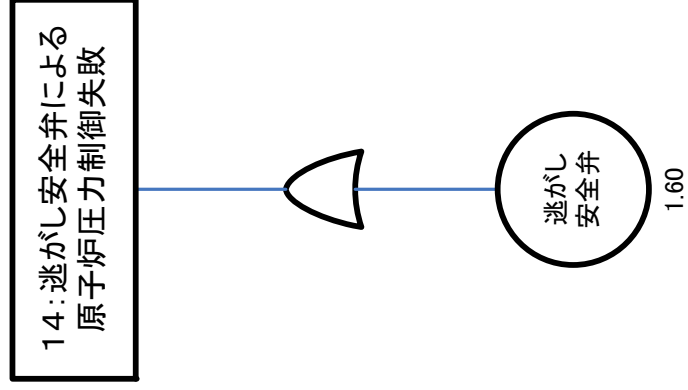
12: 電源車による給電失敗のフォールトツリー

【裕度の評価結果】
 ・裕度:(-)



13: 代替海水熱交換器設備機能喪失のフォールトツリー

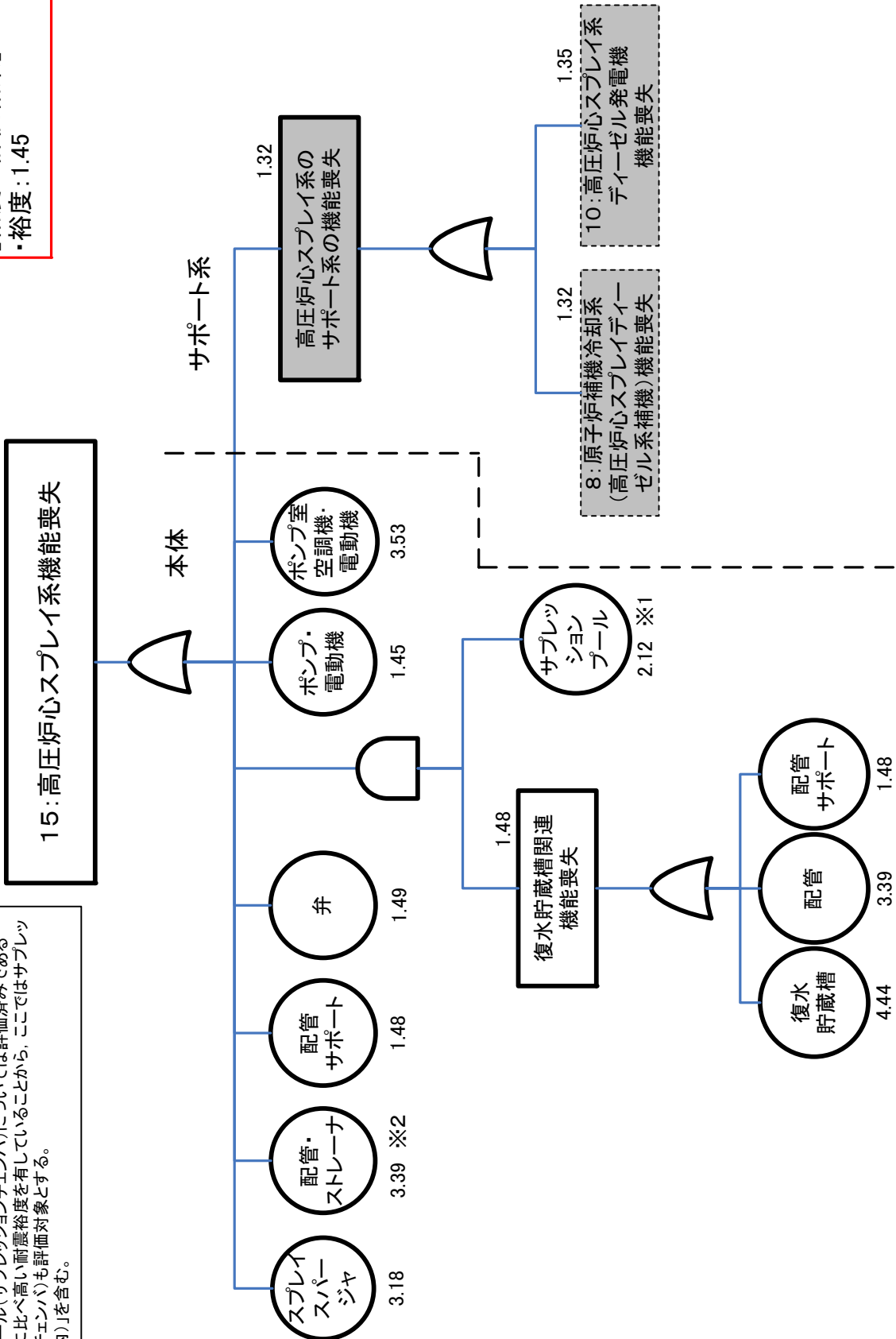
【裕度の評価結果】
・裕度:1.60



14: 逃がし安全弁による原子炉圧力制御失敗のフォールトツリー

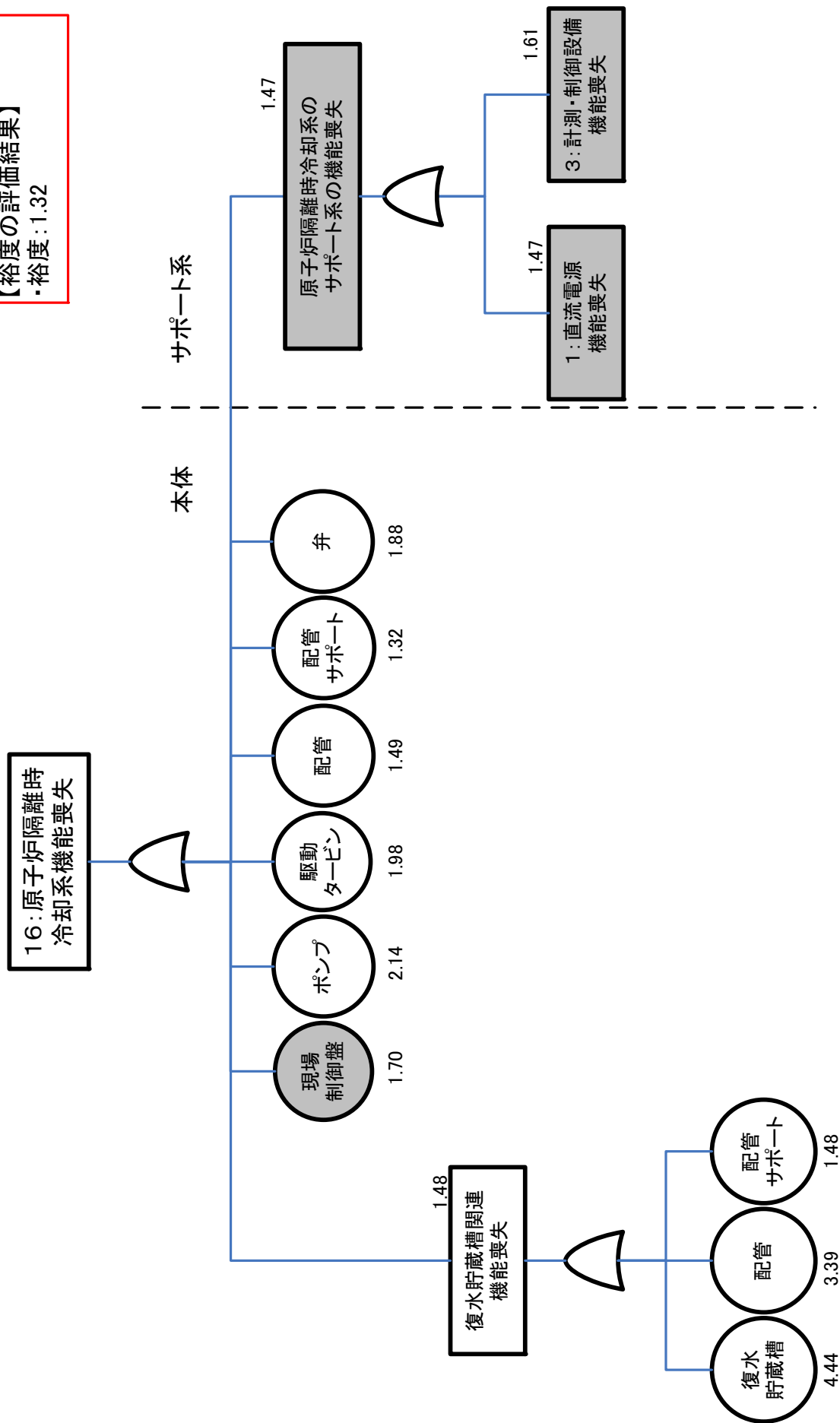
【注釈】
 ※1: 高圧炉心スプレイ系の水源は、サブレーションプール(サブレーションチェンバ)及び復水貯蔵槽の2種類があり、どちらか一方の水源が確保されれば注水可能となる。地震の原子炉の燃料損傷に係る評価では、前段の起因事象の「原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷」にてサブレーションプール(サブレーションチェンバ)については評価済みであるが、比較対象の復水貯蔵槽に比べ高い耐震裕度を有していることから、ここではサブレーションプール(サブレーションチェンバ)も評価対象とする。
 ※2: 「スプレイ系配管(RPV内)」を含む。

【裕度の評価結果】
 ・裕度: 1.45



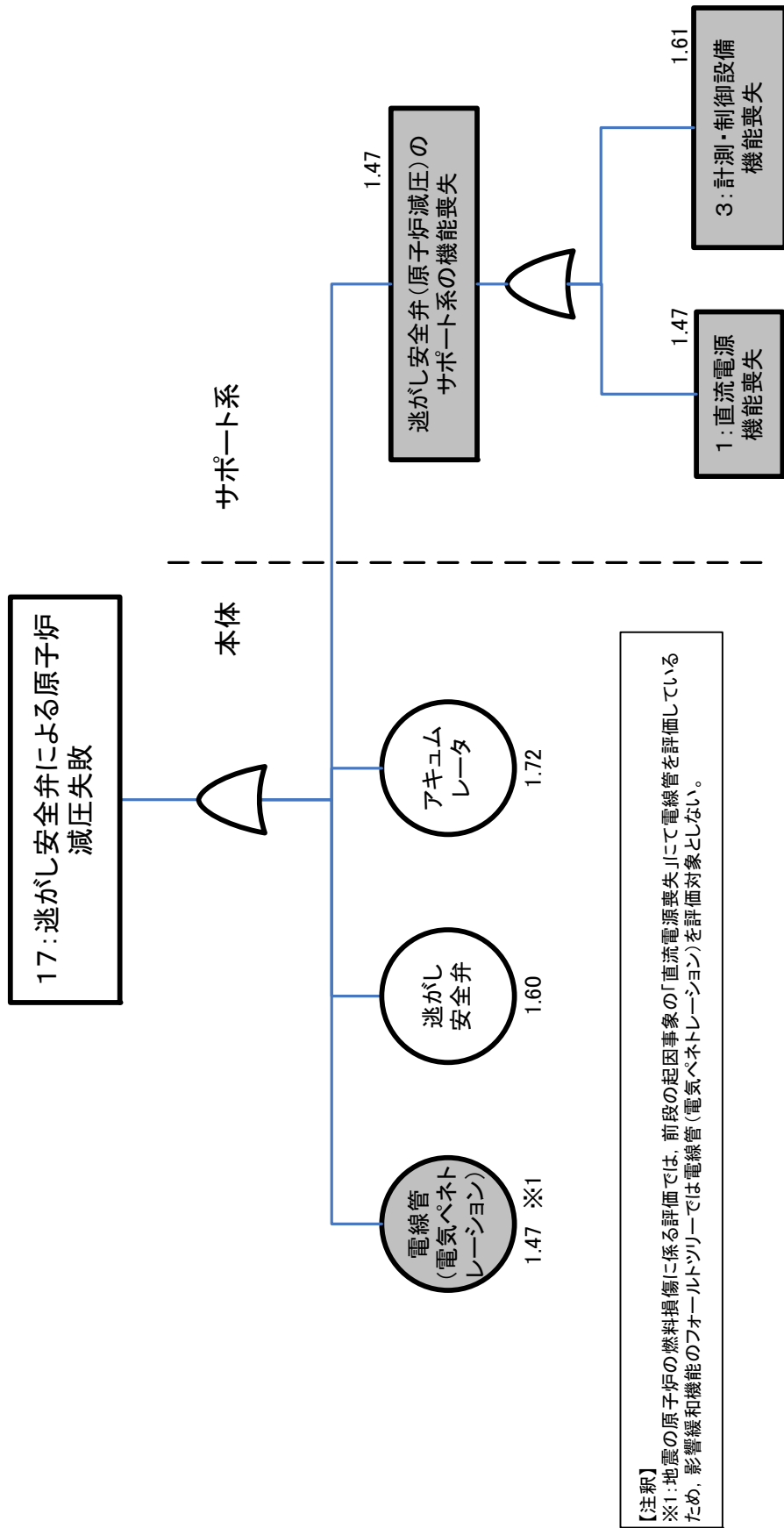
15: 高圧炉心スプレイ系機能喪失のフォールトツリー

【裕度の評価結果】
-裕度:1.32



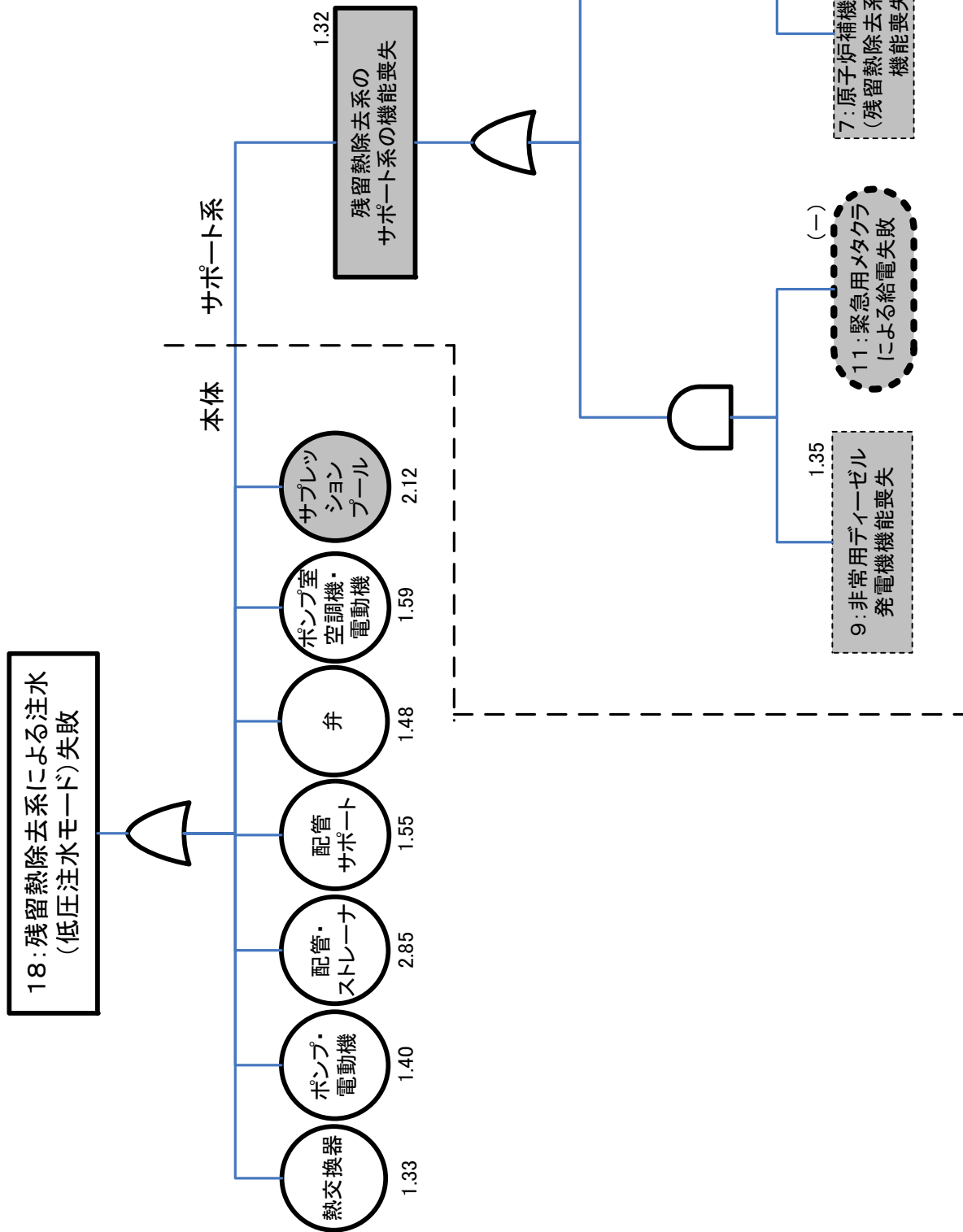
16: 原子炉隔離時冷却系機能喪失のフォールトツリー

【裕度の評価結果】
-裕度:1.60



17: 逃がし安全弁による原子炉減圧失敗のフォールトツリー

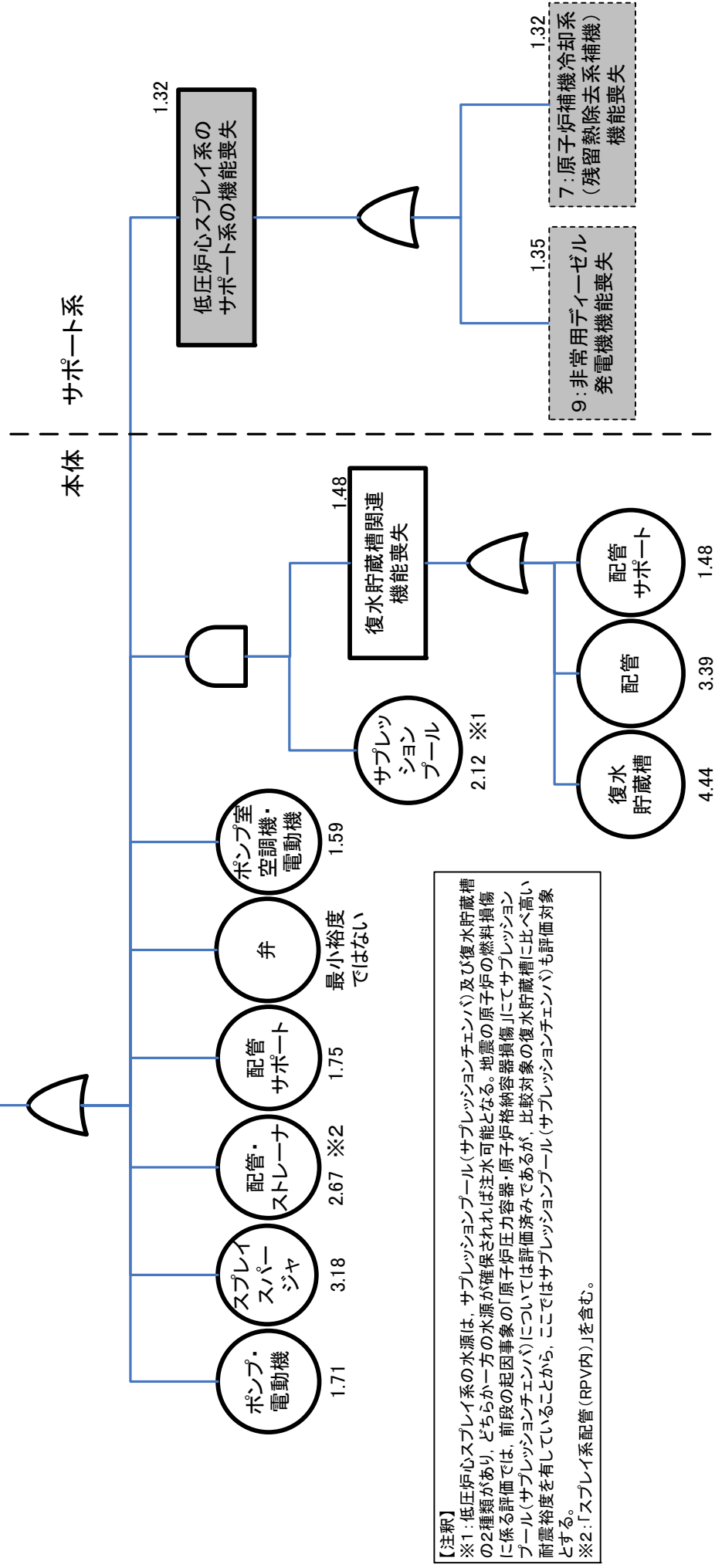
【裕度の評価結果】
 ・裕度:1.33



18: 残留熱除去系による注水(低圧注水モード)失敗のフォールトツリー

19: 低圧炉心スプレイ系
による注水失敗

【裕度の評価結果】
・裕度: 1.59

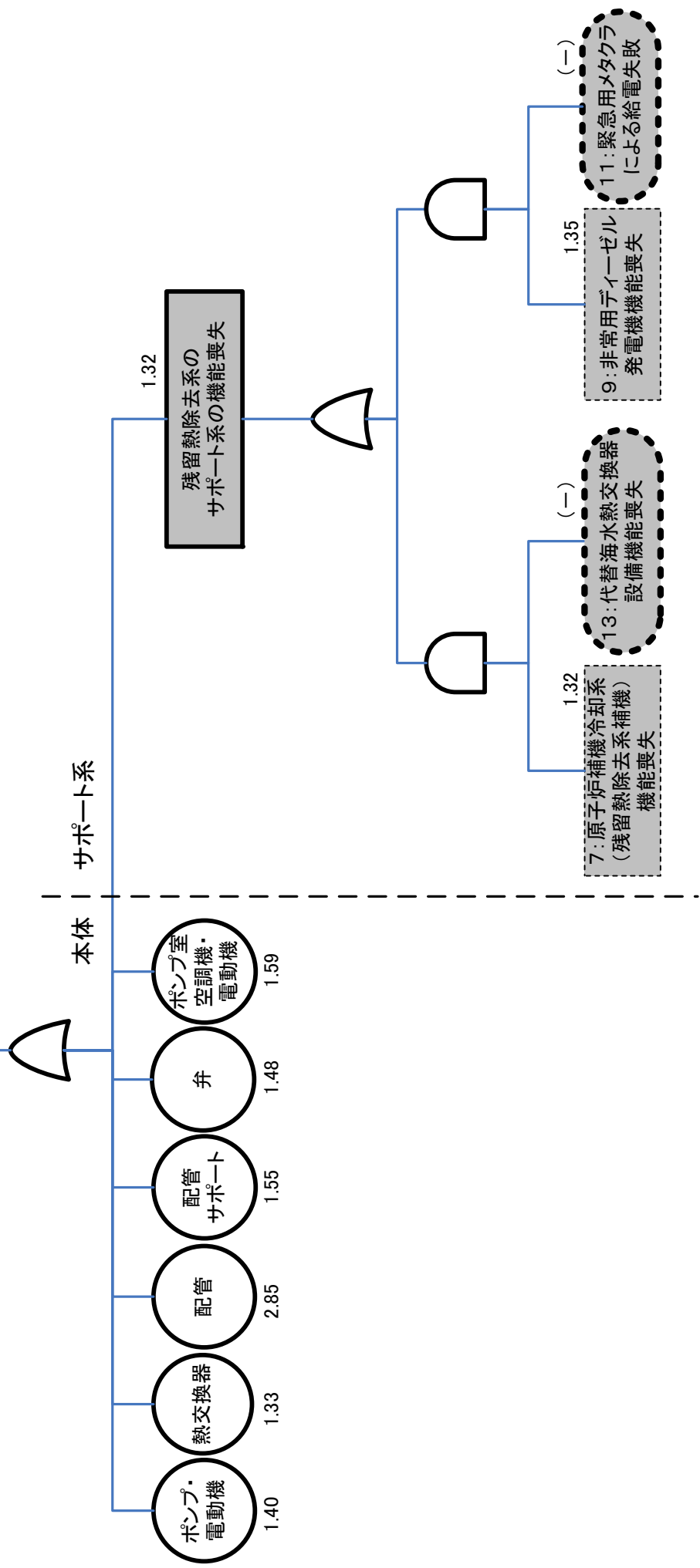


【注釈】
※1: 低圧炉心スプレイ系の水源は、サブレーションプール(サブレーションチェンバ)及び復水貯蔵槽の2種類があり、どちらか一方の水源が確保されれば注水可能となる。地震の原子炉の燃料損傷に係る評価では、前段の起因事象の「原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷」にてサブレーションプール(サブレーションチェンバ)については評価済みであるが、比較対象の復水貯蔵槽に比べ高い耐震裕度を有していることから、ここではサブレーションプール(サブレーションチェンバ)も評価対象とする。
※2: 「スプレイ系配管(RPV内)」を含む。

19: 低圧炉心スプレイ系による注水失敗のフォールトツリー

【裕度の評価結果】
-裕度:1.33

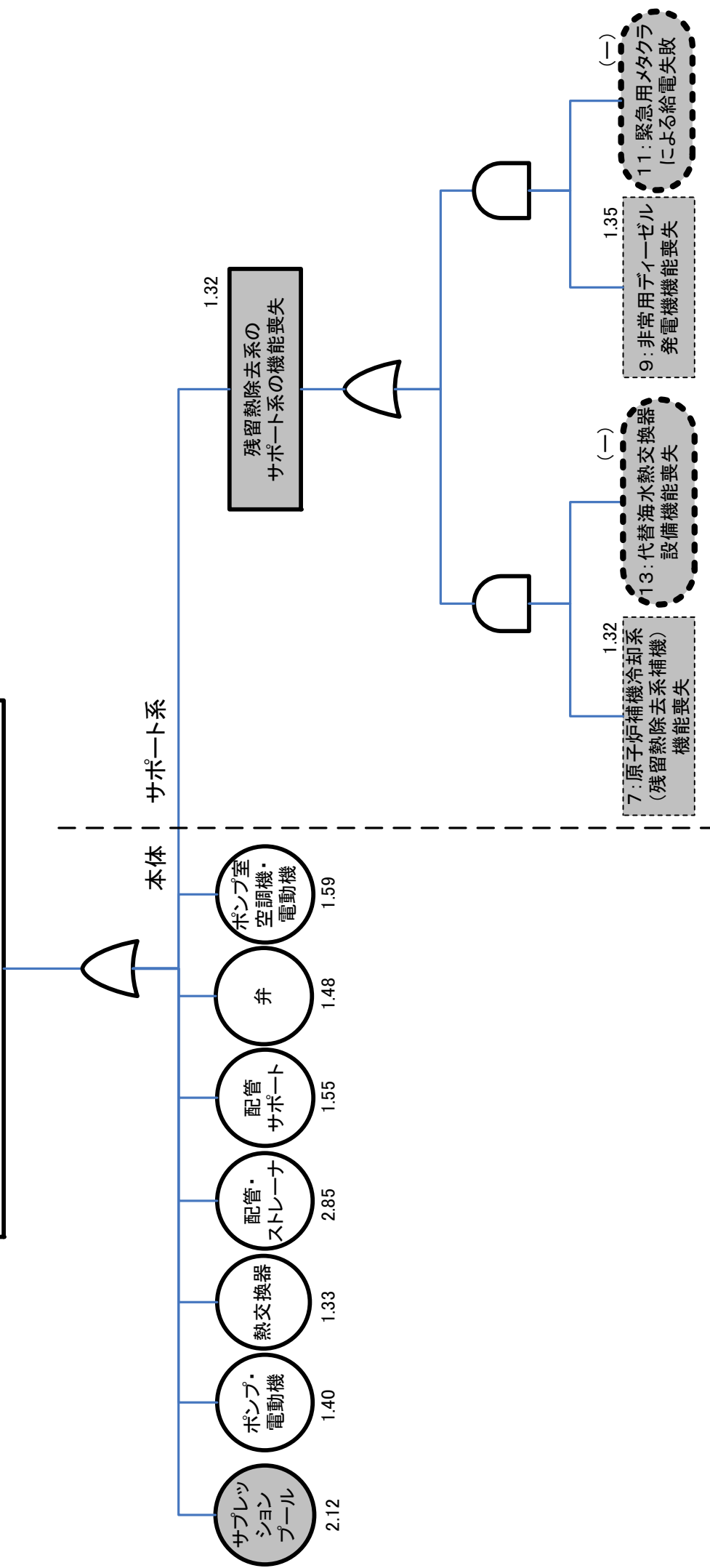
20: 残留熱除去系による原子炉からの除熱
(原子炉停止時冷却モード) 失敗



20: 残留熱除去系による原子炉からの除熱(原子炉停止時冷却モード)失敗のフォールトツリー

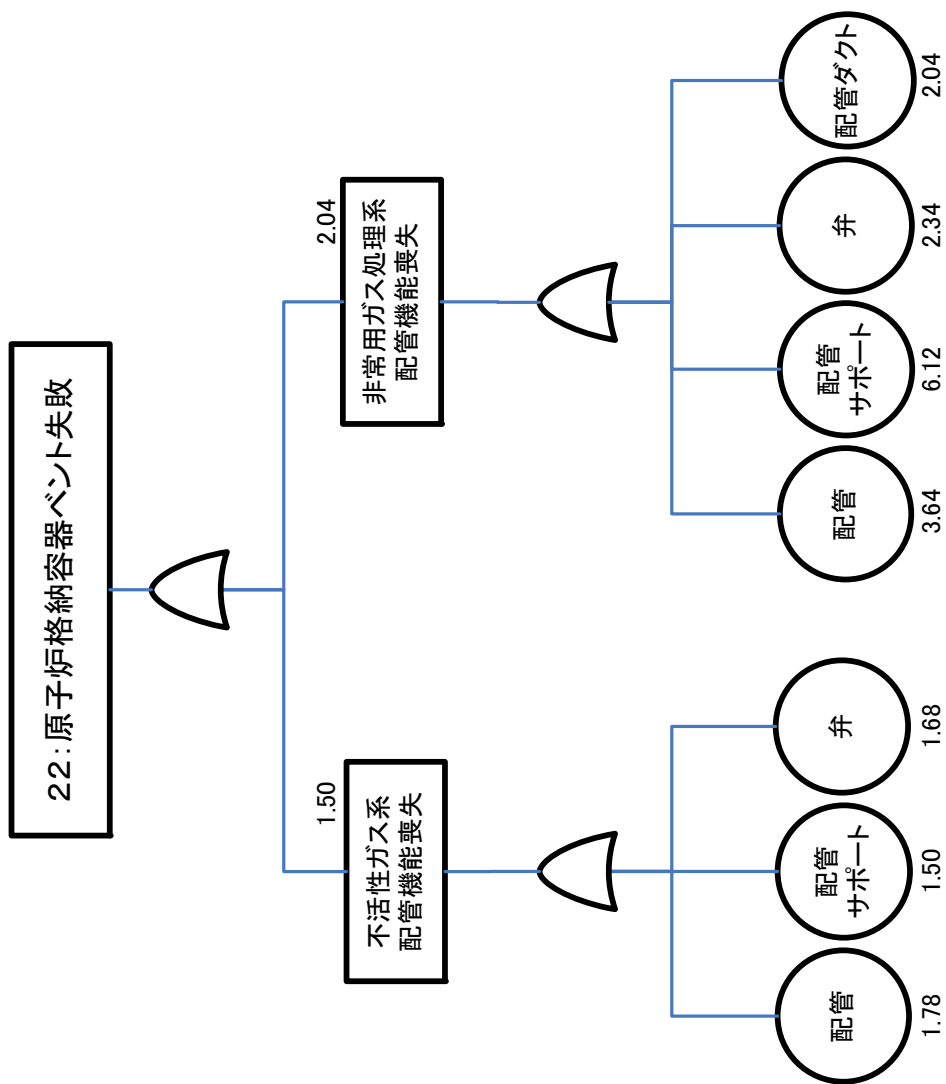
【裕度の評価結果】
-裕度:1.33

21: 残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱
(サブレーションプール冷却モード) 失敗

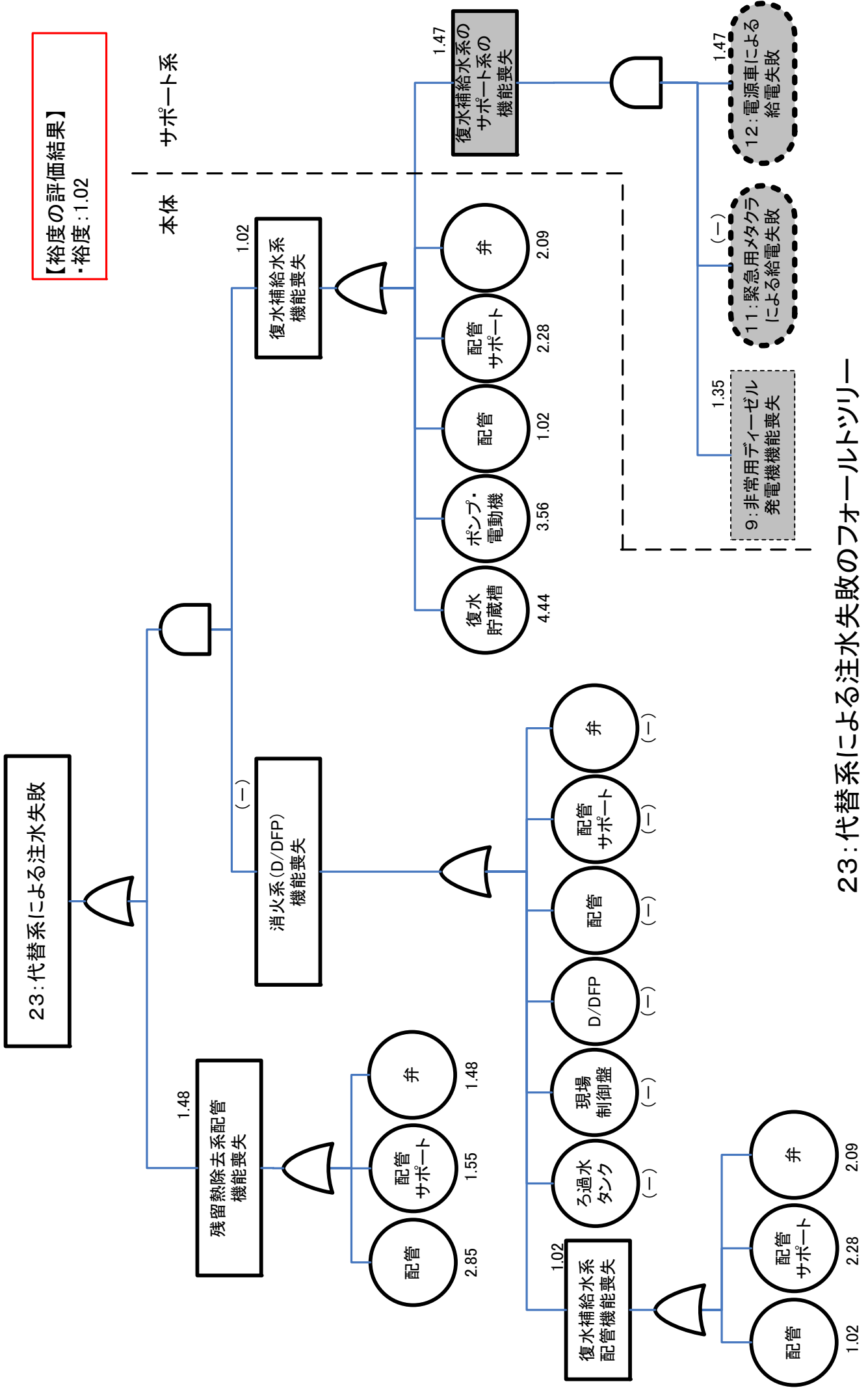


21: 残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱(サブレーションプール冷却モード)失敗のフォールトツリー

【裕度の評価結果】
-裕度:1.50



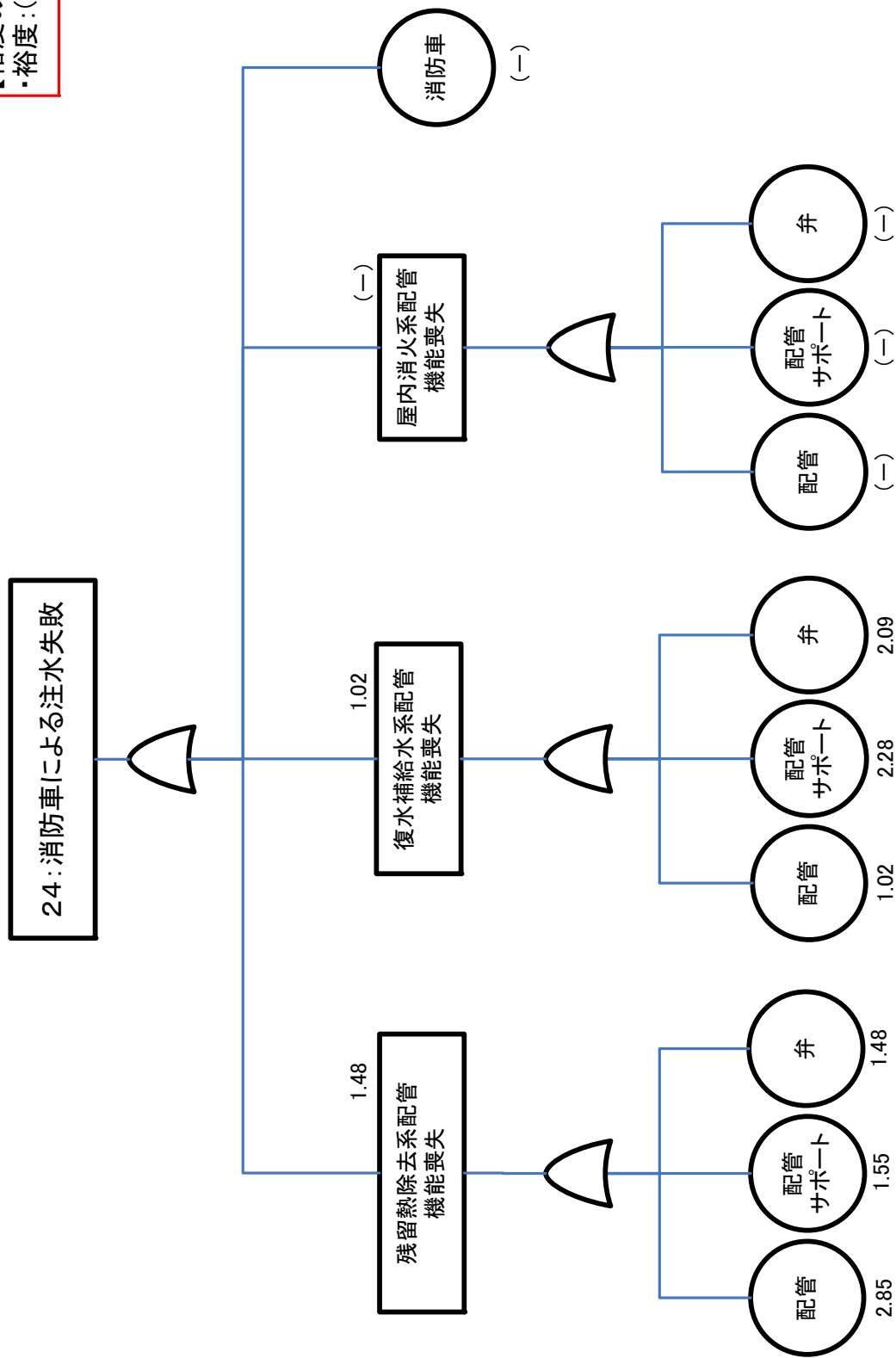
22: 原子炉格納容器ベント失敗のフォールトツリー



23:代替系による注水失敗のフォールトツリー

【裕度の評価結果】

-裕度:(-)



24: 消防車による注水失敗のフォールトツリー

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 まとめ表(地震・原子炉)

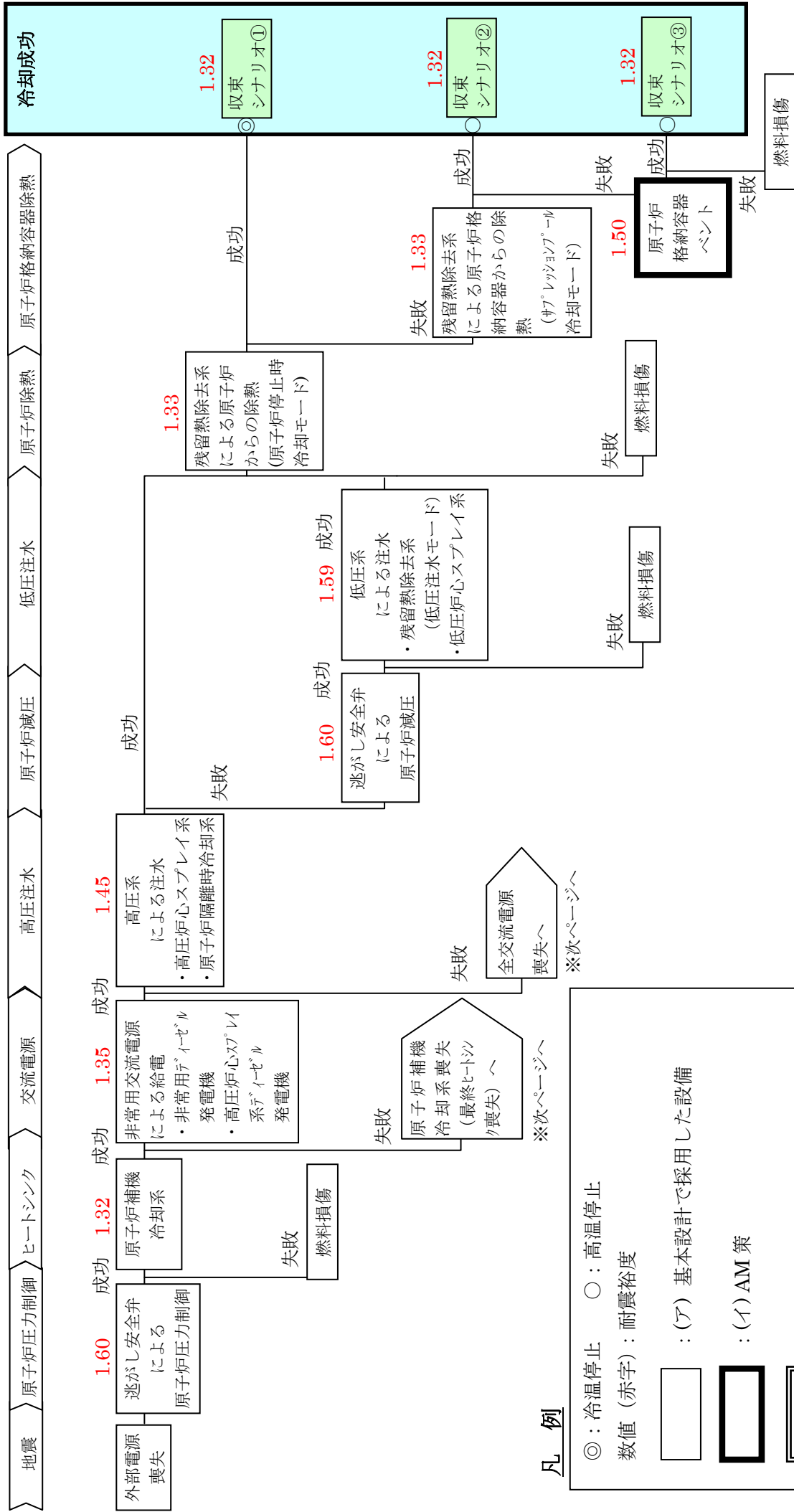
燃料損傷を緩和する機能		耐震裕度*	裕度最小設備
原子炉 圧力制御	逃がし安全弁による原子炉圧力制御	1.60	逃がし安全弁
ヒートシンク	原子炉補機冷却系	1.32	
	・残留熱除去系補機	1.32	非常用取水路
	・高圧炉心スプレイディーゼル系補機	1.32	非常用取水路
交流電源	非常用交流電源による給電	1.35	
	・非常用ディーゼル発電機	1.35	ディーゼル機関
	・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	1.35	ディーゼル機関
交流電源 (電源確保)	緊急用メタクラによる給電 (他号機からの電源融通)	耐震裕度を 評価しない	
	電源車による給電	1.47	非常用電源盤機能維持に必要な電線管
高圧注水	高圧系による注水	1.45	
	・高圧炉心スプレイ系	1.45	高圧炉心スプレイ系ポンプ
	・原子炉隔離時冷却系	1.32	原子炉隔離時冷却系配管サポート
原子炉減圧	逃がし安全弁による原子炉減圧	1.60	逃がし安全弁

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 まとめ表(地震・原子炉)

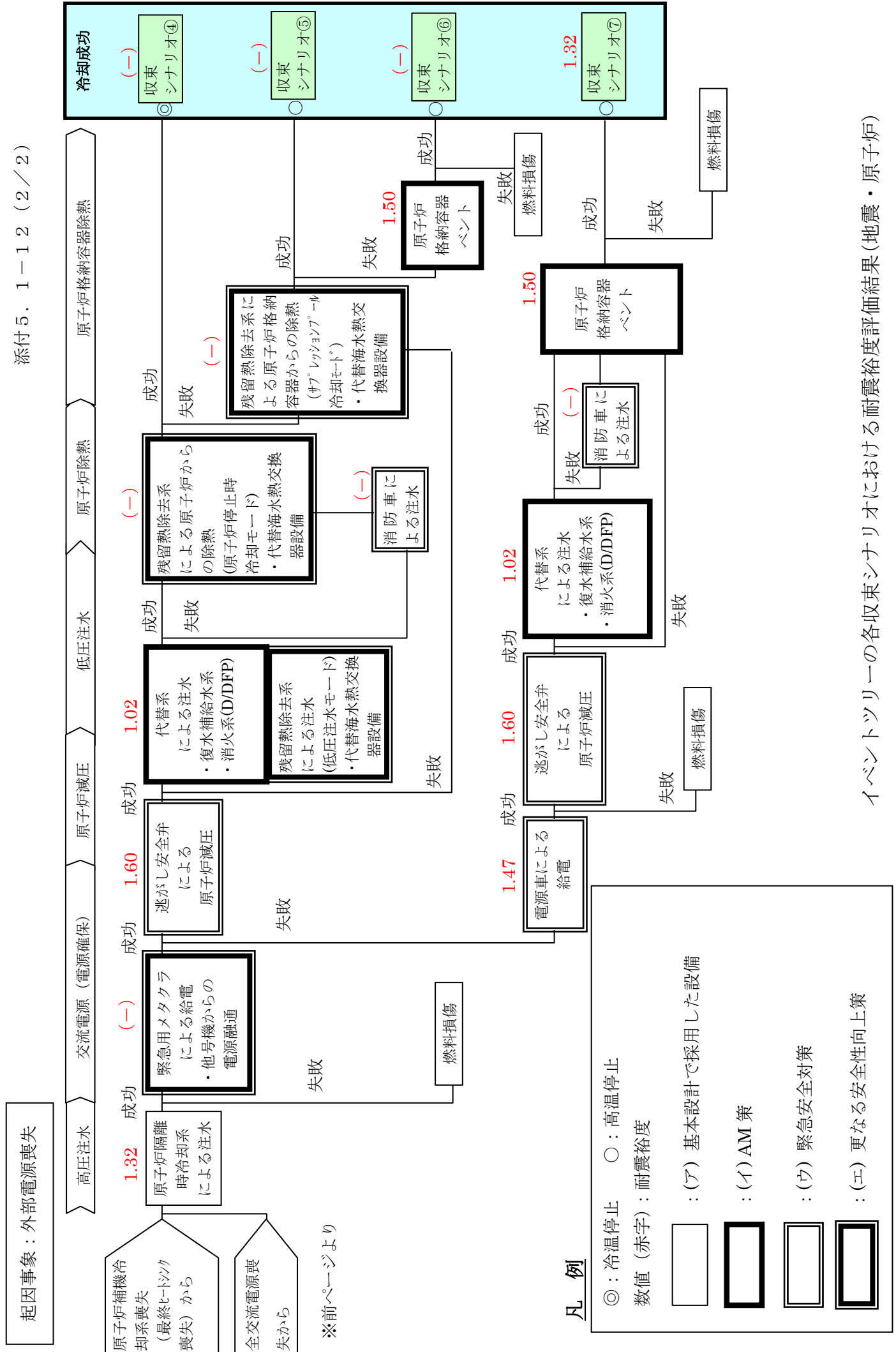
燃料損傷を緩和する機能		耐震裕度※	裕度最小設備
低圧注水	低圧系による注水	1.59	
	・ 残留熱除去系 (低圧注水モード)	1.33	残留熱除去系熱交換器
	・ 低圧炉心スプレイ系	1.59	低圧炉心スプレイ系ポンプ 室空調機電動機
	代替系による注水	1.02	
	・ 復水補給水系	1.02	復水補給水系配管
	・ 消火系 (D/DFP)	耐震裕度を 評価しない	
	残留熱除去系 (低圧注水モード) * 代替海水熱交換器設備使用	耐震裕度を 評価しない	
	消防車による注水	耐震裕度を 評価しない	
原子炉除熱	残留熱除去系による原子炉からの除熱 (原子炉停止時冷却モード)	1.33	残留熱除去系熱交換器
	残留熱除去系による原子炉からの除熱 (原子炉停止時冷却モード) * 代替海水熱交換器設備使用	耐震裕度を 評価しない	
原子炉格納 容器除熱	残留熱除去系による原子炉格納容器 からの除熱 (サブプレッションプール冷却モード)	1.33	残留熱除去系熱交換器
	残留熱除去系による原子炉格納容器 からの除熱 (サブプレッションプール冷却モード) * 代替海水熱交換器設備使用	耐震裕度を 評価しない	
	原子炉格納容器ベント	1.50	不活性ガス系配管サポート

※：地震評価における原子炉の燃料損傷に係る評価においては、影響緩和の評価の前段である起因事象にて「直流電源喪失」及び「計測・制御系喪失に伴う制御不能」を評価しているため、影響緩和の各機能の評価においては、「直流電源喪失」及び「計測・制御系喪失に伴う制御不能」の耐震裕度を評価に含めていない。

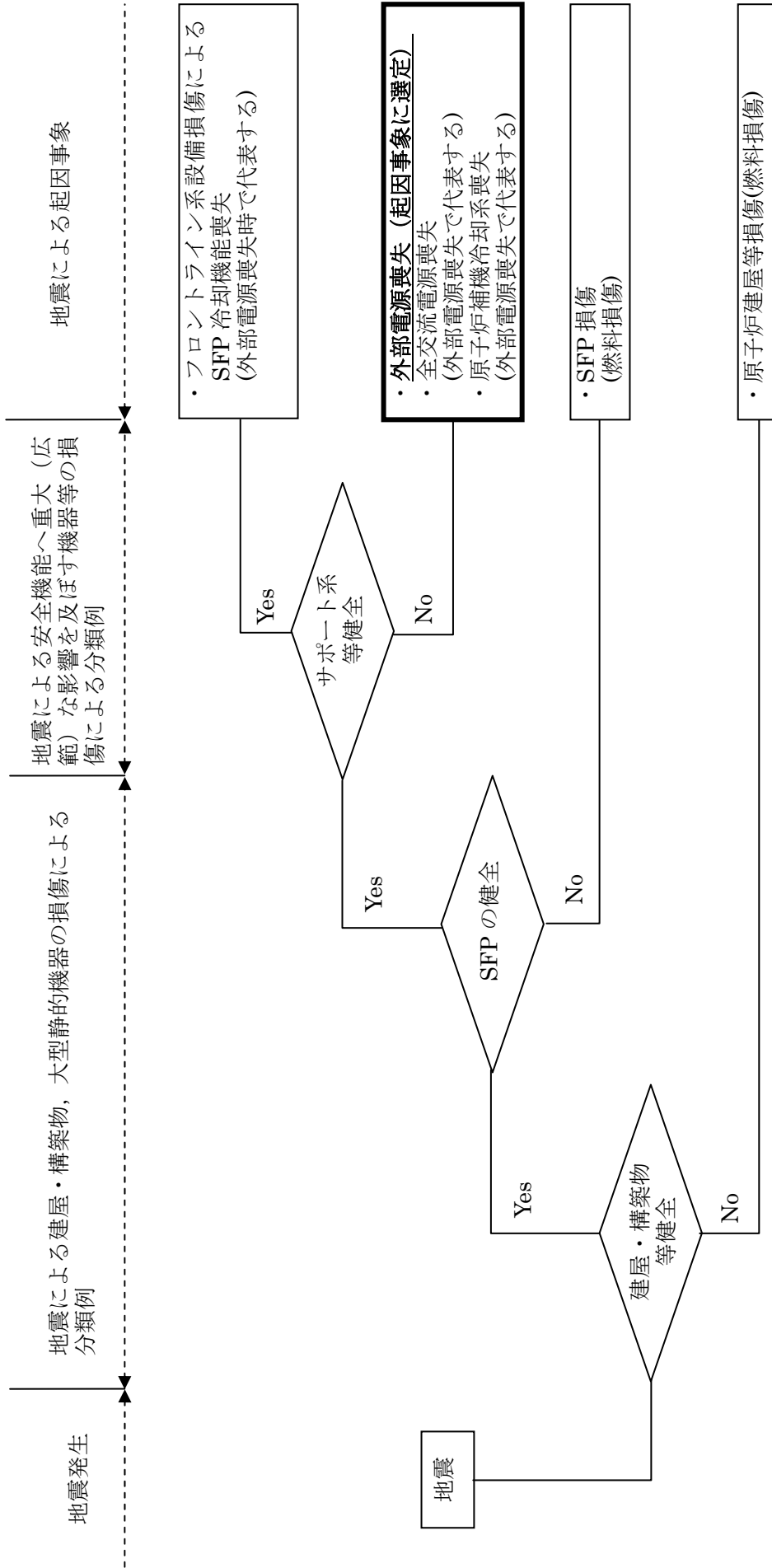
起因事象：外部電源喪失 1 未満



イベントツリーの各収束シナリオにおける耐震裕度評価結果(地震・原子炉)



イベントツリーの各収束シナリオにおける耐震裕度評価結果 (地震・原子炉)



燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー(地震・SFP)

起因事象に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表 (地震・SFP)

添付5. 1-1-4

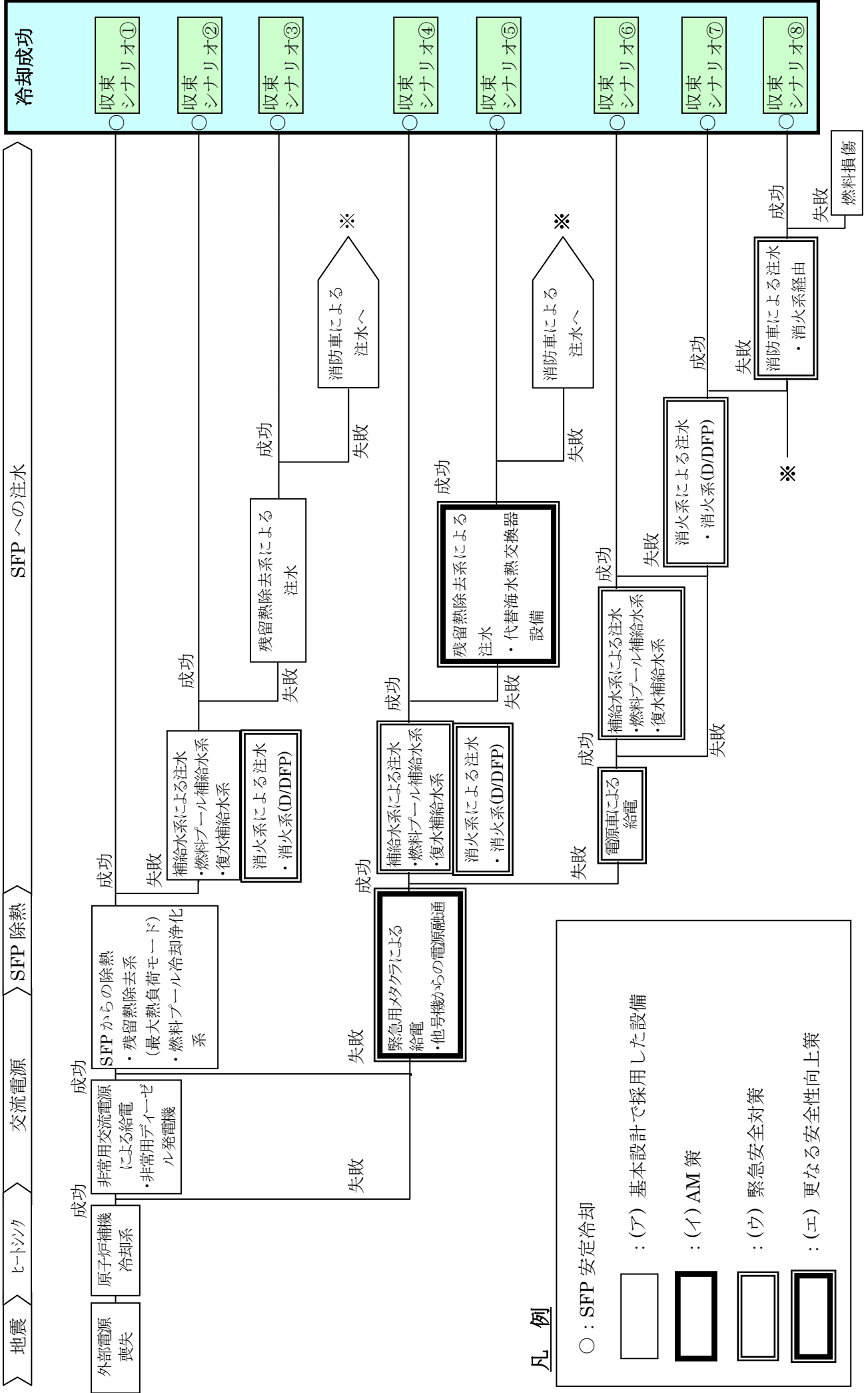
起因事象	設備等	耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考	
外部電源喪失	関連する設備等が耐震重要度分類B、Cクラスに該当する設備で構成されていることから基準地震動Ssに対して機能を期待しないと判断した。								1未満		
		原子炉建屋	S	詳細	耐震壁	構造損傷	×10 ⁻³	0.51	2.0	3.92	
原子炉建屋等損傷	原子炉建屋基礎地盤	S	詳細	基礎地盤	機能損傷	-	1.9	1.0	1.90	本検討では、地震応答解析から求めたすべり安全率の最小値を採用した。 なお、裕度は「評価値/評価基準値」としている。 (添付5.1-3参照)	
	原子炉棟クレーン	B	詳細	トロリ 浮き上がり 量	機能損傷	mm	316	460	1.45	耐震バックチェック報告書では弾性設計用地震動SdIによる浮き上がり量を報告している。本検討では、耐震バックチェック報告書で参考資料として報告した基準地震動SsIによる浮き上がり量を採用した。	
	燃料交換機	B	詳細	トロリ脚部	構造損傷	MPa	155	253	1.63	耐震バックチェック報告書では、代表部位として本体フレームの応力値276MPa、評価基準値276MPaを報告している。 本検討では、耐震バックチェック報告書参考資料7.6で報告した主要部位の強度評価結果のうち、落下防止に直接関与する部位を選定した。 (添付5.1-3参照)	
	使用済燃料貯蔵ラック	S	詳細	ラック本体	構造損傷	MPa	125	205	1.64	耐震バックチェック報告書では、評価値106MPa、評価基準値108MPaを報告しているが、本検討では、耐震バックチェック報告書参考資料7.6にて報告している、入力震度の保守性を排除した評価値83MPaとシルシートを適用した評価基準値164MPaを採用した。 (添付5.1-3参照)	
SFP損傷	使用済燃料プール	S	簡易	耐震壁	機能損傷	×10 ⁻³	0.25	2.0	8.00	原子炉建屋耐震壁の機器設置階におけるせん断ひずみの最大値を記載している。	
	配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	109	413	3.78		
		S	詳細	サポート	構造損傷	MPa	65	245	3.76		
	燃料プール冷却浄化系	弁	S	簡易	弁駆動部	機能損傷	G	3.07	6.0	1.95	
			S	簡易	弁駆動部	機能損傷	G	1.91	6.0	3.14	

起因事象に関連する設備の耐震裕度評価結果 まとめ表 (地震・SFP)

地震を起因として 燃料料損傷に至る事象	外部電源喪失	原子炉建屋等 損傷	SFP 損傷
耐震裕度 耐震裕度は評価基準値/評価値で定義したもの。ただし、評価対象設備の評価指標によっては、分母と分子が逆になる。	1 未満 関連設備が耐震 B、C クラスで構成されているため基準地震動 S_s に対し機能を期待しないとしたのであって、必ずしも基準地震動クラスの地震で外部電源が喪失することを意味しない。	1.45 評価値と評価基準値の比であって、数値が燃料損傷に対する裕度を直接示しているものではない。	1.64 評価値と評価基準値の比であって、数値が燃料損傷に対する裕度を直接示しているものではない。
耐震裕度 該当箇所	工学的判断	原子炉棟クレーン	使用済燃料貯蔵ラック
影響緩和機能への 期待の有無	影響緩和機能を期待し、イベントツリーによる耐震裕度評価を行う	影響緩和する機能を期待しない	影響緩和する機能を期待しない

※当該号機の S_s の解放基盤表面上での最大加速度振幅は、2300 Gal である。

起因事象：外部電源喪失



凡例

- : SFP 安定冷却
- (白) : (ア) 基本設計で採用した設備
- (黒) : (イ) AM 策
- (白) : (ウ) 緊急安全対策
- (黒) : (エ) 更なる安全性向上策

起因事象に対するイベントツリー(地震・SFP)

イベントツリーに係る設備の機能的な関連の整理(地震・SFP)

機能的に関連する設備等	SFPのイベントツリーのヘディングに採用した設備等		ヒートシンク		交流電源		SPPからの除熱		交流電源(電源確保)			SPPへの注水							
	直流電源	交流電源	原子炉補機冷却系(残留熱除去系補機)	非常用交流電源による給電	非常用ディーゼル発電機	残留熱除去系(最大熱負荷モード)	燃料プール冷却浄化系	他号機からの電源融通	【参考】空冷式GTG	緊急用メタクラによる給電		電源車による給電		補給水系		消火系(D/DFP)	残留熱除去系	消防車	
										燃料プール冷却浄化系	他号機からの電源融通	燃料プール冷却浄化系	他号機からの電源融通	燃料プール冷却浄化系	他号機からの電源融通				燃料プール冷却浄化系
直流電源	直流電源 ^{※1}	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
計測・制御	計測・制御設備 ^{※2}	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
電源盤	非常用電源盤	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	海水機器建屋非常用電源盤	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	残留熱除去冷却中間ループ系	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
原子炉補機冷却系	残留熱除去系補機	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	非常用補機冷却中間ループ系	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
交流電源	残留熱除去海水系	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	非常用ディーゼル発電機	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
交流電源(電源確保)	緊急用メタクラによる給電	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	電源車による給電	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
代替海水熱交換器設備	代替海水熱交換器設備	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1：全交流電源喪失時、直流電源は放電により電圧が低下するため、これを補うために交流電源による充電を行う必要があるが、5.1章では地震による直流電源設備の機能維持の観点から評価することとし、直流電源の時間継続性については5.4章全交流電源喪失において評価する。
 ※2：地震のSPPの評価における計画・制御設備とは、中央制御室、下部中央制御室、中央制御室外原子炉停止装置及び現場に設置の制御盤等の計画・制御設備をいう。
 ※3：燃料プール補給水系及び復水補給水系は、非常用ディーゼル発電機、緊急用メタクラ又は電源車の何れかによる給電にて使用可能。
 ※4：残留熱除去系は、非常用ディーゼル発電機又は緊急用メタクラの何れかによる給電にて使用可能。
 ※5：残留熱除去系の運転に代替海水熱交換器設備を使用する場合は、代替海水熱交換器設備の運転用に電源車が必要。
 ※6：残留熱除去系の運転には、ヒートシンクとして原子炉補機冷却系(残留熱除去冷却中間ループ系、非常用補機冷却中間ループ系)又は代替海水熱交換器設備の運転が必要。

凡例
 ○:関連する設備
 -:当該設備

影響緩和機能に関連する設備の耐震余裕度評価結果 一覧表(地震・SFP) (フロントライン系) 添付5. 1-18 (1/15)

緩和機能		フロントライン系										
設備等		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値(a)	評価基準値(b)	余裕度(b)/(a)	備考		
SFPからの除熱(残留熱除去系(最大熱負荷モード))	設備等	ポンプ	詳細	モータハウジング付ボルト	構造損傷	MPa	38	444	11.68	耐震バックチェック報告書では、簡易評価結果を報告しているが、本検討では詳細評価を実施した。 (添付5.1.3参照)		
			詳細	冷却水配管	機能損傷	MPa	179	252	1.40			
			詳細	軸受他	機能損傷	水平	G	0.9	14.0		15.55	
						鉛直		0.78	2.3		2.94	
			詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	151	202	1.33		耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1.3参照)	
			詳細	配管本体	構造損傷	MPa	128	366	2.85			
			詳細	スナッパ	機能損傷	kN	43.3	67.4	1.55			
			簡易	駆動部	機能損傷	水平	G	4.03	6.0			1.48
						鉛直		1.11	6.0			5.40
			詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	74	202	2.72			
動的機能維持評価は、C/A送風機を代表として詳細評価を実施し、詳細評価項目のうち基礎ボルトの強度評価が最小裕度部位であることを確認。												
S	ポンプ室空調機	電動機	詳細	軸受他	機能損傷	G	2.94	4.7	1.59	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1.3参照)		
			詳細	軸受他	機能損傷	G	2.94	4.7	1.59			

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表(地震・SFP) (フロントライン系) 添付5. 1-18 (2/15)

緩和機能		フロントライン系										備考
設備等		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値(a)	評価基準値(b)	裕度(b)/(a)			
SFPからの除熱(残留熱除去系(最大熱負荷モード))	残留熱除去系(最大熱負荷モード)	配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	109	413	3.78		
		配管サポート	S	詳細	サポート	構造損傷	MPa	65	245	3.76		
		弁	S	簡易	弁駆動部	機能損傷	G	水平	3.07	6.0		1.95
								鉛直	1.91	6.0		3.14
		スキマサージタンク	裕度を評価しない。									
			燃料プール冷却浄化系による除熱に使用する設備等については裕度を評価しない。 (ポンプ・電動機・熱交換器・配管・配管サポート・弁・スキマサージタンク)									
SFPからの除熱(燃料プール冷却浄化系)	燃料プール冷却浄化系											
	原子炉補機冷却中間ループ系											裕度を評価しない。 (弁)

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表(地震・SFP) (フロントライン系) 添付5. 1-18 (3/15)

緩和機能	フロントライン系										備考	
	設備等											
	耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値(a)	評価基準値(b)	裕度(b)/(a)				
SFPへの注水 (補給水系)	補給水系	ポンプ	電動機取付ボルト	構造損傷	MPa	9	159	17.66			耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
			軸受他	機能損傷	G	1.33	6.0	4.51				
		ポンプ 電動機	軸受他	機能損傷	G	1.33	4.7	3.53			耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
			配管	構造損傷	MPa	109	413	3.78				
		配管 サポート	サポート	構造損傷	MPa	65	245	3.76			耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 本検討では、設計時に採用済みの評価手法を適用した。	
			弁	弁駆動部	機能損傷	G	3.07	6.0	1.95			
		配管	弁	弁駆動部	機能損傷	G	1.91	6.0	3.14			
			配管	配管本体	構造損傷	MPa	109	413	3.78			
		冷却燃料浄化系配管	配管 サポート	サポート	構造損傷	MPa	65	245	3.76			
			弁	弁駆動部	機能損傷	G	3.07	6.0	1.95			
		復水関連蔵	配管	配管本体	構造損傷	MPa	121	411	3.39			耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 本検討では、設計時に採用済みの評価手法を適用した。
			配管 サポート	スナッパ	機能損傷	kN	87	129.4	1.48			

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表(地震・SFP) (フロントライン系) 添付5. 1-18 (4/15)

緩和機能	フロントライン系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値(a)	評価基準値(b)	裕度(b)/(a)	備考			
	設備等													
SFPへの注水 (補給水系)	補給水系	ポンプ	B	詳細	電動機取付ボルト	構造損傷	MPa	16	207	12.93	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1.3参照)			
				詳細	軸受他	機能損傷	G	1.32	6.0	4.54				
			B	詳細	軸受他	機能損傷	G	1.32	4.7	3.56	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1.3参照)			
				詳細	配管本体	構造損傷	MPa	312	321	1.02				
			B	配管サポート	詳細	サポート	構造損傷	MPa	107	245	2.28	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 本検討では、設計時に採用済みの評価手法を適用した。		
					簡易	駆動部	機能損傷	G	1.64 2.86	6.0 6.0	3.65 2.09			
			S	配管	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	128	366	2.85			
					詳細	スナッパ	機能損傷	kN	43.3	67.4	1.55			
			S	弁	復水貯蔵槽	簡易	駆動部	機能損傷	G	4.03 1.11	6.0 6.0	1.48 5.40		
						簡易	耐震壁	機能損傷	×10 ⁻³	0.45	2.0	4.44		

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表(地震・SFP)(フロントライン系) 添付5. 1-18 (5/15)

フロントライン系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値(a)	評価基準値(b)	裕度(b)/(a)	備考
緩和機能	設備等									
SFPへの注水 (消火系(D/DFF))	消火系	余裕を評価しない。 (D/DFF・配管・配管サポート・弁・ろ過水タンク・現場制御盤・ホース)								
	冷却燃料 浄化システム配管	消火系(D/DFF)による注水に使用する設備等については裕度を評価しない。 (配管・配管サポート・弁・スキマサージタンク)								
	復水補給水系配管	消火系(D/DFF)による注水に使用する設備等については裕度を評価しない。 (配管・配管サポート・弁)								

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表(地震・SFP) (フロントライン系) 添付5. 1-18 (6/15)

緩和機能	フロントライン系										備考				
	設備等	耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値(a)	評価基準値(b)	裕度(b)/(a)						
SFPへの注水 (残留熱除去系)	設備等	S	詳細	モータハウジング付ボルト	構造損傷	MPa	38	444	11.68	耐震バックチェック報告書では、簡易評価結果を報告しているが、本検討では詳細評価を実施した。 (添付5.1.3参照)					
				ポンプ			179	252	1.40						
				ポンプ 電動機			軸受他	水平	0.9		14.0	15.55			
								鉛直	0.78		2.3	2.94			
				熱交換器			基礎ボルト	構造損傷	MPa		151	202	1.33		
				配管			配管本体				128	366	2.85		
				配管サポート			スナッパ				43.3	67.4	1.55		
				弁			駆動部				水平	4.03	6.0	1.48	
											鉛直	1.11	6.0	5.40	
				ストレーナ			アウトタージヤケット				構造損傷	MPa	26	365	14.03
				ポンプ室空調機			基礎ボルト						74	202	2.72
													動的機能維持評価は、C/A送風機を代表として詳細評価を実施し、詳細評価項目のうち基礎ボルトの強度評価が最小裕度部位であることを確認。		
				ポンプ室空調機 電動機			軸受他						構造損傷	G	2.94
	詳細														

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表(地震・SFP) (フロントライン系) 添付5. 1-18 (7/15)

緩和機能		フロントライン系										備考
設備等		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値(a)	評価基準値(b)	裕度(b)/(a)			
SFPへの注水 (残留熱除去系)	残留熱除去系	配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	109	413	3.78		
		冷却燃料浄化系配管	S	詳細	サブポート	構造損傷	MPa	65	245	3.76		
		弁	S	簡易	弁駆動部	機能損傷	G	水平	3.07	6.0	1.95	
								鉛直	1.91	6.0	3.14	
SFPへの注水 (消防車)	消防車	サブプレッジョンエンバ(サブプレッジョンブール)	S	詳細	基部	構造損傷	-	0.47	1	2.12		
		消防車										
		屋内配管火系										
		冷却燃料浄化系配管										
		復水補給水系配管										

サブポート系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考	
緩和機能	設備等										
直流電源	蓄電池	S	簡易	締付ボルト	構造損傷	MPa	39	159	4.07		
	充電器	S	簡易	締付ボルト	構造損傷	MPa	61	207	3.39		
							水平	1.12	5.88	5.25	耐震ハックフェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
	鉛直	0.93	2.00	2.15							
	直流主母線盤	S	簡易	盤全体	機能損傷	MPa	1.29	2.82	2.18	耐震ハックフェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
							鉛直	0.99	2.00		2.02
	ケーブルトレイ	ケーブルトレイ	S	詳細	ボルト	構造損傷	MPa	133	230	1.72	耐震ハックフェック報告書に記載が無い評価。 当該設備は、構造材等の破断さえしなければ、機能を維持しえる性質のものであり、かつ、その他設備の振動性状へ影響を与えるものではないため、規格上の引張強さを評価基準値とした。 (添付5.1-3参照)
								245	400	1.63	
		電線管	S	詳細	本体	構造損傷	MPa	183	270	1.47	
								225	385	1.71	
電線管サブポート	S	詳細	部材	構造損傷	MPa						

緩和機能	サブポート系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基本値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考
	設備等	設備等									
計測・制御設備	計装ラック	S	簡易	締付ボルト	構造損傷	MPa	13	207	15.92	耐震ハックアップ報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
							0.99	5.69	5.74		
							0.88	2.00	2.27		
							水平				
							鉛直				
							G				
	ベンチ盤	S	簡易	締付ボルト	構造損傷	MPa	16	207	12.93	耐震ハックアップ報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
							1.21	5.69	4.70		
							1.17	2.00	1.70		
							水平				
							鉛直				
							G				
直立盤 (制御盤・現場制御盤)	S	簡易	締付ボルト	構造損傷	MPa	36	207	5.75	耐震ハックアップ報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)		
						1.21	5.88	4.85			
						1.17	2.00	1.70			
						水平					
						鉛直					
						G					
バイタル交流電源設備	S	簡易	締付ボルト	構造損傷	MPa	15	159	10.60	耐震ハックアップ報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)		
						1.12	5.88	5.25			
						0.93	1.50	1.61			
						水平					
						鉛直					
						G					

緩和機能	サブポート系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考
	設備等	設備等									
非常用電源盤	メタクラ		S	簡易	盤全体	機能損傷	水平 G	1.12	2.04	1.82	耐震ハックエッジ報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
							鉛直	0.93	2.00	2.15	
	パワーセンタ		S	簡易	盤全体	機能損傷	水平 G	1.29	2.82	2.18	耐震ハックエッジ報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
							鉛直	0.99	2.00	2.02	
	動力変圧器		S	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	71	207	2.91	耐震ハックエッジ報告書に記載が無い評価。 本検討では、設計時に採用済みの評価手法を適用した。
	モータコントロールセンター		S	簡易	盤全体	機能損傷	水平 G	1.29	4.93	3.82	
							鉛直	0.99	2.00	2.02	耐震ハックエッジ報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
	ケーブルトレイ		S	詳細	ボルト	構造損傷	MPa	133	230	1.72	
	ケーブルトレイサブポート		S	詳細	部材	構造損傷	MPa	245	400	1.63	耐震ハックエッジ報告書に記載が無い評価。 当該設備は、構造材等の破断さえしなければ、機能を維持しえる性質のものであり、かつ、その他設備の振動性状へ影響を与えるものではないため、規格上の引張強さを評価基準値とした。 (添付5.1-3参照)
	電線管		S	詳細	本体	構造損傷	MPa	183	270	1.47	
電線管サブポート		S	詳細	部材	構造損傷	MPa	225	385	1.71	耐震ハックエッジ報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
パワーセンタ		S	簡易	盤全体	機能損傷	水平 G	1.29	2.82	2.18		
						鉛直	0.99	2.00	2.02	耐震ハックエッジ報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
動力変圧器		S	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	71	207	2.91		
海水機器建屋 非常用電源盤	モータコントロールセンター		S	簡易	盤全体	機能損傷	水平 G	1.29	4.93	3.82	耐震ハックエッジ報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
							鉛直	0.99	2.00	2.02	
	ケーブルトレイ		S	詳細	ボルト	構造損傷	MPa	133	230	1.72	耐震ハックエッジ報告書に記載が無い評価。 当該設備は、構造材等の破断さえしなければ、機能を維持しえる性質のものであり、かつ、その他設備の振動性状へ影響を与えるものではないため、規格上の引張強さを評価基準値とした。 (添付5.1-3参照)
	ケーブルトレイサブポート		S	詳細	部材	構造損傷	MPa	245	400	1.63	
	電線管		S	詳細	本体	構造損傷	MPa	183	270	1.47	耐震ハックエッジ報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
	電線管サブポート		S	詳細	部材	構造損傷	MPa	225	385	1.71	

緩和機能	サブポート系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考
	設備等	評価方法									
原子炉補機冷却系	残留熱除去冷却中間ループ系	S	詳細	ポンプ	基礎ボルト	構造損傷	MPa	14	159	11.35	
				ポンプ 電動機	軸受地	機能損傷	G	1.63	6.0	3.68	耐震ハットチェック報告書では、簡易評価結果を報告しているが、本検討では詳細評価を実施した。(添付5.1-3参照)
				熱交換器	基礎ボルト	機能損傷	G	1.63	4.7	2.88	耐震ハットチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
				配管	配管本体	構造損傷	MPa	108	156	1.44	
				配管サブポート	配管本体	構造損傷	MPa	232	344	1.48	
				弁	スナッパ	機能損傷	kN	118.0	224.5	1.90	
					駆動部	機能損傷	G	4.33	10.0	2.30	
					電動機取付ボルト	構造損傷	MPa	21	475	22.61	
					揚水管	機能損傷	MPa	57	306	5.36	
					軸受地	機能損傷	G	2.25	14.0	6.22	
					基礎ボルト	構造損傷	MPa	129	366	2.83	
					配管本体	構造損傷	MPa	58	354	6.10	
					スナッパ	機能損傷	kN	32.9	169.7	5.15	
					弁駆動部	機能損傷	G	1.64	6.0	3.65	
	弁	簡易		1.42	6.0	4.22					
原子炉補機冷却系	残留熱除去海水系	S	詳細	ポンプ	基礎ボルト	構造損傷	MPa	21	475	22.61	
				ポンプ 電動機	軸受地	機能損傷	G	2.25	14.0	6.22	耐震ハットチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
				ストレーナ	基礎ボルト	構造損傷	MPa	129	366	2.83	
				配管	配管本体	構造損傷	MPa	58	354	6.10	
				配管サブポート	スナッパ	機能損傷	kN	32.9	169.7	5.15	
				弁	弁駆動部	機能損傷	G	1.64	6.0	3.65	
					弁	簡易		1.42	6.0	4.22	

緩和機能	サブオート系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基本値 (b)	裕度 (b)/(a)	備考	
	設備等	評価										
原子炉補機冷却系	残留熱除去系補機 非常用中間冷却系 非常用補機冷却系	ポンプ	S	簡易	基礎ボルト	構造損傷	MPa	17	207	12.17	耐震ハザード/報告書では、簡易評価結果を報告しているが、本検討では詳細評価を実施した。(添付5.1-3参照) 耐震ハザード/報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
			軸受他	機能損傷	G	1.63	6.0	3.68				
		ポンプ 電動機	S	詳細	軸受他	機能損傷	G	1.63	4.7	2.88		
		熱交換器	S	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	110	195	1.77		
		配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	124	366	2.95		
		配管サブポート	S	詳細	スナックバ	機能損傷	kN	110.9	182.4	1.64		
		弁	S	簡易	弁駆動部	機能損傷	G	水平	2.41	6.0		2.48
								鉛直	1.21	6.0		4.95
		タービン建屋	B	詳細	耐震壁	構造損傷	$\times 10^3$	0.34	2.0	5.88		
		海水機器建屋	S	詳細	耐震壁	構造損傷	$\times 10^3$	0.17	2.0	11.76		
		非常用取水路	C	詳細	底版	構造損傷	kN	343	454	1.32		
		原子炉補機冷却系配管ダクト	C	詳細	隔壁	構造損傷	kN	371	568	1.53		

サブポート系		設備等										備考
緩和機能	耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基本値 (b)	裕度 (b)/(a)				
交流電源	S	簡易	基礎ボルト	構造損傷	MPa	148	289	1.95				
		詳細	ボルト・ナット リップ装置	機能損傷	G	1.48	2.0	1.35				
	S	簡易	軸受台取付ボルト	構造損傷	MPa	42	205	4.88				
		詳細	軸受	機能損傷	N/cm ²	227	588	2.59	耐震ハットエッジ報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)			
	C	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	9	207	23.00	耐震ハットエッジ報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)			
			軸受	機能損傷	G	1.6	5.67	3.54	耐震ハットエッジ報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)			
		詳細	軸受他	機能損傷	G	1.9	4.7	2.47	耐震ハットエッジ報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)			
	燃料移送系		代替燃料移送ポンプは本設の燃料移送ポンプが機能喪失した場合、作業により設置する可搬式ポンプであり、地震の燃料損傷に関わる評価では裕度の評価はしない。									
	軽油タンク	C	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	206	366	1.77			
				サブポート	構造損傷	MPa	176	245	1.39			
C		簡易	弁駆動部	機能損傷	G	水平	3.75	6.0	1.60			
						鉛直	1.4	6.0	4.28			
C	詳細	胴板	構造損傷	MPa	47	231	4.91	耐震ハットエッジ報告書に記載が無い評価。耐震ハットエッジ報告書で採用された手法に基づいた評価を実施。 (軽油タンクは添付5.1-3参照)				








サブポート系		設備等										備考
緩和機能	耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)				
交流電源	S	詳細	ダイタンク	基礎ボルト	構造損傷	MPa	40	190	4.75			
			空気だめ	胴板	構造損傷	MPa	91	332	3.64			
			非常用送風機	電動機取付ボルト	構造損傷	MPa	68	207	3.04	耐震ハットチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)		
		非常用ディーゼル発電機	動的機能維持評価は、詳細評価を実施し、詳細評価項目のうち電動機取付ボルトの強度評価が最小裕度部位であることを確認。									
非常用送風機 電動機	S	詳細	軸受他	機能損傷	G	水平	1.35	14.0	10.37			
						鉛直	1.17	2.3	1.96	耐震ハットチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)		

緩和機能	サポート系										備考
	設備等	耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b)/(a)	2以上	
交流電源 (電源確保)	電源車	-	転倒を考慮した評価を実施した。							2以上	耐震ハックエック報告書に記載が無い評価。 (添付B.1.3参照)
	緊急用メタクラ	-	裕度を評価しない。								
	500 kV開閉所	C	裕度を評価しない。								
	66 kV開閉所 (高起動変圧器)	C	裕度を評価しない。								
	154 kV開閉所	C	裕度を評価しない。								
	他号機 非常用ディーゼル発電機	S	裕度を評価しない。								「相崎刈羽原子力発電所7号機における安全性に関する総合評価 (一次評価) の結果について (報告) 」参照。
	(参考) 空冷式CTG	-	裕度を評価しない。								
	代替熱交換器車	-	裕度を評価しない。								
	代替水中ポンプ	-	裕度を評価しない。								
	移動式変圧器	-	裕度を評価しない。								
代替海水熱交換器設備	電源車	-	転倒を考慮した評価を実施した。							2以上	耐震ハックエック報告書に記載が無い評価。 (添付B.1.3参照)
	配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	232	344	1.48		
		S	詳細	スナツバ	機能損傷	kN	118.0	224.5	1.90		
	弁	S	詳細	駆動部	機能損傷	水平	4.33	10.0	2.30		
						鉛直	4.76	10.0	2.10		
	代替海水熱交換器設備 接続配管	裕度を評価しない。 (配管・配管サポート・弁)									

影響緩和機能のフォールトツリー(地震・SFP)

- 1：直流電源機能喪失のフォールトツリー
- 2：計測・制御設備機能喪失のフォールトツリー
- 3：非常用電源盤機能喪失のフォールトツリー
- 4：海水機器建屋非常用電源盤機能喪失のフォールトツリー
- 5：原子炉補機冷却系（残留熱除去系補機）機能喪失のフォールトツリー
- 6：非常用ディーゼル発電機機能喪失のフォールトツリー
- 7：緊急用メタクラによる給電失敗のフォールトツリー
- 8：電源車による給電失敗のフォールトツリー
- 9：代替海水熱交換器設備機能喪失のフォールトツリー
- 10：残留熱除去系による SFP からの除熱（最大熱負荷モード）失敗のフォールトツリー
- 11：燃料プール冷却浄化系による SFP からの除熱失敗のフォールトツリー
- 12：補給水系による SFP への注水失敗のフォールトツリー
- 13：消火系（D/DFP）による SFP への注水失敗のフォールトツリー
- 14：残留熱除去系による SFP への注水失敗のフォールトツリー
- 15：消防車による SFP への注水失敗のフォールトツリー

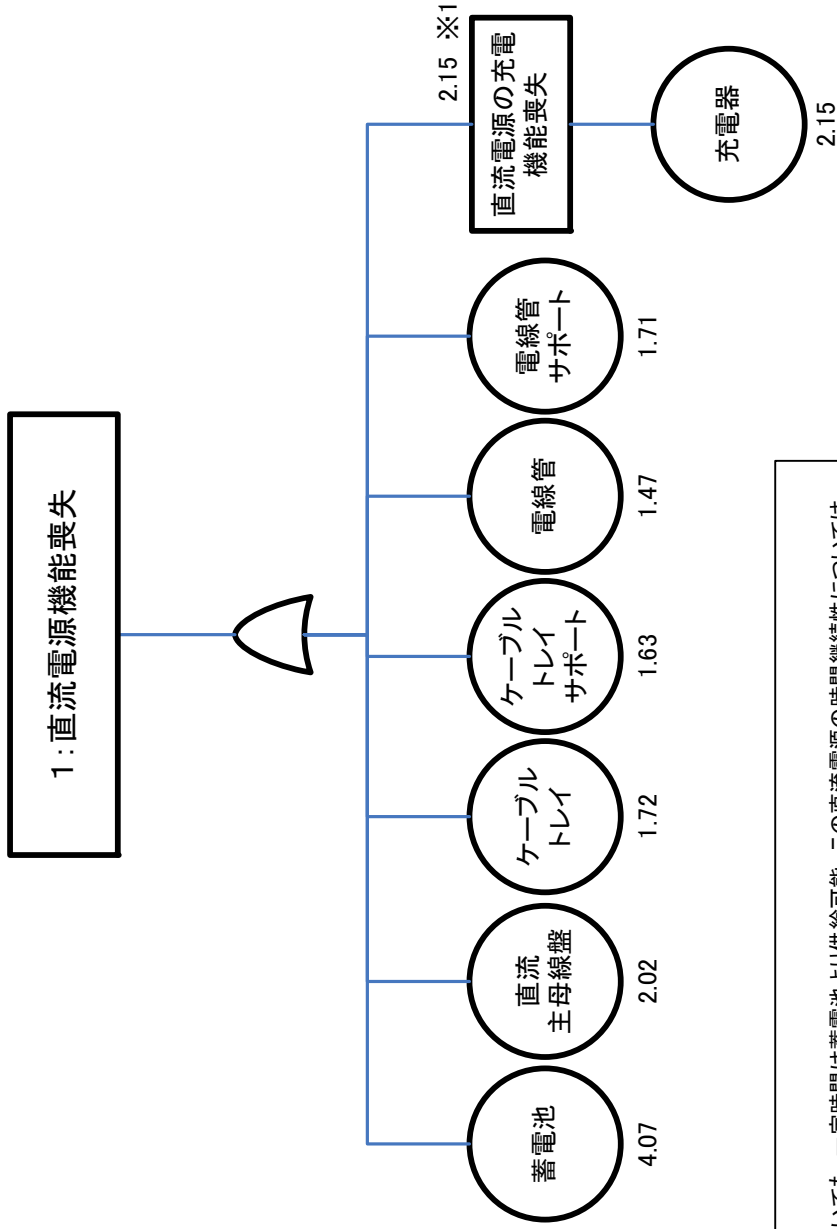
フォールトツリーの凡例

	：(ア) 設備等
	：(イ) 系統等
	：(ウ) 非常用ディーゼル発電機が使用可能な場合に使用するサポート系の系統等
	：(エ) 原子炉補機冷却系喪失及び全交流電源喪失の場合に使用するサポート系の系統等
	：(オ) 燃料損傷に至る起因事象又はイベントツリー上の前段の成功事象にて裕度の評価を実施済みであり、当該フォールトツリーでは評価対象としない系統等及び代替海水熱交換器設備
	：(カ) 論理積(ANDゲート)
	：(キ) 論理和(ORゲート)

耐震裕度

数値	：耐震裕度評価結果(一覧表に示す設備等の裕度)
—	：耐震クラスが低い等の理由により耐震裕度を評価していない設備等

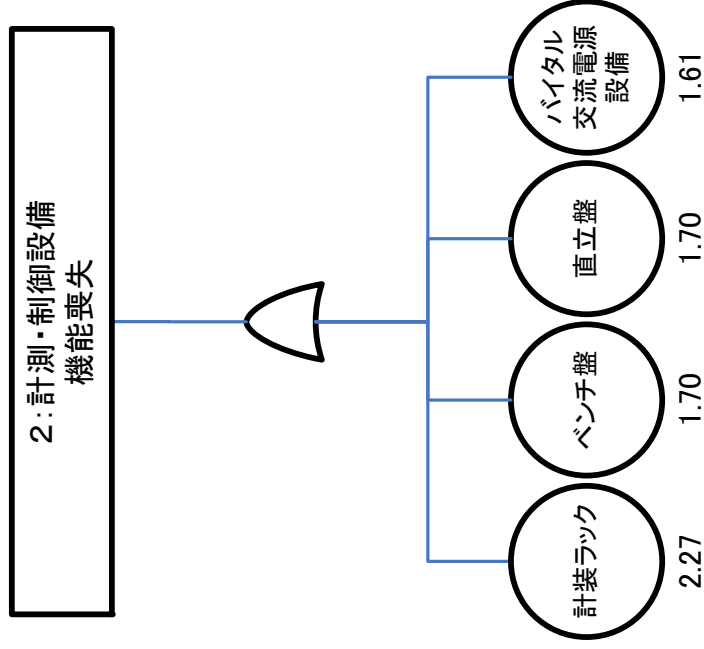
【裕度の評価結果】
・裕度:1.47



【注釈】
※1: 直流電源は充電機能が喪失した場合においても、一定時間は蓄電池より供給可能。この直流電源の時間継続性については、5.4章全交流電源喪失において評価することとし、5.1章では地震による直流電源設備の機能維持の観点から評価する。

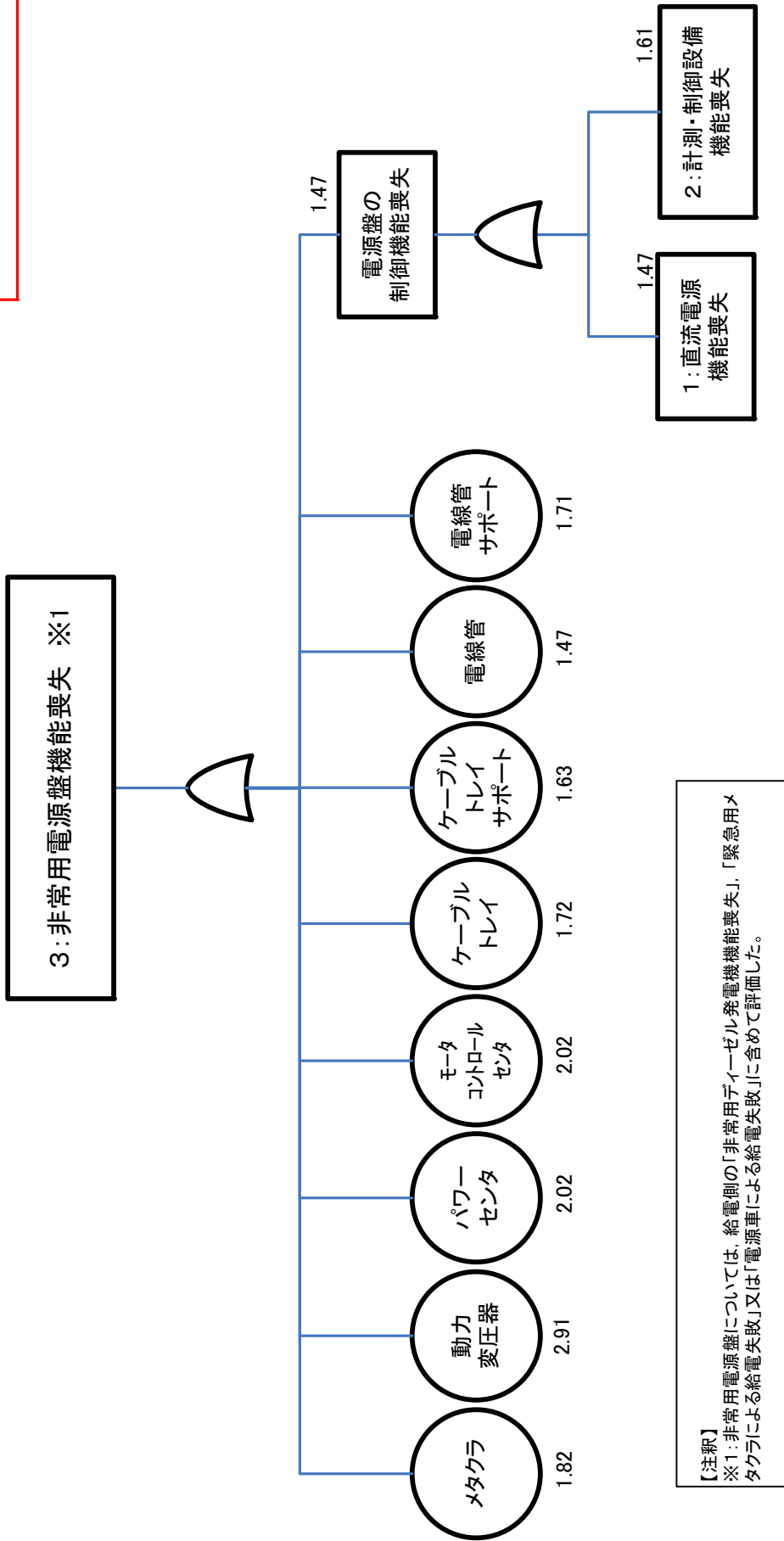
1: 直流電源機能喪失のフォールトツリー

【裕度の評価結果】
-裕度:1.61



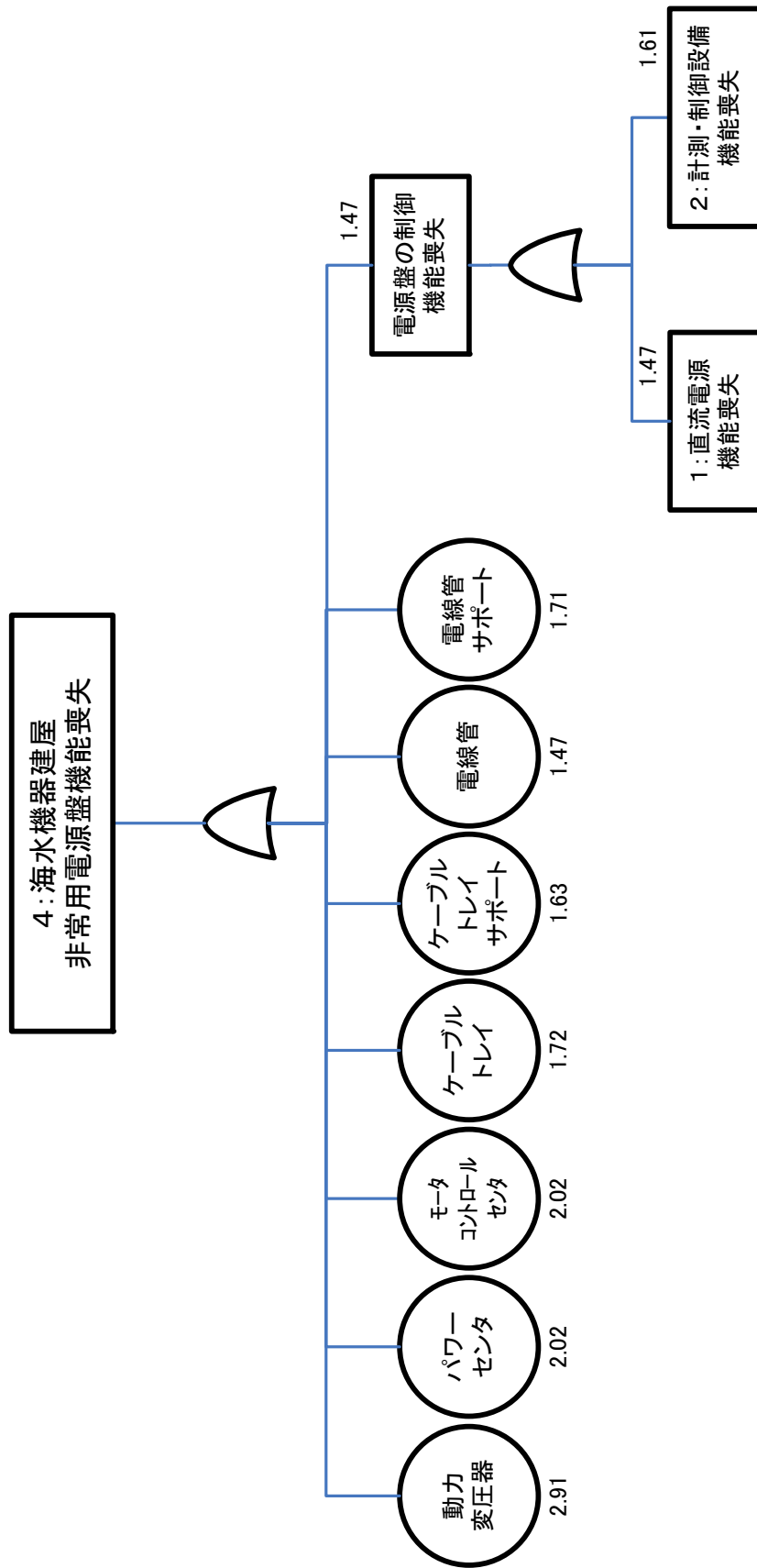
2:計測・制御設備機能喪失のフォールトツリー

【裕度の評価結果】
・裕度:1.47



3:非常用電源盤機能喪失のフォールトツリー

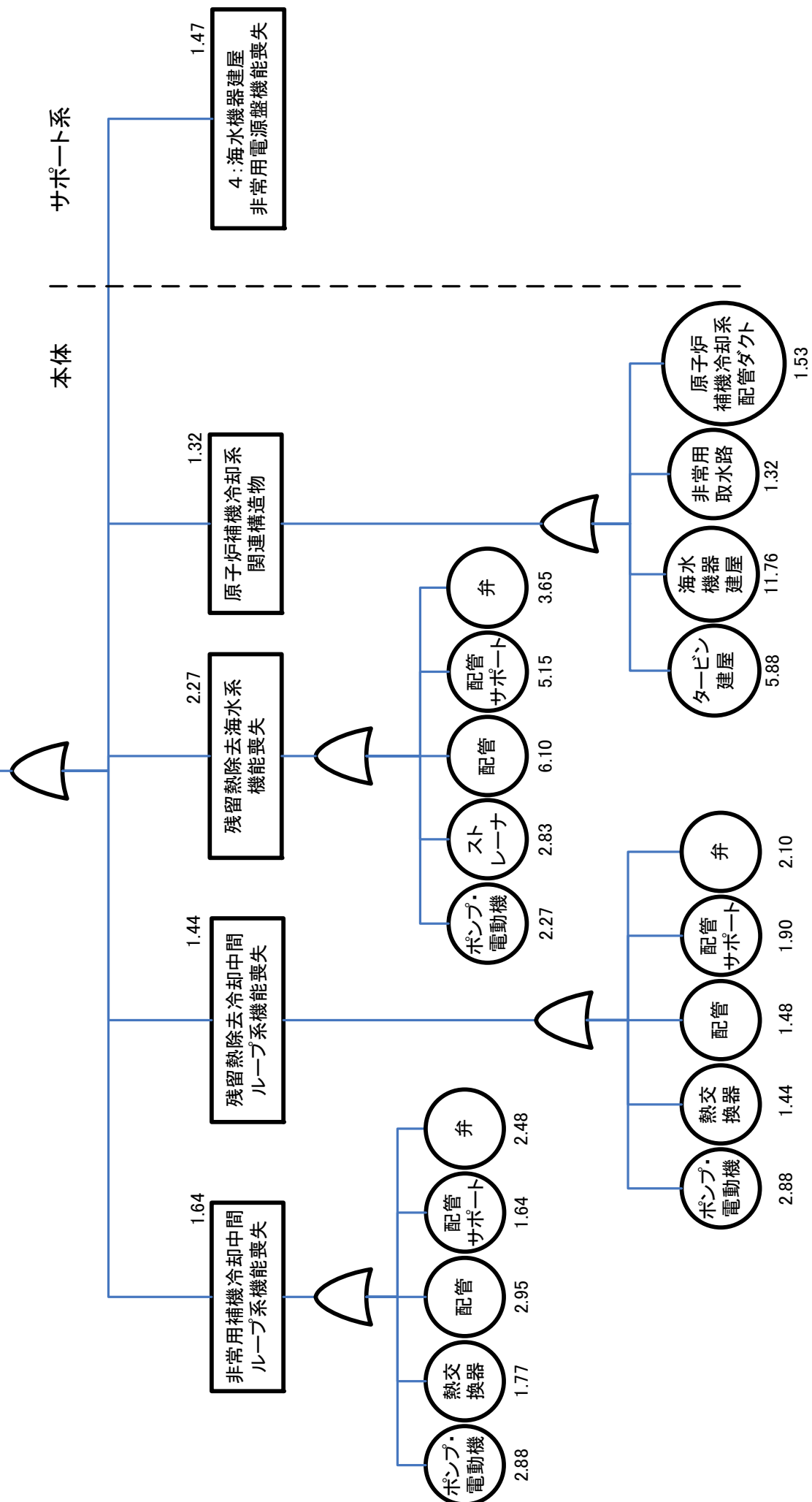
【裕度の評価結果】
・裕度:1.47



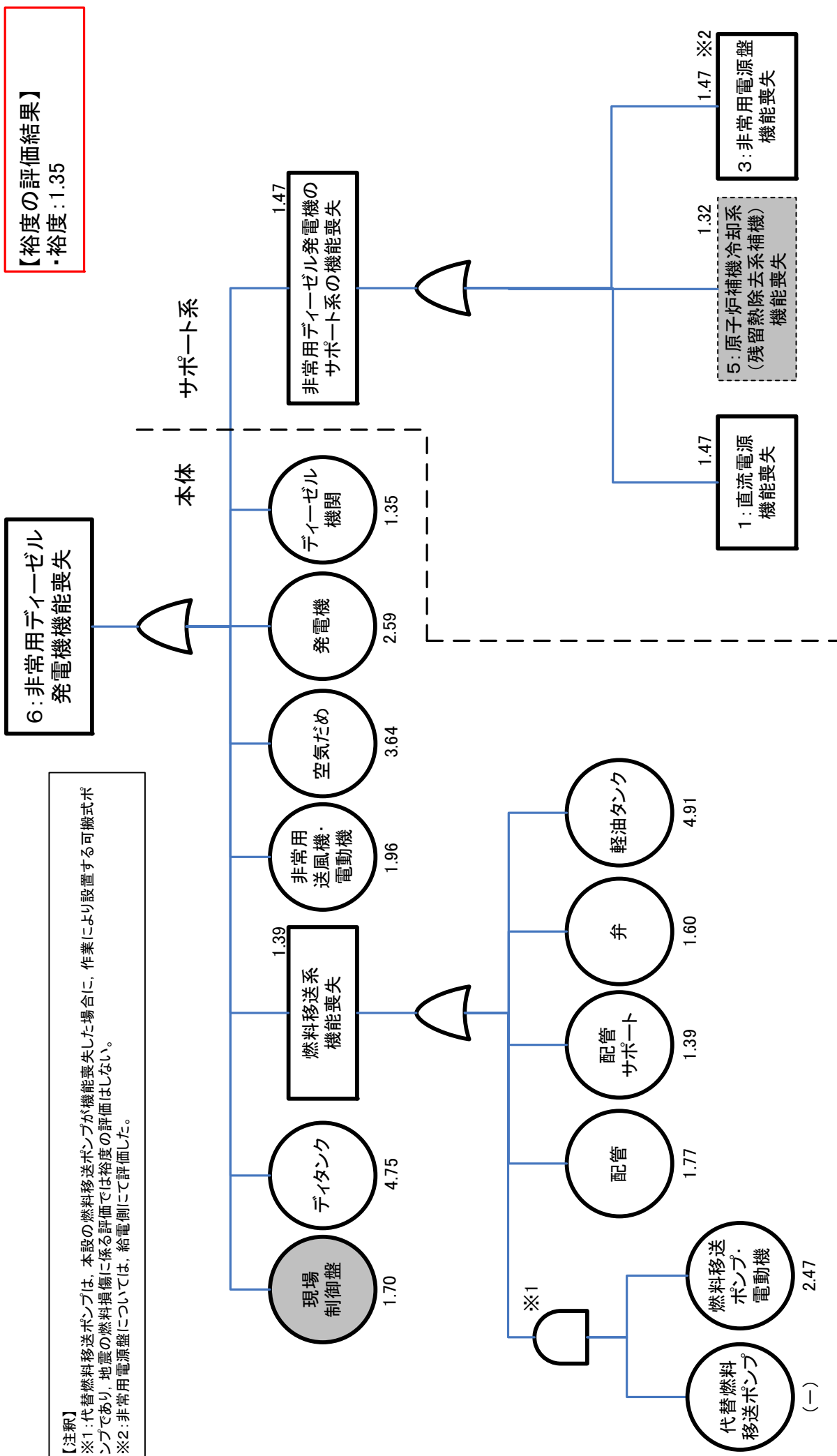
4: 海水機器建屋非常用電源盤機能喪失のフォールトツリー

【裕度の評価結果】
-裕度:1.32

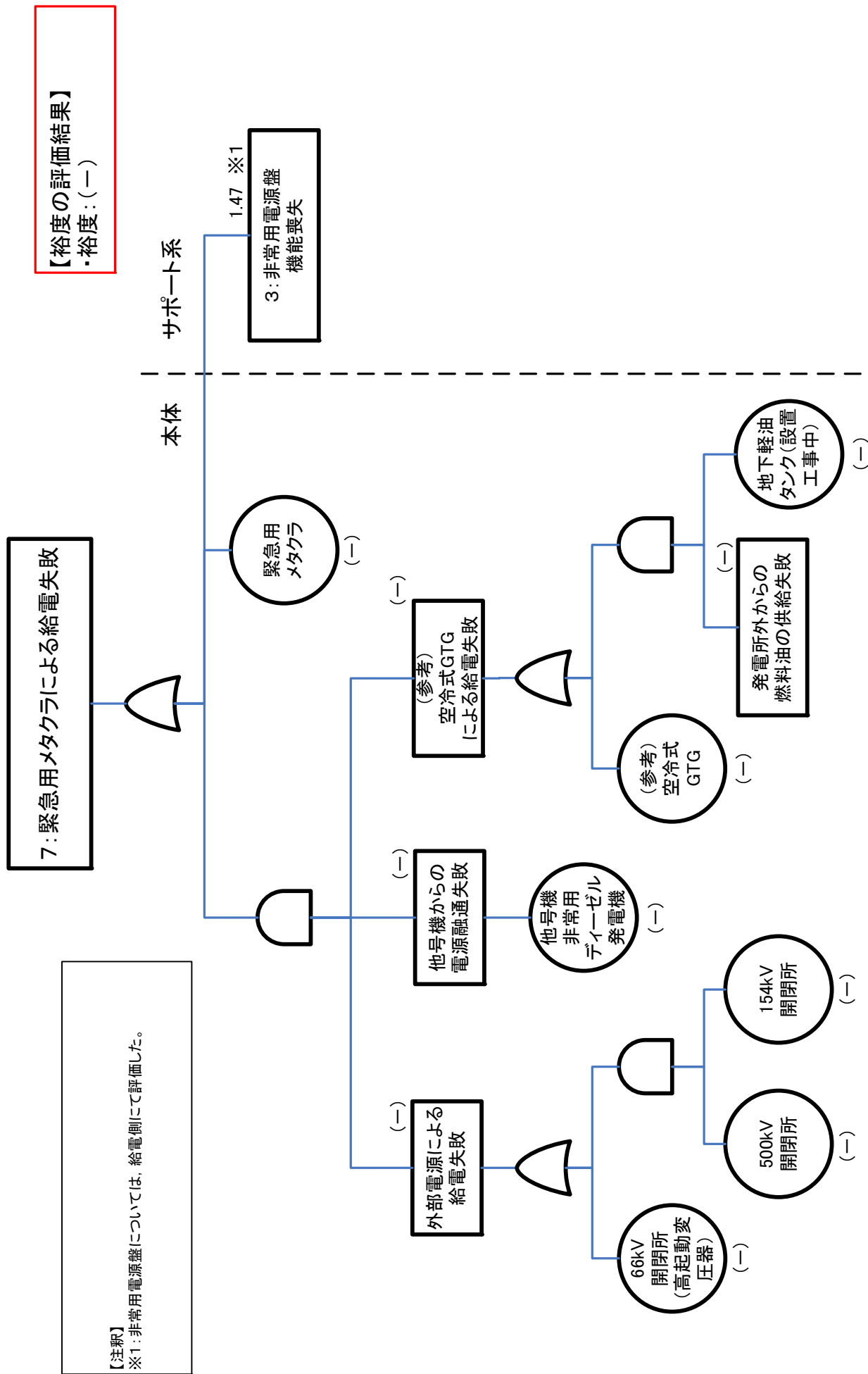
5:原子炉補機冷却系
(残留熱除去系補機)機能喪失



5:原子炉補機冷却系(残留熱除去系補機)機能喪失のフォールトツリー

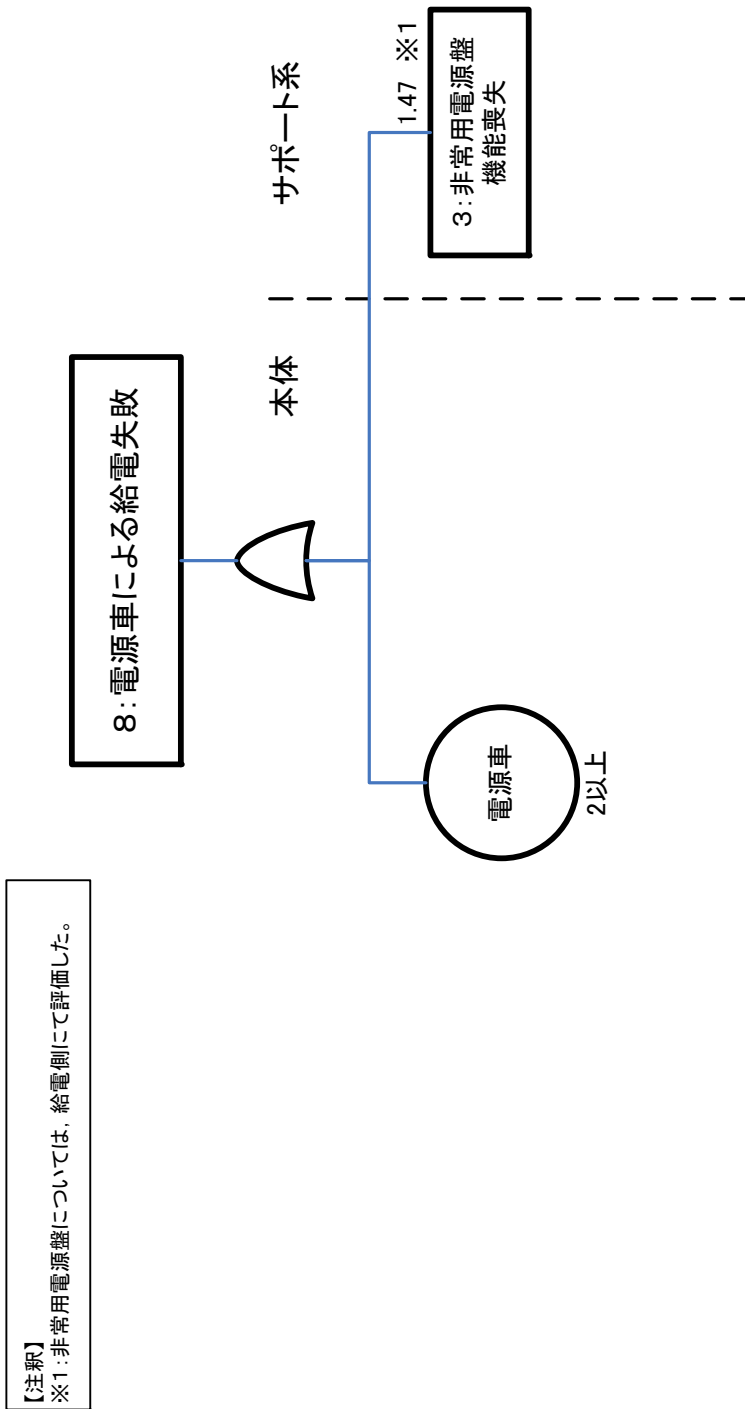


6: 非常用ディーゼル発電機機能喪失のフォールトツリー



7: 緊急用メタクラによる給電失敗のフォールトツリー

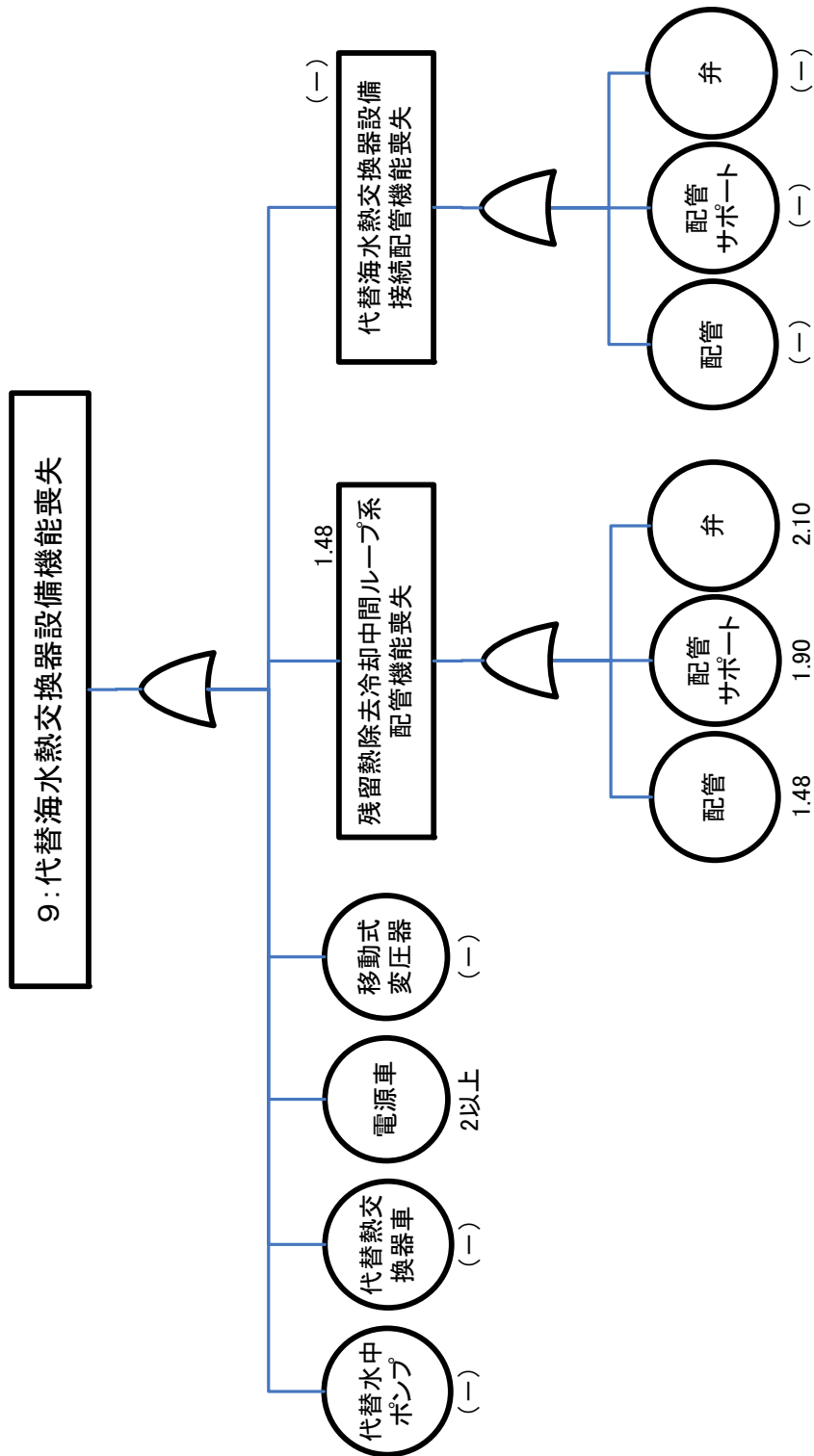
【裕度の評価結果】
-裕度:1.47



8: 電源車による給電失敗のフォールトツリー

【裕度の評価結果】

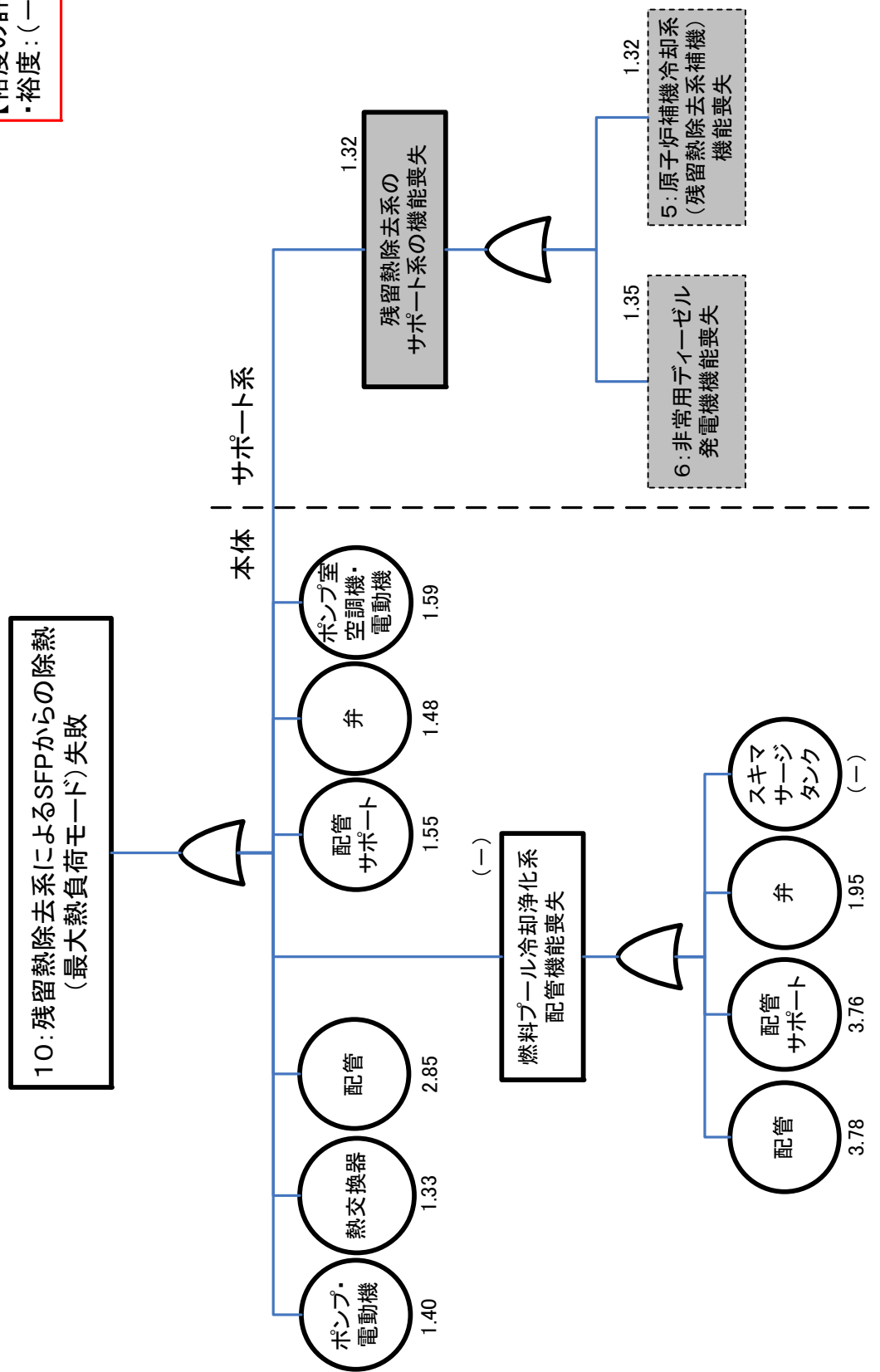
-裕度:(-)



9: 代替海水熱交換器設備機能喪失のフォールトツリー

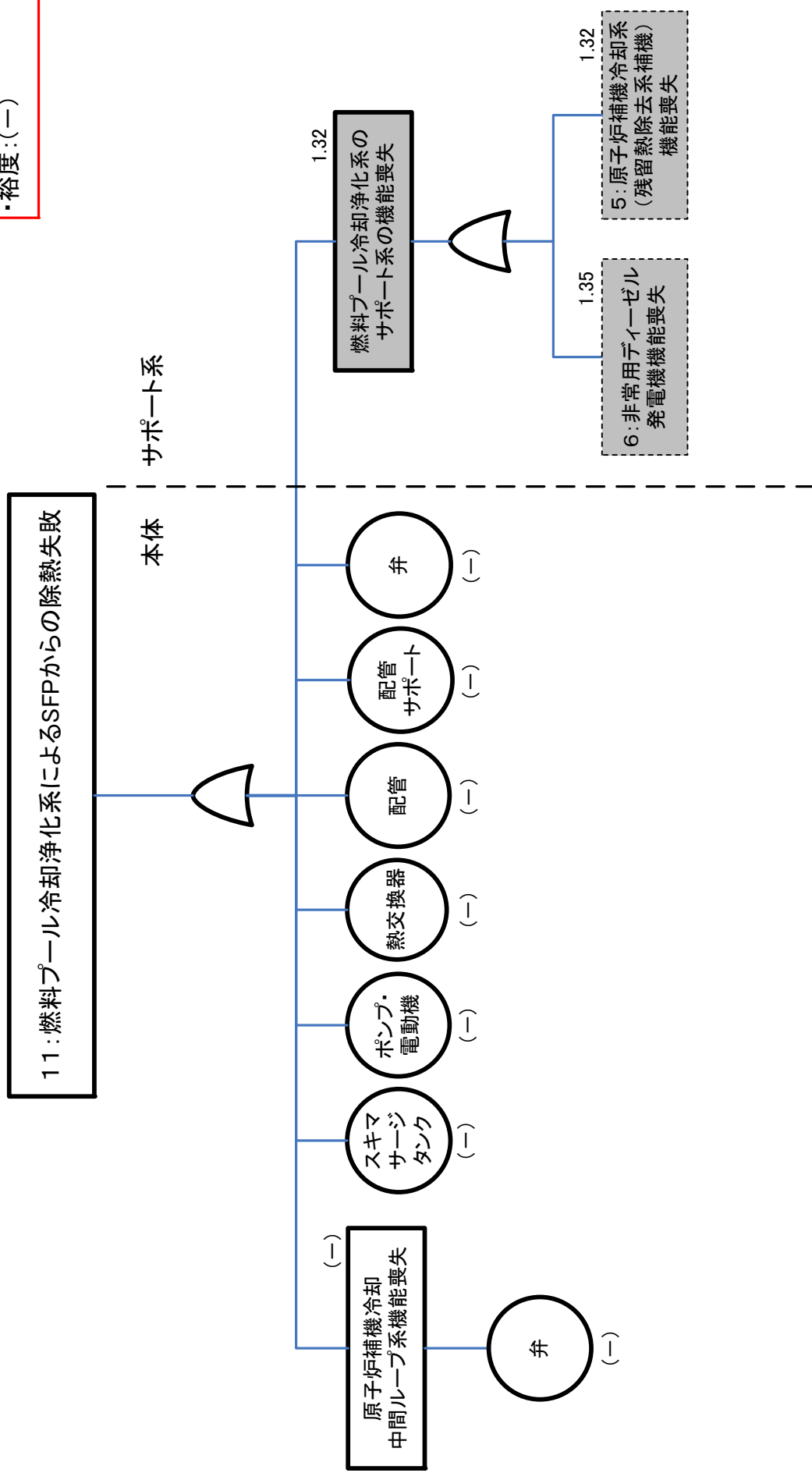
【裕度の評価結果】

・裕度:(-)



10: 残留熱除去系によるSFPからの除熱 (最大熱負荷モード) 失敗のフォールトツリー

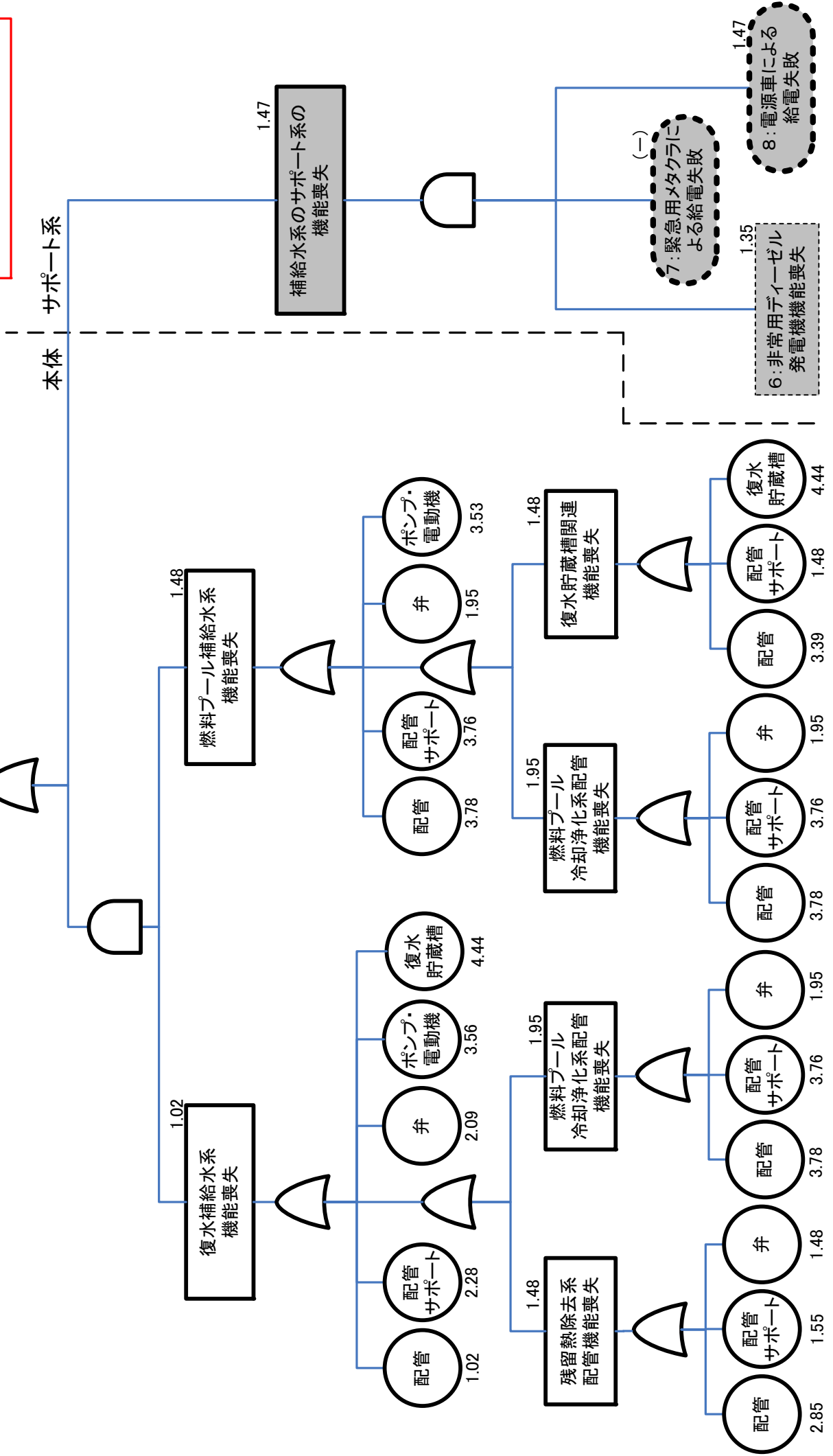
【裕度の評価結果】
 ・裕度:(-)



11: 燃料プール冷却浄化系によるSFPからの除熱失敗のフォールトツリー

12: 補給水系による
SFPへの注水失敗

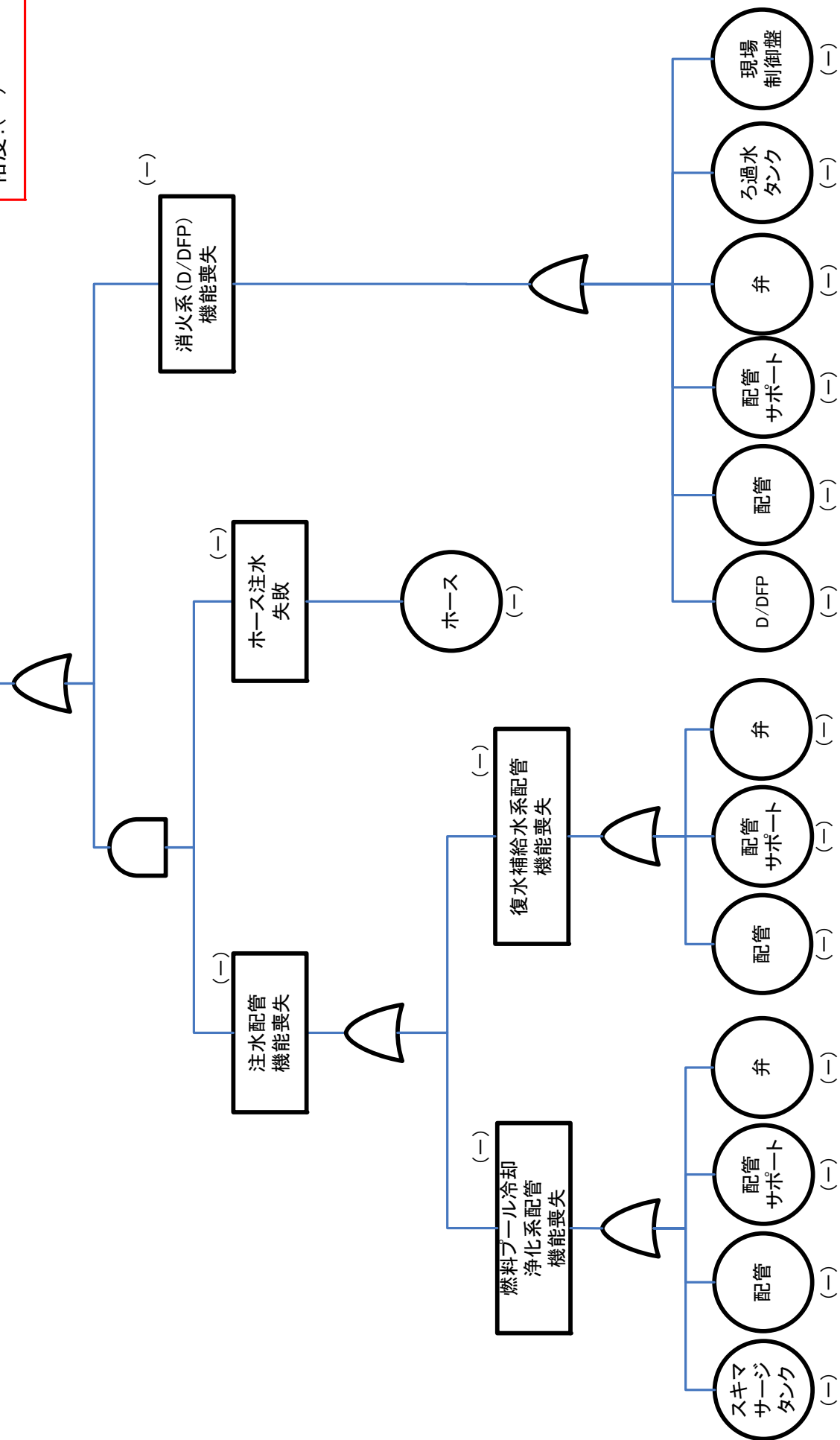
【裕度の評価結果】
- 裕度: 1.48



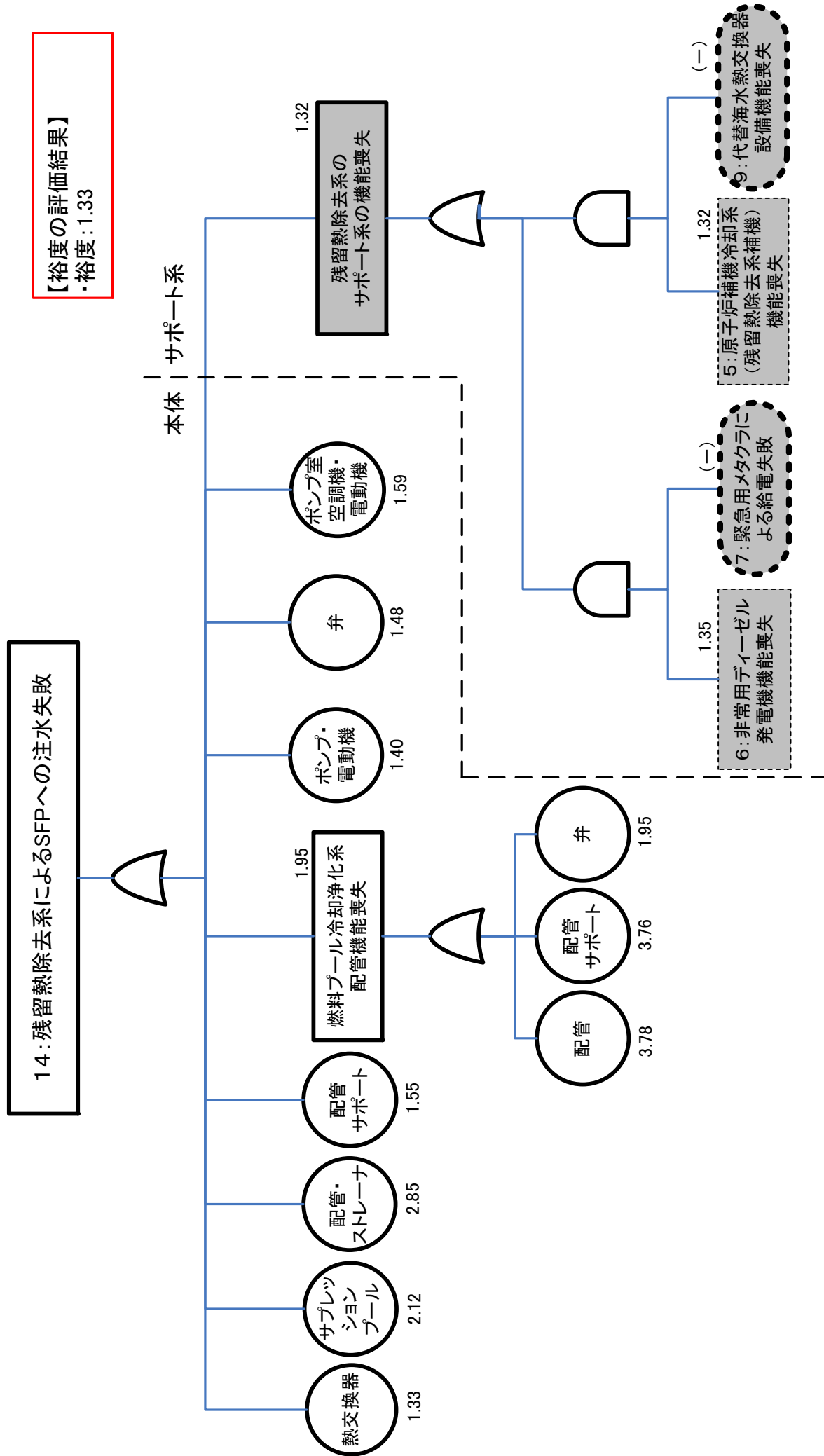
12: 補給水系によるSFPへの注水失敗のフォールトツリー

13:消火系(D/DFP)による
SFPへの注水失敗

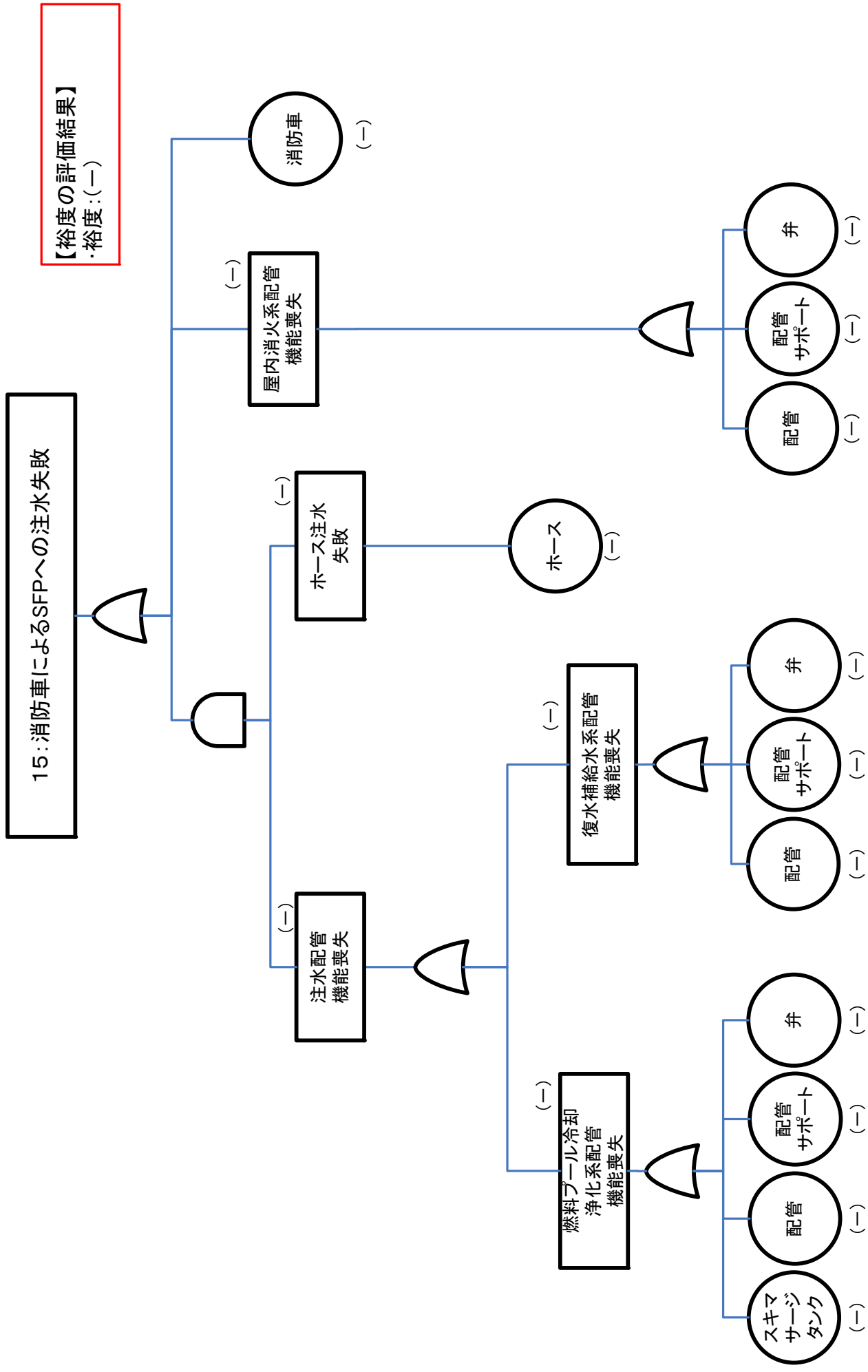
【裕度の評価結果】
・裕度:(-)



13:消火系(D/DFP)によるSFPへの注水失敗のフォールトツリー



14: 残留熱除去系によるSFPへの注水失敗のフォールトツリー

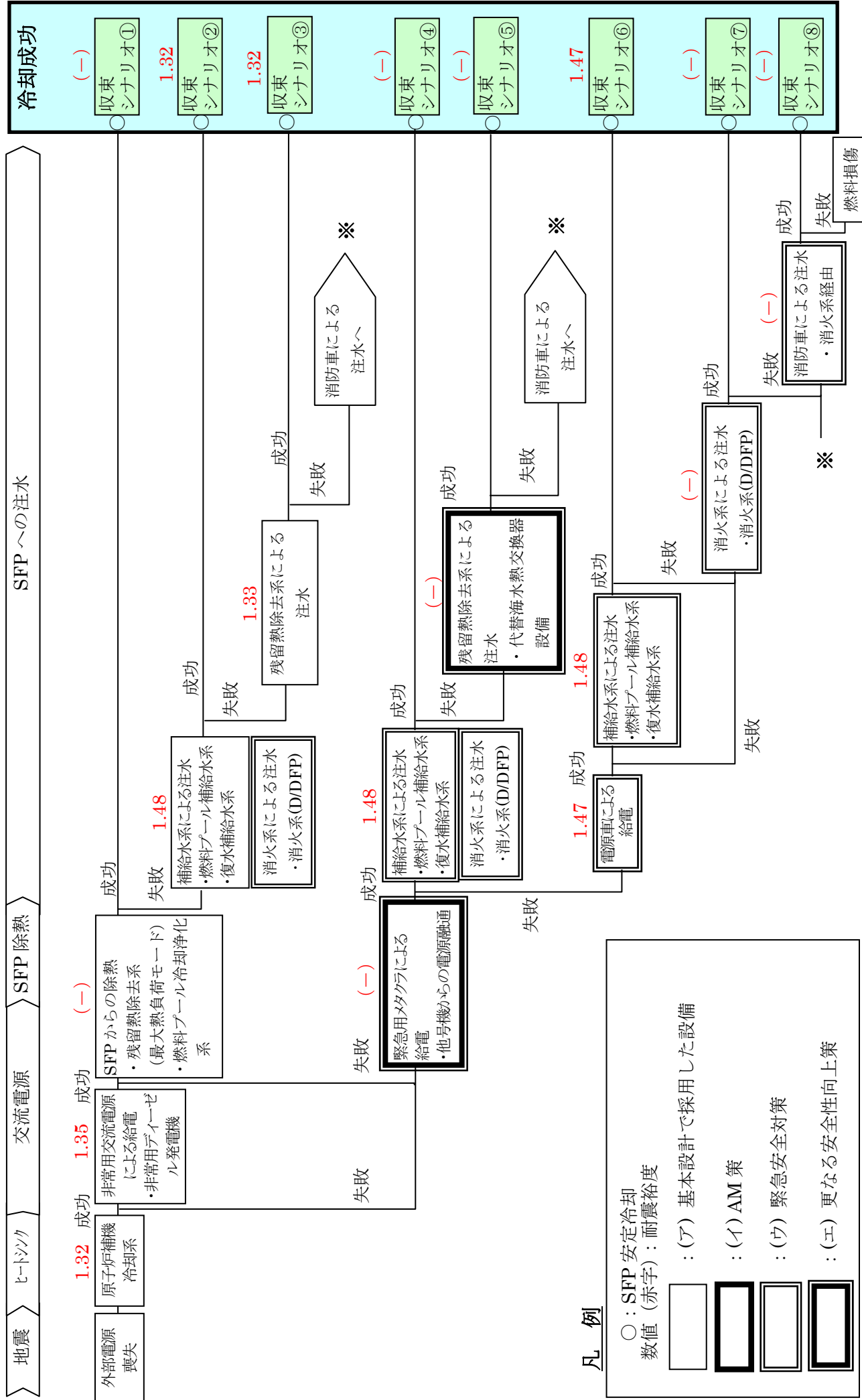


15: 消防車によるSFPへの注水失敗のフォールトツリー

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 まとめ表(地震・SFP)

燃料損傷を緩和する機能		耐震裕度	裕度最小設備
ヒートシンク	原子炉補機冷却系 (残留熱除去系補機)	1.32	非常用取水路
交流電源	非常用交流電源による給電 (非常用ディーゼル発電機)	1.35	ディーゼル機関
交流電源 (電源確保)	緊急用メタクラによる給電 (他号機からの電源融通)	耐震裕度を 評価しない	
	電源車による給電	1.47	非常用電源盤機能維持に必要な電線管
SFP 除熱	SFP からの除熱	耐震裕度を 評価しない	
	・残留熱除去系 (最大熱負荷モード)	耐震裕度を 評価しない	
	・燃料プール冷却浄化系	耐震裕度を 評価しない	
SFP への注水	補給水系による注水	1.48	
	・燃料プール補給水系	1.48	復水貯蔵槽関連の配管サポート
	・復水補給水系	1.02	復水補給水系配管
	残留熱除去系による注水	1.33	残留熱除去系熱交換器
	残留熱除去系による注水 *代替海水熱交換器設備使用	耐震裕度を 評価しない	
	消火系 (D/DFP) による注水	耐震裕度を 評価しない	
	消防車による注水 (消火系経由)	耐震裕度を 評価しない	

起因事象：外部電源喪失 1 未満



イベントツリーの各収束シナリオにおける耐震裕度評価結果(地震・SFP)

津波評価対象設備等リスト（耐震重要度分類 S クラス設備と関連施設等）その 1

S クラスの定義		主要設備	ST	
			地震	津波
i	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系	原子炉圧力容器	○	○
		原子炉冷却材圧力バウンダリに属する系統 ^{※1}	○	○
ii	使用済燃料を貯蔵するための施設	使用済燃料貯蔵設備	○	○
iii	原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設	制御棒	○	○
		制御棒駆動機構	○	○
		制御棒駆動系	○	○
iv	原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	原子炉隔離時冷却系	○	○
		高圧炉心スプレイ系	○	○
		残留熱除去系	○	○
		サプレッションチェンバ	○	○
v	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	高圧炉心スプレイ系	○	○
		低圧炉心スプレイ系	○	○
		残留熱除去系	○	○
		自動減圧系	○	○
		サプレッションチェンバ	○	○

※1 主蒸気系，給水系，原子炉冷却材再循環系，残留熱除去系，ほう酸水注入系，原子炉冷却材浄化系，原子炉隔離時冷却系，低圧炉心スプレイ系，高圧炉心スプレイ系。

総合評価報告書（ST）：地震に○印が付されているものは耐震裕度の評価を実施。

津波に○印が付されているものは浸水により機能喪失となる許容津波高さの評価を実施。

津波評価対象設備等リスト（耐震重要度分類Sクラス設備と関連施設等）その2

Sクラスの定義		主要設備	ST	
			地震	津波
vi	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設	原子炉格納容器	○	○
		原子炉格納容器バウンダリに属する系統※2		
vii	放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設で上記vi以外の施設	残留熱除去系	○	○
		可燃性ガス濃度制御系		
		非常用ガス処理系	○	○
		サプレッションチェンバ	○	○
		原子炉建屋	○	○
その他 耐震重要度分類Sクラス設備に関連する施設等				
viii	上記の支持構造物	海水機器建屋	○	○
		タービン建屋	○	○
		屋外重要土木構造物	○	○
ix	上記設備等への波及的影響を考慮すべき設備等	原子炉棟クレーン	○	○
		燃料交換機	○	○
		原子炉遮へい壁	○	○

※2 主蒸気系，給水系，原子炉冷却材再循環系，制御棒駆動系，残留熱除去系，ほう酸水注入系，原子炉冷却材浄化系，原子炉隔離時冷却系，低圧炉心スプレイ系，高圧炉心スプレイ系，不活性ガス系，原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却中間ループ系，可燃性ガス濃度制御系，主蒸気隔離弁漏えい制御系，放射性ドレン移送系。

総合評価報告書（ST）：地震に○印が付されているものは耐震裕度の評価を実施。

津波に○印が付されているものは浸水により機能喪失となる許容津波高さの評価を実施。

津波評価対象設備等リスト（耐震重要度分類 B,C クラス設備等）

Bクラスの定義		主要設備	ST	
			地震	津波
i	放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	復水貯蔵槽	○	○
		復水補給水系	○	○
		燃料プール冷却浄化系	○	○
ii	使用済燃料を冷却するための施設	燃料プール冷却浄化系	○	○
Cクラスの定義		主要設備	ST	
			地震	津波
iii	その他	軽油タンク	○	○
		燃料移送系（非常用ディーゼル発電機）	○	○
その他の設備			ST	
			地震	津波
iv	電源確保のための設備	電源車	○	○

総合評価報告書（ST）：地震に○印が付されているものは耐震裕度の評価を実施。

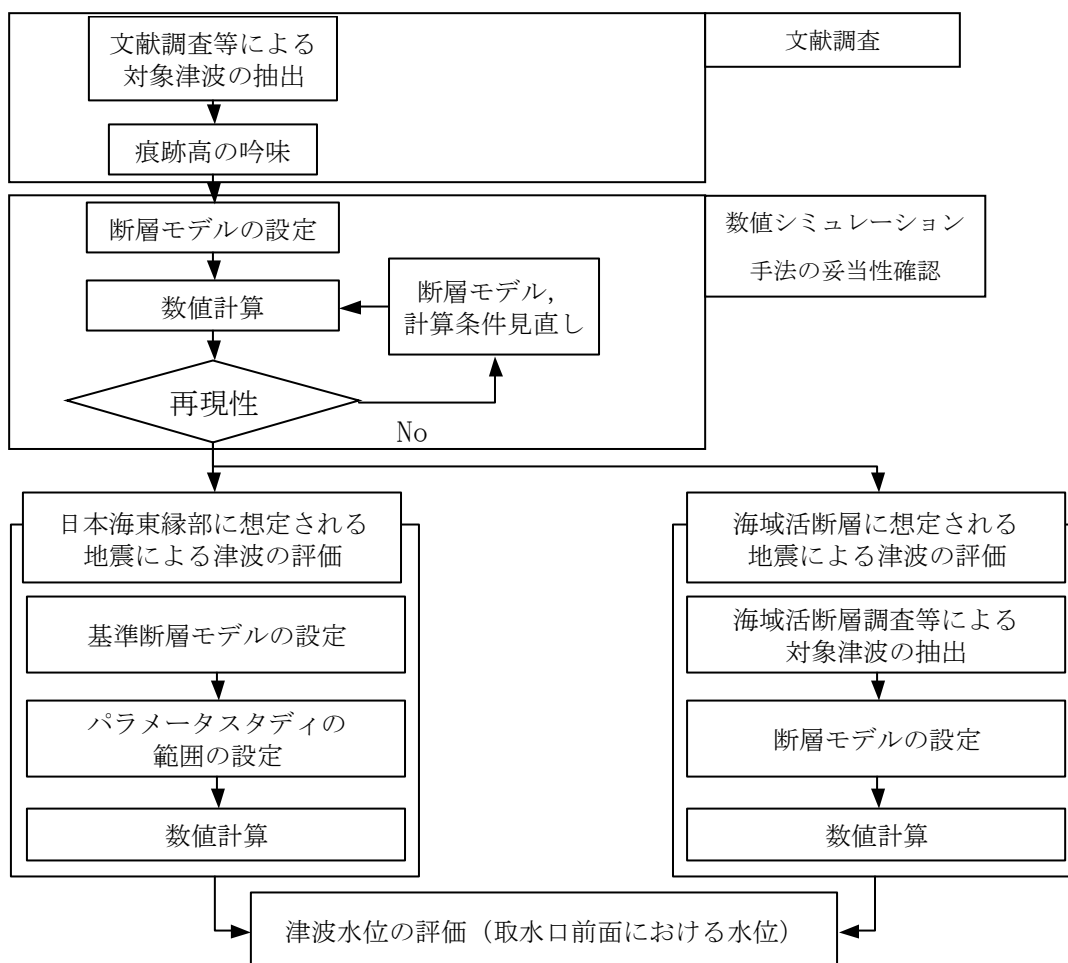
津波に○印が付されているものは浸水により機能喪失となる許容津波高さの評価を実施。

設計津波高さに関する算定根拠説明資料

—土木学会「原子力発電所の津波評価技術」を用いた津波高さ評価について—

1. 評価方法

既往の津波の発生状況等を考慮して津波を想定し，既往津波の痕跡高の再現性の検討を踏まえて想定津波の断層モデルを設定する。設定した想定津波の断層モデルに係る不確かさを考慮した数値シミュレーションにより評価用の津波水位を求め，津波水位に対する原子炉施設への影響を評価する。評価フローを第1-1図に示す。



第1-1図 評価フロー

2. 津波の想定及び数値シミュレーション

津波の想定に当たっては、敷地周辺の既往津波の被害状況、日本海東縁部における津波の発生状況、及び海域の活断層を考慮する。数値シミュレーションに当たっては、土木学会(2002)⁽¹⁾を参考に、既往津波の数値シミュレーションを踏まえて設定した想定津波の断層モデルに係る不確かさを合理的な範囲で考慮したパラメータスタディを実施する。

2. 1. 既往津波の検討

2. 1. 1. 文献調査

文献調査^{(2)~(17)}を基に敷地周辺の既往津波の被害状況について、以下のとおり検討した。

日本海沿岸に影響を及ぼしたと考えられる津波規模 m が2以上の津波を第2. 1-1表に示す。同表より、敷地周辺に影響を及ぼしたと考えられる津波としては、1833年山形県沖津波、1964年新潟地震津波、1983年日本海中部地震津波、及び1993年北海道南西沖地震津波の4つが挙げられる。これら津波の波源域を第2. 1-1図に示す。また新潟県本州沿岸における既往津波高を第2. 1-2表に、既往津波高の比較を第2. 1-2図に示す。

1833年山形県沖津波では、出雲崎で2~3 m(第2. 1-2表には中間値の2.5 mと記載)を記録している。1964年新潟地震津波では、出雲崎で約1.3 m、柏崎で約1.5 m、直江津で約1.1 m(直江津と直江津港の観測値の平均値)を記録している。1983年日本海中部地震津波では、寺泊で約0.5 m、出雲崎で約0.6 m、敷地前面で約0.6 mを記録している。また、1993年北海道南西沖地震津波では、寺泊で約1.7 m、米山海岸で約1.9 m、敷地前面で約0.9 mを記録している。

このように柏崎周辺の沿岸で観測されている津波は最大でも3 m程度である。なお、2007年新潟県中越沖地震津波では、敷地前面(専用港湾外海象計)で最大上昇量0.27 m、最大下降量0.44 mであった。

第2. 1-1表 日本海沿岸に影響を及ぼした津波の一覧

発生年月日 元号	震央位置 ^{注1)} (緯度・経度)	地震規模 M ^{注1)}	津波規模 m ^{注2)}	地震・津波の概要 ^{注3)}
701.5.12 大宝1	若狭湾	—	—, — [2]	丹波 地震うこと3日。若狭湾内の丹海郷が海に没したという「冠島伝説」があるが疑わしい。
850.11.27 嘉祥3	山形県沿岸 39.0° N 139.7° E	≒7.0	2, — [2]	出羽 地裂け, 山崩れ, 国府の城柵は傾斜し, 山裂け圧死者多数。最上川の岸崩る。海水は国府から6里(3km)のところまで迫った。
863.7.10 貞観5	新潟県沖	—	—, — [2?]	越中・越後 山崩れ谷埋まり, 水湧き, 民家破壊し, 圧死者多数。直江津付近にあった数個の小島, この地震のために壊滅したという。
887.8.2 仁和3	新潟県南部沖	—	—, — [2]	越後で津波を伴い, 溺死者数千という。京都有感。越後に関する史料の信憑性不十分。
1092.9.13 寛治6	新潟県沖	—	—, — [2?]	越後 柏崎～岩船間の沿岸, 海府浦・親不知大津波におそわる。「地震」とある古記あるも, 地震の状況を記した古記録未発見。疑わしい。
1341.10.31 興国2	青森県西部沖	—	—, — [3?]	青森県西方沖 『東日流(つがる)外三郡誌』によれば, 朝地震とともに三丈余(9m)の津波が津軽半島の十三湊を襲い 26,000人が溺死したとある。最近発見された古文書であるが, 疑問視する人もいる。
1614.11.26 慶長19	新潟県南部沖	—	2, — [2]	従来, 越後高田沖の地震とされていたもの。大地震の割に史料が少なく, 震源については検討すべきことが多い。京都で家屋・社寺などが倒壊し, 死2, 傷370という。京都付近の地震とする説がある。
1741.8.28 寛保1	北海道南西沖 41.6° N 139.4° E	6.9	3, — [3.5]	渡島西岸・津軽・佐渡 渡島大島この月の上旬より活動, 13日に噴火した。19日早朝に津波, 北海道で死1467, 流出家屋729, 船1521破壊。津軽で田畑の損も多く, 流失潰家約100, 死20余。佐渡・能登・若狭にも津波。
1792.6.13 寛政4	北海道西方沖 43 ³ / ₄ ° N 140.0° E	≒7.1	2, — [1]	後志 小樽から積丹岬辺で有感, 津波あり。忍路で港頭の岸壁崩れ, 海岸に引き揚げていた夷船漂流。出漁中の夷人5人溺死。美国でも溺死若干。
1833.12.7 天保4	山形県沖 38.9° N 139.25° E	7 ¹ / ₂ ± ¹ / ₄	2, — [2.5]	羽前・羽後・越後・佐渡 地震被害は山形庄内地方で最も多い。湯野浜～鼠ヶ関間で最も激しい津波, 局地的に7～8mに達した。波源から遠い輪島中心部に津波遡上。
1940.8.2 昭和15	北海道西方沖 44.15° N 139.28° E	7.5	2, <u>2</u> [2]	神威岬沖 震害ほとんどなく, 津波による被害が大きかった。波高は, 羽幌・天塩2m, 利尻3m, 金沢・宮津1m。天塩河口で溺死10。
1964.6.16 昭和39	新潟県沖 38° 22' N 139° 12.9' E	7.5	2, <u>2</u> [2]	新潟県沖 [新潟地震]新潟・秋田・山形の各県を中心に被害があり, 死26, 家屋全壊1960, 半壊6640, 浸水15298, その他船舶・道路の被害も多かった。津波が日本海沿岸一帯を襲い, 波高は新潟県沿岸で4m以上に達した。粟島が約1m隆起した。
1983.5.26 昭和58	秋田・青森県沖 40° 21.4' N 139° 4.6' E	7.7	2.5, <u>3</u> [3]	秋田県沖 [昭和58年日本海中部地震]被害は秋田県で最も多く, 青森・北海道がこれに次ぐ。日本全体で死104(うち津波によるもの100)。傷163(同104), 建物全壊934, 半壊2115, 流失52, 一部破損3258。船沈没255, 流失451, 破損1187。津波は早い所では津波警報発令以前に沿岸に達した。石川・京都・島根など遠方の府県にも津波による被害が発生した。
1993.7.12 平成5	北海道南西沖 42° 46.8' N 139° 11.0' E	7.8	—, <u>3</u> [3]	北海道南西沖 [平成5年北海道南西沖地震]地震に加えて津波による被害が大きく, 死202, 不明28, 傷323。特に地震後間もなく津波に襲われた奥尻島の被害は甚大で, 島南端の青苗地区は火災もあって壊滅状態, 夜10時すぎの間のなかで多くの人命, 家屋等が失われた。津波の高さは青苗の市街地で10mを越えたところがある。

注1) 震央位置(緯度, 経度)及び地震規模Mは, 以下より参照している

1884以前の地震: 宇佐美(2003)⁽²⁾1885～1922年の地震: 宇津ほか編(2001)⁽³⁾

1923年以降の地震: 気象庁の発表による

注2) 津波規模mは, 宇佐美(2003)⁽²⁾によるが, 下線付き数字は羽鳥による値(宇佐美(2003)⁽²⁾より)であり, []内の値は羽鳥(1984)^(4a)及び羽鳥(1996)^(4b)による値を参照している注3) 地震・津波の概要は, 宇佐美(2003)⁽²⁾, 理科年表(2007)⁽⁵⁾, 渡辺(1998)⁽⁶⁾, 及び渡辺(1985)⁽⁷⁾を参照している

第2. 1-2表(1) 新潟県本州沿岸における既往津波の痕跡高一覧

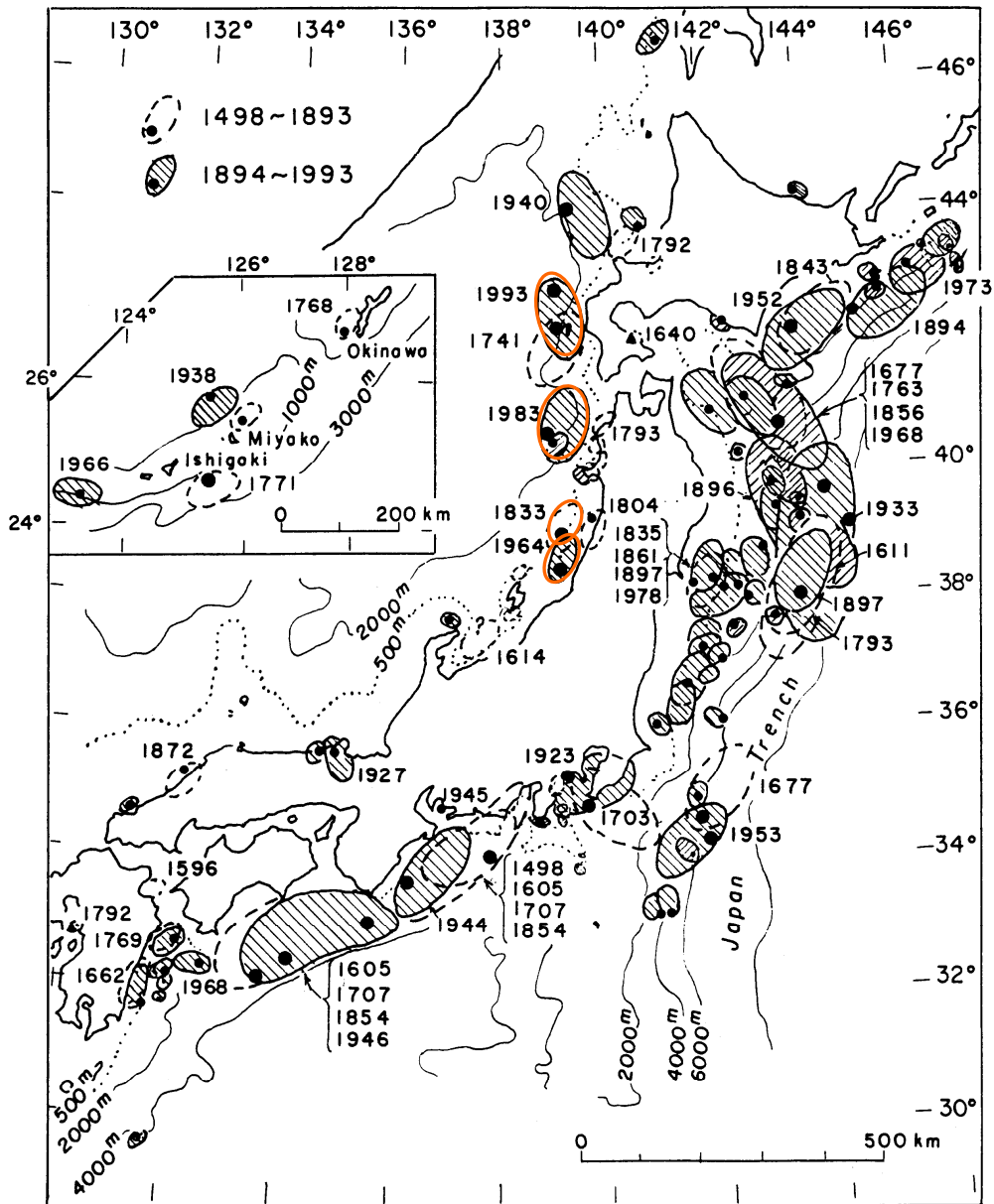
(単位：m)

市町	地名	1833年 山形県沖	1964年 新潟	1983年 日本海中部	1993年 北海道南西沖
村上市	岩崎海岸		3.95		
	間ノ内		4.55		
	勝木		4.15		
	寝屋		3.95	0.64	1.55
	寒川		2.65		2.10
	脇川		2.45		2.48
	今川		2.24		2.30
	笹川		3.25	0.77	2.59
	桑川		3.85	1.00	
	馬下			0.91	
	早川		2.85		
	吉浦海岸				1.73
	柏尾		2.95	0.91	2.02
	野潟			1.79	
	岩ヶ崎海岸				1.98
	三面川海岸				1.54
	瀬波		4.20	1.16	
	岩船	4.50	3.20	1.43	1.35
	塩谷		4.15		
荒川河口	4.50				
胎内市	桃崎浜			1.29	
	胎内川				1.44
	村松浜		1.80	1.19	
新発田市	藤塚浜				1.44
北蒲原郡	次第浜			1.52	
聖籠町	綱代海岸				1.44
	新潟東港			1.26	
新潟市	太郎代				1.43
	島見浜			1.22	
	新井郷川			1.62	
引用文献	羽鳥ほか(1977) ⁽⁸⁾ 萩原ほか(1989) ⁽⁹⁾ 羽鳥(1990) ⁽¹⁰⁾	相田ほか(1964) ⁽¹¹⁾ 土木学会(1966) ⁽¹²⁾	首藤(1984) ⁽¹³⁾ 気象庁(1984) ⁽¹⁴⁾ 土木学会(1986) ⁽¹⁵⁾	首藤ほか(1997) ⁽¹⁶⁾ 後藤ほか(1994) ⁽¹⁷⁾ 渡辺(1998) ⁽⁶⁾	

第2. 1-2表(2) 新潟県本州沿岸における既往津波の痕跡高一覧

(単位:m)

市町	地名	1833年 山形県沖	1964年 新潟	1983年 日本海中部	1993年 北海道南西沖
新潟市	松浜			1.82	
	阿賀野川			1.22	
	新潟	5.00	2.47	0.69	
	関屋			0.96	
	小針海岸				0.90
	新川			1.58	0.80
	越前浜				0.97
	角田浜	5.00			0.70
	間瀬		1.25		0.66
長岡市	寺泊		1.4	0.45	1.70
三島郡	井鼻				1.13
出雲崎町	出雲崎	2.50	1.25	0.64	
柏崎市	柏崎		1.45		
	米山海岸				1.89
上越市	直江津		1.14		
	谷浜海水浴場				1.36
糸魚川市	浜徳合				1.31
	能生川				2.16
	梶屋敷海岸				2.06
	姫川港				1.56
	田海川				2.05
	親不知ビーク				2.10
引用文献		羽鳥ほか(1977) ⁽⁸⁾ 萩原ほか(1989) ⁽⁹⁾ 羽鳥(1990) ⁽¹⁰⁾	相田ほか(1964) ⁽¹¹⁾ 土木学会(1966) ⁽¹²⁾	首藤(1984) ⁽¹³⁾ 気象庁(1984) ⁽¹⁴⁾ 土木学会(1986) ⁽¹⁵⁾	首藤ほか(1997) ⁽¹⁶⁾ 後藤ほか(1994) ⁽¹⁷⁾ 渡辺(1998) ⁽⁶⁾



(羽鳥(1994) ⁽¹⁸⁾)

第2. 1-1図 日本海で発生した地震と津波波源域

2. 1. 2. 既往津波の数値シミュレーション

既往津波の数値シミュレーションについては、痕跡高の再現性を検討し、数値シミュレーションに用いたモデル及び計算手法の妥当性を確認した。

(1) 津波の数値シミュレーションの手法

数値シミュレーションにおける主な計算条件を第2. 1-3表に示す。

地形のモデル化に当たっては、日本水路協会や米国地球物理センター等による最新の地形図^{(19)~(22)}と、平成20年4月に実施した深淺測量による敷地周辺及び専用港湾内の詳細な地形図を用いた。数値シミュレーションに用いた計算領域とその水深、及び計算格子分割を第2. 1-3図に示す。計算格子については、水深と津波の周期から推定される津波の波長をもとに、長谷川ほか(1987)⁽²³⁾の方法を参考にして設定した。第2. 1-4図に長谷川ほか(1987)⁽²³⁾の方法と、敷地周辺における必要計算格子サイズと設定計算格子サイズを比較した図を示す。

(2) 再現性の評価方法

数値シミュレーションによる津波の再現性の評価は、敷地周辺及び沿岸における痕跡高と数値シミュレーションにより計算された津波高を比較した。

再現性の評価の指標としては、相田(1977)⁽²⁴⁾による痕跡高と数値シミュレーションにより計算された津波高との比から求める幾何平均K及びバラツキを表す指標 κ を用いた。

以下に、幾何平均K及びバラツキを表す指標 κ の算定式を表す。

$$\log K = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \log K_i$$

$$\log \kappa = \left\{ \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n (\log K_i)^2 - (\log K)^2 \right\}^{1/2}$$

$$K_i = \frac{R_i}{H_i}$$

ここに、 R_i は*i*番目の地点の観測値(痕跡高)であり、 H_i は数値シミュレーションにより計算された津波高である。

なお、幾何平均K及びバラツキを表す指標 κ については、土木学会(2002)⁽¹⁾により「0.95 < K < 1.05, κ < 1.45」が再現性の目安とされている。

(3) 再現性の検討

数値シミュレーションにより津波の再現性について、以下のとおり検討した。

a. 1964年新潟地震津波

第2. 1-5図に示す断層モデルを波源として設定し、津波の再現計算を実施した。

相田ほか(1964)⁽¹¹⁾、土木学会(1966)⁽¹²⁾に示される津波痕跡高と数値シミュレーション結果による計算津波高との比較を第2. 1-6図に示す。秋田県から新潟県に至る日本海沿岸域において、 $K=1.008$ 、 $\kappa=1.364$ との結果が得られ、各指標が再現性の目安とされる基準を満足していることを確認した。この結果より、1964年新潟地震に対する数値シミュレーションについては良好な再現性を確認できたといえる。

b. 1983年日本海中部地震津波

第2. 1-7図に示す相田(1984)⁽²⁵⁾の Model-10 を波源として設定し、津波の再現計算を実施した。

首藤(1984)⁽¹³⁾、気象庁(1984)⁽¹⁴⁾、土木学会(1986)⁽¹⁵⁾に示される津波痕跡高と数値シミュレーション結果による計算津波高との比較を第2. 1-8図に示す。青森県から石川県に至る日本海沿岸域において、 $K=1.049$ 、 $\kappa=1.422$ との結果が得られ、各指標が再現性の目安とされる基準を満足していることを確認した。この結果より、1983年日本海中部地震に対する数値シミュレーションについては良好な再現性を確認できたといえる。

第2. 1-3表 計算条件一覧

項目	計算条件
計算時間間隔	C.F.L条件を満たすように以下のとおりに設定 格子間隔 1,440 m~240 m の領域：0.5 秒 格子間隔 80 m~10 m の領域：0.25 秒
基礎方程式及び 数値計算スキーム	非線形長波理論（浅水理論）に基づく後藤・小川(1982) ⁽²⁶⁾ の方法
沖側境界条件	後藤・小川(1982) ⁽²⁶⁾ の自由透過の条件
陸側境界条件	・ 敷地周辺：（計算格子間隔 80 m~10 m）の領域は小谷ほか(1998) ⁽²⁷⁾ の陸上遡上境界条件 ・ それ以外は完全反射条件
越流境界条件	越流を本間公式(1940) ⁽²⁸⁾ や相田公式(1977) ⁽²⁴⁾ で考慮
初期条件	Mansinha and Smylie(1971) ⁽²⁹⁾ の方法により海底面の鉛直変位分布を求めて初期水位として与えている
海底摩擦係数	マンニングの粗度係数（ $n=0.03 \text{ m}^{-1/3\text{s}}$ ）
水平渦動粘性係数	考慮していない
再現時間	港内での重複波の影響も考慮し、断層変位後4時間の計算を実施

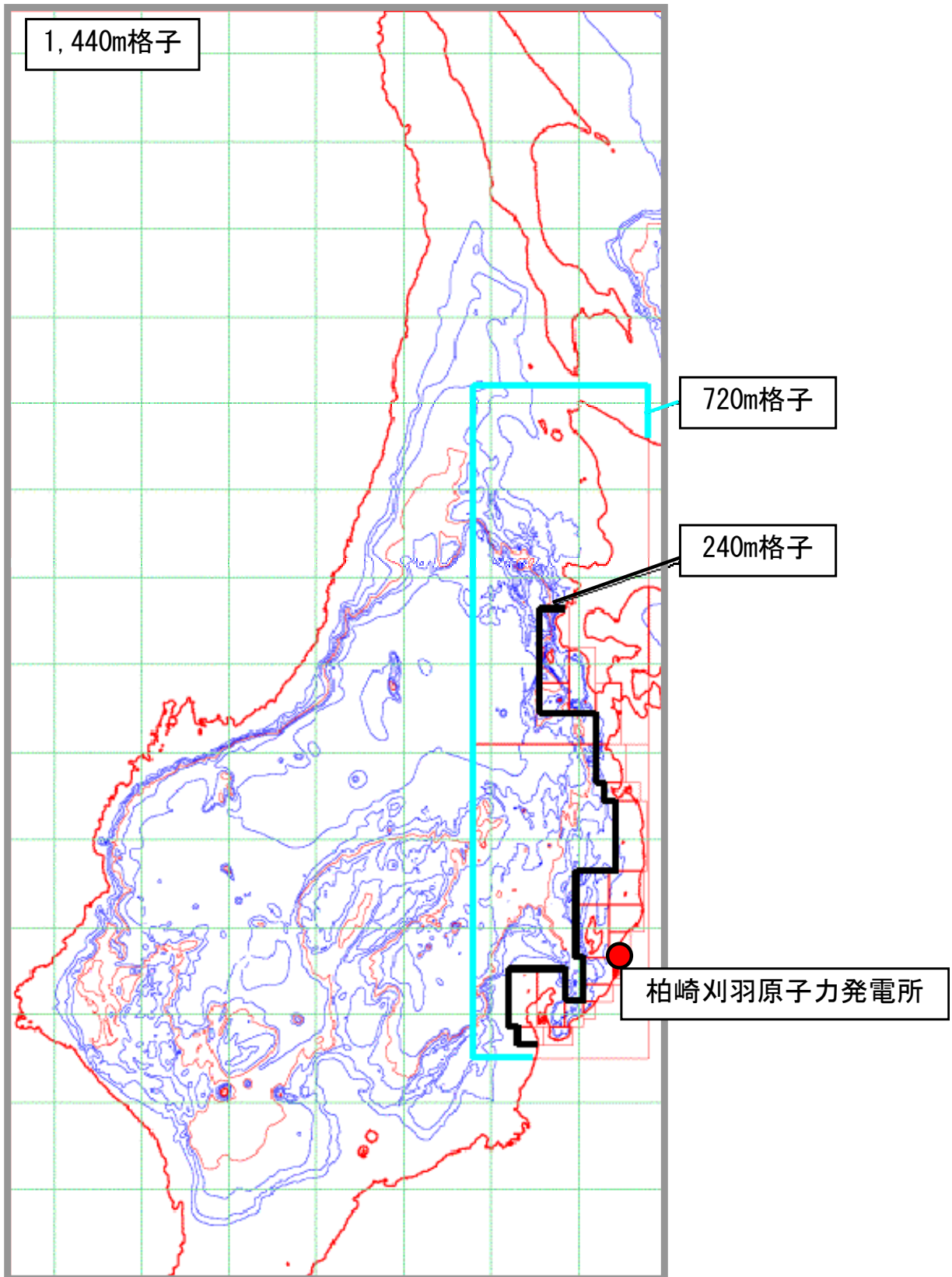
基礎方程式：非線形長波（浅水理論）の連続式及び運動方程式

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

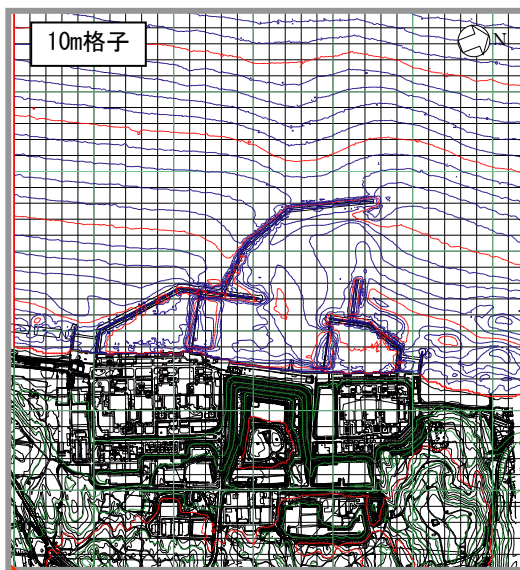
$$\frac{\partial M}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{M^2}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{MN}{D} \right) + gD \frac{\partial \eta}{\partial x} - K_h \left(\frac{\partial^2 M}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 M}{\partial y^2} \right) + \gamma_b^2 \frac{M \sqrt{M^2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

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

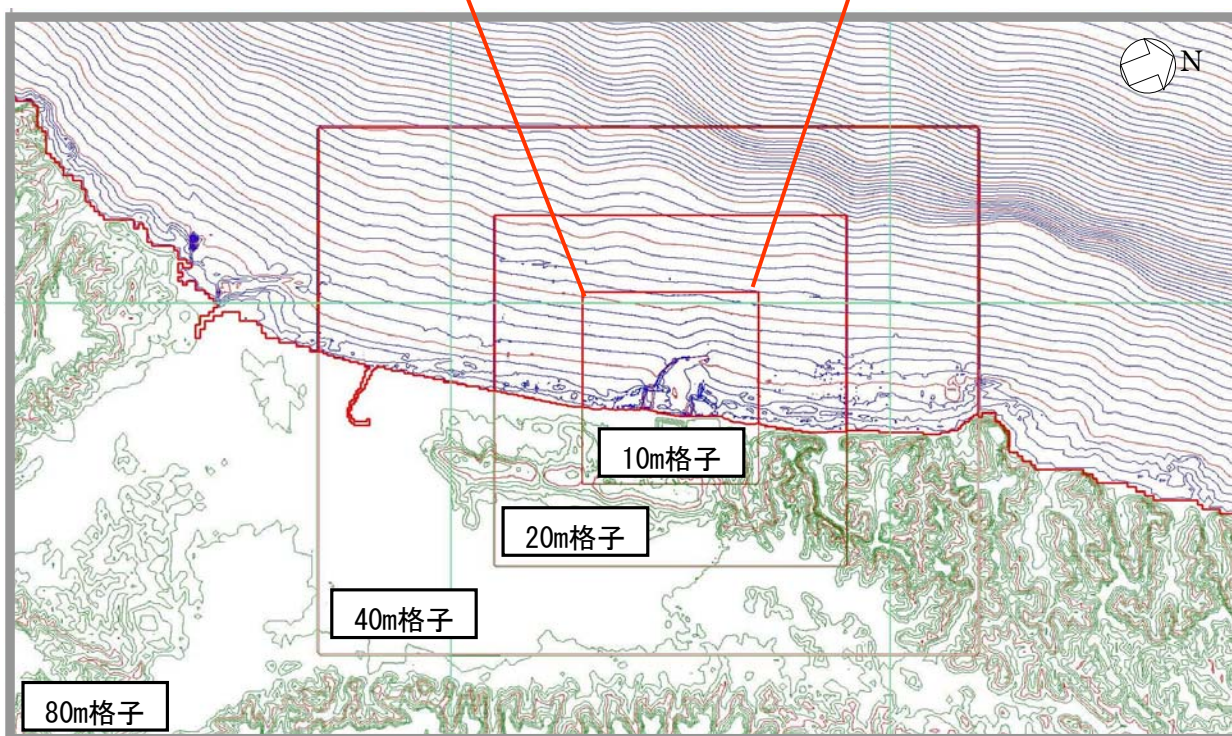
ここに、 t ：時間 x, y ：平面座標
 η ：静水面から鉛直上方にとった水位変動量
 M ： x 方向の線流量 N ： y 方向の線流量 h ：静水深
 D ：全水深（ $D = h + \eta$ ） g ：重力加速度
 K_h ：水平渦動粘性係数（=0）
 γ_b^2 ：摩擦係数（ $= gn^2 / D^{1/3}$ ， $n=0.03$ ：マンニングの粗度係数）



第2. 1-3図(1) 計算格子間隔と水深 (全域)
(水深コンター間隔: 500m)



発電所近傍 (水深コンター間隔: 1 m)



発電所周辺 (水深コンター間隔: 2 m)

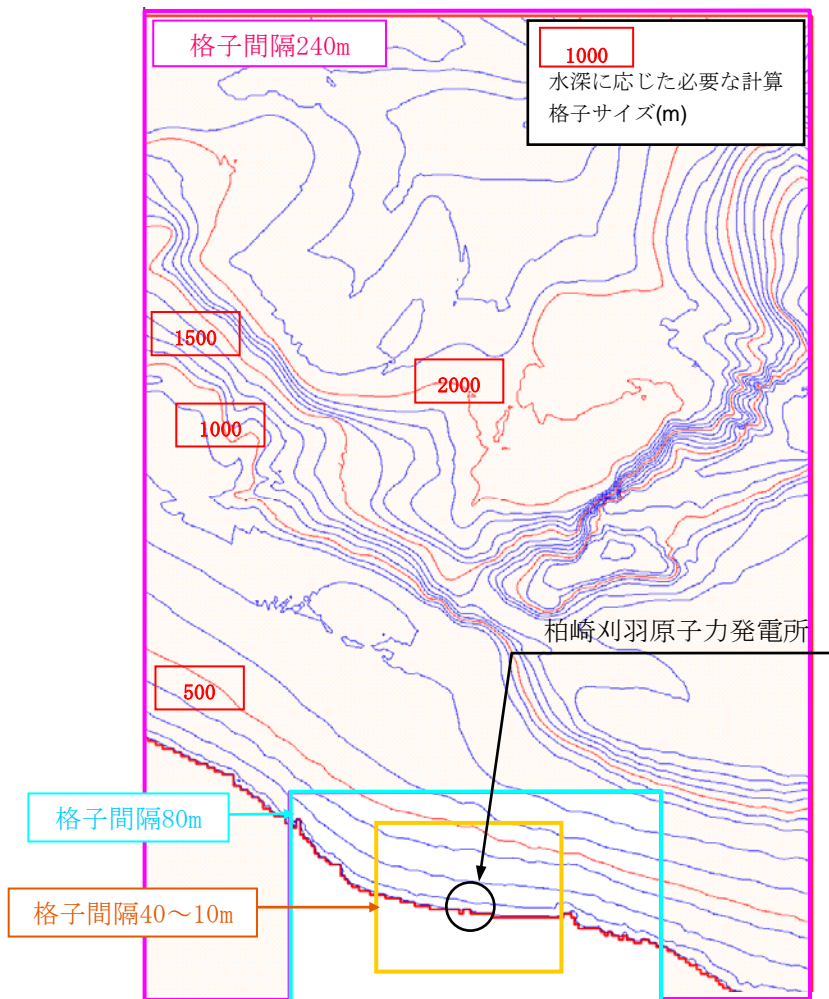
第2. 1-3図(2) 計算格子間隔と水深 (発電所周辺及び近傍)

長谷川ほか(1987)⁽²³⁾提案の方法

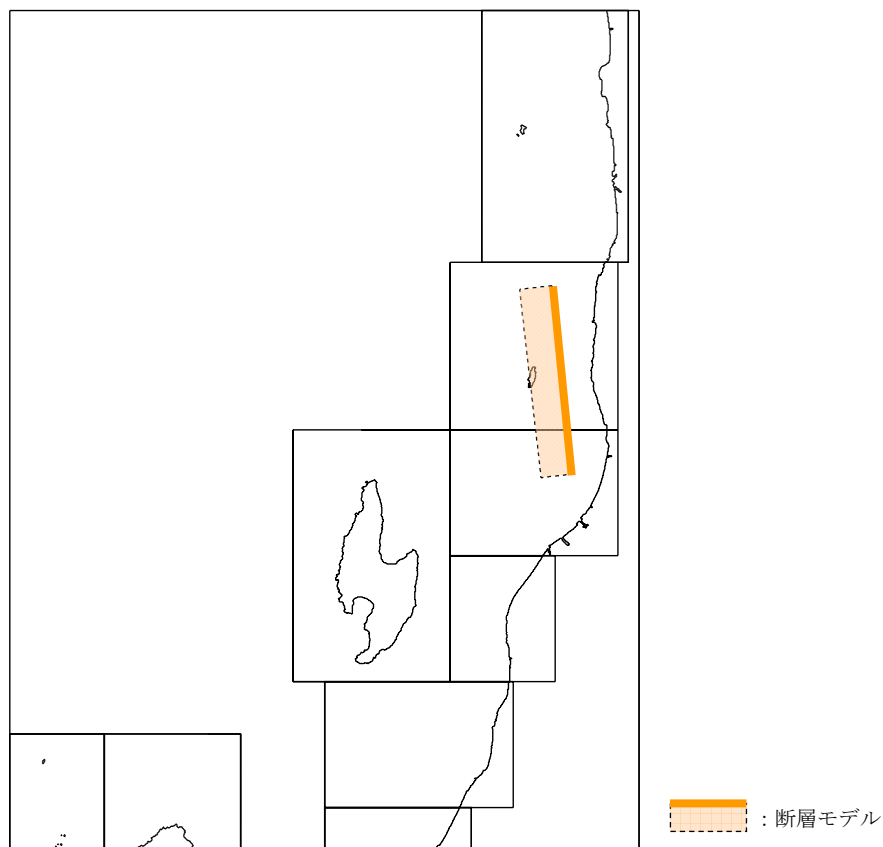
計算格子間隔は津波の空間波形の1波長Lの1/20以下に設定すればよい

$$\Delta x \leq \frac{L}{20}$$

ここに、 Δx : 計算格子間隔
 L : 1波長
 $L = \sqrt{gh} \times T$
 g : 重力加速度
 h : 水深
 T : 周期

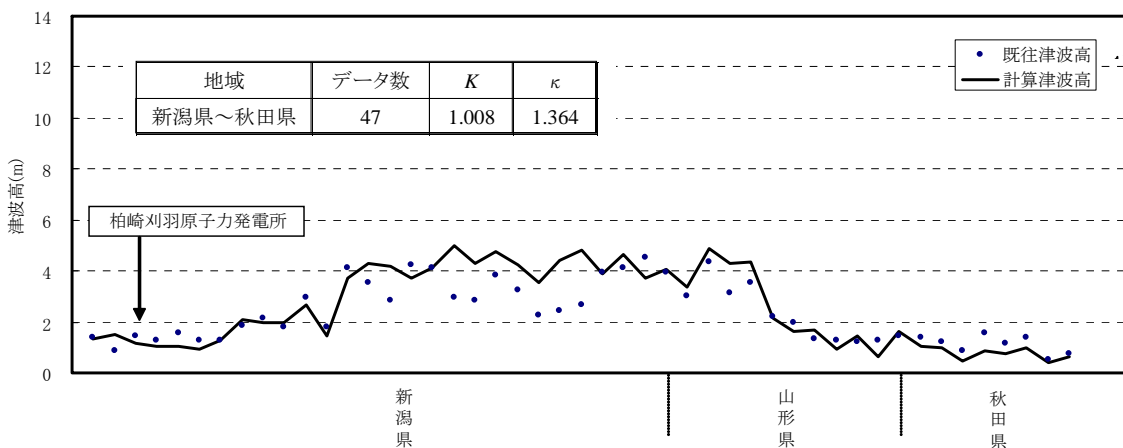


第2. 1-4図 必要計算格子サイズのコンター*
 (コンター間隔: 100m) *波の周期は7秒とした



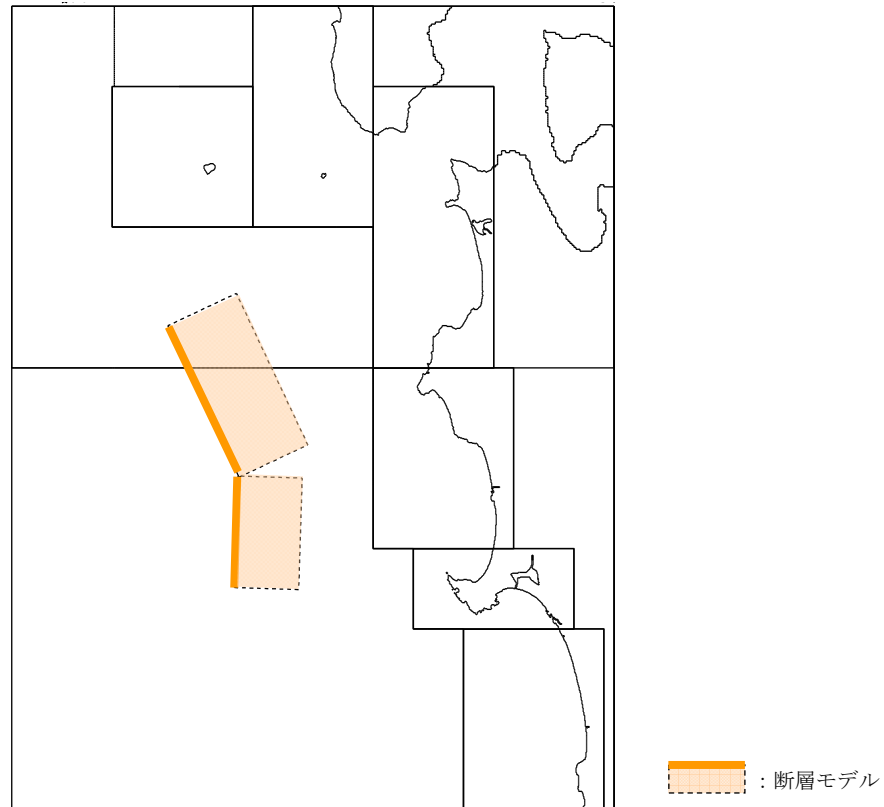
	Mw	断層長さ L(km)	断層幅 W(km)	すべり量 D(m)	断層上縁深さ d (km)	走向 $\theta (^{\circ})$	傾斜角 $\delta (^{\circ})$	すべり角 $\lambda (^{\circ})$
モデル諸元	7.43	65	20	3.85	0.0	194	56	90

第2. 1-5図 1964年新潟地震津波の断層モデル



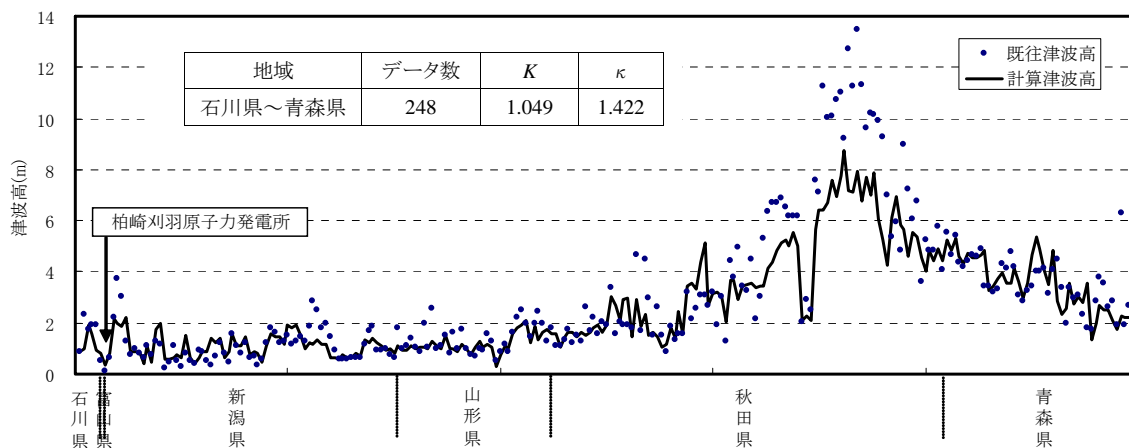
既往痕跡高は、相田ほか(1964)⁽¹¹⁾、土木学会(1966)⁽¹²⁾による

第2. 1-6図 既往津波高と計算津波高との比較
(1964年新潟地震津波)



	Mw	断層長さ L(km)	断層幅 W(km)	すべり量 D(m)	断層上縁深さ d (km)	走向 $\theta (^{\circ})$	傾斜角 $\delta (^{\circ})$	すべり角 $\lambda (^{\circ})$
モデル諸元	7.74	40	30	7.60	2.0	22	40	90
		60	30	3.05	3.0	355	25	80

第2. 1-7図 1983年日本海中部地震津波の断層モデル



既往痕跡高は、首藤(1984)⁽¹³⁾、気象庁(1984)⁽¹⁴⁾、土木学会(1986)⁽¹⁵⁾による

第2. 1-8図 既往津波高と計算津波高との比較
(1983年日本海中部地震津波)

2. 2. 海域活断層に想定される地震に伴う津波の検討

海域活断層に想定される地震に伴う津波に対しては、2007年7月16日の新潟県中越沖地震発生後に実施した敷地前面海域における海上音波探査や海底地形調査の結果などから、敷地前面海域において再評価した海域活断層をもとに検討を行った。再評価した海域活断層分布図を第2. 2-1図に示す。

これらの海域活断層を基に地震動評価において考慮すべき断層モデルを対象として数値シミュレーションを行った。断層モデルの諸元は第2. 2-1表に示す。

各海域活断層による取水口前面における最大水位上昇量と最大水位下降量は第2. 2-2表に示すとおりである。取水口前面における最大水位上昇量は、柏崎刈羽1～4号機では佐渡島棚東縁断層による地震に伴う津波の+1.57 m～+1.44 m、柏崎刈羽5～7号機では、F-D断層+高田沖断層による地震に伴う津波の+1.42 m～+1.35 mである。また、取水口前面における最大水位下降量は全号機とも長岡平野西縁断層帯（傾斜角 $\delta = 35^\circ$ ）による地震に伴う津波の-3.48 m～-3.21 mである。

敷地前面における最大水位上昇量分布図、最大水位下降量分布図、及び水位の時系列変化を第2. 2-2図～2. 2-4図に示す。

第2. 2-1表 海域活断層の断層モデル諸元

断層名	断層長さ L(km)	断層幅 W(km)	すべり量 D(m)	断層上縁深さ d (km)	走向 $\theta(^{\circ})$	傾斜角 $\delta(^{\circ})$	すべり角 $\lambda(^{\circ})$
佐渡島棚東縁断層	37	18.31	2.52	0.0	209	55	90
F-B断層	36	24.00	1.72	0.0	39	35	90
佐渡島南方断層	29	19.33	1.70	0.0	0	45	62
F-D断層+ 高田沖断層*1)	55	26.15	2.62	0.0	55	35	96
長岡平野西縁 断層帯*2) ($\delta=35^{\circ}$)	91	26.15	4.34	0.0	187	35	72
長岡平野西縁 断層帯*2) ($\delta=50^{\circ}$)	91	19.58	5.80	0.0	187	50	72

*1) F-D断層と高田沖断層について安全評価上、同時活動を考慮したもの

*2) 角田・弥彦断層，気比ノ宮断層，及び片貝断層の3つの断層について、安全評価上、同時活動を考慮したもの

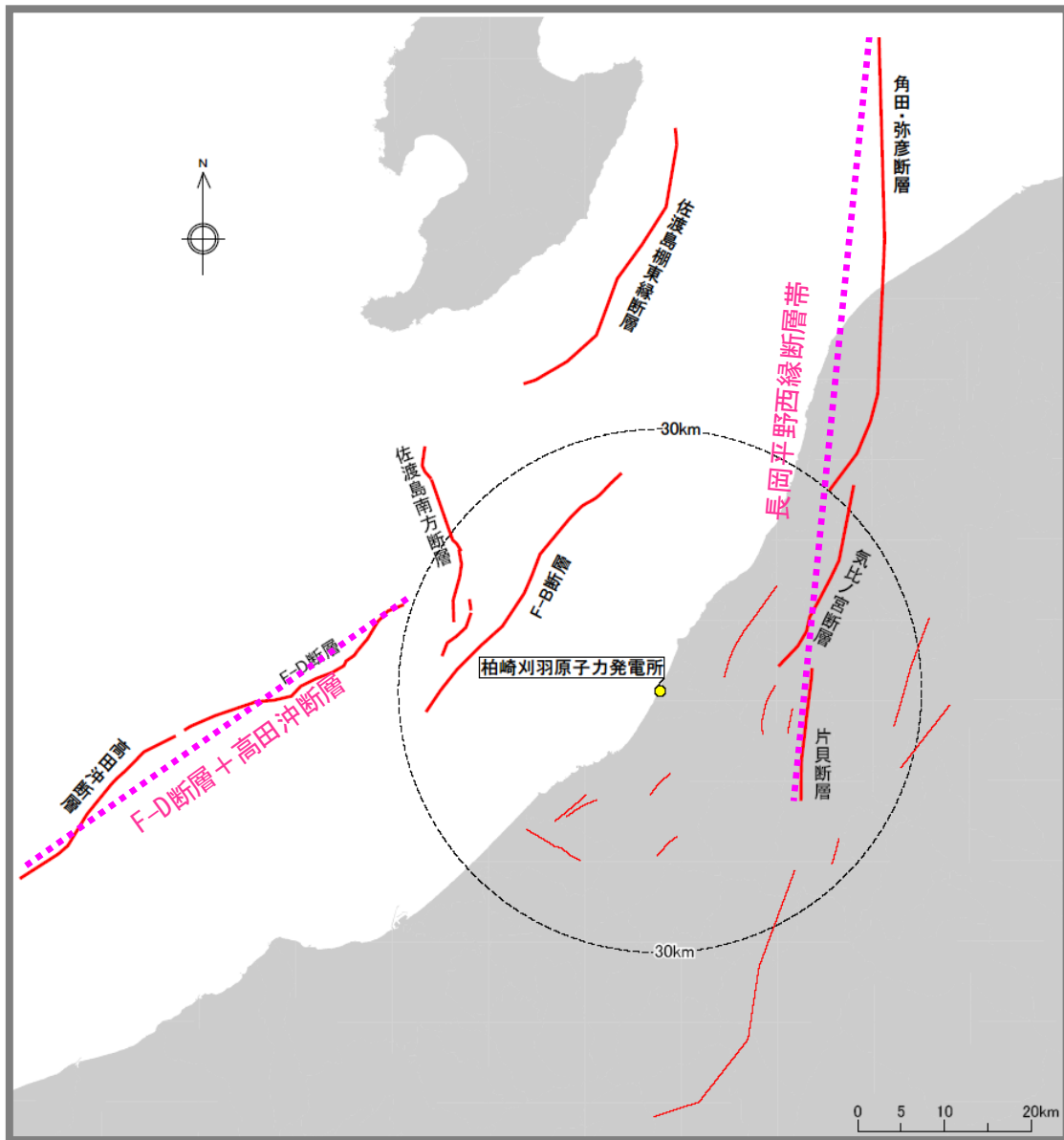
第2. 2-2表 海域活断層による津波水位（取水口前面）

（太字：各号機の最大水位上昇量，最大水位下降量）

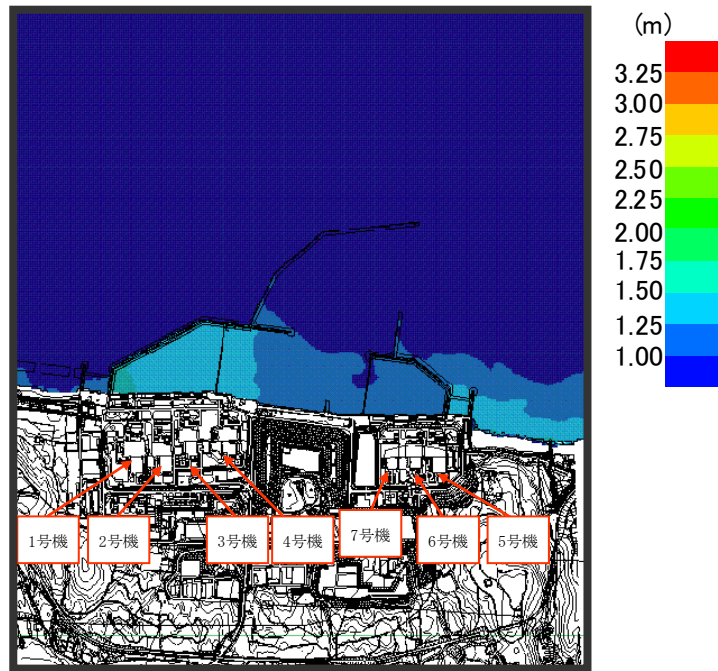
（単位：m）

プラント	佐渡島棚東縁断層		F-B 断層		佐渡島南方断層	
	最大水位 上昇量	最大水位 下降量	最大水位 上昇量	最大水位 下降量	最大水位 上昇量	最大水位 下降量
1号機	+1.57	-1.39	+1.33	-2.35	+1.17	-1.05
2号機	+1.47	-1.34	+1.24	-2.26	+1.07	-1.03
3号機	+1.44	-1.31	+1.18	-2.15	+0.99	-0.97
4号機	+1.45	-1.28	+1.15	-2.09	+0.94	-0.98
5号機	+1.11	-1.15	+1.08	-2.10	+0.82	-0.88
6号機	+1.06	-1.15	+1.05	-2.10	+0.79	-0.88
7号機	+1.07	-1.09	+1.01	-2.05	+0.74	-0.84

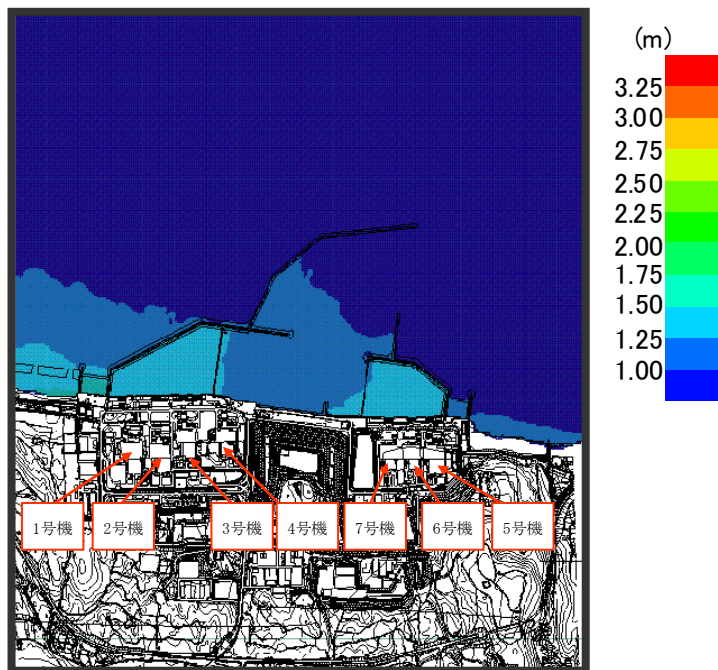
プラント	F-D断層+高田沖断層		長岡平野西縁断層帯($\delta=35^\circ$)		長岡平野西縁断層帯($\delta=50^\circ$)	
	最大水位 上昇量	最大水位 下降量	最大水位 上昇量	最大水位 下降量	最大水位 上昇量	最大水位 下降量
1号機	+1.41	-1.69	+0.60	-3.48	+1.28	-3.32
2号機	+1.36	-1.63	+0.57	-3.45	+1.25	-3.23
3号機	+1.32	-1.51	+0.55	-3.42	+1.19	-3.15
4号機	+1.28	-1.44	+0.53	-3.39	+1.15	-3.11
5号機	+1.42	-1.11	+0.47	-3.31	+1.04	-3.07
6号機	+1.39	-1.12	+0.47	-3.27	+1.04	-3.05
7号機	+1.35	-1.10	+0.45	-3.21	+1.03	-3.01



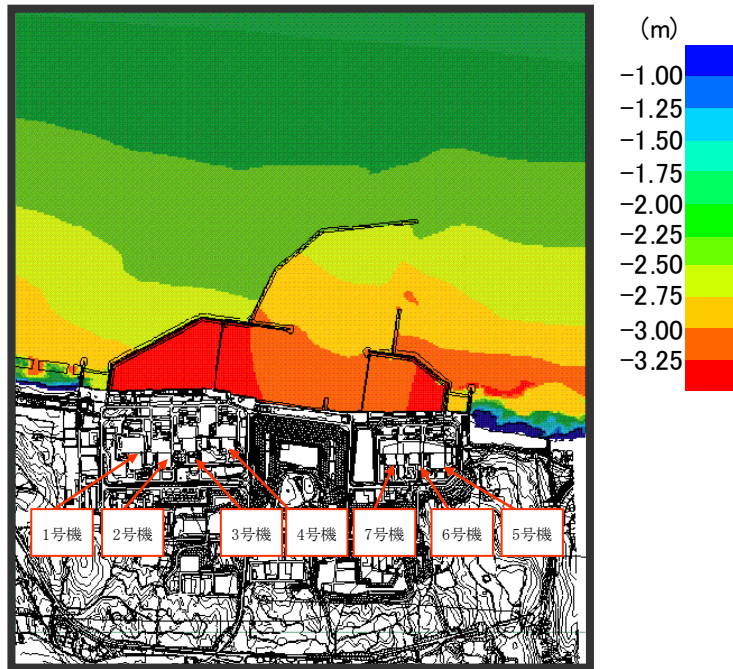
第2. 2-1 図 敷地前面の海域活断層分布図



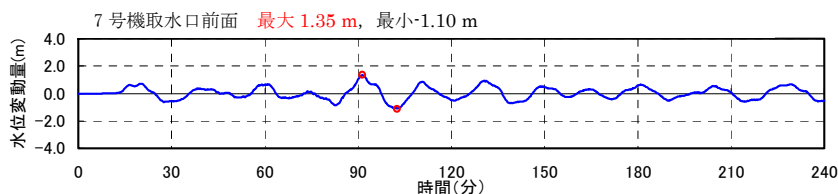
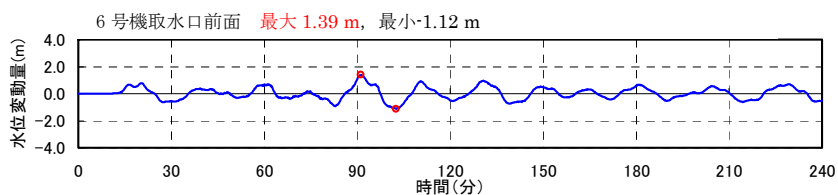
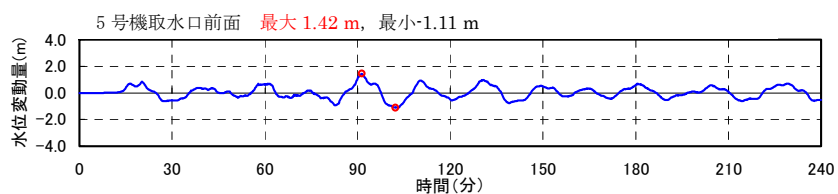
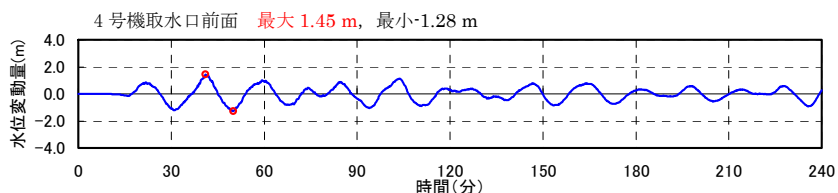
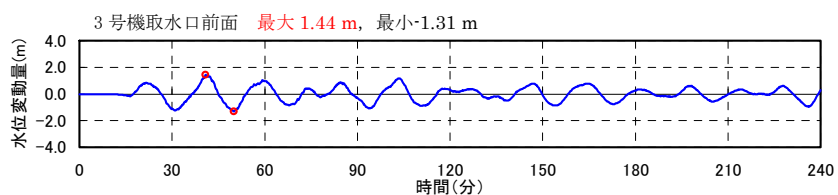
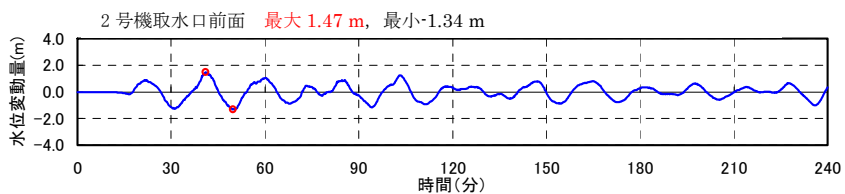
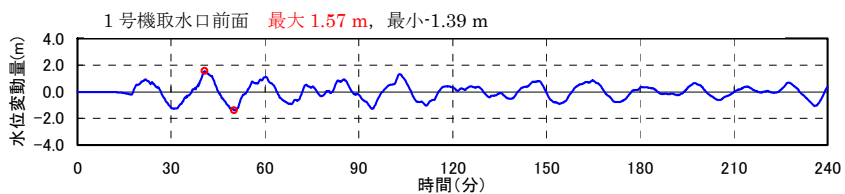
第2. 2-2 図(1) 海域活断層による津波の最大水位上昇量分布図
(1～4号機：佐渡島棚東縁断層)



第2. 2-2 図(2) 海域活断層による津波の最大水位上昇量分布図
(5～7号機：F-D 断層+高田沖断層)

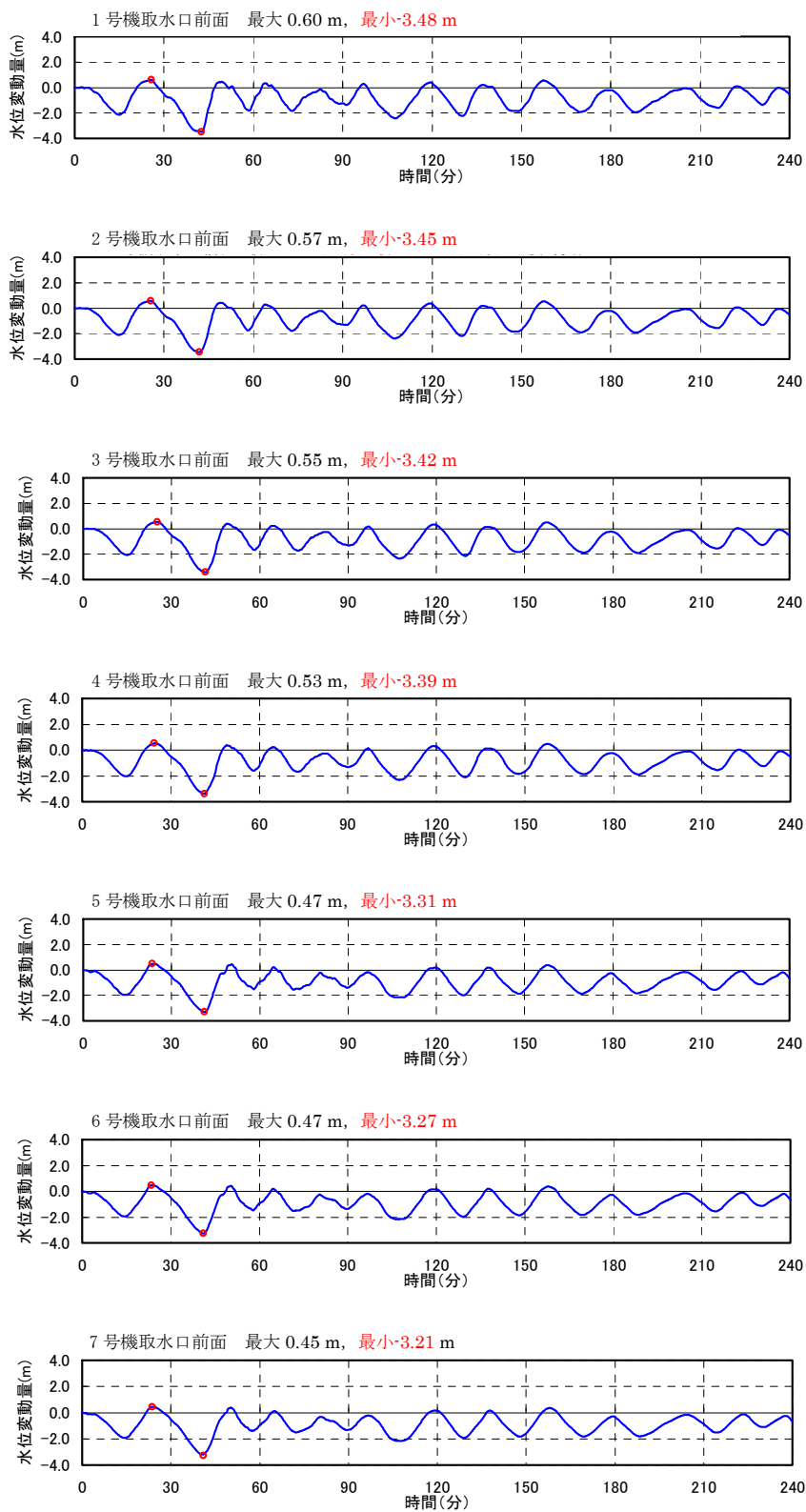


第2. 2-3図 海域活断層による津波の最大水位下降量分布図
(長岡平野西縁断層帯($\delta=35^\circ$))



第2. 2-4 図(1) 海域活断層による津波の取水口前面における
水位時刻歴 (最大水位上昇量ケース)

(1~4号機: 佐渡島棚東縁断層, 5~7号機: F-D断層+高田沖断層)



第2. 2-4図(2) 海域活断層による津波の取水口前面における
 水位時刻歴 (最大水位下降量ケース)
 (長岡平野西縁断層帯($\delta=35^\circ$))

2. 3. 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波の検討

土木学会(2002)⁽¹⁾を参考に、日本海東縁部で想定される地震規模に応じた波源の基準断層モデルを設定し、この断層モデルの諸条件を、位置を含め合理的と考えられる範囲内で変化させた数値シミュレーションを多数実施するパラメータスタディを行った。ただし、地震調査研究推進本部(2003)⁽³⁰⁾に示される日本海東縁部の地震活動域のうち、土木学会(2002)⁽¹⁾に示される範囲を超える部分についてもパラメータスタディの対象範囲とした。

なお、概略パラメータスタディと詳細パラメータスタディには、第2. 3-1図に示す概略検討用の計算格子モデル(最小計算格子間隔=40 m)を用いて数値シミュレーションを行うものとし、パラメータスタディにより抽出した最大水位上昇量、及び最大水位下降量を示す断層モデルに対してのみ第2. 1-3図に示す計算格子モデル(最小計算格子間隔=10 m)により数値シミュレーションを実施して津波水位を評価する。

2. 3. 1. 基準断層モデルの設定

敷地周辺では、日本海東縁部の地震活動領域で発生した地震のうち、同領域の北方で発生した1983年日本海中部地震や1993年北海道南西沖地震による津波水位が比較的小さいことを考慮して、第2. 3-2図に示す日本海東縁部の地震活動領域のうち、敷地により近い新潟～山形沖の領域を断層設定範囲とした。基準断層モデルは、1993年北海道南西沖地震の津波を再現するモデルのモーメントマグニチュードMw 7.84を下回らないように、Mw 7.85に設定した。

2. 3. 2. 概略パラメータスタディ

基準断層モデルを用いて、第2. 3-3図に示すように、位置、走向、傾斜角、及び傾斜方向を組み合わせた多数の数値シミュレーションを実施した。

2. 3. 3. 詳細パラメータスタディ

概略パラメータスタディのうち、取水口前面において最大水位上昇量及び最大水位下降量を示すケースについて、第2. 3-4図に示すように波源位置を補間的に移動させた場合の数値シミュレーションを実施するとともに、さらに、このうちの最大水位上昇量及び最大水位下降量を示すケースに対して、断層上縁深さ及び傾斜角を変化させた場合の数値シミュレーションを実施した。

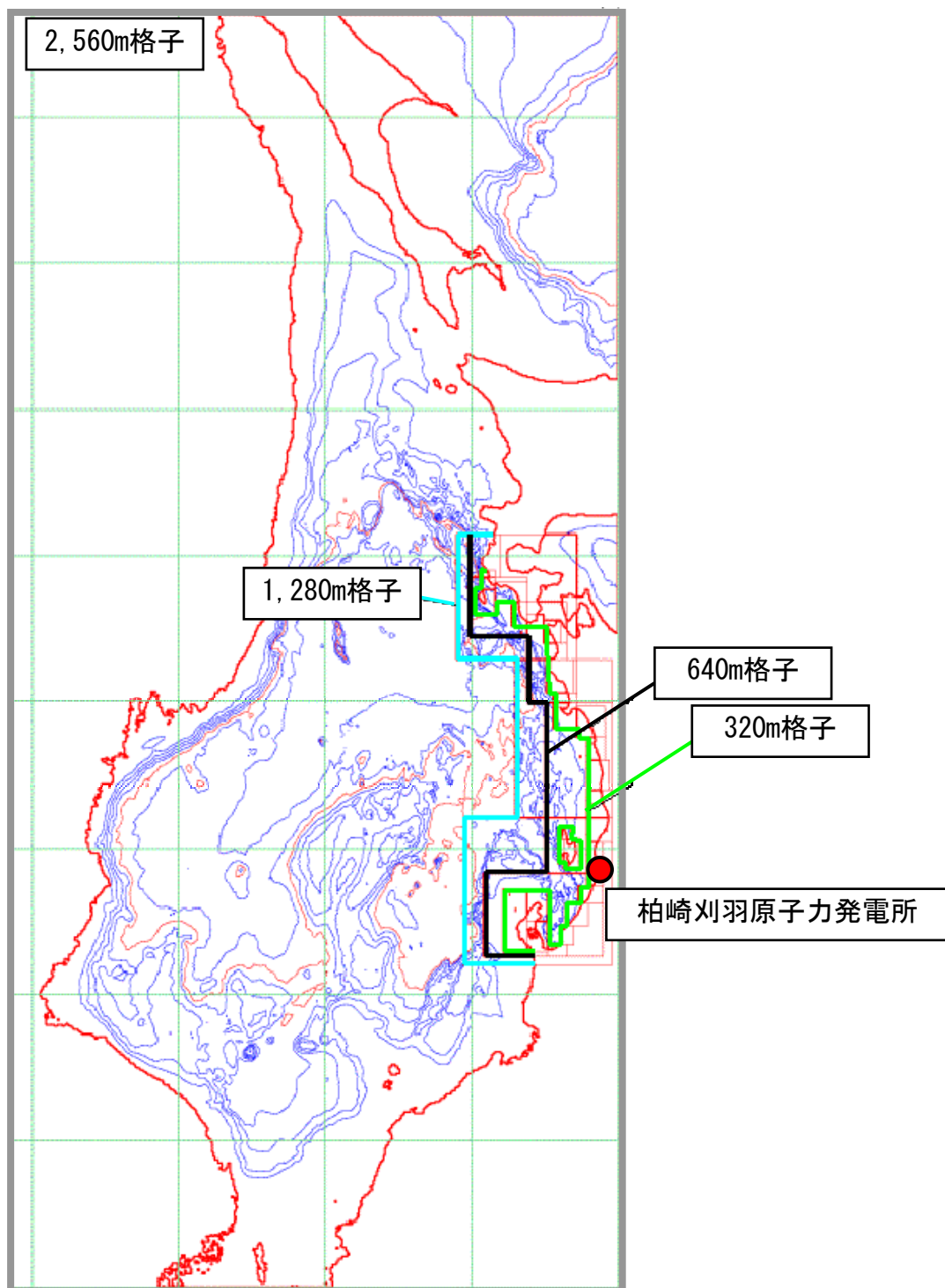
これらの結果より、敷地に最も大きな影響を及ぼす津波は、第2. 3-5図に示すとおり比較的沿岸に近い断層によるものであり、取水口前面における最大水位上昇量は、柏崎刈羽1号機で最高値を示し、その値は+2.76 mである。取水口前面における最大水位下降量は、柏崎刈羽1号機で最低値を示し、その値は-3.05 mである。

取水口前面における最大水位上昇量及び最大水位下降量を第2. 3-1表に、また、敷地前面における最大水位上昇量分布、最大水位下降量分布、及び取水口前面における水位時系列を第2. 3-6図～第2. 3-8図に示す。

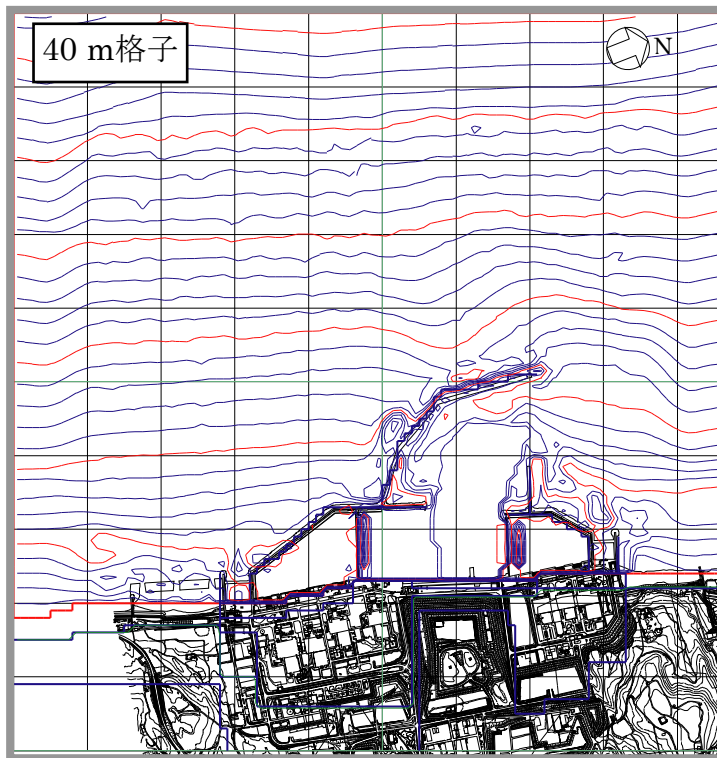
第2. 3-1表 日本海東縁部の想定津波による水位（取水口前面）

(単位：m)

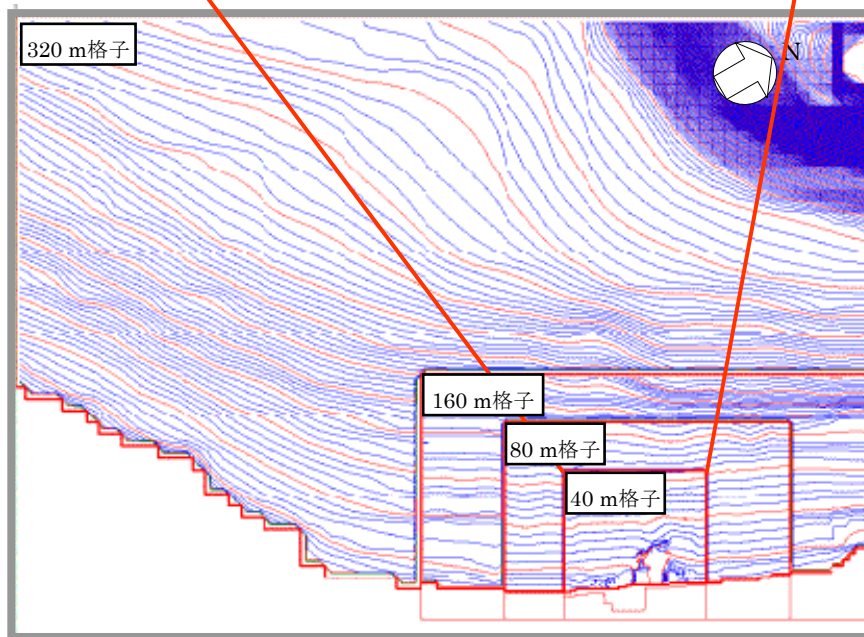
プラント	最大水位上昇量	最大水位下降量
1号機	+2.76	-3.05
2号機	+2.73	-2.95
3号機	+2.70	-2.85
4号機	+2.68	-2.81
5号機	+2.57	-2.60
6号機	+2.54	-2.60
7号機	+2.46	-2.54



第2. 3-1 図(1) 概略検討用モデルの計算格子間隔と水深 (全域)
(水深コンター間隔: 500m)

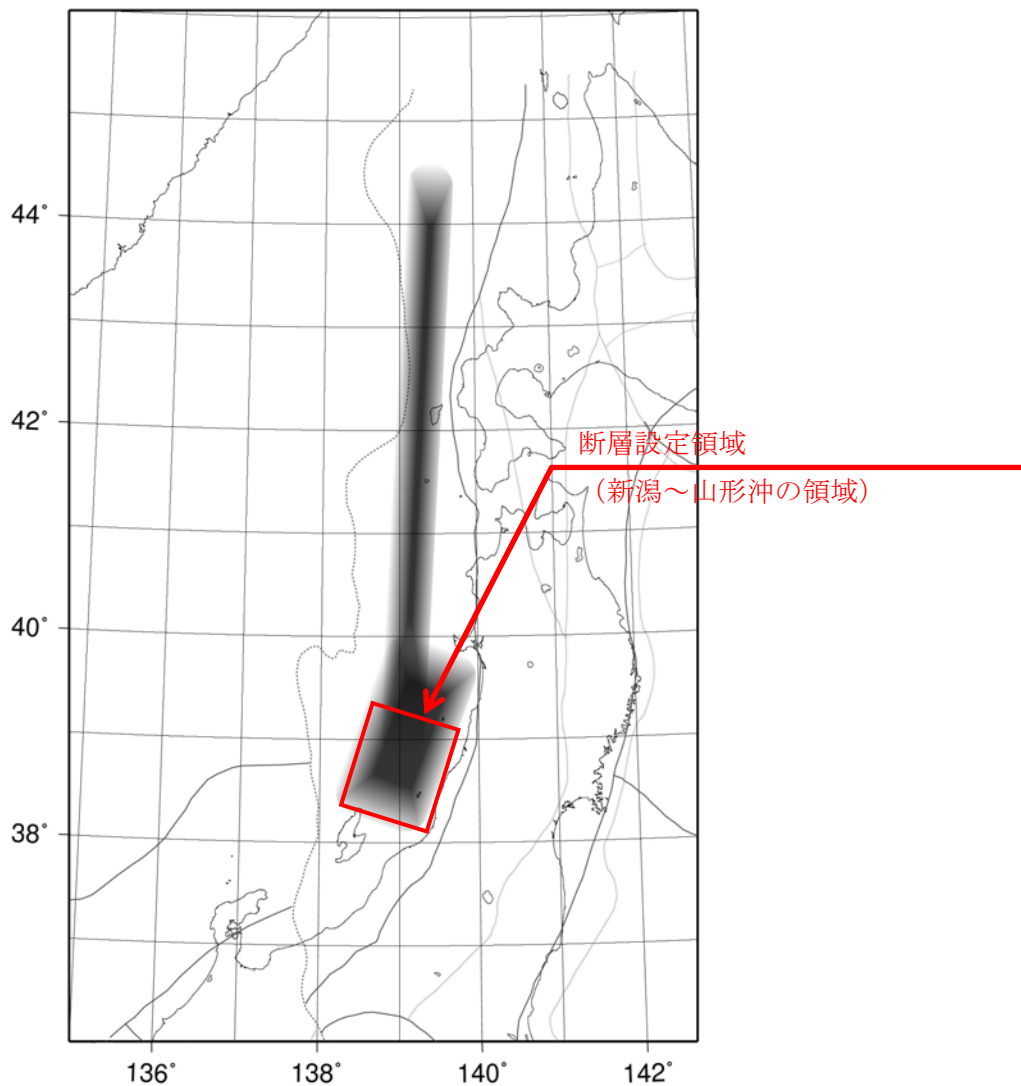


発電所近傍(水深コンター間隔：1m)



発電所周辺 (水深コンター間隔：2 m)

第2. 3-1 図(2) 概略検討用モデルの計算格子間隔と水深
(発電所周辺及び近傍)



日本海東縁部の地震活動域 (土木学会(2002) ⁽¹⁾)

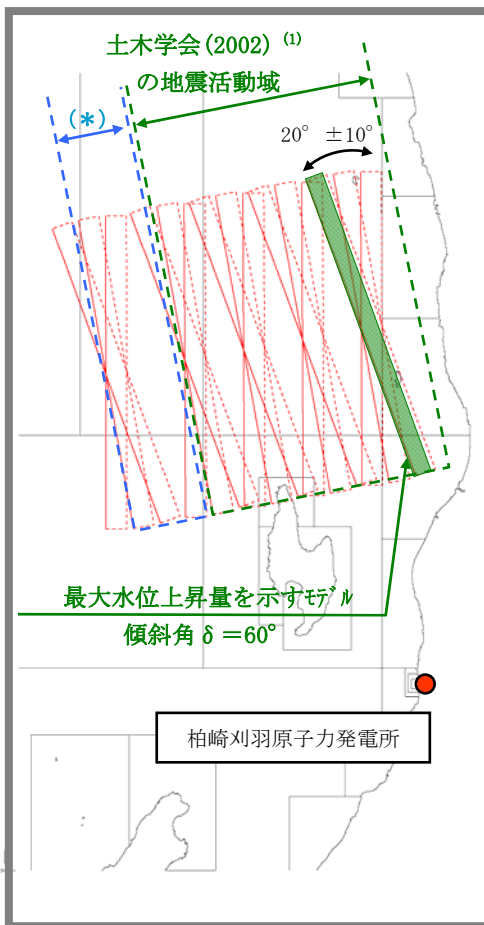
基準断層モデルの諸元

断層名	Mw	断層長さ L(km)	断層幅 W(km)	すべり量 D(m)	断層上縁深さ d (km)	走向 θ(°)	傾斜角 δ(°)	すべり角 λ(°)
高角モデル	7.85	131.1	17.3	9.44	0.0	20・200	60	90
低角モデル	7.85	131.1	30.0	5.45	0.0	20・200	30	90

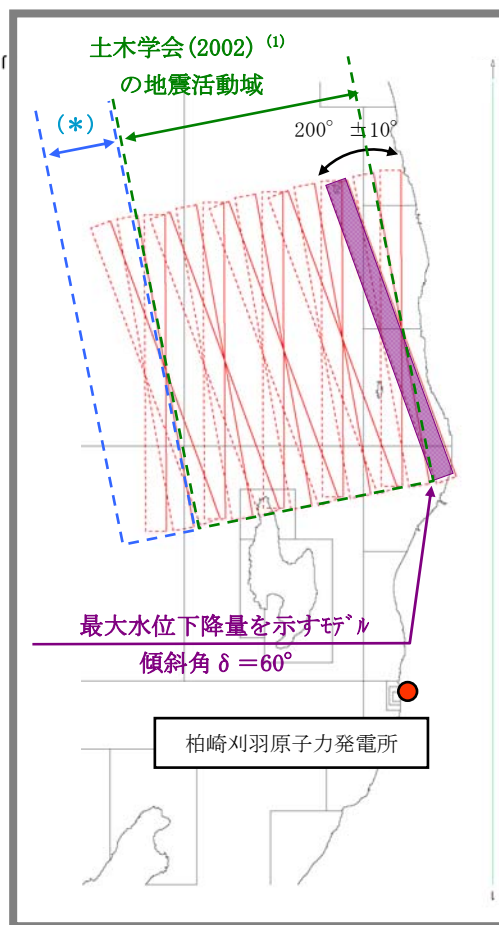
第2. 3-2 図 日本海東縁部の地震活動域と基準断層モデル

概略パラメータスタディの検討内容

諸元	パラメータの設定範囲	ケース数
位置	新潟～山形沖の活動域に東西方向約 25 km 間隔を基本に設定	5
走向 θ	基準, 基準 $\pm 10^\circ$	3
傾斜角 δ	高角(60°), 低角(30°)	2
傾斜方向	東傾斜, 西傾斜	2
組合せ計		60



東傾斜モデルのパラメータスタディ



西傾斜モデルのパラメータスタディ

(*) 地震調査研究推進本部(2003)⁽³⁰⁾による日本海東縁部の長期評価に示される地震活動域で、土木学会(2002)⁽¹⁾に示される範囲を超える部分

第2. 3-3 図 日本海東縁部に想定される津波の概略パラメータスタディ

詳細パラメータスタディの検討内容

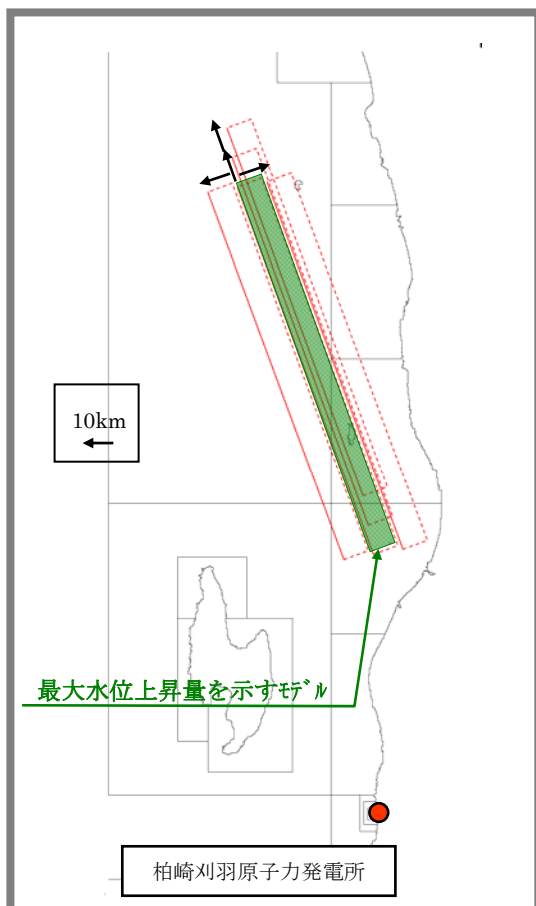
諸元	パラメータの設定範囲	ケース数
位置	最大水位上昇量(下降量)モデルを基準に 10 km 単位で移動	5
組合せ計		5

↓

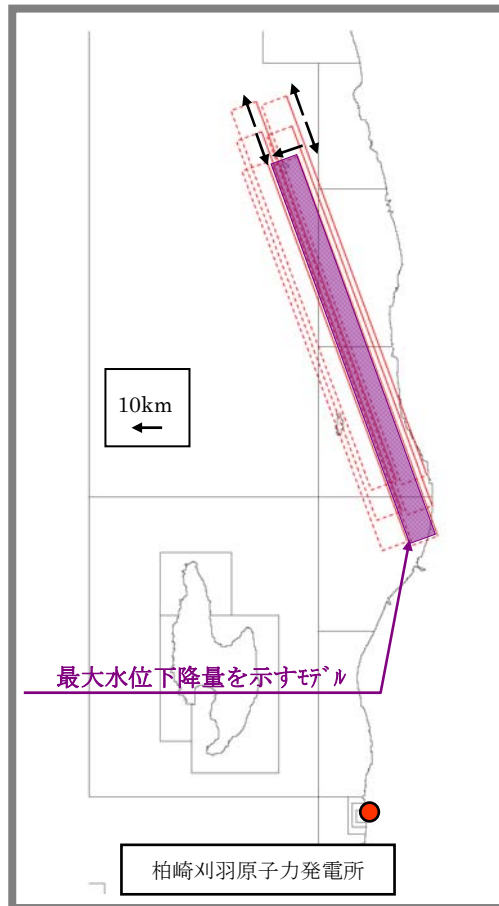
最大水位上昇量(下降量)を示す各モデルに対して
以下のパラメータスタディ

↓

断層 上縁深さ d	0 km, 2.5 km, 5.0 km	3
傾斜角 δ	60°, 52.5°, 45°	3
組合せ計		9

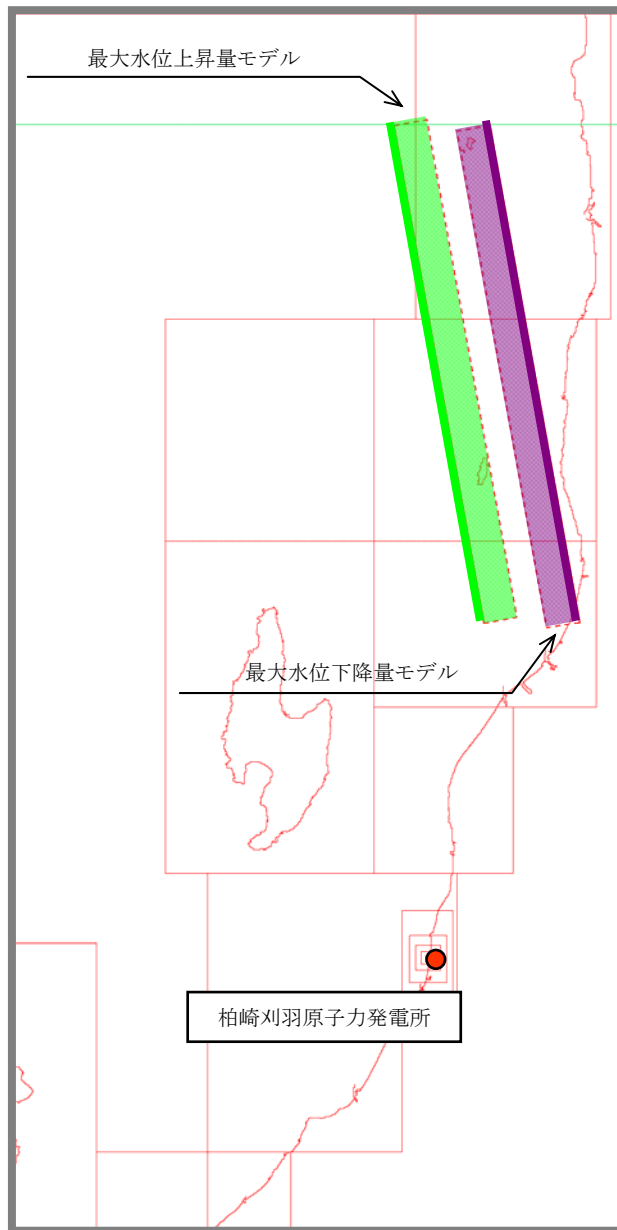


最大水位上昇量モデルのパラメータスタディ

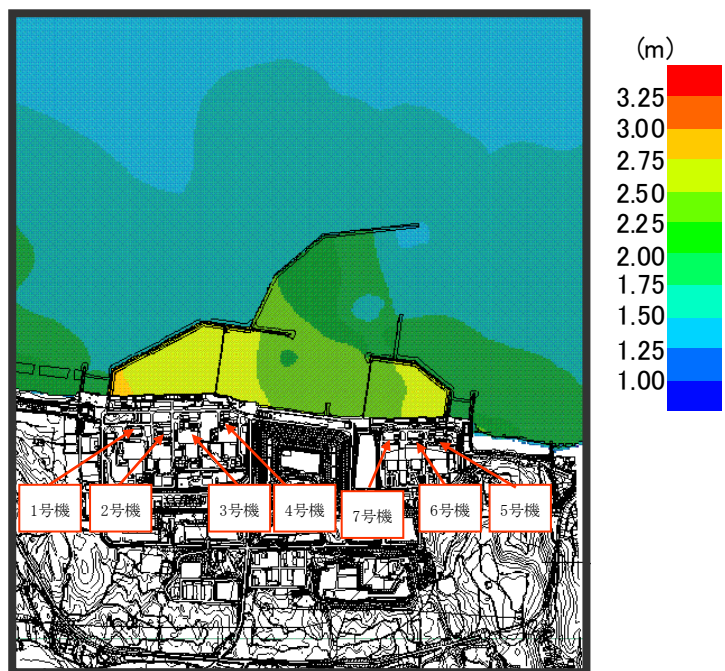


最大水位下降量モデルのパラメータスタディ

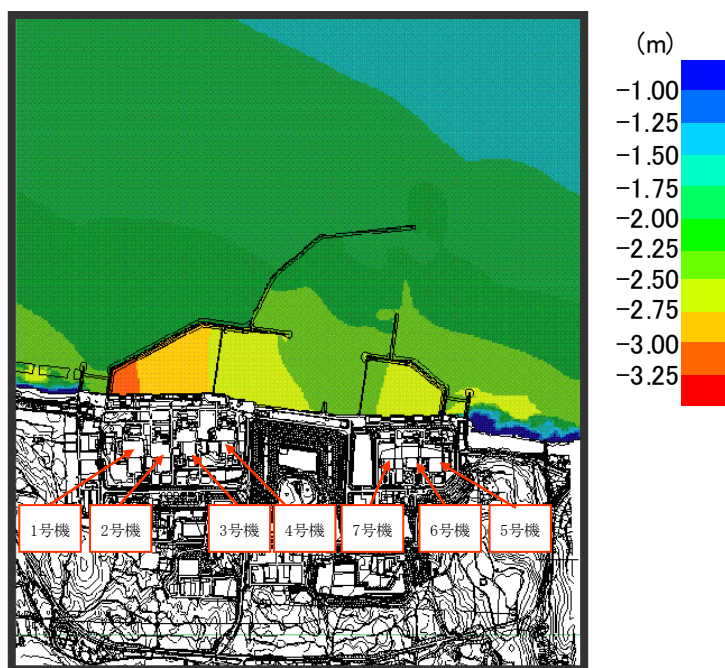
第2. 3-4図 日本海東縁部に想定される津波の詳細パラメータスタディ



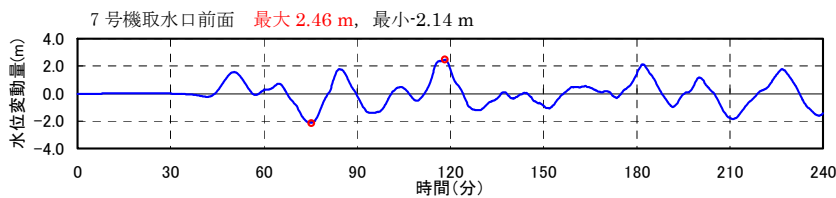
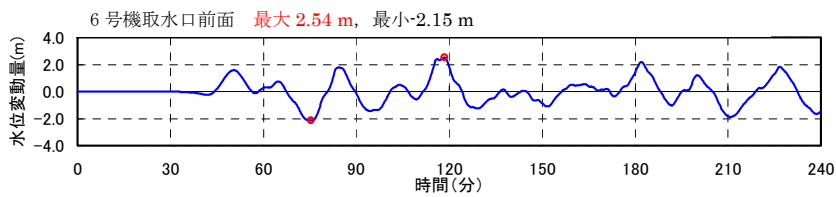
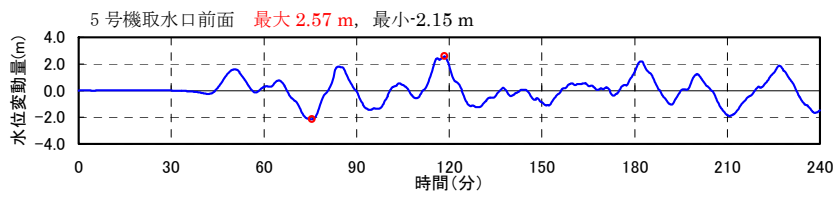
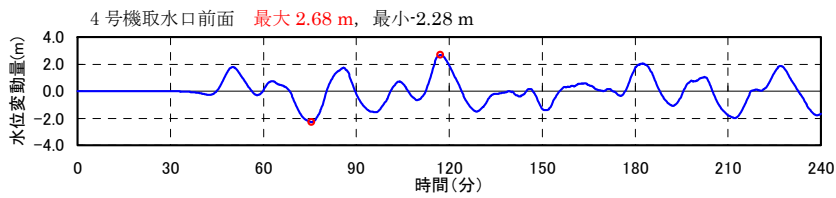
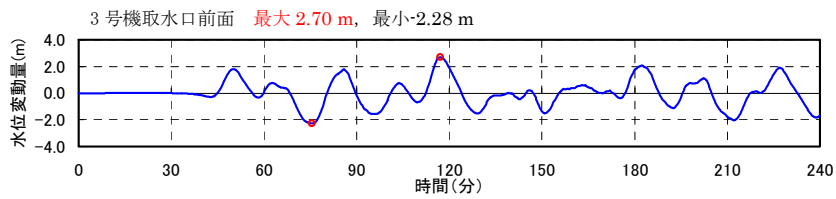
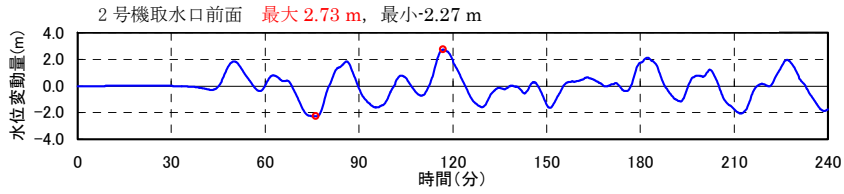
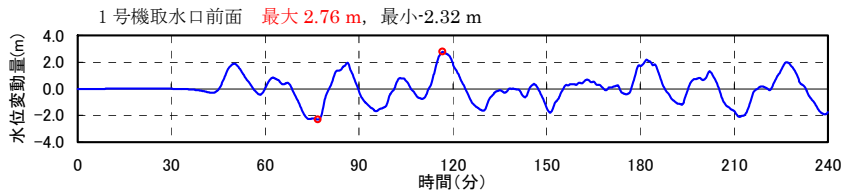
第2. 3-5図 日本海東縁部に想定される津波の最大水位上昇量・下降量モデル



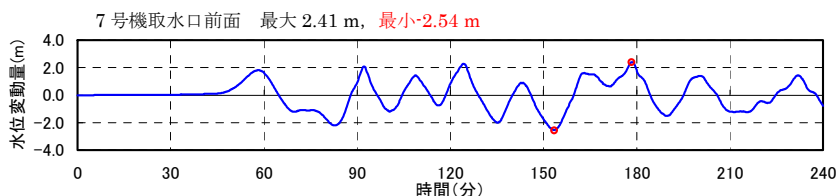
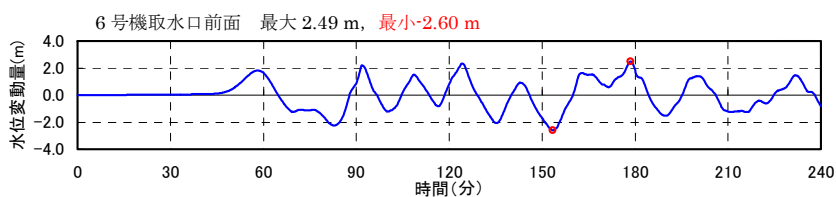
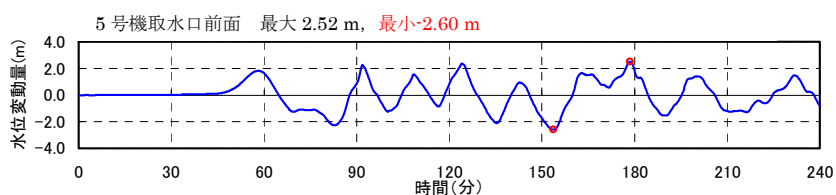
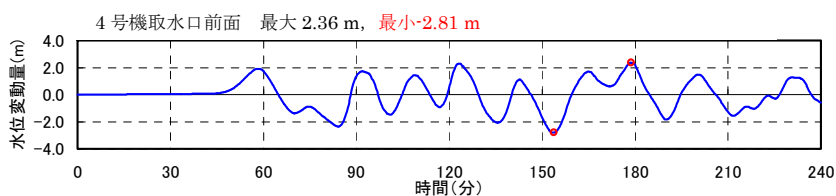
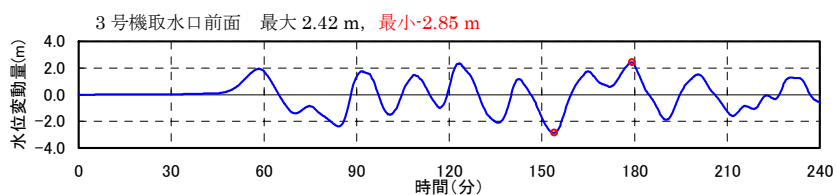
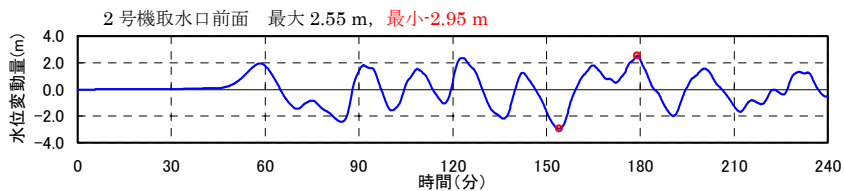
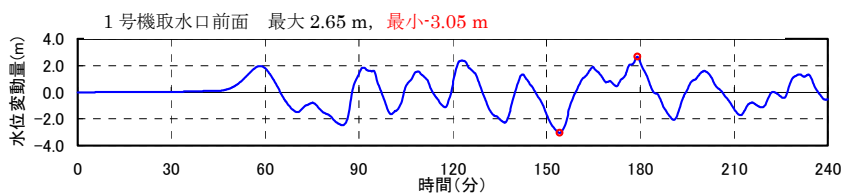
第2. 3-6図 日本海東縁部の想定津波による
最大水位上昇量分布図



第2. 3-7図 日本海東縁部の想定津波による
最大水位下降量分布図



第2. 3-8 図(1) 日本海東縁部の想定津波による取水口前面の
水位時刻歴 (最大水位上昇量ケース)



第2. 3-8 図(2) 日本海東縁部の想定津波による取水口前面の
水位時刻歴 (最大水位下降量ケース)

3. 津波水位の評価

数値シミュレーションによる津波高の検討結果から、取水口前面における最高水位を与える津波は、日本海東縁部の津波で、最大水位上昇量は柏崎刈羽1号機での+2.76 mであり、評価用の最高水位は、朔望平均満潮位 (T.P.+0.48 m) を考慮すると T.P.+3.3 m程度である。全号機の取水口前面の最高水位を第3-1表に示す。

また、取水口における最低水位を与える津波は、長岡平野西縁断層帯 ($\delta=35^\circ$) による津波で、最大水位下降量は柏崎刈羽1号機での-3.48 mであり、評価用の最低水位は、朔望平均干潮位 (T.P.-0.02 m) を考慮すると、T.P.-3.5 m程度である。全号機の取水口前面の最低水位を第3-1表に示す。

第3-1表 想定津波による水位の評価結果 (取水口前面)

(単位: T.P.(m)*)

プラント	最高水位	原子炉建屋等の 重要施設設置レベル	最低水位	原子炉補機冷却海水ポンプ 吸い込み可能レベル
1号機	+3.3	+5.0	-3.5	-4.22
2号機	+3.3		-3.5	-4.59
3号機	+3.2		-3.5	-4.59
4号機	+3.2		-3.5	-4.93
5号機	+3.1	+12.0	-3.4	-4.43
6号機	+3.1		-3.3	-5.24
7号機	+3.0		-3.3	-4.92

*) 東京湾平均海面

4. 津波に対する安全性の評価

評価用の津波水位に対する原子炉施設の安全性について、数値シミュレーションの結果を考慮して、以下のとおり検討した。

4. 1 津波による水位上昇に対する安全性

原子炉建屋等の重要施設の設置レベルは、第3-1表に示すとおり、柏崎刈羽1～4号機がT.P.+5.0 m、柏崎刈羽5～7号機がT.P.+12.0 mであることから、原子炉施設が津波による被害を受けるおそれはない。

4. 2 津波による水位低下に対する安全性

第3-1表に示すとおり、原子炉補機冷却海水ポンプの吸い込み可能レベル^{*)}は評価用の最低水位より十分深いことから、津波により、水位が低下した場合でも原子炉補機冷却系の海水を取水することは可能である。

*) 吸込み可能レベル：これ以上水位が低下すると水面に渦が形成されて空気を吸い込む可能性がある水位のこと

【参考文献】

- (1) 「原子力発電所の津波評価技術」 土木学会原子力土木委員会津波評価部会, 2002
- (2) 「最新版 日本被害地震総覧 [416] -2001」 宇佐美龍夫, 東京大学出版会, 2003
- (3) 「地震の事典[第2版]」 宇津徳治・嶋悦三・吉井敏尅・山科健一郎編, 朝倉書店, pp.569-642, 2001
- (4a) 「日本海の歴史津波」 羽鳥徳太郎, 月刊海洋科学, Vol.16,No9,pp.538-545.1984
- (4b) 「日本近海における津波マグニチュードの特性」 羽鳥徳太郎, 津波工学研究報告第13号, 東北大学工学部災害制御研究センター, pp.17-26, 1996
- (5) 「理科年表 平成19年」 国立天文台編, 丸善, 2007
- (6) 「日本被害津波総覧 [第2版]」 渡辺偉夫, 東京大学出版会, 1998
- (7) 「日本被害津波総覧」 渡辺偉夫, 東京大学出版会, 1985
- (8) 「日本海沿岸における歴史津波の挙動とその波源域」 羽鳥徳太郎・片山通子, 東京大学地震研究所彙報, Vol.52,pp.49-70,1977
- (9) 「続古地震—実像と虚像」 萩原尊禮・藤田和夫・山本武夫・松田時彦・大長昭雄, 東京大学出版会, pp.165-214, 1989
- (10) 「天保4年(1833)山形沖地震とその津波の規模」 羽鳥徳太郎, 地震第2輯, 第43巻, pp.227-232, 1990
- (11) 「1964年6月16日新潟地震にともなう津波の調査」 相田勇・梶浦欣二郎・羽鳥徳太郎・桃井高夫, 東京大学地震研究所彙報, 第42号,pp741-780, 1964
- (12) 「昭和39年新潟地震震害調査報告」 土木学会新潟震災調査委員会編, 1966
- (13) 「1983年日本海中部地震津波の痕跡高」 首藤伸夫, 東北大学工学部津波防災実験所研究報告, 第1号, 1984
- (14) 「昭和58年(1983年)日本海中部地震調査報告—災害時自然現象報告書—」 気象庁, 気象庁技術報告第106号, 1984
- (15) 「1983年日本海中部地震震害調査報告書」 土木学会日本海中部地震震害調査委員会編, 土木学会, pp.933, 1986
- (16) 「1993年北海道南西沖地震震害調査報告 4.津波」 首藤伸夫・明田定満・都司嘉宣・松富英夫, 土木学会, pp.76-106, 1997

- (17) 「北海道南西沖地震に伴う津波－小樽から礼文島まで－」
後藤章夫・高橋浩晃・宇津木 充・小野 忍・西田泰典・大島弘光・笠原 稔・竹中博士・
斉田智治, 月刊海洋, 号外 No.7, pp.153-158, 1994
- (18) 「歴史津波－危険度の地域性」羽鳥徳太郎, 地震工学振興会ニュース, No.135, pp.5-9, 1994
- (19) 「日本近海 30 秒グリッド水深データ (JTOPO30) , M1307, M1407, M1408, M1508」
(財)日本水路協会, 2003
- (20) 「2-Minute Gridded Global Relief Data (ETOPO2v2) 」
World Data Service for Geophysics, 2006
- (21) 「海底地形デジタルデータ (M7000 シリーズ), M7006 (津軽海峡東部), M7009 (北海道西部),
M7010 (秋田沖), M7011 (佐渡), M7012 (若狭湾), M7015 (北海道北部)」(財)日本水路
協会, 2006
- (22) 「数値地図 50m メッシュ (標高)」 国土地理院, 2001
- (23) 「津波の数値実験における格子間隔と時間積分間隔に関する研究」 長谷川賢一・鈴木孝夫・
稲垣和男・首藤伸夫, 土木学会論文集, No.381/II-7, pp.111-120, 1987
- (24) 「三陸沖の古い津波のシミュレーション」
相田勇, 東京大学地震研究所彙報, Vol.52, pp71-101, 1977
- (25) 「1983 年日本海中部地震津波の波源数値モデル」
相田勇, 東京大学地震研究所彙報, Vol.59, pp93-104, 1984
- (26) 「Leap-frog 法を用いた津波の数値計算法」
後藤智明・小川由信, 東北大学工学部土木工学科資料, 1982
- (27) 「GIS を利用した津波遡上計算と被害推定法」
小谷美佐・今村文彦・首藤伸夫, 海岸工学論文集, 第 45 卷, pp.356-360, 1998
- (28) 「低溢流堰堤の流量係数」
本間仁, 土木学会誌, 第 26 卷, 第 6 号, pp.635-645, 第 9 号, pp.849-862, 1940
- (29) 「The displacement fields of inclined faults 」Mansinha, L. and D.E.Smylie,
Bulletin of the Seismological Society of America, Vol.61, No.5, pp.1433-1440, 1971
- (30) 「日本海東縁部の地震活動の長期評価」地震調査研究推進本部 地震調査委員会, 2003

浸水量評価に用いる津波モデル，浸水量評価式及び設備の機能喪失判断について

1. はじめに

発電所の津波に対するクリフエッジを評価するにあたり用いる津波モデル及び浸水量評価式を規定する。

2. 浸水量評価に用いる津波モデル

クリフエッジの特定に用いる仮想的な津波としては，想定津波の主要な周期が30分以下であることから，周期30分の正弦波1波を考慮し，この津波が敷地内に浸水するものとし，想定を超える津波高さの設定に応じて，津波と同じ高さに振幅を設定して，敷地内浸水高さ及び時間を評価した。

【敷地内浸水高さ・時間】

$$h = H \left(\sin 2\pi \cdot \frac{t}{T} \right) - h_0$$

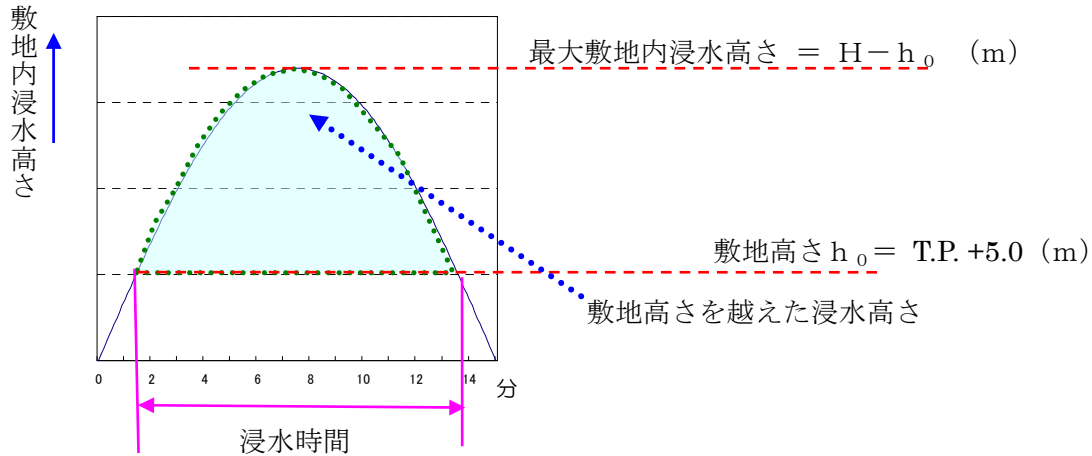
h : 敷地内浸水高さ (m)

H : 津波高さ (m)

h_0 : 敷地高さ T.P.+5.0 (m)

t : 時刻 (sec)

T : 津波周期 (sec)



3. 建屋内浸水高さについて

2. で求めた津波による敷地内浸水高さ及び時間から、評価対象の各設備等を収納している原子炉建屋等において、以下のとおり、設計を超える津波による建屋内浸水高さを想定した。

- ・ 2. で求めた津波による敷地内浸水高さ及び時間に基づき、建屋外扉からの建屋内に浸水することを想定した。
- ・ 建屋外扉からの浸水は、躯体と扉とのクリアランス（隙間）を開口として浸水するものとした。
- ・ 建屋外扉からの浸水は、建屋1階面に広がることとなるが、建屋排水系の床ドレンファンネルを通じて、最地下階にあるサンプピットから溢水して最地下階から浸水が広がる。
- ・ 浸水量が多い場合には、堰高さを超えて浸水が広がる可能性がある。各設備等の基礎設置高さは堰高さよりも高いことから、各室に広がった浸水も最終的には階段室に流れ、最地下階に流下していく。
- ・ なお、建屋内の浸水ルートを考慮し、緊急安全対策において、建屋内部についても、安全上重要な機器が設置してある部屋の入口扉には、浸水対策をとっており、堰を超えた浸水があったとしても、当該の部屋に流入防止がなされている。

【建屋内浸水評価式】

単位時間あたりの浸水量は、水理公式を応用した以下の式で求めた。

- 【外部開口】
- ・ 冠水しない場合

フランシスの公式
$$Q = 1.84 \times B \times H^{\frac{3}{2}}$$

ここで Q = 流量 (m³/sec)

B = 開口幅 (m)

H = 浸水深さ (m)

- ・ 冠水する場合

大オリフィスの
流量計算式
$$Q = \frac{2}{3} \times C \times B \times \sqrt{2 \times g} \times \left(H_1^{\frac{3}{2}} - H_2^{\frac{3}{2}} \right)$$

ここで Q = 流量 (m³/sec)

C = 流量係数 (0.6)

B = 開口幅 (m)

g = 重力加速度 (9.8 m/sec²)

H_1 = 浸水深さ (m)

H_2 = 浸水深さ - 開口高さ (m)

- 【一般建具】
 - ・ 冠水しない場合

フランシスの公式 $Q = 1.84 \times B \times H^{\frac{3}{2}}$

ここで Q = 流量 (m³/sec)

B = 開口幅 (m)

H = 浸水深さ (m)

- ・ 冠水する場合

スルースゲートの
自由流出

$$Q = C \times B \times H_0 \times \sqrt{2 \times g \times H_1}$$

ここで Q = 流量 (m³/sec)

C = 流量係数 (0.6)

B = 開口幅 (m)

g = 重力加速度 (9.8 m/sec²)

H_0 = 開口部高さ (m)

H_1 = 浸水深さ (m)

補強等により、津波で完全に破損しない建具については、計算式により求められる浸水量に開口率を乗じた値とする。

- 【開口部】 ※円形

小オリフィスの
流量計算

$$Q = C \times A \times \sqrt{2 \times g \times H}$$

ここで Q = 流量 (m³/sec)

C = 流量係数 (0.6)

A = 開口面積 (m²)

g = 重力加速度 (9.8 m/sec²)

H = 浸水深さ (m)

止水対策等を実施した開口部のうち漏洩が予想される開口部については、開口部面積から止水面積を引いた漏洩面積により計算を行う。

● 【開口部】 ※矩形

- ・ 冠水しない場合

フランシスの公式 $Q = 1.84 \times B \times H^{\frac{3}{2}}$

ここで Q = 流量 (m³/sec)

B = 開口幅 (m)

H = 浸水深さ (m)

- ・ 冠水する場合

大オリフィスの
流量計算式 $Q = \frac{2}{3} \times C \times B \times \sqrt{2 \times g} \times \left(H_1^{\frac{3}{2}} - H_2^{\frac{3}{2}} \right)$

ここで Q = 流量 (m³/sec)

C = 流量係数 (0.6)

B = 開口幅 (m)

g = 重力加速度 (9.8 m/sec²)

H_1 = 浸水深さ (m)

H_2 = 浸水深さ - 開口高さ (m)

止水対策等を実施した開口部のうち漏洩が予想される開口部については、開口部面積から止水面積を引いた漏洩面積により計算を行う。

4. 各設備等の機能喪失判断

各設備等について、津波の影響により機能喪失すると考えられる津波高さを「許容津波高さ」として求めるとともに、設計津波高さとの差を裕度とした。なお、柏崎刈羽 1 号機については、T.P.15.0 m の高さまで津波に対する施工等を実施しており、本評価では津波高さが T.P.15.0 m を超えた場合、原子炉建屋等に多量の浸水が生じ、原子炉及び SFP の冷却・注水が困難になると想定し、保守的に全ての設備が機能喪失すると判断する。

(1) 屋外設備について

屋外設備については、津波による直接的な影響を考慮し、2. で求めた津波による敷地内浸水高さが当該設備等の設置高さを上回った場合に、保守的に当該設備等が機能喪失するものとし、このときの津波高さを当該設備等の許容津波高さとした。

なお、上記によらず、防油堤の設置など各設備の設置状況に応じて個別に判断している場合には、その妥当性を個別に示した。

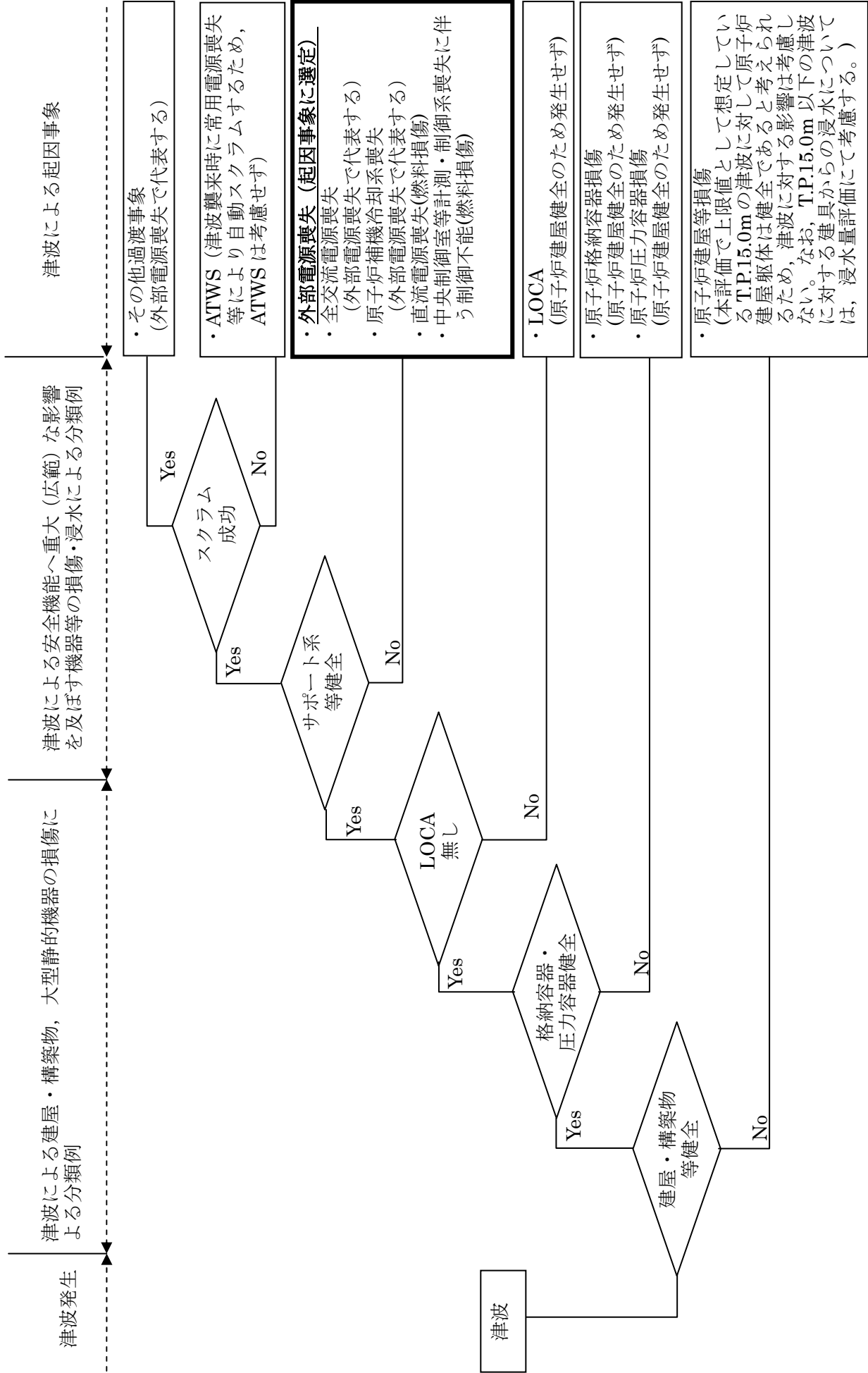
(2) 建屋内設備の扱いについて

建屋内設備については、津波が建物内に浸水することによる影響を考慮し、2. で求めた津波による敷地内浸水高さ及び時間から建屋内浸水高さを想定し、設備設置高さとの比較から、浸水高さが設備設置高さ（又は保守的に設置床高さとする場合もある）を上回った場合に、保

守的に当該設備等が機能喪失するものとし、このときの津波高さを当該設備等の許容津波高さとした。

なお、上記によらず、建屋等の水密構造、防水構造などにより防護されているなど各設備の設置状況に応じて個別に判断している場合には、その妥当性を個別に示した。

以上



燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー (津波・原子炉)

起因事象に関連する設備の許容津波高さ評価結果 一覧表(津波・原子炉)

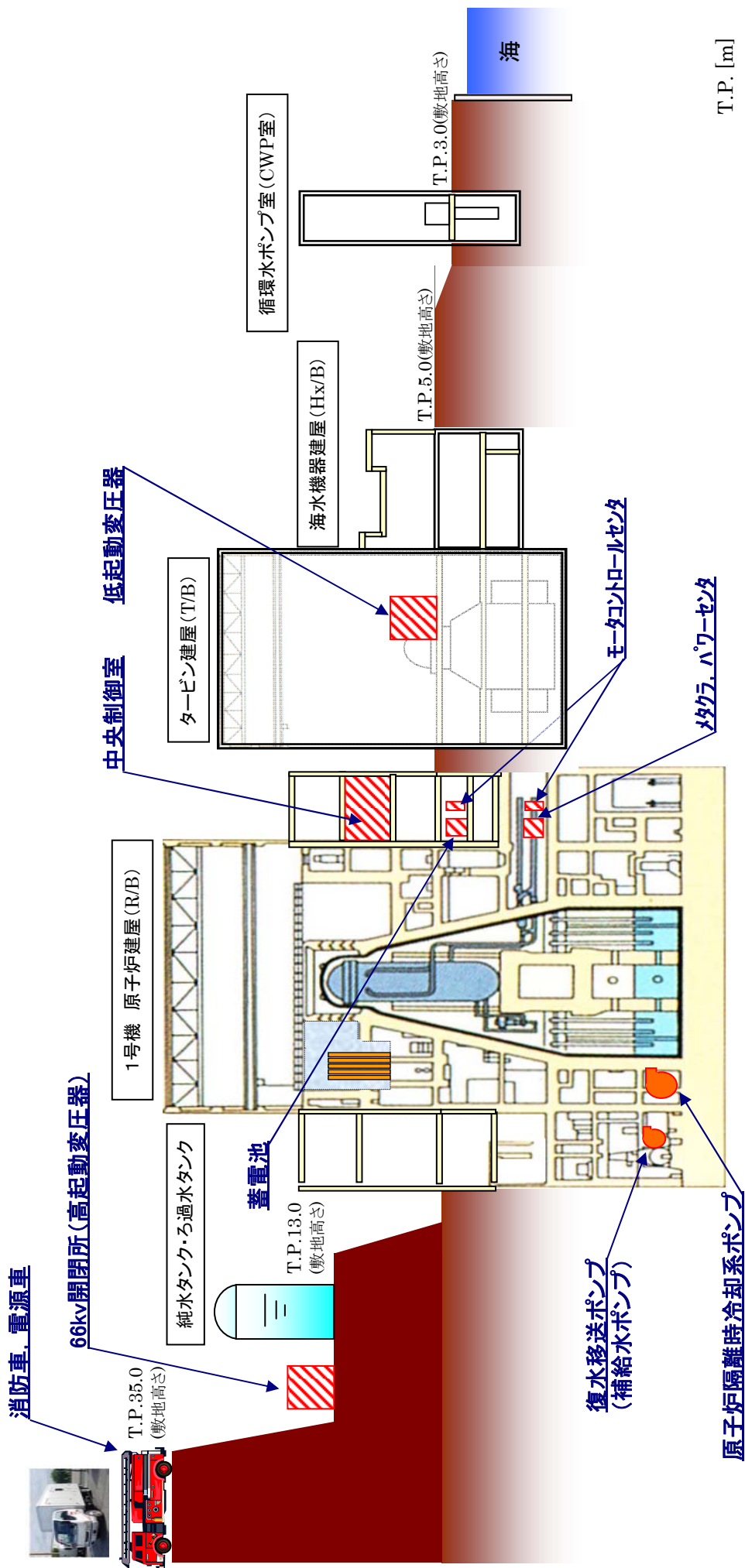
起因事象	設備等		設置建屋	設置高さ T.P.(b)	許容津波 高さT.P.(c)	設計津波高さT.P.(a) : 3.3	起因事象の 許容津波高さT.P.	起因事象の 裕度	
						裕度(d) (c-a)			単位: [m]
外部電源喪失	低起動変圧器		YD	6.0	6.0	2.7	6.0	2.7	
	66kV開閉所(高起動変圧器)		YD	13.2	13.2	9.9			
原子炉補機 冷却系喪失	残留熱除去系補機	非常用補機冷却 中間ループ系	ポンプ・電動機	Hx/B	-3.8	7.0	7.0	3.7	
		残留熱除去 冷却中間ループ系	ポンプ・電動機	Hx/B	-3.8	7.0			3.7
			弁	Hx/B	-3.8	7.0			3.7
	ディスプレイ 補機ゼレ ル系	高圧炉心スプレイ ディーゼル冷却中間ループ系	ポンプ・電動機	Hx/B	-3.8	7.0			3.7
		高圧炉心スプレイ ディーゼル海水系	ポンプ・電動機	Hx/B	2.4	7.0			3.7
全交流電源喪失 ※3	非常用ディーゼル発電機	ディーゼル機関	R/B	-2.7	15.0	11.7	7.9	4.6	
		発電機	R/B	-2.7	15.0	11.7			
		燃料移送ポンプ・電動機 ※1	YD	6.2	6.2	2.9			
		代替燃料移送ポンプ	YD	34.0	34.0	30.7			
		燃料移送系弁	R/B	5.3	15.0	11.7			
		軽油タンク	YD (防油堤内)	6.1	7.9※2	4.6			
		現場制御盤	R/B	-2.7	15.0	11.7			
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機	ディーゼル機関	R/B	-2.7	15.0	11.7	6.2	2.9	
		発電機	R/B	-2.7	15.0	11.7			
		燃料移送ポンプ・電動機	YD	6.2	6.2	2.9			
		燃料移送系弁	R/B	5.3	15.0	11.7			
		軽油タンク	YD (防油堤内)	6.1	7.9※2	4.6			
		現場制御盤	R/B	-2.7	15.0	11.7			
		非常用送風機・電動機	R/B	5.3	15.0	11.7			
直流電源喪失 (直流電源機能喪失)	直流電源	蓄電池	R/B	-2.7	15.0	11.7	15.0	11.7	
		充電器	R/B	-2.7	15.0	11.7			
		直流主母線盤	R/B	-2.7	15.0	11.7			
		直流モータ コントロールセンタ	R/B	-25.1	15.0	11.7			
中央制御室等 計測・制御系喪失 に伴う制御不能 (中央制御室等 計測・制御設備機 能喪失)	原子炉系計装ラック	—	R/B	-9.7	15.0	11.7	15.0	11.7	
	中央制御室外原子炉停止盤	—	R/B	-2.7	15.0	11.7			
	中央制御室制御盤	—	R/B	12.8	15.0	11.7			
	下部中央制御室制御盤	—	R/B	5.3	15.0	11.7			
	バイタル交流電源設備	—	R/B	-2.7	15.0	11.7			

※1 燃料移送ポンプは設置高さがT.P.6.2mであるが、当該ポンプの浸水に備え代替燃料移送ポンプを配備しており、機能を復旧することができる。

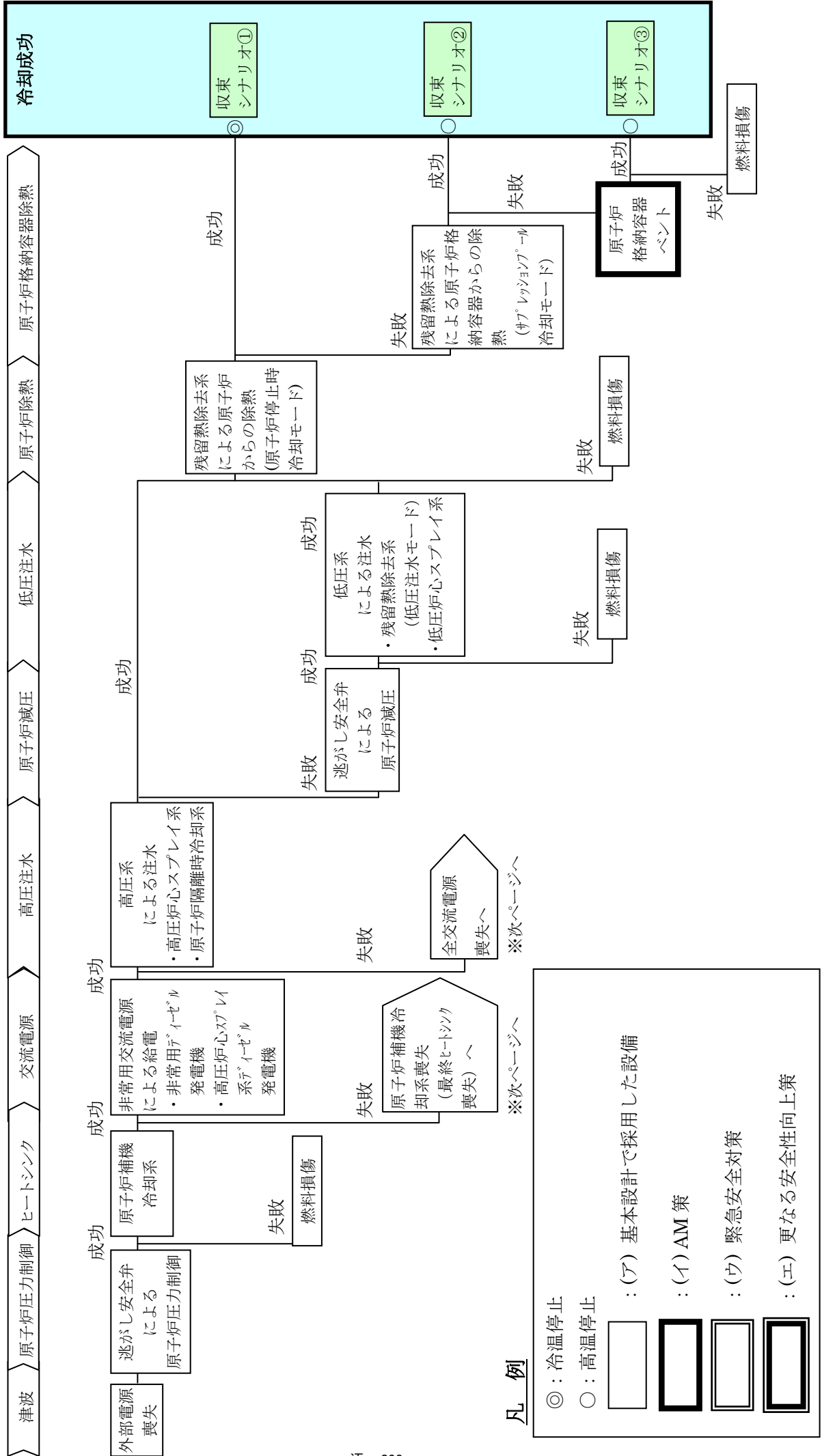
※2 防油堤の上端がT.P.7.9mであることから、許容津波高さをT.P.7.9mとした。

※3 全交流電源喪失は「外部電源喪失」と「非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失」の重畳により発生する。

柏崎刈羽原子力発電所 断面概要図(荒浜側)



起因事象：外部電源喪失



凡例

- ◎ : 冷温停止
- : 高温停止
- [] : (ア) 基本設計で採用した設備
- [] : (イ) AM 策
- [] : (ウ) 緊急安全対策
- [] : (エ) 更なる安全性向上策

起因事象に対するイベントツリー(津波・原子炉)

イベントツリーに係る設備の機能的な関連の整理(津波・原子炉)

原子炉補機冷却系及び非常用交流電源による給電の確保に成功の場合(収束シナリオ①~③)		原子炉圧力制御	ヒートシンク		交流電源		高圧注水		原子炉減圧	低圧注水		原子炉除熱	原子炉格納容器除熱	
			原子炉補機冷却系	高圧炉心スプレイル系補機	非常用交流電源	高圧炉心スプレイル系	高圧系による注水	低圧系による注水		残留熱除去系(低圧注水モード)	低圧炉心スプレイル系		残留熱除去系による原子炉からの除熱(原子炉停止時冷却モード)	残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱(サブクール冷却モード)
機能的に関連する設備等 ^{※2}	原子炉のイベントツリーのヘディングに採用した設備等 ^{※1}	逃がし安全弁による原子炉圧力制御	○		○		○		○		○		○	
		直流電源												
計測・制御	中央制御室等	計測・制御設備 ^{※3}	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		非常用電源盤	○		○		○		○		○		○	
電源盤	高圧炉心スプレイル系電源盤	高圧炉心スプレイル系直流電源												
		海水機器建屋非常用電源盤	○		○		○		○		○		○	
原子炉補機冷却系	残留熱除去系補機	残留熱除去冷却中間ループ系												
		非常用補機冷却中間ループ系	-		○		○		○		○		○	
高圧炉心スプレイル系補機	高圧炉心スプレイル系補機	高圧炉心スプレイル冷却中間ループ系												
		高圧炉心スプレイル冷却海水系												
交流電源	非常用ディーゼル発電機	非常用ディーゼル発電機	○		-		-		-		-		-	
		高圧炉心スプレイル系ディーゼル発電機			○		○		○		○		○	

凡例
○ 関連する設備
- 当該設備

※1：イベントツリーのヘディングに採用した設備であり、フロントライン系の設備に加え一部のサポート系の設備を含む。
 ※2：イベントツリーのヘディングに採用した設備等に機能的に関連するサポート系の設備をいう。
 ※3：津波の原子炉の評価における中央制御室等 計測・制御設備とは、中央制御室、下部中央制御室及び中央制御室外原子炉停止盤室等の計測・制御設備をいう。

イベントツリーに係る設備の機能的な関連の整理(津波・原子炉)

原子炉補機冷却系喪失（最終ヒートシンク喪失）又は全交流電源喪失の場合(収束シナリオ④～⑦)									
原子炉のイベントツリーのヘディングに採用した設備等	高圧注水	交流電源（電源確保）		原子炉減圧	低圧注水			原子炉除熱	原子炉格納容器除熱
		緊急用メタクラによる給電	電源車による給電		残留熱除去系による注水（低圧注水モード：代替海水熱交換器を使用）	代替系による注水	消防車による注水		
機能的に関連する設備等	原子炉隔離時冷却系による注水	【参考】 他号機からの電源融通及び外部電源	【参考】 空冷式GTG	逃がし安全弁による原子炉減圧	復水補給水系	消火系(D/DFP)	消防車による注水	残留熱除去系による原子炉からの除熱（サブプレッショントラップモード：代替海水熱交換器設備を使用）	原子炉格納容器除熱
直流電源	○			○				○	
計測・制御	○			○				○	
電源盤		○	○					○	
交流電源（電源確保）			-					○	
						○※4		○※3	○※3
代替海水熱交換器設備								○	○

※1：全交流電源喪失時、直流電源は放電により電圧が低下するため、これを補うために交流電源による充電を行う必要があるが、5.2章では津波による直流電源設備の機能維持の観点から評価することとし、直流電源の時間継続性については5.4章全交流電源喪失において評価する。

※2：津波の原子炉の評価における中央制御室等計測・制御設備とは、中央制御室、下部中央制御室及び中央制御室外原子炉停止盤室等の計測・制御設備をいう。

※3：代替海水熱交換器設備の運転用の電源車。

※4：復水補給水系は緊急用メタクラ又は電源車の何れかによる給電にて使用可能。

凡例
○：関連する設備
一：当該設備

影響緩和機能に関連する設備の許容津波高さ 一覧表(津波・原子炉) (フロントライン系)

設計津波高さT.P.(a) : 3.3 単位: [m]

フロントライン系			設置建屋	設置高さ T.P.(b)	許容津波 高さT.P.(c)	裕度(d) (c-a)	備 考
緩和機能	設備等						
原子炉圧力制御 (逃がし安全弁による原子炉圧力制御)	逃がし安全弁	弁	R/B(PCV内)	-0.6	15.0	11.7	逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、原子炉建屋の浸水対策高さT.P.15.0mを許容津波高さとした。
高圧注水	高圧炉心 スプレイ系	ポンプ・電動機	R/B	-32.1	15.0	11.7	
		弁	R/B	-32.1	15.0	11.7	
		ポンプ室空調機・電動機	R/B	-29.8	15.0	11.7	
	原子炉隔離時 冷却系	ポンプ	R/B	-31.7	15.0	11.7	
		駆動タービン	R/B	-32.3	15.0	11.7	
		弁	R/B	-31.7	15.0	11.7	
		現場制御盤	R/B	-25.1	15.0	11.7	
原子炉減圧 (逃がし安全弁による原子 炉減圧)	逃がし安全弁	弁	R/B(PCV内)	-0.6	15.0	11.7	逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、原子炉建屋の浸水対策高さT.P.15.0mを許容津波高さとした。
		電線管 (電気ベネトレーション)	R/B	-9.7	15.0	11.7	逃がし安全弁は、原子炉格納容器の電気ベネトレーションの電線管に結線部があるため、当該電線管を津波の評価対象とした。
低圧注水	残留熱除去系 (低圧注水モード)	ポンプ・電動機	R/B	-32.1	15.0	11.7	
		弁	R/B	-25.1	15.0	11.7	
		ポンプ室空調機・電動機	R/B	-29.8	15.0	11.7	
	低圧炉心 スプレイ系	ポンプ・電動機	R/B	-32.1	15.0	11.7	
		弁	R/B	-19.4	15.0	11.7	
		ポンプ室空調機・電動機	R/B	-29.8	15.0	11.7	
低圧注水 (代替系による注水)	残留熱除去系配管	弁	R/B	-2.7	15.0	11.7	代替系による注水にて使用する弁
	復水補給水系	ポンプ・電動機	R/B	-32.2	15.0	11.7	復水補給水系ポンプによる注水にて使用する弁。
		弁	R/B	-25.1	15.0	11.7	
		弁	R/B	-9.7	15.0	11.7	
	消火系	D/DFP	その他 (水処理建屋)	13.4	15.0	11.7	※1: ろ過水タンクは設置高さがT.P.13.3mであるが、静的機器であり、T.P.15.0mの津波を想定しても使用可能と考えられるため、許容津波高さをT.P.15.0mとした。
		現場制御盤	その他 (水処理建屋)	13.2	15.0	11.7	
		ろ過水タンク	YD	13.3	15.0※1	11.7	
消防車	消防車	YD	35.0	35.0	31.7		
原子炉除熱 (残留熱除去系による原子 炉からの除熱)	残留熱除去系 (原子炉停止時冷 却モード)	ポンプ・電動機	R/B	-32.1	15.0	11.7	
		弁	R/B	-32.1	15.0	11.7	
		ポンプ室空調機・電動機	R/B	-29.8	15.0	11.7	
原子炉格納容器除熱 (残留熱除去系による原子 炉格納容器からの除熱)	残留熱除去系 (サブプレッショ ンブル冷却モー ド)	ポンプ・電動機	R/B	-32.1	15.0	11.7	
		弁	R/B	-25.1	15.0	11.7	
		ポンプ室空調機・電動機	R/B	-29.8	15.0	11.7	
原子炉格納容器除熱 (原子炉格納容器ベント)	不活性ガス系配管	弁	R/B	-25.1	15.0	11.7	
	非常用ガス処理系 配管	弁	R/B	12.8	15.0	11.7	

影響緩和機能に関連する設備の許容津波高さ 一覧表(津波・原子炉) (サポート系)

設計津波高さT.P.(a) : 3.3

単位 : [m]

サポート系		設置建屋	設置高さ T.P.(b)	許容津波 高さT.P.(c)	裕度(d) (c-a)	備考
緩和機能	設備等					
直流電源	津波の原子炉の燃料損傷に係る評価では、前段の起回事象の「直流電源喪失」にて直流電源を評価しているため、影響緩和機能のフォールトツリーでは直流電源を評価対象としない。					
直流電源 (高圧炉心スプレ イ系)	高圧炉心スプレ イ系 直流電源	蓄電池	R/B	-2.7	15.0	11.7
		充電器	R/B	-2.7	15.0	11.7
		直流主母線盤	R/B	-2.7	15.0	11.7
計測・制御設備	中央制御室等 計測・制 御設備 津波の原子炉の燃料損傷に係る評価では、前段の起回事象の「中央制御室等計測・制御系喪失に伴う制御不能」にて中央制御室等の計測・制御設備を評価しているため、影響緩和機能のフォールトツリーでは中央制御室等の計測・制御設備を評価対象としない。					
電源盤	非常用電源盤	メタクラ	R/B	-16.1	15.0	11.7
		パワーセンタ	R/B	-16.1	15.0	11.7
		動力変圧器	R/B	-16.1	15.0	11.7
		モータコントロール センタ	R/B	-16.1	15.0	11.7
	高圧炉心スプレ イ系 電源盤	メタクラ	R/B	-2.7	15.0	11.7
		パワーセンタ	R/B	-2.7	15.0	11.7
		動力変圧器	R/B	-2.7	15.0	11.7
		モータコントロール センタ	R/B	-2.7	15.0	11.7
	海水機器建屋非常用電源 盤	パワーセンタ	Hx/B	-3.8	7.0	3.7
		動力変圧器	Hx/B	-3.8	7.0	3.7
		モータコントロール センタ	Hx/B	-3.8	7.0	3.7
	原子炉補機 冷却系(残留熱除 去系補機)	非常用補機冷却 中間ループ系	ポンプ・電動機	Hx/B	-3.8	7.0
残留熱除去 冷却中間ループ系		ポンプ・電動機	Hx/B	-3.8	7.0	3.7
		弁	Hx/B	-3.8	7.0	3.7
残留熱除去海水系		ポンプ・電動機	Hx/B	2.4	7.0	3.7
原子炉補機 冷却系(高圧炉心 スプレイディー ゼル系補機)	高圧炉心スプレイディー ゼル冷却中間ループ系	ポンプ・電動機	Hx/B	-3.8	7.0	3.7
	高圧炉心スプレイディー ゼル海水系	ポンプ・電動機	Hx/B	2.4	7.0	3.7
交流電源	非常用ディーゼル 発電機	ディーゼル機関	R/B	-2.7	15.0	11.7
		発電機	R/B	-2.7	15.0	11.7
		燃料移送ポンプ・電動機 ※2	YD	6.2	6.2	2.9
		代替燃料移送ポンプ	YD	34.0	34.0	30.7
		燃料移送系弁	R/B	5.3	15.0	11.7
		軽油タンク	YD (防油堤内)	6.1	7.9 ※3	4.6
		現場制御盤	R/B	-2.7	15.0	11.7
		非常用送風機・電動機	R/B	5.3	15.0	11.7
	高圧炉心スプレ イ系 ディーゼル発電機	ディーゼル機関	R/B	-2.7	15.0	11.7
		発電機	R/B	-2.7	15.0	11.7
		燃料移送ポンプ・電動機	YD	6.2	6.2	2.9
		燃料移送系弁	R/B	5.3	15.0	11.7
		軽油タンク	YD (防油堤内)	6.1	7.9 ※3	4.6
		現場制御盤	R/B	-2.7	15.0	11.7
非常用送風機・電動機	R/B	5.3	15.0	11.7		

※2 燃料移送ポンプは設置高さ
がT.P.6.2mであるが、当該ポンプ
の浸水に備え代替燃料移送ポン
プを配備しており、機能を復旧す
ることができる。
※3 防油堤の上端がT.P.7.9mで
あることから、許容津波高さをT.P.
7.9mとした。

影響緩和機能に関連する設備の許容津波高さ 一覧表(津波・原子炉) (サポート系)

設計津波高さT.P.(a) : 3.3

単位 : [m]

サポート系		設置建屋	設置高さ T.P.(b)	許容津波 高さT.P.(c)	裕度(d) (c-a)	備 考	
緩和機能	設備等						
交流電源 (電源確保)	緊急用メタクラ による給電	緊急用メタクラ	YD	27.2	27.2	23.9	※4 大湊側非常用ディーゼル 発電機として、柏崎刈羽原子力 発電所7号機のディーゼル発電 機の許容津波高さ (T.P.15.0 m) を用いて評価した。
		500 kV開閉所	YD	13.2	13.2	9.9	
		66 kV開閉所 (高起動変圧器)	YD	13.2	13.2	9.9	
		154 kV開閉所	YD	27.0	27.0	23.7	
		他号機 非常用ディーゼル発電機 ※4	—	—	15.0	11.7	
		(参考) 空冷式GTG	YD	35.0	35.0	31.7	
	電源車による 給電	電源車	YD	35.0	35.0	31.7	
代替海水 熱交換器設備	代替海水熱交換器設備	代替熱交換器車	YD	35.0	35.0	31.7	
		代替水中ポンプ	YD	34.0	34.0	30.7	
		移動式変圧器	YD	35.0	35.0	31.7	
		電源車	YD	35.0	35.0	31.7	








影響緩和機能のフォールトツリー (津波・原子炉)

- 1 : 直流電源機能喪失のフォールトツリー※¹
- 2 : 高圧炉心スプレイ系直流電源機能喪失のフォールトツリー
- 3 : 中央制御室等 計測・制御設備機能喪失のフォールトツリー※²
- 4 : 非常用電源盤機能喪失のフォールトツリー
- 5 : 高圧炉心スプレイ系電源盤機能喪失のフォールトツリー
- 6 : 海水機器建屋非常用電源盤機能喪失のフォールトツリー
- 7 : 原子炉補機冷却系 (残留熱除去系補機) 機能喪失のフォールトツリー
- 8 : 原子炉補機冷却系 (高圧炉心スプレイディーゼル系補機) 機能喪失のフォールトツリー
- 9 : 非常用ディーゼル発電機機能喪失のフォールトツリー
- 10 : 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機機能喪失のフォールトツリー
- 11 : 緊急用メタクラによる給電失敗のフォールトツリー
- 12 : 電源車による給電失敗のフォールトツリー
- 13 : 代替海水熱交換器設備機能喪失のフォールトツリー
- 14 : 逃がし安全弁による原子炉圧力制御失敗のフォールトツリー
- 15 : 高圧炉心スプレイ系機能喪失のフォールトツリー
- 16 : 原子炉隔離時冷却系機能喪失のフォールトツリー
- 17 : 逃がし安全弁による原子炉減圧失敗のフォールトツリー
- 18 : 残留熱除去系による注水 (低圧注水モード) 失敗のフォールトツリー
- 19 : 低圧炉心スプレイ系による注水失敗のフォールトツリー
- 20 : 残留熱除去系による原子炉からの除熱 (原子炉停止時冷却モード) 失敗のフォールトツリー
- 21 : 残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱 (サブプレッションプール冷却モード) 失敗のフォールトツリー
- 22 : 原子炉格納容器ベント失敗のフォールトツリー
- 23 : 代替系による注水失敗のフォールトツリー
- 24 : 消防車による注水失敗のフォールトツリー

※1 : 非常用ディーゼル発電機の起動等には直流電源が必要であるが、津波評価における原子炉の燃料損傷に係る評価においては、影響緩和の評価の前段である起因事象の「直流電源喪失」にて非常用の直流電源 (高圧炉心スプレイ系直流電源は除く) を評価しているため、各影響緩和機能のフォールトツリーでは直流電源を評価対象とはしない。

※2 : 非常用ディーゼル発電機等の動的機器の運転には、計装ラックや制御盤等の計測・制御設備が必要であるが、津波評価における原子炉の燃料損傷に係る評価においては、影響緩和の評価の前段である起因事象の「中央制御室等計測・制御系喪失に伴う制御不能」にて中央制御室等計測・制御設備を評価している。そこで、各影響緩和機能のフォールトツリーでは、中央制御室等計測・制御設備は評価対象とせず、非常用ディーゼル発電機のように、中央制御室以外 (現場機器の近傍等) に別途制御盤等が設置されている場合は裕度の評価対象とする。

フォールトツリーの凡例

	: (ア) 設備等
	: (イ) 系統等
	: (ウ) 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が使用可能な場合に使用するサポート系の系統等
	: (エ) 原子炉補機冷却系喪失及び全交流電源喪失の場合に使用するサポート系の系統等
	: (オ) 燃料損傷に至る起因事象又はイベントツリー上の前段の成功事象にて裕度の評価を実施済みであり、当該フォールトツリーでは評価対象としない系統等及び代替海水熱交換器設備
	: (カ) 論理積 (ANDゲート)
	: (キ) 論理和 (ORゲート)

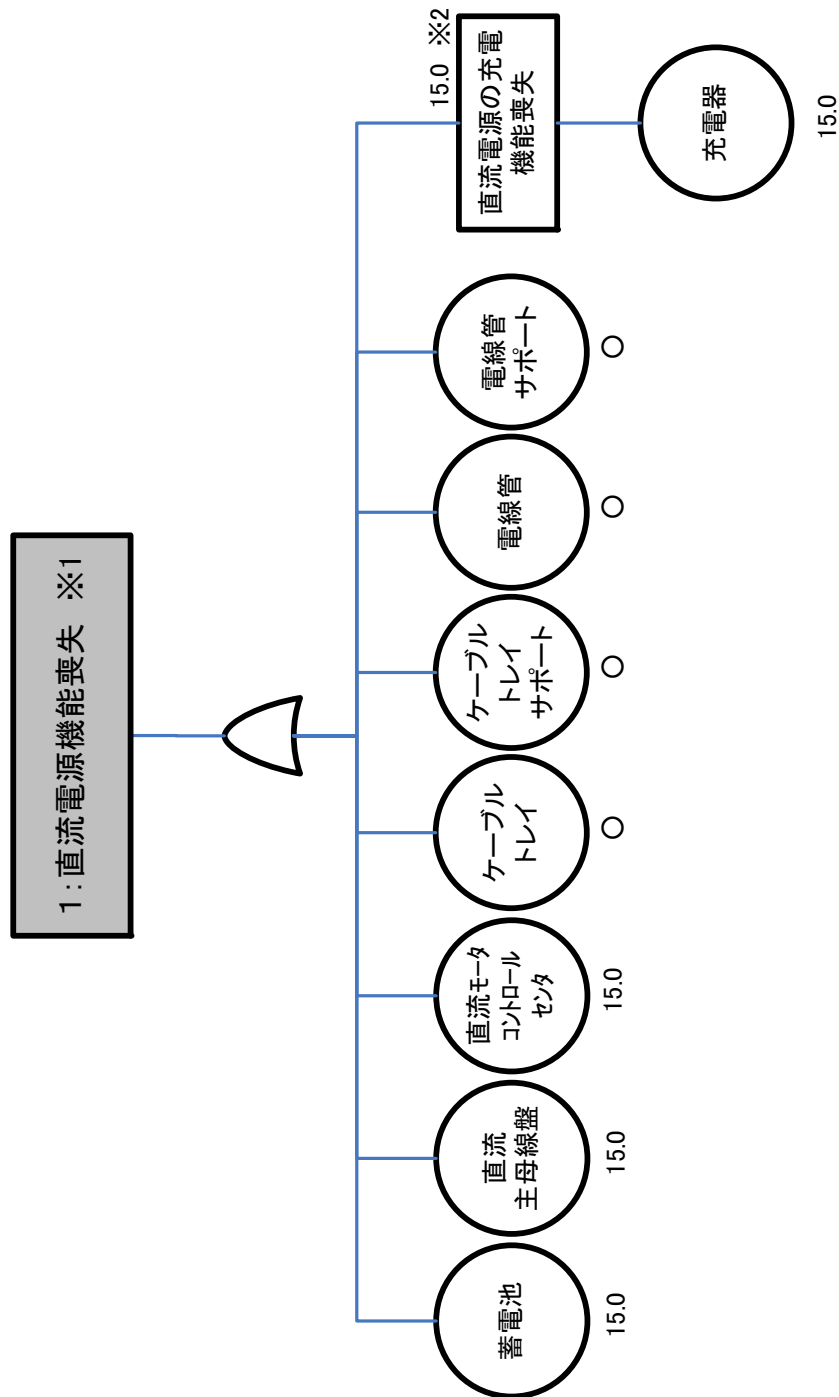
許容津波高さ

数値	: 許容津波高さ評価結果 <一覧表に示す設備等の許容津波高さ(単位:T.P.[m])>
—	: 許容津波高さを評価していない設備等
○	: 配管等の静的機器, 又は原子炉格納容器内に設置の設備等。これらの設備等は浸水により機能喪失に至らないため、許容津波高さの評価結果に影響しない。 ただし、系統等が全てこれらの静的機器等で構成される場合は、当該設備が設置されている建屋の浸水対策高さを許容津波高さとする。

【注釈】

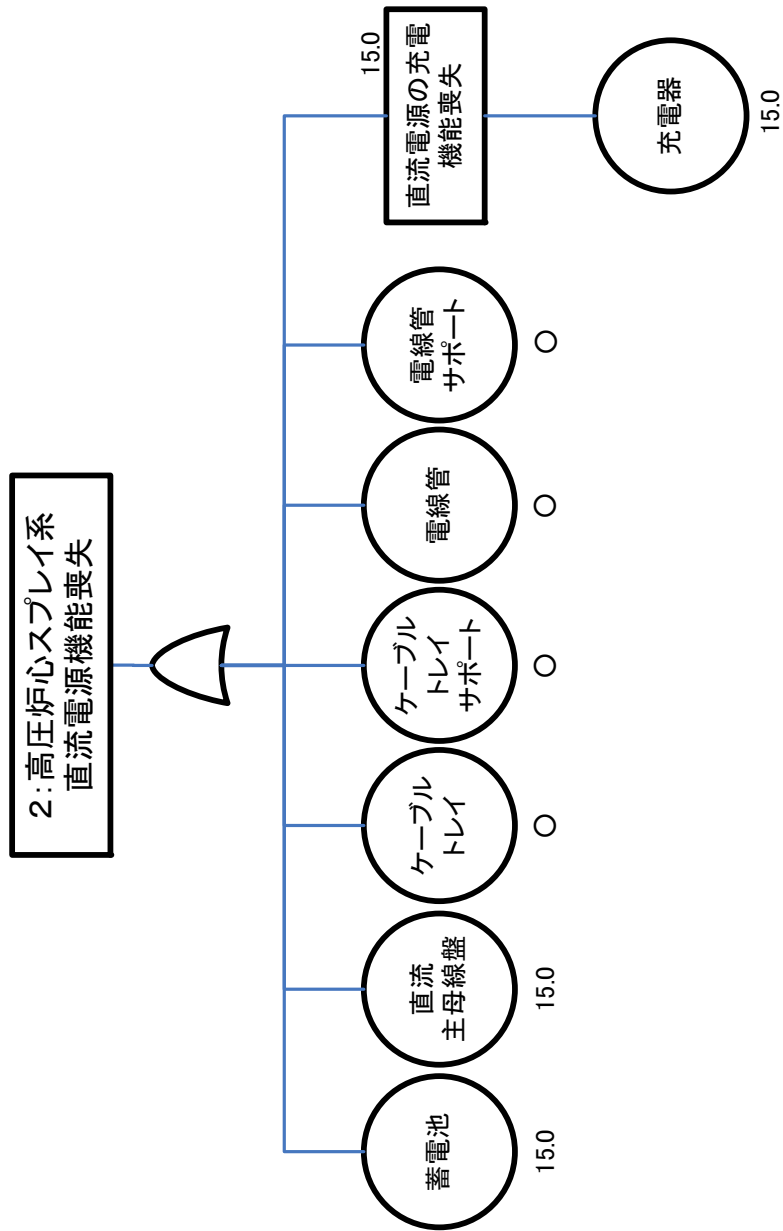
※1: 津波の原子炉の燃料損傷に係る評価では、前段の起因事象の「直流電源喪失」にて直流電源を評価しているため、影響緩和機能のフォールトツリーでは、直流電源を評価対象としない。
 ※2: 直流電源は充電機能が喪失した場合においても、一定時間は蓄電池より供給可能。この直流電源の時間継続性については、5.4章全交流電源喪失において評価することとし、5.2章では津波の浸水による直流電源設備の機能維持の観点から評価する。

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
 ・許容津波高さ:15.0



1: 直流電源機能喪失のフォールトツリー

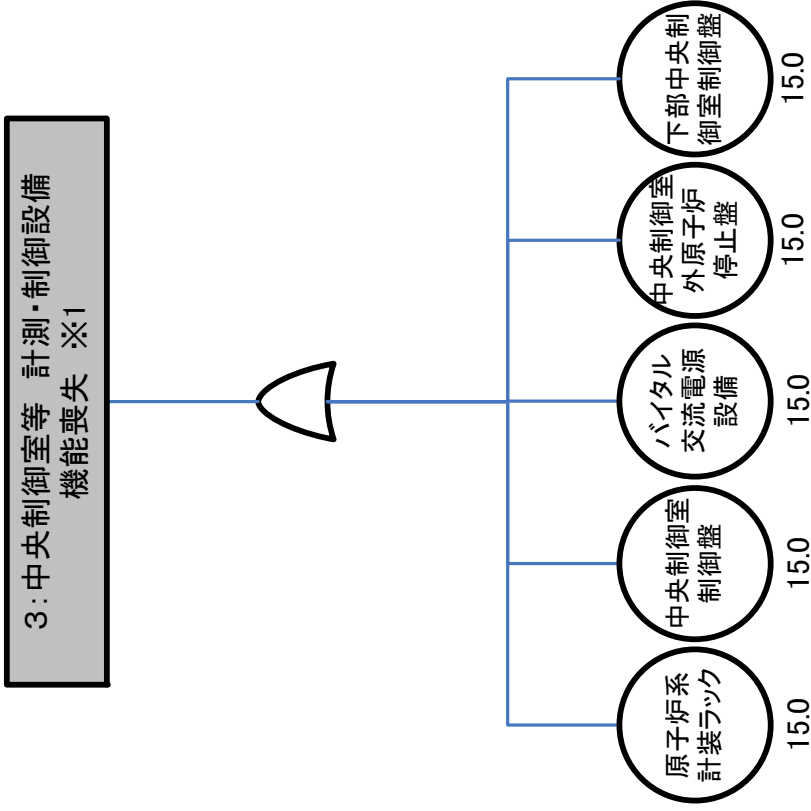
【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
・許容津波高さ:15.0



2: 高圧炉スプレイ系直流電源機能喪失のフォールトツリー

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
 ・許容津波高さ:15.0

【注釈】
 ※1:津波の原子炉の燃料損傷に係る評価では、前段の起因事象の「中央制御室等計測・制御系喪失に伴う制御不能」にて中央制御室等の計測・制御設備を評価しているため、影響和機能のフォールトツリーでは中央制御室等の計測・制御設備を評価対象としない。

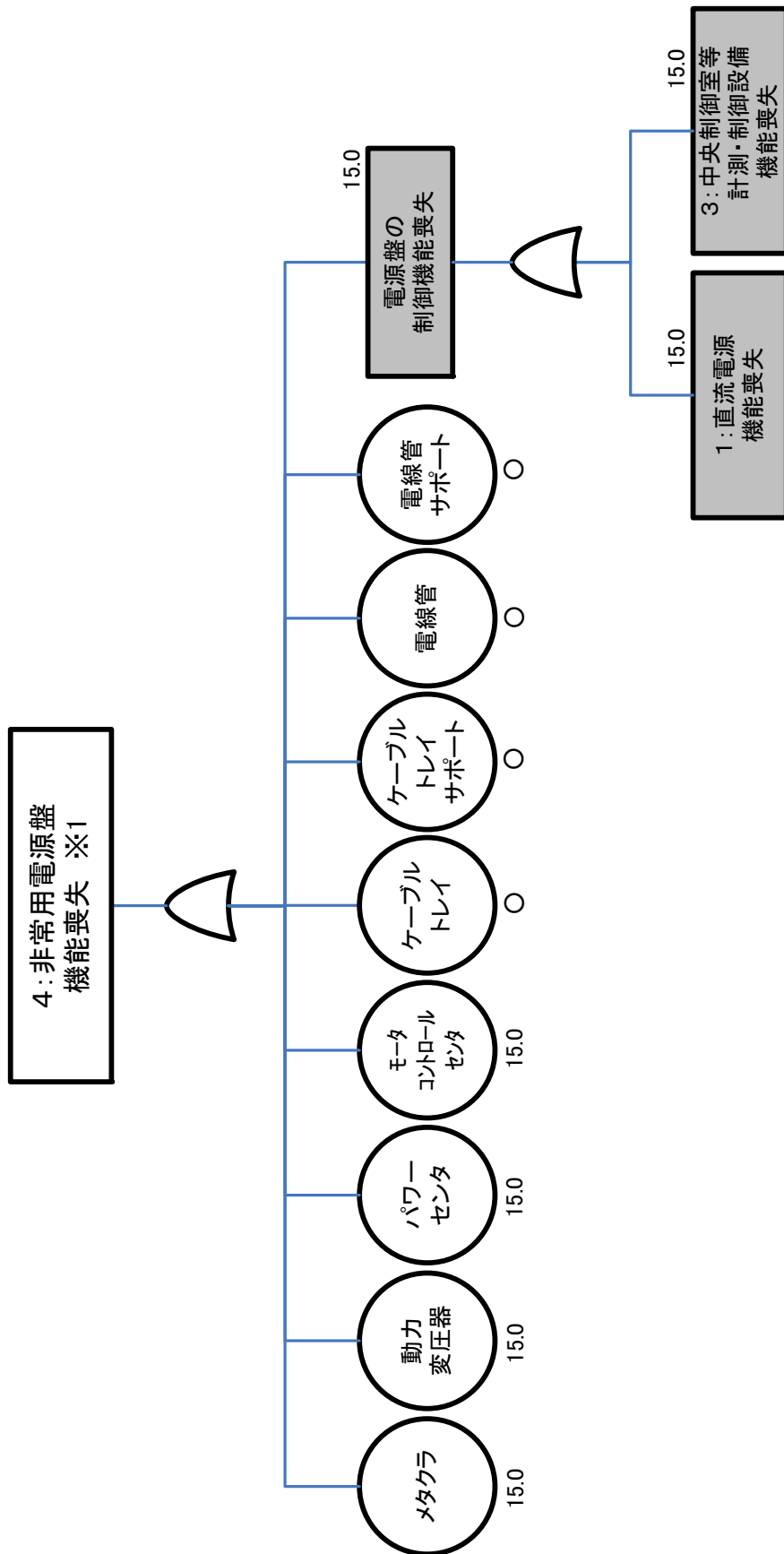


3: 中央制御室等 計測・制御設備機能喪失のフォールトツリー

【注釈】

※1：非常用電源盤については、給電側の「非常用ディジーゼル発電機機能喪失」、「緊急用メタクラによる給電失敗」又は「電源車による給電失敗」に含めて評価した。

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
・許容津波高さ:15.0

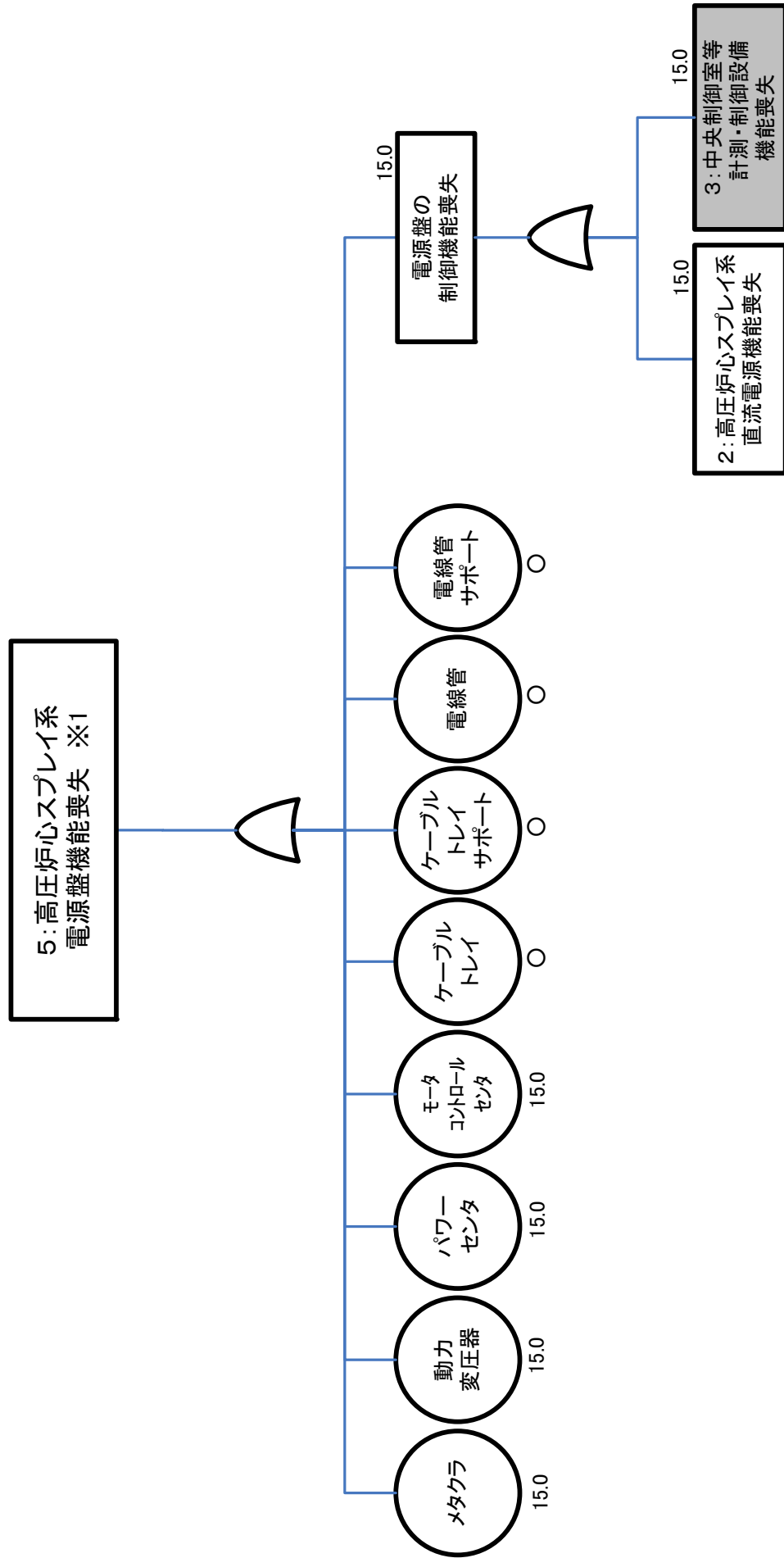


4:非常用電源盤機能喪失のフォールトツリー

【注釈】

※1：高圧炉心スプレイス電源盤については、給電側の「高圧炉心スプレイスディセーゼル発電機機能喪失」に含めて評価した。

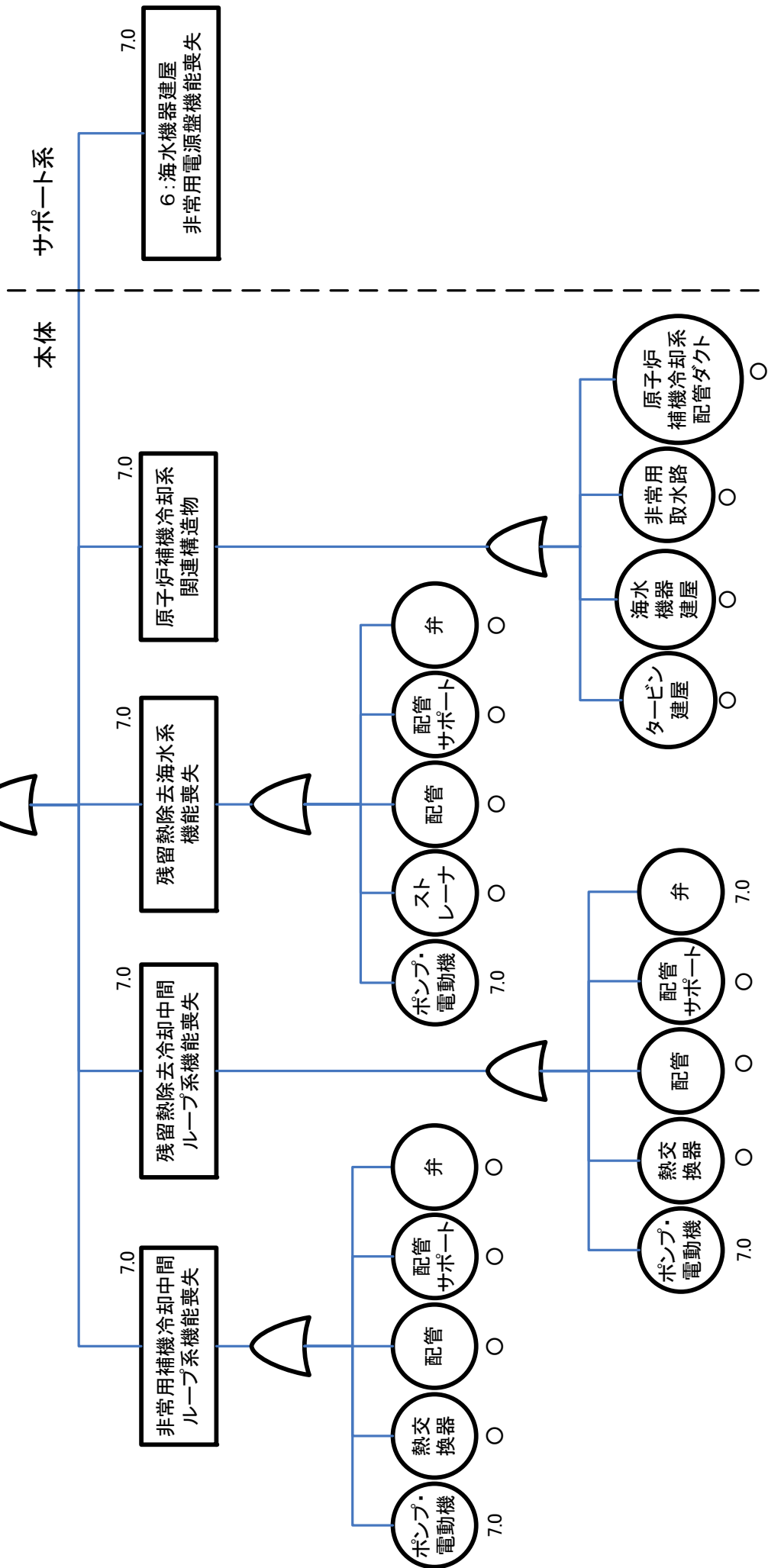
【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
・許容津波高さ:15.0



5: 高圧炉心スプレイス電源盤機能喪失のフォールトツリー

7:原子炉補機冷却系
(残留熱除去系補機)
機能喪失

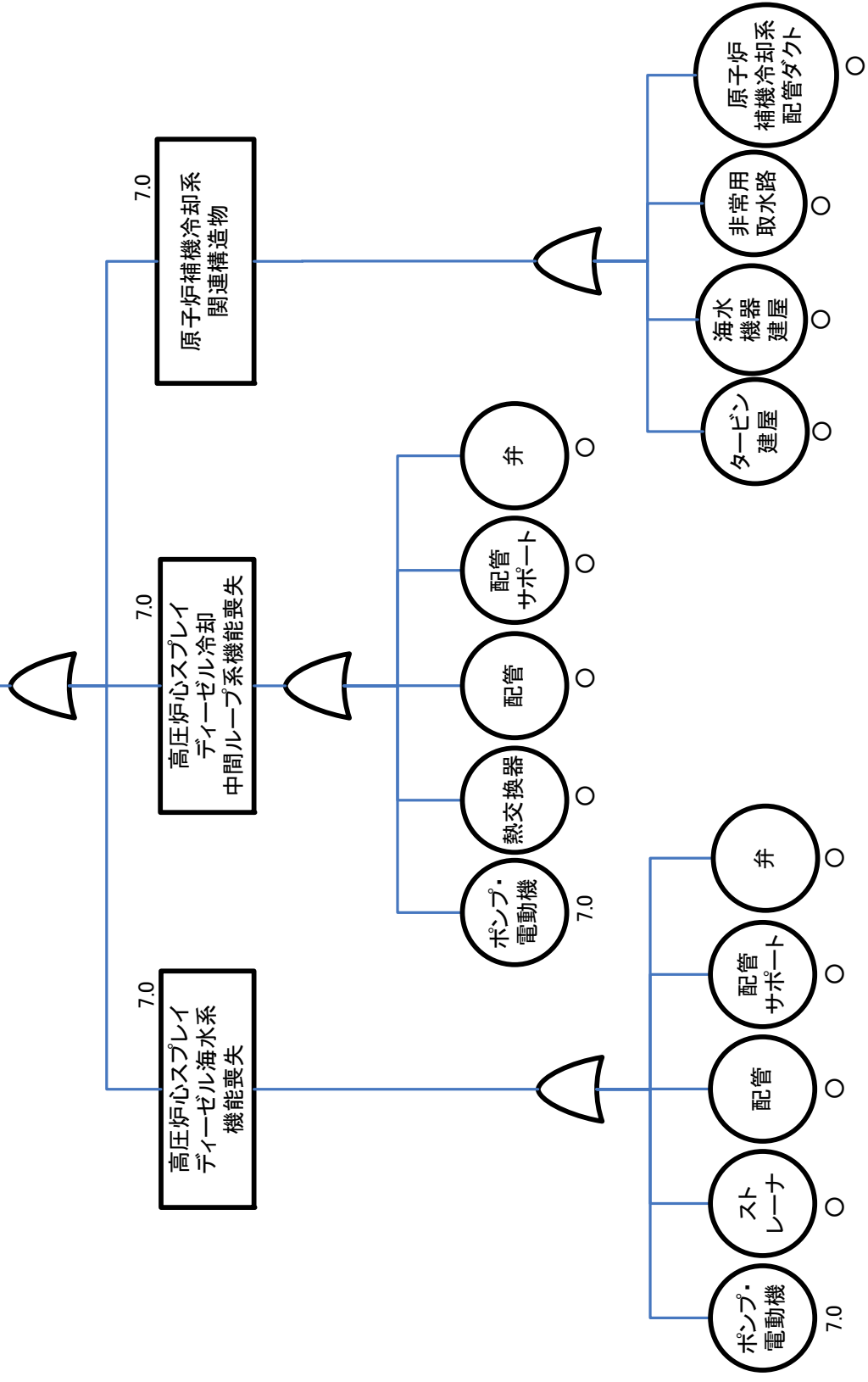
【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
・許容津波高さ:7.0



7:原子炉補機冷却系(残留熱除去系補機)機能喪失のフォールトツリー

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
 ・許容津波高さ:7.0

8:原子炉補機冷却系
 (高圧炉心スプレイ
 デイゼル系補機)
 機能喪失

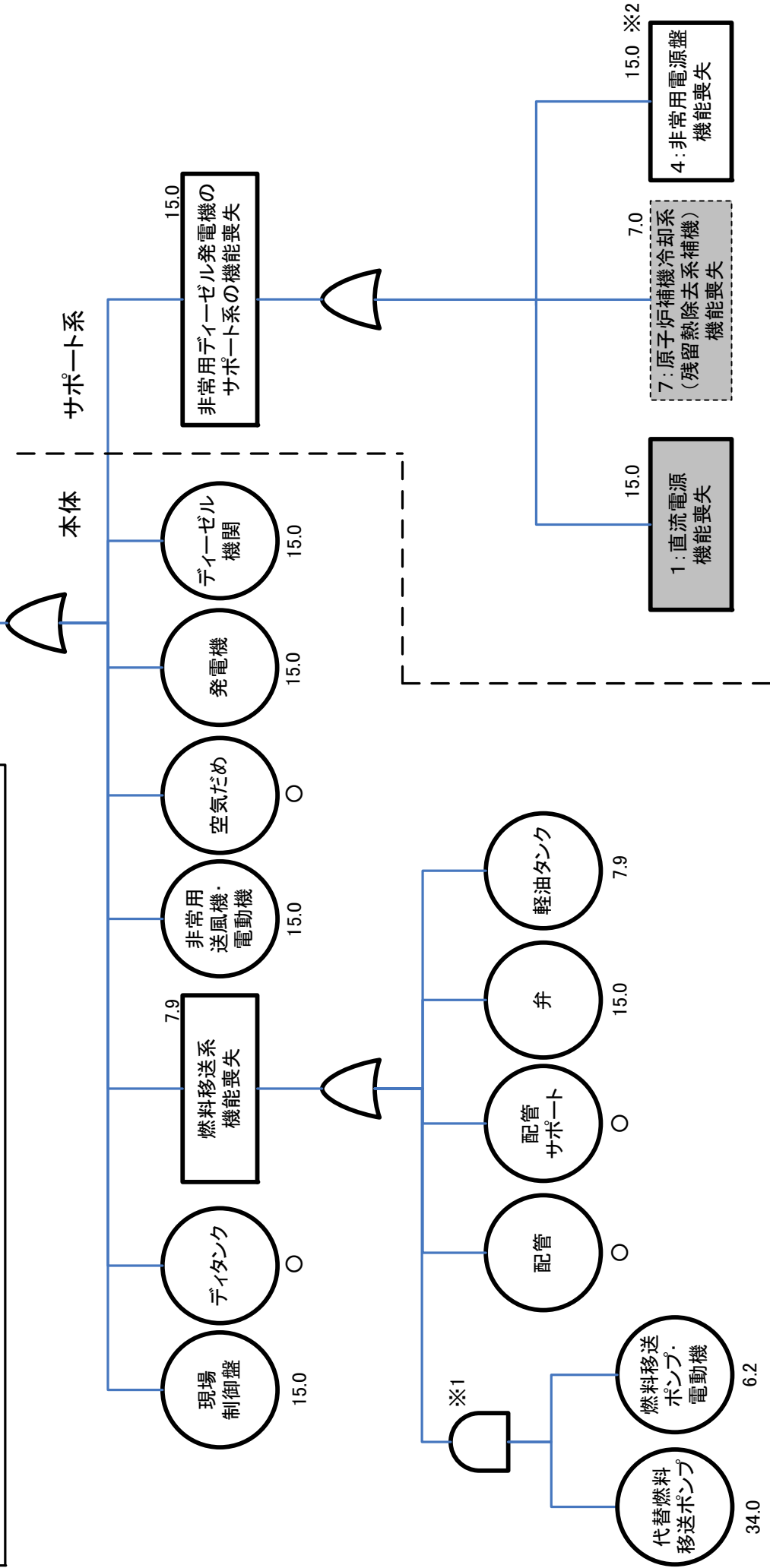


8:原子炉補機冷却系(高圧炉心スプレイデイゼル系補機)機能喪失のフォールトツリー

【注釈】
 ※1: 燃料移送ポンプは設置高さがT.P.6.2mであるが、当該ポンプの浸水に備え代替燃料移送ポンプを配備しており、機能を復旧することができる。
 ※2: 非常用電源盤については、給電側にて評価した。

9: 非常用ディーゼル発電機機能喪失

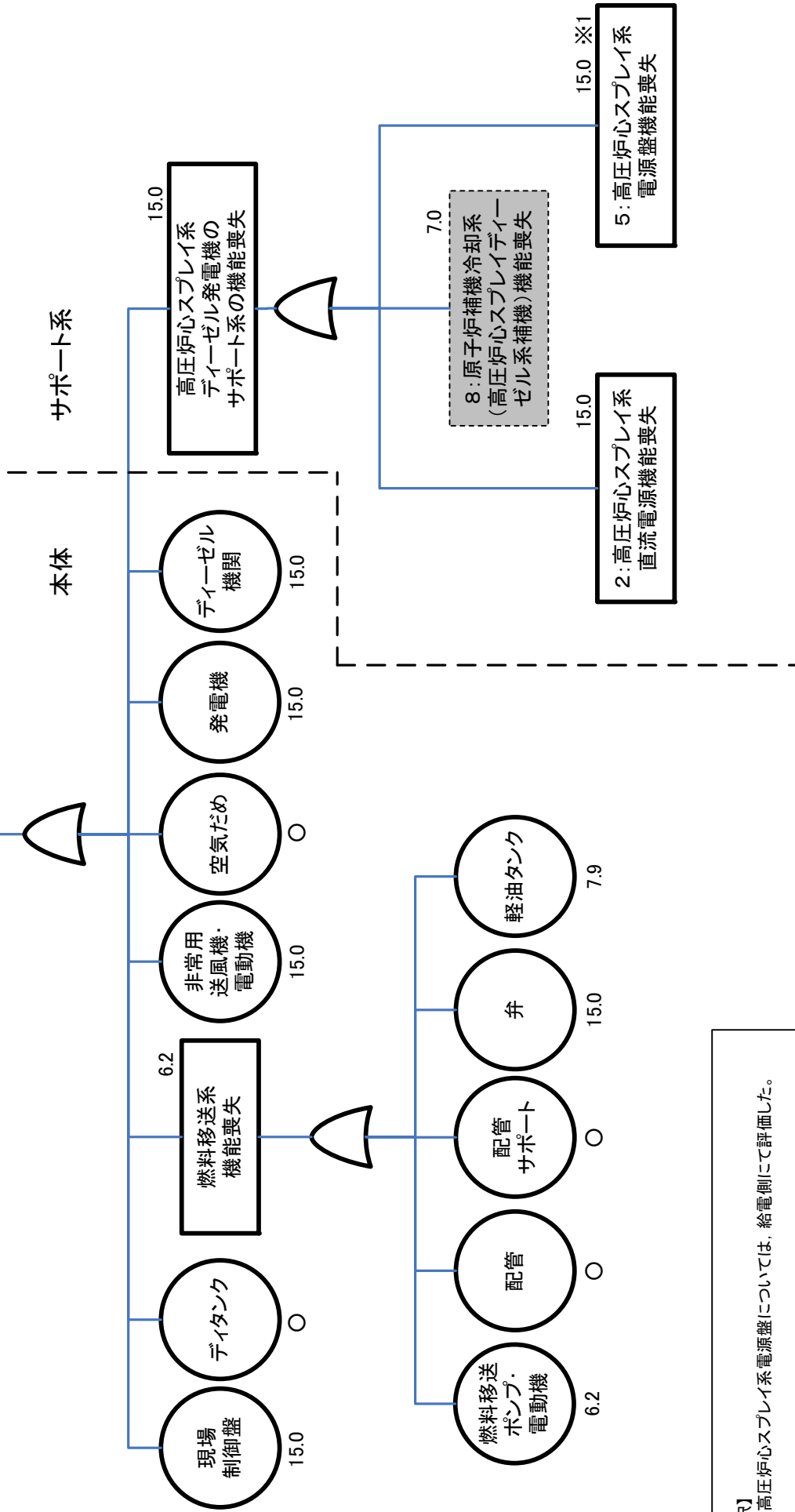
【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
 ・許容津波高さ: 7.9



9: 非常用ディーゼル発電機機能喪失のフォールトツリー

10: 高圧炉心スプレイス
ディーゼル発電機機能喪失

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
・許容津波高さ: 6.2



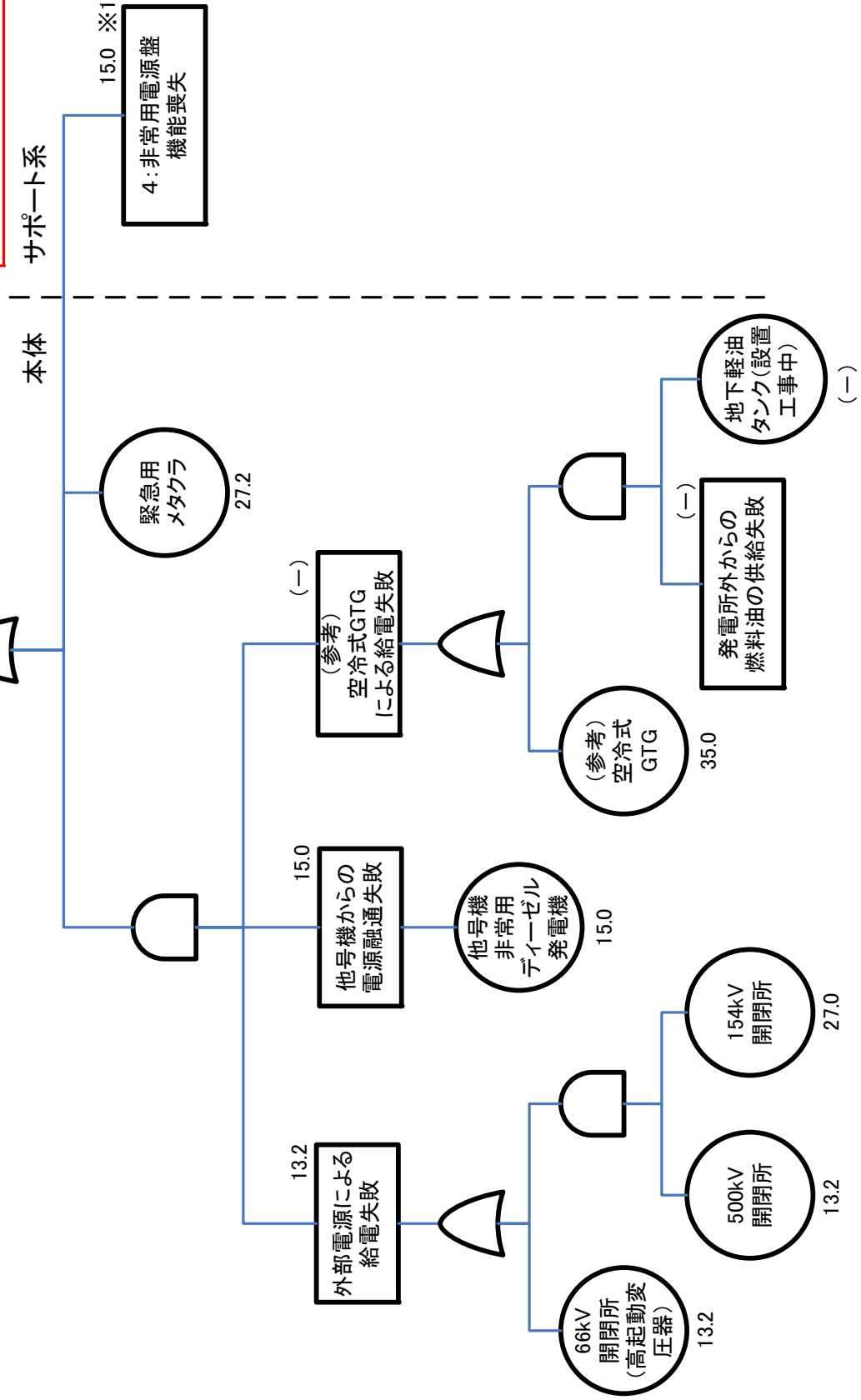
【注釈】
※1: 高圧炉心スプレイス電源盤については、給電側にて評価した。

10: 高圧炉心スプレイスディーゼル発電機機能喪失のフォールトツリー

11: 緊急用メタクラによる給電失敗

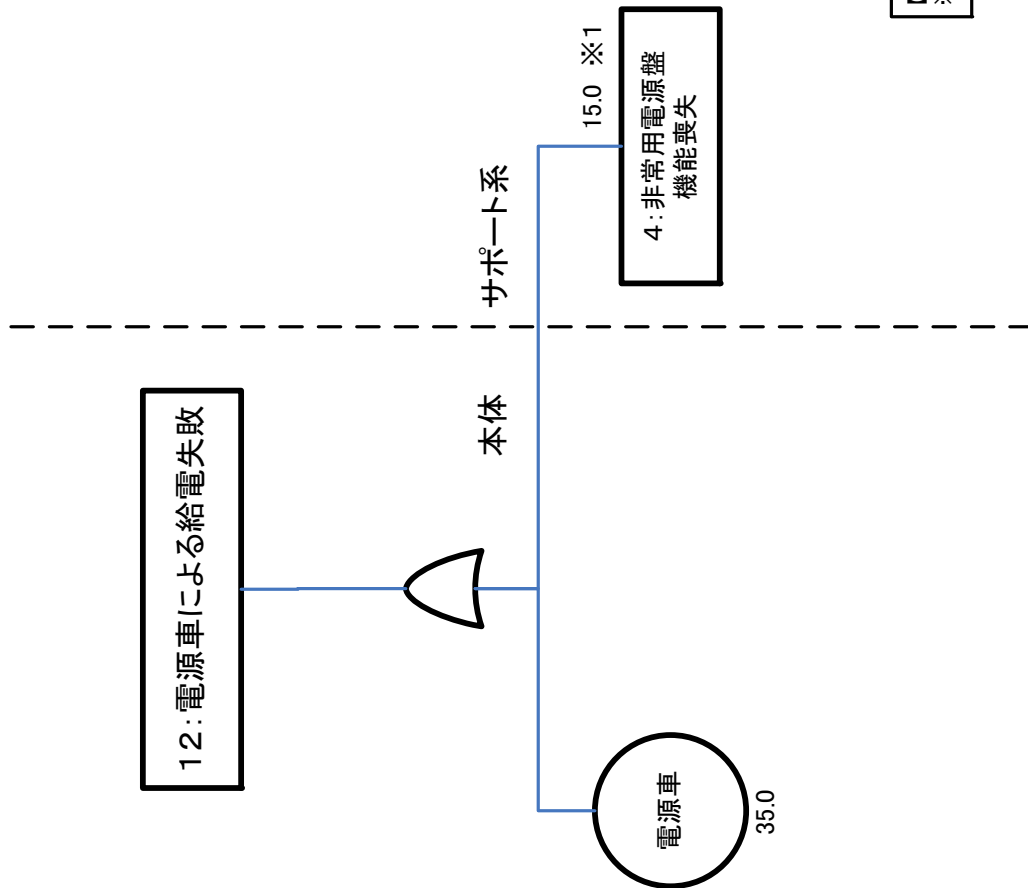
【注釈】
※1: 非常用電源盤については、給電側にて評価した。

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
・許容津波高さ: 15.0



11: 緊急用メタクラによる給電失敗のフォールトツリー

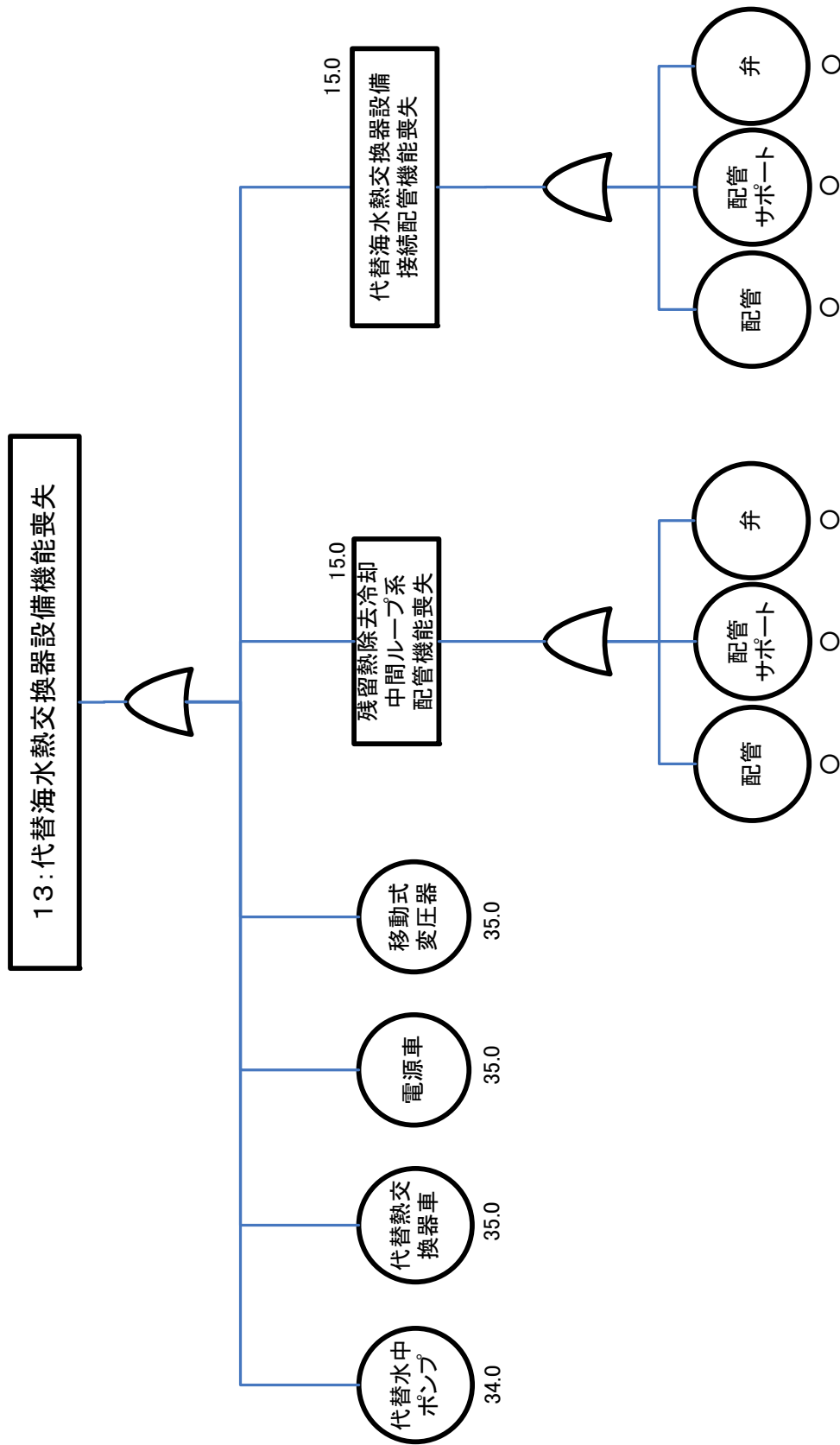
【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
・許容津波高さ:15.0



【注釈】
※1: 非常用電源盤については、給電側にて評価した。

12: 電源車による給電失敗のフォールトツリー

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
 ・許容津波高さ:15.0

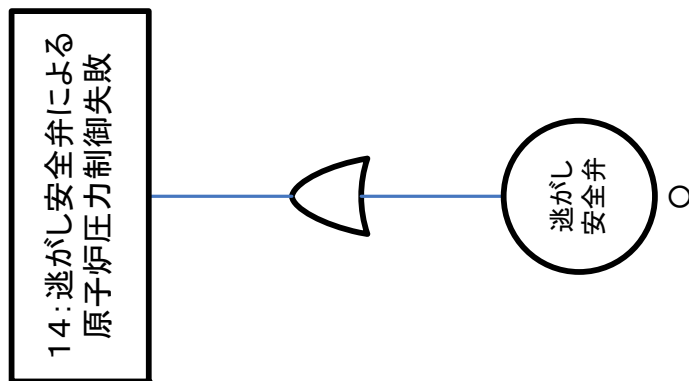


13: 代替海水熱交換器設備機能喪失のフォールトツリー

【注釈】

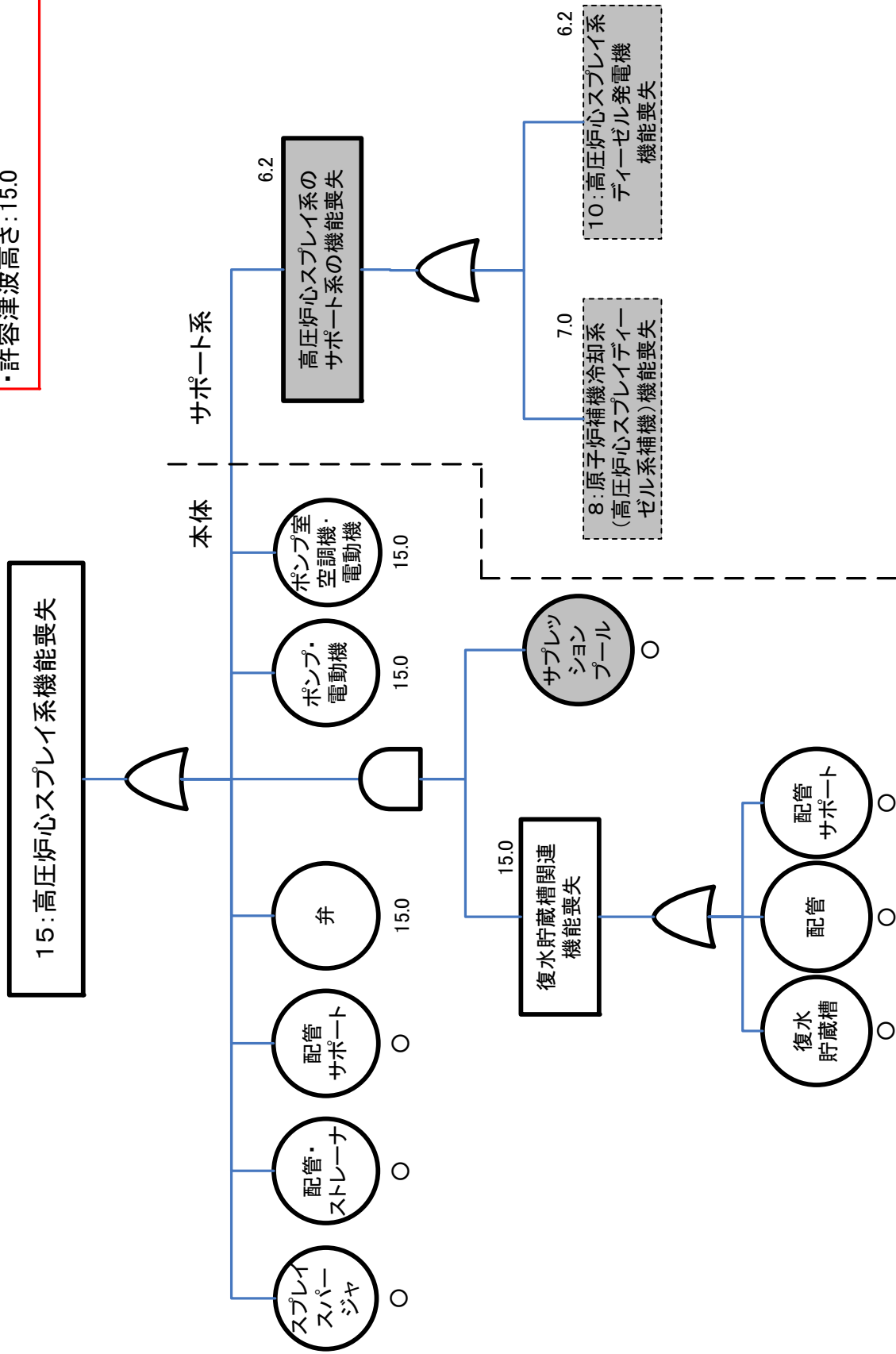
※1:逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、原子炉建屋の浸水対策高さT.P.15.0mを逃がし安全弁による原子炉圧力制御失敗の許容津波高さとした。

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
・許容津波高さ:15.0 ※1



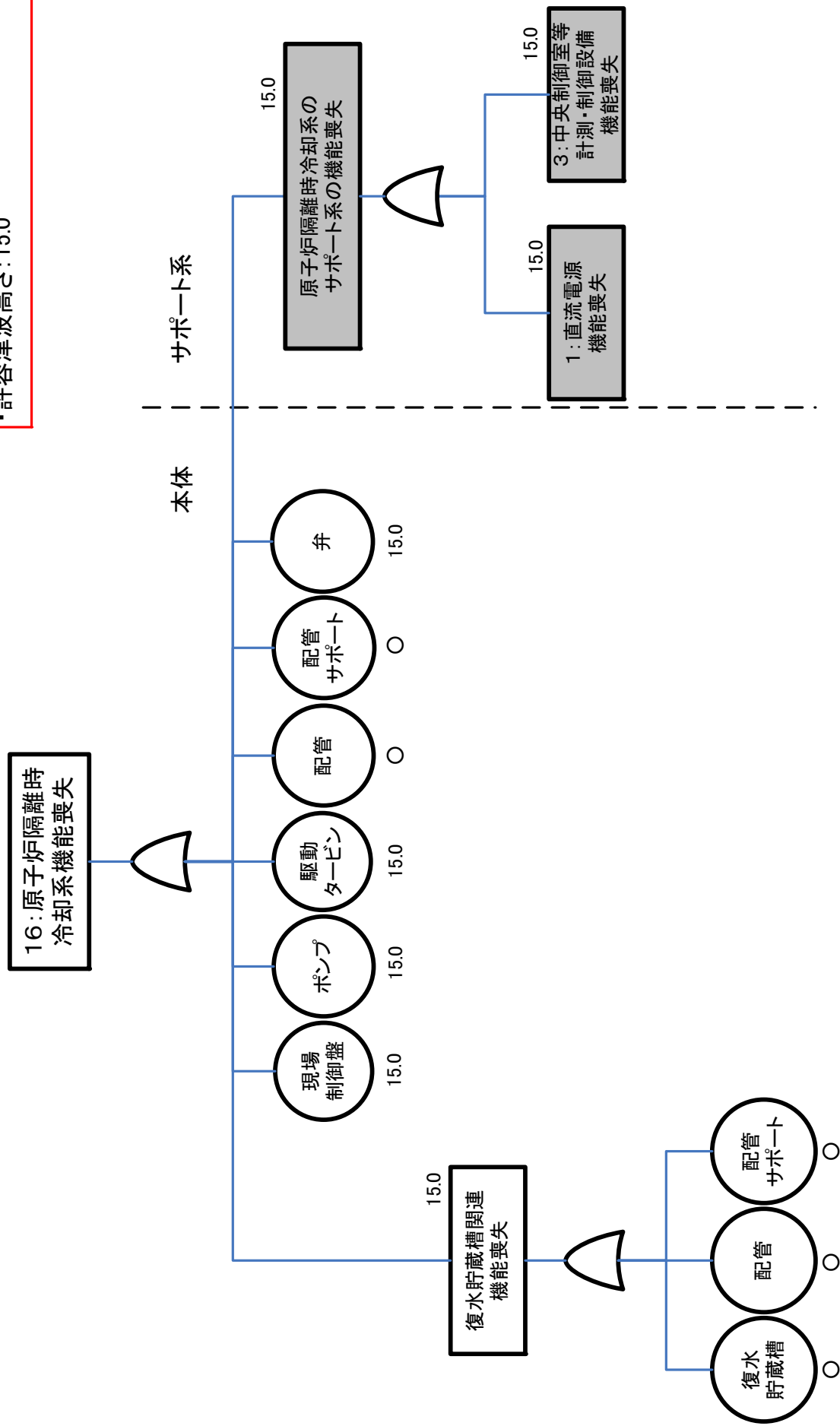
14: 逃がし安全弁による原子炉圧力制御失敗のフォールトツリー

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
 ・許容津波高さ:15.0



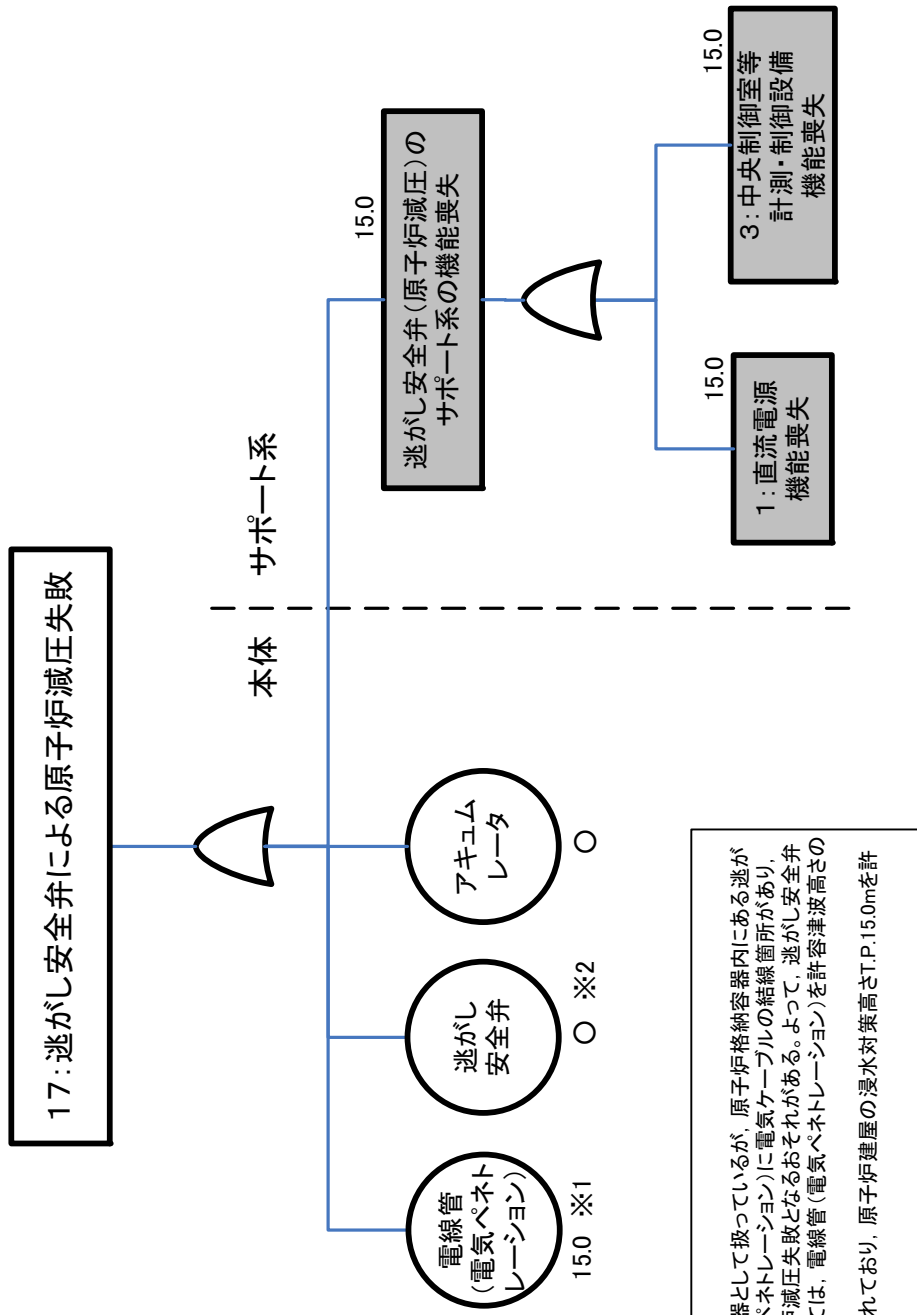
15: 高圧炉心スプレイ系機能喪失のフォールトツリー

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
 ・許容津波高さ:15.0



16: 原子炉隔離時冷却系機能喪失のフォールトツリー

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
・許容津波高さ:15.0

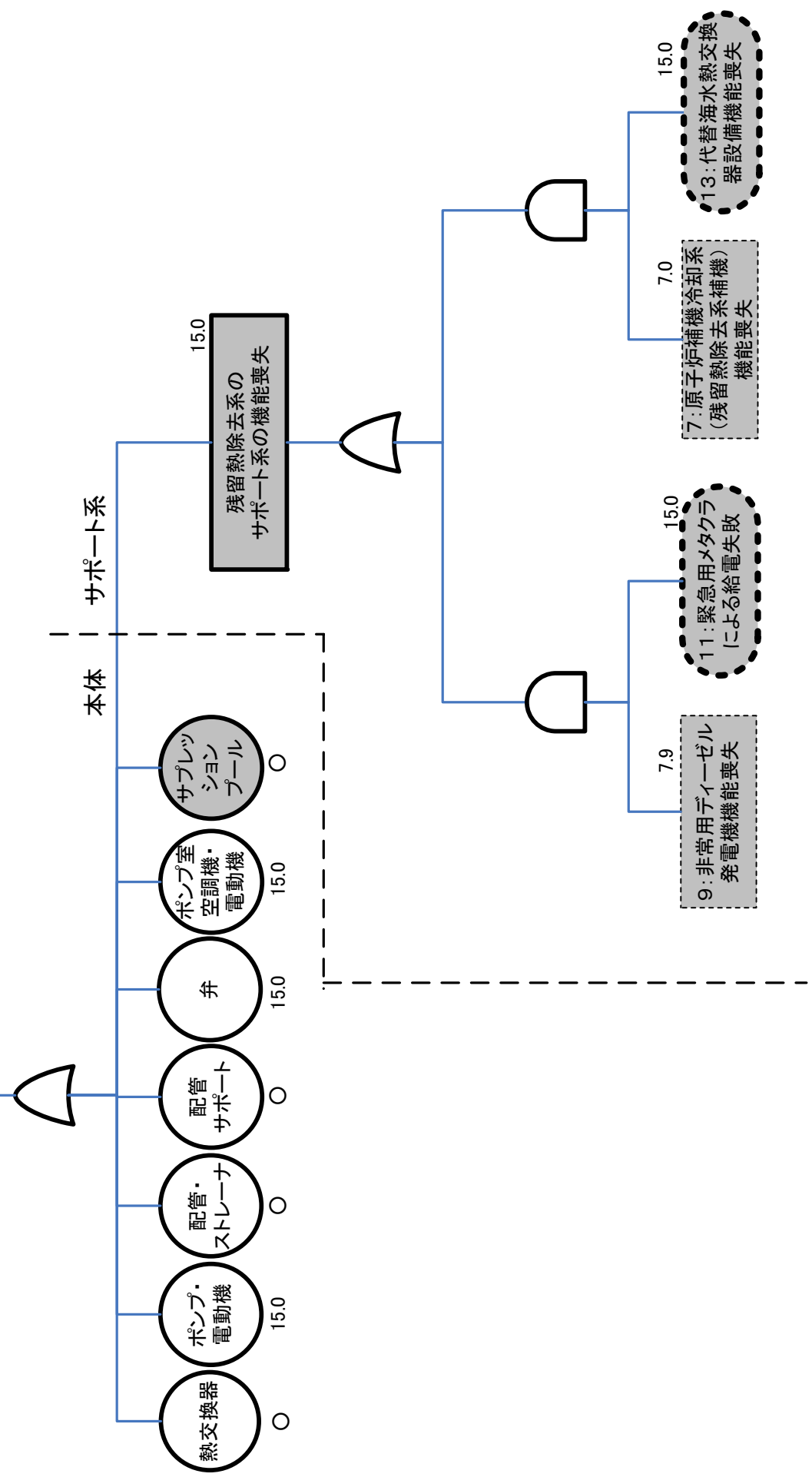


【注釈】
※1: 津波評価では、基本的には電線管を静的機器として扱っているが、原子炉格納容器内にある逃がし安全弁は原子炉格納容器外壁の電線管(電気ペネトレーション)に電気ケーブルの結線箇所があり、当該箇所が浸水すると逃がし安全弁による原子炉減圧失敗となるおそれがある。よって、逃がし安全弁による原子炉減圧失敗のフォールトツリーにおいては、電線管(電気ペネトレーション)を許容津波高さの評価対象として扱う。
※2: 逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、原子炉建屋の浸水対策高さT.P.15.0mを許容津波高さとした。

17: 逃がし安全弁による原子炉減圧失敗のフォールトツリー

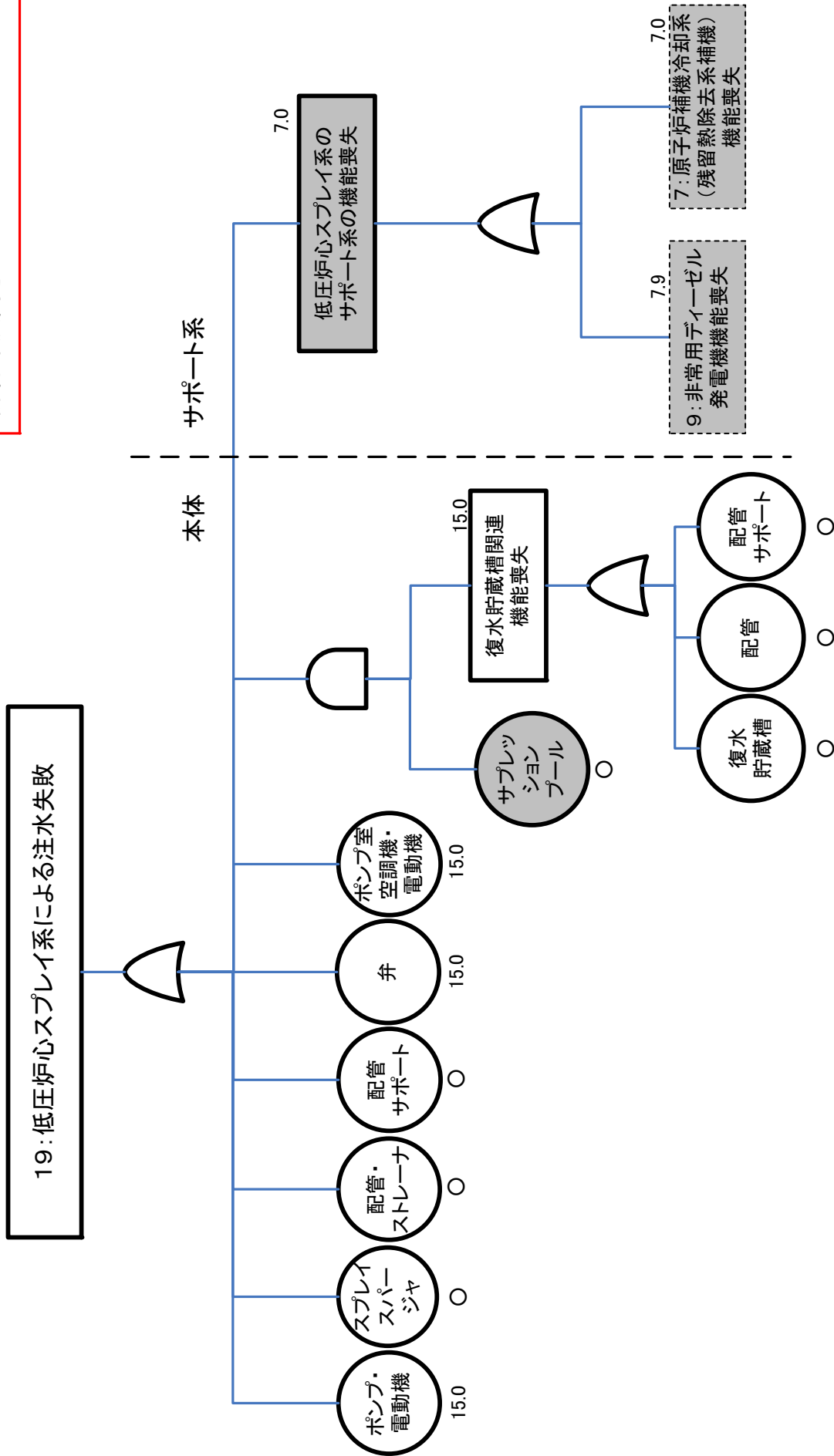
18: 残留熱除去系による注水
(低圧注水モード) 失敗

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
・許容津波高さ: 15.0



18: 残留熱除去系による注水(低圧注水モード)失敗のフォールトツリー

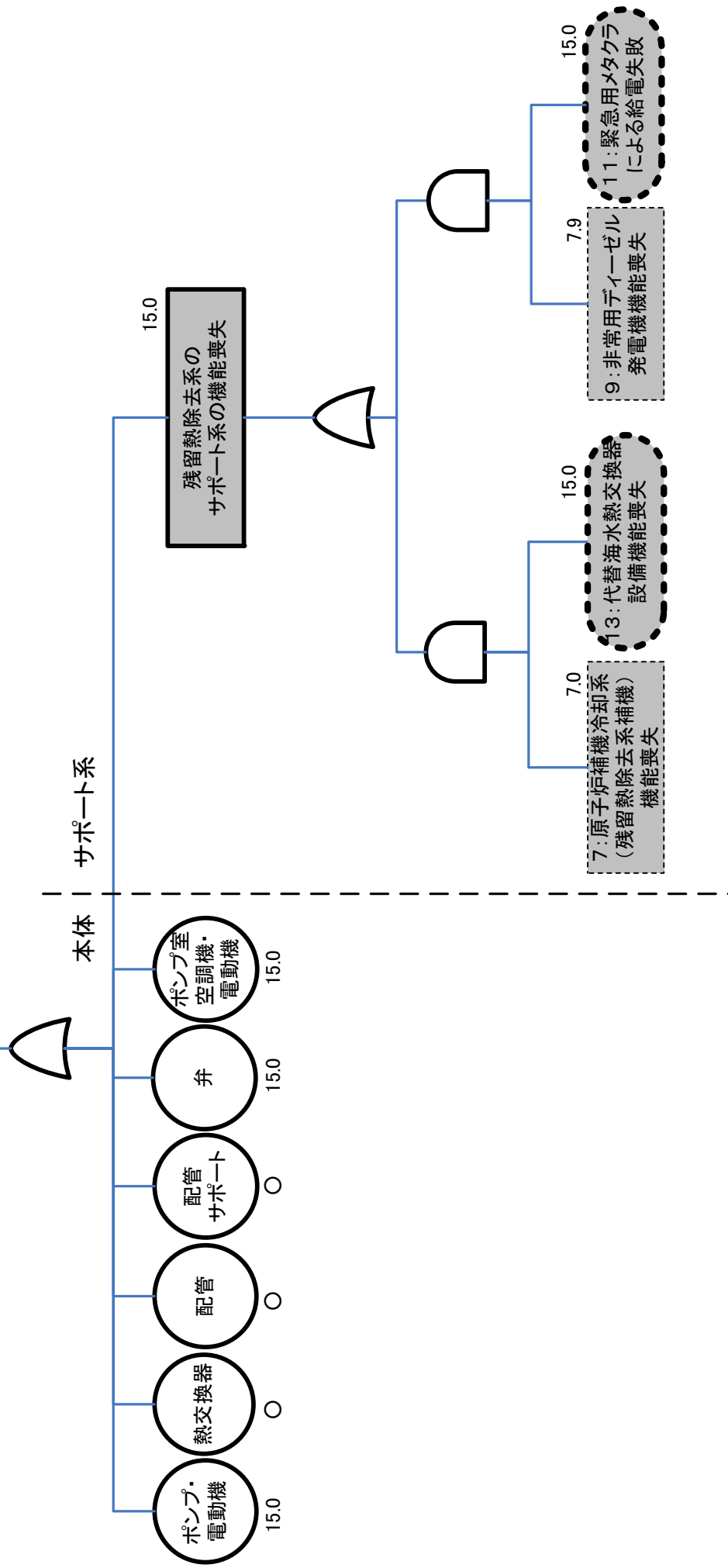
【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
 ・許容津波高さ:15.0



19: 低圧炉心スプレイ系による注水失敗のフォールトツリー

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
 ・許容津波高さ:15.0

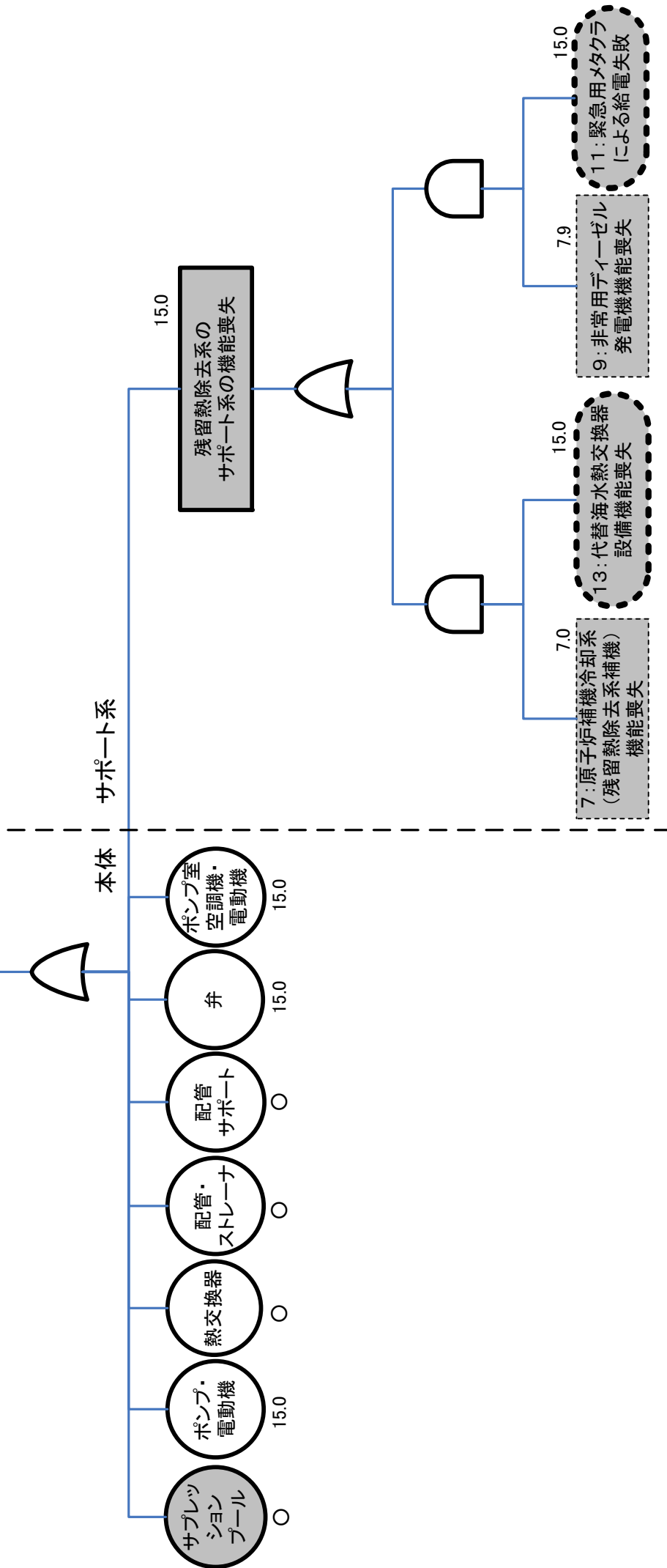
20: 残留熱除去系による原子炉からの除熱
 (原子炉停止時冷却モード) 失敗



20: 残留熱除去系による原子炉からの除熱(原子炉停止時冷却モード) 失敗のフォールトツリー

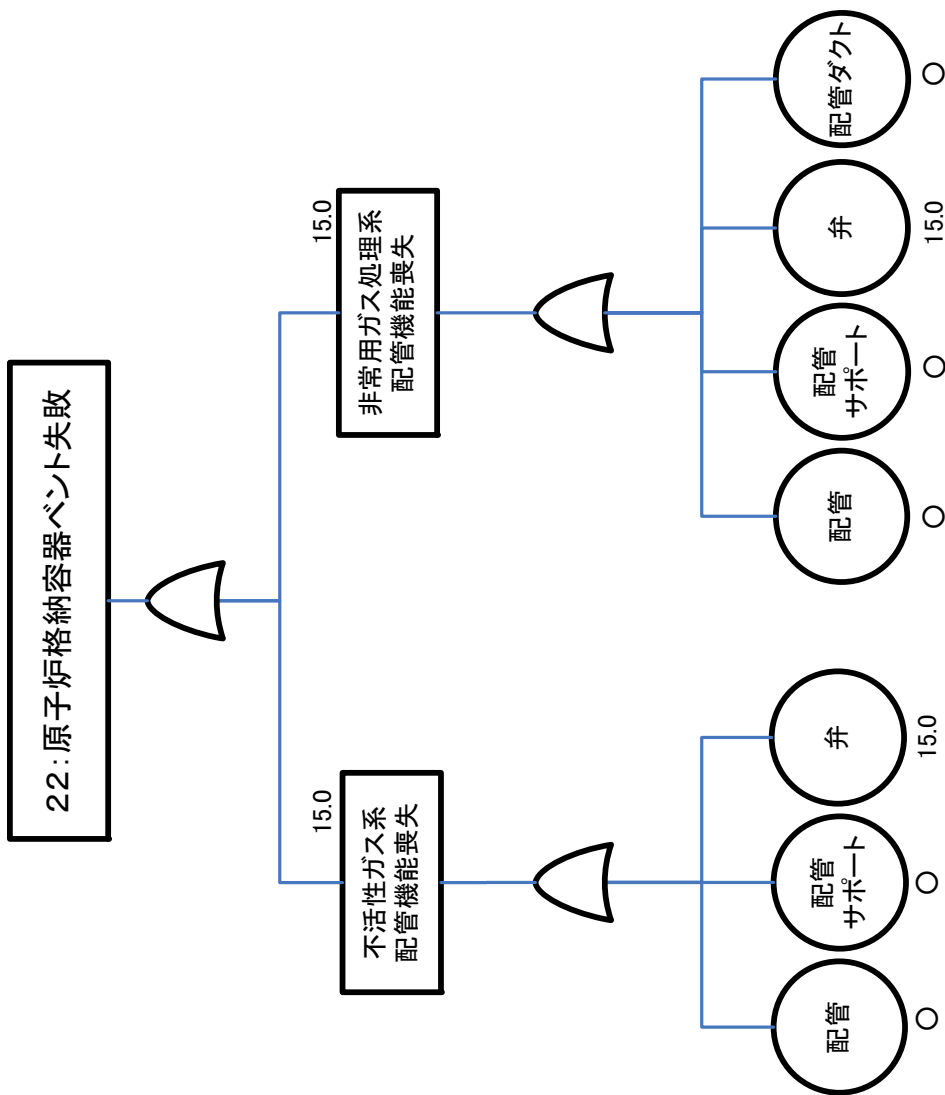
【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
 ・許容津波高さ:15.0

21: 残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱
 (サブレーションプール冷却モード) 失敗



21: 残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱(サブレーションプール冷却モード)失敗のフォールトツリー

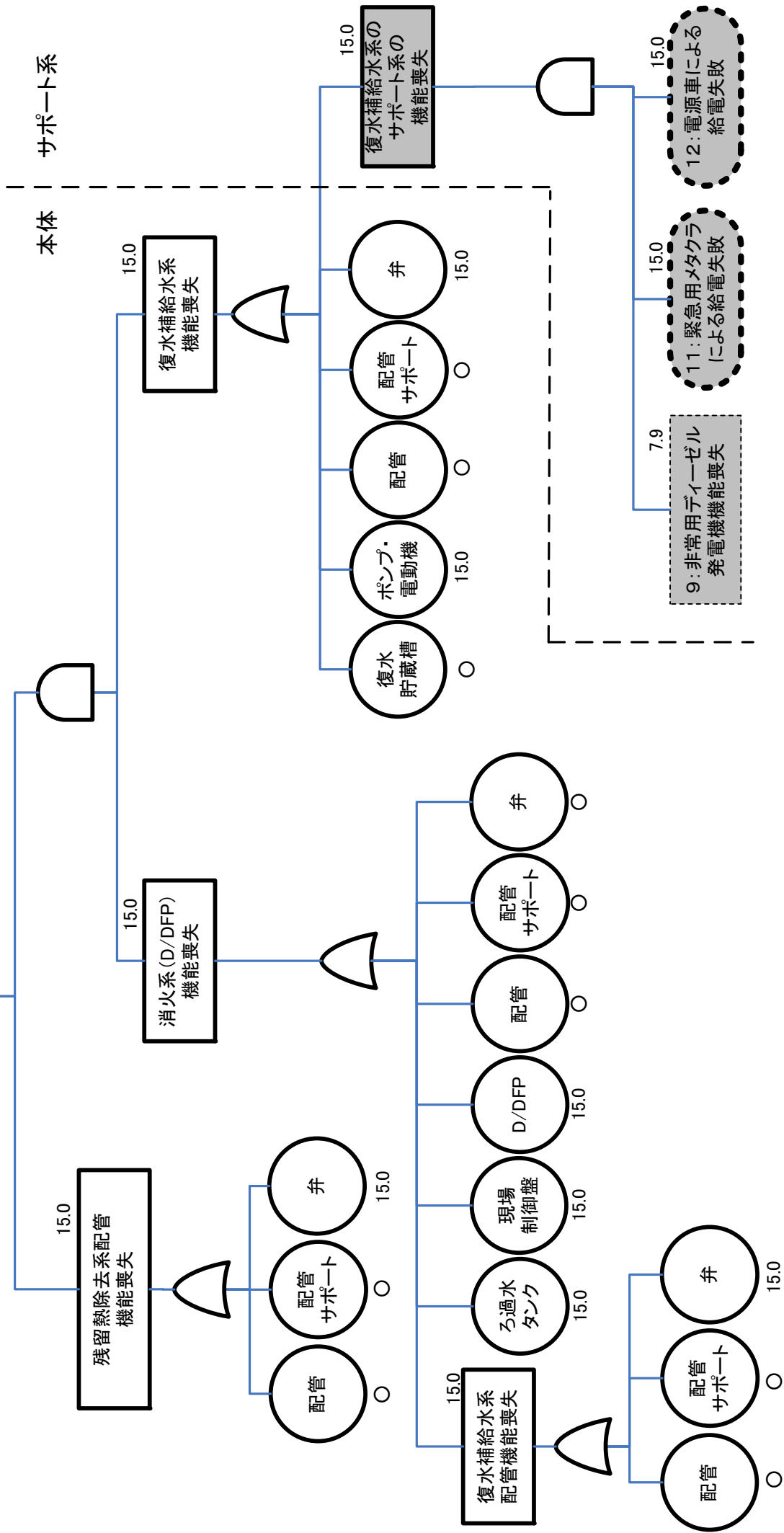
【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
 ・許容津波高さ:15.0



22: 原子炉格納容器ベント失敗のフォールトツリー

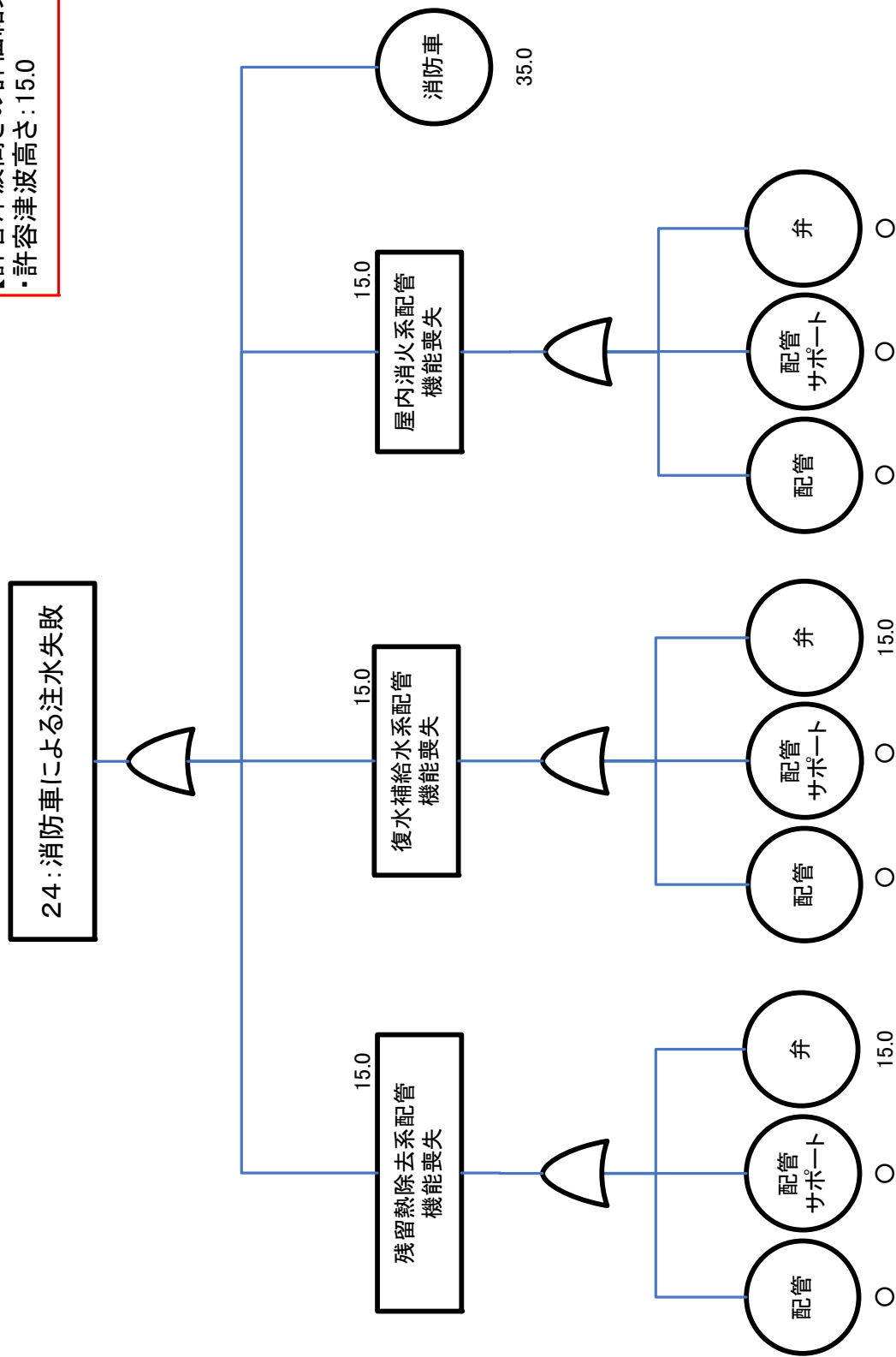
23: 代替系による注水失敗

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
 ・許容津波高さ: 15.0

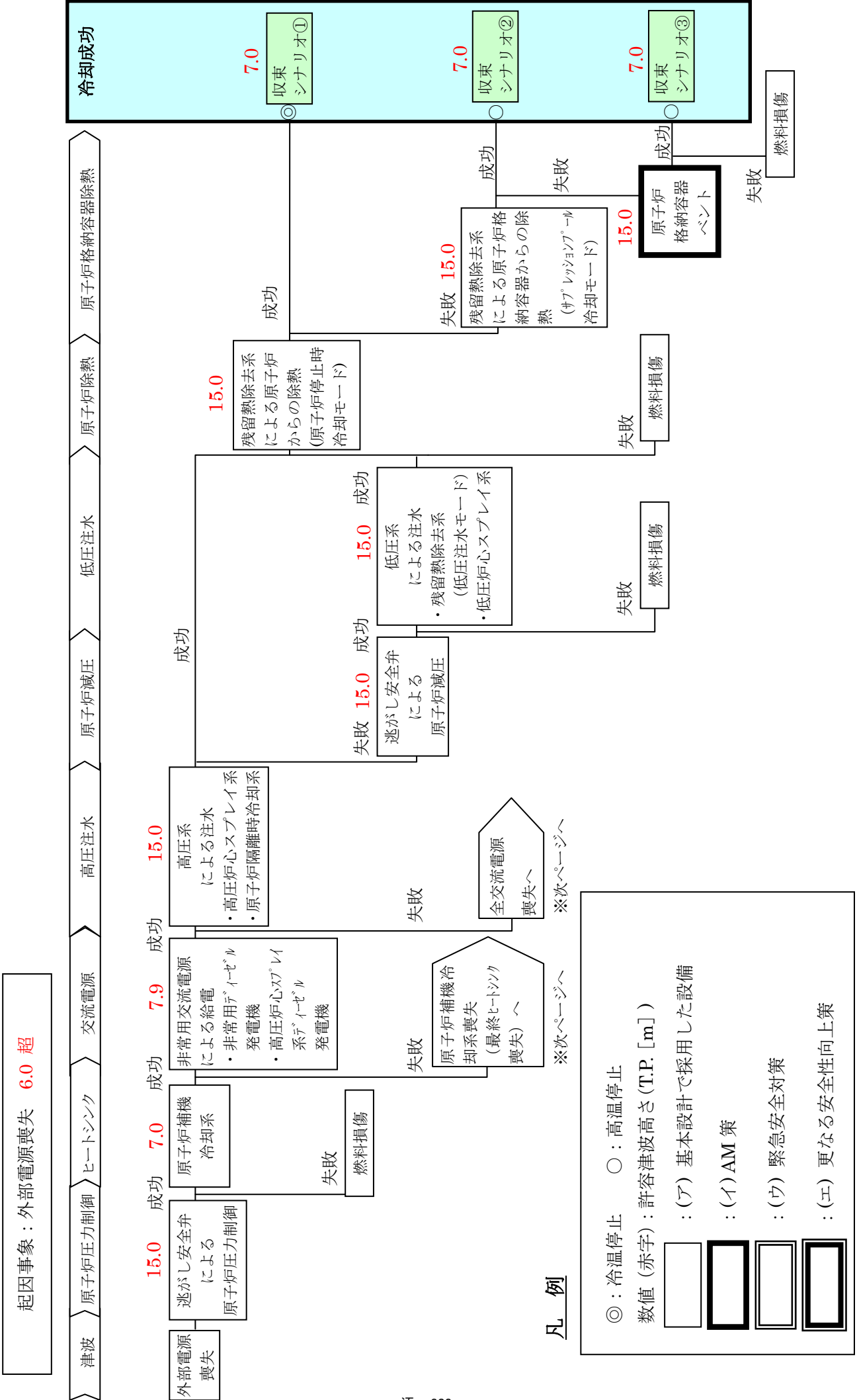


23: 代替系による注水失敗のフォールトツリー

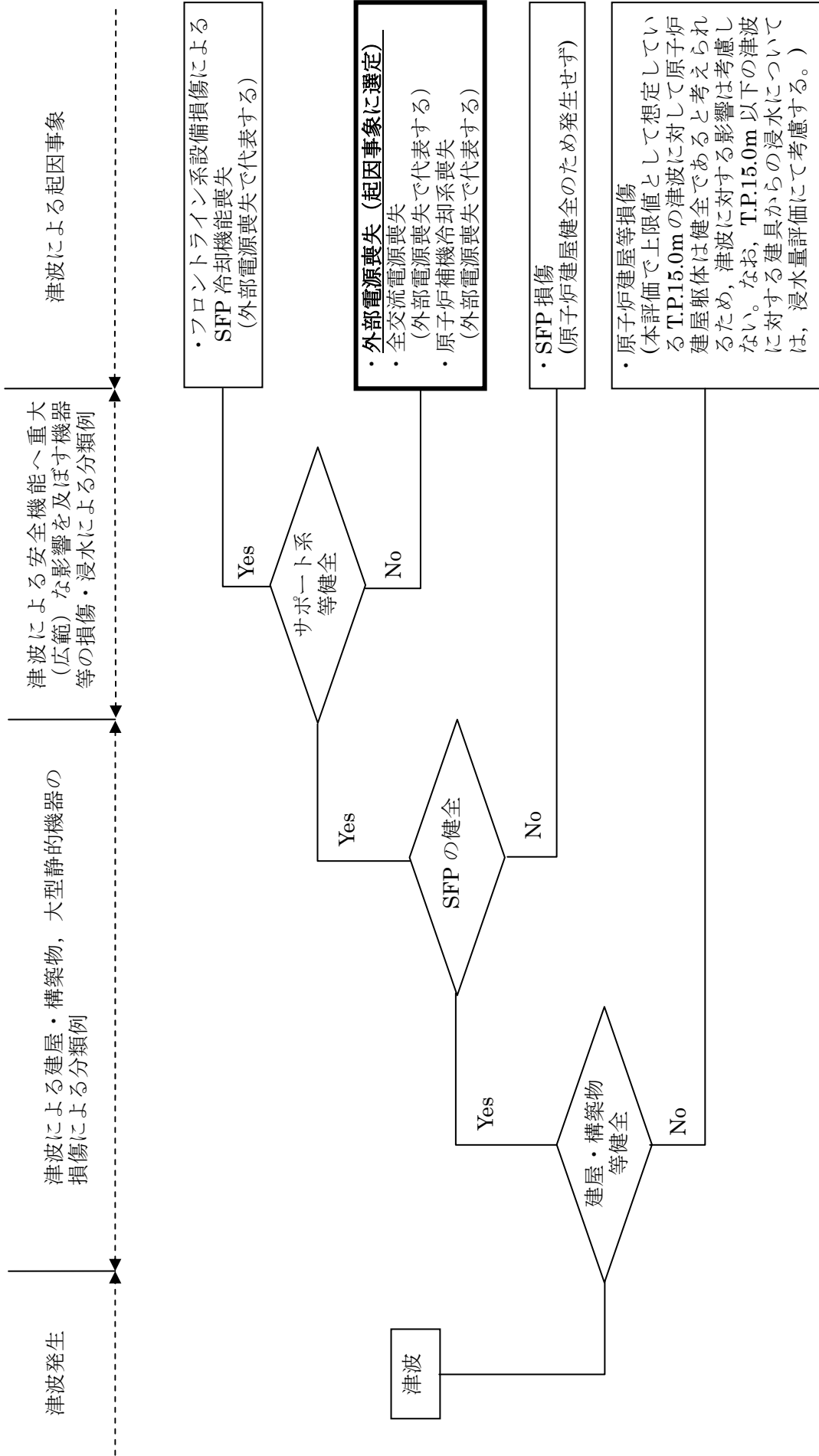
【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
 ・許容津波高さ:15.0



24: 消防車による注水失敗のフォールトツリー



イベントツリーの各収束シナリオにおける許容津波高さ評価結果(津波・原子炉)



燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー(津波・SFP)

起因事象に関連する設備の許容津波高さ評価結果 一覧表(津波・SFP)

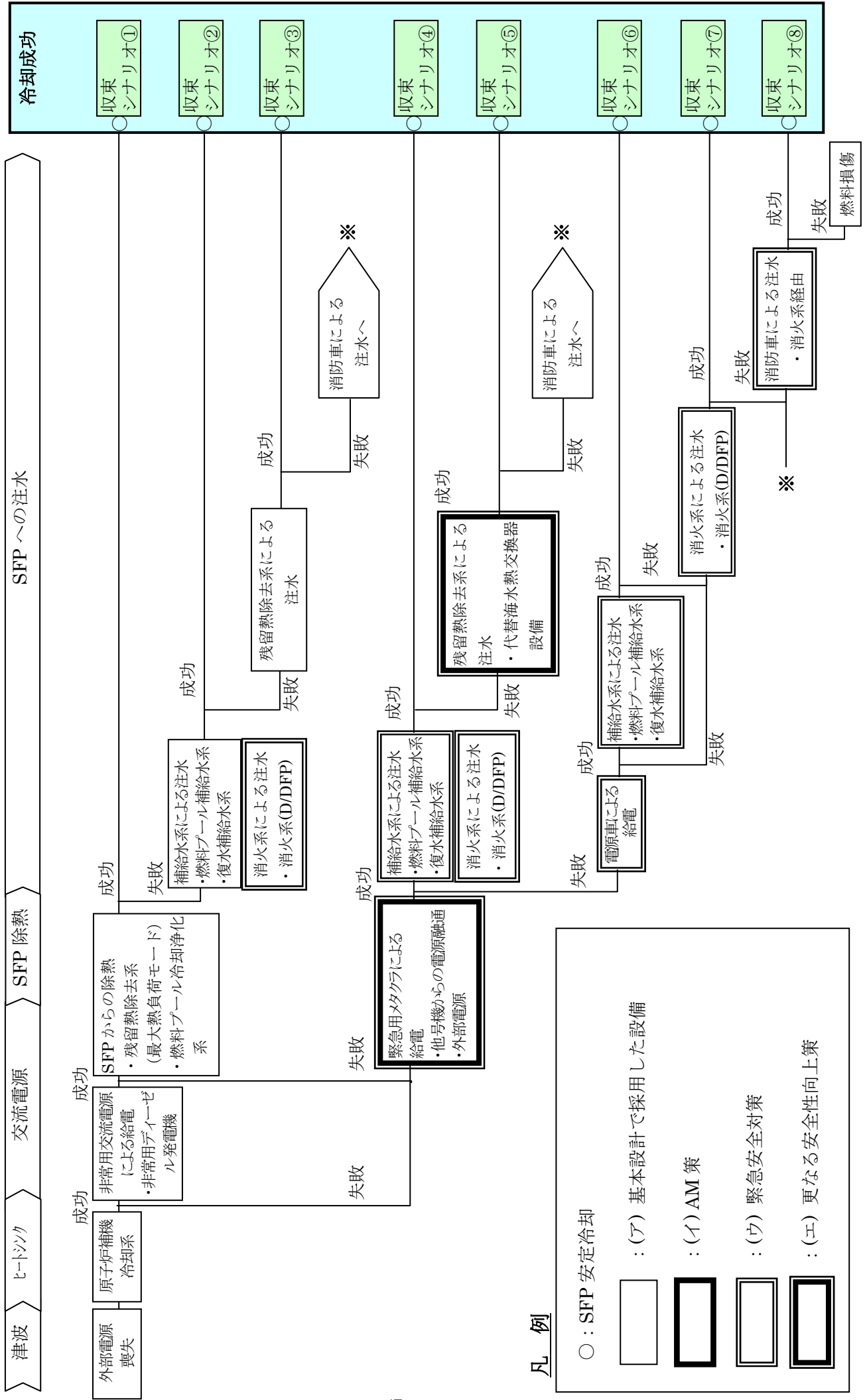
		設計津波高さT.P.(a) : 3.3				単位: [m]		
起因事象	設備等	設置建屋	設置高さ T.P.(b)	許容津波 高さT.P.(c)	裕度(d) (c-a)	起因事象の 許容津波高さT.P.	起因事象の 裕度	
外部電源喪失	低起動変圧器	YD	6.0	6.0	2.7	6.0	2.7	
	66kV開閉所(高起動変圧器)	YD	13.2	13.2	9.9			
原子炉補機 冷却系喪失	非常用補機冷却 中間ループ系	ポンプ・電動機	Hx/B	-3.8	7.0	7.0	3.7	
	残留熱除去 冷却中間ループ系	ポンプ・電動機	Hx/B	-3.8	7.0			
		弁	Hx/B	-3.8	7.0			
	残留熱除去海水系	ポンプ・電動機	Hx/B	2.4	7.0			
全交流電源喪失 ※3	非常用ディーゼル 発電機	ディーゼル機関	R/B	-2.7	15.0	7.9	4.6	
		発電機	R/B	-2.7	15.0			
		燃料移送ポンプ・ 電動機※1	YD	6.2	6.2			2.9
		代替燃料移送ポン プ	YD	34.0	34.0			30.7
		燃料移送系弁	R/B	5.3	15.0			11.7
		軽油タンク	YD (防油堤内)	6.1	7.9※2			4.6
		現場制御盤	R/B	-2.7	15.0			11.7
		非常用送風機・電 動機	R/B	5.3	15.0			11.7

※1 燃料移送ポンプは設置高さがT.P.6.2mであるが、当該ポンプの浸水に備え代替燃料移送ポンプを配備しており、機能を復旧することができる。

※2 防油堤の上端がT.P.7.9mであることから、許容津波高さT.P.7.9mとした。

※3 全交流電源喪失は「外部電源喪失」と「非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失」の重畳により発生するが、SFPについては高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機に期待しないため、SFPに係る評価では全交流電源喪失を「外部電源喪失」と「非常用ディーゼル発電機の機能喪失」の重畳にて評価する。

起因事象：外部電源喪失



起因事象に対するイベントツリー(津波・SFP)

イベントツリーに係る設備の機能的な関連の整理(津波・SFP)

機能的に関連する設備等	SFPのイベントツリーのヘッドラインに採用した設備等		ヒートシンク		交流電源		SFPからの除熱		交流電源(電源確保)			SFPへの注水							
	原子炉補機冷却系(残留熱除去系補機)		非常用交流電源による給電		非常用交流電源による給電		(非常用交流電源による給電の場合)		緊急用メタクラによる給電		電源車による給電		補給水系		消火系(D/DFP)		残留熱除去系		
			ディーゼル発電機		非常用ディーゼル発電機		残留熱除去系(最大熱負荷モード)		燃料プールの冷却浄化系		他号機からの電源融通及び外部電源		【参考】空冷式GTG		燃料プール補給水系		復水補給水系		
直流電源	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
計測制御	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
電源盤	非常用電源盤		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	海水機器建屋非常用電源盤		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	残留熱除去冷却中間ループ系		-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
原子炉補機冷却系	非常用補機冷却中間ループ系		-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	残留熱除去海水系		-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	非常用ディーゼル発電機		○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
交流電源	緊急用メタクラによる給電		○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	電源車による給電		-	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
(電流確保)	代替海水熱交換器設備		○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1：全交流電源喪失時、直流電源は放電により電圧が低下するため、これを補うために交流電源による充電を行う必要があるが、5.2章では津波による直流電源設備の機能維持の観点から評価することとし、直流電源の時間継続性については5.4章全交流電源喪失において評価する。

※2：津波のSFPの評価における中央制御室等計測・制御設備とは、中央制御室、下部中央制御室及び中央制御室外原子炉停止盤室等の計測・制御設備をいう。

※3：燃料プール補給水系及び復水補給水系は、非常用ディーゼル発電機、緊急用メタクラ又は電源車の何れかによる給電にて使用可能。

※4：残留熱除去系は、非常用ディーゼル発電機又は緊急用メタクラの何れかによる給電にて使用可能。

※5：残留熱除去系の運転に代替海水熱交換器設備を使用する場合は、代替海水熱交換器設備の運転用に電源車が必要。

※6：残留熱除去系の運転には、ヒートシンクとして原子炉補機冷却系(残留熱除去冷却中間ループ系、非常用補機冷却中間ループ系及び残留熱除去海水系)又は代替海水熱交換器設備の運転が必要。

凡例
○：関連する設備
-：当該設備

影響緩和機能に関連する設備の許容津波高さ 一覧表(津波・SFP) (フロントライン系)

設計津波高さT.P.(a) : 3.3

単位 : [m]

フロントライン系			設置建屋	設置高さ T.P.(b)	許容津波 高さT.P.(c)	裕度(d) (c-a)	備 考
緩和機能	設備等						
SFPからの除熱 (残留熱除去系 (最大熱負荷 モード))	残留熱除去系 (最大熱負荷 モード)	ポンプ・電動機	R/B	-32.1	15.0	11.7	
		弁	R/B	-25.1	15.0	11.7	
		ポンプ室空調 機・電動機	R/B	-29.8	15.0	11.7	
SFPからの除熱 (燃料プール冷 却浄化系)	燃料プール冷却 浄化系	ポンプ・電動機	R/B	5.3	15.0	11.7	
		弁	R/B	1.1	15.0	11.7	
	原子炉補機冷却 中間ループ系	弁	R/B	-2.7	15.0	11.7	SFP除熱時にのみ使用する原子 炉補機冷却系の弁は、フロント ライン系設備として評価対象と した。
SFPへの注水 (補給水系)	燃料プール補給 水系	ポンプ・電動機	R/B	-25.1	15.0	11.7	
		弁	R/B	5.3	15.0	11.7	
	復水補給水系	ポンプ・電動機	R/B	-32.2	15.0	11.7	
		弁	R/B	-25.1	15.0	11.7	
	残留熱除去系配 管	弁	R/B	-2.7	15.0	11.7	復水補給水ポンプによる注水に て使用する弁。
SFPへの注水 (消火系 (D/DFP))	消火系	D/DFP	その他 (水処理建屋)	13.4	15.0	11.7	※1：ろ過水タンクは設置高さ がT.P.13.3mであるが、静的 機器であり、T.P.15.0mの津波を 想定しても使用可能と考えられ るため、許容津波高さをT.P. 15.0mとした。
		現場制御盤	その他 (水処理建屋)	13.2	15.0	11.7	
		ろ過水タンク	YD	13.3	15.0※1	11.7	
	復水補給水系配 管	弁	R/B	-9.7	15.0	11.7	D/DFPによる注水にて使用する 弁。
	燃料プール冷却 浄化系配管	弁	R/B	5.3	15.0	11.7	D/DFPによる注水にて使用する 弁。
SFPへの注水 (残留熱除去 系)	残留熱除去系	ポンプ・電動機	R/B	-32.1	15.0	11.7	
		弁	R/B	-25.1	15.0	11.7	
		ポンプ室空調 機・電動機	R/B	-29.8	15.0	11.7	
SFPへの注水 (消防車)	消防車	消防車	YD	35.0	35.0	31.7	
	復水補給水系配 管	弁	R/B	-9.7	15.0	11.7	消防車による注水にて使用する 弁。
	燃料プール冷却 浄化系配管	弁	R/B	5.3	15.0	11.7	消防車による注水にて使用する 弁。

影響緩和機能に関連する設備の許容津波高さ 一覧表(津波・SFP)(サポート系)

サポート系			設計津波高さT.P.(a) : 3.3				単位 : [m]
緩和機能	設備等		設置建屋	設置高さ T.P.(b)	許容津波 高さT.P.(c)	裕度(d) (c-a)	備 考
直流電源	直流電源	蓄電池	R/B	-2.7	15.0	11.7	
		充電器	R/B	-2.7	15.0	11.7	
		直流主母線盤	R/B	-2.7	15.0	11.7	
中央制御室等 計測・制御設備	原子炉系計装ラック	—	R/B	-9.7	15.0	11.7	
	中央制御室外原子炉停止盤	—	R/B	-2.7	15.0	11.7	
	中央制御室制御盤	—	R/B	12.8	15.0	11.7	
	下部中央制御室制御盤	—	R/B	5.3	15.0	11.7	
	バイタル交流電源設備	—	R/B	-2.7	15.0	11.7	
電源盤	非常用電源盤	メタクラ	R/B	-16.1	15.0	11.7	
		パワーセンタ	R/B	-16.1	15.0	11.7	
		動力変圧器	R/B	-16.1	15.0	11.7	
		モータコントロール センタ	R/B	-16.1	15.0	11.7	
	海水機器建屋非常用電源盤	パワーセンタ	Hx/B	-3.8	7.0	3.7	
		動力変圧器	Hx/B	-3.8	7.0	3.7	
モータコントロール センタ		Hx/B	-3.8	7.0	3.7		
原子炉補機冷却系 (残留熱除去系補 機)	非常用補機冷却中間ループ系	ポンプ・電動機	Hx/B	-3.8	7.0	3.7	
	残留熱除去冷却中間ループ系	ポンプ・電動機	Hx/B	-3.8	7.0	3.7	
		弁	Hx/B	-3.8	7.0	3.7	
	残留熱除去海水系	ポンプ・電動機	Hx/B	2.4	7.0	3.7	
交流電源	非常用ディーゼル発電機	ディーゼル機関	R/B	-2.7	15.0	11.7	※2 燃料移送ポンプは設置高さ がT.P.6.2mであるが、当該ポン プの浸水に備え代替燃料移送ポ ンプを配備しており、機能を復旧 することができる。
		発電機	R/B	-2.7	15.0	11.7	
		燃料移送ポンプ・電動機 ※2	YD	6.2	6.2	2.9	※3 防油堤の上端がT.P.7.9m であることから、許容津波高さを T.P.7.9mとした。
		代替燃料移送ポンプ	YD	34.0	34.0	30.7	
		燃料移送系弁	R/B	5.3	15.0	11.7	
		軽油タンク	YD (防油堤内)	6.1	7.9 ※3	4.6	
		現場制御盤	R/B	-2.7	15.0	11.7	
		非常用送風機・電動機	R/B	5.3	15.0	11.7	

影響緩和機能に関連する設備の許容津波高さ 一覧表(津波・SFP)(サポート系)

設計津波高さT.P.(a) : 3.3








単位 : [m]

サポート系		設置建屋	設置高さ T.P.(b)	許容津波 高さT.P.(c)	裕度(d) (c-a)	備 考	
緩和機能	設備等						
交流電源 (電源確保)	緊急用メタクラによる給電	緊急用メタクラ	YD	27.2	27.2	23.9	※4 大湊側非常用ディーゼル発電機として、柏崎刈羽原子力発電所7号機のディーゼル発電機の許容津波高さ (T.P.15.0m) を用いて評価した。
		500 kV開閉所	YD	13.2	13.2	9.9	
		66 kV開閉所 (高起動変圧器)	YD	13.2	13.2	9.9	
		154 kV開閉所	YD	27.0	27.0	23.7	
		他号機 非常用ディーゼル発電機 ※4	-	-	15.0	11.7	
	(参考) 空冷式GTG	YD	35.0	35.0	31.7		
	電源車による給電	電源車	YD	35.0	35.0	31.7	
代替海水 熱交換器設備	代替海水熱交換器設備	代替熱交換器車	YD	35.0	35.0	31.7	
		代替水中ポンプ	YD	34.0	34.0	30.7	
		移動式変圧器	YD	35.0	35.0	31.7	
		電源車	YD	35.0	35.0	31.7	

影響緩和機能のフォールトツリー (津波・SFP)

- 1 : 直流電源機能喪失のフォールトツリー
- 2 : 中央制御室等 計測・制御設備機能喪失のフォールトツリー
- 3 : 非常用電源盤機能喪失のフォールトツリー
- 4 : 海水機器建屋非常用電源盤機能喪失のフォールトツリー
- 5 : 原子炉補機冷却系 (残留熱除去系補機) 機能喪失のフォールトツリー
- 6 : 非常用ディーゼル発電機機能喪失のフォールトツリー
- 7 : 緊急用メタクラによる給電失敗のフォールトツリー
- 8 : 電源車による給電失敗のフォールトツリー
- 9 : 代替海水熱交換器設備機能喪失のフォールトツリー
- 10 : 残留熱除去系による SFP からの除熱 (最大熱負荷モード) 失敗のフォールトツリー
- 11 : 燃料プール冷却浄化系による SFP からの除熱失敗のフォールトツリー
- 12 : 補給水系による SFP への注水失敗のフォールトツリー
- 13 : 消火系 (D/DFP) による SFP への注水失敗のフォールトツリー
- 14 : 残留熱除去系による SFP への注水失敗のフォールトツリー
- 15 : 消防車による SFP への注水失敗のフォールトツリー

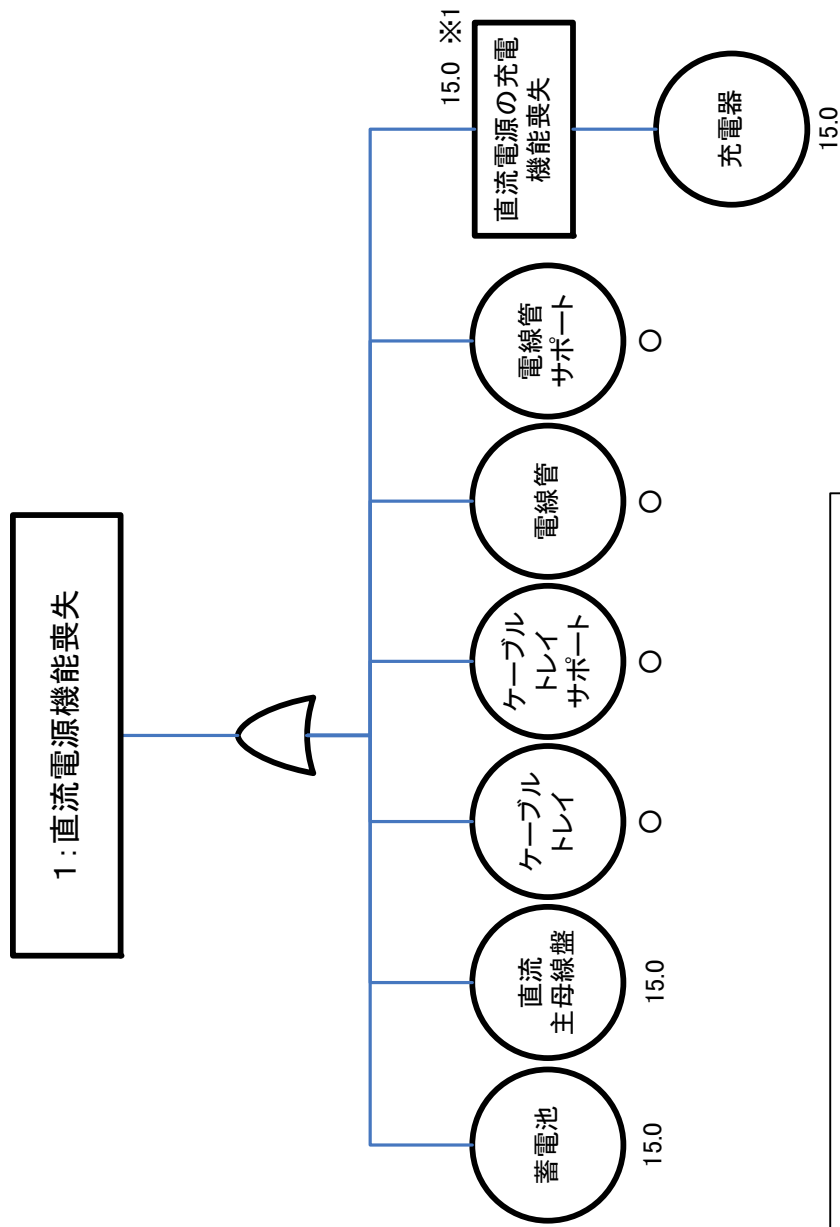
フォールトツリーの凡例

	: (ア) 設備等
	: (イ) 系統等
	: (ウ) 非常用ディーゼル発電機が使用可能な場合に使用するサポート系の系統等
	: (エ) 原子炉補機冷却系喪失及び全交流電源喪失の場合に使用するサポート系の系統等
	: (オ) 燃料損傷に至る起回事象又はイベントツリー上の前段の成功事象にて裕度の評価を実施済みであり, 当該フォールトツリーでは評価対象としない系統等及び代替海水熱交換器設備
	: (カ) 論理積(ANDゲート)
	: (キ) 論理和(ORゲート)

許容津波高さ

数値	: 許容津波高さ評価結果 <一覧表に示す設備等の許容津波高さ(単位:T.P.[m])>
—	: 許容津波高さを評価していない設備等
○	: 配管等の静的機器, 又は原子炉格納容器内に設置の設備等。これらの設備等は浸水により機能喪失に至らないため, 許容津波高さの評価結果に影響しない。 ただし, 系統等が全てこれらの静的機器等で構成される場合は, 当該設備が設置されている建屋の浸水対策高さを許容津波高さとする。

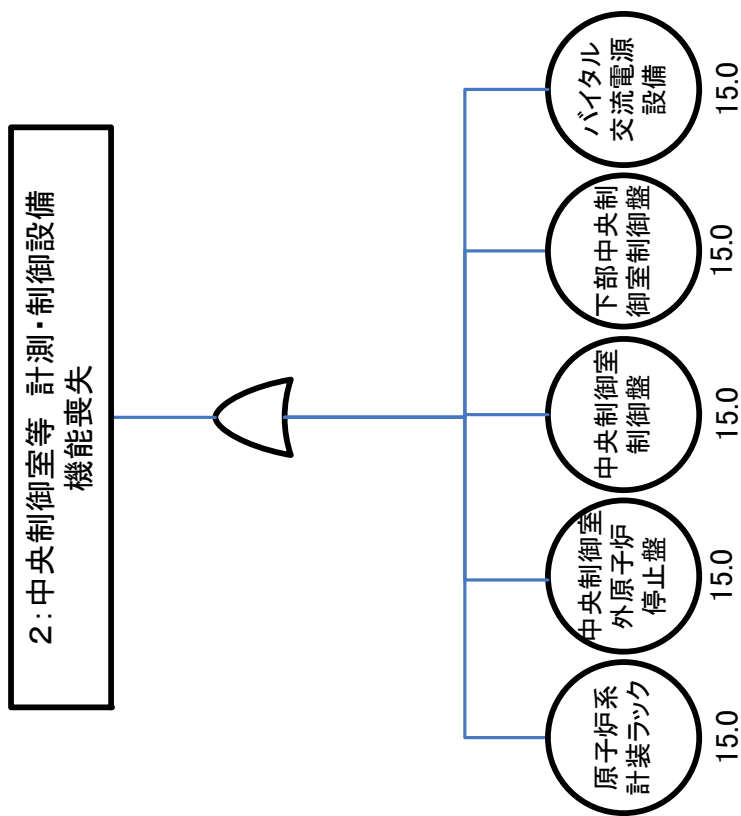
【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
 ・許容津波高さ:15.0



【注釈】
 直流電源は充電機能が喪失した場合においても、一定時間は蓄電池より供給可能。この直流電源の時間継続性については、5.4章全交流電源喪失において評価することとし、5.2章では津波による直流電源設備の機能維持の観点から評価する。

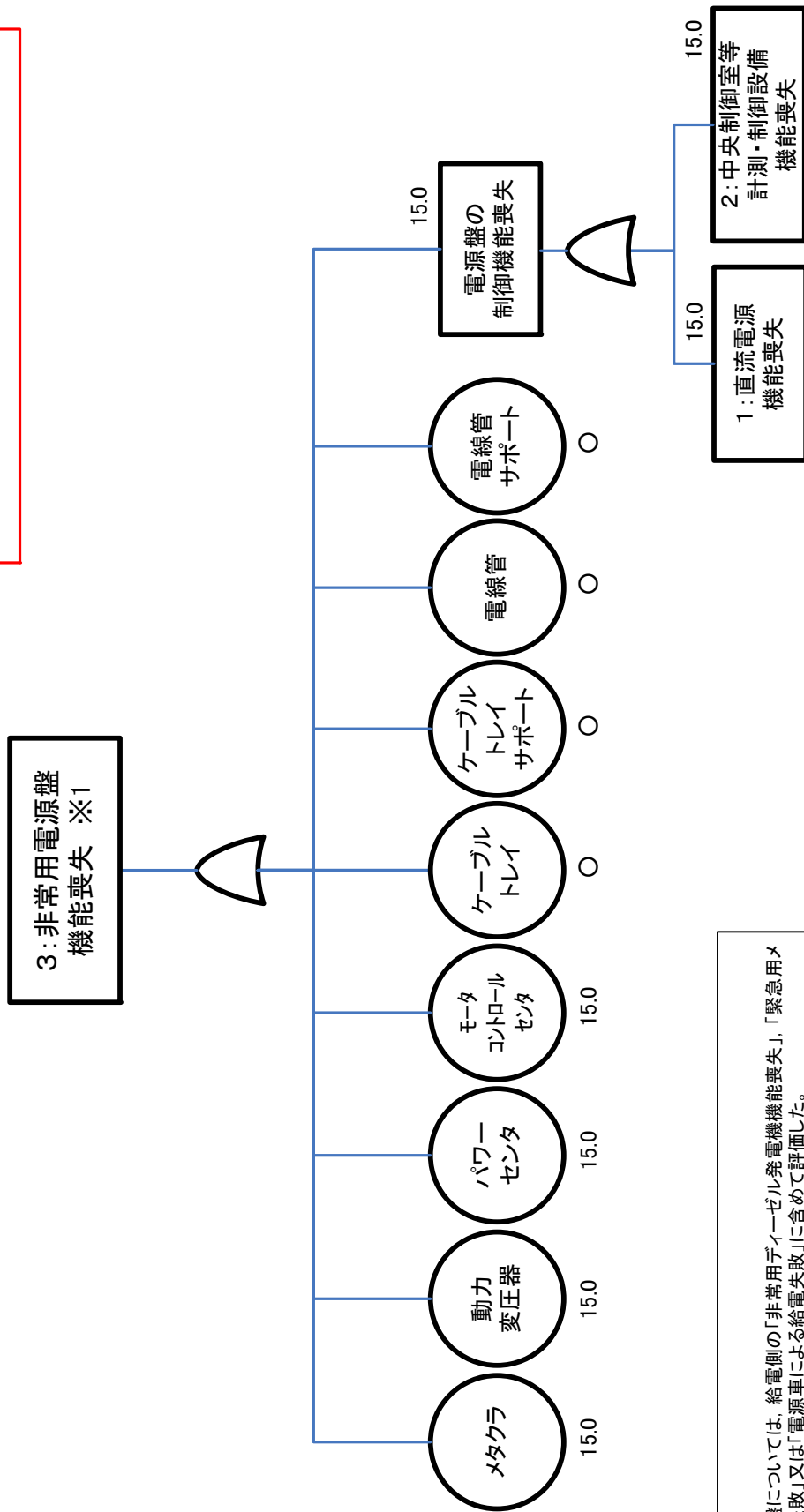
1: 直流電源機能喪失のフォールトツリー

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
・許容津波高さ:15.0



2: 中央制御室等 計測・制御設備機能喪失のフォールトツリー

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
 ・許容津波高さ:15.0



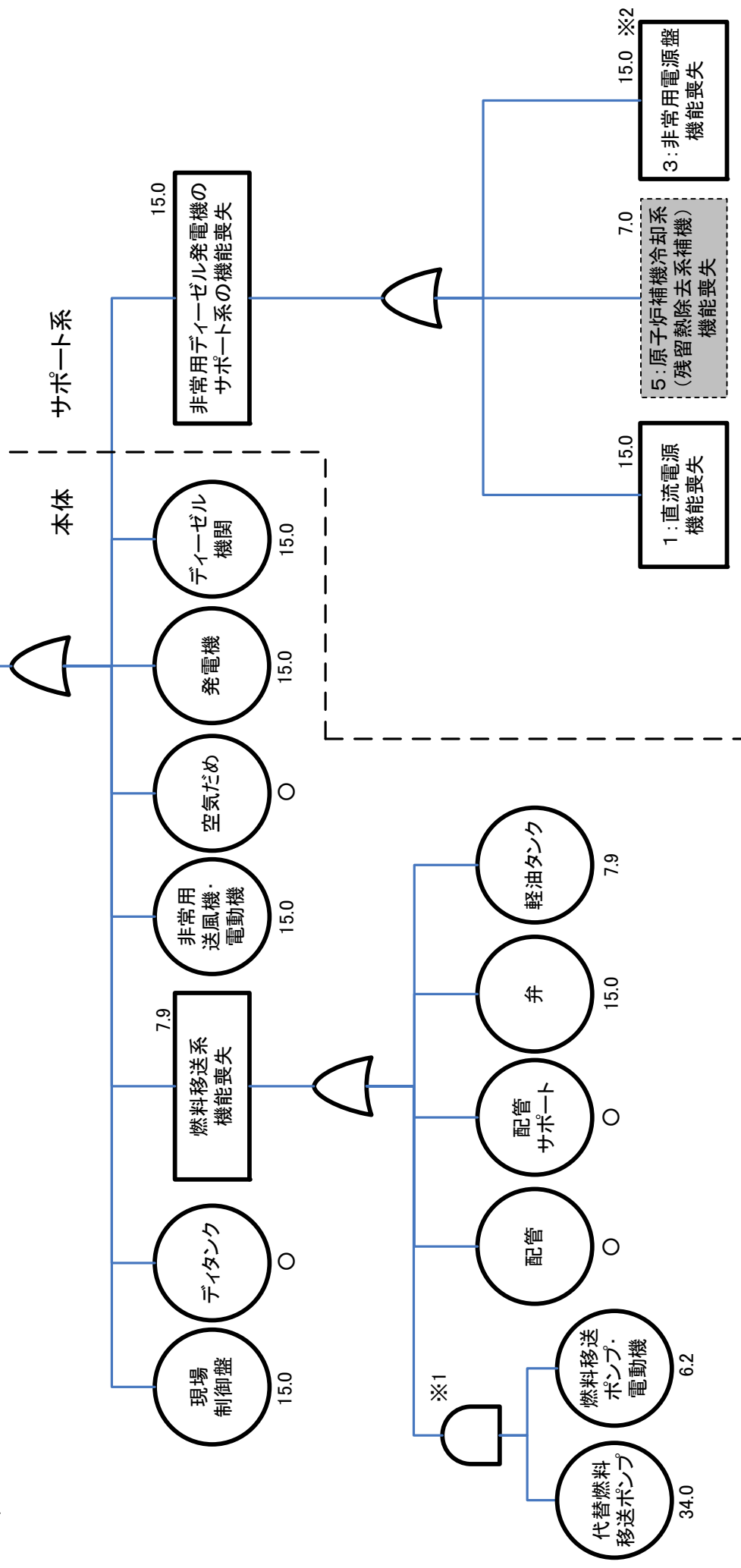
【注釈】
 ※1:非常用電源盤については、給電側の「非常用ディーゼル発電機機能喪失」、「緊急用メタクラによる給電失敗」又は「電源車による給電失敗」に含めて評価した。

3:非常用電源盤機能喪失のフォールトツリー

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
 ・許容津波高さ: 7.9

6: 非常用ディーゼル
 発電機機能喪失

【注釈】
 ※1: 燃料移送ポンプは設置高さがT.P.6.2mであるが、当該ポンプの浸水に備え代替燃料移送ポンプを配備しており、機能を復旧することができる。
 ※2: 非常用電源盤については、給電側にて評価した。

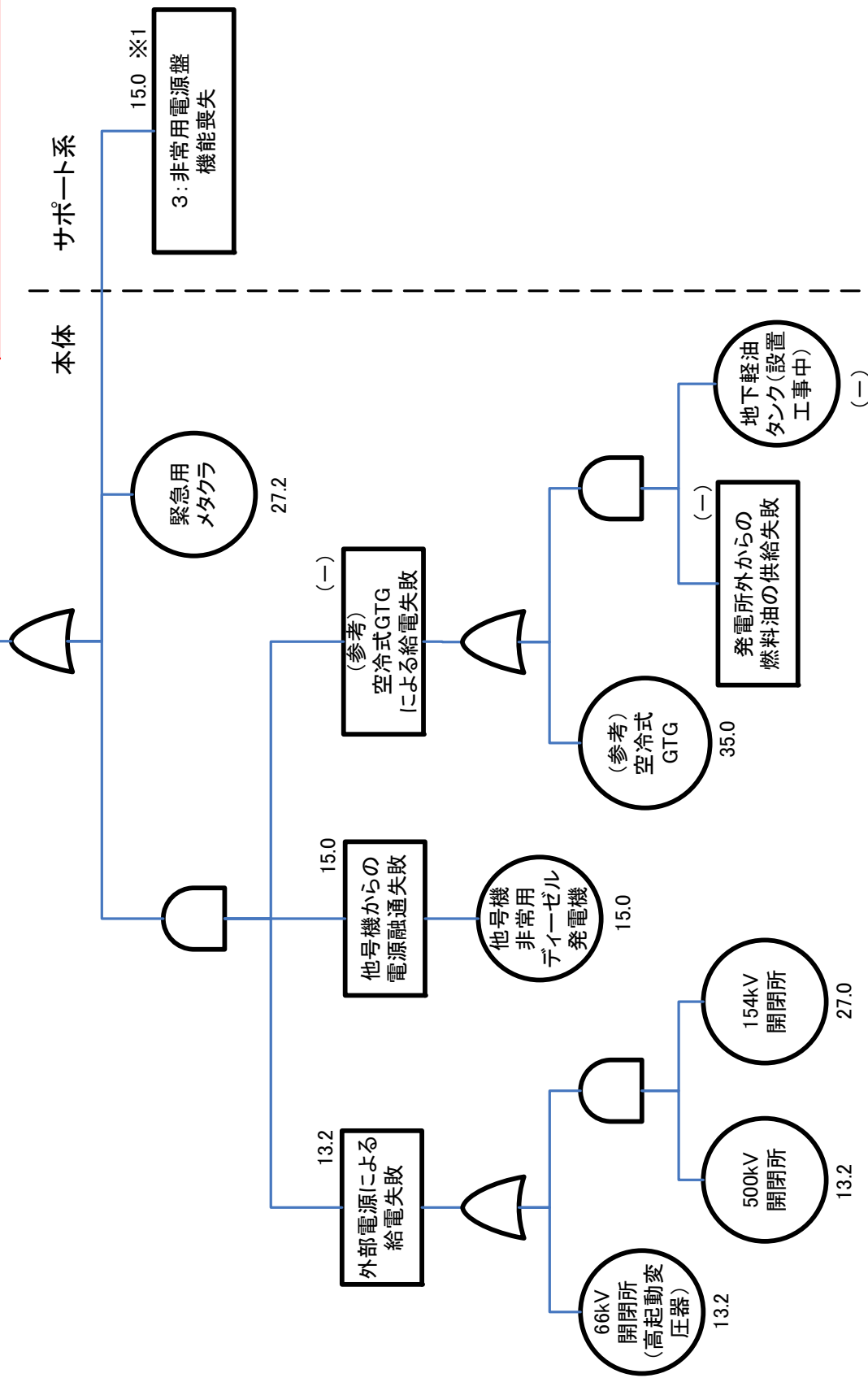


6: 非常用ディーゼル発電機機能喪失のフォールトツリー

【注釈】
※1: 非常用電源盤については、給電側にて評価した。

7: 緊急用メタクラによる給電失敗

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
・許容津波高さ: 15.0

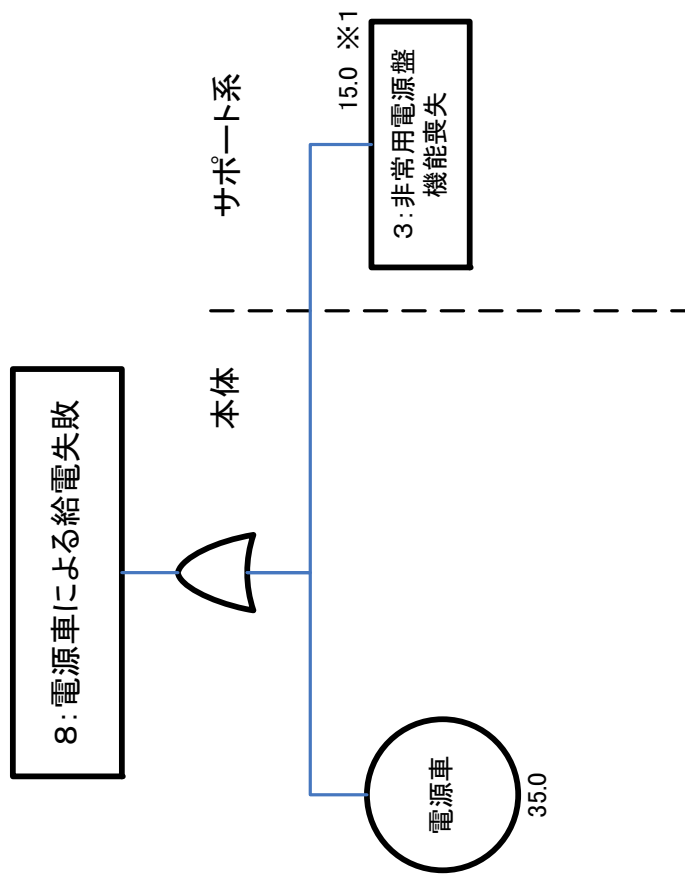


7: 緊急用メタクラによる給電失敗のフォールトツリー

【注釈】

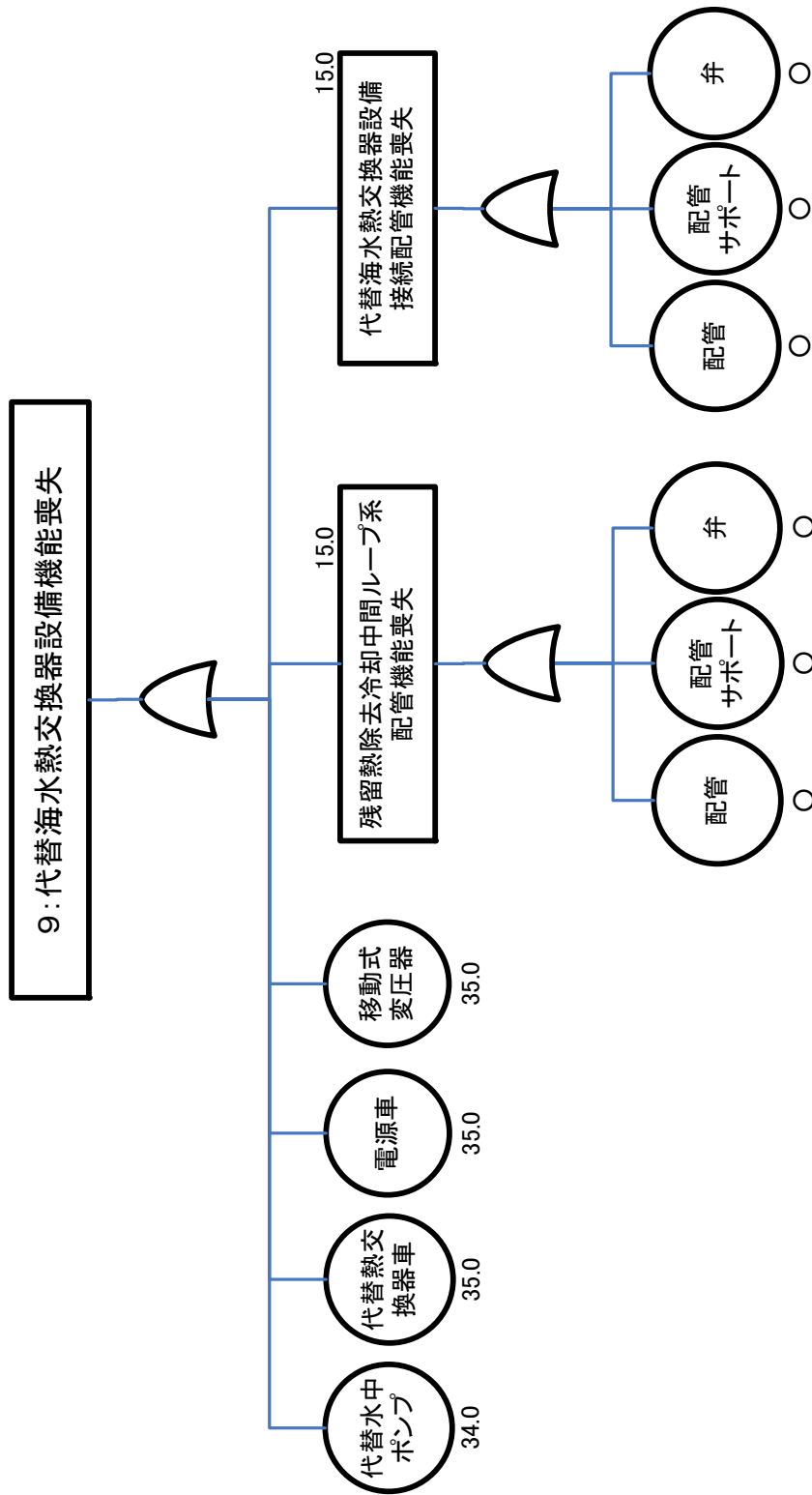
※1: 非常用電源盤については、給電側にて評価した。

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
・許容津波高さ: 15.0



8: 電源車による給電失敗のフォールトツリー

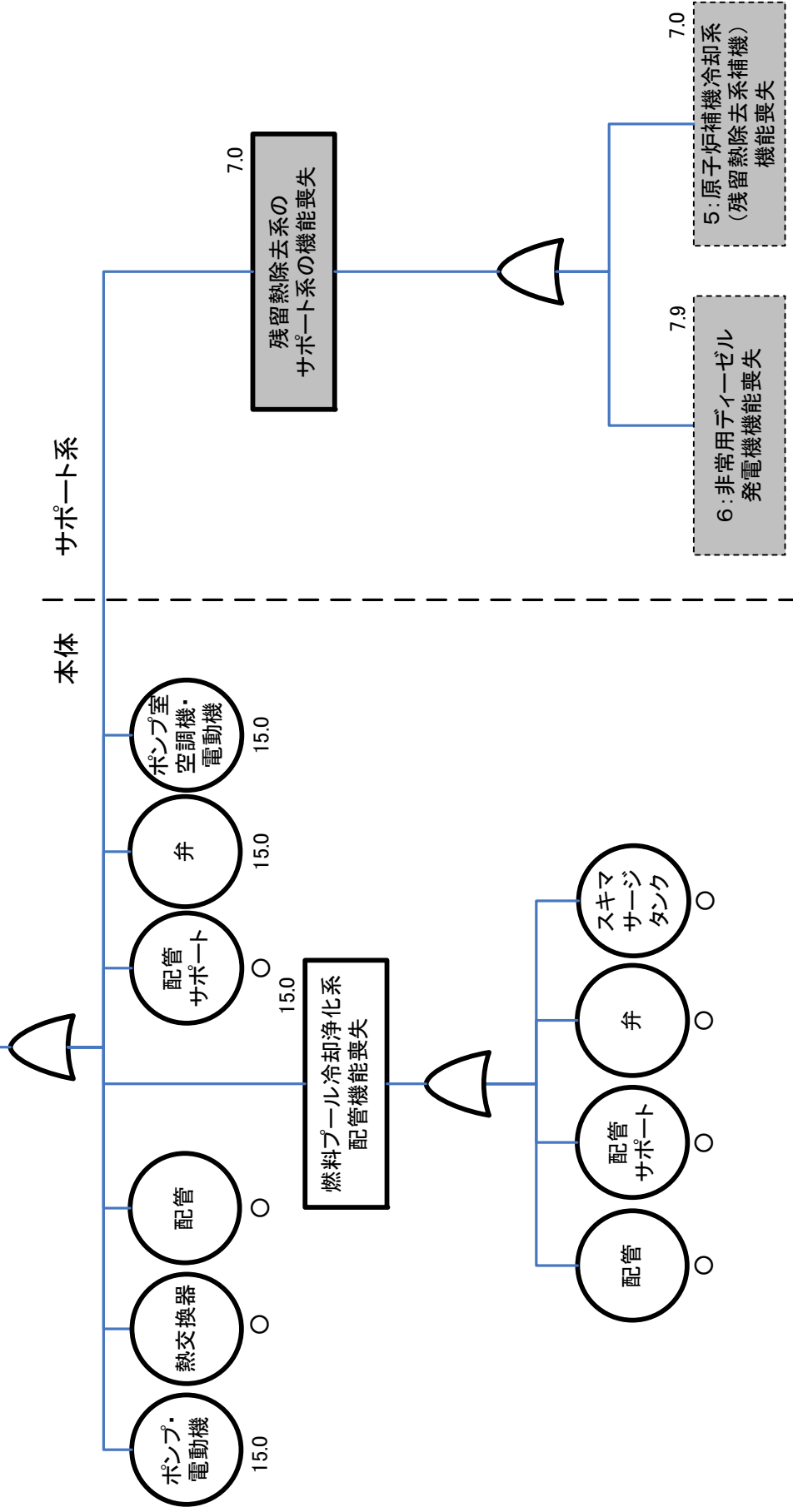
【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
 ・許容津波高さ:15.0



9:代替海水熱交換器設備機能喪失のフォールトツリー

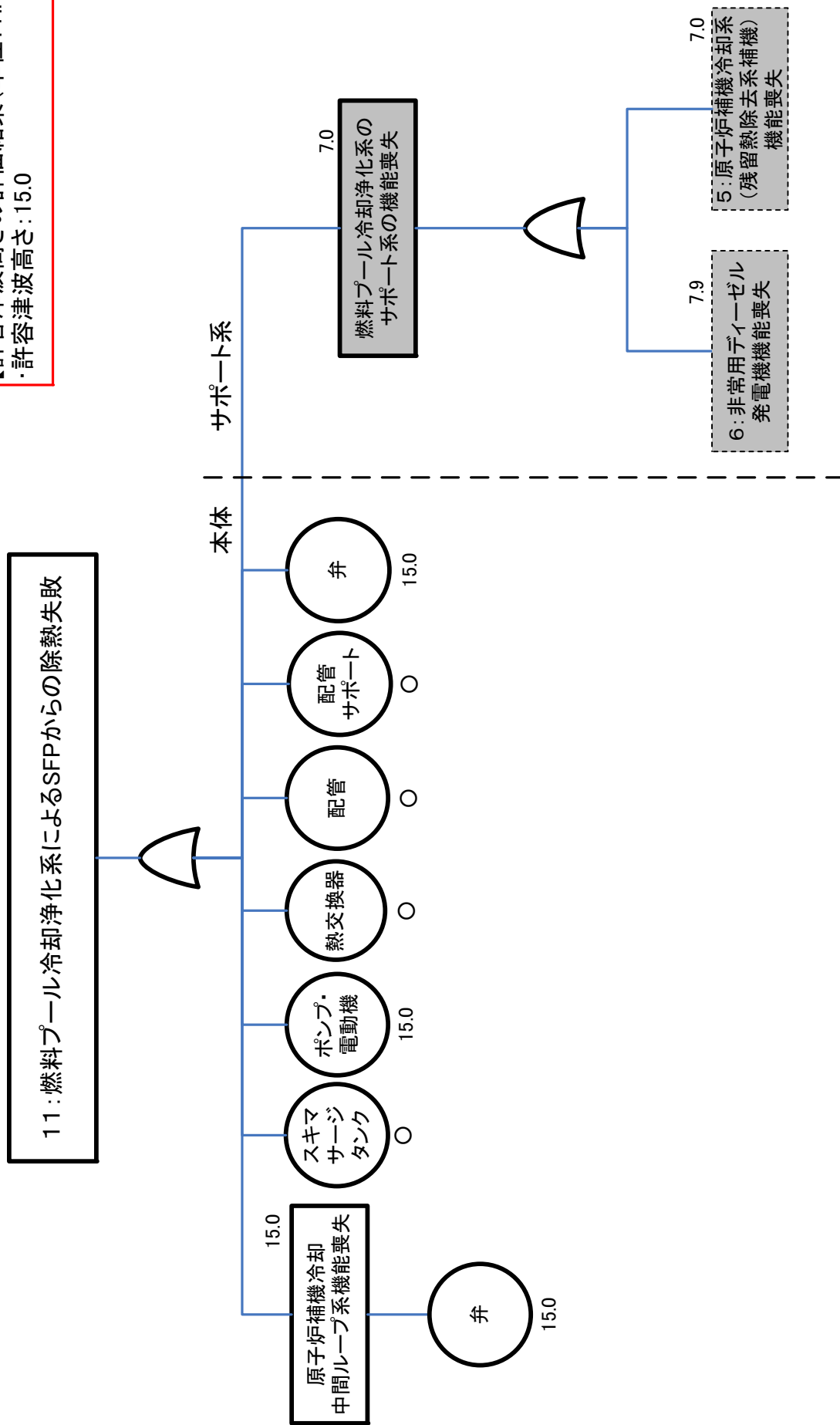
10: 残留熱除去系によるSFPからの
除熱(最大熱負荷モード)失敗

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
・許容津波高さ:15.0



10: 残留熱除去系によるSFPからの除熱(最大熱負荷モード)失敗のフォールトツリー

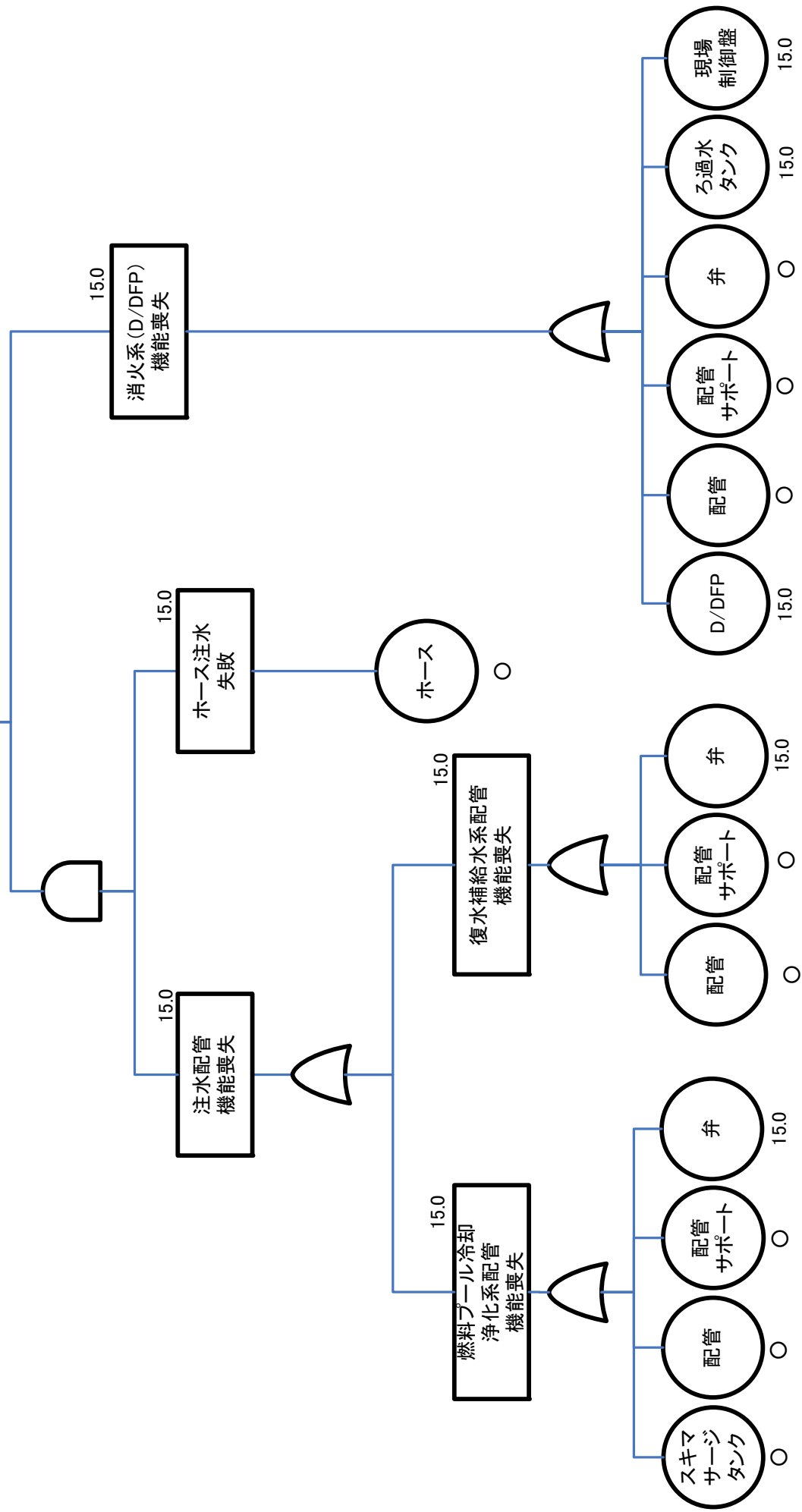
【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
 ・許容津波高さ:15.0



11:燃料プール冷却浄化系によるSFPからの除熱失敗のフォールトツリー

13: 消火系(D/DFP)による
SFPへの注水失敗

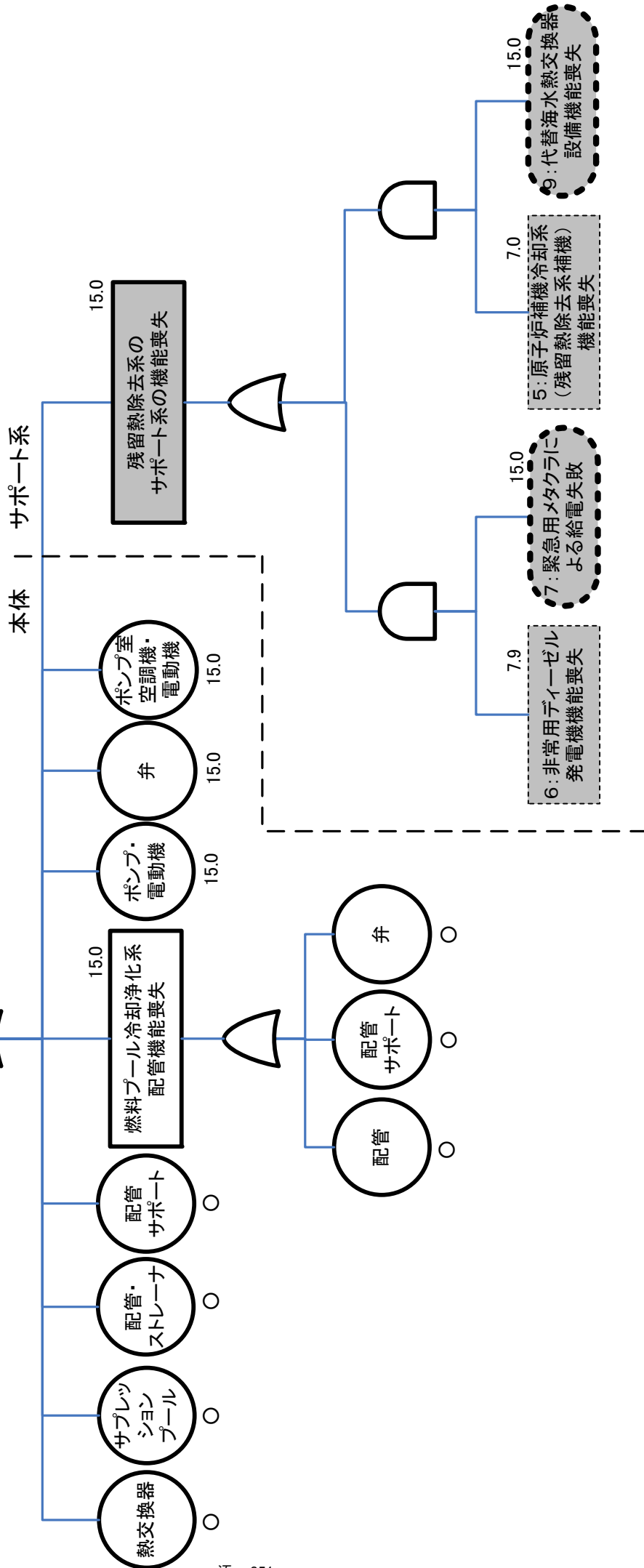
【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
・許容津波高さ:15.0



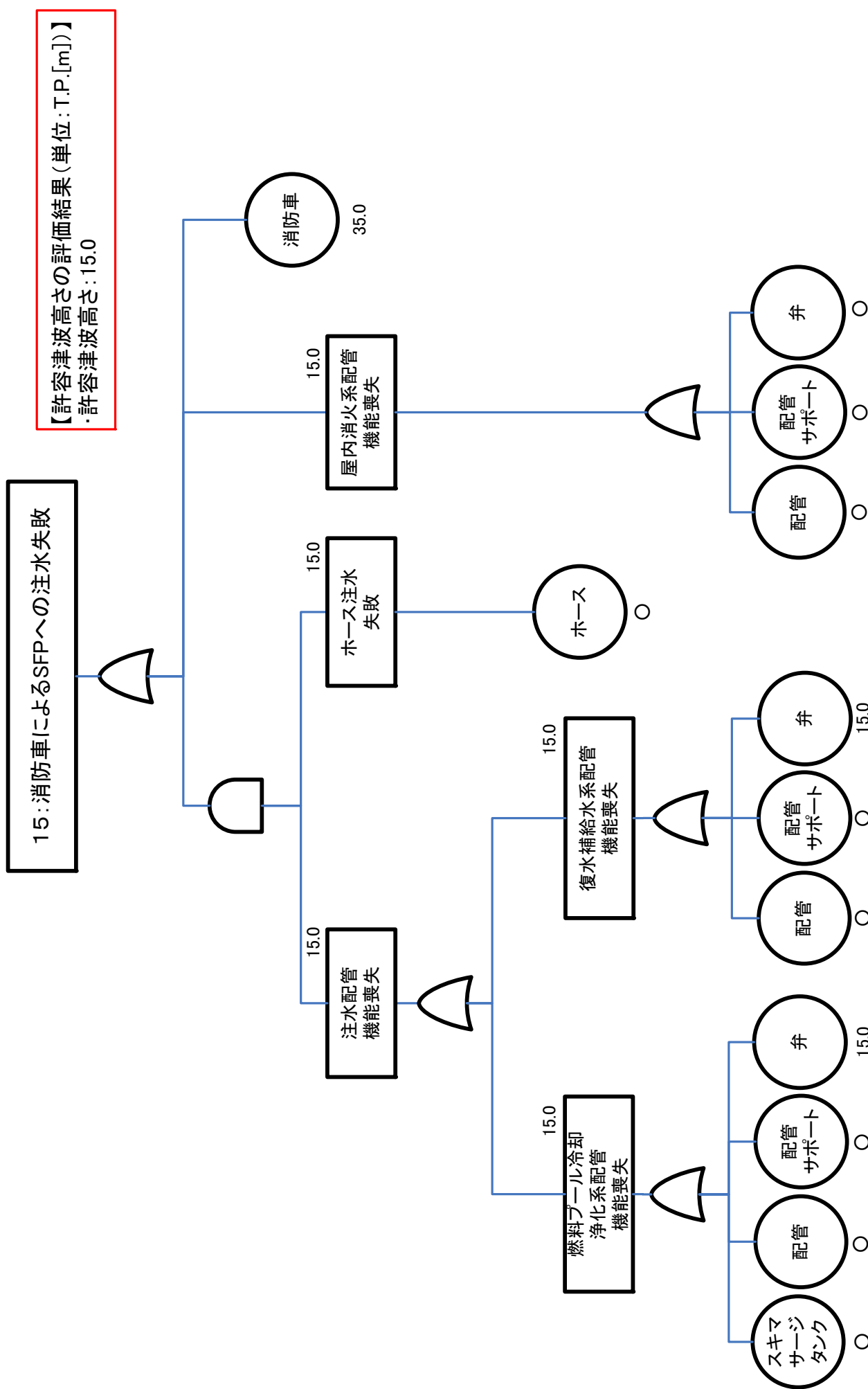
13: 消火系(D/DFP)によるSFPへの注水失敗のフォールトツリー

【許容津波高さの評価結果(単位:T.P.[m])】
 ・許容津波高さ:15.0

14: 残留熱除去系によるSFPへの注水失敗

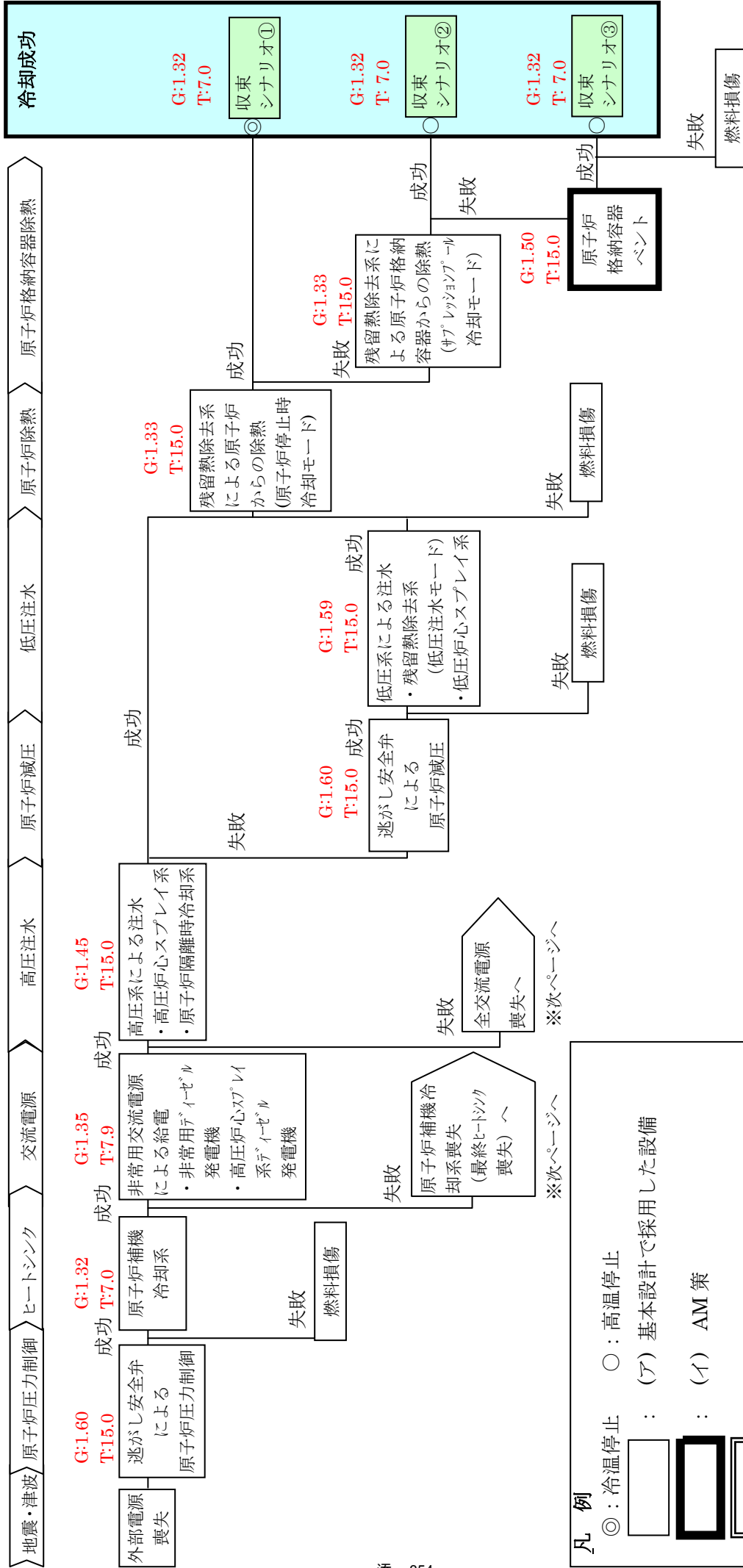


14: 残留熱除去系によるSFPへの注水失敗のフォールトツリー



15: 消防車によるSFPへの注水失敗のフォールトツリー

起因事象：外部電源喪失
 G:1 未満
 T:6.0 超



凡例

◎：冷温停止 ○：高温停止

□：(ア) 基本設計で採用した設備

■：(イ) AM 策

□：(ウ) 緊急安全対策

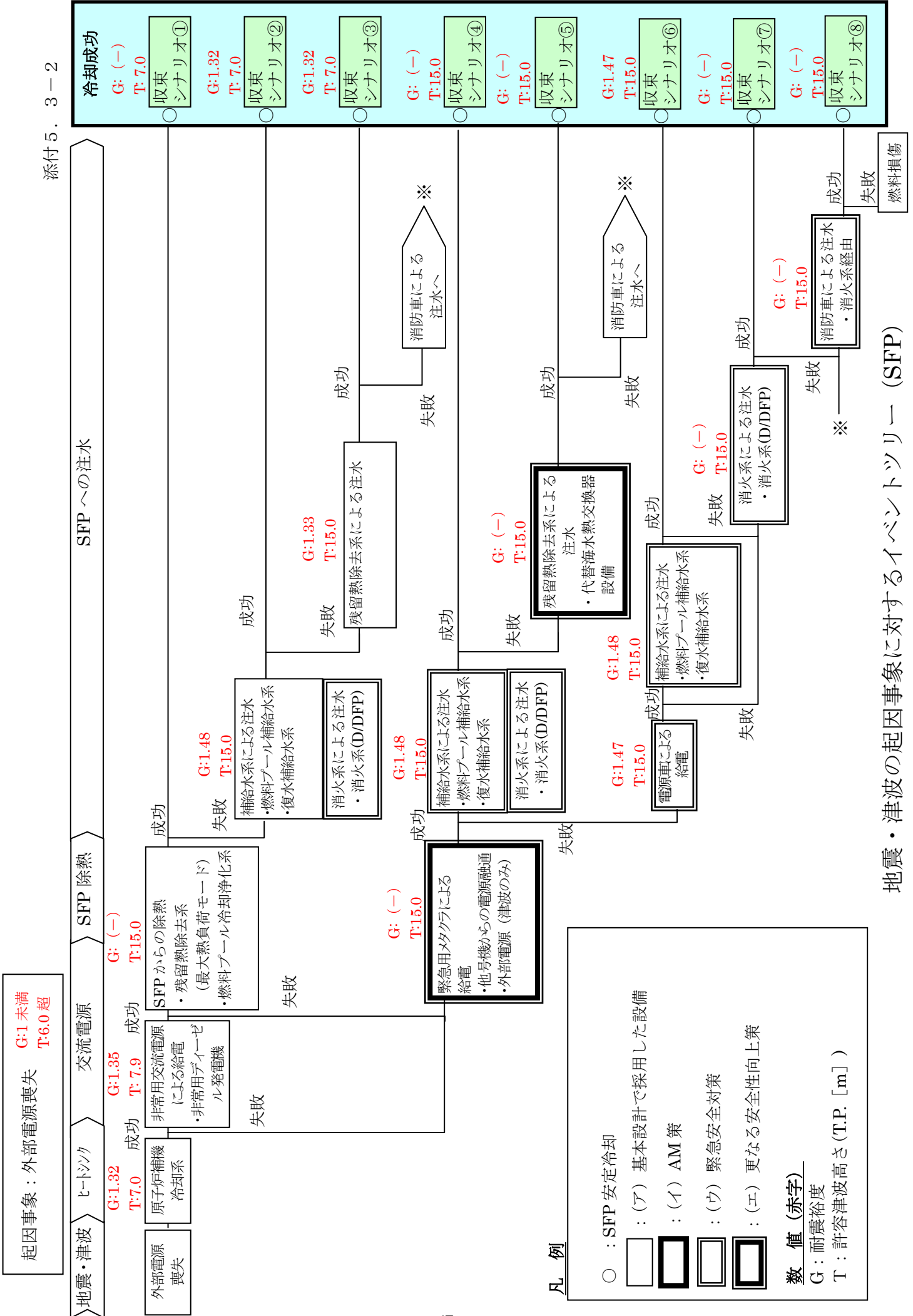
□：(エ) 更なる安全性向上策

数値(赤字)

G：耐震裕度

T：許容津波高さ(T.P. [m])

地震・津波の起因事象に対するイベントツリー (原子炉)



地震・津波の起回事象に対するイベントツリー (SFP)

凡例

- : SFP 安定冷却
- : (ア) 基本設計で採用した設備
- ◻ : (イ) AM 策
- ◻ : (ウ) 緊急安全対策
- ◻ : (エ) 更なる安全性向上策

数値 (赤字)

G : 耐震裕度
 T : 許容津波高さ (T.P. [m])

燃料取出スキーム【原子炉運転中】

取出燃料	冷却期間	燃料体数 (体)	崩壊熱 (MW)
3 サイクル冷却済燃料	3× (14 ヶ月+70 日) +70 日	58	0.044
2 サイクル冷却済燃料	2× (14 ヶ月+70 日) +70 日	176	0.167
1 サイクル冷却済燃料	1× (14 ヶ月+70 日) +70 日	176	0.259
定検時取出燃料 (5 サイクル照射)	70 日	60	0.289
定検時取出燃料 (4 サイクル照射)	70 日	116	0.541
7 号機定検時取出燃料	35 ヶ月+1× (14 ヶ月+70 日)	40	0.032
6 号機定検時取出燃料	35 ヶ月+1× (14 ヶ月+70 日)	40	0.032
5 号機定検時取出燃料	35 ヶ月+1× (14 ヶ月+70 日)	60	0.046
4 号機定検時取出燃料	35 ヶ月+1× (14 ヶ月+70 日)	60	0.046
3 号機定検時取出燃料	35 ヶ月+1× (14 ヶ月+70 日)	60	0.046
2 号機定検時取出燃料	35 ヶ月+1× (14 ヶ月+70 日)	60	0.046
7 号機定検時取出燃料	35 ヶ月	208	0.206
6 号機定検時取出燃料	35 ヶ月	208	0.206
5 号機定検時取出燃料	35 ヶ月	176	0.169
4 号機定検時取出燃料	35 ヶ月	176	0.169
3 号機定検時取出燃料	35 ヶ月	176	0.169
2 号機定検時取出燃料	35 ヶ月	176	0.169
崩壊熱合計 (MW)	崩壊熱 : 2.635MW (照射燃料体数 : 2,026 体)		

※崩壊熱の合計は、四捨五入の関係で個々の崩壊熱の合計とはならない場合がある。

運転期間を 14 ヶ月，定期検査時の停止期間を 70 日と仮定する。
 運転開始直後の SFP 内の崩壊熱量を評価した。
 2～7 号機での定検時取出燃料も 1 号機の SFP にて貯蔵する場合を仮定する。

燃料取出スキーム【原子炉停止中】

取出燃料	冷却期間	燃料体数 (体)	崩壊熱 (MW)
3 サイクル冷却済燃料	3 × (14 ヶ月 + 70 日) + 10 日	60	0.047
2 サイクル冷却済燃料	2 × (14 ヶ月 + 70 日) + 10 日	176	0.175
1 サイクル冷却済燃料	1 × (14 ヶ月 + 70 日) + 10 日	176	0.279
定検時取出燃料 (5 サイクル照射)	10 日	60	0.684
定検時取出燃料 (4 サイクル照射)	10 日	176	1.979
定検時取出燃料 (3 サイクル照射)	10 日	176	1.942
定検時取出燃料 (2 サイクル照射)	10 日	176	1.883
定検時取出燃料 (1 サイクル照射)	10 日	176	1.764
7 号機定検時取出燃料	35 ヶ月 + 1 × (14 ヶ月 + 70 日)	40	0.032
6 号機定検時取出燃料	35 ヶ月 + 1 × (14 ヶ月 + 70 日)	40	0.032
5 号機定検時取出燃料	35 ヶ月 + 1 × (14 ヶ月 + 70 日)	60	0.046
4 号機定検時取出燃料	35 ヶ月 + 1 × (14 ヶ月 + 70 日)	60	0.046
3 号機定検時取出燃料	35 ヶ月 + 1 × (14 ヶ月 + 70 日)	60	0.046
2 号機定検時取出燃料	35 ヶ月 + 1 × (14 ヶ月 + 70 日)	58	0.044
7 号機定検時取出燃料	35 ヶ月	208	0.206
6 号機定検時取出燃料	35 ヶ月	208	0.206
5 号機定検時取出燃料	35 ヶ月	176	0.169
4 号機定検時取出燃料	35 ヶ月	176	0.169
3 号機定検時取出燃料	35 ヶ月	176	0.169
2 号機定検時取出燃料	35 ヶ月	176	0.169
崩壊熱合計 (MW)	崩壊熱 : 10.083MW (照射燃料体数 : 2,614 体)		

※崩壊熱の合計は、四捨五入の関係で個々の崩壊熱の合計とはならない場合がある。

運転期間を 14 ヶ月、定期検査時の停止期間を 70 日と仮定する。
 原子炉停止後 10 日目に、炉心の全燃料を SFP に取り出し、プールゲートを閉止した直後の SFP 内の崩壊熱を評価した。
 2～7 号機での定検時取出燃料も 1 号機の SFP にて貯蔵する場合を仮定する。

崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量評価(原子炉)

1. 炉心の崩壊熱評価方法

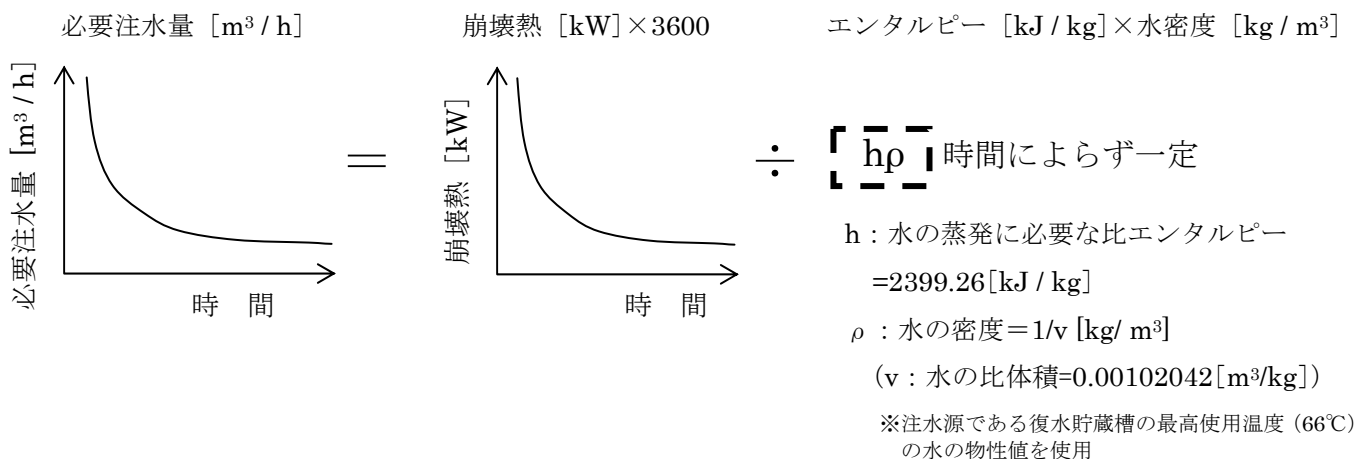
柏崎刈羽1号機（定格熱出力：3,293 MW）の原子炉における崩壊熱は、炉心平均燃焼度を 55,000 MWd/t と仮定して、ANSI/ANS-5.1-1979 のモデルを用いて評価した。

なお、ANSI/ANS-5.1-1979 に基づいて作成した崩壊熱曲線については、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定、平成 4 年 6 月 11 日一部改訂）においてその使用が認められている。

2. 必要注水量の計算

原子炉からの崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量は、以下の式で計算した。

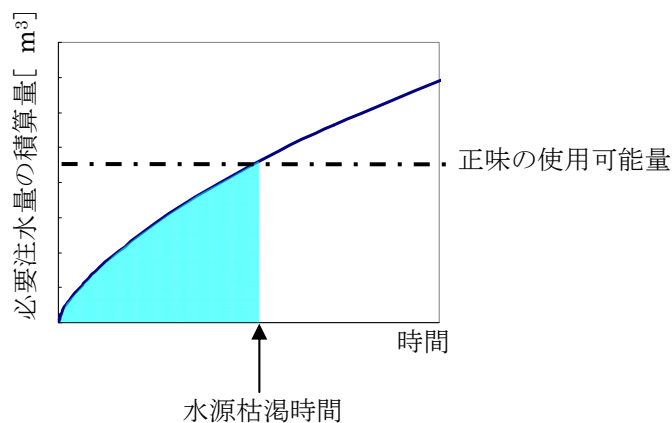
$$\text{必要注水量} [\text{m}^3 / \text{h}] = \frac{\text{崩壊熱} [\text{kW}] \times 3600}{\text{水の蒸発に必要な比エンタルピー} [\text{kJ} / \text{kg}] \times \text{水の密度} [\text{kg} / \text{m}^3]}$$



3. 各水源の枯渇時間の計算

必要注水量の積算量と各水源の正味の使用可能量から枯渇時間を算出した。

なお、淡水が枯渇した場合にも、海水を注入することにより原子炉の冷却は可能である。



崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量評価(使用済燃料プール)

SFPの冷却機能が喪失することによるSFP水温の上昇と、それに伴うSFP水蒸発による減少を補うため、SFPへ注水を行う。

1. 原子炉停止中の注水量の評価

原子炉停止中におけるSFPの注水量評価結果は表1のとおり。

表1 SFP注水量評価結果

注水量[m ³ /h]	崩壊熱[MW]
約 16.8	約 10.1

評価方法等を以下に示す。

① 崩壊熱評価

注水量計算に必要なSFP貯蔵の燃料の崩壊熱は、以下のとおり。

1. 1 評価方法

崩壊熱については、May-Wittの式を用いた。

1. 2 評価条件

評価条件を表2に示す。

表2 崩壊熱評価条件(原子炉停止中)

(1) 運転期間	14ヶ月
(2) 停止期間 ^{*1}	70日
(3) 総燃料体数 ^{*2}	2,790体
照射燃料	2,614体
新燃料	176体
(4) 評価開始日 ^{*3}	原子炉停止10日後

② 必要注水量の計算

SFP貯蔵の燃料の崩壊熱Qによる保有水の蒸発量 $\Delta V/\Delta t$ [m³/h]

は、次のとおり。

$$\Delta V/\Delta t = Q \times 3600 / h_{fg} / \rho \text{ [m}^3/\text{h]}$$

Q (SFP貯蔵燃料の崩壊熱) : 表1のとおり。

h_{fg} (飽和水蒸気潜熱) : 2256.54^{*4} [kJ/kg] (100℃の水, 大気圧)

ρ (水の密度) : 1/v [kg/m³] (100℃)

v (水の比容積) : 0.00104344^{*4} [m³/kg] (100℃)

崩壊熱による保有水の蒸発を補うために必要な注水量は、蒸発量 $\Delta V/\Delta t$ [m³/h]と等しくなる。

なお、必要注水量の評価においては、100℃到達前の蒸発による蒸発量は考慮していない。

2. 原子炉運転中の注水量の評価

原子炉運転中における、SFP の注水量評価結果は表 3 のとおり。

表 3 SFP 注水量評価結果

注水量[m ³ /h]	崩壊熱[MW]
約 4.4	約 2.7




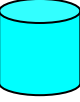
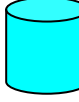
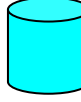
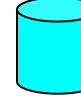
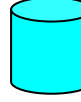
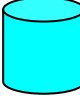
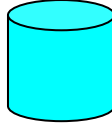
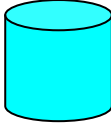
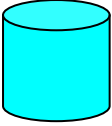
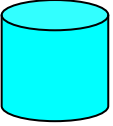
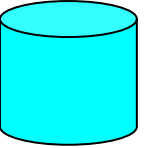
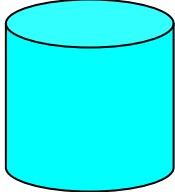
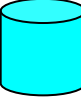
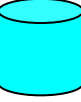
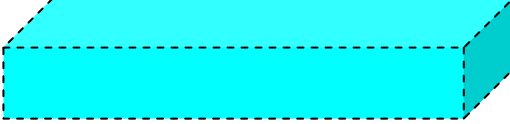
原子炉運転中における、評価条件を表 4 に示す。なお、崩壊熱評価方法及び必要注水量の計算は、原子炉停止中の評価と同じである。

表 4 崩壊熱評価条件 (原子炉運転中)

(1) 運転期間	14 ヶ月
(2) 停止期間 ^{※1}	70 日
(3) 総燃料体数 ^{※5}	2,026 体
照射燃料	2,026 体
(4) 評価開始日	運転開始直後

-
- ※1 発電機解列から併入まで。過去の定期検査の実績を踏まえ余裕を見た日数を設定した。
- ※2 定期検査毎に取替体数分の使用済燃料が SFP に取出・貯蔵されているところに、至近の運転サイクルで照射された炉心の全燃料を SFP に取出し、全ての使用済燃料ラックに燃料が貯蔵されていることとした (1 取替分新燃料含む)。
- ※3 評価開始日は全燃料取出完了日とした。過去の定期検査の実績を踏まえ余裕を見た日数を設定した。
- ※4 参照：1999 日本機械学会 蒸気表
- ※5 表 2 (3) に示す総燃料体数から、1 炉心分の燃料 764 体 (照射燃料 588 体、新燃料 176 体) を炉心に装荷した残りの燃料が貯蔵されているとした。




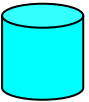
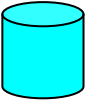
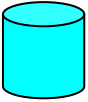
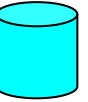
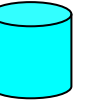
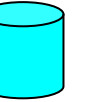
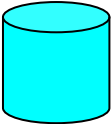
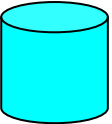
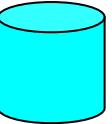
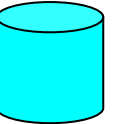
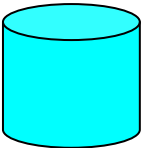
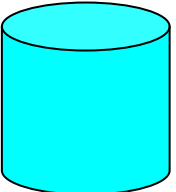
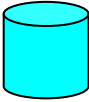

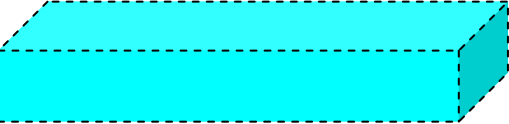
柏崎刈羽原子力発電所の淡水保有水量^{※1}及び割り当て (運転中)

	1号機 (運転中)	2号機 (運転中)	3号機 (運転中)	4号機 (運転中)	5号機 (運転中)	6号機 (運転中)	7号機 (運転中)			
復水貯蔵槽 及び非常用 復水貯蔵槽 (各号機で使用)	復水貯蔵槽 (A) 約 550m ³  復水貯蔵槽 (B) 約 640m ³  非常用復水貯蔵槽 約 740m ³ 	復水貯蔵槽 約 1740m ³ 	復水貯蔵槽 約 1580m ³ 	復水貯蔵槽 約 1530m ³ 	復水貯蔵槽 約 1570m ³ 	復水貯蔵槽 約 1050m ³ 	復水貯蔵槽 約 1130m ³ 			
純水タンク (全号機で共有)	No.1 純水タンク 約 1530m ³ 				No.2 純水タンク 約 1530m ³ 		No.3 純水タンク 約 1620m ³ 		No.4 純水タンク 約 1620m ³ 	
ろ過水タンク (全号機で共有)	No.1 ろ過水タンク 約 3650m ³ 		No.2 ろ過水タンク 約 8380m ³ 		No.3 ろ過水タンク 約 800m ³ 		No.4 ろ過水タンク 約 800m ³ 			
淡水貯水池 ^{※2} (全号機で共有) *H24 年度設置予定	淡水貯水池 約 18000m ³ 									

※1 各保有水量は使用可能量を示しており、その値は一の位を四捨五入した数値であり、合計値とは異なる場合がある。

※2 1日あたり約 500m³の淡水を取水用井戸から補給可能。

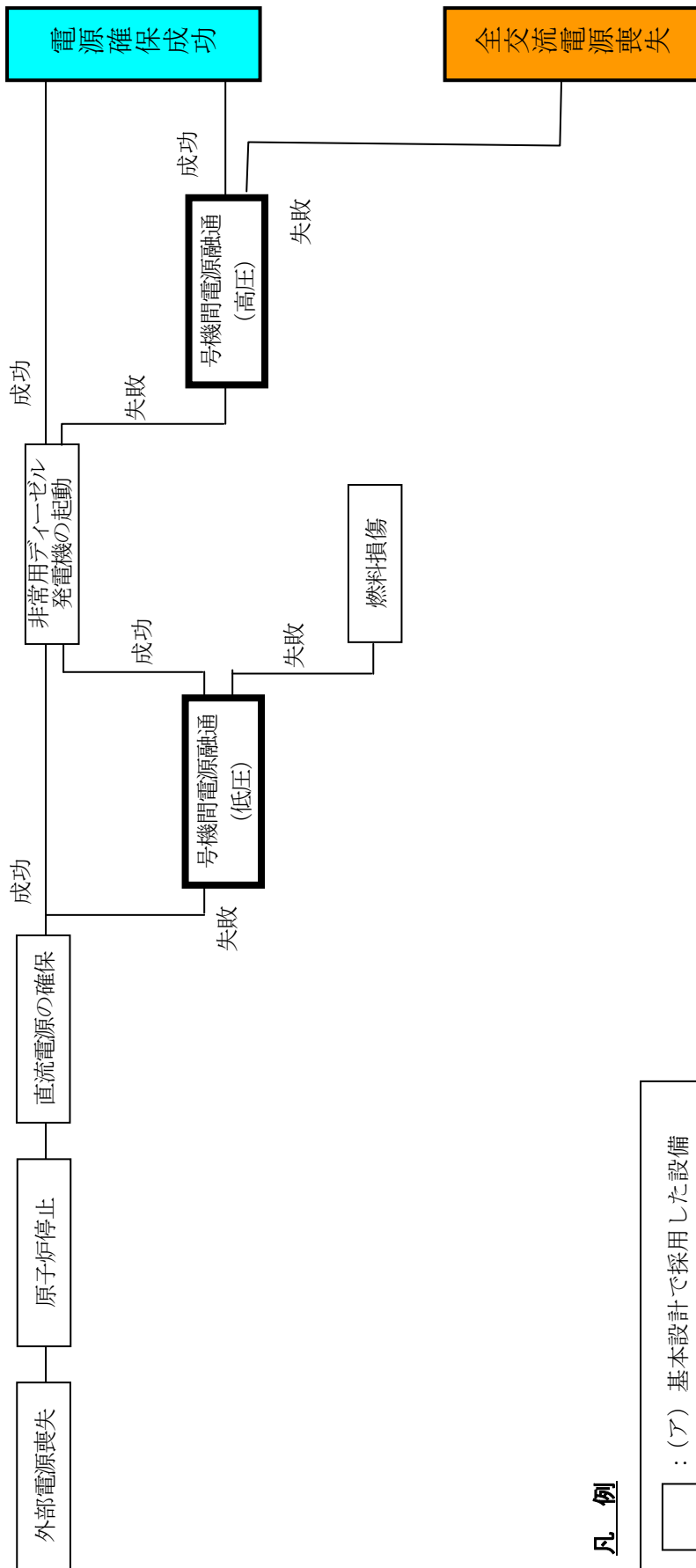
柏崎刈羽原子力発電所の淡水保有水量^{※1}及び割り当て (停止中)

	1号機 (停止中)	2号機 (運転中)	3号機 (運転中)	4号機 (運転中)	5号機 (運転中)	6号機 (運転中)	7号機 (運転中)	
復水貯蔵槽 及び非常用 復水貯蔵槽 (各号機で使用)	復水貯蔵槽 (A) 約 190m ³  復水貯蔵槽 (B) 約 220m ³  非常用復水貯蔵槽 約 210m ³ 	復水貯蔵槽 約 1740m ³ 	復水貯蔵槽 約 1580m ³ 	復水貯蔵槽 約 1530m ³ 	復水貯蔵槽 約 1570m ³ 	復水貯蔵槽 約 1050m ³ 	復水貯蔵槽 約 1130m ³ 	
純水タンク (全号機で共有)	No.1 純水タンク 約 1530m ³ 		No.2 純水タンク 約 1530m ³ 		No.3 純水タンク 約 1620m ³ 		No.4 純水タンク 約 1620m ³ 	
ろ過水タンク (全号機で共有)	No.1 ろ過水タンク 約 3650m ³ 		No.2 ろ過水タンク 約 8380m ³ 		No.3 ろ過水タンク 約 800m ³ 		No.4 ろ過水タンク 約 800m ³ 	
淡水貯水池 ^{※2} (全号機で共有) *H24 年度設置予定	淡水貯水池 約 18000m ³ 							

※1 各保有水量は使用可能量を示しており、その値は一の位を四捨五入した数値であり、合計値とは異なる場合がある。

※2 1日あたり約 500m³の淡水を取水用井戸から補給可能。

外部電源喪失から全交流電源喪失への事象進展

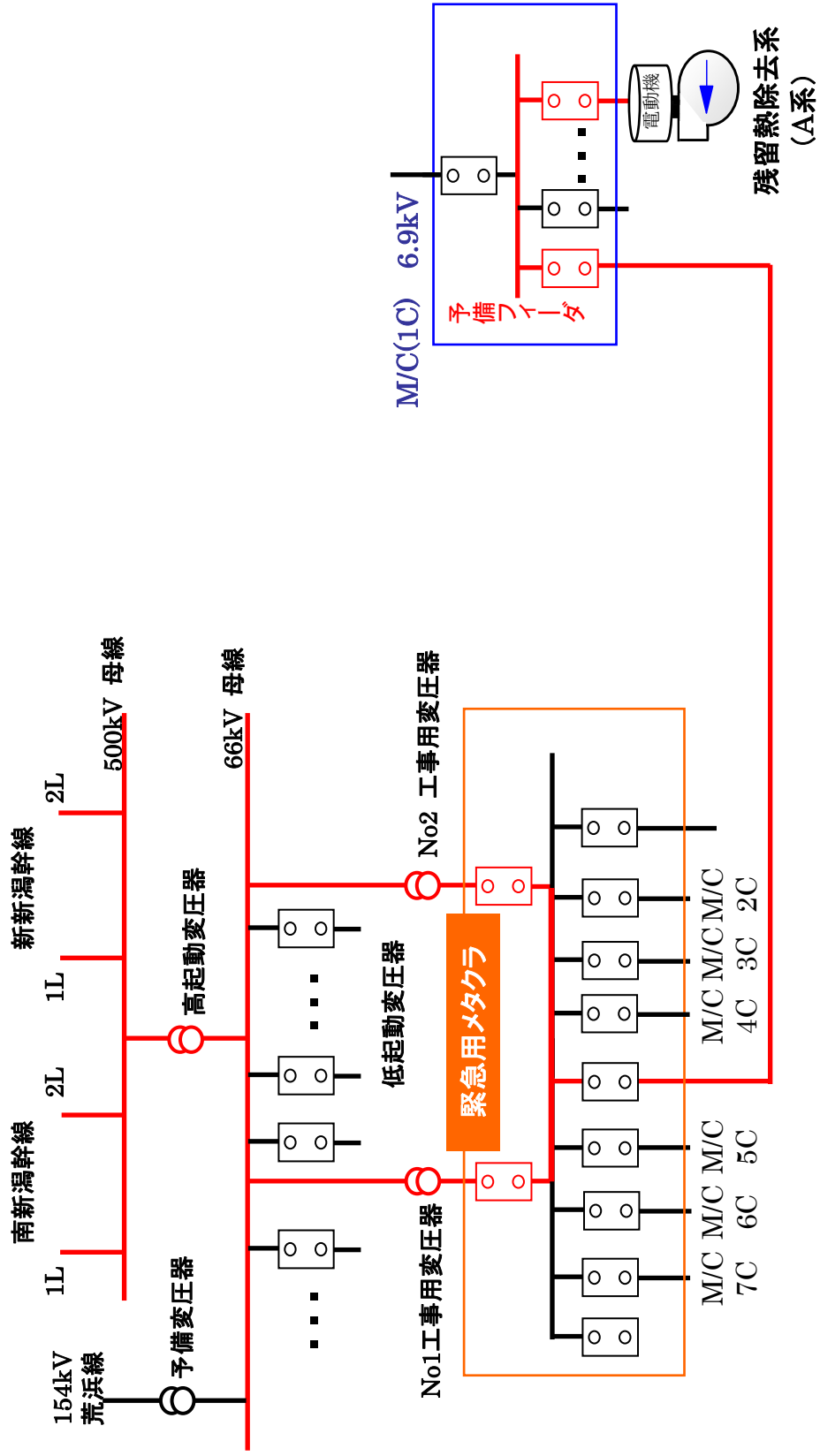


凡例

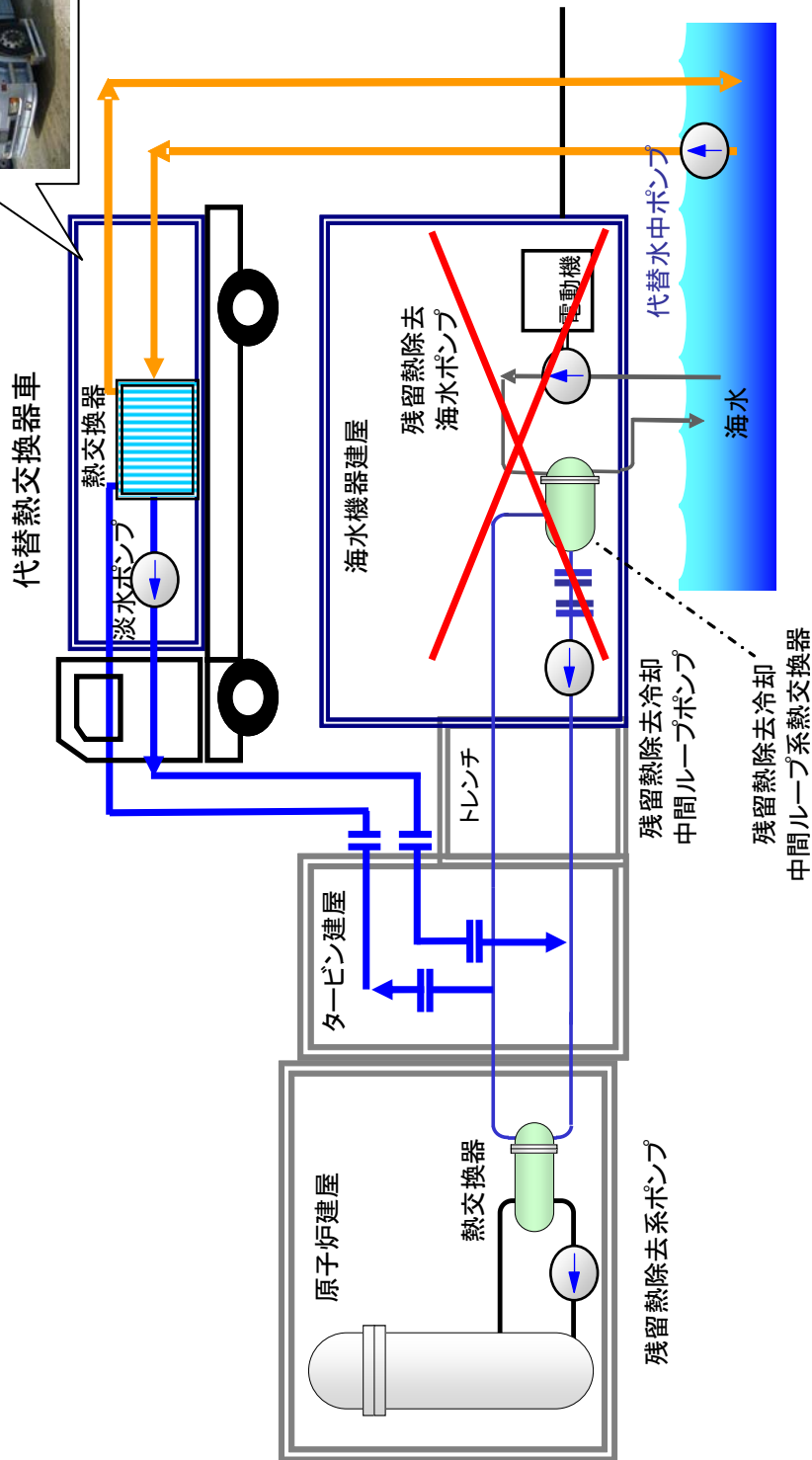
- : (ア) 基本設計で採用した設備
- ▣ : (イ) AM 策
- ▤ : (ウ) 緊急安全対策
- ▥ : (エ) 更なる安全性向上策

外部電源喪失から全交流電源喪失までのイベントツリー

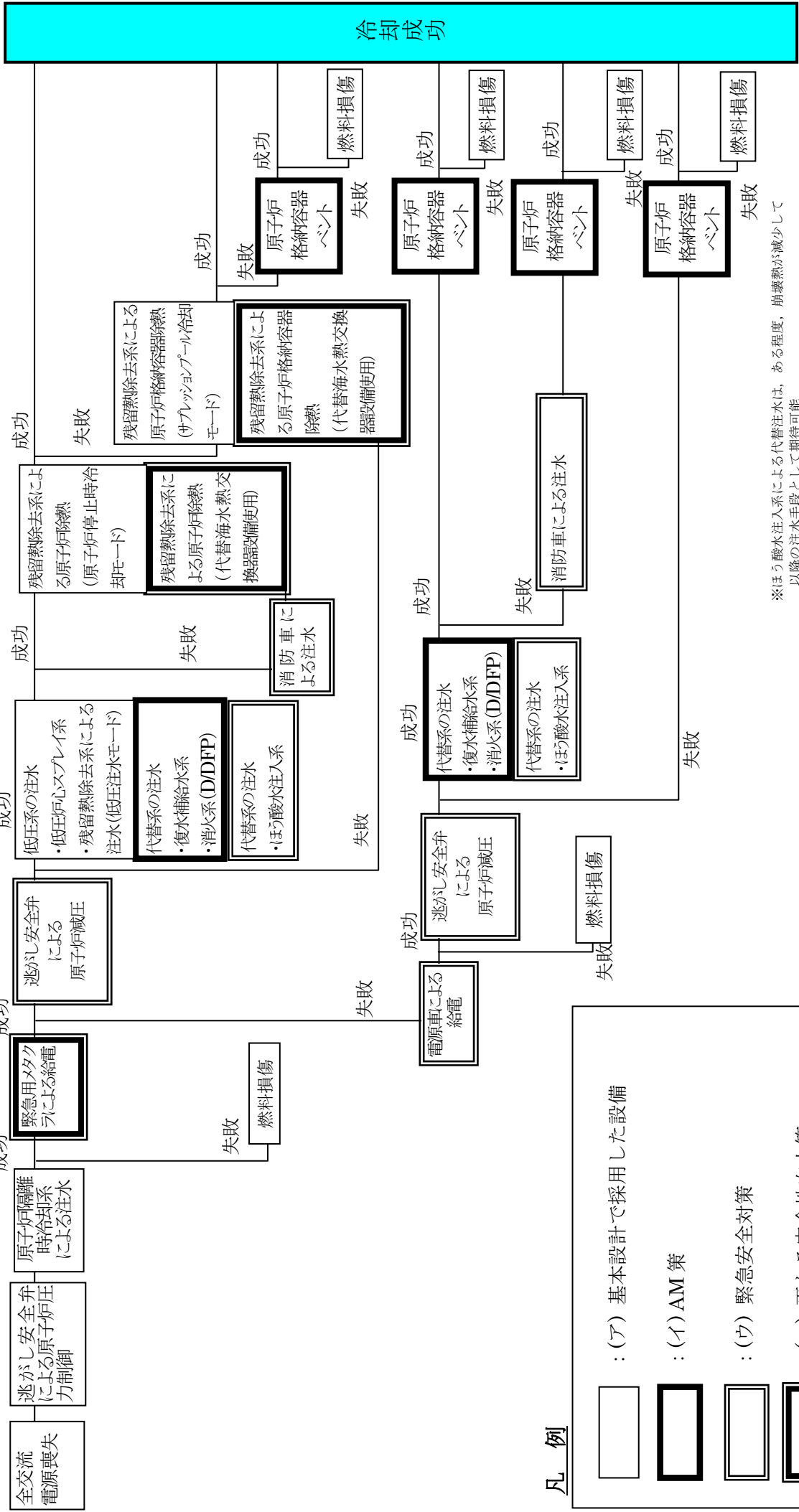
緊急用メタクラを介した外部電源受電



代替海水熱交換器設備の概要

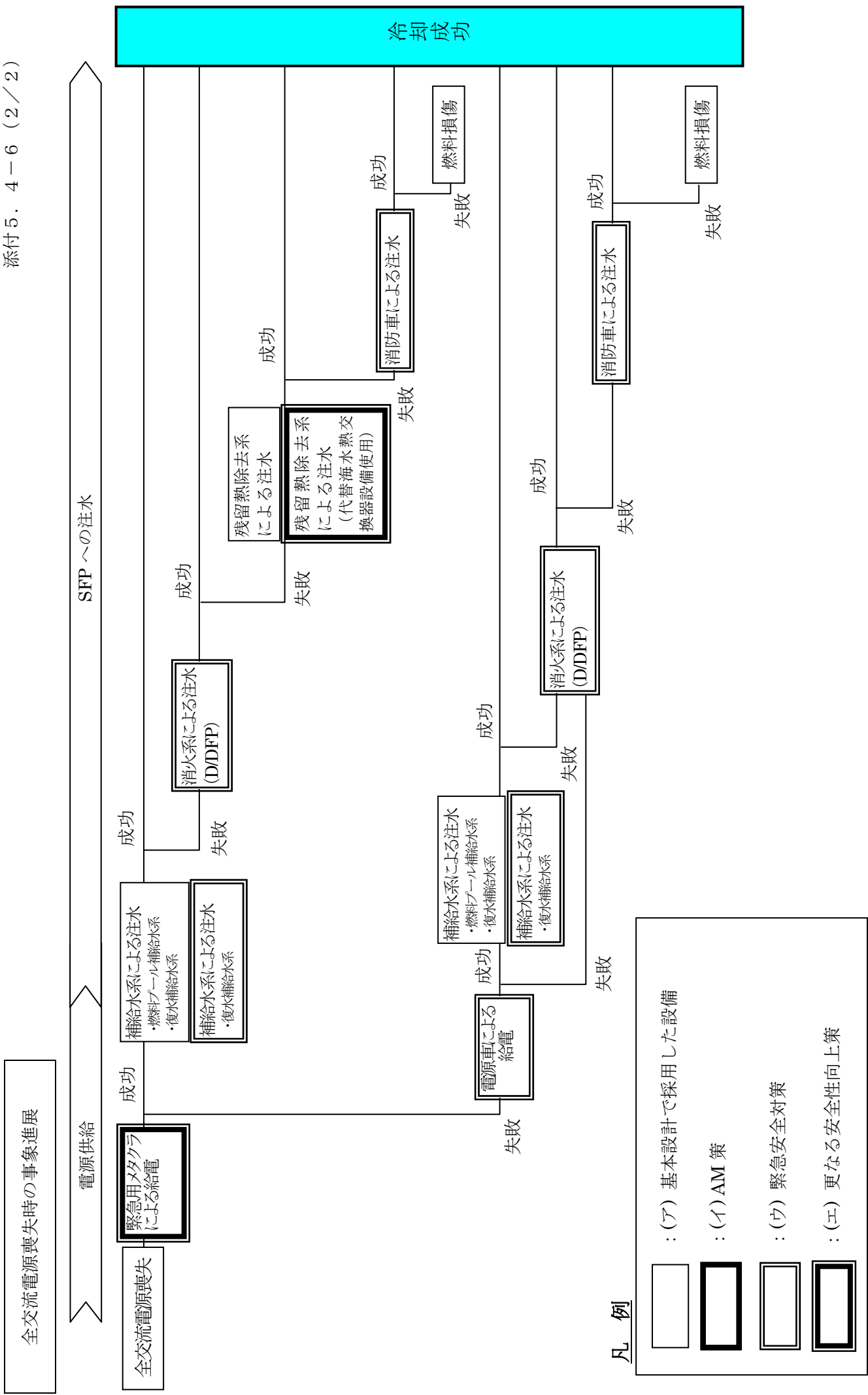


原子炉圧力制御・高圧注水 / 電源供給 / 原子炉減圧・低圧注水 / 原子炉格納容器除熱



※ほろ酸水注入系による代替注水は、ある程度、崩壊熱が減少して以降の注水手段として期待可能

全交流電源喪失時のイベントツリー (原子炉)

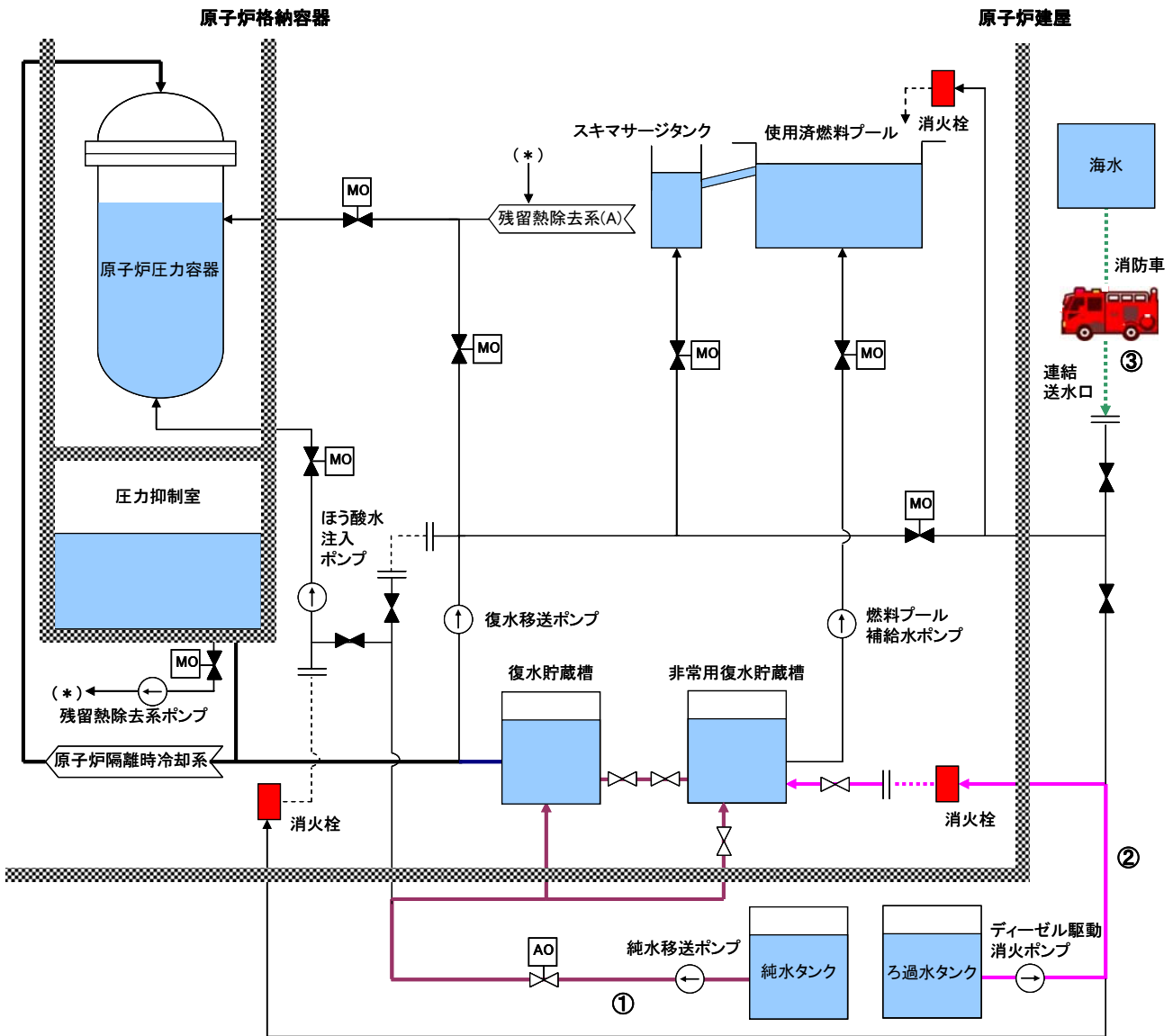
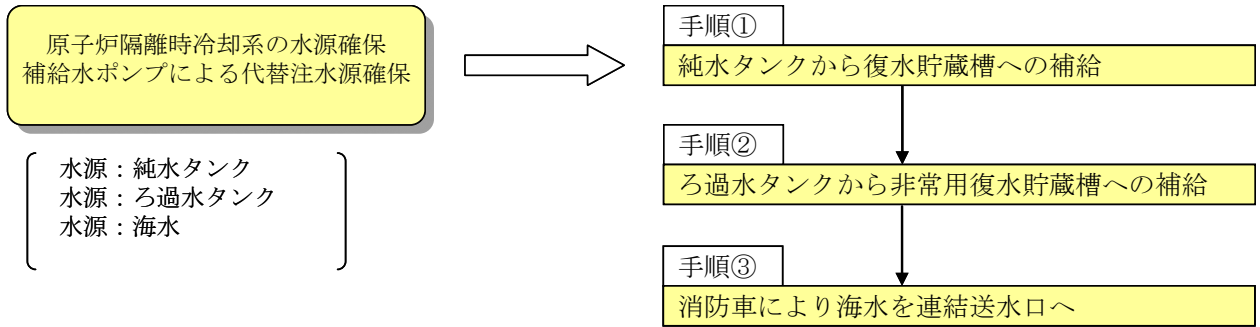


凡例

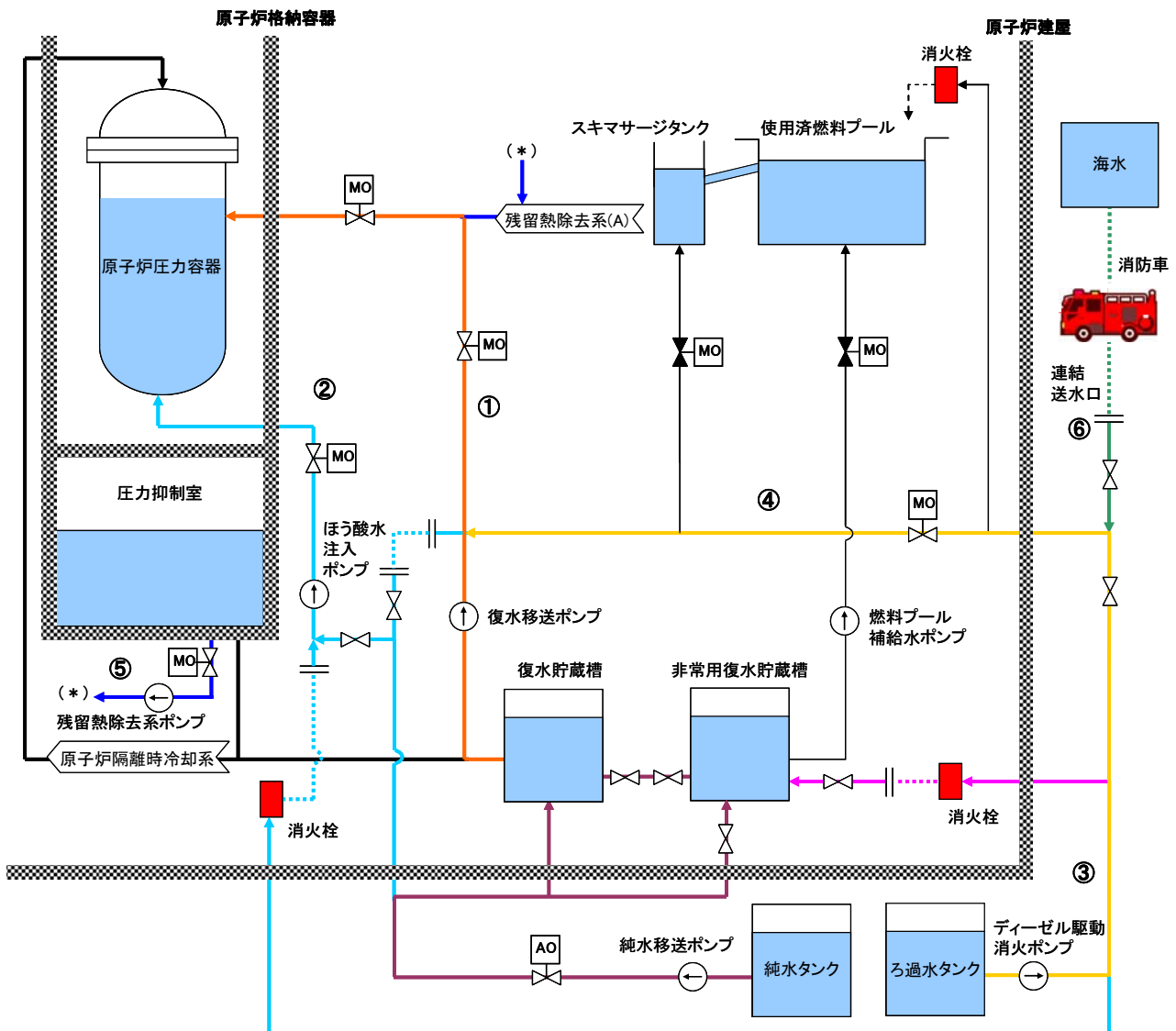
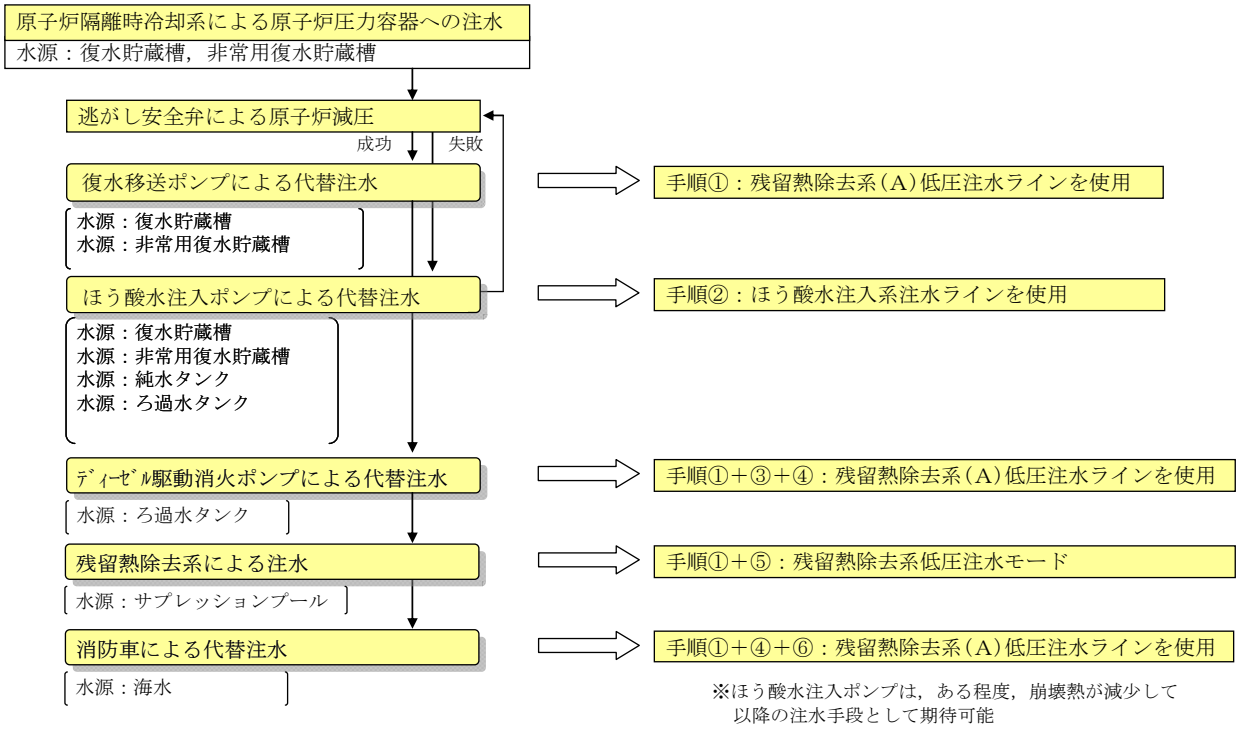
- : (ア) 基本設計で採用した設備
- : (イ) AM 策
- : (ウ) 緊急安全対策
- : (エ) 更なる安全性向上策

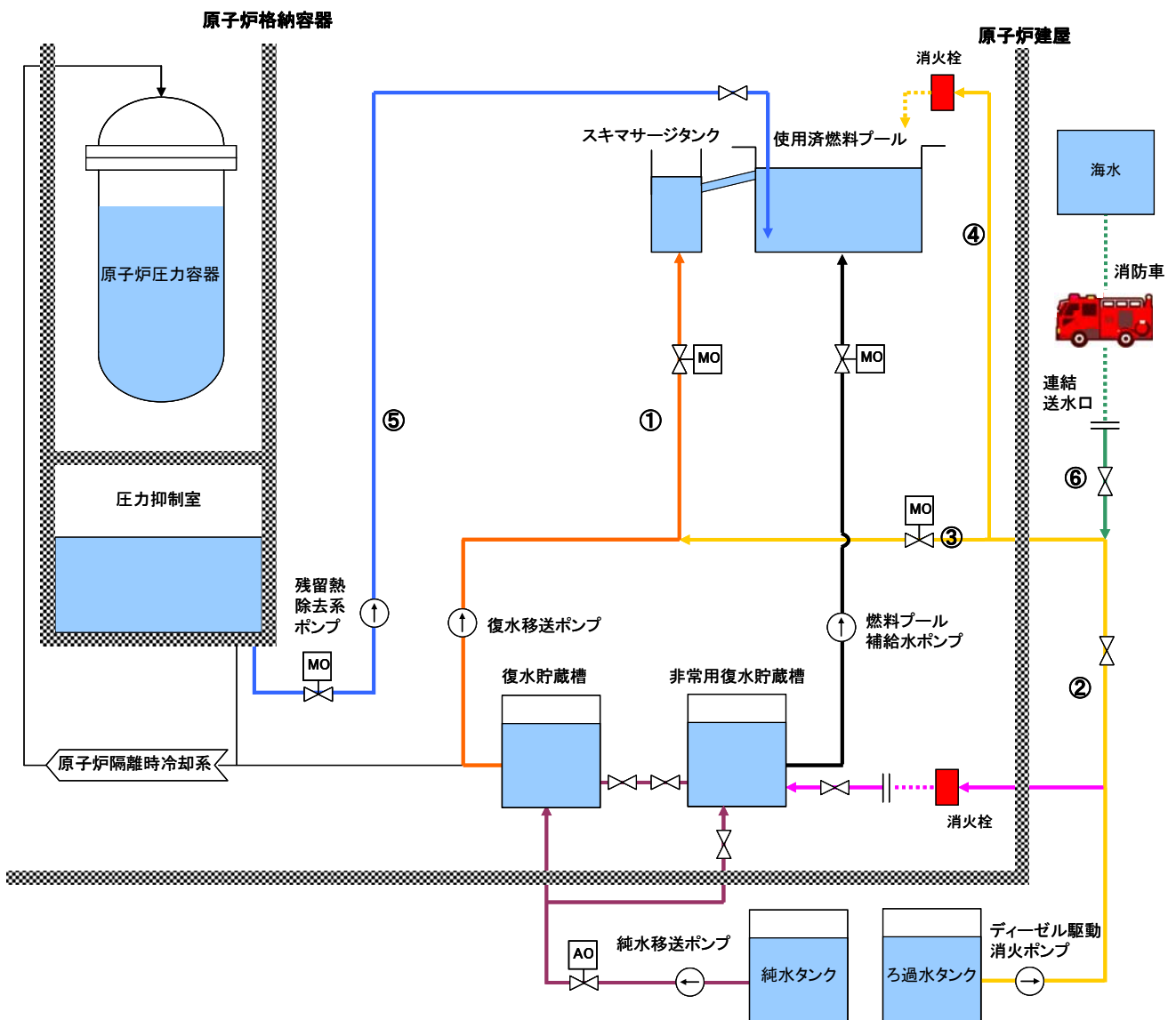
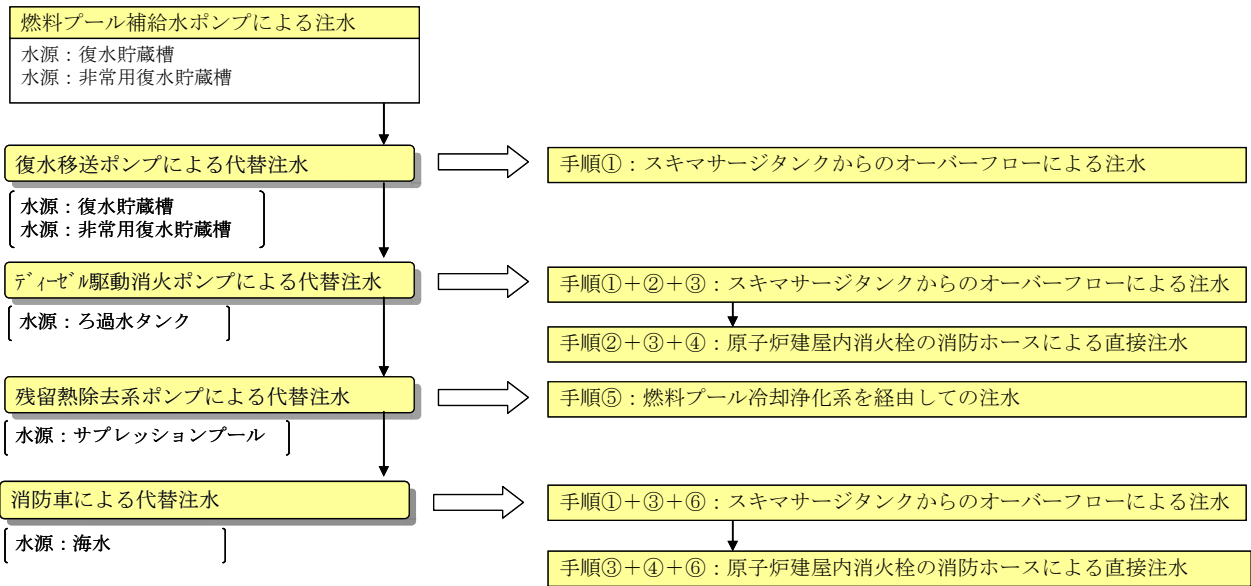
全交流電源喪失時のイベントツリー (SFP)

原子炉隔離時冷却系及び代替注水の水源確保方法



原子炉压力容器への代替注水方法





崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量評価結果(原子炉)
【原子炉運転中】

※図中の給水可能期間は各タンクの管理レベル（下端）による。

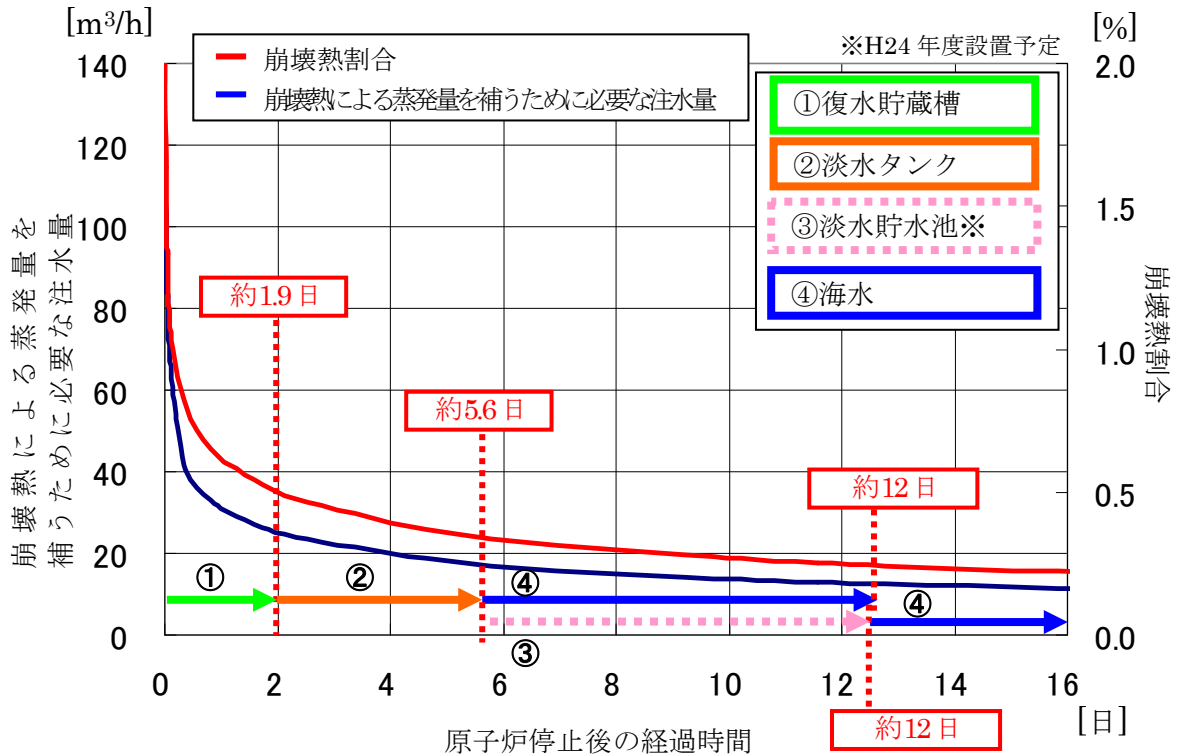


図1 原子炉への必要注水量

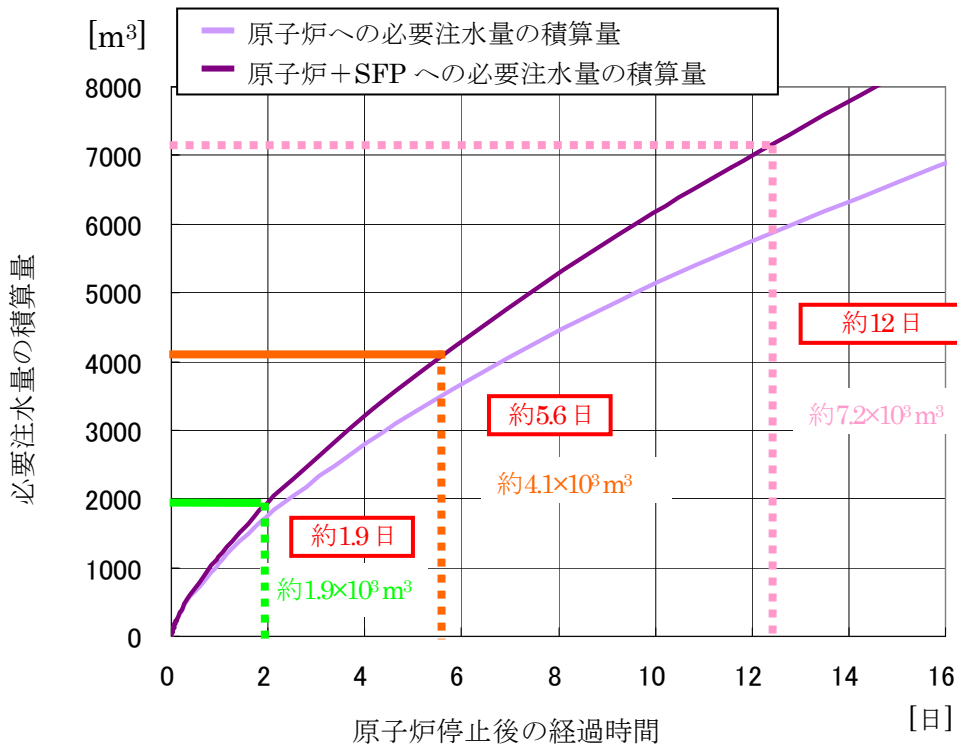


図2 原子炉及び SFP への必要注水量の積算量

水源評価結果 (原子炉運転中)

水源	各水源の正味使用可能量評価項目 ※1		正味使用可能量	水源枯渇時間 ※4	
復水貯蔵槽 (非常用復水貯蔵槽含む)	管理レベルの保有水量 ※2	1,980 m ³	1,940 m ³	約 1.9 日	
	復水移送ポンプトリップレベルの保有水量	40 m ³			
淡水タンク	管理レベルの保有水量 ※2	7,260m ³	19,930 m ³	約 3.7 日	約 5.6 日
	純水移送ポンプトリップレベルの保有水量	970 m ³			
	純水タンクの正味使用可能量	6,290 m ³			
	管理レベルの保有水量 ※2	15,310 m ³			
	ディーゼル駆動消火ポンプ使用可能レベルの保有水量	1,670 m ³			
ろ過水タンクの正味使用可能量	13,640 m ³				
淡水貯水池 ※3	-		18,000 m ³	約 6.9 日	

※1 各水量は一の位を四捨五入した数値であり、合計値とは異なる場合がある。

※2 管理レベルは、運用の最低レベルで評価。

※3 全交流電源喪失発生 48 時間後から 500m³/日 で井戸水を補給するものとして評価。

※4 水源の枯渇時間は、1~7 号機の原子炉停止後における原子炉の崩壊熱及びSFP崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量評価 (添付5. 4-2) により評価。

※5 小数点第一位以下を切り捨てて表記。

崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量評価結果(SFP)
【原子炉停止中】

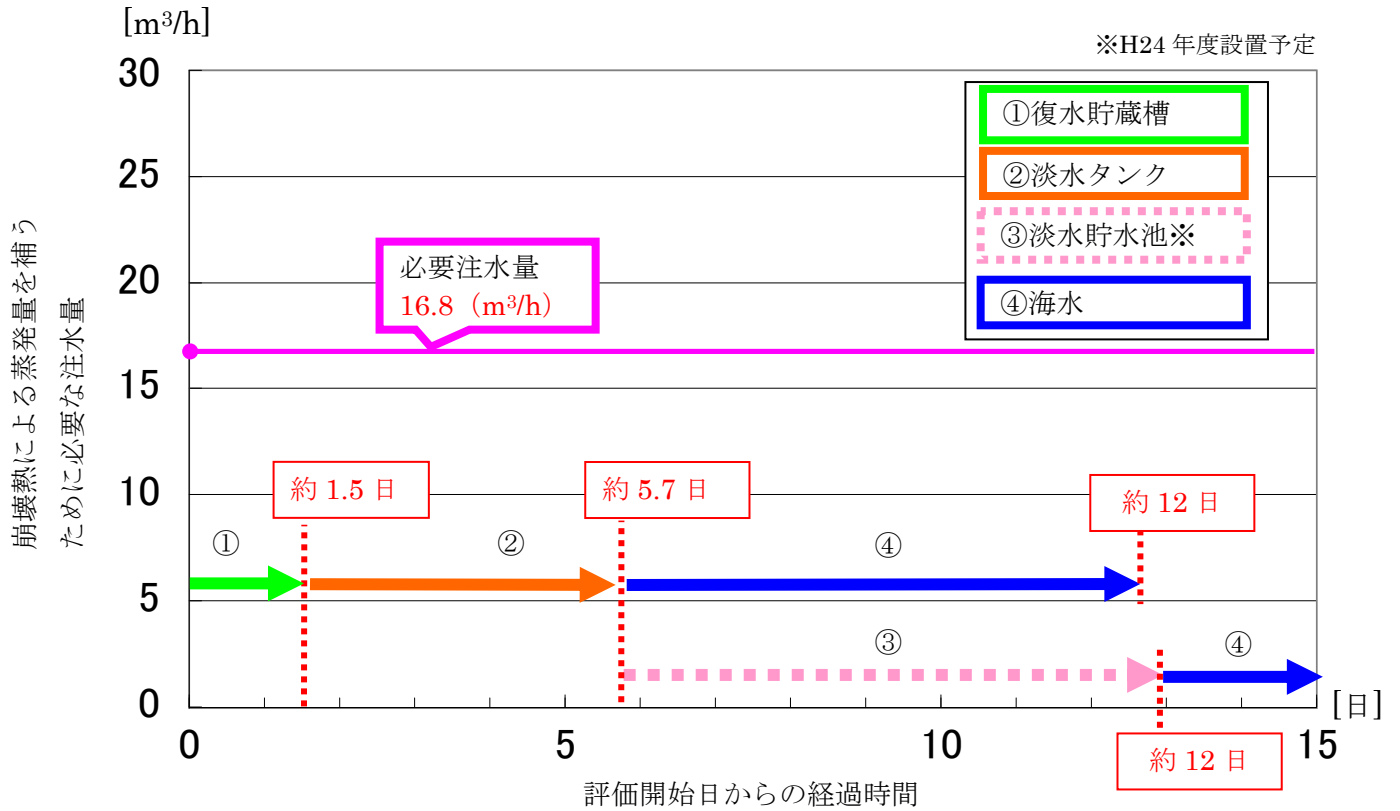


図3 SFP への必要注水量

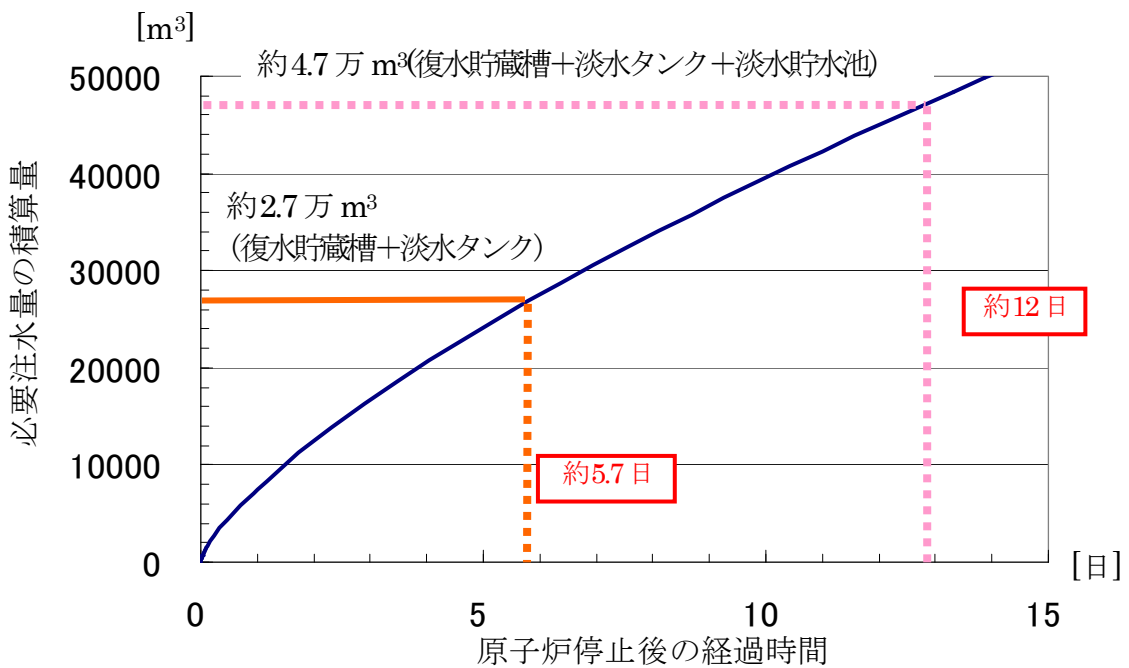


図4 2~7号機側(原子炉運転中)への必要注水量の積算量

水源評価結果 (原子炉停止中)

水源	各水源の正味使用可能量評価項目 ※1	正味使用可能量	水源枯渇時間
復水貯蔵槽 (非常用復水貯蔵槽含む)	管理レベルの保有水量 ※2	670 m ³	約 1.5 日 ※4
	復水移送ポンプトリップレベルの保有水量	40 m ³	
淡水タンク	管理レベルの保有水量 ※2	7,260 m ³	約 5.7 日 ※6
	純水移送ポンプトリップレベルの保有水量	970 m ³	
	純水タンクの正味使用可能量	6,290 m ³	
	管理レベルの保有水量 ※2	15,310 m ³	
	ディーゼル駆動消火ポンプ使用可能レベルの保有水量	1,670 m ³	
	ろ過水タンクの正味使用可能量	13,640 m ³	
淡水貯水池 ※3	—	18,000 m ³	約 7.2 日

※1 各水量は一の位を四捨五入した数値であり、合計値とは異なる場合がある。

※2 管理レベルは、運用の最低レベルで評価。

※3 全交流電源喪失発生 48 時間後から 500m³/日で井戸水を補給するものとして評価。

※4 水源 (復水貯蔵槽) の枯渇時間は、下記式より評価。

(水源の枯渇時間) = (正味の使用可能量) ÷ (1号機・SFP の崩壊熱除去に必要な注水量)

※5 水源 (淡水タンク) の枯渇時間は、1号機の SFP の崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量評価、及び2~7号機の原子炉停止後における原子炉及び SFP の崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量評価 (添付 5. 4 - 2) により評価。

※6 水源 (復水貯蔵槽 + 淡水タンク) 枯渇までの期間については、下記式より評価。

(水源 (復水貯蔵槽 + 淡水タンク) 枯渇までの期間) = (水源 (復水貯蔵槽) の枯渇時間) + (水源 (淡水タンク) の枯渇時間)

※7 小数点第一位以下を切り捨てて表記。

電源車の運転継続時間の評価

本文中の評価条件から仮定される、電源車・消防車その他機材の燃料（軽油）消費量及び発電所内に保有する軽油量を下表に記載すると共に、各燃料（軽油）消費量及び軽油量から算出された運転継続時間を示す。なお、車両等に積載されている軽油は軽油保有量に含めず、保守的に評価する。

【運転中】

	設備	台数	緊急安全 対策後	更なる安全性 向上策後	用途
燃料 (軽油) 消費量 (ℓ/日)	電源車 500KVA	14	36,960	36,960	1～7号機：P/C用
	消防車 A I 型①	1	960	960	5,6号機：注水用
	消防車 A I 型②	1	640	640	7号機：注水用
	消防車 A II 型	4	2,240	2,240	1～4号機：注水用
	仮設発電機 40KVA	3	660	660	モニタリングポスト用
	仮設発電機 125KVA	1	500	500	純水移送ポンプ用
	仮設発電機 195KVA	1	810	810	純水移送ポンプ用
	仮設発電機 350KVA	1	1,320	1,320	ろ過水送水ポンプ, 純水送水ポンプ用
	ガスタービン発電機	1	9,480	9,480	免震重要棟用
	D/DFP (1～4号機用)	1	760	760	1～4号機：注水用
	D/DFP (5～7号機用)	1	700	700	5～7号機：注水用
	仮設発電機 125KVA	1		500	井戸水ポンプ用
	合計		55,030	55,530	
軽油 保有量 (ℓ)	軽油タンク (1～5号機)	10	3,160,000	3,160,000	軽油供給源
	軽油タンク (6,7号機)	4	2,040,000	2,040,000	軽油供給源
	地下軽油タンク	3		150,000	軽油供給源
		合計		5,200,000	5,350,000
運転継続時間			約 94 日	約 96 日	

【停止中】

	設備	台数	緊急安全 対策後	更なる安全性 向上策後	用途
燃料 (軽油) 消費量 (ℓ/日)	電源車 500KVA	13	34,320	34,320	1~7号機：P/C用
	消防車 A I 型①	1	960	960	5,6号機：注水用
	消防車 A I 型②	1	640	640	7号機：注水用
	消防車 A II 型	4	2,240	2,240	1~4号機：注水用
	仮設発電機 40KVA	3	660	660	モニタリングポスト用
	仮設発電機 125KVA	1	500	500	純水移送ポンプ用
	仮設発電機 195KVA	1	810	810	純水移送ポンプ用
	仮設発電機 350KVA	1	1,320	1,320	ろ過水送水ポンプ, 純水送水ポンプ用
	ガスタービン発電機	1	9,480	9,480	免震重要棟用
	D/DFP (1~4号機用)	1	760	760	1~4号機：注水用
	D/DFP (5~7号機用)	1	700	700	5~7号機：注水用
	仮設発電機 125KVA	1		500	井戸水ポンプ用
	合計			52,390	52,890
軽油 保有量 (ℓ)	軽油タンク (1~5号機)	10	3,160,000	3,160,000	軽油供給源
	軽油タンク (6,7号機)	4	2,040,000	2,040,000	軽油供給源
	地下軽油タンク	3		150,000	軽油供給源
	合計		5,200,000	5,350,000	
運転継続時間			約 99 日	約 101 日	

【代替海水熱交換器設備使用時】

	設備	台数	評価値	用途	
燃料 (軽油) 消費量 (ℓ/日)	電源車 500KVA	7	18,480	1~7号機：代替海水熱交換器設備用	
	消防車 A I 型①	1	960	5,6号機：注水用	
	消防車 A I 型②	1	640	7号機：注水用	
	消防車 A II 型	4	2,240	1~4号機：注水用	
	仮設発電機 40KVA	3	660	モニタリングポスト用	
	仮設発電機 125KVA	1	500	純水移送ポンプ用	
	仮設発電機 195KVA	1	810	純水移送ポンプ用	
	仮設発電機 350KVA	3	3,960	ろ過水送水ポンプ, 純水送水ポンプ用 6,7号機：代替海水熱交換器設備用	
	ガスタービン発電機	1	9,480	免震重要棟用	
	D/DFP (1~4号機用)	1	760	1~4号機：注水用	
	D/DFP (5~7号機用)	1	700	5~7号機：注水用	
	合計			39,190	
	軽油 保有量 (ℓ)	軽油タンク (1~5号機)	10	3,160,000	軽油供給源
軽油タンク (6,7号機)		4	2,040,000	軽油供給源	
合計			5,200,000		
運転継続時間			約 132 日		

燃料取出スキーム【原子炉運転中】

取出燃料	冷却期間	燃料体数 (体)	崩壊熱 (MW)
3 サイクル冷却済燃料	3× (14 ヶ月+70日) +70日	58	0.044
2 サイクル冷却済燃料	2× (14 ヶ月+70日) +70日	176	0.167
1 サイクル冷却済燃料	1× (14 ヶ月+70日) +70日	176	0.259
定検時取出燃料 (5 サイクル照射)	70日	60	0.289
定検時取出燃料 (4 サイクル照射)	70日	116	0.541
7号機定検時取出燃料	35 ヶ月+1× (14 ヶ月+70日)	40	0.032
6号機定検時取出燃料	35 ヶ月+1× (14 ヶ月+70日)	40	0.032
5号機定検時取出燃料	35 ヶ月+1× (14 ヶ月+70日)	60	0.046
4号機定検時取出燃料	35 ヶ月+1× (14 ヶ月+70日)	60	0.046
3号機定検時取出燃料	35 ヶ月+1× (14 ヶ月+70日)	60	0.046
2号機定検時取出燃料	35 ヶ月+1× (14 ヶ月+70日)	60	0.046
7号機定検時取出燃料	35 ヶ月	208	0.206
6号機定検時取出燃料	35 ヶ月	208	0.206
5号機定検時取出燃料	35 ヶ月	176	0.169
4号機定検時取出燃料	35 ヶ月	176	0.169
3号機定検時取出燃料	35 ヶ月	176	0.169
2号機定検時取出燃料	35 ヶ月	176	0.169
崩壊熱合計 (MW)	崩壊熱：2.635MW (照射燃料体数：2,026 体)		

※崩壊熱の合計は、四捨五入の関係で個々の崩壊熱の合計とはならない場合がある。

運転期間を14 ヶ月，定期検査時の停止期間を70日と仮定する。
 運転開始直後のSFP内の崩壊熱量を評価した。
 2～7号機での定検時取出燃料も1号機のSFPにて貯蔵する場合を仮定する。

燃料取出スキーム【原子炉停止中】

取出燃料	冷却期間	燃料体数 (体)	崩壊熱 (MW)
3 サイクル冷却済燃料	3 × (14 ヶ月 + 70 日) + 10 日	60	0.047
2 サイクル冷却済燃料	2 × (14 ヶ月 + 70 日) + 10 日	176	0.175
1 サイクル冷却済燃料	1 × (14 ヶ月 + 70 日) + 10 日	176	0.279
定検時取出燃料 (5 サイクル照射)	10 日	60	0.684
定検時取出燃料 (4 サイクル照射)	10 日	176	1.979
定検時取出燃料 (3 サイクル照射)	10 日	176	1.942
定検時取出燃料 (2 サイクル照射)	10 日	176	1.883
定検時取出燃料 (1 サイクル照射)	10 日	176	1.764
7 号機定検時取出燃料	35 ヶ月 + 1 × (14 ヶ月 + 70 日)	40	0.032
6 号機定検時取出燃料	35 ヶ月 + 1 × (14 ヶ月 + 70 日)	40	0.032
5 号機定検時取出燃料	35 ヶ月 + 1 × (14 ヶ月 + 70 日)	60	0.046
4 号機定検時取出燃料	35 ヶ月 + 1 × (14 ヶ月 + 70 日)	60	0.046
3 号機定検時取出燃料	35 ヶ月 + 1 × (14 ヶ月 + 70 日)	60	0.046
2 号機定検時取出燃料	35 ヶ月 + 1 × (14 ヶ月 + 70 日)	58	0.044
7 号機定検時取出燃料	35 ヶ月	208	0.206
6 号機定検時取出燃料	35 ヶ月	208	0.206
5 号機定検時取出燃料	35 ヶ月	176	0.169
4 号機定検時取出燃料	35 ヶ月	176	0.169
3 号機定検時取出燃料	35 ヶ月	176	0.169
2 号機定検時取出燃料	35 ヶ月	176	0.169
崩壊熱合計 (MW)	崩壊熱 : 10.083MW (照射燃料体数 : 2,614 体)		

※崩壊熱の合計は、四捨五入の関係で個々の崩壊熱の合計とはならない場合がある。

運転期間を 14 ヶ月、定期検査時の停止期間を 70 日と仮定する。
 原子炉停止後 10 日目に、炉心の全燃料を SFP に取り出し、プールゲートを閉止した直後の SFP 内の崩壊熱を評価した。
 2～7 号機での定検時取出燃料も 1 号機の SFP にて貯蔵する場合を仮定する。

崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量評価(原子炉)

1. 炉心の崩壊熱評価方法

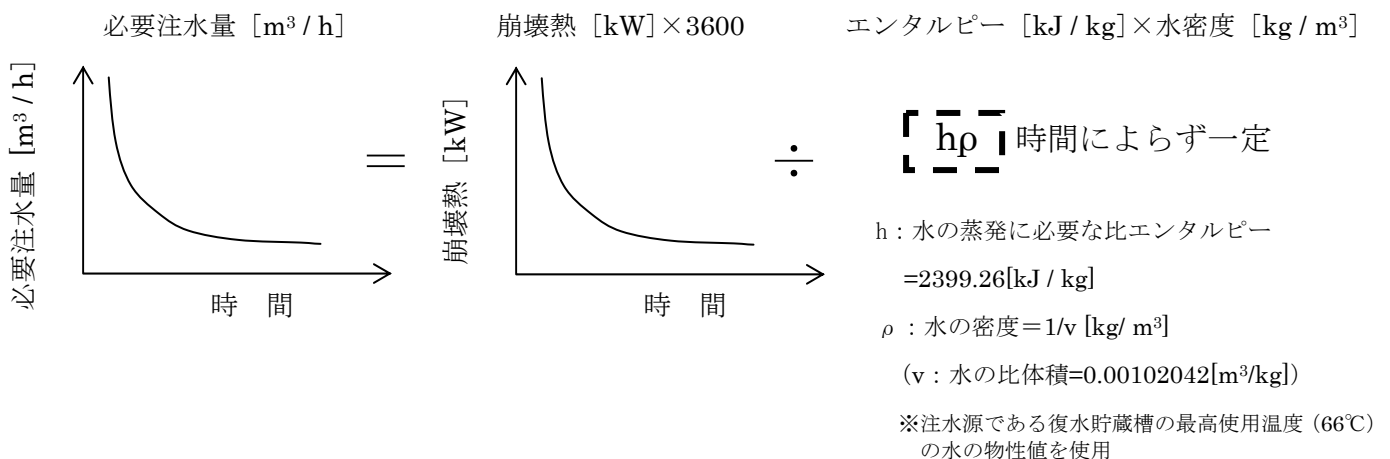
柏崎刈羽1号機(定格熱出力:3,293 MW)の原子炉における崩壊熱は、炉心平均燃焼度を55,000 MWd/tと仮定して、ANSI/ANS-5.1-1979のモデルを用いて評価した。

なお、ANSI/ANS-5.1-1979に基づいて作成した崩壊熱曲線については、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」(昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成4年6月11日一部改訂)においてその使用が認められている。

2. 必要注水量の計算

原子炉からの崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量は、以下の式で計算した。

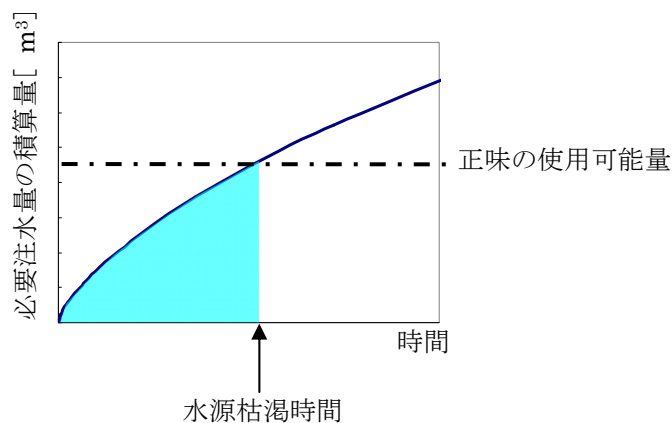
$$\text{必要注水量} [\text{m}^3 / \text{h}] = \frac{\text{崩壊熱} [\text{kW}] \times 3600}{\text{水の蒸発に必要な比エンタルピー} [\text{kJ} / \text{kg}] \times \text{水の密度} [\text{kg} / \text{m}^3]}$$



3. 各水源の枯渇時間の計算

必要注水量の積算量と各水源の正味の使用可能量から枯渇時間を算出した。

なお、淡水が枯渇した場合にも、海水を注入することにより原子炉の冷却は可能である。



崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量評価(使用済燃料プール)

SFPの冷却機能が喪失することによるSFP水温の上昇と、それに伴うSFP水蒸発による減少を補うため、SFPへ注水を行う。

1. 原子炉停止中の注水量の評価

原子炉停止中におけるSFPの注水量評価結果は表1のとおり。

表1 SFP注水量評価結果

注水量[m ³ /h]	崩壊熱[MW]
約 16.8	約 10.1

評価方法等を以下に示す。

① 崩壊熱評価

注水量計算に必要なSFP貯蔵の燃料の崩壊熱は、以下のとおり。

1. 1 評価方法

崩壊熱については、May-Wittの式を用いた。

1. 2 評価条件

評価条件を表2に示す。

表2 崩壊熱評価条件(原子炉停止中)

(1) 運転期間	14ヶ月
(2) 停止期間 ^{*1}	70日
(3) 総燃料体数 ^{*2}	2,790体
照射燃料	2,614体
新燃料	176体
(4) 評価開始日 ^{*3}	原子炉停止10日後

② 必要注水量の計算

SFP貯蔵の燃料の崩壊熱Qによる保有水の蒸発量 $\Delta V/\Delta t$ [m³/h]

は、次のとおり。

$$\Delta V/\Delta t = Q \times 3600 / h_{fg} \rho \text{ [m}^3/\text{h]}$$

Q (SFP貯蔵燃料の崩壊熱) : 表1のとおり。

h_{fg} (飽和水蒸気潜熱) : 2256.54^{*4} [kJ/kg] (100℃の水, 大気圧)

ρ (水の密度) : 1/v [kg/m³] (100℃)

v (水の比容積) : 0.00104344^{*4} [m³/kg] (100℃)

崩壊熱による保有水の蒸発を補うために必要な注水量は、蒸発量 $\Delta V/\Delta t$ [m³/h]と等しくなる。

なお、必要注水量の評価においては、100℃到達前の蒸発による蒸発量は考慮していない。

2. 原子炉運転中の注水量の評価

原子炉運転中における、SFP の注水量評価結果は表 3 のとおり。

表 3 SFP 注水量評価結果

注水量[m ³ /h]	崩壊熱[MW]
約 4.4	約 2.7




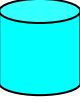
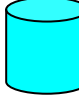
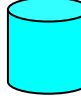
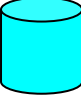
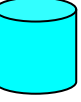
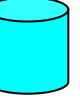
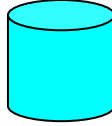
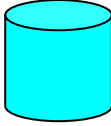
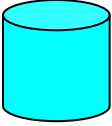
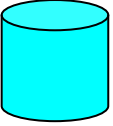
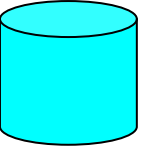
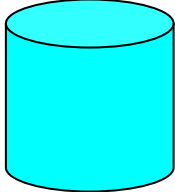
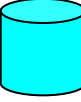
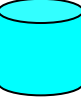
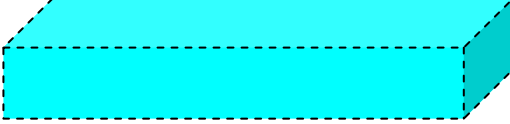
原子炉運転中における、評価条件を表 4 に示す。なお、崩壊熱評価方法及び必要注水量の計算は、原子炉停止中の評価と同じである。

表 4 崩壊熱評価条件 (原子炉運転中)

(1) 運転期間	14 ヶ月
(2) 停止期間 ^{※1}	70 日
(3) 総燃料体数 ^{※5}	2,026 体
照射燃料	2,026 体
(4) 評価開始日	運転開始直後

-
- ※1 発電機解列から併入まで。過去の定期検査の実績を踏まえ余裕を見た日数を設定した。
- ※2 定期検査毎に取替体数分の使用済燃料が SFP に取出・貯蔵されているところに、至近の運転サイクルで照射された炉心の全燃料を SFP に取出し、全ての使用済燃料ラックに燃料が貯蔵されていることとした (1 取替分新燃料含む)。
- ※3 評価開始日は全燃料取出完了日とした。過去の定期検査の実績を踏まえ余裕を見た日数を設定した。
- ※4 参照：1999 日本機械学会 蒸気表
- ※5 表 2 (3) に示す総燃料体数から、1 炉心分の燃料 764 体 (照射燃料 588 体, 新燃料 176 体) を炉心に装荷した残りの燃料が貯蔵されているとした。




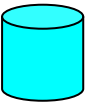
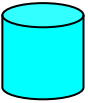

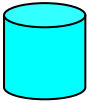
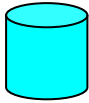
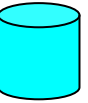
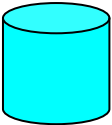
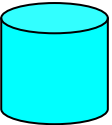
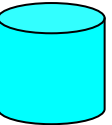
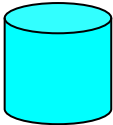
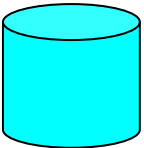
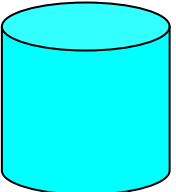
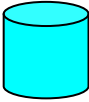
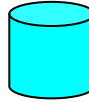

柏崎刈羽原子力発電所の淡水保有水量^{※1}及び割り当て (運転中)

	1号機 (運転中)	2号機 (運転中)	3号機 (運転中)	4号機 (運転中)	5号機 (運転中)	6号機 (運転中)	7号機 (運転中)			
復水貯蔵槽 及び非常用 復水貯蔵槽 (各号機で使用)	復水貯蔵槽 (A) 約 550m ³  復水貯蔵槽 (B) 約 640m ³  非常用復水貯蔵槽 約 740m ³ 	復水貯蔵槽 約 1740m ³ 	復水貯蔵槽 約 1580m ³ 	復水貯蔵槽 約 1530m ³ 	復水貯蔵槽 約 1570m ³ 	復水貯蔵槽 約 1050m ³ 	復水貯蔵槽 約 1130m ³ 			
純水タンク (全号機で共有)	No.1 純水タンク 約 1530m ³ 				No.2 純水タンク 約 1530m ³ 		No.3 純水タンク 約 1620m ³ 		No.4 純水タンク 約 1620m ³ 	
ろ過水タンク (全号機で共有)	No.1 ろ過水タンク 約 3650m ³ 		No.2 ろ過水タンク 約 8380m ³ 		No.3 ろ過水タンク 約 800m ³ 		No.4 ろ過水タンク 約 800m ³ 			
淡水貯水池 ^{※2} (全号機で共有) *H24 年度設置予定	淡水貯水池 約 18000m ³ 									

※1 各保有水量は使用可能量を示しており、その値は一の位を四捨五入した数値であり、合計値とは異なる場合がある。

※2 1日あたり約 500m³の淡水を取水用井戸から補給可能。

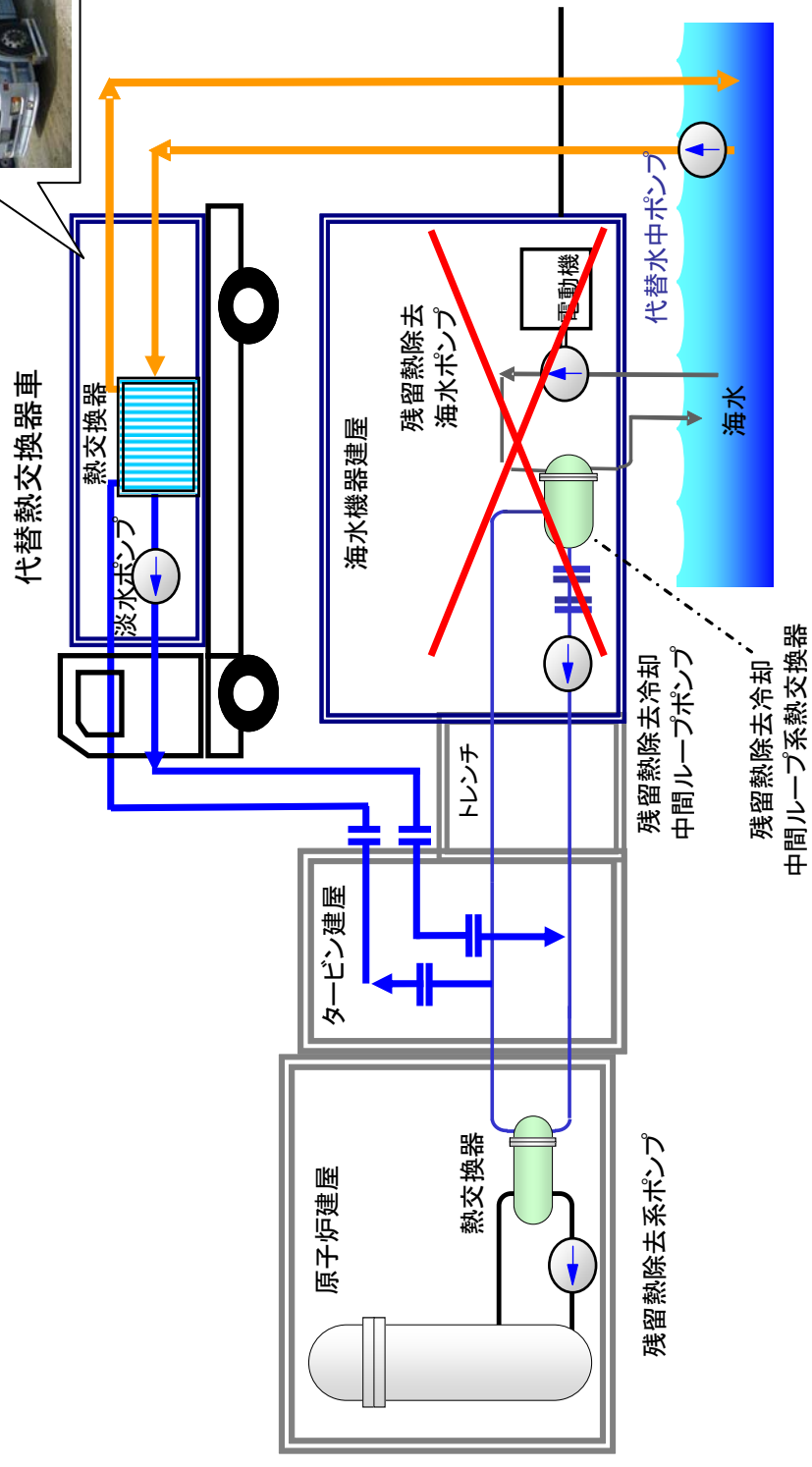
柏崎刈羽原子力発電所の淡水保有水量^{※1}及び割り当て (停止中)

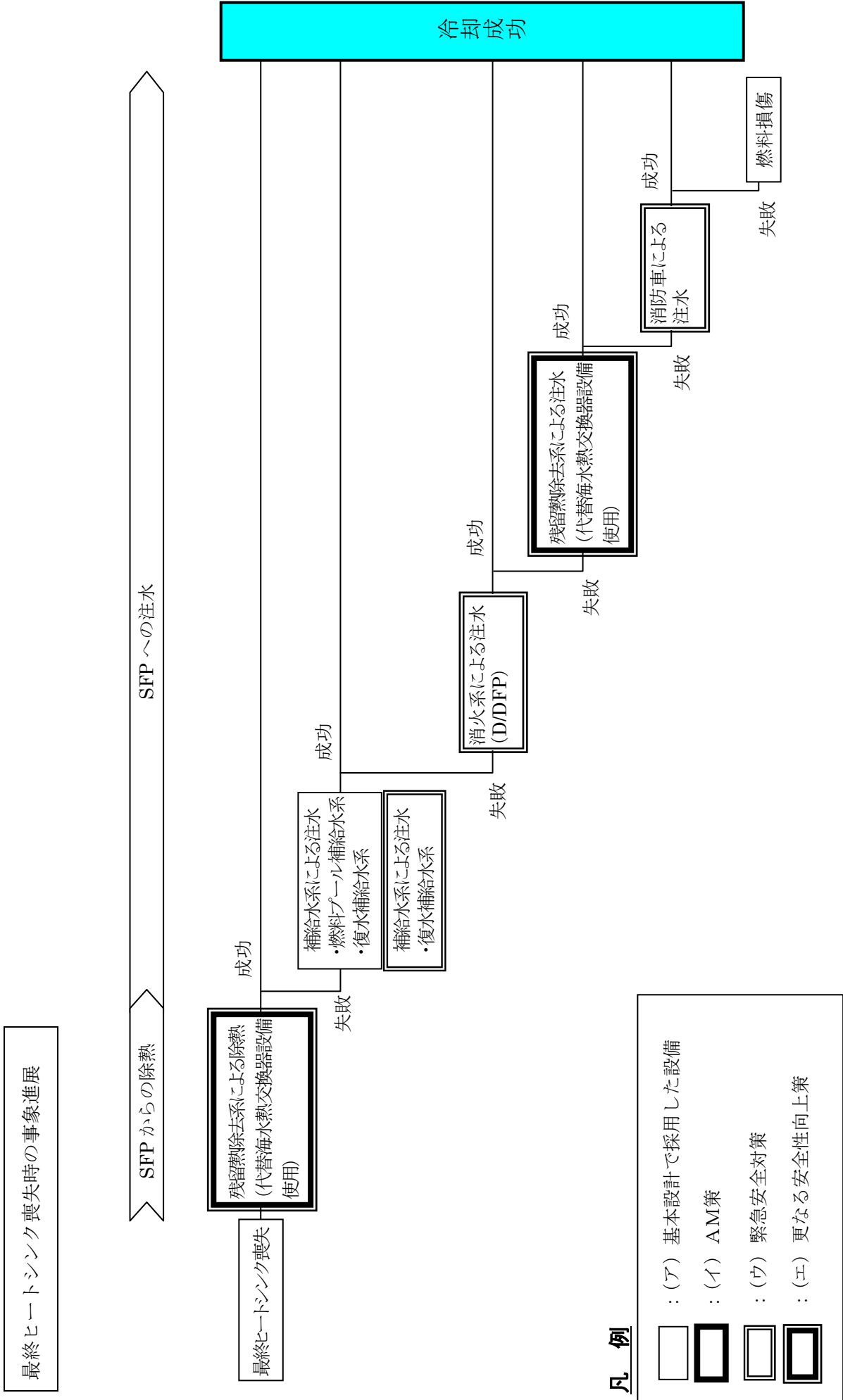
	1号機 (停止中)	2号機 (運転中)	3号機 (運転中)	4号機 (運転中)	5号機 (運転中)	6号機 (運転中)	7号機 (運転中)	
復水貯蔵槽 及び非常用 復水貯蔵槽 (各号機で使用)	復水貯蔵槽 (A) 約 190m ³  復水貯蔵槽 (B) 約 220m ³  非常用復水貯蔵槽 約 210m ³ 	復水貯蔵槽 約 1740m ³ 	復水貯蔵槽 約 1580m ³ 	復水貯蔵槽 約 1530m ³ 	復水貯蔵槽 約 1570m ³ 	復水貯蔵槽 約 1050m ³ 	復水貯蔵槽 約 1130m ³ 	
純水タンク (全号機で共有)	No.1 純水タンク 約 1530m ³ 		No.2 純水タンク 約 1530m ³ 		No.3 純水タンク 約 1620m ³ 		No.4 純水タンク 約 1620m ³ 	
ろ過水タンク (全号機で共有)	No.1 ろ過水タンク 約 3650m ³ 		No.2 ろ過水タンク 約 8380m ³ 		No.3 ろ過水タンク 約 800m ³ 		No.4 ろ過水タンク 約 800m ³ 	
淡水貯水池 ^{※2} (全号機で共有) *H24 年度設置予定	淡水貯水池 約 18000m ³ 							

※1 各保有水量は使用可能量を示しており、その値は一の位を四捨五入した数値であり、合計値とは異なる場合がある。

※2 1日あたり約 500m³の淡水を取水用井戸から補給可能。

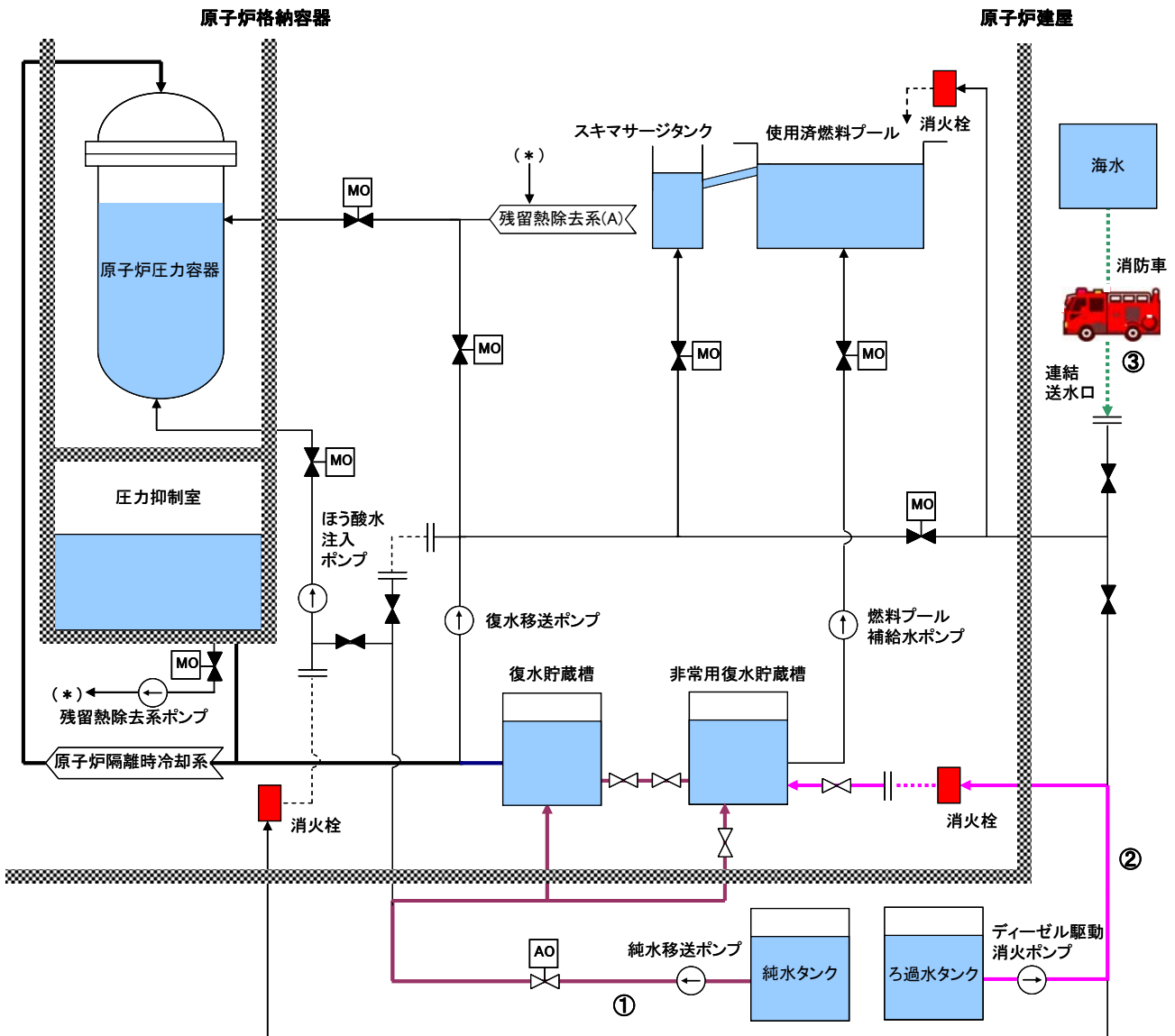
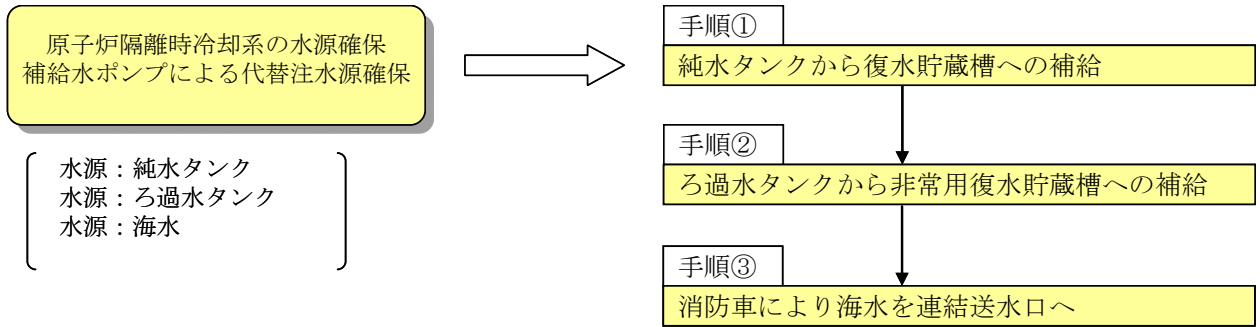
代替海水熱交換器設備の概要



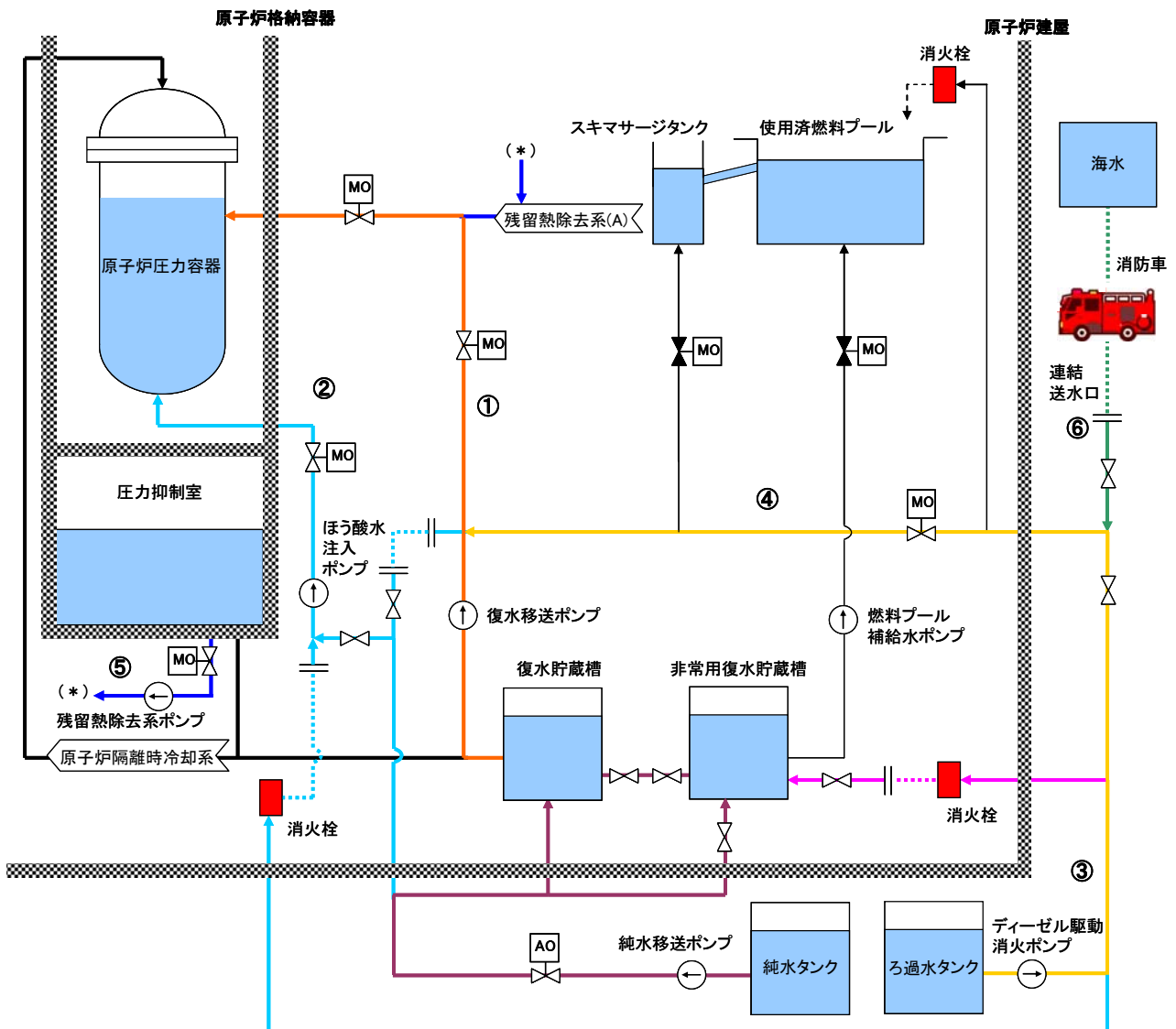
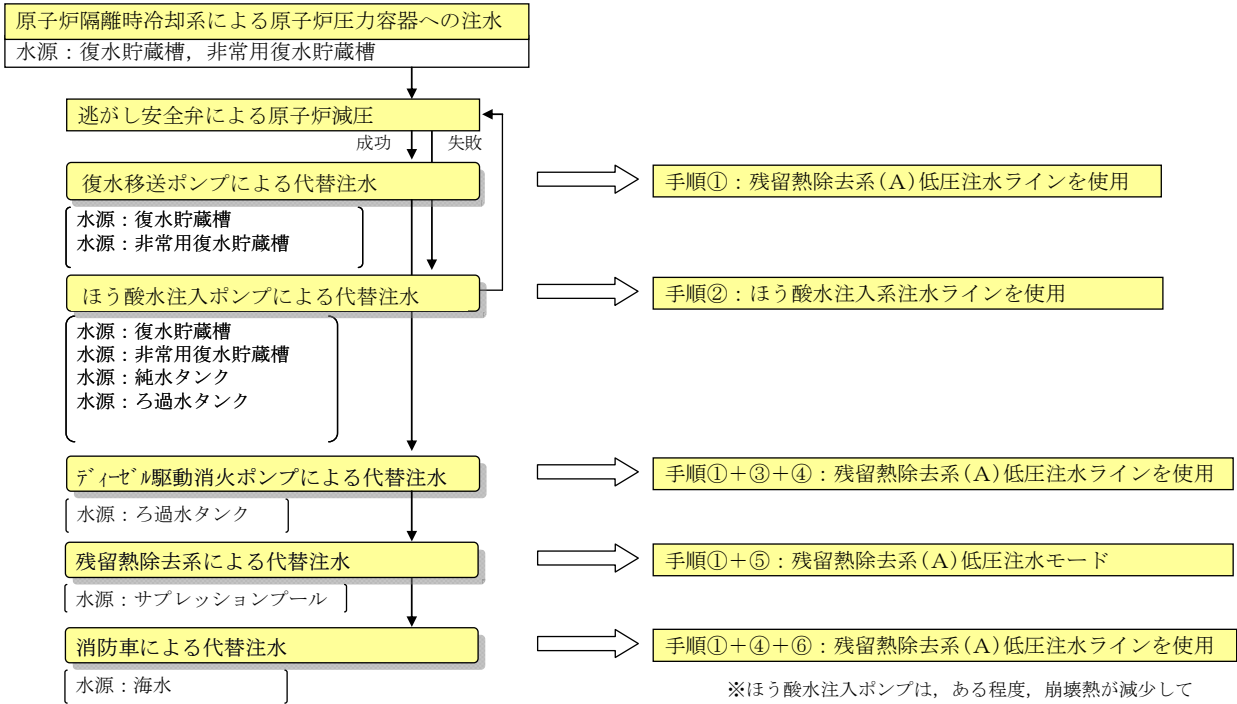


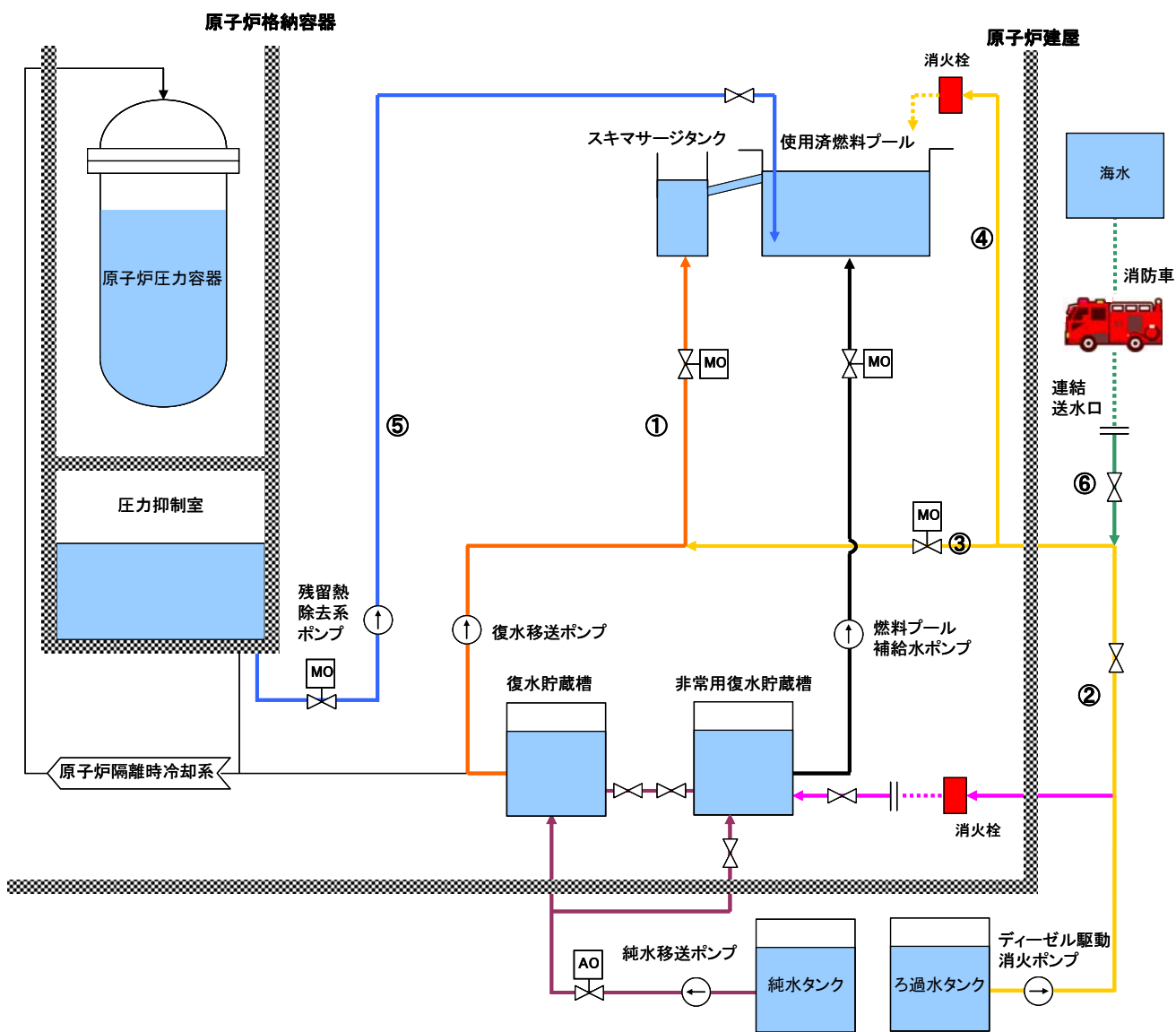
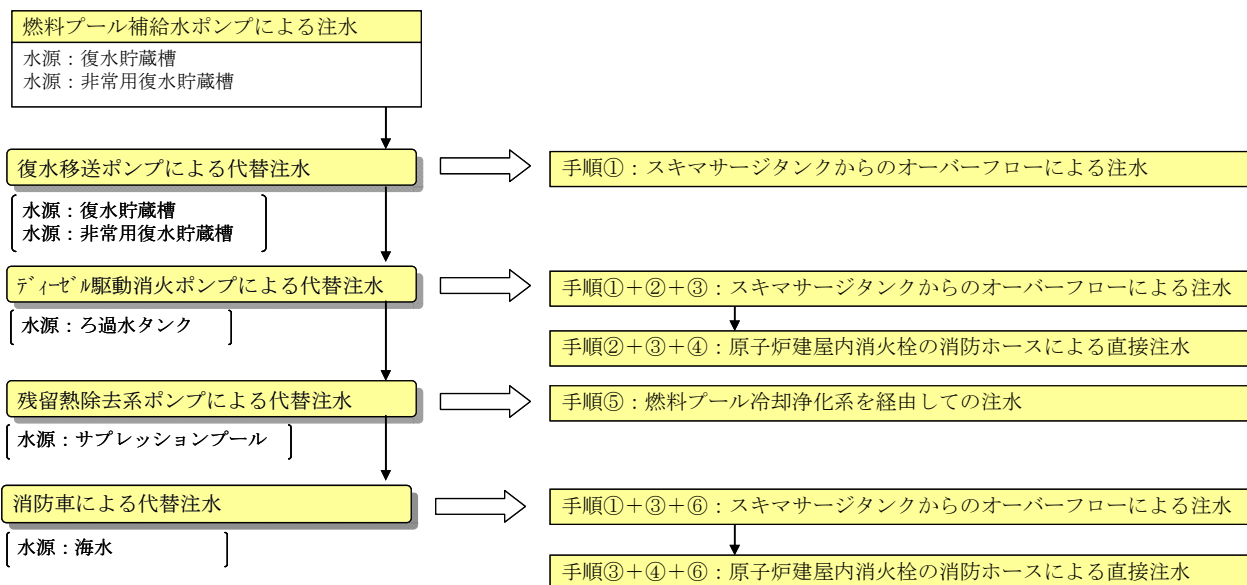
最終ヒートシンク喪失時のイベントツリー (SFP)

原子炉隔離時冷却系及び代替注水の水源確保方法



原子炉压力容器への代替注水方法





崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量評価結果(原子炉) 【原子炉運転中】

※図中の給水可能期間は各タンクの管理レベル（下端）による。

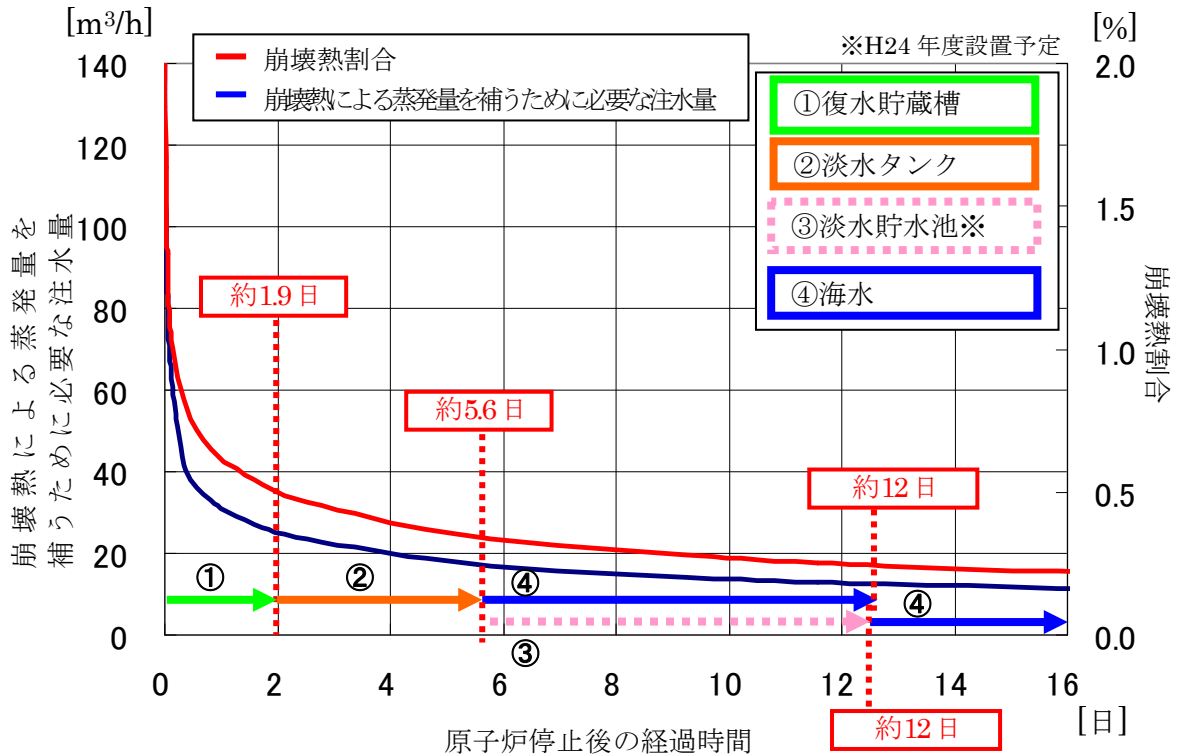


図1 原子炉への必要注水量

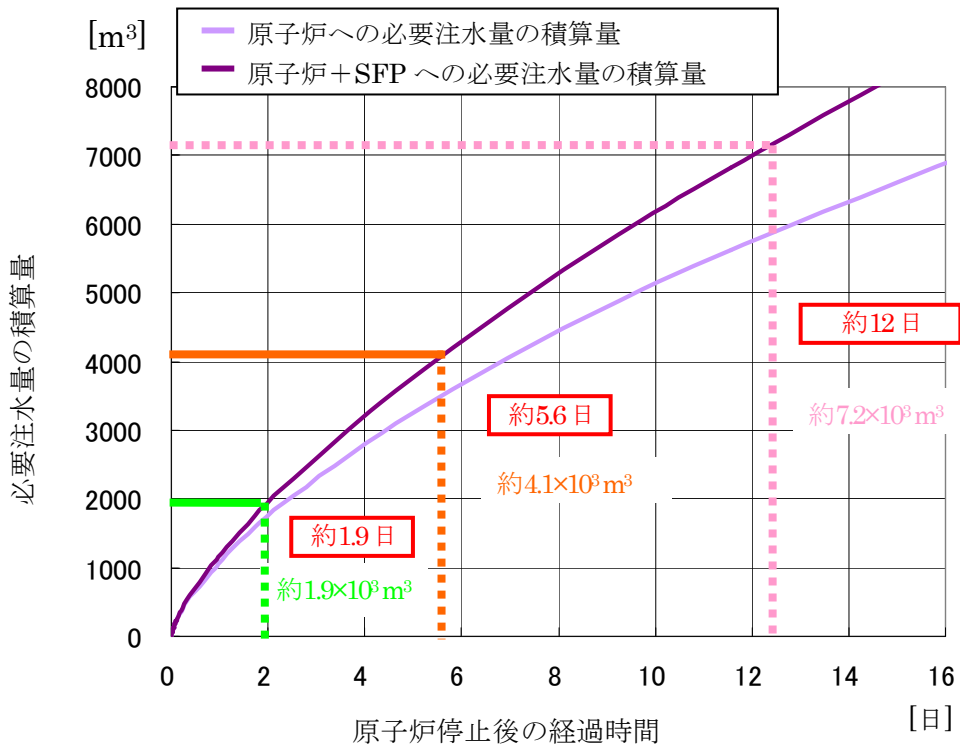


図2 原子炉及び SFP への必要注水量の積算量

水源評価結果 (原子炉運転中)

水源	各水源の正味使用可能量評価項目 ※1		正味使用可能量	水源枯渇時間 ※4	
復水貯蔵槽 (非常用復水貯蔵槽含む)	管理レベルの保有水量 ※2	1,980 m ³	1,940 m ³	約 1.9 日	
	復水移送ポンプトリップレベルの保有水量	40 m ³			
淡水タンク	管理レベルの保有水量 ※2	7,260m ³	19,930 m ³	約 3.7 日	約 5.6 日
	純水移送ポンプトリップレベルの保有水量	970 m ³			
	純水タンクの正味使用可能量	6,290 m ³			
	管理レベルの保有水量 ※2	15,310 m ³			
	ディーゼル駆動消火ポンプ使用可能レベルの保有水量	1,670 m ³			
ろ過水タンク (No.1~4)	ろ過水タンクの正味使用可能量	13,640 m ³			
淡水貯水池 ※3	—	—	18,000 m ³	約 6.9 日	

※1 各水量は一の位を四捨五入した数値であり、合計値とは異なる場合がある。

※2 管理レベルは、運用の最低レベルで評価。

※3 最終ヒーティング喪失発生 48 時間後から 500m³/日で井戸水を補給するものとして評価。

※4 水源の枯渇時間は、1~7 号機の原子炉停止後における原子炉の崩壊熱及びSFP崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量評価 (添付5. 5-2) により評価。

※5 小数点第一位以下を切り捨てて表記。

崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量評価結果(SFP)
【原子炉停止中】

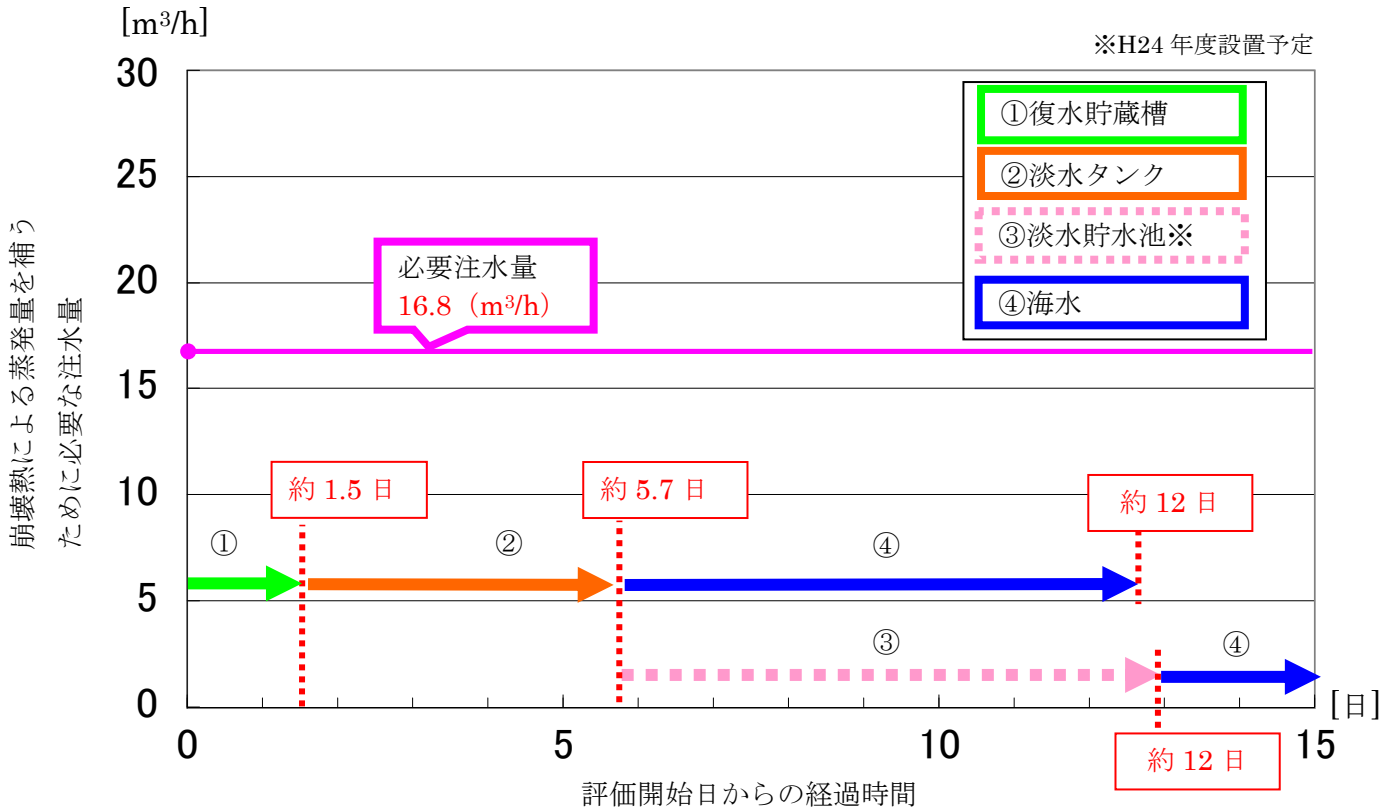


図3 SFP への必要注水量

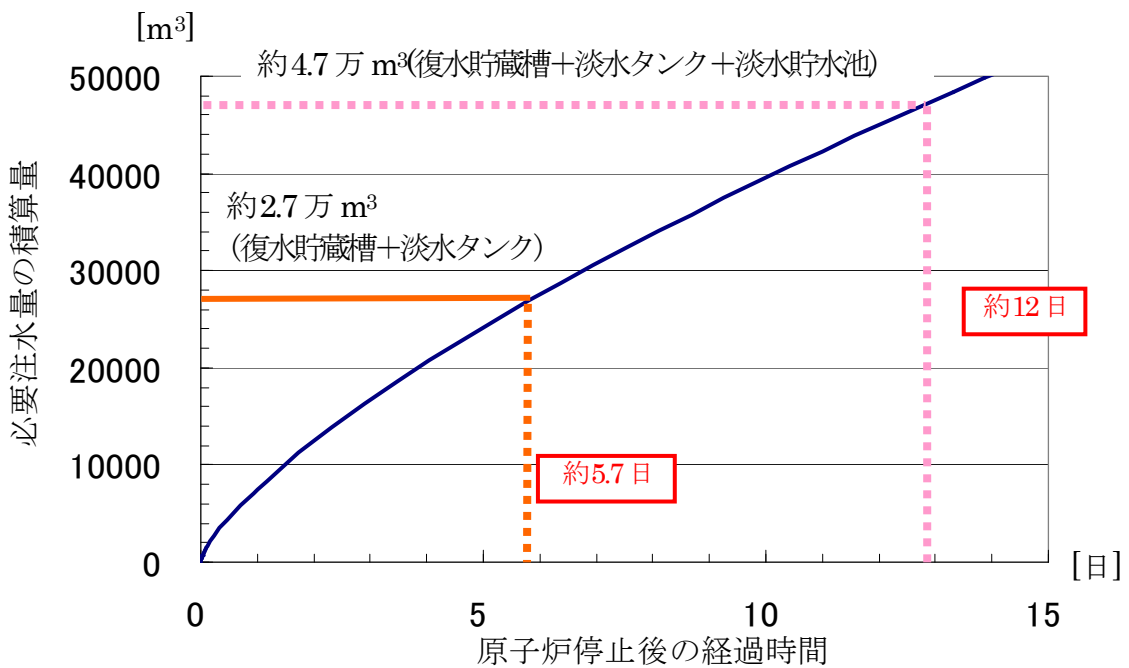


図4 2~7号機側(原子炉運転中)への必要注水量の積算量

水源評価結果 (原子炉停止中)

水源	各水源の正味使用可能量評価項目 ※1	正味使用可能量	水源枯渇時間
復水貯蔵槽 (非常用復水貯蔵槽含む)	管理レベルの保有水量 ※2	670 m ³	約 1.5 日 ※4
	復水移送ポンプトリップレベルの保有水量	40 m ³	
淡水タンク	管理レベルの保有水量 ※2	7,260 m ³	約 5.7 日 ※6 約 4.2 日 ※5 約 12 日 ※7
	純水移送ポンプトリップレベルの保有水量	970 m ³	
	純水タンクの正味使用可能量	6,290 m ³	
	管理レベルの保有水量 ※2	15,310 m ³	
	ディーゼル駆動消火ポンプ使用可能レベルの保有水量	1,670 m ³	
	ろ過水タンクの正味使用可能量	13,640 m ³	
淡水貯水池 ※3	—	18,000 m ³	約 7.2 日

※1 各水量は一の位を四捨五入した数値であり、合計値とは異なる場合がある。

※2 管理レベルは、運用の最低レベルで評価。

※3 最終ヒートシンク喪失発生 48 時間後から 500m³/日 で井戸水を補給するものとして評価。

※4 水源 (復水貯蔵槽) の枯渇時間は、下記式より評価。

(水源の枯渇時間) = (正味の使用可能量) ÷ (1号機・SFP の崩壊熱除去に必要な注水量)

※5 水源 (淡水タンク) の枯渇時間は、1号機の SFP の崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量評価、及び 2~7 号機の原子炉停止後における原子炉及び SFP の崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量評価 (添付 5. 5 - 2) により評価。

※6 水源 (復水貯蔵槽 + 淡水タンク) 枯渇までの期間については、下記式より評価。

(水源 (復水貯蔵槽 + 淡水タンク) 枯渇までの期間) = (水源 (復水貯蔵槽) の枯渇時間) + (水源 (淡水タンク) の枯渇時間)

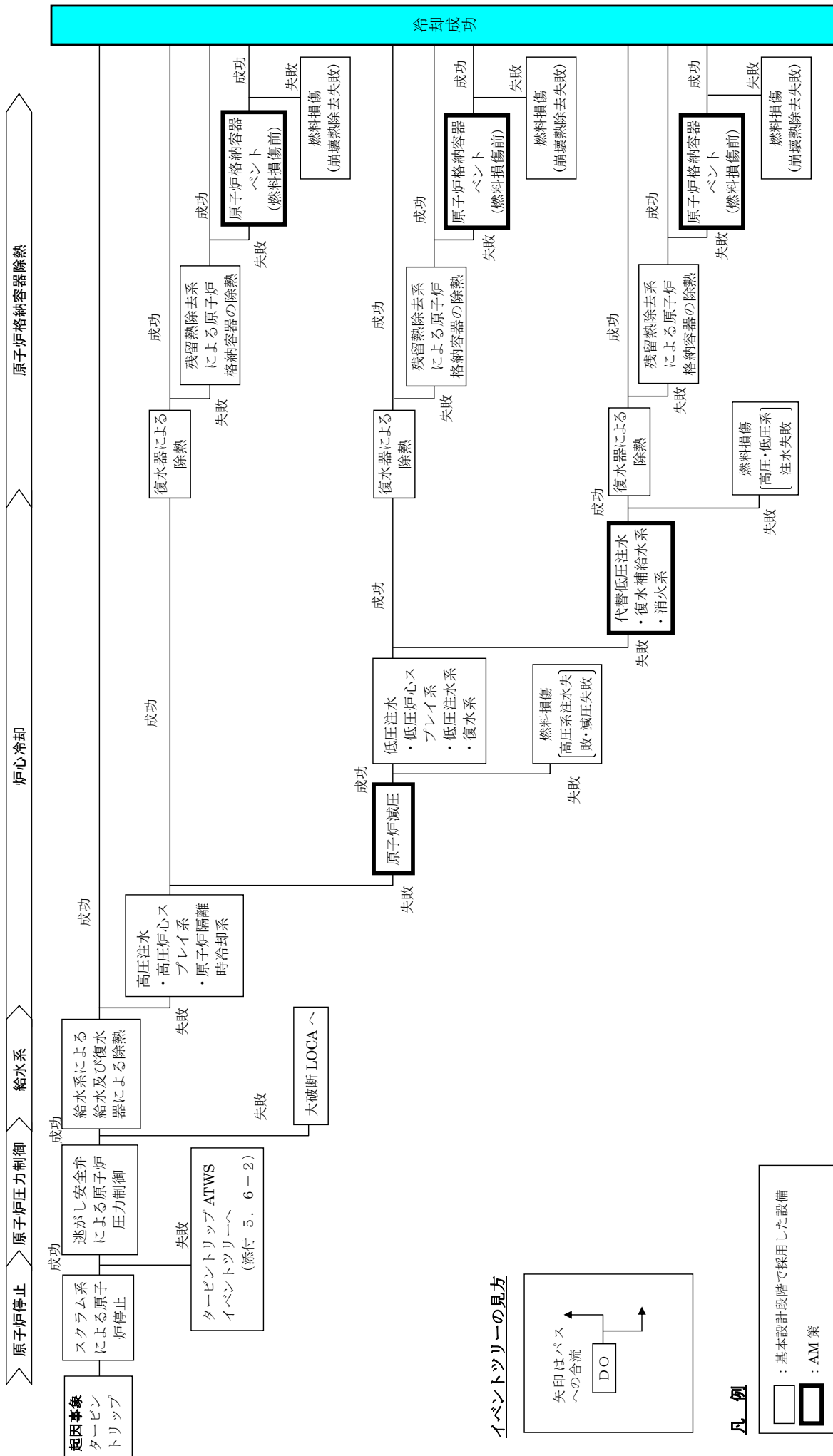
※7 小数点第一位以下を切り捨てて表記。

除熱機能継続時間の評価

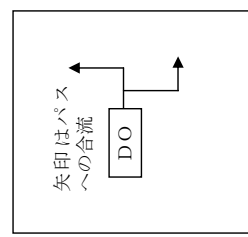
本文中の評価条件から仮定される、電源車・消防車その他機材の燃料（軽油）消費量及び発電所内に保有する軽油量を下表に記載すると共に、各燃料（軽油）消費量及び軽油量から算出された除熱機能継続時間を示す。（代替海水熱交換器設備使用までの注水手段として消防車及び D/DFP も保守的に評価に含める。）なお、車両等に積載されている軽油は軽油保有量に含めず、保守的に評価する。

【代替海水熱交換器設備使用時】

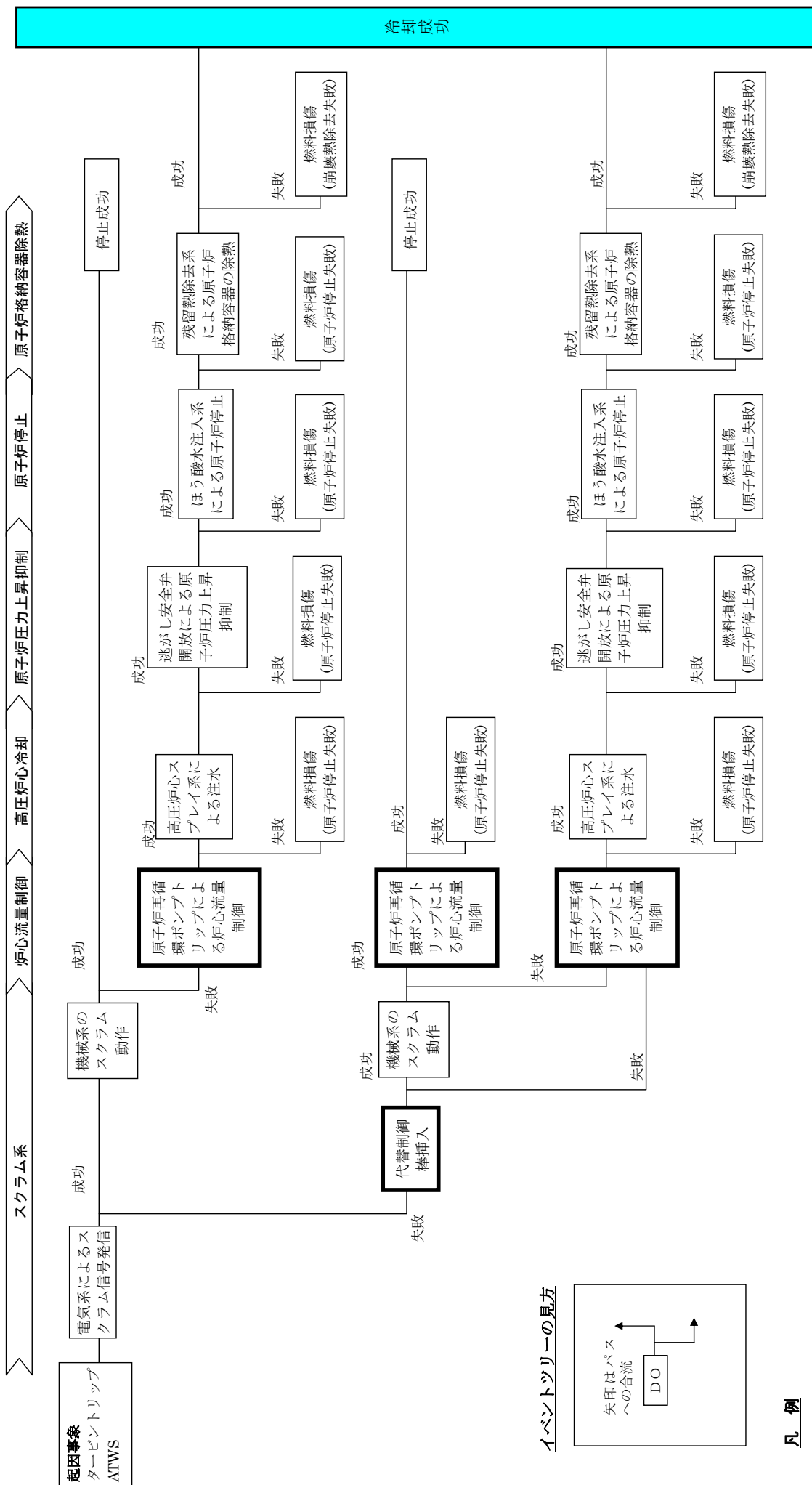
	設備	台数	評価値	用途
燃料 (軽油) 消費量 (ℓ/日)	電源車 500KVA	7	18,480	1～7 号機：代替海水熱交換器設備用
	消防車 A I 型①	1	960	5, 6 号機：注水用
	消防車 A I 型②	1	640	7 号機：注水用
	消防車 A II 型	4	2,240	1～4 号機：注水用
	仮設発電機 350KVA	2	2,640	6, 7 号機：代替海水熱交換器設備用
	D/DFP (1～4 号機用)	1	760	1～4 号機：注水用
	D/DFP (5～7 号機用)	1	700	5～7 号機：注水用
	合計			26,420
軽油 保有量 (ℓ)	軽油タンク (1～5 号機)	10	3,160,000	軽油供給源
	軽油タンク (6, 7 号機)	4	2,040,000	軽油供給源
	合計		5,200,000	
除熱機能継続時間			約 196 日	



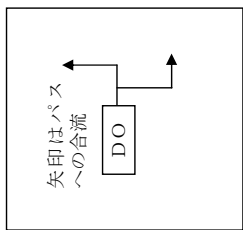
イベントツリーの見方



燃料損傷に係わるイベントツリー (タービントリップ)



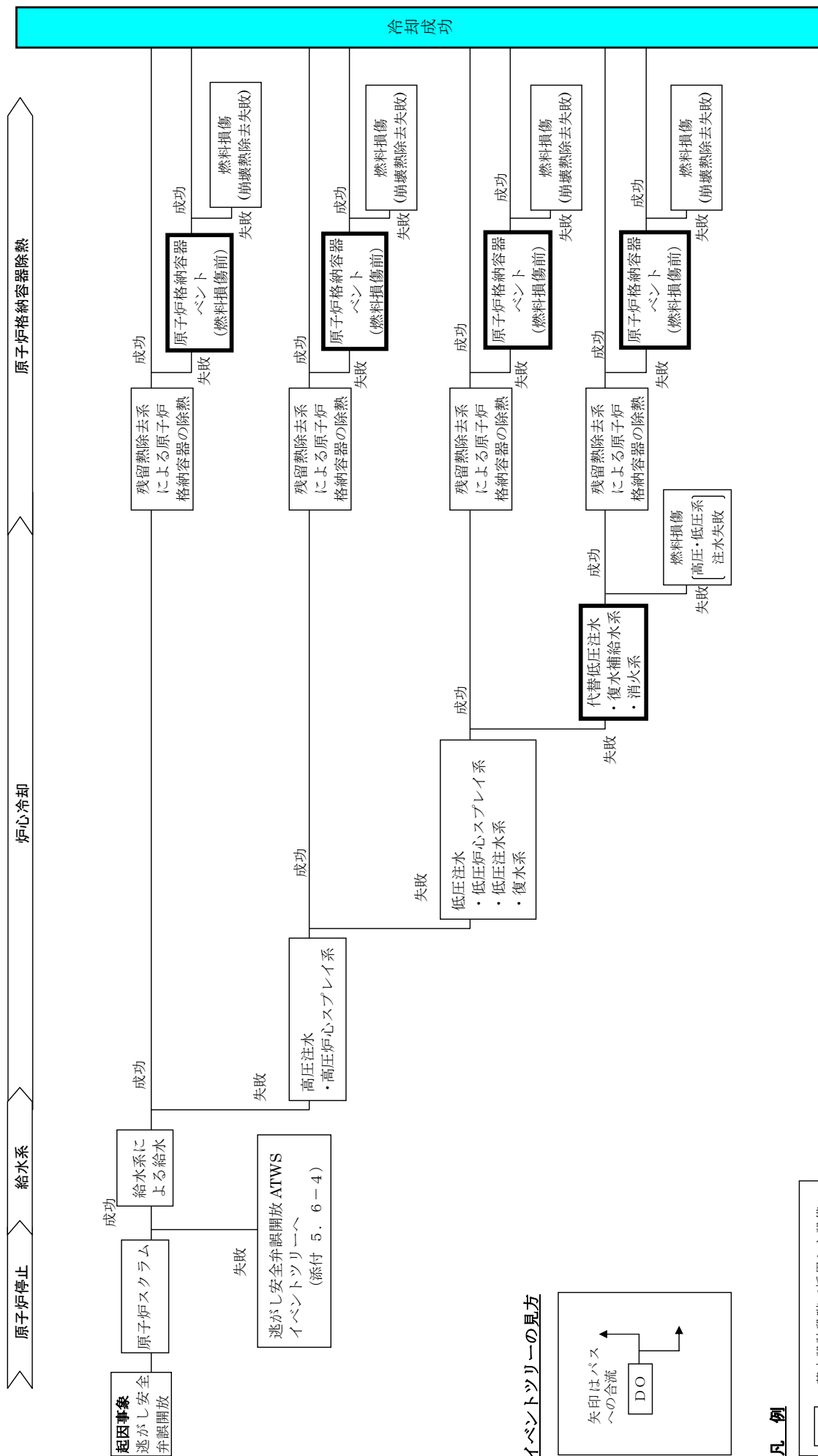
イベントツリーの見方



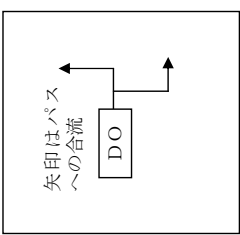
凡例

- : 基本設計段階で採用した設備
- ◻ : AM 策

燃料損傷に係わるイベントツリー (タービントリップ ATWS)



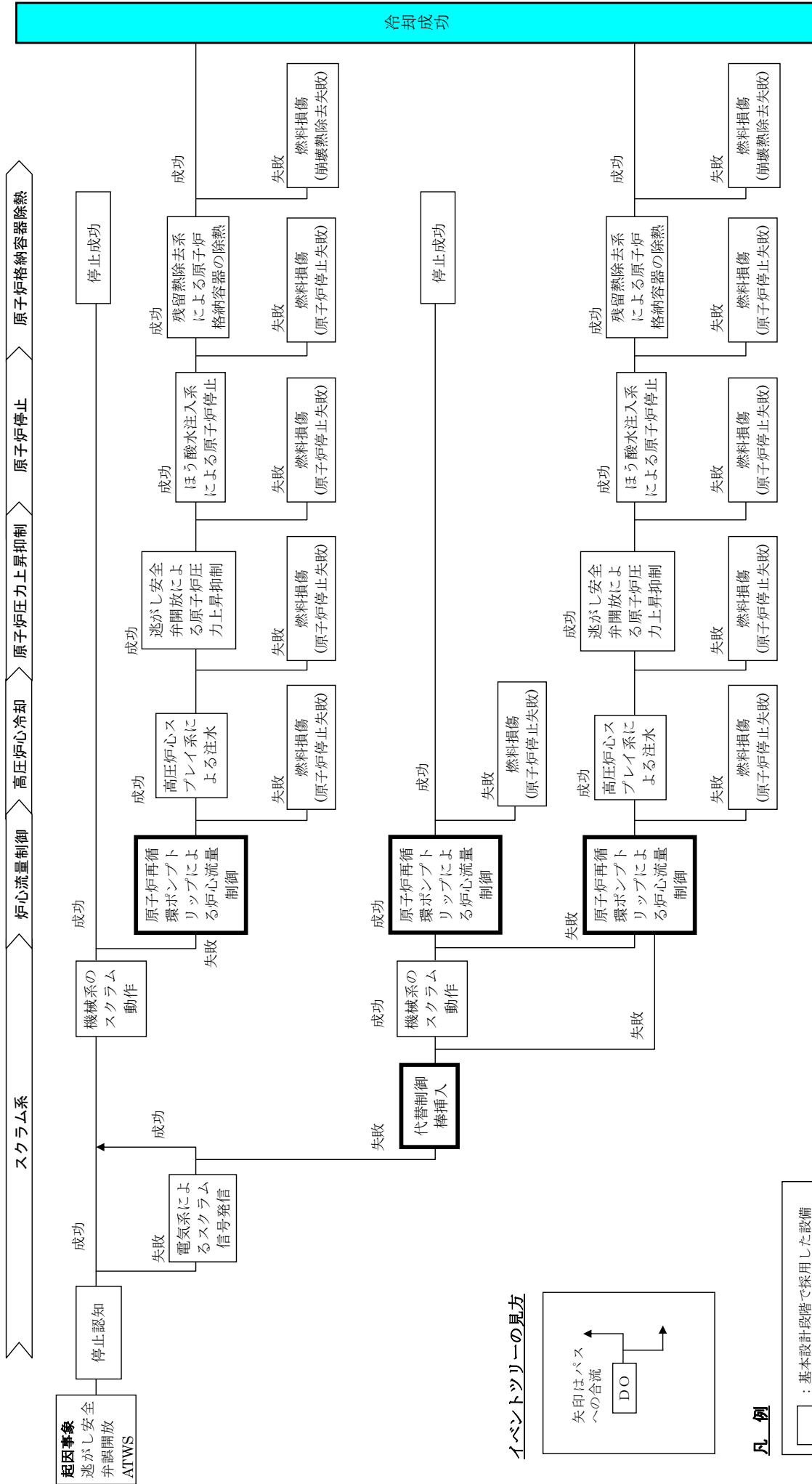
イベントツリーの見方



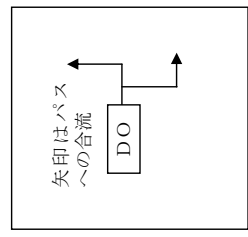
凡例

- : 基本設計段階で採用した設備
- ◻ : AM 策

燃料損傷に係わるイベントツリー (逃がし安全弁誤開放)



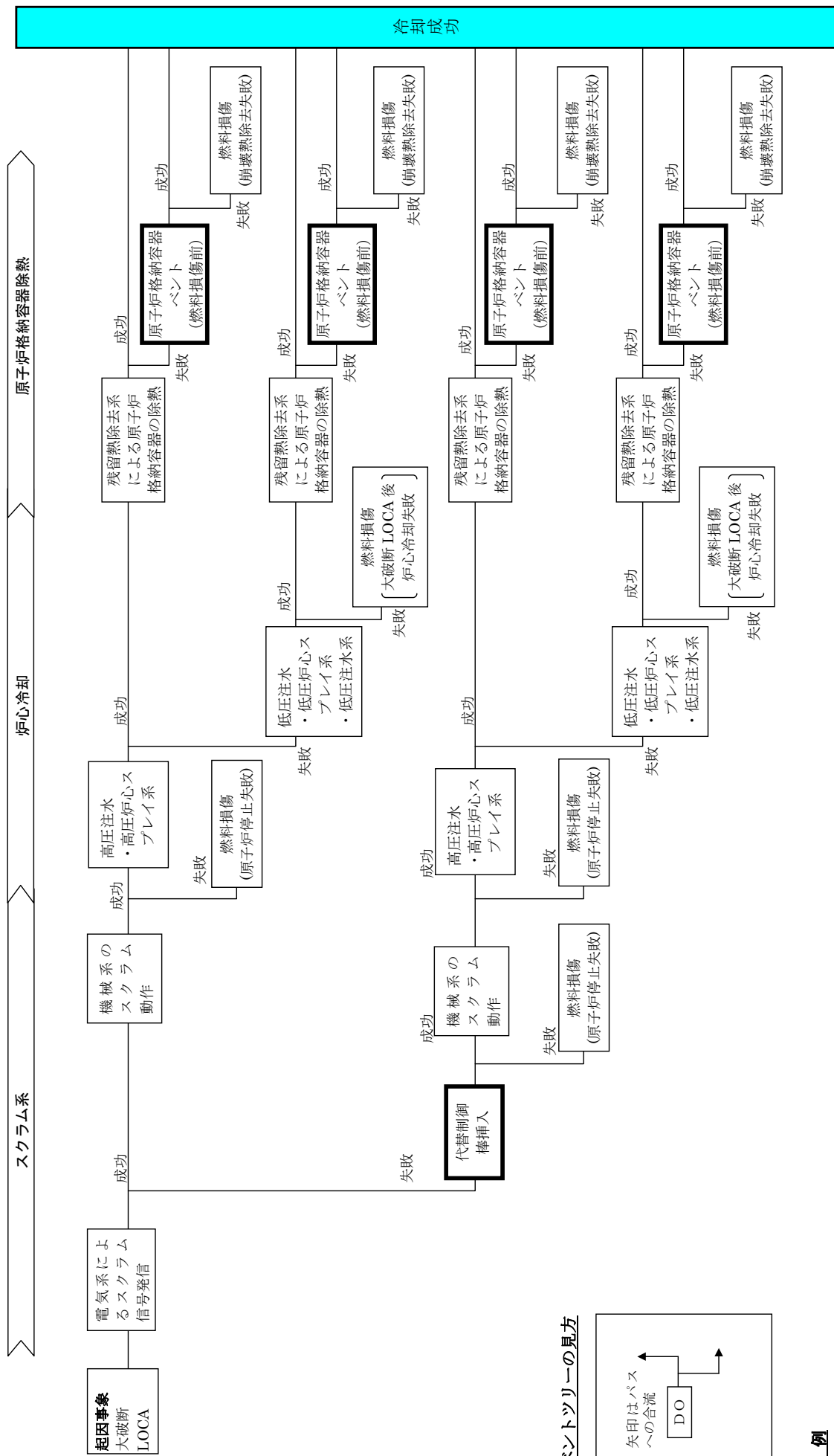
イベントツリーの見方



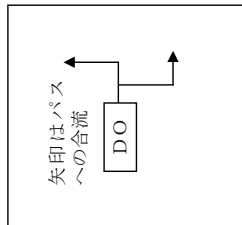
凡例

- : 基本設計段階で採用した設備
- ◻ : AM策

燃料損傷に係わるイベントツリー (逃がし安全弁誤開放 ATWS)



イベントツリーの見方



凡例

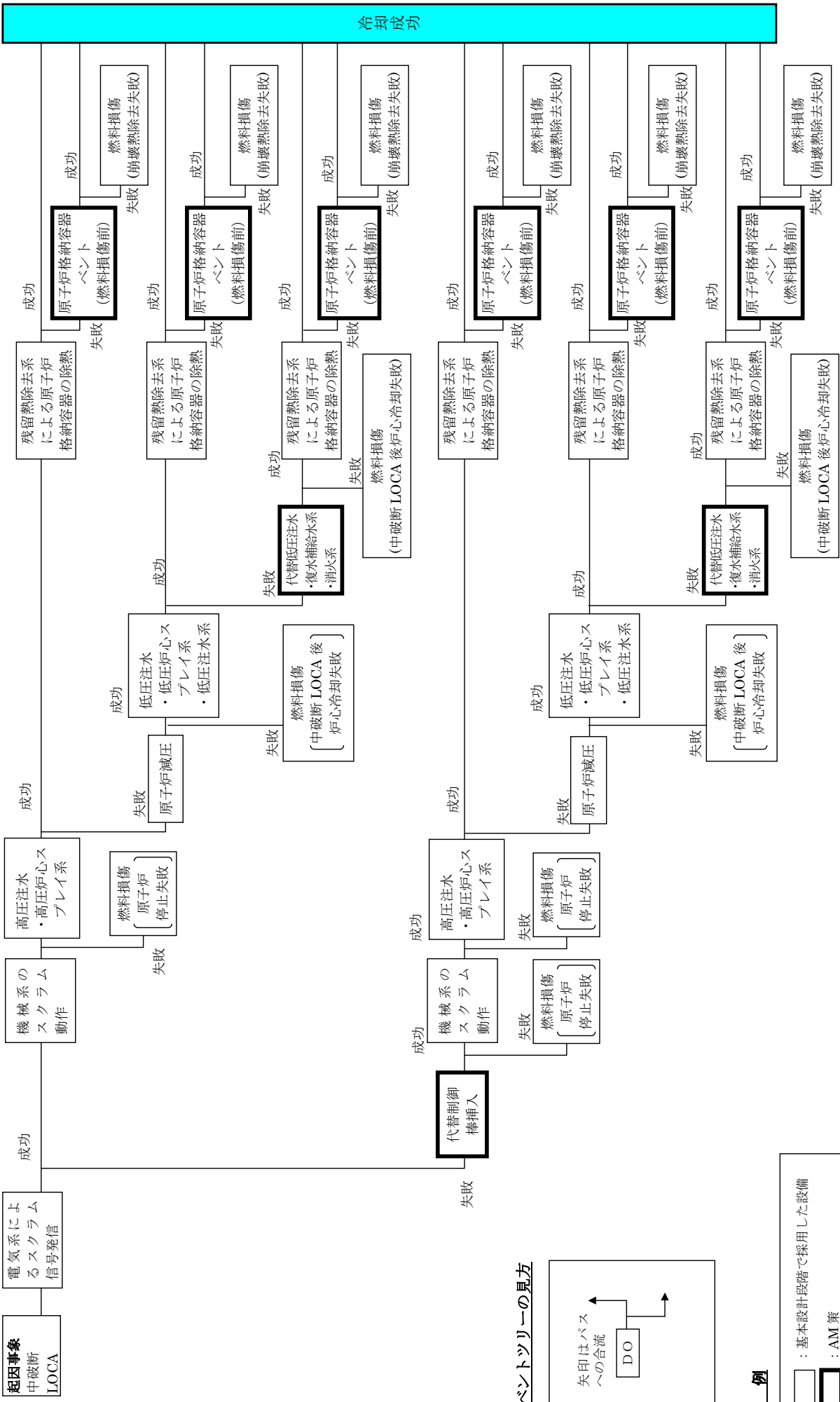
- : 基本設計段階で採用した設備
- : AM策

燃料損傷に係わるイベントツリー (大破断 LOCA)

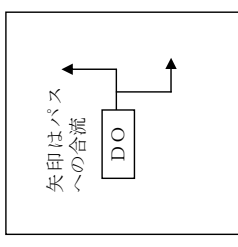
原子炉格納容器除熱

炉心冷却

スクラム系



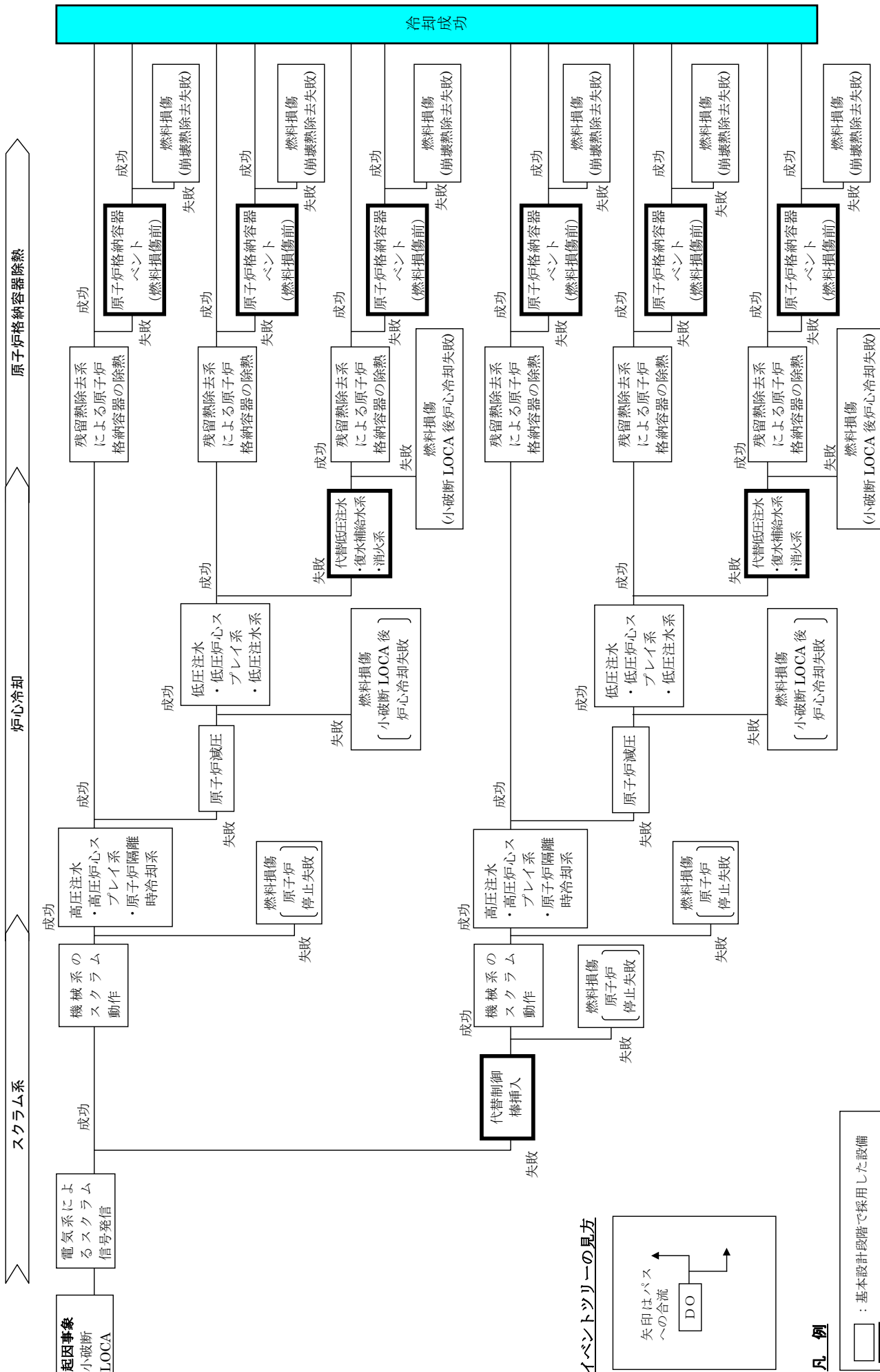
イベントツリーの見方



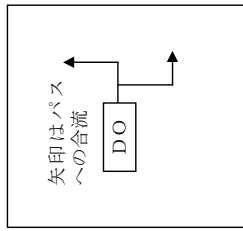
凡例

- : 基本設計段階で採用した設備
- ◻ : AM 策

燃料損傷に係わるイベントツリー (中破断 LOCA)



イベントツリーの見方

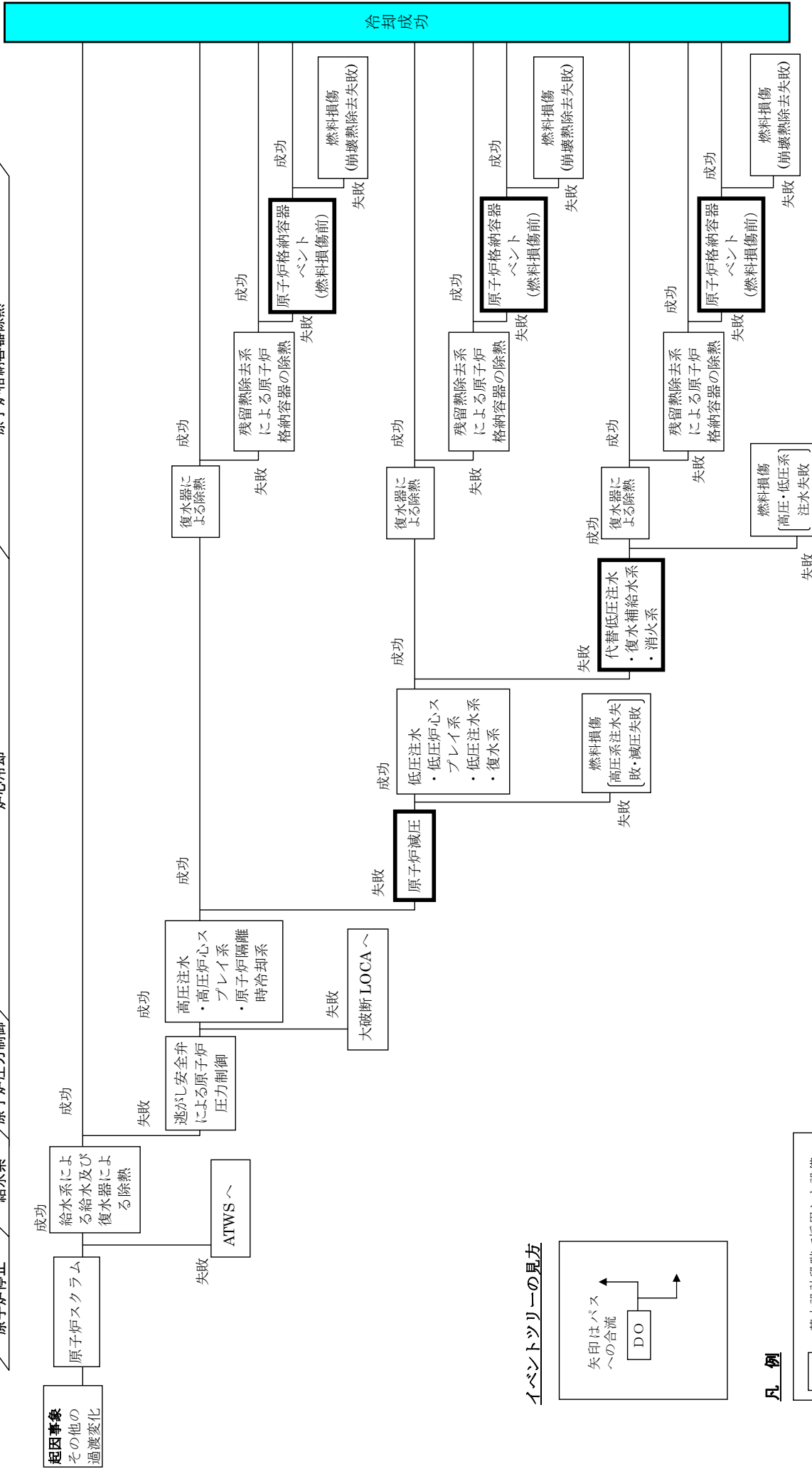


凡例

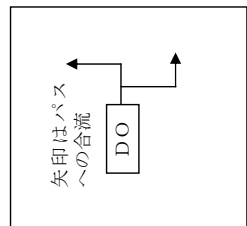
- : 基本設計段階で採用した設備
- ◻ : AM 策

燃料損傷に係わるイベントツリー (小破断 LOCA)

原子炉停止 > 給水系 > 原子炉圧力制御 > 炉心冷却 > 原子炉格納容器除熱



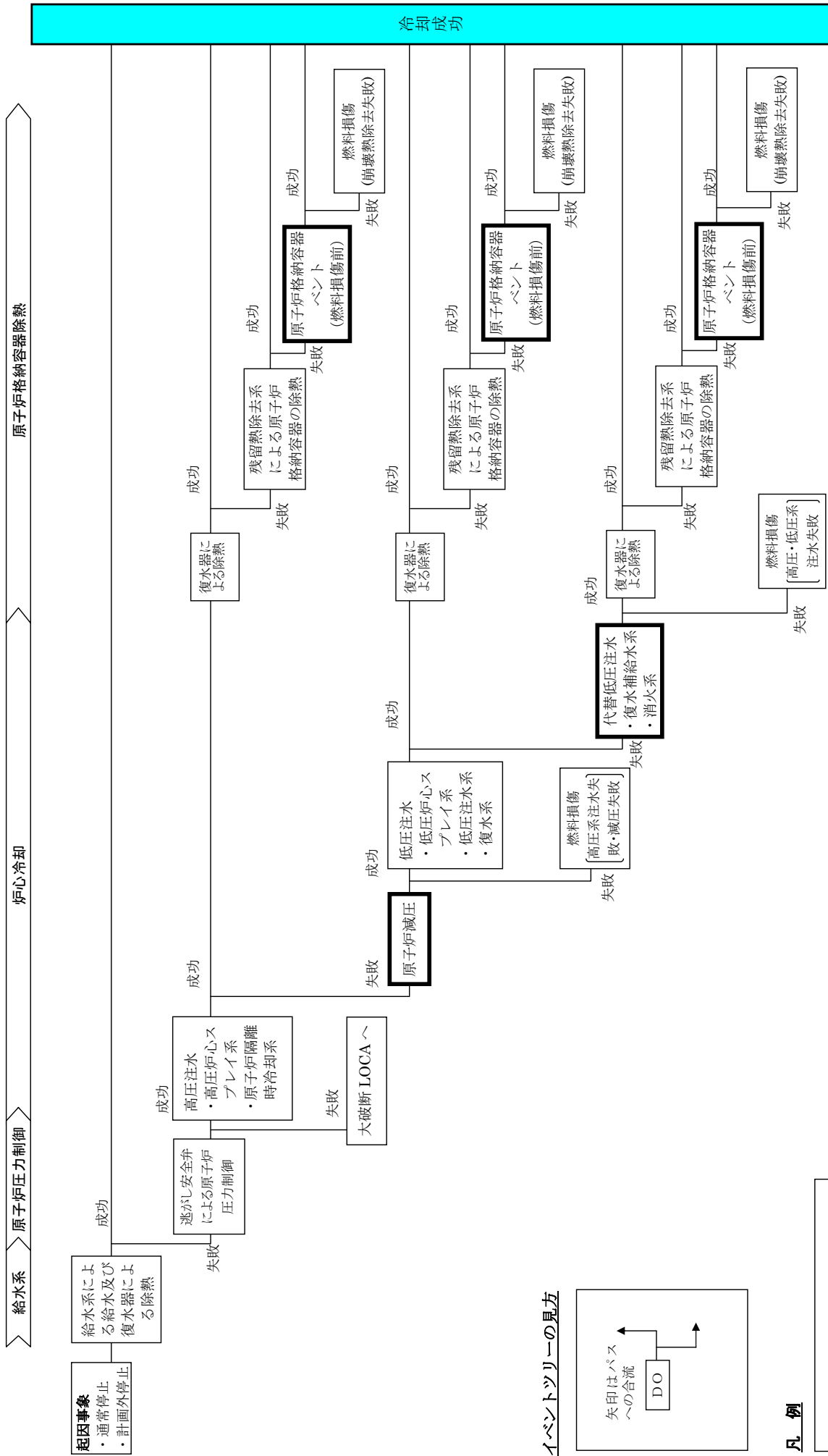
イベントツリーの見方



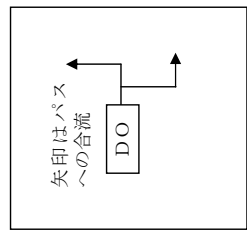
凡例

- : 基本設計段階で採用した設備
- ◻ : AM 策

燃料損傷に係わるイベントツリー (その他の過渡変化)



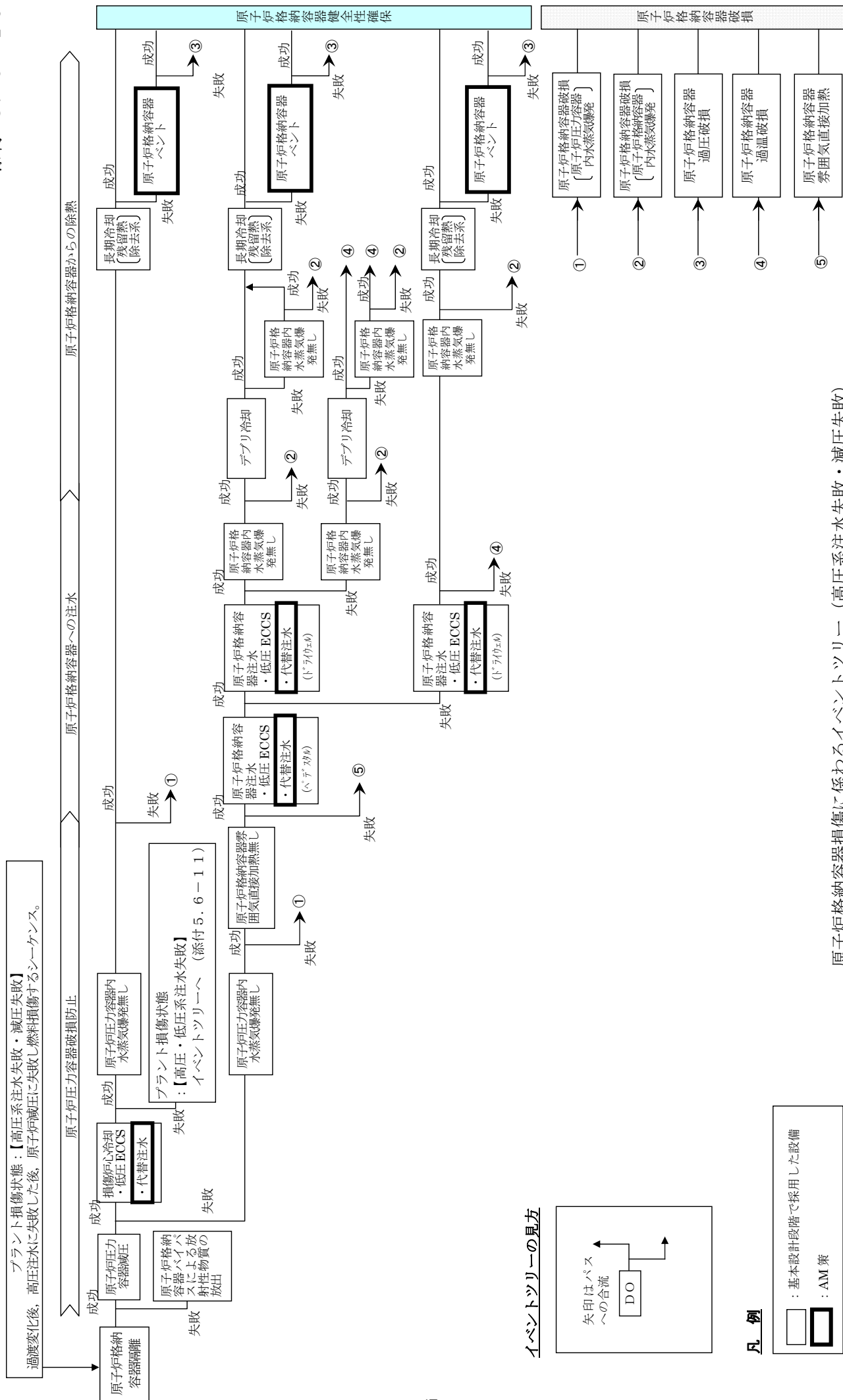
イベントツリーの見方



凡例

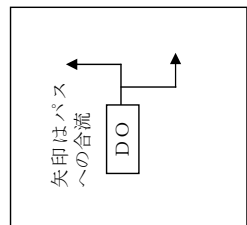
- : 基本設計段階で採用した設備
- ◻ : AM 策

燃料損傷に係わるイベントツリー (手動停止)



原子炉格納容器損傷に係わるイベントツリー (高圧系注水失敗・減圧失敗)

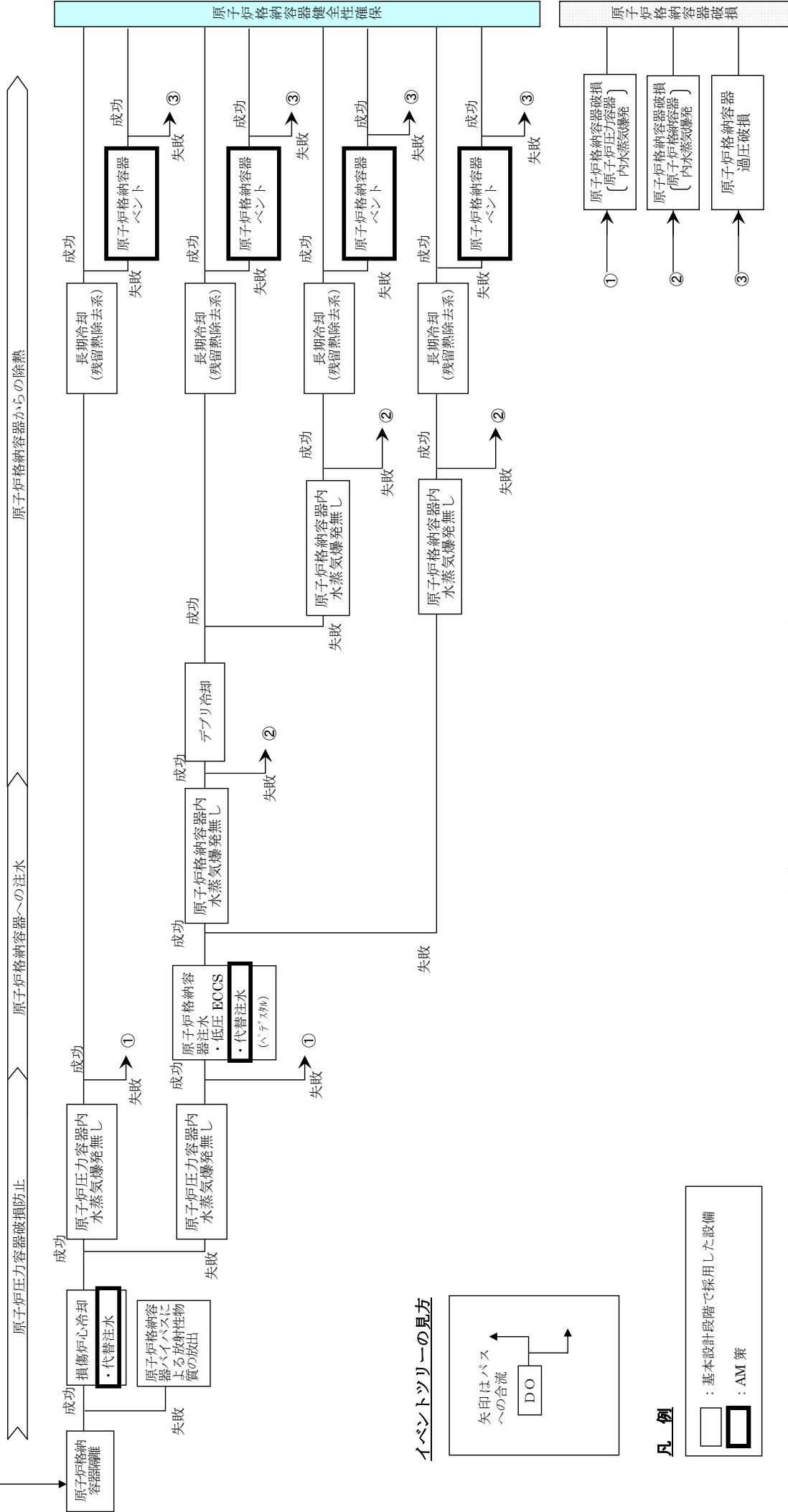
イベントツリーの見方



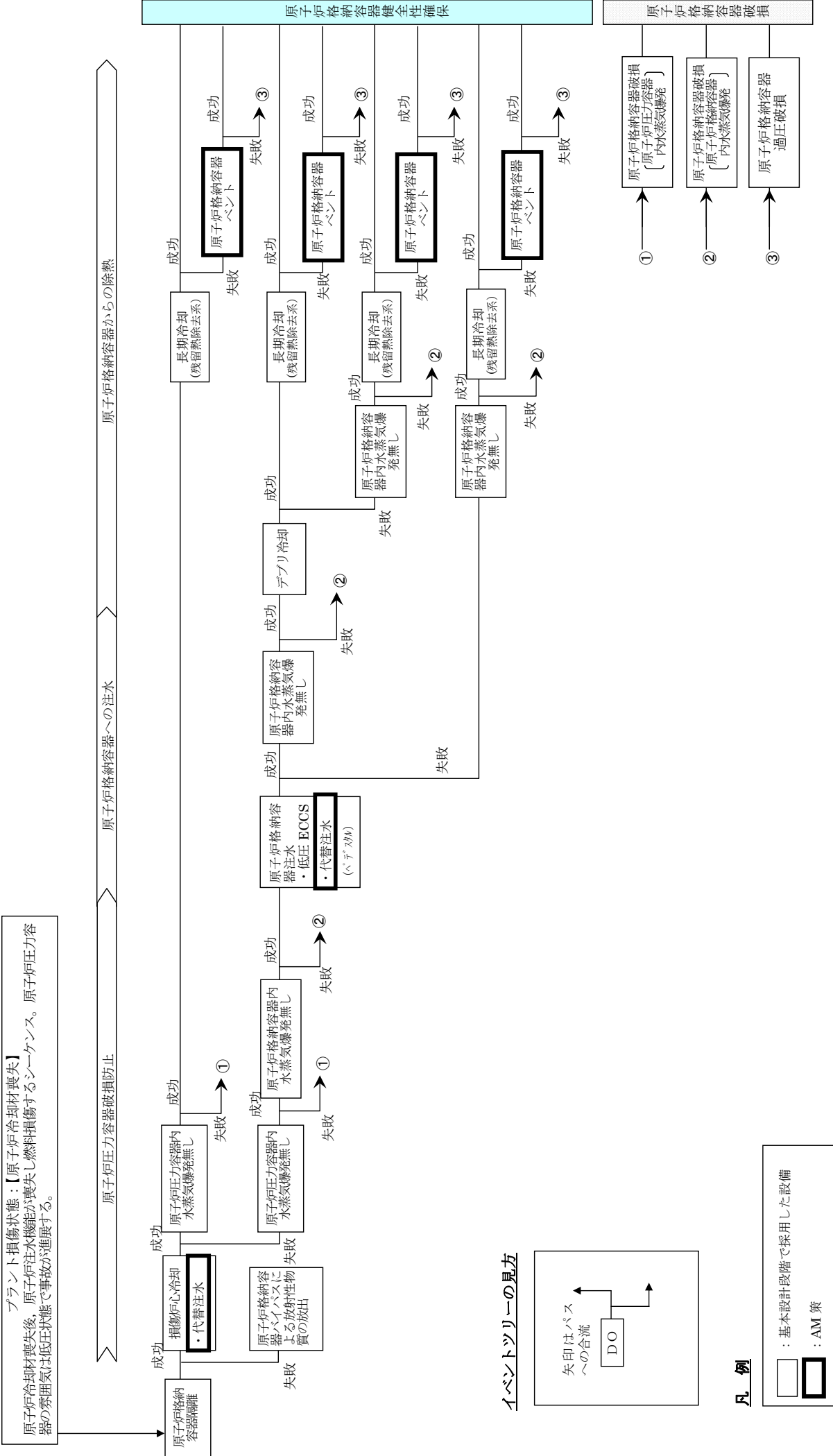
凡例

- : 基本設計段階で採用した設備
- ◻ : AM策

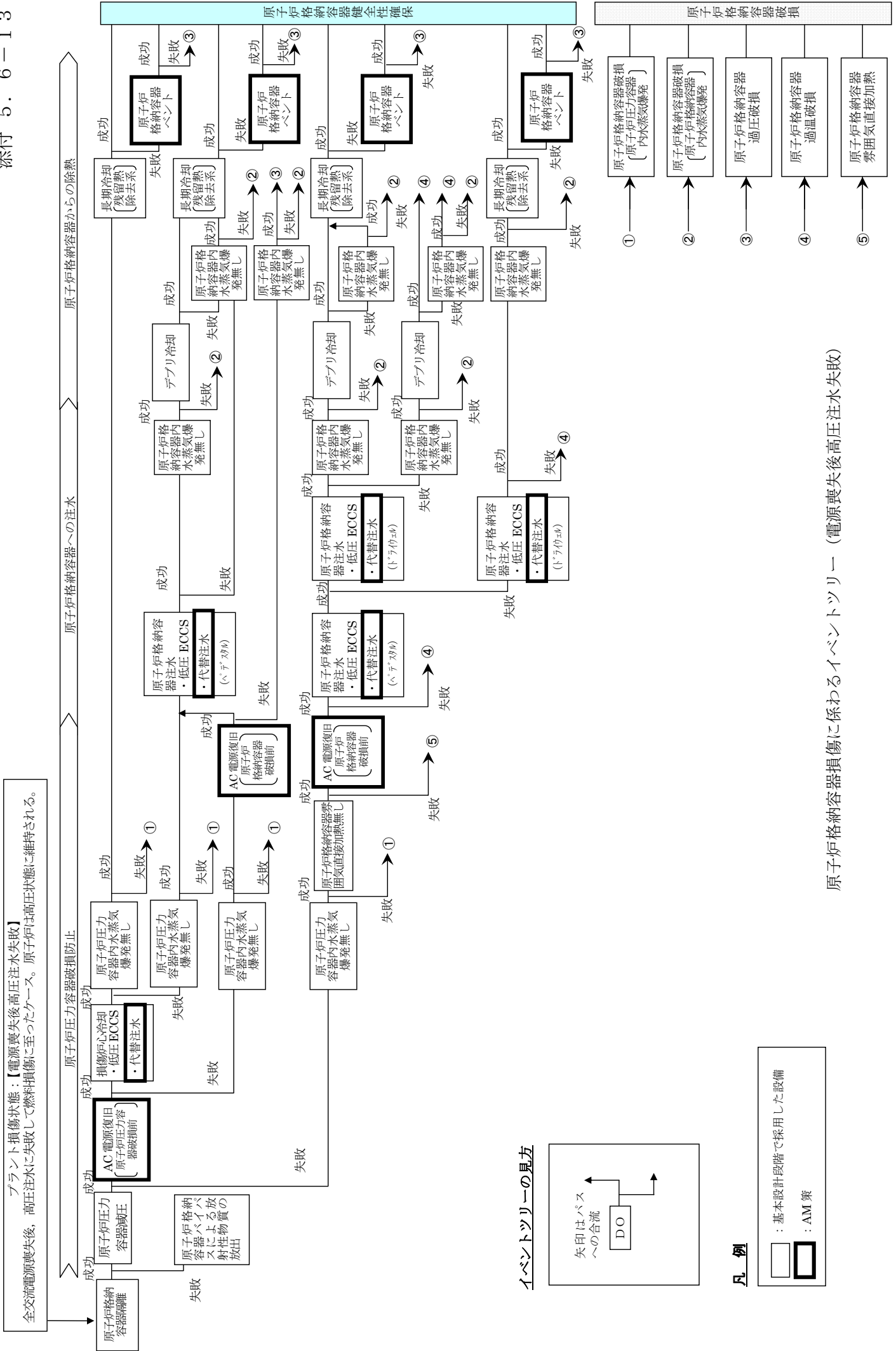
プラント損傷状態：【高圧・低圧系注水失敗】
 過渡変化後、高圧注水に失敗した後、原子炉減圧には成功するが低圧注水に失敗し燃料
 損傷するシナクセス。



原子炉格納容器損傷に係わるイベントツリー（高圧・低圧系注水失敗）

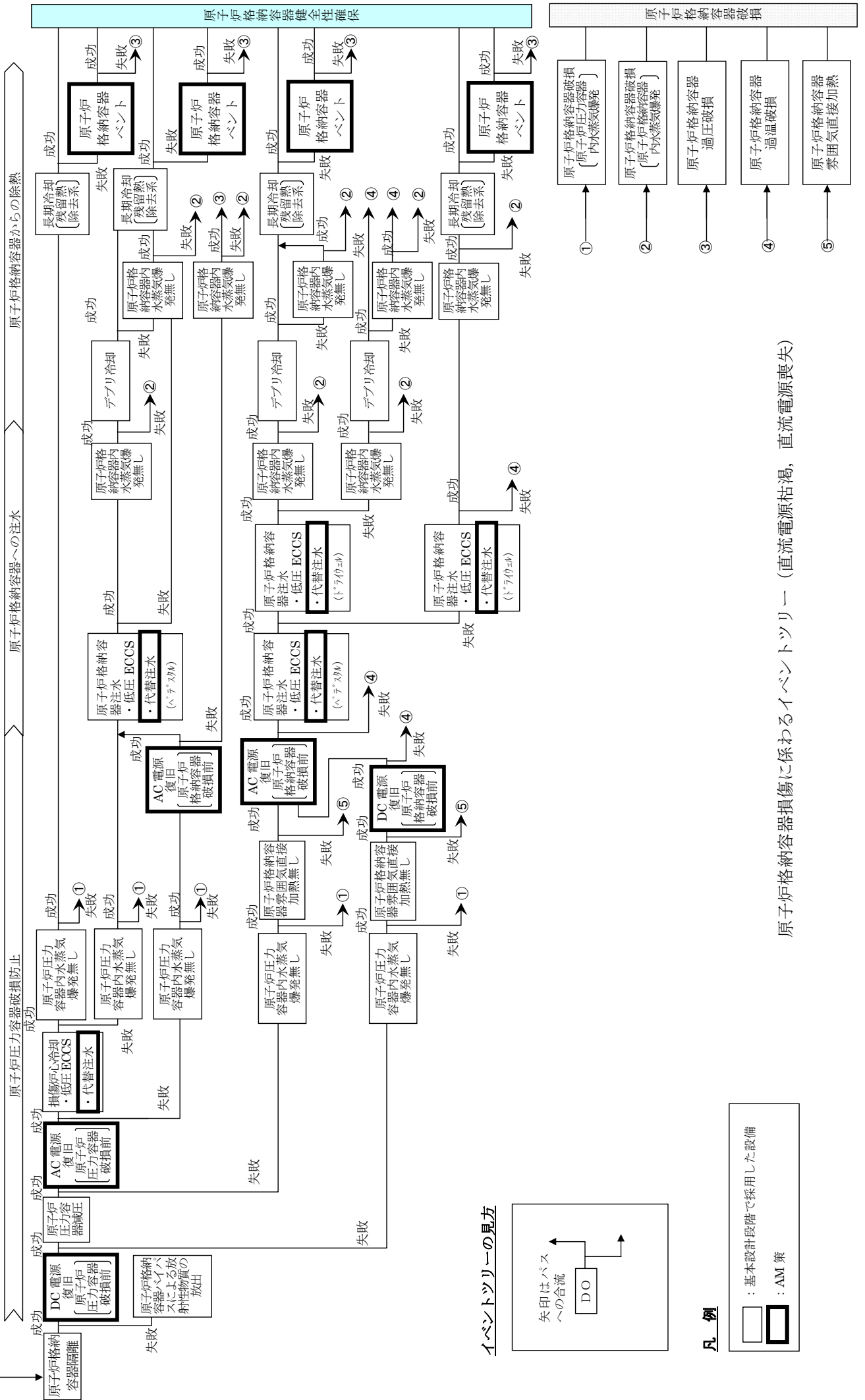


原子炉格納容器損傷に係わるイベントツリー (原子炉冷却材喪失)



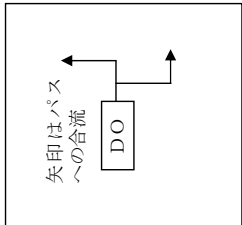
原子炉格納容器損傷に係わるイベントツリー (電源喪失後高圧注水失敗)

プラント損傷状態：【直流電源喪失】
 全交流電源喪失後、直流電源枯渇又は直流電源喪失によって、原子炉注水ができなくなり、事故シナリオが進展する。
 原子炉圧力の雰囲気は高圧状態で事故が進展する。



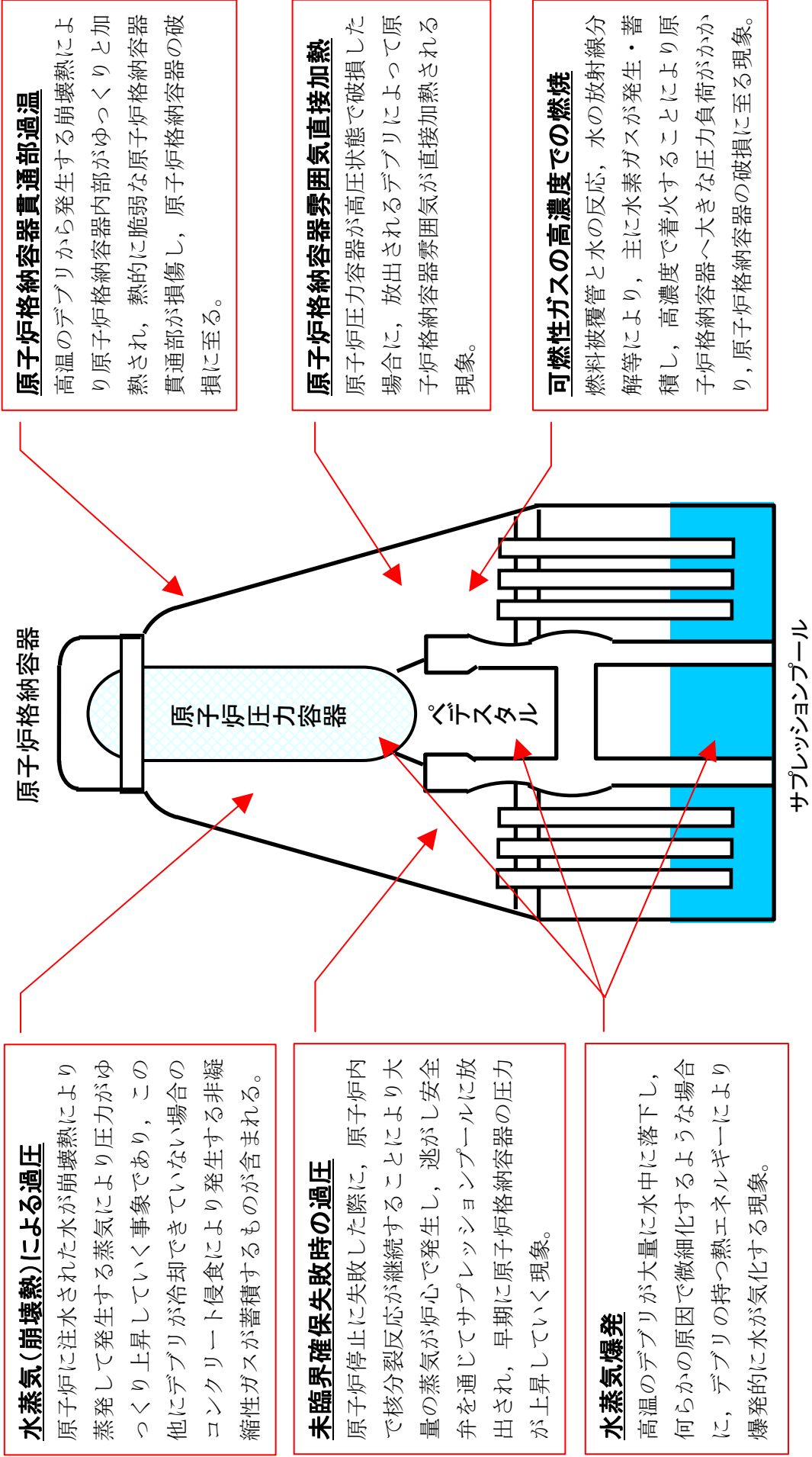
原子炉格納容器損傷に係わるイベントツリー（直流電源枯渇，直流電源喪失）

イベントツリーの見方



凡例

- : 基本設計段階で採用した設備
- ◻ : AM 策



水蒸気(崩壊熱)による過圧

原子炉に注水された水が崩壊熱により蒸発して発生する蒸気により圧力がゆっくりに上昇していく事象であり、この他にデブブリが冷却できている場合のコンクリート侵食により発生する非凝縮性ガスが蓄積するものが含まれる。

未臨界確保失敗時の過圧

原子炉停止に失敗した際に、原子炉内で核分裂反応が継続することにより大量の蒸気が炉心で発生し、逃がし安全弁を通じてサブレーションプールに放出され、早期に原子炉格納容器の圧力が上昇していく現象。

水蒸気爆発

高温のデブブリが大量に水中に落下し、何らかの原因で微細化するような場合に、デブブリの持つ熱エネルギーにより爆発的に水が気化する現象。

原子炉格納容器

原子炉格納容器貫通部過温

高温のデブブリから発生する崩壊熱により原子炉格納容器内部がゆっくりに加熱され、熱的に脆弱な原子炉格納容器貫通部が損傷し、原子炉格納容器の破損に至る。

原子炉格納容器雰囲気直接加熱

原子炉圧力容器が高圧状態で破損した場合に、放出されるデブブリによって原子炉格納容器雰囲気が直接加熱される現象。

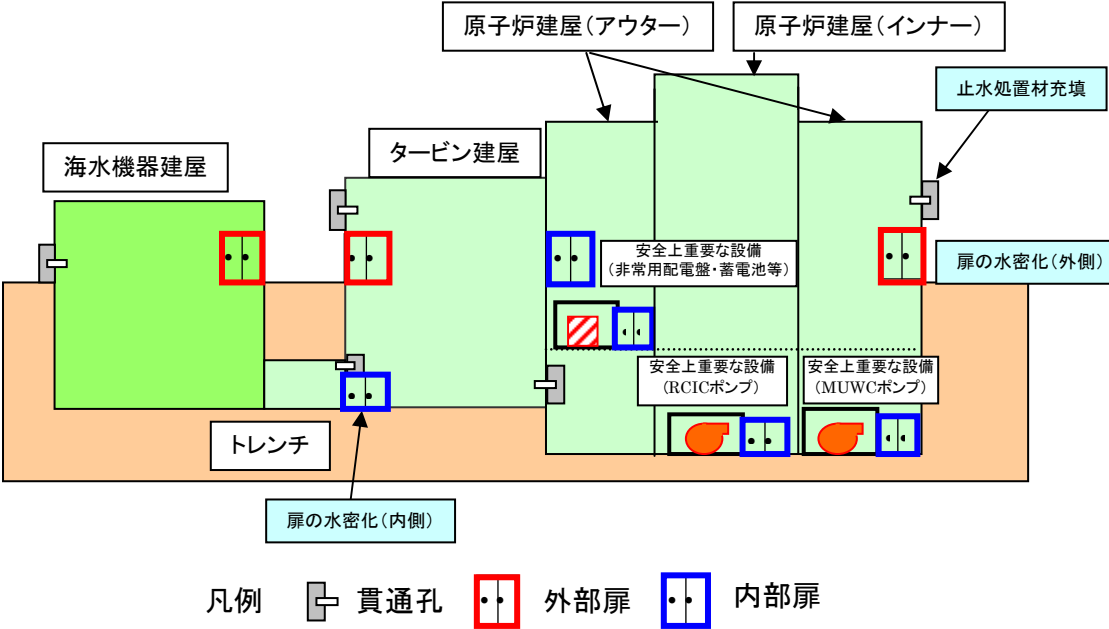
可燃性ガスの高濃度での燃焼

燃料被覆管と水の反応、水の放射線分解等により、主に水素ガスが発生・蓄積し、高濃度で着火することにより原子炉格納容器へ大きな圧力負荷がかかり、原子炉格納容器の破損に至る現象。

サブレーションプール

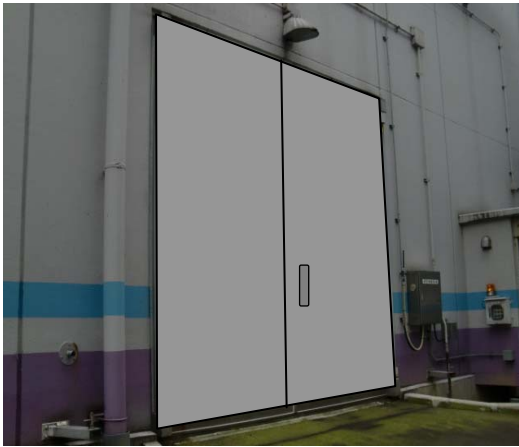
原子炉格納容器内での事象進展に係わる物理現象

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	1. 津波	(1) 建屋/機器の止水, 水密化処理
<p>設備関係の 対応状況/予定</p>	<p>想定高さを越える津波に対し、安全上重要な設備(【例】RCICポンプ(原子炉建屋最地下階))への浸水を確実に防ぐことを目的に、まずは建屋内への浸水を防止し、建屋内に浸水した場合にも安全上重要な設備への浸水を防止できるよう対策を施した。具体的には、原子炉建屋等の貫通孔や扉に止水対策(貫通孔に対しては止水処置材充填や鉄板等を施工。扉については水密扉化等。)を実施するとともに、原子炉建屋へ接続するタービン建屋の止水対策を合わせて実施した。</p> <p>○止水対策箇所数 1号機原子炉建屋、タービン建屋、海水機器建屋において外部扉及び内部扉の水密化(約60箇所)、貫通孔(配管、ケーブルトレイ、電線管等)については、約300箇所止水工事を実施。免震重要棟の外部扉及び貫通孔についても、止水対策を実施。 対策施工例は添付6. 2-1(1)(2/4), (3/4), (4/4)参照。</p>  <p>凡例 貫通孔 外部扉 内部扉</p>	
<p>運用手順の 整備状況/予定</p>	<p>○運用手順 ・水密扉は原則常時「閉」とする。 ただし、建屋間の連絡通路に設置した水密扉については、人の出入りが多いため常時「開」とする場合もあるが、津波襲来前に確実に水密扉の閉止ができるよう要員及び手順を明確化する。</p>	
<p>訓練実績/予定</p>	<p>○水密扉のうち常時「開」とする扉(建屋間の連絡通路扉)が確実に閉止できることを、電源機能等喪失時訓練等にて確認する。</p>	
<p>訓練等から抽出された 改善実績/課題事項</p>	<p>○今後、実施する訓練において改善事項、課題などの抽出を継続的に行う。</p>	

○対策施工例(対策前後写真)

・水密扉(外部)
対策前



対策後



既設外部扉の前に水密扉の設置を行い水密性能を向上させた。

・水密扉(内部)
対策前



対策後



内部扉を水密扉へ取り替えを行い水密性能を向上させた。

・貫通孔(配管)に対する止水対策
対策前



対策後



従来の止水対策(鉄板)に加え、止水処置材(シリコンゴム材)を施工することで、貫通孔(配管)に対する止水性能を向上させた。

○対策施工例(対策前後写真)

- ・貫通孔(配管)に対する止水対策
対策前



対策後



従来の止水対策(鉄板)に加え、止水処置材(シリコンゴム材)を施工することで、貫通孔(配管)に対する止水性能を向上させた。

- ・貫通孔(配管)に対する止水対策
対策前



対策後



従来の止水対策(鉄板)に加え、止水処置材(シリコンゴム材)を施工することで、貫通孔(配管)に対する止水性能を向上させた。

- ・貫通孔(ケーブルトレイ)に対する止水対策
(1)鉄板止水
対策前



対策後



従来、建屋内のケーブルトレイは、止水対策を実施していなかったが、鉄板にて止水対策を施した。

○対策施工例(対策前後写真)

(2)止水処置材

対策前



対策後



従来、建屋内のケーブルトレイは、止水対策を実施していなかったが、止水処置材(シリコンゴム材)を使用し止水対策を施した。

・貫通孔(電線管)に対する止水対策

対策前



対策後



従来建屋内電線管プルボックスは、止水対策を実施していなかったが、止水処置材(シリコンゴム材)を使用し止水対策を施した。

・貫通孔(予備スリーブ)に対する止水対策

対策前



対策後



止水閉止キャップ取付



従来建屋内予備電線管スリーブは、止水対策を実施していなかったが、止水閉止キャップを使用し止水対策を施した。

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

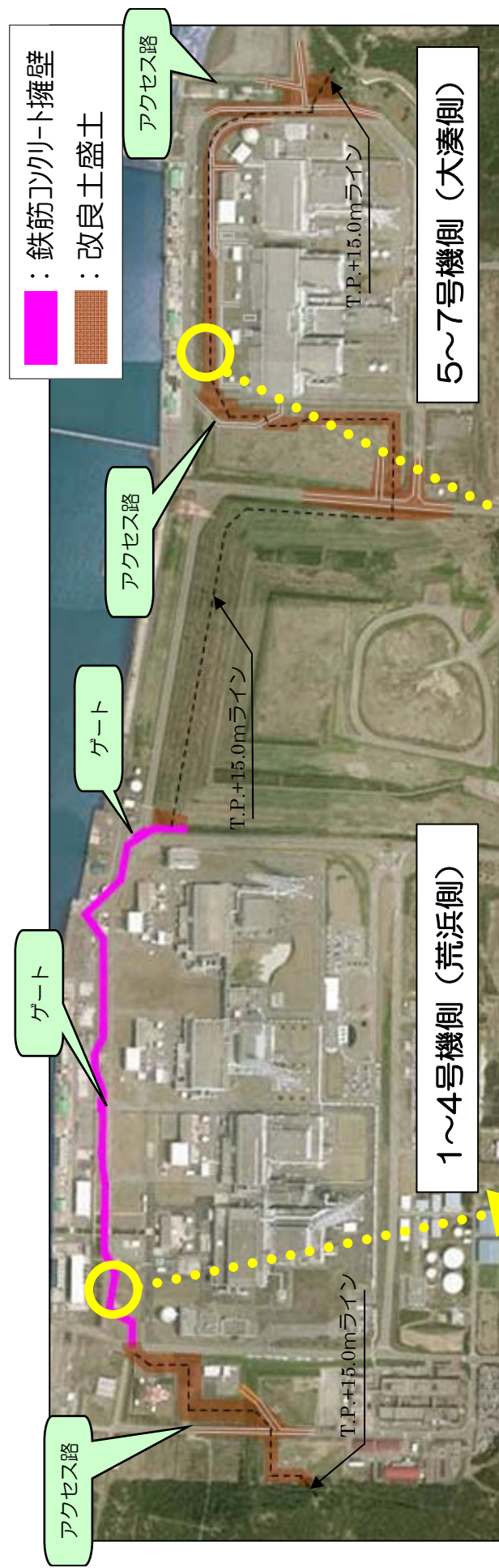
項目番号	1. 津波	(2)防潮壁
<p>設備関係の 対応状況/予定</p>	<p>○防潮壁設置 1号機原子炉建屋南側に防潮壁(幅約46m×高さ約11m)を設置。 現在工事中であり平成23年度末に完成予定。</p> <p>○防潮板設置 1号機原子炉建屋通気口に防潮板(バルコニー型13箇所, 閉鎖型4箇所)を設置。 平成23年6月末完成。 尚, 防潮壁設置後, 防潮壁内防潮板(バルコニー型5箇所, 閉鎖型2箇所)を撤去する。</p> <p>○設置目的 許容津波高さを超える津波に対し, 建屋への浸水を防ぐことを目的に設置。</p> <p>設置イメージ図・施工例</p>  <p>設置前</p> <p>設置後</p>	
<p>運用手順の 整備状況/予定</p>	<p>○運用手順 ・防潮壁に設置されている水密扉は常時「閉」とし施錠管理されているが, 「開」としている水密扉については, 津波襲来前に確実に水密扉の閉止ができるよう要員及び手順を明確化する。 ・防潮壁及び水密扉の点検は, 保全プログラムに則り予防保全対象とする予定。</p>	
<p>訓練実績/予定</p>	<p>○水密扉の開閉は, 保全作業等で通常行われる手順となるため, 特別な訓練を必要とするものではない。</p>	
<p>訓練等から抽出された 改善実績/課題事項</p>	<p>○今後, 実施する訓練において改善事項, 課題などの抽出を継続的に行う。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

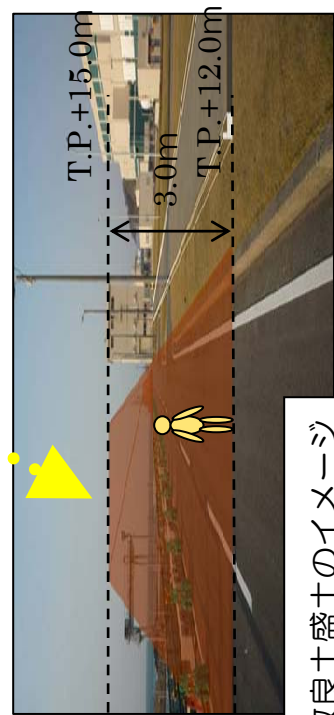
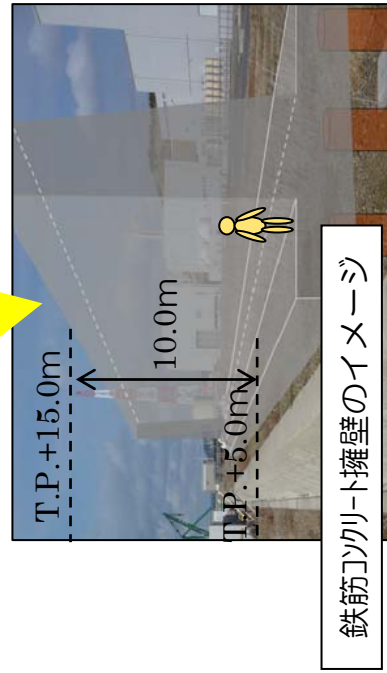
項目番号	1. 津波	(3) 防潮堤
設備関係の 対応状況/予定	<p>敷地や原子炉建屋への津波の衝撃を回避するため、防潮堤(高さT.P.+15.0m)を設置する。</p> <p>【防潮堤概要】 防潮堤高さ : T.P.+15.0m 構造形式 : 荒浜(1~4号機)側 鉄筋コンクリート擁壁, 改良土盛土 大湊(5~7号機)側 改良土盛土 防潮堤延長 : 荒浜側 約1,480m (うち改良土盛土 約500m) 大湊側 約1,000m</p> <p>【設計条件】 ○耐震性検討条件 防潮堤(堤防)が地震を受けた後であっても津波に対する機能を維持できるようにするため、基準地震動(Ss)にて機能維持できる設計とする。</p> <p>○津波波力検討条件 平成23年3月11日の津波の際、福島第一原子力発電所では主要建屋設置エリアの海側において、O.P.約+14~15mの浸水がほぼ全域で生じている。日本海側で同規模の津波が生じる可能性は小さいと考えられるものの、柏崎刈羽原子力発電所では、これと同規模の浸水高さT.P.+15.0mを考慮することとする。</p> <p>○アクセス路、ゲートからの浸水の可能性 海側へのアクセスは防潮堤高さ(T.P.+15.0m)を乗り越えてアクセスする設計のため、検討条件の津波高さ以下では越流する可能性はない。また、ゲートはスライド式で設計条件の津波高さを考慮したゲート高さとしており、ゲート接触面にはパッキンを有した構造で、海方向からの津波波力により密着する構造であることから、浸水の可能性はない。</p> <p>【設置状況】 平成23年5月から建設の準備に着手、平成23年11月1日から本工事に着工、平成25年度第1四半期の堤体完成に向けて建設工事を実施中。</p>	
運用手順の 整備状況/予定	○運用手順 防潮堤の完成までに、ゲートの運用手順を整備する。	
訓練実績/予定	○訓練 防潮堤完成までに、今後整備するゲートの運用手順に対応した訓練を実施する。	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	○今後も課題など気づき事項を継続抽出する。	

1 防潮堤の配置計画

- ・ T.P.+15mの防潮堤（堤防）を1～4号機側と5～7号機側の2ブロックに分けて配置
 - ・ 敷地の高さを考慮し、1～4号機側は鉄筋コンクリート擁壁，5～7号機側は改良土盛土
 - ・ 緊急時のアクセス（※）や，完成後の大物搬入ルートを考慮した配置
- ※ゲートやアクセス路の他にも避難階段を設置



添付6. 2-1 (3) (2/5)



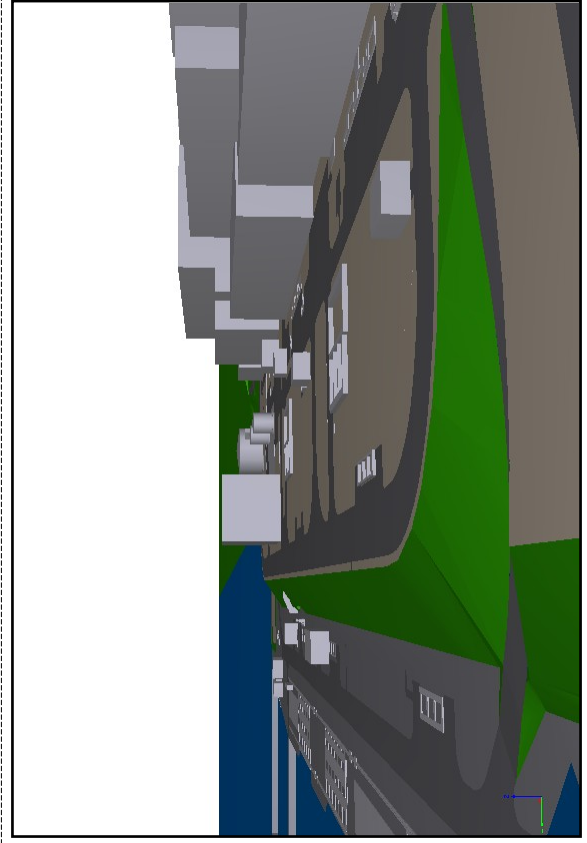
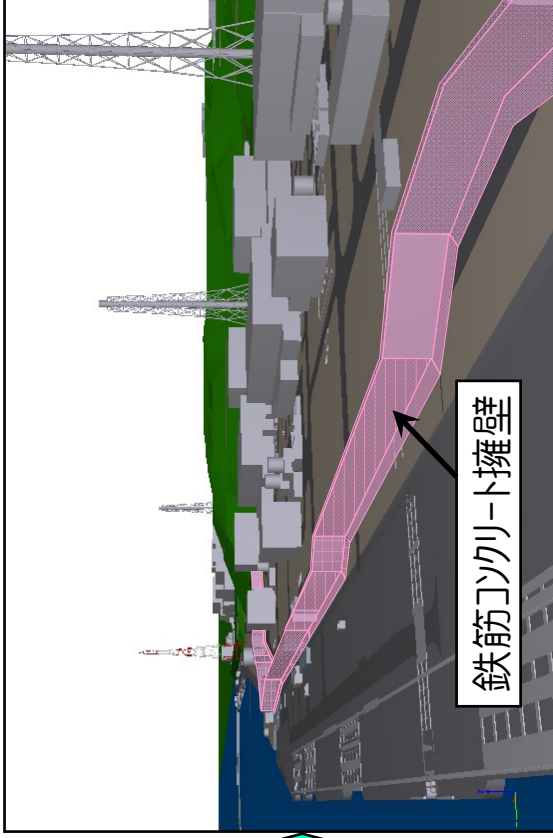
2 防潮堤完成後のイメージ

現 状

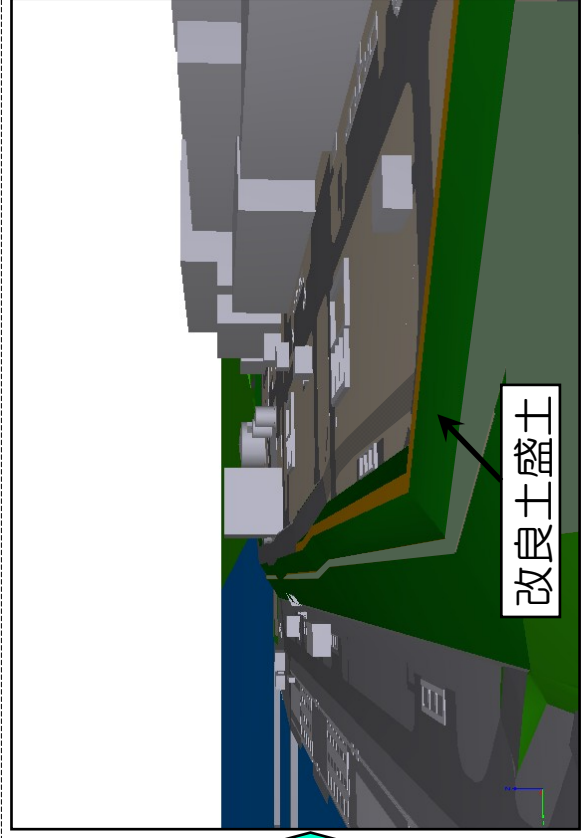


1～4号機側（荒浜側）

完 成 後



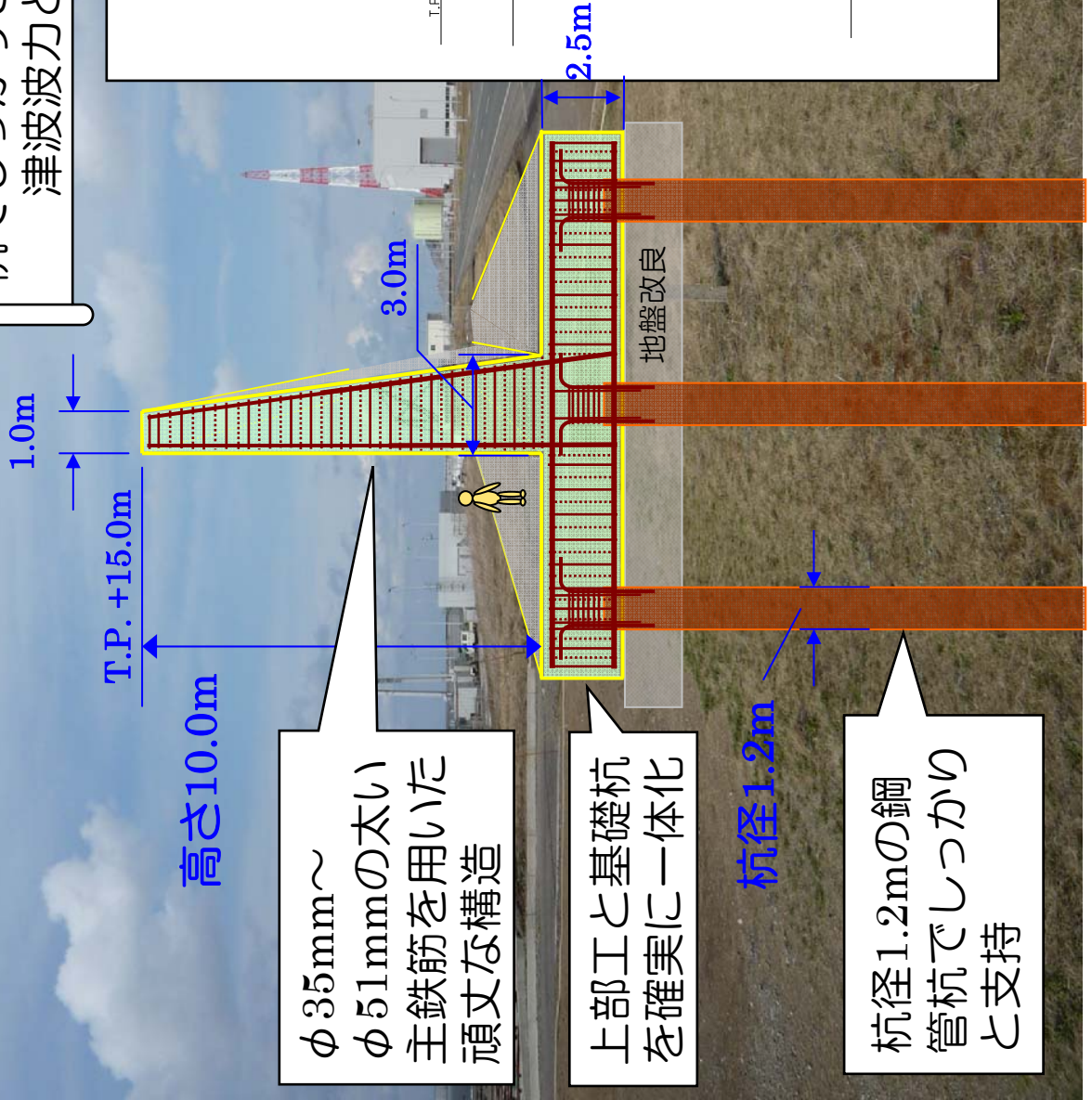
5～7号機側（大湊側）



添付6. 2-1 (3) (3/5)

3 防潮堤（荒浜側）の構造

杭でしっかりと支持する構造として
津波波力と地震力に耐える

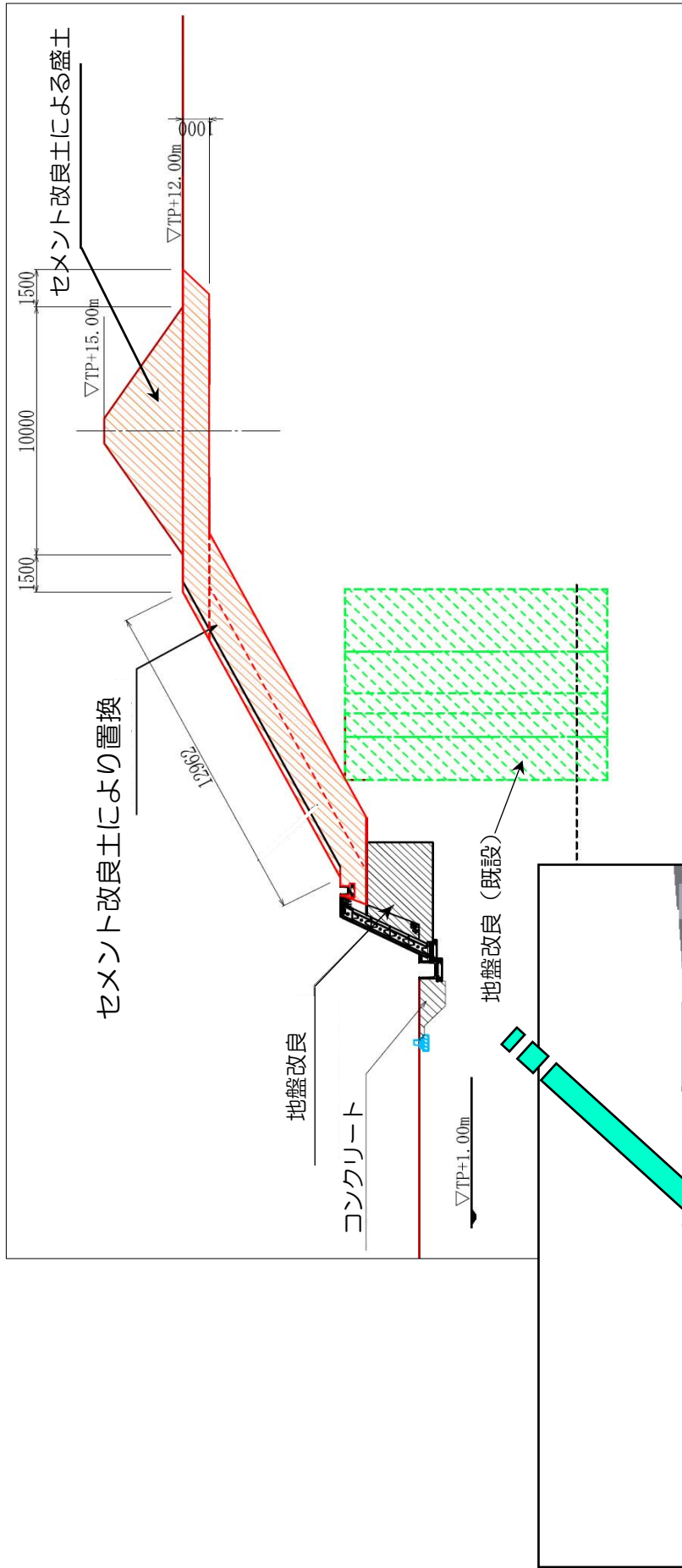


φ35mm～
φ51mmの太い
主鉄筋を用いた
頑丈な構造

上部工と基礎杭
を確実に一体化

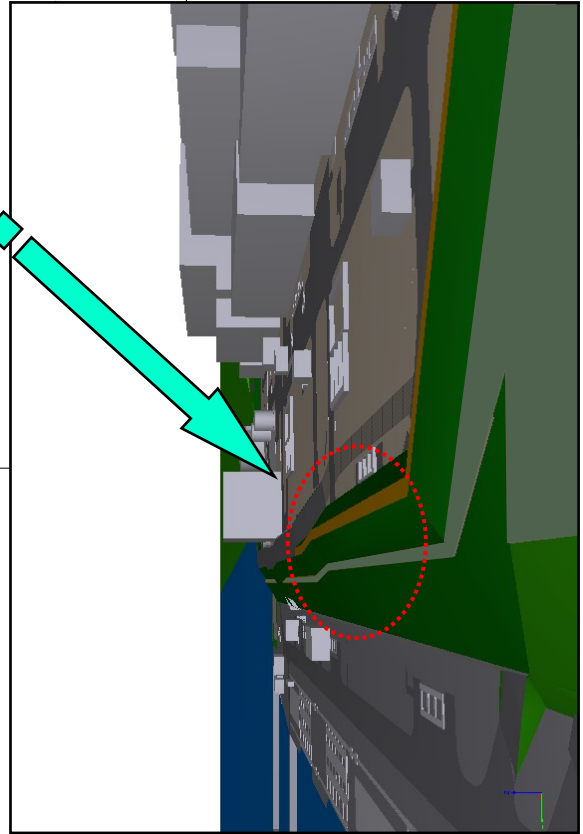
杭径1.2mの鋼
管杭でしっかりと
支持

4 防潮堤（大湊側）の構造

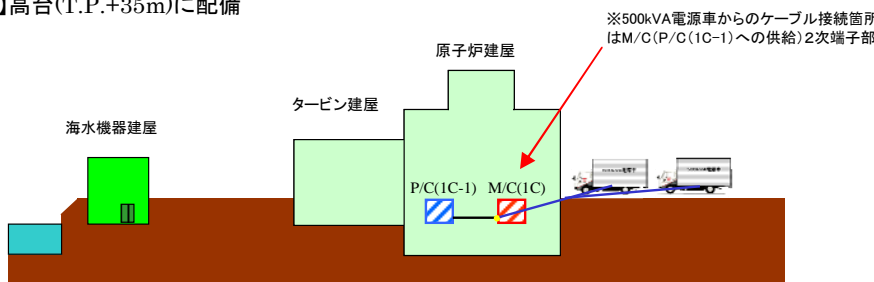




添付6. 2-1 (3) (5/5)

- セメント改良土による盛土として、津波波力と地震力に耐える
- また、既設の斜面の表層部をセメント改良土により置換する



柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	2. 電源確保	(1) 電源車
<p>設備関係の 対応状況/予定</p>	<p>○電源車 【台数】500kVA電源車2台配備済 (原子炉注水・冷却機能, 中央制御室空調, 計測設備等必要負荷への供給が可能な容量) 【保管】高台(T.P.+35m)に配備</p>	<p>(1) 電源車</p>  <p>※500kVA電源車からのケーブル接続箇所はM/C(P/G(1C-1)への供給)2次端子部</p> <p>○仮設ケーブル (1号機関係分) 【数量】接続に必要な16本を配備済(ケーブル端末処理済。用途に応じて, 22m~250m: 添付6. 2-2(1)(2/5)参照) 【保管】高台(T.P.+34m)に配備</p> <p>※柏崎刈羽原子力発電所全体では, 以下の台数を配備 ・500kVA電源車12台, 予備電源車2台(250kVA, 750kVA)の計14台配備済(平成23年11月) <配備の考え方> ・原子炉注水・冷却/中央制御室空調等の電源; 500kVA電源車2台/プラント (K1, 3, 5, 6, 7用を配備済。2台×5プラント=10台) ・代替海水熱交換器設備用電源; 500kVA電源車1台/プラント (K1, 7用を配備済。1台×2プラント=2台) ・最終的(平成24年8月予定)には, 電源車を23台配備予定(3台/プラント×7=21台+予備2台)</p>
<p>運用手順の 整備状況/予定</p>		<p>○運用手順(詳細は添付6. 2-2(1)(3/5)(4/5)参照) ・上記運用手順については, 津波アクシデントマネジメントの手引きに反映済み。 ・全交流電源喪失後, 原子炉を安定的な状態で維持するために必要な各負荷へ電源を供給する。 ・配備された電源車及び仮設ケーブルを高台から建屋搬入口まで運搬し, 電源車のケーブルを原子炉建屋1階の接続箱に接続して電源盤に給電することにより, 各負荷に電源を供給する。 ※ケーブル接続箱から電源盤までのケーブルを敷設済み。仮設ケーブル敷設の必要はない。 ※瓦礫等により, 原子炉建屋北側の搬入口に電源車が寄りつけない場合でも, 南側搬入口から電源盤までケーブル敷設が可能。 ・電源車は保全プログラムに基づき, 定期的に点検を実施(電源車月例点検; 各部点検, 電源車起動)。</p>
<p>訓練実績/予定</p>		<p>・電源車から原子炉建屋の電源盤へのケーブル敷設訓練(電源車起動)を複数回実施済。 (1プラントでの訓練(平成23年4月11日), 4プラント同時訓練(平成23年4月20日), 7プラント同時訓練(平成23年4月28日)) ※電源車~P/C動力変圧器の高圧ケーブルについて, ケーブル長が十分足りること, 確実に敷設できることを訓練にて確認済み。 ・夜間での作業を想定して夜間訓練を実施し, 作業が可能であることを確認済(平成23年5月25日)。 ・電源車から電源盤へ受電する訓練を実施済(常設ケーブルを使用)(平成23年10月28日)。 ・さらに, 電源盤へのケーブル接続作業の訓練を技能訓練センターの電源盤を用いて実施済(平成23年9月20日/27日)。 ・電源車準備及び起動操作については, 月例点検(月1回)を直営にて実施することにより訓練を兼ねている。 ※各訓練において手順書どおりの対応が可能であることを確認。</p> <p><電源車から電源盤への敷設訓練></p>  <p><電源盤へのケーブル接続作業訓練></p> 
<p>訓練等から抽出された 改善実績/課題事項</p>		<p>○改善実績 ・平成23年4月の訓練では, 原子炉建屋搬入口から電源盤まで仮設ケーブルを敷設したが, 緊急時の作業の迅速化のためにケーブルを敷設したことより, 電源復旧作業が約1.5時間短縮(2.5時間から1時間へ短縮, 改善概要は添付6. 2-2(1)(5/5)参照)。</p>

資機材リスト

区分	物品	仕様	数量	使用目的 代替方策等	保管場所	点検方法	備考
電源	空冷式GTG	4500kVA・ 6.6kV	1台	代替注水用 (RHR, MUWC等)	仮置ヤード	運転確認	
	電源車	500kVA・ 6.6kV	2台	P/C接続用 緊急用メタクラ接続用	仮置ヤード	運転確認	
ケーブル	CVケーブル(高 圧)K-1	60mm ² (CVT)	250m×1 本	電源車～P/C動変用	重量品倉 庫	外観点検	南側より電源車にてP/Cへ供 給時使用
	CVケーブル(低 圧)K-1	22mm ² (3c)	100m×1 本	ページング用充電器 盤用 (一般CV)	重量品倉 庫	外観点検	
	CVケーブル(低 圧)K-1	5.5mm ² (3c)	60m×1 本	CUW吸込ライン内側 隔離弁用	重量品倉 庫	外観点検	
	CVケーブル(低 圧)K-1	5.5mm ² (3c)	225m×1 本	FPC-MUWC連絡弁 用	重量品倉 庫	外観点検	
	CVケーブル(低 圧)K-1	5.5mm ² (3c)	60m×1 本	FP-MUWCタイライン 第二連絡弁用	重量品倉 庫	外観点検	
	CVケーブル(低 圧)K-1	5.5mm ² (3c)	130m×1 本	RCIC主蒸気ライン 暖気弁	重量品倉 庫	外観点検	
	CVケーブル(低 圧)K-1	8.0mm ² (3c)	130m×1 本	RCIC系主蒸気ライン 内側隔離弁	重量品倉 庫	外観点検	
	CVケーブル(低 圧)K-1	5.5mm ² (3c)	130m×1 本	主蒸気ドレンライン 内側隔離弁(B)	重量品倉 庫	外観点検	
	CVケーブル(低 圧)K-1	100mm ² (3c)	22m×1 本	代替海水熱交換器設 備用	重量品倉 庫	外観点検	
	CVケーブル(低 圧)K-1	100mm ² (3c)	165m×1 本	代替海水熱交換器設 備用	重量品倉 庫	外観点検	
	CVケーブル(低 圧)K-1	60mm ² (3c)	25m×3 本	ろ過水、純水送水ポン プ	重量品倉 庫	外観点検	
	CVケーブル(低 圧)K-1	38mm ² (3c)	50m×1 本	純水移送ポンプA用 (一般CV)	重量品倉 庫	外観点検	
	CVケーブル(低 圧)K-1	14mm ² (1c)	60m×2 本	原子炉格納容器隔離 弁回路B	重量品倉 庫	外観点検	

※各ケーブル長については、機器配置図並びに現場状況の確認に基づき、必要な長さに余裕をみて切り出している。
※本リストには添付6. 2-2(1), 添付6. 2-2(2)のいずれか又は共通して使用する資機材を記載している。

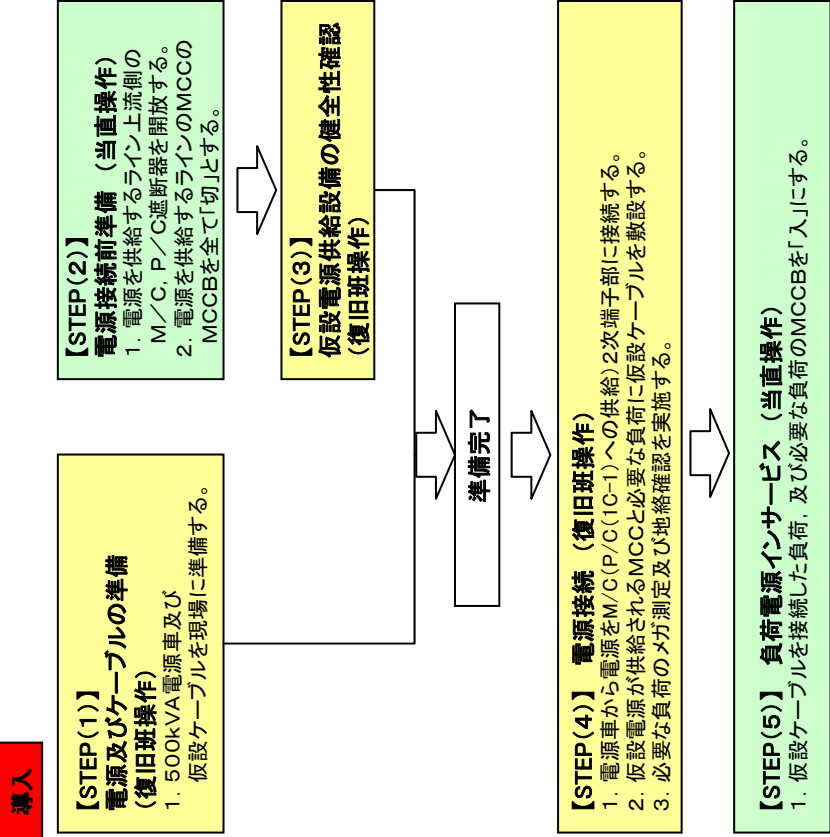
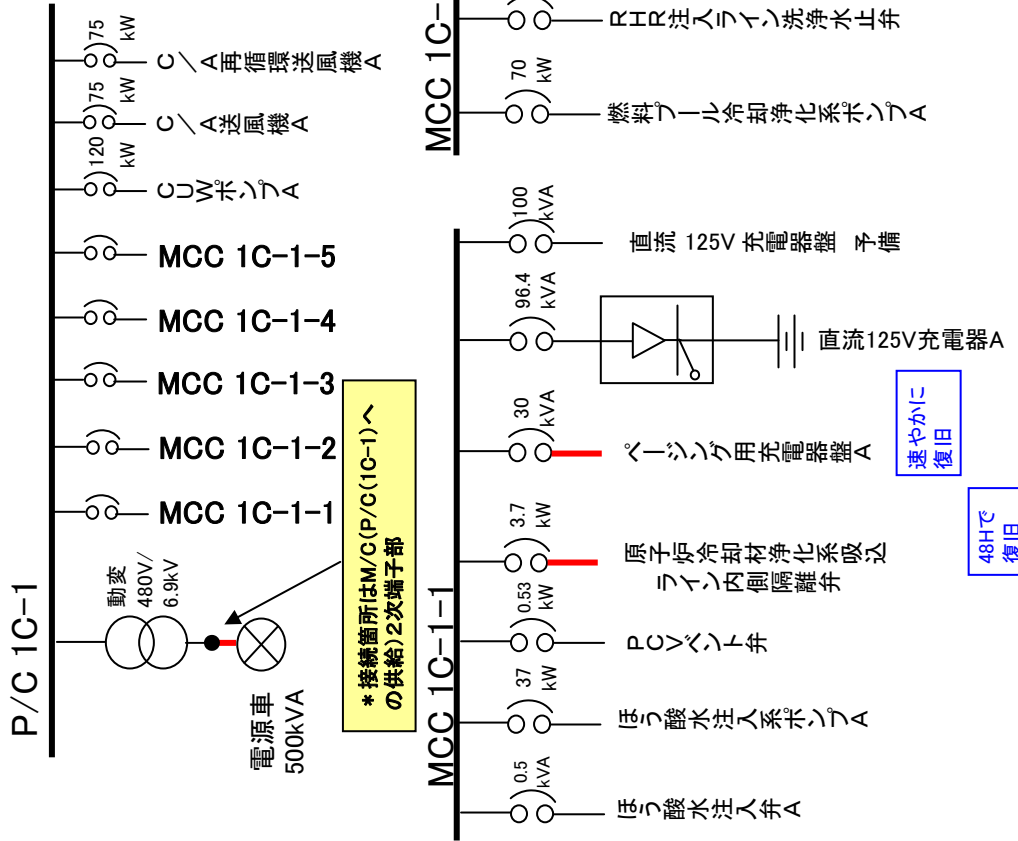
2. 電源確保

電源車からP/C1C-1受電 1/2

K-1

・P/C 1C-1に電源車を接続し、MCC1C-1-1~1C-1-5より各機器に必要な給電を実施する。

作業完了目標時間
津波襲来後8時間以内
 (時間については今後見直し予定)



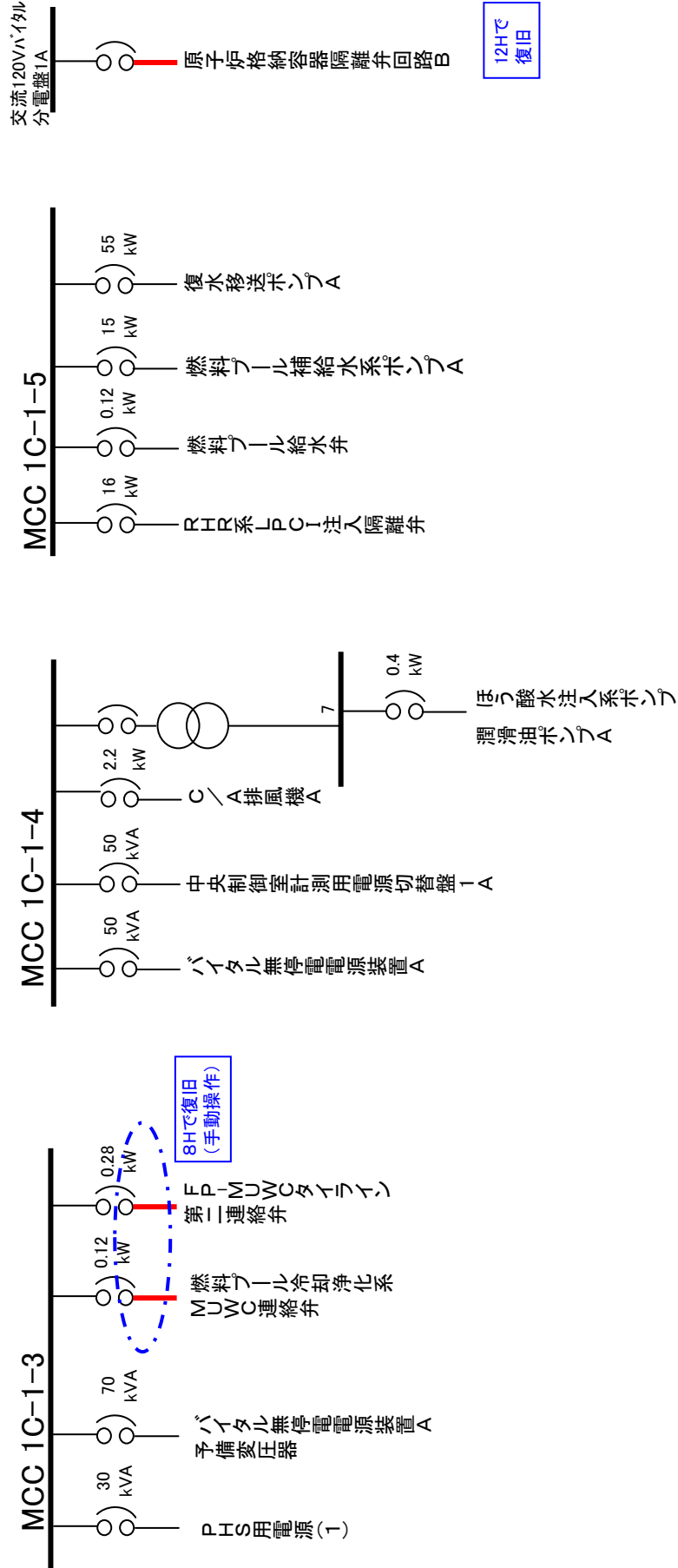
(注)以下の回路については、各々以下のとおり作業完了目標とする。
 ○原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁:津波襲来後48時間以内
 ○原子炉格納容器隔離弁回路B:津波襲来後12時間以内

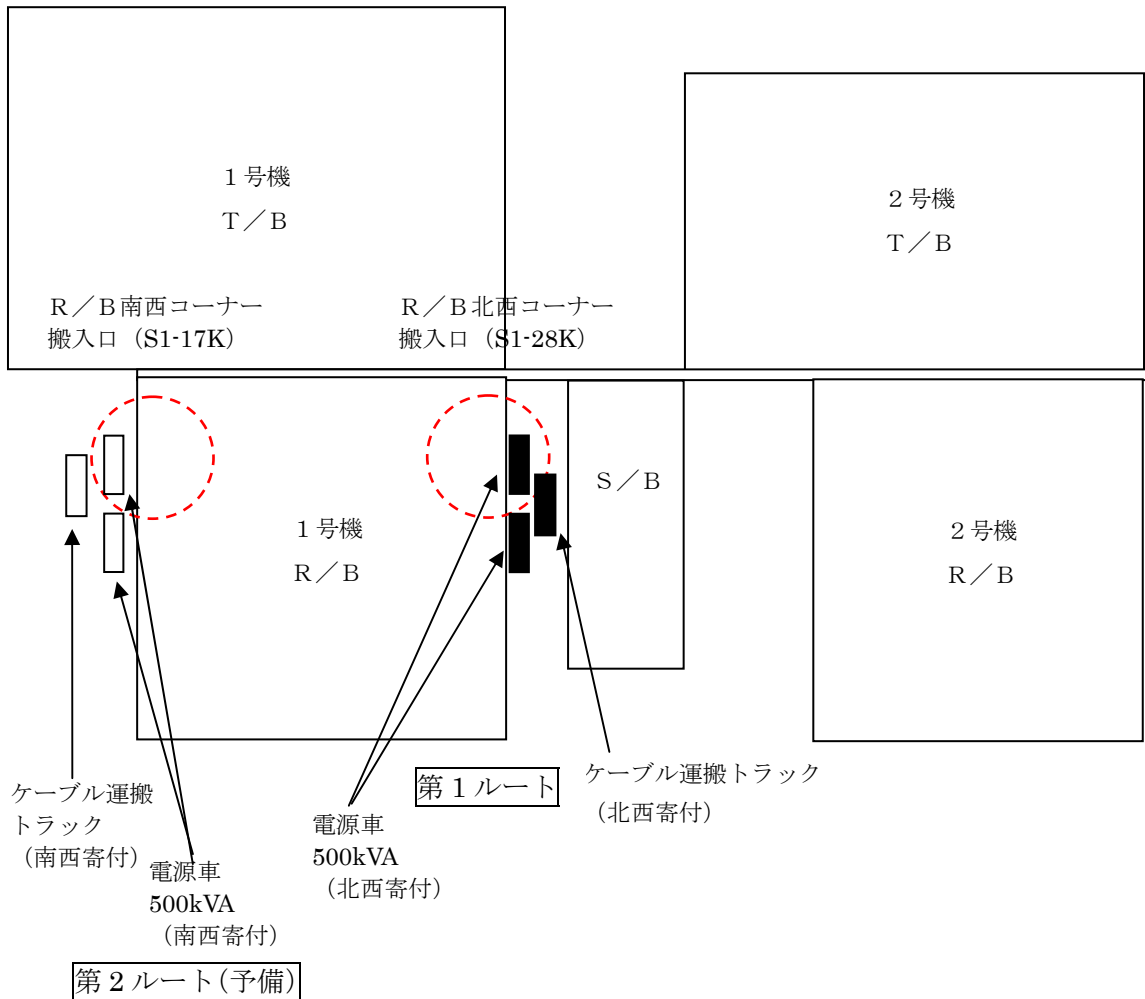
2. 電源確保

電源車からP/C1C-1受電 2/2

K-1

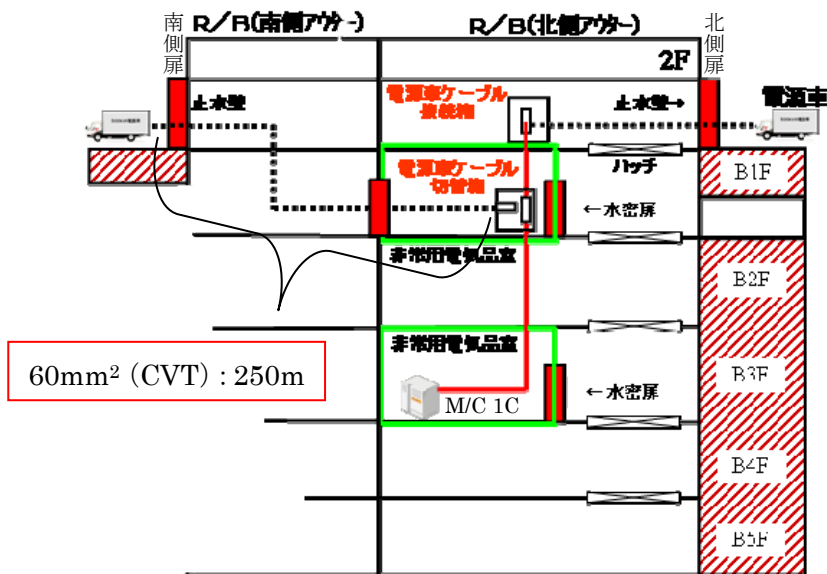
・P/C 1C-1に電源車を接続し、MCC1C-1-1~1C-1-5より各機器に必要な給電を実施する。





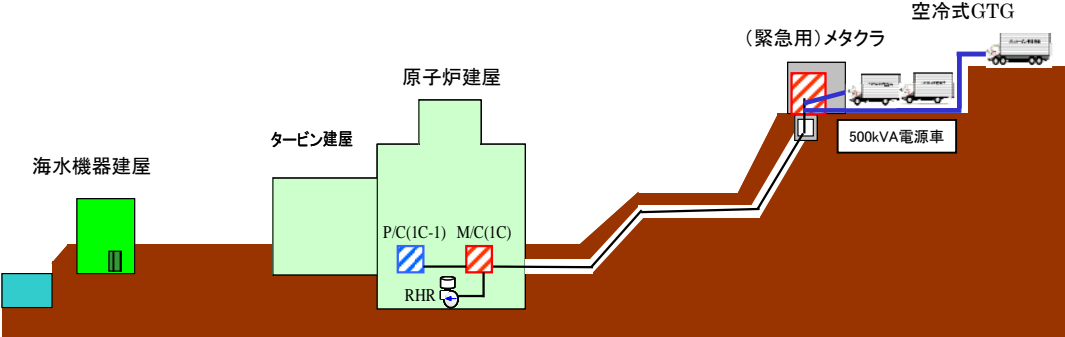
車両配置図

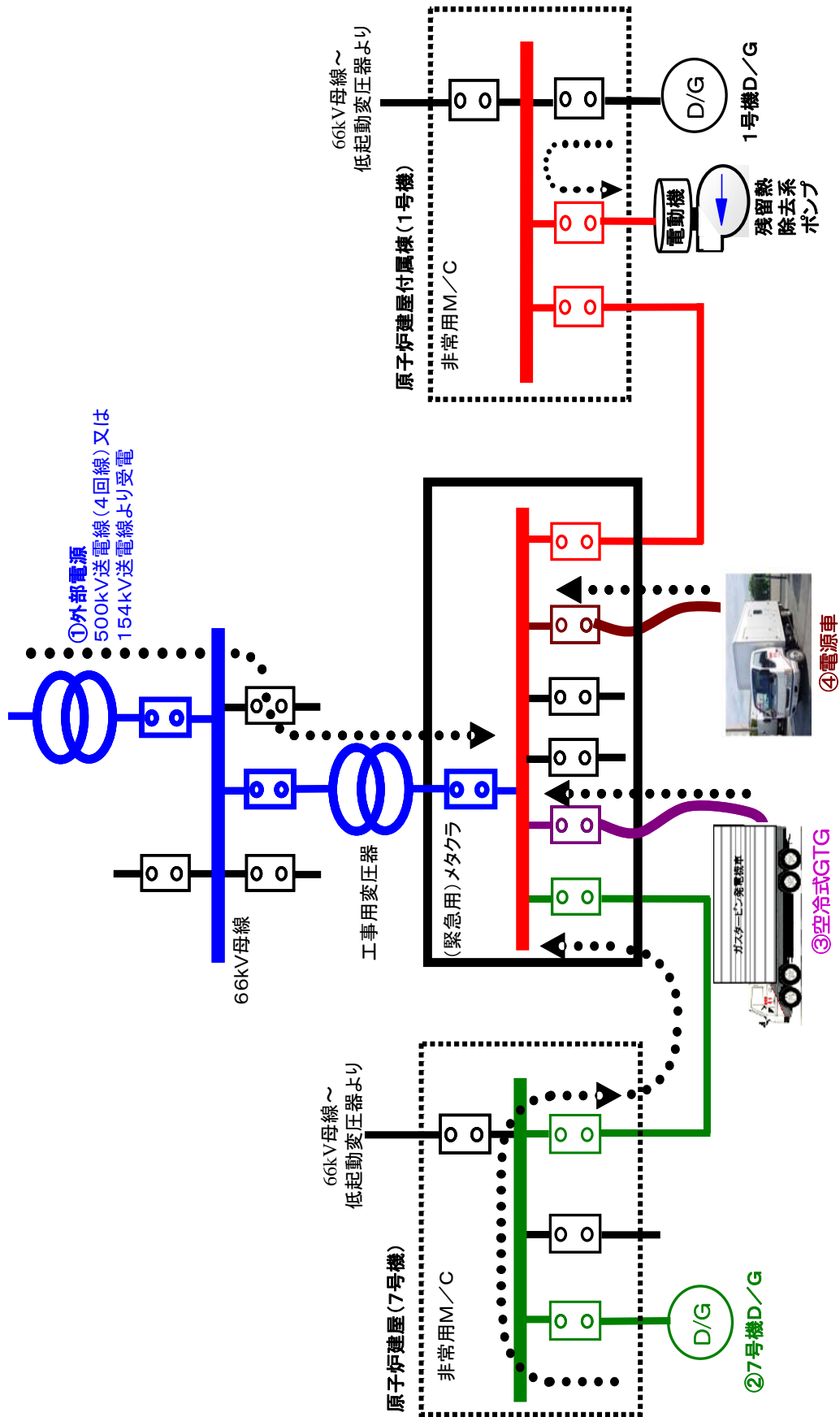
* なお、第2ルートで電源を供給する際、250mのケーブル敷設が必要となる(イメージ図は下記参照)



仮設ケーブルの常設化イメージ図

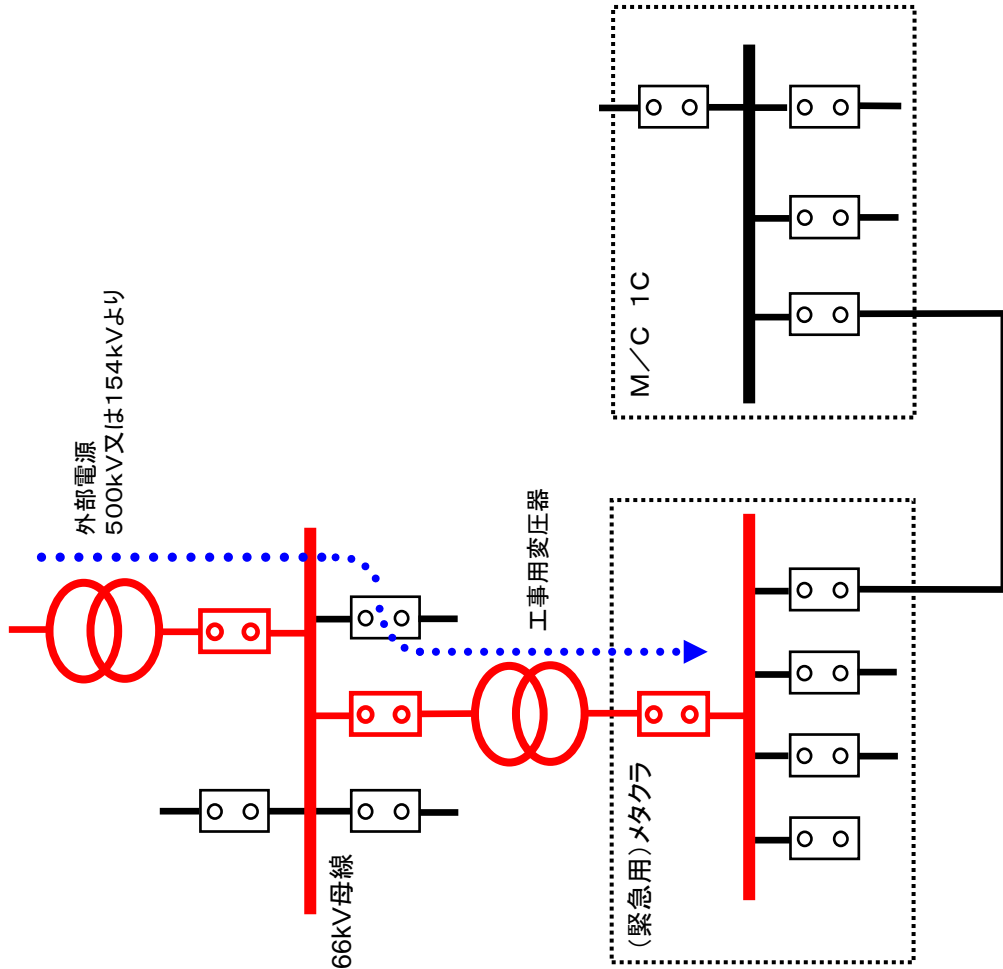
柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	2. 電源確保	(2) 空冷式GTG, (緊急用)メタクラ
<p>設備関係の 対応状況/予定</p>	<p>○空冷式ガスタービン発電機車(以下、「空冷式GTG」という) 【台数】空冷式GTG(4500kVA)1セットを配備済。T.P.+35mの高台に保管。 空冷式GTGをさらに1セット手配済(平成24年3月配備予定)。 (※1セット=制御車+発電機車) 【容量】空冷式GTG2セットで、7プラントのRHR(A)モータを運転可能な電源容量。 (初期に必要な冷却/注水用電源の容量は含まない) RHRの熱交換は代替海水熱交換器設備で行うため、RHR補機の容量は含まない) 【接続】空冷式GTGから(緊急用)メタクラ間にケーブルを敷設・接続済(平成23年12月完了)。 (緊急用)メタクラからM/C(C)への常設ケーブル敷設は、K1/K7のみ完了(平成23年11月)。 (全交流電源喪失時には空冷式GTGから(緊急用)メタクラを経由しK1/K7M/C(C)へ電源供給可能。) 【燃料】空冷式GTGは、緊急時の要請に基づき発電所にタンクローリが到着した後に運転可能 (空冷式GTG搭載の燃料では約30分のみ運転可能)。同エリア(T.P.+35m)に新設予定の 地下軽油タンク(平成24年5月竣工予定)が完成した後は同タンクから供給可能。 (運転継続可能時間については添付6. 2-10燃料(軽油)及び保有水(4)地下軽油タンクを参照) (福島事故における関東圏からの大型タンクローリ到達の実績は14時間前後) (地元石油会社と燃料補給に関する協定締結。柏崎刈羽地域で震度6弱以上の地震、T.P.3. 3m 以上の津波が発生した場合は自動出動となるため3~4時間で調達可能) ○(緊急用)メタクラ ・全交流電源喪失時に使用。地震津波後の状況に応じて複数電源から受電可能。 ・T.P.+27mの高台の建屋内に設置。 ・(緊急用)メタクラと各プラントのM/C(C)とは、地下洞道内の常設ケーブルを介して接続。 (平成23年11月現在でK1/K7のみ接続)。</p> 	
<p>運用手順の 整備状況/予定</p>	<p>○運用手順(添付6. 2-2(2)(2/6)~(6/6)参照) ・運用手順は、津波アクシデントマネジメントの手引きに反映済み。 ・全交流電源喪失後、(緊急用)メタクラから敷設されているケーブルを使用することにより、 原子炉冷温停止用のRHRポンプの電源を各プラントの非常用電源に供給する。 ・事象発生後の発電所設備の状態により、複数の使用パターンが可能。 ①外部電源→(緊急用)メタクラ→各プラントへ 外部電源が使用可能な場合に本ラインで供給する。 ②大湊側プラント→(緊急用)メタクラ→荒浜側プラントへ 荒浜側プラント(K1~K4)のD/Gが使用不能で、大湊側プラント(K5~K7)のD/Gが使用可能な 場合に、大湊側D/Gから(緊急用)メタクラ経由で荒浜側プラントに供給する。 ③空冷式GTG→(緊急用)メタクラ→各プラントへ 空冷式GTGで発生した電力を各プラントに供給する。空冷式GTG~(緊急用)メタクラ間は ケーブルを敷設済。 ④電源車→(緊急用)メタクラ→各プラントへ 空冷式GTGが何らかの理由で使用不可能な場合には、電源車を(緊急用)メタクラに接続して 供給が可能。 ※全てのパターンの手順を整備済。 ※最も現地作業の多い④のパターンについて、K1への供給試験・訓練を実施済 (平成23年10~11月) ※②のパターンを実施する条件は、M/C(7C)以外の電源が確保でき、RHR電動機を運転できる場合。</p>	
<p>訓練実績/予定</p>	<p>・電源車→(緊急用)メタクラ→K1への電源供給試験・訓練を実施済(平成23年10月~11月) ・空冷式GTGによりRHRモータを運転可能であることを検証済(平成23年11月;2号機) ・空冷式GTGの準備及び起動操作については、月例点検(月1回)を直営にて実施することにより 訓練を兼ねている。</p>	
<p>訓練等から抽出された 改善実績/課題事項</p>	<p>・空冷式GTGを事象発生後に(緊急用)メタクラ付近に移動して接続する場合、制御車と発電機車を 接続し、さらに空冷式GTGと(緊急用)メタクラ間をケーブルにて接続する作業が必要であるが、 T.P.+35mの保管エリアにて制御車と発電機車を常時接続し、かつ(緊急用)メタクラとの間を ケーブルにて接続する設備改善を行ったことにより、空冷式GTG準備完了までの作業時間 の短縮化を図った。(平成23年12月)</p>	



運用手順イメージ図

・外部電源(500kV又は154kV)より(緊急用)メタクラの受電を行う。



導入

【STEP(1)】(緊急用)メタクラの受電前準備 (発電班操作)
外部電源から(緊急用)メタクラへの受電前準備をする。



【STEP(2)】(緊急用)メタクラへの送電操作 (当直操作)
66kV母線が使用可能なことを確認し、66kV母線の受電、工事用変圧器を受電する。



【STEP(3)】(緊急用)メタクラの受電 (発電班操作)
外部電源より、(緊急用)メタクラを受電する。

導入

・D/G7Aの不要な負荷を切り離し、D/G7Aより (緊急用)メタクラの受電を行う。

【STEP(1)】(緊急用)メタクラへの送電前準備 (7号当直操作)
M/C 7Cより(緊急用)メタクラに送電できるよう準備をする。



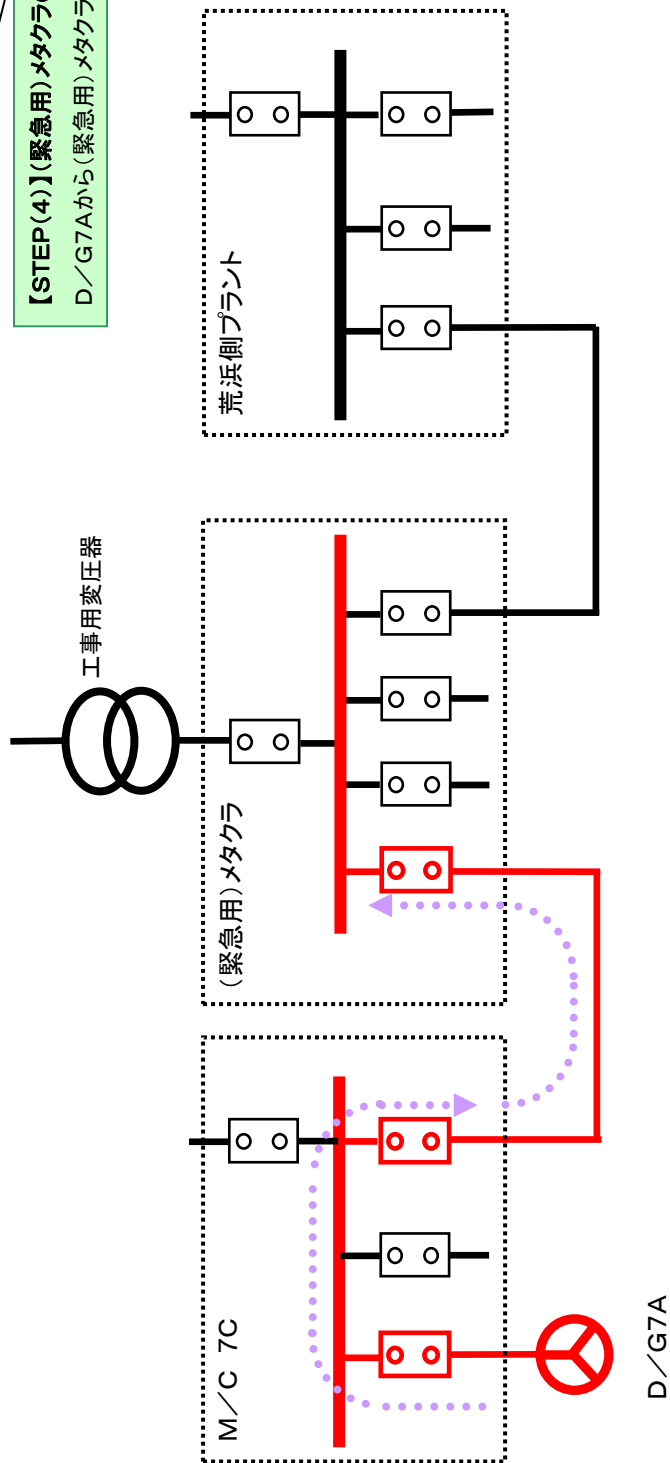
【STEP(2)】(緊急用)メタクラの受電前準備(発電班操作)
D/G7Aから(緊急用)メタクラへの受電準備をする。



【STEP(3)】(緊急用)メタクラへ母線連絡充電(7号当直操作)
M/C 7Cより(緊急用)メタクラへの母線連絡ラインを充電する。



【STEP(4)】(緊急用)メタクラの受電(発電班操作)
D/G7Aから(緊急用)メタクラを受電する。

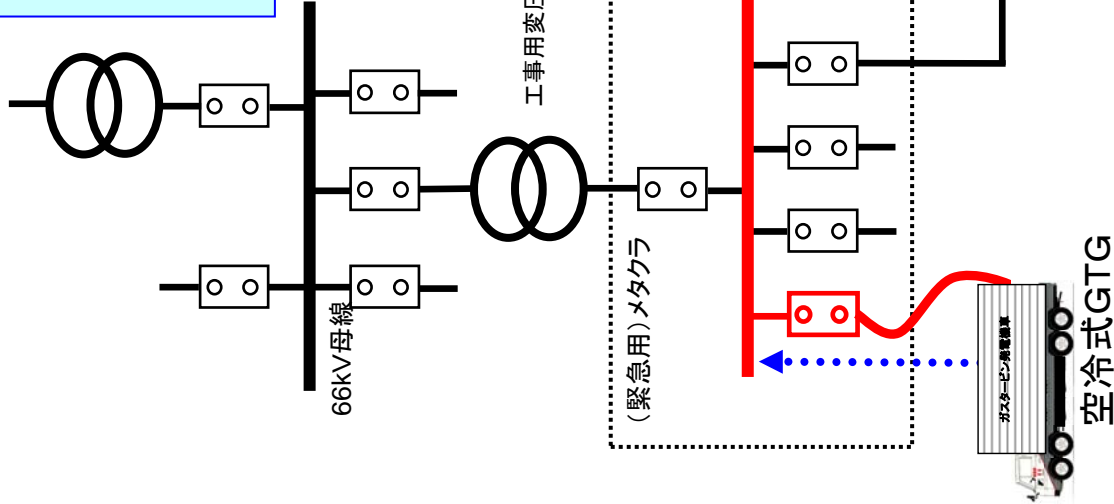


・空冷式GTGより(緊急用)メタクラの受電を行う。

導入

前提条件((緊急用)メタクラ使用可能)

- ケーブルが損傷していないこと
- 使用する遮断器が損傷していた場合でも、予備の遮断器に交換可能なこと
- (緊急用)メタクラが損傷していた場合でも、仮設の接続箱を利用してGTGとM/C 1Cを直接接続可能なこと



【STEP(1)】空冷式GTGからの(緊急用)メタクラ送電操作(復旧班操作)
 (緊急用)メタクラ及び空冷式GTGの健全性確認をする。
 空冷式GTGからの(緊急用)メタクラ送電操作をする。



【STEP(2)】(緊急用)メタクラの受電前準備(発電班操作)
 空冷式GTGから(緊急用)メタクラへの受電前準備をする。

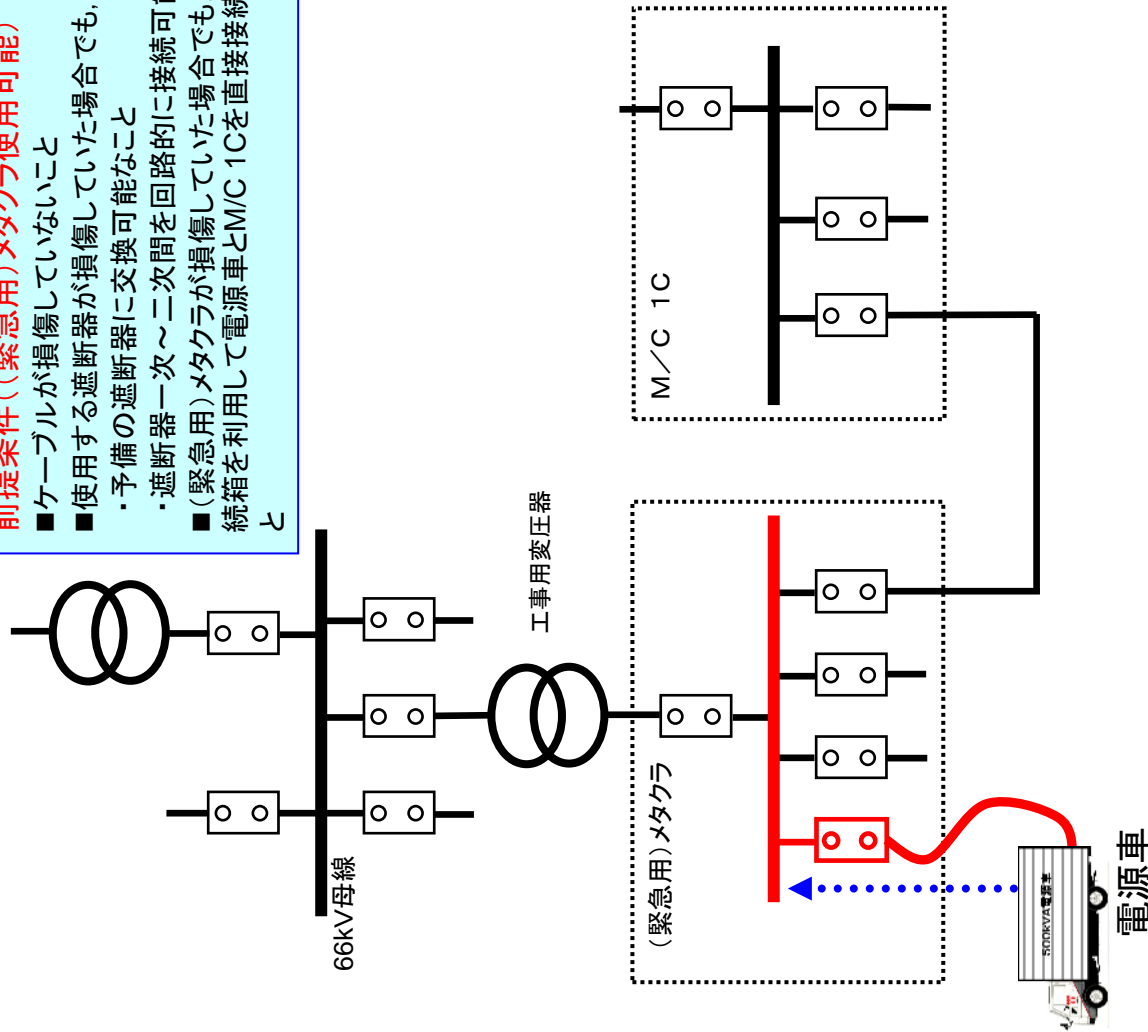


【STEP(3)】(緊急用)メタクラの受電(発電班操作)
 空冷式GTGより(緊急用)メタクラを受電する。

- ・電源車より(緊急用)メタクラの受電を行う。

前提条件((緊急用)メタクラ使用可能)

- ケーブルが損傷していないこと
- 使用する遮断器が損傷していた場合でも、予備の遮断器に交換可能なこと
- ・ 遮断器一次～二次間を回路的に接続可能なこと
- (緊急用)メタクラが損傷していた場合でも、仮設の接続箱を利用して電源車とM/C 1Cを直接接続可能なこと



導入

【STEP(1)】
(緊急用)メタクラの健全性確認及び電源車配備(復旧班操作)
 (緊急用)メタクラの健全性確認をする。
 電源車の設置を行いケーブル敷設をする。

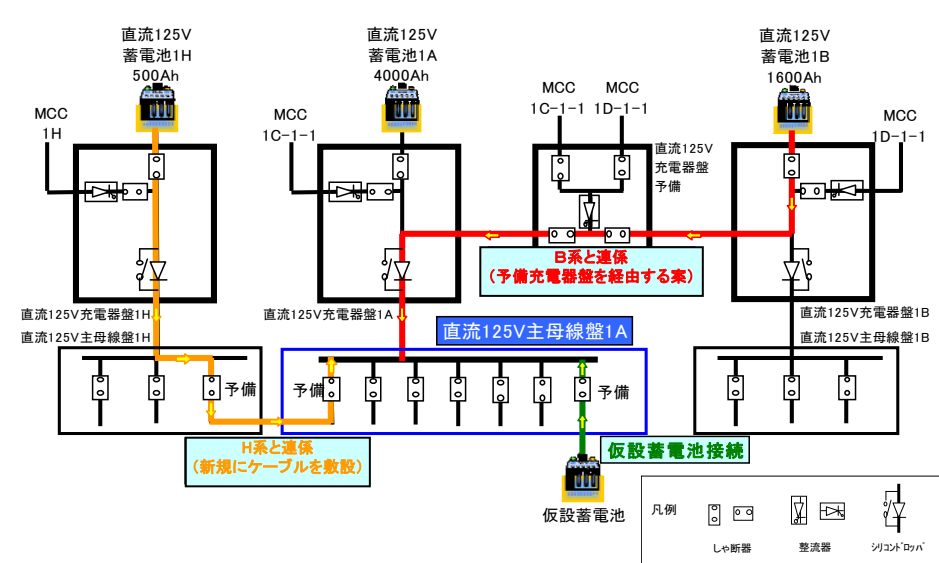


【STEP(2)】 **(緊急用)メタクラの受電前準備(発電班操作)**
 電源車から(緊急用)メタクラへの受電準備をする。




【STEP(3)】 **電源車の起動及び(緊急用)メタクラ受電(復旧班操作)**
 電源車を起動し、(緊急用)メタクラを受電する。

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	2. 電源確保	(3) 直流電源強化(蓄電池等)
<p>設備関係の 対応状況/予定</p>	<p>原子炉隔離時冷却系(RCIC)は、A系蓄電池(鉛蓄電池)から運転継続に必要な直流電源を受けている。全交流電源喪失(SBO)時には、約1時間後にプラントバイタル無停電電源装置(以下、「プラント・バイタルCVCF」という)等の負荷を制限することにより、SBO後約8時間はRCICを運転継続できるよう設計している。RCICの運転継続時間を更に延長するため、以下のような対応を進めている。</p> <p>【具体的な直流電源延命策】</p> <p>SBO後約1時間でプラント・バイタルCVCFの負荷を制限すると共に、それ以降も必要な最低限の直流負荷(プラント監視の一部、RCICの運転継続に必要な負荷、DC照明)のみに制限すれば、A系蓄電池だけでも約38時間まで延命可能という評価結果を得ている。更に、①～④に定めた対応をとることにより、約72時間RCICを運転継続することが可能である。</p> <p>①A系直流負荷の制限</p> <ul style="list-style-type: none"> ●実容量測定結果に基づく容量 ●約1時間後:プラント・バイタルCVCF負荷抑制 プラント監視・RCICの運転継続に最低限必要な直流負荷に制限 ●約8時間後:直流照明負荷の切り離し <p>②B系直流負荷の制限</p> <ul style="list-style-type: none"> ●約1時間後:プラント・バイタルCVCF負荷抑制 必要最低限の計器(交流電源)へ可搬式交流発電機で電源供給 <p>③B系及びH系直流電源との連係</p> <ul style="list-style-type: none"> ●約8時間後:B系直流電源と連係 ●約36時間後:H系直流電源と連係 <p>④仮設蓄電池の接続</p> <ul style="list-style-type: none"> ●本設の蓄電池が枯渇するタイミングで、仮設蓄電池を投入 <p>【追加設備・工事】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○予備蓄電池及び予備充電器(免震重要棟内)の配備 ○可搬式交流発電機の配備 ○H系との連係ケーブル他  <p style="text-align: center;">図: 直流電源強化方策イメージ</p>	
<p>運用手順の 整備状況/予定</p>	<p>【運用手順】</p> <p>以下の各操作について、運用手順を定める予定である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○負荷の制限(既にマニュアルに定められている「プラント・バイタルCVCFの停止」操作以外) <ul style="list-style-type: none"> ・操作すべき回路及び操作SWと操作タイミング 他 ○B/H系直流電源の連係 ○予備蓄電池との接続 <ul style="list-style-type: none"> ・免震重要棟(一部、タービン建屋)に保管した蓄電池を所定の場所に運び込む。 ・直流母線の予備回路等に接続する。 	
<p>訓練実績/予定</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○運用手順を規定し各手順の検証を行う。 ○実設備を用いて操作場所、操作内容の確認を行う。実際に可能な操作については、実操作まで訓練する。 	
<p>訓練等から抽出された 改善実績/課題事項</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○今後実施する検証・訓練において改善事項、課題などの抽出を継続的に実施する。 	

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	3. 高圧注水	(1)ほう酸水注入系(SLC)
設備関係の 対応状況/予定	<p>SLCポンプの水源は小容量のタンクであることから、連続的にRPVへ注水する際に、CSPを水源とするMUWC及びろ過水タンクを水源とする消火系からSLCポンプ吸込ライン(MUWP)への仮設ホースを接続するため、下記機材を配備する。</p> <p>○必要機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・仮設ホース接続用治具(二股治具×1個, MUWC-MUWP-FPタイライン用) ・仮設ホース接続用治具(MUWP配管用×1個) ・仮設ホース2本(SLCポンプ水源の接続に使用) <ol style="list-style-type: none"> 1. 40A×20m(MUWC→MUWP供給用) 2. 40A×20m(消火系→MUWC供給用) ・スパナ ・パイプレンチ ・消耗品(シールテープ) <p>以上の機材はR/B B2F(東側通路)に配備</p>	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容(詳細は添付6. 2-3(1)(2/2)参照)</p> <p>原子炉水位が低下した場合又はSRVによる原子炉減圧が出来ない場合に、SLCポンプにて高圧でRPV注水を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SLCポンプの電源を確保する。 ・CSPを水源とするMUWC及びろ過水タンクを水源とする消火系からSLCポンプ吸込ライン(MUWP)への仮設ホースを接続する。 ・SLCポンプの水源を確保し、RPV注水ラインナップを実施する。 ・SLCポンプ(A)を起動し、RPV注水を開始する。なお、ポンプ・弁については電源車より電源供給する。 <p>○運用手順については「津波アクシデントマネジメントの手引き」にて制定済み。</p>	
訓練実績/予定	<p>○訓練実施状況</p> <p>平成23年11月25日に仮設ホースの接続訓練を実施、手順書どおりの対応が可能であることを確認。なお、必要機材については、年1回以上点検を実施し設備維持を図る。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div style="text-align: center;"> <p><必要機材の確認></p>  </div> <div style="text-align: center;"> <p><二股治具取付></p>  </div> </div>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○訓練の結果、改善/課題事項は抽出されていないが、今後も課題など気づき事項を継続抽出する。</p>	

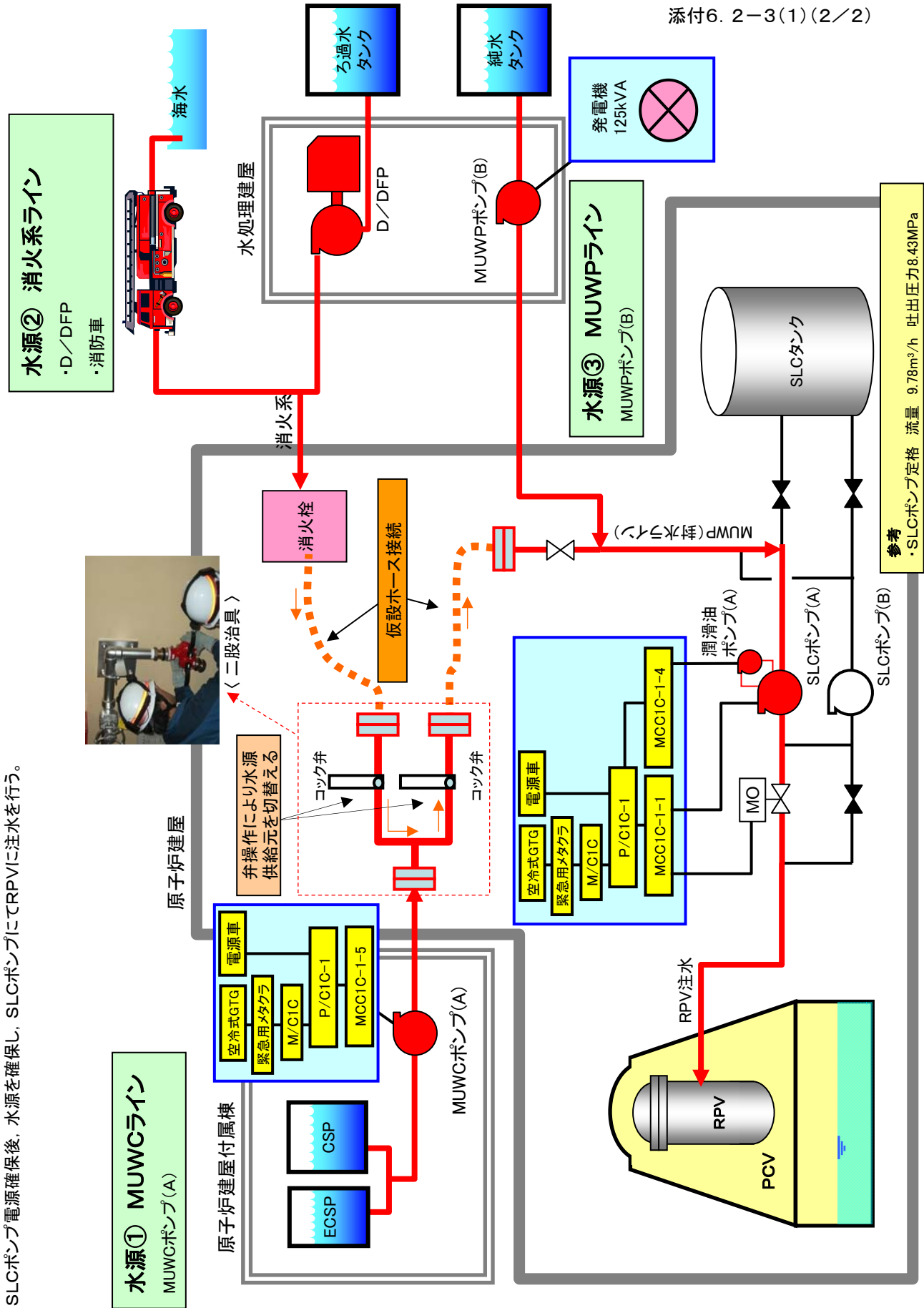
3. 高圧注水

(1) ほう酸水注入系(SLC)

作業完了目標時間
津波襲来後8時間以内
(時間については今後見直し予定)

K-1

・SLCポンプ電源確保後、水源を確保し、SLCポンプにてRPVに注水を行う。



添付6. 2-3(1)(2/2)



柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

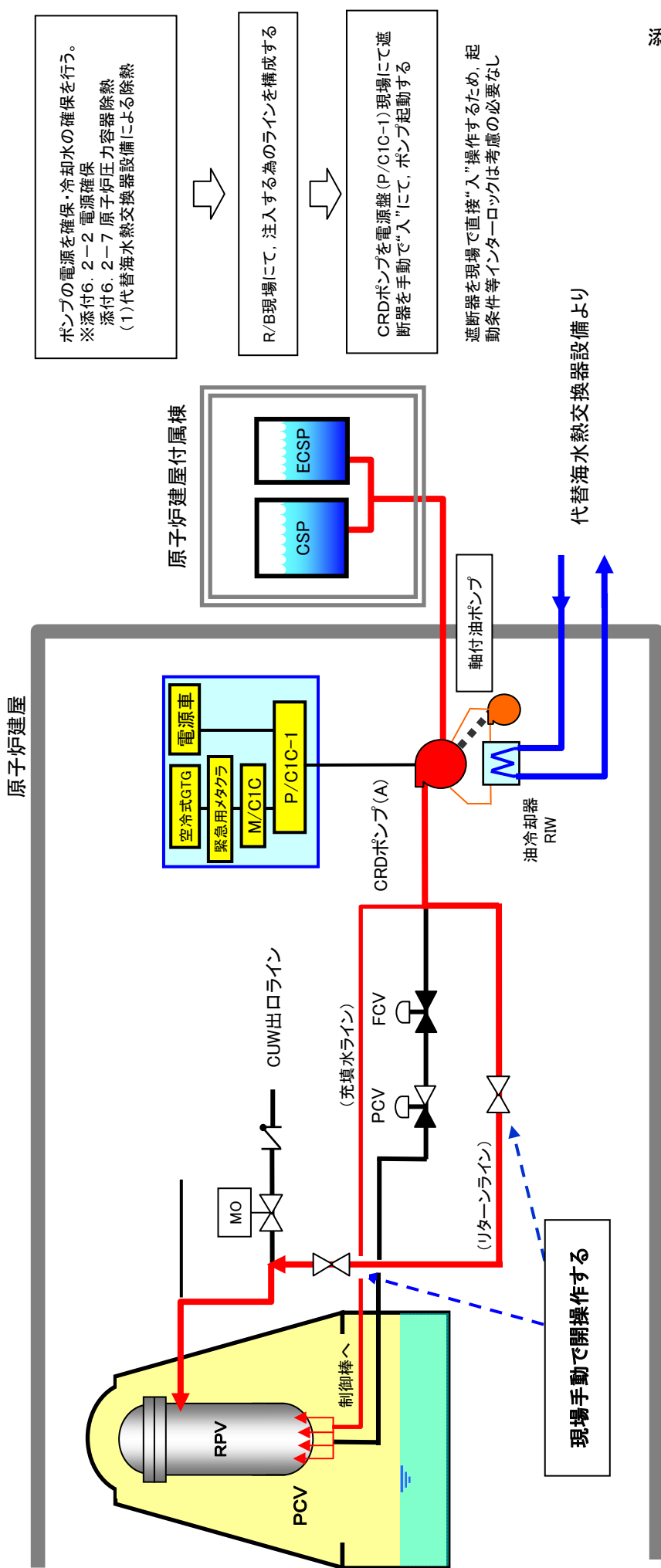
項目番号	3. 高圧注水	(2) 制御棒駆動系(CRD)
設備関係の 対応状況/予定	<p>非常用炉心冷却系の注水機能が喪失しSRVによる原子炉減圧が出来ない状況において、高圧でRPV注水が可能なCRDポンプにより原子炉注水を行うため、以下機材を配備。</p> <p>○必要機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源確保関連: 添付6. 2-2(1)電源車 を参照 ・RPV除熱関連: 添付6. 2-7(1)代替海水熱交換器設備による除熱及び 添付6. 2-7(2)代替水中ポンプを用いたCUW除熱を参照 	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容(詳細は添付6. 2-3(2)(2/2)参照)</p> <p>非常用炉心冷却系の注水機能が喪失しSRVによる原子炉減圧が出来ない状況において、高圧でRPV注水が可能なCRDポンプにて原子炉注水を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源車によりP/C 1C-1を受電し、CRDポンプ(A)の電源確保を行う。 ・代替海水熱交換器設備、又は代替水中ポンプによりRIW系冷却水を確保し、CRDポンプ(A)油冷却器に冷却水を供給する。 ・CRDポンプ(A)による原子炉への注水ラインは既存の配管を使用するが、CRDポンプ出口から原子炉間に存在する流量調節弁(駆動エア喪失時全閉)や圧力調節弁の影響を回避するために、CRDポンプテストバイパスラインを使用し、原子炉リターンラインを経由して原子炉給水ラインから注水を行う。また、充填水ラインからも制御棒をとおり原子炉へ注水される。 <p>○運用手順については「緊急時臨機応変対応ガイド」を制定済み。</p>	
訓練実績/予定	<p>○訓練計画を策定後、訓練実施予定。</p>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○今後、訓練等において改善事項、課題などの抽出を継続的に行う。</p>	

3. 高圧注水

(2) 制御棒駆動系(CRD)

K-1

・CRDポンプを起動し、リターンラインにより原子炉に注水を行う。



参考
CRDポンプ定格 流量25.9m³/h(432L/min) 揚程995m

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

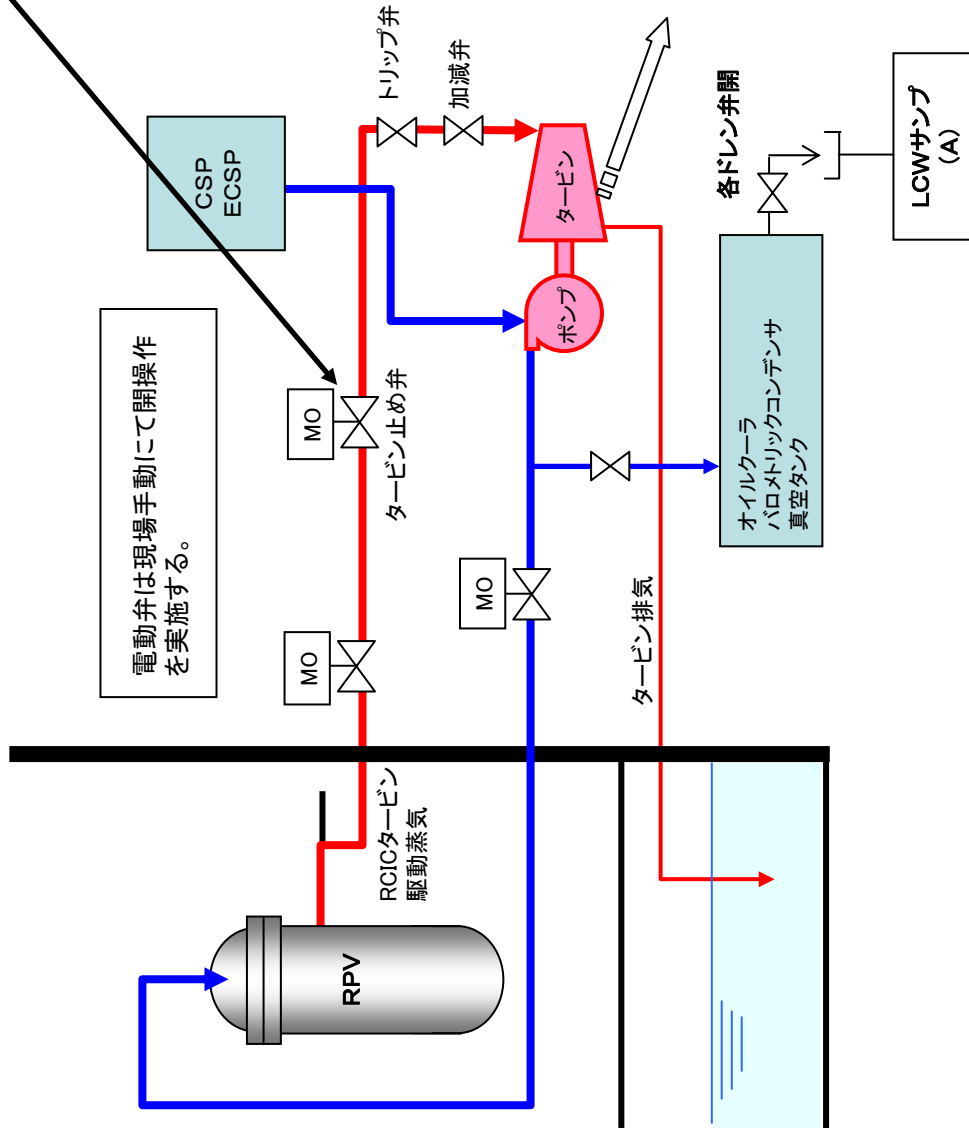
項目番号	3. 高圧注水	(3) 原子炉隔離時冷却系(RCIC)手動起動
設備関係の 対応状況/予定	<p>直流電源が喪失し、かつ中央制御室が機能不全になっている状態で、RCIC系統が健全な場合、現場手動操作によりRCICを起動し、原子炉への注水を行うため、以下機材を配備。</p> <p>○必要機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・セルフエアセット 4セット(K1/2で管理区域16セット、非管理区域13セット保管) ※セルフエアセットはRCIC真空ポンプ運転不可のため、起動後の室内空气中放射性物質濃度上昇に備えてのもの。最低2名で対応、タービン起動操作に30分かかると推定、セルフエアセット1セットの行動可能時間20分と見積もり2セット/1人と考えている。なお、セルフエアセットは、止め弁開前から装着、ドレン弁開等の操作時は蒸気の流入無いため不要。 ・タコメータ1台(RCICタービン回転数測定) 保管場所:緊急時対策本部(保管個数は2個) ・エンジンポンプ1台 保管場所:重量品倉庫 ・ホース(15m×4本)※冷却水移送用 保管場所:R/B屋内消火栓(各15m×2本収納)から4本使用 ・水位計仮設電源接続機材一式2セット(SRU(抵抗ユニット)、蓄電池2個(DC12V)、デジタルテスタ) <p>保管場所:緊急時対策本部</p>	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容(詳細は添付6. 2-3(3)(2/7)~(7/7)参照)</p> <p>直流電源が喪失し、かつ中央制御室が機能不全になっている状態で、RCIC系統が健全な場合、現場手動操作によりRCICを起動し、原子炉への注水を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・RCIC止め弁、調節弁等現場状況を確認し、起動させるためのライン構成を行う。 ・原子炉水位を監視するため、R/B B2F、B3Fにある原子炉水位検出器(以下、「LT」という)に仮設電源を接続する。原子炉水位については、LTからの電圧信号を直接読み取り、水位換算することで監視する。 ・RCIC止め弁を手動微開し、RCICタービンを起動する。回転数を測定しつつ、徐々に回転数を上げ4200rpm(定例試験時の回転数)に調節する。 ・RCICの運転状態、及びポンプの吐出圧力を確認し原子炉圧力を上回っていることを確認する。 ・仮設電源を接続したLTにて、原子炉水位を確認し注入状況を確認する。 ・6t/hで排出される冷却水は、配管経由でR/B LCWサンプへ排出されるが、R/B LCWサンプが満水になるとファンネルを逆流しRCICポンプ室へ流入する。RCICポンプ室へ流入した逆流水は床ファンネルを経由し、R/B HCWサンプに流入する。さらにR/B HCWサンプが満水になると、ファンネルを逆流するためRCICポンプ室及びLPCSポンプ室、RHRポンプ室へ流入する。 ・RCICポンプ室へのファンネルからの逆流を防止するため、R/B LCWサンプにエンジンポンプを設置し、RCIC冷却水をR/B LCWサンプから付属棟HCWサンプへ排出する。 (R/B LCWサンプ及びR/B HCWサンプが満杯の場合、RCIC冷却水からの排水によるファンネルからの逆流によっておこる床面の水位上昇は、約9mm/h、RCICコンクリートベース高さは82cm) <p>○運用手順については「緊急時臨機応変対応ガイド」を制定済み。</p>	
訓練実績/予定	<p>○訓練計画を策定後、訓練実施予定。 (K1において所内蒸気系を使用したRCIC現場手動起動訓練を計画中)</p>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○今後、訓練等において改善事項、課題などの抽出を継続的に行う。</p>	

3. 高圧注水

(3) 原子炉隔離時冷却系(RCIC)手動起動

K-1

・ 交流/直流電源喪失状態において手動操作によりRCICを起動し、RPV注水を行う。



タービン止め弁を現場で手動開操作し、RCICタービンを起動する。

タービン止め弁の開度を調節して、タービン回転数を調整する。
(4200rpm)

ポンプの吐出圧力、仮設の水位計測により注水の状況を確認する。

原子炉水位はTAF~広帯域水位計1500mm間で制御する。

現場監視可能計器

- ・ 原子炉圧力 (RCICタービン入口圧力) [E51-P1007] : H22-P022
 - ・ RCICタービン排気圧力 [E51-P1008] : H22-P022
 - ・ RCICポンプ吸込圧力 [E51-P1017] : B5F RCIC室 RCICポンプ付近
 - ・ RCICポンプ吐出圧力 [E51-P1003] : H22-P021
 - ・ RCIC潤滑油圧力 [E51-P1034,045] : H22-P724
- (※H22-P021,P022: B5F LPCS室, H22-P724: B5F RCIC室)

参考 原子炉水位仮設電源接続

1. 使用機材, 工具(員数は計測回路2ループ分)
 - ・蓄電池 …… 4個(DC12V 56Ah(5時間容量))
 - ・SRU …… 2台
 - ・仮設接続用ケーブル …… 2セット
 - ・デジタルテスタ …… 2台
 - ・トドライバ
 - ・リフトキャップ
 - ・養生シート
 - ・電卓

2. 蓄電池の接続 (計測回路1ループの説明)
 - ・蓄電池DC12Vを2個直列接続し, 計器電源電圧を確保。
 - ・仮設電源接続時, 蓄電池電圧チェック端子にテスタを接続し, 電圧を確認する。
 - ・電圧がDC22V以上であることを確認する。

3. 回路接続 (計測回路1ループの説明)
 - ・蓄電池とSRUを以下のとおり接続する。
 - ・蓄電池+側とSRUのP.S端子
 - ・蓄電池-側とSRUのS.C端子
 - ・SRUのS.C端子を端子箱のグラウンドへ接続する。
 - ・仮設電源接続先(下記参照)のケーブル端子をリフトする。
 - ・リフト後に空いた端子台とSRUを以下のとおり接続する。
 - ・空いた端子台+側とSRUの2番端子
 - ・空いた端子台-側とSRUの1番端子

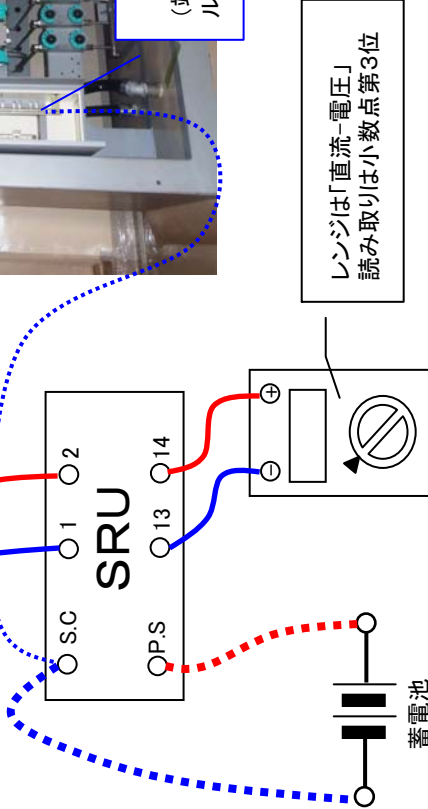
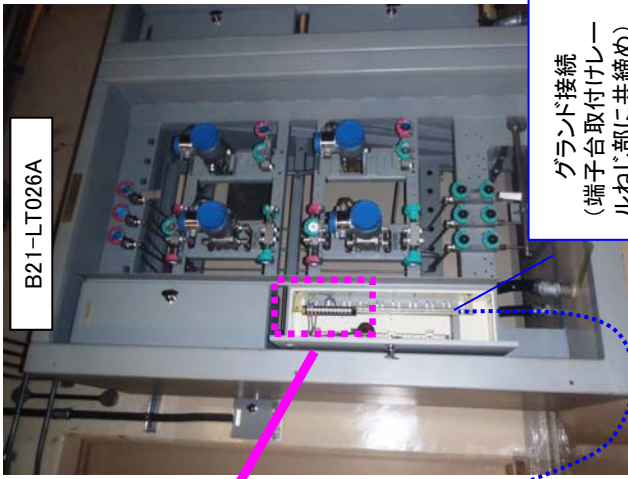
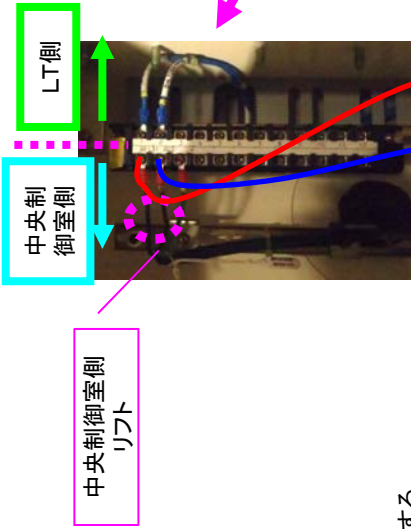
4. 監視方法
 - ・テスタをSRU端子に接続し, 水位検出器の出力値(DC1~5V)を測定する。
 - ・テスタを以下のとおりSRUへ接続する。
 - ・テスタ+端子とSRUの14番端子
 - ・テスタ-端子とSRUの13番端子
 - ・テスタの電圧値を読み取り, 計測範囲との換算を行う。(下記換算式参照)
 - ※電圧値の読み取りは小数点第3位まで読み取り, 換算すること。

K1 原子炉水位仮設電源接続箇所リスト

名称	TAGNo.	計器設置場所	仮設電源接続先		計測値		備考
			ラックNo.	ケーブル番号・端子No.	計測範囲	電圧値	
原子炉水位(広帯域)	B21-LT026A	R/B B2F 計装ラック室(A) H22-P001	H22-P001	+側: TM2-RP131Z05-(1)	-3800~ +1500mm	1~5VDC	テスタは直流電圧レンジ 電圧値の読み取りは小数 点第3位
				-側: TM2-RP131Z05-(2)			
原子炉水位(燃料域)	B21-LT044A	R/B B3F H22-P016	H22-P016	+側: TM1-RB076Z03-(1)	-3800~ +1300mm	1~5VDC	テスタは直流電圧レンジ 電圧値の読み取りは小数 点第3位
				-側: TM1-RB076Z03-(2)			

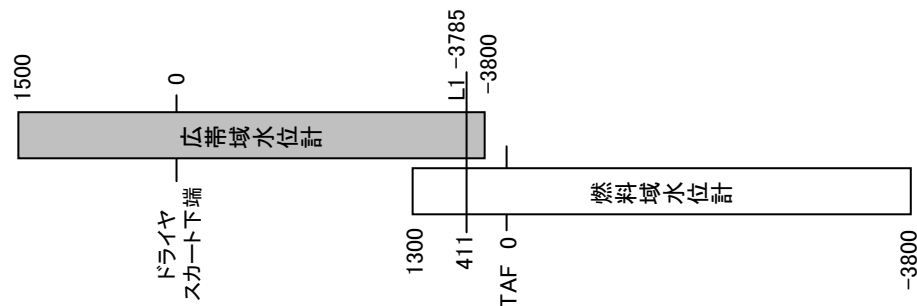
添付6. 2-3(3)(3/7)

K-1

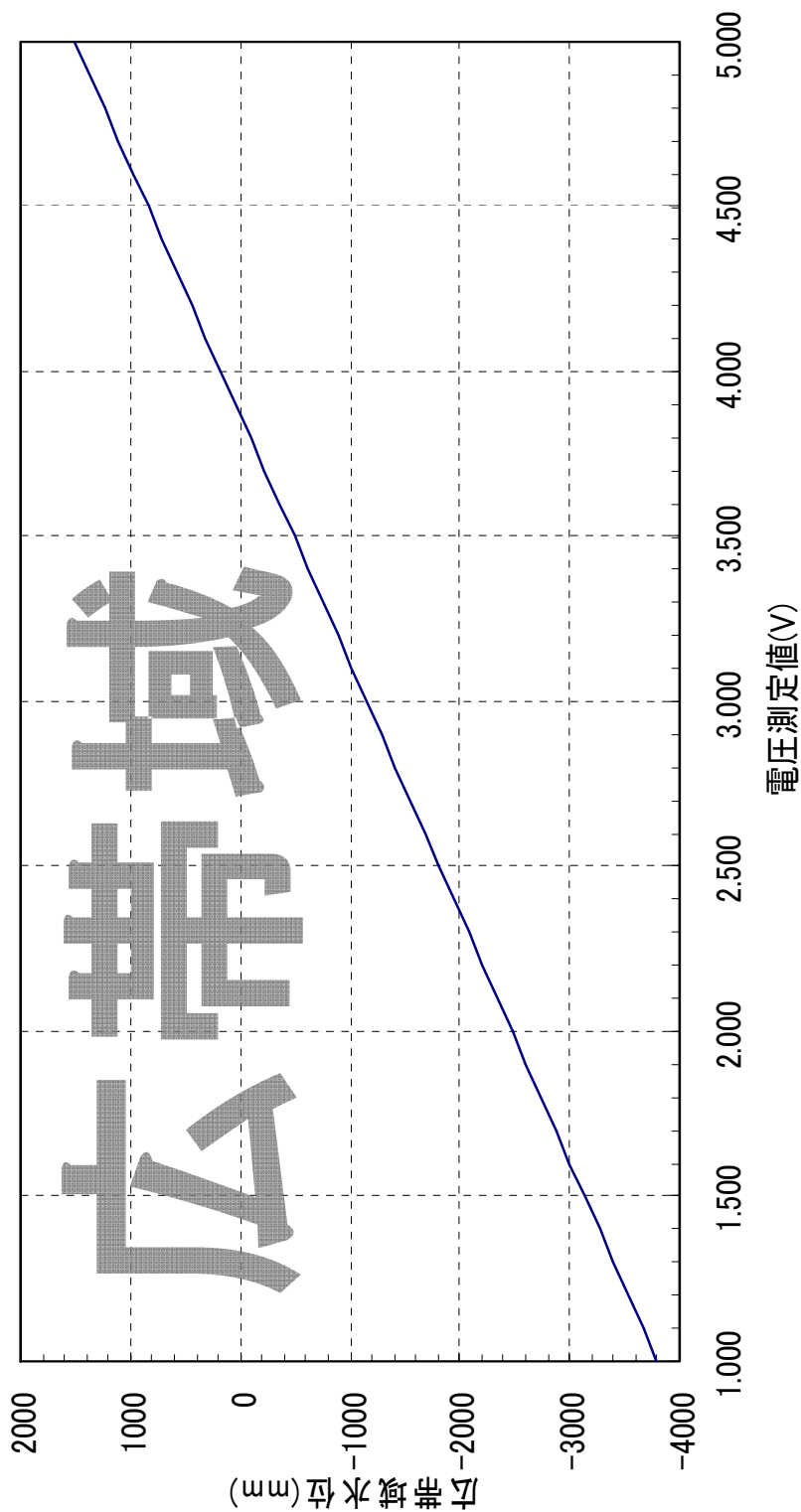


テスタ SRU: 抵抗ユニット

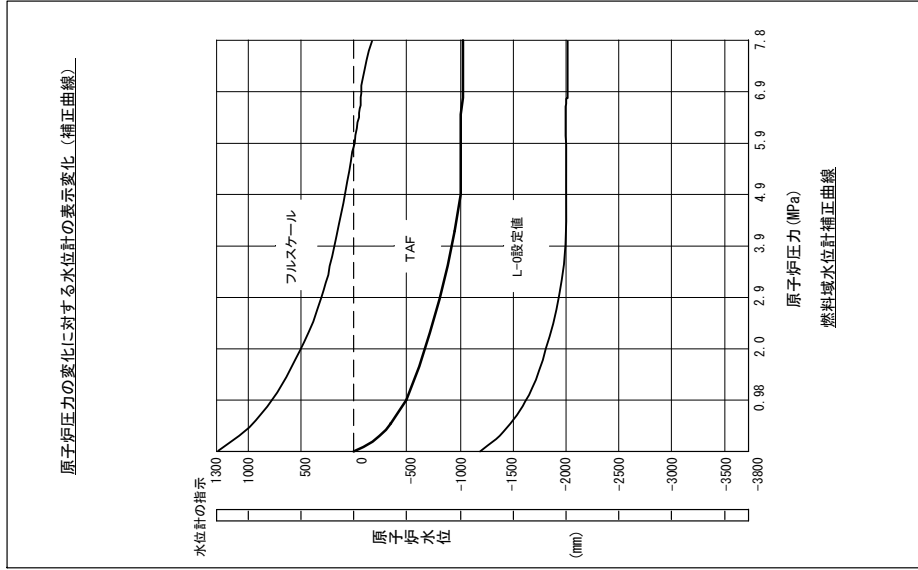
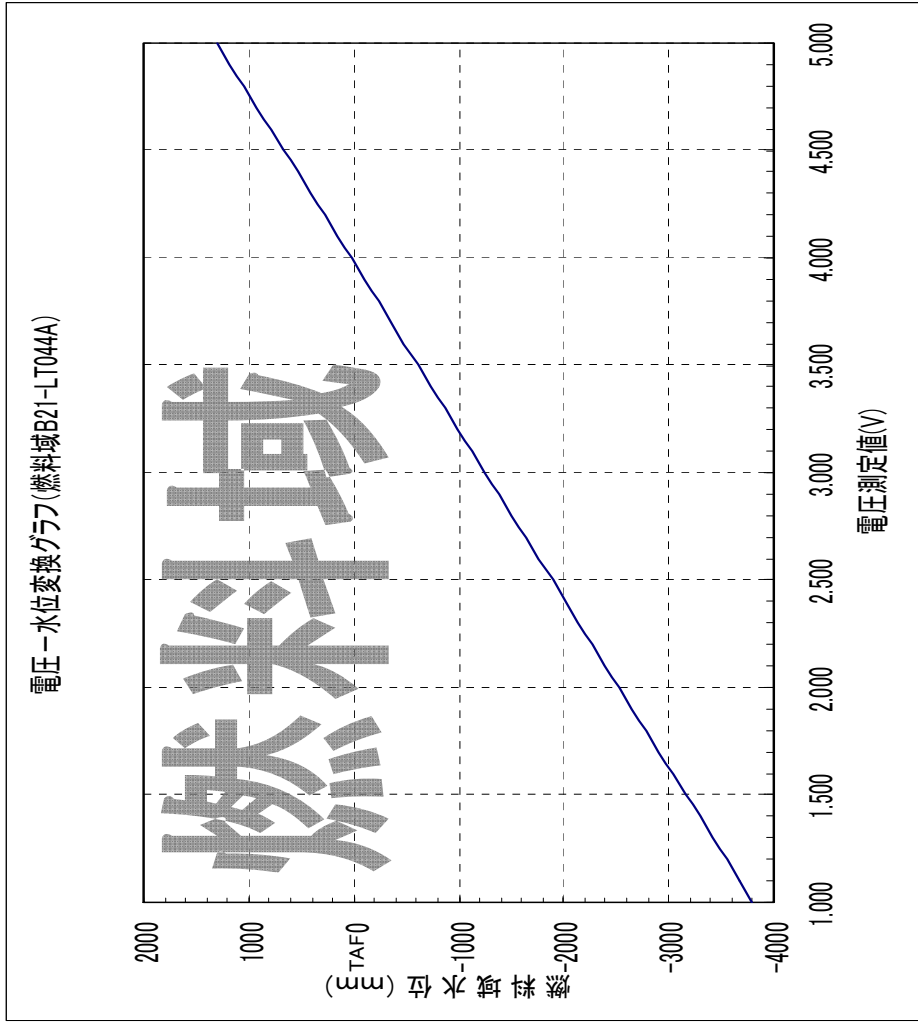
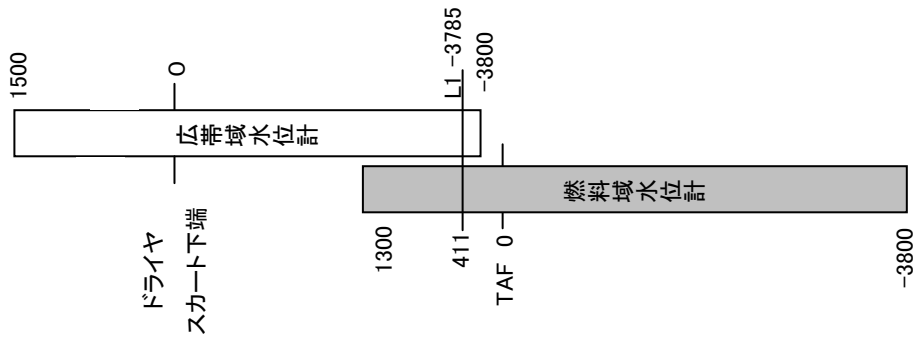
参考 原子炉水位仮設電源接続時水位換算表(広帯域)



電圧-水位変換グラフ(広帯域B21-LT026A)

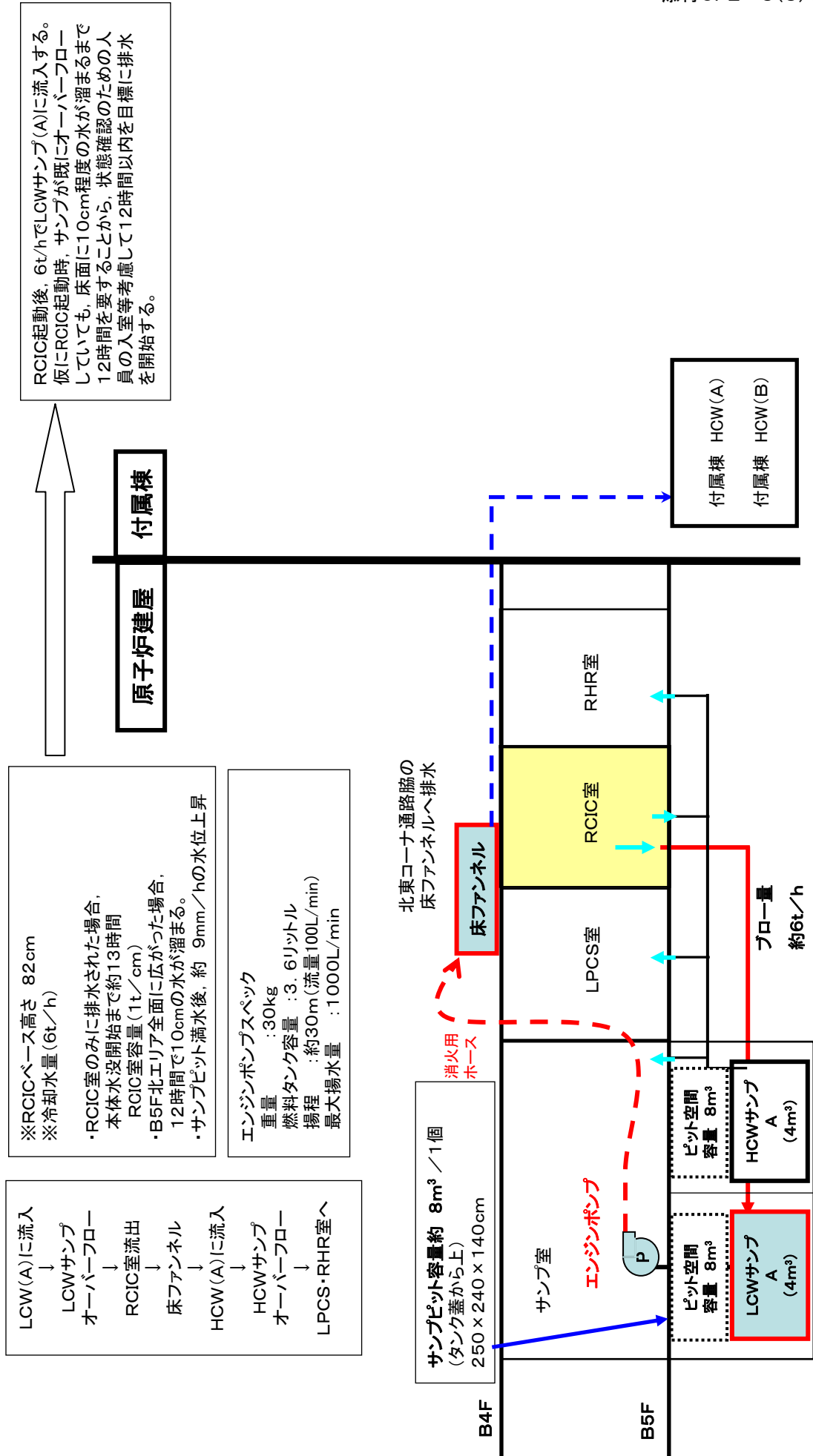


参考 原子炉水位仮設電源接続時水位換算表(燃料域)

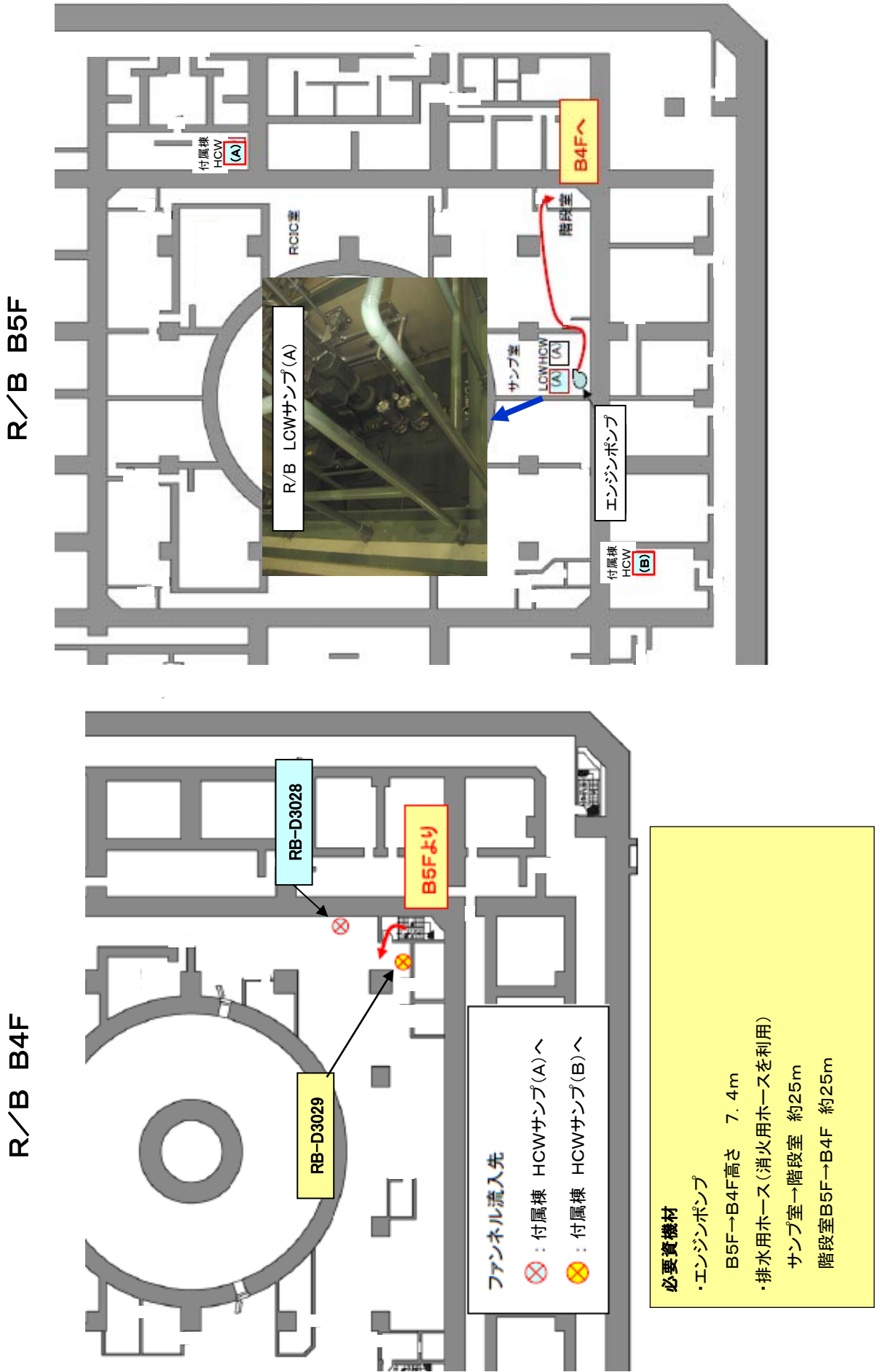


※燃料域水位計にてTAF判定する場合は、原子炉圧力補正を行うこと。

参考 RCIC起動後の排水処理



参考 排水処理ルート図



柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	4. 減圧(逃がし安全弁)	(1)逃がし安全弁(ポンベ使用)
設備関係の 対応状況/予定	<p>原子炉減圧操作に伴うSRVの予備N₂ポンベを追加配備する。</p> <p>○必要機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・予備N₂ポンベ5本(常設のポンベ片系10本(5本使用/5本予備)のうち, 切替後の補充1回分) ・原子炉建屋付属棟 2F 高圧窒素ガスポンベラック付近へ保管 	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容(詳細は添付6. 2-4(1)(2/2)参照)</p> <p>原子炉減圧操作に伴うSRVの駆動源として, 必要なN₂ポンベの予備N₂ポンベを原子炉建屋付属棟 2F 高圧窒素ガスポンベラック付近へ配備することで, SRVの駆動源の強化を図った。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧窒素ガス非常用N₂ポンベよりSRVへの供給ラインナップを実施する。 ・SRV作動回数によりN₂ポンベ圧力が4.9MPa程度まで低下したら, 予備系列に切り替える。 ・使用済みのポンベを, 予備ポンベと交換する。 <p>○運用手順については「津波アクシデントマネジメントの手引き」にて制定済み。</p>	
訓練実績/予定	<p>○ポンベの系列切り替え及び交換は通常操作であり, 作業員が十分に習熟している操作である。</p>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○日頃の作業の中での気づき事項等から, 今後も改善事項, 課題などの抽出を継続的に行う。</p>	

4. 減圧(逃がし安全弁)

(1) 逃がし安全弁(ボンベ使用)

作業完了目標時間

津波襲来後8時間以内
(時間については今後見直し予定)

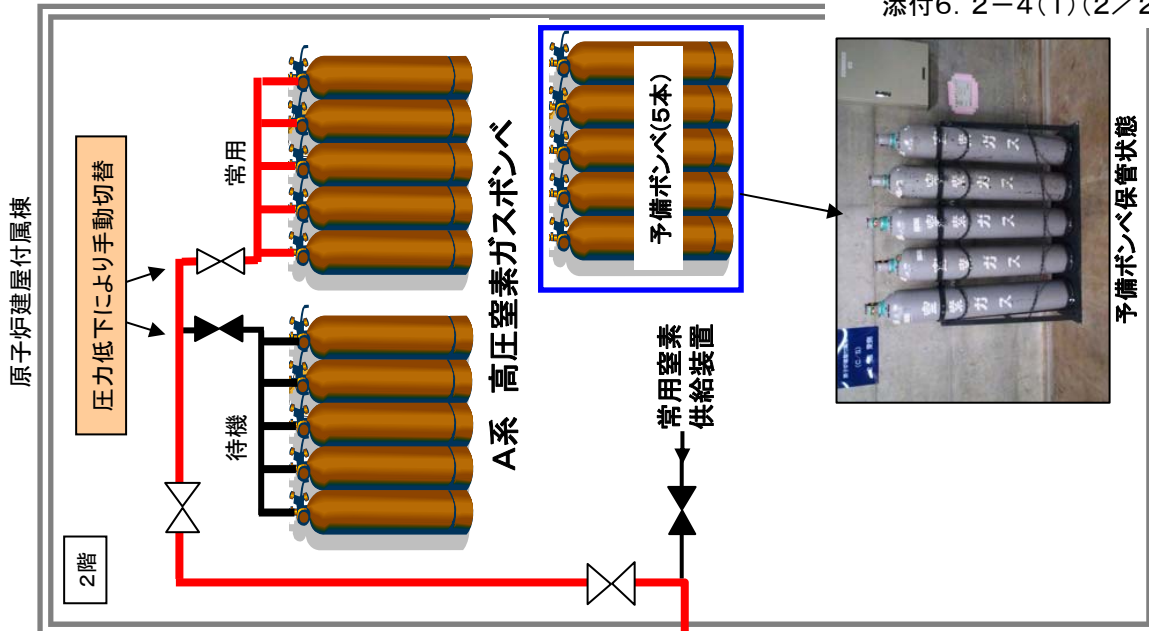
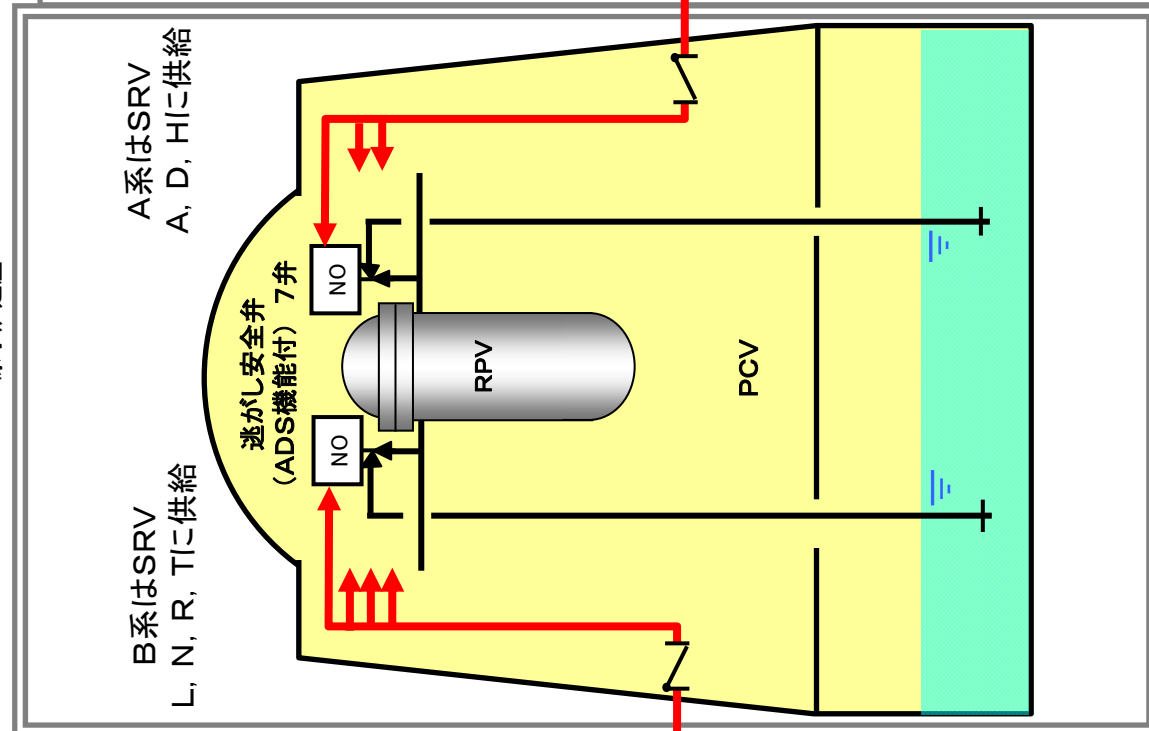
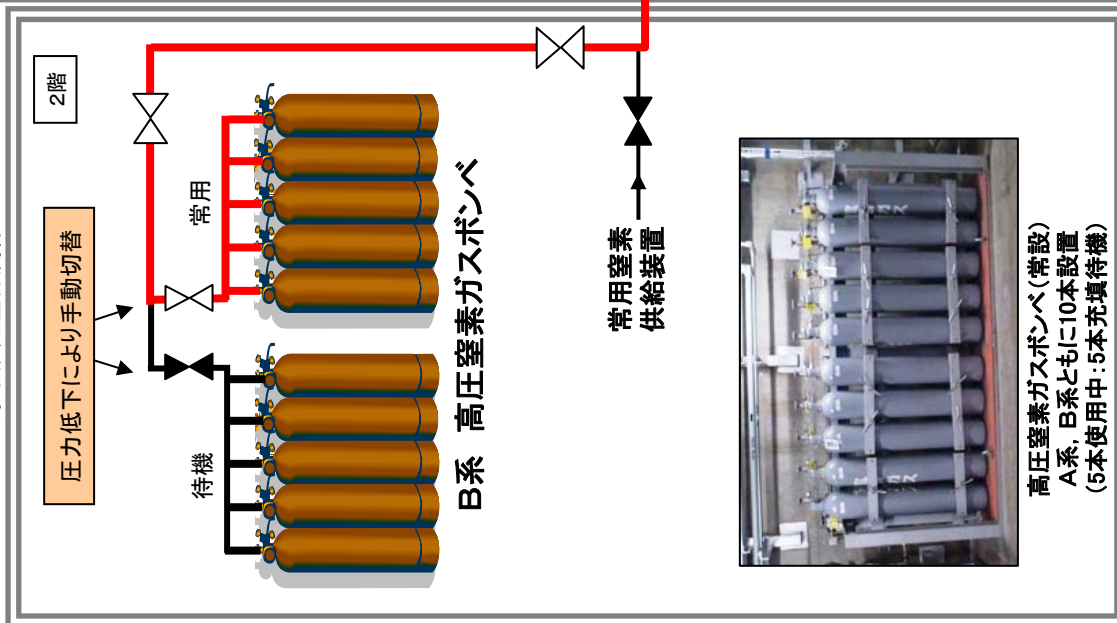
K-1

・SRVの駆動源であるN₂ガスを高圧窒素ガスボンベより供給する。

原子炉建屋

原子炉建屋付属棟

原子炉建屋付属棟



添付6. 2-4(1)(2/2)

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

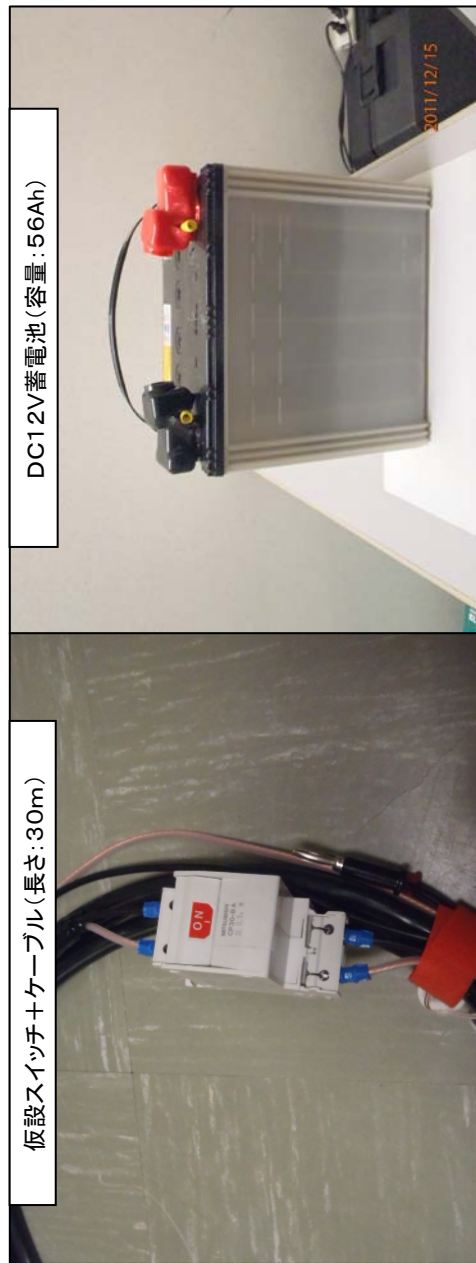
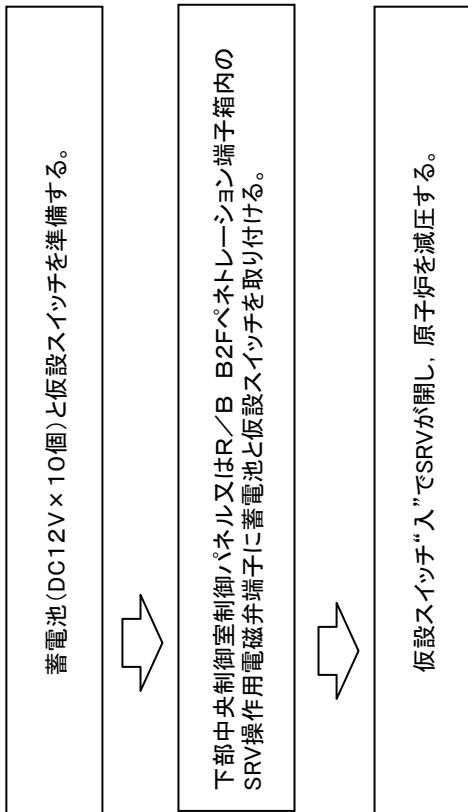
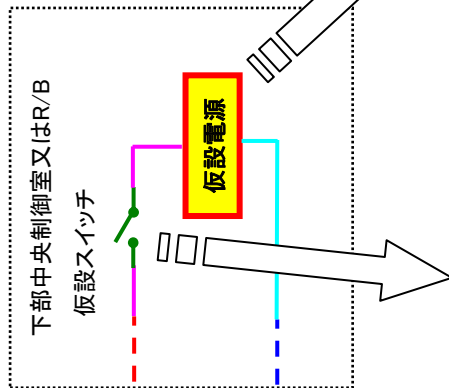
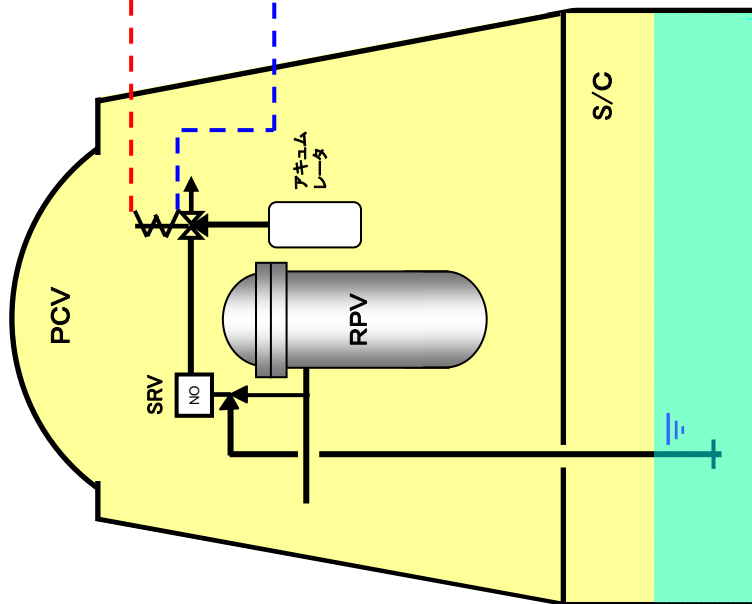
項目番号	4. 減圧(逃がし安全弁)	(2)逃がし安全弁(蓄電池接続)
設備関係の 対応状況/予定	<p>SRV操作用電源(DC125V)が喪失した状況において、SRV操作用電磁弁電源を蓄電池より確保するため配備する。</p> <p>○必要機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蓄電池DC12V 10個 容量56Ah ・接続用ケーブル30m (対象ペネトレーションからR/B B2F床面まで十分な長さあり) ・仮設スイッチセット 1セット <p>上記機材は重量品倉庫に配備</p>	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容(詳細は添付6. 2-4(2)(2/3), (3/3)参照)</p> <p>SRV操作用電源(DC125V)が喪失した状況において、原子炉圧力を減圧する場合、SRV操作用電磁弁電源を蓄電池より確保して、SRVの手動開閉操作を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SRV電磁弁用の蓄電池を10個及び操作用の仮設スイッチを準備する。蓄電池接続箇所については、プラントのダメージ状況に応じてR/B B2F PCVペネトレーション部又は下部中央制御室の2箇所から選択し接続する。 (いずれの箇所も、端子に蓄電池配線を繋ぎこむ作業は同じ) ・接続はSRV4弁について実施し、用意した蓄電池でSRV4弁を2日間開状態にすることができる。 <p>○運用手順については「緊急時臨機応変対応ガイド」を制定済み。</p>	
訓練実績/予定	<p>○平成24年3月末までに実施予定。</p>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○今後、訓練等において改善事項、課題などの抽出を継続的に行う。</p>	

4. 減圧(逃がし安全弁)

(2) 逃がし安全弁(蓄電池接続)

K-1

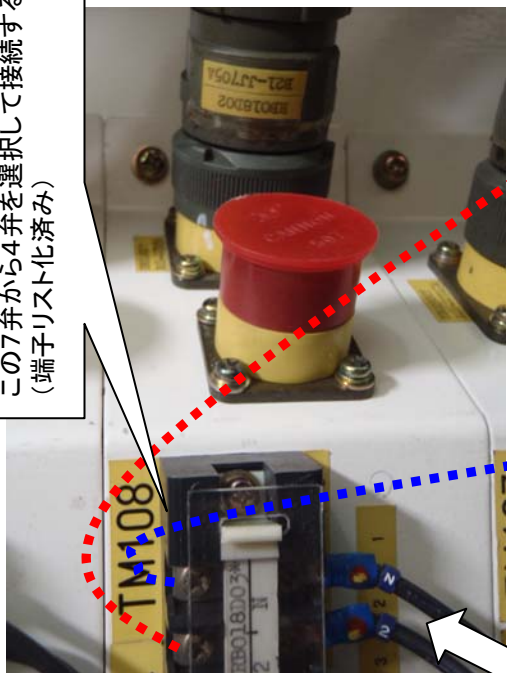
・直流電源喪失の状態においてSRV(ADS)操作電源を確保し、SRV(ADS)4弁によるRPV減圧を行う。



取付箇所の例

1. 下部中央制御御室パネル

同一パネル内にADS7弁の電磁弁端子があり、この7弁から4弁を選択して接続する。
(端子リスト化済み)

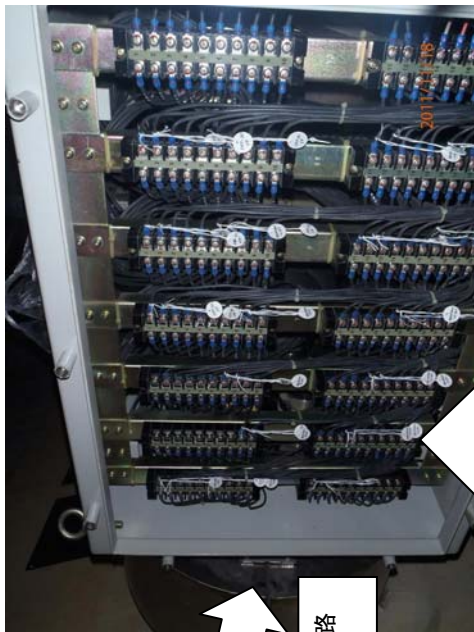


SRV電磁弁回路
(PCVより)

仮設電源
仮設スイッチ

2. R/B PCVペネトレーション部

R/B B2F北西側



SRV電磁弁回路
(PCVより)

同一端子箱内にSRV18弁の電磁弁端子があり、これから4弁選択して接続する。対象のSRV電磁弁回路ケーブルは識別タグ取付済み

120V相当の電圧でSRV電磁弁4台を同時連続駆動したケースでは、蓄電池接続後、約56時間で電圧が105Vまで低下し、3日間連続で開放する場合には、蓄電池の交換が伴うこととなる。蓄電池交換の目安として、DC105Vを下回った場合には、蓄電池交換を行う。

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	5. 低圧注水	(1) 復水補給水系(MUWC)
設備関係の 対応状況/予定	<p>○必要機材 電源車(詳細は添付6. 2-2(1)(1/5)~(5/5)参照)</p>	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容(詳細は添付6. 2-5(1)(2/2)参照) 原子炉水位が低下した場合で、SRVによる原子炉減圧が可能な場合に、MUWCによるRPV注水を実施する。 ・MUWCポンプ電源を電源車より確保し、起動する。 ・MUWCによる原子炉注水のラインナップを実施する。なお、操作する電動弁電源は電源車より確保する。 ・MUWCによる注水可能な圧力(原子炉圧力で0.9MPa程度)までSRVにて減圧し、注水する。 ・PCV圧力・温度が上昇する場合は、適宜D/Wスプレイ、S/Cスプレイを実施する。</p> <p>○運用手順については「津波アクシデントマネジメントの手引き」にて制定済み。</p>	
訓練実績/予定	<p>○MUWCポンプ起動は通常操作であり、特別に訓練を行う必要は無い。</p>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○日頃の運転操作の中での気づき事項等から、今後も改善事項、課題などの抽出を継続的に行う。</p>	

5. 低圧注水

(1) 復水補給水系(MUWC)

・MUWCポンプにてRPVに注水を行う。また、PCV圧力・温度上昇時にはPCVスプレーを行う。

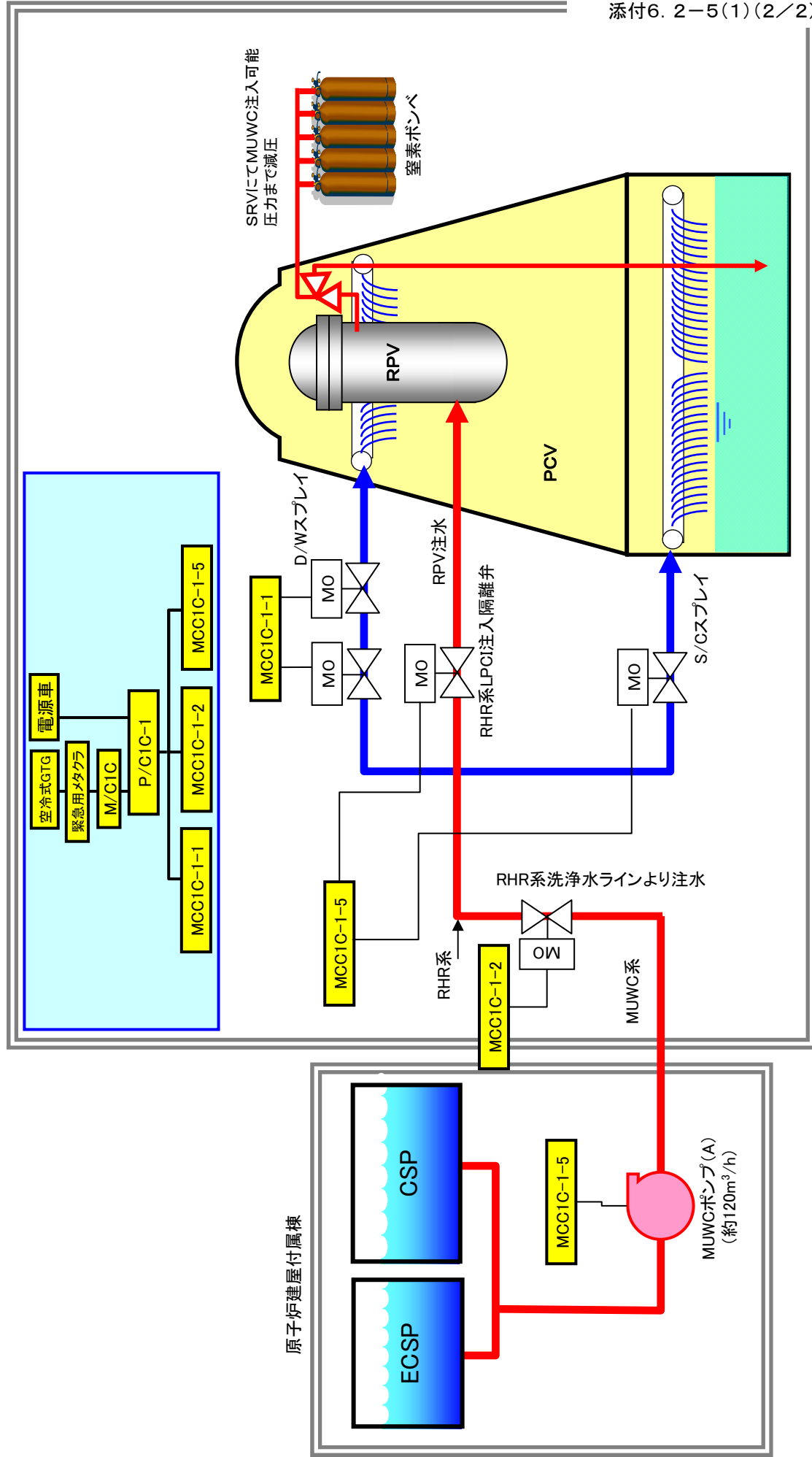
作業完了目標時間

津波襲来後8時間以内

(時間については今後見直し予定)

K-1

原子炉建屋



添付6. 2-5(1)(2/2)

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	5. 低圧注水	(2)D/DFP
設備関係の 対応状況/予定	<p>○必要機材 電源車(詳細は添付6. 2-2(1)(1/5)~(5/5)参照)</p>	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容(詳細は添付6. 2-5(2)(2/2)参照) 原子炉水位が低下した場合で、MUWCによる原子炉注水が出来ない場合に、D/DFPによる原子炉注水を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・D/DFPを起動後、原子炉注水のラインナップを実施する。 ・D/DFPによる原子炉注水可能な圧力(原子炉圧力で0.7MPa程度)までSRVにて減圧し、原子炉注水を実施する。 ・SRVにて減圧することで、PCV圧力が上昇する場合は、適宜D/Wスプレイ、S/Cスプレイを実施する。 <p>○運用手順については「津波アクシデントマネジメントの手引き」にて制定済み。</p>	
訓練実績/予定	<p>○D/DFP起動操作は通常操作であり、訓練予定なし。</p>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○日頃の運転操作の中での気づき事項等から、今後も改善事項、課題などの抽出を継続的に行う。</p>	

5. 低圧注水

(2) D/DFP

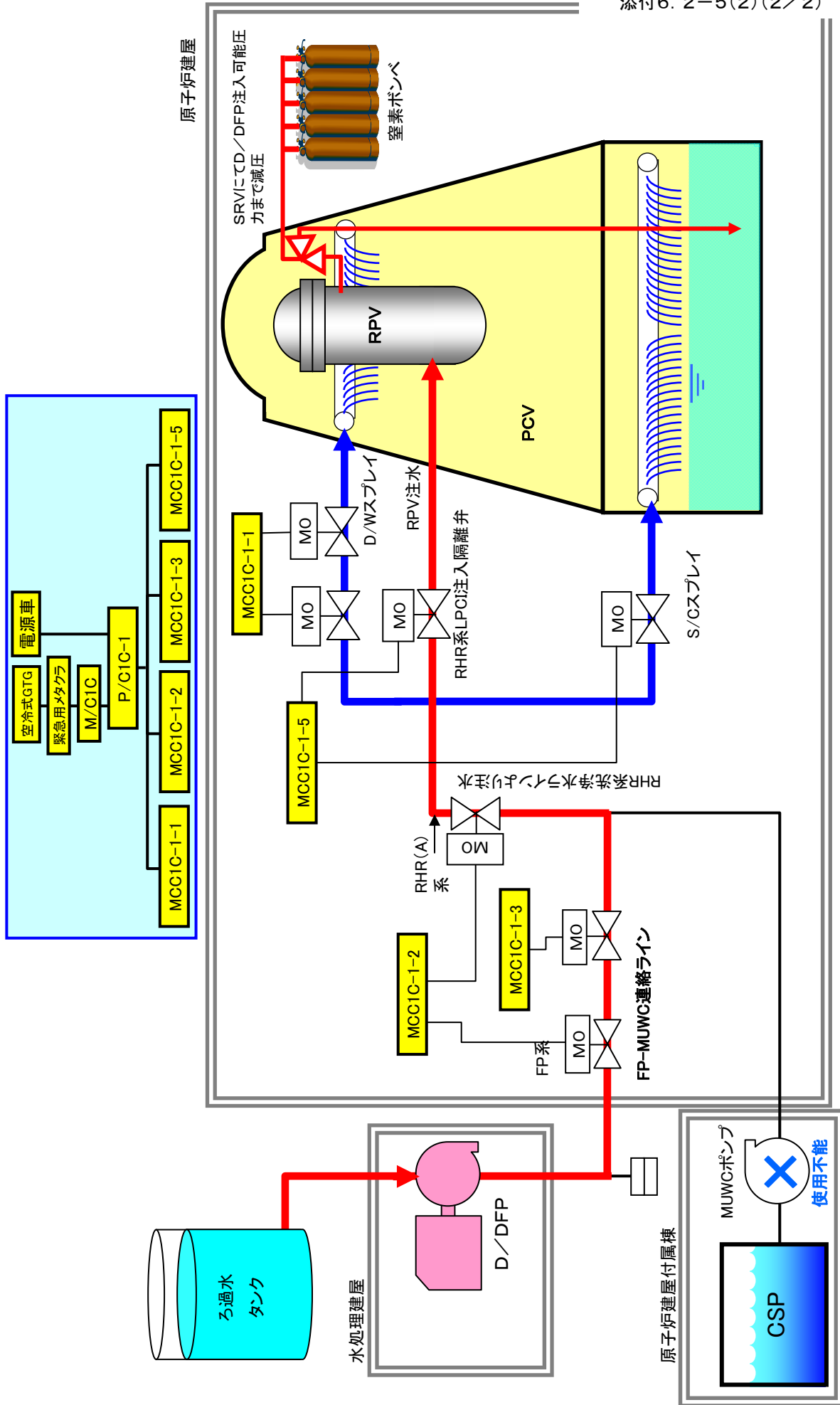
作業完了目標時間

津波襲来後8時間以内

(時間については今後見直し予定)

K-1

- ・原子炉水位が低下した場合で、MUWCIによる原子炉注水が出来ない場合に、D/DFPIによる原子炉注水を行う。
- ・また、PCV圧力・温度の上昇を抑制するためPCVスプレイを行う。



柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	5. 低圧注水	(3) 消防車(海水)
設備関係の 対応状況/予定	<p>海水を水源とした消防車による原子炉注水のため、以下の機材を配備した。</p> <p>○必要機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・消防車(AⅡ級以上)1台 ※AⅡ級性能とはポンプ仕様 1.4MPa 1.4m³/min ・送水用ホース 20m 16本 消防車に積載 (20m×7本(予備1本)×2ルート) (K2取水路(CWP建屋脇)からK1 T/B連結送水口まで距離約120m。ホース6本使用。 その他予備) ・消防車は仮置きヤード(T.P.+35m)、自衛消防センターに保管 	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容(詳細は添付6. 2-5(3)(2/3)(3/3)参照)</p> <p>MUWC及びD/DFPによる注水が失敗した場合、又はMUWC・D/DFPの水源(淡水)が枯渇した場合に、海水を水源とした消防車により、原子炉へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・消防車をK2取水路(CWP建屋脇)へ設置し、ホースをK1 T/B連結送水口(距離:約120m)まで延長し接続する。 ・消防車によるRPV注水ラインナップを実施する。 ・消防車にて海水を吸い上げ、送水を開始する。 ・消防車による注水が可能な圧力まで、原子炉圧力をSRVにより減圧する。 ・原子炉への海水注水を実施する。 <p>○運用手順については「津波アクシデントマネジメントの手引き」にて制定済み。</p>	
訓練実績/予定	<p>○訓練実施状況</p> <p>消防車及びホースの敷設については、以下のとおり実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急安全対策訓練(4回)を以下のとおり実施した。 平成23年4月11日:1プラント(K1)を対象。 平成23年4月20日:複数プラント(4プラント(K1, K2, K5, K6))を対象。 平成23年4月28日:全号機を対象。 平成23年5月25日:夜間訓練を実施。 ・複数プラントでの訓練では情報の混乱を避けるため、プラント情報、対策の進捗管理などは主にユニット所長2人が行い、所長が全体を統括管理するよう役割分担し、訓練実施。 ・今年度の緊急時演習(総合訓練)にあわせて電源機能等喪失時訓練(津波想定)を実施する予定。 	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○訓練実施状況</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成23年4月11日, 20日, 28日及び5月25日の訓練において手順書どおりの対応が可能であることを確認した。 	

5. 低圧注水

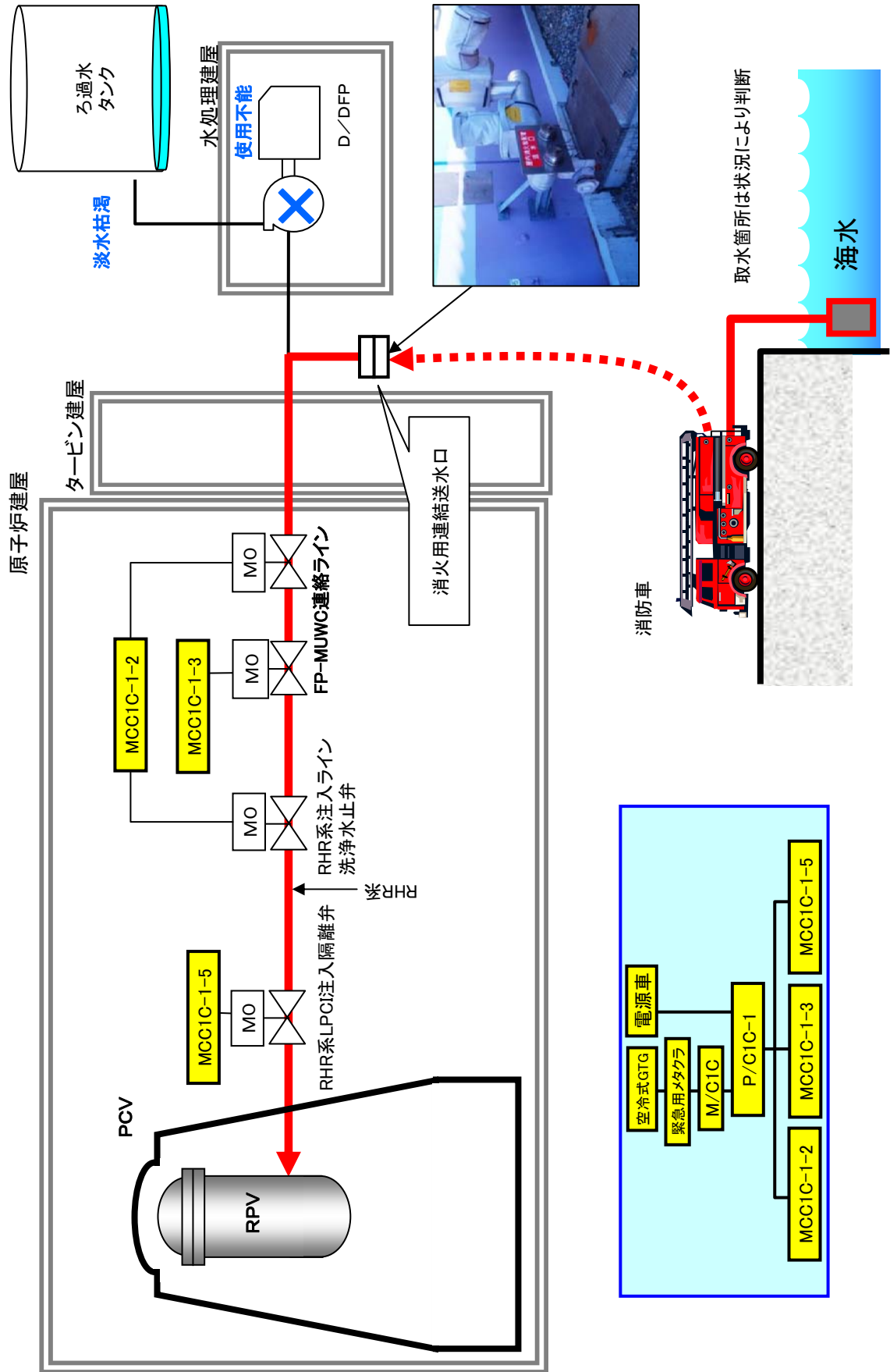
(3) 消防車(海水)

作業完了目標時間

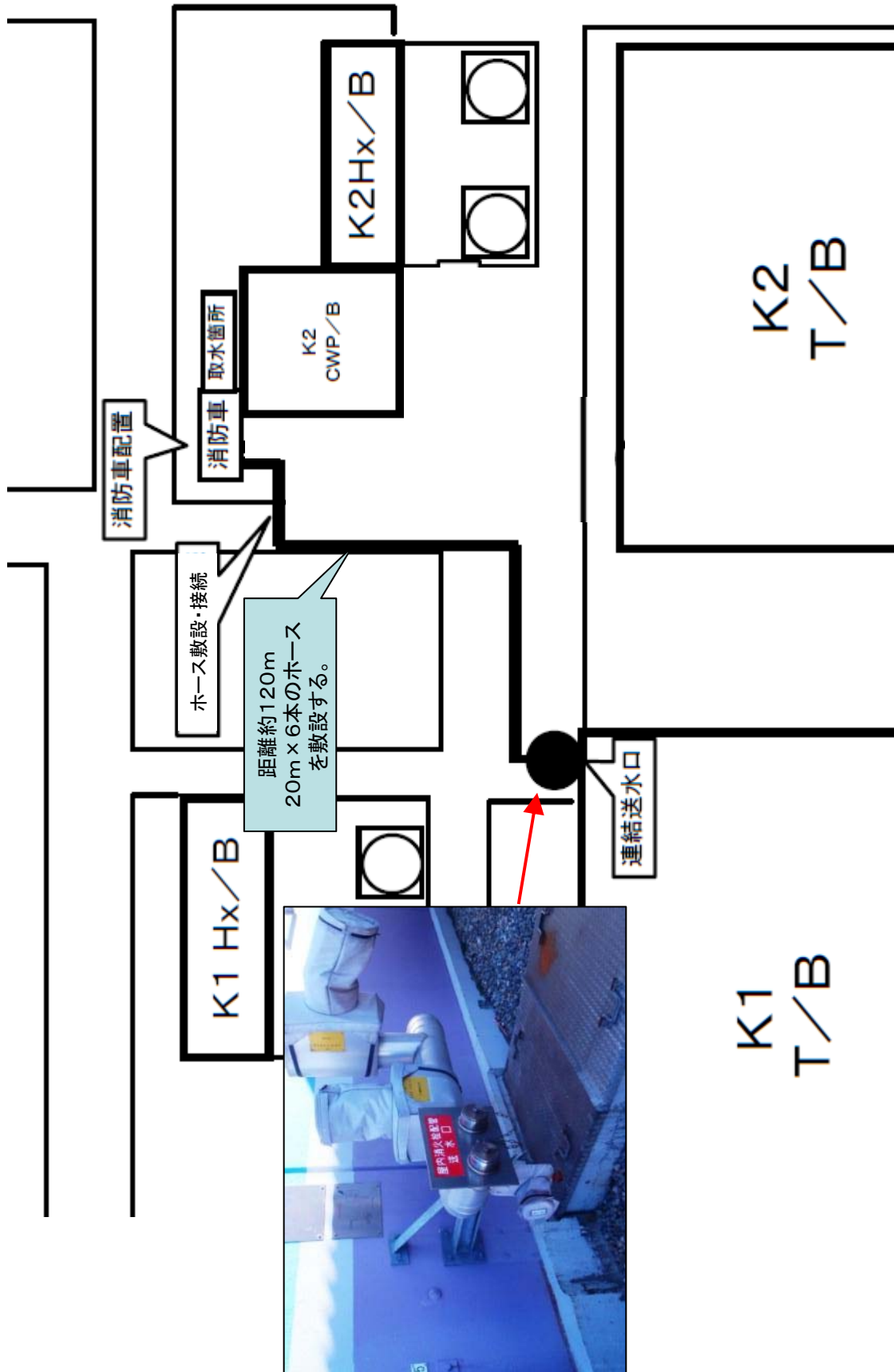
津波襲来後8時間以内
(時間については今後見直し予定)

K-1

・消防車のポンプを起動後、SRVにて原子炉圧力を減圧し、FP-MUWC連絡ラインを使用しRPVに注水を行う。



添付6. 2-5(3)(2/3)



柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	6. 原子炉格納容器ベント	(1)原子炉格納容器ベント弁駆動源確保
設備関係の 対応状況/予定	<p>PCVベントが長期化した場合、PCVベント弁駆動用空気ポンベの圧力がなくなると弁が全閉するため、予備のポンベを配備し、空気ポンベ圧力が低下した場合はポンベ交換を実施する。</p> <p>○必要機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・予備ポンベ各1本(D/W側及びS/C側ベント弁駆動用) どちらも常設ポンベ付近に保管 D/W側予備ポンベ:R/B B1F北西 S/C側予備ポンベ:R/B B4F南側 ・弁駆動用電源:電源車(詳細は添付6. 2-2(1)(1/5)~(5/5)参照) 	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容(詳細は添付6. 2-6(1)(2/2)参照)</p> <p>PCVベント操作に必要な電磁弁電源を電源車より確保し、空気ポンベ圧力によりPCVベント弁を開放する。</p> <p>D/W側及びS/C側ベント弁駆動用空気ポンベの圧力がなくなると、ベント弁の開保持が不能となり弁が閉動作するため、予備のポンベを配備し空気ポンベ圧力が低下した場合は予備のポンベに交換を実施する。</p> <p>また、PCVベント実施時に原子炉格納容器内のガスがベント配管をとおり排気筒から排気されるが、共通配管であるSGTSラインへの逆流を防止するためSGTSラインを隔離する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PCVベント弁操作電磁弁の駆動用電源を電源車より確保する。 ・予備ポンベを常設ポンベ付近に配備(D/W側R/B B1F北西, S/C側R/B B4F南側) ・PCVベントが長期化しベント弁駆動用空気ポンベ圧力が弁駆動圧力より低下する前にポンベを交換する。(弁駆動操作圧力0.49~0.68MPa) <p>○運用手順については「津波アクシデントマネジメントの手引き」にて制定済み。</p>	
訓練実績/予定	<p>○ポンベ交換作業は通常より実施しているため、特別に訓練を行う必要は無い。</p>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○日頃の作業の中での気づき事項等から、今後も改善事項、課題などの抽出を継続的に行う。</p>	

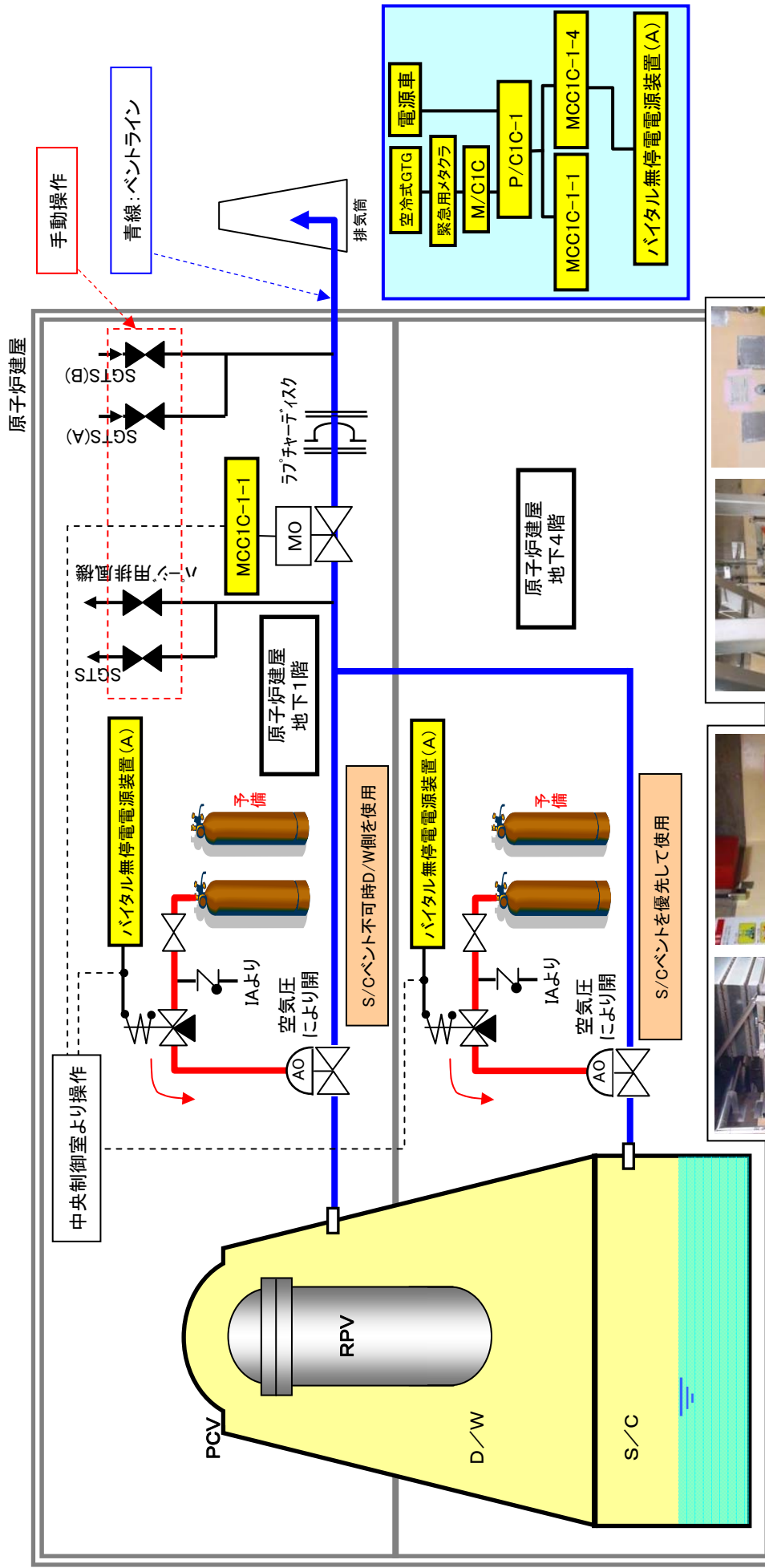
6. 原子炉格納容器ベント

(1) 原子炉格納容器ベント 弁駆動源確保

・PCVベント用に駆動源を確保し、PCV圧力上昇に備えPCVベントのライン構成を行う。

作業完了目標時間
津波襲来後12時間以内
(時間については今後見直し予定)

K-1



原子炉建屋地下4階
S/Cベント用空気ポンベ、予備ポンベ



原子炉建屋地下1階
D/Wベント用空気ポンベ、予備ポンベ

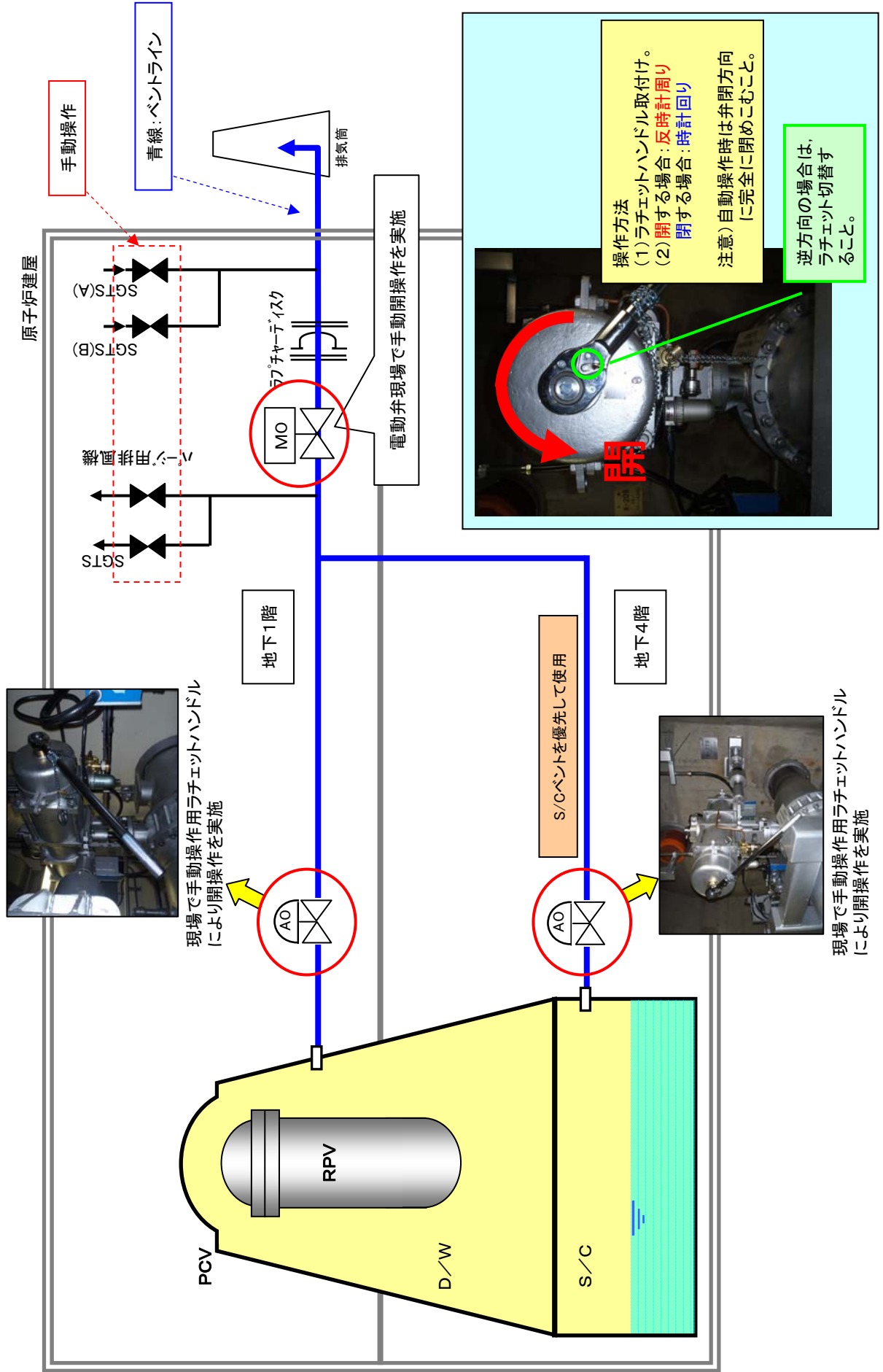
柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	6. 原子炉格納容器ベント	(2)手動によるベント弁開
設備関係の 対応状況/予定	<p>PCVベントのための弁操作に必要な駆動電源、操作用空気がすべて喪失している場合、PCVベントラインの構成ができない。 このような場合に現場にて手動開操作が可能のように、PCVベント弁をラチェットハンドルにて操作できるよう改良した。</p> <p>○必要機材 ・AO弁ラチェットハンドル2本(AO弁手動操作用) ・保管場所(現場工具ラック)</p>	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容(詳細は添付6. 2-6(2)(2/2)参照) 全交流電源喪失、海水系機能喪失等により原子炉の冷却ができない場合、原子炉からSRVによって排出される蒸気によりPCVの圧力、温度が上昇する。PCVの圧力上昇によりベント操作が必要になるが、ベントのための弁操作に必要な駆動電源、操作用空気がすべて喪失している場合は、現場手動にて開操作を実施する。</p> <p>・PCVベント時は、S/C側ベント用出口隔離弁を現場にて手動操作用ラチェットハンドルにより開操作を実施する。その後 緊急時対策本部のベント許可を得てPCVベント弁を現場手動ハンドルにて開操作を実施。PCV圧力310kPa以上でラプチャーディスクが破れ、ベント開始となる。 ・操作用ラチェットハンドルは、現場工具ラックに配備されており、操作方向についても現場表示されている。</p> <p>○運用手順については「緊急時臨機応変対応ガイド」を制定済み。</p>	
訓練実績/予定	<p>○平成24年3月末までに訓練実施予定。</p>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○今後、訓練等において改善事項、課題などの抽出を継続的に行う。</p>	

6. 原子炉格納容器ベント

K-1

・PCVベント用の弁駆動源喪失時において、PCV圧力上昇に備え手動操作によりPCVベントのライン構成を行う。



柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

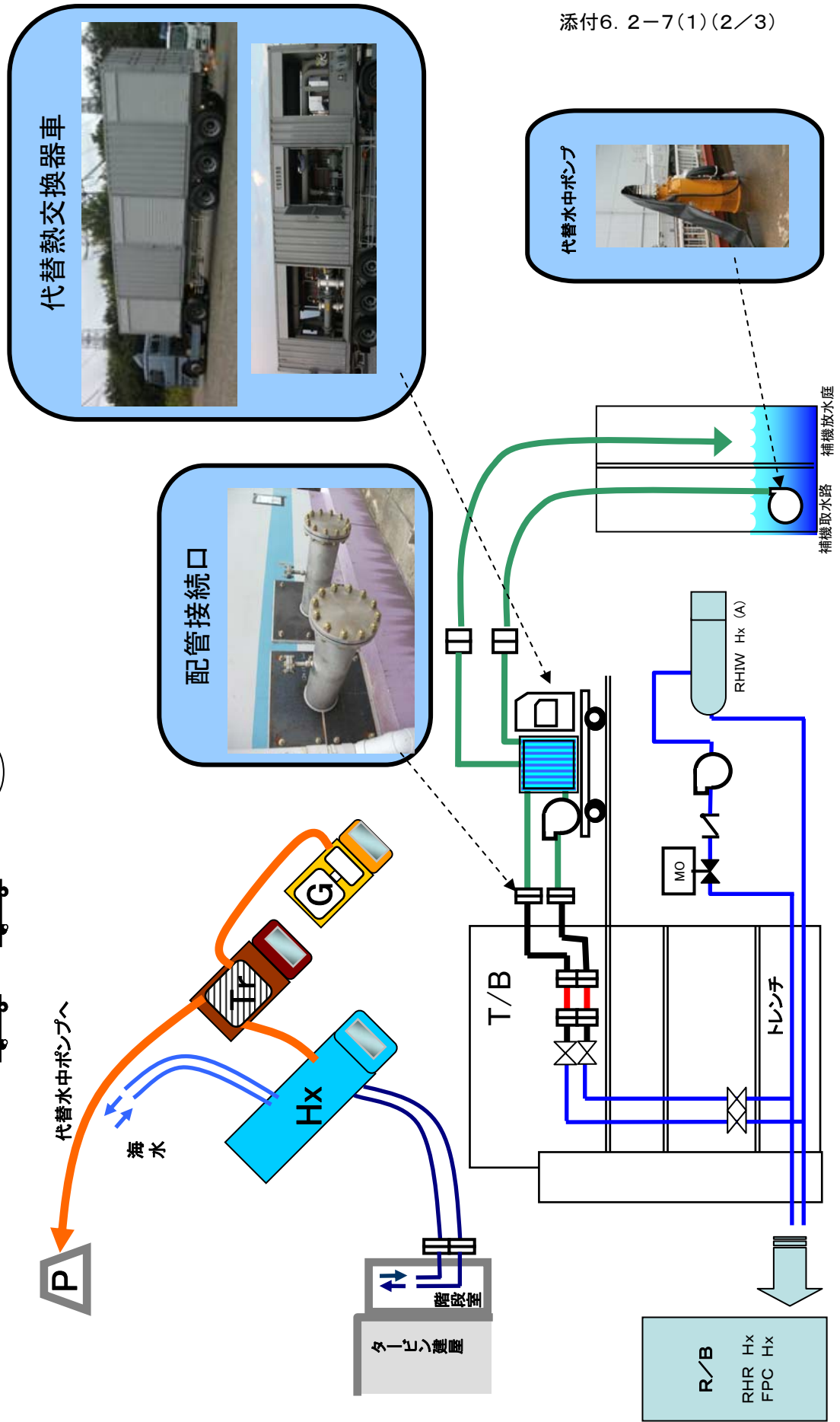
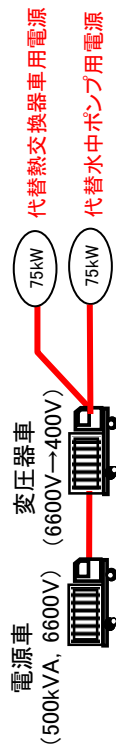
項目番号	7. 原子炉圧力容器除熱	(1)代替海水熱交換器設備による除熱
設備関係の 対応状況/予定	<p>○必要機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替海水熱交換器設備は、代替熱交換器車、電源車、変圧器車、代替水中ポンプ、ホース、ケーブル、エンジンポンプ、仮設配管にて構成。 ①代替熱交換器車(プレート式熱交換器、淡水ポンプ(揚程40m、流量420m³/h)、ストレーナ(2台で切り替え可能)、配管、弁、制御盤を内蔵) ②電源車(500kVA、6600V) ③変圧器車(6600V→400V) ④代替水中ポンプ(流量500m³/h、揚程33m) ⑤ホース(淡水側 全40m(200A×5m×4本(片道)), 海水側 全240m(300A×30m×4本(片道))) ⑥ケーブル(淡水ポンプ用22m、代替水中ポンプ用165m) ⑦エンジンポンプ(淡水側水張用 揚程32m、1m³/min) ⑧ホース(淡水側水張用 全200m(65A×20m×10本)) ⑨仮設配管(200A×2本、40A/50A/80A×一式) <ul style="list-style-type: none"> ・高台(T.P.+34m以上)に配備。 ・代替海水熱交換器設備接続のため、接続口(タービン建屋北西)を新設済。 	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容(詳細は添付6. 2-7(1)(2/3)、(3/3)参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・津波襲来により全交流電源喪失及び海水系機能喪失となった場合においても、代替海水熱交換器設備を用いてRHR、FPCによる原子炉・SFP除熱を確立し、事象を早期に収束させるために行う。 ・配備された代替海水熱交換器設備を高台から接続口(タービン建屋北西)まで運搬・接続し、各負荷に冷却水を供給する。 ・運用手順は「津波アクシデントマネジメントの手引き」制定済み。 	
訓練実績/予定	<p>○訓練実施状況</p> <p>平成23年11月25日に訓練を実施、下記訓練内容について対応が可能であることを確認。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 資機材準備移動(電源車、変圧器車、代替熱交換器車、代替水中ポンプ他資機材を資材置場より1号機タービン建屋北西側ヤードへ移動する) ② 資機材配置(電源車、変圧器車、代替熱交換器車、代替水中ポンプの配置並びに各ホース、ケーブルの敷設) ③ 代替海水熱交換器設備周り接続(電源車、変圧器車、代替熱交換器車、代替水中ポンプ、水張り用エンジンポンプ、各ホース、ケーブルの敷設、RHIW仮設配管取付他) ④ RHRポンプ周り接続(RHRポンプ(A)周りのホース接続(現場確認訓練)) <p style="text-align: center;">＜代替海水熱交換器設備による補機冷却水確保接続訓練＞</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;">   </div>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○訓練実施状況</p> <p>平成23年11月25日に訓練を実施、予定していた17時間以内で完了することが出来たが、作業順序の入れ替えや、ボルトの接続及び、ケーブル敷設について工具類の改善により更なる時間短縮及び省力化が可能であると見込まれることから、今後適宜改善を実施していく。</p>	

7. 原子炉圧力容器除熱

(1) 代替海水熱交換器設備による除熱

K-1

・RHIW(A)系に代替海水熱交換器設備を接続し、補機冷却水を確保する。

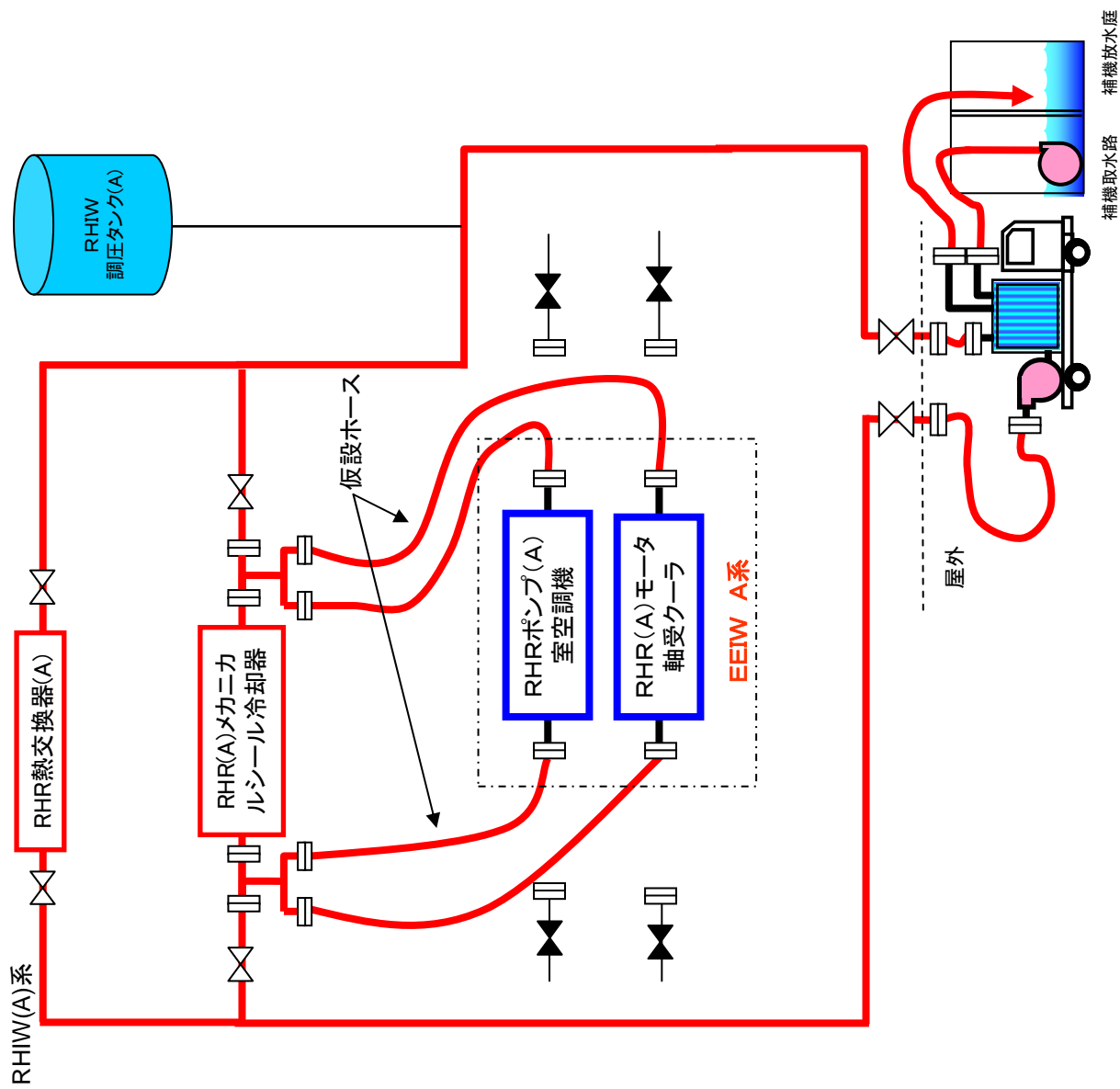


添付6. 2-7(1)(2/3)

7. 原子炉圧力容器除熱

(1) 代替海水熱交換器設備による除熱

K-1



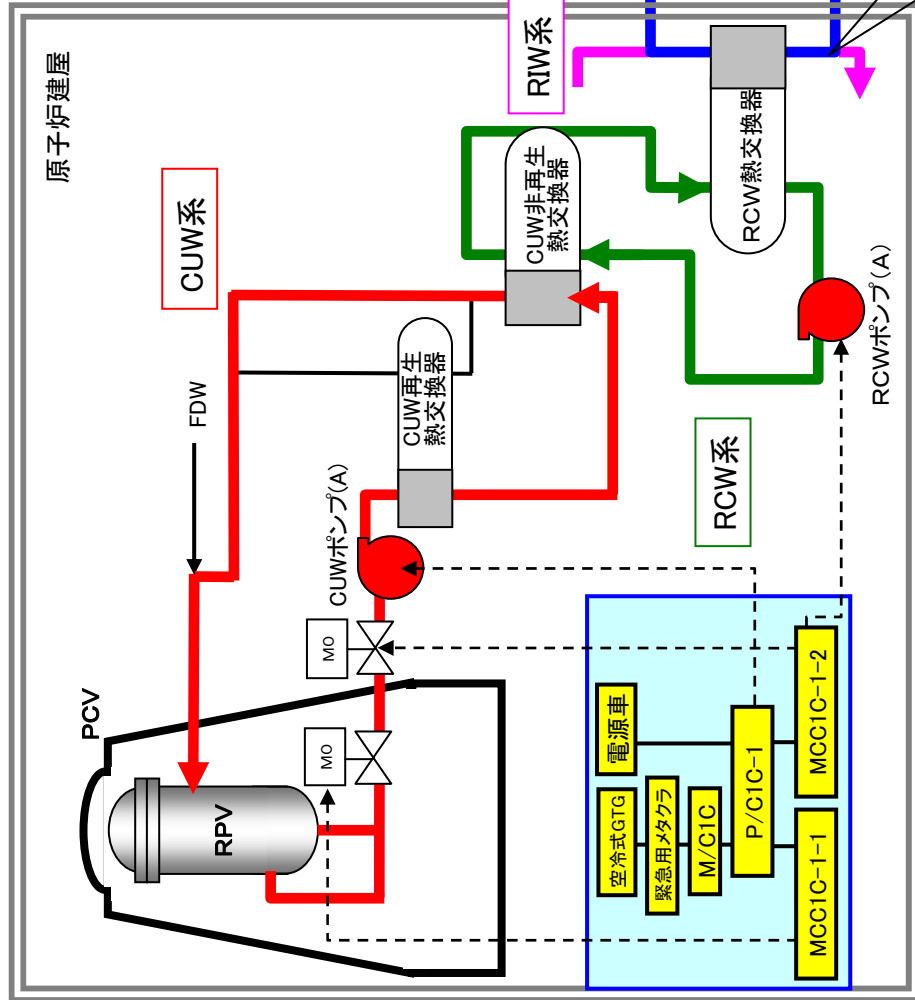
柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	7. 原子炉圧力容器除熱	(2) 代替水中ポンプを用いたCUW除熱
設備関係の 対応状況/予定	<p>代替水中ポンプをRHIW系に接続し海水を冷却水として、CUWポンプによる原子炉除熱を行うために、下記機材を配備する。</p> <p>○必要機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源車(500kVA, 6600V) ・変圧器車(6600V→400V) ・代替水中ポンプ(流量500m³/h, 揚程33m) ・ホース(全300m(300A×30m×10本)) ・ケーブル(代替水中ポンプ用165m) ・仮設配管(200A×2本, 200A/300Aレデューサ×2個) 	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容(詳細は添付6. 2-7(2)(2/2)参照)</p> <p>代替熱交換器が運転不可能である場合、代替水中ポンプをRHIW系に接続し海水を冷却水としてRHRポンプによる原子炉除熱を行うが、RHRが運転不能時にはCUWシステムを使用しRPVの除熱を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・タービン建屋に設置されたRHIW(A)系の接続口に代替水中ポンプからのホースを接続する。(RHIW系とRIW系をタイラインで接続することで、RCW熱交換器まで通水可能とする。) ・RHIW(A)系からRCW熱交換器までのラインナップを行う。 ・電源車から電源供給された代替水中ポンプを起動しRCW熱交換器に海水を供給する。 ・RCWポンプ(A)を起動しCUW非再生熱交換器に冷却水を供給する。 ・CUWポンプ(A)を起動し原子炉を除熱する。 ・原子炉の熱はCUWシステム→CUW非再生熱交換器(熱交換)→RCWシステム→RCW熱交換器(熱交換)→RHIWシステム→補機放水庭と排熱される。 <p>○運用手順については「津波アクシデントマネジメントの手引き」を制定。</p>	
訓練実績/予定	<p>○当該手順は「代替海水熱交換器設備による除熱」における訓練に包括されることから、個別訓練の予定はなし。</p>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○今後、訓練等において改善事項、課題などの抽出を継続的に行う。</p>	

7. 原子炉圧力容器除熱

(2) 代替水中ポンプを用いたCUW除熱

- ・ RHIW(A)系に代替水中ポンプにて補機冷却水を確保し、RHIW系とRIW系をタイラインで接続、RCW系を介しCUW非再生熱交換器を冷却しながらCUW系を循環運転することにより原子炉を除熱冷却する。



~~代替熱交換器車使用不能~~

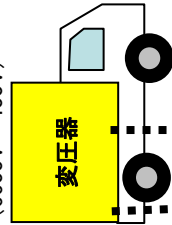


直接海水を代替水中ポンプで冷却に使用

電源車
(500kVA, 6600V)



変圧器車
(6000V → 400V)



ホース 300A

200A ⇄ 300A

タービン建屋

海水機器建屋

~~津波により浸水
使用不能~~

海水

代替水中
ポンプ
75kW

RHIW系とRIW系を
タイラインにて接続

添付6. 2-7(2)(2/2)

作業完了目標時間

津波襲来後48時間以内
(時間については今後見直し予定)

K-1

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	8. SFP注水	(1)D/DFPによる注水
設備関係の 対応状況/予定	<p>FPMUW及びMUWCポンプを使用したSFP注水が失敗した場合、D/DFPを使用しR/B 3Fオペフロ設置の消火栓にてSFPに直接注水を行う消火栓の位置は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・FH R29 R/B(管理区域) 3F北側 ・FH R30 R/B(管理区域) 3F北東側 ・FH R31 R/B(管理区域) 3F南東側★SFP近傍★ ・FH R32 R/B(管理区域) 3F南西側 ・FH R33 R/B(管理区域) 3F北西側 <p>消火用ホースは屋内消火栓に収納されたものを使用する。</p>	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容（詳細は添付6. 2-8(1)(2/2)参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・FPMUW及びMUWCポンプを使用したSFP注水が失敗した場合、D/DFPを使用し、ろ過水タンクを水源としてSFPに注水する。 ・注水経路は、FP-MUWC連絡ラインからMUWCスキマサージタンク補給ラインを使用しスキマサージタンクをオーバーフローさせSFPに補給する経路を優先し、SFP水位の上昇が見られない場合に備え原子炉建屋オペフロの屋内消火栓から消火用ホースを使用しSFPに直接注水する2つのルートを確認する。 <p>○運用手順については「津波アクシデントマネジメントの手引き」にて制定済み。</p>	
訓練実績/予定	<p>OD/DFPの起動操作は、通常の操作等で習熟している。</p>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○日頃の運転操作の中での気づき事項等から、今後も改善事項、課題などの抽出を継続的に行う。</p>	

8. SFP注水

(1) D/DFPによる注水

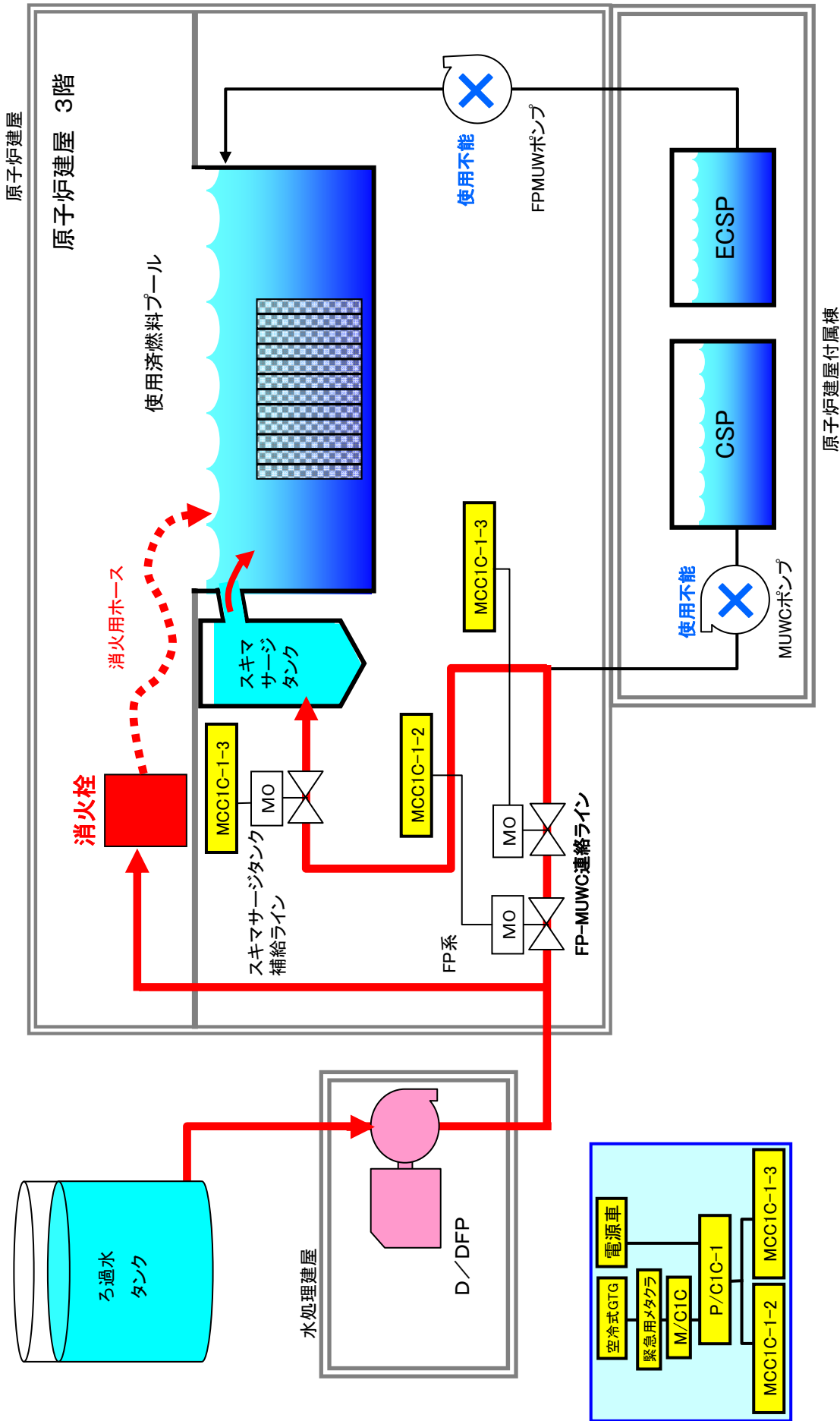
作業完了目標時間

津波襲来後48時間以内

(時間については今後見直し予定)

K-1

- ・ FPMUW, MUWCポンプによる注水に失敗した場合には, D/DFPを起動し, ろ過水タンクを水源とし, スキマサージタンク又はSFPへの注水を行う。



柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	8. SFP注水	(2) 消防車(海水, 消火系経由)
設備関係の 対応状況/予定	<p>海水を水源とした消防車によるSFP注水のため、以下の機材を配備した。</p> <p>○必要機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・消防車(AⅡ級以上)1台 ※AⅡ級性能とは ポンプ仕様 1.4MPa 1.4m³/min ・送水用ホース 20m 16本 消防車に積載 (20m×7本(予備1本)×2ルート) (K2取水路(CWP建屋脇)からK1 T/B連結送水口まで距離約120m。ホース6本使用。 その他予備) ・消防車は1台で送水する。 (送水揚程:1.4MPa ホース圧損0.08MPa×6本=0.48MPa 取水海水面(T.P.0m)・R/B 3F(T.P.+18m)高低差損失:0.18MPa 圧力損失計0.66MPa) ・消防車は仮置きヤード(T.P.+35m), 自衛消防センターに保管 	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容(詳細は添付6. 2-8(2)(2/3), (3/3)参照)</p> <p>FPMUW, MUWC, D/DFP等を使用したSFP注水が失敗した場合、又は淡水が枯渇した場合に消防車を使用し海水をSFPに注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・消防車をK2取水路(CWP建屋脇)へ設置し、ホースをK1 T/B連結送水口(距離:約120m)まで延長し接続する。 ・消防車によるスキマサージタンクからSFPに補給するラインナップを実施する。 ・消防車にて海水送水を開始する。 ・SFP水位の上昇が見られない場合に備え原子炉建屋オペフロの屋内消火栓から消火用ホースを使用しSFPに直接注水する2つのルートを確認する。 <p>○運用手順については「津波アクシデントマネジメントの手引き」にて制定済み。</p>	
訓練実績/予定	<p>○訓練実施状況</p> <p>消防車及びホースの敷設については、以下のとおり実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急安全対策訓練(4回)を以下のとおり実施した。 平成23年4月11日:1プラント(K1)を対象。 平成23年4月20日:複数プラント(4プラント(K1, K2, K5, K6))を対象。 平成23年4月28日:全号機を対象。 平成23年5月25日:夜間訓練を実施。 ・複数プラントでの訓練では情報の混乱を避けるため、プラント情報、対策の進捗管理などは主にユニット所長2人が行い、所長が全体を統括管理するよう役割分担し、訓練実施。 ・今年度の緊急時演習(総合訓練)にあわせて電源機能等喪失時訓練(津波想定)を実施する予定。 	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○訓練実施状況</p> <p>平成23年4月11日, 20日, 28日及び5月25日の訓練において手順書どおりの対応が可能であることを確認した。</p>	

8. SFP注水

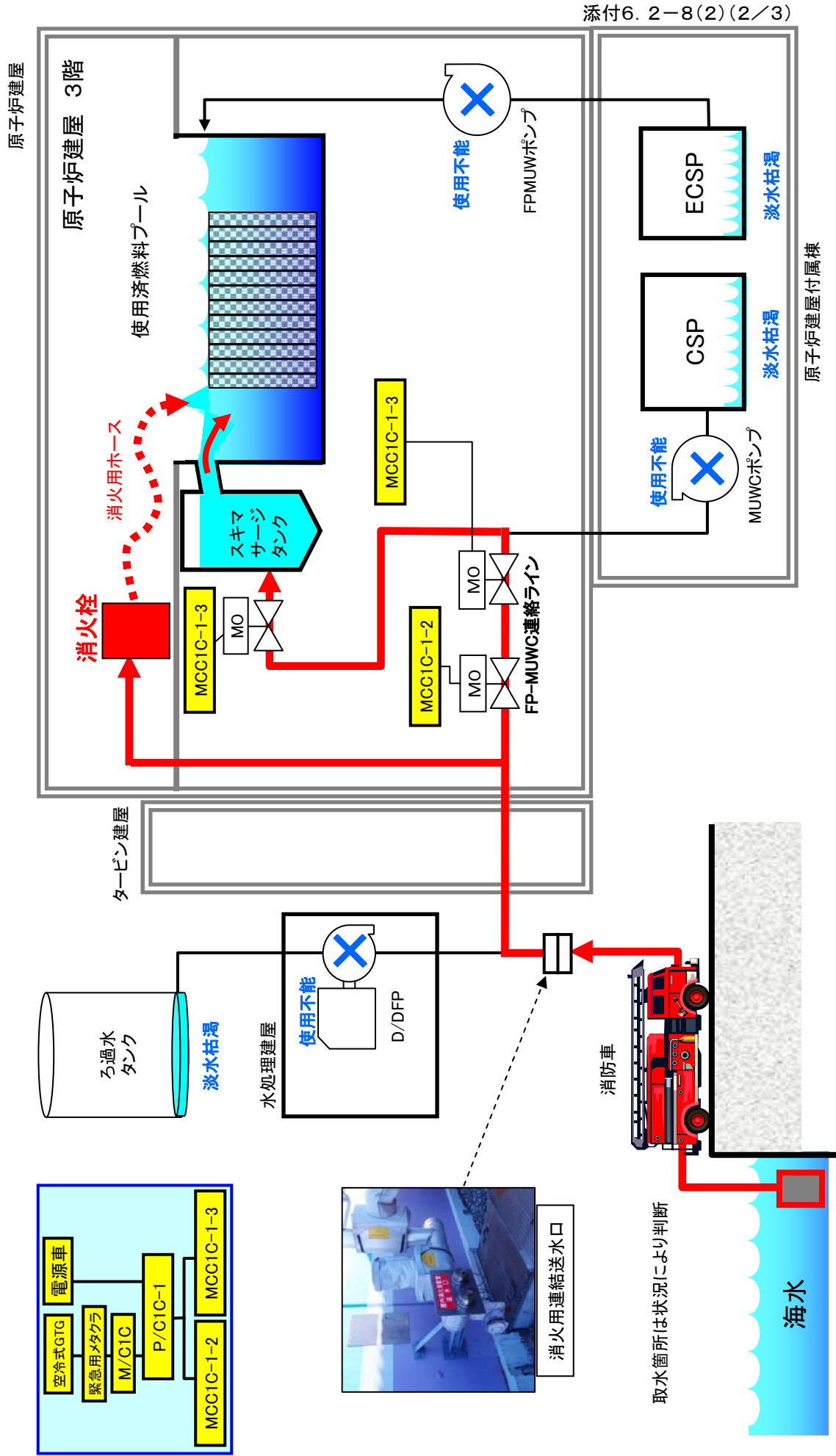
(2) 消防車(海水, 消火系統由)

作業完了目標時間

津波襲来後48時間以内
(時間については今後見直し予定)

K-1

- ・ FPMUW, MUWC, D/D F P等を使用したS F P注水が失敗した場合, 又は淡水が枯渇した場合に消防車を使用し海水をS F Pに注水する。

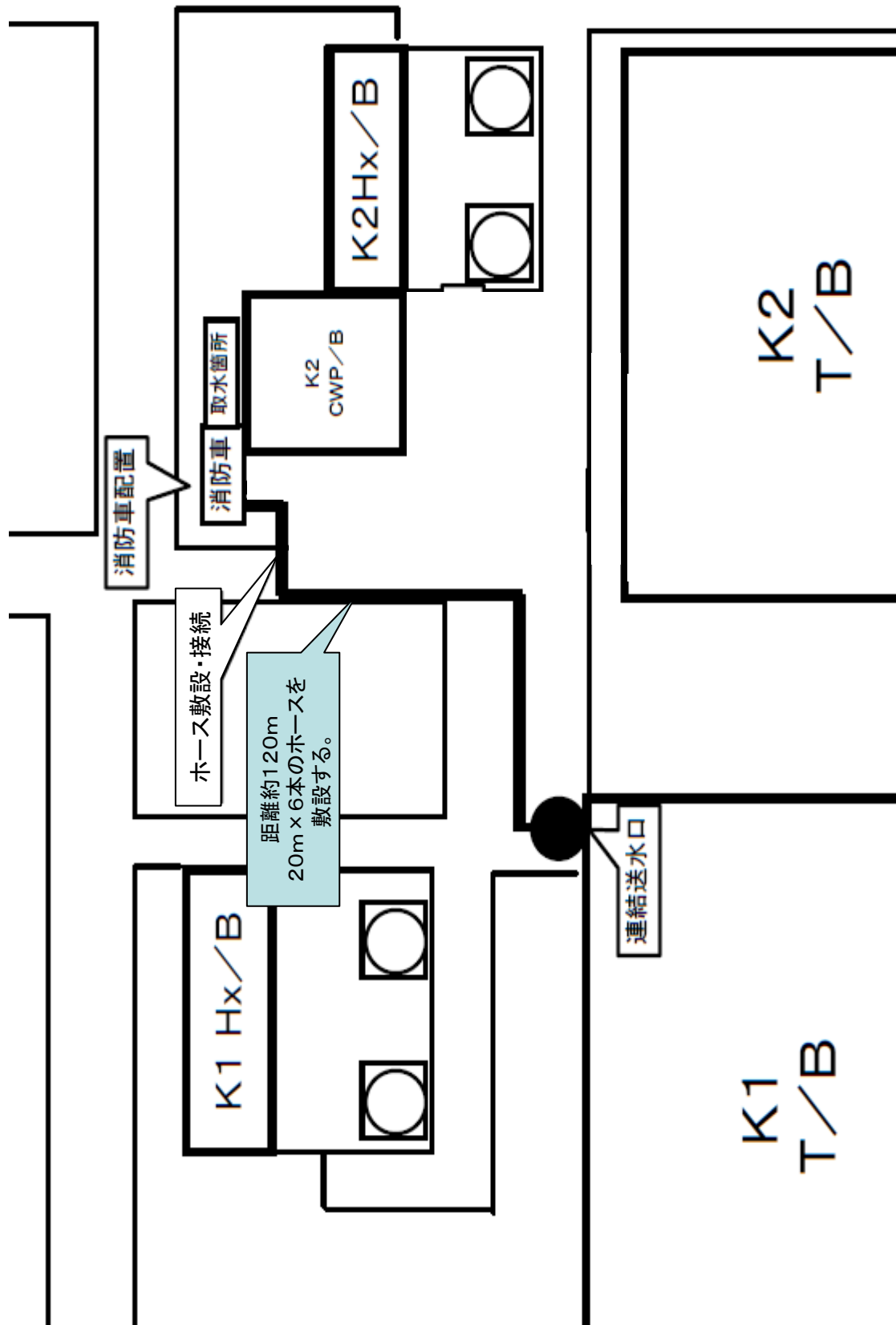


添付6. 2-8(2)(2/3)

8. SFP注水

(2) 消防車(海水, 消火系経由)

K-1



柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

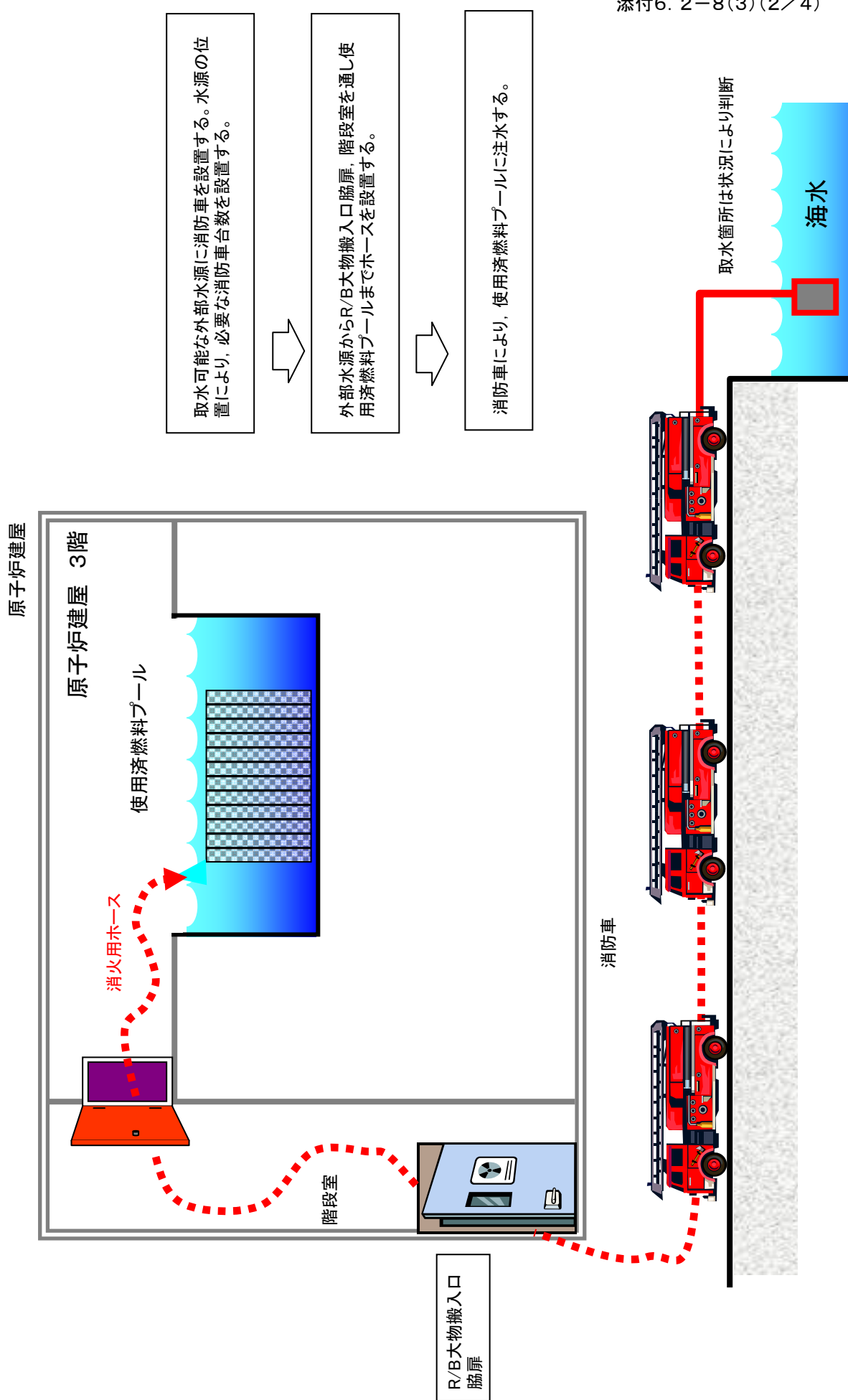
項目番号	8. SFP注水	(3) 消防車(海水, ホース敷設)
設備関係の 対応状況/予定	<p>海水を水源とした消防車によるSFP注水のため、以下の機材を配備した。</p> <p>○必要機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・消防車(AⅡ級以上)3台 ※AⅡ級性能とは ポンプ仕様 1.4MPa 1.4m³/min ・K1補機取水路～R/B大物搬入口～R/B階段室～R/B 3F使用済燃料プールまでの約680mを消防車3台で送水する。 K1補機取水路～R/B大物搬入口: 距離約580m(ホース20m×29本) R/B大物搬入口～R/B階段室～R/B 3F使用済燃料プール: 距離約100m(ホース20m×5本) ホースは消防車6台にトータルで20m×116本が積載されている。 ・消防車は3台直列で送水する。 (送水揚程: 1.4MPa×3台=4.2MPa ホース圧損0.08MPa×34本=2.72MPa 取水海水面(T.P.0m) - R/B 3F(T.P.18m)高低差損失: 0.18MPa 圧力損失計2.9MPa) ・消防車は仮置きヤード(T.P.+35m), 自衛消防センターに保管 	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容(詳細は添付6. 2-8(3)(2/4), (3/4), (4/4)参照)</p> <p>SFPの冷却設備及び水補給を行う設備(補給水系, 消火系)の機能が喪失した場合, 外部水源(海水・防火水槽)から消防車によりSFPにホースで直接注水することで, 使用済燃料の冷却を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・補機取水路からR/B大物搬入口までの約580mを消防車2台, R/B大物搬入口からSFPまで消防車1台で送水する。R/B大物搬入口から階段室を通してホースを敷設しR/B 3FのSFPに注水する。 <p>○運用手順については「緊急時臨機応変対応ガイド」を制定済み。</p>	
訓練実績/予定	<p>○訓練実施状況</p> <p>消防車及びホースの敷設については, 以下のとおり実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急安全対策訓練(4回)を以下のとおり実施した。 平成23年4月11日: 1プラント(K1)を対象。 平成23年4月20日: 複数プラント(4プラント(K1, K2, K5, K6))を対象。 平成23年4月28日: 全号機を対象。 平成23年5月25日: 夜間訓練を実施。 ・複数プラントでの訓練では情報の混乱を避けるため, プラント情報, 対策の進捗管理などは主にユニット所長2人が行い, 所長が全体を統括管理するよう役割分担し, 訓練実施。 ・今年度の緊急時演習(総合訓練)にあわせて電源機能等喪失時訓練(津波想定)を実施する予定。 	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○訓練実施状況</p> <p>今後実施する訓練において改善事項, 課題などの抽出を継続的に実施する。</p>	

8. SFP注水

(3) 消防車(海水, ホース敷設)

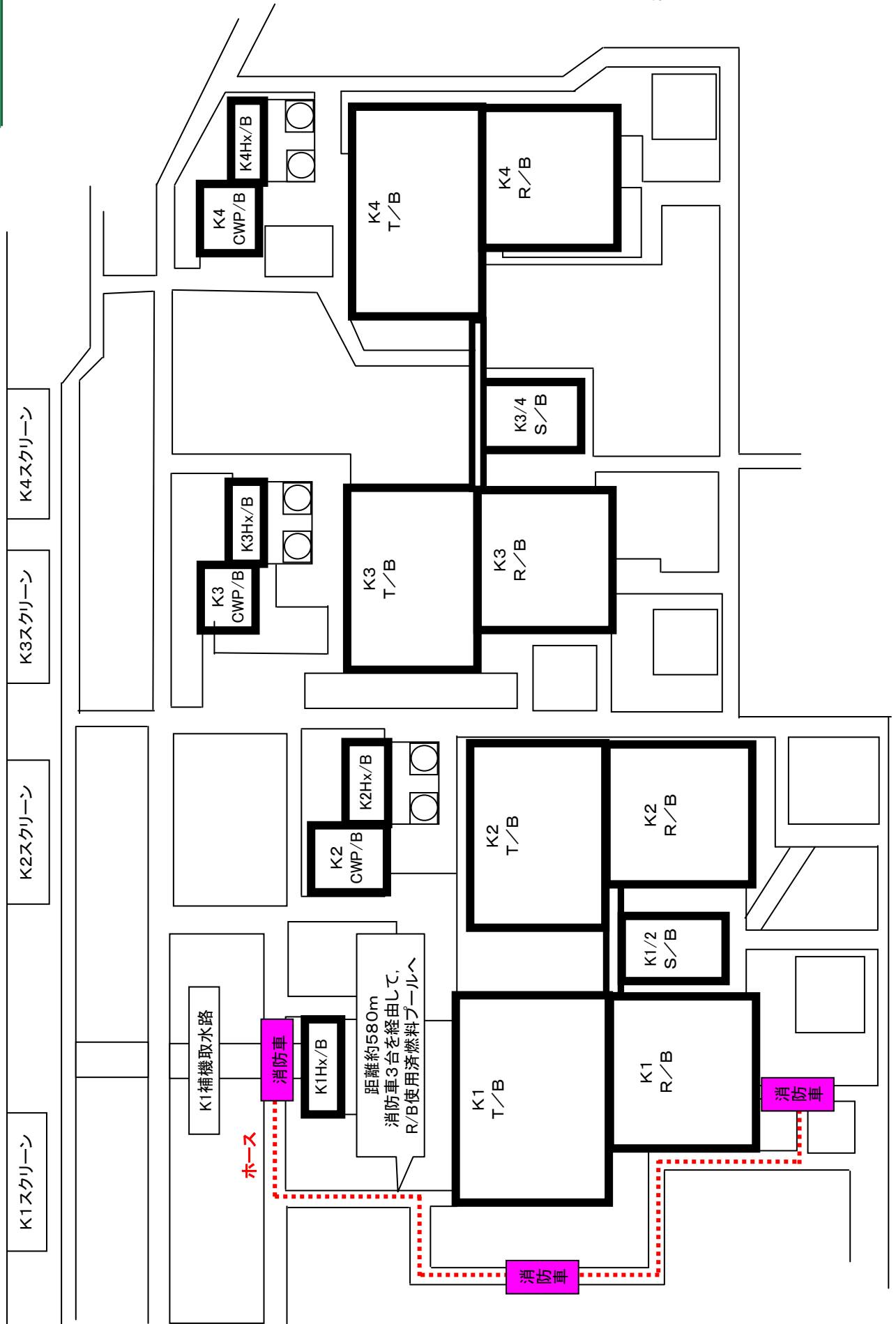
K-1

・消防車により、SFPへの注水を行う。(FPライン, 外部送水口が使用不可)



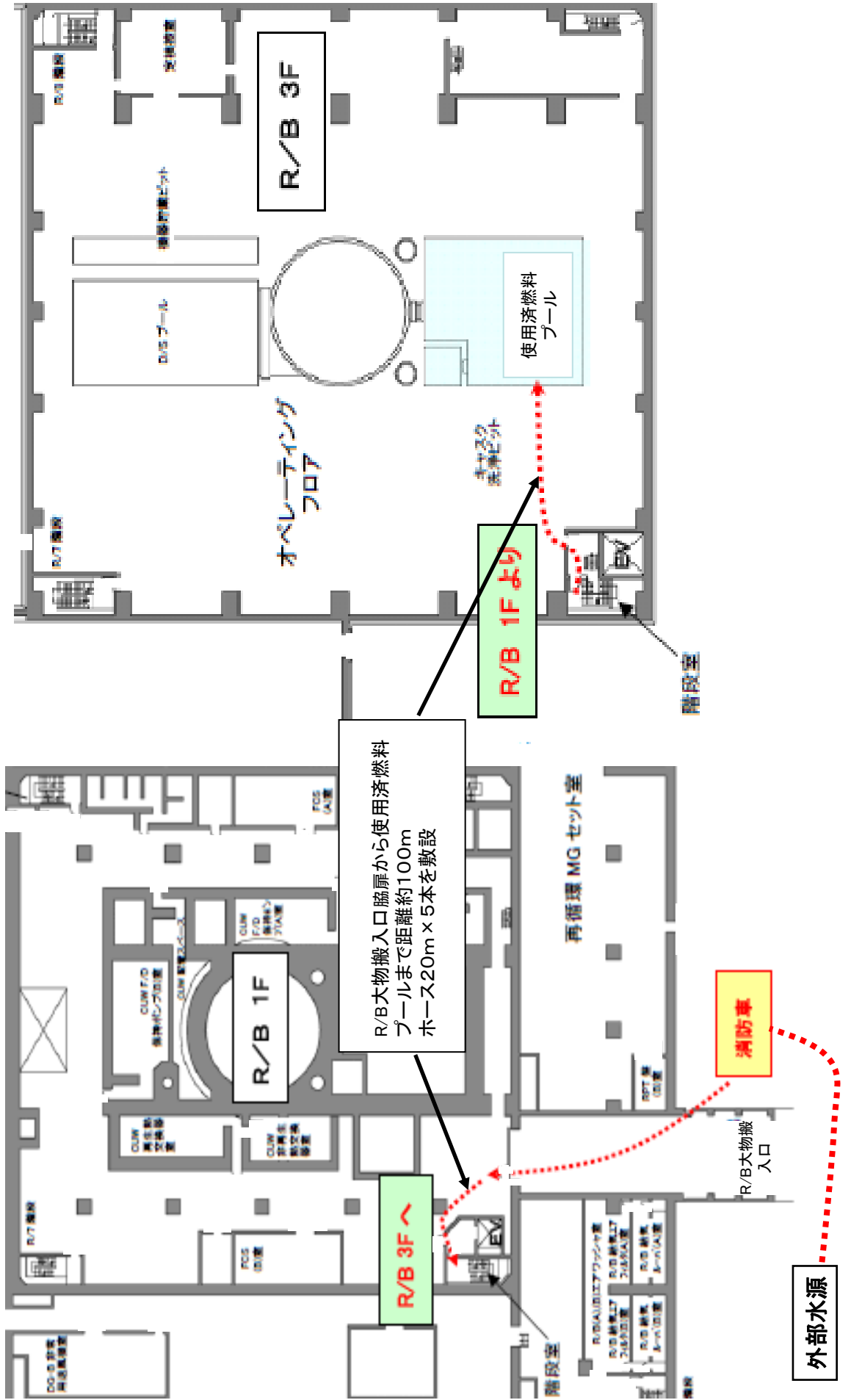
添付6. 2-8(3)(2/4)

外部水源からルーティング例



K-1

参考 SFP注水用ホース敷設ルート



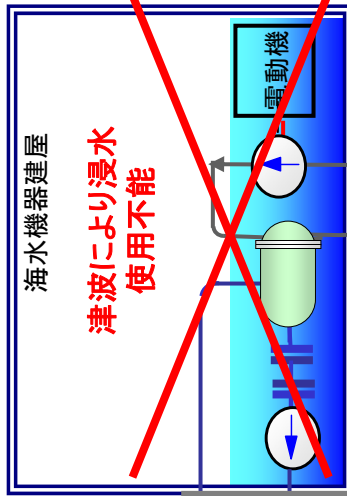
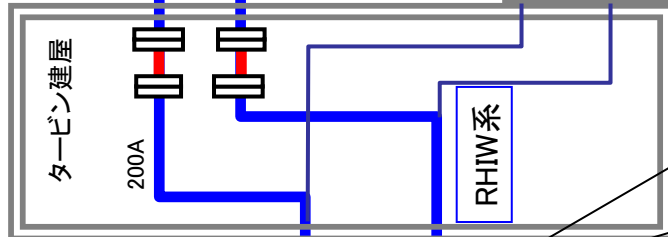
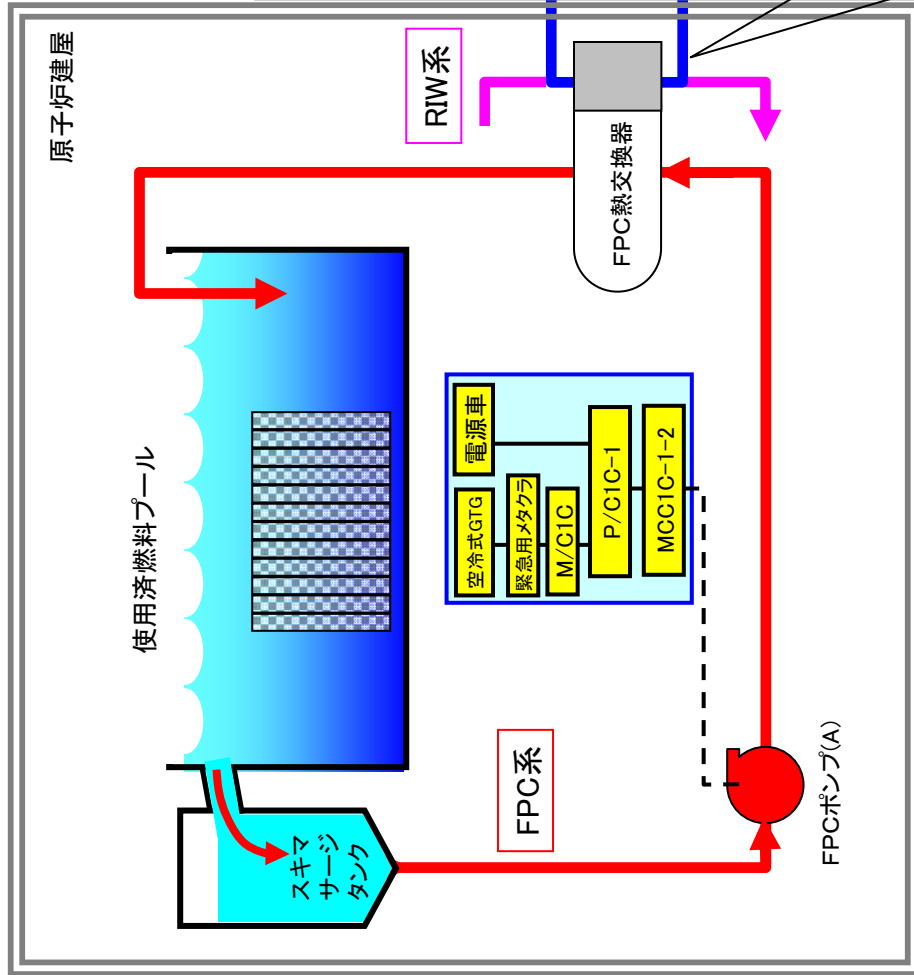
柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	9. SFP除熱	(1)代替水中ポンプを用いたFPC除熱
設備関係の 対応状況/予定	<p>代替水中ポンプをRHIW系に接続し海水を冷却水として、FPCポンプによる使用済燃料プール除熱を行うために、下記機材を配備する。</p> <p>○必要機材(下記機材全て津波対策用品保管用仮設倉庫に保管)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源車(500kVA, 6600V) ・変圧器車(6600V→400V) ・代替水中ポンプ(流量500m³/h, 揚程33m) ・ホース(全300m(300A×30m×10本)) ・ケーブル(代替水中ポンプ用165m) ・仮設配管(200A×2本, 200A/300Aレデューサ×2個) 	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容(詳細は添付6. 2-9(1)(2/2)参照)</p> <p>代替海水熱交換器設備が運転不可能である場合、海水を代替水中ポンプにてRHIW系に接続し冷却水として使用し、RHRポンプによる使用済燃料プールの除熱を行うが、RHRが運転不能時にはFPC系統を使用し使用済燃料プールの除熱を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・タービン建屋に設置されたRHIW(A)系の接続口に代替水中ポンプからのホースを接続する。 (RHIW系とRIW系をタイラインで接続することで、FPC熱交換器まで通水可能とする。) ・RHIW(A)系からFPC熱交換器までのラインナップを行う。 ・電源車から電源供給された代替水中ポンプを起動しFPC熱交換器に海水を供給する。 ・FPCポンプ(A)を起動しFPC熱交換器により使用済燃料プールを除熱する。 ・使用済燃料プールの除熱はFPC系統→FPC熱交換器(熱交換)→RHIW系統→放水庭と排熱される。 <p>○運用手順については「津波アクシデントマネジメントの手引き」にて制定済み。</p>	
訓練実績/予定	<p>○当該手順は「代替海水熱交換器設備による除熱」における訓練に包括されることから、個別訓練の予定はなし。</p>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○今後、訓練等において改善事項、課題などの抽出を継続的に行う。</p>	

9. SFP除熱

(1) 代替水中ポンプを用いたFPC除熱

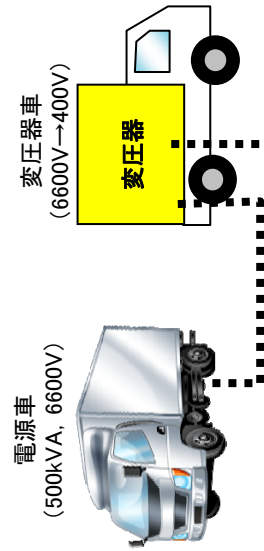
- ・ RHIW(A)系に代替水中ポンプにて補機冷却水を確保し、RHIW系とRIW系をタイラインで接続, FPC熱交換器を冷却しながらFPC系を循環運転することにより使用済燃料プールを除熱冷却する。



RHIW系とRIW系を
タイラインにて接続



直接 海水を代替水中ポンプで冷却に使用



添付6. 2-9(1)(2/2)

作業完了目標時間
津波襲来後72時間以内
(時間については今後見直し予定)

K-1

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	10. 燃料(軽油)及び保有水	(1)ろ過水, 純水タンクからの移送
設備関係の 対応状況/予定	<p>○必要機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電機 125kVA・400V 1台 荒浜側水処理建屋・MUWP用(重量品倉庫) ・CVケーブル(低圧) 38mm²(3c) 50m×1本 MUWPポンプ用(重量品倉庫) ・ホース(20m3本程度) 屋外消火栓から消火用ホースコネクションまでの接続用(屋外消火栓) 	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容(詳細は添付6. 2-10(1)(2/2)参照)</p> <p>CSPへの補給を行う。CSPの補給は純水タンクからMUWPポンプを使用しCSP及びECSPへ移送を行うが、バックアップとしてろ過水タンクからD/DFPを使用し補給することも可能とする。</p> <p>【純水タンクからの移送】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電機にてMUWPポンプへ電源を供給し起動させることにより、純水タンクからCSP及びECSPへ移送を行う。 <p>【ろ過水タンクからの移送】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・D/DFPを使用し、ろ過水タンクの水を消火系から屋外消火栓に供給する。屋外消火栓と原子炉建屋付属棟に設置されている消火用ホースコネクションを消火用ホースで接続しECSPへろ過水を補給する。このときCSP・ECSP連絡ラインを使用することによりCSPへ補給する。 <p>○運用手順については「津波アクシデントマネジメントの手引き」にて制定済み。</p>	
訓練実績/予定	<p>○屋外消火栓の取り扱いは、作業等で習熟しているため、特別の訓練を必要とするものではない。</p>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○日頃の作業の中での気づき事項等から、今後も改善事項、課題などの抽出を継続的に行う。</p>	

10. 燃料(軽油)及び保有水

(1) ろ過水, 純水タンクからの移送

K-1

優先順位

- ①: MUWPPポンプ(B)と発電機を接続, 起動させ純水タンクからCSP補給を行う。
- ②: ろ過水タンクからD/DFPにてCSP補給を行う。

作業完了目標時間

原子炉注水: 津波襲来後36時間以内
SFP注水: 津波襲来後72時間以内
(時間については今後見直し予定)



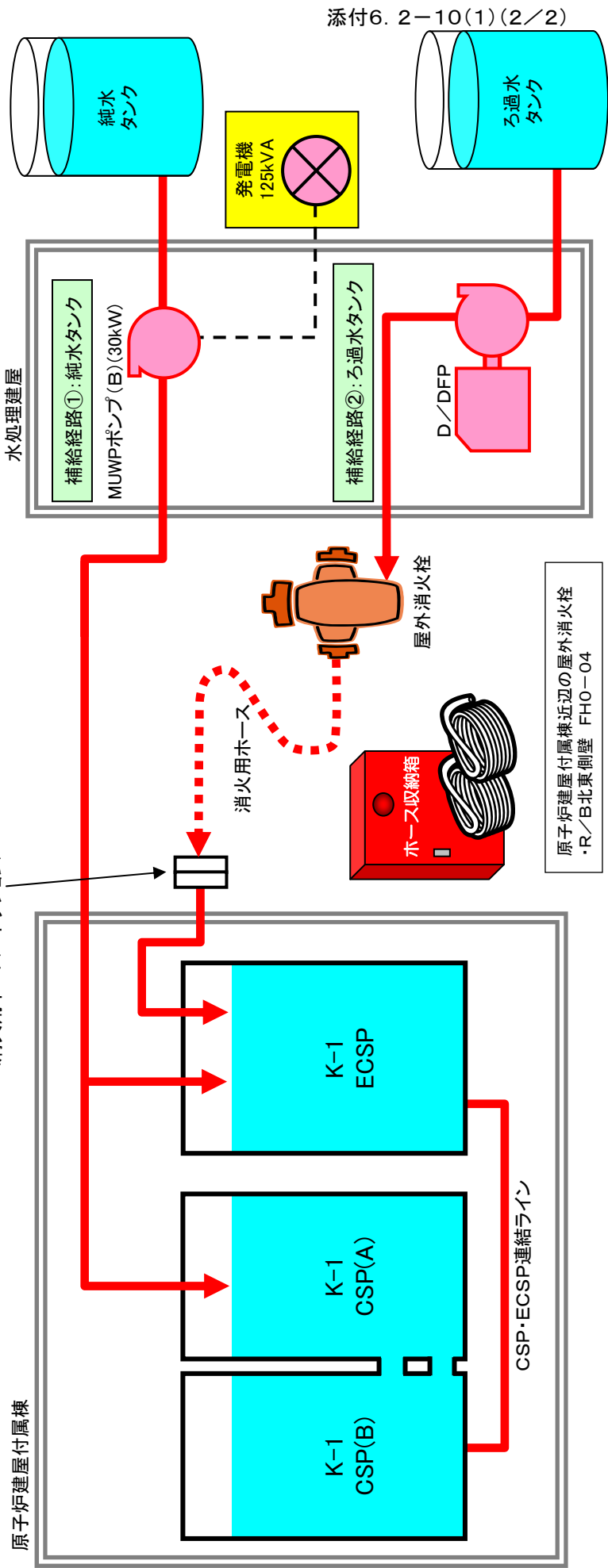
〈消火用ホースコネクション〉



〈屋外消火栓とホース収納箱〉



〈ホース収納箱内部〉




原子炉建屋付属棟近辺の屋外消火栓
・R/B北東側壁 FH0-04

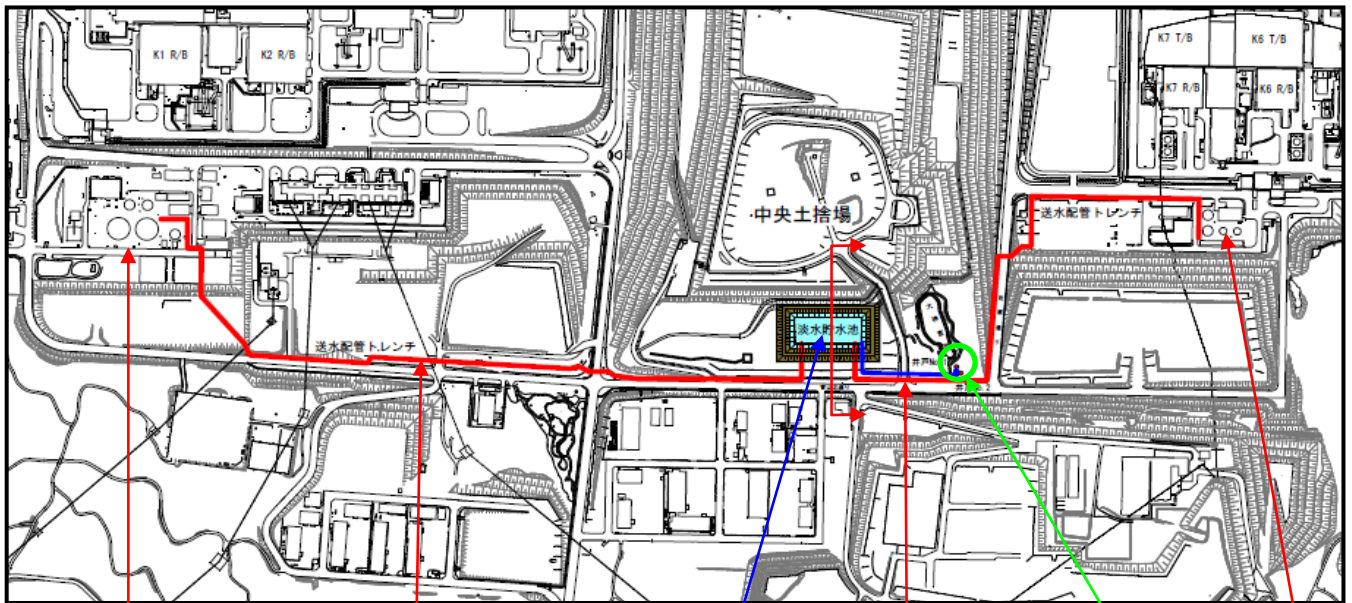
添付6. 2-10(1)(2/2)

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

<p>項目番号</p>	<p>10. 燃料(軽油)及び保有水</p>	<p>(2) 軽油タンクからのミニタンクローリによる消防車、電源車への燃料移送</p>
<p>設備関係の 対応状況/予定</p>	<p>○必要機材(下記参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ミニタンクローリ: 990L(電源車, 消防車等に供給) → 高台(T.P.+35m)に配備 ・発電機: 1台 125kVA ・可搬式軽油移送ポンプユニット: 1台 2.2kW 105L/min ・仮設ホース: 2巻(20m, 50m) <p>高台(T.P.+34m)に配備</p> <p>○供給手順</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主な供給先(荒浜(1~4号機)側): 消防車A2級(70L)4台, 電源車(250L)8台(給油総量: 2280L) ・上記供給先に対しミニタンクローリにて燃料を補給する(軽油タンク等からミニタンクローリへ3回給油し, 各供給先に補給して回る)。 ・軽油タンク等からミニタンクローリへの給油は1回当たり16分, 各車両への給油は1台当たり7分(供給先への移動時間含む)と想定し, 全車両への給油は約2時間程度必要であると考えるが, 補給間隔の短い電源車でも2時間半継続して運転可能であることから, 全ての供給先において燃料切れを起こすことなく連続運転が可能である。 <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="363 734 922 1120"> <p style="text-align: center;">ミニタンクローリ</p>  </div> <div data-bbox="932 734 1490 1160"> <p style="text-align: center;">可搬式軽油移送ポンプユニット</p>  </div> </div>	
<p>運用手順の 整備状況/予定</p>	<p>○実施内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬式軽油移送ポンプ等をユニットで軽油タンクへ搬送する。 ・軽油タンクフランジに仮設ホースと可搬式軽油移送ポンプを接続し, ミニタンクローリへの移送(抜き取り)を行う。 ・ミニタンクローリにより電源車, 消防車等に燃料補給を行う。 	
<p>訓練実績/予定</p>	<p>○訓練実施状況</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成23年4月20日, 28日の緊急安全対策訓練にて実施した。 <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="386 1496 801 1805">  </div> <div data-bbox="935 1496 1350 1805">  </div> </div>	
<p>訓練等から抽出された 改善実績/課題事項</p>	<p>○訓練実施状況</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成23年4月20日, 28日の訓練において手順どおりの対応が可能であることを確認した。 ・今後も課題など気づき事項を継続抽出する。 	

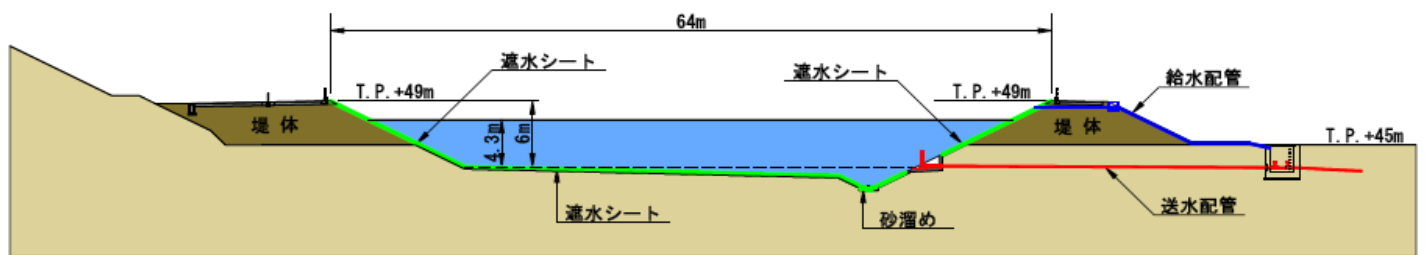
柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	10. 燃料(軽油)及び保有水	(3)淡水貯水池
設備関係の 対応状況/予定	<p>○設計条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動Ssに対して機能を維持 ・津波襲来時の原子炉の冷却対策として、 <ul style="list-style-type: none"> ①全7プラントで除熱機能が復旧しない ②淡水はCSP及び淡水タンクの貯水量とした条件において、必要な淡水量を確保 ・タンク設備への送水は、動力を使用しない自然流下方式 ・地震に対して安定した地盤であり、津波襲来の影響を受けない高台に設置 <p>上記を踏まえ、淡水貯水池の仕様を以下のとおりとする(添付6. 2-10(3)(2/2)参照)。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央展望台より内陸側の標高T.P.+45.0mに設置 (淡水タンク設置高さ 荒浜(1~4号機)側:T.P.+13.0m 大湊(5~7号機)側:T.P.+12.0m) ・盛土高さ:4m, 掘込み深さ:2m, 短辺方向幅:64m, 長辺方向幅:120m ・有効貯水量:18,000m³ ・タンク設備への送水量:1,500m³/日 ・送水ラインは地震による影響を受けにくい柔構造設計 ・淡水貯水池に淡水を補給する取水用井戸の揚水量:500m³/日 ・取水用井戸は2箇所設置する(1箇所は予備) 	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全交流電源喪失後、原子炉・使用済燃料プールへ冷却水を安定的に供給するため、必要な淡水をタンク設備に送水する。 ・淡水貯水池に淡水を補給するため、取水用井戸(下記写真参照)のポンプを稼働させる。電源喪失時には、分電盤に発電機を接続し、ポンプを稼働させる。 ・取水用井戸は2箇所設置する(1箇所は予備) <p>上記手順について、淡水貯水池運用前に整備予定(平成24年10月)</p> <div style="text-align: center;">  <p style="text-align: right;">取水用井戸</p> </div>	
訓練実績/予定	<p>○訓練実施予定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・淡水貯水池の使用可能時期は、平成24年10月の予定である。 ・送水試験は上記期日以降に実施する予定である。 	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○改善/課題事項は抽出されていないが、今後も課題など気づき事項を継続抽出する。</p>	



淡水タンク T.P.+13.0m
 送水配管トレンチ
 淡水貯水池 T.P.+45.0m
 送水配管トレンチ
 取水用井戸
 淡水タンク T.P.+12.0m

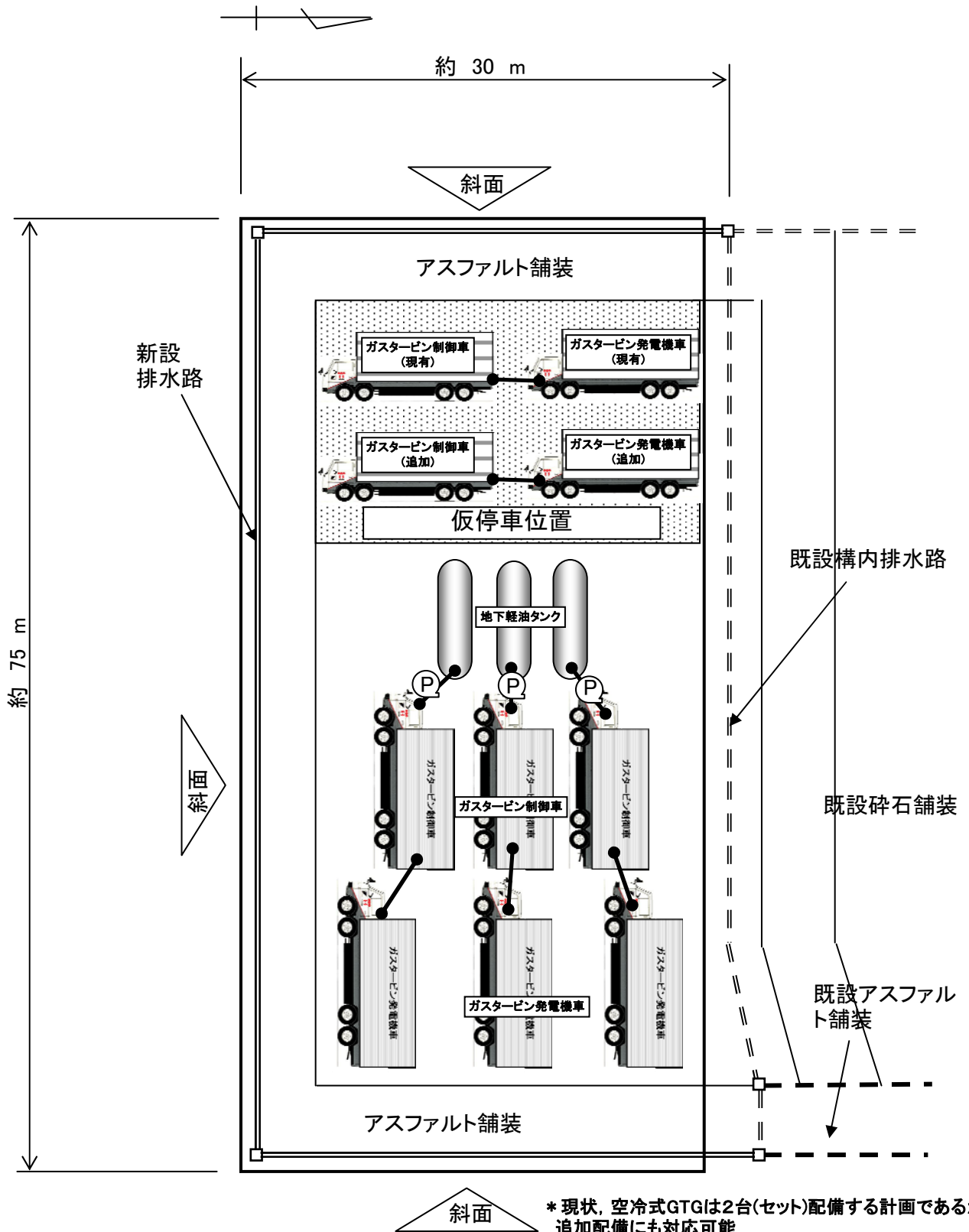
淡水貯水池・送水配管トレンチ・取水用井戸の設置位置



淡水貯水池断面

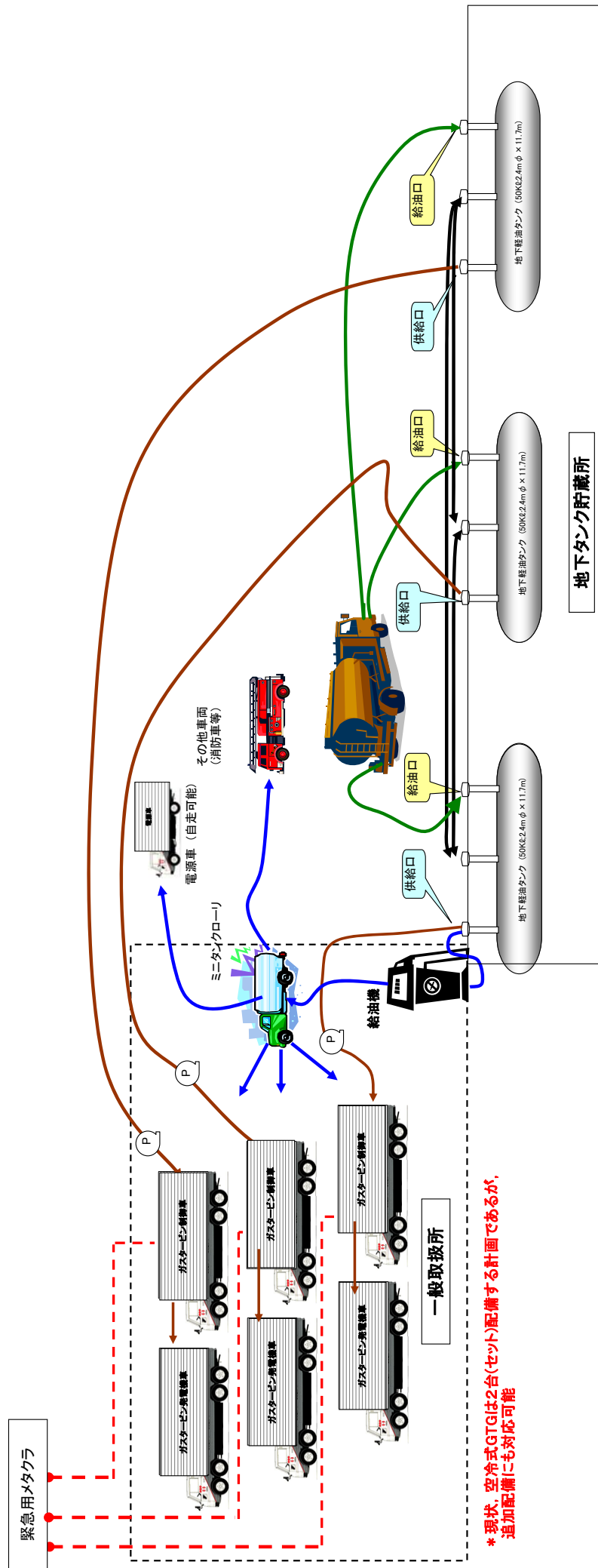
柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	10. 燃料(軽油)及び保有水	(4)地下軽油タンク
設備関係の 対応状況/予定	<p>全交流電源喪失(SBO)事象への電源供給対応として、当所敷地高台に空冷式GTGを配備、その発電用燃料を備蓄するタンクを設置</p> <p>○設備仕様(現在、詳細設計中、下記記載は予定)</p> <p>(1) 備蓄方式 地下タンク方式</p> <p>(2) 油種, 容量 軽油, 150キロリットル(公称;実質は144キロリットル)</p> <p>(3) タンク基数 FRP被覆式FRP製又は鋼製二重殻タンク : 50 キロリットル×3基</p> <p>(4) 設置場所 154kV開閉所 北側地山地盤造成地(T.P.35.0m)</p> <p>(5) 竣工時期 平成24年5月末(予定)</p> <p>○設計条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地山切土(安定地盤)T.P.35.0mに設置(緊急用メタクラ近傍に設置) ・地震時, 地下タンク設備は周囲地盤と共に揺動 ・地上のポンプ設備と地下タンク設備は, 連結しない分離土台構造 ・地上のポンプ設備と地下タンク設備間の連結は, フレキシブルチューブ連結 ・ポンプ設備は常用/予備で構成 ・災害時電源は, 空冷式GTGから200V独立電源供給 ・タンクエリアに空冷式GTG3台を駐車できるエリアを確保 ・空冷式GTGは, そのエリアで常設で運用(運転・燃料補給)できることを考慮 <p>○タンク設置による油燃料供給能力(電源車等の運転継続可能時間)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・空冷式GTG, 電源車, 消防車の約1日(24時間)分の燃料消費量 ・電源車, 消防車等にも, (給油機→)ミニタンクローリを介して, 給油可能 <p>地下軽油タンク設備の完成検査, 設備試運転の後, 使用可能時期は, 平成24年5月末(予定)</p>	
運用手順の 整備状況/予定	<ul style="list-style-type: none"> ・空冷式GTG等の燃料は, 速やかに関東圏, 地元の石油販売業者から大型タンクローリによる追加供給を確保する体制 (1F事故時実績で, 関東圏の石油販売業者との非常災害協定の締結により15時間以内に燃料確保が可能。また, 地元の石油販売業者とも震度6弱以上の地震, 3.3m以上の津波発生時の出動協定により, 3~4時間程度で燃料補給が可能) これに加え, T.P.35.0mの高台に新たに150キロリットルの地下軽油タンクを設置 →空冷式GTG等への燃料供給信頼性を確保 <ul style="list-style-type: none"> ・設備完成後, 空冷式GTGは一般取扱所の敷地に常時駐車, 地下軽油タンクとはホースコネクタで常時接続可能な格納状態(予定) 	
訓練実績/予定	○設備試運転の後, 訓練実施の予定。	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	○今後も課題など気づき事項を継続抽出する。	

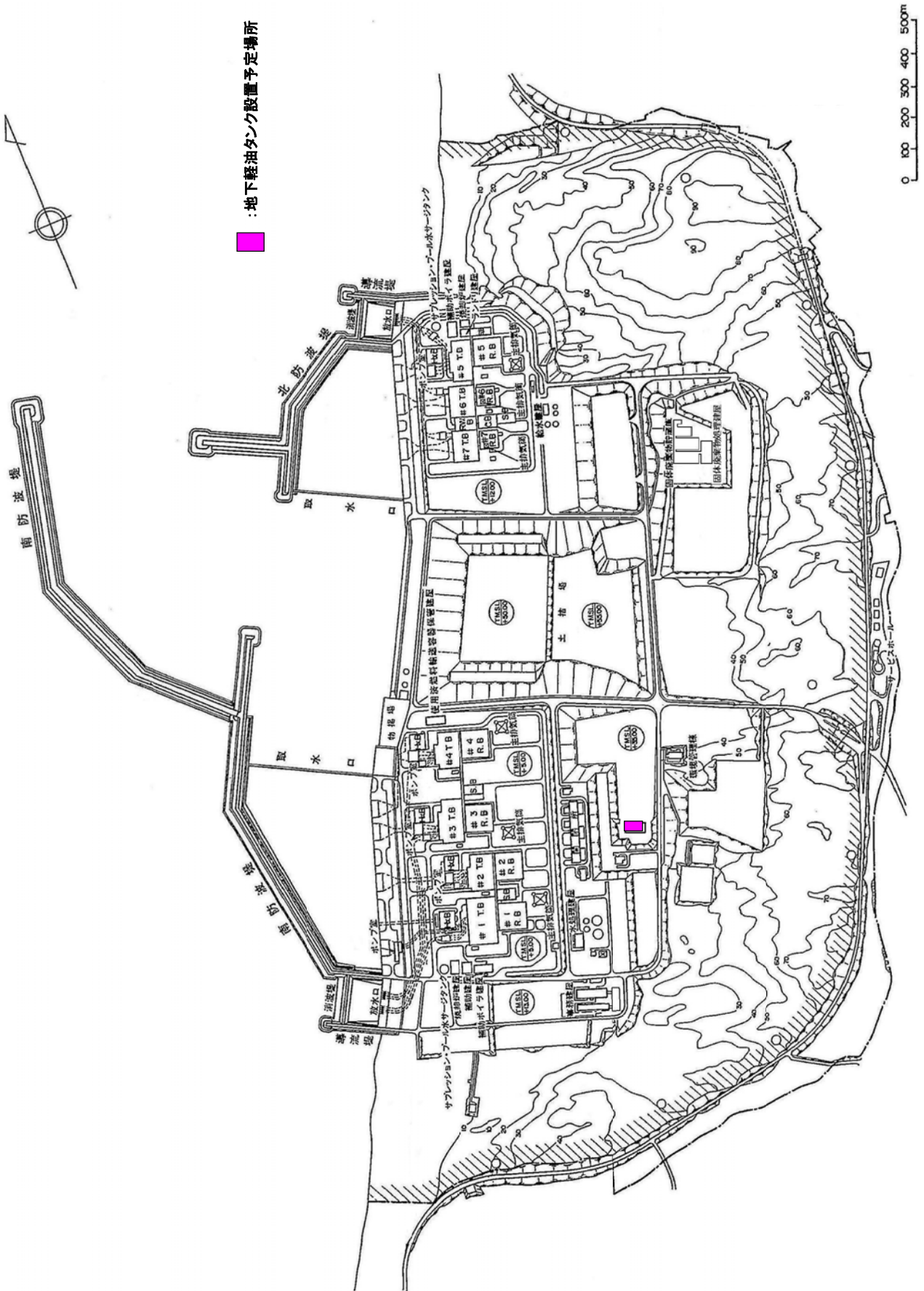


空冷式GTG, 地下軽油タンク 配置案(イメージ図)

空冷式GTG, 地下軽油タンクの設備構成イメージ


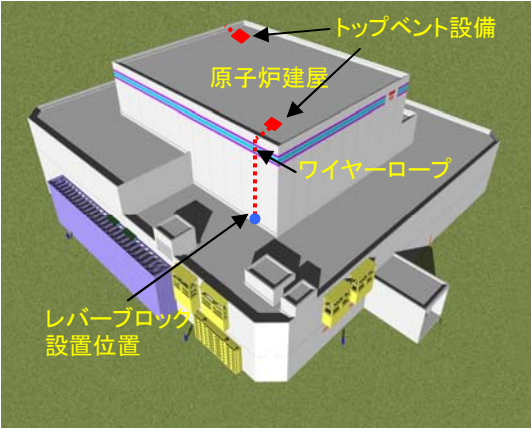

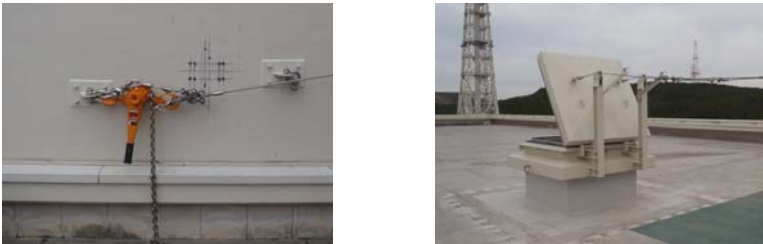


* 現状、空冷式GTGは2台(セット)配備する計画であるが、追加配備にも対応可能



■ : 地下軽油タンク設置予定場所

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

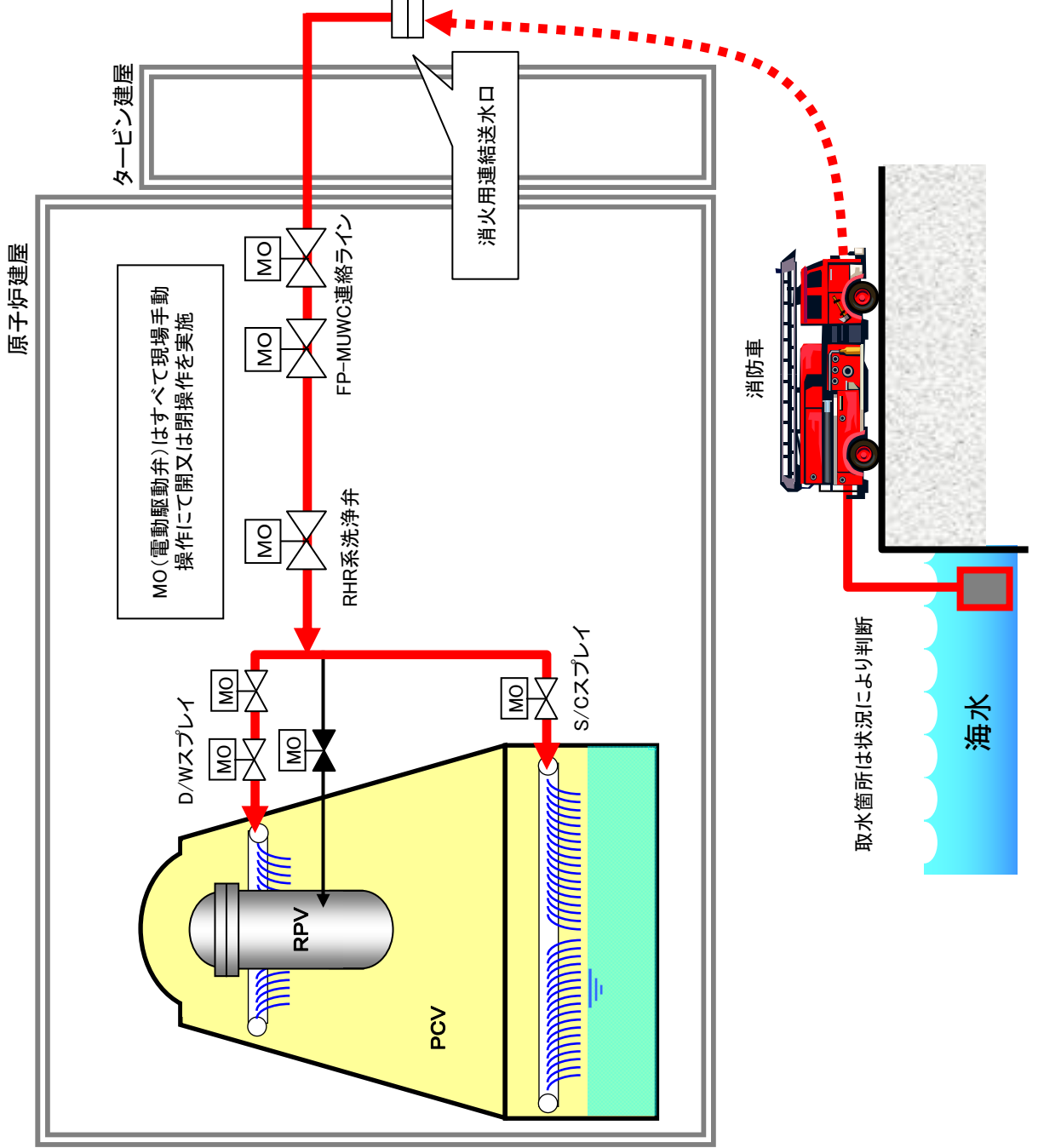
項目番号	11. 水素爆発防止及び放射性物質の拡散防止	(1)R/Bトップベント
設備関係の対応状況/予定	<p>○トップベント設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備数:原子炉建屋高層部の屋上に2箇所設置 ・開口寸法:500mm×500mm <p>○必要機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・レバーブロック 2台 ※原子炉建屋屋上出入口付近に配備済み 	
運用手順の整備状況/予定	<p>○手順実施条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・海水系機能喪失及び全交流電源喪失後に原子炉燃料損傷, SFP燃料損傷が想定され支援組織が必要と判断した場合に, 事象発生から8時間以内に原子炉建屋低層部屋上からトップベント設備を開放する。 <p>○手順内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋低層部屋上に設置した開放設備にレバーブロックを設置し, 原子炉建屋高層部屋上に設置してあるトップベント設備に繋がっているワイヤーロープを引っ張ることでトップベント設備を開放する。 (レバーブロックは原子炉建屋低層部屋上付近階段ロッカーに保管, 使用時に設置) ・開放することでトップベント設備より水素を大気へ放出する。 	
訓練実績/予定	<p>○訓練実施状況</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成23年11月2日に訓練を実施, 手順書どおりの対応が可能であることを確認。 ・訓練時には, レバーブロックを使用してトップベント設備が開放できることを確認。操作時間は1箇所で約10分程度。トップベント設備は2箇所あり, 移動時間を含めても30分程度で操作可能。 	
訓練等から抽出された改善実績/課題事項	<ul style="list-style-type: none"> ・平成23年11月2日に訓練を実施したが, 手順書どおりの対応が可能であることを確認。 ・短時間で操作が可能であることが確認できたことから課題等は特になし。 ・今後, 定期点検を行う毎に開放試験(外蓋のみ)を行い機能維持を図る。 	

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	11. 水素爆発防止及び放射性物質の拡散防止	(2)原子炉格納容器冷却
設備関係の対応状況/予定	<p>海水を水源とした消防車によるPCV冷却のため、以下の機材を配備した。</p> <p>○必要機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・消防車(AⅡ級以上)1台 ※AⅡ級性能とは ポンプ仕様 1.4MPa 1.4m³/min ・送水用ホース 20m 16本 消防車に積載 (20m×7本(予備1本)×2ルート) (K2取水路(CWP建屋脇)からK1 T/B連結送水口まで距離約120m。ホース6本使用。その他予備。) ・消防車は仮置きヤード(T.P.+35m), 自衛消防センターに保管 	
運用手順の整備状況/予定	<p>○実施内容(詳細は添付6. 2-11(2)(2/3), (3/3)参照)</p> <p>全交流電源喪失、及び海水系機能喪失により、PCVの圧力、温度が上昇する。このため、外部水源を利用したD/W, S/Cのスプレィを行うことでPCVの圧力・温度上昇を抑える。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・消防車を海水又は防火水槽を水源として設置し、ホースをK1 T/B連結送水口(距離:海水水源の場合約120m)まで延長し接続する。 ・R/B内においてFP-MUWC連絡ラインを通じてRHR系に水を供給する。 ・RHR系のD/Wスプレィ及びS/Cスプレィの電動弁を現場にて手動開し、スプレィを実施する。 ・電動弁の現場手動操作は、定検時等運転員は行っており特別な操作ではないため、実施は十分に可能。 <p>○運用手順については「緊急時臨機応変対応ガイド」にて制定済み。</p>	
訓練実績/予定	<p>○訓練実施状況</p> <p>消防車及びホースの敷設については、以下のとおり実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急安全対策訓練(4回)を以下のとおり実施した。 平成23年4月11日:1プラント(K1)を対象。 平成23年4月20日:複数プラント(4プラント(K1, K2, K5, K6))を対象。 平成23年4月28日:全号機を対象。 平成23年5月25日:夜間訓練を実施。 <p>・複数プラントでの訓練では情報の混乱を避けるため、プラント情報、対策の進捗管理などは主にユニット所長2人が行い、所長が全体を統括管理するよう役割分担し、訓練実施。</p> <p>・今年度の緊急時演習(総合訓練)にあわせて電源機能等喪失時訓練(津波想定)を実施する予定。</p>	
訓練等から抽出された改善実績/課題事項	<p>○訓練実施状況</p> <p>平成23年4月11日, 20日, 28日及び5月25日の訓練において手順書どおりの対応が可能であることを確認した。</p>	

11. 水素爆発防止及び放射性物質の拡散防止

(2) 原子炉格納容器冷却



K-1

外部水源から消火ラインに消防車を設置しホースを接続する。



R/B内で消火ラインからRHRへのライン構成を行う。



RHR系のD/Wスプレイ、S/Cスプレイ弁開



消防車から送水し、スプレイを行う。

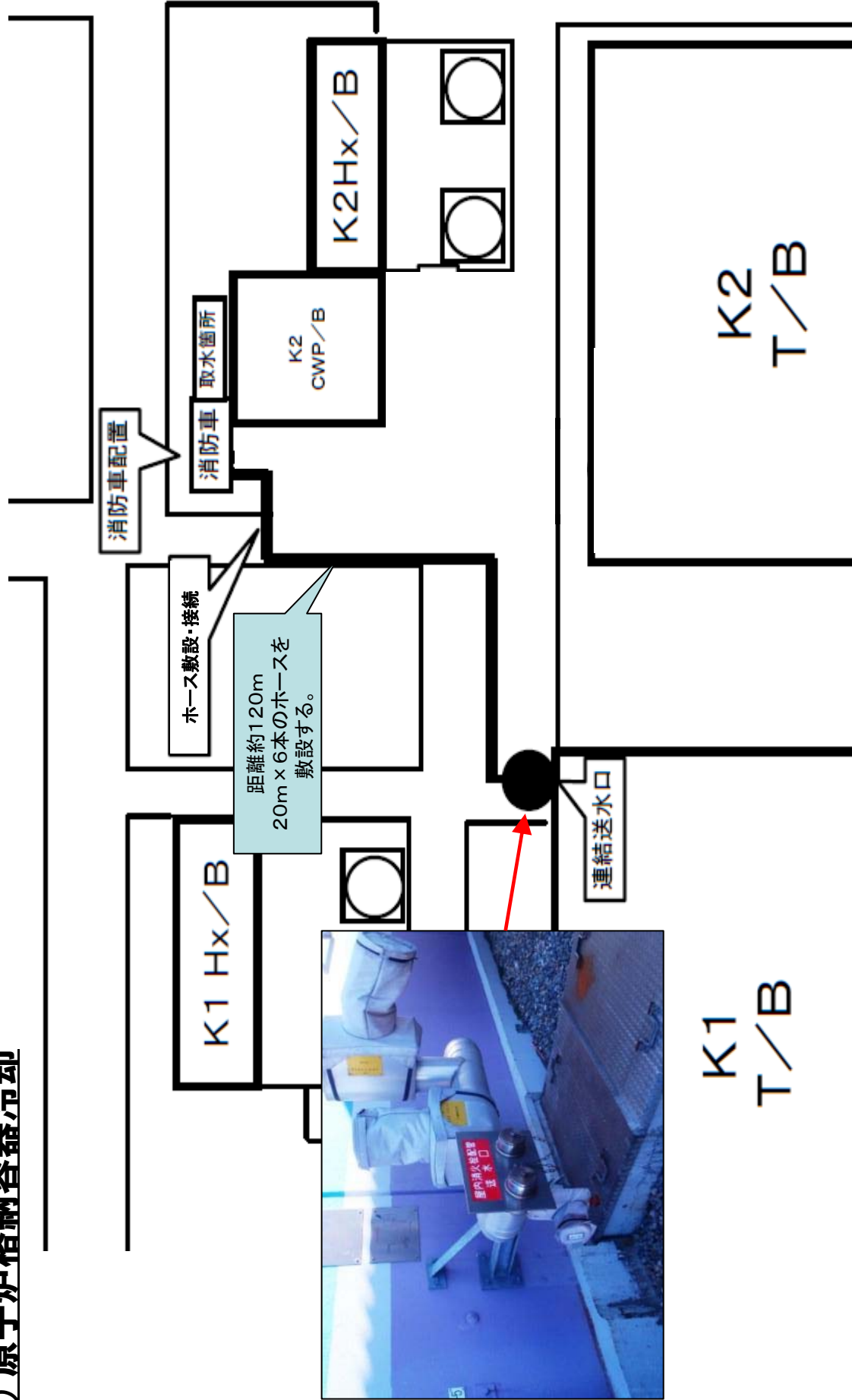


消火用連結送水口

11. 水素爆発防止及び放射性物質の拡散防止

K-1

(2) 原子炉格納容器冷却



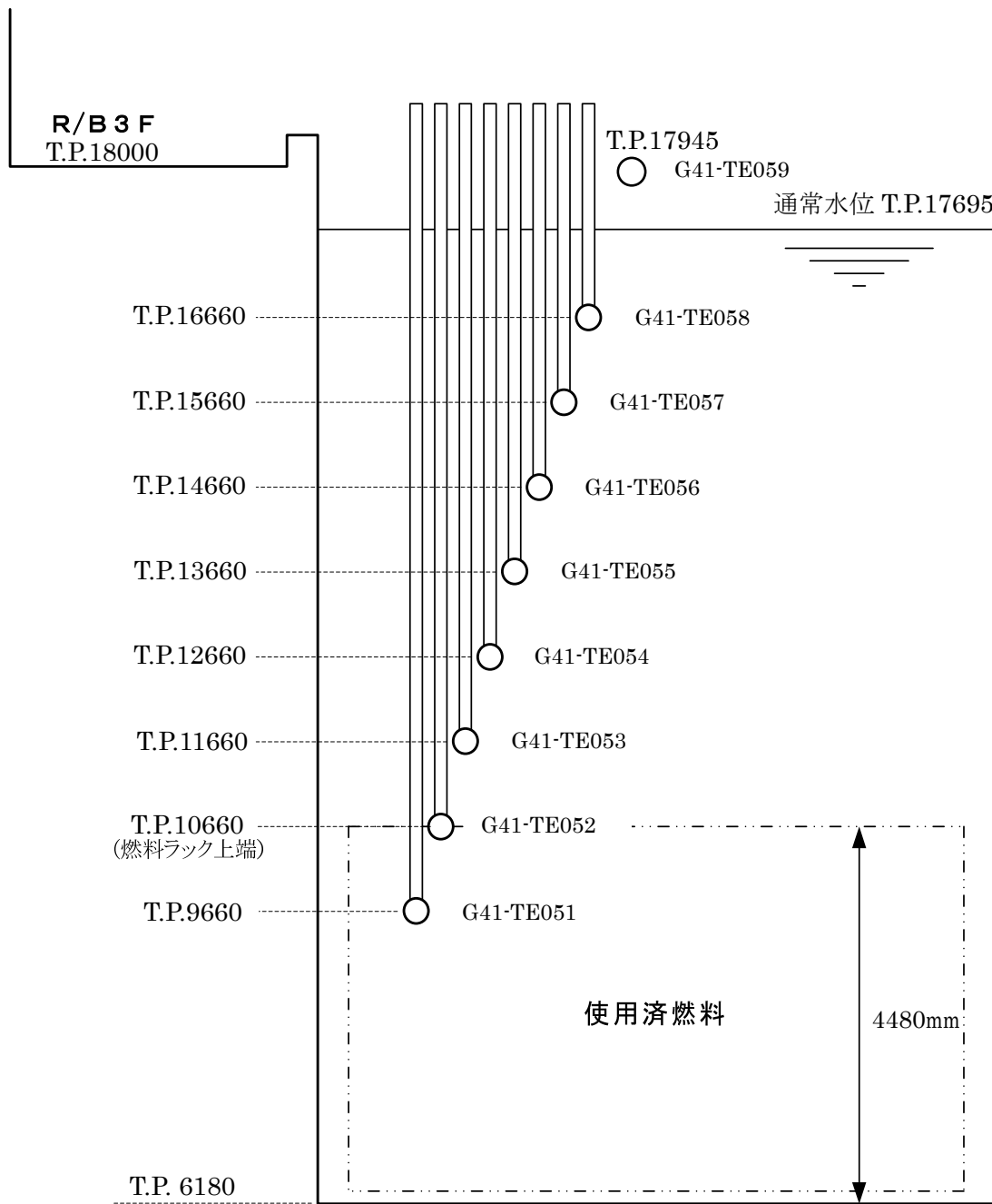
柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	11. 水素爆発防止及び放射性物質の拡散防止	(3)水素センサーの設置
設備関係の 対応状況/予定	<p>○設備, 資機材の数, スペックとその根拠</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水素の爆発限界4vol%を測定可能な水素センサー2台, 指示計1台を設置(水素は上層部に早い速度で滞留することから1台でも検出可能であるが冗長化を図り2台) <p>○改造, 補強等工事内容と実施の根拠</p> <ul style="list-style-type: none"> ・福島第一原子力発電所での水素爆発の教訓から, 水素爆発対策の強化としてR/Bトップベントを設置し, 海水系機能喪失及び全交流電源喪失後8時間以内にR/Bトップベント設備を開することで, 水素爆発限界まで水素をためない対策を実施した。その際に水素が滞留しやすいR/B3Fトップベント設備の天井付近の水素濃度を確認できるよう水素センサーを設置した。なお, 手順で速やかにR/Bトップベントをすること, 水素濃度確認は指示計で確認が可能であることから警報は設けない。 <p>○設置箇所</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水素センサー R/B3Fトップベント設備付近 ・水素指示計 R/B2F中央制御室 <div data-bbox="427 728 1449 1451" style="text-align: center;"> <p>原子炉建屋トップベント設備の設置</p> <p>建屋内水素センサーの設置</p> <p>中央制御室</p> <p>水素指示計</p> <p>水素センサー</p> <p>原子炉建屋</p> </div>	
運用手順の 整備状況/予定	○常設設備(常時水素濃度を計測)のためインサービスに関しての手順等は不要。	
訓練実績/予定	○常設設備のため訓練等のシミュレーションは計画していない。	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	○改善/課題事項は抽出されていないが, 今後も課題など気づき事項を継続抽出する。	

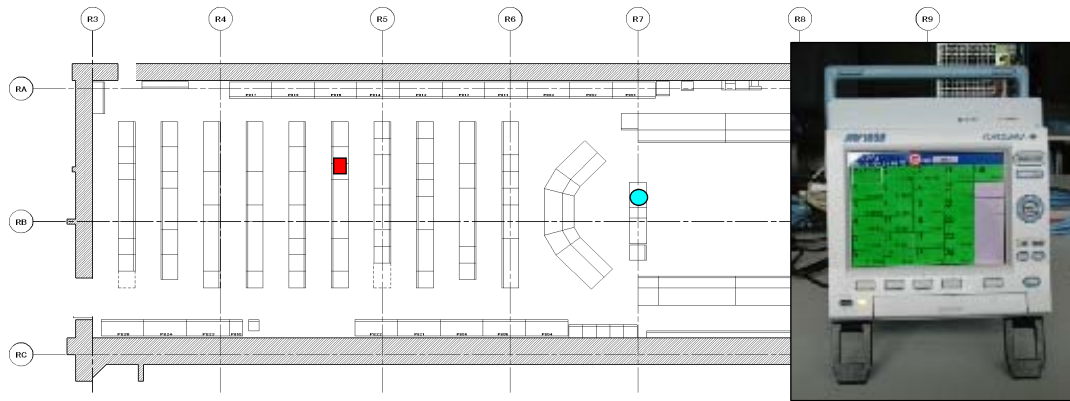
柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	12. 計測・監視機器	(1) SFP水位計設置
設備関係の 対応状況/予定	<p>○設備, 資機材の数, スペックとその根拠</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水位監視用として使用済燃料ラック上端から1m間隔(-1m~+6m, 気中)で計測出来る温度計(9点)(添付6. 2-12(1)(2/3)参照)を設置し, 仮設デジタルレコーダで監視。 <p>○改造, 補強等工事内容と実施の根拠</p> <ul style="list-style-type: none"> ・福島第一原子力発電所でのSFP水位低下時に水位が監視不可であった教訓から, SFPの監視強化としてSFPに温度計を設置し水位を監視する設備を設置した。また, 本件については, IAEA日本国政府報告書にも対策について記載されている。 <p>○設置/保管箇所(設置場所については(添付6. 2-12(1)(3/3))参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・温度計 SFP内設置 熱電対のため電源は不要 ・デジタルレコーダ プロセス計算機室保管 レコーダ内蔵電池にて7時間動作可能 	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全交流電源喪失後, SFP水位レベルの監視強化をするため, 中央制御室のSFP温度ケーブル端子台からデジタルレコーダ間への信号線接続を実施する。 ・運用手順については現在作成中 	
訓練実績/予定	<p>○訓練予定</p> <p>平成24年3月までに訓練を実施予定。</p>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○今後, 訓練等において改善事項, 課題などの抽出を継続的に行う。</p>	

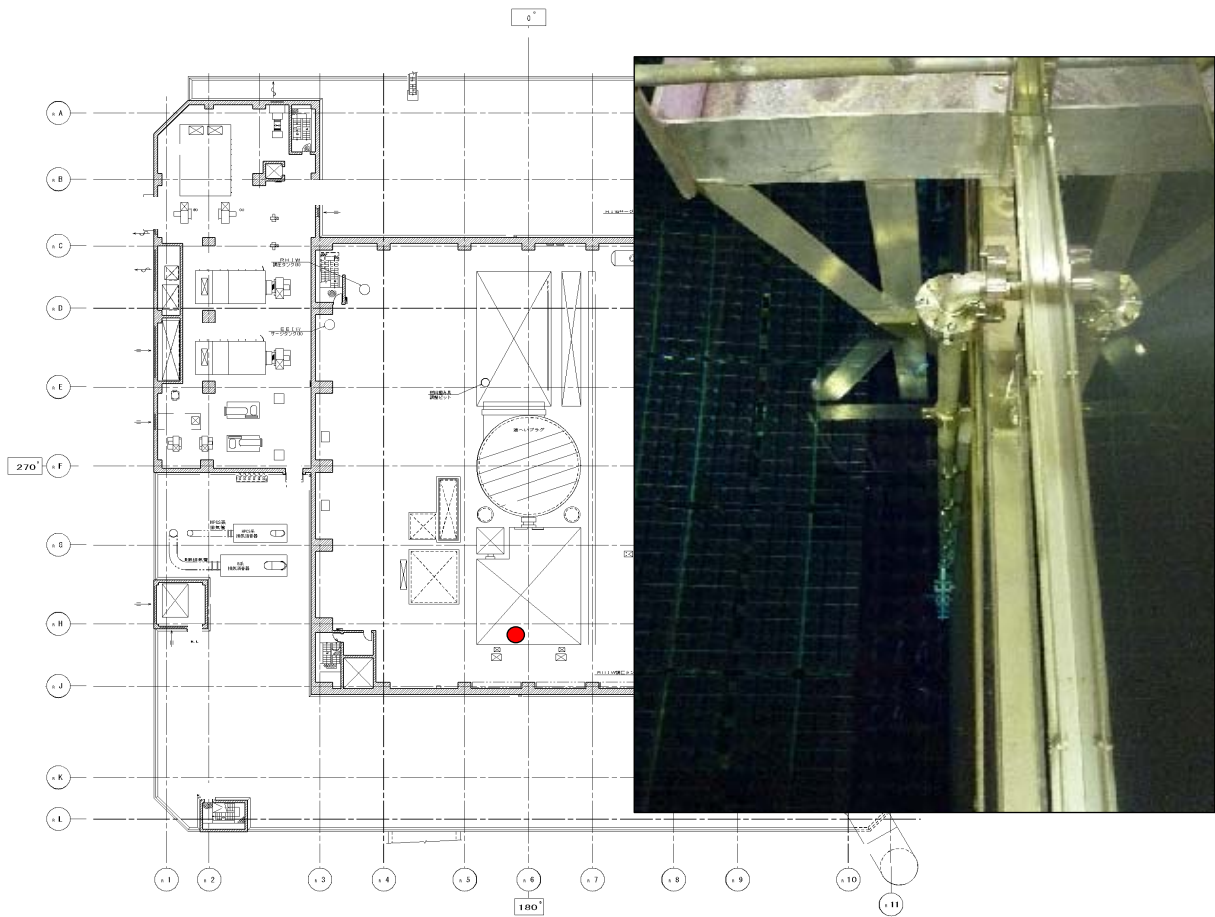
SFP水位計設置レベル相関図



SFP水位計 配置図



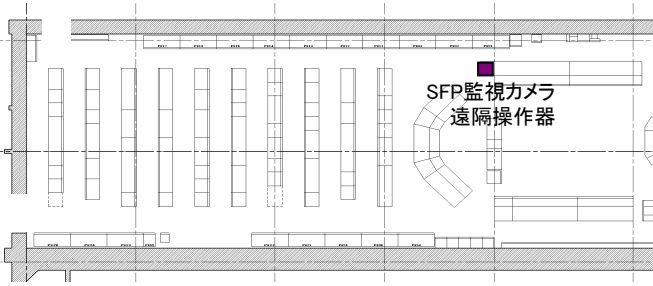

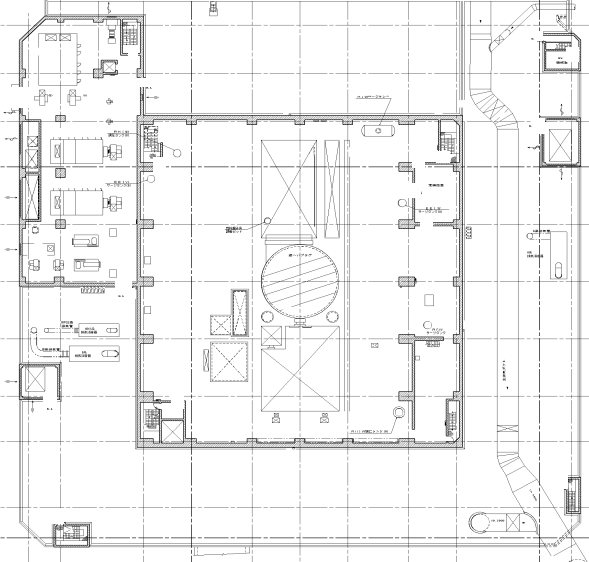

原子炉建屋付属棟 地上2階(中央制御室)



原子炉建屋 地上3階

- 凡例
- SFP水位計
 - 信号ケーブル取り出し盤
 - デジタルレコーダ

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	12. 計測・監視機器	(2)SFP監視カメラ設置
設備関係の 対応状況/予定	<p>○設備, 資機材の数, スペックとその根拠</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SFP監視カメラ1台, SFP監視カメラ遠隔操作器1台(中央制御室から遠隔操作により, SFPの状態を監視できる専用カメラを設置) <p>○改造, 補強等工事内容と実施の根拠</p> <ul style="list-style-type: none"> ・福島第一原子力発電所でのSFP水位低下時に水位が監視不可であった教訓から, SFPの監視強化としてSFP監視カメラを設置した。 <p>また, 本件については, IAEA日本国政府報告書にも対策について記載されている。</p> <p>○設置/保管箇所(設置場所については下図参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SFP監視カメラ R/B3F設置 ・SFP監視カメラ遠隔操作器 R/B2Fプロセス計算機室保管 ・信号ケーブル R/B2Fプロセス計算機室保管 	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容(運用手順については現在作成中)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全交流電源喪失後, SFPレベルの監視強化をするためSFP監視カメラを接続する。 ・SFP監視カメラ遠隔操作器及びSFP監視カメラ電源は, 電源車からの電源供給より確保。 ・中央制御室の既設ITVモニタにカメラ映像信号を接続する。 <div style="text-align: center;"> <p>原子炉建屋付属棟 地上2階(中央制御室)</p>  <p>SFP監視カメラ 遠隔操作器</p>  <p>SFP監視カメラ 配置図</p>  <p>SFP監視カメラ</p> <p>原子炉建屋 地上3階</p>  </div>	
訓練実績/予定	<p>○訓練予定</p> <p>平成24年3月までに訓練を実施予定。</p>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○今後, 訓練等において改善事項, 課題などの抽出を継続的に行う。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	12. 計測・監視機器	(3) 中央制御室監視計器の電源確保
設備関係の 対応状況/予定	<p>○必要機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・デジタルレコーダ(計器監視用) 24点式×2台 ・SRU(抵抗ユニット) 6点入力×1台 ・蓄電池(計器電源)DC12V×2台 計器6台に対し約13日間給電可能 ・蓄電池(放射線モニタ電源)DC12V×4台(±24V電圧として使用)モニタに対し約18時間給電可能 ・計装用ケーブル(計器電源) 一式 ・保管場所(プロセス計算機室) 	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容(詳細は添付6. 2-12(3)(2/2)参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全交流電源喪失後、直流125Vからバイタル交流電源へ給電されることにより中央制御室計器は監視可能であるが、1時間後RCIC電源の延命処置のためバイタル交流電源を含む直流電源の負荷カットを実施する。 ・バイタル交流電源の停止によりプラントパラメータ監視が不能となるため、電源車等による電源が確保されるまでの間、必要な検出器に可搬式蓄電池、デジタルレコーダ等を接続し、中央制御室にてプラントパラメータの監視を可能にする。 <p>監視可能とする計器 原子炉水位 原子炉圧力 D/W圧力 S/C圧力 S/C水温度 CAMS 放射線モニタ</p> <p>○運用手順は「津波アクシデントマネジメントの手引き」にて制定済み</p>	
訓練実績/予定	<p>○中央制御室監視用電源回復旧に伴う操作(リフト)は、通常から実施されている操作であるため、特に訓練を行う必要は無い。</p>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○日頃の運転操作の中での気づき事項等から、今後も改善事項、課題などの抽出を継続的に 行う。</p>	

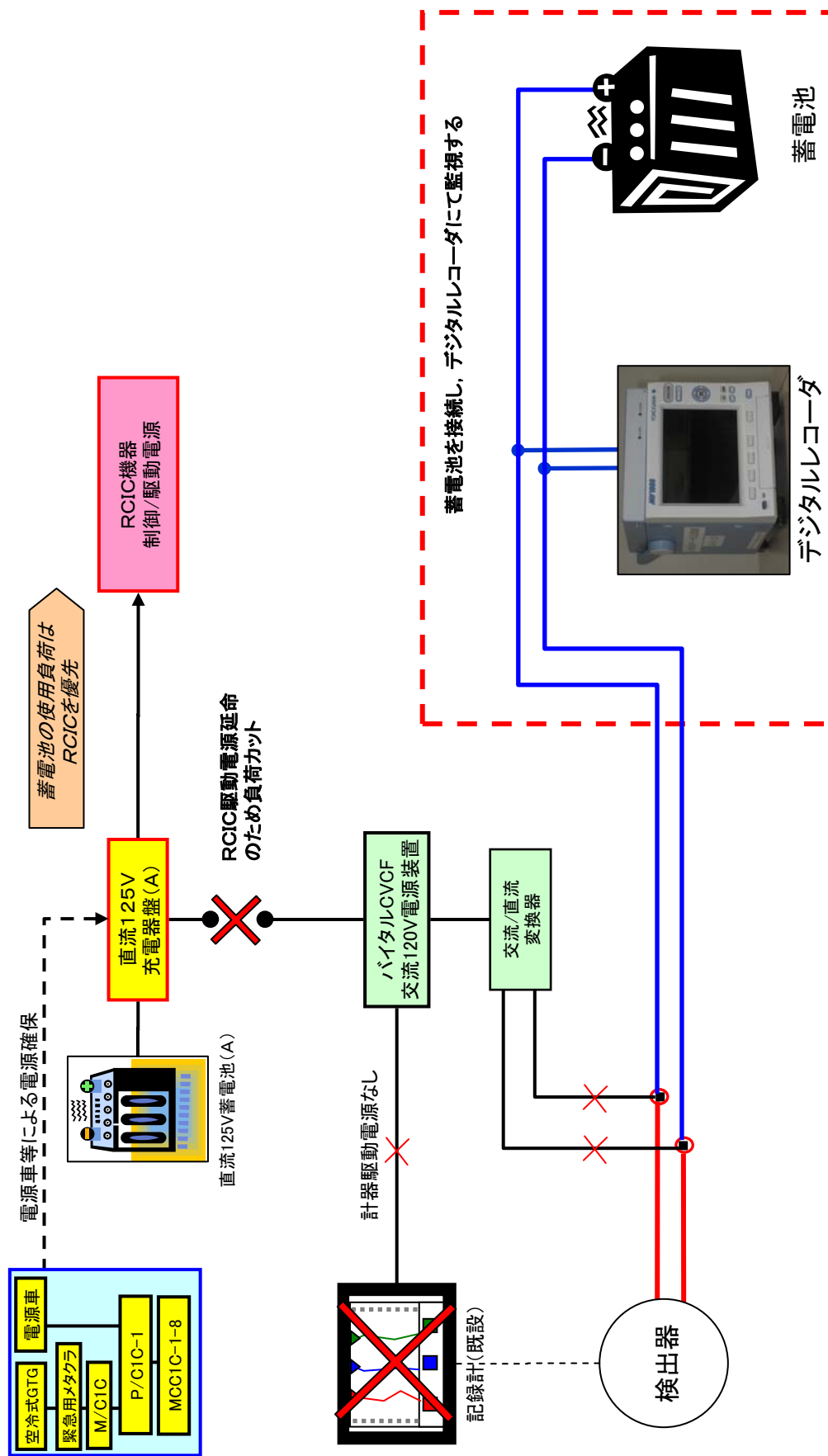
12. 計測・監視機器

(3) 中央制御室監視計器の電源確保

K-1

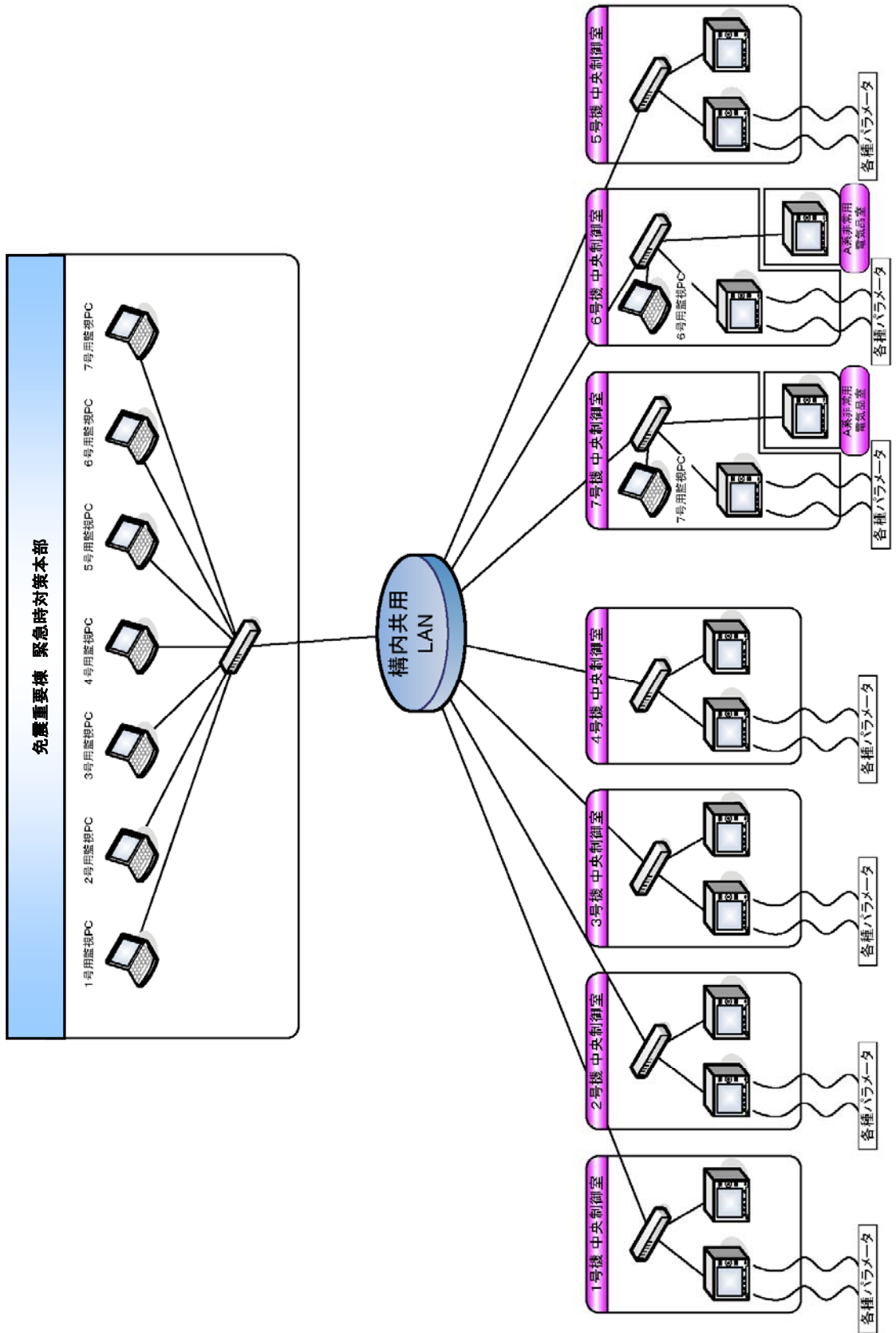
中央制御室にてプラントパラメータ監視が不能となった場合に、必要な検出器に可搬式蓄電池・デジタルレコーダ等を接続し、中央制御室にてプラントパラメータの監視を可能にする。
全交流電源喪失後CVCFにて電源が供給されるが、1時間経過後直流電源の負荷カットしRCICへの電源を確保する。
よって、計器監視不能となるため、蓄電池を接続して監視可能とする。

接続例



柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	12. 計測・監視機器	(4)デジタルレコーダ遠隔監視システムの設置
設備関係の 対応状況/予定	<p>○設備, 資機材の数, スペックとその根拠</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震及び電源喪失により, プロセス計算機が機能喪失した場合に, その一機能である緊急時対応情報表示システム機能も喪失し免震重要棟でプラントの監視パラメータの確認ができなくなることから, ネットワーク伝送機能を持つデジタルレコーダと構内共用LAN(添付6. 2-12(4)(2/4)参照)を利用して伝送することによりプラントパラメータ監視(添付6. 2-12(4)(3/4)参照)の補完を行う。 デジタルレコーダはプラントパラメータの各種信号に適合しており, 伝送された信号をパソコンにて監視可能である。 ・資機材については以下のとおり。 デジタルレコーダ 2台 (中央制御室) 監視用パソコン 1台 (免震重要棟) 仮設信号ケーブル 1式 (中央制御室) <p>○改造, 補強等工事内容と実施の根拠</p> <ul style="list-style-type: none"> ・既設の計器の信号を利用することから特になし。 <p>○保管箇所(設置箇所については添付6. 2-12(4)(4/4)参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・デジタルレコーダ, 仮設信号ケーブル(プロセス計算機室) ・監視用パソコン(免震重要棟) 	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源は, 電源車からの電源供給より確保されていることを確認。 ・中央制御室主要パラメータ計器より, 仮設信号ケーブルでデジタルレコーダへ接続することにより, 中央制御室で主要パラメータを確認する。 ・デジタルレコーダを構内共用LANへ接続することで, 緊急時対策本部での監視も可能となる。 	
訓練実績/予定	<p>○訓練予定</p> <p>平成24年3月までに訓練を実施予定。</p>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○今後, 訓練等において改善事項, 課題などの抽出を継続的に行う。</p>	

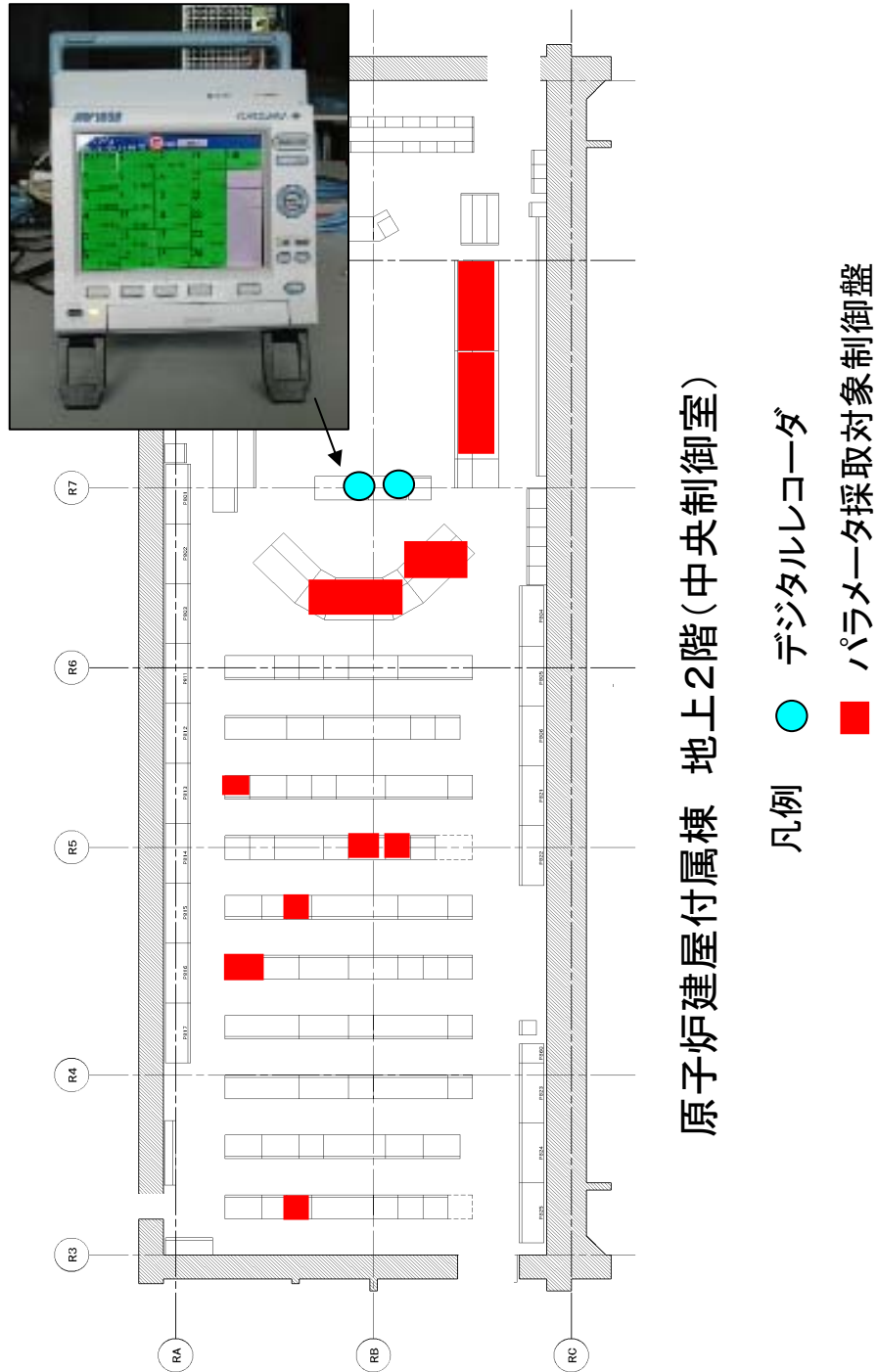


デジタルレコーダ遠隔監視システム 構成図



デジタルレコーダ遠隔監視システム 測定点リスト

	計器名称	測定範囲	信号取出パネル
1-1	原子炉水位(広帯域)(B)	-3800~+1500mm	H11-P700
1-2	原子炉水位(燃料域)(B)	-3800~+1300mm	H11-P704-2
1-3	原子炉圧力(B)	0~10MPa	H11-P704-2
1-4	サプレッションチェンバ圧力(B)	0~1000kPa abs	H11-P701
1-5	B系サプレッションプール水温度(163°)	0~150°C	H11-P646
1-6	B系サプレッションプール水温度(343°)	0~150°C	H11-P646
1-7	原子炉水位(広帯域)(A)	-3800~+1500mm	H11-P704-1
1-8	原子炉水位(燃料域)(A)	-3800~+1300mm	H11-P704-1
1-9	原子炉圧力(A)	0~10MPa	H11-P704-1
1-10	サプレッションチェンバ圧力(A)	0~1000kPa abs	H11-P704-1
1-11	A系サプレッションプール水温度(163°)	0~150°C	H11-P645
1-12	A系サプレッションプール水温度(343°)	0~150°C	H11-P645
1-13	ドライウェル圧力	0~1000kPa abs	H11-P657
1-14	サプレッションプール水位	-1600~5500mm	H11-P657
2-1	非常用復水貯蔵槽水位	0~12m	H11-P700
2-2	常用復水貯蔵槽水位	0~12m	H11-P700
2-3	原子炉格納容器(D/W)内雰囲気放射線レベル	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	H11-P638
2-4	原子炉格納容器(S/C)内雰囲気放射線レベル	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	H11-P638
2-5	原子炉格納容器内温度	0~200°C	H11-P678-1
2-6	非常用ガス処理系排ガス放射線モニタA	$10^{-13} \sim 10^{-6}$ A	H11-P704-1
2-7	RPV温度(給水ノズルN4Bセーフエンド温度)	0~300°C	H11-P614
2-8	RPV温度(RPV下鏡下部温度)	0~300°C	H11-P614
2-9	RPV/PCV注水流量	0~250m ³ /h	H11-P657
2-10	ペDESTAL注水流量	0~100m ³ /h	H11-P657
2-11	使用済燃料プール水温度	0~300°C	H11-P614
2-12	使用済燃料プールエリア雰囲気温度	0~120°C	H11-P645
2-13	使用済燃料プール水温度(燃料ラック上端+6000mm)	0~120°C	H11-P645
2-14	使用済燃料プール水温度(燃料ラック上端+5000mm)	0~120°C	H11-P645
2-15	使用済燃料プール水温度(燃料ラック上端+4000mm)	0~120°C	H11-P645
2-16	使用済燃料プール水温度(燃料ラック上端+3000mm)	0~120°C	H11-P645
2-17	使用済燃料プール水温度(燃料ラック上端+2000mm)	0~120°C	H11-P645
2-18	使用済燃料プール水温度(燃料ラック上端+1000mm)	0~120°C	H11-P645
2-19	使用済燃料プール水温度(燃料ラック上端)	0~120°C	H11-P645
2-20	使用済燃料プール水温度(燃料ラック上端-1000mm)	0~120°C	H11-P645

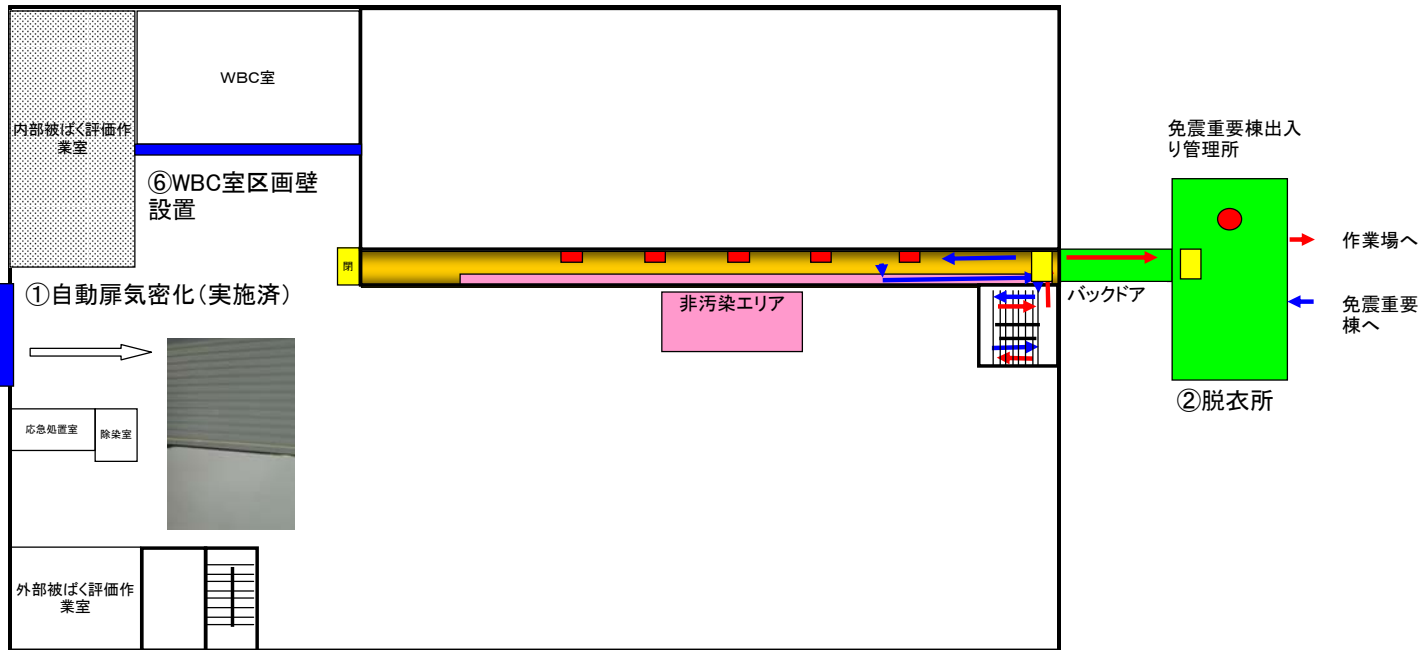
デジタルレコーダ遠隔監視システム 配置図



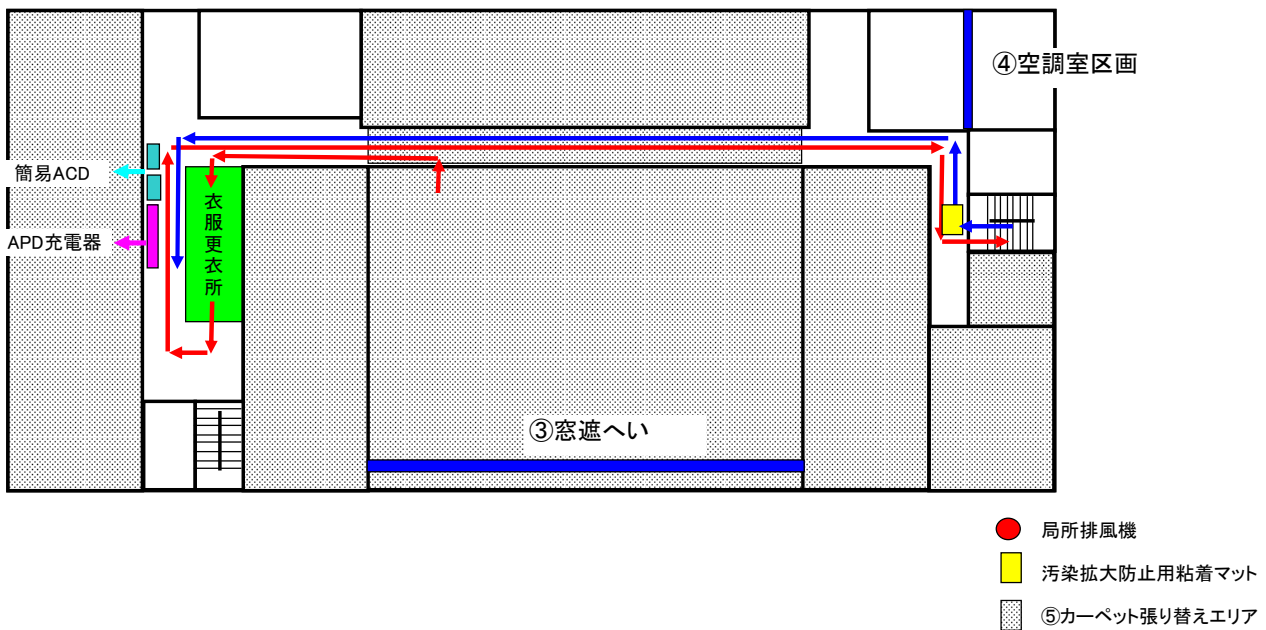
柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	13. 緊急時体制強化	(1) 緊急時対策本部環境改善
設備関係の 対応状況/予定	<p>緊急時対策本部となる免震重要棟内の汚染, 放射線量上昇抑制対策</p> <p>【配備済み】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○室内ヨウ素, ダスト流入抑制 ・局所排風機 6台 ・汚染拡大防止用粘着マット 240枚 <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div style="text-align: center;">  <p>局所排風機</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>汚染拡大防止用粘着マット</p> </div> </div> <p>【完了】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自動扉気密化(止水対策で実施)(添付6. 2-13(1)(2/3)イメージ図①) <p>【平成24年度完了予定】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○室内ヨウ素, ダスト流入抑制 ・免震重要棟に接続する脱衣所設置(添付6. 2-13(1)(2/3)イメージ図②) ・復旧作業員の更衣休憩所設置(添付6. 2-13(1)(3/3)イメージ図) ・空調正圧化(ドア開閉時のダスト流入抑制) ○外部被ばく線量抑制 ・窓遮へい設置(添付6. 2-13(1)(2/3)イメージ図③) ○室内汚染の拡大防止 ・空調室区画設置(フィルタ交換時の汚染拡大抑制)(添付6. 2-13(1)(2/3)イメージ図④) ・カーペット張り替え(室内汚染蓄積抑制)(添付6. 2-13(1)(2/3)イメージ図⑤) ・WBC室区画壁設置(機器汚染抑制)(添付6. 2-13(1)(2/3)イメージ図⑥) <p>※イメージ図は, 検討案であり, 完了状態を示すものではない。</p>	
運用手順の 整備状況/予定	○運用手順が必要な項目なし。	
訓練実績/予定	○機材による対策のため訓練項目なし。	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	○課題事項は抽出されていないが, 今後も課題など気づき事項を継続抽出する。	

免震重要棟 1階

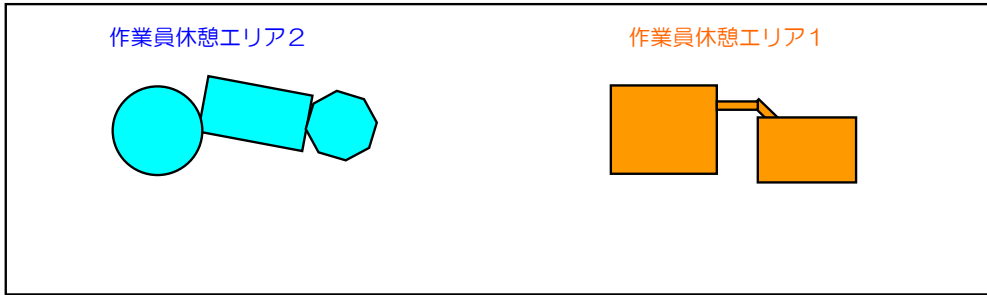


免震重要棟 2階

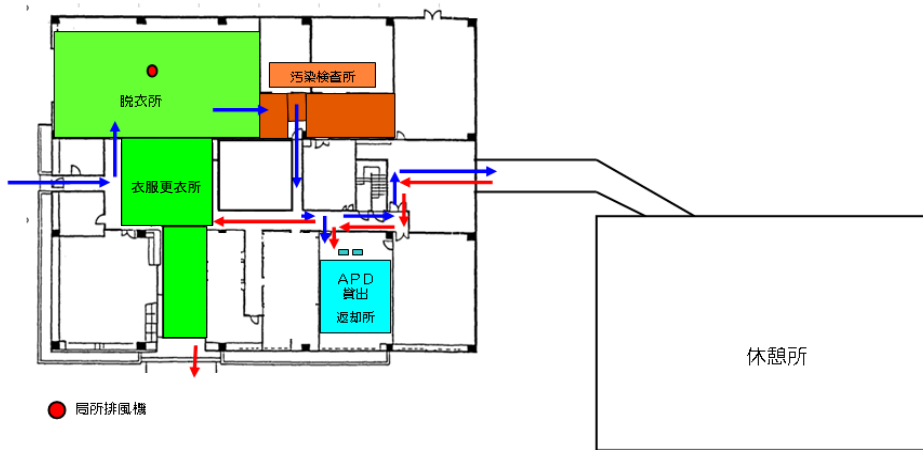


- 局所排風機
- 汚染拡大防止用粘着マット
- ⑤カーペット張り替えエリア

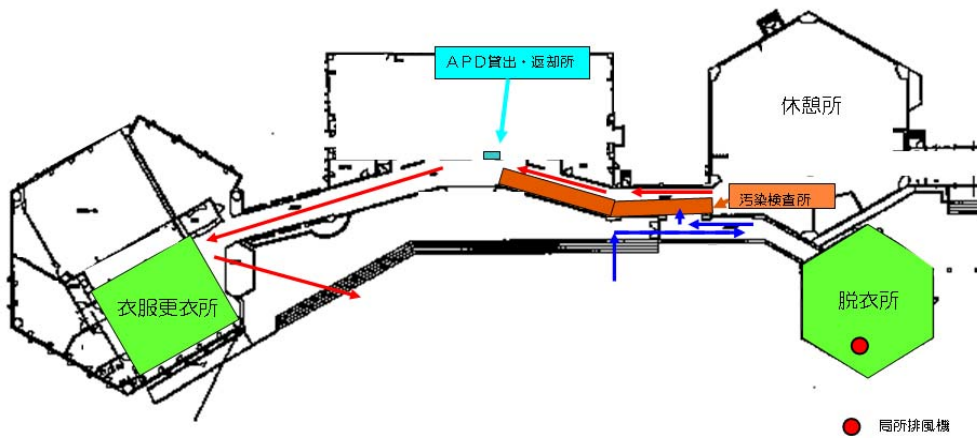
復旧作業者の更衣休憩所(設置例)



作業員休憩エリア1



作業員休憩エリア2



柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	13. 緊急時体制強化	(2)中央制御室環境改善
設備関係の 対応状況/予定	<p>○必要機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源車（詳細は添付6. 2-2(1)(1/5)～(5/5)参照） ・その他設備は常設設備を使用 	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容（詳細は添付6. 2-13(2)(2/2)参照）</p> <p>中央制御室空調全停による中央制御室の作業環境を確保するため、中央制御室の空調再循環運転を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室空調再循環運転のライン構成を実施する。 ・中央制御室空調の電源を電源車等より確保後、再循環運転を実施する。 ・CO2濃度の推移を確認し、必要に応じ外気取り入れを行う。 <p>○運用手順は「津波アクシデントマネジメントの手引き」で制定済み。</p>	
訓練実績/予定	<p>○電源確保以外の操作は通常操作であり、十分に習熟している。</p>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○日頃の運転操作の中での気づき事項等から、今後も改善事項、課題などの抽出を継続的に行う。</p>	

13. 緊急時体制強化

(2) 中央制御室環境改善

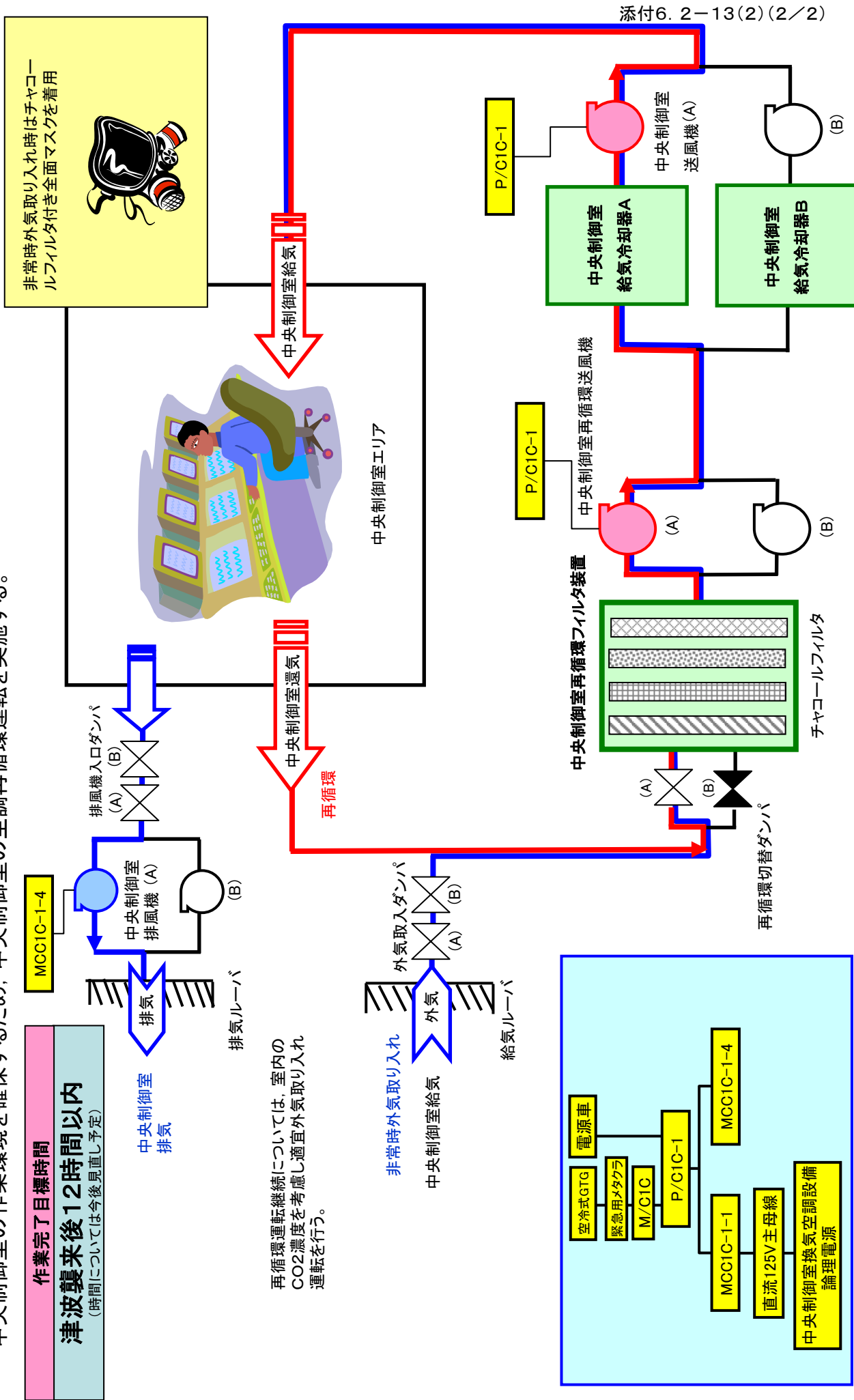
K-1

・中央制御室の作業環境を確保するため、中央制御室の空調再循環運転を実施する。

作業完了目標時間

津波襲来後12時間以内

(時間については今後見直し予定)



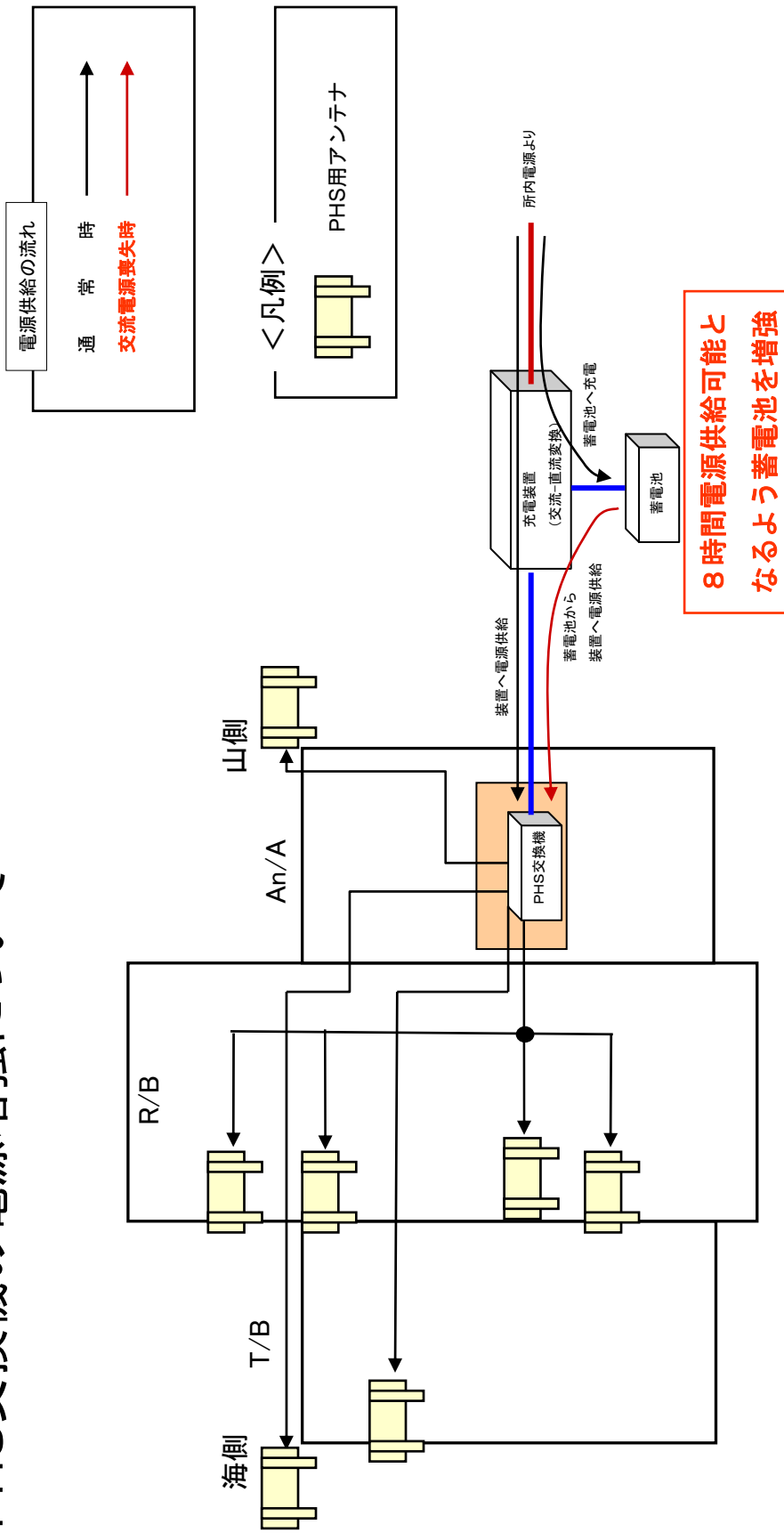
再循環運転継続については、室内のCO₂濃度を考慮し適宜外気取り入れ運転を行う。

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	13. 緊急時体制強化	(3)通信環境改善
設備関係の 対応状況/予定	<p>○必要機材</p> <p>(1)PHS交換機の電源増強を行う。(1号機は平成24年2月実施予定で手配済)</p> <p>(2)可搬型PHSアンテナを配備する。(1~7号機 共用で7台, 平成24年2月配備予定で手配済)</p> <p>(3)ページング装置の電源増強を行う。(平成23年11月対応済)</p> <p>(4)移動無線機を車両用1台・携帯用1台, 設置済。</p>	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容</p> <p>(1)PHS交換機専用の蓄電池は常時充電しており, 全交流電源喪失時には自動的に蓄電池供給へ切り替わるため, 回線切替操作等, 特別な操作は必要とせずに通常の通話手段が確保できる。</p> <p>(2)可搬型PHSアンテナは①PHSアンテナ②固定電話③通信機器④可搬型非常用発電機⑤通信ケーブルの5つを1セットとし, 発電所構内に7セットを常時配備する。緊急時は所員が運搬・設置することでPHS並びに固定電話による通話手段を確保する。電源は可搬型非常用発電機にて供給する。伝送路は交換機と異なる高速IPネットワークにて構築し, 免震重要棟から延長する。</p> <p>(3)ページング用蓄電池は常時充電しており, 全交流電源喪失時には自動的に蓄電池供給へ切り替わるため, 非常時に回線切替操作等, 特別な操作は必要とせずに通話・拡声手段が確保できる。運用手順は不要。</p> <p>(4)通常時も運用しているため非常時に回線切替操作等, 特別な操作は必要とせずに通話手段が確保できる。</p>	
訓練実績/予定	<p>○訓練内容</p> <p>(1)蓄電池の機能維持のため, 定期点検を実施する。</p> <p>(2)設備の配備が終わり次第, 動作確認を実施するとともに, 操作・設営訓練を実施する。</p> <p>(3)蓄電池の機能維持のため, 定期点検を実施する。</p> <p>(4)平成23年4月28日, 全号機訓練を実施済。</p>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○改善実績/課題事項</p> <p>(1)なし</p> <p>(2)設備の配備が終わり次第, 操作・設営訓練を実施する。</p> <p>(3)なし</p> <p>(4)電波の届かないエリアがあるため, 早急に正確な不感エリアを把握し対策を講じる。</p>	

13. 緊急時体制強化 (3)通信環境改善 K1 PHS交換機電源増強 イメージ図

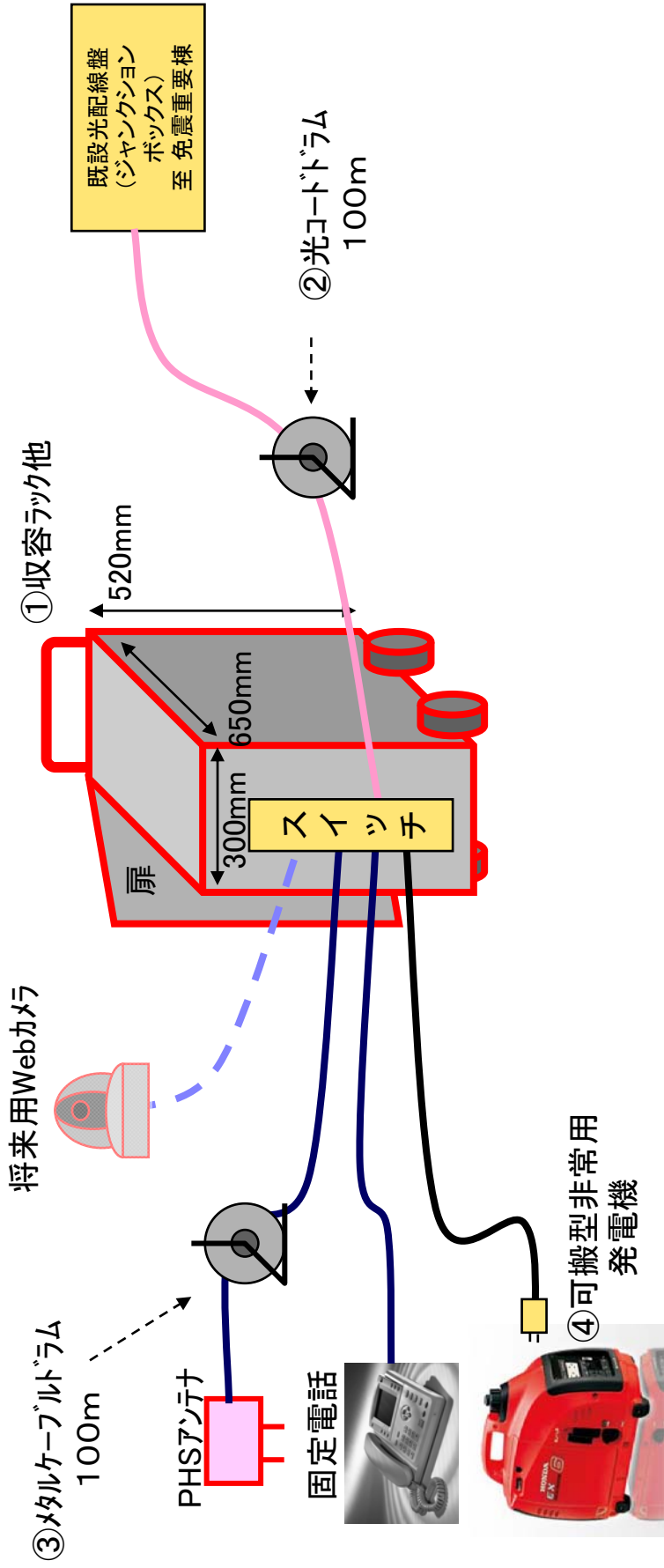
■ PHS交換機の電源増強について



13. 緊急時体制強化 (3)通信環境改善 K1 可搬型PHSアンテナ イメージ図

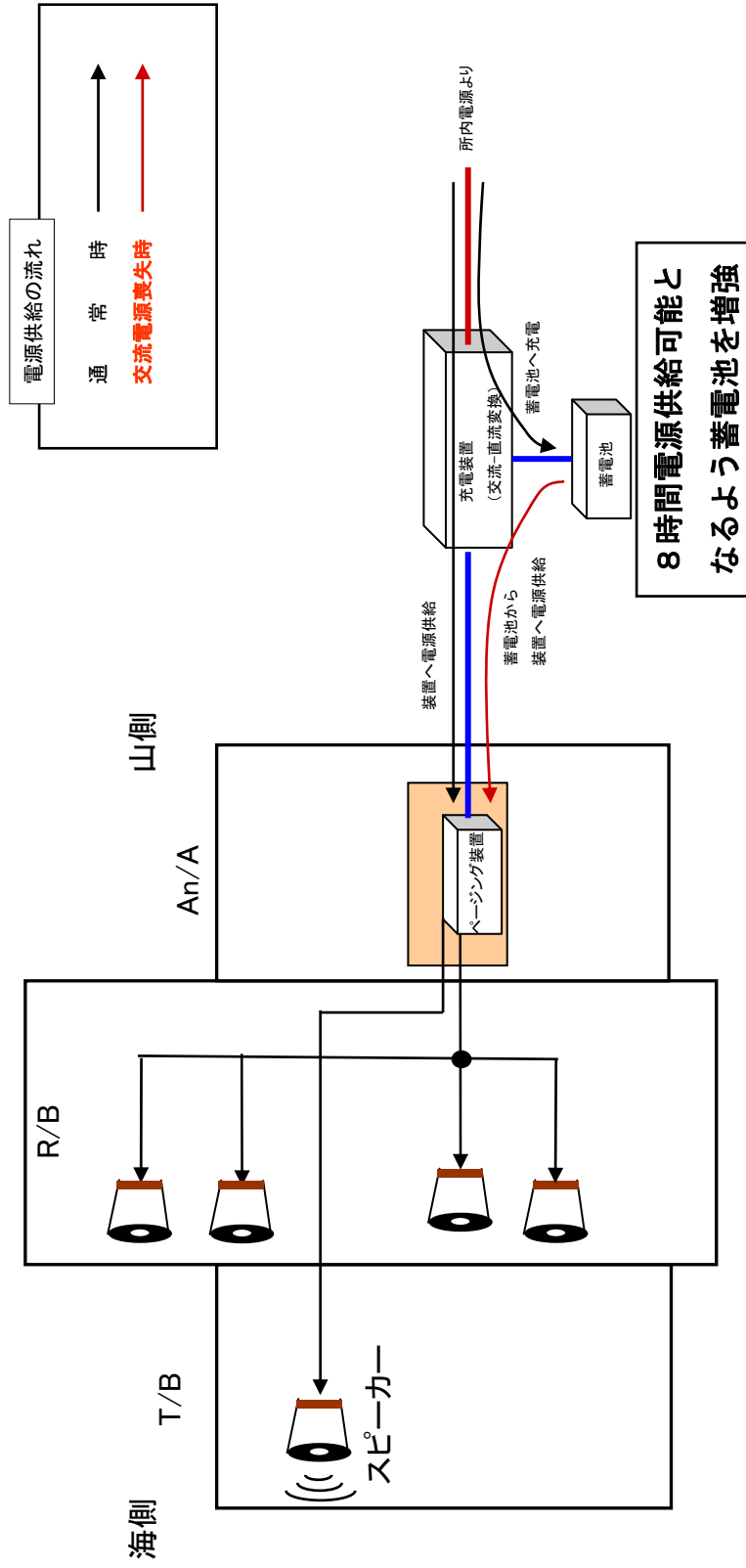
■可搬型PHSアンテナの構成について

- ・可搬型PHSアンテナについては、交換機の伝送ルートとは別の高速IPネットワークにて構築をおこなない、IP網でPHSアンテナを免震重要棟から延長できるように構成する。
- ・既設光ジャンクッションBOXより光コネクタにて回線を構築できるようにする。
- ・装置の配備台数については、7台とする。(各号機1台ずつ)

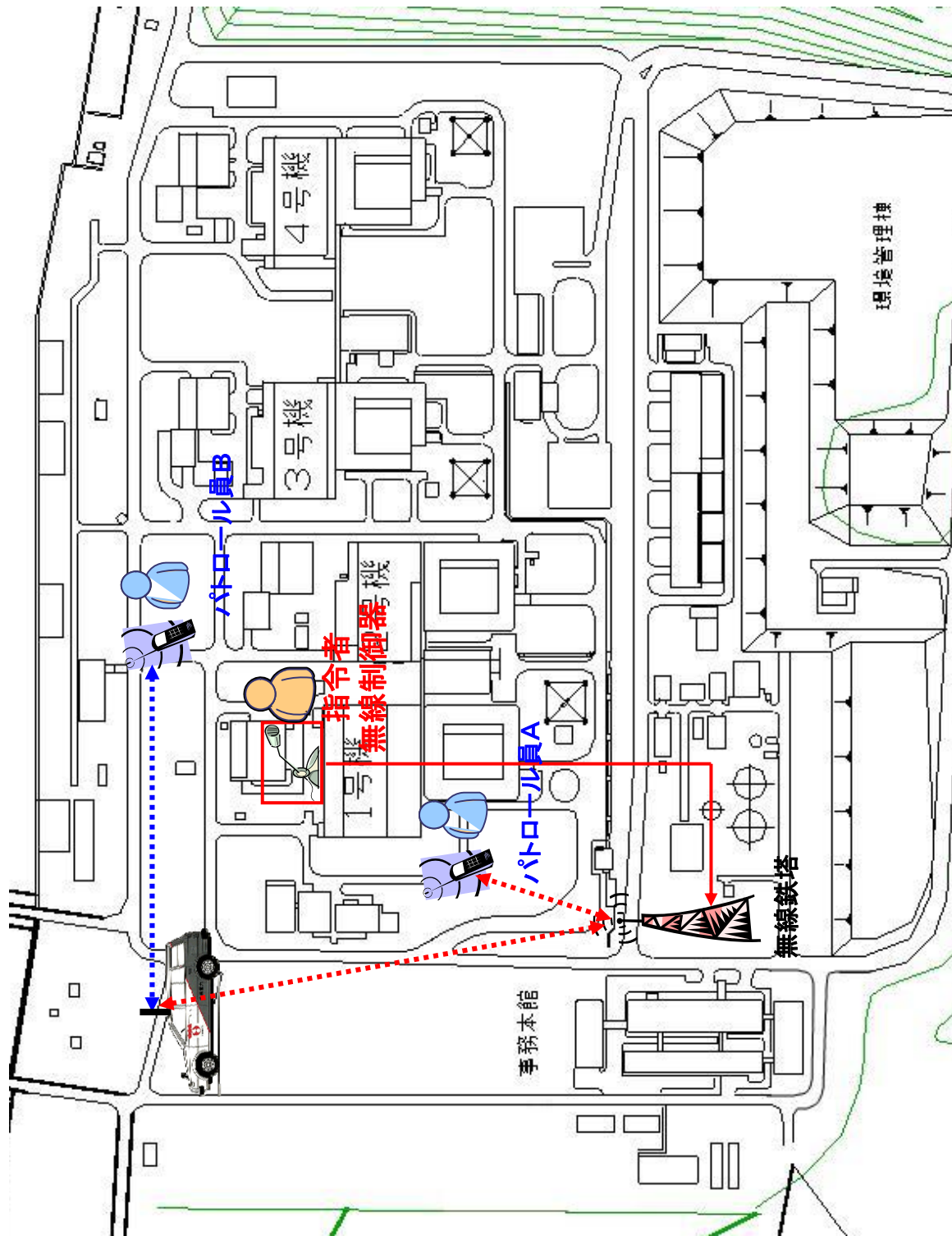


13. 緊急時体制強化 (3)通信環境改善 K1 ページング装置電源増強 イメージ図

■ ページング装置の電源増強について



13. 緊急時体制強化 (3)通信環境改善 K1 移動無線 イメージ図



添付6. 2-13(3)(5/5)

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	13. 緊急時体制強化	(4) 瓦礫撤去
設備関係の 対応状況/予定	<p>○重機配備台数(詳細は添付6. 2-13(4)(2/4)参照) これまでの訓練結果などから、当初配備(平成23年4月7日)した2台の重機(ホイールローダ)で荒浜側、大湊側の緊急車輛等の通行ルートを確認できると考えているが、初期対応に万全を期すため、ホイールローダ2台の追加配備、より迅速な瓦礫撤去、走行ルート確保を図るため、油圧ショベル3台の新規配備により、重機台数を2台から7台に増強し、平成23年11月24日に配備を完了した。また、通行ルートの段差発生時に対応するため砕石(30m³)をストックしている。</p> <p>(構内配備重機)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ホイールローダ 4台(2.3m³級2台を3.0m³級2台に更新, 3.0m³級2台追加) ・油圧ショベル 3台(0.4m³級1台, 0.7・1.2m³級各1台:3台追加) 計7台(5台追加) <p>○重機配備場所 高台(T.P.+36m)に配備</p> <p>○砕石ストック場所 高台(T.P.+36m)重機配備場所と同じ</p> <p>○重機の運転要員 重機の運転要員については、招集判断基準に沿って、災害発生2時間以内に参集する体制。 現状、外部委託により重機運転要員を確保しているが、緊急時のより確実な運転員確保を図るため、当社社員についても現在運転資格取得中。</p> <p>*参考(招集判断基準)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・柏崎, 刈羽, 出雲崎のいずれかで震度5以上の揺れを観測時 ・新潟県内で震度6以上の揺れを観測時 ・新潟県内で、大津波警報の発令時 	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容(詳細は添付6. 2-13(4)(3/4), (4/4)参照) プラントの運転状態や瓦礫の状況に応じて通行ルート(1車線分約3m)を確保していくことになる。</p> <p>瓦礫処理時間としては、下記のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転要員招集完了 災害発生2時間以内 要員招集完了後、速やかに走行ルート確保、瓦礫処理に出発 	
訓練実績/予定	<p>○訓練実績 平成23年4月11・20・28日, 5月25日に訓練を実施済。</p>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○訓練の結果、改善/課題事項は抽出されていないが、今後も課題など気づき事項を継続抽出する。</p>	

地震・津波発生後の緊急車両通行路の確保について

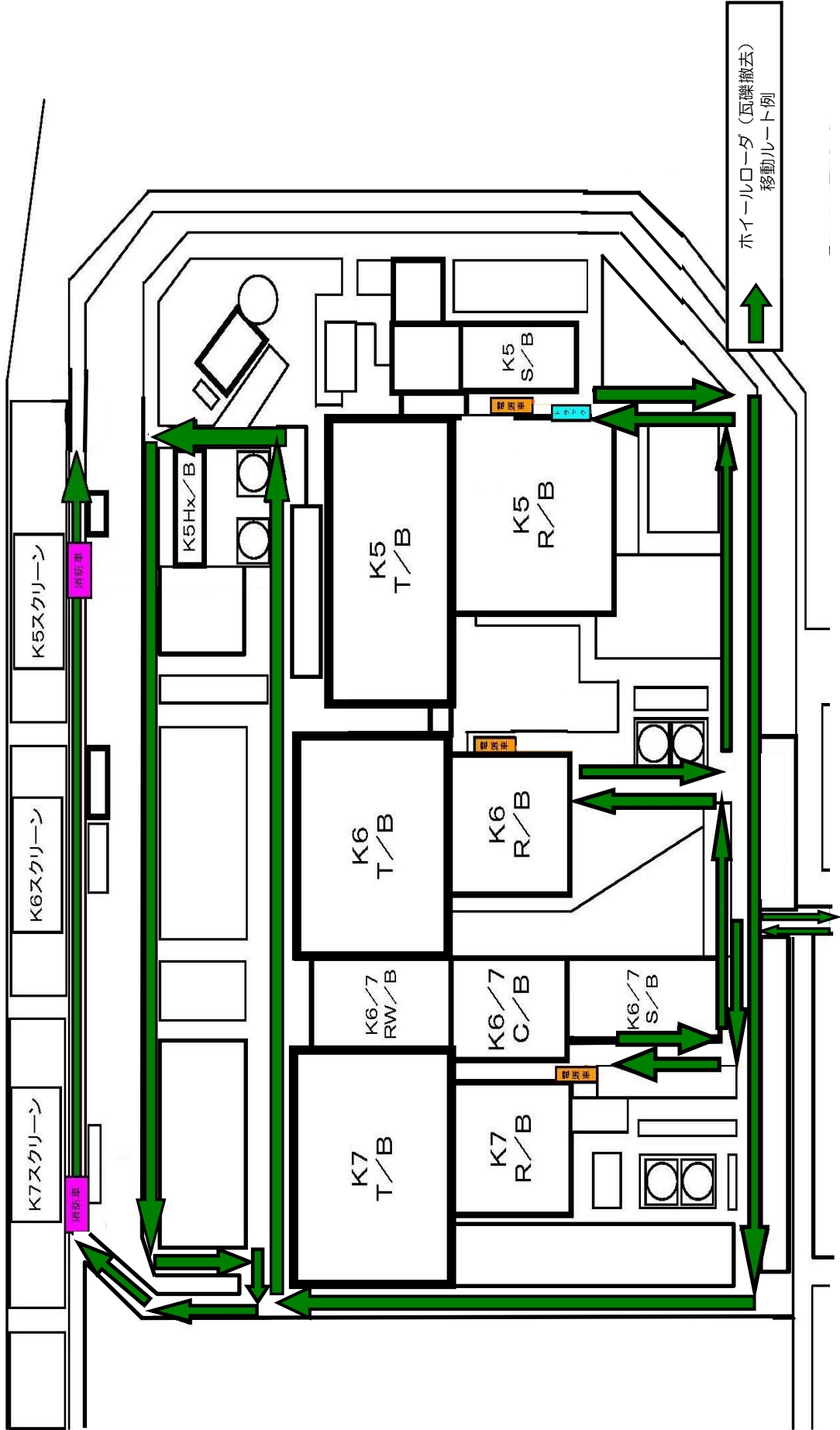
重機配備状況



緊急車両通行路の確保(1~4号機 防護区域内)

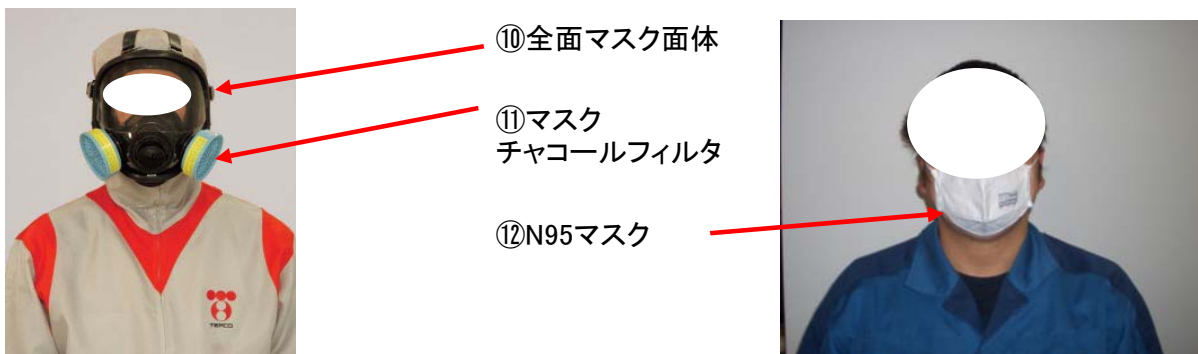
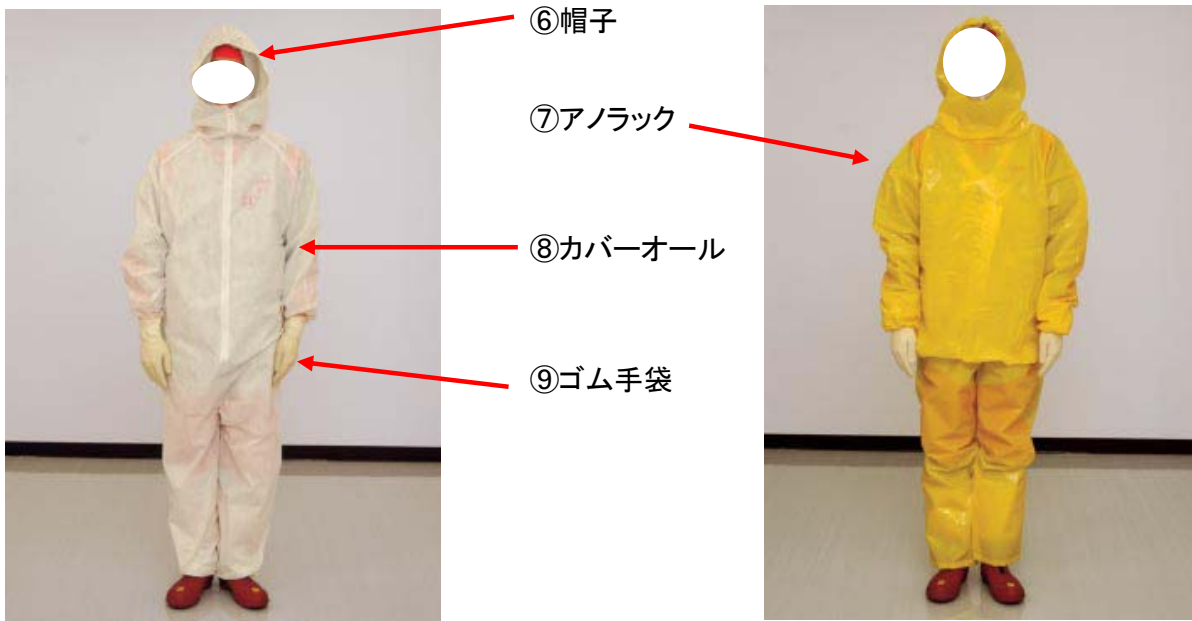
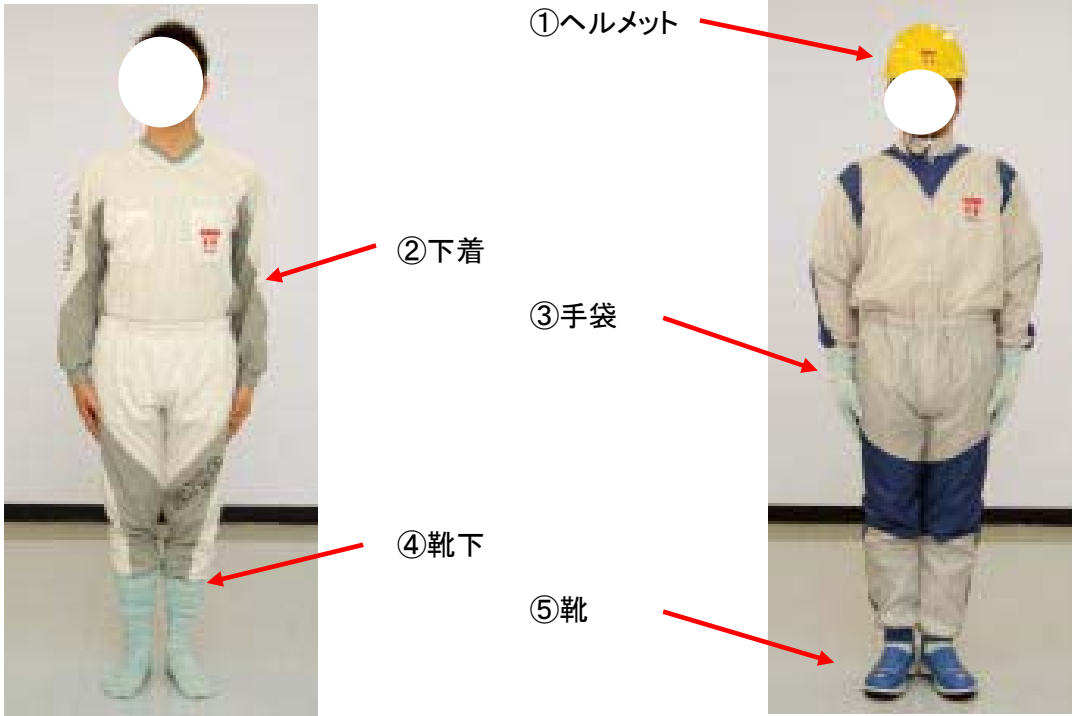


緊急車両通行路の確保(5～7号機 防護区域内)



柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	13. 緊急時体制強化	(5) 装備品の配備
設備関係の 対応状況/予定	<p>放射性物質放出時における復旧作業員装備の確保</p> <p>【全必要数】</p> <p>○福島第一原子力発電所事故実績から調達までの8日分を確保(添付6. 2-13(5)(2/3)参照)</p> <p>①ヘルメット100個 ②下着4000着 ③手袋8000双 ④靴下12000足 ⑤靴100足 ⑥帽子8000枚 ⑦アノラック3200着 ⑧カバーオール8000着 ⑨ゴム手袋16000双 ⑩全面マスク面体500個 ⑪マスクチャコールフィルタ4000セット ⑫N95マスク4000枚</p> <p>○初動対応として発電所建屋(管理区域)内での放射線測定等に必要な数量を確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自給式呼吸保護具14台(添付6. 2-13(5)(3/3)①参照) ・高線量対応防護服14着(添付6. 2-13(5)(3/3)②参照) <p>(例)現場2名対応×7プラント</p> <p>○中央制御室操作員の初期対応機材として1日分を中央制御室(1~7号機)に確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・下着24着 ・手袋24双 ・靴下24足 ・靴12足 ・帽子24枚 ・アノラック28着 ・カバーオール24着 ・ゴム手袋48双 ・全面マスク面体130個 ・マスクチャコールフィルタ130セット ・N95マスク49枚 <p>※被ばく線量管理に関する装備品は、添付6. 2-13(7)(2/8)参照</p> <p>【配備完了数量】</p> <p>○保安倉庫2階(T.P.15m)に仮保管</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ヘルメット100個 ・下着4000着 ・手袋8000双 ・靴下12000足 ・靴100足 ・帽子8000枚 ・アノラック3200着 ・カバーオール8000着 ・ゴム手袋16000双 ・全面マスク面体500個 (500個の内200個は1号機S/B2階(T.P.9.4m)に仮保管中。平成23年度中に保安倉庫2階に移動予定) ・マスクチャコールフィルタ4000セット ・N95マスク4000枚 ・自給式呼吸保護具14台 <p>○免震重要棟に配備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高線量対応防護服14着 <p>○中央制御室(1~7号機)に配備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・下着24着 ・手袋24双 ・靴下24足 ・靴12足 ・帽子24枚 ・アノラック28着 ・カバーオール24着 ・ゴム手袋48双 ・全面マスク面体130個 ・マスクチャコールフィルタ130セット ・N95マスク49枚 <p>【平成24年度完了予定】</p> <p>○保安倉庫2階からT.P.35mに設置予定の倉庫へ資材移動保管</p>	
運用手順の 整備状況/予定	○運用手順が必要な項目なし。	
訓練実績/予定	○自給式呼吸保護具の着用指導者訓練を予定(平成23年度中)	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	○課題事項は抽出されていないが、今後も課題など気づき事項を継続抽出する。	



①自給式呼吸保護具



②高線量対応防護服

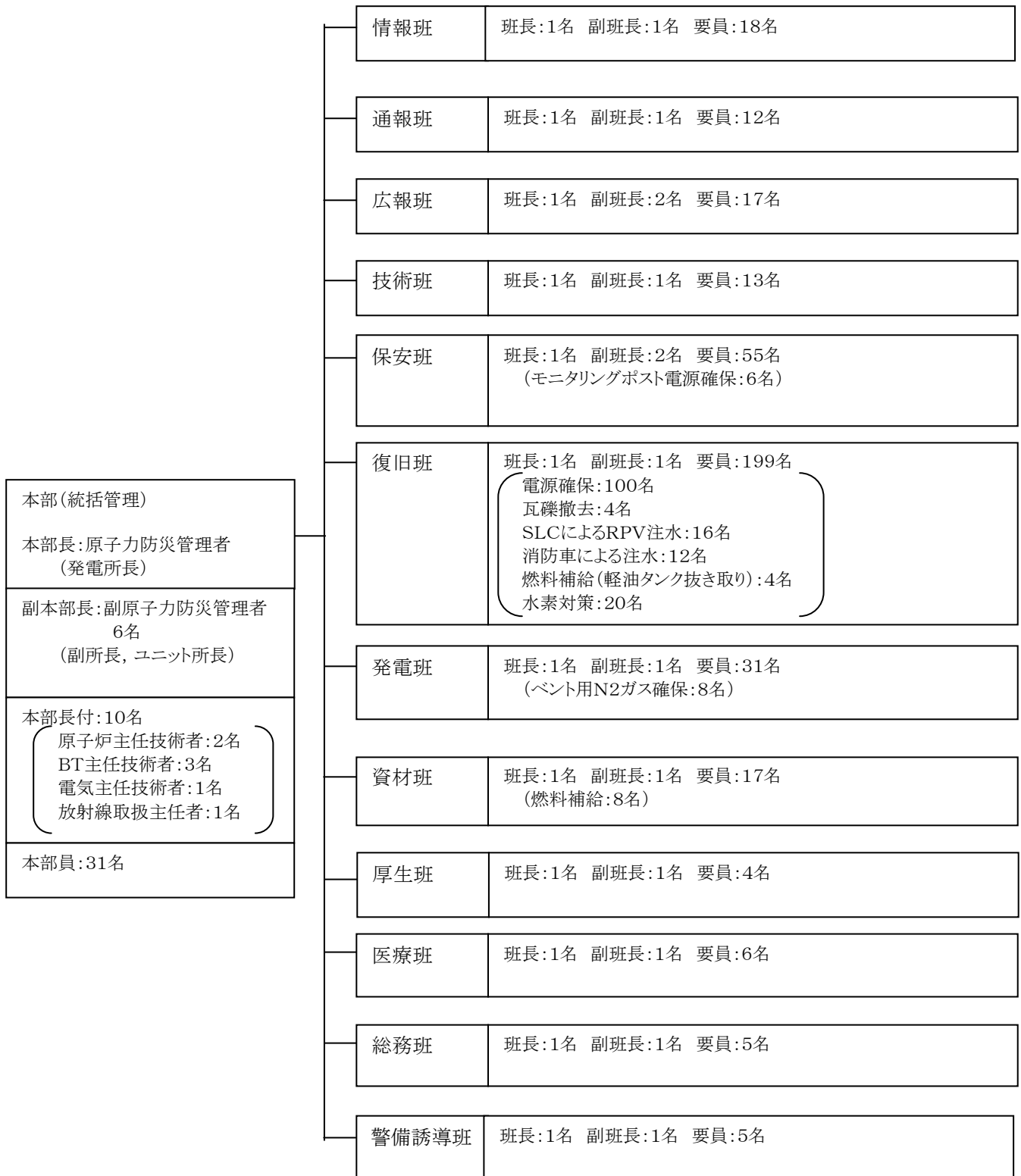
- ・重量約18kg
- ・遮へい能力 鉛2mm当量相当



柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	13. 緊急時体制強化	(6) 緊急時の体制
設備関係の 対応状況/予定	特になし(必要資機材等は各対策のページを参照)	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容(詳細な実施内容は各対策のページを参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・津波襲来時に必要となる人数を定めその2倍以上の緊急時対策要員を整備した。 ・予め号機毎の分担を定めてはならず、事象発生時には適宜人員を割り振る運用としているものの、全号機を対象としても対応可能となるよう要員数を定めている。 ・複数号機同時に事象が発生した場合においては、状況に応じた優先順位で対応するが、全号機同時に事象が発生しても必要な時間内に全号機への対応を完了させることができる。 <ul style="list-style-type: none"> －電源確保:100名(各号機同時対応を想定) －瓦礫撤去:4名(現在、社員の重機運転免許保有者の増員を進めている。) (荒浜側、大湊側号機への同時対応を想定) －SLCによるRPV注水:16名(荒浜側、大湊側に分かれての順次対応を想定) －ベント弁駆動用N2ガス確保:8名(荒浜側、大湊側に分かれての順次対応を想定) －モニタリングポスト電源確保:6名(各モニタリングポストへの順次対応を想定) －消防車による注水:12名(各号機への順次対応を想定) －消防車等への燃料補給:12名(各号機への順次対応を想定) －水素対策(トップベント):20名(各号機同時対応を想定) ・要員確保については以下の考え方で整備。 <ul style="list-style-type: none"> －休日3時間以内での参集可否について所員全員を対象に4回アンケート実施 －4回のアンケート結果から4回とも所員の約6割が参集可能と回答 －津波襲来時に必要な人数以上の所員が参集可能と判明 －必要要員の2倍を緊急時対策要員として交代要員を含め確保 	
訓練実績/予定	<p>○訓練実施状況</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急安全対策訓練(4回)を以下のとおり実施した。 <ul style="list-style-type: none"> 平成23年4月11日:1プラント(K1)を対象。 平成23年4月20日:複数プラント(4プラント(K1, K2, K5, K6))を対象。 平成23年4月28日:全号機を対象。 平成23年5月25日:夜間訓練を実施。 	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>○実施状況</p> <p>訓練において各対策への対応が可能であることを確認した。</p>	

緊急時態勢



※ 上記緊急時態勢は、津波襲来時の対応に必要な人数の2倍以上の要員を定めている。

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	13. 緊急時体制強化	(7)放射線管理(屋外放射線監視の充実)
設備関係の 対応状況/予定	<p>【完了】</p> <p>○モニタリングカー2台増設(既設も含め合計3台)(添付6. 2-13(7)(4/8), (5/8)参照)</p> <p>(1)既設1号車:①電離箱フィールドモニタ, ②ダストサンプラ, ③ダストモニタ, ④ヨウ素モニタ ⑤風向風速計, ⑥発電機, ⑦衛星携帯電話, ⑧無線機</p> <p>(2)増設2号車:①可搬型モニタリングポスト, ②電離箱サーベイメータ, ③ダストサンプラ ④風向風速計, ⑤発電機, ⑥衛星携帯電話, ⑦無線機</p> <p>(3)増設3号車:①電離箱サーベイメータ, ②シンチレーションサーベイメータ, ③ダストサンプラ ④ダストモニタ, ⑤ヨウ素モニタ, ⑥発電機, ⑦衛星携帯電話, ⑧無線機</p> <p>○環境管理棟電源強化(発電機1台設置) (添付6. 2-13(7)(5/8)参照)</p> <p>○気象観測装置増設(環境管理棟に設置)(添付6. 2-13(7)(5/8)参照) ①風向風速計, ②放射収支計, ③日射計, ④記録装置</p> <p>【平成23年度完了予定:更なる対策】</p> <p>○可搬型海水モニタ増設(既設も含め合計2台)(添付6. 2-13(7)(5/8)参照) ①可搬型海水モニタ(既設1台, 増設1台), ②発電機(増設2台), ③検出器保護管(増設2台)</p> <p>○核種分析装置移設(1号機ホットラボの1台を技能訓練棟に移設) (添付6. 2-13(7)(5/8)参照)</p>	
運用手順の 整備状況/予定	○運用手順が必要な項目なし。	
訓練実績/予定	○従来から実施している「緊急時環境モニタリング訓練」を年1回継続実施。	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	○課題事項は抽出されていないが, 今後も課題など気づき事項を継続抽出する。	

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	13. 緊急時体制強化	(7)放射線管理(外部被ばく線量, 内部被ばく線量管理の充実)
設備関係の 対応状況/予定	<p>【全必要数】</p> <p>福島第一原子力発電所事故実績を踏まえ、以下の数量を確保(添付6. 2-13(7)(6/8)(7/8)参照)</p> <p>○外部被ばく線量管理機材(免震重要棟に配備)</p> <p>①APD 500台</p> <p>②電子式積算線量計(滞在線量評価用)2台 配備</p> <p>③簡易ACD 4台</p> <p>○内部被ばく線量管理機材(免震重要棟に配備)</p> <p>④WBC 4台</p> <p>⑤移動式甲状腺モニタ 2台</p> <p>○放射線測定用機材(免震重要棟に配備)</p> <p>⑥シンチレーションサーベイメータ 7台 ⑦電離箱サーベイメータ 26台</p> <p>⑧中性子サーベイメータ 1台 ⑨ホットスポットモニタ 1台 ⑩汚染サーベイメータ 22台</p> <p>⑪ダストサンプラ 5台 ⑫ヨウ素サンプラ 12台</p> <p>⑬サンプラ用インバータ 7台</p> <p>○中央制御室操作員の初期対応機材(中央制御室に配備)</p> <p>①APD 49台(1~5号機各7台, 6/7号機14台)</p> <p>②電子式積算線量計(滞在線量評価用)6台(1~5号機各1台, 6/7号機1台)</p> <p>※全必要数量は、原子力事業者間相互融通を受けず自発電所で対応可能な数量</p> <p>【完了】</p> <p>○外部被ばく線量管理機材</p> <p>・APD 240台(免震重要棟120台, 正門40台, 固体廃棄物貯蔵庫30台, 固体廃棄物処理建屋50台)</p> <p>・電子式積算線量計(滞在線量評価用)2台</p> <p>○内部被ばく線量管理機材</p> <p>・WBC 4台</p> <p>○放射線測定用機材</p> <p>・シンチレーションサーベイメータ 7台 ・電離箱サーベイメータ 12台</p> <p>・中性子サーベイメータ 1台 ・ホットスポットモニタ 1台 ・汚染サーベイメータ 8台</p> <p>・ダストサンプラ 5台 ・ヨウ素サンプラ 5台 ・サンプラ用インバータ 7台</p> <p>○中央制御室操作員の初期対応機材</p> <p>・APD 49台</p> <p>・電子式積算線量計(滞在線量評価用) 6台</p> <p>○各S/B配備計測器の保管場所変更</p> <p>・保管場所を1階, 2階に移動</p> <p>※原子力事業者間における相互融通支援前の初期対応可能な数量</p> <p>・APDは、1F実績より事故後3日間の平均作業数約400人回/日(200人×2回/日)より想定</p> <p>【平成23年度完了予定:更なる対策】</p> <p>○外部被ばく線量管理機材</p> <p>・APD 380台(自発電所にて必要数量を確保するため増配備)</p> <p>・簡易ACD 4台(被ばく線量集計を自動化とするため増配備)</p> <p>○内部被ばく線量管理機材</p> <p>・移動式甲状腺モニタ 2台(免震重要棟内放射線量上昇によりWBCが使用できない場合を想定し増配備)</p> <p>○放射線測定用機材</p> <p>・電離箱サーベイメータ 14台 ・汚染サーベイメータ 14台 ・ヨウ素サンプラ 7台</p> <p>(自発電所にて必要数量を確保するため増配備)</p>	
運用手順の 整備状況/予定	○運用手順が必要な項目なし。	
訓練実績/予定	○簡易ACDによるAPD貸出し、個人線量集計訓練を予定。(平成23年度中)	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	○課題事項は抽出されていないが、今後も課題など気づき事項を継続検討する。	

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	13. 緊急時体制強化	(7)放射線管理(放射線管理要員の確保, 免震重要棟内動線の確保)
設備関係の 対応状況/予定	<p>【完了】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○保安班要員の増強 <ul style="list-style-type: none"> ・従来の36名体制から電源喪失前38名体制, 電源喪失後58名体制に増員 (添付6. 2-13(7)(8/8)参照) ○免震重要棟内の入退出, 汚染検査など動線確保(添付6. 2-13(1)(2/3)参照) ○保安資機材配備台帳の整備(免震重要棟配備) ○夜間作業の危険回避 <ul style="list-style-type: none"> ・ヘルメット照明30個(免震重要棟配備) 	
運用手順の 整備状況/予定	<ul style="list-style-type: none"> ○緊急時応急対策対応手順(保安班)を再整備予定。(平成23年度中) 	
訓練実績/予定	<ul style="list-style-type: none"> ○放射線管理要員確保項目のため訓練なし。 	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<ul style="list-style-type: none"> ○課題事項は抽出されていないが, 今後も課題など気づき事項を継続抽出する。 	

○モニタリングカー増設 (1)既設1号車

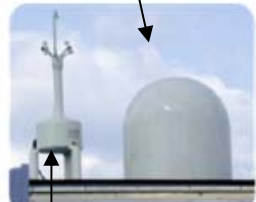


外観



車内全景

①電離箱フィールドモニタ
(検出器)



⑤風向風速計(発信器)



← ⑤風向風速計(表示部)
②ダストサンプラ →

①電離箱フィールドモニタ
(測定部)

③ダストモニター →
④ヨウ素モニター →



⑥発電機



⑦衛星携帯電話



⑧無線機

(2)増設2号車



外観



①可搬型モニタリングポスト



②電離箱サーベイメータ



③ダストサンプラ



④風向風速計



⑤発電機



⑥衛星携帯電話

⑦無線機

(3) 増設3号車



外観



①電離箱サーベイメータ



②シンチレーションサーベイメータ



④ダストモニタ



⑤ヨウ素モニタ



③ダストサンプラ



⑥発電機



⑦衛星携帯電話 ⑧無線機

○環境管理棟電源強化



発電機

○気象観測装置増設



①風向風速計



②放射収支計

③日射計



④記録装置

○可搬型海水モニタ増設



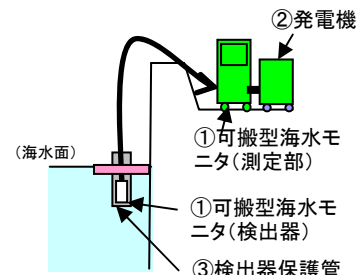
①可搬型海水モニタ
(検出器)



①可搬型海水モニタ
(測定部)



②発電機



可搬型海水モニタイメージ図

○核種分析装置移設



核種分析装置

①APD

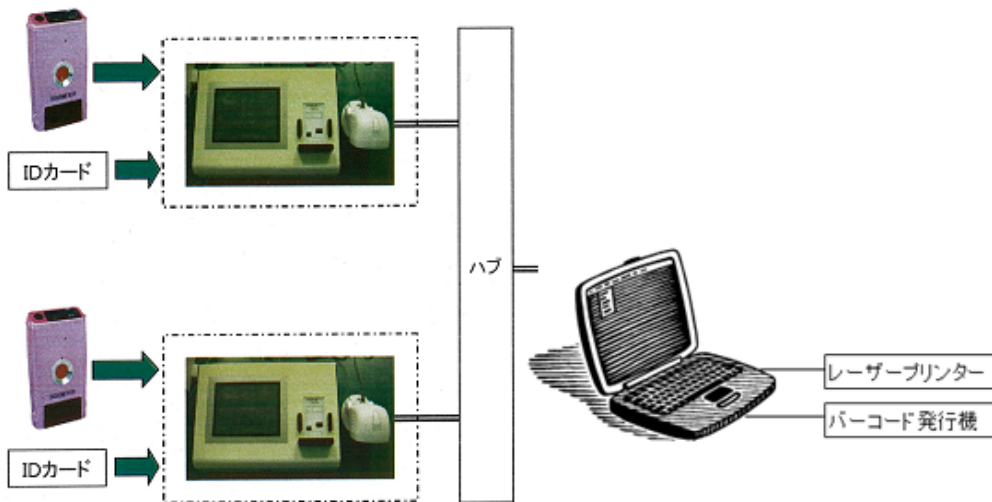


②電子式積算線量計



③簡易ACD

簡易ACD製作例



④WBC



⑤ 移動式甲状腺モニタ

甲状腺モニタ製作例



⑥ シンチレーションサーベイメータ



⑦ 電離箱サーベイメータ



⑧ 中性子サーベイメータ



⑨ ホットスポットモニタ



⑩ 汚染サーベイメータ



⑪ ダストサンプラ



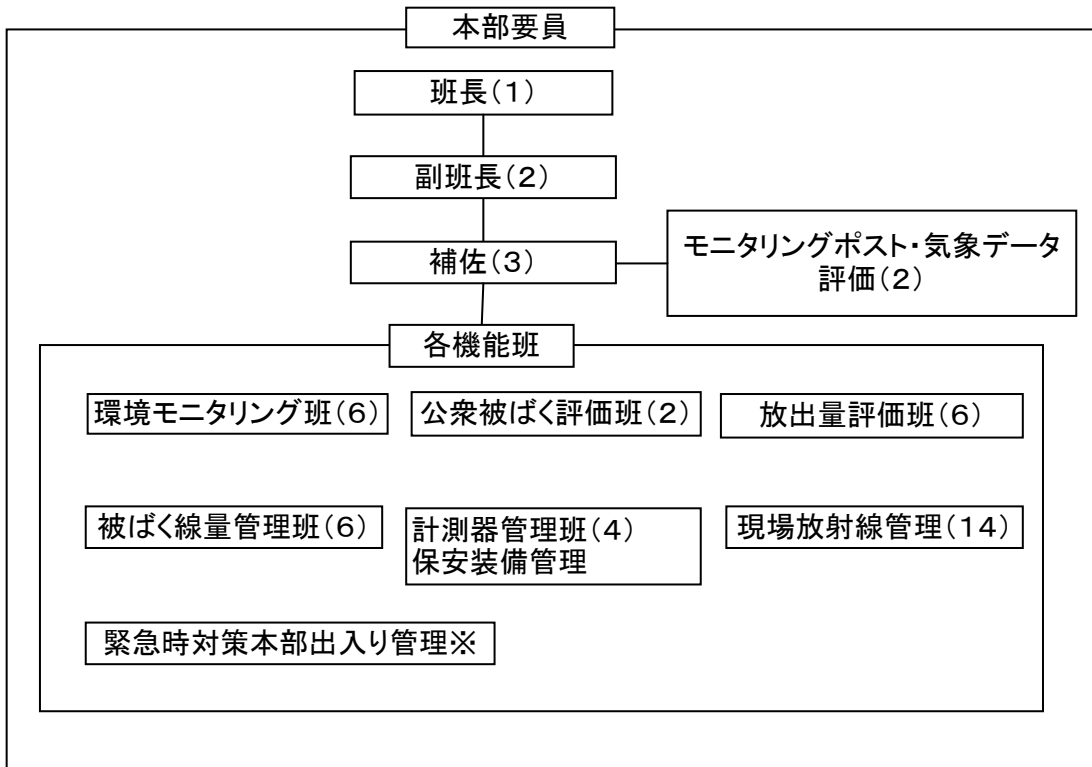
⑫ ヨウ素サンプラ



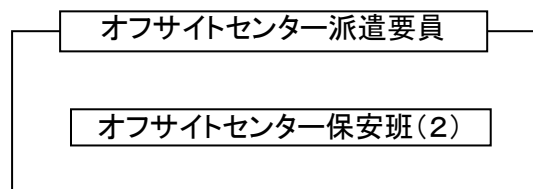
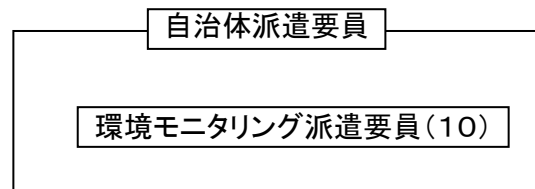
⑬ サンプラ用インバータ



緊急時対策要員【保安班】



※チェックポイント監視員が兼務



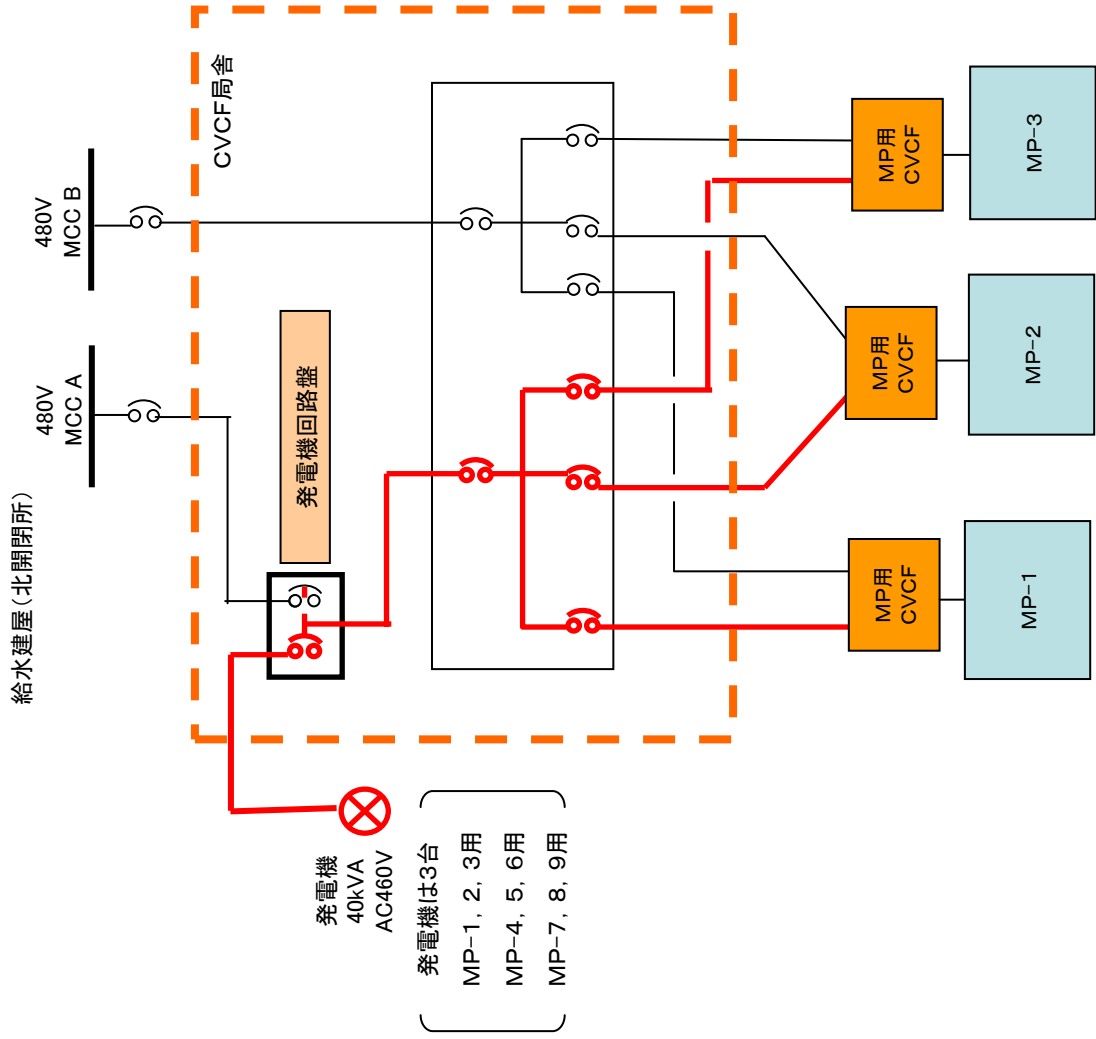
()内は要員数

柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

項目番号	13. 緊急時体制強化	(8)モニタリングポスト
設備関係の 対応状況/予定	<p>電源喪失によるモニタリングポスト用CVCFバックアップ8時間以降の測定不能への対策</p> <p>【本設発電機による対策】 ○本設発電機を設置し、平成23年11月30日からモニタリングポストに電源供給が可能。 (添付6. 2-13(8)(2/3),(3/3)参照) ・モニタリングポスト3局に対し発電機1台:合計3台 ・燃料タンク:190リットル, 100%負荷時約22時間運転継続可能 *実測負荷約30%</p> <p>*なお本設発電機設置までの間、可搬型発電機を設置し測定不能対策を図っていた。</p>	
運用手順の 整備状況/予定	<p>○実施内容 電源喪失後、モニタリングポストはモニタリングポスト用CVCFにて無停電で電源供給されるが、同CVCF内蔵蓄電池消耗前(8時間以内)にモニタリングポスト用発電機より電源を供給する。</p> <p>○運用手順は「津波アクシデントマネジメントの手引き」にて制定済み。</p> <p>○モニタリングポスト用発電機の起動及び電源切替作業のための移動手段には、ジープタイプの四輪駆動車を使用するが、モニタリングポスト周辺道路が瓦礫、亀裂により通行不能となった場合は、徒歩により行う。(2時間以内目途)</p>	
訓練実績/予定	<p>【可搬型発電機による訓練】 ・訓練実績:平成23年8月11日, 9月29日, 10月6日 ・訓練内容:発電機の仮設電源ケーブルを分電盤内で接続し、発電機を起動することにより、モニタリングポストを復旧する。</p> <p>【本設発電機による訓練】 ・訓練実績:平成23年11月28日 ・訓練内容:発電機を起動し、発電機回路盤にてメカニカルインターロックを発電機側に切り替えることにより、モニタリングポストを復旧する。</p>	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>【可搬型発電機による訓練】 ・1回目(8月11日):目標時間20分に対し50分で終了 (初回訓練であり入念な手順確認を行ったため) ・2回目(9月29日):目標時間20分に対し38分で終了(概ねスムーズな切り替え) ・3回目(10月6日):目標時間20分に対し17分で終了</p> <p>【本設発電機による訓練】 ・1回目(11月28日):目標時間20分に対し7分で終了(MP-1, 2, 3用発電機) ・2回目(11月28日):目標時間20分に対し5分で終了(MP-4, 5, 6用発電機) ・3回目(11月28日):目標時間20分に対し5分で終了(MP-7, 8, 9用発電機) *発電機起動スイッチONとメカニカルインターロックを切り替える単純作業となったことで、対応時間が大幅に短縮した。 今後は、定例で実施する発電機起動状態確認をもって訓練に代えることが可能となった。</p>	

モニタリングポスト電源確保(MP-1, 2, 3の場合)

・モニタリングポスト用発電機(本設)にてモニタリングポストに電源を給電する。



モニタリングポスト用発電機

発電機 3台
(MP-1, 2, 3用, MP-4, 5, 6用, MP-7, 8, 9用)

発電機仕様(3台共通)

- 40kVA
- AC460V
- 燃料タンク容量 190リットル
- 運転継続可能時間約22h(100%負荷)



発電機
(写真はMP-1, 2, 3用)

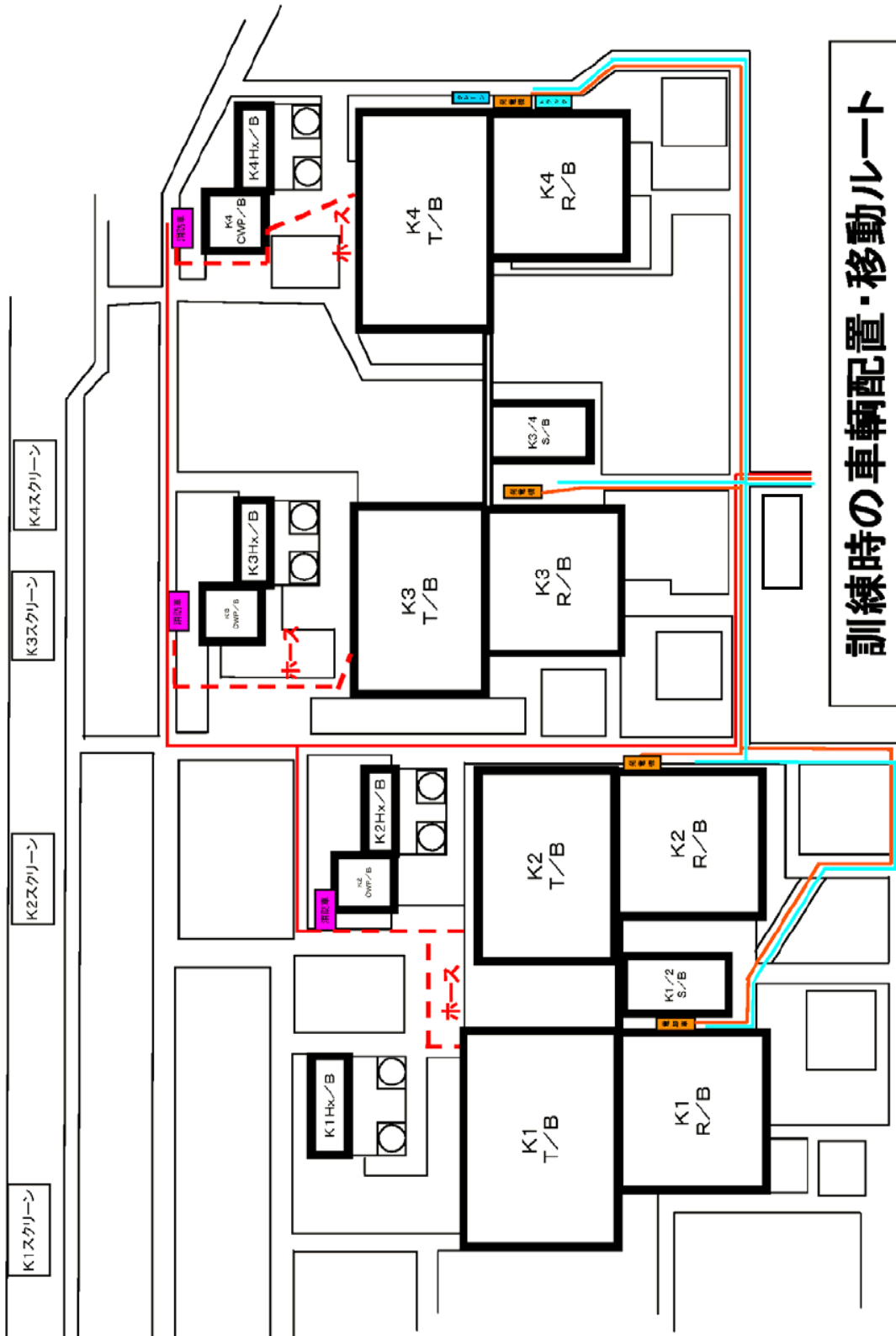


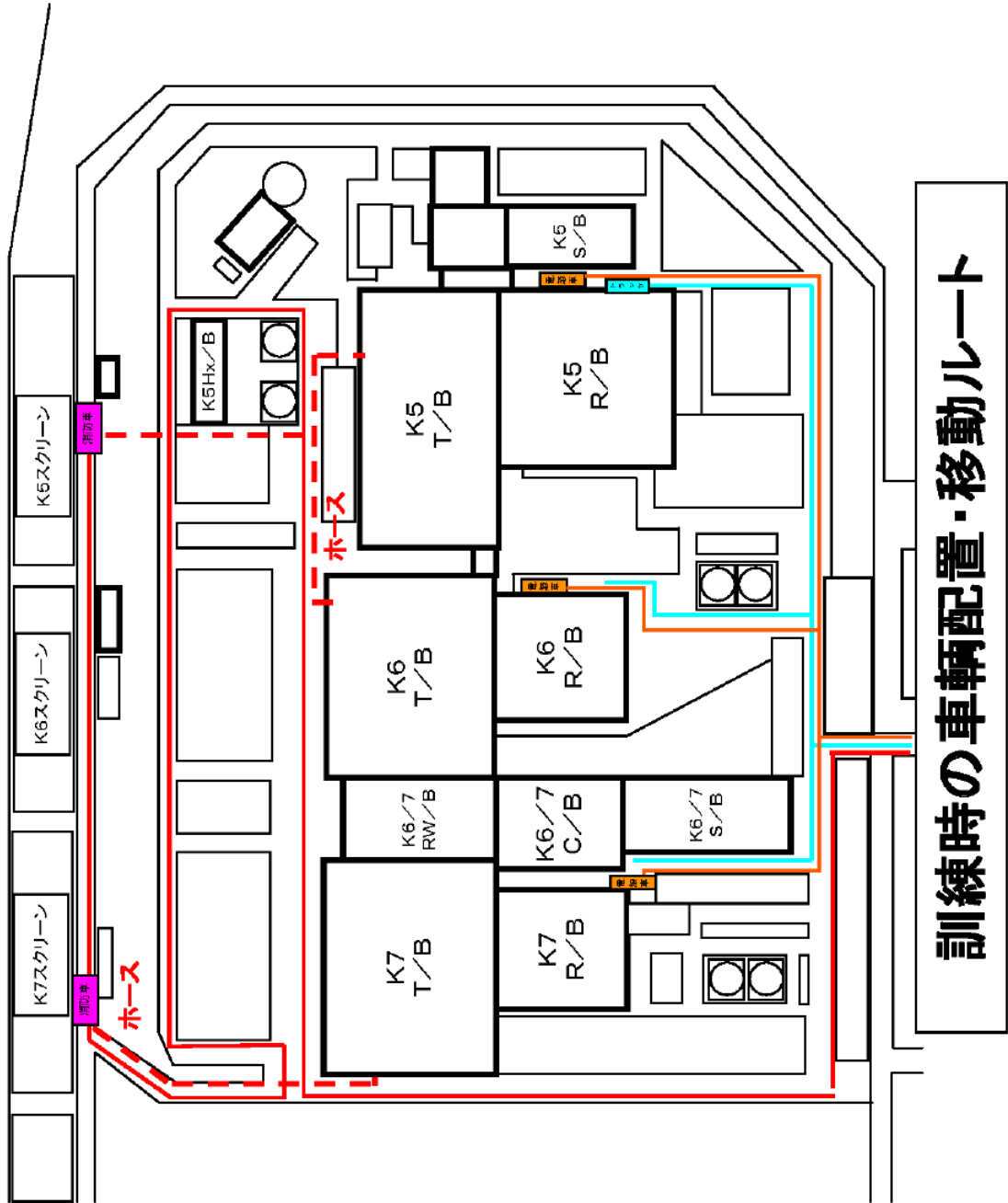
発電機回路盤(外観) 発電機回路盤(扉開時)



柏崎刈羽原子力発電所1号機について現在講じている又は検討している対策

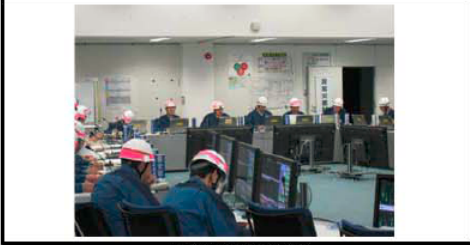
項目番号	13. 緊急時体制強化	(9) 訓練に関するルール化(頻度等)
設備関係の 対応状況/予定	○訓練に関するルール化のため、設備関係の対応なし。	
運用手順の 整備状況/予定	○実施内容 ・電源機能等喪失時訓練(福島第一原子力発電所における津波に伴う特定事象(全交流電源喪失)の実績を踏まえた訓練)を年1回の頻度で実施することを「原子力災害対策マニュアル」に反映済み。 ・「津波アクシデントマネジメントの手引き」において指示命令における最終判断者を緊急時対策本部長とすることなどを規定した。	
訓練実績/予定	<p>(1) 緊急安全対策における訓練</p> <p>① 緊急安全対策における対策訓練(総合訓練)</p> <p>平成23年4月11日 1号機 平成23年4月20日 1, 2, 5, 6号機 平成23年4月28日 1~7号機 平成23年5月25日 1号機(夜間)</p> <p>また、今年度中に総合訓練を実施する予定。</p> <p>② シビアアクシデントへの措置における訓練</p> <p>平成23年6月15日 中央制御室空調再循環運転訓練 平成23年6月15日 原子炉建屋屋上開口部作成訓練</p> <p>(2) 主な個別訓練</p> <p>① 総合訓練の際、実機操作ができない項目については、定期検査時等に現場実機あるいは模擬設備にて訓練(総合訓練に対し個別訓練と言う)を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源盤へのケーブル接続作業訓練 平成23年9月20日, 9月27日 ・モニタリングポストへの電源供給訓練 平成23年8月11日, 9月29日, 10月6日, 11月28日 <p>② 更なる安全性向上策により、「津波アクシデントマネジメントの手引き」の改訂で必要と判断した場合は個別に訓練を実施している。1号機においては以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替海水熱交換器設備による補機冷却水確保訓練 平成23年11月25日 ・ほう酸水注入系による原子炉(代替)注水訓練 平成23年11月25日 ・緊急用メタクラ使用による電源確保及び受電操作訓練 平成23年11月16日, 11月17日, 11月24日, 11月25日 ・原子炉建屋トップベント及びブローアウトパネル開放訓練 平成23年11月2日 	
訓練等から抽出された 改善実績/課題事項	<p>(1) 緊急安全対策における訓練(総合訓練)から抽出された主要な改善実績</p> <p>① 平成23年4月11日 1号機 所定の時間内に完了 ・複数号機同時災害発生 of 想定が必要 → ②</p> <p>② 平成23年4月20日 1, 2, 5, 6号機 所定の時間内に完了 ・全号機同時災害発生 of 想定が必要 → ③ ・夜間での対策対応の検証の検討 → ④</p> <p>③ 平成23年4月28日 1~7号機 所定の時間内に完了 ・夜間での対策対応の検証の検討 → ④</p> <p>④ 平成23年5月25日 1号機(夜間) 適正に実施できることを確認</p> <p>上記訓練において、照明設備や無線設備の有効性と必要数を確認した。具体的には以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・照明設備: バルーン投光器21台, LED投光器135台 ・無線設備: 21台を平成24年1月中旬に配備予定 <p>(2) その他</p> <p>① 訓練を進める中で、訓練実施計画書/報告書の標準化を進めている。</p> <p>② 訓練の実施に当たっては、「津波アクシデントマネジメントの手引き」の手順をステップ毎に確認できる管理表を作成し、計画・実績の管理を行っていく。</p>	





訓練時の活動状況写真

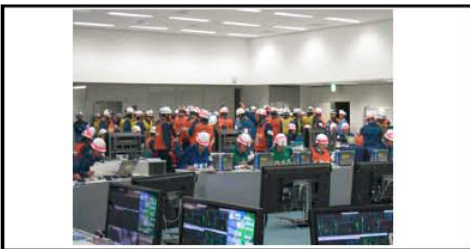
本部



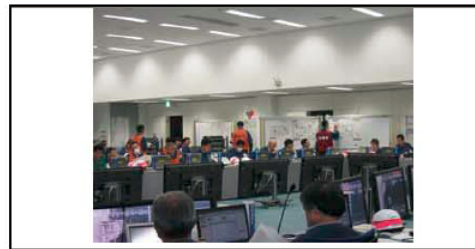
非常態勢設置



緊急時態勢に移行



対策要員参集・現場へ出発



情報収集・整理

消防車による注水



がれき除去車に先導されて消防車が現場到着



消防車を取水口に設置してホース布設開始



ホース布設



送水口に接続

燃料補給



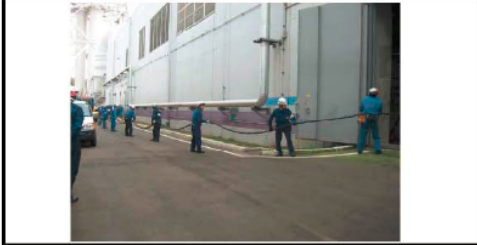
軽油タンクから抜き取り



消防車に燃料補給

訓練時の活動状況写真

電源確保



ケーブル布設・引き込み



ケーブル接続



電源車へケーブル接続



電源車起動

当直員の操作



電源接続前準備



負荷電源インサース



PCVベントラインナップ(1)



PCVベントラインナップ(2)

福島第一・第二原子力発電所を対象とした総合評価に準じた津波評価

1. はじめに

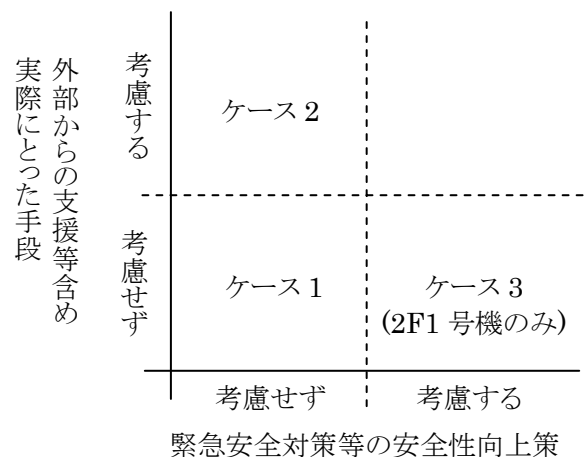
福島事故の主な原因であった津波について、福島第一原子力発電所の1号機、2号機、5号機(以下、「1F1, 2, 5号機」という)、福島第二原子力発電所の1号機(以下、「2F1号機」という)の4プラントを対象に、今回の総合評価の津波に関する評価手法に準じた簡易的な評価を行い、本評価手法が設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性を評価する上で有効であることを示す。

本評価では、津波浸水高の設定を平成23年3月11日の事故時のものとし、総合評価の評価手法には外部からの支援を期待しないとの前提があることを踏まえ、次の3つのケースについて評価する(1F1, 2, 5号機についてはケース1, 2の2ケース)。

ケース1: 事故時点の設備・手順等を前提に外部支援等を考慮しない評価

ケース2: 事故時点の設備・手順等を前提に外部支援等を考慮した評価

ケース3: 緊急安全対策等の安全性向上策を踏まえ外部支援等を考慮しない評価



2. 福島第一・第二原子力発電所に襲来した津波と設備の浸水状況

平成23年3月11日の津波による両発電所の浸水状況は次のとおりであった。

2.1 福島第一原子力発電所の状況

福島第一原子力発電所(以下、「1F」という)の主要建屋(原子炉建屋, タービン建屋, 共用プール建屋等)は1~4号機側で敷地高さO.P.+10 mに、5, 6号機側でO.P.+13 mに設置されている。津波浸水高は1~4号機側でO.P.+約11.5~15.5 m、5, 6号機側でO.P.+約13~14.5 mに及んだため、主要建屋の周囲は冠水するに至った(図2-1, 図2-2

参照)。主要建屋の周囲が冠水したことにより地上開口部(建屋出入口, 非常用ディーゼル発電機給気ルーバ, 機器ハッチ等)から建屋内に浸水した。

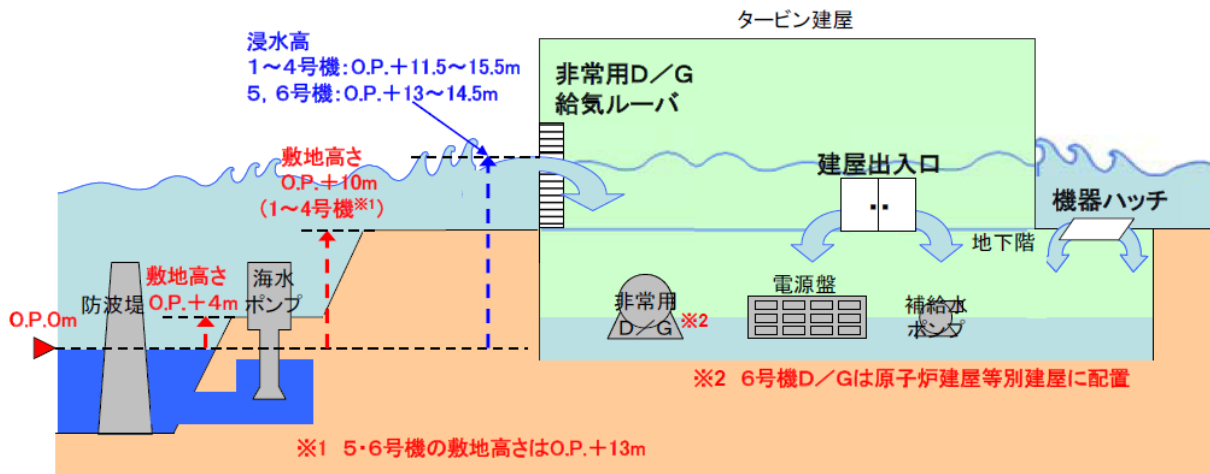


図 2-1 福島第一原子力発電所の建屋配置の概要と津波の状況

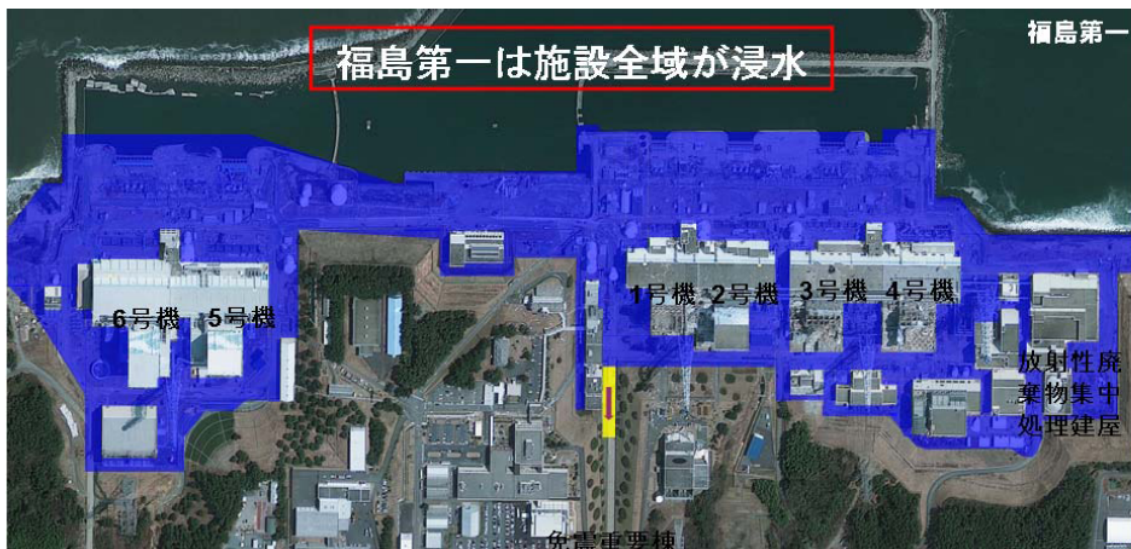


図 2-2 福島第一原子力発電所の浸水状況

図 2-1, 図 2-2 の出典:福島原子力事故調査報告書(中間報告書)
(平成 23 年 12 月 2 日, 東京電力株式会社)

2.2 福島第二原子力発電所の状況

福島第二原子力発電所(以下、「2F」という)の主要建屋(原子炉建屋, タービン建屋等)は敷地高さ O.P.+12 m に, 海水熱交換器建屋は O.P.+4 m に設置されている。

津波浸水高は O.P.約+7 m であったため, 海水熱交換器建屋は冠水した。敷地南側から津波が集中的に遡上したことにより, 南側に位置する 2F1 号機については, 原子炉建屋南

側に面する開口部から建屋内に浸水し(図 2-3, 図 2-4 参照), 一部の機器(非常用ディーゼル発電機, 非常用母線 C 系, H 系)が機能喪失した。

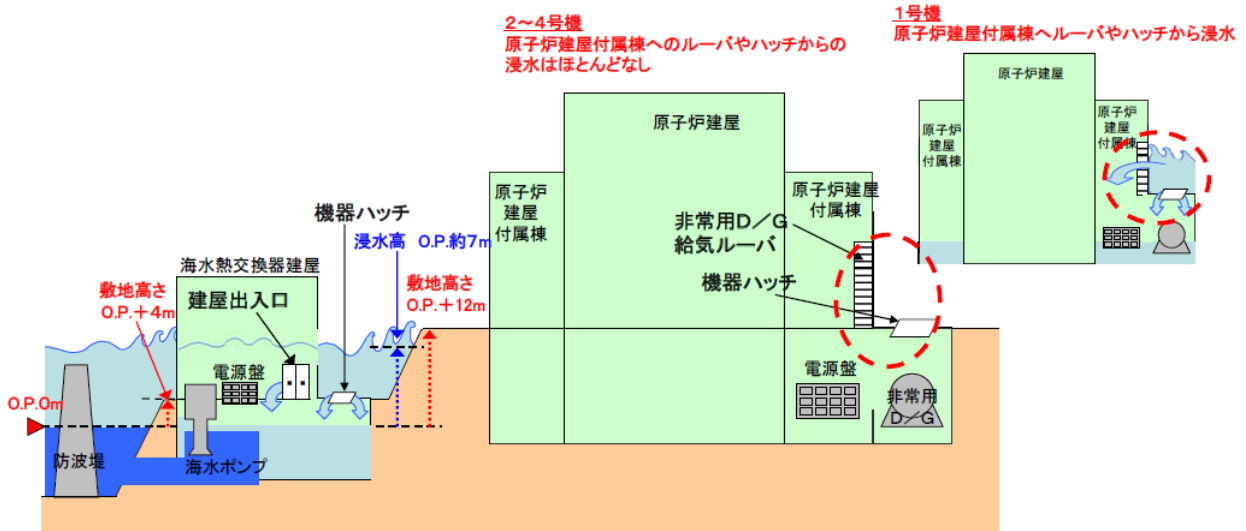


図 2-3 福島第二原子力発電所の建屋配置の概要と津波の状況

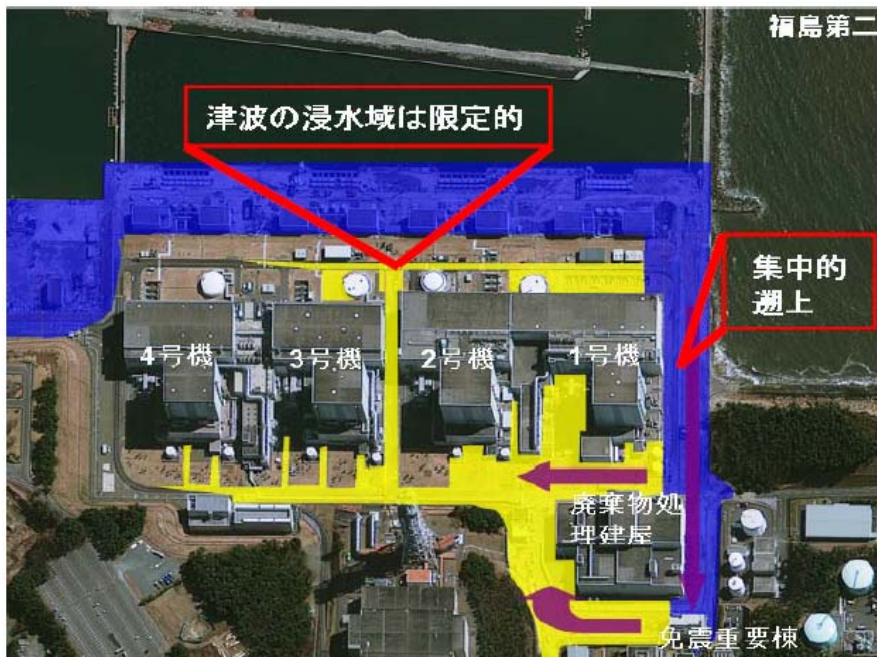


図 2-4 福島第二原子力発電所の浸水状況

図 2-3, 図 2-4 の出典:福島原子力事故調査報告書(中間報告書)
(平成 23 年 12 月 2 日, 東京電力株式会社)

3. 評価条件

本評価にあたっての評価条件は次のとおりとする。

- ・ 起因事象は海に近く津波の影響を受けやすい循環水ポンプ喪失を簡易的に選定した。さらに、津波による安全機能へ重大(広範)な影響を及ぼすことになる最終ヒートシンクの喪失、全交流電源の喪失をイベントツリーに展開して評価した。
- ・ 代表例として原子炉にある燃料を対象に評価した。
- ・ ケース 1 においては、津波影響のみを評価対象とし、地震による機器の損傷は考慮しない。(例:1F では実際には地震により外部電源喪失に至ったが、ケース 1 では、地震による外部電源喪失ではなく、津波による浸水を原因として外部電源喪失に至るとする。)
- ・ 1F5 号機は定検停止中であつたが燃料が炉内に存在していたことも踏まえ、運転中を想定した評価を行うこととした。
- ・ 津波浸水高は、1F1,2, 1F5, 2F1 の各号機において、福島原子力事故調査報告書(中間報告書)を参考にそれぞれ表 3-1 のとおり設定し、事象進展を確認した。

表 3-1 津波浸水高の設定(O.P.)

号機	津波浸水高の設定	福島原子力事故調査報告書 (中間報告書)の内容
1F1,2	17 m	1～4 号機側で約 11.5～15.5 m(南西部では局所的に約 16～17 m)
1F5	15 m	5, 6 号機側で約 13～14.5 m
2F1	7 m ただし、原子炉建屋南側からの浸水による影響として、非常用ディーゼル発電機及び非常用母線 C 系, H 系の水没を想定	海側エリア(全域)で浸水高約 7 m, 主要建屋エリアの遡上による浸水は 2F1号機南側のみが深い

- ・ 各緩和機能の許容津波高さは、当該プラントの緩和設備の設置場所、設置高さ及び浸水口高さを用いて特定した。表 3-2～表 3-5 に各号機の緩和設備の設置場所及び高さの一覧を示す。各緩和設備が設置されている建屋の敷地高さを津波浸水高が上回った場合には、建屋内に浸水し、浸水高より下にある区画は浸水し、そこに存在する緩和機能は喪失するものと保守的に仮定した。
- ・ 2F の遡上による浸水については、こうした局所的な遡上を評価の中で詳細に扱うことは困難であるため、原子炉建屋等に設置され実際に浸水した機器については機能喪失したと想定した(表 3-1 の 2F1 号機の「津波浸水高の設定」欄参照)。
- ・ 2F1 号機の緊急安全対策設備として、津波により機能喪失するおそれのある電源・注水機能の信頼性を向上させる手段として、「消防車」及び「電源車」に、また、更なる安全性向上策として「安全上重要な設備が設置されている建屋への水密化対策」及び「大型の

電源設備の設置(代替電源)」に期待した。

表 3-2 1F1 号機の緩和設備の設置位置及びその高さ

O.P.	機器		原子炉圧力制御 原子炉減圧	高圧注水		低圧注水			原子炉除熱		非常用電源									
	☆	●		逃がし安全弁	非常用復水器系	炉心スプレイ系	復水補給水系	消火系	原子炉停止時冷却系	原子炉格納容器冷却系	非常用ディーゼル発電機		交流電源							
	補機	電源									A	B	DC125V	M/C 1G	M/C 1D	P/C 1G	P/C 1D	P/C 1S	MCC 1G	MCC 1D
38900	5F																			
31000	4F				☆															
25900	3F											☆ ●								●
18700	2F			☆						◎		☆								
17100		2F																		
10200	1F	1F				●	●			☆ ● (海水系)		◎	●	●				●	●	●
10000		GF				◎														
6300	トラス											☆								
4900		BF		●	●	●	☆	☆	●	●		☆		●			●	●		
4000		取水				◎ (海水系)			◎ (海水系)	◎ (海水系)	◎ (海水系)	◎ (海水系)	◎ (海水系)							
3000	中BF																			
2000		D/G 1B										☆ ●								
-1230	BF				☆		☆				◎									

表中の---は設定した津波浸水高、×は想定した津波により機能喪失する設備

表 3-3 1F2 号機の緩和設備の設置位置及びその高さ

O.P.	機器		原子炉圧力制御 原子炉減圧	高圧注水		低圧注水			原子炉除熱		非常用電源										
	☆	●		逃がし安全弁	原子炉隔離時冷却系	炉心スプレイ系	残留熱除去系	復水補給水系	消火系	残留熱除去系	原子炉格納容器冷却系	原子炉格納容器ベント	非常用ディーゼル発電機		交流電源						
	補機	電源											A	B	DC125V ハッパリー	DC250V ハッパリー	M/C 2G	M/C 2D	M/C 2E	P/C 2G	P/C 2D
39920	5F																				
32300	4F																				
27200		屋上											◎								
26900	3F											☆ ●									
19200		3F										◎									
18700	2F	空調		☆		●						☆								●	
17100		2F																			
10200	1F	1F				●						◎ ●	●	☆						●	
10000		GF				◎															
9000		1F																		● ● ●	
5880	トラス												☆								
4000	中BF	取水				◎ (海水系)	◎ (海水系)				◎ (海水系)	◎ (海水系)	◎ (海水系)								
2700		BF																		●	
1900		BF			●	●	●	●	●	☆	☆	●	☆	●	●	●	●	●	●		●
-2080	BF				☆	☆	☆	☆				◎									

表中の---は設定した津波浸水高、×は想定した津波により機能喪失する設備

表 3-4 1F5 号機の緩和設備の設置位置及びその高さ

O.P.	機器補機電源			原子炉圧力制御 原子炉減圧	高圧注水			低圧注水			原子炉除熱 残留熱除去系	原子炉格納容器除熱 原子炉格納容器ベント	非常用電源								
	R/B	T/B	屋外		逃がし安全弁	高圧注水系	原子炉隔離時冷却系	炉心スプレイ系	残留熱除去系	復水補給水系			消火系	非常用ディーゼル発電機	直流電源		交流電源				
												AB	DC125V	DC250V	M/C 5C	M/C 5D	P/C 5C	P/C 5D	MCC 5C	MCC 5D	
42920	5F																				
35300	4F																				
29900	3F											☆									
21700	2F				☆		●					☆								●	
20100	2F																				
13200	1F				◎	●					◎	◎									●
13000				GL																	
12000			1F						●											●	
9500		中BF			●	●	●						●	●					●	●	
8880	トラス											☆									
7000	中BF																				
4900		BF							☆	☆			☆								●
4000			取水				◎(海水系)	◎(海水系)			◎(海水系)	◎(海水系)									
2770		BF					●	●	●		●		●		●	●	●	●	●	●	●
940	BF						☆	☆	☆	☆		☆									

表中の---は設定した津波浸水高, ×は想定した津波により機能喪失する設備

表 3-5 2F1 号機の緩和設備の設置位置及びその高さ

O.P.	機器補機電源					原子炉圧力制御 原子炉減圧	高圧注水			低圧注水			原子炉除熱 残留熱除去系	原子炉格納容器除熱 原子炉格納容器ベント	非常用電源										
	R/B	T/B	C/B	Hx/B	水素還元装置		逃がし安全弁	高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系	低圧炉心スプレイ系	残留熱除去系	復水補給水系			消火系	非常用ディーゼル発電機	直流電源		交流電源						
														AB,H	DC125V	DC250V	M/C 1C	M/C 1D	M/C 1H	P/C 1C	P/C 1D	MCC 1C	MCC 1D	MCC 1H	
50600	6F																								
42800	5F																								
35000			3F																				●	●	
33000	4F					☆								☆											
24300	3F					◎								◎											
23000			3F																						
22000			2F																						
18000	2F	2F	2F											☆									●	●	●
17727												☆		◎											
12200	1F	1F	1F	1F		●		●		●		◎(屋外)	☆	◎	◎	●	●						●	●	●
12000														◎											
11200																									
8000																									
6000	B1F	B1F					◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
4200						◎(海水系)		◎(海水系)	◎(海水系)	◎(海水系)	◎(海水系)	◎(海水系)	◎(海水系)	◎(海水系)	◎(海水系)	◎(海水系)	◎(海水系)	◎(海水系)	◎(海水系)	◎(海水系)	◎(海水系)	◎(海水系)	◎(海水系)	◎(海水系)	
2400										☆															
1000																									
0	B2F	B2F				☆	☆	☆	☆				☆		☆										
-8200																									

表中の×は設定した津波により機能喪失する設備

4. 簡易評価結果

評価結果を次に示す。

4.1 1F1,2,5 号機

図 4-1～図 4-3 に各号機のケース 1, 2 の事象進展をそれぞれ記す。

4.1.1 ケース 1: 事故時点の設備・手順等を前提に外部支援等を考慮しない評価

1F1,2,5 号機ともに、津波により循環水ポンプが機能喪失することで、復水器の真空が維持できなくなり、原子炉停止、主蒸気隔離弁閉止となる。主蒸気隔離弁の閉止により原子炉圧力が上昇するため、圧力制御に失敗すると、原子炉圧力容器が損傷し、燃料損傷に至ることとなるが、想定した津波浸水高においては逃がし安全弁の機能に影響しないことから、圧力制御に成功する。

ただし、想定した津波浸水高においては、補機冷却系の喪失(最終ヒートシンク喪失)、外部電源(変圧器・非常用母線)及び非常用ディーゼル発電機の喪失(全交流電源喪失)に至り、さらに原子炉建屋が浸水することにより、高圧注水機能も喪失し、燃料損傷に至る。

4.1.2 ケース 2: 事故時点の設備・手順等を前提に外部支援等を考慮した評価

補機冷却系の喪失に加え、地震により外部電源が喪失したことにより、全交流電源の喪失に至ったが、プラント状態や浸水による影響が異なっていたことなどにより、以下に示すように各号機で異なる事象進展となった。

(1) 1F1 号機

高圧注水機能(高圧注水系、非常用復水器系)の機能喪失によりケース 1 と同様に燃料損傷に至った。

(2) 1F2 号機

建屋内に浸水し、直流電源が喪失したものの、津波直前に起動していた原子炉隔離時冷却系により約 3 日間注水を継続していた。しかし、原子炉隔離時冷却系が停止するまでに電源の復旧や融通ができなかった結果、他の注水手段による注水もできずに燃料損傷に至った。

(3) 1F5 号機

他号機と異なり、事故時には定検停止中で、原子炉圧力容器耐圧漏えい試験中であった。事故後、原子炉の冷却機能を喪失した結果、崩壊熱により原子炉圧力は上昇を続けたものの、逃がし安全弁により原子炉圧力を制御できた。

定検停止中であつたため、タービン蒸気を駆動源とする高圧注水機能は使用できない状態であつたが、崩壊熱発生量が停止直後に比べ小さいことから、水位低下について時間余

裕があり、その間に津波の影響を免れ運転していた隣接号機(6号機)の空気冷却式の非常用ディーゼル発電機からの電源融通に成功し、逃がし安全弁の開操作及び復水補給水系での注水が可能となり、高温停止に移行することができた。

事故発生10日目で、電源車による仮設電源・仮設残留熱除去海水系ポンプにより、最終ヒートシンクを確保し、冷温停止に収束した。

4.2 2F1号機

図4-4にケース1～3の事象進展をそれぞれ記す。

4.2.1 ケース1:事故時点の設備・手順等を前提に外部支援等を考慮しない評価

津波により循環水ポンプが機能喪失することで、復水器の真空が維持できなくなり、原子炉停止、主蒸気隔離弁閉止となる。主蒸気隔離弁の閉止により原子炉圧力が上昇するため、圧力制御に失敗すると、原子炉圧力容器が損傷し、燃料損傷に至ることとなるが、想定した津波浸水高においては逃がし安全弁の機能に影響しないことから、圧力制御に成功する。

また、想定した津波浸水高においては、海水熱交換器建屋に浸水するため、同建屋内に設置されている補機冷却系が機能喪失(最終ヒートシンク喪失)するとともに、さらに、津波の遡上の影響により一部の非常用電源が機能喪失する。浸水を免れる原子炉隔離時冷却系による高圧注水、逃がし安全弁による減圧、代替注水系による低圧注水に成功する。注水を継続しつつ原子炉格納容器ベントのための系統構成を行い、原子炉格納容器ベントを行うことで高温停止に収束する。

4.2.2 ケース2:事故時点の設備・手順等を前提に外部支援等を考慮した評価

実際の事象進展では、海水熱交換器建屋に浸水し、同建屋内に設置されている補機冷却系が機能喪失した。原子炉建屋及びタービン建屋にも浸水したものの、その範囲は建屋の一部に留まっていたことから、逃がし安全弁による減圧を行うとともに、常時1系統以上の外部電源も確保されていたことから、原子炉隔離時冷却系、復水補給水系及び残留熱除去系による注水を行い、原子炉水位を維持し、高温停止に移行できた。

また、今回の事故進展においては、事故発生3日目に、所外からの支援により海水熱交換器建屋内で被水した補機冷却系のポンプ(残留熱除去機器冷却系ポンプ及び非常用ディーゼル発電機冷却系ポンプ)のモータ取り替え及び電源車による仮設電源の供給を行うことにより、残留熱除去系を復旧させることができたため、これにより原子炉及び原子炉格納容器からの除熱を行うことにより、図4-4に示すとおり冷温停止に収束した。

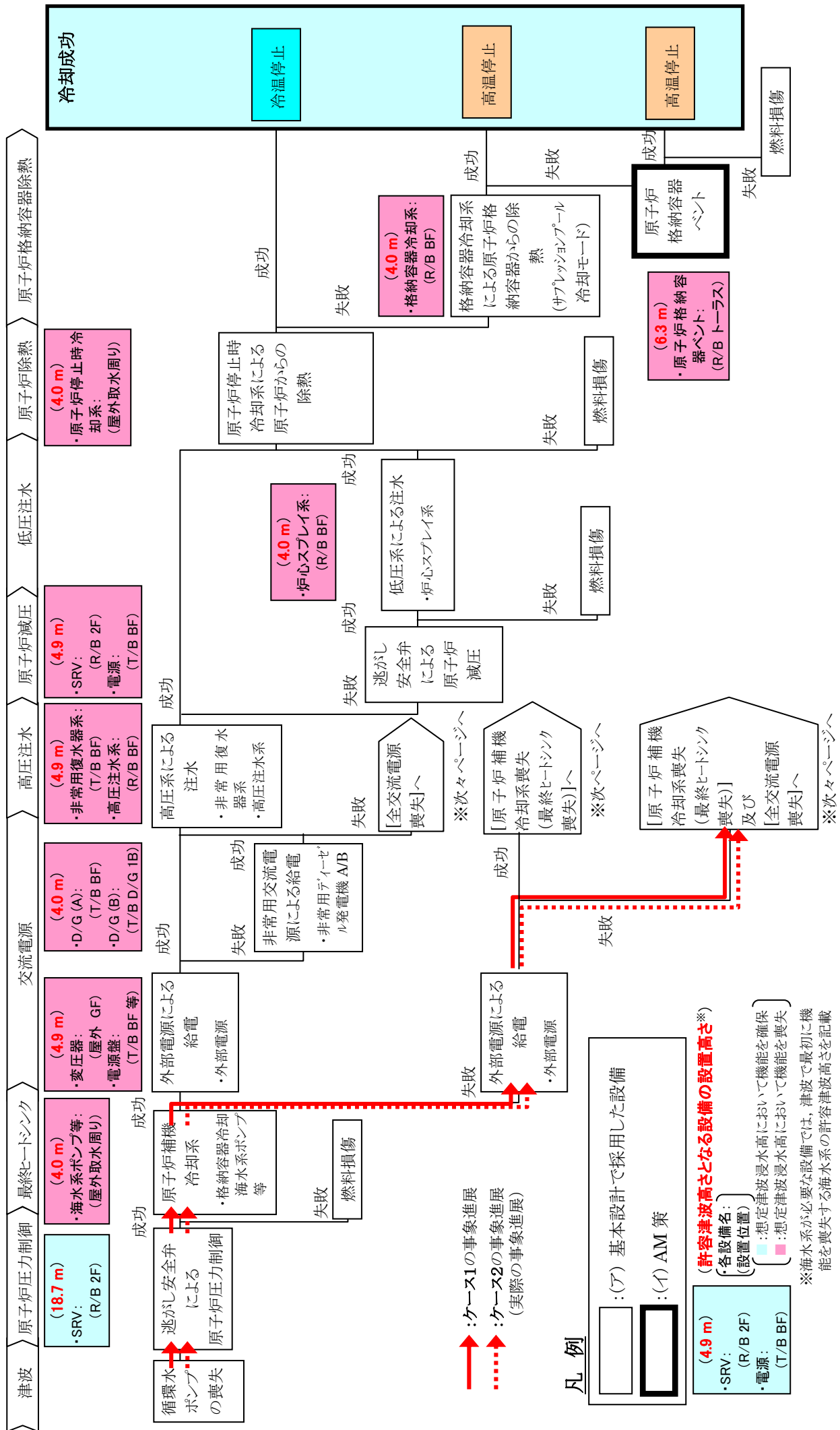
4.2.3 ケース3:緊急安全対策等の安全性向上策を踏まえ外部支援等を考慮しない評価

緊急安全対策及び更なる安全性向上策を実施することにより、原子炉建屋及びタービン建屋の許容津波高さが高くなり、津波の遡上の影響による一部電源の機能喪失もなく交流電源が確保される。このため、原子炉への注水を維持しつつ、原子炉格納容器ベントが現

場操作ではなく通常の遠隔操作で成功し、高温停止に収束する。

また、平成 23 年 3 月 11 日と同じ津波の襲来に対し主要建屋への浸水はなくなり、電源供給の信頼性が向上したことに加え、緊急安全対策及び更なる安全性向上策において、消防車や電源車を使用した原子炉の注水手段を確保したことにより、収束シナリオが増加していることから、従来から安全性が向上していると評価できる。

なお、収束シナリオの評価においては、外部からの支援等に期待せずに収束できうるシナリオを評価しているが、実際の事故対応においては、4.2.2 で示した 2F1 号機で実際に行った対応で確認されているように、外部からの支援を期待できることもある。2F1 号機においては、海水熱交換器建屋内に設置されている補機冷却系ポンプの予備モータを確保する等、津波後の早期復旧を目的とした資機材を発電所構内に確保していることから、これらを使用することによりプラントを冷温停止させることが可能であると考えている。



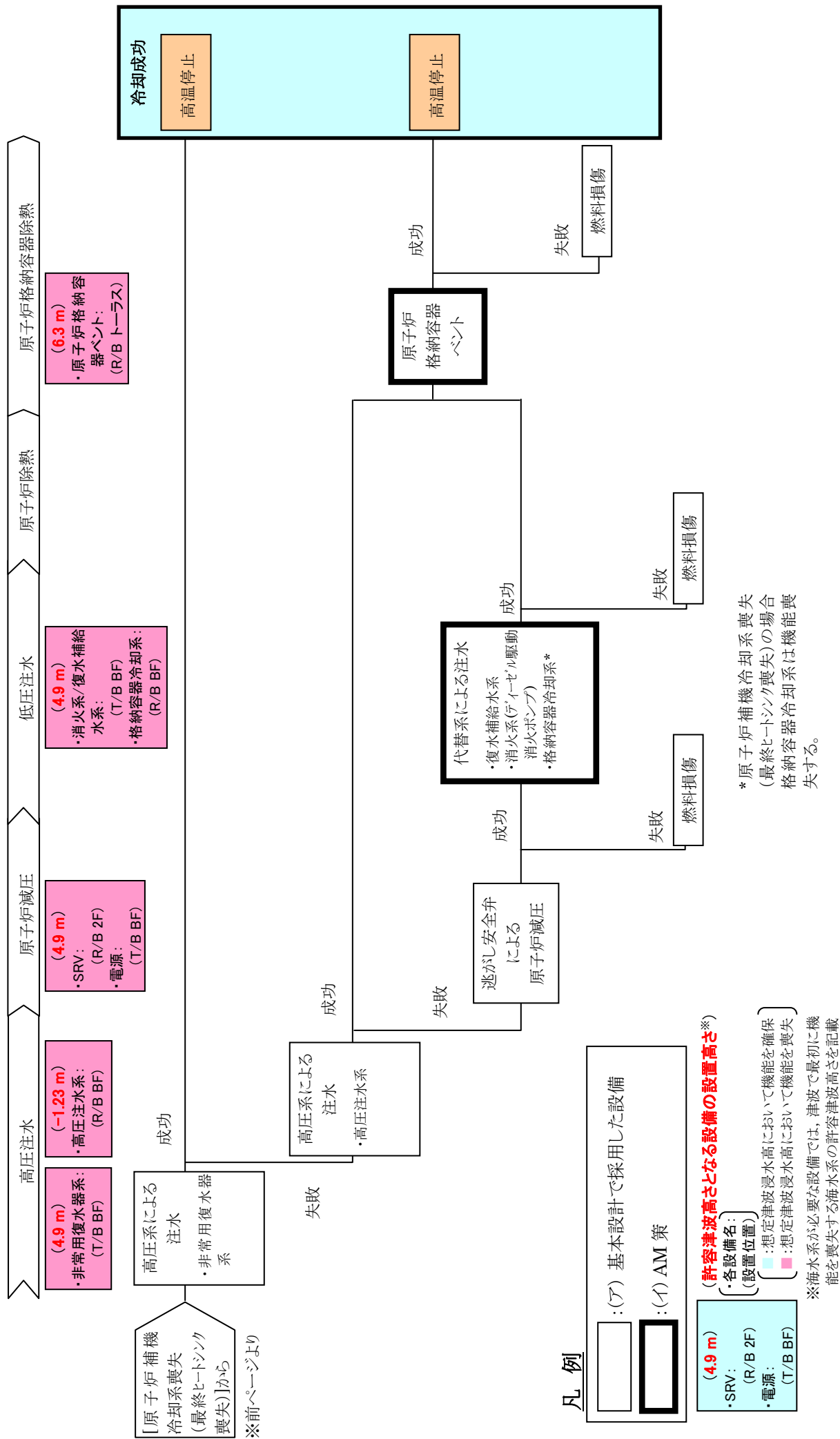


図 4-1(2/3) 津波により発生する起因事象に対するイベントツリーと津波浸水高 17 m 時の事象進展 (1F1 号機原子炉)

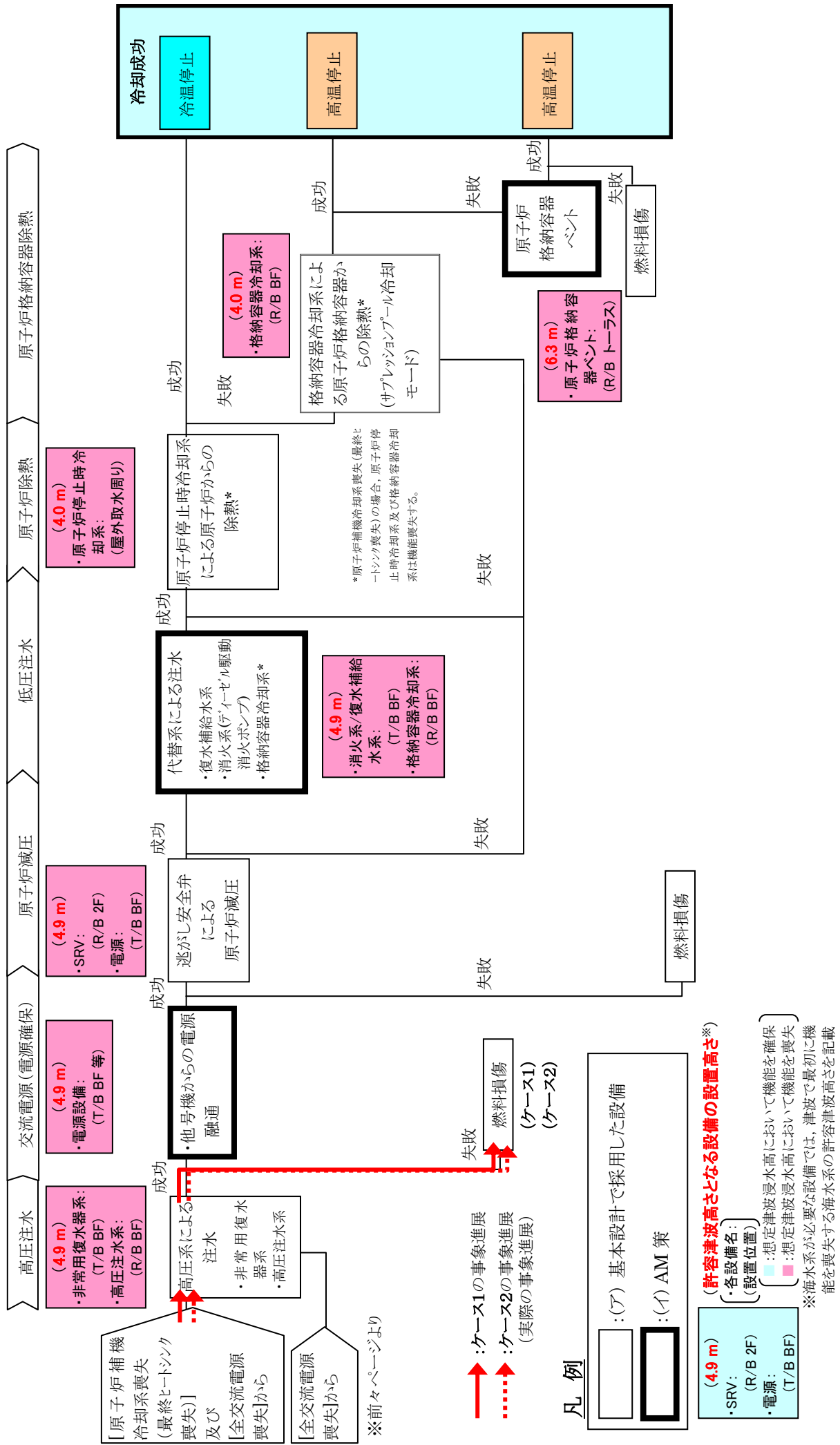
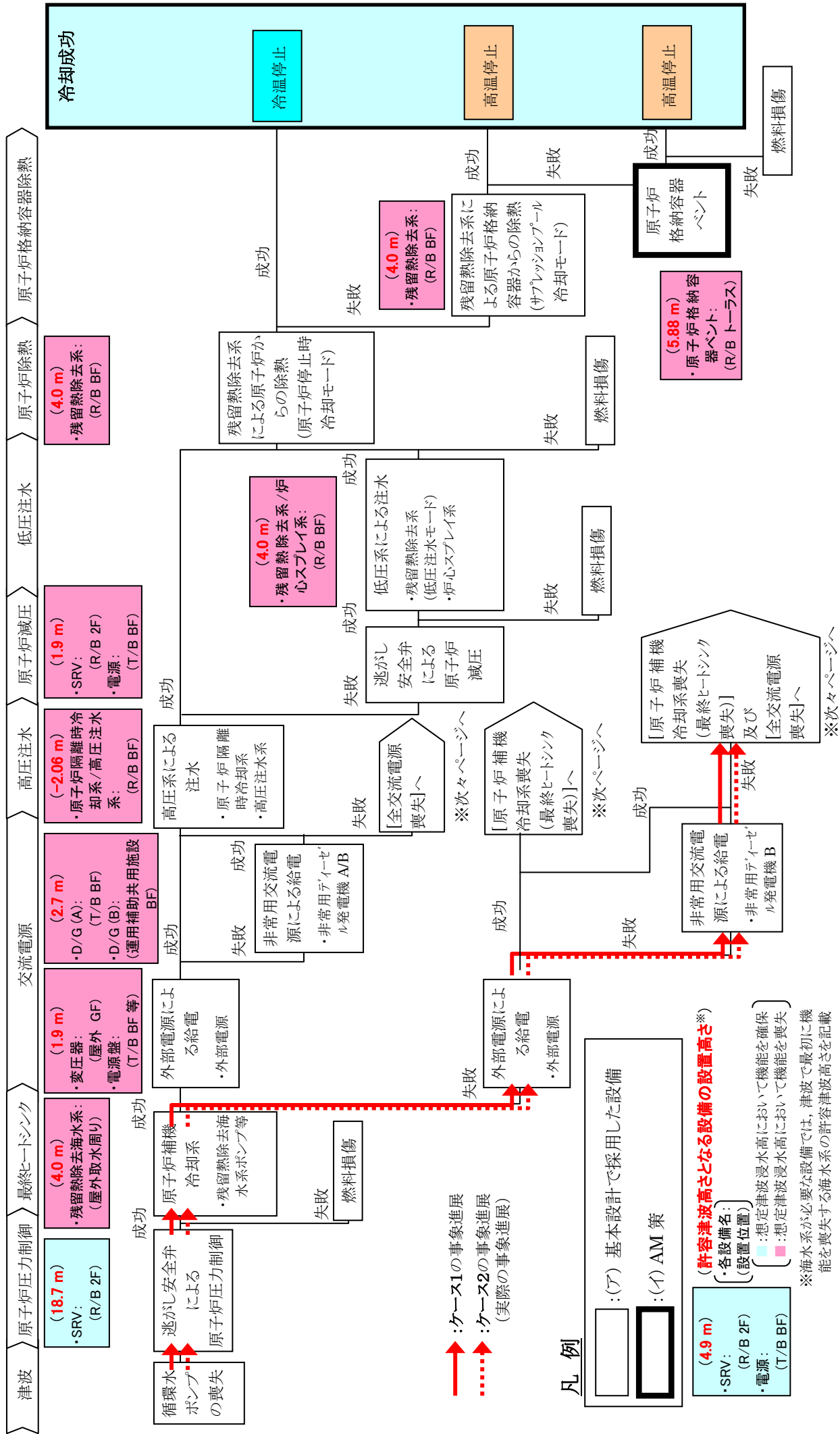


図 4-1(3)3) 津波により発生する起因事象に対するイベントツリーと津波浸水高 17 m 時の事象進展(1F1 号機原子炉)



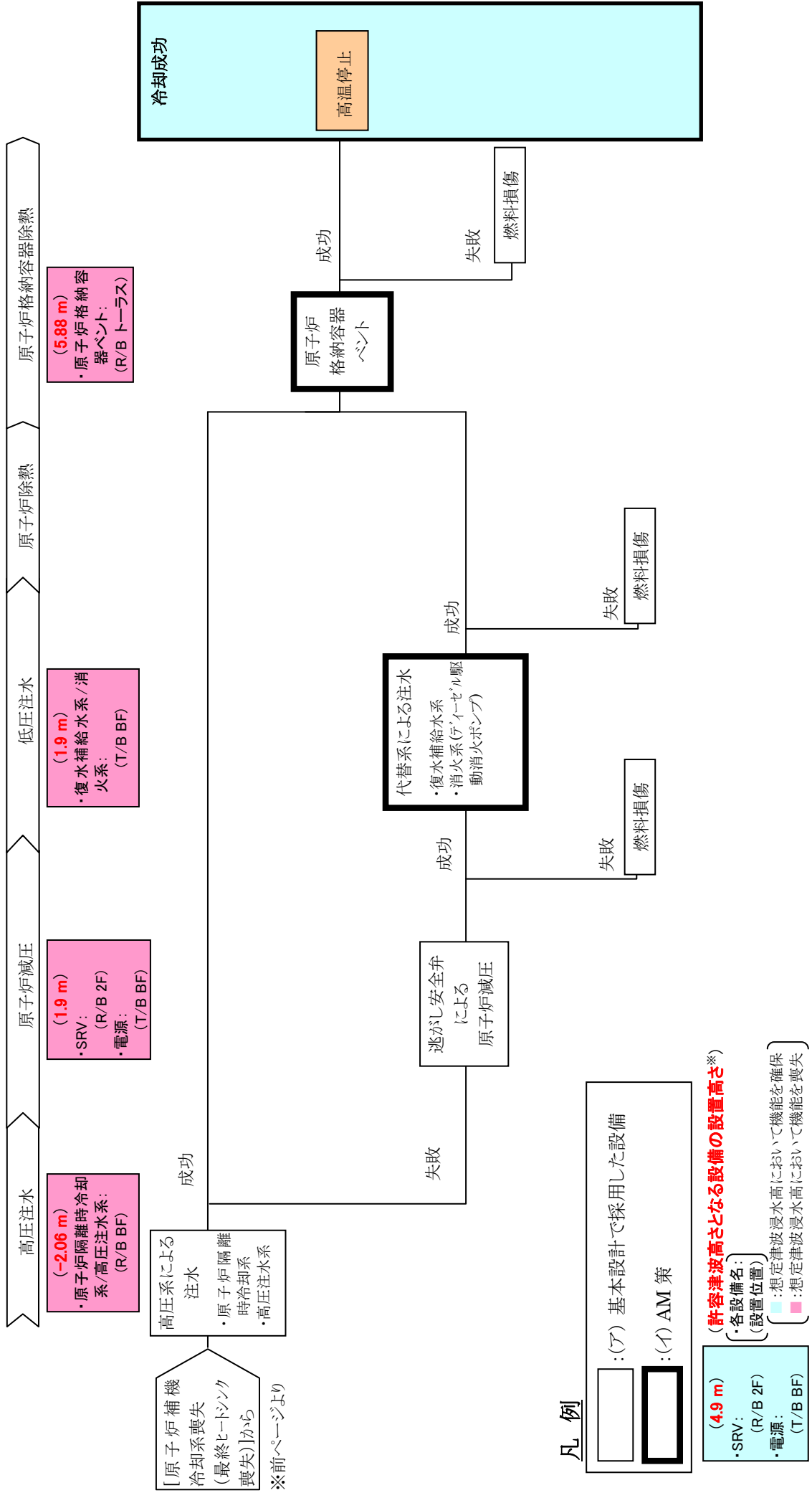


図 4-2(2/3) 津波により発生する起因事象に対するイベントツリーと津波浸水高 17 m 時の事象進展(1F2 号機原子炉)

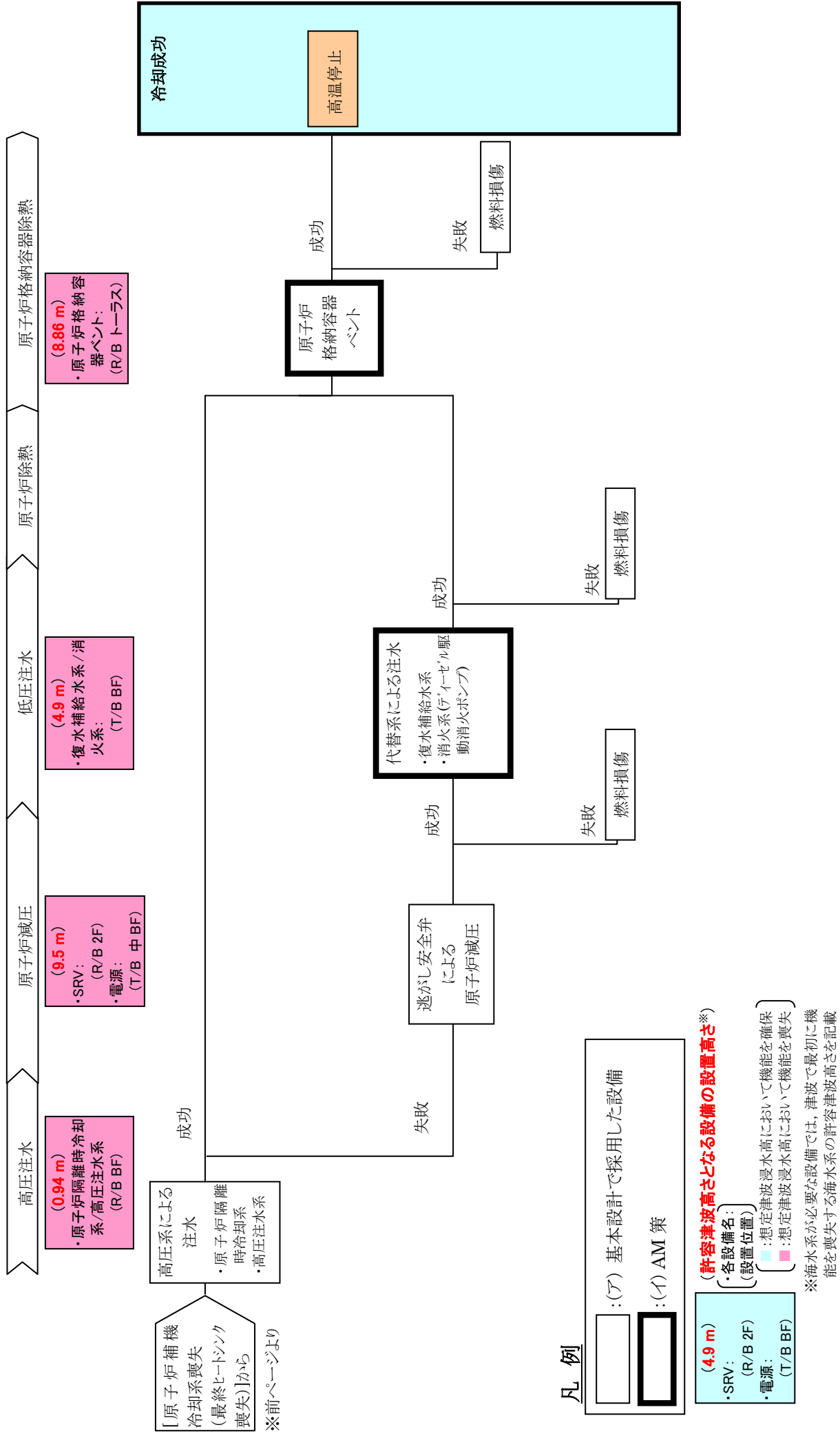


図 4-3(2/3) 津波により発生する起回事象に対するイベントツリーと津波浸水高 15 m 時の事象進展 (1F5 号機原子炉)

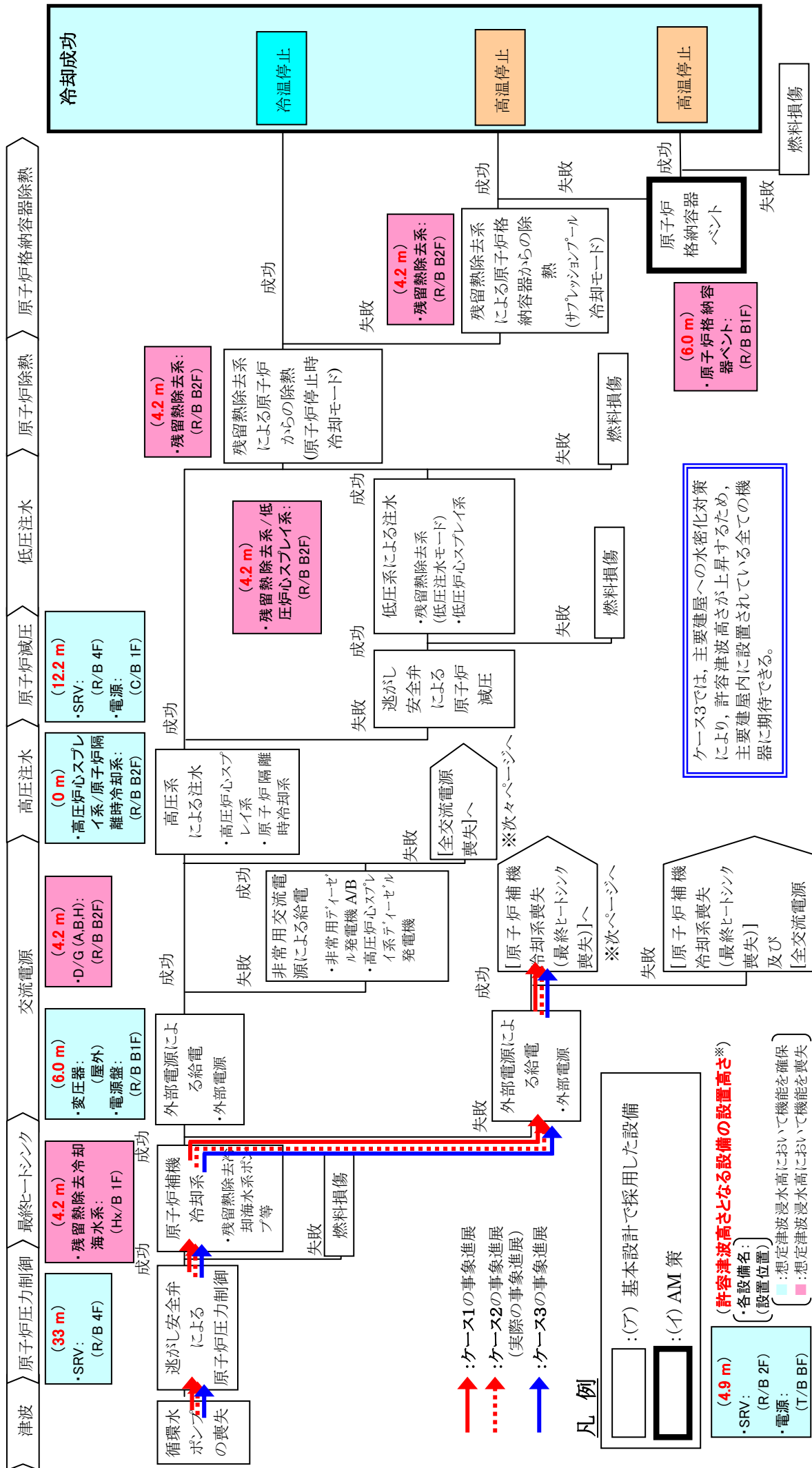


図 4-4(1/3) 津波により発生する起因事象に対するイベントツリーと津波浸水高 7 m 時の事象進展 (2F1 号機原子炉)

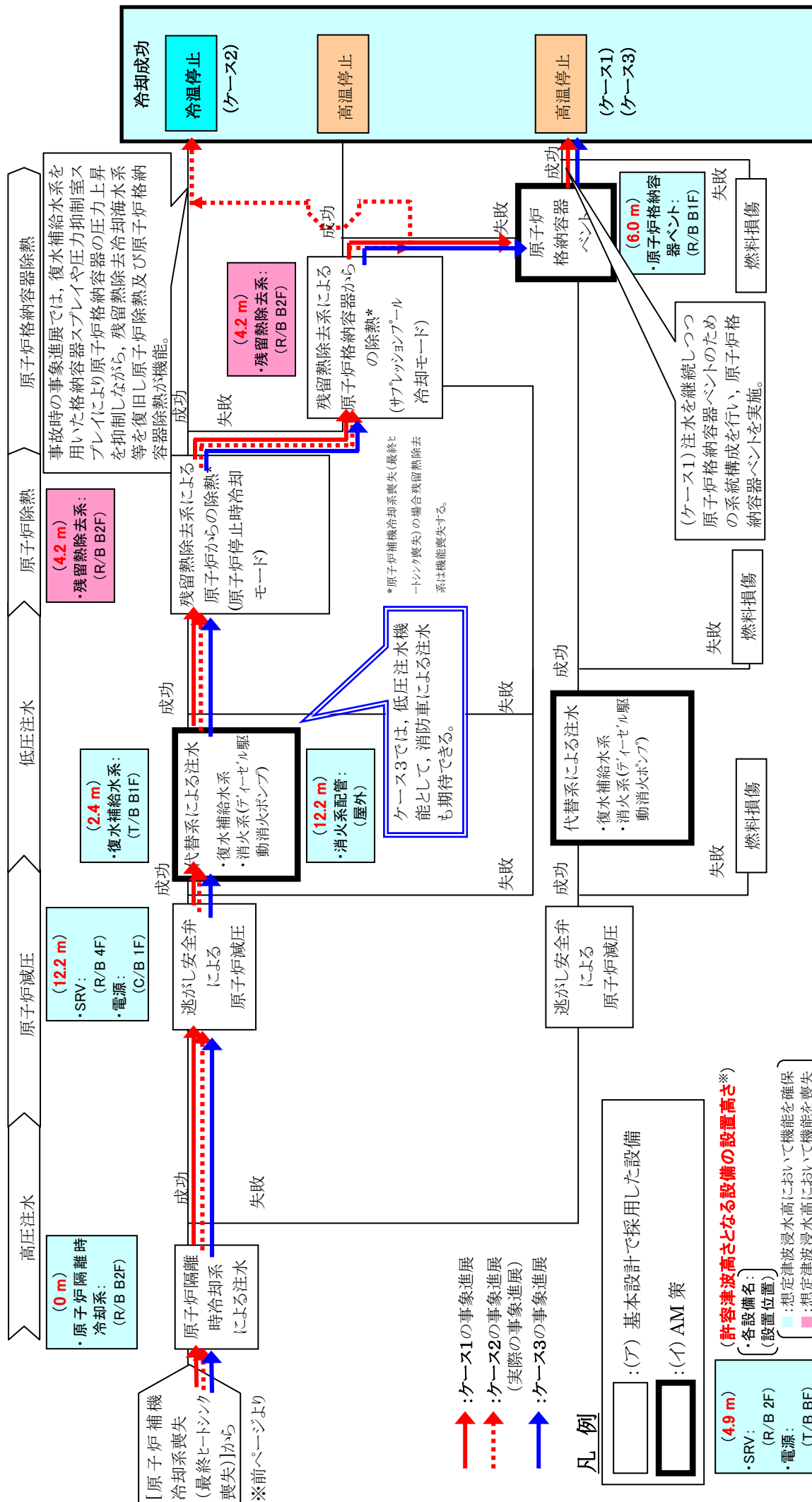


図 4-4(2/3) 津波により発生する起回事象に対するイベントツリーと津波浸水高 7 m 時の事象進展 (2F1 号機原子炉)

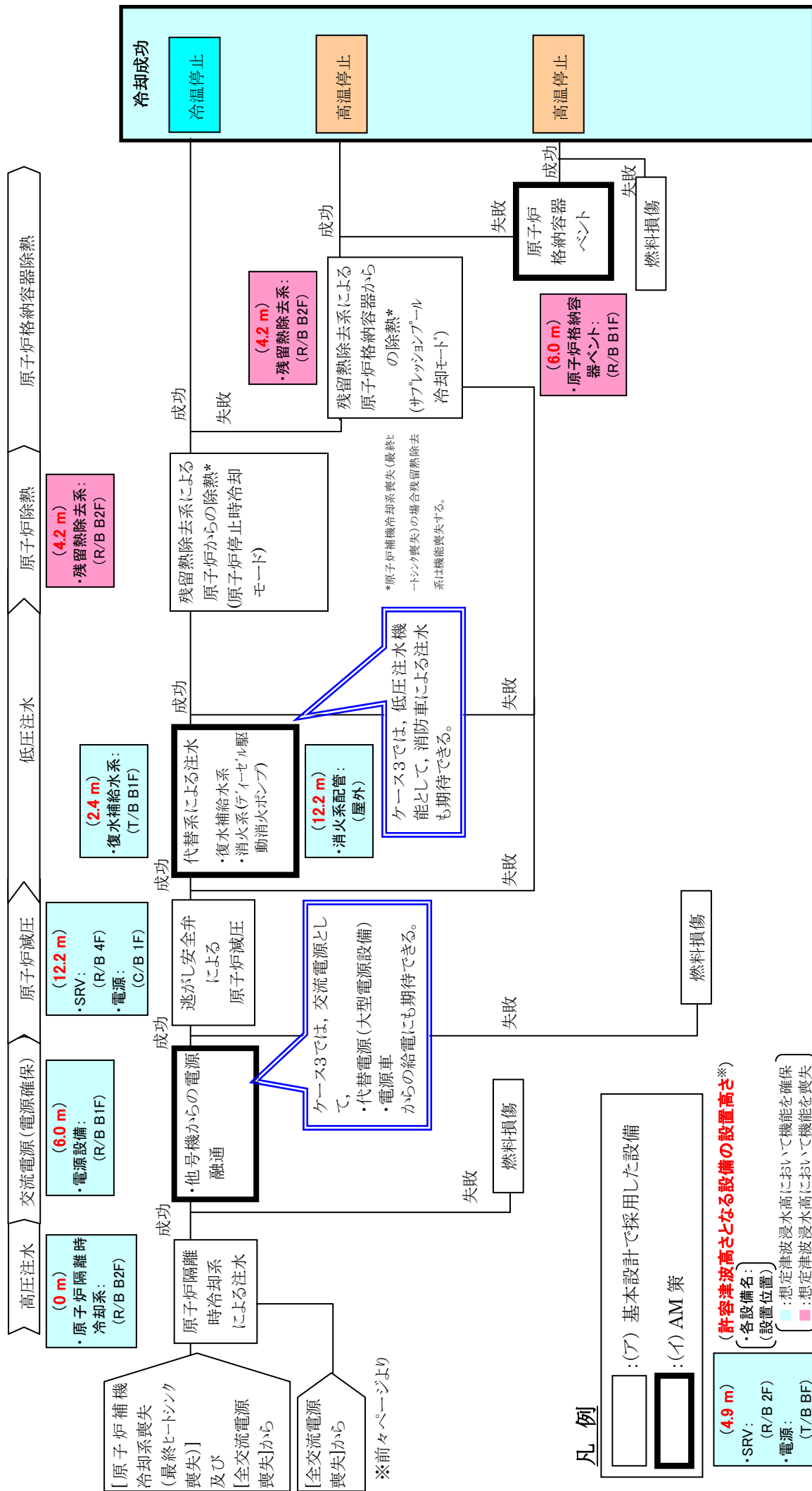


図 4-4(3/3) 津波により発生する起因事象に対するイベントツリーと津波浸水高 7 m 時の事象進展 (2F1 号機原子炉)

5. まとめ

1F1, 2, 5 及び 2F1 号機の 4 プラントを対象に総合評価の手法に準じた津波評価を行った。これらの結果は表 5-1 に示すとおりである。

表 5-1 評価結果

	1F1 号機	1F2 号機	1F5 号機	2F1 号機
評価した津波高さ(津波浸水高) (O.P.)	17 m	17 m	15 m	7 m ^{*1}
ケース 1: 事故時点の設備・手順等を前提に外部支援等を考慮しない評価	燃料損傷	燃料損傷	燃料損傷	高温停止
ケース 2: 事故時点の設備・手順等を前提に外部支援等を考慮した評価	燃料損傷	燃料損傷	冷温停止 ^{*2}	冷温停止 ^{*2}
ケース 3: 緊急安全対策等の安全性向上策を踏まえ外部支援等を考慮しない評価	—	—	—	高温停止 ^{*3, 4}

*1 原子炉建屋への部分的な遡上は考慮。

*2 1F5 号機: 事故発生 10 日目で仮設の残留熱除去海水ポンプによる冷却で冷温停止に収束。2F1 号機: 事故発生 3 日目で残留熱除去機器冷却系ポンプ及び非常用ディーゼル発電機冷却系ポンプのモータ取り替えを行うことにより冷温停止に収束。

*3 緊急安全対策により許容津波高さが高くなる。

*4 予備モータ, 電源車, 予備ケーブルにより実力的には冷温停止に収束可能。

これらの結果をまとめると、次のとおりとなる。

- ・ 評価対象とする設備の状態に応じた評価が可能である。
- ・ 外部からの支援等を考慮した評価では、1F1, 2 号機は燃料損傷となり、1F5, 2F1 号機は事象収束していることを評価で再現できる(ケース 2)。
- ・ 2F1 号機は緊急安全対策の効果により許容津波高さが上昇し、平成 23 年 3 月 11 日と同じ規模の津波では原子炉建屋等への浸水がなくなり、燃料損傷に至ることなく収束するといった安全裕度の向上が評価できる。評価では高温停止に収束するが、予備モータ, 電源車, 予備ケーブルにより実力的には冷温停止に収束させることができる。(2F1 号機のケース 3)。
- ・ 外部からの支援等を考慮するか否かにより結論は大きく変わり得る。外部からの支援にクレジットをとらない総合評価の評価手法は大きな保守性を有しており、妥当といえる。(1F5 号機のケース 1, 2 の対比)

以上のとおり、1F、2Fを対象に津波に対する簡易的な評価を行った結果、総合評価で用いている評価手法が設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性を評価する上で有効であることを確認した。

以 上