

東京電力株式会社福島第一原子力発電所における  
事故を踏まえた伊方発電所第3号機の安全性に関する  
総合評価（一次評価）の結果について（報告）

平成23年 11月

四国電力株式会社

# 目 次

1. はじめに .....	1-1
2. 総合評価（一次評価）の手法 .....	2-1
2. 1 評価対象時点 .....	2-1
2. 2 評価対象事象 .....	2-1
2. 3 評価の進め方 .....	2-1
2. 4 品質保証活動 .....	2-3
3. 設備概要および多重防護 .....	3-1
3. 1 設備概要 .....	3-1
3. 2 安全設計の適合性 .....	3-8
3. 3 AM検討報告書およびAM整備報告書における対策 .....	3-11
3. 4 緊急安全対策 .....	3-20
3. 5 シビアアクシデントへの対応 .....	3-30
4. 個別評価項目に対する評価方法および評価結果 .....	4-1-1
4. 1 地震 .....	4-1-1
4. 2 津波 .....	4-2-1
4. 3 地震と津波の重畳 .....	4-3-1
4. 4 全交流電源喪失 .....	4-4-1
4. 5 最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失 .....	4-5-1
4. 6 その他のシビアアクシデント・マネジメント .....	4-6-1
5. まとめ .....	5-1

## 添 付 資 料

- 添付資料－2. 3. 1 総合評価（地震）における経年変化の考慮について
- 添付資料－2. 4. 1 原子力発電所品質保証文書体系
- 添付資料－2. 4. 2 設計／調達管理標準（抜粋）
- 添付資料－3. 1. 1 伊方発電所位置図
- 添付資料－3. 1. 2 制御棒クラスタ配置図
- 添付資料－3. 1. 3 化学体積制御系
- 添付資料－3. 1. 4 原子炉冷却系
- 添付資料－3. 1. 5 非常用炉心冷却系
- 添付資料－3. 1. 6 余熱除去系
- 添付資料－3. 1. 7 2次系設備
- 添付資料－3. 1. 8 原子炉格納容器
- 添付資料－3. 1. 9 原子炉格納容器スプレイ系
- 添付資料－3. 1. 10 アニュラス空気再循環系
- 添付資料－3. 1. 11 安全補機室空気浄化系
- 添付資料－3. 1. 12 電源系
- 添付資料－3. 1. 13 原子炉補機冷却水系
- 添付資料－3. 1. 14 原子炉補機冷却海水系
- 添付資料－3. 1. 15 制御用空気系
- 添付資料－3. 1. 16 使用済燃料ピット水浄化冷却系
- 添付資料－3. 3. 1 発電所災害対策本部分掌業務
- 添付資料－3. 3. 2 発電所災害対策本部員の非常招集連絡経路
- 添付資料－3. 3. 3 非常事態発生時の連絡経路
- 添付資料－3. 3. 4 アクシデントマネジメント関連手順書類等の構成概要
- 添付資料－3. 3. 5 アクシデントマネジメントに関する教育等の内容、方法および頻度
- 添付資料－3. 4. 1 全交流電源喪失時の対応シナリオ（伊方3号機）
- 添付資料－3. 4. 2 電源車等による給電方法（伊方3号機）
- 添付資料－3. 4. 3 タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水方法（伊方3号機）
- 添付資料－3. 4. 4 使用済燃料ピットへの水補給方法（伊方3号機）
- 添付資料－3. 4. 5 代替海水供給対策（伊方3号機）

- 添付資料－ 3. 4. 6 電源車の配備（伊方 3 号機）
- 添付資料－ 3. 4. 7 消防自動車等の配備場所およびアクセスルート
- 添付資料－ 3. 4. 8 緊急時対応業務実施体制
- 添付資料－ 3. 4. 9 緊急安全対策に係る教育・訓練
- 添付資料－ 3. 4. 10 訓練実施結果
- 添付資料－ 3. 5. 1 中央制御室の作業環境の確保
- 添付資料－ 3. 5. 2 緊急時における発電所構内通信手段の確保
- 添付資料－ 3. 5. 3 高線量対応防護服等の資機材の確保および放射線管理のための体制の整備
- 添付資料－ 3. 5. 4 水素爆発防止対策
- 添付資料－ 3. 5. 5 がれき撤去用の重機の配備
- 添付資料－ 4. 1. 1 耐震評価設備等リスト
- 添付資料－ 4. 1. 2 伊方発電所の基準地震動 S s
- 添付資料－ 4. 1. 3 総合評価における耐震裕度の評価について
- 添付資料－ 4. 1. 4 各起因事象におけるイベントツリー（地震：炉心損傷）
- 添付資料－ 4. 1. 5 耐震裕度評価結果（地震：炉心損傷）
- 添付資料－ 4. 1. 6 フロントライン系とサポート系の関連表（地震：炉心損傷）
- 添付資料－ 4. 1. 7 各影響緩和機能の系統図（地震：炉心損傷）
- 添付資料－ 4. 1. 8 クリフェッジ評価において耐震裕度を算定しない設備について
- 添付資料－ 4. 1. 9 各影響緩和機能の耐震裕度評価結果一覧（地震：炉心損傷）：外部電源喪失
- 添付資料－ 4. 1. 10 各影響緩和機能のフォールトツリー（外部電源喪失）（地震：炉心損傷）
- 添付資料－ 4. 1. 11 イベントツリーの耐震裕度およびクリフェッジ評価（外部電源喪失）（地震：炉心損傷）
- 添付資料－ 4. 1. 12 イベントツリーの耐震裕度およびクリフェッジ評価（外部電源喪失 緊急安全対策前）（地震：炉心損傷）
- 添付資料－ 4. 1. 13 各起因事象におけるイベントツリー（地震：S F P 燃料損傷）
- 添付資料－ 4. 1. 14 耐震裕度評価結果（地震：S F P 燃料損傷）
- 添付資料－ 4. 1. 15 フロントライン系とサポート系の関連表（地震：S F P 燃料損傷）

- 添付資料－４． １． 16 各影響緩和機能の系統図（地震：S F P燃料損傷）
- 添付資料－４． １． 17 各影響緩和機能の耐震裕度評価結果一覧（地震：S F P燃料損傷）：外部電源喪失
- 添付資料－４． １． 18 各影響緩和機能のフォールトツリー（外部電源喪失）（地震：S F P燃料損傷）
- 添付資料－４． １． 19 イベントツリーの耐震裕度およびクリフエッジ評価（外部電源喪失）（地震：S F P燃料損傷）
- 添付資料－４． １． 20 イベントツリーの耐震裕度およびクリフエッジ評価（外部電源喪失 緊急安全対策前）（地震：S F P燃料損傷）
- 添付資料－４． ２． １ 伊方3号機 設計想定津波算定根拠説明資料
- 添付資料－４． ２． ２ 本評価における対象設備等の耐震重要度分類と評価上の扱い
- 添付資料－４． ２． ３ 各起因事象におけるイベントツリー（津波：炉心損傷）
- 添付資料－４． ２． ４ 各影響緩和機能のフォールトツリー（津波：炉心損傷）
- 添付資料－４． ２． ５ 各影響緩和機能の系統図（津波：炉心損傷）
- 添付資料－４． ２． ６ 津波高さ評価結果
- 添付資料－４． ２． ７ 津波高さ毎の起因事象におけるイベントツリー（津波：炉心損傷）
- 添付資料－４． ２． ８ 各影響緩和機能の許容津波高さ
- 添付資料－４． ２． ９ イベントツリーの許容津波高さおよびクリフエッジ評価（津波：炉心損傷）
- 添付資料－４． ２． 10 浸水量評価を用いたクリフエッジとしての許容津波高さの再評価について
- 添付資料－４． ２． 11 イベントツリーの許容津波高さおよびクリフエッジ評価（津波：炉心損傷）（緊急安全対策前）
- 添付資料－４． ２． 12 各起因事象におけるイベントツリー（津波：S F P燃料損傷）
- 添付資料－４． ２． 13 各影響緩和機能のフォールトツリー（津波：S F P燃料損傷）
- 添付資料－４． ２． 14 各影響緩和機能の系統図（津波：S F P燃料損傷）
- 添付資料－４． ２． 15 津波高さ毎の起因事象におけるイベントツリー（津波：S F P燃料損傷）

- 添付資料－４．２．１６ 各影響緩和機能の許容津波高さ
- 添付資料－４．２．１７ イベントツリーの許容津波高さおよびクリフエッジ評価（津波：S F P燃料損傷）
- 添付資料－４．２．１８ イベントツリーの許容津波高さおよびクリフエッジ評価（津波：S F P燃料損傷）（緊急安全対策前）
- 添付資料－４．３．１ 地震と津波との重畳への耐力の評価結果（重畳：炉心損傷）＜地震による起因事象をベースとした評価＞（緊急安全対策後）
- 添付資料－４．３．２ 地震と津波との重畳への耐力の評価結果（重畳：炉心損傷）＜津波による起因事象をベースとした評価＞（緊急安全対策後）
- 添付資料－４．３．３ 地震と津波との重畳への耐力の評価結果（重畳：炉心損傷）＜地震による起因事象をベースとした評価＞（緊急安全対策前）
- 添付資料－４．３．４ 地震と津波との重畳への耐力の評価結果（重畳：炉心損傷）＜津波による起因事象をベースとした評価＞（緊急安全対策前）
- 添付資料－４．３．５ 地震と津波との重畳への耐力の評価結果（重畳：S F P）＜地震による起因事象をベースとした評価＞（緊急安全対策後）
- 添付資料－４．３．６ 地震と津波との重畳への耐力の評価結果（重畳：S F P）＜津波による起因事象をベースとした評価＞（緊急安全対策後）
- 添付資料－４．３．７ 地震と津波との重畳への耐力の評価結果（重畳：S F P）＜地震による起因事象をベースとした評価＞（緊急安全対策前）
- 添付資料－４．３．８ 地震と津波との重畳への耐力の評価結果（重畳：S F P）＜津波による起因事象をベースとした評価＞（緊急安全対策前）
- 添付資料－４．４．１ 全交流電源喪失時に必要な水量の妥当性
- 添付資料－４．４．２ 伊方3号機 電源構成概要図
- 添付資料－４．４．３ 伊方3号機 非常用ディーゼル発電機の運転継続可能時間
- 添付資料－４．４．４ 伊方発電所の使用可能な水源の割り当て
- 添付資料－４．４．５ 全交流電源喪失時に必要な蓄電池容量の妥当性

- 添付資料－ 4. 4. 6 全交流電源喪失時のプラント運転状態による燃料枯  
渇時間
- 添付資料－ 4. 4. 7 全交流電源喪失時における外部からの燃料補給方法
- 添付資料－ 4. 4. 8 燃料枯渇によるクリフェッジ防止対策の概要
- 添付資料－ 4. 5. 1 最終ヒートシンク喪失時に必要な水量の妥当性
- 添付資料－ 4. 5. 2 伊方発電所の使用可能な水源の割り当て
- 添付資料－ 4. 5. 3 最終ヒートシンク喪失時のプラント運転状態による  
燃料枯渇時間
- 添付資料－ 4. 5. 4 最終ヒートシンク喪失時における外部からの燃料補  
給方法
- 添付資料－ 4. 6. 1 事象進展に係るカテゴリー分類
- 添付資料－ 4. 6. 2 安全評価審査指針、内的事象 P S A の関連
- 添付資料－ 4. 6. 3 AM 検討報告書および AM 整備報告書で整備した防  
護措置
- 添付資料－ 4. 6. 4 防護措置に係る系統概要
- 添付資料－ 4. 6. 5 防護措置の整備状況
- 添付資料－ 4. 6. 6 原子炉格納容器内での事象進展に係る物理現象

## 略 語 集

「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伊方発電所第3号機の安全性に関する総合評価（一次評価）の結果について（報告）」の本文中において、読み替えをおこなった略語を以下にまとめる。

読み替え後	読み替え前
<b>1. はじめに</b>	
クリフエッジ	事象が進展、急変し、燃料の重大な損傷に至る状態
総合評価指示文書	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）
<b>2. 総合評価（一次評価）の手法</b>	
SFP	使用済燃料ピット
保安規定	伊方発電所原子炉施設保安規定
MOX燃料	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料
<b>3. 設備概要および多重防護</b>	
RWST	燃料取替用水タンク
安全設計審査指針	発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針
安全評価審査指針	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針
ECCS	非常用炉心冷却設備
1次冷却系	1次冷却設備
AM検討報告書	伊方発電所3号炉のアクシデントマネジメント検討報告書
AM策	シビアアクシデント・マネジメント対策
AM整備報告書	伊方発電所のアクシデントマネジメント整備報告書
S/G	蒸気発生器
災害対策本部	伊方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対応する組織
支援組織	中央制御室の運転員を除く災害対策本部全体



実施報告書	平成 23 年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策に係る実施状況報告書
耐震設計審査指針	発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針
淡水タンク	ろ過水貯蔵タンク 3 号および脱塩水タンク 3 号の総称
低温停止状態	1 次冷却材温度 93℃以下の状態
D/G	非常用ディーゼル発電機
2 次系設備	タービンおよび付属設備
LOCA	原子炉冷却材喪失事故
<b>4. 個別評価項目に対する評価方法および評価結果</b>	
<b>4. 1 地震</b>	
S s	耐震バックチェックにおいて、策定した基準地震動 Ss
イベントツリーの耐震裕度	各起因事象を起点とするイベントツリーの耐震裕度
耐震バックチェック	平成 18 年に改訂された「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に照らした耐震安全性評価
地震 P S A 学会標準	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」
設備等	建屋、系統、機器
P L M	高経年化技術評価
<b>4. 2 津波</b>	
イベントツリーの許容津波高さ	各起因事象を起点とするイベントツリーの許容津波高さ
C C W 喪失	補機冷却水の喪失
<b>4. 4 全交流電源喪失</b>	
運転時	全出力運転状態
停止時	燃料が原子炉から S F P に全て取り出された状態
<b>4. 6 その他のシビアアクシデント・マネジメント</b>	
R W S T 水の持ち込み	高圧注入／低圧注入／格納容器スプレイによる R W S T 水の持ち込み
格納容器スプレイ再循環	格納容器スプレイによる再循環格納容器冷却
格納容器先行破損シナリオ	格納容器内からの除熱の失敗により格納容器の機能喪失に至り、その結果炉心の冷却水が失わ

	れて炉心損傷が発生するシナリオ
格納容器内注水	消火水スプレーによる格納容器内注水
緊急ほう酸注入	緊急ほう酸注入系によるほう酸の添加
高圧再循環	高圧注入による再循環炉心冷却
高圧注入	高圧注入による原子炉への給水
主給水による冷却	主給水による蒸気発生器への冷却
主蒸気ダンプ系の活用	主蒸気ダンプ弁による熱放出
蓄圧注入	蓄圧注入によるほう酸水の給水
低圧再循環	低圧注入による再循環炉心冷却
低圧注入	低圧注入による原子炉への給水
P S A	確率論的安全評価
フィードアンドブリード	「高圧注入」および「加圧器逃がし弁による熱放出」
補助給水による冷却	補助給水による蒸気発生器への給水
炉外水蒸気爆発	原子炉容器外水蒸気爆発
炉内水蒸気爆発	原子炉容器内水蒸気爆発

## 1. はじめに

当社は、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震とそれが引き起こした津波に起因する東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故について、同じ原子力事業に携わる者として重く受け止め、伊方発電所における安全運転およびそれを支える設備の保全に引き続き万全を期すとともに、地震発生直後から、国より指示を受けた緊急安全対策等の対応処置の速やかな実施に加え、耐震安全性評価における余裕の向上等の当社独自の対策を展開し、より一層の安全性向上を目指してきているところである。

平成23年7月22日、原子力安全・保安院から当社に対し、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について（指示）」（平成23年7月22日付平成23・07・20原院第1号）（以下、「総合評価指示文書」という。）が発出され、起動準備の整った原子炉から、一次評価として、安全上重要な施設・機器等について、設計上の想定を超える事象に対して、どの程度の安全裕度が確保されているか評価することとの指示があった。

この指示を受け、当社は対象となる伊方発電所第3号機（平成23年4月29日第13回定期検査開始、平成23年7月8日起動前に実施すべき最終の検査を終了）について、評価を実施することとした。

上記の評価を行うにあたり、伊方発電所第3号機における安全上重要な施設・機器等が現状の設備と管理状況において、国の定める指針へ適合していること、また、シビアアクシデント・マネジメント対策が整備されていること、福島第一原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策等が適切に実施されていることについて明らかにすることとした。

次に、設計上の想定を超える地震、津波、全交流電源喪失、最終的な熱の逃し場の喪失等を起因事象として想定する事故に対する頑健性、すなわちこれらの安全上重要な施設・機器等が安全機能を喪失するまでにどの程度の裕度が確保されているか、また、これらの起因事象ごとに、事象が進展、急変し、燃料の重大な損傷に至る状態（クリフエッジ）を明らかにすることとした。

また、評価においては、設計上の想定を超える事態に対して、安全性を確保するためにとられている措置について、多重防護の観点からその効果を示し、必要な安全水準に一定の安全裕度が上乗せされていることを確認することとした。

本報告書は、伊方発電所第3号機の安全性に関する総合評価のうち、一次評価について、その結果を取りまとめ、原子力安全・保安院に報告するものである。

## 2. 総合評価（一次評価）の手法

伊方発電所第3号機の安全上重要な施設・機器等について、設計上の想定を超える事象に対して、どの程度の安全裕度が確保されているか、以下に示す評価対象時点、評価対象事象、評価の進め方等に基づき評価を実施する。

### 2.1 評価対象時点

伊方発電所第3号機における総合評価（一次評価）は、平成23年9月30日時点における施設と管理状態を対象とする。

### 2.2 評価対象事象

評価対象事象については、総合評価指示文書に基づき、自然現象として、「地震」、「津波」および「地震と津波との重畳」、また、安全機能の喪失として、「全交流電源喪失」および「最終的な熱の逃し場（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項目について評価を実施する。

### 2.3 評価の進め方

安全上重要な施設・機器等について、設計上の想定を超える事象に対して、どの程度の安全裕度が確保されているか評価する。評価は、許容値に対し、どの程度の裕度を有するかという観点から行う。また、設計上の想定を超える事象に対し安全性を確保するためにとられ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。これにより必要な安全水準に一定の安全裕度が上乗せされていることを確認する。

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、それぞれの有効性および限界を示す。

#### 2.3.1 共通的な前提条件および留意点

評価にあたって、各個別評価項目における共通的な前提条件および留意点については以下のとおりとする。

(1) 評価は、平成23年9月30日時点の施設と管理状態を対象に実施することとし、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の後に緊急安全対策として実施した措置の成果（余裕度向上の程度など）についても評価・明示する。なお、将来的に更なる措置を行う場合は、その措置内容と措置の成果（余裕度向上の程度など）についても参考としてまとめる。

(2) 起回事象発生時の状況として、最大出力下での運転など最も厳しい運転

条件を想定すると共に、使用済燃料ピット（以下、「SFP」という。）が使用済燃料で満たされるなど最も厳しいプラント状況を設定する。

- (3) 事象の過程の検討においては、事象の進展や作業に要する時間を合わせて検討する。
- (4) 伊方発電所第1～3号機間の相互作用の可能性についても考慮する。
- (5) 原子炉およびSFPが同時に影響を受けると想定する。また、防護措置の評価にあたっては合理的な想定により機能回復を期待できる場合を除き、一度機能を失った機能は回復しない、プラント外部からの支援は受けられない等、厳しい状況を仮定する。
- (6) 決定論的な手法を用い、過度の保守性を考慮することなく現実的な評価を行う。

### 2.3.2 評価上考慮する事項

各個別項目における評価上、特に考慮する事項については以下のとおりとする。

#### (1) MOX燃料の特徴

伊方発電所第3号機では、平成18年3月、ウラン・プルトニウム混合酸化燃料（以下、「MOX燃料」という。）の装荷に係る原子炉設置変更許可を取得し、平成22年3月よりMOX燃料を装荷した運転を行っている。

MOX燃料の核特性、熱水力特性等の影響は、原子炉設置変更許可申請に係る安全審査において評価されており、MOX燃料の装荷にあたって個別評価項目に係る設備の変更は行われていないことから、本報告書の評価において、MOX燃料の特徴については「全交流電源喪失」および「最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失」の評価に係る崩壊熱のみ考慮する。

#### (2) 経年変化

原子力プラントの機器等については、通常の保全活動による取替や手入れ等により、建設時からの経年変化に対して、適切に機能維持されており、総合評価（地震、津波、全交流電源喪失、最終ヒートシンクの喪失）における経年変化の影響は、一部の経年変化事象を除き、現実的には問題にな

らないと考える。

一部の経年変化事象として、その進展により、「振動応答特性上または構造・強度上「軽微もしくは無視」できない経年変化事象」については、機器等に与える応力を増加させる可能性があるため、「地震」に対する安全裕度を詳細評価する際、必要に応じて、個別に経年変化を考慮する。

(添付資料－2. 3. 1)

その他、「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の評価を行うため、強度的な評価を伴わないこと、また、それ以外の「全交流電源喪失」等に係る評価においては、事象の進展を防止するための緩和手段に係るリソース等に着目した評価を行うことから、経年変化の影響は、これらの評価結果に影響を及ぼさない。したがって、「地震」に係る評価以外においては、経年変化の影響は、考慮を必要としない。

#### 2.4 品質保証活動

品質保証活動の取り組みについては、原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため、社長をトップマネジメントとし、原子力安全に関する品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することとしている。

当社における品質保証活動は、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」を適用規格として策定した伊方発電所原子炉施設保安規定（以下、「保安規定」という。）第3条（品質保証計画）に基づき具体的な手順を定め実施しており、伊方発電所の安全性に関する総合評価に係る品質保証活動においても、これら確立された品質マネジメントシステムのもとで実施する。

(添付資料－2. 4. 1)

また、解析業務をプラントメーカー等から調達する場合は、「原子力発電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」((社)日本原子力技術協会制定)を反映した当社の設計/調達管理標準に基づき、受注者に入力根拠の明確化、入力結果の確認および解析結果の検証等を要求し、当社は受注者がこれら要求した事項を確実に実施していることを確認する。

(添付資料－2. 4. 2)

報告書の作成にあたっては、総合評価指示文書およびその他のエビデンスに基づき、評価方法、評価条件、評価結果等が適切な記載となっていることを確認する。

## 総合評価（地震）における経年変化の考慮について

## 【経年変化の評価への影響の検討方針】

- 原子力発電所は、運転に伴う設備や部品の経年変化等の知見を踏まえた保全計画に基づく点検や部品交換、補修等の保守管理が継続的に行われており、経年変化による機能維持・耐震安全性評価への影響は小さいものと考えているが、参考として、現時点における経年変化による影響についても検討する。
- 伊方発電所第3号機は、営業運転開始から30年を経過しておらず、高経年化技術評価（以下、「PLM」という。）の実績がないことから、これまでのPLMの知見（伊方発電所第1、2号機）等を踏まえ、検討を行う。
- 現時点の経年変化の評価は、これまでの点検記録や運転実績等から行う。

## 【参考】 伊方発電所の運転実績

号機	営業運転開始	営業運転年数	PLMの実施状況
3号機	平成6年12月15日	約17年	—
1号機	昭和52年9月30日	約34年	済 (平成19年8月6日)
2号機	昭和57年3月19日	約30年	審査中 (平成23年3月11日, PLM評価書提出)



## 【経年変化の評価への影響】

## ●耐震安全性への影響の観点から着目すべき経年変化事象

1, 2号機のPLM<sup>\*1</sup>では、安全上重要な機器等における耐震安全性への影響の観点から着目すべき経年変化事象として、以下を抽出している。

耐震安全性への影響の観点から着目すべき経年変化事象<sup>\*2</sup>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経年変化事象

であり、具体的には、腐食（流れ加速型腐食を含む）、応力腐食割れ、中性子照射脆化、中性子照射による延性低下、熱時効による靱性低下、疲労割れ、摩耗が考えられる。 (表－1)

※1：1, 2号機のPLMでは、安全上重要な機器等の経年変化を考慮した耐震安全性について、60年の供用を仮定しても、現在実施している保全内容を継続することにより、経年変化事象が耐震安全性に影響を及ぼさないように対処できるものであると評価している。

※2：その進展により、「振動応答特性上または構造・強度上「軽微もしくは無視」できない経年変化事象」と同義である。  
なお、「絶縁低下」および「特性変化」については、発生する部位によらず、機器等の振動応答特性上または構造・強度上「軽微もしくは無視」できる経年変化事象であり、耐震安全性に影響を与えないと判断している。



## ●経年変化による3号機評価への影響

3号機について、上記に基づき耐震安全性への影響の観点から着目すべき経年変化事象を抽出し、1, 2号機のPLMの知見等も参考にして、これらの事象が想定される設備の保全項目および状況を確認した。

その結果、腐食（流れ加速型腐食を含む）、応力腐食割れ、中性子照射脆化、中性子照射による延性低下、熱時効による靱性低下、疲労割れ、摩耗のいずれの事象に対しても適切に維持管理されており、現時点で機能維持・耐震安全性に影響を与える可能性はない、もしくは小さいことを確認した。 (表－1)

耐震安全性への影響の観点から着目すべき経年変化事象および3号機評価への影響（1/2）

耐震安全性への影響の観点から着目すべき経年変化事象	経年変化事象の概要	3号機評価への影響
腐食 (流れ加速型腐食を含む)	<p>①配管減肉（流れ加速型腐食） 水単相流または配管管壁に液膜が形成されるような二相流の流体条件において、配管壁面近傍の流れにより物質移動が促進されて腐食が加速する事象をいう。</p> <p>②全面腐食 金属材料表面が均一に腐食する状態をいう。 一般に腐食速度が小さいとき、あるいは金属表面を保護性皮膜が覆わない時に生じる。</p>	<p>①配管減肉（流れ加速型腐食）＜炭素鋼配管（主給水設備配管等）＞ 主給水設備配管等は、「発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NG1-2006）」等を踏まえて、頻度を定めて配管減肉調査（肉厚測定）を行っており、適切に維持管理されている。 したがって、減肉状況を継続的に把握し、取替基準肉厚に達する前に取替える等、維持管理が継続されれば、耐震安全性への影響は小さいと考えられる。</p> <p>②全面腐食＜基礎ボルト（床置き機器、配管サポート等）＞ 各種基礎ボルトのコンクリート直上部ならびにメカニカルアンカーのコンクリート埋設部に対しては、巡視点検や定期検査時の試運転にて機器に異常な振動等がないことにより、支持機能に異常がないことを確認している。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p>
応力腐食割れ	<p>特定の腐食環境におかれた金属材料が、持続的な引張応力のもとで時間依存型の脆性的割れを起こす現象をいう。代表的なものとして、600系ニッケル基合金の応力腐食割れ、オーステナイト系ステンレス鋼の照射誘起型応力腐食割れがある。</p>	<p>＜原子炉容器（炉内計装筒等）、蒸気発生器（冷却材出入口管台）＞ 原子炉容器および蒸気発生器の600系ニッケル基合金使用部位における応力腐食割れについては、定期的を目視検査および超音波探傷検査等を実施し、異常がないことを確認している。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p> <p>＜炉内構造物（バップルフォーマボルト等）＞ バップルフォーマボルト等の照射誘起型応力腐食割れについては、定期的上部炉内構造物および下部炉内構造物を取り出して、水中テレビカメラによる目視検査を実施し、異常がないことを確認している。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p>
中性子照射脆化	<p>一般的に金属材料は中性子の照射を受けると非常に微小な欠陥（析出物やマイクロボイド）が生じ、このような欠陥が存在すると材料の変形の際（転位の移動）の抵抗となり、破壊に対する抵抗（靱性）の低下が生じる。 原子炉容器の胴部（炉心領域部）においては、中性子照射とともに関連温度（RT<sub>NDT</sub>）が上昇し、上部棚吸収エネルギー（USE）が低下することは広く知られており、中性子照射脆化と呼ばれている。</p>	<p>＜原子炉容器（原子炉容器胴部（炉心領域））＞ 原子炉容器は、供用期間中検査により炉心領域の溶接線にひび割れ等の有意な欠陥がないことを確認している。 また、中性子照射脆化は材料のCu等の不純物の影響を受けるが、3号機ではこれらの不純物は低くなっており影響は受けにくいと考えられる。これまで第1回（平成8年1月15日～5月10日）および第11回（平成20年9月7日～12月9日）定期検査において、原子炉容器内に設置してある監視試験片を取り出し、試験を行った結果、当該部位の中性子照射脆化は、国内脆化予測式を逸脱しておらず、特異な脆化は認められていない。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p> <p>＜原子炉容器サポート（サポートシュ）＞ 原子炉容器サポートの健全性については、定期的有意な変形等がないことを目視検査している。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p>
中性子照射による延性低下	<p>炉内構造物に使用しているオーステナイト系ステンレス鋼は、フェライト系鉄鋼材料とは金属結晶構造が異なり、靱性が高い材料である。しかし、(財)発電設備技術検査協会の「プラント長寿命化技術開発」報告書によると、オーステナイト系ステンレス鋼照射材の破壊靱性値 J<sub>IC</sub> 試験の結果、運転開始後60年時点に相当する中性子照射量（照射量 1×10<sup>22</sup>n/cm<sup>2</sup>）に対して、靱性値の低下が認められる。</p>	<p>＜炉内構造物（炉心そう）＞ 炉心そうについては、定期的上部炉内構造物および下部炉内構造物を取り出して、水中テレビカメラによる目視検査を実施し、有意な欠陥がないことを確認している。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p>

耐震安全性への影響の観点から着目すべき経年変化事象および3号機評価への影響(2/2)

耐震安全性への影響の観点から着目すべき経年変化事象	経年変化事象の概要	3号機評価への影響
熱時効による靱性低下	1次冷却材管の母管および管台に使用しているステンレス鋼は、オーステナイト相中に一部フェライト相を含む二相組織であるため、高温での長期間の使用に伴い、時間とともにフェライト相内でより熱力学的に安定な組織形態へ移行しようとし、相分離が起こることにより、靱性の低下、材料特性変化を起こす可能性がある。	<p>&lt;1次冷却材管(母管、管台)&gt; 母管および管台の熱時効に対しては、定期的に溶接部の超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥がないことを確認している。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p>
疲労割れ	金属材料は、引張強さ以上の荷重がかかると破断するが、引張強さ以下の荷重でも繰り返して負荷されると破断することがある。この現象が「疲労」と称され、多くの場合、部品の表面で微細なき裂(専門的には金属の結晶粒にすべり)が起こり、このき裂が次第に大きくなり、破断に至る現象である。	<p>&lt;温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動を受ける配管(余熱除去系統配管(余熱除去冷却器出口配管と バイパス配管の合流部)、1次冷却材管(母管と充てん配管との合流部)&gt; 高サイクル熱疲労の発生する可能性の高い部位を「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(日本機械学会)に従って選定し、超音波探傷試験を実施して健全性を確認するとともに、念のために、高サイクル熱疲労を発生する可能性の低い構造に取替えしている。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。 &lt;原子炉運転状態の変化による熱過渡の影響を受ける機器・配管・弁(1次冷却材ポンプ(ケーシング)、蒸気発生器(給水入口管台、管板廻り)、加圧器(スプレイライン用管台)、原子炉格納容器・機械ペネトレーション(主給水系統・伸縮継手)、1次冷却材管(加圧器サージライン用管台)、主蒸気系統配管、1次冷却系統配管(加圧器サージ配管、加圧器スプレイ配管)、弁(抽出ライン第一制御弁他)、加圧器下部スカート)&gt; 設計で想定している過渡回数には十分な余裕があり、また、疲れ累積係数が増加しても許容値の1を超えなければ疲労割れは発生しない。これまでの運転実績による過渡回数は、設計で想定した過渡回数を十分下回っている。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p>
摩耗	摩耗とは、表面を接しながら相対運動する物質の一方あるいは双方の表面における減量(損失)事象をいう。摩耗形態、摩耗原因、摩耗程度、摩耗面などによる分類がなされている。	<p>&lt;炉内構造物(制御棒クラスタ案内管(案内板))&gt; 制御棒クラスタ案内管(案内板)の摩耗による制御棒の案内機能への影響は、定期的に全制御棒の落下試験を実施しており、挿入時間に問題ないことによりその健全性を確認している。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。 &lt;制御棒クラスタ(被覆管)&gt; 制御棒クラスタ(被覆管)の摩耗に対しては、予防保全的に摩耗深さが肉厚を超えないような管理を行うとともに、定期的に、全制御棒クラスタの落下試験を実施し、挿入性に問題ないことを確認している。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。 &lt;蒸気発生器支持脚、1次冷却材ポンプ支持脚(ヒンジ摺動部の摩耗)&gt; 蒸気発生器支持脚、1次冷却材ポンプ支持脚のヒンジ等摺動部の摩耗に対しては、定期的にかみ合い深さ(ヒンジ先端からそれらとかみ合うヒンジ底部までの距離)に異常がないことを目視確認している。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p>

**【総合評価（地震）において考慮すべき経年変化事象】**

●総合評価（地震）において考慮すべき経年変化事象

- 3号機については、耐震安全性への影響の観点から着目すべき経年変化事象のうち、「配管減肉（流れ加速型腐食）」以外の事象については、経年変化状況は把握していくものの、基本的には、現在実施している保全内容を継続することにより、機能維持・耐震安全性への影響がないことが確認できた。（1，2号機のPLMにおける経験を踏まえて判断。）
- 一方、「配管減肉（流れ加速型腐食）」については、減肉状況を継続的に把握し、取替基準肉厚に達する前に取替える等の保全が必要であるということから、3号機の耐震安全性に影響を与える可能性のある経年変化事象として選定した。



**【配管減肉を考慮した耐震安全性評価】**

- 総合評価（地震）においては、耐震Sクラス施設の**主給水設備配管**について、「配管減肉（流れ加速型腐食）」を考慮した耐震安全性評価を行う。

（図－1）

なお、本評価方針は、『伊方発電所3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（改訂版）』（平成23年3月4日提出）と同様である。

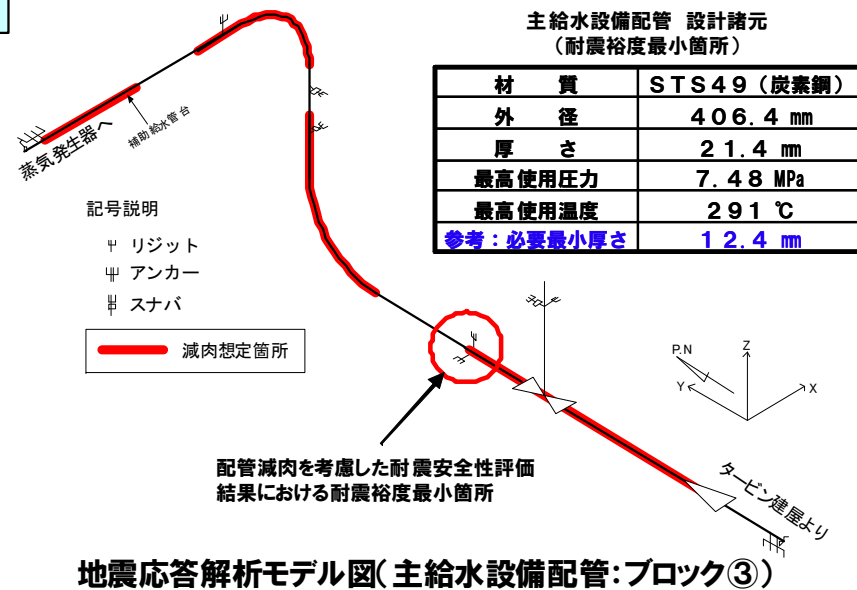
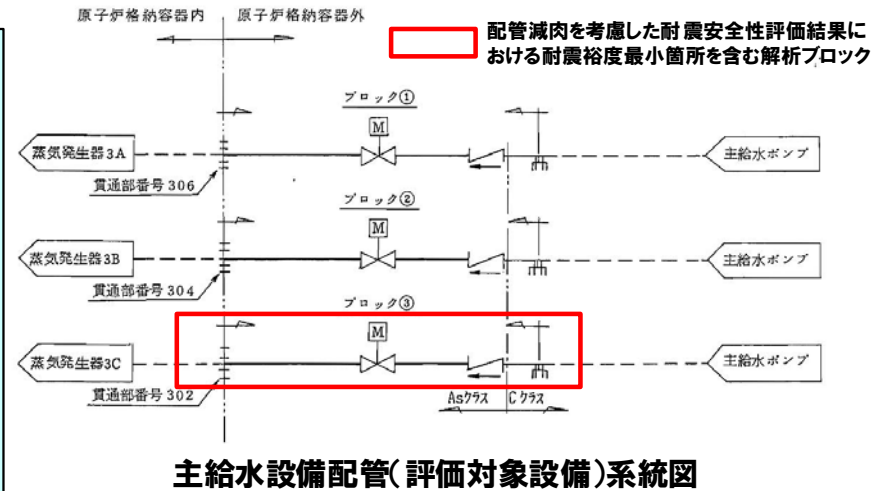
【配管減肉（流れ加速型腐食）を考慮した配管のモデル化の考え方】

配管減肉を考慮した配管のモデル化は、1、2号機等のPLMにおける評価実績および「発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NG1-2006）」等を参考に以下のとおりとしている。

- 減肉想定箇所（配管系内の全ての減肉想定箇所に設定）  
 曲がり部，弁，レジュース，分岐部は下流2D（D：外径）まで，オリフィス部は下流3Dまでの範囲を想定
- 減肉量  
 必要最小厚さ（ $t_{sr}$ ）までの減肉を想定
- 減肉形状  
 周方向および軸方向に一様な減肉を想定

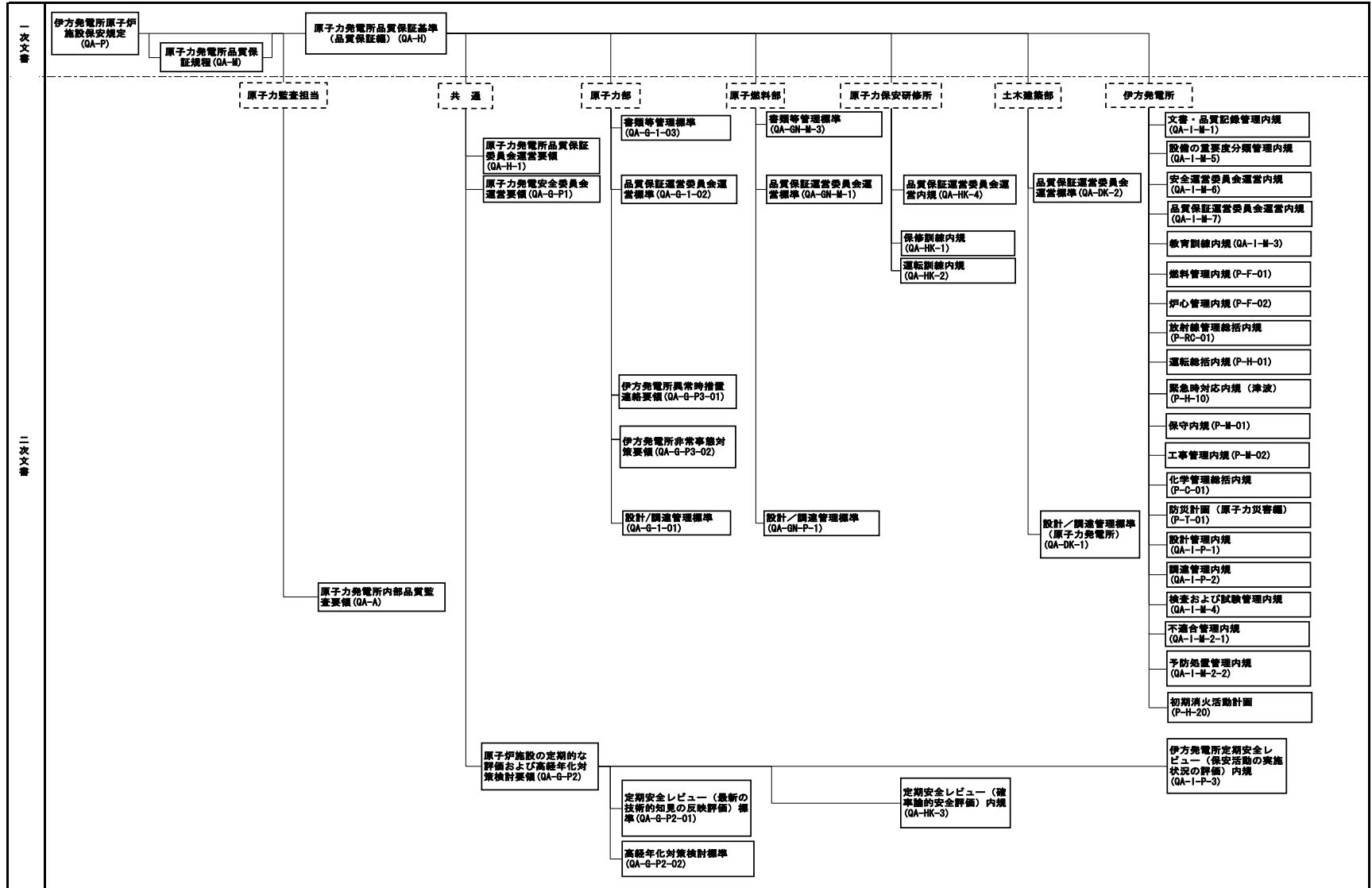
評価結果（3号機）※			
評価対象設備	経年変化条件	一次応力（MPa）	
		発生応力	評価基準値
主給水設備配管	配管減肉（流れ加速型腐食）	132	380

※：『伊方発電所3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（改訂版）』（平成23年3月4日提出）より転記



伊方発電所第3号機 配管減肉（流れ加速型腐食）を考慮した配管のモデル化の考え方

原子力発電所品質保証文書体系



## 設計／調達管理標準 (抜粋)

### 3. 調達要求事項

担当GL等は、調達文書に、適宜、以下の調達要求事項を明確に記載するとともに、新規供給者に品質重要度A、Bクラスの製品または役務を調達する場合は、「伊方発電所調達管理内規」に定める「新規メーカ発注時の手引き」に示す注意点やチェックポイントに留意して調達要求事項を明確にする。

#### (9) 許認可申請等に係る解析業務に関する事項

- a. 以下の解析業務は「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」((社)日本原子力技術協会制定)(以下、「解析ガイドライン」という。)に従って行うことを要求する。
- a) 原子炉設置変更許可申請に係る解析業務
  - b) 工事計画認可申請(届出)に係る解析業務
  - c) 既設発電用原子炉施設の耐震安全性評価に係る解析業務
  - d) 高経年化技術評価に係る解析業務
  - e) その他(担当GLが指定した解析業務)

また、供給者が使用前検査に係り解析業務を実施する場合、定期事業者検査、保安規定の確認項目に影響を及ぼし得る解析業務を実施する場合についても、解析ガイドラインに従って行うことを要求する。

### 6. 調達製品の検証

(1) 担当GL等は、調達製品および役務が調達要求事項を満足していることを次の事項のうち、該当する事項に基づき確認する。

- e. 許認可申請等に係る解析業務の確認
- (a) 「3 調達要求事項(9) a」項で要求した許認可申請等に係る解析業務について、担当GLは、解析ガイドラインに従って以下の事項を立入調査等にて確認し、その結果を記録する。この品質記録は書類等管理標準に従い管理する。
- a) 解析業務の計画書の確認
  - b) 計算機プログラムの検証状況の確認(抜き取り確認)
  - c) 入力根拠の作成状況の確認(抜き取り確認)
  - d) 入力結果の確認状況の確認(抜き取り確認)
  - e) 解析結果の検証状況(審査の実施状況、デザインレビュー等の実施状況を含む)の確認(抜き取り確認)
  - f) 業務報告書の確認状況(抜き取り確認)

### 3. 設備概要および多重防護

原子力発電所の安全確保のために各種の技術的措置が講じられており、安全技術の土台を形成するものとして「多重防護」の考え方に立つ安全対策がとられている。

本章では、まず伊方発電所第3号機の設備概要について述べ、従来からとられてきた多重防護3層（第1層：異常発生の防止、第2層：異常の拡大防止、第3層：事故時の影響緩和）による設計基準事象への適合性について説明する。

その後で、設計基準事象を超えるシビアアクシデント対策（第4層）としてこれまで整備してきたシビアアクシデント・マネジメント対策（以下、「AM策」という。）について述べ、今回の福島第一原子力発電所事故を踏まえて、多重防護の強化策としてとられた緊急安全対策等について説明する。

#### 3.1 設備概要

##### 3.1.1 伊方発電所の概要

伊方発電所は、四国の西北端から九州に向かって細長く伸びた佐田岬半島の瀬戸内海に面した付根に位置している。（添付資料－3. 1. 1）

伊方発電所には1号機から3号機の3基の原子炉があり、いずれも加圧水型原子力発電所である。3基合計の定格電気出力は202.2万kWである。

図3.1.1に伊方発電所の概要を示す。

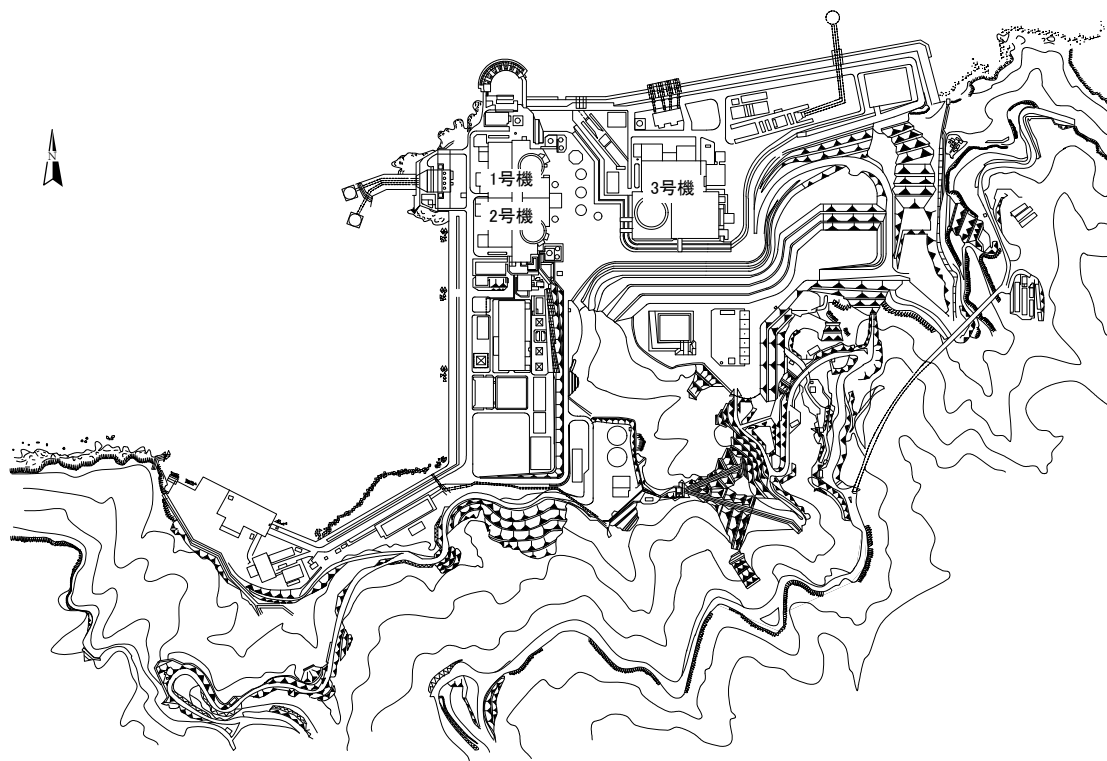


図 3.1.1 伊方発電所の概要



伊方発電所の主要な設置経緯や諸元については以下のとおりである。

【原子炉設置許可日】

- ① 伊方発電所第1号機：昭和47年11月29日
- ② 伊方発電所第2号機：昭和52年3月30日
- ③ 伊方発電所第3号機：昭和61年5月26日

【初臨界日】

- ① 伊方発電所第1号機：昭和52年1月29日
- ② 伊方発電所第2号機：昭和56年7月31日
- ③ 伊方発電所第3号機：平成6年2月23日

【営業運転開始日】

- ① 伊方発電所第1号機：昭和52年9月30日
- ② 伊方発電所第2号機：昭和57年3月19日
- ③ 伊方発電所第3号機：平成6年12月15日

【定格電気出力】

- ① 伊方発電所第1号機：56.6万kW
- ② 伊方発電所第2号機：56.6万kW
- ③ 伊方発電所第3号機：89.0万kW

### 3.1.2 伊方発電所第3号機の設備概要

伊方発電所第3号機は、電気出力89.0万kWのドライ型鋼製原子炉格納容器を持つ3ループ構成の加圧水型軽水炉であり、燃料には低濃縮ウランおよびウラン・プルトニウム混合酸化物を使用している。原子炉および炉心の主要仕様は次のとおりである。

表 3.1 伊方発電所第3号機 原子炉および炉心の主要仕様

炉心熱出力	約 2,652MW
1次冷却材全流量	約 $45.7 \times 10^6$ kg/h
原子炉容器入口1次冷却材温度	約 284℃
原子炉容器出口1次冷却材温度	約 321℃
原子炉圧力	約 15.4MPa [gage]
冷却回路数	3

本原子炉施設では、原子炉の停止に関する系統として自重落下式の制御棒および安全保護系等を、炉心の冷却に関する系統として1次冷却設備（以下、「1次冷却系」という。）、高圧注入系、蓄圧注入系および低圧注入系からなる非常用炉心冷却設備（以下、「ECCS」という。）、蒸気発生器（以下、「S/G」という。）、補助給水系、主蒸気系の安全弁等からなる2次系設備等を、放射性物質の閉じ込めに関する系統として原子炉格納容器、原子炉格納容器スプレイ系等を、さらにこれら安全機能をサポートする系統として電源系、原子炉補機冷却水系、制御用空気系等を備えている。伊方発電所第3号機基本系統図を図3.1.2に示す。

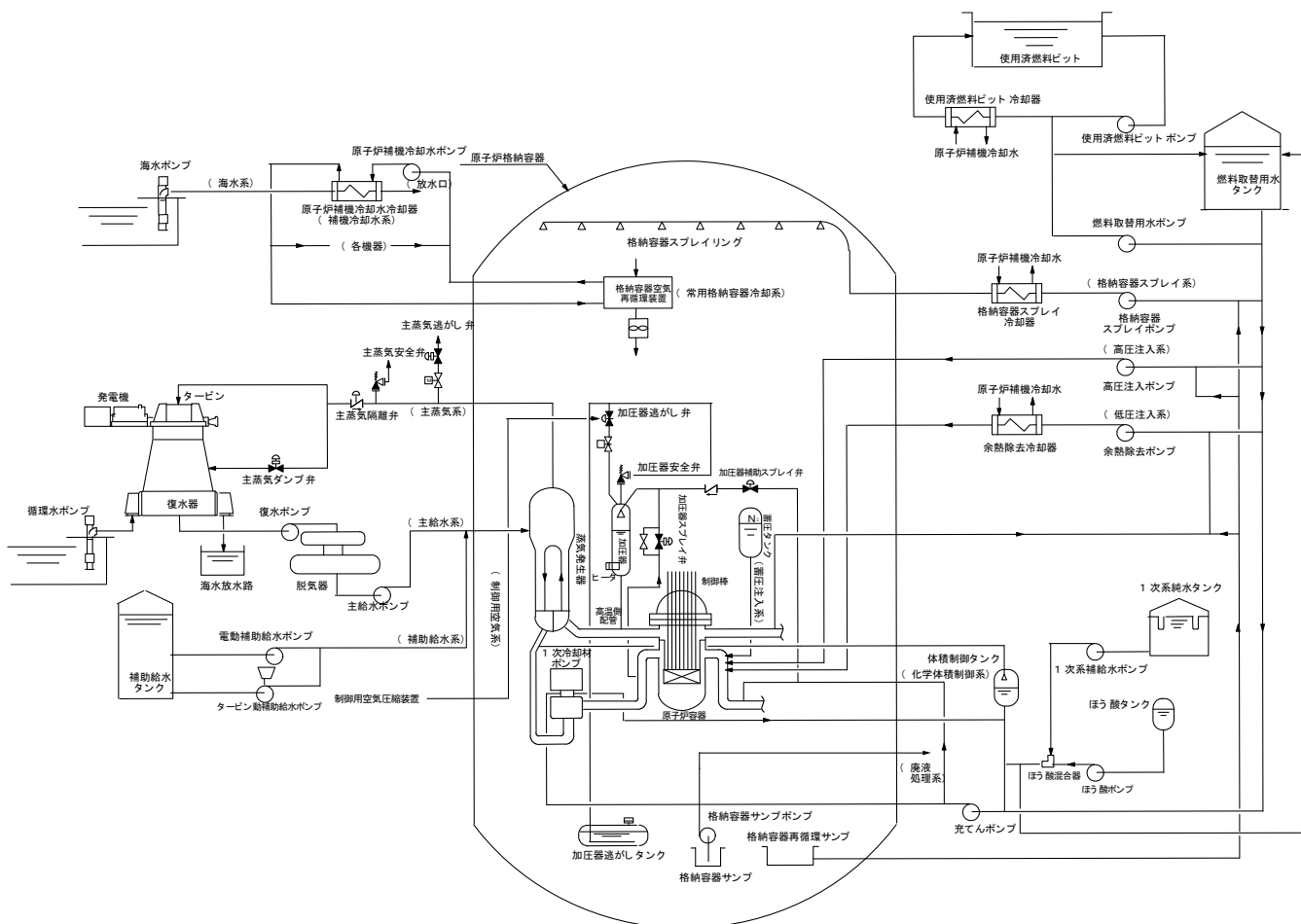


図 3.1.2 伊方発電所第3号機基本系統図

(1) 原子炉の停止に関する系統

通常時は、制御棒および制御棒駆動系からなる反応度制御系またはほう酸タンクを持つ化学体積制御系により、原子炉の起動、出力の調整および原子炉の停止を行っている。異常時にあつては、以下の系統により原子炉を停止する。

a. 制御棒クラスタ

制御棒クラスタは 24 本の制御棒をスパイダ継手で一体化した構造で、原子炉内に 48 体配置している。異常状態を検知して安全保護系の信号により制御棒駆動系の電源を遮断すると、自重で落下して負の反応度を与え、原子炉を停止させる。 (添付資料－3. 1. 2)

b. 化学体積制御系

化学体積制御系は 3 台の充てんポンプによりほう酸タンクの高濃度ほう酸水を 1 次冷却系に注入するラインと燃料取替用水タンク (以下、「R W S T」という。) のほう酸水を 1 次冷却系に注入するラインにより構成され、1 次冷却系にほう酸水を注入して負の反応度を与え、原子炉を停止させる。 (添付資料－3. 1. 3)

(2) 炉心の冷却に関する系統

通常時に炉心で発生する熱は、1 次冷却系から S / G を介して蒸気を作りタービン発電機を駆動する。異常時にあつては、以下の系統により炉心を冷却する。

a. 1 次冷却系

1 次冷却系は、3 ループで構成され各ループに 1 次冷却材ポンプおよび S / G を設け、1 基の加圧器を設置している。1 次冷却系は、E C C S、余熱除去系またはタービンおよび付属設備 (以下、「2 次系設備」という。) を介して炉心を冷却することができる。この他に 1 次冷却系の過圧防止のため、加圧器安全弁、加圧器逃がし弁がある。

(添付資料－3. 1. 4)

b. 非常用炉心冷却系

E C C S は、高圧注入系 2 系統、蓄圧注入系 3 系統、低圧注入系 2 系統を設置し、高圧注入系および低圧注入系は異常状態を検知して安全保護系の信号により自動的に起動する。 (添付資料－3. 1. 5)

(a) 高圧注入系

高圧注入系は、注入時には、高圧注入ポンプにより R W S T のほう酸水を注入し、負の反応度を与えるとともに炉心を冷却する。再循環

時には、原子炉格納容器内に持ち込まれたほう酸水を循環し、炉心を冷却する。

(b) 蓄圧注入系

蓄圧注入系は、原子炉格納容器内に設置され、窒素ガスで加圧された蓄圧タンクにより、原子炉圧力が所定の圧力以下に低下するとほう酸水を自動的に注入し炉心を冷却する。

(c) 低圧注入系

低圧注入系は、注入時には、余熱除去ポンプによりRWS Tのほう酸水を注入し、炉心を冷却する。再循環時には、原子炉格納容器内に持ち込まれたほう酸水を熱交換器で冷却して循環し、炉心を冷却する。

c. 余熱除去系

余熱除去系は、2 系統により構成し、原子炉停止時には1次冷却材を循環して、原子炉の崩壊熱および他の残留熱を熱交換器で除熱し、炉心を冷却する。本系統は、弁の切り替えにより低圧注入系としても使用できる。 (添付資料－3. 1. 6)

d. 2次系設備

2次系設備は、S/Gを介して1次冷却系と熱交換を行うため給水系統と主蒸気系統を設けている。給水系統は電動機駆動と蒸気タービン駆動の主給水系および安全保護系信号等により自動的に起動する2台の電動機駆動と1台の蒸気タービン駆動の補助給水系を、主蒸気系統は15台の主蒸気安全弁および3台の主蒸気逃がし弁と主蒸気ダンプ系を設置し、炉心発生熱および炉心崩壊熱を除去して炉心を冷却する。蒸気タービン駆動の補助給水系および主蒸気安全弁は、発電所内の全ての交流電源が喪失しても炉心を冷却できる。この他にタービン系への蒸気ラインを隔離するための主蒸気隔離弁とタービンを停止させるタービントリップ機能がある。 (添付資料－3. 1. 7)

(3) 放射性物質の閉じ込めに関する系統

通常時は、原子炉格納容器内雰囲気は原子炉格納容器内に設置した4台の空調冷却器およびファンにより構成された原子炉格納容器冷却系によって冷却されている。異常時にあつては、以下の系統により放射性物質を閉じ込める。

a. 原子炉格納容器

原子炉格納容器は、内径約40 m、高さ約77 mの上部半球形下部さら形鏡円筒型（ドライ型）の鋼製格納容器である。その外周は円筒上部ド

ーム型鉄筋コンクリートで囲まれている。原子炉格納容器内自由体積は約 67,900 m<sup>3</sup>あり原子炉冷却材喪失事故（以下、「LOCA」という。）時に放出される水蒸気および可燃性ガスは原子炉格納容器内に蓄積される。原子炉格納容器は通常運転中においても内部の巡回点検が可能である。

（添付資料－3. 1. 8）

b. 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁は、原子炉格納容器からの漏えいを防止するために原子炉格納容器貫通部の配管等に設置され、異常状態を検知して安全保護系の信号により自動的に隔離し、放射性物質を閉じ込める。

c. 原子炉格納容器スプレイ系

原子炉格納容器スプレイ系は、2系統設置し、異常状態を検知して安全保護系の信号により自動的に起動され、水蒸気を凝縮して原子炉格納容器内を除熱し放射性物質を閉じ込める。注入時は、RWS Tのほう酸水を原子炉格納容器内に配置したスプレイリングからスプレイする。再循環時は、原子炉格納容器内に持ち込まれたほう酸水を熱交換器で冷却してスプレイする。

（添付資料－3. 1. 9）

d. アニュラス空気再循環系

アニュラス空気再循環設備は、アニュラス排気ファン、アニュラス排気フィルタユニット等により構成されている。

この設備は、LOCA時に、アニュラス部を負圧に保ちながら、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした空気を浄化再循環し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる機能を持っている。

（添付資料－3. 1. 10）

e. 安全補機室空気浄化系

安全補機室空気浄化設備は、安全補機室排気ファン、安全補機室排気フィルタユニット等により構成されている。

この設備は、LOCA時に、安全補機室（原子炉格納容器スプレイポンプ室、余熱除去ポンプ室等）の空気を浄化し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる機能を持っている。

（添付資料－3. 1. 11）

(4) 安全機能のサポートに関する系統

通常時の電源系は、発電機から所内変圧器を通して供給し、原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系、制御用空気系は通常時も重要な機器を作動させるために使用している。異常時にあつては、以下の系統により安

全機能をサポートする。

a. 電源系

電源系は、主回線（500kV 送電線）2 回線により送受電するとともに、非常用電源として独立した予備回線（187kV 送電線）4 回線からも受電できる。所内電源設備は、通常時に使用する常用母線と非常時に使用する非常用母線に分離され、非常用母線は独立した 2 系統で構成される。それぞれ独立した非常用母線 2 系統は、必要な安全系機器を運転するのに十分な容量を持つ非常用ディーゼル発電機（以下、「D/G」という。）を設置し、非常用母線の電圧低下を検知して自動的に起動する。発電所の安全のため確実な電源を必要とするものは、2 系統の蓄電池から直流電源を供給できる。（添付資料－3. 1. 12）

b. 原子炉補機冷却水系

原子炉補機冷却水系は、2 系統があり、主系統に冷却水を供給するためのポンプと熱交換器を配置し、熱交換器において原子炉補機冷却海水系と熱交換を行っている。（添付資料－3. 1. 13）

c. 原子炉補機冷却海水系

原子炉補機冷却海水系は、原子炉補機冷却水系に海水を供給するため独立した 2 系統がある。（添付資料－3. 1. 14）

d. 制御用空気系

制御用空気系は、空気作動式の弁等を制御するため独立した 2 系統がある。この他に制御用空気系と連絡配管を持つ一般機器に使用する所内用空気系がある。（添付資料－3. 1. 15）

(5) 使用済燃料の貯蔵に関する設備

a. 使用済燃料ピット

SFP（1号、2号および3号機共用）は燃料取扱棟内に設け鉄筋コンクリート造とし、内面は漏水を防ぎ保守を容易にするためにステンレス鋼板で内張りした構造としている。使用済燃料およびMOX新燃料は、ほう素濃度 4,400ppm 以上のほう酸水中で貯蔵される。

SFPの貯蔵容量は、全炉心の約 1,150%相当分である。

b. SFP水浄化冷却系

SFP水浄化冷却設備は、SFP冷却器、SFPポンプ、SFP脱塩塔、SFP脱塩塔フィルタ等からなり、閉回路を構成している。

この設備は、SFP内に貯蔵した使用済燃料から発生する崩壊熱の除去、SFP水の浄化機能を有する。（添付資料－3. 1. 16）

### 3.2 安全設計の適合性

伊方発電所第3号機の安全設計の基本方針の妥当性は「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（以下、「安全設計審査指針」という。）により判断されている。

#### 3.2.1 自然現象に対する安全設計

自然現象に対する設計上の考慮としては、原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統および機器は、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計であること、地震以外の想定される自然現象（洪水・津波等）によって原子炉施設の安全性が損なわれない設計であることが要求されている。

このうち、地震に関しては、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（以下、「耐震設計審査指針」という。）において設計方針の妥当性について判断する際の基本方針が示されている。耐震設計上重要な施設は、敷地周辺の地質構造ならびに地震活動性等の地震学および地震工学的見地から施設の供用期間中に極めてまれにはあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動による地震力に対して、その安全機能が損なわれないように設計されなければならないとされている。

また、地震随伴事象の津波に関しても、耐震設計審査指針の中で、施設の供用期間中に極めてまれであるが発生する可能性があると想定することが適切な津波によっても、施設の安全機能が重大な影響を受けるおそれがないことが求められている。

伊方発電所第3号機の安全設計においては、耐震設計審査指針に従って定められた設計用地震力に十分耐えられる設計であること、地震以外の想定される自然現象（洪水・津波等）によって原子炉施設の安全性が損なわれないように設計されていることを確認している。

#### 3.2.2 設計基準事象に対する安全設計

安全機能を有する構築物、系統および機器は、通常運転の状態のみならず、これを超える異常状態においても安全確保の観点から所定の機能を果たすべきことが安全設計審査指針において求められており、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化」および「事故」について解析し、安全設計評価が行われている。

この安全設計評価は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下、「安全評価審査指針」という。）、「軽水型動力炉の非常用炉心

冷却系の性能評価指針」および「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」等に基づいて行われる。

伊方発電所第3号機の安全設計においては、上記各種指針に基づき、これら「運転時の異常な過渡変化」および「事故」について、表3.2に示す代表的な事象に対して、十分厳しい結果を与える仮定をした解析を行い、安全設計の基本方針が妥当であることを確認している。

表 3.2 設計基準事象

運転時の異常な過渡変化	a. 炉心内の反応度または出力分布の異常な変化
	・原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
	・出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
	・制御棒の落下および不整合
	・原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈
	b. 炉心内の熱発生または熱除去の異常な変化
	・原子炉冷却材流量の部分喪失
	・原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
	・外部電源喪失
	・主給水流量喪失
	・蒸気負荷の異常な増加
	・2次冷却系の異常な減圧
	・蒸気発生器への過剰給水
	c. 原子炉冷却材圧力または原子炉冷却材保有量の異常な変化
	・負荷の喪失
・原子炉冷却材系の異常な減圧	
・出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	
事故	a. 原子炉冷却材の喪失または炉心冷却状態の著しい変化
	・原子炉冷却材喪失
	・原子炉冷却材流量の喪失
	・原子炉冷却材ポンプの軸固着
	・主給水管破断
	・主蒸気管破断
	b. 反応度の異常な投入または原子炉出力の急激な変化
	・制御棒飛び出し



事故	c. 環境への放射性物質の異常な放出
	・放射性気体廃棄物処理施設の破損
	・蒸気発生器伝熱管破損
	・燃料集合体の落下
	・原子炉冷却材喪失
	・制御棒飛び出し
	d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化
	・原子炉冷却材喪失
	・可燃性ガスの発生

### 3.3 AM検討報告書およびAM整備報告書における対策

平成6年3月に通商産業省（当時）へ提出した「伊方発電所3号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」（以下、「AM検討報告書」という。）および平成14年5月に経済産業省原子力安全・保安院へ提出した「伊方発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」（以下、「AM整備報告書」という。）において整備したAM策について説明する。

#### 3.3.1 整備したAM策

AM検討報告書およびAM整備報告書において、AM策としては、原子炉の停止機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能および安全機能のサポート機能の4つの機能に分類され、以下に示す対策が整備されている。

##### (1) 原子炉の停止機能に係る対策

原子炉停止が必要となる異常時には、安全保護系が作動し、制御棒が自重で落下して原子炉に挿入されることにより、原子炉停止機能が確保される。この原子炉停止機能が喪失し、さらに炉心の発生熱の除去に失敗すると最終的に燃料の重大な損傷に至る。この場合の対応として、次の対策を整備している。

##### a. 手動原子炉トリップ

負の反応度の投入機能の観点から、手動により制御棒を落下させるとともにタービンを停止する。

##### b. 緊急ほう酸注入

負の反応度の投入機能の観点から、ECCSまたは化学体積制御系の高濃度のほう酸水を原子炉に注水する。

##### c. 緊急2次系冷却

炉心発生熱の除去機能の観点から、補助給水系を手動起動する。

##### d. 緊急2次系冷却の多様化

原子炉の自動停止および補助給水系の起動に失敗した場合に、主給水系を手動起動し、S/Gにより炉心発生熱を除去する。

##### (2) 炉心冷却機能に係る対策

原子炉停止後、炉心の冷却が必要となる異常時には、ECCS注入、ECCS再循環、漏えい箇所との隔離およびS/Gによる除熱を適切に実施することにより炉心冷却機能が確保される。この炉心冷却機能が喪失した場合、炉心からの崩壊熱除去が不十分となり、最終的に燃料の重大な損傷に至る。この場合の対応として、次の対策を整備している。

- a. 代替注入  
運転員が手動でE C C Sや化学体積制御系のポンプを起動して原子炉へ注水する。
- b. 2次系強制冷却による低圧注入  
原子炉が高圧状態において高圧注入系による注水に失敗した場合の対応として、主蒸気逃がし弁を使用した2次系からの除熱で原子炉を冷却・減圧し、蓄圧注入系および低圧注入系により原子炉へ注水する。
- c. 2次系強制冷却による低圧再循環  
高圧注入系の再循環に失敗した場合の対応として、主蒸気逃がし弁を使用した2次系からの除熱で原子炉を冷却・減圧し、低圧注入系の再循環により原子炉へ注水する。
- d. 2次系強制冷却によるサンプル水冷却  
原子炉が高圧状態において原子炉格納容器スプレイ系が作動失敗した場合の対応として、主蒸気逃がし弁を使用した2次系からの除熱で1次系を通じて原子炉格納容器に流出する再循環水を冷却し、沸騰を防止する。
- e. 水源補給による注入継続  
注入水源であるR W S Tへほう酸水を補給し、E C C S注入機能により原子炉へ注水して、E C C S再循環機能の復旧のための時間余裕を確保する。
- f. 代替格納容器気相冷却  
余熱除去冷却器の機能喪失に対応できるように、原子炉格納容器スプレイ系が作動失敗した場合でも、原子炉格納容器空気再循環系を起動して除熱し、E C C S再循環機能の復旧のための時間余裕を確保する。
- g. 1次系注水・減圧  
原子炉へほう酸水を補給しながら冷却・減圧して漏えいを抑制し、余熱除去系により長期的に冷却する。
- h. 代替給水  
補助給水系が故障した場合に、主給水系を手動起動する。
- i. 2次系水源補給  
補助給水系の水源へ水を補給または別の水源から水を供給する。
- j. フィードアンドブリード（炉心への給水および排水）  
原子炉への高圧注入系による注水と加圧器逃がし弁からの排水により、炉心崩壊熱を除去する。
- k. タービンバイパス系の活用

高圧注入系の多重故障等により炉心の冷却に失敗し、さらに主蒸気逃がし弁を用いたS/Gによる除熱に失敗した場合に、タービンバイパス系を用いてS/Gによる除熱を行い、原子炉を冷却、減圧することにより、低圧注入系で注水または再循環を行う。

l. 代替再循環

ECCS再循環に失敗した場合に、再循環バイパスラインによる炉心注入を行う。

m. 格納容器内自然対流冷却

原子炉格納容器スプレイ系の作動に失敗し、原子炉格納容器圧力が異常に上昇した場合に、原子炉格納容器空気再循環系に原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器内の水蒸気を凝縮させ原子炉格納容器内の雰囲気冷却する。

n. 代替補機冷却

原子炉補機冷却水系の機能が喪失した場合に、原子炉補機冷却水系で冷却している高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ等の機器の停止および2次系強制冷却を実施するとともに、必要に応じてポンプ間欠運転を行うことにより時間余裕を確保し、その間に空調用冷水系を余熱除去ポンプの原子炉補機冷却水系に接続し、余熱除去ポンプの運転を再開する。

o. クールダウン&リサーキュレーション

S/G伝熱管損傷等が発生し、漏えい箇所の隔離に失敗した場合に、ECCS等により原子炉への注水を確保しつつ、主蒸気逃がし弁等を用いたS/Gによる除熱および加圧器逃がし弁等による原子炉の減圧を実施して漏えいを抑制するとともに、余熱除去系により長期的に炉心を冷却する。さらに、余熱除去系による冷却に失敗した場合はRWS Tへほう酸水の補給を行い、フィードアンドブリードによりECCS再循環を実施する。

(3) 放射性物質の閉じ込め機能に係る対策

放射性物質の閉じ込めが必要となる異常時には、原子炉格納容器からの除熱、原子炉格納容器隔離を適切に実施することにより放射性物質の閉じ込め機能が確保される。この放射性物質の閉じ込め機能が喪失した場合、原子炉格納容器内の圧力上昇等により原子炉格納容器の健全性が脅かされる。この場合の対応として、次の対策を整備している。

a. 代替格納容器気相冷却

原子炉格納容器空気再循環系を起動して除熱し、原子炉格納容器スプ

レイ系の復旧のための時間余裕を確保する。

b. 格納容器手動隔離

原子炉格納容器隔離弁が自動的に閉止されていない場合に手動で閉止する。

c. 格納容器内自然対流冷却

(2) m. と同様。

d. 格納容器内注水

炉心損傷を検知し、さらに原子炉格納容器スプレイ系の作動に失敗した場合に、ろ過水貯蔵タンクの水を消火ポンプを用いて、原子炉格納容器スプレイ系のスプレイリングからスプレイすることにより、原子炉格納容器内に注水し、崩壊熱により発生する水蒸気を格納容器内自然対流冷却等により凝縮する。

さらに、原子炉格納容器スプレイおよび格納容器内自然対流冷却の両方に失敗した場合でも、前述の水源を使用して原子炉格納容器スプレイリングからスプレイすることで、崩壊熱をそのスプレイ水に蓄熱して圧力上昇を抑制することができる。これにより、原子炉格納容器スプレイ系または格納容器内自然対流冷却の復旧のための時間余裕を確保する。

e. 1次系強制減圧

高圧注入系の作動失敗およびS/Gによる除熱失敗により原子炉が高圧状態になった場合に、加圧器逃がし弁を手動で開放して原子炉を減圧することにより原子炉格納容器雰囲気直接加熱\*の発生を防止する。

\*原子炉格納容器雰囲気直接加熱とは、1次系が高圧状態で原子炉容器が破損することにより、高温の溶融物が噴出・分散放出され、溶融物の微細化により雰囲気ガスへの熱移動および化学反応が促進され、格納容器内雰囲気が溶融物から直接加熱される現象をいう。このとき、雰囲気の急速な加圧が生じ、格納容器が過圧破損する可能性がある。

(4) 安全機能のサポート機能に係る対策

安全機能が要求される異常時には、非常用所内電源系、直流電源系、原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系および制御用空気系等により、安全機能のサポート機能を確保する。この安全機能のサポート機能が喪失した場合、電源、冷却水および制御用空気等サポート機能に依存する機器に期待できなくなる。この場合の対応として、次の対策を整備している。

a. 電源復旧

動力用の交流電源が全て喪失した場合に、中央制御室あるいは現地においてD/Gの起動等により非常用母線への電源回復を試みる。

b. 直流電源確保

動力用の交流電源が全て喪失した場合に、事象収束に不要な直流電源からの負荷を切り離して蓄電池を効果的に利用する。

c. 号機間電源融通

動力用の交流電源が全て喪失した場合に、原子炉施設の安全系機器を手動に切り替えて自動起動しないよう措置した後、隣接する原子炉施設の安全系機器 1 系列の電源が確保されていることを確認してから、残りの 1 系列の D/G から、動力用の交流電源が全て喪失した原子炉施設に電源を融通する。これにより、当該原子炉施設の安全系母線の電圧を確立させ、その後順次安全系機器を手動で起動していく。

d. 補機冷却水系回復

原子炉補機冷却水系に異常が発生した場合に、原子炉補機冷却水系の回復を図るとともに必要な機器への冷却水を確保する。

e. 代替補機冷却

(2) n. と同様。

f. 代替制御用空気供給

制御用空気系喪失時に所内用空気系から供給を受ける。

### 3.3.2 実施体制の整備

伊方発電所においては、異常兆候発生段階から必要に応じて発電所内に対応組織を招集する体制を整えており、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伊方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、「災害対策本部」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、災害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

災害対策本部をシビアアクシデント・マネジメントの実施組織とし、シビアアクシデント・マネジメントに係わる対応操作は、異常兆候発生当初からの継続性を考慮して中央制御室の運転員が行うこととしている。また、中央制御室の運転員を除く災害対策本部全体（以下、「支援組織」という。）が、中央制御室の運転員を支援することとしている。

(添付資料－3. 3. 1)

a. 対応操作を行う組織

当直長以下の運転員は、中央制御室に 24 時間の当直体制で常にプラン

トの監視、運転操作等を行っており、異常兆候が発生した場合の事態収束およびシビアアクシデント・マネジメントに係わる対応操作を行う。

b. 支援組織

シビアアクシデント・マネジメントを実施する組織は、異常事態の深刻さに応じて連続的に対応できることが必要であり、また、既存の組織との重複などの組織上の混乱をもたらす要因を排除する観点から、支援組織が通報連絡、技術評価、放射線測定等を実施することによって中央制御室の運転員を支援する。

(2) 要員の招集

運転員は 24 時間の当直体制を行っており、異常兆候が発生したことを中央制御室の当直長が確認した場合には、必要な措置を講ずるとともに、平日、夜間、休日を問わず、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、必要な要員が招集され、中央制御室とは別に、技術支援等を行う体制を確立する。さらに、この異常兆候が拡大し原子力災害が発生するおそれがある場合あるいは発生した場合には、発電所長は伊方発電所原子力事業者防災業務計画に基づき、要員を招集し、災害対策本部を設置する。災害対策本部が設置された場合、中央制御室の運転員を除く災害対策本部全体が支援組織として機能することとなり、シビアアクシデント・マネジメントのための体制が確立される。

伊方発電所では、24 時間体制で連絡責任者および連絡当番者を選任し、災害対策本部要員の招集が必要な際に、一斉連絡装置等を用い、招集を行うこととしている。また、連絡訓練等を適宜実施し、円滑な要員の招集が可能なことを確認している。

(添付資料－3. 3. 2)

(3) 施設、設備等

発電所では、災害対策本部は発電所事務所内に設けられた緊急時対策所に設置される。緊急時対策所には、プラント状態の把握、技術評価、AM 策の検討、線量評価、外部への通報連絡等、シビアアクシデント・マネジメントの実施に必要な資機材をあらかじめ整備している。

a. 通信連絡設備

電話（社内、社外への専用連絡回線）、F A X（社内、社外への専用連絡回線）、運転指令装置、無線設備、一斉連絡装置（主要要員の所持する携帯電話に一斉呼び出しするシステム）

b. 安全パラメータ表示装置

原子炉出力、1次冷却系圧力・温度、原子炉格納容器圧力・温度等のプラント運転データの収集、CRT表示するシステム

c. 環境モニタリング盤

モニタリングステーション、モニタリングポスト等の敷地内外の放射線モニタのデータを表示、記録するシステム

d. 放射線総合管理システム

放射線モニタ、気象データの収集、CRT表示をするとともに、収集した情報等に基づき、環境への放射能影響評価を行うシステム

e. 手順書類

故障・事故処理内規、故障・事故処理内規（第二部）、故障・事故処理内規（第三部）、アクシデントマネジメントガイドライン等の必要な手順書類

f. 技術図書類

系統図、安全保護系ロジック一覧、プラント配置図等

また、この他、原子炉施設内での作業、防護活動に必要な放射線測定器、マスク、作業服等を緊急時対策所、中央制御室、放射線管理区域への出入管理室等に整備している。

(4) 計測設備の利用可能性

シビアアクシデント時には、パラメータの計測範囲や計測設備のおかれる環境が通常時と異なることが予想されるため、AM策を実施する上で必要となるパラメータについては、計測範囲や耐環境性を確認するとともに、必要な計測設備を整備している。また、安全上特に重要なパラメータについては、緊急時対策所にも表示できる。

また、AM策を実施する上でプラント状態の把握や操作実施の判断に用いるパラメータ等については、万一測定できない場合に備えて、バックアップとなるパラメータや参考となる他のパラメータ等を手順書に記載している。

(5) 通報連絡等

原子力災害が発生するおそれがある場合あるいは発生した場合には、災害対策本部が設置され、情報の収集・記録、原子力災害状況の把握を行い、あらかじめ定められた経路で通報連絡を行い、かつ、国などの外部の専門家からの助言を受ける等、情報の一元管理を行う組織である情報連絡班が



設置される。

(添付資料－ 3. 3. 3)

### 3.3.3 手順書類の整備

シビアアクシデント・マネジメントが必要な状況では、中央制御室の運転員が対応操作を行い、支援組織がさまざまな形で運転員を支援する活動を行う。このため、シビアアクシデント発生時に使用する手順書としては、役割分担および事象の進展状況に応じ、中央制御室の運転員用、支援組織用として以下のとおり整備している。(添付資料－ 3. 3. 4)

#### (1) フェーズⅠ AM用手順書

中央制御室の運転員が、主体となり AM策の対応操作を実施する手順について故障・事故処理内規（第二部）に記載している。本手順書は、主に多重故障等の設計基準事象を超える事故・故障に対応するための手順書として整備されており、事故の起因事象やそこに至る事象の経過に係わらず、プラントの安全上重要な安全機能を確保するための対応手順（安全機能ベース）および設計基準事象を超える多重故障においてあらかじめ想定される事象への対応手順（事象ベース）を定めている。

#### (2) フェーズⅡ AM用手順書

事象の進展が急速であり支援組織からの支援が期待できない場合等を考慮して、中央制御室の運転員が炉心損傷の影響を緩和するための対応を実施する手順について故障・事故処理内規（第三部）に記載している。

また、炉心損傷に至った際に支援組織において技術評価を行う調査復旧班および運転班が使用し、事故の進展防止、影響緩和のために実施すべき AM策を、総合的観点から判断、選択できるようアクシデントマネジメントガイドラインを整備している。また、適切な AM策を選択するために必要な、様々な技術的情報等を知識データベースに整理してとりまとめている。

### 3.3.4 教育等の実施

伊方発電所災害対策本部員に対し、シビアアクシデント・マネジメントを実施する際の役割に応じたアクシデントマネジメントに関する教育等を実施している。(添付資料－ 3. 3. 5)

#### (1) 中央制御室の運転員

中央制御室の運転員を対象に、机上教育にて、シビアアクシデント時の物理現象やプラント挙動、AM策の概要等の教育を年1回実施している。

また、班長以上を対象に、アクシデントマネジメントガイドラインを用いた代表的な事故シナリオ進行時のAM策検討についての教育や炉心損傷以降において運転員に必要な知識に関する教育を年1回実施している。

さらに、当社や株式会社原子力発電訓練センターのシミュレータにおいて、対応操作訓練を実施している。

## (2) 支援組織の要員

支援組織の全要員を対象に、シビアアクシデントの概要、AM策の概要、支援組織の位置付けおよび手順書の構成等についての教育を年1回実施している。

また、支援組織の中でも、調査復旧班および運転班等については、アクシデントマネジメントガイドラインを用いた代表的な事故シナリオ進行時のAM策検討についての教育を年1回実施している。

さらに、支援組織の中でも、総括および運転班については、炉心損傷以降において運転員に必要な知識に関する教育を年1回実施している。

### 3.4 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、東北地方太平洋沖地震とそれが引き起こした津波により安全機能の広範な喪失が一時に生じ、多重防護の各層が次々と破られたため、炉心の損傷にまで至る結果となった。

このため、平成23年3月30日付け指示文書「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）」に基づき、津波により3つの機能（全交流電源、海水冷却機能、SFPの冷却機能）を全て喪失したとしても、炉心損傷や使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制しつつ冷却機能の回復を図るために緊急安全対策を立案・整備した。

以下に、平成23年4月25日に「平成23年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策に係る実施状況報告書」（以下、「実施報告書」という。）で報告した伊方発電所第3号機に係る安全対策に加え、実施報告書提出以降に実施した安全対策の実施状況の概要についても示す。

#### 3.4.1 津波発生によるPWRプラントにおける想定事象

極めて大きな津波により、3つの機能喪失を想定した場合のPWRプラント挙動について検討した。

全交流電源喪失に伴い、蓄電池から中央制御室等のプラント監視上必要な箇所に給電が開始されるが、蓄電池容量には限りがあるため、一定時間が経過した以降は蓄電池が枯渇し、プラント監視機能の喪失が考えられる。

また、全交流電源喪失とほぼ同時に、タービン動補助給水ポンプが起動し、S/G 2次側への給水が行われ、S/Gを介して原子炉の冷却が行われる。当該ポンプは補助給水タンク等を水源としているが、タンクへの新たな給水がなければ、タンクの水は枯渇し、以降、S/Gによる冷却は期待できなくなる。その結果、1次冷却材の温度および圧力が上昇することにより炉心内の冷却材が減少し、最終的には炉心が露出し、損傷に至ることが考えられる。

一方、SFPについては、冷却機能が喪失することによりピット水温は徐々に上昇し、沸騰状態となると水量は次第に減少し、SFPへの新たな給水がなければ使用済燃料が露出し、損傷に至ることが考えられる。

津波発生時の想定事象（緊急安全対策実施前）を図3.4.1に示す。

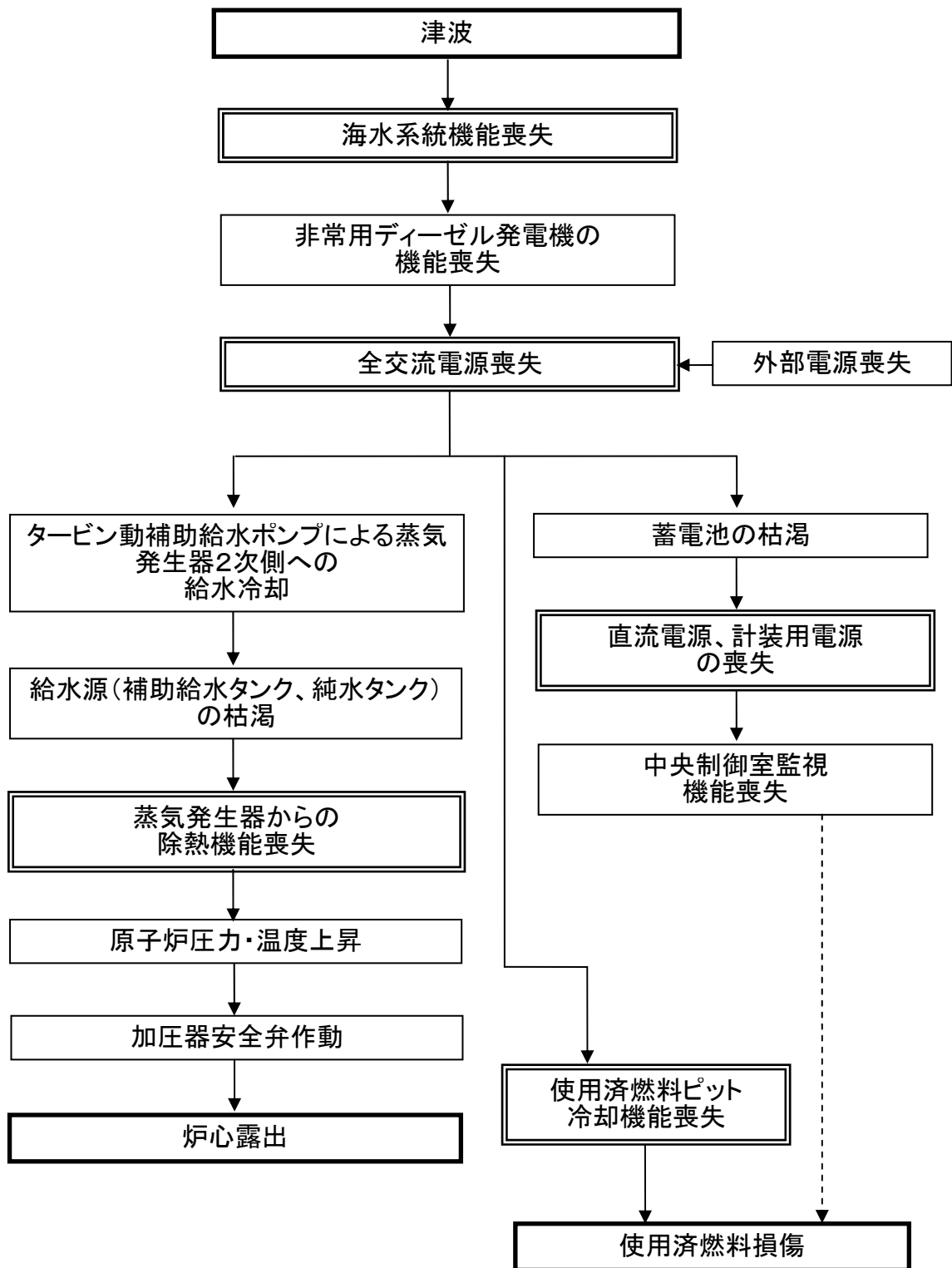


図 3.4.1 津波発生時の想定事象（緊急安全対策実施前）

### 3.4.2 想定事象に対する対応シナリオ

こうした状況にプラントが至らないよう、前述の評価も踏まえ、津波により3つの機能を全て喪失した場合においても、継続的に原子炉および使用済燃料を冷却するために、以下の対応を行うこととした。

(1) 電源車等による電源応急復旧

(2) S/Gへの給水確保

(3) SFPへの水補給

(4) 代替海水供給

以上の対応を具体的に実現するための、概略シナリオについては以下のとおりである。

また、津波発生時の対応シナリオ（緊急安全対策実施後）を図3.4.2に示す。  
(添付資料－3.4.1)

#### (1) 電源車等による電源応急復旧

全交流電源喪失後、蓄電池から中央制御室等のプラント監視上必要な計器類への給電は限られた時間しか期待できないため、早期に電気を供給できるよう、電源車または隣接する変電所から中継盤を介した給電用ケーブルを安全系高圧母線負荷側につなぎ込み、継続的に原子炉および使用済燃料の冷却が行えるようにする。  
(添付資料－3.4.2)

#### (2) S/Gへの給水確保

タービン動補助給水ポンプによる炉心の崩壊熱の除去を継続するためのS/G 2次側への給水については、通常、補助給水タンク内の水により実施するが、事態が長期に亘る場合には、他の水源から必要な水を確保する。

(添付資料－3.4.3)

#### (3) SFPへの水補給

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水量の減少を補うため、事象発生時に実施可能な手段を選択し、SFPへ水を補給する。

(添付資料－3.4.4)

#### (4) 代替海水供給

海水ポンプの代替として、海水取水用水中ポンプにより、原子炉補機冷却器およびD/Gに海水を供給し、原子炉を1次冷却材温度93℃以下（以下、「低温停止」という。）の状態までの移行をさらに安定的に行う。

(添付資料－3.4.5)

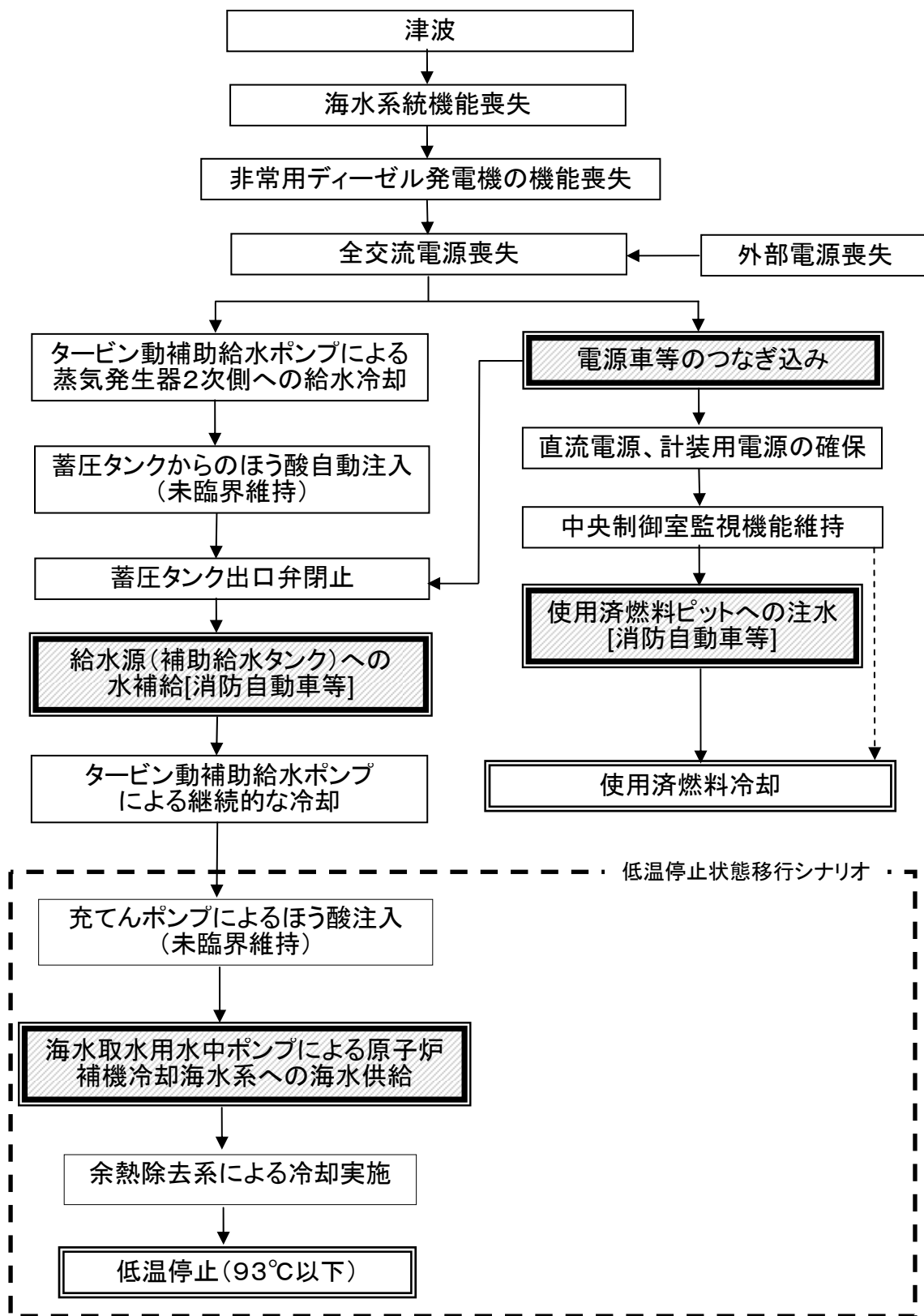


図 3.4.2 津波発生時の対応シナリオ（緊急安全対策実施後）

### 3.4.3 緊急安全対策の実施

3つの機能が喪失した場合においても、3.4.2に示した対応シナリオにより、炉心損傷および使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制しつつ原子炉施設の冷却機能の回復を図るため、直ちに講じるべき対策として以下のとおり、緊急安全対策を実施した。

#### (1) 電源車、消防自動車等の配備

外部電源およびD/Gによる電源が確保できない場合に、炉心を安定的に冷却し、原子炉の状態監視等が可能となる緊急時の電源を確保するため、電源容量300kVAの電源車および必要な資機材を実施報告書提出までに津波の影響を受けない場所(T.P.+32m)に配置した。

その後、実施報告書にて報告したとおり、必要な電力をさらに安定的に供給することができるよう、電源容量4,500kVAの電源車および必要な資機材を津波の影響を受けない場所(T.P.+32m)に配置した。

なお、4,500kVAの電源車は配備場所でのケーブル接続が可能とした。

(添付資料－3.4.6)

タービン動補助給水ポンプによるS/G2次側への除熱のための水源である補助給水タンク等へ淡水や海水を補給するため、また、SFPを冷却する手段がなくなった場合に、淡水や海水をSFPに供給するため、消防自動車、可搬型消防ポンプおよび必要な資機材を津波の影響を受けない場所(T.P.+32m)に配置した。

消防自動車で淡水タンク(以下、ろ過水貯蔵タンク3号および脱塩水タンク3号を総称して「淡水タンク」という。)から淡水を補給する場合はT.P.+32m、消防自動車または可搬型消防ポンプで海水を補給する場合はT.P.+10mに消防自動車を移動または可搬型消防ポンプを運搬して使用する。

なお、電源車、消防自動車等の配備場所(T.P.+32m)の周辺斜面に関しては、耐震バックチェックにおいて余裕をもって十分な耐震性を有していることを確認しており、地震時に周辺斜面が崩壊することは考え難い。また、海水を補給する際の消防自動車等の移動経路を2ルート確保するとともに、整地に必要なホイールローダも準備していることから落石等により通行性が著しく阻害されることはないと考ええる。

(添付資料－3.4.7)

#### (2) 水密性の向上

タービン動補助給水ポンプ、蓄電池等のS/Gの除熱に必要な安全上重

要な機器が設置されているエリアの建屋入口扉等にシール施工を行うことにより、水密性の向上を図った。

(3) 外部電源の多様化

外部電源の多様化を図るため、発電所に隣接する変電所から構内まで配電線（6,600V）を敷設した。

(4) 海水取水用水中ポンプの配備

海水ポンプの代替として、D/Gおよび安全系機器に冷却用海水を供給できる水中ポンプ等を津波の影響を受けない場所(T.P.+32m)に配備した。

上記対策を実施することにより、S/Gからの除熱を通じて炉心の崩壊熱の除去が行われ、炉心を安定的に冷却させることが可能となった。また、3.5で述べる「シビアアクシデントへの対応」で実施したものも含め、実施報告書提出以降に実施した対策により、万一、3つの機能が喪失した場合でも迅速に事故対応活動を実施し、実施報告書提出時点においても可能であった原子炉の低温停止状態までの移行をさらに安定的に実現することが可能となり、継続的に原子炉および使用済燃料の冷却が行えることとなった。

図3.4.3に平成23年4月25日（実施報告書提出）時点の緊急安全対策の概要を示し、図3.4.4に平成23年9月30日時点の緊急安全対策の概要を示す。



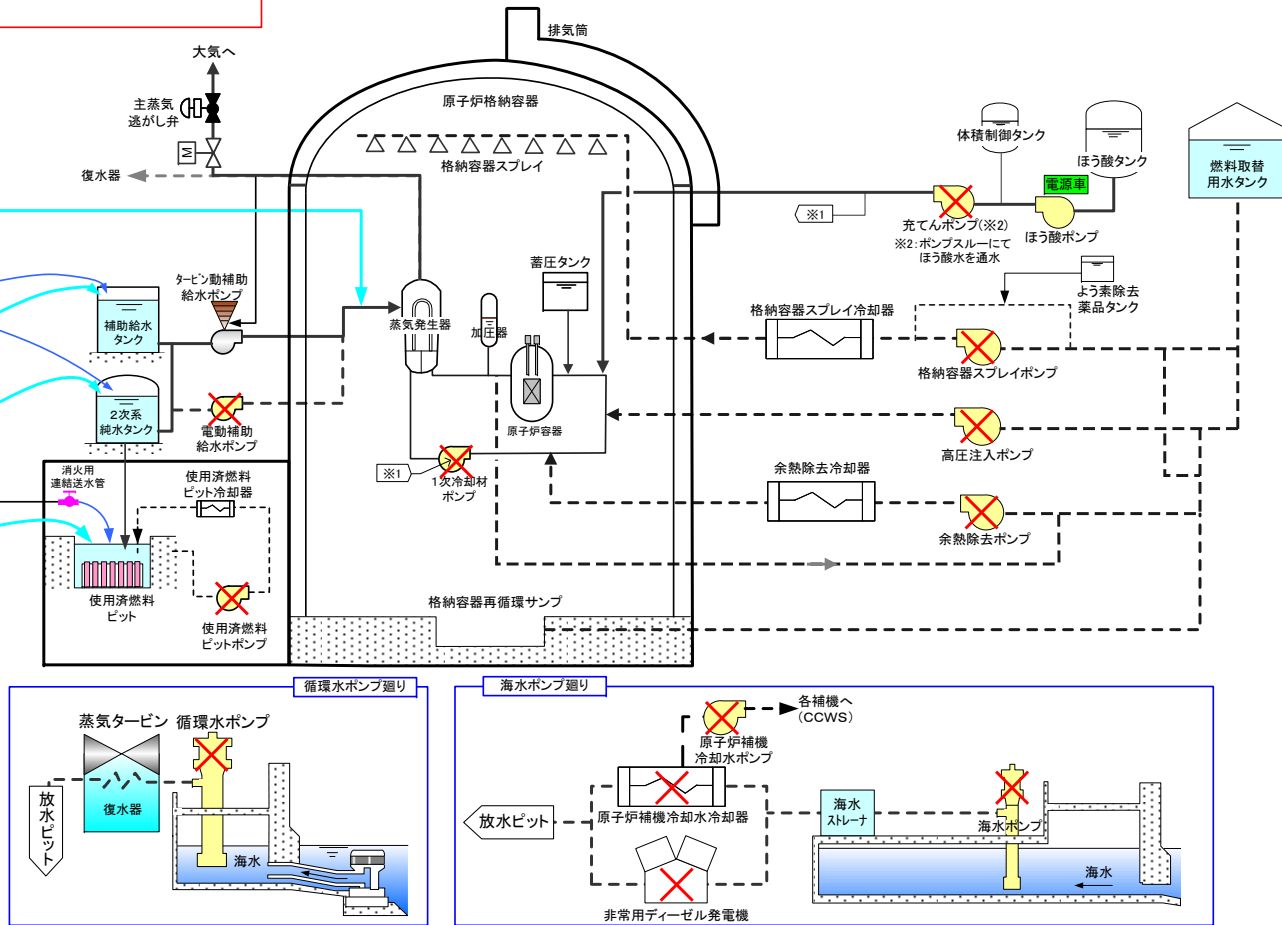
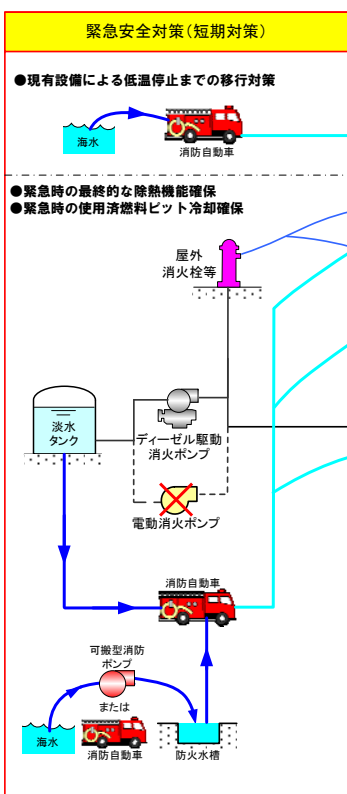
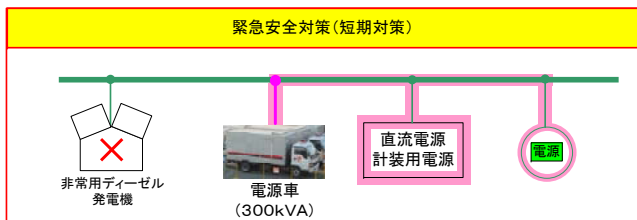
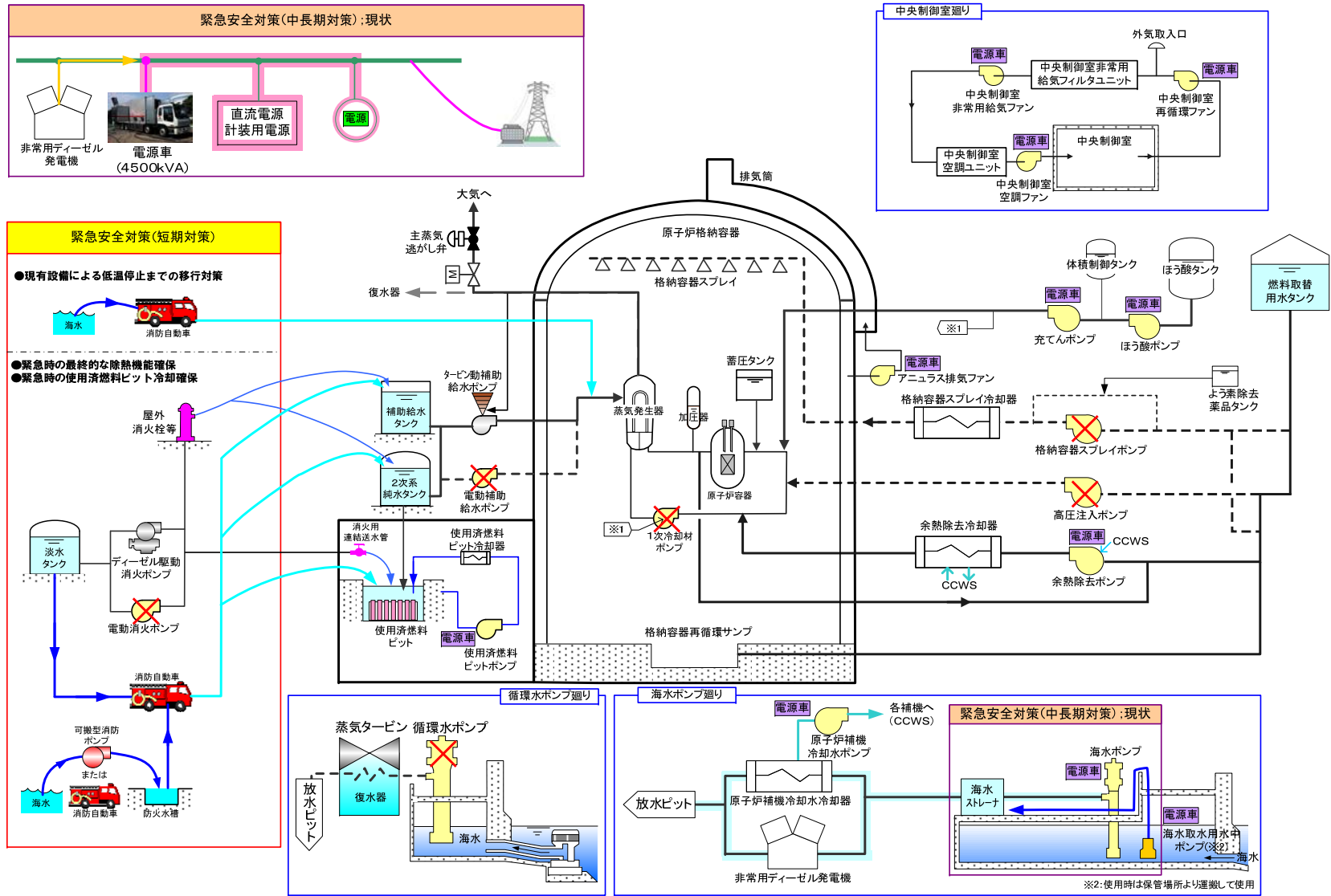


図 3.4.3 緊急安全対策概要：平成 23 年 4 月 25 日時点

図 3.4.4 緊急安全対策概要：平成 23 年 9 月 30 日時点



#### 3.4.4 緊急安全対策に係る実施体制の整備

3つの機能が喪失した場合において、3.3.2で述べたとおり伊方発電所原子力事業者防災業務計画に基づき、原子力防災組織として災害対策本部が設置され、各種措置がとられることになっているが、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、災害対策本部の下、3つの機能が喪失した場合の具体的な緊急時対応業務の実施体制・職務を「伊方発電所 緊急時対応内規（津波）」に定めた。  
(添付資料－3.4.8)

#### 3.4.5 手順書類の整備

福島第一原子力発電所での事故を踏まえて、津波による電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための緊急時対応計画として、体制、職務、実施方法、訓練、資機材等について、内規および手順書を新たに策定し、また、関連する運転内規の改正を行った。

以下に、福島第一原子力発電所での事故を踏まえて新たに整備した手順書類を示す。

- ・故障・事故処理内規（第二部）【改訂】
- ・伊方発電所 緊急時対応内規（津波）【新規】
- ・全交流電源喪失時における電源車等による給電手順書【新規】
- ・全交流電源喪失時における冷却水供給手順書【新規】
- ・全交流電源喪失時における冷却用海水供給手順書【新規】
- ・全交流電源喪失時における設備対応共通手順書【新規】
- ・緊急時対応教育訓練マニュアル【新規】
- ・緊急時対応用資機材管理マニュアル【新規】
- ・緊急時対応用通信設備使用マニュアル【新規】

#### 3.4.6 緊急安全対策に係る教育・訓練

緊急安全対策の実行性を高めるため、津波による電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための緊急時対応として定めた電源応急復旧、S/G給水維持、SFP冷却水補給、電源車や消防自動車等への燃料補給等に関する項目について、対象者は年1回教育を受講すること、また訓練についても対象者は年1回実施することを「緊急時対応教育訓練マニュアル」に定め、実施している。訓練を通じ、改善点が抽出された場合は、手順書類へのフィードバックを行っている。  
(添付資料－3.4.9)

(添付資料－3.4.10)

### 3.4.7 中長期設備強化対策

より一層の信頼性の向上を図るため、緊急安全対策に加え、設備の恒設化や冗長性の確保等の設備強化対策も併せて実施し、炉心損傷や使用済燃料の損傷防止に対する一層の信頼性の向上を図ることとしている。

以下に計画している中長期の設備強化対策の概要を示す。

#### (1) 恒設非常用発電機の設置

定期検査時等に現状のD/Gを待機除外にしても、非常用発電設備が2台動作可能であることを確実に担保できるよう新たに非常用発電機を設置する。

#### (2) 海水ポンプモータ予備品の配備

D/Gおよび安全系機器に冷却用海水を供給するための重要な機器である海水ポンプモータの予備品を配備する。(平成23年度末完了予定)

#### (3) 消防自動車の追加配備

SFP等の冷却水を確保する観点から消防自動車を追加配備する。(平成24年度上期完了予定)

#### (4) 大容量電源車の置き換え

配備済みの大容量電源車(ガスタービン式発電機4,500kVA×1台)を、燃費性能に優れた大容量電源車(空冷式ディーゼル発電機1,825kVA×2台)に置き換える。(平成23年12月中旬完了予定)

#### (5) 安全上重要な機器を設置しているエリアの防水対策

タービン動補給水ポンプ、D/G、直流電源装置等の安全上重要な機器が設置されているエリアの防水対策として、水密扉への取替え等を行う。(2~3年程度で完了予定)

#### (6) 海水ポンプエリアの防水対策強化

海水ポンプエリアへの津波の影響を低減するための防水対策を実施する。(2~3年程度で完了予定)

### 3.5 シビアアクシデントへの対応

平成23年福島第一・第二原子力発電所事故に係る原子力災害対策本部において、同事故に関する報告書が取りまとめられ、事故を収束するための懸命な作業の中で抽出された課題（シビアアクシデントへの対応）から、万一シビアアクシデントが発生した場合でも迅速に対応するための措置が整理されたことを踏まえ、平成23年6月7日付け指示文書「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）」により、以下の項目について取り組み、その実施状況を報告するよう経済産業大臣から指示を受けた。

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

以下に、平成23年6月14日に原子力安全・保安院に「平成23年福島第一原子力発電所事故を踏まえたシビアアクシデントへの対応に関する措置に係る実施状況報告書」で報告し、これまでに検討・実施した対策の概要を示す。

#### 3.5.1 中央制御室の作業環境の確保

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、緊急安全対策として配備した電源車等から中央制御室空調ファン、中央制御室再循環ファンおよび中央制御室非常用給気ファンに給電することとし、各ファンの運転に必要なダンパを開放して中央制御室空調設備を閉回路循環で運転することにより外部からの放射性物質の侵入を防止するとともに、中央制御室内の空気を浄化し、中央制御室の居住性を維持できるよう手順書を策定した。（添付資料－3.5.1）

電源容量については、緊急安全対策に必要な容量にこれらの必要容量を加えても、配備した電源車の容量を下回っている。

（添付資料－3.4.6）

#### 3.5.2 緊急時における発電所構内通信手段の確保

緊急時において発電所構内作業の円滑化を図るため、全交流電源喪失時

における確実な発電所構内の通信手段および照明を確保する必要がある。

発電所構内での通信手段としては、構内PHS等を配備しており、全交流電源喪失時においても内線電話（構内PHS、固定電話）の一部は蓄電池により数時間以上使用可能であるが、長時間の全交流電源喪失や津波による浸水時の構内PHSの代替通信手段として、トランシーバおよび電池式のインターホン、ノーベルホンを配備した。

今後、発電所構内の内線電話について、緊急時においても使用可能となるよう、交換機等を現在新設中の新事務所ビル（免震ビル）の4階などの高所に移設するとともに、内線電話の交換機等に供給する電源も、新事務所ビルの4階に移設し、新事務所ビル設置の非常用発電機からも電源を供給可能とする。（平成24年度末完了予定）（添付資料－3.5.2）

また、緊急時の作業において必要な照明については、ヘッドライトおよびLEDランタンを発電所に配備済みである。

### 3.5.3 高線量対応防護服等の資機材の確保および放射線管理のための体制の整備

当社を含む原子力事業者は、平成12年に「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」を締結し、緊急時における資機材の貸与や要員の派遣について協力する枠組みを整えており、今回の事故においても、当該協定に基づき資機材の貸与を適宜実施している。

今回の事故を踏まえ、高線量対応防護服については、10着を発電所に備え付けた。

また、高線量対応防護服や個人線量計および全面マスクといった、現在、提供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（協定に準ずる文書による申し合わせ）」により確認した。

緊急時における放射線管理要員については、放射線管理要員以外の要員に対しても放射線防護に関する知識や測定機器およびその取扱方法等について教育を実施しており、助勢が可能な状況であるが、今回、放射線管理要員以外の要員が、発電所構内外の放射線量の測定、データ集計などの業務を行い、放射線管理要員を助勢することについて社内規定に反映した。

（添付資料－3.5.3）

#### 3.5.4 水素爆発防止対策

今回の福島第一原子力発電所における事故では、原子炉建屋で、原子炉格納容器から漏えいした水素が原因とみられる爆発が発生し、事故をより重大なものとしたが、大型ドライ型格納容器を有する伊方発電所第3号機は、原子炉格納容器の容量が大きいため、シビアアクシデントによる水素の大量発生時にも、水素濃度は原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼすような爆轟領域に至ることはない。

しかしながら、福島第一原子力発電所では、原子炉格納容器から漏えいした水素が原因とみられる水素爆発が原子炉建屋で発生したことから、全交流電源喪失時に、原子炉格納容器から漏えいした水素が隣接するアニュラス部に多量に滞留することを防止するため、アニュラス空気再循環設備（フィルタを含む）により、外部に放出することとする。

アニュラス空気再循環設備の運転については、緊急安全対策として配備した電源車等から給電し、ファン運転に必要な空気作動弁を開放してアニュラス空気再循環設備を運転する手順書を策定した。

（添付資料－3.5.4）

電源容量については、緊急安全対策に必要な容量にこれらの必要容量を加えても、配備した電源車の容量を下回っている。

（添付資料－3.4.6）

今後、原子炉格納容器内の水素を処理する装置の設置を計画する。（静的触媒式水素再結合装置等）（今後3年程度で設置予定）

#### 3.5.5 がれき撤去用の重機の配備

全交流電源喪失に至った場合、電源供給やS/GおよびSFPへの給水確保のため、消防自動車等を使用した作業を行う必要が生じるが、その際、電源車、消防自動車、消火ホースを運搬する車両の通行障害物の排除等を行いながらの作業が必要となる可能性がある。

このため、作業を円滑に実施できるようトラクターショベル（ホイールローダ：最大掘起力6.3t）1台を発電所構内の津波の影響を受けない高所に配備済みである。

また、ホイールローダの運用については、発電所の当社社員および構内に常駐している関係会社のオペレーターを複数名確保している。

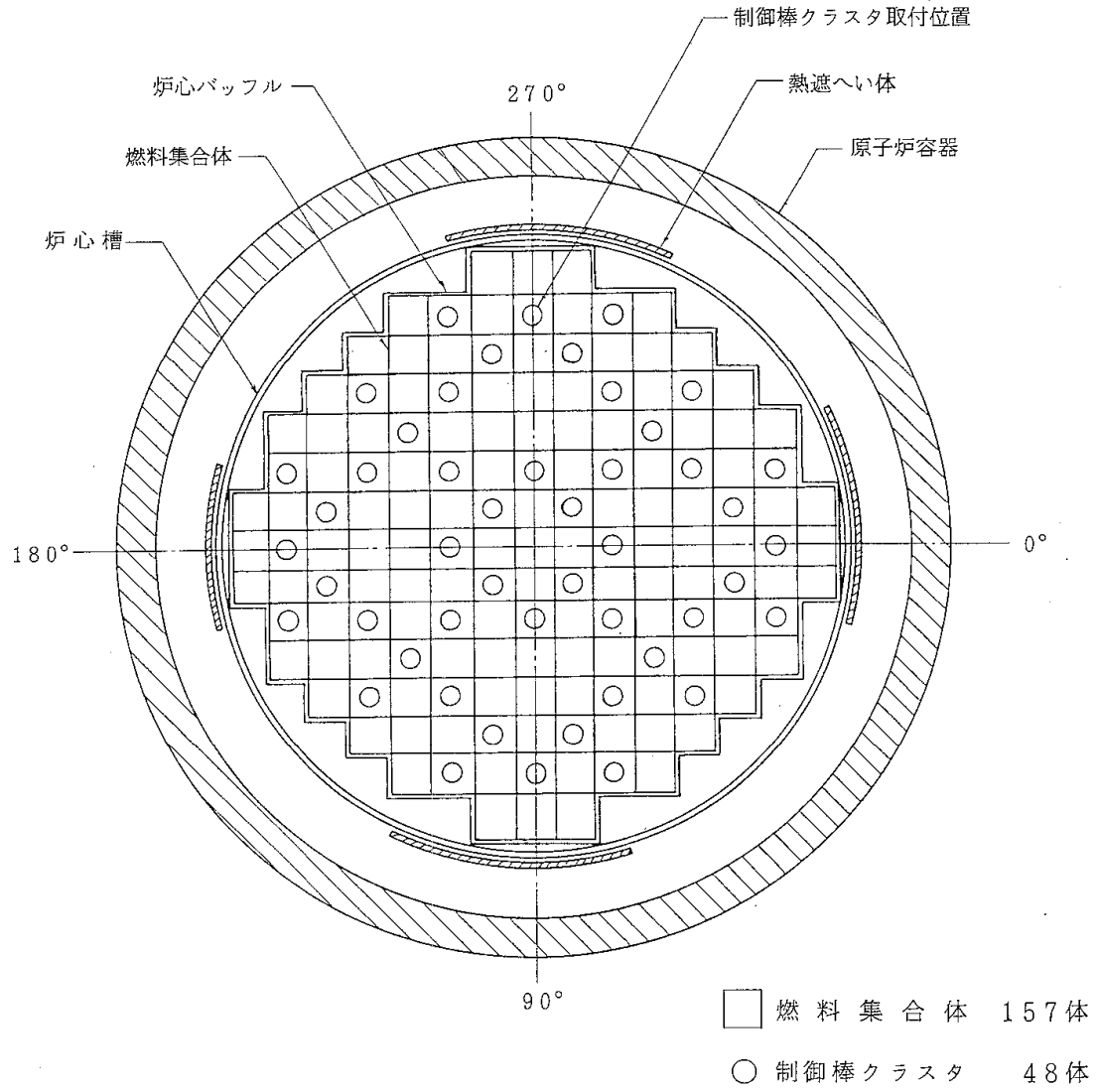
今後も引き続き、ホイールローダの運転のための資格を取得させ、重機の運転操作を実施できるように体制を強化する。

（添付資料－3.5.5）

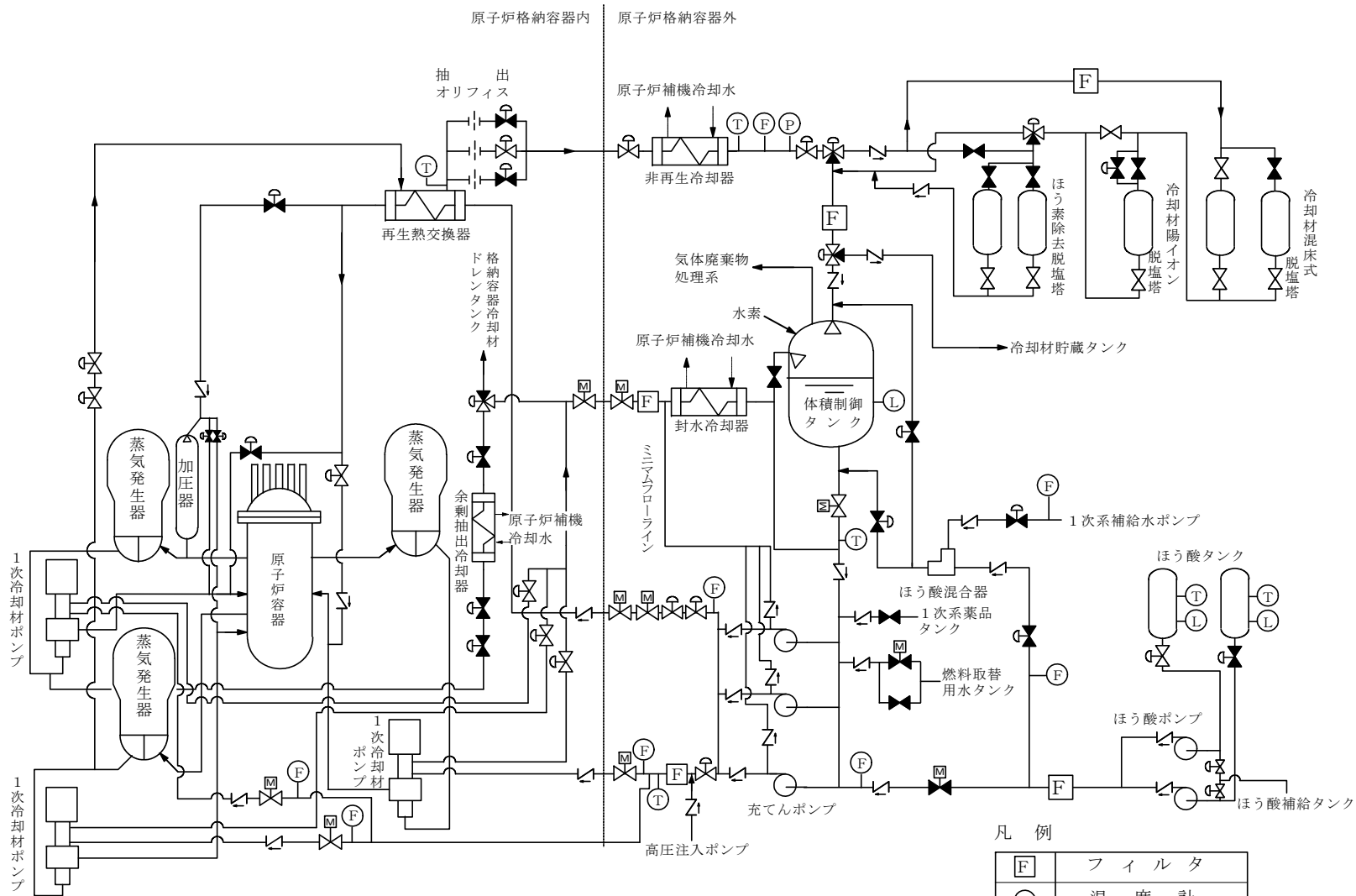


伊方発電所位置図

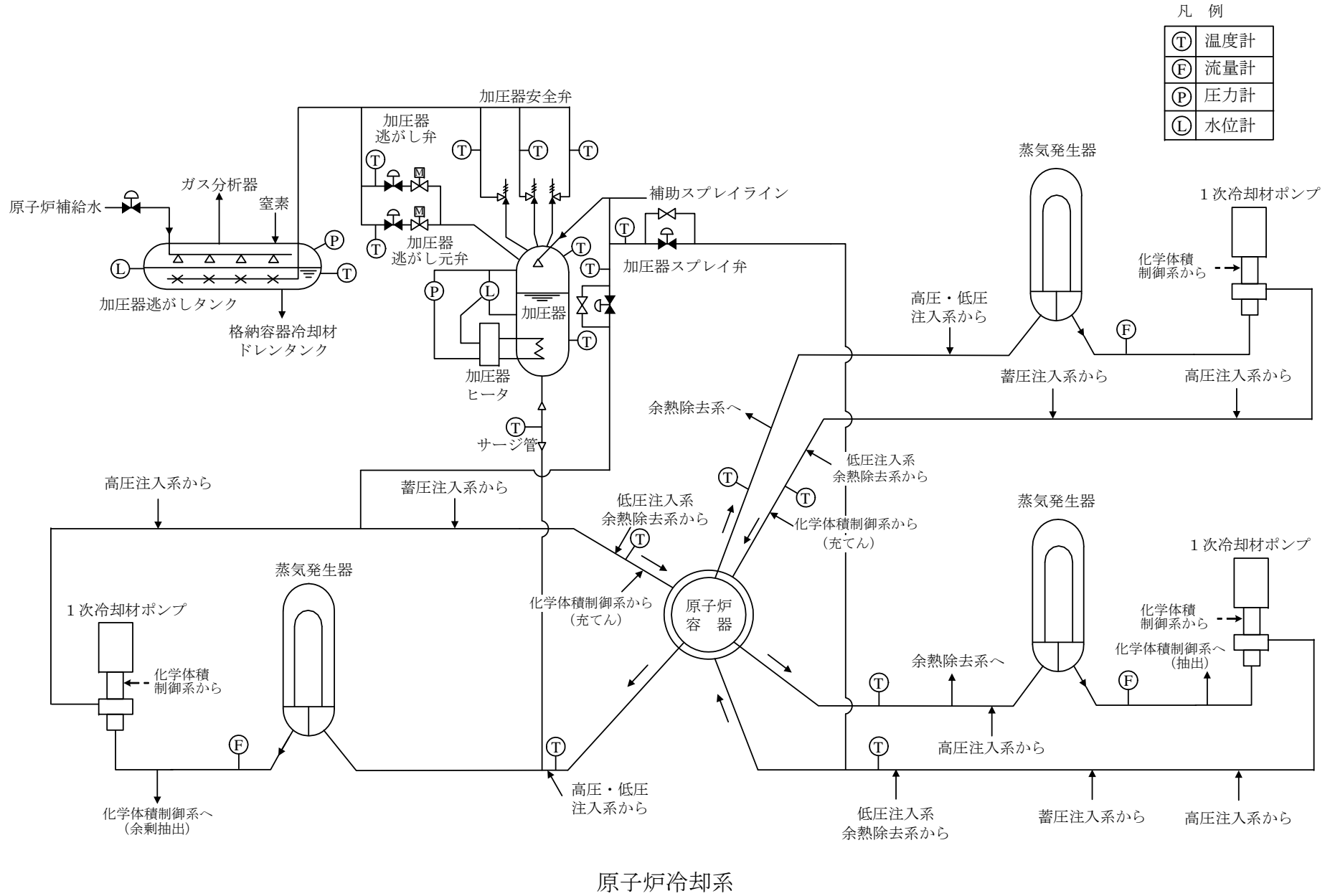


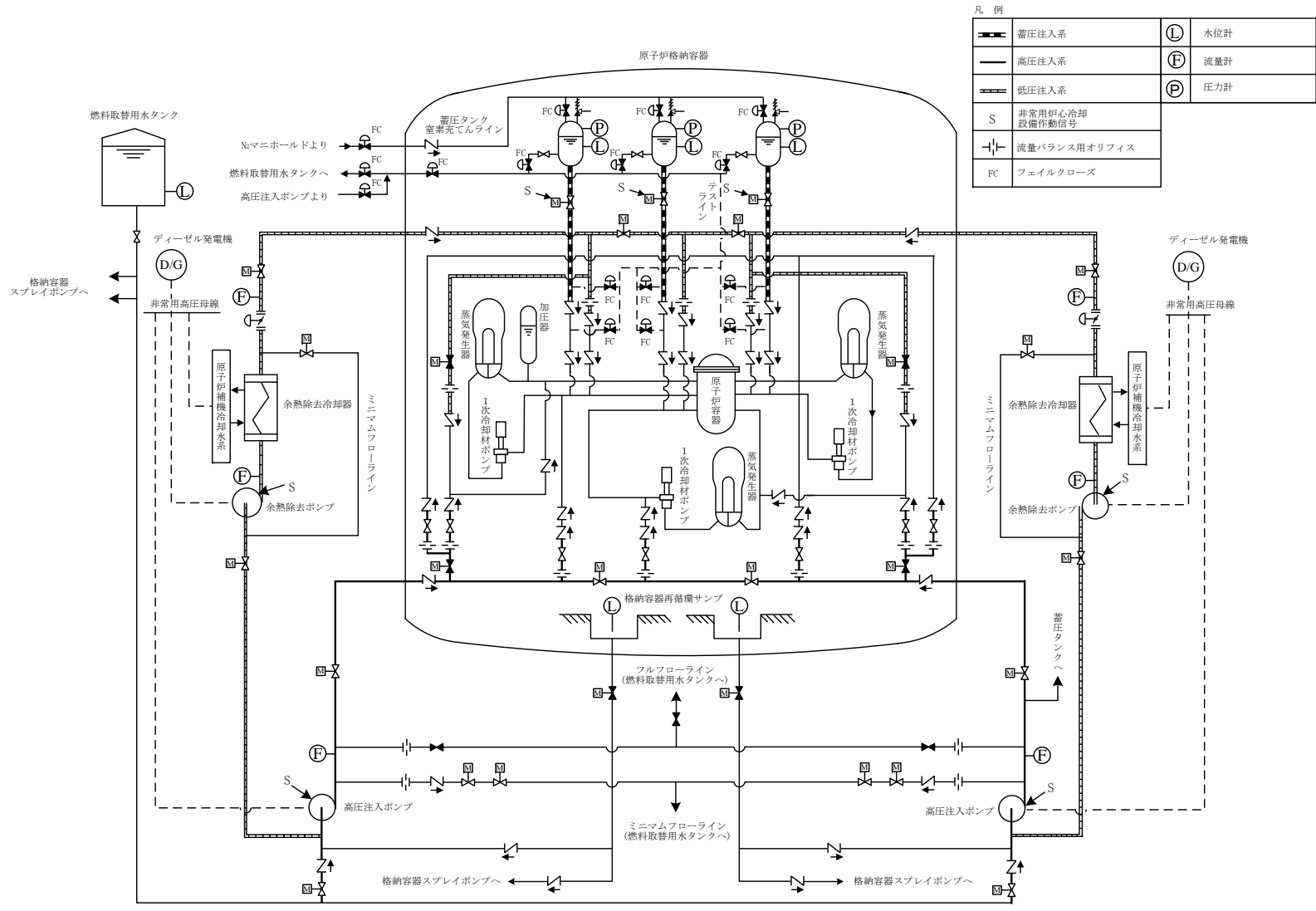


制御棒クラスタ配置図



化学体積制御系



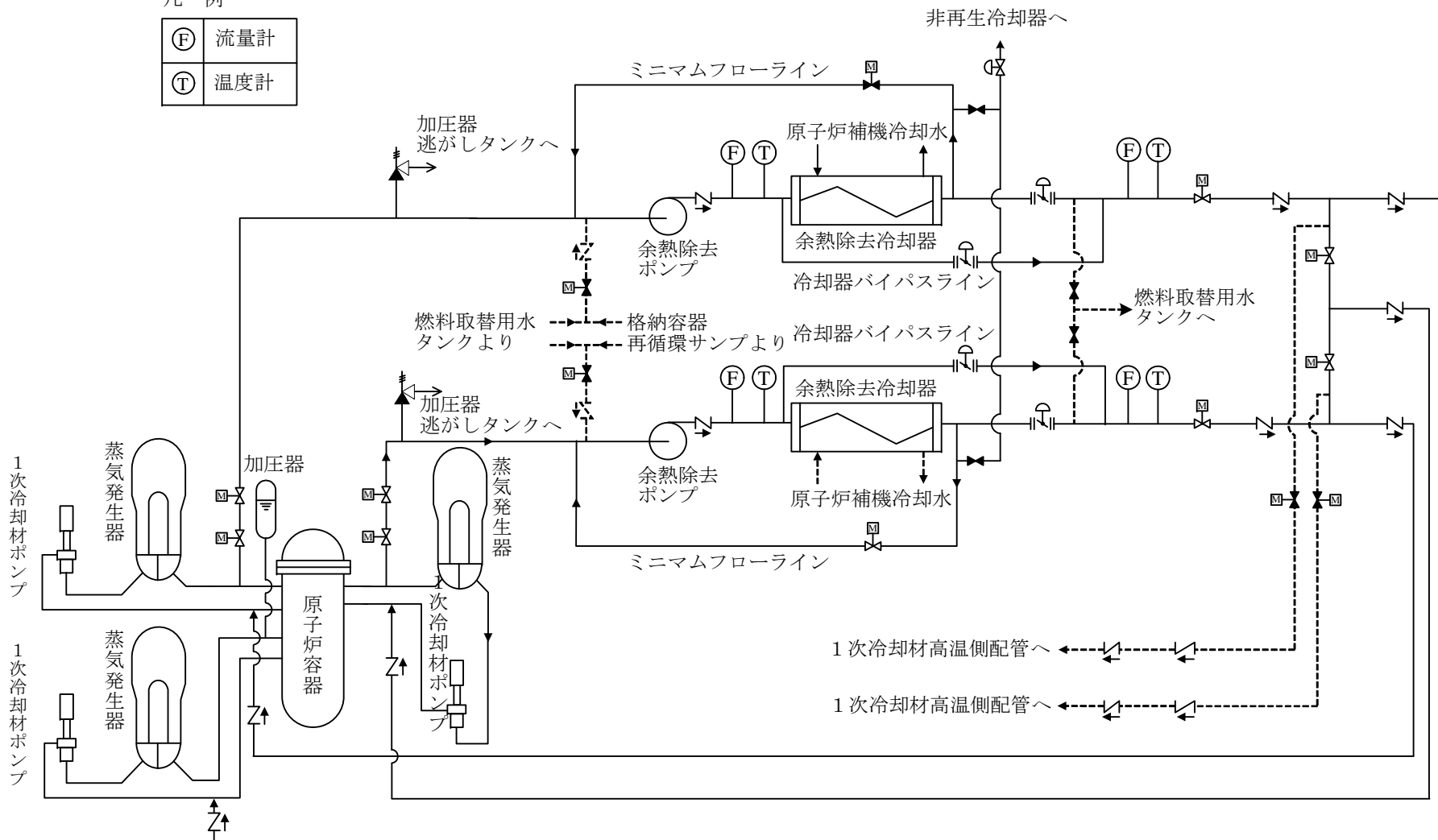


凡例

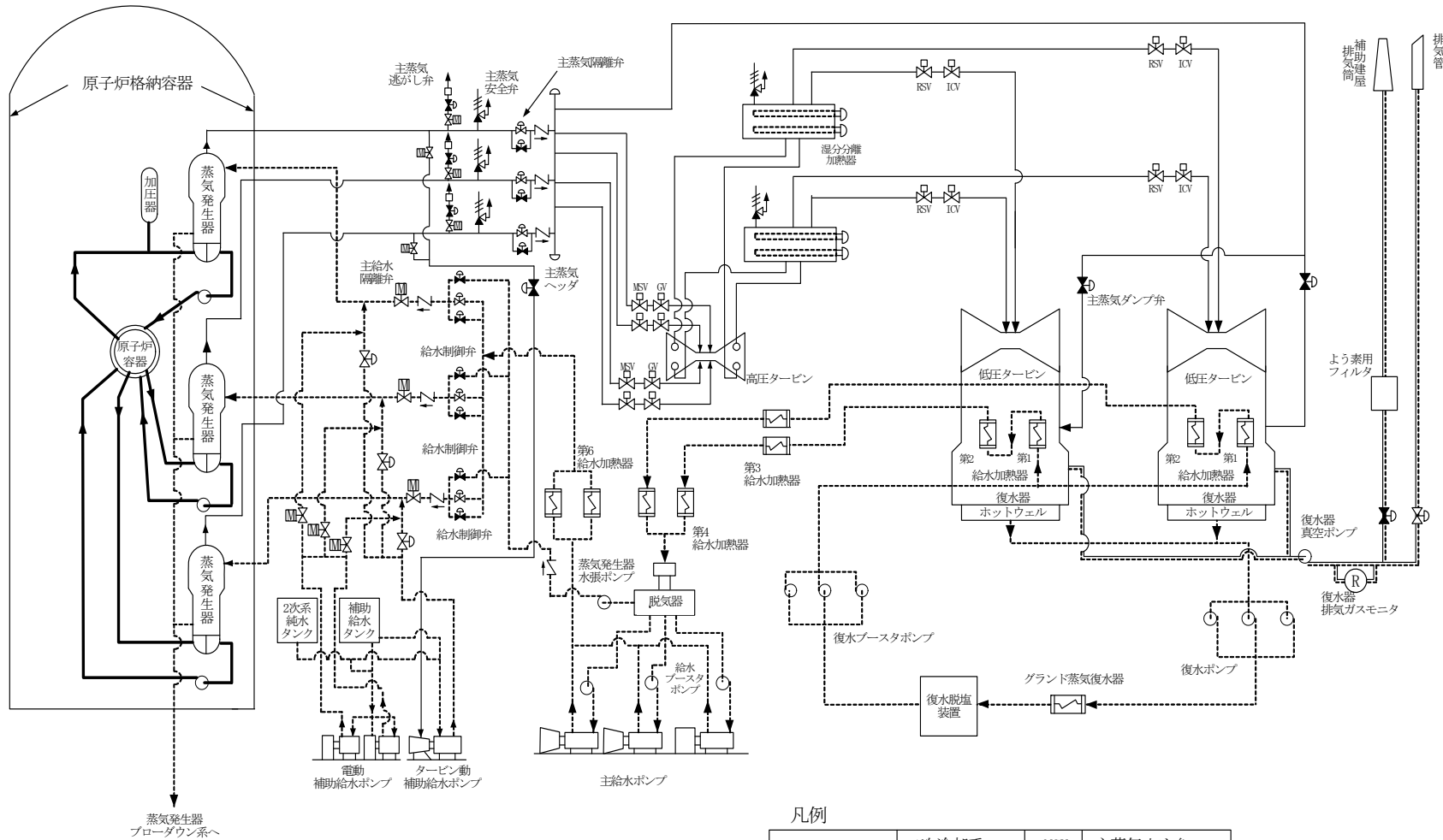
	蓄圧注入系		水位計
	高圧注入系		流量計
	低圧注入系		圧力計
	非常用炉心冷却設備作動信号		
	流量バランス用オリフィス		
	フェイルクローズ		

凡例

(F)	流量計
(T)	温度計



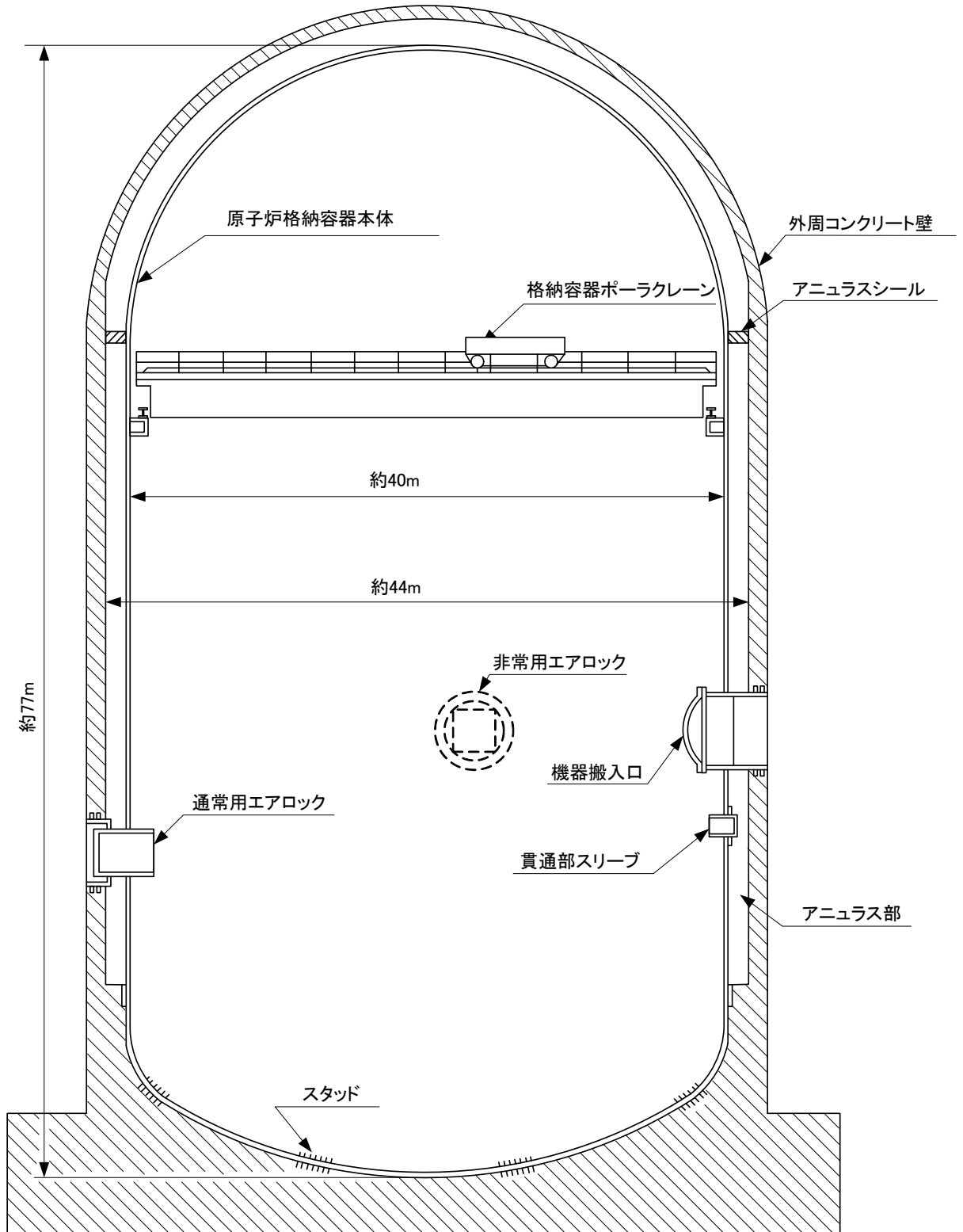
余熱除去系



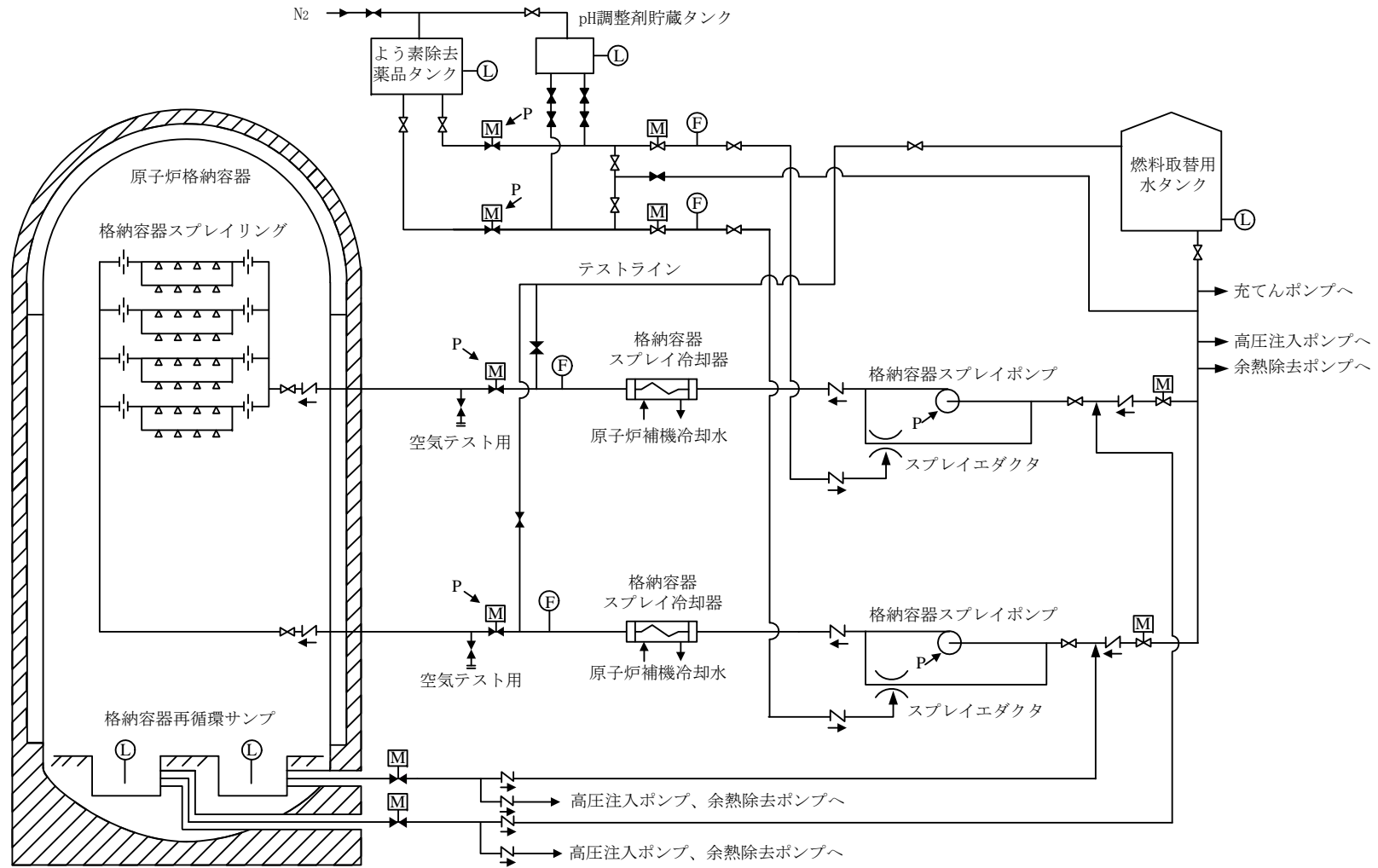
凡例

——	1次冷却系	MSV	主蒸気止め弁
——	主蒸気系	GV	蒸気加減弁
----	復水および給水系	RSV	再熱蒸気止め弁
----	空気管	ICV	インターセプト弁

2次系設備



原子炉格納容器

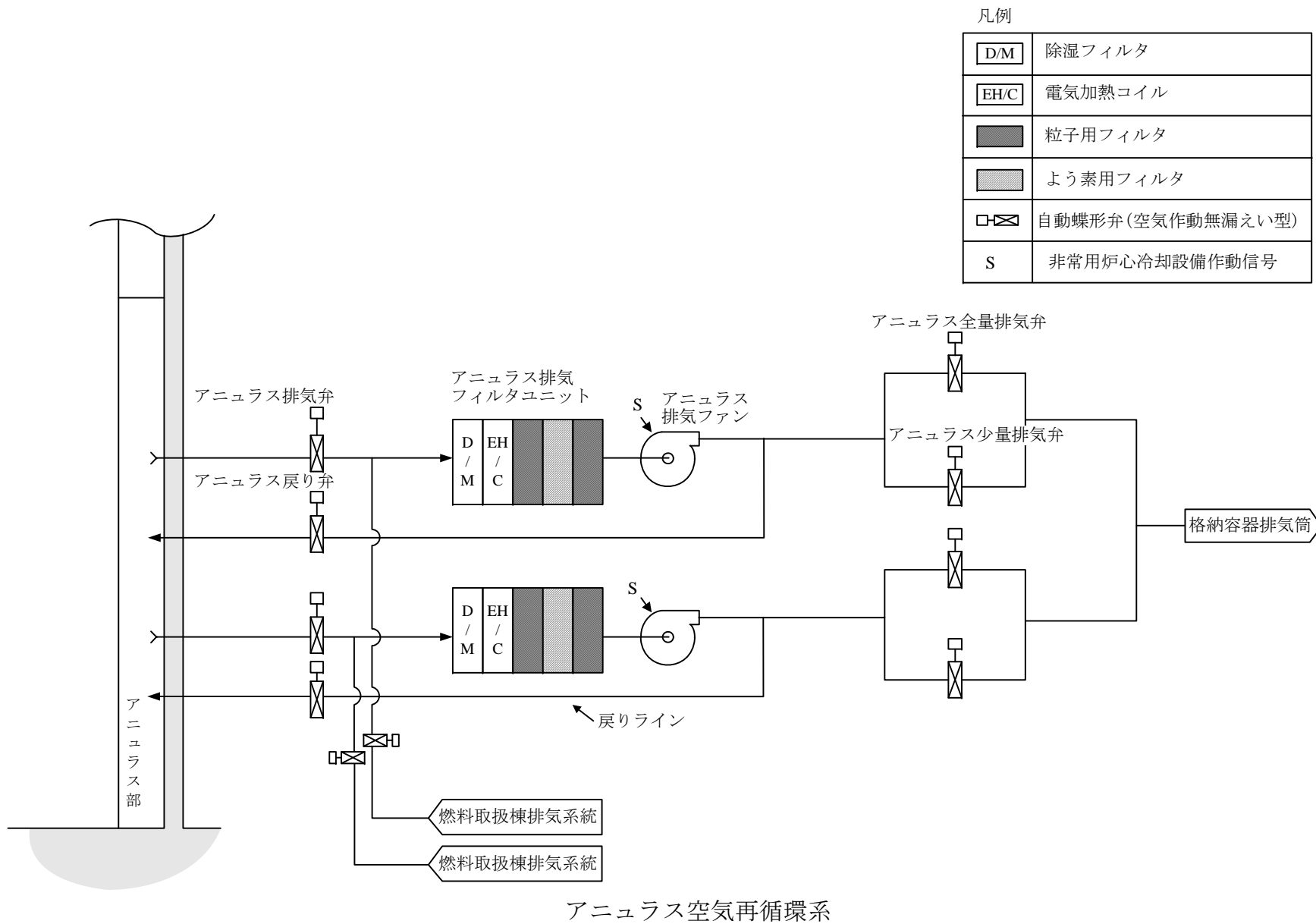


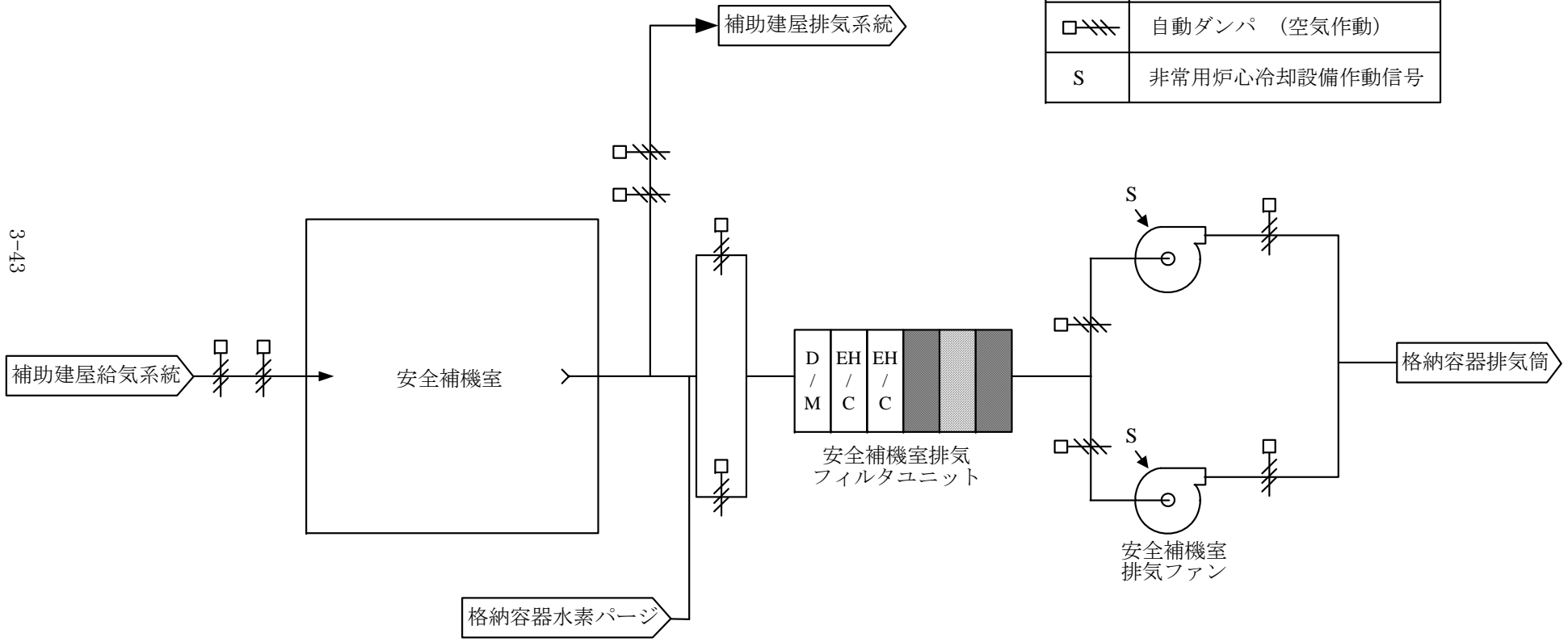
凡例

P	格納容器スプレイ作動信号
F	流量計
L	水位計

原子炉格納容器スプレイ系



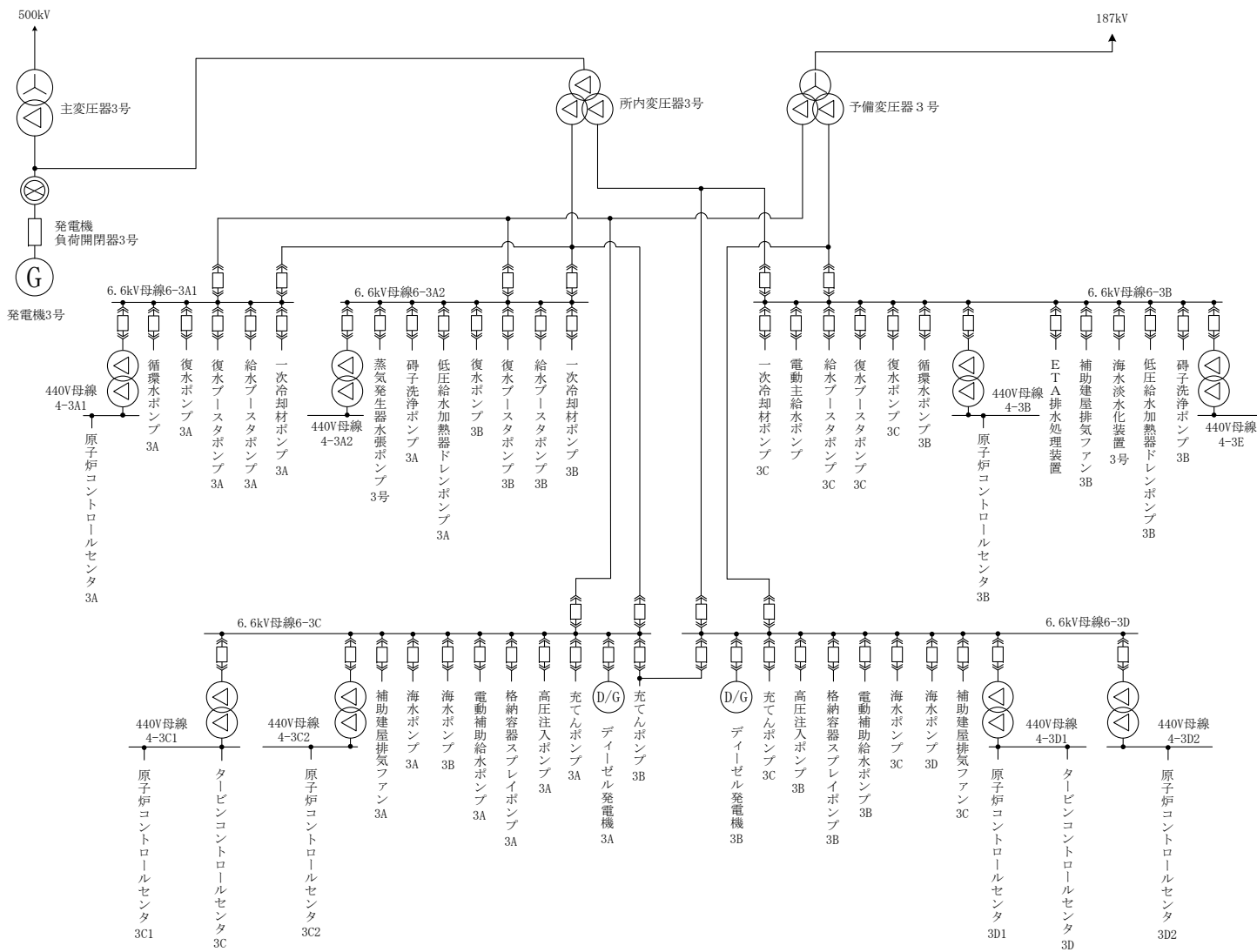




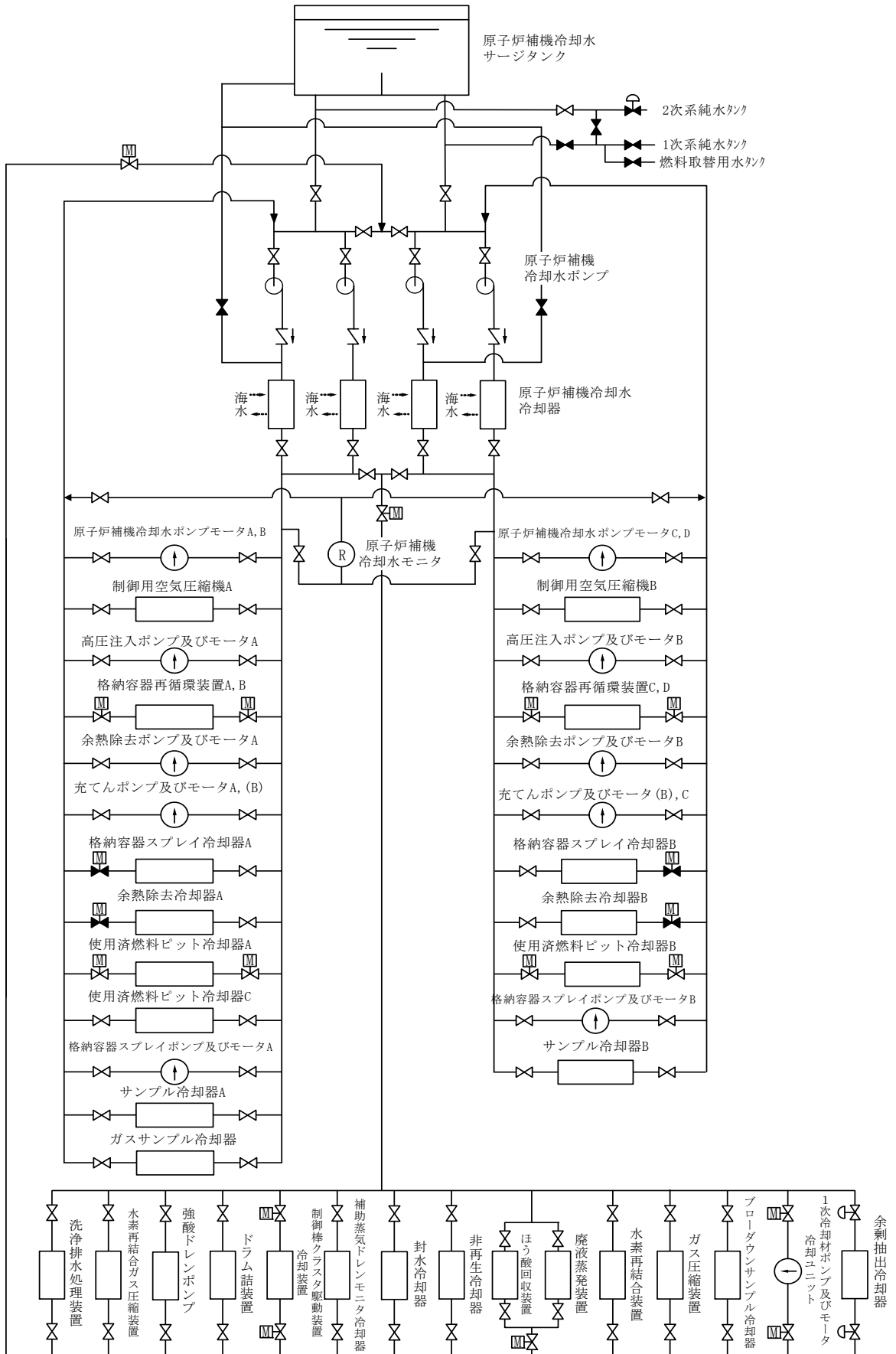
凡例

D/M	除湿フィルタ
EH/C	電気加熱コイル
(Particle Filter Symbol)	粒子用フィルタ
(HEPA Filter Symbol)	よう素用フィルタ
(Automatic Damper Symbol)	自動ダンパ (空気作動)
S	非常用炉心冷却設備作動信号

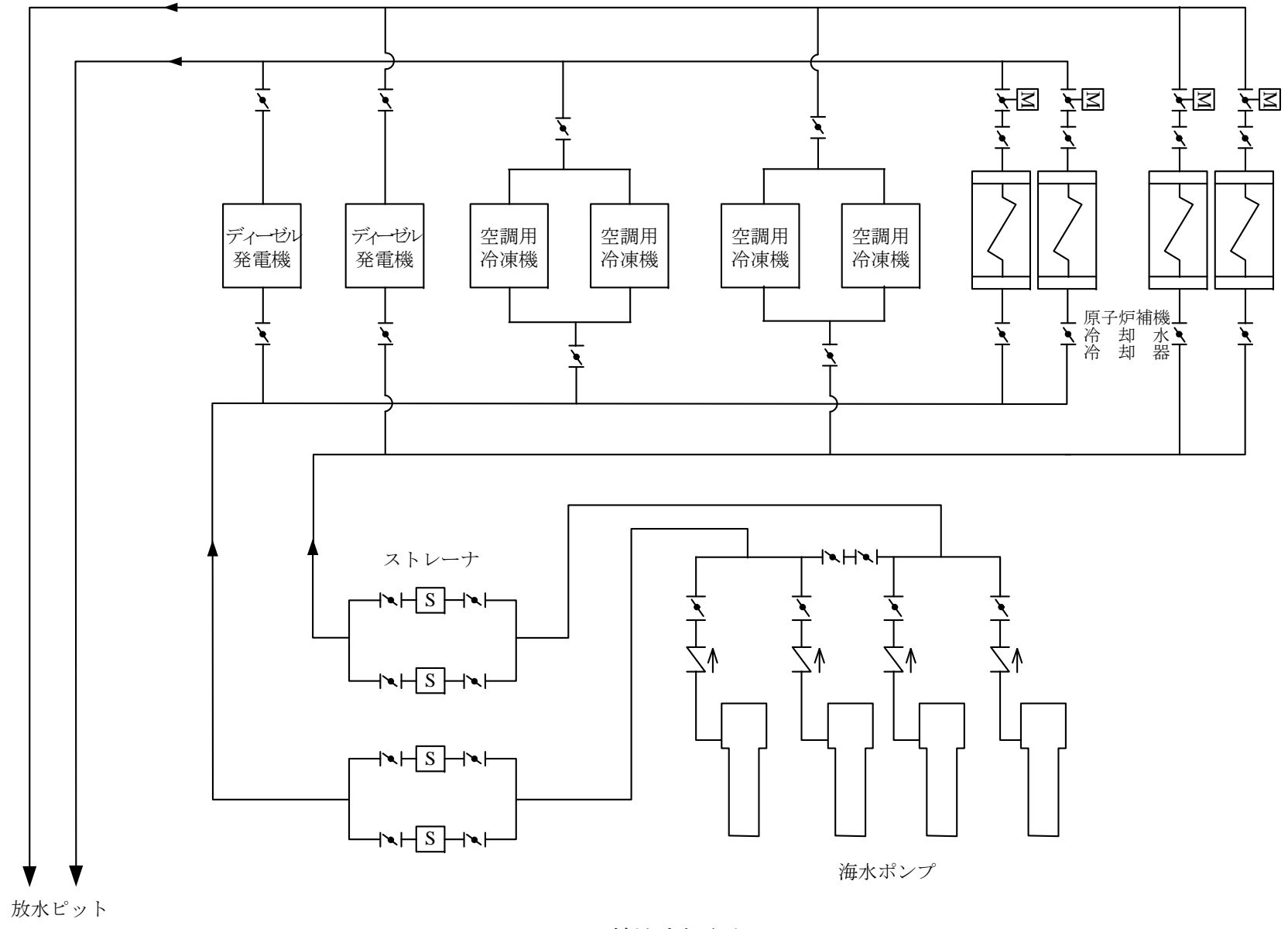
安全補機室空気浄化系



電源系

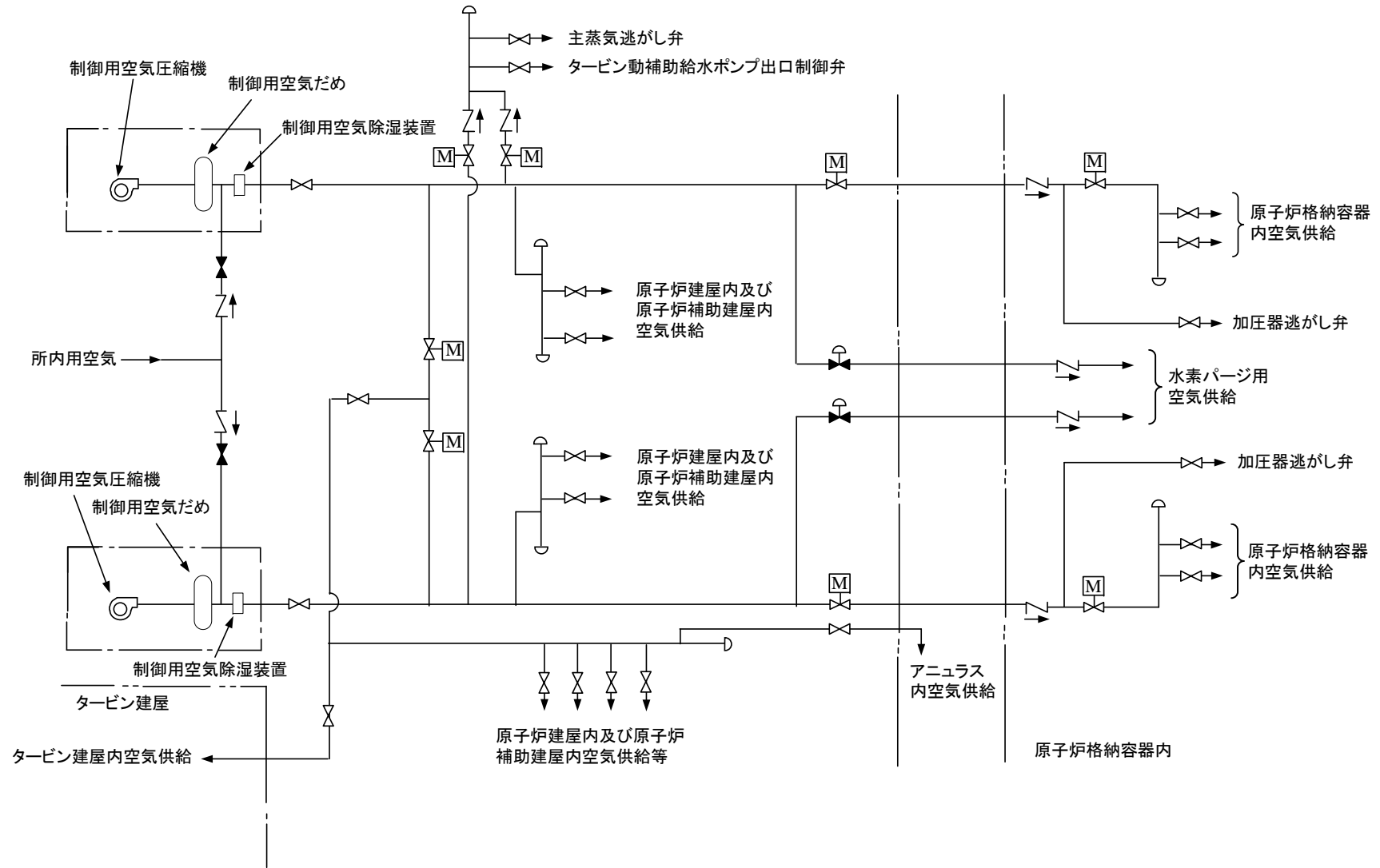


原子炉補機冷却水系

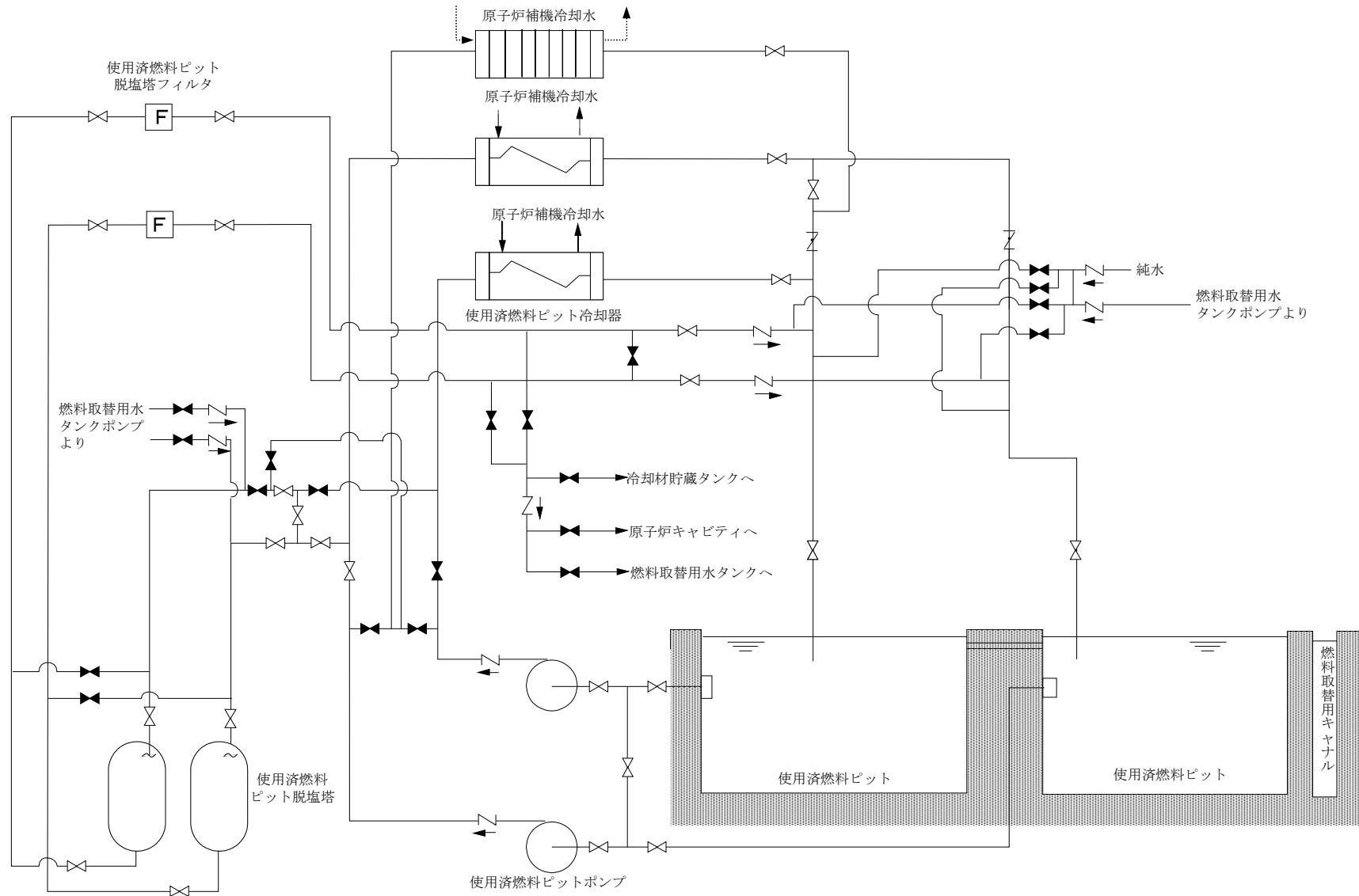


原子炉補機冷却海水系

3-46

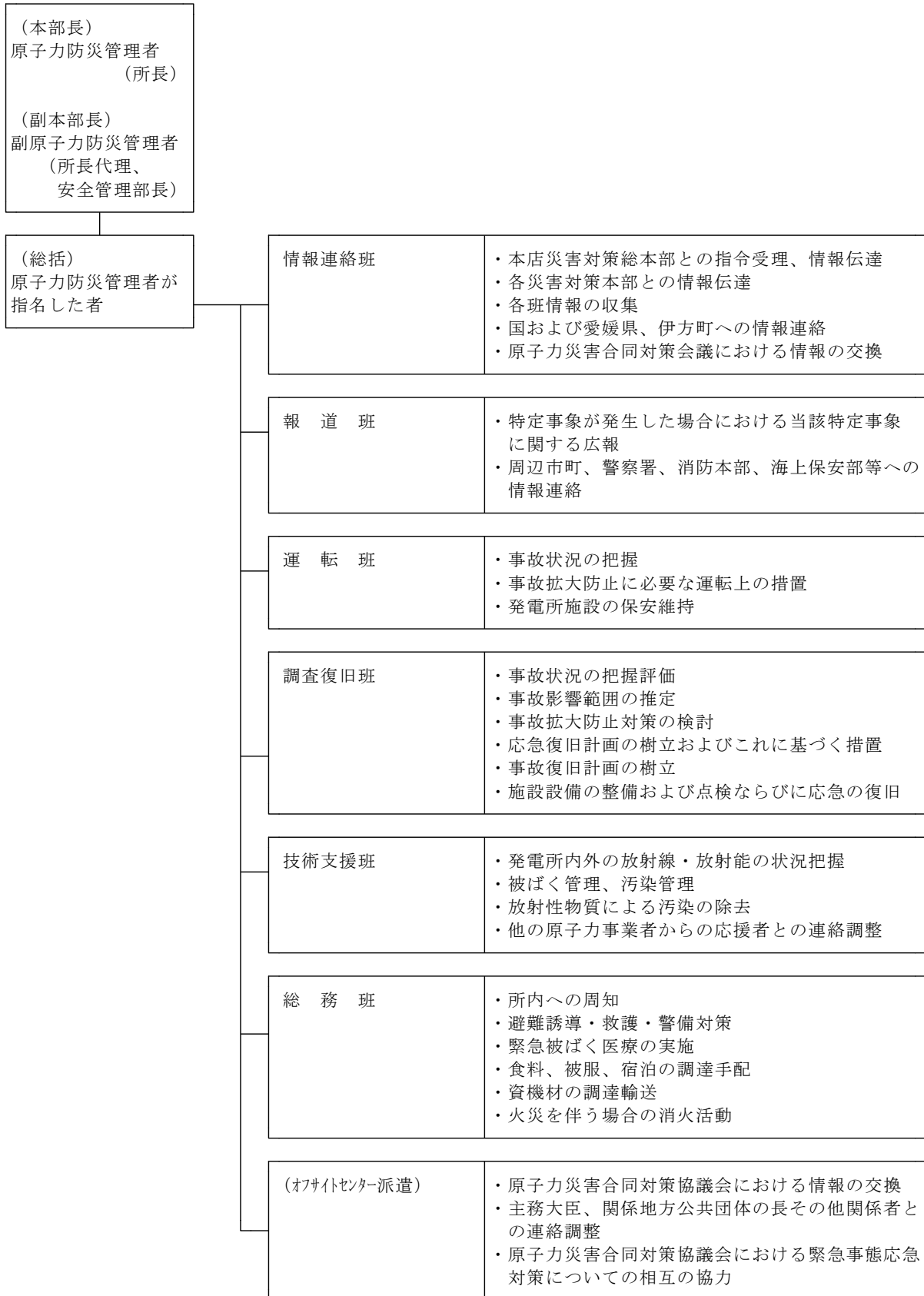


制御用空気系



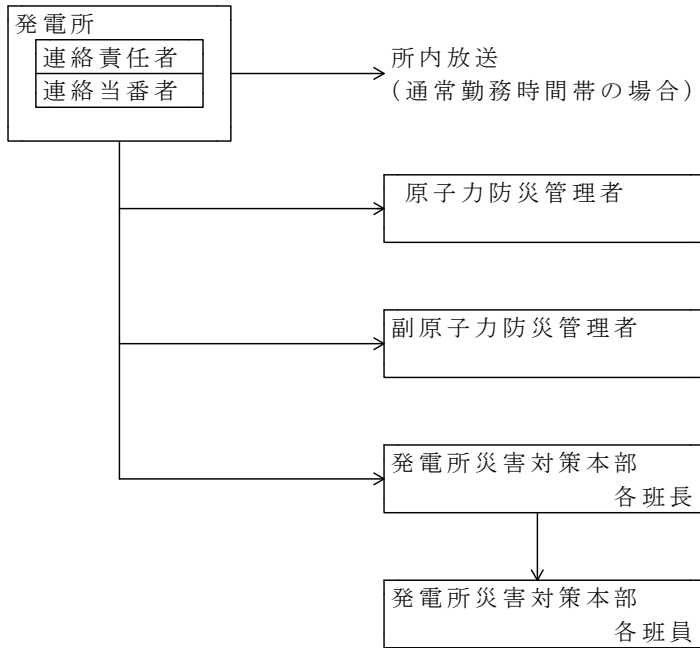
使用済燃料ピット水浄化冷却系

発電所災害対策本部分掌業務





発電所災害対策本部員の非常招集連絡経路



非常事態発生時の連絡経路

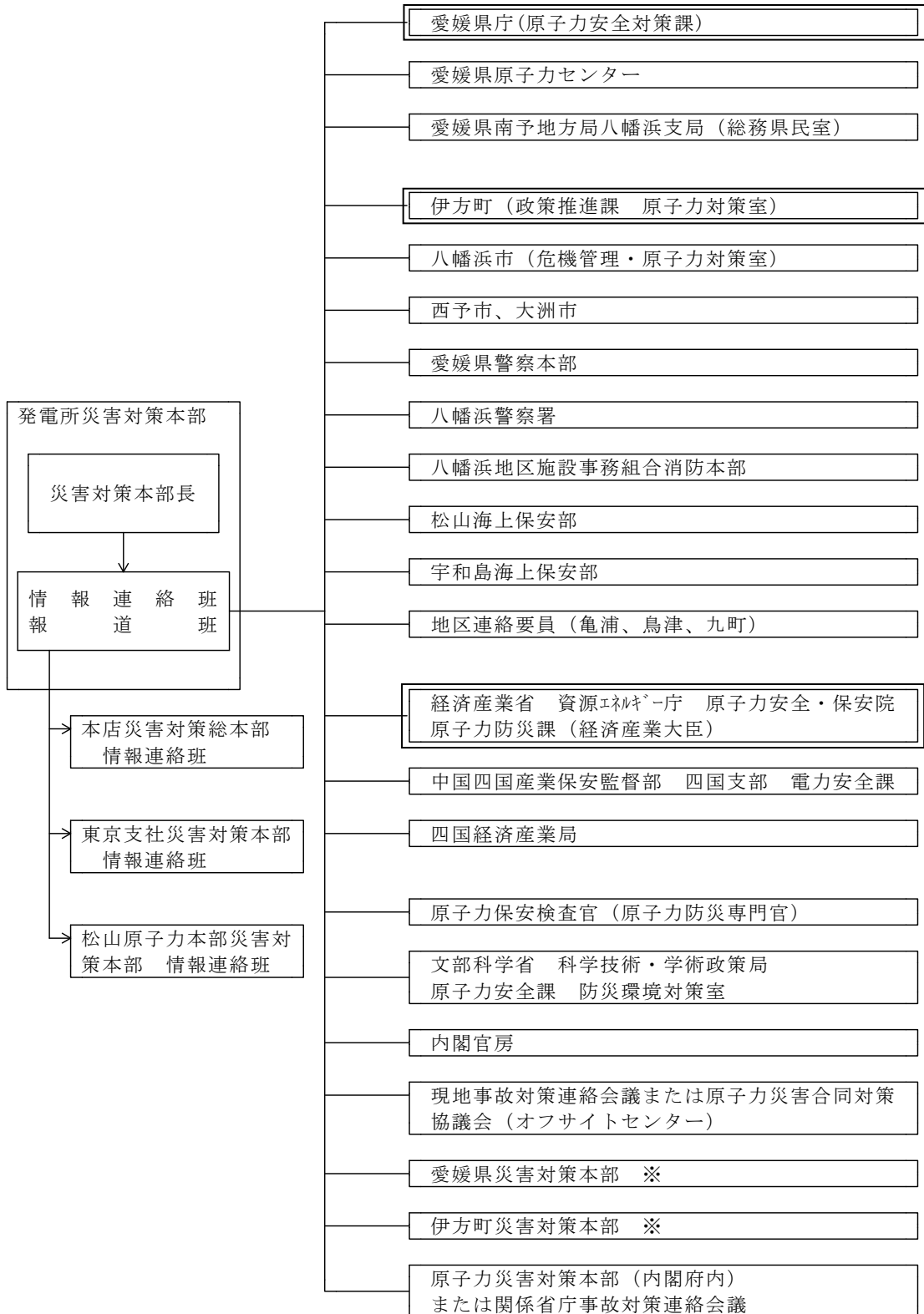
(1) 通報連絡経路



- 原災法第10条第1項に基づく通報先
- 一斉FAX
- 電話によるFAX着信確認
- - - -> 電話によるFAX送信連絡

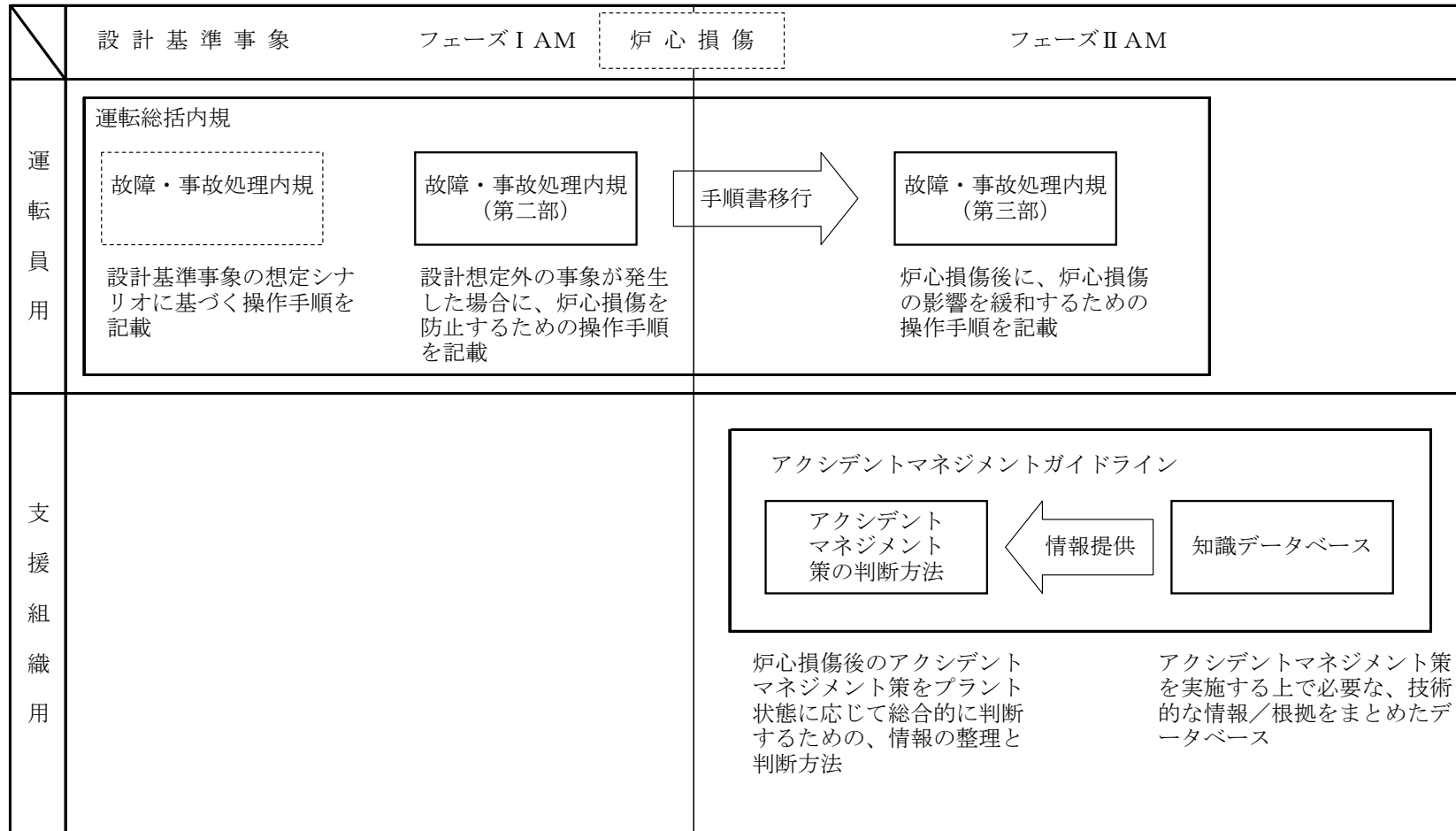
非常事態発生時の連絡経路

(2) 情報連絡経路



   : 原災法第25条第2項に基づく応急措置の報告先  
 ※ : 災害対策本部等が設置されている場合に限る。

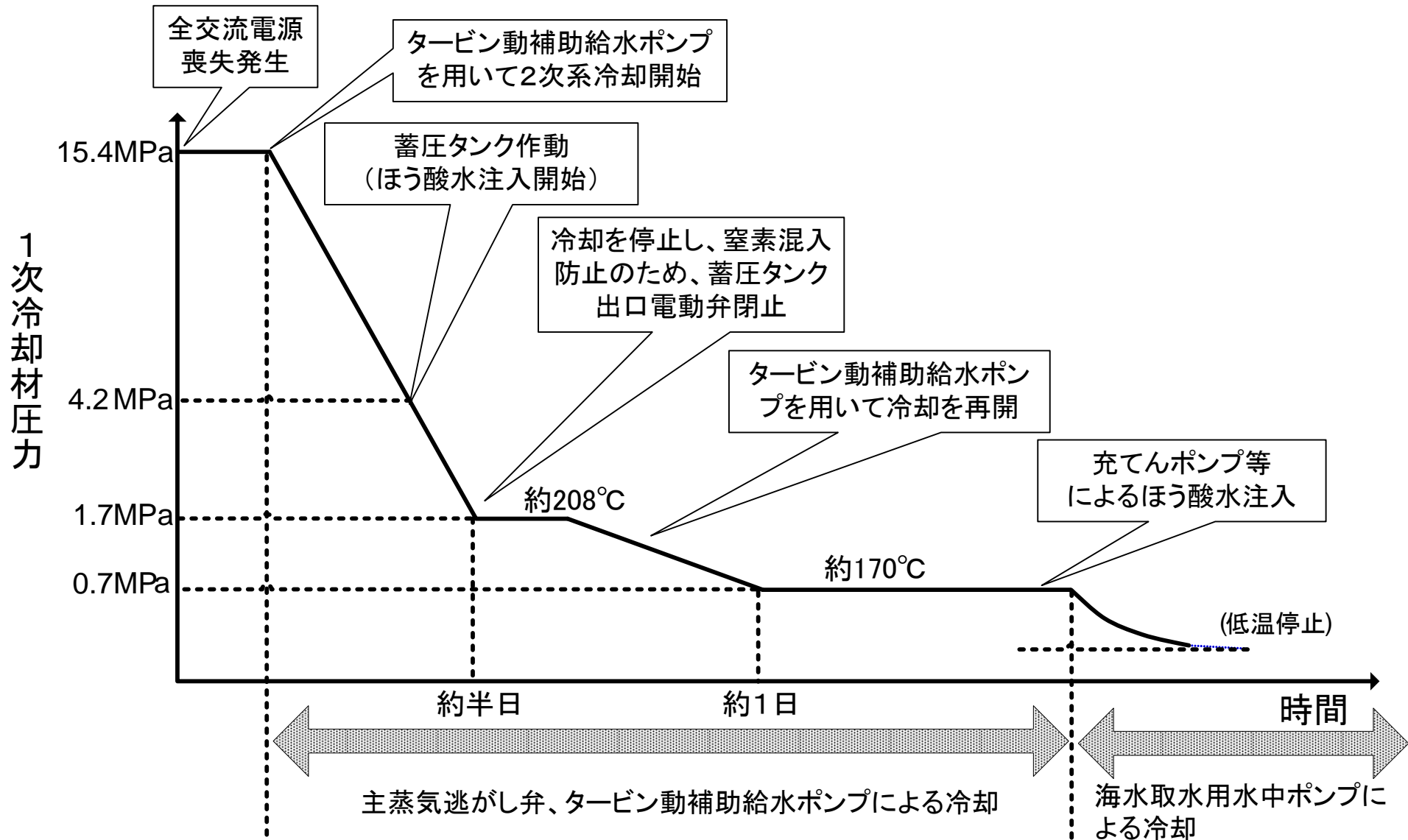
アクシデントマネジメント関連手順書類等の構成概要



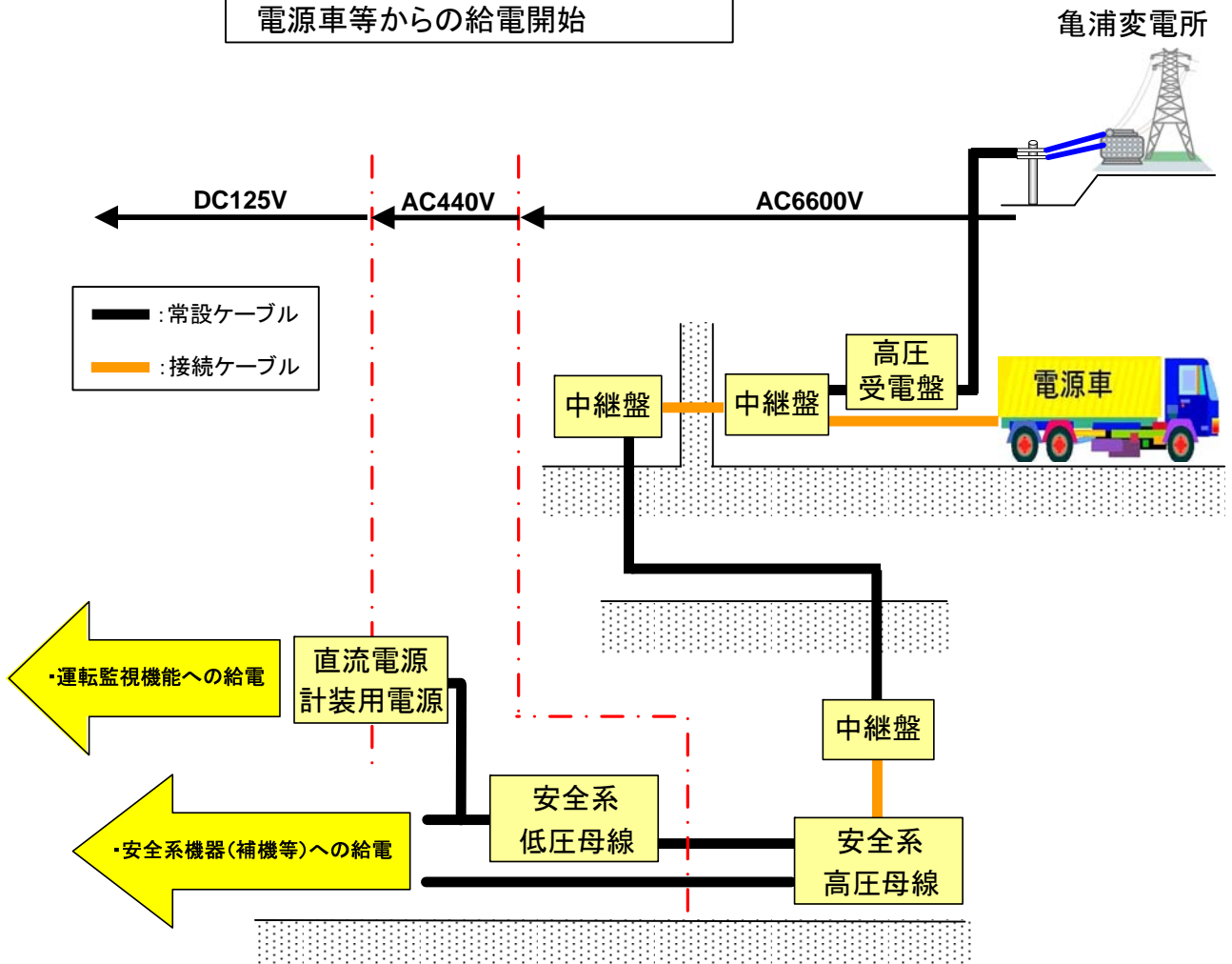
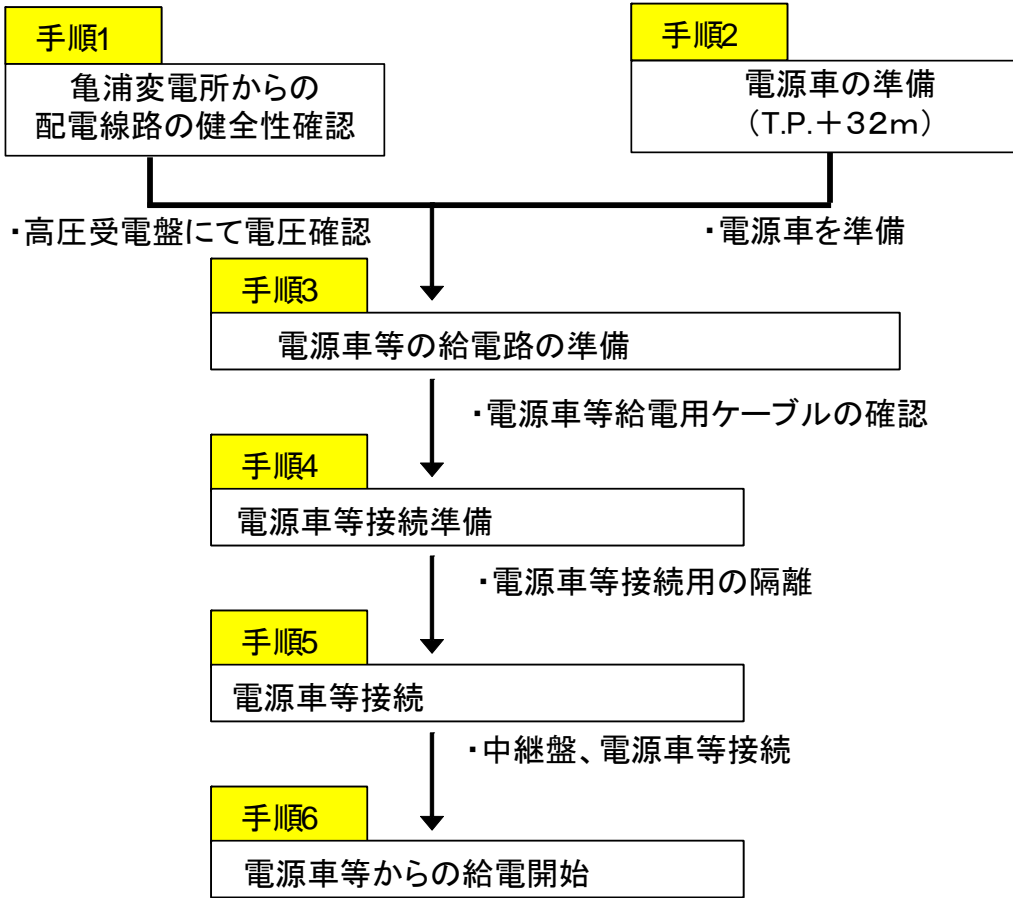
アクシデントマネジメントに関する教育等の内容、方法および頻度

教育の種類	対象者	頻度	教育内容
<ul style="list-style-type: none"> <li>・防災教育</li> <li>・保安規定に基づく保安教育</li> <li>・アクシデントマネジメント（A教育）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・発電所災害対策本部員</li> </ul>	1回／年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力防災組織および活動に関する知識</li> <li>・緊急事態応急対策等の原子力災害対策活動に関する知識</li> <li>・シビアアクシデントの物理現象およびアクシデントマネジメントの概要</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・アクシデントマネジメント（B教育）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・アクシデントマネジメント支援組織（防災管理者、総括、運転班、調査復旧班、技術支援班）</li> <li>・発電課当直の班長以上</li> </ul>	1回／年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷以降の当直への支援活動に必要な知識</li> <li>・アクシデントマネジメントガイドラインを用いたアクシデントマネジメント策の検討および実施に関する知識</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・アクシデントマネジメント（C教育）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・アクシデントマネジメント支援組織（総括、運転班）</li> <li>・発電課当直の班長以上</li> </ul>	1回／年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷以降において運転員に必要な知識</li> </ul>

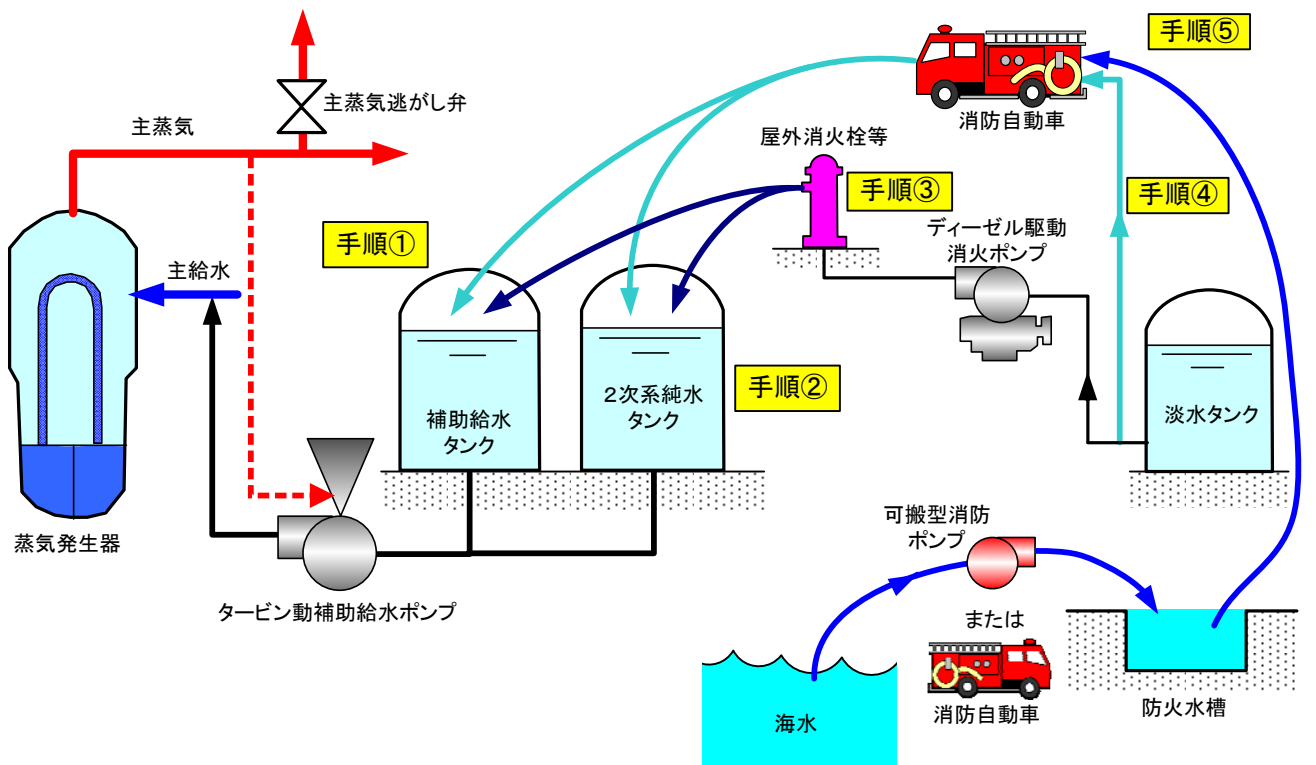
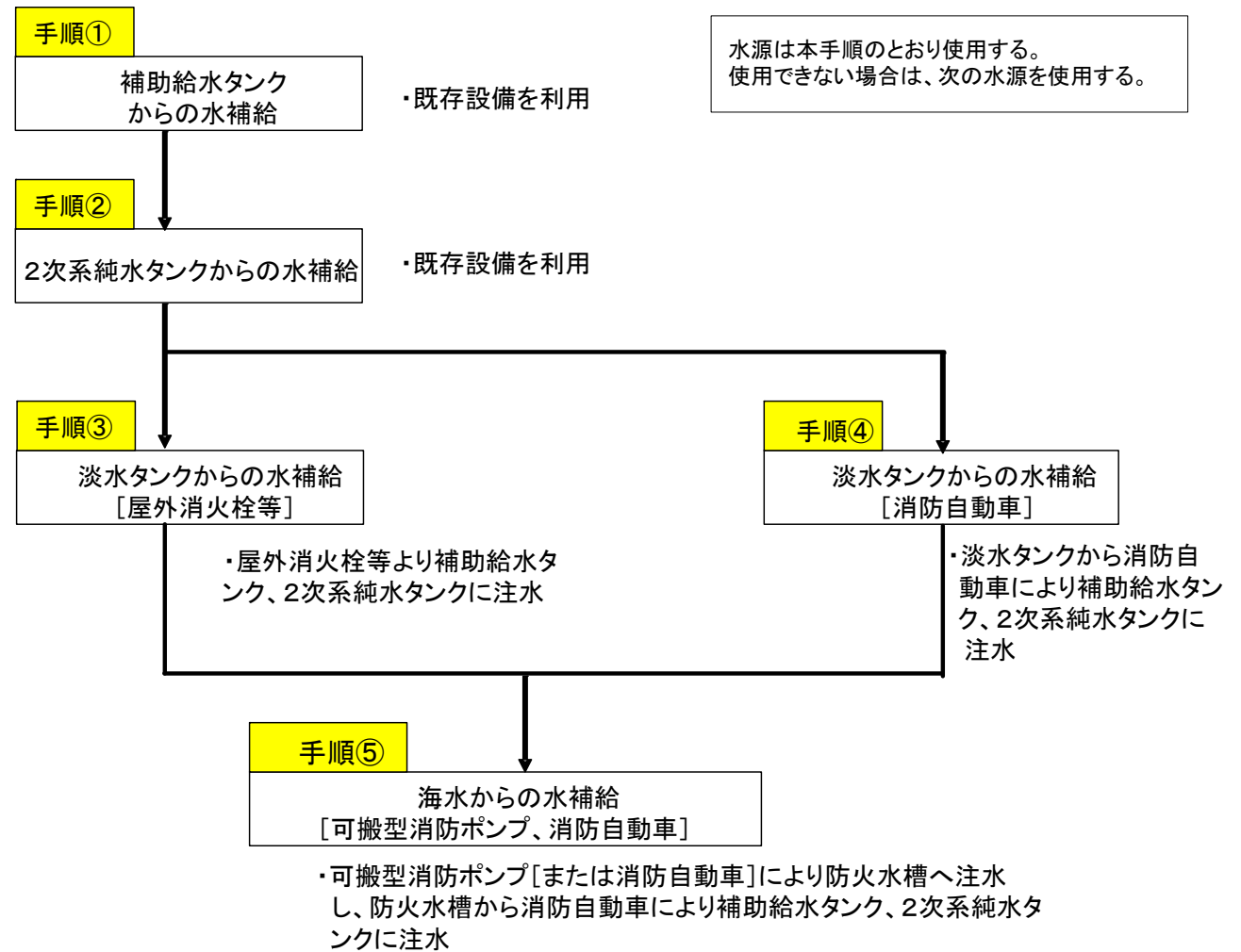
# 全交流電源喪失時の対応シナリオ(伊方3号機) (移行プロセス概要)



# 電源車等による給電方法 (伊方3号機)



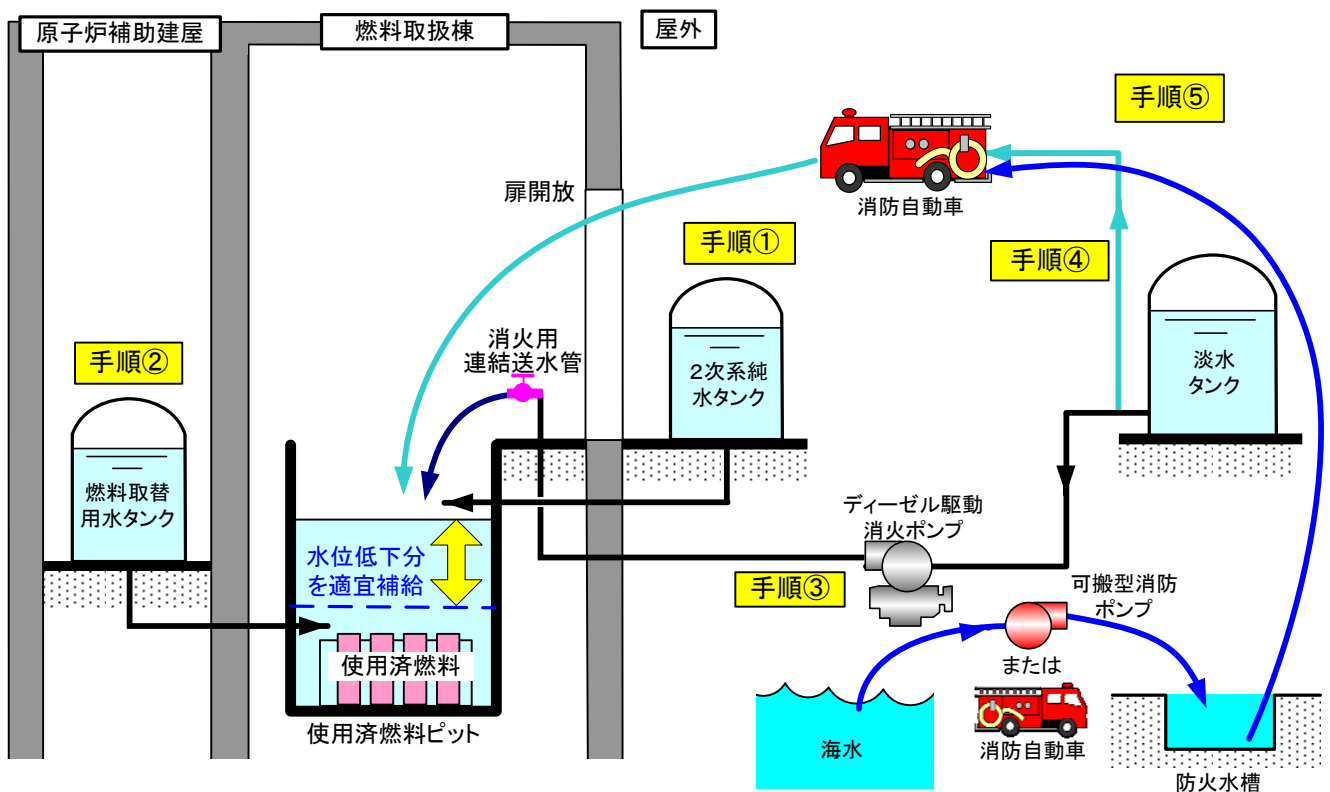
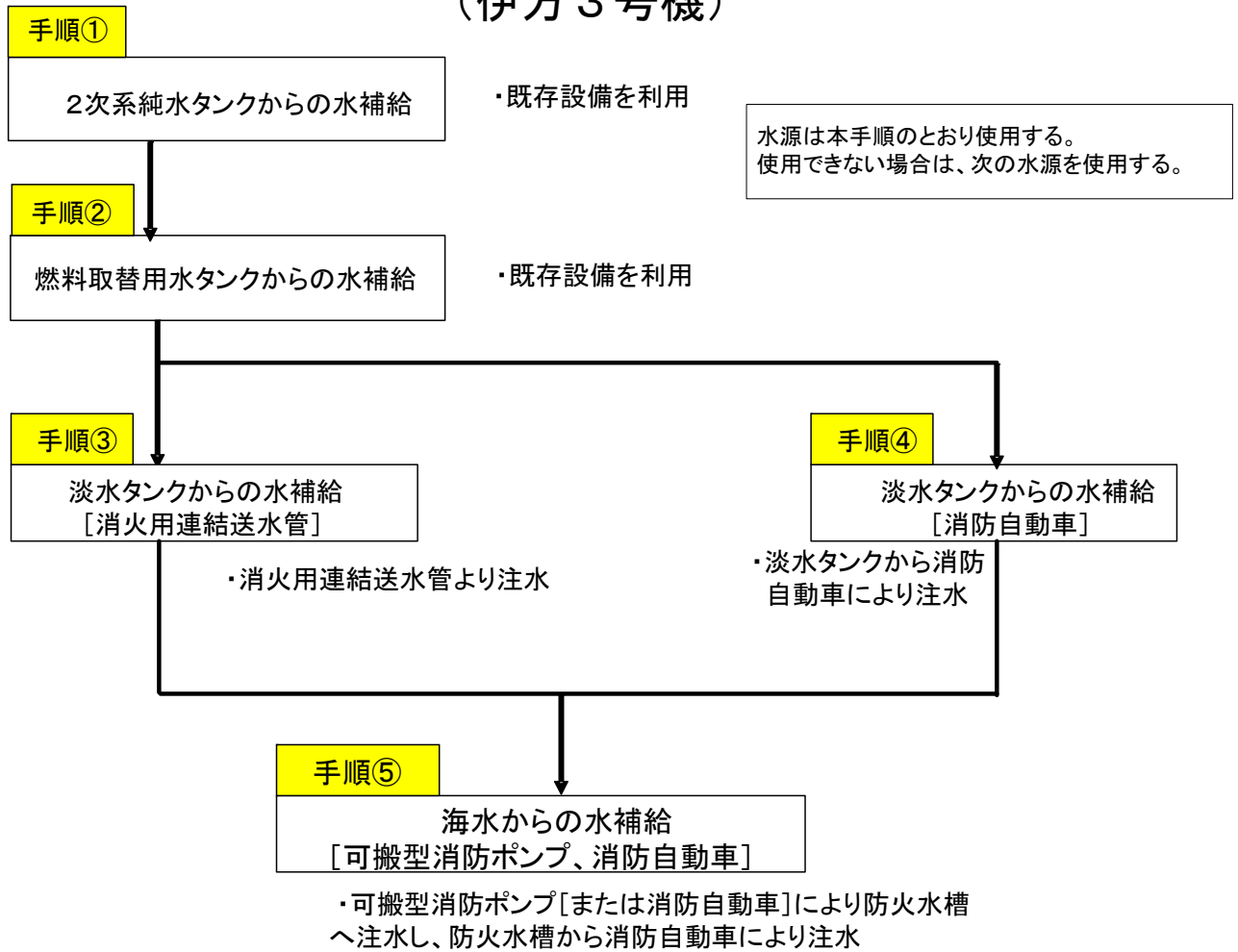
# タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水方法 (伊方3号機)



タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水系統概要図

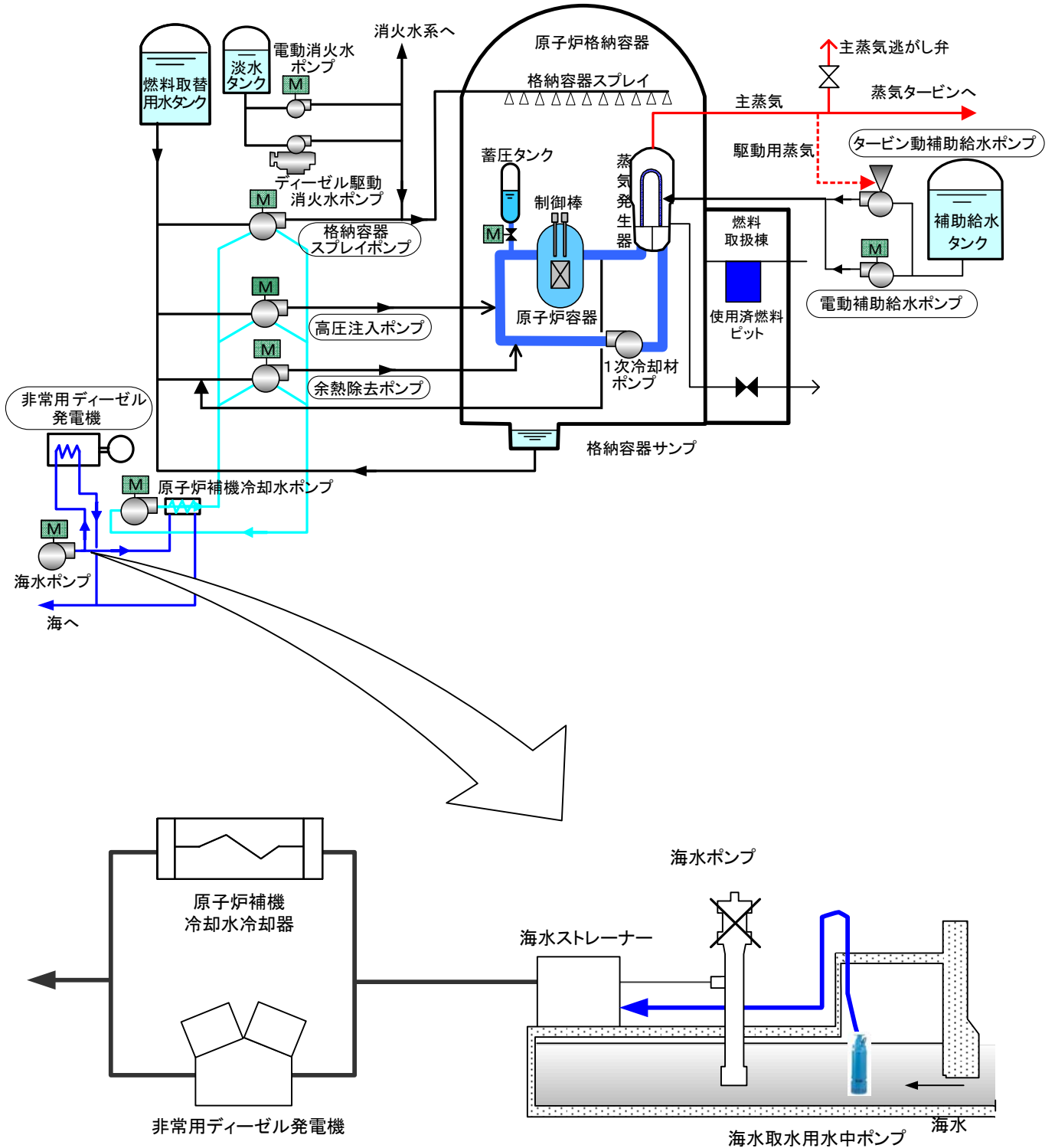


## 使用済燃料ピットへの水補給方法 (伊方3号機)

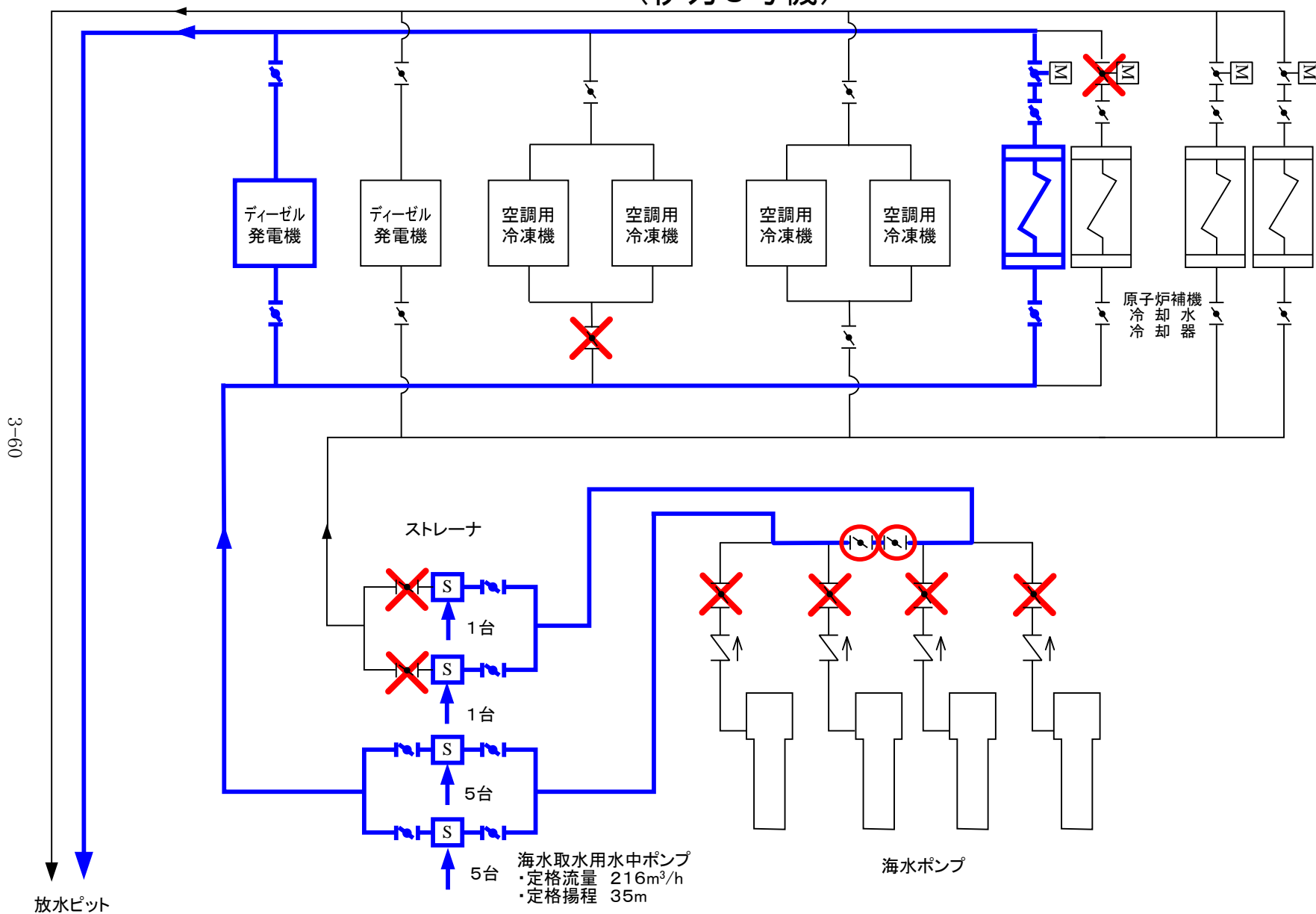


使用済燃料ピットへの水補給系統概要図

## 代替海水供給対策 (概要) (伊方3号機)

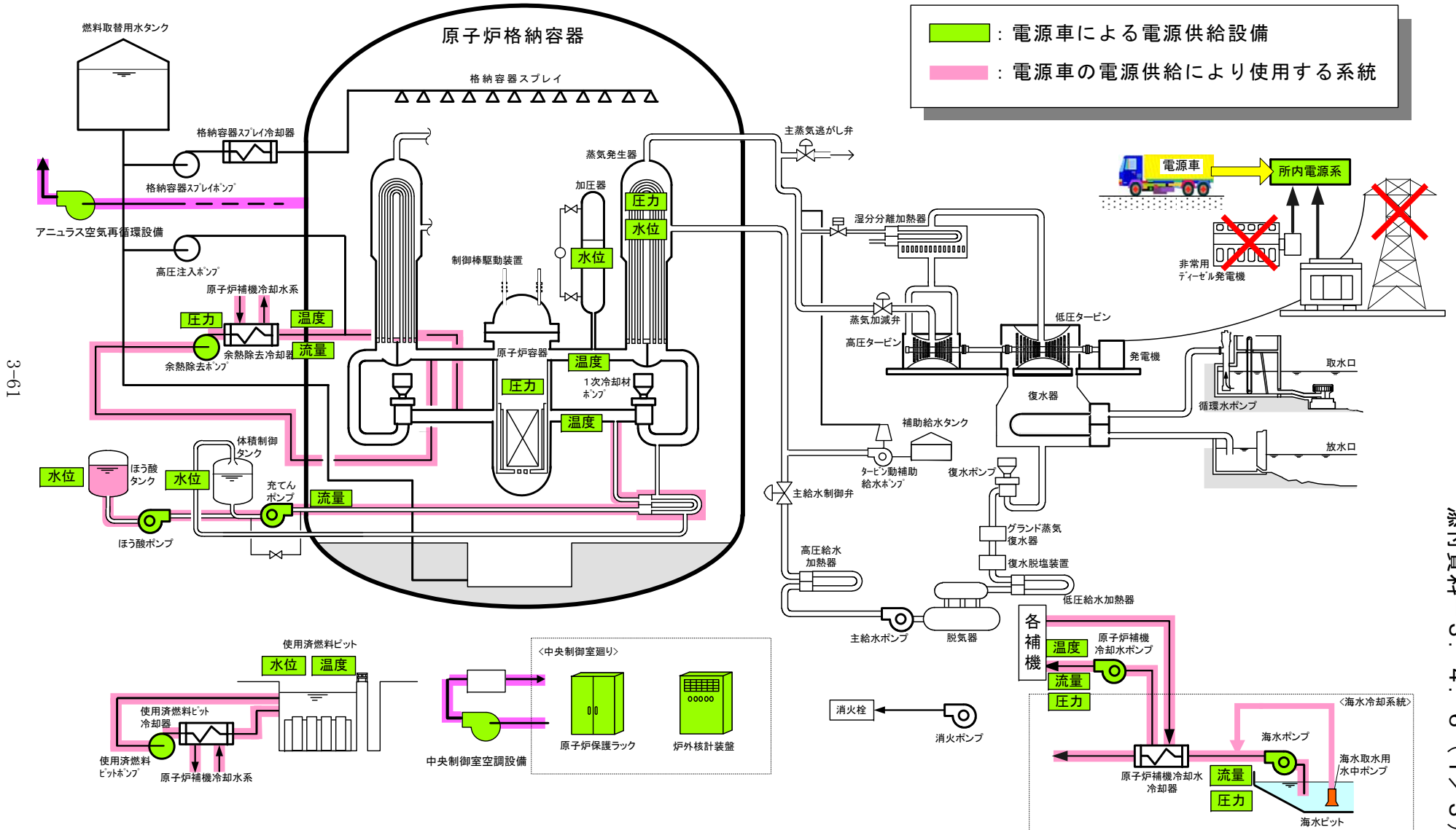


# 代替海水供給対策(系統図) (伊方3号機)



# 電源車の配備（伊方3号機）

## （1）電源供給先設備のイメージ図



## 電源車の配備（伊方3号機） （2）原子炉除熱、運転監視継続のために必要な機器類の電源容量

プラント	直流電源	計装用電源 (交流入力)	中央制御室 空調設備	アニュラス 空気再循環設備	低温停止に 必要な補機類 <sup>*2</sup>	必要容量	配備容量	容量余裕	蓄圧タンク出口弁 閉止容量 <sup>*3</sup>
	①		②	③	④	⑤			⑥
伊方3号	93	0 <sup>*1</sup>	68	29	2,810	3,000	4,500	1,500	24

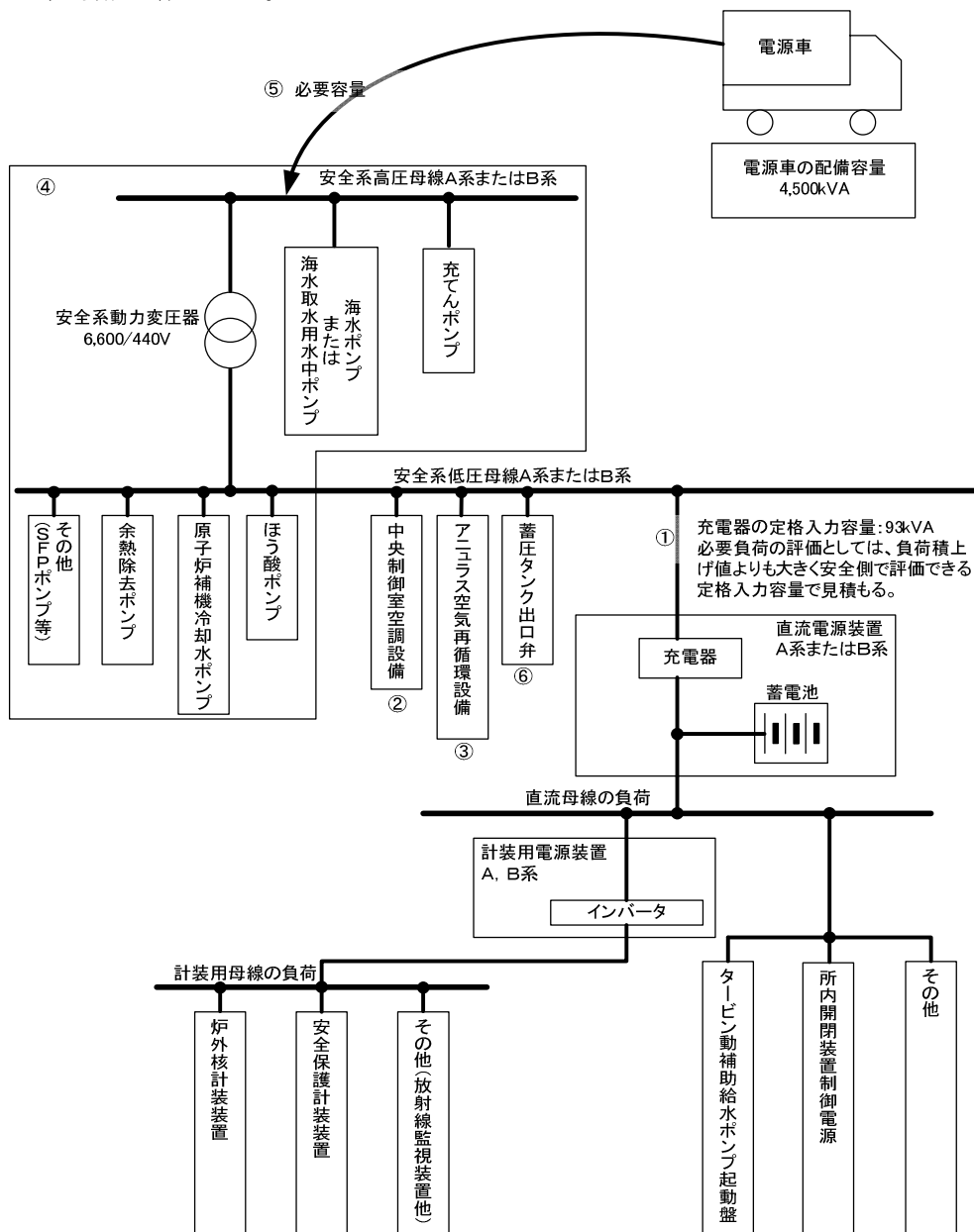
[単位：kVA]

\*1：計器用電源A系、B系は、直流電源負荷に含まれる。

\*2：海水冷却系統の海水取水用中ポンプと海水ポンプ（モータ取替復旧後）のうち、容量の大きい海水取水用中ポンプで見積もる。

\*3：蓄圧タンク出口弁の閉止容量について

蓄圧タンク出口弁（コントロールセンタ負荷電動弁）閉止操作のため電源が必要であるが、出口弁の閉止にかかる時間は短時間であり、その後は操作することがないため、閉止に係る短時間の操作電力は配備容量の余裕分で給電できることから、必要容量に含めていない。



## 電源車等の配置数（3号機）

### 1. 電源車

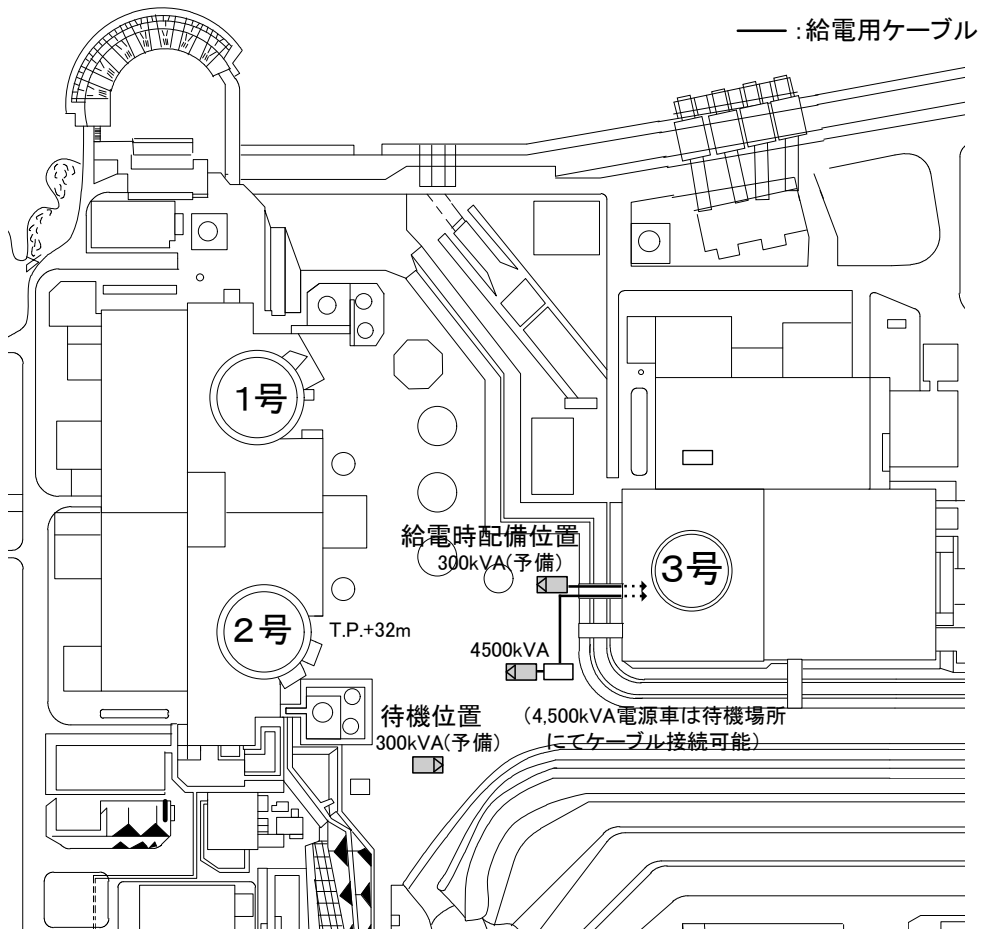
	実施報告書提出時	現時点
必要電源容量	93kVA	3000kVA
配置電源車の容量	300kVA	4500kVA

### 2. 給電用ケーブル

【300kVA:32m原子炉建屋前-低圧補機(パワーセンタ母線連結用含む)】

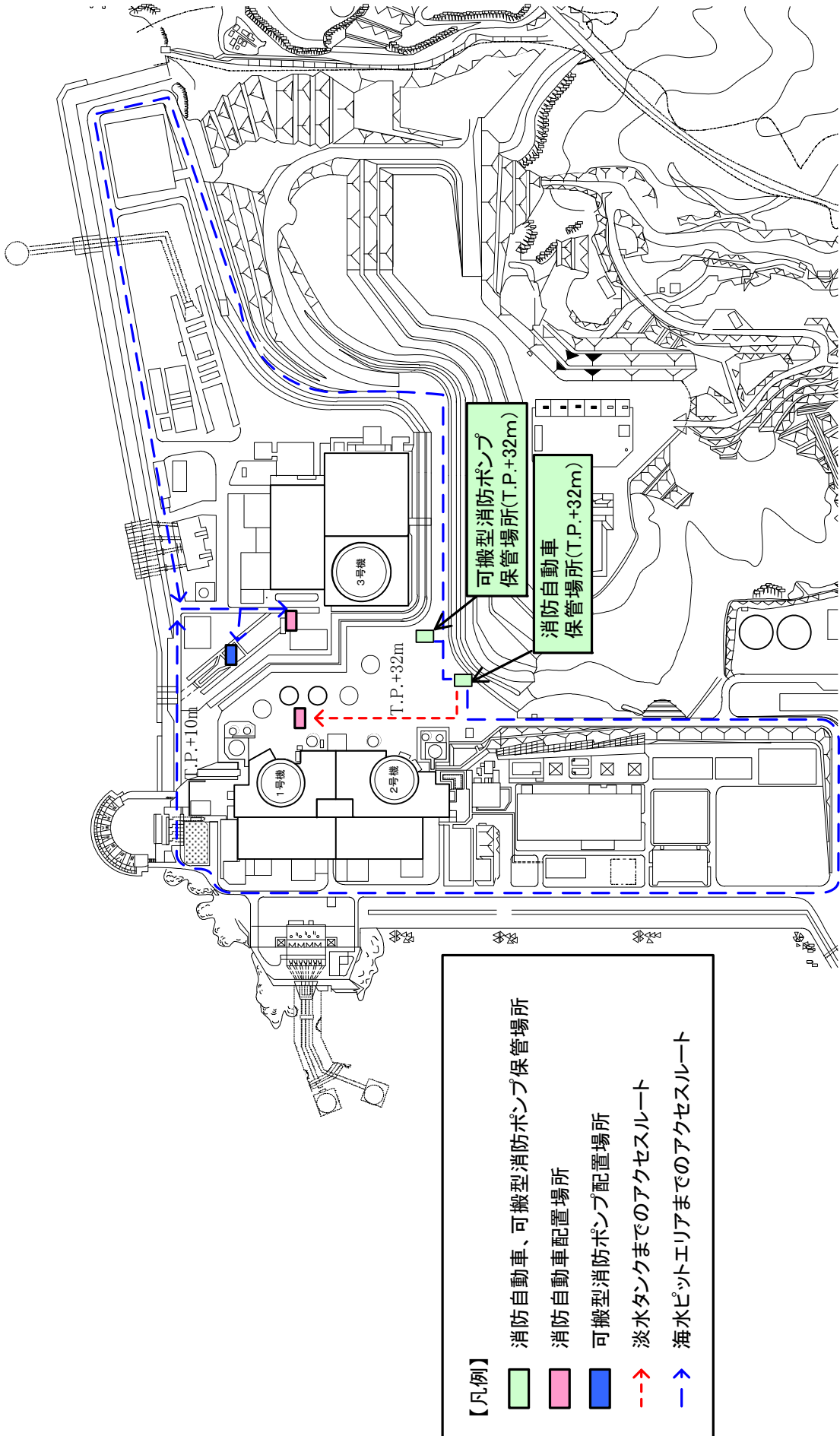
【4500kVA:32m原子炉建屋前-中継盤、中継盤-安全系高圧母線】

	実施報告書提出時 (300kVA)	現時点 (4500kVA)
必要ケーブル長さ	約510m	約350m
配置ケーブル長さ	約580m	約460m



電源車および給電用ケーブル設置計画

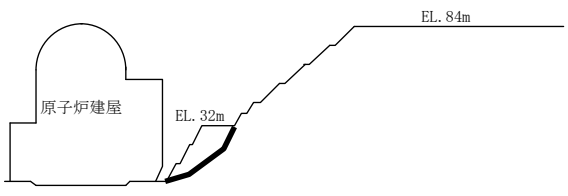
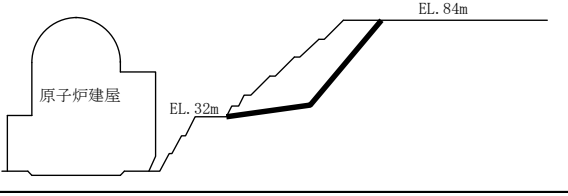
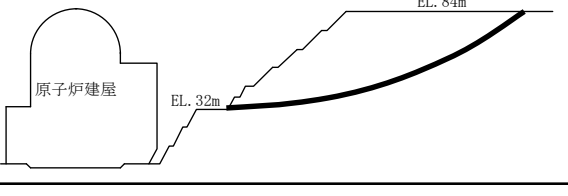
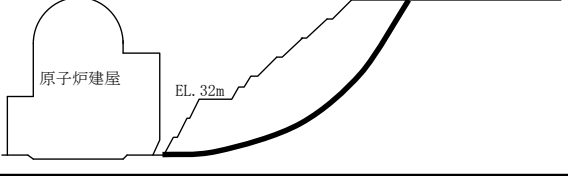
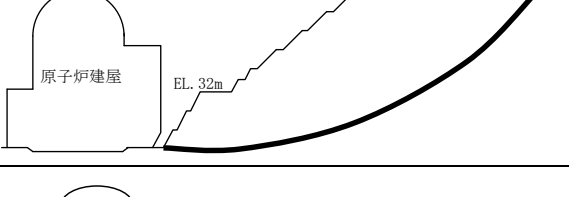
消防自動車等の配備場所  
およびアクセスルート



【参考】周辺斜面の安定性(耐震バックチェック)について

伊方発電所第3号機原子炉建屋周辺には斜面が存在するが、その斜面の耐震安定性については耐震バックチェックにおいて確認している。耐震バックチェックでは、斜面の安定性が原子炉建屋へ及ぼす影響の大きい断面として炉心を通る南北方向断面を検討断面として選定し、2次元動的有限要素法解析を行い、想定されるすべり面のすべりに対する安全率を求め  $S_s$  に対して余裕をもって崩壊しないことを確認している。耐震バックチェックにおける評価結果を下表に示す。

原子炉建屋周辺斜面のすべり安全率

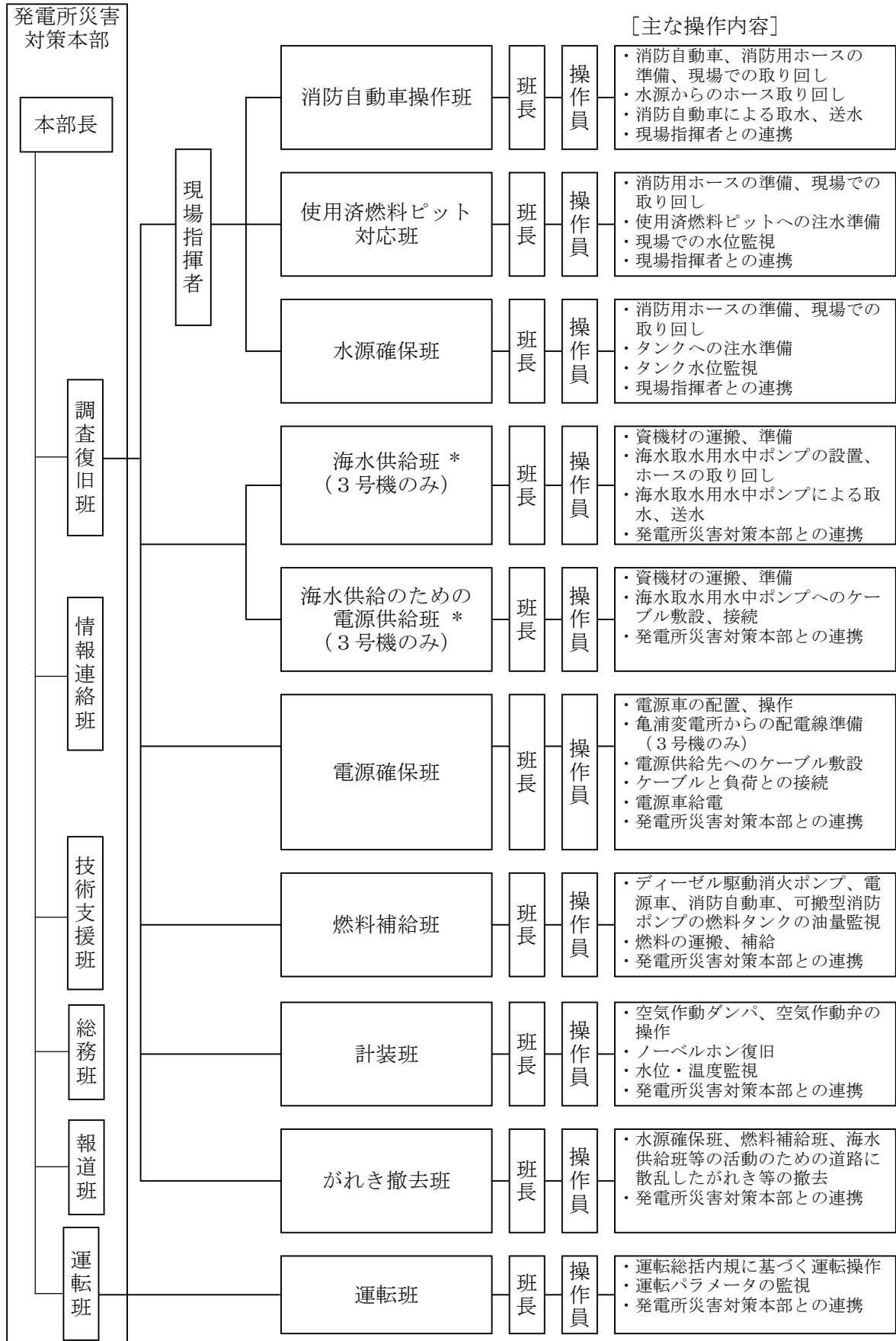
	すべり面形状	すべり安全率
1		3.5
2		2.9
3		1.9
4		2.1
5		2.1

○ : すべり安全率の最小値      ー : すべり面

$$\text{すべり安全率} = \frac{\text{すべり面上のせん断抵抗力の和}}{\text{すべり面上のせん断力の和}}$$



緊急時対応業務実施体制



\* 3号機で亀浦変電所または4500kVA電源車からの給電時に活動する。

## 緊急安全対策に係る教育・訓練

### 1. 教育関係

教育の種類	対象者	頻度	教育の内容
電源応急復旧に関する教育	・ 保修統括課長、発電課長が指名した者	1回/年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急時対応内規（津波）</li> <li>・ 電源車等の取扱い</li> <li>・ 電源応急復旧の要領</li> </ul>
蒸気発生器給水維持、使用済燃料ピット冷却水補給に関する教育	・ 保修統括課長、発電課長、防災課長が指名した者	1回/年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急時対応内規（津波）</li> <li>・ 蒸気発生器給水維持のための要領</li> <li>・ 使用済燃料ピットへの冷却水補給要領</li> </ul>
蒸気発生器への給水に関する教育	・ 保修統括課長、発電課長、防災課長が指名した者	1回/年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急時対応内規（津波）</li> <li>・ 蒸気発生器への給水のための要領</li> </ul>
冷却用海水供給に関する教育 （3号機のみ）	・ 保修統括課長、発電課長が指名した者	1回/年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急時対応内規（津波）</li> <li>・ 海水取水用水中ポンプの設置、取扱い</li> <li>・ 海水取水用水中ポンプの電源確保要領</li> </ul>
燃料補給に関する教育	・ 保修統括課長が指名した者	1回/年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急時対応内規（津波）</li> <li>・ 燃料補給の要領</li> </ul>
計装設備復旧に関する教育	・ 保修統括課長が指名した者	1回/年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急時対応内規（津波）</li> <li>・ 計装設備復旧の要領</li> </ul>

### 2. 訓練関係

訓練の種類	対象者 <sup>(*1)</sup>	頻度	訓練の内容
電源応急復旧に関する訓練	・ 保修統括課長、発電課長が指名した者	1回/年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 電源車を所定の位置に移動、配置</li> <li>・ ケーブルの敷設および対象設備への接続</li> <li>・ 電源車等による給電操作</li> <li>・ 災害対策本部との連携</li> </ul>
蒸気発生器給水維持、使用済燃料ピット冷却水補給に関する訓練	・ 保修統括課長、発電課長、防災課長が指名した者	1回/年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 消火設備を使用したタービン動補助給水ポンプ水源確保</li> <li>・ 消火設備を使用した使用済燃料ピットへの冷却水補給</li> <li>・ 災害対策本部との連携</li> </ul>
蒸気発生器への給水に関する訓練	・ 保修統括課長、発電課長、防災課長が指名した者	1回/年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 消防自動車等による蒸気発生器への給水</li> <li>・ 災害対策本部との連携</li> </ul>
冷却用海水供給に関する訓練 （3号機のみ）	・ 保修統括課長、発電課長が指名した者	1回/年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 海水取水用水中ポンプの設置、取扱い</li> <li>・ 海水取水用水中ポンプの電源確保要領</li> <li>・ 災害対策本部との連携</li> </ul>
燃料補給に関する訓練	・ 保修統括課長が指名した者	1回/年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 電源車、ディーゼル駆動消火ポンプ、消防自動車、可搬型消防ポンプへの燃料補給</li> <li>・ 災害対策本部との連携</li> </ul>
計装設備復旧に関する訓練	・ 保修統括課長が指名した者	1回/年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 計装設備復旧要領</li> <li>・ 災害対策本部との連携</li> </ul>

(\*1) 訓練対象者については、年度内に全ての対象者について訓練を実施するものではなく、訓練日の勤務形態や訓練実績等を踏まえて選出する。選出にあたっては、現場指揮者、各班長の要員確保についても考慮する。

## 訓練実施結果

&lt;伊方3号機&gt;

訓練内容		訓練実施日	所要時間	訓練結果および改善点
電源車による 電源応急復旧	300kVA電源車の移動・配置、給電路の準備、ケーブル接続、給電開始 (32Mタンクヤード前→低圧補機ケーブル→安全系補機遮断器)	4月18日	約1.5時間	訓練結果:良好 改善点①:ケーブル接続先をより堅固なケーブルトレイ電線管を使っている機器へ変更し、電源供給の信頼性向上を図る。4月21日ルート変更し確認済み。 改善点②:雨天時の安全性および作業効率を向上させるため、変圧器を建屋内またはキュービクル内に設置する。
	4500kVA電源車からの中継盤・安全系母線へのケーブル接続、給電電路絶縁抵抗測定、電源車起動、中継盤での電圧有確認	6月28日	約2.5時間	訓練結果:良好 改善点①:電源車の排気ダンプの動作不良が確認され、リミットスイッチの接触不良によるものと推定したことから、月例点検の点検項目にリミットスイッチの動作状態を確認する。
蒸気発生器への 給水確保	淡水タンクからの水補給(屋外消火栓または消火用連結送水管) (ディーゼル駆動消火ポンプあり)	4月18日	約0.3時間	訓練結果:良好
	淡水タンクからの水補給(消防自動車) (ディーゼル駆動消火ポンプなし)	4月18日	約0.5時間	訓練結果:良好 改善点:ホース本数は、4月18日の訓練時に想定していたホース本数から以下のとおり実績反映した。 ・脱塩水タンク3号から補助給水タンク3号は14本→16本に実績反映。 ・脱塩水タンク3号から2次系純水タンク3号は5本→6本に実績反映。 ・ろ過水貯蔵タンク3号から補助給水タンク3号は14→16本に実績反映。 ・ろ過水貯蔵タンク3号から2次系純水タンク3号は5→6本に実績反映。
	海水からの水補給 (可搬型消防ポンプ、消防自動車)	4月18日	約0.7時間	訓練結果:良好 改善点:ホース本数は、4月18日の訓練時に想定していたホース本数から以下のとおり実績反映した。 ・1,2号放水口から3号純水装置前防火水槽は12本×2ルート→13本×2ルートに実績反映。 ・3号純水装置前防火水槽から補助給水タンク3号は3→4本に実績反映。 ・3号純水装置前防火水槽から2次系純水タンク3号は11→10本に実績反映。
使用済燃料ピットへの 給水確保	淡水タンクからの水補給(消火用連結送水管) (ディーゼル駆動消火ポンプあり)	4月18日	約0.1時間	訓練結果:良好
	淡水タンクからの水補給(消防自動車) (ディーゼル駆動消火ポンプなし)	4月18日	約0.4時間	訓練結果:良好 改善点:ホース本数は、4月18日の訓練時に想定していたホース本数から以下のとおり実績反映した。 ・1,2号放水口から3号純水装置前防火水槽は10→12本に実績反映。 ・ろ過水貯蔵タンク3号からは10→12本に実績反映。
	海水からの水補給 (可搬型消防ポンプ、消防自動車)	4月18日	約0.6時間	訓練結果:良好 改善点:ホース本数は、4月18日の訓練時に想定していたホース本数から以下のとおり実績反映した。 ・1,2号放水口から3号純水装置前防火水槽は12本×2ルート→13本×2ルートに実績反映。 ・3号純水装置前防火水槽から3号使用済燃料ピットは10→13本に実績反映。

## 訓練実施結果

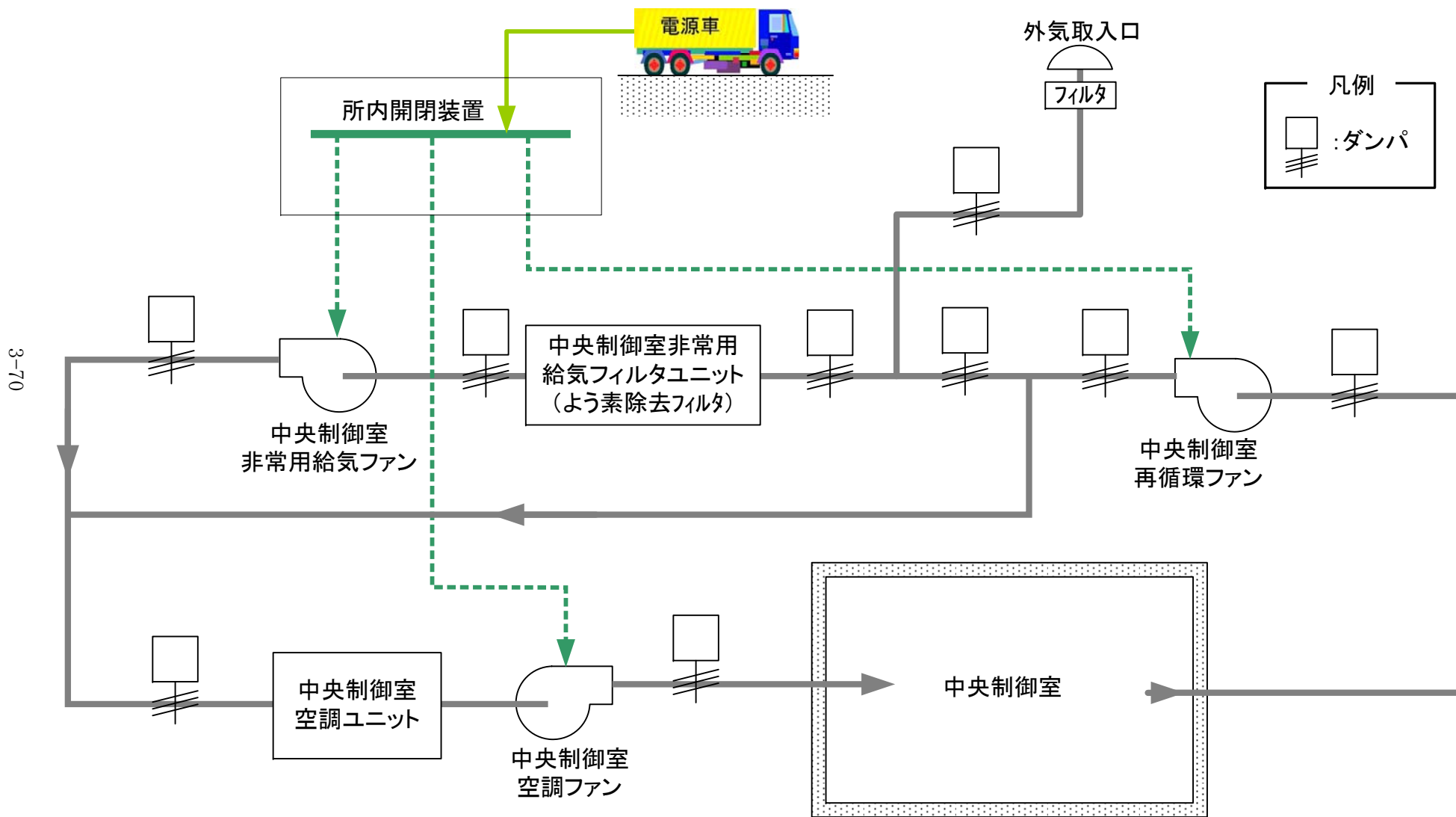
&lt;伊方3号機&gt;

訓練内容		訓練実施日	所要時間	訓練結果および改善点
低温停止移行 (蒸気発生器給排水)	海水ピットから防火水槽へのポンプ設置	5月6日	約0.6時間	訓練結果:良好 改善点①:訓練等を通してねじれの少ないホース布設および不要ホースの整理を図る。
	消防自動車から連結送水管へのホース敷設		約0.2時間	
	消火栓から蒸気発生器へ給水		約0.2時間	
計装設備復旧	脱塩水タンク水位および使用済燃料ピット水位・温度監視	5月6日	約0.3時間	訓練結果:良好 改善点①:脱塩水タンク水位測定用ホースとメジャーを現場盤内に保管する。
配電線からの給電	亀浦変電所からの給電	6月28日	約0.5時間	訓練結果:良好
冷却用海水供給	資機材運搬(T.P.+32m→海水ピット) ホース敷設および水中ポンプ設置 ケーブル敷設および変圧器・制御盤設置	6月28日	約3.4時間	訓練結果:良好 改善点①:電気設備(変圧器盤、制御盤)の地面への固定作業を行うための資機材を配備する。
夜間	電源車による給電	6月21日	約0.6時間	訓練結果:良好 改善点①:安全な作業環境を確保する観点から照明設備を追加設置する。
	淡水タンクへの消防自動車等による給水		約1.2時間	
	電源車等への燃料補給		約1.4時間	

&lt;1、2、3号機共通 電源車、ディーゼル駆動消火ポンプ、可搬型消防ポンプ燃料補給&gt;

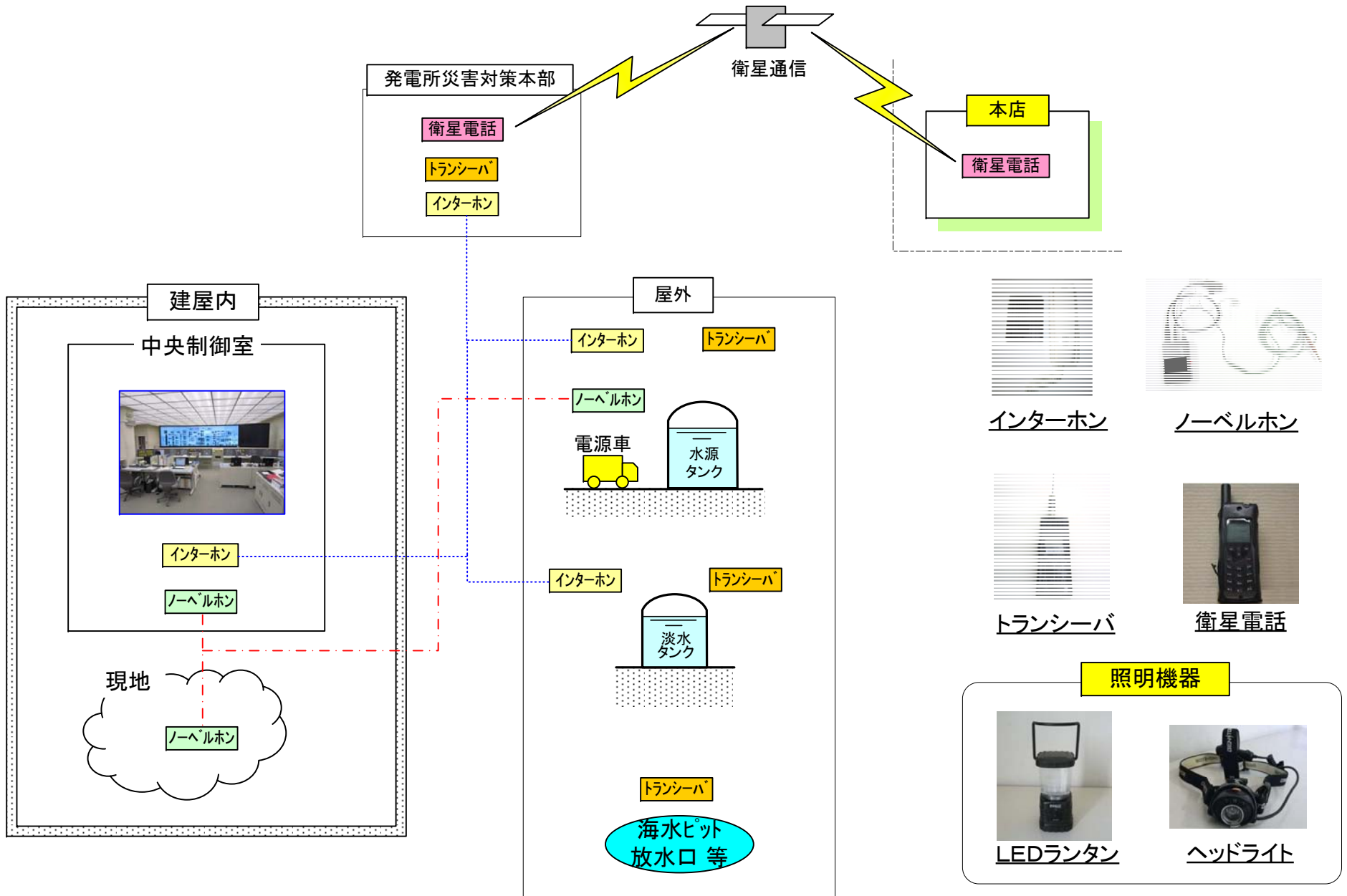
訓練内容		訓練実施日	所要時間	訓練結果および改善点
電源車等への 燃料補給	電源車、ディーゼル駆動消火ポンプ、可搬型消防ポンプへの燃料補給	4月20日	—	訓練結果:良好 改善点①:燃料補給用ドラム缶を現場に設置する際には、設置箇所の傾斜等により傾いたり転倒したりしないよう注意することを手順に明記した。 改善点②:3号純水装置建屋内のディーゼル駆動消火ポンプ燃料タンクへドラム缶を運搬する際、建屋入口に段差があったため、作業効率の効率を図る観点から、スロープを設置する。
	ドラム缶→消防自動車への燃料補給(軽油)	6月28日	約0.7時間	訓練結果:良好
	ミニローリー車→電源車(4500kVA)への燃料補給(重油)		約0.9時間	
総合	蒸気発生器および使用済燃料ピットへの補給	4月28日	約0.9時間	訓練結果:良好 改善点①:ページング、構内電話、無線装置等の緊急時対応方法を検討し、対策を実施する。 改善点②:現地操作要員を増員し、交代要員を確保する。
	電源車による給電		約1.2時間	
	電源車等への燃料補給		約0.7時間	

中央制御室の作業環境の確保  
 (中央制御室空調設備の運転イメージ図)

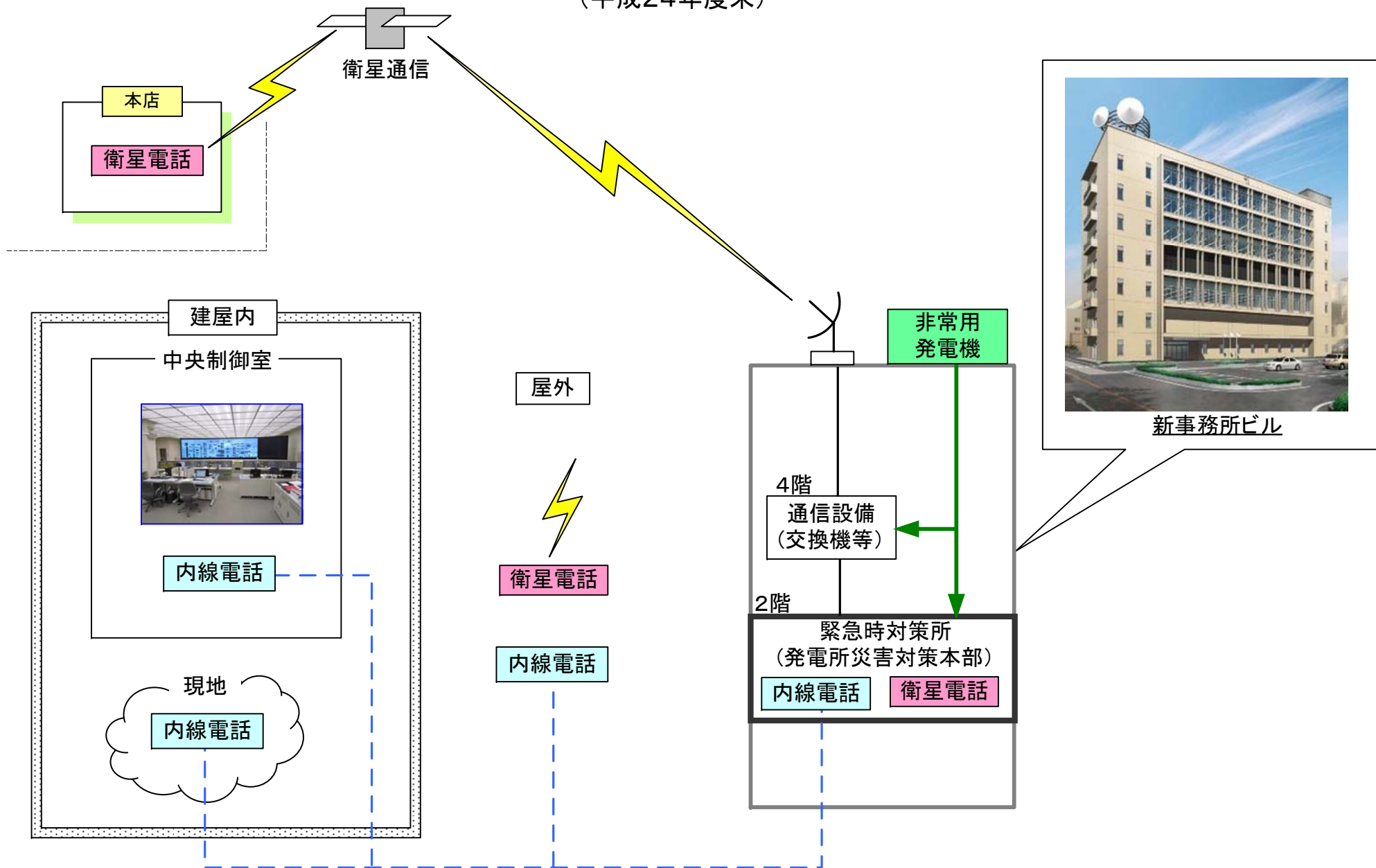


3-70

# 緊急時における発電所構内通信手段の確保 (現在)



# 緊急時における発電所構内通信手段の確保 (平成24年度末)



3-72

高線量対応防護服等の資機材の確保  
および放射線管理のための体制の整備

- 高線量対応防護服や個人線量計といった、現在、提供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確認した。
- 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（タングステン入り）を10着配備した。
- 緊急時において、放射線管理要員以外の要員が、放射線管理要員を助勢する仕組みを社内規定に反映した。



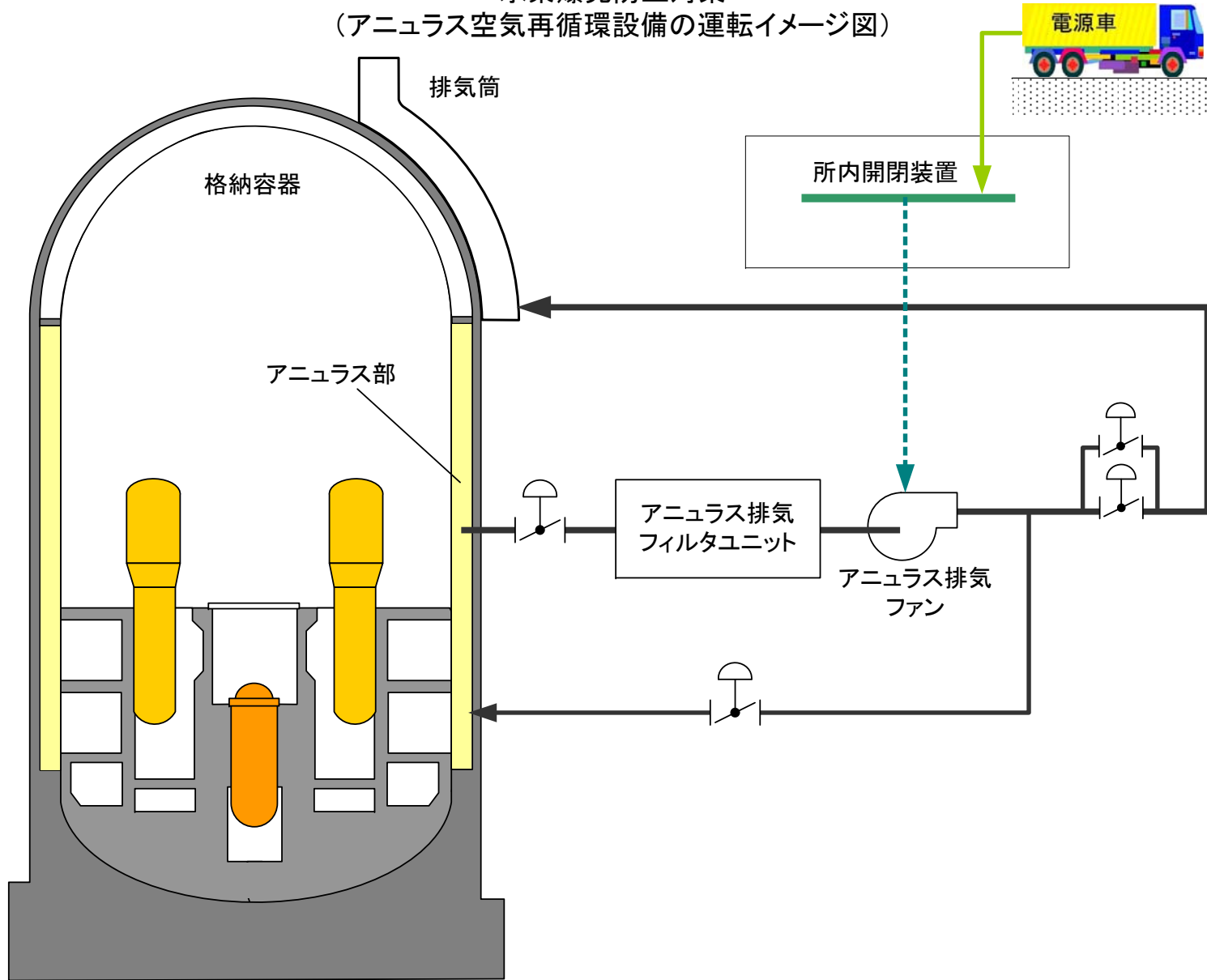
(個人線量計の例)



(高線量対応防護服の例)



水素爆発防止対策  
(アニュラス空気再循環設備の運転イメージ図)



がれき撤去用の重機の配備

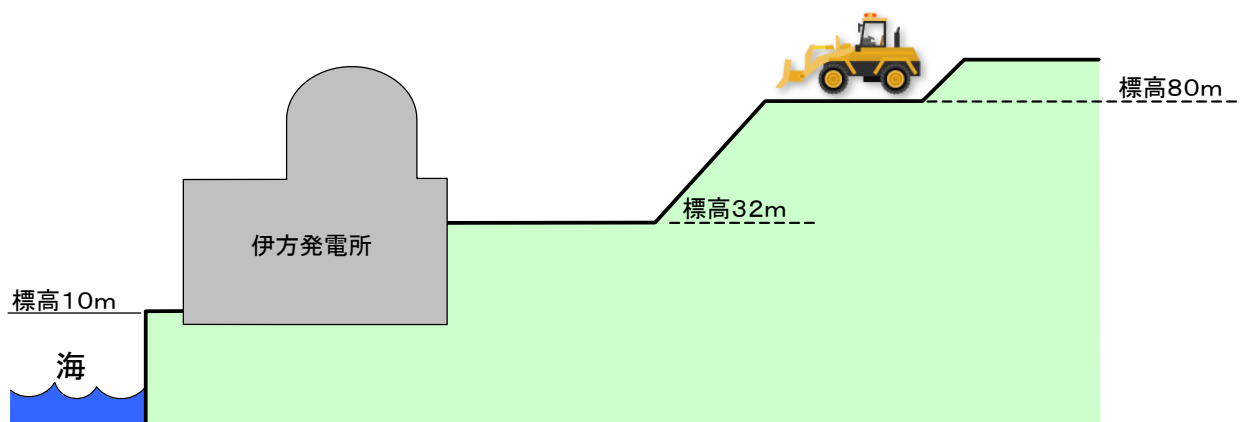


【仕様】

全 長：約 6.3 m  
全 幅：約 2.3 m  
高 さ：約 3.0 m  
重 量：約 7.1 t  
最大掘起力：6.3 t  
バケツ容量：1.3 m<sup>3</sup>  
燃 料：軽油  
燃料タツ容量：1330\*

※. 発電所構内の高台に設置した燃料貯蔵所（2万ℓ貯蔵）から随時補給可能。

ホイールローダ



ホイールローダ 保管場所（イメージ）