

添付書類八の一部補正

添付書類八を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
8-目-1 ～ 8-14-2		(記載変更)	別紙 1 に変更する。

添付書類八の項目区分について、別表 1 のとおり読み替え、追加又は削除する。

また、添付書類八の記述の一部を別表 2 のとおり読み替えた上で、下記項目の記述及び関連図面等を以下のとおり変更又は追加する。

1. 安全設計

1.1 安全設計の方針

1.1.1 安全設計の基本方針

1.1.1.4 外部からの衝撃による損傷の防止

1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止

1.1.1.6 共用

1.1.1.7 多重性又は多様性及び独立性

1.1.1.8 単一故障

1.1.1.9 試験検査

1.1.1.10 誤操作の防止

1.1.1.11 安全避難通路等

1.1.1.12 全交流動力電源喪失対策設備

1.1.5 安全保護系設計の基本方針

1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針

1.1.9 強度設計の基本方針

1.1.10 環境条件に対する設計の基本方針

1.1.11 内部発生飛散物

1.1.12 被ばく低減に対する設計上の基本方針

1.3 安全機能の重要度分類（1.3.1以降を除く。）

1.4 耐震設計

1.4.1 設計基準対象施設の耐震設計

1.4.1.1 設計基準対象施設の耐震設計の基本方針

1.4.1.2 耐震重要度分類

- 1.4.1.3 地震力の算定方法
- 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界
 - (1) 耐震設計上考慮する状態
 - a. 建物・構築物
 - (b) 設計基準事故時の状態
 - (c) 設計用自然条件
 - b. 機器・配管系
 - (b) 運転時の異常な過渡変化時の状態
 - (c) 設計基準事故時の状態
 - (d) 設計用自然条件
 - (2) 荷重の種類
 - a. 建物・構築物
 - (c) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重
 - (d) 地震力，風荷重，積雪荷重等
 - b. 機器・配管系
 - (c) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重
 - (d) 地震力，風荷重，積雪荷重等
 - (3) 荷重の組合せ
 - (4) 許容限界
- 1.4.1.5 設計における留意事項
- 1.4.1.6 構造計画と配置計画
- 1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計
- 1.4.3 主要施設の耐震構造
 - 1.4.3.1 原子炉建物
 - 1.4.3.4 制御室建物
 - 1.4.3.5 防波壁及び防波壁通路防波扉
 - 1.4.3.7 原子炉压力容器
 - 1.4.3.10 その他

- 1.4.4 地震検知による耐震安全性の確保
- 1.4.5 参考文献
- 1.5 耐津波設計
- 1.6 火災防護に関する基本方針
- 1.7 溢水防護に関する基本方針
- 1.8 外部からの衝撃による損傷の防止に関する基本方針
- 1.10 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針
- 第1.3-1表 安全上の機能別重要度分類
- 第1.3-2表 本発電用原子炉施設の安全上の機能別重要度分類

- 2. プラント配置
- 2.2 設計方針
 - (1)
- 2.3 主要設備
 - (13) 緊急時対策所
 - (14) ガスタービン発電機建物
- 2.4 全体配置
- 2.5 建物及び構築物
 - 2.5.13 管理事務所
 - 2.5.14 緊急時対策所
 - 2.5.15 ガスタービン発電機建物

- 4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設
 - 4.1 燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備
 - 4.1.1 通常運転時等
 - 4.1.1.1 概要
 - 4.1.1.2 設計方針
 - 4.1.1.3 主要設備の仕様

- 4.1.1.4 主要設備
- 4.1.1.5 試験検査
- 4.1.1.6 手順等
- 4.1.2 重大事故等時
- 4.2 使用済燃料貯蔵プールの冷却等のための設備
- 4.3 燃料プールの冷却等のための設備

5. 原子炉冷却系統施設

5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備

5.1.1 通常運転時等

5.1.1.1 概要

5.1.1.2 設計方針

- (1) 炉心冷却能力
- (2) 過圧防護
- (3) 非延性破壊の防止
- (4) 構造強度等
- (5) 配管破断防護
- (7) 原子炉圧力容器
- (8) 主蒸気系
- (9) 再循環系
- (10) 試験可能性

5.1.1.3 主要設備の仕様

5.1.1.4 主要設備

5.1.1.5 試験検査

5.1.1.6 手順等

5.1.1.7 評価

5.1.2 重大事故等時

5.2 残留熱除去系

- 5.2.1 通常運転時等
 - 5.2.1.1 概要
 - 5.2.1.2 設計方針
 - (2) 事故時炉心冷却
 - (3) 事故時格納容器冷却
 - (5) 構造強度
 - (6) 最終熱除去
 - (7) 原子炉通常停止時冷却
 - (8) 燃料プールの冷却
 - (9)
 - 5.2.1.3 主要設備及び仕様
 - (2) 低圧注水モード
 - (3) 格納容器冷却モード
- 5.2.2 重大事故等時
- 5.3 非常用炉心冷却系
- 5.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- 5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- 5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- 5.7 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- 5.8 原子炉隔離時冷却系
 - 5.8.1 通常運転時等
 - 5.8.1.1 概要
 - 5.8.1.1.2 設備の機能
 - 5.8.2 重大事故等時
- 5.9 原子炉補機冷却系
 - 5.9.1 通常運転時等

5.9.1.1 概要

5.9.2 重大事故等時

5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

5.12 タービン設備

5.12.2 設計方針

(1)

第5.8-1図 原子炉隔離時冷却系系統概要図

6. 計測制御系統施設

6.1 原子炉制御系

6.1.1 原子炉制御系

6.1.1.3 主要設備の仕様

6.1.1.4 主要設備

6.1.1.4.1 原子炉出力制御系

6.1.1.4.2 原子炉圧力制御系

(2) 圧力制御装置

6.1.1.4.3 原子炉水位制御系

6.1.1.5 試験検査

6.1.1.6 評価

6.1.2 原子炉停止系

[その1-MOX燃料が装荷されるまでのサイクル]

6.1.2.3 主要設備の仕様

[その2-MOX燃料が装荷されたサイクル以降]

6.1.2.3 主要設備の仕様

6.1.3 運転監視補助装置

6.1.3.3 主要設備の仕様

6.1.3.4 主要設備

(1) 制御棒引抜阻止

a .

b .

c .

d .

e .

f .

g .

6.1.3.5 試験検査

6.1.3.6 評価

6.2 原子炉中性子計装系

6.2.2 設計方針

(2)

(5)

6.2.3 主要設備の仕様

6.2.4 主要設備

(2) 中間領域計装 (I R M)

(3) 出力領域計装 (P R M)

c . 移動形出力領域計装 (T I P)

6.2.5 試験検査

6.2.6 評価

6.3 原子炉プラント・プロセス計装系

6.3.1 概要

6.3.2 設計方針

(2)

(3)

(4)

(5)

6.3.3 主要設備の仕様

- 6.3.4 主要設備
 - (1) 圧力容器計装
 - (2) 再循環系計装
 - (7) その他の計装
- 6.3.5 試験検査
- 6.3.6 評価
- 6.4 計装設備（重大事故等対処設備）
- 6.5 試料採取系
 - 6.5.3 主要設備
- 6.6 安全保護系
 - 6.6.1 概要
 - 6.6.2 設計方針
 - (1)
 - (2)
 - (3)
 - (8)
 - (9)
 - 6.6.3 主要設備の仕様
 - 6.6.4 主要設備
 - 6.6.4.1 原子炉保護系
 - 6.6.4.3 工学的安全施設作動回路
 - (1) 工学的安全施設作動回路
 - f.
 - 6.6.4.4 バイパス（(1)以降を除く。）
 - 6.6.4.5 ケーブル，電線路及び計測配管
 - 6.6.5 試験検査
 - 6.6.6 手順等
 - 6.6.7 評価

6.7 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

6.10 制御室

6.10.1 通常運転時等

6.10.1.1 概要

6.10.1.2 設計方針

(1)

(2)

(4)

(7)

(8)

6.10.1.3 主要設備の仕様

6.10.1.4 主要設備

6.10.1.5 手順等

6.10.1.6 試験検査

6.10.1.7 評価

6.10.2 重大事故等時

7. 放射性廃棄物の廃棄施設

7.1 気体廃棄物処理系

7.1.2 設計方針

(1)

7.1.3 主要設備

7.1.4 主要仕様

7.1.5 試験検査

7.2 液体廃棄物処理系

7.2.1 概要

7.2.3 主要設備

- (1) 機器ドレン系
- (2) 床ドレン・化学廃液系

7.2.4 主要仕様

7.3 固体廃棄物処理系

7.3.1 概要

7.3.3 主要設備

- (1) 濃縮廃液の処理
- (2) 使用済樹脂及びフィルタ・スラッジの処理

第7.3-1表 固体廃棄物処理系基本仕様

8. 放射線管理施設

8.1 放射線管理設備

8.1.1 通常運転時等

8.1.1.1 概要

8.1.1.2 設計方針

8.1.1.3 主要仕様

8.1.1.4 主要設備

8.1.1.4.1 出入管理関係設備（1号及び2号炉共用，既設）

8.1.1.4.3 放射線監視設備

(1) プロセス放射線モニタリング設備

- h. 換気系排気モニタ
- i. 原子炉棟排気モニタ
- j. 燃料取替階放射線モニタ

(3) 環境モニタリング設備（1号，2号及び3号炉共用，既設）

- a. 固定モニタリング設備
- c. 放射能観測車
- d. 気象観測設備

(4) 放射線サーベイ機器（1号，2号及び3号炉共用，既設）

- 8.1.1.5 試験検査
- 8.1.1.6 評価
- 8.1.2 重大事故等時
- 8.2 換気空調設備
 - 8.2.1 概要
 - 8.2.2 設計方針
 - 8.2.3 主要設備の仕様
 - 8.2.4 主要設備
 - (3) 中央制御室換気系
 - (4) 中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）
 - (7) 緊急時対策所換気空調設備
- 8.3 遮蔽設備
 - 8.3.1 概要
 - 8.3.2 設計方針
 - (1)
 - (2)
 - (3)
 - (4)
 - (6)
 - 8.3.3 主要仕様
 - 8.3.4 主要設備
 - 8.3.4.5 中央制御室遮蔽
 - 8.3.4.6 中央制御室待避室遮蔽
 - 8.3.4.8 緊急時対策所遮蔽
- 9. 原子炉格納施設
 - 9.1 原子炉格納施設
 - 9.1.1 通常運転時等

- 9.1.1.1 概要
- 9.1.1.2 設計方針
 - (4) 構造強度
 - (12) 試験可能性
- 9.1.1.3 主要設備の仕様
- 9.1.1.4 主要設備
 - 9.1.1.4.1 一次格納施設
 - 9.1.1.4.1.1 原子炉格納容器
 - (5) 隔離弁
 - c. その他の特別設計
 - 9.1.1.4.1.3 格納容器冷却系
 - 9.1.1.4.2 二次格納施設
 - 9.1.1.4.2.1 原子炉棟
 - 9.1.1.4.2.2 非常用ガス処理系
- 9.1.2 重大事故等時
- 9.2 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- 9.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- 9.4 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- 9.5 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- 9.6 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備
- 9.7 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

- 10. その他発電用原子炉の附属施設
 - 10.1 非常用電源設備
 - 10.2 代替電源設備
 - 10.3 常用電源設備
 - 10.4 火災防護設備
 - 10.5 津波及び内部溢水に対する浸水防護設備

- 10.6 補機駆動用燃料設備（非常用発電設備及び所内ボイラに係るものを除く。）
- 10.7 非常用取水設備
- 10.8 緊急時対策所
- 10.9 構内出入監視装置
- 10.10 安全避難通路等
- 10.11 通信連絡設備

- 11. 運転保守
 - 11.1 運転保守の基本方針
 - 11.2 保安管理体制

 - 11.7 施設管理

別表 1

変更前	変更後
1.1.1 基本的方針	1.1.1 安全設計の基本方針
1.1.1 (1)	1.1.1.1 放射線被ばく
1.1.1 (2)	1.1.1.2 異常時過渡時対応
1.1.1 (3)	1.1.1.3 多重防護
1.1.1 (4)	1.1.1.4 外部からの衝撃による損傷
	の防止
1.1.2 原子炉固有の安全性	1.1.3 原子炉固有の安全性
1.1.3 原子炉施設の設計，製作にお	(削除)
ける安全上の配慮	
1.1.5 平常運転時における核分裂生	1.1.2 核分裂生成物放散の防止・抑
成物放散の防止・抑制対策	制対策
1.1.6 安全保護系設計の基本方針	1.1.5 安全保護系設計の基本方針
1.1.7 工学的安全施設設計の基本方	1.1.6 工学的安全施設設計の基本方
針	針
1.1.8 強度設計の基本方針	1.1.9 強度設計の基本方針
1.1.9 品質保証の基本方針	1.9 品質保証の基本方針
1.1.10 火災に対する設計上の配慮	1.6 火災防護に関する基本方針
1.1.11 物理的，電氣的分離	1.1.8 物理的分離及び電氣的分離に
	関する基本方針
1.1.12 環境条件に対する設計の基	1.1.10 環境条件に対する設計の基
本方針	本方針
1.1.13 被ばく低減に対する設計の	1.1.12 被ばく低減に対する設計上
基本方針	の基本方針
1.3 耐震設計	1.4 耐震設計
(追加)	1.4.1 設計基準対象施設の耐震設計

変更前	変更後
1.3.1 耐震設計の基本方針	1.4.1.1 設計基準対象施設の耐震設計の基本方針
1.3.2 耐震設計上の重要度分類	1.4.1.2 耐震重要度分類
1.3.3 地震力の算定法	1.4.1.3 地震力の算定方法
1.3.4 荷重の組合せと許容限界	1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界
1.3.4.1 耐震設計上考慮する状態	1.4.1.4 (1) 耐震設計上考慮する状態
1.3.4.1 (1) a. 運転時の状態	1.4.1.4 (1) a. (a) 運転時の状態
1.3.4.1 (1) b. 事故時の状態	1.4.1.4 (1) a. (b) 設計基準事故時の状態
1.3.4.1 (1) c. 設計用自然条件	1.4.1.4 (1) a. (c) 設計用自然条件
1.3.4.1 (2) a. 通常運転時の状態	1.4.1.4 (1) b. (a) 通常運転時の状態
1.3.4.1 (2) b. 運転時の異常な過渡変化時の状態	1.4.1.4 (1) b. (b) 運転時の異常な過渡変化時の状態
1.3.4.1 (2) c. 事故時の状態	1.4.1.4 (1) b. (c) 設計基準事故時の状態
1.3.4.2 荷重の種類	1.4.1.4 (2) 荷重の種類
1.3.4.2 (1) a.	1.4.1.4 (2) a. (a)
1.3.4.2 (1) b.	1.4.1.4 (2) a. (b)
1.3.4.2 (1) c.	1.4.1.4 (2) a. (c)
1.3.4.2 (1) d.	1.4.1.4 (2) a. (d)
1.3.4.2 (2) a.	1.4.1.4 (2) b. (a)
1.3.4.2 (2) b.	1.4.1.4 (2) b. (b)
1.3.4.2 (2) c.	1.4.1.4 (2) b. (c)

変更前	変更後
<p>1.3.4.2 (2) d.</p> <p>1.3.4.3 荷重の組合せ</p> <p>1.3.4.4 許容限界</p> <p>1.3.5 主要施設の耐震構造</p> <p>1.3.5.1 原子炉建物</p> <p>1.3.5.2 タービン建物</p> <p>1.3.5.3 廃棄物処理建物</p> <p>1.3.5.4 原子炉格納容器</p> <p>1.3.5.5 原子炉圧力容器</p> <p>1.3.5.6 圧力容器内部構造物</p> <p>1.3.5.7 再循環系</p> <p>1.3.5.8 その他</p> <p>1.3.6 その他</p>	<p>1.4.1.4 (2) b. (d)</p> <p>1.4.1.4 (3) 荷重の組合せ</p> <p>1.4.1.4 (4) 許容限界</p> <p>1.4.3 主要施設の耐震構造</p> <p>1.4.3.1 原子炉建物</p> <p>1.4.3.2 タービン建物</p> <p>1.4.3.3 廃棄物処理建物</p> <p>1.4.3.6 原子炉格納容器</p> <p>1.4.3.7 原子炉圧力容器</p> <p>1.4.3.8 原子炉圧力容器内部構造物</p> <p>1.4.3.9 再循環系</p> <p>1.4.3.10 その他</p> <p>1.4.4 地震検知による耐震安全性の確保</p>
<p>1.4 安全機能の重要度分類</p> <p>1.4.1 安全上の機能別重要度分類</p> <p>1.4.2 分類の適用の原則</p>	<p>1.3 安全機能の重要度分類</p> <p>1.3.1 安全上の機能別重要度分類</p> <p>1.3.2 分類の適用の原則</p>
<p>2.5.13 管理事務所（1号炉と共用、既設）</p> <p>2.5.14 その他</p>	<p>2.5.13 管理事務所 (削除)</p>
<p>3. 原子炉及び炉心</p> <p>3.2.3 原子炉停止系 〔その1-MOX燃料が装荷されるまでのサイクル〕</p>	<p>3. 原子炉本体</p> <p>6.1.2 原子炉停止系 〔その1-MOX燃料が装荷されるまでのサイクル〕</p>

変更前	変更後
3.2.3.1 設備の概要 3.2.3.1.1 設備の構成 3.2.3.1.2 設備の機能 3.2.3.2 設計方針 3.2.3.2.1 安全上の設計方針 3.2.3.2.2 その他の設計方針 3.2.3.3 主要設備 3.2.3.3.1 制御棒及び制御棒駆動系 3.2.3.3.2 ほう酸水注入系 3.2.3.4 参考文献	6.1.2.1 概要 6.1.2.1.1 設備の構成 6.1.2.1.2 設備の機能 6.1.2.2 設計方針 6.1.2.2.1 安全上の設計方針 6.1.2.2.2 その他の安全上の設計方針 6.1.2.4 主要設備 6.1.2.4.1 制御棒及び制御棒駆動系 6.1.2.4.2 ほう酸水注入系 6.1.2.5 参考文献
[その2-MOX燃料が装荷された サイクル以降]	[その2-MOX燃料が装荷された サイクル以降]
3.2.3.1 設備の概要 3.2.3.1.1 設備の構成 3.2.3.1.2 設備の機能 3.2.3.2 設計方針 3.2.3.2.1 安全上の設計方針 3.2.3.2.2 その他の設計方針 3.2.3.3 主要設備 3.2.3.3.1 制御棒及び制御棒駆動系 3.2.3.3.2 ほう酸水注入系 3.2.3.4 参考文献	6.1.2.1 概要 6.1.2.1.1 設備の構成 6.1.2.1.2 設備の機能 6.1.2.2 設計方針 6.1.2.2.1 安全上の設計方針 6.1.2.2.2 その他の設計方針 6.1.2.4 主要設備 6.1.2.4.1 制御棒及び制御棒駆動系 6.1.2.4.2 ほう酸水注入系 6.1.2.5 参考文献
4. 原子炉冷却設備 (追加)	5. 原子炉冷却系統施設 5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材

変更前	変更後
<p>(追加)</p> <p>4.1 設備の概要</p> <p>4.2 設計方針</p> <p>4.2.1 安全上の設計方針</p> <p>4.2.2 その他の設計方針</p> <p>4.3 設備の仕様</p> <p>4.4 主要設備</p> <p>4.5 試験検査</p>	<p>設備</p> <p>5.1.1 通常運転時等</p> <p>5.1.1.1 概要</p> <p>(削除)</p> <p>5.1.1.2 設計方針</p> <p>5.1.1.2 (10) 試験可能性</p> <p>5.1.1.3 主要設備の仕様</p> <p>5.1.1.4 主要設備</p> <p>5.1.1.5 試験検査</p>
<p>5. 工学的安全施設</p> <p>5.1 設備の概要</p> <p>5.1.1 設備の構成</p> <p>5.1.2 設備の機能</p>	<p>(削除)</p> <p>(削除)</p> <p>(削除)</p> <p>(削除)</p>
<p>(追加)</p> <p>(追加)</p> <p>(追加)</p> <p>5.1.2.1 原子炉格納施設の機能</p> <p>5.1.2.2 非常用炉心冷却系の機能</p> <p>5.2 設計方針</p> <p>5.2.1 安全上の設計方針</p> <p>5.2.1.1 原子炉格納施設の安全上の設計方針</p> <p>5.2.1.2 非常用炉心冷却系の安全上の設計方針</p> <p>5.2.2 その他の設計方針</p>	<p>9. 原子炉格納施設</p> <p>9.1 原子炉格納施設</p> <p>9.1.1 通常運転時等</p> <p>9.1.1.1 概要</p> <p>5.3.1.1 概要</p> <p>(削除)</p> <p>(削除)</p> <p>9.1.1.2 設計方針</p> <p>5.3.1.2 設計方針</p> <p>9.1.1.2 (12) 試験可能性</p>

変更前	変更後
5.3 設備の仕様 5.4 主要設備 5.4.1 原子炉格納施設 5.4.1.1 一次格納施設 5.4.1.1.1 原子炉格納容器 5.4.1.1.2 原子炉格納容器補助系 5.4.1.1.2.1 格納容器内ガス濃度制御系 5.4.1.1.2.2 格納容器冷却系 5.4.1.2 二次格納施設 5.4.1.2.1 原子炉棟 5.4.1.2.2 非常用ガス処理系 5.4.1.3 評価 5.4.1.4 試験検査 5.4.2 非常用炉心冷却系 5.5 参考文献	9.1.1.3 主要設備の仕様 (削除) 9.1.1.4 主要設備 9.1.1.4.1 一次格納施設 9.1.1.4.1.1 原子炉格納容器 (削除) 9.1.1.4.1.2 格納容器内ガス濃度制御系 9.1.1.4.1.3 格納容器冷却系 9.1.1.4.2 二次格納施設 9.1.1.4.2.1 原子炉棟 9.1.1.4.2.2 非常用ガス処理系 9.1.1.6 評価 9.1.1.5 試験検査 5.3 非常用炉心冷却系 9.1.1.7 参考文献
6. 原子炉補助施設 (追加) 6.1 燃料取扱及び貯蔵設備 (追加) 6.1.1 概要 6.1.2 設計方針 6.1.3 主要設備	(削除) 4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 4.1 燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備 4.1.1 通常運転時等 4.1.1.1 概要 4.1.1.2 設計方針 4.1.1.4 主要設備

変更前	変更後
6.1.4 主要仕様	4.1.1.3 主要設備の仕様
6.1.5 試験検査	4.1.1.5 試験検査
6.1.6 参考文献	4.1.1.7 参考文献
6.2 原子炉浄化系	5.11 原子炉浄化系
6.2.1 設備の概要	5.11.1 概要
6.2.1.1 設備の構成	5.11.1.1 設備の構成
6.2.1.2 設備の機能	5.11.1.2 設備の機能
6.2.2 設計方針	5.11.2 設計方針
6.2.3 設備の仕様	5.11.3 設備の仕様
6.2.4 主要設備	5.11.4 主要設備
6.2.5 試験検査	5.11.5 試験検査
6.3 残留熱除去系	5.2 残留熱除去系
(追加)	5.2.1 通常運転時等
6.3.1 設備の概要	5.2.1.1 概要
6.3.2 設計方針	(削除)
6.3.2.1 安全上の設計方針	5.2.1.2 設計方針
6.3.2.2 その他の設計方針	(削除)
6.3.3 設備の仕様	(削除)
6.3.4 主要設備	5.2.1.3 主要設備及び仕様
6.3.5 試験検査	5.2.1.4 試験検査
6.4 原子炉隔離時冷却系	5.8 原子炉隔離時冷却系
(追加)	5.8.1 通常運転時等
6.4.1 設備の概要	5.8.1.1 概要
6.4.1.1 設備の構成	5.8.1.1.1 設備の構成
6.4.1.2 設備の機能	5.8.1.1.2 設備の機能
6.4.2 設計方針	5.8.1.2 設計方針

変更前	変更後
6.4.3 設備の仕様	5.8.1.3 主要設備の仕様
6.4.4 主要設備	5.8.1.4 主要設備
6.4.5 試験検査	5.8.1.5 試験検査
6.5 原子炉補機冷却系 (追加)	5.9 原子炉補機冷却系
6.5.1 概要	5.9.1 通常運転時等
6.5.2 設計方針	5.9.1.1 概要
6.5.3 主要設備	5.9.1.2 設計方針
6.5.4 試験検査	5.9.1.3 主要設備及び仕様
	5.9.1.4 試験検査
7. タービン設備	5.12 タービン設備
7.1 概要	5.12.1 概要
7.2 設計方針	5.12.2 設計方針
7.3 主要設備	5.12.3 主要設備
7.3.1 蒸気タービン及び付属設備	5.12.3.1 蒸気タービン
7.3.2 復水器及び循環水系	5.12.3.2 復水器及び循環水系
7.3.3 復水・給水系	5.12.3.3 復水・給水系
7.3.4 タービン補機冷却系	5.12.3.4 タービン補機冷却系
7.4 その他	5.12.4 その他
8. 計測及び制御設備	6. 計測制御系統施設
8.1 概要	(削除)
8.2 中央制御室	6.10 制御室
(追加)	6.10.1 通常運転時等
8.2.1 概要	6.10.1.1 概要
8.2.2 設計方針	6.10.1.2 設計方針

変更前	変更後
8.2.3 主要設備	6.10.1.4 主要設備
8.3 原子炉制御系	6.1 原子炉制御系
(追加)	6.1.1 原子炉制御系
8.3.1 概要	6.1.1.1 概要
8.3.2 設計方針	6.1.1.2 設計方針
(追加)	6.1.1.3 主要設備の仕様
(追加)	6.1.1.4 主要設備
8.3.3 原子炉出力制御系	(削除)
8.3.3.1 概要	6.1.1.4.1 原子炉出力制御系
8.3.3.2 主要設備	(削除)
8.3.4 原子炉圧力制御系	(削除)
8.3.4.1 概要	6.1.1.4.2 原子炉圧力制御系
8.3.4.2 主要設備	(削除)
8.3.4.2 (1) タービン・バイパス制	6.1.1.4.2 (1) タービン・バイパス制
御系	御系
8.3.4.2 (2) 圧力制御装置	6.1.1.4.2 (2) 圧力制御装置
8.3.5 原子炉水位制御系	(削除)
8.3.5.1 概要	6.1.1.4.3 原子炉水位制御系
8.3.5.2 主要設備	(削除)
8.4 安全保護系	6.6 安全保護系
8.4.1 概要	6.6.1 概要
8.4.2 設計方針	6.6.2 設計方針
8.4.3 主要設備	6.6.4 主要設備
8.4.3.1 原子炉保護系	6.6.4.1 原子炉保護系
8.4.3.2 後備原子炉保護系	6.6.4.2 後備原子炉保護系
8.4.3.3 工学的安全施設作動系	6.6.4.3 工学的安全施設作動回路

変更前	変更後
8.4.3.4 バイパス	6.6.4.4 バイパス
8.4.3.5 ケーブル，電線路及び計測配管	6.6.4.5 ケーブル，電線路及び計測配管
8.5 原子炉中性子計装系	6.2 原子炉中性子計装系
8.5.1 概要	6.2.1 概要
8.5.2 設計方針	6.2.2 設計方針
8.5.3 主要設備	6.2.4 主要設備
8.6 原子炉プラント・プロセス計装系	6.3 原子炉プラント・プロセス計装系
8.6.1 概要	6.3.1 概要
8.6.2 設計方針	6.3.2 設計方針
8.6.3 主要設備	6.3.4 主要設備
8.7 運転監視補助装置	6.1.3 運転監視補助装置
8.7.1 概要	6.1.3.1 概要
8.7.2 設計方針	6.1.3.2 設計方針
8.7.3 主要設備	6.1.3.4 主要設備
9. 電気設備	10.3 常用電源設備
9.1 概要	10.3.1 概要
9.2 設計方針	10.3.2 設計方針
9.3 主要設備	10.3.3 主要設備
9.3.1 送電線	10.3.3.1 送電線
9.3.2 開閉所	10.3.3.2 開閉所
9.3.3 発電機	10.3.3.3 発電機及び励磁装置
9.3.4 変圧器	10.3.3.4 変圧器
9.3.5 所内高圧系統	10.3.3.5 所内高圧系統

変更前	変更後
9.3.6 所内低圧系統	10.3.3.6 所内低圧系統
9.3.7 ディーゼル発電設備	10.1.1.3.3 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を含む。）
9.3.8 直流電源設備	10.1.1.3.4 直流電源設備
9.3.9 計測制御用交流電源設備	10.1.1.3.5 計測制御用電源設備
9.3.10 所内機器用電源設備	10.3.3.7 所内機器
9.3.11 通信設備, 照明及び作業用電源設備	10.10.3.1 照明設備
9.3.12 ケーブル及び電線管	10.1.1.3.6 ケーブル及び電線路
9.4 母線切替	10.1.1.3.7 母線切替
9.5 非常用電源設備の試験	10.1.1.5 試験検査
10. 放射性廃棄物廃棄施設	7. 放射性廃棄物の廃棄施設
10.1 気体廃棄物処理系	7.1 気体廃棄物処理系
10.1.1 概要	7.1.1 概要
10.1.2 設計方針	7.1.2 設計方針
10.1.3 主要設備	7.1.3 主要設備
10.2 液体廃棄物処理系	7.2 液体廃棄物処理系
10.2.1 概要	7.2.1 概要
10.2.2 設計方針	7.2.2 設計方針
10.2.3 主要設備	7.2.3 主要設備
10.2.3 (1) 機器ドレン系	7.2.3 (1) 機器ドレン系
10.2.3 (2) 床ドレン・再生廃液系	(削除)
10.2.3 (3) 床ドレン・化学廃液系	7.2.3 (2) 床ドレン・化学廃液系
10.2.3 (4) ランドリ・ドレン系	7.2.3 (3) ランドリ・ドレン系

変更前	変更後
10.2.3 (5) シャワ・ドレン系	(削除)
10.2.4 基本仕様	7.2.4 主要仕様
10.2.5 試験検査	7.2.5 試験検査
10.3 固体廃棄物処理系	7.3 固体廃棄物処理系
10.3.1 概要	7.3.1 概要
10.3.2 設計方針	7.3.2 設計方針
10.3.3 主要機能	7.3.3 主要設備
10.3.4 基本仕様	7.3.4 主要仕様
10.3.5 試験検査	7.3.5 試験検査
10.3.6 参考文献	7.3.6 参考文献
11. 放射線防護及び管理施設	8. 放射線管理施設
11.1 放射線防護施設	8.3 遮蔽設備
11.1.1 概要	8.3.1 概要
11.1.2 設計方針	8.3.2 設計方針
11.1.2 (1)	(削除)
11.1.2 (2)	(削除)
11.1.2 (3)	(削除)
11.1.2 (4)	8.3.2 (5)
11.1.2 (5)	8.3.2 (6)
11.1.3 主要設備	8.3.4 主要設備
11.1.3.1 シャへい設備	(削除)
11.1.3.1 (1) 原子炉一次シャへい	8.3.4.1 原子炉一次遮蔽
11.1.3.1 (2) 原子炉二次シャへい	8.3.4.2 原子炉二次遮蔽
11.1.3.1 (3) 補助シャへい	8.3.4.3 補助遮蔽
11.1.3.1 (4) 燃料取替時のシャへ	8.3.4.4 燃料取替時の遮蔽

変更前	変更後
い	
11.1.3.1 (5) 中央制御室のしゃへ	8.3.4.5 中央制御室遮蔽
い	
11.1.3.1 (6) 一時的しゃへい	8.3.4.7 一時的遮蔽
11.1.3.2 保護具類	8.3.4.9 保護具類
11.2 放射線管理施設	8.1 放射線管理設備
(追加)	8.1.1 通常運転時等
11.2.1 概要	8.1.1.1 概要
11.2.2 設計方針	8.1.1.2 設計方針
11.2.3 主要設備	8.1.1.4 主要設備
11.2.3.1 出入管理設備(1号炉と共用, 既設)	8.1.1.4.1 出入管理関係設備(1号及び2号炉共用, 既設)
11.2.3.1 (1) 出入・被ばく線量管理設備	8.1.1.4.1 (1) 出入管理設備
11.2.3.2 試料分析・測定設備(1号炉と共用, 既設)	8.1.1.4.2 試料分析関係設備(1号, 2号及び3号炉共用, 既設)
11.2.3.2 (1) 放射能測定設備	8.1.1.4.2 (2) 放射能測定室
11.2.3.2 (2) 分析設備	8.1.1.4.2 (1) 分析室
11.2.3.3 放射線監視設備	8.1.1.4.3 放射線監視設備
11.2.3.4 個人管理用測定設備及び測定機器(1号炉と共用, 一部既設)	8.1.1.4.4 個人管理用測定設備及び測定機器(1号, 2号及び3号炉と共用, 既設)
11.2.3.5 放射線計測器の点検校正設備(1号炉と共用, 既設)	8.1.1.4.5 放射線計測器の点検校正設備(1号, 2号及び3号炉と共用, 既設)

変更前	変更後
12. 発電所補助施設	(削除)
12.1 補給水系（1号炉と共用，一部既設）	10.12 補給水系（1号及び2号炉共用，既設）
12.1.1 概要	10.12.1 概要
12.1.2 設計方針	10.12.2 設計方針
12.1.3 主要設備	10.12.3 主要設備
12.2 復水輸送系	10.13 復水輸送系
12.2.1 概要	10.13.1 概要
12.2.2 設計方針	10.13.2 設計方針
12.2.3 主要設備	10.13.3 主要設備
12.3 トーラス水受入タンク（1号炉と共用）	10.14 トーラス水受入タンク（1号及び2号炉と共用）
12.3.1 概要	10.14.1 概要
12.3.2 設計方針	10.14.2 設計方針
12.3.3 主要設備	10.14.3 主要設備
12.4 換気系	8.2 換気空調設備
12.4.1 概要	8.2.1 概要
12.4.2 設計方針	8.2.2 設計方針
12.4.3 主要設備	8.2.4 主要設備
12.4.3 (1) 原子炉棟換気系	8.2.4 (1) 原子炉棟換気系
12.4.3 (2) タービン建物換気系	8.2.4 (2) タービン建物換気系
12.4.3 (3) 廃棄物処理建物換気系	8.2.4 (5) 廃棄物処理建物換気系
12.4.3 (4) 中央制御室換気系	8.2.4 (3) 中央制御室換気系
12.4.3 (5) ドライウエル冷却装置	8.2.4 (6) ドライウエル冷却装置
12.5 所内ボイラ（1号炉と共用，一部既設）	10.15 所内ボイラ（1号及び2号炉共用，既設）

変更前	変更後
12.5.1 概要	10.15.1 概要
12.5.2 設計方針	10.15.2 設計方針
12.5.3 主要設備	10.15.3 主要設備
12.6 圧縮空気系	6.9 圧縮空気系
12.6.1 概要	6.9.1 概要
12.6.2 設計方針	6.9.2 設計方針
12.6.3 主要設備	6.9.3 主要設備
12.7 試料採取系	6.5 試料採取系
12.7.1 概要	6.5.1 概要
12.7.2 設計方針	6.5.2 設計方針
12.7.3 主要設備	6.5.3 主要設備
12.8 消火設備	10.4 火災防護設備
12.9 発電所緊急時対策所(1号炉と共用, 既設)	10.8 緊急時対策所
13. 運転保守	11. 運転保守
13.1 運転保守の基本方針	11.1 運転保守の基本方針
13.2 保安管理体制	11.2 保安管理体制
13.3 運転管理	11.3 運転管理
13.4 燃料管理	11.4 燃料管理
13.5 放射性廃棄物管理	11.5 放射性廃棄物管理
13.6 放射線管理	11.6 放射線管理
13.7 保守	11.7 施設管理
13.8 緊急時の措置	11.8 緊急時の措置
13.9 教育及び訓練	11.9 教育及び訓練
13.10 健康管理	11.10 健康管理

変更前	変更後
13.11 発電所員以外の者に対する保安措置	11.11 発電所員以外の者に対する保安措置
13.12 記録及び報告	11.12 記録及び報告
14. 品質保証活動	(削除)
第1.3-1表	第1.4.1-1表
第1.4-1表	(削除)
第1.4-2表	第1.3-1表
第1.4-3表	第1.3-2表
[その2-高燃焼度8×8燃料が装荷され, 9×9燃料が装荷されるまでのサイクル]	[その2-高燃焼度8×8燃料が装荷され, 9×9燃料が装荷されるまでのサイクル]
第3.2-7 図	第6.1.2-1 図
第3.2-8 図	第6.1.2-2 図
第3.2-9 図	第6.1.2-3 図
第3.2-10 図	第6.1.2-4 図
第3.2-11 図	第6.1.2-5 図
第3.2-12 図	第6.1.2-6 図
[その3-9×9燃料が装荷され, MOX燃料が装荷されるまでのサイクル]	[その3-9×9燃料が装荷され, MOX燃料が装荷されるまでのサイクル]
第3.1-1表 原子炉及び炉心の主要仕様	第3.1-1表 発電用原子炉及び炉心の主要仕様
[その4-MOX燃料が装荷された	[その4-MOX燃料が装荷された

変更前	変更後
サイクル以降] 第 3.1-1 表 原子炉及び炉心の主要 仕様 [その 1-MOX 燃料が装荷される までのサイクル]	サイクル以降] 第 3.1-1 表 発電用原子炉及び炉心 の主要仕様 [その 1-MOX 燃料が装荷される までのサイクル]
第 3.2-3 表 第 3.2-4 表 第 3.2-5 表 [その 2-MOX 燃料が装荷された サイクル以降]	第 6.1.2-1 表 第 6.1.2-2 表 第 6.1.2-3 表 [その 2-MOX 燃料が装荷された サイクル以降]
第 3.2-3 表 第 3.2-4 表 第 3.2-5 表	第 6.1.2-1 表 第 6.1.2-2 表 第 6.1.2-3 表
第 4.3-1 表 第 4.3-2 表 第 4.3-3 表 第 4.3-4 表	第 5.1-1 表 第 5.1-2 表 第 5.1-3 表 (削除)
第 4.4-1 図 第 4.4-2 図	第 5.1-3 図 (削除)
第 5.3-1 表 第 5.3-2 表 第 5.3-3 表 第 5.3-4 表 第 5.3-5 表	第 9.1-1 表 第 9.1-2 表 第 9.1-3 表 第 9.1-4 表 第 5.3-1 表

変更前	変更後
第 5.4-1 図	第 9.1-1 図
第 5.4-3 図	第 9.1-3 図
第 5.4-4 図	第 9.1-4 図
第 5.4-5 図	第 5.3-1 図
第 5.4-6 図	第 5.3-2 図
第 6.2-1 表	第 5.11-1 表
第 6.3-1 表	第 5.2-1 表
第 6.4-1 表	第 5.8-1 表
第 6.5-1 表	第 5.9-1 表
第 6.1-1 図	第 4.1-1 図
第 6.1-2 図	第 4.2-1 図
第 6.2-1 図	第 5.11-1 図
第 6.3-1 図	第 5.2-1 図
第 6.3-2 図	第 5.2-2 図
第 6.3-3 図	第 5.2-3 図
第 6.3-4 図	第 5.2-4 図
第 6.3-5 図	第 5.2-5 図
第 6.4-1 図	第 5.8-1 図
第 6.5-1 図	第 5.9-1 図
第 6.5-2 図	第 5.9-2 図
第 7.3-1 表	第 5.12-1 表
第 7.1-1 図	第 5.12-1 図
第 7.3-1 図	第 10.12-2 図

変更前	変更後
第 8.4-1 表	第 6.6-1 表
第 8.4-2 表 工学的安全施設作動系の信号及び機能一覧表	第 6.6-2 表 工学的安全施設作動回路の信号及び機能一覧表
第 8.3-1 図	第 6.1.1-2 図
第 8.3-2 図	第 6.1.1-3 図
第 8.3-3 図	第 6.1.1-4 図
第 8.3-4 図	第 6.1.1-5 図
第 8.3-5 図	第 6.1.1-6 図
第 8.4-1 図	第 6.6-1 図
第 8.4-2 図	第 6.6-2 図
第 8.4-3 図	第 6.6-3 図
第 8.4-4 図	第 6.6-4 図
第 8.4-5 図 工学的安全施設作動系の機能説明図（その 1）	第 6.6-5 図 工学的安全施設作動回路の機能説明図（その 1）
第 8.5-1 図	第 6.2-3 図
第 8.5-2 図	第 6.2-1 図
第 8.5-3 図	第 6.2-2 図
第 8.5-4 図	第 6.2-4 図
第 8.5-5 図	第 6.2-5 図
第 8.6-1 図	第 6.3-1 図
第 9.3-3 表	(削除)
第 10.1-1 表	第 7.1-1 表
第 10.3-1 表	第 7.3-1 表
第 10.1-1 図	第 7.1-1 図

変更前	変更後
第 10.3-2 図	第 7.3-2 図
第 10.3-3 図	第 7.3-3 図
第 10.3-4 図	第 7.3-4 図
第 10.3-5 図	第 7.3-5 図
第 11.1-1 図	第 8.3-1 図
第 11.1-2 図	第 8.3-2 図
第 11.1-3 図	第 8.3-3 図
第 11.1-4 図	第 8.3-4 図
第 11.1-5 図	第 8.3-5 図
第 11.1-6 図	第 8.3-6 図
第 11.1-7 図	第 8.3-7 図
第 11.1-8 図	第 8.3-8 図
第 11.1-9 図	第 8.3-9 図
第 11.1-10 図	第 8.3-10 図
第 11.1-11 図	第 8.3-11 図
第 11.1-12 図	第 8.3-12 図
第 11.1-13 図	第 8.3-13 図
第 11.2-1 図	第 8.1-1 図
第 12.1-1 表	第 10.12-1 表
第 12.2-1 表	第 10.13-2 表
第 12.3-1 表	第 10.14-1 表
第 12.5-1 表	第 10.15-1 表
第 12.1-1 図	第 10.12-1 図
第 12.2-1 図	第 10.13-1 図

変更前	変更後
第 12.4-1 図	第 8.2-1 図
第 12.4-2 図	第 8.2-2 図
第 12.4-3 図	第 10.11-2 図

別表 2

変更前	変更後
原子炉	発電用原子炉
原子炉施設	発電用原子炉施設
原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）	原子炉格納容器
格納容器	原子炉格納容器
原子炉建物附属棟（以下「附属棟」という。）	附属棟
さかのぼって	遡って
遮へい	遮蔽
そう入	挿入
窒素ガス置換系	窒素ガス制御系
放射性廃棄物廃棄施設	放射性廃棄物の廃棄施設
ℓ	L

注)「1.2 発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針への適合」に記述するものを除く。

1. 安全設計

1.1 安全設計の方針

1.1.1 安全設計の基本方針

本発電用原子炉施設は、以下の基本の方針の下に安全設計を行い、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）等の関連法令の要求を満足するとともに、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」、「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」、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」、「我が国の安全確保対策に反映させるべき事項」、「BWR. MARK I 型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」等に適合する構造とする。

1.1.1.4 外部からの衝撃による損傷の防止

発電所敷地で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）については、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき事象を収集し、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等を考慮する。また、これらの自然現象について関連して発生する自然現象も含める。

これらの事象について、海外の評価基準を考慮のうえ、発電所及びその周辺での発生の可能性、安全施設への影響度、発電所敷地及びその周辺に到達するまでの時間余裕及び影響の包絡性の観点から、発電用原子炉施設に影響を与えるおそれがある事象として、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を選定する。

なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。

安全施設は、これらの自然現象（地震及び津波を除く。）又はその組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件においても、安全機能を損なわない設計とする。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

上記に加え、重要安全施設は、科学的技術的知見を踏まえ、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力について、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して適切に組み合わせる。

発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）は、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき事象を収集し、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等の事象を考慮する。これらの事象について、海外の評価基準を考慮のうえ、発電所及びその周辺での発生可能性、安全施設への影響度、発電所敷地及びその周辺に到達するまでの時間余裕及び影響の包絡性の観点から、発電用原子炉施設に影響を与えるおそれがある事象として、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を選定する。

安全施設は、これらの発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわない設計とする。

なお、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち、飛来物（航空機落下）については、確率的要因により設計上考慮する必要はない。また、ダムの崩壊については、立地的要因により考慮する必要はない。

想定される自然現象及び発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）の組合せについては、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象及び森林火災を考慮する。事象が単独で発生した場合の影響と比較して、複数の事象が重畳することで影響が増長される組合せを特定し、その組合せの影響に対しても安全機能を損なわない設計とする。

ここで、想定される自然現象及び発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。

1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止

(1) 設計方針

発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し、核物質防護対策として、その区域を人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁によって区画して、巡視、監視等を行うことにより、侵入防止及び出入管理を行うことができる設計とする。

また、探知施設を設け、警報、映像等を集中監視するとともに、核物質防護措置に係る関係機関等との通信連絡を行うことができる設計とする。さらに、防護された区域内においても、施錠管理により、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作

に係る情報システムへの不法な侵入を防止する設計とする。

発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、持込み点検を行うことができる設計とする。

不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を受けないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。

(2) 体制

発電用原子炉施設への人の不法な侵入等を防止するため、核物質防護対策として、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき核物質防護管理者を選任し、所長の下、核物質防護管理者が核物質防護に関する業務を統一的に管理する体制を整備する。

人の不法な侵入等が行われるおそれがある場合又は行われた場合に備え、核物質防護に関する緊急時の対応体制を整備する。

核物質防護に関する緊急時の組織体制を第1.1-1図に示す。

(3) 手順等

a. 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等のうち、不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止することを目的に、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムにおいて、核物質防護対策として、電気通信回線を通じた外部からのアクセス遮断措置を実施する。

- ・外部からのアクセス遮断措置については、予め手順を整備し、的確に実施する。
- ・外部からのアクセス遮断措置に係る設備の機能を維持するため、

保守の計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに，必要に応じ補修を行う。

- ・外部からのアクセス遮断措置に係る教育を定期的実施する。

b. 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等のうち，不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止することを目的に，発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムにおいて，核物質防護対策として，侵入防止及び出入管理を実施する。侵入防止及び出入管理は，区域の設定，人の容易な侵入を防止できる柵，鉄筋コンクリート造りの壁等による防護，探知施設による集中監視，外部との通信連絡，物品の持込み点検並びに警備員による監視及び巡視を行う。

- ・侵入防止及び出入管理については，予め手順を整備し，的確に実施する。
- ・侵入防止及び出入管理に係る設備の機能を維持するため，保守の計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに，必要に応じ補修を行う。
- ・侵入防止及び出入管理に係る教育を定期的実施する。

1.1.1.6 共用

重要安全施設は，発電用原子炉施設間で原則共用又は相互に接続しないものとするが，安全性が向上する場合は，共用又は相互に接続することを考慮する。

安全施設（重要安全施設を除く。）において，共用又は相互に接続する場合には，発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

1.1.1.7 多重性又は多様性及び独立性

安全施設は，その安全機能の重要度に応じて，十分高い信頼性を確保し，かつ維持し得る設計とする。このうち，重要度が特に高い安全機能を有する系統は，原則，多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに，当該系統を構成する機器の単一故障が生じた場合であって，外部電源

が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。

1.1.1.8 単一故障

(1) 設計方針

安全施設のうち、重要度が特に高い安全機能を有する系統は、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障が生じた場合、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。

なお、重要度が特に高い安全機能を有する系統のうち、長期間にわたって安全機能が要求される静的機器を単一設計とする場合には、単一故障が安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できる設計、他の系統を用いてその機能を代替できる設計又は単一故障を仮定しても安全機能を達成できる設計とする。

(2) 手順等

非常用ガス処理系の配管の一部並びに中央制御室換気系のダクトの一部及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットに要求される機能を維持するため、保全計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

1.1.1.9 試験検査

安全施設は、その健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

1.1.1.10 誤操作の防止

(1) 設計方針

設計基準対象施設は、設計、製作、建設及び試験検査を通じて、信頼性の高いものとし、運転員の誤操作等による異常状態に対しては、警報により、運転員が措置し得るようにするとともに、もし、これらの修正

動作が取られない場合にも、発電用原子炉固有の安全性及び安全保護回路の動作により、過渡変化を収束させる設計とする。

設計基準対象施設は、運転員の誤操作を防止する設計とする。

安全施設は、操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件下においても、運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を中央制御室及び中央制御室以外の操作場所において、容易に操作することができる設計とする。

(2) 手順等

誤操作防止に関して、以下の内容を含む手順を定め、適切に管理を行う。

- a. 現場手動弁の銘板取付け及び保守・点検作業に係る識別管理方法を定めるとともに、弁・機器の施錠管理方法を定め運用する。
- b. 中央制御室換気系の系統隔離運転に関する運転手順については「1.8.8 火山防護に関する基本方針」及び「1.8.10 外部火災防護に関する基本方針」に示す。
- c. 防火・防災管理業務及び初期消火活動のための体制及び運用方法等については「10.4 火災防護設備」に示す。
- d. 地震発生時は、操作を中止し身体及びプラントの安全確保に努めるよう社内規程類に定め運用する。

1.1.1.11 安全避難通路等

発電用原子炉施設には、非常灯及び誘導灯を設置した安全避難通路、避難用及び設計基準事故が発生した場合に用いる照明を設ける。

1.1.1.12 全交流動力電源喪失対策設備

全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約70分を包絡した約8時間に対し、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性

を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

1.1.5 安全保護系設計の基本方針

原子炉停止（スクラム）系及び工学的安全施設の作動を開始させるための安全保護系は、原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路からなり、多重性と独立性とを有する設計とし、実際に起こると考えられるいかなる単一故障によっても、その安全保護機能が妨げられないような設計とする。また、安全保護系は系の遮断、駆動源の喪失等においても安全上許容される状態（フェイル・セイフ又はフェイル・アズ・イズ）になるよう設計する。

安全保護系については、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針

発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心、燃料プール内の燃料体等及び運転停止中における原子炉の燃料体の著しい損傷を防止するために、また、重大事故が発生した場合においても、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な放出を防止するために、重大事故等対処設備を設ける。

これらの設備については、当該設備が機能を発揮するために必要な系統（水源から注入先まで、流路を含む。）までを含むものとする。

また、設計基準対象施設のうち、想定される重大事故等時にその機能を期待するものは、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する重大事故等対処設備（以下「重大事故等対処設備（設計基準拡張）」という。）と位置付ける。

重大事故等対処設備は、常設のものと可搬型のものがあり、以下のとおり分類する。

(1) 常設重大事故等対処設備

重大事故等対処設備のうち常設のもの

a. 常設重大事故防止設備

重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備（重大事故防止設備）のうち、常設のもの

b. 常設耐震重要重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設（耐震 S クラス施設）に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの

c. 常設重大事故緩和設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備（重大事故緩和設備）のうち、常設のもの

d. 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）

常設重大事故防止設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する上記 a. 以外の常設のもの

e. 常設重大事故等対処設備のうち防止でも緩和でもない設備

常設重大事故等対処設備のうち、上記 a., b., c., d. 以外の常設設備で、防止又は緩和の機能がないもの

(2) 可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備のうち可搬型のもの

a. 可搬型重大事故防止設備

重大事故防止設備のうち可搬型のもの

b. 可搬型重大事故緩和設備

重大事故緩和設備のうち可搬型のもの

c. 可搬型重大事故等対処設備のうち防止でも緩和でもない設備

可搬型重大事故等対処設備のうち，上記 a.， b. 以外の可搬型設備で，防止又は緩和の機能がないもの

主要な重大事故等対処設備の設備種別及び設備分類を第 1.1.7-1 表に示す。

常設重大事故防止設備及び可搬型重大事故防止設備については，当該設備が機能を代替する設計基準対象施設とその耐震重要度分類を併せて示す。

また，主要な重大事故等対処設備の設置場所及び保管場所を第 1.1.7-1 図から第 1.1.7-9 図に示す。

1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等

(1) 多様性，位置的分散

共通要因としては，環境条件，自然現象，発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（外部人為事象），溢水，火災及びサポート系の故障を考慮する。

発電所敷地で想定される自然現象については，網羅的に抽出するために，地震，津波に加え，発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず，国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災等の事象を考慮する。

これらの事象のうち，発電所敷地及びその周辺での発生の可能性，重大事故等対処設備への影響度，事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から，重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象と

して、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を選定する。

また、設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備に対する共通要因としては、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を選定する。なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。

自然現象の組合せについては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響を考慮する。

発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものについては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。

これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。

また、設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備に対する共通要因としては、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。

建物については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。

重大事故緩和設備についても、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性を有し、位置的分散を図ること考慮する。

a. 常設重大事故等対処設備

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。ただし、常設重大事故防止設備のうち、計装設備について、重要代替監視パラメータ（当該パラメータの他チャンネルの計器を除く。）による推定は、重要監視パラメータと異なる物理量又は測定原理とする等、重要監視パラメータに対して可能な限り多様性を有する方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「1.1.7.3 環境条件等」に記載する。

風（台風）、凍結、降水、積雪及び電磁的障害に対して常設重大事故防止設備は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

常設重大事故防止設備は、「1.10 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針」に基づく地盤に設置する。

なお、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）については、「添付書類六 3.4.2.3.3

耐震重要施設及び常設重大事故等対処施設下の地質構造」に示す耐震重要施設並びに常設耐震重要重大事故防止設備及び重大事故緩和設備を設置する重大事故等対処施設下の地盤に設置する。

常設重大事故防止設備は、地震、津波及び火災に対して、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.5.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」及び「1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく設計とする。

地震、津波、溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。

風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。

落雷に対して常設代替交流電源設備等は、避雷設備等により防護する設計とする。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

飛来物（航空機落下）に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。

なお、洪水及びダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

常設重大事故緩和設備についても、共通要因の特性を踏まえ、可能

な限り上記を考慮して多様性，位置的分散を図る設計とする。

サポート系の故障に対しては，系統又は機器に供給される電力，空気，油，冷却水を考慮し，常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源，冷却源を用いる設計，又は駆動源，冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また，常設重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。

b. 可搬型重大事故等対処設備

可搬型重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，共通要因の特性を踏まえ，可能な限り多様性，独立性，位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。

また，可搬型重大事故等対処設備は，地震，津波，その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム，設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する設計とする。

環境条件に対しては，想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重及びその他の使用条件において，可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「1.1.7.3 環境条件等」に記載する。

風（台風），凍結，降水，積雪及び電磁的障害に対して可搬型重大事故等対処設備は，環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震に対して，屋内の可搬型重大事故等対処設備は，「1.10 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針」に基づく地盤上に設置する建物内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は，転倒しないことを確認する，又は必要により固縛等の処置をするとともに，地震により生ずる敷地下斜面のすべり，液状化又は揺すり込みによる

不等沈下，傾斜及び浮き上がり，地盤支持力の不足，地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。

地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は，「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」，「1.5.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」に基づく設計とする。

火災に対して，可搬型重大事故等対処設備は「1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく火災防護を行う。

地震，津波，溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は，設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。

風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り・土石流，火山の影響，生物学的事象，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等），有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，可搬型重大事故等対処設備は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に保管するか，又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り，防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。

クラゲ等の海生生物の影響により可搬型重大事故等対処設備の取水ラインが閉塞する場合には，予備の可搬型重大事故等対処設備によって取水を継続し，閉塞箇所の清掃を行うことで対応できるよう，クラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は，予備を有する設計とする。

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して，屋内の可搬型重大事故等対処設備は，可能な限り

設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。

なお、洪水及びダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とするか、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、水源についても可能な限り、異なる水源を用いる設計とする。

c. 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口

原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置する設計とする。

なお、洪水及びダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計とするとともに、接続口は、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件における健全性については「1.1.7.3 環境条件等」に記載する。風（台風）、凍結、降水、積雪及び電磁的障

害に対しては、環境条件にて考慮し、機能が損なわれない設計とする。

地震に対して接続口は、「1.10 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針」に基づく地盤上の建物内又は建物面に設置する。

地震、津波及び火災に対して接続口は、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.5.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」及び「1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく設計とする。

溢水に対して接続口は、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。

風（台風）、竜巻、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して接続口は、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して、屋外に設置する場合は、開口部の閉止により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

また、一つの接続口で複数の機能を兼用して使用する場合には、それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設ける設計とする。同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量を確保し、状況に応じて、それぞれの機能に必要な容量を同時に供給できる設計とする。

(2) 悪影響防止

重大事故等対処設備は発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備への悪影響としては、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービン・ミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、他の設備の機能に悪影響を及ぼさ

ない設計とする。

系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の隔離若しくは分離された状態から弁等の操作や接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用すること等により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、放水砲については、建物への放水により、当該設備の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、重大事故等対処設備がタービン・ミサイル等の発生源となることを防ぐことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(3) 共用の禁止

常設重大事故等対処設備の各機器については、2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するために必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。

1.1.7.2 容量等

(1) 常設重大事故等対処設備

常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、

想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。

「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁吹出量、発電機容量、蓄電池容量、計装設備の計測範囲及び作動信号の設定値等とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。

(2) 可搬型重大事故等対処設備

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。

「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、発電機容量、蓄電池容量、ポンベ容量、計測器の計測範囲等とする。

可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばくの低減が図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建物の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり2セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で予備を確保する。

また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する可搬型蓄電池、可搬型ポンプ等は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり1セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で予備を確保する。

上記以外の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり1セットに加え、設備の信頼度等を考慮し、予備を確保する。

1.1.7.3 環境条件等

(1) 環境条件

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

重大事故等時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として、環境圧力、湿度による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、自然現象による影響、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものの影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。

荷重としては、重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加え

て、環境圧力、温度及び自然現象による荷重を考慮する。

自然現象の選定に当たっては、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。

これらの事象のうち、重大事故等時における発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等時に重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、風（台風）、凍結、降水及び積雪を選定する。これらの事象のうち、凍結及び降水については、屋外の天候による影響として考慮する。

自然現象による荷重の組合せについては、地震、風（台風）及び積雪の影響を考慮する。

これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）又は保管する場所に依じて、以下の設備分類ごとに必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。操作は、中央制御室から可能な設計とする。

原子炉建物原子炉棟内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計

とする。

原子炉建物付属棟内及びその他の建物内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。

また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。操作は中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

屋外及び建物屋上の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

また、地震、風（台風）及び積雪の影響による荷重を考慮し、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。

海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する、又は海で使用する重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する設計とする。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は、海水の影響を考慮した設計とする。原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への海水の影響を考慮する。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものの選定に当たっては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及び

その周辺での発生の可能性，重大事故等対処設備への影響度，事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から，重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として選定する電磁的障害に対しては，重大事故等対処設備は，重大事故等時においても電磁波により機能を損なわない設計とする。

重大事故等対処設備は，事故対応のために配置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なわない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては，地震，火災，溢水による波及的影響を考慮する。

溢水に対しては，重大事故等対処設備は，想定される溢水により機能を損なわないように，重大事故等対処設備の設置区画の止水措置等を実施する。

地震による荷重を含む耐震設計については，「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」に，火災防護については，「1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に示す。

(2) 重大事故等対処設備の設置場所

重大事故等対処設備は，想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように，放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定，当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により当該設備の設置場所で操作可能な設計，放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能な設計，又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。

(3) 可搬型重大事故等対処設備の設置場所

可搬型重大事故等対処設備は，想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように，放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定，当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により，当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保

a. 操作の確実性

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とする。

操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作足場を設置する。また、防護具、可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。

現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、作業場所の近傍又は想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）の近傍に保管できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は運搬・設置が確実に行えるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、必要により設置場所にてアウトリガの張り出し又は輪留めによる固定等が可能な設計とする。

現場の操作スイッチは運転員等の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。

現場において人力で操作を行う弁は、手動操作が可能な設計とする。

現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又はより簡便な接続方式等、接続方式を統一することにより、確実に接続が可能な設計とする。

また、重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、

必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。

想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については、その作動状態の確認が可能な設計とする。

b. 系統の切替性

重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

c. 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性

可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続又はより簡便な接続方式等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを用い、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。

窒素ガスポンベ、空気ポンベ及びタンクローリ等については、各々専用の接続方式を用いる。また、同一ポンプを接続する配管は、口径を統一する等、複数の系統での接続方式の統一も考慮する。

d. 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。

屋外及び屋内において、アクセスルートは、自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋外及び屋内アクセスルートに対する自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での

発生実績の有無に関わらず，国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災等の事象を考慮する。

これらの事象のうち，発電所敷地及びその周辺での発生の可能性，屋外アクセスルートへの影響度，事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から，屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として，地震，津波，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り・土石流，火山の影響及び生物学的事象を選定する。

なお，森林火災の出火原因となるのは，たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し，森林火災については，人為によるもの（火災・爆発）として選定する。

屋外及び屋内アクセスルートに対する発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものについては，網羅的に抽出するために，発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず，国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等），ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害，故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。これらの事象のうち，発電所敷地及びその周辺での発生の可能性，屋外アクセスルートへの影響度，事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から，屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として選定する飛来物（航空機落下），ダムの崩壊，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等），有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して，迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。

なお，洪水及びダムの崩壊については，立地的要因により設計上考慮する必要はない。

電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことから、アクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートに対する地震による影響(周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり)、その他自然現象による影響(風(台風)及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響)を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを1台使用する。ホイールローダの保有台数は2台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を分散して保管する設計とする。

また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。

津波の影響については、基準津波に対し防波壁の内側にアクセスルートを確保する設計とする。

森林火災については、防火帯の内側(一部、防火帯外側のトンネル区間を含む。)にアクセスルートを確保する設計とする。

地滑り・土石流、飛来物(航空機落下)、火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス及び船舶の衝突に対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。落雷に対しては、道路面が直接影響を受けることはないため、さらに生物学的事象に対しては、容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで、通行性を確保できる設計とする。また、不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を行う、迂回する、又は碎石による段差解

消対策により対処する設計とする。

屋外アクセスルートは、考慮すべき自然現象のうち、凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤを装着することにより通行性を確保できる設計とする。

また、地震による薬品タンクからの漏えいに対しては、必要に応じて薬品防護具の着用により通行する。

なお、融雪剤の配備等については、「添付書類十 II 1.1 重大事故等対策」に示す。

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時の消火活動等については、「添付書類十 II 1.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」に示す。

屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堤の設置）については、「火災防護計画」に定める。

屋内アクセスルートは、自然現象として選定する津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象による影響に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する設計とする。なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。

また、発電所敷地又はその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものとして選定する飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する設

計とする。

屋内アクセスルートにおいては、機器からの溢水に対して適切な防護具を着用する。

また、地震時に通行が阻害されないように、アクセスルート上の資機材の固縛、転倒防止対策及び火災の発生防止対策を実施する。万一通行が阻害される場合は迂回する、又は乗り越える。

屋外及び屋内アクセスルートにおいては、被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、夜間及び停電時の確実な運搬や移動のため可搬型照明設備を配備する。これらの運用については、「添付書類十 II 1.1 重大事故等対策」に示す。

(2) 試験・検査性

重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるように、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。

試験及び検査は、使用前検査、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

代替電源設備は、電気系統の重要な部分として、適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。

構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則とし

て分解・開放が可能な設計とする。なお、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、機器の健全性が確認可能な設備については、外観の確認が可能な設計とする。

1.1.9 強度設計の基本方針

発電用原子炉施設の建物、構築物、機器、配管及びそれらの支持構造物は、発電用原子炉施設の寿命中遭遇すると考えられる圧力、熱荷重、地震荷重等の条件に対し、十分耐え、かつ、その機能を維持できることを確認する。

また、荷重の組合せと許容応力については、「設置許可基準規則」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」、「建築基準法」、「日本建築学会各種構造設計及び計算基準」等に従うものとする。

なお、諸外国の規格、基準等をも参考とするなど、できるだけ新しい知見を取り入れて強度上十分安全な設計とする。

1.1.10 環境条件に対する設計の基本方針

発電用原子炉施設の構築物、系統及び機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時にそれぞれが設置される場所に応じた圧力、温度、湿度及び放射線等に関する環境条件下で、所定の機能を維持できるように設計する。

また、安全上重要な構築物、系統及び機器は、設計基準事故時においても、それぞれが設置される場所に応じた圧力、温度、湿度及び放射線等に関する環境条件下で、所定の安全機能を維持できるように設計する。

1.1.11 内部発生飛散物

安全施設は、蒸気タービン等の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする。

1.1.12 被ばく低減に対する設計上の基本方針

放射線業務従事者の被ばくを低減するため放射線源の低減，機器の点検・操作等の遠隔化，自動化及び作業環境の整備に努める。

なお，発電用原子炉施設に事故が発生した場合，炉心冷却のため，作業員が原子炉建物内に立ち入ることなく，中央制御室からの操作により事故を収束させることが可能な設計とすることとしているが，点検等のため，事故後に原子炉建物内へ立ち入ることが望ましいとの観点から，事故の際に汚染される系統及び機器は遮蔽を設置若しくは付加できる空間を確保するように設計する。

発電用原子炉施設に想定される重大事故等が発生した場合に，作業員が重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置等の措置を講じる。

また，重大事故等が発生した場合においても，運転員が中央制御室にとどまることができるよう遮蔽設計及び換気設計を行うとともに，防護マスク等の防護具類を備える設計とする。

1.3 安全機能の重要度分類

原子炉施設の安全機能の相対的重要度を、「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」（以下「重要度分類審査指針」という。）に基づき、次のように定め、これらの機能を果たすべき構築物、系統及び機器を適切に設計する。

1.4 耐震設計

発電用原子炉施設の耐震設計は、「設置許可基準規則」に適合するように、「1.4.1 設計基準対象施設の耐震設計」、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.4.3 主要施設の耐震構造」及び「1.4.4 地震検知による耐震安全性の確保」に従って行う。

1.4.1 設計基準対象施設の耐震設計

1.4.1.1 設計基準対象施設の耐震設計の基本方針

設計基準対象施設の耐震設計は、以下の項目に従って行う。

- (1) 地震により生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。
- (2) 設計基準対象施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）に応じて、耐震重要度分類をSクラス、Bクラス又はCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられるように設計する。
- (3) 建物・構築物については、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

なお、建物・構築物とは、建物、構築物及び土木構造物（屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物）の総称とする。

また、屋外重要土木構造物とは、耐震安全上重要な機器・配管系の間接支持機能、若しくは非常時における海水の通水機能を求められる土木構造物をいう。

- (4) Sクラスの施設（(6)に記載のもののうち、津波防護機能を有する設備（以下「津波防護施設」という。）、浸水防止機能を有する設備（以下「浸水防止設備」という。）及び敷地における津波監視機能を有する施設（以下「津波監視設備」という。）を除く。）は、基準地震動 S_s による地震力に対して、その安全機能が保持できるように設計する。

また、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。

- (5) Sクラスの施設（(6)に記載のものうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）については、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。

また、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。なお、水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用し、影響が考えられる施設及び設備については許容限界の範囲内にとどまることを確認する。

- (6) 屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに津波防護施設、浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物は、基準地震動 S_s による地震力に対して、構造全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できるように設計する。

ただし、浸水防止設備のうち隔離弁、ポンプ及び配管については、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、浸水防止機能に影響を及ぼさないように、また、動的機器等については、基準地震動 S_s による応答に対して、その設備に要求される機能を保持するように設計する。また、弾性設計用地震動 S_d による地震力又はSクラスの施設に適用する静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる

範囲で耐えられる設計とする。

なお、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d の水平 2 方向及び鉛直方向の地震力の組合せについては、上記 (5) と同様とする。

また、重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びにこれらが設置された建物・構築物についても同様の設計方針とする。

- (7) Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられるように設計する。

また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動 S_d に 2 分の 1 を乗じたものとする。なお、当該地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとし、Sクラス施設と同様に許容限界の範囲内にとどまることを確認する。

- (8) Cクラスの施設は、静的地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられるように設計する。

- (9) 耐震重要施設は、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。

- (10) 設計基準対象施設の構造計画及び配置計画に際しては、地震の影響が低減されるように考慮する。

- (11) Sクラスの施設及びその間接支持構造物等のうち、地震動及び地殻変動による基礎地盤の傾斜が基本設計段階の目安値である $1/2,000$ を上回る施設においては、PS 検層等に基づく改良地盤の物性値を確保し、施設の安全機能を損なわないように設計する。

- (12) 設計基準対象施設の設計においては、防波壁の設置及び地盤改良を実施したことにより地下水の流れが遮断され地下水位が上昇するおそれがあることを踏まえ、地下水位を一定の範囲に保持する地下水位低下設備を設置し、同設備の効果が及ぶ範囲においては、その機能を考慮した設計地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。地下水位低下設備の効果が

及ばない範囲においては、自然水位より保守的に設定した水位又は地表面にて設計地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。

(13) 耐震重要施設は、液状化、揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状の影響を考慮した場合においても、その安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。

(14) 炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおり設計する。

弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、炉心内の燃料被覆管の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるように設計する。

基準地震動 S_s による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないように設計する。

1.4.1.2 耐震重要度分類

設計基準対象施設の耐震重要度を次のように分類する。

(1) Sクラスの施設

地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいものであり、次の施設を含む。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系
- ・使用済燃料を貯蔵するための施設
- ・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

- ・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
- ・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
- ・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あり，上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設
- ・津波防護施設及び浸水防止設備
- ・津波監視設備

(2) Bクラスの施設

安全機能を有する施設のうち，機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設であり，次の施設を含む。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて，一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設
- ・放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし，内蔵量が少ない又は貯蔵方式により，その破損により公衆に与える放射線の影響が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）」第二条第二項第六号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。）
- ・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，公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設
- ・使用済燃料を冷却するための施設
- ・放射性物質の放出を伴うような場合に，その外部放散を抑制するための施設で，Sクラスに属さない施設

(3) Cクラスの施設

Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設である。

上記に基づくクラス別施設を第1.4.1-1表に示す。

なお、同表には当該施設を支持する構造物の支持機能が維持されることを確認する地震動及び波及的影響を考慮すべき施設に適用する地震動についても併記する。

1.4.1.3 地震力の算定方法

設計基準対象施設の耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。

(1) 静的地震力

静的地震力は、Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれ耐震重要度分類に応じて次の地震層せん断力係数 C_i 及び震度に基づき算定する。

ただし、浸水防止設備のうち隔離弁、ポンプ及び配管については、Sクラスの施設に適用する静的地震力を適用する。

a. 建物・構築物

水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。

Sクラス 3.0

Bクラス 1.5

Cクラス 1.0

ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

また、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数 C_i に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、Sクラス、Bクラス及びCクラスともに1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数 C_0

は 1.0 以上とする。

Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度 0.3 以上を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮し、高さ方向に一定として求めた鉛直震度より算定するものとする。

ただし、土木構造物の静的地震力は、安全上適切と認められる規格及び基準を参考に、Cクラスに適用される静的地震力を適用する。

b. 機器・配管系

静的地震力は、上記 a. に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記 a. の鉛直震度をそれぞれ 20%増しとした震度より求めるものとする。

なお、Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

上記 a. 及び b. の標準せん断力係数 C_0 等の割増係数の適用については、耐震性向上の観点から、一般産業施設、公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定する。

(2) 動的地震力

動的地震力は、Sクラスの施設、屋外重要土木構造物及びBクラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用することとし、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d から定める入力地震動を入力として、動的解析により水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。なお、構造特性から水平2方向及び鉛直方向の地震力の影響が考えられる施設及び設備については、水平2方向及び鉛直方向の地震力の組合せに対して、許容限界の範囲内にとどまることを確認する。

Bクラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動 S_d から定める入力地震動の振幅を2分の1にしたものによる

地震力を適用する。

屋外重要土木構造物，津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備並びに津波防護施設，浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については，基準地震動 S_s による地震力を適用する。ただし，浸水防止設備のうち隔離弁，ポンプ及び配管については，基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d による地震力を適用する。

添付書類六の「5. 地震」に示す基準地震動 S_s は，「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について，解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定し，「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」に基づき策定した基準地震動 S_{s-D} の年超過確率は $10^{-4} \sim 10^{-6}$ 程度，基準地震動 S_{s-F1} 及び S_{s-F2} の年超過確率は $10^{-3} \sim 10^{-5}$ 程度であり，「震源を特定せず策定する地震動」に基づき設定した基準地震動 S_{s-N1} 及び S_{s-N2} の年超過確率は $10^{-4} \sim 10^{-6}$ 程度である。

また，弾性設計用地震動 S_d は，基準地震動 S_s との応答スペクトルの比率が目安として 0.5 を下回らないよう基準地震動 S_s に係数 0.5 を乗じて設定する。ここで，係数 0.5 は，工学的判断として，発電用原子炉施設の安全機能限界と弾性限界に対する入力荷重の比率が 0.5 程度であるという知見⁽¹⁾ を踏まえた値とする。

さらに，弾性設計用地震動 S_d の設定に当たっては，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）」における基準地震動 S_1 も考慮することとするが，基準地震動 S_s の係数倍で基準地震動 S_1 の応答スペクトルを包絡することは過大な地震動となり合理的な設計ができないことから，基準地震動 S_1 の応答スペクトルをおおむね下回らないよう配慮した地震動も弾性設計用地震動 S_d として設定する。

また，建物・構築物及び機器・配管系ともに 0.5 を採用することで，弾性設計用地震動 S_d に対する設計に一貫性をとる。なお，弾性設計用

地震動 $S_d - D$ の年超過確率は $10^{-3} \sim 10^{-5}$ 程度，弾性設計用地震動 $S_d - F1$ ， $S_d - F2$ ， $S_d - N1$ 及び $S_d - N2$ は $10^{-3} \sim 10^{-4}$ 程度， $S_d - 1$ は $10^{-3} \sim 10^{-4}$ 程度である。

弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトルを第 1.4-1 図及び第 1.4-2 図に，弾性設計用地震動 S_d の加速度時刻歴波形を第 1.4-3 図～第 1.4-8 図に，弾性設計用地震動 S_d と基準地震動 S_1 の応答スペクトルの比較を第 1.4-9 図に，弾性設計用地震動 S_d と解放基盤表面における地震動の一樣ハザードスペクトルの比較を第 1.4-10 図及び第 1.4-11 図に示す。

a. 入力地震動

解放基盤表面は，S波速度が 700m/s 以上となっている標高 -10m としている。

建物・構築物の地震応答解析における入力地震動は，解放基盤表面で定義される基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d を基に，対象建物・構築物の地盤条件を適切に考慮したうえで，必要に応じ 2次元 FEM解析又は 1次元波動論により，地震応答解析モデルの入力位置で評価した入力地震動を設定する。地盤条件を考慮する場合には，地震動評価で考慮した敷地全体の地下構造との関係にも留意し，地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。また，必要に応じ敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえ設定する。

b. 地震応答解析

(a) 動的解析法

i 建物・構築物

動的解析による地震力の算定に当たっては，地震応答解析手法の適用性，適用限界等を考慮のうえ，適切な解析法を選定するとともに，建物・構築物に応じた適切な解析条件を設定する。動的解析は，時刻歴応答解析法又は線形解析に適用可能な周波数応答

解析法による。

建物・構築物の動的解析に当たっては、建物・構築物の剛性はそれらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系等に置換した解析モデルを設定する。

動的解析には、建物・構築物と地盤との相互作用を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばねは、基礎版の平面形状、地盤の剛性等を考慮して定める。設計用地盤定数は、原則として、弾性波試験によるものを用いる。

地盤－建物・構築物連成系の減衰定数は、振動エネルギーの地下逸散及び地震応答における各部のひずみレベルを考慮して定める。

基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d に対する応答解析において、主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、実験等の結果に基づき、該当する建物部分の構造特性に応じて、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。

また、 S クラスの施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための動的解析において、施設を支持する建物・構築物の主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。

応答解析に用いる材料定数については、地盤の諸定数も含めて材料のばらつきによる変動幅を適切に考慮する。

また、必要に応じて建物・構築物及び機器・配管系の設計用地震力に及ぼす影響を検討する。

建物・構築物の動的解析において、地震時における地盤の有効応力の変化に伴う影響を考慮する場合には、有効応力解析等を実施する。有効応力解析に用いる液状化強度特性は、敷地の原地盤における代表性及び網羅性を踏まえたうえで実施した液状化強度試験結果よりも保守的な簡易設定法を用いて設定する。

原子炉建物については、3次元FEM解析等から、建物・構築物の3次元応答性状及び機器・配管系への影響を評価する。

屋外重要土木構造物の動的解析は、構造物と地盤の相互作用を考慮できる連成系の地震応答解析手法とし、地盤及び構造物の地震時における非線形挙動の有無や程度に応じて、線形、等価線形又は非線形解析のいずれかにて行う。

なお、地震力については、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。

ii 機器・配管系

動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、解析条件として考慮すべき減衰定数、剛性等の各種物性値は、適切な規格及び基準又は試験等の結果に基づき設定する。

機器の解析に当たっては、形状、構造特性等を考慮して、代表的な振動モードを適切に表現できるよう質点系モデル、有限要素モデル等に置換し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。

配管系については、配管の形状や構造を考慮して、代表的な振動モードを適切に表現できるモデルを作成し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。

スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答解析法の選択に当たっては、衝突、すべり等の非線形現象を模擬する観点又は既往研究の知見を取り入れ実機の挙動を模擬する観点で、建物・構築物の剛性、地盤物性のばらつき等への配慮をしつつ時刻歴応答解析法を用いる等、解析対象とする現象、対象設備の振動特性、構造特性等を考慮し適切に選定する。

また、設備の3次元的な広がりを踏まえ、適切に応答を評価で

きるモデルを用い、水平2方向及び鉛直方向の応答成分について適切に組み合わせるものとする。

なお、剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大応答加速度の1.2倍の加速度を震度として作用させて地震力を算定する。

(3) 設計用減衰定数

応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。

なお、建物・構築物の応答解析に用いる鉄筋コンクリートの減衰定数の設定については、既往の知見に加え、既施設の地震観測記録等により、その妥当性を検討する。

また、地盤と屋外重要土木構造物の連成系地震応答解析モデルの減衰定数については、地中構造物としての特徴及び同モデルの振動特性を考慮して適切に設定する。

1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界

設計基準対象施設の耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。

(1) 耐震設計上考慮する状態

地震以外に設計上考慮する状態を次に示す。

a. 建物・構築物

(b) 設計基準事故時の状態

発電用原子炉施設が設計基準事故時にある状態

(c) 設計用自然条件

設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（風、積雪等）

b. 機器・配管系

(b) 運転時の異常な過渡変化時の状態

通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状

態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態

(c) 設計基準事故時の状態

発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態

(d) 設計用自然条件

設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（風，積雪等）

(2) 荷重の種類

a. 建物・構築物

(c) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重

(d) 地震力，風荷重，積雪荷重等

ただし，運転時の状態及び設計基準事故時の状態での荷重には機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし，地震力には，地震時土圧，機器・配管系からの反力，スロッシング等による荷重が含まれるものとする。

b. 機器・配管系

(c) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重

(d) 地震力，風荷重，積雪荷重等

(3) 荷重の組合せ

地震力と他の荷重との組合せは次による。

a. 建物・構築物（c. に記載のものを除く。）

(a) Sクラスの建物・構築物については，常時作用している荷重及び運転時（通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時）の状態では施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。

(b) Sクラスの建物・構築物については，常時作用している荷重及び

設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力とを組み合わせる。

(c) Bクラス及びCクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。

b. 機器・配管系（c. に記載のものを除く。）

(a) Sクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。

(b) Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。

(c) Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。

(d) Bクラス及びCクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。

(e) 炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能の確認においては、通常運転時の状態で燃料被覆管に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって燃料被覆管に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。

c. 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備並びにこれらが設置された建物・構築物

(a) 津波防護施設並びに津波防護施設，浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については，常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と基準地震動 S_s による地震力とを組み合わせる。

(b) 浸水防止設備及び津波監視設備については，常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と基準地震動 S_s による地震力とを組み合わせる。

浸水防止設備のうち隔離弁，ポンプ及び配管については，通常運転時の状態で施設に作用する荷重並びに運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても，いったん事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重は，その事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせる。

なお，上記 c. (a) 及び (b) については，地震と津波が同時に作用する可能性について検討し，必要に応じて基準地震動 S_s による地震力と津波による荷重の組合せを考慮する。また，津波以外による荷重については，「(2) 荷重の種類」に準じるものとする。

d. 荷重の組合せ上の留意事項

(a) Sクラスの施設に作用する地震力のうち動的地震力については，水平2方向と鉛直方向の地震力とを適切に組み合わせ算定するものとする。

(b) ある荷重の組合せ状態での評価が明らかに厳しいことが判明している場合には，その他の荷重の組合せ状態での評価は行わないこと

がある。

- (c) 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかなずれがあることが判明しているならば、必ずしもそれぞれの応力のピーク値を重ねなくてもよいものとする。
- (d) 上位の耐震重要度分類の施設を支持する建物・構築物の当該部分の支持機能を確認する場合においては、支持される施設の耐震重要度分類に応じた地震力と常時作用している荷重、運転時の状態で施設に作用する荷重及びその他必要な荷重とを組み合わせる。

なお、第 1.4.1-1 表に対象となる建物・構築物及びその支持機能が維持されていることを検討すべき地震動等について記載する。

- (e) 地震と組み合わせる自然現象として、風及び積雪を考慮し、風荷重及び積雪荷重については、施設の設置場所、構造等を考慮して、地震荷重と組み合わせる。

(4) 許容限界

各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は次のとおりとし、安全上適切と認められる規格及び基準、試験等で妥当性が確認されている許容応力等を用いる。

a. 建物・構築物（c. に記載のものを除く。）

(a) Sクラスの建物・構築物

- i 弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界

「建築基準法」等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。

ただし、冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器バウンダリにおける長期的荷重との組合せを除く。）に対しては、下記 ii に示す許容限界を適用する。

- ii 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界

構築物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十

分な余裕を有し，建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を持たせることとする（評価項目はせん断ひずみ，応力等）。

なお，終局耐力は，建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき，その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし，既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。

- (b) Bクラス及びCクラスの建物・構築物（(e)及び(f)に記載のものを除く。）

上記(a) i による許容応力度を許容限界とする。

- (c) 耐震重要度分類の異なる施設を支持する建物・構築物（(e)及び(f)に記載のものを除く。）

上記(a) ii を適用するほか，耐震重要度分類の異なる施設を支持する建物・構築物が，変形等に対して，その支持機能を損なわないものとする。

なお，当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が損なわれないことを確認する際の地震動は，支持される施設に適用される地震動とする。

- (d) 建物・構築物の保有水平耐力（(e)及び(f)に記載のものを除く。）

建物・構築物については，当該建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力に対して耐震重要度分類に応じた安全余裕を有していることを確認する。

- (e) 屋外重要土木構造物

- i 静的地震力との組合せに対する許容限界

安全上適切と認められる規格及び基準による許容値を許容限界とする。

- ii 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界

構造部材の曲げについては限界層間変形角，圧縮縁コンクリート限界ひずみ，曲げ耐力又は許容応力度等，面外せん断について

はせん断耐力又は許容応力度，面内せん断については限界せん断ひずみを許容限界とする。なお，限界層間変形角，圧縮縁コンクリート限界ひずみ，曲げ耐力，限界せん断ひずみ及びせん断耐力に対し妥当な安全余裕を持たせることとし，それぞれの安全余裕については，各施設の機能要求等を踏まえ設定する。

(f) その他の土木構造物

安全上適切と認められる規格及び基準による許容値を許容限界とする。

b. 機器・配管系（c. に記載のものを除く。）

(a) Sクラスの機器・配管系

i 弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界

応答が全体的におおむね弾性状態にとどまることとする（評価項目は応力等）。

ただし，冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器バウンダリを構成する設備，非常用炉心冷却設備等における長期的荷重との組合せを除く。）に対しては，下記 ii に示す許容限界を適用する。

ii 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界

塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように応力，荷重等を制限する値を許容限界とする。

また，地震時又は地震後に動的機能が要求される機器等については，基準地震動 S_s による応答に対して，実証試験等により確認されている機能確認済加速度等を許容限界とする。

(b) Bクラス及びCクラスの機器・配管系

応答が全体的におおむね弾性状態にとどまることとする（評価項

目は応力等)。

(c) チャンネル・ボックス

地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の冷却材流路を維持できること及び過大な変形や破損を生ずることにより制御棒の挿入が阻害されることがないことを確認する。

(d) 燃料被覆管

炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能についての許容限界は、以下のとおりとする。

i 弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界

応答が全体的におおむね弾性状態にとどまることとする。

ii 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界

塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないこととする。

c. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びにこれらが設置された建物・構築物

津波防護施設並びに津波防護施設、浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、基準地震動 S_s による地震力に対して、当該施設及び建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能（津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能）が保持できることを確認する（評価項目はせん断ひずみ、応力等）。

浸水防止設備及び津波監視設備については、基準地震動 S_s による地震力に対して、その設備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）が保持できることを確認する。

さらに、浸水防止設備のうち隔離弁、ポンプ及び配管については、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい

方の地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられることを確認する。

d. 基礎地盤の支持性能

(a) Sクラスの建物・構築物及びSクラスの機器・配管系（(b)に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）の基礎地盤

i 弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界

接地圧に対して、安全上適切と認められる規格、基準等による地盤の短期許容支持力度を許容限界とする。

ii 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界

接地圧が、安全上適切と認められる規格、基準等による地盤の極限支持力度に対して妥当な余裕を有することを確認する。

(b) 屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに津波防護施設、浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物の基礎地盤

i 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界

接地圧が、安全上適切と認められる規格、基準等による地盤の極限支持力度に対して妥当な余裕を有することを確認する。

(c) Bクラス及びCクラスの建物・構築物、Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びにその他の土木構造物の基礎地盤

上記(a) iによる許容支持力度を許容限界とする。

1.4.1.5 設計における留意事項

耐震重要施設は、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設（以下「下位クラス施設」という。）の波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。

波及的影響については、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用して評価を行う。なお、地震動又は地震力の選定に当たっては、施

設の配置状況，使用時間等を踏まえて適切に設定する。また，波及的影響においては水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用する場合に影響を及ぼす可能性のある施設及び設備を選定し評価する。

波及的影響評価に当たっては，以下(1)～(4)をもとに，敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い，耐震重要施設の安全機能への影響がないことを確認する。確認に当たっては，施設の配置，構成等の特徴を考慮することとし，大型の下位クラス施設と耐震重要施設が物理的に分離されず設置される等，耐震重要施設の安全機能への影響の確認において配慮を要する場合は，その特徴に留意して調査・検討を行う。

なお，原子力発電所の地震被害情報をもとに，以下(1)～(4)以外に検討すべき事項がないか確認し，新たな検討事項が抽出された場合には，その観点を追加する。

(1) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する不等沈下又は相対変位による影響

a. 不等沈下

耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して不等沈下により，耐震重要施設の安全機能へ影響がないことを確認する。

b. 相対変位

耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力による下位クラス施設と耐震重要施設の相対変位により，耐震重要施設の安全機能へ影響がないことを確認する。

(2) 耐震重要施設と下位クラス施設との接続部における相互影響

耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して耐震重要施設に接続する下位クラス施設の損傷により，耐震重要施設の安全機能へ影響がないことを確認する。

(3) 建物内における下位クラス施設の損傷，転倒，落下等による耐震重要施設への影響

耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して建物内の下位

クラス施設の損傷，転倒，落下等により，耐震重要施設の安全機能へ影響がないことを確認する。

(4) 屋外における下位クラス施設の損傷，転倒，落下等による耐震重要施設への影響

a. 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して，施設の周辺地盤の液状化による影響を考慮したうえで，屋外の下位クラス施設の損傷，転倒，落下等により，耐震重要施設の安全機能へ影響がないことを確認する。

b. 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して，耐震重要施設の周辺斜面が崩壊しないことを確認する。

なお，上記(1)～(4)の検討に当たっては，溢水及び火災の観点からも波及的影響がないことを確認する。

上記の観点で検討した波及的影響を考慮する施設を，第 1.4.1-1 表中に「波及的影響を考慮すべき施設」として記載する。

1.4.1.6 構造計画と配置計画

設計基準対象施設の構造計画及び配置計画に際しては，地震の影響が低減されるように考慮する。

建物・構築物は，原則として剛構造とし，重要な建物・構築物は，地震力に対し十分な支持性能を有する地盤に支持させる。剛構造としない建物・構築物は，剛構造と同等又はそれを上回る耐震安全性を確保する。

機器・配管系は，応答性状を適切に評価し，適用する地震力に対して構造強度を有する設計とする。配置に自由度のあるものは，耐震上の観点からできる限り重心位置を低くし，かつ，安定性のよい据付け状態になるよう配置する。

また，建物・構築物の建物間相対変位を考慮しても，建物・構築物及び機器・配管系の耐震安全性を確保する設計とする。

下位クラス施設は原則，耐震重要施設に対して離隔をとり配置する若しくは，基準地震動 S_s に対し構造強度を保つようにし，耐震重要施設の安

全機能を損なわない設計とする。

1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計

1.4.2.1 重大事故等対処施設の耐震設計の基本方針

重大事故等対処施設については、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等における運転状態、重大事故等時の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的として、設備分類に応じて、以下の項目に従って耐震設計を行う。

- (1) 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）

基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

- (2) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）

代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるように設計する。

- (3) 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）

基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

なお、本施設と(2)の両方に属する重大事故等対処施設については、基準地震動 S_s による地震力を適用するものとする。

- (4) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）

当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるように設計する。

(5) 可搬型重大事故等対処設備

地震による周辺斜面の崩壊，溢水，火災等の影響を受けない場所に適切に保管する。また，可搬型重大事故等対処設備保管場所の周辺斜面の安定性を保持するために設置する，その他の土木構造物である抑止杭については，屋外重要土木構造物に準じた設計とする。

(6) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については，基準地震動 S_s による地震力が作用した場合においても，接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については，代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については，当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力が作用した場合においても，接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

(7) 重大事故等対処施設に適用する動的地震力は，水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。なお，水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用し，影響が考えられる施設及び設備については許容限界の範囲内にとどまることを確認する。

(8) 常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物は，基準地震動 S_s による地震力に対して，重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

- (9) 重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備並びにこれらが設置された建物・構築物は，基準地震動 S_s による地震力に対して，それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できるように設計することとし，「1.4.1 設計基準対象施設の耐震設計」に示す津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備並びにこれらが設置された建物・構築物の設計方針に基づき設計する。
- (10) 常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）が設置される重大事故等対処施設が，B クラス及び C クラスの施設，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が B クラス又は C クラスのもの）が設置される重大事故等対処施設，可搬型重大事故等対処設備並びに常設重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備及び常設重大事故防止設備（設計基準拡張）のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の波及的影響によって，重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計する。
- (11) 重大事故等対処施設の構造計画及び配置計画に際しては，地震の影響が低減されるように考慮する。
- (12) 常設重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については，防波壁の設置及び地盤改良を実施したことにより地下水の流れが遮断され地下水位が上昇するおそれがあることを踏まえ，地下水位を一定の範囲に保持する地下水位低下設備を設置し，同設備の効果が及ぶ範囲においては，その機能を考慮した設計地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。地下水位低下設備の効果が及ばない範囲においては，自然水位より保守的に設定した水位又は地表面にて設計地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。

(13) 常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設については，液状化，揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状の影響を考慮した場合においても，重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

(14) 緊急時対策所の耐震設計の基本方針については，「1.4.2.7 緊急時対策所」に示す。

(15) 常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設は，地震動及び地殻変動による基礎地盤の傾斜が基本設計段階の目安値である $1/2,000$ を上回る施設においては，PS 検層等に基づく改良地盤の物性値を確保し，重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計する。

1.4.2.2 重大事故等対処設備の設備分類

重大事故等対処施設について，施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて，以下の区分に分類する。

(1) 常設重大事故防止設備

重大事故等対処設備のうち，重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって，設計基準事故対処設備の安全機能又は燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において，その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの

a. 常設耐震重要重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって，耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの

b. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって， a. 以外のもの

(2) 常設重大事故緩和設備

重大事故等対処設備のうち，重大事故が発生した場合において，当該重大事故の拡大を防止し，又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの

(3) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設のうち，重大事故等時に機能を期待する設備であって，重大事故の発生を防止する機能を有する(1)以外の常設のもの

(4) 可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備であって可搬型のもの

重大事故等対処設備のうち，耐震評価を行う主要設備の設備分類について，第 1.4.2-1 表に示す。

1.4.2.3 地震力の算定方法

重大事故等対処施設の耐震設計に用いる地震力の算定方法は，「1.4.1.3 地震力の算定方法」に示す設計基準対象施設の静的地震力，動的地震力及び設計用減衰定数について，以下のとおり適用する。

(1) 静的地震力

常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が B クラス又は C クラスのもの）が設置される重大事故等対処施設について，「1.4.1.3 地震力の算定方法」の「(1) 静的地震力」に示す B クラス又は C クラスの施設に適用する静的地震力を適用する。

(2) 動的地震力

常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）が設置される重大事故等対処施設について，「1.4.1.3 地震力の算定方法」の「(2) 動的地震力」に示す入力地震動を用いた地震

応答解析による地震力を適用する。

常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設のうち、Bクラスの施設の機能を代替する共振のおそれのある施設及び常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設のうち、当該設備が属する耐震重要度分類がBクラスで共振のおそれのある施設については、「1.4.1.3 地震力の算定方法」の「(2) 動的地震力」に示す共振のおそれのあるBクラスの施設に適用する地震力を適用する。

常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物については、「1.4.1.3 地震力の算定方法」の「(2) 動的地震力」に示す屋外重要土木構造物に適用する地震力を適用する。

なお、重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設の基本構造と異なる施設については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、当該施設の構造を適切にモデル化したうえでの地震応答解析、加振試験等を実施する。

(3) 設計用減衰定数

「1.4.1.3 地震力の算定方法」の「(3) 設計用減衰定数」を適用する。

1.4.2.4 荷重の組合せと許容限界

重大事故等対処施設の耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。

(1) 耐震設計上考慮する状態

地震以外に設計上考慮する状態を次に示す。

a. 建物・構築物

(a) 運転時の状態

「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 a. 建物・構築物」に示す「(a) 運転時の状態」を適用する。

(b) 設計基準事故時の状態

「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 a. 建物・構築物」に示す「(b) 設計基準事故時の状態」を適用する。

(c) 重大事故等時の状態

発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故時の状態で、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態

(d) 設計用自然条件

「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 a. 建物・構築物」に示す「(c) 設計用自然条件」を適用する。

b. 機器・配管系

(a) 通常運転時の状態

「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 b. 機器・配管系」に示す「(a) 通常運転時の状態」を適用する。

(b) 運転時の異常な過渡変化時の状態

「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 b. 機器・配管系」に示す「(b) 運転時の異常な過渡変化時の状態」を適用する。

(c) 設計基準事故時の状態

「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 b. 機器・配管系」に示す「(c) 設計基準事故時の状態」を適用する。

(d) 重大事故等時の状態

発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故時の状態で、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態

(e) 設計用自然条件

「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 b. 機器・配管系」に示す「(d) 設計用自然条件」を適用する。

(2) 荷重の種類

a. 建物・構築物

- (a) 発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重，すなわち固定荷重，積載荷重，土圧，水圧及び通常の気象条件による荷重
- (b) 運転時の状態で施設に作用する荷重
- (c) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重
- (d) 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重
- (e) 地震力，風荷重，積雪荷重等

ただし，運転時の状態，設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態での荷重には，機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし，地震力には，地震時土圧，機器・配管系からの反力，スロッシング等による荷重が含まれるものとする。

b. 機器・配管系

- (a) 通常運転時の状態で施設に作用する荷重
- (b) 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重
- (c) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重
- (d) 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重
- (e) 地震力，風荷重，積雪荷重等

(3) 荷重の組合せ

地震力と他の荷重との組合せは次による。

a. 建物・構築物

- (a) 常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備又は常設

重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。

- (b) 常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重，設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち，地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重と地震力とを組み合わせる。重大事故等が地震によって引き起こされるおそれのある事象であるかについては，設計基準対象施設の耐震設計の考え方に基づくとともに，確率論的な考察も考慮したうえで設定する。
- (c) 常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については，常時作用している荷重，設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち，地震によって引き起こされるおそれのない事象による荷重は，その事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力（基準地震動 S_s 又は弾性設計用地震動 S_d による地震力）と組み合わせる。この組合せについては，事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し，工学的，総合的に勘案のうえ設定する。なお，継続時間については対策の成立性も考慮したうえで設定する。

以上を踏まえ，原子炉格納容器バウンダリを構成する施設（原子炉格納容器内の圧力，温度の条件を用いて評価を行うその他の施設

を含む。)については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動 S_d による地震力とを組み合わせ、その状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 S_s による地震力とを組み合わせる。また、その他の施設については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と基準地震動 S_s による地震力とを組み合わせる。

(d) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。

b. 機器・配管系

(a) 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重と地震力とを組み合わせる。

(b) 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重と地震力とを組み合わせる。重大事故等が地震によって引き起こされるおそれのある事象であるかについては、設計基準対象施設の耐震設計の考え方に基づくとともに、確率論的な考察も考慮したうえで設定

する。

- (c) 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれのない事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力（基準地震動 S_s 又は弾性設計用地震動 S_d による地震力）と組み合わせる。この組合せについては、事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に勘案のうえ設定する。

なお、継続時間については対策の成立性も考慮したうえで設定する。

以上を踏まえ、重大事故等時の状態で作用する荷重と地震力（基準地震動 S_s 又は弾性設計用地震動 S_d による地震力）との組合せについては、以下を基本設計とする。原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動 S_d による地震力とを組み合わせ、その状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 S_s による地震力とを組み合わせる。原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（原子炉格納容器内の圧力、温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動 S_d による地震力とを組み合わせ、その状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 S_s による地震力とを組み

合わせる。その他の施設については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と基準地震動 S_s による地震力とを組み合わせる。

- (d) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態又は運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重と動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。

c. 荷重の組合せ上の留意事項

- (a) 常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設に作用する地震力のうち、動的地震力については、水平2方向と鉛直方向の地震力とを適切に組み合わせ算定するものとする。
- (b) ある荷重の組合せ状態での評価が明らかに厳しいことが判明している場合には、その他の荷重の組合せ状態での評価は行わないことがある。
- (c) 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかなずれがあることが判明しているならば、必ずしもそれぞれの応力のピーク値を重ねなくてもよいものとする。
- (d) 重大事故等対処施設を支持する建物・構築物の当該部分の支持機能を確認する場合には、支持される施設の設備分類に応じた地震力と常時作用している荷重，重大事故等時の状態で施設に作用する荷重及びその他必要な荷重とを組み合わせる。

(4) 許容限界

各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は次のとおりとし、安全上適切と認められる規格及び基準，試験等で妥当性が確認されている許容応力等を用いる。

a. 建物・構築物

- (a) 常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物（(e)に記載のものを除く。）

「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すSクラスの建物・構築物の基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

ただし，原子炉格納容器バウンダリを構成する施設の設計基準事故時の状態における長期的荷重と弾性設計用地震動 S_d による地震力との組合せに対する許容限界は，「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すSクラスの建物・構築物の弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

- (b) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物（(f)に記載のものを除く。）

「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すBクラス及びCクラスの建物・構築物の許容限界を適用する。

- (c) 設備分類の異なる重大事故等対処施設を支持する建物・構築物（(e)及び(f)に記載のものを除く。）

「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示す耐震重要度分類の異なる施設を支持する建物・構築物の許容限界

を適用する。

なお、適用に当たっては、「耐震重要度分類」を「設備分類」に読み替える。

- (d) 建物・構築物の保有水平耐力((e)及び(f)に記載のものを除く。)

「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示す建物・構築物の保有水平耐力に対する許容限界を適用する。

なお、適用に当たっては、「耐震重要度分類」を「重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス」に読み替える。ただし、常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、当該クラスをSクラスとする。

- (e) 常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物

「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示す屋外重要土木構造物の基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

- (f) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物

「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すその他の土木構造物の許容限界を適用する。

b. 機器・配管系

- (a) 常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分

類がSクラスのもの) が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系

「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すSクラスの機器・配管系の基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

ただし、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備及び非常用炉心冷却設備等の弾性設計用地震動 S_d と設計基準事故時の状態における長期的荷重との組合せに対する許容限界は、「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すSクラスの機器・配管系の弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

- (b) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの) が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系

「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すBクラス及びCクラスの機器・配管系の許容限界を適用する。

c. 基礎地盤の支持性能

- (a) 常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの) が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物, 機器・配管系及び土木構造物の基礎地盤

「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すSクラスの建物・構築物, Sクラスの機器・配管系, 屋外重要土木構造物, 津波防護施設, 浸水防止設備及び津波監視設備並びに津波防護施設, 浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物の基礎地盤の基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する

許容限界を適用する。

- (b) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物，機器・配管系及び土木構造物の基礎地盤

「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すBクラス及びCクラスの建物・構築物，Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びにその他の土木構造物の基礎地盤の許容限界を適用する。

1.4.2.5 設計における留意事項

「1.4.1.5 設計における留意事項」を適用する。

ただし，適用に当たっては，「耐震重要施設」を「常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設」に，「安全機能」を「重大事故等に対処するために必要な機能」に読み替える。

なお，耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響については，Bクラス及びCクラスの施設に加え，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設，可搬型重大事故等対処設備並びに常設重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備及び常設重大事故防止設備（設計基準拡張）のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の影響についても評価する。

また，可搬型重大事故等対処設備については，地震による周辺斜面の崩壊，溢水，火災等の影響を受けない場所に適切な保管がなされていることを併せて確認する。

1.4.2.6 構造計画と配置計画

重大事故等対処施設の構造計画及び配置計画に際しては、地震の影響が低減されるように考慮する。

建物・構築物は、原則として剛構造とし、重要な建物・構築物は、地震力に対し十分な支持性能を有する地盤に支持させる。剛構造としない建物・構築物は、剛構造と同等又はそれを上回る耐震安全性を確保する。

機器・配管系は、応答性状を適切に評価し、適用する地震力に対して構造強度を有する設計とする。配置に自由度のあるものは、耐震上の観点からできる限り重心位置を低くし、かつ、安定性のよい据付け状態になるよう配置する。

また、建物・構築物の建物間相対変位を考慮しても、建物・構築物及び機器・配管系の耐震安全性を確保する設計とする。

Bクラス及びCクラスの施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設、可搬型重大事故等対処設備並びに常設重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備及び常設重大事故防止設備（設計基準拡張）のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設は、原則、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設に対して離隔をとり配置する、若しくは基準地震動 S_s に対し構造強度を保つようにし、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。

1.4.2.7 緊急時対策所

緊急時対策所については、基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計

する。

緊急時対策所については、耐震構造とし、基準地震動 S_s による地震力に対して、遮蔽性能を確保する。また、緊急時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所の換気設備の性能とあいまって十分な気密性を確保する。

なお、地震力の算定方法及び荷重の組合せと許容限界については、「1.4.1.3 地震力の算定方法」及び「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」に示す建物・構築物及び機器・配管系のものを適用する。

1.4.3 主要施設の耐震構造

1.4.3.1 原子炉建物

原子炉建物は、中央部に地上4階、地下1階で平面が約52m×約52mの原子炉棟があり、その周囲に地上2階（一部3階）、地下2階の原子炉建物付属棟（以下「付属棟」という。）を配置した鉄筋コンクリート造の建物である。原子炉棟と付属棟は、一体構造で同一基礎版上に設置され、本建物の平面は約89m×約70mの矩形をなしている。最下階床面からの高さは約62mで、地上高さは約49mである。

建物中央部には、鋼製格納容器を囲む厚さ約2mの鉄筋コンクリート造の生体遮蔽壁があり、その外側に原子炉棟と付属棟を区切る壁及び付属棟の外壁がある。

これらは、原子炉建物の主要な耐震壁を構成し、それぞれ壁の間を強固な床版で一体に連結しているため、極めて剛な構造となっている。

なお、この原子炉建物に収納するSクラスの機器・配管系は、できる限り剛強な生体遮蔽壁又は床に直接支持させ、地震時反力を直接建物に伝えるように設計する。

1.4.3.4 制御室建物

制御室建物は、4階建で平面が約37m（東西方向）×約22m（南北方向）の鉄筋コンクリート造の建物である。

1.4.3.5 防波壁及び防波壁通路防波扉

防波壁は、多重鋼管杭式擁壁、逆T擁壁及び波返重力擁壁（岩盤支持部、改良地盤部）の3種類の構造形式に分類され、敷地の前面に設置する。また、敷地の前面に設置された防波壁には防波壁通路防波扉を4箇所設置する。

多重鋼管杭式擁壁は、延長約430m、直径約1.6mの鋼管杭を鉄筋コンクリートで巻き立てた天端高さEL.+15mの鉄筋コンクリートで構成されており、直径約1.6m～2.2mの多重鋼管杭を介して岩着している。隣り合う鋼管杭間はセメントミルク等で充填し、また防波壁背後に止水性を有する地盤改良を実施する。

逆T擁壁は、延長約320m、天端高さEL.+15mの鉄筋コンクリートで構成されており、改良地盤を介して岩着している。

波返重力擁壁（岩盤部、改良地盤部）は、岩盤部の延長約720m、改良地盤部の延長約40m、天端高さEL.+15mの鉄筋コンクリートで構成されており、ケーソン及びMMR（マンメイドロック）を介して岩着、または堅硬な地山に直接設置している。一部砂礫層が介在する箇所に対して地盤改良を実施する。

防波壁通路防波扉は、左右スライド式の鋼製扉であり、鋼管杭又は改良地盤を介して岩着している。

1.4.3.7 原子炉圧力容器

原子炉圧力容器は内径約5.6m、高さ約21m、重量は原子炉圧力容器内部構造物、内部冷却材及び燃料集合体を含めて約1,300tである。

原子炉圧力容器は底部の鋼製スカートで支持し、スカートは鋼製円筒形基礎にアンカ・ボルトで接続されている。原子炉圧力容器の上部は、ガンマ線遮蔽壁頂部でスタビライザによって水平方向に支持し、ガンマ線遮蔽壁の頂部は鋼製フレーム（スタビライザ）によって原子炉格納容器と結合する。内側のスタビライザはばねにプリコンプレッションを与えており、地震力に対しこのばねを介して原子炉圧力容器の上部を横方向に支持する。

なお、スタビライザは原子炉压力容器の熱膨張によってこのプリコンプレッションが弛緩しない構造となっている。

したがって、原子炉压力容器はスカートで下端固定、スタビライザで上部ピン支持となっている。

1.4.3.10 その他

その他の機器・配管系については、運転荷重、地震荷重、熱膨張による荷重を考慮して、必要に応じてリジット・ハンガ、スナッパ、粘性ダンパ、その他の支持装置を使用して耐震性に対しても熱的にも十分な設計を行う。

1.4.4 地震検知による耐震安全性の確保

1.4.4.1 地震感知器

安全保護系の1つとして地震感知器を設け、ある程度以上の地震が起こった場合に原子炉を自動的に停止させる。スクラム設定値は弾性設計用地震動 S_d の加速度レベルに余裕を持たせた値とする。安全保護系は、フェイル・セーフ設備とするが、地震以外のショックによって原子炉をスクラムさせないよう配慮する。

地震感知器は、基盤の地震動をできるだけ直接的に検出するため建物基礎版の位置、また主要な機器が配置されている代表的な床面に設置する。なお、設置に当たっては、試験及び保守が可能な原子炉建物の適切な場所に設置する。

1.4.4.2 地震観測等による耐震性の確認

発電用原子炉施設のうち安全上特に重要なものに対しては、地震観測網を適切に設置し、地震観測等により振動性状の把握を行い、それらの測定結果に基づく解析等により施設の機能に支障のないことを確認していくものとする。

地震観測を継続して実施するために、地震観測網の適切な維持管理を行う。

1.4.5 参考文献

- (1) 「静的地震力の見直し（建築編）に関する調査報告書（概要）」（社）
日本電気協会 電気技術基準調査委員会 原子力発電耐震設計特別調査
委員会 建築部会 平成6年3月

1.5 耐津波設計

1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計

1.5.1.1 設計基準対象施設の耐津波設計の基本方針

設計基準対象施設は、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対してその安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

(1) 津波防護対象の選定

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）第五条（津波による損傷の防止）」の「設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」との要求は、設計基準対象施設のうち、安全機能を有する設備を津波から防護することを要求していることから、津波から防護を検討する対象となる設備は、設計基準対象施設のうち安全機能を有する設備（クラス1、クラス2及びクラス3設備）である。

また、「設置許可基準規則」の解釈別記3では、津波から防護する設備として、耐震Sクラスに属する設備（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）が要求されている。

以上から、津波から防護を検討する対象となる設備は、クラス1、クラス2及びクラス3設備並びに耐震Sクラスに属する設備（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）とする。このうち、クラス3設備については、安全評価上その機能を期待する設備は、津波に対してその機能を維持できる設計とし、その他の設備は損傷した場合を考慮して、代替設備により必要な機能を確保する等の対応を行う設計とする。

これより、津波から防護する設備は、クラス1及びクラス2設備並びに耐震Sクラスに属する設備（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）（以下1.5において「設計基準対象施設の津波防護対象設備」という。）とする。

なお、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備は、「設置許可基準規則」の解釈別記3で入力津波に対して機能を十分に保持できることが要求されており、同要求を満足できる設計とする。

(2) 敷地及び敷地周辺における地形、施設の配置等

津波に対する防護の検討に当たって基本事項となる発電所の敷地及び敷地周辺における地形、施設の配置等を把握する。

a. 敷地及び敷地周辺における地形、標高並びに河川の存在の把握

島根原子力発電所の敷地は、島根半島の中央部、日本海に面した松江市鹿島町に位置している。

敷地の地形は、輪谷湾を中心とした半円状であり、敷地周辺の地形は、東西及び南側の三方向を標高150m程度の高さの山に囲まれ、北側は日本海に面している。

敷地周辺の河川としては、敷地から南方約2kmに人工河川の佐陀川があり、宍道湖から日本海に注いでいる。

敷地は、主にE L. +8.5m、E L. +15.0m及びE L. +44.0mの高さに分かれている。

b. 敷地における施設の位置、形状等の把握

設計基準対象施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画として、E L. +15.0mの敷地に原子炉建物、廃棄物処理建物及び制御室建物を設置し、E L. +8.5mの敷地にタービン建物を設置する。屋外設備としては、E L. +15.0mの敷地にB-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置し、E L. +8.5mの敷地にA-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系）及び排気筒を、E L. +8.5mの敷地地下の取水槽床面E L. +1.1mに原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ（以下1.5において「非常用海水ポンプ」という。）を設置する。また、非常用取水設備として、取水口及び取水管、E L. +8.5mの敷地に取水槽を設置する。

津波防護施設として、日本海及び輪谷湾に面した敷地面に天端高さ E L. +15.0m の防波壁を設置する。また、防波壁通路に天端高さ E L. +15.0m の防波壁通路防波扉を設置し、1号炉取水槽の取水管端部（取水管中心：E L. -4.9m）に流路縮小工を設置する。

浸水防止設備として、屋外排水路（E L. +2.3m～E L. +7.3m）に屋外排水路逆止弁、取水槽（E L. +1.1m～E L. +8.8m）に防水壁、水密扉及び床ドレン逆止弁を設置する。また、タービン建物（復水器を設置するエリア）とタービン建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）の境界に防水壁、水密扉及び床ドレン逆止弁を設置する。地震時に損傷した場合に津波が流入する可能性がある経路に対して、隔離弁を設置するとともに、バウンダリ機能を保持するポンプ及び配管を設置する。取水槽、屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）及びタービン建物（復水器を設置するエリア）の貫通部に対して止水処置を実施する。

津波監視設備として、取水槽の高さ E L. -9.3m に取水槽水位計を設置し、2号炉排気筒の E L. +64.0m、3号炉北側の防波壁上部（東側・西側）E L. +15.0m の位置に津波監視カメラを設置する。

敷地内の遡上域の建物・構築物等としては、防波壁外側の E L. +6.0m の荷揚場に荷揚場詰所、デリッククレーン、キャスク取扱収納庫等がある。なお、遡上域の E L. +8.5m 盤に建物・構築物等はない。

c. 敷地周辺の人工構造物の位置、形状等の把握

港湾施設としては、発電所構内に防波堤を設置しており、その内側には荷揚場を設けている。

発電所構外には、西方1km程度に片匂（かたく）漁港、発電所西方2km程度に手結（たゆ）漁港、南西2km程度に恵曇（えとも）漁港、東方3km及び4km程度に御津（みつ）漁港及び大芦（おわし）漁港があり、各漁港には防波堤が設置されている。漁港には漁船が約230隻あり、発電所周辺では、イカ釣り漁、かご漁、サザエ網・カナギ漁等

が営まれている。また、発電所から 2 km 程度離れた位置に海上設置物である定置網の設置海域がある。

敷地周辺の状況としては、民家、工場等があり、敷地前面海域における通過船舶としては、海上保安庁の巡視船、漁船、プレジャーボート、引き船、タンカー、貨物船及び帆船が航行している。他には発電所から約 6 km 離れた潜戸（くけど）に小型の船舶による観光遊覧船の航路がある。

(3) 入力津波の設定

入力津波を基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される時刻歴波形として設定する。基準津波による各施設・設備の設置位置における入力津波の時刻歴波形を第 1.5-1 図から第 1.5-4 図に、入力津波高さを第 1.5-1 表に示す。日本海東縁部に想定される地震による津波及び海域活断層から想定される地震による津波の特性は以下のとおりである。

日本海東縁部に想定される地震による津波は、波源が敷地から 600km 以上離れており、敷地において最大水位となる時間は地震発生から 190 分程度であるが、水位変動量は大きい。また、波源の活動に伴う余震及び地殻変動が敷地に与える影響は小さい。

海域活断層から想定される地震による津波は、波源が敷地近傍であり、敷地において最大水位となる時間は地震発生から 5 分程度であるが、水位変動量は日本海東縁部に想定される地震による津波に比べて小さい。また、波源の活動に伴う余震及び地殻変動については、敷地への影響を考慮する。

なお、設計において、津波が到達する施設については、津波荷重と余震荷重の重畳の要否を検討する必要があるが、海域活断層を波源とする水位上昇側の基準津波が策定されていないことから、海域活断層上昇側最大ケースの津波についても、入力津波の検討対象とする。

入力津波の設定に当たっては、津波の高さ、速度及び衝撃力に着目し、

各施設・設備において算定された数値を安全側に評価した値を入力津波高さや速度として設定することで、各施設・設備の構造・機能の損傷に影響する浸水高及び波力・波圧について安全側に評価する。

a. 水位変動

入力津波の設定に当たっては、潮位変動として、上昇側の水位変動に対しては朔望平均満潮位 E L. +0.58m 及び潮位のばらつき 0.14m を考慮し、下降側の水位変動に対しては朔望平均干潮位 E L. -0.02m 及び潮位のばらつき 0.17m を考慮する。朔望平均潮位及び潮位のばらつきは発電所構内（輪谷湾）における潮位観測記録に基づき評価する。

潮汐以外の要因による潮位変動については、発電所構内（輪谷湾）における約 15 年（1995 年～2009 年）の潮位観測記録に基づき、高潮発生状況（発生確率、台風等の高潮要因）を確認する。

なお、発電所最寄りの気象庁潮位観測地点「境」（発電所の敷地東方約 23 km）は、発電所と同様に日本海に面して潮位計を設置している。当該地点における潮位観測記録は発電所構内（輪谷湾）における潮位観測記録と大きな差はない。

高潮要因の発生履歴及びその状況を考慮して、高潮の発生可能性とその程度（ハザード）について検討する。基準津波による基準津波策定位置における水位の年超過確率は 10^{-4} から 10^{-5} 程度であり、独立事象として津波と高潮が重畳する可能性は極めて低いと考えられるものの、高潮ハザードについては、プラント運転期間を超える再現期間 100 年に対する期待値 E L. +1.36m と、入力津波で考慮した朔望平均満潮位 E L. +0.58m と潮位のばらつき 0.14m の合計との差である 0.64m を外郭防護の裕度評価において参照する。

b. 地殻変動

地震による地殻変動についても安全側の評価を実施するために、津波波源となる地震による地殻変動を考慮するとともに、津波が起きる前に基準地震動 S_s の震源となる敷地周辺の活断層から想定される

地震が発生した場合を想定した地殻変動を考慮する。

敷地地盤の地殻変動量は、Mansinha and Smylie(1971)の方法により算定する。

津波波源となる地震による地殻変動としては、海域活断層及び日本海東縁部の津波波源を想定する。海域活断層による地殻変動量は、0.34mの隆起である。日本海東縁部に想定される地震による津波については、起因となる波源が敷地から十分に離れており、敷地への地震による地殻変動の影響は十分に小さいため、地殻変動量を考慮しない。また、基準地震動 S_s の震源による地殻変動としては、宍道断層及び海域活断層を想定する。宍道断層による地殻変動量は、0.02m以下の沈降であり、敷地への影響が十分小さいことから考慮しない。海域活断層による地殻変動量は、0.34mの隆起である。なお、津波発生前に基準地震動 S_s の震源による地殻変動が発生する場合の検討においては、同一震源による繰り返しの地殻変動は考慮しない。

以上のことから、下降側の水位変動に対して安全機能への影響を評価する際には、0.34mの隆起を考慮する。

なお、島根原子力発電所の敷地は日本海側に位置していること、及び2011年東北地方太平洋沖地震による影響がないことからプレート間地震の影響はない。また、広域的な余効変動については、基準地震動 S_s の評価における検討用地震の震源において最近地震は発生していないことから、広域的な余効変動は生じておらず、津波に対する安全性評価に影響を及ぼすことはない。

c. 敷地への遡上に伴う入力津波

基準津波による敷地周辺の遡上・浸水域の評価（以下1.5では「数値シミュレーション」という。）に当たっては、数値シミュレーションに影響を及ぼす斜面や道路等の地形とその標高及び伝播経路上の人工構造物の設置状況を考慮し、遡上域の格子サイズ（最小6.25m）に合わせた形状にモデル化する。

敷地沿岸域及び海底地形は、海域では一般財団法人 日本水路協会（2008～2011）、深浅測量等による地形データを使用し、陸域では、国土地理院（2014）等による地形データを使用する。また、取水路・放水路等の諸元及び敷地標高については、発電所の竣工図等を使用する。

伝播経路上の人工構造物については、図面を基に数値シミュレーション上影響を及ぼす構造物を考慮し、遡上・伝播経路の状態に応じた解析モデル、解析条件が適切に設定された遡上域のモデルを作成する。

敷地周辺の遡上・浸水域の把握に当たっては、敷地前面・側面及び敷地周辺の津波の侵入角度及び速度並びにそれらの経時変化を把握する。敷地周辺の浸水域の寄せ波・引き波の津波の遡上・流下方向及びそれらの速度について留意し、敷地の地形、標高の局所的な変化等による遡上波の敷地への回り込みを考慮する。

数値シミュレーションに当たっては、遡上及び流下経路上の地盤並びにその周辺の地盤について、地震に伴う液状化、流動化又は滑りによる標高変化を考慮した数値シミュレーションを実施し、遡上波の敷地への到達（回り込みによるものを含む。）の可能性について確認する。

防波壁（東端部）及び防波壁（西端部）は双方とも地山斜面（岩盤）に擦り付き、これらの地山が津波の敷地への地上部からの到達に対して障壁となっている。このため、津波防護上の障壁となっている地山及び防波壁と地山斜面との接続箇所については、地震時及び津波時の健全性について耐震重要施設及び重大事故等対処施設の周辺斜面と同等の信頼性を有する評価を実施し、津波防護機能を保持する構造とする。

また、敷地周辺を流れる河川として、敷地から南方約2 kmの位置に佐陀川が存在するが、発電所とは標高150m程度の山地で隔てられてい

る。この状況から、敷地への遡上波に影響することはない。

遡上波の敷地への到達の可能性に係る検討に当たっては、基準地震動 S_s に伴い地形変化及び標高変化が生じる可能性を踏まえ、入力津波高さへの影響を確認するため、数値シミュレーションの条件として沈下無しの条件に加えて、埋戻土及び砂礫層に対して揺すり込み及び液状化に伴い地盤を沈下させた条件についても考慮する。なお、防波壁両端部以外の敷地周辺斜面の崩壊による入力津波高さへの影響については、数値シミュレーションの条件として斜面崩壊なしの条件に加えて、敷地周辺の地滑り地形が判読されている地山の斜面について斜面崩壊させた条件についても考慮して検討した結果、敷地に与える影響がないことから、斜面崩壊は影響要因として考慮しない。また、発電所の防波堤については、基準地震動 S_s による損傷の可能性があることから、数値シミュレーションの条件として防波堤有りの条件に加えて、防波堤がない条件についても考慮する。これらの条件を考慮した数値シミュレーションを実施し、遡上域や津波水位を保守的に想定する。

初期潮位は、E L. $\pm 0.0\text{m}$ とする。朔望平均満潮位（E L. $+0.58\text{m}$ ）及び潮位のばらつき（ 0.14m ）は、数値シミュレーションによる津波水位に加えることで考慮する。

数値シミュレーション結果を第 1.5-5 図に示す。施設護岸及び防波壁で最大を示した基準津波 1（斜面崩壊なし、地盤変状なし、防波堤なしの条件）の最高水位分布では、潮位及び潮位のばらつきを考慮して、最高水位は、敷地高さ E L. $+8.5\text{m}$ に対して施設護岸及び防波壁で E L. $+11.9\text{m}$ となっている。一方、海域活断層上昇側最大ケース（斜面崩壊なし、地盤変状なし、防波堤ありの条件）の最高水位分布では、潮位及び潮位のばらつきを考慮して、最高水位は、敷地高さ E L. $+8.5\text{m}$ に対して施設護岸及び防波壁で E L. $+4.2\text{m}$ となっている。したがって、防波壁等の津波防護施設がない場合は、基準津波 1 によ

り敷地の一部が遡上域となる。このため、津波防護施設である防波壁を設置し、設計基準対象施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地に地上部から津波が到達、流入しない設計とする。

津波による港湾内の局所的な海面の固有振動の励起について確認するため、湾口、湾中央、湾奥西、湾奥東及び2号炉取水口の時刻歴波形を比較した。その結果、湾口から湾奥に向かう津波の伝搬先で水位のピーク値が大きくなり、一部地点（湾奥東）においては、上昇側のみピーク値の増加が顕著に認められる。これらは、湾口から湾奥に向かう津波の伝搬先の水深が浅くなることによる水位の増幅、海面の固有振動による励起及び隅角部における反射の影響であり、これらの影響は津波の数値シミュレーションにおいて適切に再現されている。また、津波監視設備が設置されている取水槽内の水位変動は、取水口位置の水位変動を初期条件とした管路計算により算定していることから、励起の影響が考慮されている。

なお、湾奥東の地点のように、ピーク値の増加が顕著に認められる地点があり、海面の固有振動による励起の可能性が否定できないことから、入力津波の設定に当たっては、保守的な評価となるよう当該地点における最大の水位を一律に評価地点（施設護岸又は防波壁）の入力津波高さとして設定している。

発電所敷地について、その標高の分布と津波の遡上高さの分布を比較すると、防波壁等の津波防護施設がない場合は、遡上波が敷地に地上部から到達、流入する可能性がある。津波防護の設計に使用する入力津波は、敷地及びその周辺の遡上域、遡上経路の不確かさ及び施設の広がり considering して設定するものとする。設計基準対象施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地への地上部からの到達及び流入の防止に係る設計又は評価に用いる入力津波高さは、施設護岸及び防波壁でE L. +11.9mとす

る。

なお、設計又は評価の対象となる施設等が設置される敷地は、日本海及び輪谷湾に面して、堅固な地盤上にE L. +15.0mの防波壁を設置しており、地震による沈下は想定されず、津波が敷地へ到達する可能性はない。一方、防波壁前面に存在する埋戻土は地震時に沈下する可能性があるため、防波壁前面（荷揚場）の地震による沈下を想定した数値シミュレーションを実施した。その結果、入力津波高さに影響がないことを確認したことから、防波壁前面（荷揚場）の地震による沈下を考慮しない。

d. 取水路・放水路等の経路からの流入に伴う入力津波

取水路・放水路等からの流入に伴う入力津波は、流入口となる港湾内における津波高さについては、上記 a. 及び b. に示した事項を考慮し、上記 c. に示した数値シミュレーションにより安全側の値を設定する。また、取水路及び放水路内における津波高さについては、各水路の特性を考慮した水位を適切に評価するため、開水路及び管路において非定常管路流の連続式及び運動方程式を使用し、上記の港湾内における津波高さの時刻歴波形を入力条件として管路解析を実施することにより算定する。その際、取水口から取水槽に至る系並びに放水口から放水槽に至る系をモデル化し、管路の形状、材質及び表面の状況に応じた損失を考慮するとともに、貝付着の有無及びポンプの稼働有無を不確かさとして考慮した計算条件とし、安全側の値を設定する。

なお、非常用海水ポンプの取水性を確保するため、発電所を含む地域に大津波警報が発表された場合、循環水ポンプを停止する運用を定める。このため、日本海東縁部に想定される地震による津波の取水路の入力津波高さの設定に当たっては、水位の評価は循環水ポンプの停止を前提として実施する。

また、1号炉取水槽に流路縮小工を設置することから、1号炉循環水ポンプの停止を前提とする。

1.5.1.2 敷地の特性に応じた津波防護の基本方針

津波防護の基本方針は、以下の(1)から(5)のとおりである。

- (1) 設計基準対象施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。下記(3)において同じ。）を内包する建物及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。
また、取水路・放水路等の経路から流入させない設計とする。
- (2) 取水・放水施設、地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止できる設計とする。
- (3) 上記2方針のほか、設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建物及び区画については、浸水防護をすることにより、津波による影響等から隔離可能な設計とする。
- (4) 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止できる設計とする。
- (5) 津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。

敷地の特性に応じた津波防護としては、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とするため、数値シミュレーションに基づき、外郭防護として防波壁及び防波壁通路防波扉を設置する。

また、取水路、放水路等の経路から津波を流入させない設計とするため、外郭防護として、1号炉取水槽に流路縮小工、屋外排水路に屋外排水路逆止弁、2号炉取水槽に防水壁、水密扉及び床ドレン逆止弁を設置する。また、取水槽及び屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）の貫通部に対して止水処置を実施する。

設計基準対象施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画については、津波による影響等から隔離可能な設計とするため、内郭防護として、タービン建物（復水器を設置するエリア）と浸水防護重点化範囲との境界に防水壁、水密扉及び床ドレン逆止

弁を設置し、貫通部止水処置を実施する。また、地震により損傷した場合に浸水防護重点化範囲へ津波が流入する可能性がある経路に対して、隔離弁を設置するとともに、バウンダリ機能を保持するポンプ及び配管を設置する。

地震発生後、津波が発生した場合に、その影響を俯瞰的に把握するため、津波監視設備として、取水槽に取水槽水位計を、2号炉排気筒及び3号炉北側の防波壁上部（東側・西側）に津波監視カメラを設置する。

津波防護対策の設備分類と設置目的を第1.5-2表に示す。また、敷地の特性に応じた津波防護の概要を第1.5-6図に示す。

1.5.1.3 敷地への浸水防止（外郭防護1）

(1) 遡上波の地上部からの到達，流入の防止

設計基準対象施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する原子炉建物，制御室建物及び廃棄物処理建物はE L. +15.0mの敷地に設置している。また，タービン建物はE L. +8.5mの敷地に設置している。

屋外には，E L. +15.0mの敷地にB-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア及び屋外配管ダクト（B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）があり，E L. +8.5mの敷地にA-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系），高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア，排気筒を設置するエリア及び屋外配管ダクト（タービン建物～排気筒，タービン建物～放水槽）がある。また，E L. +8.5mの敷地地下の取水槽に非常用海水ポンプを設置している。

このため，高潮ハザードの再現期間100年に対する期待値を踏まえた潮位を考慮した上で，施設護岸又は防波壁における入力津波高さE L. +11.9mに対して，天端高さE L. +15.0mの防波壁及び防波壁通路防波扉を設置することにより，津波が到達，流入しない設計とする。

また，遡上波の地上部からの到達，流入の防止として，地山斜面を活用する。地山斜面は，防波壁の高さE L. +15.0m以上の安定した岩盤と

し、地震時及び津波時においても津波防護機能を十分に保持する構造とする。

(2) 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止

敷地へ津波が流入する可能性のある経路としては、取水路、放水路及び屋外排水路が挙げられる。これらの経路を第 1.5-3 表、取水路及び放水路の縦断図を第 1.5-7 図に示す。

特定した流入経路から、津波が流入する可能性について検討を行い、取水路、放水路等の経路からの流入に伴う入力津波高さ及び高潮ハザードの再現期間 100 年に対する期待値を踏まえた潮位に対しても、十分に余裕のある設計とする。

特定した流入経路から、津波が流入することを防止するため、津波防護施設として、1号炉取水槽に流路縮小工を設置する。また、浸水防止設備として、屋外排水路に屋外排水路逆止弁を、2号炉取水槽の取水槽除じん機エリア天端開口部に防水壁及び水密扉を、2号炉取水槽床面開口部に床ドレン逆止弁を設置し、2号炉取水槽除じん機エリアと取水槽C/Cケーブルダクト及び2号炉取水槽除じん機エリアと2号炉取水槽海水ポンプエリア並びに2号炉放水槽と屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）との貫通部に対して止水処置を実施する。また、2号炉の取水路及び放水路に接続する配管については、内包する流体に対するバウンダリが形成されており、津波の流入経路とならない。なお、1号炉及び3号炉の取水路及び放水路の天端開口高さは、入力津波高さ以上であり、津波の流入経路とならない。

これらの浸水対策の概要について、第 1.5-8 図～第 1.5-10 図に示す。

また、浸水対策の実施により、特定した流入経路からの津波の流入防止が可能であることを確認した結果を第 1.5-4 表に示す。

上記のほか、1号炉放水連絡通路については、コンクリート及び埋戻土による閉塞工事を実施するため、津波の流入経路とならない。

なお、2号炉放水路の循環水系配管の貫通部は、コンクリート巻立て

による密着構造となっていることから津波が流入することはない。

1.5.1.4 漏水による重要な安全機能への影響防止（外郭防護 2）

(1) 漏水対策

取水・放水施設，地下部等における漏水の可能性を検討した結果，取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアには，床ドレン逆止弁を設置しており，入力津波高さが逆止弁を設置している床面の高さを上回り，当該部で漏水が継続する可能性がある。

取水槽海水ポンプエリアには重要な安全機能を有する非常用海水ポンプ及び非常用海水系の配管等が設置されていることから，取水槽海水ポンプエリアを漏水が継続することによる浸水の範囲（以下 1.4 において「浸水想定範囲」という。）として想定する。

また，取水槽循環水ポンプエリアには重要な安全機能を有する非常用海水系の配管等が設置されていることから，浸水想定範囲として想定する。

取水設備の構造上の特徴等を考慮して，取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリア床面における漏水の可能性を検討した結果，床面における開口部等として挙げられる海水ポンプのグランド部及び雨水排水口について，グランド部に対しては，パッキンやボルトによるシール等の設計上の配慮を，雨水排水口については，床ドレン逆止弁を設置する設計上の配慮を施しており，漏水による浸水経路とならない。

なお，各海水ポンプのグランドドレンはグランドドレン配管を取水槽循環水ポンプエリア及び取水槽海水ポンプエリア内に開放し，床ドレン逆止弁を経由した排水とすることから，漏水による浸水経路とならない。

以上より，設計基準対象施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画への漏水による浸水の可能性はない。

(2) 安全機能への影響確認

取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアには，重要な安全機能を有する屋外設備である非常用海水ポンプ及び非常用海水系の

配管等が設置されているため、取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアを防水区画化する。

上記(1)より、設計基準対象施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画への漏水による浸水の可能性はないが、取水槽床ドレン逆止弁に津波が到達した場合に、漏水が発生することを考慮し、各浸水想定範囲における浸水を仮定する。その上で、重要な安全機能を有する非常用海水ポンプ及び非常用海水系の配管等について、漏水による取水槽海水ポンプエリアにおける浸水量を評価し、安全機能への影響がないことを確認する。また、浸水想定範囲のうち取水槽循環水ポンプエリアについては、循環水系配管の伸縮継手の全円周上の破損による溢水に対し、取水槽循環水ポンプエリア内の非常用海水系の配管等が機能喪失しないことを確認する。浸水想定範囲ごとに防水区画化するエリアを整理した一覧を第 1.5-5 表に、浸水想定範囲を第 1.5-11 図に防水区画化の範囲を第 1.5-12 図に示す。

(3) 排水設備設置の検討

上記(2)において浸水想定範囲のうち重要な安全機能を有する非常用海水ポンプが設置されている取水槽海水ポンプエリアで長期間浸水することが想定される場合は、排水設備を設置する。

1.5.1.5 設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建物及び区画の隔離（内郭防護）

(1) 浸水防護重点化範囲の設定

浸水防護重点化範囲として、原子炉建物、タービン建物（耐震 S クラスの設備を設置するエリア）、廃棄物処理建物（耐震 S クラスの設備を設置するエリア）、制御室建物（耐震 S クラスの設備を設置するエリア）、取水槽海水ポンプエリア、取水槽循環水ポンプエリア、屋外配管ダクト（B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物、タービン建物～排気筒及びタービン建物～放水槽）、A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）、B-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）、高圧炉心スプレイ

系ディーゼル発電機（燃料移送系）及び排気筒を設置するエリアを設定する。

(2) 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策

津波による溢水を考慮した浸水範囲，浸水量については，地震による溢水の影響も含めて確認を行い，浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口を特定し，浸水対策を実施する。

具体的には，タービン建物（復水器を設置するエリア）において発生する地震による循環水系配管等の損傷箇所からの津波の流入等が，浸水防護重点化範囲（タービン建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア），原子炉建物，取水槽循環水ポンプエリア）へ影響することを防止するため，浸水防護重点化範囲の境界に防水壁，水密扉及び床ドレン逆止弁を設置し，貫通部止水処置を実施する。また，浸水防護重点化範囲へ津波が流入する可能性がある経路に対して，隔離弁を設置するとともに，バウンダリ機能を保持するポンプ及び配管を設置する。

なお，溢水の拡大防止対策として設置するインターロック（循環水ポンプの停止，循環水ポンプ出口弁の閉止及び復水器水室出入口弁の閉止）についても，影響評価において考慮する。

実施に当たっては，以下 a. から f. の影響を考慮する。

a. 地震に起因するタービン建物（復水器を設置するエリア）に敷設する循環水系配管の伸縮継手を含む低耐震クラス機器及び配管の損傷により，保有水が溢水するとともに，津波が取水槽及び放水槽から循環水系配管等に流れ込み，循環水系配管等の損傷箇所を介して，タービン建物（復水器を設置するエリア）に流入することが考えられる。

このため，タービン建物（復水器を設置するエリア）内に流入した海水によるタービン建物（復水器を設置するエリア）に隣接する浸水防護重点化範囲（タービン建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア），原子炉建物及び取水槽循環水ポンプエリア）への影響を評価する。

b. 地震に起因するタービン建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）に敷設するタービン補機海水系配管を含む低耐震クラスの機器及び配管の損傷により、保有水が溢水するとともに、津波が取水槽及び放水槽からタービン補機海水系配管等の損傷箇所を介して、タービン建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）に流入することが考えられる。

このため、タービン建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）に流入した海水による浸水防護重点化範囲（タービン建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）、原子炉建物及び取水槽循環水ポンプエリア）への影響を評価する。

c. 地震に起因する取水槽循環水ポンプエリアの循環水系配管の伸縮継手を含む低耐震クラス機器及び配管の損傷により、保有水が溢水するとともに、津波が取水槽から循環水系配管等に流れ込み、循環水系配管等の損傷箇所を介して、取水槽循環水ポンプエリアに流入することが考えられる。

このため、取水槽循環水ポンプエリア内に流入した海水による浸水防護重点化範囲（取水槽循環水ポンプエリア、取水槽海水ポンプエリア及びタービン建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア））への影響を評価する。

d. 地震に起因する取水槽海水ポンプエリアに敷設するタービン補機海水系配管等を含む低耐震クラスの機器及び配管の損傷により、保有水が溢水するとともに、津波が取水槽海水ポンプエリアに流入することが考えられる。

このため、取水槽海水ポンプエリア内に流入した海水による浸水防護重点化範囲（取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリア）への影響を評価する。

e. 地下水については、地震時の地下水の流入が浸水防護重点化範囲へ与える影響について評価する。

f. 地震に起因する屋外タンク等の損傷による溢水が、浸水防護重点化範囲へ与える影響について評価する。

(3) 上記(2) a. から f. の浸水範囲及び浸水量については、以下のとおり安全側の想定を実施する。

a. タービン建物（復水器を設置するエリア）における機器・配管の損傷による津波，溢水等の事象想定

タービン建物(復水器を設置するエリア)における浸水については、循環水系配管伸縮継手の全円周状の破損を含む低耐震クラス機器及び配管の損傷を想定する。このため、インターロック（地震大による原子炉スクラム及びタービン建物の漏えい信号で作動）により循環水ポンプが停止し、循環水ポンプ出口弁及び復水器水室出入口弁が閉止するまでの間に生じる溢水量並びにタービン補機海水系を含む低耐震クラス機器及び配管の損傷による保有水の溢水量を合算した水量が、同エリアに滞留するものとして浸水水位を算出する。

なお、循環水系及びタービン補機海水系に設置するインターロックによって、津波の襲来前に循環水ポンプ出口弁、復水器水室出口弁及びタービン補機海水ポンプ出口弁を閉止することにより、津波の流入を防止できるため、津波の流入は考慮しない。

b. タービン建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）における機器・配管の損傷による津波，溢水等の事象想定

タービン建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）の低耐震クラスであるタービン補機海水系配管等の損傷により、津波が損傷箇所を介してタービン建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）に流入することを防止するため、基準地震動S_sによる地震力に対して配管のバウンダリ機能を保持する。また、タービン補機海水系配管（放水配管）及び液体廃棄物処理系配管に隔離弁（逆止弁）を設置することにより、津波の流入を防止できるため、津波の流入は考慮しない。

c. 取水槽循環水ポンプエリアにおける機器・配管の損傷による津

波，溢水等の事象想定

c. 取水槽循環水ポンプエリアの低耐震クラスである循環水系配管伸縮継手の全円周状の破損を含む低耐震クラスの機器及び配管の損傷により，津波が損傷箇所を介して取水槽循環水ポンプエリアに流入することを防止するため，基準地震動 S_s による地震力に対してポンプ及び配管のバウンダリ機能を保持する。また，インターロックによる閉止機能を有したタービン補機海水ポンプ出口弁（隔離弁（電動弁））を設置することにより，津波の流入を防止できるため，津波の流入は考慮しない。

d. 取水槽海水ポンプエリアにおける機器・配管の損傷による津波，溢水等の事象想定

取水槽海水ポンプエリアの低耐震クラスであるタービン補機海水系配管等の損傷により，津波が損傷箇所を介して取水槽海水ポンプエリアに流入することを防止するため，基準地震動 S_s による地震力に対してポンプ及び配管のバウンダリ機能を保持することから津波の流入は考慮しない。

e. 機器・配管の損傷による津波流入量の考慮

上記 a. における循環水系配管の損傷については，津波が襲来する前に循環水ポンプを停止し，循環水ポンプ出口弁及び復水器水室出口弁を閉止するインターロックを設け，津波を流入させない設計とすることから，津波の浸水量は考慮しない。

また，タービン補機海水系配管の損傷については，津波が襲来する前にタービン補機海水ポンプ出口弁を閉止するインターロックを設け，津波を流入させない設計とすることから，津波の浸水量は考慮しない。

上記 b. におけるタービン補機海水系配管（放水配管）及び液体廃棄物処理系配管については，隔離弁（逆止弁）を設置し，隔離弁（逆止弁）から放水槽までの範囲は，基準地震動 S_s による地震力に対してバウンダリ機能を保持し，津波を流入させない設計とすることから，

津波の浸水量は考慮しない。

また、原子炉補機海水系配管（放水配管）、高圧炉心スプレイ補機海水系配管（放水配管）については、基準地震動 S_s による地震力に対してバウンダリ機能を保持し、津波を流入させない設計とすることから、津波の浸水量は考慮しない。

上記 c. における取水槽循環水ポンプエリアの循環水系配管（伸縮継手部含む）は基準地震動 S_s による地震力に対してバウンダリ機能を保持し、津波を流入させない設計とすることから、津波の浸水量は考慮しない。また、タービン補機海水系配管の損傷については、津波が襲来する前にタービン補機海水ポンプ出口弁を閉止するインターロックを設け、津波を流入させない設計とすることから、津波の浸水量は考慮しない。

上記 d. における取水槽海水ポンプエリアのタービン補機海水系及び除じん系のポンプ及び配管は基準地震動 S_s による地震力に対してバウンダリ機能を保持し、津波を流入させない設計とすることから、津波の浸水量は考慮しない。バウンダリ機能を保持するポンプ、配管及び隔離弁（電動弁、逆止弁）の設置箇所の概要を第 1.5-13 図に示す。

f. 機器・配管等の損傷による内部溢水の考慮

上記 a., b., c. 及び d. における機器・配管等の損傷による浸水範囲、浸水量については、内部溢水等の事象想定も考慮して算定する。

g. 地下水の流入量の考慮

地下水の流入については、別途実施する「1.7 溢水防護に関する基本方針」の影響評価において、地震時の地下水位低下設備の停止により建物周囲の水位が地表面まで上昇することを想定し、建物外周部における貫通部止水処置等を実施して建物内への流入を防止する設計としている。このため、地下水による浸水防護重点化範囲への有意な影

響はない。なお、地下水位低下設備については、基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性を確保する設計とする。

地震による建物の地下階外壁の貫通部等からの流入については、浸水防護重点化範囲の評価に当たって、地下水の影響を安全側に考慮する。

h. 屋外タンク等の損傷による溢水等の事象想定

屋外タンクの損傷による溢水については、別途実施する「1.7 溢水防護に関する基本方針」の影響評価における、地震時の屋外タンクの溢水により建物周囲が浸水することを想定した場合に対し、原子炉建物、廃棄物処理建物及びB-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリアの各扉付近の開口部の下端高さが高い位置にあること、A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系）及び排気筒を設置するエリアについては、防水壁及び水密扉を設置することから、屋外の溢水による浸水防護重点化範囲への影響はない。

なお、タービン建物については、外壁にある扉付近の水位が扉の設置位置を超えるが、開口部下端高さを超える水位の継続時間が短く、流入する溢水は少量であり、タービン建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）の溢水を貯留できる空間容積より十分小さいことから、屋外の溢水による浸水防護重点化範囲への影響はない。

i. 施設・設備施工上生じうる隙間部等についての考慮

津波及び溢水により浸水を想定するタービン建物と隣接する原子炉建物及び取水槽循環水ポンプエリアの地下部の境界において、施工上生じうる建物間等の隙間部には止水処置を行い、浸水防護重点化範囲への浸水を防止する設計とする。

1.5.1.6 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響防止

(1) 非常用海水ポンプの取水性

基準津波による水位の低下に対して、非常用海水ポンプが機能保持で

き、かつ、冷却に必要な海水が確保できる設計とする。

基準津波による水位の低下に伴う取水路の特性を考慮した非常用海水ポンプ位置の評価水位を適切に算定するため、開水路及び管路において非定常管路流の連続式及び運動方程式を用いて管路解析を実施する。

その際、取水口から取水槽に至る経路をモデル化し、管路の形状、材質及び表面の状況に応じた摩擦損失、貝付着を考慮するとともに、防波堤の有無及び潮位のばらつきの加算により安全側に評価した値を用いる。

以上の解析から、基準津波による下降側水位をE L. -8.4m (E L. -8.31m) と評価した。この評価水位に対して非常用海水ポンプの取水可能水位は、原子炉補機海水ポンプはE L. -8.32m、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプはE L. -8.85m であり、余裕がないため、発電所を含む地域に大津波警報が発令された際には、津波到達予想時刻の5分前までに循環水ポンプを停止する運用を整備する。

以上の結果、基準津波による下降側水位はE L. -6.5m となるため、非常用海水ポンプの取水機能を維持できる。

(2) 津波の二次的な影響による非常用海水冷却系の機能保持確認

基準津波による水位変動に伴う海底の砂移動・堆積及び漂流物に対して、取水口、取水管及び取水槽の通水性が確保できる設計とする。

また、基準津波による水位変動に伴う浮遊砂等の混入に対して非常用海水ポンプは機能保持できる設計とする。

a. 砂移動・堆積の影響

取水口は、取水口呑口下端がE L. -12.5m であり、海底面E L. -18.0m より 5.5m 高い位置にある。

また、取水槽の底面の高さはE L. -9.8m であり、非常用海水ポンプの吸込み下端(E L. -9.3m)から取水槽底面までは0.5m の距離がある。

これに対して、砂移動解析を実施した結果、基準津波による砂移動に伴う取水口付近における砂の堆積厚さは0.02m であり、砂の堆積に

よって、取水口が閉塞することはない。また、取水槽における砂の堆積厚さは 0.001m 未満であり、非常用海水ポンプへの影響はなく機能は保持できる。

b. 非常用海水ポンプへの浮遊砂の影響

非常用海水ポンプは、取水時に浮遊砂の一部が軸受潤滑水としてポンプ軸受に混入したとしても、非常用海水ポンプの軸受に設けられた異物逃がし溝（原子炉補機海水ポンプ：3.5mm、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ：3.5mm）から排出される構造とする。

これに対して、発電所周辺の砂の平均粒径は 0.5mm（全測定地点の 50%通過質量百分率粒径の平均値）であり、粒径数ミリメートル以上の砂はごくわずかであることに加えて、粒径数ミリメートル以上の砂は浮遊し難いものであることを踏まえると、大きな粒径の砂はほとんど混入しないと考えられ、砂混入に対して非常用海水ポンプの取水機能は保持できる。

c. 漂流物の取水性への影響

(a) 漂流物の抽出方法

漂流物となる可能性のある施設・設備を抽出するため、発電所敷地外については、基準津波の数値シミュレーション結果を踏まえ発電所周辺約 5 km の範囲を、敷地内については、輪谷湾及び遡上域となる防波壁の外側を網羅的に調査する。

設置物については、地震で倒壊する可能性のあるものは倒壊させた上で、浮力計算により漂流するか否かの検討を行う（第 1.5-14 図）。

(b) 抽出された漂流物となる可能性のある施設・設備の影響確認

基準津波の数値シミュレーション結果によると、日本海東縁部に想定される地震による津波については、防波壁の外側は遡上域となる。

このため、基準地震動 S_s による液状化等に伴う敷地の変状、潮

位のばらつき (0.14m) も考慮し、基準津波により漂流物となる可能性のある施設・設備が、非常用海水ポンプの取水性に影響を及ぼさないことを確認する。

この結果、発電所敷地内で漂流し、取水口に到達する可能性があるものとして、キャスク取扱収納庫、荷揚場詰所の壁材 (ALC版) 等が挙げられるが、取水口が深層取水方式であること及び取水口は十分な通水面積を有していることから、取水性への影響はない。

発電所敷地内で漂流し、取水口に到達する可能性があるものとして、上記漂流物のほかに港湾施設点検用等の作業船、発電所の荷揚場に停泊する燃料等輸送船、貨物船等及び港湾内で操業する漁船がある。

港湾施設点検用等の作業船は、津波警報等発令時には、緊急退避するため、日本海東縁部に想定される地震による津波が発生する場合は、漂流することはない、取水性への影響はない。

また、海域活断層から想定される地震による津波が発生する場合は、緊急退避できない可能性があるが、取水口が深層取水方式であること及び取水口は十分な通水面積を有していることから、取水性への影響はない。

発電所の荷揚場に停泊する燃料等輸送船、貨物船等の船舶については、津波警報等発令時には、緊急退避するため、日本海東縁部に想定される地震による津波が発生する場合は、漂流することはない、取水性への影響はない。

また、停泊時には係留することとし、緊急退避が困難な到達の早い海域活断層から想定される地震による津波が発生する場合は、係留により漂流させない設計とすることから、取水性に影響はない。

港湾内で操業する漁船については、航行不能となり漂流物となった場合においても、取水口が深層取水方式であること及び取水口は十分な通水面積を有していることから、取水性への影響はない。

発電所敷地外で漂流し、取水口に到達する可能性があるものは、発電所近傍で航行不能となった漁船、周辺漁港周辺の家屋、工場等が挙げられるが、発電所近傍で航行不能となった漁船については取水口が深層取水方式であること及び取水口は十分な通水面積を有していること、周辺漁港周辺の家屋、工場等については、設置位置及び流向を考慮した結果、取水口に到達しないと評価していることから、取水性への影響はない。

上記のほか、港湾施設点検用等の作業船は、港湾外でも作業を実施するが、津波警報等発令時には、緊急退避するため、日本海東縁部に想定される地震による津波が発生する場合は、漂流することはない。取水性への影響はない。

また、海域活断層から想定される地震による津波が発生する場合は、緊急退避できない可能性があるが、設置位置及び流向を考慮した結果、取水口に到達しないと評価していることから、取水性への影響はない。

発電所近傍を通過する定期船に関しては、発電所から約 6 km離れた位置に観光遊覧船の航路があるが、半径 5 km 以内の敷地前面海域にないことから発電所に対する漂流物とならない。

発電所の防波堤については、地震により損傷する可能性があるが、防波堤設置位置から 2 号炉の取水口まで約 340m の距離があること及び防波堤の主たる構成要素は 1 t 以上の質量があることから、2 号炉の取水口に到達することはない。

なお、津波防護施設に対する衝突荷重として考慮する漂流物として、外海に面する津波防護施設に対しては作業船(総トン数 10 トン)及び漁船(総トン数 10 トン)を、輪谷湾内に面する津波防護施設に対しては、荷揚場設備(キャスク取扱収納庫約 4.3t)、作業船(総トン数 10 トン)及び漁船(総トン数 3 トン)を選定する。また、上記漂流物のうち漁船については、操業区域及び航行の不確かさがあ

り、不確かさを考慮した漂流物として周辺漁港の最大の漁船（総トン数 19 トン）を考慮する。また、施設護岸から 500m 以遠で操業及び航行する漁船（最大：総トン数 19 トン）については、漂流物となった場合においても津波防護施設に到達する可能性は十分に小さいが、仮に 500m 以遠から津波防護施設に衝突する漂流物として考慮する。

衝突荷重が作用する位置は、津波防護施設全線において安全側に、入力津波高さに高潮ハザードの裕度を加えた高さを用いる。なお、海域活断層から想定される地震による津波においては、入力津波高さ以下の防波壁の部位においても漂流物が衝突するものとして考慮する。

除じん装置については、基準津波の流速に対し、十分な強度を有しているため、損傷することはないことから、取水性に影響を及ぼさないことを確認している。

上記(a)、(b)については、継続的に発電所敷地内及び敷地外の人工構造物の設置状況の変化を確認し、漂流物の取水性への影響を確認する。

1.5.1.7 津波監視

敷地への津波の繰り返しの襲来を察知し、その影響を俯瞰的に把握するとともに、津波防護施設及び浸水防止設備の機能を確実に確保するために、津波監視設備を設置する。

津波監視設備として、津波監視カメラ及び取水槽水位計を設置する。

津波監視カメラは地震発生後、津波が発生した場合に、その影響を俯瞰的に把握するため、津波及び漂流物の影響を受けない 2 号炉排気筒及び 3 号炉北側の防波壁上部（東側・西側）に設置し、津波監視機能が十分に保持できる設計とする。

取水槽水位計は、非常用海水ポンプの取水性を確保するために、基準津波の下降側の取水槽水位の監視を目的に、津波及び漂流物の影響を受けに

くい防波壁内側の取水槽海水ポンプエリアに設置し、津波監視機能が十分に保持できる設計とする。

また、津波監視設備は、基準地震動 S_s に対して、機能を喪失しない設計とする。設計に当たっては、その他自然現象（風、積雪等）による荷重との組合せを適切に考慮する。

(1) 津波監視カメラ

津波監視カメラは、2号炉排気筒の E L. +64.0m 及び3号炉北側の防波壁上部（東側・西側）E L. +15.0m に設置し、昼夜問わず監視できるよう赤外線撮像機能を有したカメラを用い、中央制御室から監視可能な設計とする。

(2) 取水槽水位計

取水槽水位計は、取水槽の高さ E L. -9.3m に設置し、水位上昇側及び下降側の津波高さを計測できるよう、E L. +10.7m～E L. -9.3m を測定範囲とし、中央制御室から監視可能な設計とする。

1.5.2 重大事故等対処施設の耐津波設計

1.5.2.1 重大事故等対処施設の耐津波設計の基本方針

重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

(1) 津波防護対象の選定

「設置許可基準規則」第四十条（津波による損傷の防止）においては、「重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを要求している。

なお、「設置許可基準規則」第四十三条（重大事故等対処設備）における可搬型重大事故等対処設備の接続口、保管場所及び機能保持に対する要求事項を満足するため、可搬型重大事故等対処設備についても津波防護の対象とする。

このため、津波から防護する設備は、重大事故等対処施設（可搬型重大事故等対処設備を含む。）（以下「重大事故等対処施設の津波防護対象設備」という。）とし、これらを内包する建物及び区画について第 1.5-15 図に配置を示す。

なお、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備は、設置許可基準規則の解釈別記 3 で入力津波に対して機能を十分に保持できることが要求されており、同要求を満足できる設計とする。

(2) 敷地及び敷地周辺における地形、施設の配置等

a. 敷地及び敷地周辺の地形、標高並びに河川の存在の把握

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

b. 敷地における施設の位置、形状等の把握

重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建物及び区画として、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」で示した範囲に加え、E L. +15.0m の敷地に第 1 ベントフィルタ格納槽及び低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽、E L. +44.0m の敷地にガスタービン発電機用軽油タンクを設置するエリア及びガスタービン発電機建物、E L. +50.0m の敷地に緊急時対策所がある。

また、可搬型重大事故等対処設備については、E L. +8.5m の敷地にある第 4 保管エリア、E L. +13.0m~33.0m の敷地にある第 3 保管エリア、E L. +44.0m の敷地にある第 2 保管エリア及び E L. +50.0m の敷地にある第 1 保管エリアにそれぞれに保管されている。

津波防護施設は、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

浸水防止設備は、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

津波監視設備は、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

敷地内の遡上域（防波壁外側）の建物・構築物等は、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

c. 敷地周辺の人工構造物の位置、形状等の把握

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

(3) 入力津波の設定

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

1.5.2.2 敷地の特性に応じた津波防護の基本方針

津波防護の基本方針は、以下の(1)から(5)のとおりである。

- (1) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。下記(3)において同じ。）を内包する建物及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路、放水路等の経路から流入させない設計とする。
- (2) 取水・放水施設、地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止できる設計とする。
- (3) 上記2方針のほか、重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建物及び区画については、浸水防護をすることにより、津波による影響等から隔離可能な設計とする。
- (4) 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止できる設計とする。
- (5) 津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。

敷地の特性に応じた津波防護としては、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とするため、数値シミュレーションに基づき、外郭防護として防波壁及び防波壁通路防波扉を設置する。

第4保管エリアについては、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」を適用する。

緊急時対策所、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽、第1ベントフィルタ格納槽、ガスタービン発電機建物、ガスタービン発電機用軽油タンクを設置するエリア、可搬型重大事故等対処設備保管場所である第1保管エリア、第2保管エリア及び第3保管エリアについては、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」を適用した上で、基準津波による遡上波が

到達しない十分高い場所に設置する設計とする。

また、取水路、放水路等の経路から津波を流入させない設計とするため、外郭防護として1号炉取水槽に流路縮小工、屋外排水路に屋外排水路逆止弁、取水槽に防水壁、水密扉及び床ドレン逆止弁を設置する。また、取水槽及び屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）の貫通部に対して止水処置を実施する。

重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画については、津波による影響等から隔離可能な設計とするため、内郭防護として、タービン建物（復水器を設置するエリア）と浸水防護重点化範囲との境界に防水壁、水密扉及び床ドレン逆止弁を設置し、貫通部止水処置を実施する。また、地震により損傷した場合に浸水防護重点化範囲へ津波が流入する可能性がある経路に対して、隔離弁を設置するとともに、バウンダリ機能を保持するポンプ及び配管を設置する。

地震発生後、津波が発生した場合に、その影響を俯瞰的に把握するため、津波監視設備として、取水槽に取水槽水位計、2号炉排気筒及び3号炉北側の防波壁上部（東側・西側）に津波監視カメラを設置する。

津波防護対策の設備分類と設置目的を第1.5-2表に示す。また、敷地の特性に応じた津波防護の概要を第1.5-16図に示す。

1.5.2.3 敷地への浸水防止（外郭防護1）

(1) 遡上波の地上部からの到達、流入の防止

重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画として、原子炉建物、制御室建物及び廃棄物処理建物はE L. +15.0mの敷地に設置している。また、タービン建物はE L. +8.5mの敷地に設置している。

屋外には、E L. +15.0mの敷地にB-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア、屋外配管ダクト（B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）、第1ベントフィルタ格納槽及び低圧原子炉代替注

水ポンプ格納槽を設置しており、E L. +8.5m の敷地にA-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア、排気筒を設置するエリア、屋外配管ダクト（タービン建物～排気筒、タービン建物～放水槽）及び可搬型重大事故等対処設備保管場所である第4保管エリアを設置している。また、E L. +8.5m の敷地地下の取水槽に原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプを設置している。

このため、高潮ハザードの再現期間100年に対する期待値を踏まえた潮位を考慮した上で、施設護岸又は防波壁における入力津波高さE L. +11.9m に対して、天端高さE L. +15.0m の防波壁及び防波壁通路防波扉を設置することにより、津波が到達、流入しない設計とする。

また、遡上波の地上部からの到達、流入の防止として、地山斜面を活用する。地山斜面は、防波壁の高さ（E L. +15.0m）以上の安定した岩盤とし、地震時及び津波時においても津波防護機能を十分に保持する構造とする。第1ベントフィルタ格納槽、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽、ガスタービン発電機用軽油タンクを設置するエリア、ガスタービン発電機建物、緊急時対策所、可搬型重大事故等対処設備保管場所である第1保管エリア、第2保管エリア及び第3保管エリアは、施設護岸又は防波壁における入力津波高さE L. +11.9m よりも高所に設置することから、津波による遡上波は到達しない。

(2) 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止

取水路、放水路等の経路から、津波が流入する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、必要に応じて実施する浸水対策については「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」を適用する。

1.5.2.4 漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止 (外郭防護2)

(1) 漏水対策

漏水対策については、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同

じ。

(2) 安全機能への影響確認

安全機能への影響評価については、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

(3) 排水設備の影響

排水設備設置の検討については、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

1.5.2.5 重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建物及び区画の隔離（内郭防護）

(1) 浸水防護重点化範囲の設定

浸水防護重点化範囲として、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」で示した範囲に加え、緊急時対策所、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽、第1ベントフィルタ格納槽、ガスタービン建物、ガスタービン発電機用軽油タンクを設置するエリア、可搬型重大事故対処設備保管場所である第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアを設定する。

(2) 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策

津波による溢水を考慮した浸水範囲、浸水量については、以下のとおり地震による溢水の影響も含めて確認を行い、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口を特定し、浸水対策を実施する。

浸水防護重点化範囲のうち、設計基準対象施設と同じ範囲については、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」を適用する。

緊急時対策所、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽、第1ベントフィルタ格納槽、ガスタービン建物、ガスタービン発電機用軽油タンクを設置するエリア、可搬型重大事故対処設備保管場所である第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアについては「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」を適用した上で、津波による溢水の影響を受けない位置に設置する。

浸水対策の実施に当たっては、以下の a. から f. の影響を考慮する。

- a. 地震に起因するタービン建物（復水器を設置するエリア）に敷設する循環水系配管の伸縮継手を含む低耐震クラス機器及び配管の損傷により、保有水が溢水するとともに、津波が取水槽及び放水槽から循環水系配管等に流れ込み、循環水系配管等の損傷箇所を介して、タービン建物（復水器を設置するエリア）に流入することが考えられる。このため、タービン建物（復水器を設置するエリア）内に流入した海水によるタービン建物（復水器を設置するエリア）に隣接する浸水防護重点化範囲（タービン建物（耐震 S クラスの設備を設置するエリア）、原子炉建物及び取水槽循環水ポンプエリア）への影響を評価する。
- b. 地震に起因するタービン建物（耐震 S クラスの設備を設置するエリア）に敷設するタービン補機海水系配管を含む低耐震クラスの機器及び配管の損傷により、保有水が溢水するとともに、津波が取水槽及び放水槽からタービン補機海水系配管等の損傷箇所を介して、タービン建物（耐震 S クラスの設備を設置するエリア）に流入することが考えられる。このため、タービン建物（耐震 S クラスの設備を設置するエリア）内に流入した海水による浸水防護重点化範囲（タービン建物（耐震 S クラスの設備を設置するエリア））、原子炉建物及び取水槽循環水ポンプエリア）への影響を評価する。
- c. 地震に起因する取水槽循環水ポンプエリアの循環水系配管の伸縮継手を含む低耐震クラス機器及び配管の損傷により、保有水が溢水するとともに、津波が取水槽から循環水系配管等に流れ込み、循環水系配管等の損傷箇所を介して、取水槽循環水ポンプエリアに流入することが考えられる。このため、取水槽循環水ポンプエリア内に流入した海水による浸水防護重点化範囲（取水槽循環水ポンプエリア、取水槽海水ポンプエリア及びタービン建物（耐震 S クラスの設備を設置するエリア））への影響を評価する。
- d. 地震に起因する取水槽海水ポンプエリアに敷設するタービン補機海

水系配等を含む低耐震クラスの機器及び配管の損傷により、保有水が溢水するとともに、津波が取水槽海水ポンプエリアに流入することが考えられる。このため、浸水防護重点化範囲（取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリア）への影響を評価する。

e. 地下水については、地震時の地下水の流入が浸水防護重点化範囲へ与える影響について評価する。

f. 地震に起因する屋外タンク等の損傷による溢水が、浸水防護重点化範囲へ与える影響について評価する。

(3) 上記(2) a. から f. の浸水範囲、浸水量の評価については、以下のとおり安全側の想定を実施する。

a. タービン建物（復水器を設置するエリア）における機器・配管の損傷による津波，溢水等の事象想定

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

b. タービン建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）における機器・配管の損傷による津波，溢水等の事象想定

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

c. 取水槽循環水ポンプエリアにおける機器・配管の損傷による津波，溢水等の事象想定

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

d. 取水槽海水ポンプエリアにおける機器・配管の損傷による津波，溢水等の事象想定

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

e. 機器・配管の損傷による津波流入量の考慮

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

f. 機器・配管等の損傷による内部溢水の考慮

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

g. 地下水の流入量の考慮

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

h. 屋外タンク等の損傷による溢水等の事象想定

屋外タンクの損傷による溢水については、浸水防護重点化範囲のうち、設計基準対象施設と同じ範囲については、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）の浸水防護重点化範囲のうち、第1～第4保管エリアについては、浸水した場合であっても、可搬設備の機関吸排気口高さより低く、可搬設備に影響はない。緊急時対策所、ガスタービン発電機用軽油タンクを設置するエリア、ガスタービン発電機建物については、堰の高さ又は扉等の開口部下端高さに溢水が到達しないことから、浸水防護重点化範囲の建物又は区画に浸水することはない。

また、第1ベントフィルタ格納槽、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽については、溢水が到達しないことから、浸水防護重点化範囲の区画に浸水することはない。

i. 施設・設備施工上生じうる隙間部等についての考慮

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。なお、新設の重大事故等対処設備を内包する建物等については、あらかじめ津波対策を考慮した設計とする。

1.5.2.6 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止

(1) 重大事故等時に使用するポンプの取水性

水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。非常用海水ポンプについては、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」を適用する。

重大事故時に使用する可搬型の海水を取水するポンプは、大量送水車及び大型送水ポンプ車の水中ポンプであり、設計基準対象施設の非常用取水設備である取水槽から海水を取水する。

同水中ポンプについては、基準津波による取水槽の最低水位を考慮し

た取水路内に設置することにより海水を取水する設計とするため、取水性への影響はない。

(2) 津波の二次的な影響による重大事故時に使用するポンプの機能保持確認

基準津波による水位変動に伴う海底の砂移動・堆積及び漂流物に対して、取水口、取水管及び取水槽の通水性が確保できる設計とする。

また、基準津波による水位変動に伴う浮遊砂等の混入に対して、非常用海水ポンプは機能保持できる設計とする。具体的には、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

重大事故時に使用する可搬型の海水を取水する大量送水車及び大型送水ポンプ車については、浮遊砂等の混入に対して、機能保持できる設計とする。

a. 砂移動・堆積の影響

非常用海水ポンプについては、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

大量送水車及び大型送水ポンプ車は、設計基準対象施設の非常用海水ポンプと同じく取水槽から取水するため、取水口及び取水管の通水性の確保に関わる評価は、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

b. 重大事故等時に使用するポンプへの浮遊砂の影響

非常用海水ポンプについては、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

大量送水車及び大型送水ポンプ車の水中ポンプが取水する浮遊砂量はごく微量であり、同設備が一般的に災害時に海水を取水するために用いられる設備であることを踏まえると砂混入により機能を喪失することはない。

c. 漂流物の取水性への影響

(a) 漂流物の抽出方法

漂流物の抽出方法については、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

(b) 抽出された漂流物となる可能性のある施設・設備の影響

非常用海水ポンプについては、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

大量送水車及び大型送水ポンプ車については、基準津波により漂流物となる可能性のある施設・設備が、大量送水車及び大型送水ポンプ車の取水性に影響を及ぼさないことを確認する。

上記(a)，(b)については、継続的に発電所敷地内及び敷地外の人工構造物の設置状況の変化を確認し、漂流物の取水性への影響を確認する。

1.5.2.7 津波監視

津波の襲来を監視するための津波監視設備の設置については、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

(1) 津波監視カメラ

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

(2) 取水槽水位計

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

1.6 火災防護に関する基本方針

1.6.1 設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針

1.6.1.1 基本事項

設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性を損なうことのないよう、火災防護対策を講じる設計とする。

火災防護対策を講じる設計を行うに当たり、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する区域を火災区域及び火災区画に、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する区域を火災区域に設定する。設定する火災区域及び火災区画に対して、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

火災防護対策を講じる設計とするための基本事項を、以下の「(1) 火災区域及び火災区画の設定」から「(6) 火災防護計画」に示す。

(1) 火災区域及び火災区画の設定

原子炉建物、タービン建物、廃棄物処理建物、制御室建物、復水貯蔵タンク設置区域、固体廃棄物貯蔵所、サイトバンカ建物及び排気筒モニタ室の建物内の火災区域は、耐火壁に囲まれ、他の区域と分離されている区域を、「(2) 安全機能を有する構築物、系統及び機器」において選定する機器の配置も考慮して、火災区域として設定する。

火災の影響軽減の対策が必要な、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁として、3時間耐火に設計上必要なコンクリート壁厚である123mm以上の壁厚を有するコンクリート壁、並びに3時間耐火に設計上必要なコンクリート厚さである219mm以上を有する床、天井、又は火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁（耐火障壁、貫通部シール、

防火扉，防火ダンパ）により隣接する他の火災区域と分離するよう設定する。

また，屋外の火災区域は，他の区域と分離して火災防護対策を実施するために，「(2) 安全機能を有する構築物，系統及び機器」において選定する機器を設置する区域を，火災区域として設定する。

また，火災区画は，建物内及び屋外で設定した火災区域を系統分離等，機器の配置状況に応じて分割して設定する。

(2) 安全機能を有する構築物，系統及び機器

発電用原子炉施設は，火災によりその安全性が損なわれることがないように，適切に火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を講じる対象として重要度分類のクラス1，クラス2及び安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物，系統及び機器を設定する。

その上で，上記構築物，系統及び機器の中から原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するための構築物，系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器を抽出し，火災の発生防止，火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる。

その他の設計基準対象施設は，「消防法」，「建築基準法」及び一般社団法人日本電気協会電気技術規程・指針に基づき設備に応じた火災防護対策を講じる設計とする。

(3) 原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するために必要な構築物，系統及び機器

設計基準対象施設のうち，重要度分類に基づき，発電用原子炉施設において火災が発生した場合に，原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するために必要な以下の機能を確保するための構築物，系統及び機器を「原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するために必要な構築物，系統及び機器」として選定する。

① 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

- ② 過剰反応度の印加防止機能
 - ③ 炉心形状の維持機能
 - ④ 原子炉の緊急停止機能
 - ⑤ 未臨界維持機能
 - ⑥ 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
 - ⑦ 原子炉停止後の除熱機能
 - ⑧ 炉心冷却機能
 - ⑨ 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能
 - ⑩ 安全上特に重要な関連機能
 - ⑪ 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能
 - ⑫ 事故時のプラント状態の把握機能
 - ⑬ 制御室外からの安全停止機能
- (4) 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器
- 設計基準対象施設のうち，重要度分類に基づき，発電用原子炉施設において火災が発生した場合に，放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を確保するために必要な以下の構築物，系統及び機器を，「放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器」として選定する。ただし，重要度分類表における緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能のうち，排気筒モニタについては，設計基準事故時の監視機能であることから，その重要度を踏まえ，「放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器」として選定する。
- ① 放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能
 - ② 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって，放射性物質を貯蔵する機能
 - ③ 燃料プール水の補給機能
 - ④ 放射性物質放出の防止機能
 - ⑤ 放射性物質の貯蔵機能

(5) 火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブル

(2)から(4)にて抽出された設備を発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な機能、及び放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を確保するために必要な火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルとして選定する。

選定した火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについては、各設備の重要度並びに環境条件に応じて火災防護対策を講じる設計とする。

(6) 火災防護計画

発電用原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するため、火災防護計画を策定する。火災防護計画には、計画を遂行するための体制、責任の所在、責任者の権限、体制の運営管理、必要な要員の確保及び教育・訓練、火災から防護すべき安全機能を有する構築物、系統及び機器、火災発生防止のための活動、火災防護設備の保守点検及び火災情報の共有、火災防護を適切に実施するための対策並びに火災発生時の対応といった火災防護対策を実施するために必要な手順等について定めるとともに、発電用原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器については、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づき、必要な火災防護対策を行うことについて定める。

重大事故等対処施設については、火災の発生防止、並びに火災の早期感知及び消火を行うことについて定める。

その他の発電用原子炉施設については、「消防法」、「建築基準法」及び一般社団法人日本電気協会電気技術規程・指針に基づき設備に応じた火災防護対策を行うことについて定める。

外部火災については、安全施設を外部火災から防護するための運用等について定める。

1.6.1.2 火災発生防止に係る設計方針

1.6.1.2.1 火災発生防止対策

発電用原子炉施設の火災の発生防止については、発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域又は火災区画に対する火災の発生防止対策を講じるほか、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉に対する対策、発火源への対策、水素ガスに対する換気及び漏えい検出対策、放射線分解等により発生する水素ガスの蓄積防止対策、並びに電気系統の過電流による過熱及び焼損の防止対策等を講じる設計とする。

具体的な設計を「(1) 発火性又は引火性物質」から「(6) 過電流による過熱防止対策」に示す。

(1) 発火性又は引火性物質

発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域又は火災区画には、以下の火災の発生防止対策を講じる設計とする。

ここでいう発火性又は引火性物質としては、「消防法」で定められる危険物のうち「潤滑油」及び「燃料油」、並びに「高圧ガス保安法」で高圧ガスとして定められる水素ガス、窒素ガス、液化炭酸ガス及び空調用冷媒等のうち、可燃性である「水素ガス」を対象とする。

a. 漏えいの防止、拡大防止

火災区域に対する漏えいの防止対策、拡大防止対策の設計について以下を考慮した設計とする。

(a) 発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備

火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備は、溶接構造、シール構造の採用による漏えい防止対策を講じるとともに、堰を設置し、漏えいした潤滑油又は燃料油が拡大することを防止する設計とする。

(b) 発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備

火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である水素ガスを内

包する設備は、溶接構造等による水素ガスの漏えいを防止する設計とする。

b. 配置上の考慮

火災区域に対する配置について、以下を考慮した設計とする。

(a) 発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備

火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備の火災により、発電用原子炉施設の安全機能を損なわないよう、発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備と発電用原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器は、壁等の設置及び離隔による配置上の考慮を行う設計とする。

(b) 発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備

火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備の火災により、発電用原子炉施設の安全機能を損なわないよう、発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備と発電用原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器は、壁等の設置による配置上の考慮を行う設計とする。

c. 換気

火災区域に対する換気について、以下の設計とする。

(a) 発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備

発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備を設置する火災区域を有する建物等は、火災の発生を防止するために、原子炉棟送風機及び排風機並びにタービン建物送風機及び排風機等の換気空調設備による機械換気を行う設計とする。

また、屋外の火災区域（海水ポンプエリア、A-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア及びディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域）については、自然換気を行う設計とする。

(b) 発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備

発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備である蓄電池、気体廃棄物処理設備、発電機水素ガス供給設備、水素・酸素注入設備及び水素ガスポンペを設置する火災区域又は火災区画は、火災の発生を防止するために、以下に示すとおり、火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置する火災区域又は火災区画については非常用電源から給電される送風機及び排風機、それ以外の火災区域又は火災区画については非常用電源又は常用電源から給電される送風機及び排風機による機械換気を行う設計とする。

i 蓄電池

蓄電池を設置する火災区域又は火災区画は、機械換気を行うことによつて、水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。安全機能を有する蓄電池を設置する火災区域又は火災区画の換気空調設備は、非常用電源から給電される送風機及び排風機による機械換気を行う設計とする。それ以外の蓄電池を設置する火災区域の換気空調設備は、非常用電源又は常用電源から給電される送風機及び排風機による機械換気を行う設計とし、全交流動力電源喪失時に送風機及び排風機が停止した場合は、送風機及び排風機が復帰するまで蓄電池を充電しない運用とする。

ii 気体廃棄物処理設備

気体廃棄物処理設備は、空気抽出器より抽出された水素ガスと酸素ガスの混合状態が燃焼限界濃度とならないよう、排ガス再結合物によつて設備内の水素濃度が燃焼限界濃度である4 vol%以下となるよう設計する。加えて、気体廃棄物処理設備を設置する火災区域又は火災区画は、常用電源から給電されるタービン建物送風機及び排風機による機械換気を行うことによつて、水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。

iii 発電機水素ガス供給設備

発電機水素ガス供給設備を設置する火災区域又は火災区画は、常用電源から給電されるタービン建物送風機及び排風機、常用電気室送風機及び排風機による機械換気を行うことによって、水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。

iv 水素・酸素注入設備

水素・酸素注入設備を設置する火災区域又は火災区画は、常用電源から給電される原子炉棟送風機及び排風機、タービン建物送風機及び排風機、並びに非常用電源から給電されるHPCSE電気室送風機及び排風機による機械換気を行うことによって、水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。

v 水素ガスボンベ

格納容器雰囲気気モニタ校正用水素ガスボンベを設置する火災区域又は火災区画は、常用電源から給電される原子炉棟送風機及び排風機による機械換気を行うことによって、水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備を設置する火災区域又は火災区画は、水素濃度が燃焼限界濃度以下の雰囲気となるよう送風機及び排風機で換気されるが、送風機及び排風機は多重化して設置する設計とするため、動的機器の単一故障を想定しても換気は可能である。

d. 防爆

火災区域に対する防爆について、以下の設計とする。

(a) 発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備

火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備は、「a. 漏えいの防止、拡大防止」に示すように、溶接構造、シール構造の採用による潤滑油又は燃料油の漏えい防止対策を講じる設計とするとともに、万一、漏えいした場合を考慮し堰を設置することで、漏えいした潤滑油又は燃料油が拡大する

ことを防止する設計とする。

なお、潤滑油又は燃料油が設備の外部へ漏えいしても、引火点は発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備を設置する室内温度よりも十分高く、機器運転時の温度よりも高いため、可燃性の蒸気となることはない。

また、燃料油である軽油を内包する設備を設置する火災区域又は火災区画については、軽油が設備の外部へ漏えいし、万一、可燃性の蒸気が発生した場合であっても、非常用電源より給電する耐震Sクラスの換気空調設備又は自然換気で換気していることから、可燃性の蒸気が滞留するおそれはない。

(b) 発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備

火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備は、「c. 換気」に示すように、機械換気により水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計するとともに、以下に示す溶接構造等により水素ガスの漏えいを防止する設計とする。

i 気体廃棄物処理設備

気体廃棄物処理設備の配管等は雰囲気への水素ガスの漏えいを考慮した溶接構造とし、弁グランド部から雰囲気への水素ガス漏えいの可能性のある弁は、雰囲気への水素ガスの漏えいを考慮しベローズ弁等を用いる設計とする。

ii 発電機水素ガス供給設備

発電機水素ガス供給設備の配管等は雰囲気への水素ガスの漏えいを考慮した溶接構造を基本とし、弁グランド部から雰囲気への水素ガス漏えいの可能性のある弁は、雰囲気への水素ガスの漏えいを考慮しベローズ弁等を用いる設計とする。

iii 水素・酸素注入設備

水素・酸素注入設備の配管等は雰囲気への水素ガスの漏えいを考慮した溶接構造を基本とし、弁グランド部から雰囲気への水素

ガス漏えいの可能性のある弁は、雰囲気への水素ガスの漏えいを考慮しベローズ弁等を用いる設計とする。

iv 水素ガスポンペ

「e. 貯蔵」に示す格納容器雰囲気モニタ校正用水素ガスポンペは、ポンペ使用時に作業員がポンペ元弁を開操作し、通常時は元弁を閉とする運用とする。

以上の設計により、「電気設備に関する技術基準を定める省令」第六十九条及び「工場電気設備防爆指針」で要求される爆発性雰囲気とはならないため、当該の設備を設ける火災区域又は火災区画に設置する電気・計装品を防爆型とせず、防爆を目的とした電気設備の接地も必要としない設計とする。

なお、電気設備の必要な箇所には、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」第十条、第十一条に基づく接地を施す設計とする。

e. 貯蔵

火災区域に設置される発火性又は引火性物質を内包する貯蔵機器については、以下の設計とする。

貯蔵機器とは供給設備へ補給するために設置する機器のことであり、安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域内における、発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油の貯蔵機器としては、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ディーゼル発電機燃料デイトンク及びディーゼル発電機燃料貯蔵タンクがある。

ディーゼル発電機燃料デイトンクについては、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を8時間連続運転するために必要な量を貯蔵することを考慮した設計とする。ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクについては、非常用ディーゼル発電機2台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間連続運転するために

必要な量を貯蔵することを考慮した設計とする。

安全機能を有する構築物，系統及び機器を設置する火災区域内における，発火性又は引火性物質である水素ガスの貯蔵機器としては，格納容器雰囲気モニタ校正用水素ガスボンベがあり，これらのボンベは，運転上必要な量を考慮し貯蔵する設計とする。

(2) 可燃性の蒸気又は微粉の対策

火災区域に対する可燃性の蒸気又は可燃性の微粉の対策については，以下の設計とする。

発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備は，「(1) d. 防爆」に示すように，可燃性の蒸気が発生するおそれはない。

また，火災区域において有機溶剤を使用する場合は必要量以上持ち込まない運用とするとともに，可燃性の蒸気が滞留するおそれがある場合は，使用する作業場所において，換気，通風，拡散の措置を行うとともに，建物の送風機及び排風機による機械換気により滞留を防止する設計とする。

さらに，火災区域には，「工場電気設備防爆指針」に記載される「可燃性粉じん（石炭のように空気中の酸素と発熱反応を起こし爆発する粉じん）」や「爆発性粉じん（金属粉じんのよう空気中の酸素が少ない雰囲気又は二酸化炭素中でも着火し，浮遊状態では激しい爆発を生じる粉じん）」のような「可燃性の微粉が発生する設備」を設置しない設計とする。

以上の設計により，火災区域には可燃性の蒸気又は微粉を高所に排出するための設備を設置する必要はなく，電気・計装品を防爆型とする必要はない。

また，火災区域には金属粉や布による研磨機のように静電気が溜まるおそれがある設備を設置しない設計とする。なお，火災区域内で電気設備が必要な箇所には，「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」第十条，第十一条に基づく接地を施しており，静電気が溜まるおそれはない。

(3) 発火源への対策

発電用原子炉施設には、設備を金属製の筐体内に収納する等の対策を行い、設備外部に出た火花が発火源となる設備を設置しない設計とする。

また、発電用原子炉施設には高温となる設備があるが、高温部分を保温材で覆うことにより、可燃性物質との接触防止や潤滑油等可燃物の過熱防止を行う設計とする。

(4) 水素ガス対策

火災区域に対する水素ガス対策については、以下の設計とする。

発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備を設置する火災区域又は火災区画は、「(1) a. 漏えいの防止, 拡大防止」に示すように、発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備を溶接構造等とすることにより雰囲気への水素ガスの漏えいを防止するとともに、「(1) c. 換気」に示すように、機械換気を行うことにより水素濃度が燃焼限界濃度以下となるよう設計する。

蓄電池を設置する火災区域又は火災区画は、充電時において蓄電池から水素ガスが発生するおそれがあることから、当該区域又は区画に可燃物を持ち込まないこととする。また、蓄電池室の上部に水素濃度検知器を設置し、水素ガスの燃焼限界濃度である 4 vol% の 1 / 4 以下の濃度にて中央制御室に警報を発報する設計とする。

発電機水素ガス供給設備は、水素ガス消費量を管理するとともに、発電機内の水素純度、水素ガス圧力を中央制御室で常時監視ができる設計としており、発電機内の水素純度や水素ガス圧力が低下した場合には中央制御室に警報を発報する設計とする。また、発電機水素ガス供給設備を設置する部屋の上部に水素濃度検知器を設置し、水素ガスの燃焼限界濃度である 4 vol% の 1 / 4 以下の濃度にて中央制御室に警報を発報する設計とする。

水素・酸素注入設備は、燃焼限界濃度以上の水素ガスを供給していることを考慮し、当該設備を設置する部屋の上部に水素濃度検知器を設置

し、水素ガスの燃焼限界濃度である 4 vol% の 1 / 4 以下の濃度にて中央制御室に警報を発報する設計とする。

格納容器雰囲気モニタ校正用水素ガスポンベを設置する火災区域又は火災区画は、通常時は元弁を閉とする運用とし、「(1) c. 換気」に示す機械換気によって水素濃度が燃焼限界濃度以下となるよう設計する。また、格納容器雰囲気モニタ校正用水素ガスポンベを設置する部屋の上部に水素濃度検知器を設置し、水素ガスの燃焼限界濃度である 4 vol% の 1 / 4 以下の濃度にて中央制御室に警報を発報する設計とする。

また、以下の設備については水素濃度検知器とは別の方法にて水素ガスの漏えいを管理している。

気体廃棄物処理設備は、設備内の水素濃度が燃焼限界濃度以下となるよう設計するが、設備内の水素濃度については水素濃度計により中央制御室で常時監視ができる設計とし、水素濃度が上昇した場合には中央制御室に警報を発報する設計とする。

(5) 放射線分解等により発生する水素ガスの蓄積防止対策

放射線分解により水素ガスが発生する火災区域又は火災区画における、水素ガスの蓄積防止対策としては、一般社団法人火力原子力発電技術協会「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（平成 17 年 10 月）」等に基づき、蓄積した水素の急速な燃焼によって、原子炉の安全性を損なうおそれがある場合には水素ガスの蓄積を防止する設計とする。

蓄電池により発生する水素ガスの蓄積防止対策としては、蓄電池を設置する火災区域又は火災区画は、「(4) 水素ガス対策」に示すように、機械換気を行うことによって水素濃度が燃焼限界濃度以下となるよう設計する。

(6) 過電流による過熱防止対策

発電用原子炉施設内の電気系統の過電流による過熱の防止対策は、以下の設計とする。

電気系統は、送電線への落雷等外部からの影響や、地絡、短絡等に起因する過電流による過熱や焼損を防止するために、保護継電器、遮断器により故障回路を早期に遮断する設計とする。

1.6.1.2.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用

安全機能を有する構築物，系統及び機器に対しては，不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とし，不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合には以下のいずれかの設計とする。

- ・不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下「代替材料」という。）を使用する設計とする。
- ・構築物，系統及び機器の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合には，当該構築物，系統及び機器における火災に起因して他の安全機能を有する構築物，系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

(1) 主要な構造材に対する不燃性材料の使用

安全機能を有する構築物，系統及び機器のうち，機器，配管，ダクト，トレイ，電線管，盤の筐体及びこれらの支持構造物の主要な構造材は，火災の発生防止及び当該設備の強度確保等を考慮し，ステンレス鋼，低合金鋼，炭素鋼等の金属材料，又はコンクリート等の不燃性材料を使用する設計とする。

また，ケーブル・トレイ内のケーブルの固縛材は難燃性のものを使用する設計とする。内部溢水対策で使用している止水剤，止水パッキンについては，難燃性のものを使用する設計とする。

ただし，配管のパッキン類は，その機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難であるが，金属で覆われた狭隘部に設置し直接火災にさらされることはなく，これにより他の安全機能を有する構築物，系統及び機器において火災が発生するおそれはないことから不燃性材料又は難燃性材料ではない材料を使用する設計とする。また，金属に覆われたポンプ及び弁等の駆動部の潤滑油並びに金属に覆われた機器躯体内

部に設置される電気配線は、発火した場合でも、他の安全機能を有する構築物、系統及び機器に延焼しないことから、不燃性材料又は難燃性材料でない材料を使用する設計とする。

(2) 変圧器及び遮断器に対する絶縁油等の内包

安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、屋内の変圧器及び遮断器は可燃性物質である絶縁油を内包していないものを使用する設計とする。

(3) 難燃ケーブルの使用

安全機能を有する構築物、系統及び機器に使用するケーブルには、実証試験により自己消火性（UL 垂直燃焼試験）及び延焼性（IEEE383（光ファイバケーブルの場合は IEEE1202）垂直トレイ燃焼試験）を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。

(4) 換気設備のフィルタに対する不燃性材料又は難燃性材料の使用

安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、換気空調設備のフィルタは、チャコール・フィルタを除き「JIS L 1091（繊維製品の燃焼性試験方法）」又は「JACA No. 11A（空気清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針（公益社団法人 日本空気清浄協会）」を満足する難燃性材料を使用する設計とする。

(5) 保温材に対する不燃性材料の使用

安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する保温材は、ロックウール、ガラス繊維、ケイ酸カルシウム、パーライト、金属等、平成 12 年建設省告示第 1400 号に定められたもの、「建築基準法」の不燃材料認定品、又は「建築基準法」に基づく試験により不燃性材料であることを確認したものを使用する設計とする。

(6) 建物内装材に対する不燃性材料の使用

安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する建物の内装材は、ケイ酸カルシウム等、「建築基準法」で不燃性材料として認められたものを使用する設計とする。

また、中央制御室の床のカーペットは、「消防法施行規則」第四条の三に基づき、第三者機関において防災物品の試験を実施し、防災性能を有することを確認した材料を使用する設計とする。

一方、管理区域の床には耐放射線性及び除染性を確保すること、非管理区域の一部の床には防塵性を確保すること、原子炉格納容器内の床及び壁には耐放射線性、除染性及び耐腐食性を確保することを目的として、コーティング剤を塗布する設計とする。このコーティング剤は、旧建設省告示第 1231 号第 2 試験又は「建築基準法施行令」第一条第六号に基づく難燃性が確認された塗料であること、不燃性材料であるコンクリート表面に塗布すること、加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらないこと、原子炉格納容器内を含む建物内に設置する安全機能を有する構築物、系統及び機器には不燃性材料又は難燃性材料を使用し周辺には可燃物がないことから、当該コーティング剤が発火した場合においても他の構築物、系統及び機器において火災を生じさせるおそれは小さい。

このため、耐放射線性、除染性、防塵性及び耐腐食性を確保するためにコンクリート表面及び原子炉格納容器内の床及び壁に塗布するコーティング剤には、旧建設省告示第 1231 号第 2 試験又は「建築基準法施行令」第一条第六号に基づく難燃性が確認された塗料を使用する設計とする。

1.6.1.2.3 自然現象による火災発生の防止

島根原子力発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき自然現象としては、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を抽出した。

これらの自然現象のうち、津波、竜巻（風（台風）含む。）及び地滑り・土石流については、それぞれの現象に対して、発電用原子炉施設の安全機能が損なわれないように防護することで火災の発生を防止する設計とする。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対しては、侵入防止対策により影響を受けない設計とする。

洪水、凍結、降水、積雪及び生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物の

影響については、火災が発生する自然現象ではなく、火山の影響についても、火山から発電用原子炉施設に到達するまでに火山灰等が冷却されることを考慮すると、火災が発生する自然現象ではない。

したがって、落雷及び地震について、これらの現象によって火災が発生しないように、以下のとおり火災防護対策を講じる設計とする。

(1) 落雷による火災の発生防止

発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器は、落雷による火災発生を防止するため、地盤面から高さ 20m を超える建築物には「建築基準法」に基づき「JIS A 4201 建築物等の避雷設備（避雷針）」又は「JIS A 4201 建築物等の雷保護」に準拠した避雷設備の設置及び接地網の布設を行う設計とする。

送電線については、架空地線を設置する設計とするとともに、「1.6.1.2.1(6) 過電流による過熱防止対策」に示すとおり、故障回路を早期に遮断する設計とする。

【避雷設備設置箇所】

- ・原子炉建物
- ・廃棄物処理建物
- ・排気筒
- ・サイトバンカ建物

(2) 地震による火災の発生防止

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、耐震クラスに応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置するとともに、自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止する設計とする。

なお、耐震については「設置許可基準規則」第四条に示す要求を満足するよう、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に従い耐震設計を行う設計とする。

1.6.1.3 火災の感知及び消火に係る設計方針

火災の感知及び消火については、安全機能を有する構築物、系統及び機

器に対して、早期の火災感知及び消火を行うための火災感知設備及び消火設備を設置する設計とする。具体的な設計を「1.6.1.3.1 火災感知設備」から「1.6.1.3.4 消火設備の破損、誤作動又は誤操作」に示す。

このうち、火災感知設備及び消火設備が、地震等の自然現象に対して、火災感知及び消火の機能、性能が維持され、かつ、安全機能を有する構築物、系統及び機器の耐震クラスに応じて、機能を維持できる設計とすることを「1.6.1.3.3 自然現象の考慮」に示す。また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための機能を損なわない設計とすることを「1.6.1.3.4 消火設備の破損、誤作動又は誤操作」に示す。

1.6.1.3.1 火災感知設備

火災感知設備は、安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画の火災を早期に感知できるよう設置する設計とする。

火災感知器と受信機を含む火災受信機盤等で構成される火災感知設備は、以下を踏まえた設計とする。

(1) 火災感知器の環境条件等の考慮

火災感知設備の火災感知器は、火災区域又は火災区画における放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件や、炎が生じる前に発煙すること等、予想される火災の性質を考慮して設置する設計とする。

(2) 固有の信号を発する異なる火災感知器の設置

火災感知設備の火災感知器は、「(1) 火災感知器の環境条件等の考慮」の環境条件等を考慮し、火災感知器を設置する火災区域又は火災区画の安全機能を有する構築物、系統及び機器の種類に応じ、火災を早期に感知できるよう、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器、又は非アナログ式の炎感知器から異なる感知方式の感知器を組み合わせる設計とする。

炎感知器は非アナログ式であるが、炎が発する赤外線又は紫外線を感知するため、炎が生じた時点で感知することができ、火災の早期感知が

可能である。

ここで、アナログ式とは「平常時の状況（温度、煙の濃度）を監視し、かつ、火災現象（急激な温度や煙の濃度の上昇）を把握することができる」ものと定義し、非アナログ式とは「平常時の状況（温度、煙の濃度）を監視することはできないが、火災現象（急激な温度や煙の濃度の上昇等）を把握することができる」ものと定義する。

以下に、上記に示す火災感知器の組み合わせのうち、特徴的な火災区域又は火災区画を示す。

a. 原子炉建物オペレーティングフロア

原子炉建物オペレーティングフロアは天井が高く大空間となっているため、火災による熱が周囲に拡散することから、熱感知器による感知は困難である。

このため、アナログ式の光電分離型煙感知器と非アナログ式の炎感知器（赤外線方式）をそれぞれの監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。

b. 原子炉格納容器

原子炉格納容器内には、アナログ式の煙感知器及び熱感知器を設置する設計とする。

運転中の原子炉格納容器は、閉鎖した状態で長期間高温かつ高線量環境となることから、アナログ式の火災感知器が故障する可能性がある。

このため、通常運転中、窒素ガス封入による不活性化により火災が発生する可能性がない期間については、原子炉格納容器内に設置する火災感知器は、起動時の窒素ガス封入後に作動信号を除外する運用とし、プラント停止後に速やかに取り替える設計とする。

c. ディーゼル発電機給気消音器フィルタ室及びディーゼル発電機排気管室

屋外開放のディーゼル発電機給気消音器フィルタ室及びディーゼル

発電機排気管室は、区域全体の火災を感知する必要があるが、火災による煙は周囲に拡散し煙感知器による火災感知は困難であることから、アナログ式の屋外仕様の熱感知器及び非アナログ式の屋外仕様の炎感知器（赤外線方式）をそれぞれの監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。

対して、以下に示す火災区域又は火災区画は、環境条件等を考慮し、上記とは異なる火災感知器を組み合わせて設置する設計とする。

d. ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア

屋外の区域であるA-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリアは、区域全体の火災を感知する必要があるが火災による煙が周囲に拡散し煙感知器による火災感知は困難であること、引火性又は発火性の雰囲気形成をおそれること、及び降水等の浸入により火災感知器の故障が想定されることから、非アナログ式の屋外仕様（防爆型）の熱感知器及び非アナログ式の屋外仕様（防爆型）の炎感知器（赤外線方式）をそれぞれの監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。

B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリアは、格納槽内の区域であり、引火性又は発火性の雰囲気形成をおそれのある場所であるため、万一の軽油燃料の気化を考慮し、火災を早期に検知できるよう、非アナログ式の防爆型の煙感知器及び非アナログ式の防爆型の熱感知器を設置する設計とする。

e. B-非常用ディーゼル発電機燃料移送系ケーブルトレンチ

B-非常用ディーゼル発電機燃料移送系ケーブルトレンチは、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリアと同空間であり、引火性又は発火性の雰囲気形成をおそれのある場所であるため、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア内での万一の軽油燃料の気化を考慮し、火災を早期に検知できるよう、非アナログ式の防爆

型の煙感知器及び非アナログ式の防爆型の熱感知器を設置する設計とする。

f. ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域

屋外の区域であるディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域は、火災による煙は周囲に拡散し、煙感知器による火災感知は困難である。加えて、タンク室内の空間部は燃料の気化による引火性又は発火性の雰囲気を形成している。このため、タンク室内の空間部に非アナログ式の屋外仕様（防爆型）の熱感知器及び非アナログ式の屋外仕様（防爆型）の炎感知器（赤外線方式）を設置する設計とする。

g. 主蒸気管室

放射線量が高い場所（主蒸気管室）は、アナログ式の火災感知器を設置する場合、放射線の影響により火災感知器の故障が想定される。このため、放射線の影響を受けないよう検出器部位を当該室外に配置するアナログ式の煙吸引式検出設備を設置する設計とする。加えて、放射線の影響を考慮した非アナログ式の熱感知器を設置する設計とする。

h. 蓄電池室

水素ガス等による引火性又は発火性の雰囲気を形成するおそれのある場所（蓄電池室）は、万一の水素濃度の上昇を考慮し、火災を早期に感知できるよう、非アナログ式の防爆型で、かつ固有の信号を発する異なる感知方式の煙感知器及び熱感知器を設置する設計とする。

i. 海水ポンプエリア

海水ポンプエリアは、屋外であるため、火災による熱及び煙は周囲に拡散し、熱感知器及び煙感知器による火災感知は困難であること、また、降水等の浸入により火災感知器の故障が想定される。このため、海水ポンプエリア全体の火災を感知するために、非アナログ式の屋外仕様の炎感知器（赤外線方式）及びアナログ式の屋外仕様の熱感知カメラ（赤外線方式）を監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がな

いように設置する設計とする。

これらの非アナログ式の火災感知器は、以下の環境条件等を考慮することにより誤作動を防止する設計とする。

- ・煙感知器は蒸気等が充満する場所に設置しない。
- ・熱感知器は作動温度が周囲温度より高い温度で作動するものを選定する。
- ・炎感知器は平常時より炎の波長の有無を連続監視し、火災現象（急激な環境変化）を把握でき、感知原理に「赤外線3波長式」（物質の燃焼時に発生する特有な放射エネルギーの波長帯を3つ検知した場合にのみ発報する）を採用するものを選定する。さらに、屋内に設置する場合は外光が当たらず、高温物体が近傍にない箇所に設置することとし、屋外に設置する場合は、屋外仕様を採用するとともに、外光（日光）からの影響を考慮し、遮光カバーを設けることにより、火災発生時の特有な波長帯のみを感知することで誤作動を防止する設計とする。

また、以下に示す火災区域又は火災区画は、発火源となる可燃物がなく可燃物管理により可燃物を持ち込まない運用とすることから、火災感知器を設置しない、若しくは発火源となる可燃物が少なく火災により安全機能へ影響を及ぼすおそれはないことから「消防法」又は「建築基準法」に基づく火災感知器を設置する設計とする。

j. 機器搬出入用ハッチ室

機器搬出入用ハッチ室は、照明設備以外の発火源となる可燃物が設置されておらず、可燃物管理により可燃物を持ち込まない運用とする上、通常コンクリートハッチ等にて閉鎖されていること、また、機器搬出入用ハッチ室内に充電部をなくすよう照明電源を「切」運用としていることから、火災が発生するおそれはない。また、ハッチ開放時は通路の火災感知器にて感知が可能である。

したがって、機器搬出入用ハッチ室には火災感知器を設置しない設

計とする。

k. 所員用エア・ロック

所員用エア・ロックは、照明設備以外の発火源となる可燃物が設置されておらず、可燃物管理により可燃物を持ち込まない運用とする上、通常時（プラント運転中）は、ハッチにて閉鎖され、所員用エア・ロック内は窒素ガスが封入され雰囲気の不活性化されていること、また、所員用エア・ロック内に充電部をなくすよう照明の電源を「切」運用としていることから、火災が発生するおそれはない。また、ハッチ開放時は、所員用エア・ロック室の火災感知器にて感知が可能である。

したがって、所員用エア・ロックには火災感知器を設置しない設計とする。

l. 燃料プール

燃料プールについては内部が水で満たされており、火災が発生するおそれはない。

したがって、燃料プールには火災感知器を設置しない設計とする。

m. 不燃性材料であるコンクリート又は金属により構成された火災防護対象機器のみを設けた火災区域又は火災区画

火災防護対象機器のうち、不燃性材料であるコンクリート又は金属により構成された配管、容器、タンク、手動弁、コンクリート構築物については流路、バウンダリとしての機能が火災により影響を受けることは考えにくいため、「消防法」又は「建築基準法」に基づく火災感知器を設ける設計とする。

n. フェイル・セーフ設計の火災防護対象機器のみが設置された火災区域又は火災区画

フェイル・セーフ設計の設備については火災により動作機能を喪失した場合であっても、安全機能が影響を受けることは考えにくいため、「消防法」又は「建築基準法」に基づく火災感知器を設ける設計とする。

o. 排気筒モニタ室

放射線モニタ検出器は隣接した検出器間をそれぞれ異なる火災区域に設置する設計とする。これにより火災発生時に同時に監視機能を喪失することは考えにくく、重要度クラス3の設備として火災に対して代替性を有することから、「消防法」又は「建築基準法」に基づく火災感知器を設ける設計とする。

なお、上記の監視を行うプロセス放射線モニタ監視盤を設置する中央制御室については火災発生時の影響を考慮し、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器の異なる感知方式の感知器を組み合わせる設計とする。

(3) 火災受信機盤

火災感知設備の火災受信機盤は中央制御室に設置し、火災感知設備の作動状況を常時監視できる設計とする。また、受信機盤は、構成されるアナログ式の受信機により以下のとおり、火災発生場所を特定できる設計とする。

- ・アナログ式の火災感知器が接続可能であり、作動した火災感知器を1つずつ特定できる設計とする。
- ・水素ガスの漏えいの可能性が否定できない蓄電池室及び可燃性ガスの発生が想定されるディーゼル発電機燃料貯蔵タンク室内の空間部に設置する非アナログ式の防爆型の火災感知器及び主蒸気管室内の非アナログ式の熱感知器が接続可能であり、作動した火災感知器を1つずつ特定できる設計とする。
- ・屋外の海水ポンプエリアを監視する非アナログ式の炎感知器及びアナログ式の熱感知カメラが接続可能であり、感知区域を1つずつ特定できる設計とする。なお、屋外区域熱感知カメラ火災受信機盤においては、カメラ機能による映像監視(熱サーモグラフィ)により特定が可能な設計とする。
- ・屋外開放のディーゼル発電機給気消音器フィルタ室及びディーゼル

発電機排気管室を監視する非アナログ式の炎感知器及びアナログ式の熱感知器が接続可能であり，作動した火災感知器を1つずつ特定できる設計とする。

- ・屋外のA－非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリアを監視する非アナログ式の炎感知器及び非アナログ式の熱感知器が接続可能であり，作動した火災感知器を1つずつ特定できる設計とする。
- ・原子炉建物オペレーティングフロアを監視する非アナログ式の炎感知器が接続可能であり，作動した炎感知器を1つずつ特定できる設計とする。
- ・B－非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア及びB－非常用ディーゼル発電機燃料移送系ケーブルトレンチを監視する非アナログ式の防爆型の火災感知器が接続可能であり，作動した火災感知器を1つずつ特定できる設計とする。

また，火災感知器は以下のとおり点検を行うことができるものを使用する設計とする。

- ・自動試験機能又は遠隔試験機能を有する火災感知器は，機能に異常がないことを確認するため，定期的に自動試験又は遠隔試験を実施できるものを使用する。
- ・自動試験機能又は遠隔試験機能を持たない火災感知器は，機能に異常がないことを確認するため，「消防法施行規則」に準じ，煙等の火災を模擬した試験を定期的の実施できるものを使用する。

(4) 火災感知設備の電源確保

安全機能を有する構築物，系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備は，外部電源喪失時においても火災の感知が可能となるよう蓄電池を設け，電源を確保する設計とする。

また，原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するために必要な構築物，系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有

する構築物，系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備に供給する電源は，非常用ディーゼル発電機が接続されている非常用電源より供給する設計とする。

1.6.1.3.2 消火設備

消火設備は，安全機能を有する構築物，系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画の火災を早期に消火できるよう設置する設計とする。

(1) 原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するために必要な構築物，系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火設備

原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するために必要な構築物，系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火設備は，当該構築物，系統及び機器の設置場所が，火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるかを考慮して設計する。

a. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画の選定

原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するために必要な構築物，系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画は，「b. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画の選定」に示した火災区域又は火災区画を除き，火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるものとして選定する。

b. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画の選定

原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するために必要な構築物，系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画において，消火活動が困難とならない箇所を以下に示す。

- (a) 屋外の火災区域（海水ポンプエリア，A-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア）

海水ポンプエリア，A-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリアについては屋外の火災区域であり，火災が発生しても煙は充満しない。したがって，煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域として選定する。

- (b) 可燃物の設置状況等により火災が発生しても煙が充満しない火災区域又は火災区画

以下に示す火災区域又は火災区画は，可燃物を少なくすることで煙の発生を抑える設計とし，煙の充満により消火困難とはならない箇所として選定する。各火災区域又は火災区画とも不要な可燃物を持ち込まないよう持込み可燃物管理を実施するとともに，点検に係る資機材等の可燃物を一時的に仮置きする場合は，不燃性のシートによる養生を実施し火災発生時の延焼を防止する設計とする。なお，可燃物の状況については，原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するために必要な機能を有する構築物，系統及び機器以外の構築物，系統及び機器も含めて確認する。

i ディーゼル発電機室送風機室

室内に設置している機器は，送風機，電動機等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，可燃物としては軸受に潤滑油グリスを使用している。軸受は，不燃性材料である金属で覆われており，設備外部で燃え広がることはない。その他に可燃物は設置しておらず，ケーブルは電線管，金属製の可とう電線管及び蓋付ケーブル・トレイで布設する設計とする。加えて，ディーゼル発電機室送風機室は屋外と通じているため，煙が充満するおそれはない。

ii ディーゼル発電機給気消音器フィルタ室

室内に設置している機器は、給気消音器フィルタである。これらは、不燃性材料又は難燃性材料で構成されている。その他に可燃物は設置しておらず、ケーブルは電線管、金属製の可とう電線管及び金属製の蓋付ケーブル・トレイに布設する設計とする。加えて、ディーゼル発電機給気消音器フィルタ室は屋外と通じているため、煙が充満するおそれはない。

iii 所員用エア・ロック室

室内に設置している機器は、電線管等である。これらは、不燃性材料又は難燃性材料で構成されており、ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管に布設している。また、可燃物管理により火災荷重を低く抑えることから、煙が充満するおそれはない。

(c) 中央制御室

中央制御室は、常駐する運転員によって火災感知器による早期の火災感知及び消火活動が可能であり、火災が拡大する前に消火可能であること、万一、火災によって煙が発生した場合でも「建築基準法」に準拠した容量の排煙設備によって排煙が可能な設計とすることから、消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画として選定する。

なお、中央制御室及び補助盤室の床下のケーブル処理室及び計算機室は、固有の信号を発する異なる感知方式の感知器（煙感知器と熱感知器）、及び中央制御室からの手動操作により早期の起動も可能な全域ガス消火設備（消火剤はハロン 1301）を設置する設計とする。

(d) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内において、万一、火災が発生した場合でも、原子炉格納容器の空間体積（約 7,900m³）に対してページ用排風機の容量が 25,000m³/h であり、排煙が可能な設計とすることから、消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画として選定する。

(e) ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域

ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域は、屋外に設置されており、煙が大気に放出されることから、消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画として選定する。なお、タンク室内は、乾燥砂が充填されており、タンク室内の火災の発生は防止できる。

c. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する消火設備

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画は、自動又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備である全域ガス消火設備を設置し消火を行う設計とする。なお、これらの固定式消火設備に使用するガスは、ハロゲン化合物消火剤とする。

全域ガス消火設備の自動起動用の煙感知器と熱感知器は、当該火災区域又は火災区画に設置した「固有の信号を発する異なる感知方式の感知器」とする。

ただし、以下については、上記と異なる消火設備を設置し消火を行う設計とする。

(a) 原子炉建物オペレーティングフロア

原子炉建物オペレーティングフロアは、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる可能性が否定できないことから、煙の充満を発生させるおそれのある可燃物（ケーブル・トレイ）に対しては自動又は手動操作による固定式消火設備である局所ガス消火設備を設置し消火を行う設計とし、これら以外の可燃物については量が少ないことから消火器で消火を行う設計とする。

なお、これらの局所ガス消火設備に使用するガスは、ハロゲン化合物消火剤とする。

- (b) 不燃性材料であるコンクリート又は金属により構成された火災防護対象機器のみを設置する火災区域又は火災区画

火災防護対象機器のうち、不燃性材料であるコンクリート又は金属により構成された配管、容器、タンク、手動弁、コンクリート構築物については流路、バウンダリとしての機能が火災により影響を受けることは考えにくいため、「消防法」又は「建築基準法」に基づく消火設備で消火する設計とする。

- (c) フェイル・セーフ設計の火災防護対象機器のみを設置する火災区域又は火災区画

フェイル・セーフ設計の設備については火災により動作機能を喪失した場合であっても、安全機能が影響を受けることは考えにくいため、「消防法」又は「建築基準法」に基づく消火設備で消火する設計とする。

- d. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画に設置する消火設備

- (a) 海水ポンプエリア、ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域、A-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない海水ポンプエリア、ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域、A-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリアについては、消火器又は移動式消火設備で消火を行う設計とする。

- (b) 可燃物が少ない火災区域又は火災区画

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画のうち、可燃物が少ない火災区域又は火災区画については、消火器で消火を行う設計とする。

(c) 中央制御室

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない中央制御室には、全域ガス消火設備及び局所ガス消火設備は設置せず、消火器で消火を行う設計とする。中央制御室制御盤内の火災については、電気機器への影響がない二酸化炭素消火器で消火を行う。中央制御室及び補助盤室の床下のケーブル処理室及び計算機室については、火災に関する系統分離の観点から、中央制御室からの手動操作により早期の起動も可能な全域ガス消火設備（消火剤はハロン 1301）を設置する設計とする。

(d) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内において、万一、火災が発生した場合でも、原子炉格納容器の空間体積（約 7,900m³）に対してページ用排風機の容量が 25,000m³/h であることから、煙が充満しないため、消火活動が可能である。

したがって、原子炉格納容器内の消火については、消火器を用いて行う設計とする。また、消火栓を用いても対応できる設計とする。

(2) 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火設備

放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火設備は、当該火災区域又は火災区画が、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画であるかを考慮して設計する。

a. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画の選定

放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画については、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるものとして選定する。

b. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画の選定

放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画であって，煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画を以下に示す。

(a) 燃料プール

燃料プールは，側面と底面が金属とコンクリートに覆われており，プール内は水で満たされていることから，火災の発生並びに煙の充満のおそれはない。

c. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する消火設備

放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画のうち，火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画には，自動又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備である全域ガス消火設備を設置し消火を行う設計とする。なお，この固定式消火設備に使用するガスは，「消防法施行規則」を踏まえハロゲン化物消火剤とする。ただし，以下については，上記と異なる消火設備を設置し消火を行う設計とする。

(a) 気体廃棄物処理設備設置区域（排気筒モニタ室を含む。）

気体廃棄物処理系は，不燃性材料である金属により構成されており，フェイル・クローズ設計の隔離弁を設ける設計とすることにより，火災による安全機能への影響は考えにくい。また，放射線モニタ検出器は隣接した検出器間をそれぞれ異なる火災区域に設置する設計とし，火災発生時に同時に監視機能が喪失することを防止する。加えて，消火活動の妨げとならないよう可燃物管理を行うことにより区域内の火災荷重を低く管理する。よって，「消防法」又は「建築

基準法」に基づく消火設備で消火する設計とする。

(b) 液体廃棄物処理設備設置区域

液体廃棄物処理系は、不燃性材料である金属により構成されており、フェイル・クローズ設計の隔離弁を設ける設計とすることにより、火災による安全機能への影響は考えにくい。加えて、消火活動の妨げとならないよう可燃物管理を行うことにより区域内の火災荷重を低く管理する。よって、「消防法」又は「建築基準法」に基づく消火設備で消火する設計とする。

(c) トーラス水受入タンク室

トーラス水受入タンク室は、不燃性材料である金属により構成されており、通常時閉状態の隔離弁を多重化して設ける設計とすることにより、火災による安全機能への影響は考えにくい。加えて、消火活動の妨げとならないよう可燃物管理を行うことにより室内の火災荷重を低く管理する。よって、「消防法」又は「建築基準法」に基づく消火設備で消火する設計とする。

(d) 新燃料貯蔵庫

新燃料貯蔵庫は、金属とコンクリートに覆われており火災による安全機能への影響は考えにくい。加えて、消火活動の妨げとならないよう可燃物管理を行うことにより庫内の火災荷重を低く管理する。よって、「消防法」又は「建築基準法」に基づく消火設備で消火する設計とする。

(e) 固体廃棄物貯蔵所

固体廃棄物貯蔵所は、コンクリートで構築された建物であり、固体廃棄物は金属製のドラム缶等に収められていることから火災による安全機能への影響は考えにくい。加えて、消火活動の妨げとならないよう可燃物管理を行うことにより建物内の火災荷重を低く管理する。よって、「消防法」又は「建築基準法」に基づく消火設備で消火する設計とする。

(f) サイトバンカ建物

サイトバンカ建物は、コンクリートで構築された建物であり、火災による安全機能への影響は考えにくい。加えて、消火活動の妨げとならないよう可燃物管理を行うことにより建物内の火災荷重を低く管理する。よって、「消防法」又は「建築基準法」に基づく消火設備で消火する設計とする。

(g) 復水貯蔵タンク室及び補助復水貯蔵タンク室

復水貯蔵タンク室及び補助復水貯蔵タンク室は、不燃性材料である金属により構成されており、フェイル・クローズ設計又は通常時閉状態の隔離弁を設ける設計とすることにより、火災による安全機能への影響は考えにくい。加えて、消火活動の妨げとならないよう可燃物管理を行うことにより室内の火災荷重を低く管理する。よって、「消防法」又は「建築基準法」に基づく消火設備で消火する設計とする。

d. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画に設置する消火設備

放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画のうち、煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画については内部に水を内包し、火災の発生が考えにくいことから消火設備を設置しない設計とする。

(3) 消火用水供給系の多重性又は多様性の考慮

消火用水供給系の水源は、2号炉廻り消火系に補助消火水槽(約200m³)を2基、44m盤消火系に44m盤消火タンク(約150m³)を2基、45m盤消火系に45m盤消火タンク(約150m³)を2基、サイトバンカ建物消火系にサイトバンカ建物消火タンク(約45m³)を2基及び50m盤消火系に50m盤消火タンク(約150m³)を2基設置し、多重性を有する設計とする。

消火用水供給系の消火ポンプは、2号炉廻り消火系、44m 盤消火系、45m 盤消火系、サイトバンカ建物消火系及び50m 盤消火系に対して電動機駆動消火ポンプを2台ずつ設置し、多重性を有する設計とする。なお、電動機駆動消火ポンプについては外部電源喪失時であっても機能を喪失しないよう、非常用電源より受電する設計とする。

(4) 系統分離に応じた独立性の考慮

火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルの系統分離を行うために設けられた火災区域又は火災区画に設置する全域ガス消火設備は、火災区域又は火災区画ごとに設置する設計とする。

系統分離された火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置するそれぞれの火災区域又は火災区画に対して1つの消火設備で消火を行う場合は、以下に示すとおり、系統分離に応じた独立性を備えた設計とする。

- ・静的機器である消火配管は、24時間以内の単一故障の想定が不要であり、また、基準地震動 S_s で損傷しないよう設計するため、多重化しない設計とする。
- ・動的機器である選択弁及び容器弁について、単一故障を想定しても、系統分離された火災区域又は火災区画に対して消火設備が同時に機能喪失しない設計とする。具体的には、容器弁及びポンベを必要数より1つ以上多く設置する。また、容器弁の作動のための圧力信号についても動的機器の単一故障により同時に機能を喪失しない設計とする。さらに、選択弁を介した一つのラインで系統分離された相互の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを消火する場合は、当該選択弁を多重化する。

(5) 火災に対する二次的影響の考慮

全域ガス消火設備は、電気絶縁性の高いガスを採用することで、火災が発生している火災区域又は火災区画からの火災の火炎、熱による直接的な影響のみならず、流出流体、断線及び爆発等の二次的影響を、火災

が発生していない安全機能を有する構築物，系統及び機器に及ぼさない設計とする。また，防火ダンパを設け煙の二次的影響が安全機能を有する構築物，系統及び機器に悪影響を及ぼさない設計とする。

これら消火設備のボンベ及び制御盤は，消火ガス放出エリアとは別のエリアに設置し，火災による熱の影響を受けても破損及び爆発が発生しないよう，ボンベに接続する安全弁によりボンベの過圧を防止する設計とする。

局所ガス消火設備は，電気絶縁性の高いガスを採用するとともに，ケーブル・トレイ消火設備については，ケーブル・トレイ内に消火剤を留めることとする。

消火対象と十分に離れた位置にボンベ及び制御盤等を設置することで，火災の火炎，熱による直接的な影響のみならず，煙，流出流体，断線及び爆発等の二次的影響が，火災が発生していない安全機能を有する構築物，系統及び機器に及ばない設計とする。

また，中央制御室及び補助盤室の床下のケーブル処理室及び計算機室に設置する全域ガス消火設備についても電気絶縁性が高く，人体への影響が小さいハロン 1301 を採用するとともに，消火対象となる機器が設置されている火災区域又は火災区画とは別のエリアに設置し，火災による熱の影響を受けても破損及び爆発が発生しないよう，ボンベに接続する安全弁によりボンベの過圧を防止する設計とする。

(6) 想定火災の性質に応じた消火剤の容量

火災防護対象機器がある火災区域又は火災区画に設置する全域ガス消火設備並びに局所ガス消火設備については，「消防法施行規則」第二十条並びに試験結果に基づき，単位体積あたりに必要な消火剤を配備する設計とする。特に，複数の場所に対して消火する設備の消火剤の容量は，複数の消火対象場所のうち必要な消火剤が最大となる場所の必要量以上となるよう設計する。

火災区域又は火災区画に設置する消火器については，「消防法施行規則」

第六～八条に基づき延床面積又は床面積から算出される必要量の消火剤を配備する設計とする。

消火剤に水を使用する水消火設備の容量は、「(8) 消火用水の最大放水量の確保」に示す。

(7) 移動式消火設備の配備

移動式消火設備は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第八十三条第三号に基づき、恒設の消火設備の代替として消火ホース等の資機材を備え付けている化学消防自動車（1台、泡消火薬剤 500L/台）及び小型動力ポンプ付水槽車（1台、水槽 5,000L/台）を配備する設計とする。また、1,000Lの泡消火薬剤を配備する設計とする。

(8) 消火用水の最大放水量の確保

消火用水供給系の水源の供給先は屋内及び屋外の各消火栓である。屋内及び屋外の消火栓については、「消防法施行令」第十一条（屋内消火栓設備に関する基準）及び「消防法施行令」第十九条（屋外消火栓設備に関する基準）を満足するよう、2時間の最大放水量（120m³）を確保する設計とする。

(9) 水消火設備の優先供給

消火用水供給系は、水道水系等と共用する場合には、隔離弁を設置して遮断する措置により、消火用水の供給を優先する設計とする。なお、水道水系とは共用しない設計とする。

(10) 消火設備の故障警報

電動機駆動消火ポンプ、全域ガス消火設備等の消火設備は、電源断等の故障警報を中央制御室に吹鳴する設計とする。

(11) 消火設備の電源確保

消火用水供給系のうち、電動機駆動消火ポンプは外部電源喪失時でも起動できるように非常用電源により電源を確保する設計とし、外部電源喪失時においても非常用電源より電動機駆動消火ポンプへ動力を供給することによって消火用水供給系の機能を確保することができる設計とす

る。

安全機能を有する構築物，系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画の全域ガス消火設備は，外部電源喪失時にも消火が可能となるよう，非常用電源から受電するとともに，設備の動作に必要な電源を供給する蓄電池も設ける設計とする。

なお，ケーブル・トレイ用の局所ガス消火設備は，動作に電源が不要な設計とする。

(12) 消火栓の配置

安全機能を有する構築物，系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火栓は，「消防法施行令」第十一条（屋内消火栓設備に関する基準）及び第十九条（屋外消火栓設備に関する基準）に準拠し，屋内は消火栓から半径 25m の範囲を考慮して配置し，屋外は消火栓から半径 40m の範囲を考慮して配置することによって，全ての火災区域の消火活動に対処できるように配置する設計とする。

(13) 固定式消火設備等の職員退避警報

固定式消火設備である全域ガス消火設備は，作動前に職員等の退出ができるように警報を吹鳴し，20 秒以上の時間遅れをもってガスを放出する設計とする。

局所ガス消火設備のうちケーブル・トレイに設置するものについては，消火剤に毒性がなく，消火時に生成されるフッ化水素は延焼防止シートを設置したケーブル・トレイ内に留まり，外部に有意な影響を及ぼさないため，消火設備作動前に退避警報を発しない設計とする。

(14) 管理区域内からの放出消火剤の流出防止

管理区域内で放出した消火水は，放射性物質を含むおそれがあることから，汚染された液体が管理されない状態で管理区域外への流出を防止するため，管理区域と非管理区域の境界に堰等を設置するとともに，各フロアのドレン系によって液体廃棄物処理系に回収し，処理する設計とする。万一，流出した場合であってもドレン系から系外に放出する前に

サンプリングを実施し、検出が可能な設計とする。

(15) 消火用非常照明

建物内の消火栓、消火設備現場盤の設置場所及び設置場所への経路には、移動及び消火設備の操作を行うため、「消防法」で要求される消火継続時間 20 分に現場への移動等の時間（最大約 1 時間）も考慮し、8 時間以上の容量の蓄電池を内蔵する照明器具を設置する設計とする。

1.6.1.3.3 自然現象の考慮

島根原子力発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき自然現象としては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき事象を収集した。これらの事象のうち、発電所及びその周辺での発生可能性、安全施設への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間的余裕の観点から、原子炉設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を抽出した。

これらの自然現象に対して火災感知設備及び消火設備の機能を維持する設計とし、落雷については、「1.6.1.2.3(1) 落雷による火災の発生防止」に示す対策により、機能を維持する設計とする。

凍結については、「(1) 凍結防止対策」に示す対策により機能を維持する設計とする。風（台風）に対しては、「(2) 風水害対策」に示す対策により機能を維持する設計とする。地震については、「(3) 地震対策」に示す対策により機能を維持する設計とする。

上記以外の津波、竜巻、洪水、降水、積雪、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象については、「(4) 想定すべきその他の自然現象に対する対策について」に示す対策により機能を維持する設計とする。

また、森林火災についても、「(4) 想定すべきその他の自然現象に対する対策について」に示す対策により機能を維持する設計とする。

(1) 凍結防止対策

屋外に設置する火災感知設備及び消火設備は、島根原子力発電所において考慮している最低気温 -8.7°C まで気温が低下しても使用可能な火災感知設備及び消火設備を設置する設計とする。

屋外消火設備の配管は、保温材等により配管内部の水が凍結しない設計とする。

屋外消火栓本体はすべて、凍結を防止するため、消火栓内部に水が溜まらないような構造とし、自動排水機構により通常は排水弁を通水状態、消火栓使用時は排水弁を閉にして放水する不凍式消火栓を採用する設計とする。

(2) 風水害対策

消火用水供給系の消火設備を構成する電動機駆動消火ポンプ等の機器は、風水害に対してその性能が著しく阻害されることがないように、壁及び扉に対して浸水対策を実施した建物内に配置する設計とする。全域ガス消火設備及び局所ガス消火設備についても、風水害に対してその性能が著しく阻害されることがないように、原子炉建物、タービン建物、制御室建物等の建物内に配置する設計とする。

また、屋外の火災感知設備は、屋外仕様とした上で火災感知器の予備を保有し、万一、風水害の影響を受けた場合には、早期に取替えを行うことにより当該設備の機能及び性能を復旧する設計とする。

屋外消火栓は風水害に対してその性能が著しく阻害されることがないように、雨水の浸入等により動作機構が影響を受けない機械式を用いる設計とする。

(3) 地震対策

a. 地震対策

安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、安全機能を有する構築物、系統及び機器の耐震クラスに応じて機能を維持できる設計とする。

安全機能を有する構築物，系統及び機器に影響を及ぼす可能性がある火災区域又は火災区画に設置される，油を内包する耐震Bクラス及び耐震Cクラスの機器は，以下のいずれかの設計とすることにより，地震によって耐震Bクラス及び耐震Cクラスの機器が機能喪失しても安全機能を有する構築物，系統及び機器の機能喪失を防止する設計とする。

- ・基準地震動 S_s により油が漏えいしない。
- ・基準地震動 S_s によって火災が発生しても，安全機能を有する構築物，系統及び機器に影響を及ぼすことがないように，基準地震動 S_s に対して機能維持する固定式消火設備によって速やかに消火する。
- ・基準地震動 S_s によって火災が発生しても，安全機能を有する構築物，系統及び機器の機能に影響を及ぼすことがないように隔壁等により分離する。

b. 地盤変位対策

屋外消火配管は，地上又はトレンチに設置し，地震時における地盤変位に対して，その配管の自重や内圧，外的荷重を考慮しても地盤沈下による建物と周辺地盤との相対変位を考慮する設計とする。

また，地盤変位対策として，タンクと配管の継手部へのフレキシブル継手を採用することで，地盤変位による変形を配管系統全体で吸収する設計とする。

さらに，屋外消火配管が破断した場合でも移動式消火設備を用いて屋内消火栓へ消火水の供給ができるよう，建物に連結送水口を設置する設計とする。

(4) 想定すべきその他の自然現象に対する対策について

上記の自然現象を除き，島根原子力発電所2号炉で考慮すべき自然現象については，津波，竜巻，降水，積雪，地滑り・土石流，火山の影響及び生物学的事象がある。これらの自然現象及び森林火災により感知及

び消火の機能,性能が阻害された場合は,原因の除去又は早期の取替え,復旧を図る設計とするが,必要に応じて火災監視員の配置や,代替消火設備の配備等を行い,必要な機能並びに性能を維持することとする。

1.6.1.3.4 消火設備の破損,誤作動又は誤操作

全域ガス消火設備及び局所ガス消火設備で使用するハロゲン化物消火剤は,電気絶縁性が大きく揮発性も高いことから,設備の破損,誤作動又は誤操作により消火剤が放出されても電気及び機械設備に影響を与えないため,火災区域又は火災区画に設置するガス消火設備には,ハロゲン化物消火剤を用いた全域ガス消火設備又は局所ガス消火設備を選定する設計とする。

なお,ディーゼル発電機は,ディーゼル発電機室に設置する全域ガス消火設備の破損,誤作動又は誤操作によってハロゲン化物消火剤が放出されることによる負触媒効果を考慮しても機能が喪失しないよう,外気から直接給気を取り入れる設計とする。

消火設備の放水等による溢水に対しては,「1.7 溢水防護に関する基本方針」に基づき,安全機能へ影響がないよう設計する。

1.6.1.4 火災の影響軽減のための対策

1.6.1.4.1 安全機能を有する構築物,系統及び機器の重要度に応じた火災の影響軽減のための対策

安全機能を有する構築物,系統及び機器の重要度に応じ,それらを設置する火災区域又は火災区画内の火災及び隣接する火災区域又は火災区画内の火災による影響に対し,「(1) 原子炉の高温停止及び低温停止の達成,維持に関わる火災区域の分離」から「(8) 油タンクに対する火災の影響軽減対策」に示す火災の影響軽減のための対策を講じる設計とする。

- (1) 原子炉の高温停止及び低温停止の達成,維持に関わる火災区域の分離
原子炉の高温停止及び低温停止を達成し,維持するために必要な構築物,系統及び機器を設置する火災区域は,3時間以上の耐火能力を有する耐火壁として,3時間耐火に設計上必要なコンクリート壁厚である

123mm 以上の壁厚を有するコンクリート壁並びに 3 時間耐火に設計上必要なコンクリート厚さである 219mm 以上を有する床，天井又は火災耐久試験により 3 時間以上の耐火能力を有する耐火壁（耐火障壁，貫通部シーラ，防火扉，防火ダンパ）によって，隣接する他の火災区域から分離するよう設定する。

原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するための安全機能を有する構築物，系統及び機器を設置する火災区域については，系統分離のため安全系区分Ⅱに属する火災区域とその他の区分に属する火災区域に分け，互いの火災区域を分離して設定する。

なお，火災区域のファンネルには，他の火災区域からの煙の流入による安全機能への影響防止を目的として，煙の流入防止装置を設置する設計とする。

(2) 火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルの系統分離

火災が発生しても原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するためには，プロセスを監視しながら原子炉を停止し，冷却を行うことが必要であり，このためには，原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するために必要な機能を確保するための手段を，手動操作に期待してでも，少なくとも一つ確保するよう系統分離対策を講じる必要がある。

このため，単一火災（任意の一つの火災区域で発生する火災）の発生によって，原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するために必要な機能を有する多重化されたそれぞれの系統が同時に機能喪失することのないよう，「1.6.1.1(3) 原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するために必要な構築物，系統及び機器」にて抽出した原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するために必要となる火災防護対象機器及び火災防護対象機器の駆動若しくは制御に必要となる火災防護対象ケーブルについて以下に示すいずれかの系統分離対策を講じる設計とする。系統分離にあたっては，互いに相違する系列の火災防護対象機器，火災防護対象ケーブル及びこれらに関連する非安全系ケーブルの系統分

離を行う設計とする。

a. 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等による分離

互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを，火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を確認した隔壁等で分離する設計とする。具体的には，安全系区分Ⅰ，ⅢとⅡの境界を，3時間以上の耐火能力を有する耐火壁（耐火障壁，貫通部シール，防火扉，防火ダンパ），隔壁等（耐火間仕切り，ケーブル・トレイ等耐火ラッピング）で分離する設計とする。

b. 水平距離6m以上の離隔距離の確保，火災感知設備及び自動消火設備の設置

互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを，仮置きするものを含めて可燃性物質のない水平距離6m以上の離隔距離を確保する設計とする。

火災感知設備は，自動消火設備を動作させるために設置し，自動消火設備の誤作動防止を考慮した感知器の作動により自動消火設備を動作させる設計とする。

c. 1時間耐火隔壁による分離，火災感知設備及び自動消火設備の設置

互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを，火災耐久試験により1時間以上の耐火能力を確認した隔壁等で分離する設計とする。

火災感知設備は，自動消火設備を動作させるために設置し，自動消火設備の誤作動防止を考慮した感知器の作動により自動消火設備を動作させる設計とする。

なお，中央制御室及び補助盤室，並びに原子炉格納容器は，上記と同等の保安水準を確保する対策として以下のとおり火災の影響軽減対策を講じる。

(3) 中央制御室及び補助盤室に対する火災の影響軽減のための対策

a. 中央制御室制御盤内の火災の影響軽減

中央制御室制御盤内の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルは、運転員の操作性及び視認性向上を目的として近接して設置することから、互いに相違する系列の水平距離を6 m以上確保することや互いに相違する系列を1時間の耐火能力を有する隔壁等で分離することが困難である。

このため、中央制御室制御盤内の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルは、以下の(a)～(c)に示すとおり、実証試験結果に基づく離隔距離等による分離対策、高感度煙検出設備の設置による早期の火災感知及び中央制御室に常駐する運転員による早期の消火活動に加え、火災により中央制御室制御盤の1つの区画の安全機能が全て喪失しても、他の区画の制御盤は機能が維持されることを確認することにより、原子炉の高温停止及び低温停止の達成、維持ができることを確認し、火災の影響軽減のための対策を講じる設計とする。

(a) 離隔距離による分離

中央制御室の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルは、運転員の操作性及び視認性向上を目的として近接して設置することから、中央制御室の制御盤については区分ごとに別々の盤で分離する設計とする。一部、一つの制御盤内に複数の安全系区分の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置しているものがあるが、これらについては、区分間に金属製の仕切りを設置する。ケーブルについては当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲へ火災の影響を与えない金属外装ケーブル、難燃ビニル電線、テフゼル電線及び難燃性ポリフレックス電線を使用し、電線管に布設する、又は離隔距離を確保すること等により系統分離する設計とする。これらの分離については、実証試験等において火災により近接する他の区分の構成部品に火災の影響がないことを確認した設計とする。

(b) 高感度煙検出設備の設置による早期の火災感知

中央制御室内には、異なる感知方式の火災感知器を設置する設計とするとともに、火災発生時には中央制御室に常駐する運転員による早期の消火活動によって、異区分への影響を軽減する設計とする。これに加えて盤内へ高感度煙検出設備を設置する設計とする。

(c) 中央制御室に常駐する運転員による早期の消火活動

中央制御室制御盤内に自動消火設備は設置しないが、中央制御室制御盤内に火災が発生しても、高感度煙検出設備や中央制御室の火災感知器からの感知信号により、中央制御室に常駐する運転員が中央制御室に設置する消火器で早期に消火活動を行うことで、相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルへの火災の影響を防止できる設計とする。

消火設備は、電気機器へ悪影響を与えない二酸化炭素消火器を使用する設計とし、中央制御室に常駐する運転員による中央制御室内の火災の早期感知及び消火を図るために、消火活動の手順を定めて、訓練を実施する。火災の発生箇所の特定制が困難な場合も想定し、サーモグラフィカメラ等、火災の発生箇所を特定できる装置を配備する。

b. 補助盤室制御盤内の火災の影響軽減

補助盤室制御盤内の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルは、運転員の操作性及び視認性向上を目的として近接して設置することから、互いに相違する系列の水平距離を6 m以上確保することや互いに相違する系列を1時間の耐火能力を有する隔壁等で分離することが困難である。

このため、補助盤室制御盤内の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルは、以下の(a)～(c)に示すとおり、実証試験結果に基づく離隔距離等による分離対策、高感度煙検出設備の設置による早期の火災感知及び全域ガス消火設備による消火に加え、火災により補助盤室制

御盤の1つの区画の安全機能が全て喪失しても、他の区画の制御盤は機能が維持されることを確認することにより、原子炉の高温停止及び低温停止の達成、維持ができることを確認し、火災の影響軽減のための対策を講じる設計とする。

(a) 離隔距離による分離

補助盤室の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルは、運転員の操作性及び視認性向上を目的として近接して設置することから、補助盤室の制御盤については区分ごとに別々の盤で分離する設計とする。一部、一つの制御盤内に複数の安全系区分の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置しているものがあるが、これらについては、区分間に金属製の仕切りを設置する。ケーブルについては当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲へ火災の影響を与えない金属外装ケーブル、難燃ビニル電線、テフゼル電線及び難燃性ポリフレックス電線を使用し、電線管に布設する、又は離隔距離を確保すること等により系統分離する設計とする。これらの分離については、実証試験等において火災により近接する他の区分の構成部品に火災の影響がないことを確認した設計とする。

(b) 高感度煙検出設備の設置による早期の火災感知

補助盤室内には、異なる感知方式の火災感知器を設置する設計するとともに、火災発生時には全域ガス消火設備による消火によって、異区分への影響を軽減する設計とする。これに加えて盤内へ高感度煙検出設備を設置する設計とする。

(c) 全域ガス消火設備による消火

補助盤室制御盤内に自動消火設備は設置しないが、補助盤室制御盤内に火災が発生しても、中央制御室からの手動操作により早期の起動も可能な全域ガス消火設備で早期に消火を行うことで、相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルへの火災の影響を防止できる設計とする。

c. 原子炉の高温停止及び低温停止の達成，維持

火災により，中央制御室及び補助盤室内の一つの制御盤の機能がすべて喪失したと仮定しても，他の制御盤での運転操作や現場での操作により，原子炉の高温停止及び低温停止の達成，維持が可能な設計とする。

(4) 原子炉格納容器内に対する火災の影響軽減のための対策

原子炉格納容器内は，プラント運転中については，窒素ガスが封入され雰囲気の不活性化されていることから，火災の発生は想定されない。

一方で，窒素ガスが封入されていない期間のほとんどは原子炉が低温停止に到達している期間であるが，わずかではあるものの原子炉が低温停止に到達していない期間もあることを踏まえ，以下のとおり火災の影響軽減対策を講じる。

なお，原子炉格納容器内での作業に伴う持込み可燃物について，持込み期間・可燃物量・持込み場所等を管理する。また，原子炉格納容器内の発火性又は引火性物質である潤滑油を内包する設備，分電盤等については，金属製の筐体やケーシングで構成すること，発火性又は引火性物質である潤滑油を内包する設備は溶接構造又はシール構造の採用により潤滑油の漏えい防止対策を講じるとともに，万一の漏えいを考慮し，漏えいした潤滑油が拡大しないよう堰等を設け拡大防止対策を行う設計とすること，及び油を内包する点検用機器は通常時電源を切る運用とすることによって，火災発生時においても火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルへの火災影響の低減を図る設計とする。

a. 火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルの系統分離

原子炉格納容器内の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルの系統分離は，火災によっても原子炉の高温停止及び低温停止を達成，維持するために必要な機能が同時に喪失しないことを目的に行うことから，原子炉格納容器の状態に応じて以下のとおり対策を行う。

(a) 起動中

i 火災防護対象ケーブルの分離及び火災防護対象機器の分散配置

原子炉格納容器内においては、機器やケーブル等が密集しており、干渉物が多く、耐火ラッピング等の3時間以上の耐火能力を有する隔壁の設置が困難である。

このため、起動中は原子炉格納容器内には可燃物を仮置きしない運用とするとともに、火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについては、離隔距離の確保及び金属製の蓋付ケーブル・トレイの使用等により火災の影響軽減対策を行う設計とする。

原子炉格納容器内の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルは、系統分離の観点から安全系区分Ⅰと安全系区分Ⅱ機器を可能な限り離隔して配置し、安全系区分Ⅰと安全系区分Ⅱ機器の間において可燃物が存在することのないように、異なる区分の機器間にある介在物（ケーブル、電磁弁）については金属製の筐体に収納することで延焼防止対策を行う設計とする。

原子炉格納容器内の火災防護対象ケーブルは原子炉格納容器貫通部を区分ごとに離れた場所に設置し、原則、電線管又は金属製の蓋付ケーブル・トレイに布設するとともに、1 m以上の距離的分散を図る設計とする。また、火災発生後、消火活動を開始するまでの時間の耐火性能を確認した電線管又は金属製の蓋付ケーブル・トレイに布設することによって、近接する他の区分の機器に火災の影響を及ぼすことなく消火できる設計とする。

原子炉圧力容器下部においては、火災防護対象機器である中性子源領域計装の核計装ケーブルを一部露出して布設するが、難燃ケーブルを使用しており、火災の影響軽減の観点から、中性子源領域計装はチャンネルごとに位置的分散を図って設置する設計とする。

ii 火災感知設備

火災感知設備については、アナログ式の異なる感知方式の火災感知器（煙感知器及び熱感知器）を設置する設計とする。

iii 消火設備

原子炉格納容器内の消火については、消火器を使用する設計とする。また、消火栓を用いても対応できる設計とする。火災の早期消火を図るために、原子炉格納容器内の消火活動の手順を定めて、自衛消防隊（運転員、消防チーム）の訓練を実施する。

なお、原子炉格納容器内点検終了後から窒素ガス置換完了までの間で原子炉格納容器内の火災が発生した場合には、火災による延焼防止の観点から窒素ガス封入作業を継続し、原子炉格納容器内の等価火災時間が経過した後に開放し現場確認を行う。

(b) 低温停止中

i 火災防護対象ケーブルの分離及び火災防護対象機器の分散配置

原子炉格納容器内においては、機器やケーブル等が密集しており、干渉物が多く、耐火ラッピング等の3時間以上の耐火能力を有する隔壁の設置が困難である。このため、低温停止中は原子炉起動中と同様に、原子炉格納容器内の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルは系統分離の観点から安全系区分Ⅰと安全系区分Ⅱ機器を可能な限り離隔して配置し、安全系区分Ⅰと安全系区分Ⅱ機器の間において可燃物が存在することのないように、異なる区分の機器間にある介在物（ケーブル、電磁弁）については金属製の筐体に収納することで延焼防止対策を行う設計とする。

原子炉起動中と同様に、原子炉格納容器内の火災防護対象ケーブルは、原子炉格納容器貫通部を区分ごとに離れた場所に設置し、原則、電線管又は金属製の蓋付ケーブル・トレイに布設するとともに、1 m以上の距離的分離を図る設計とする。

また、火災発生後、消火活動を開始するまでの時間の耐火性能

を確認した電線管又は金属製の蓋付ケーブル・トレイに布設することによって、近接する他の区分の火災防護対象機器へ火災の影響を及ぼすことなく消火できる設計とする。

低温停止中は、原子炉の安全停止が達成・維持された状態であること、制御棒は金属等の不燃性材料で構成された機械品であることから、原子炉格納容器内の火災によっても、原子炉の停止機能及び未臨界機能の喪失は想定されない。

ii 火災感知設備

原子炉起動中と同様に、アナログ式の異なる感知方式の火災感知器（煙感知器及び熱感知器）を設置する設計とする。

iii 消火設備

原子炉起動中と同様に、原子炉格納容器内の消火については、消火器を使用する設計とする。また、消火栓を用いても対応できる設計とする。火災の早期消火を図るために、原子炉格納容器内の消火活動の手順を定めて、自衛消防隊（運転員、消防チーム）の訓練を実施する。

b. 火災の影響軽減対策への適合について

原子炉格納容器内においては、機器やケーブル等が密集しており、干渉物が多く、耐火ラッピング等の3時間以上の耐火能力を有する隔壁の設置が困難である。

このため、火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについては、離隔距離の確保及び電線管、金属製の蓋付ケーブル・トレイの使用等により火災の影響軽減対策を行う設計とする。原子炉格納容器内の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルは、系統分離の観点から安全系区分Ⅰと安全系区分Ⅱ機器を可能な限り離隔して配置し、安全系区分Ⅰと安全系区分Ⅱ機器の間において可燃物が存在することのないように、異なる区分の機器間にある介在物（ケーブル、電磁弁）については金属製の筐体に収納することで延焼防止対策を行う設計とする。

原子炉格納容器内の火災防護対象ケーブルは、単一火災によって複数区分が機能喪失することのないように、消火活動を開始するまでの時間の耐火性能を確認した電線管又は金属製の蓋付ケーブル・トレイに布設する設計とする。

また、保守的な評価として、火災による原子炉格納容器内の安全機能の全喪失を仮定した評価を行い、原子炉の高温停止及び低温停止の達成及び維持が、運転員の操作と相まって、可能である設計とする。

(5) 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能に関わる火災区域の分離

放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域は、重要度に応じて3時間以上の耐火能力を有する耐火壁として、3時間耐火に設計上必要なコンクリート壁厚である123mm以上の壁厚を有するコンクリート壁並びに3時間耐火に設計上必要なコンクリート厚さである219mm以上を有する床、天井、又は火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁(耐火障壁、貫通部シール、防火扉、防火ダンパ)により、隣接する他の火災区域と分離するよう設定する。

(6) 換気設備による火災の影響軽減対策

安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域に関連する換気空調設備には、他の火災区域又は火災区画への火、熱又は煙の影響が及ばないように、火災区域又は火災区画の境界となる箇所に3時間耐火性能を有する防火ダンパを設置する設計とする。

換気空調設備のフィルタは、「1.6.1.2.2(4) 換気設備のフィルタに対する不燃性材料又は難燃性材料の使用」に示すとおり、チャコール・フィルタを除き難燃性のものを使用する設計とする。

(7) 煙に対する火災の影響軽減対策

通常運転員が常駐する火災区域は中央制御室のみであるが、中央制御室の火災発生時の煙を排気するため、「建築基準法」に準拠した容量の排煙設備を設置する設計とする。なお、排煙設備は中央制御室専用である

ため、放射性物質の環境への放出を考慮する必要はない。

安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域のうち、電気ケーブルや引火性液体が密集する火災区域（非常用電気室、ケーブル処理室及び計算機室、ディーゼル発電機室、ディーゼル発電機燃料デイトンク室、補助盤室及び運転員控室）については、全域ガス消火設備により早期に消火する設計とする。

なお、引火性液体が密集するディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは屋外で地下埋設構造であるため、煙が大気に放出されることから、排煙設備を設置しない設計とする。

(8) 油タンクに対する火災の影響軽減対策

火災区域又は火災区画に設置される油タンクは、換気空調設備による排気、又はベント管により屋外に排気する設計とする。

1.6.1.4.2 火災影響評価

火災の影響軽減のための対策を前提とし、設備等の設置状況を踏まえた可燃性物質の量等を基に想定される発電用原子炉施設内の火災によって、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持できることを、「(1) 火災伝播評価」から「(3) 隣接火災区域に火災の影響を与える火災区域に対する火災影響評価」に示す火災影響評価により確認する。

ただし、中央制御室及び補助盤室の制御盤、並びに原子炉格納容器に対しては、「1.6.1.4.1(2) 火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルの系統分離」で示すとおり、火災が発生しても、原子炉の高温停止及び低温停止の達成、維持は可能である。

また、内部火災により、原子炉に外乱が及ぶ可能性、又は安全保護系、原子炉停止系の作動が要求される事象が発生する可能性があるため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器に単一故障を想定し

ても、以下の状況を考慮し、多重性をもったそれぞれの系統が同時に機能を喪失することなく、原子炉の高温停止、低温停止を達成することが可能であることを火災影響評価により確認する。

- ・内部火災発生を想定する区域及びその影響範囲の安全重要度クラス1及びクラス2の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルは内部火災により機能喪失するが、それ以外の区域の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルは機能が維持される。
- ・原子炉建物又はタービン建物において、内部火災が発生することを仮定し、当該建物内の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブル以外は機能喪失する。
- ・原子炉建物又はタービン建物において発生した内部火災は、当該の建物以外に影響を及ぼさない。
- ・中央制御室及び補助盤室における火災については、火災感知器による早期感知や運転員によるプラント停止が期待でき、内部火災による影響波及範囲は限定的である。

火災区域の変更や火災区域設定に影響を与える可能性がある工事を実施する場合には、火災防護計画に従い火災影響評価を行い、火災による影響を考慮しても多重性をもったそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持できることを確認するとともに、変更管理を行う。

なお、「1.6.1.4.2 火災影響評価」では、火災区域又は火災区画を、「火災区域」と記載する。

(1) 火災伝播評価

火災区域での火災発生時に、隣接火災区域に火災の影響を与える場合は、隣接火災区域を含んだ火災影響評価を行う必要があるため、火災影響評価に先立ち、火災区域ごとに火災を想定した場合の隣接火災区域への火災の影響の有無を確認する火災伝播評価を実施する。

(2) 隣接火災区域に火災の影響を与えない火災区域に対する火災影響評価
火災伝播評価により隣接火災区域に影響を与えない火災区域については当該火災区域に設置される全機器の機能喪失を想定しても、
「1.6.1.4.1 安全機能を有する構築物, 系統及び機器の重要度に応じた火災の影響軽減のための対策」に基づく火災の影響軽減のための対策の実施により、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な方策が少なくとも一つ確保され、原子炉の高温停止及び低温停止の達成、維持が可能であることを確認する。

(3) 隣接火災区域に火災の影響を与える火災区域に対する火災影響評価
火災伝播評価により隣接火災区域に影響を与える火災区域については、当該火災区域と隣接火災区域の2区画内の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルの有無の組み合わせに応じて、火災区域内に設置される全機器の機能喪失を想定しても、「1.6.1.4.1 安全機能を有する構築物, 系統及び機器の重要度に応じた火災の影響軽減のための対策」に基づく火災の影響軽減のための対策の実施により、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な成功の方策が少なくとも一つ確保され、原子炉の高温停止及び低温停止の達成、維持が可能であることを確認する。

1.6.1.5 個別の火災区域又は火災区画における留意事項

以下に示す火災区域又は火災区画は、それぞれの特徴を考慮した火災防護対策を実施する。

(1) ケーブル処理室

ケーブル処理室は全域ガス消火設備により消火する設計とするが、消火活動のため2箇所を入口を設置する設計とし、ケーブル処理室内においても消火要員による消火活動を可能とする。

なお、ケーブル処理室の同一区域内には、異なる区分のケーブル・トレイが布設されているため、IEEE384に基づき、互いに相違する系列の間で水平方向0.9m、垂直方向1.5mを最小分離距離として設計する。

さらに、ケーブル処理室は、中央制御室及び補助盤室の制御盤フロア下に設け、ケーブルを布設する構造であるが、中央制御室及び補助盤室の制御盤直下は狭隘であり、互いに相違する系列の火災防護対象ケーブルは近接して布設されており、区域による区分分離ができないことから、火災の影響軽減のための対策として、全域ガス消火設備及び1時間以上の耐火能力を有する隔壁により分離する設計とする。

(2) 電気室

電気室は、電源供給のみに使用する設計とする。

(3) 蓄電池室

蓄電池室は以下のとおり設計する。

- ・蓄電池室には蓄電池のみを設置し、直流開閉装置やインバータは設置しない設計とする。
- ・蓄電池室の換気空調設備は、一般社団法人電池工業会「蓄電池室に関する設計指針（SBA G 0603）」に基づき、水素ガスの排気に必要な換気量以上となるよう設計することによって、蓄電池室内の水素濃度を2 vol%以下の約0.8 vol%程度に維持する設計とする。
- ・蓄電池室の換気空調設備が停止した場合には、中央制御室に警報を発報する設計とする。
- ・常用系の蓄電池は、耐震クラスCの要求であるが、基準地震動 S_s に対して機能維持を確保し、非常用系の蓄電池と同様の信頼性を確保している。
- ・常用系の蓄電池と非常用系の蓄電池は、常用の蓄電池が非常用の蓄電池に影響を及ぼすことがないように、位置的分散が図られた設計とするとともに、電氣的にも2つ以上の遮断器により切り離される設計とする。

(4) ポンプ室

安全機能を有するポンプの設置場所のうち、火災発生時の煙の充満により消火困難な場所には、消火活動によらなくとも迅速に消火できるよ

う固定式消火設備を設置する設計とする。

なお、固定式消火設備による消火後、消火の確認のために運転員や消防隊員がポンプ室に入る場合については、消火直後に換気してしまうと新鮮な空気が供給され、再発火するおそれがあることから、十分に冷却時間を確保した上で、可搬型の排煙装置を準備し、扉の開放、換気空調設備、可搬型排煙装置により換気し、呼吸具の装備及び酸素濃度を測定し安全確認後に入室する設計とする。

(5) 中央制御室等

中央制御室は以下のとおり設計する。

- ・中央制御室と他の火災区域の換気空調設備の貫通部には、防火ダンパを設置する設計とする。
- ・中央制御室のカーペットは、「消防法施行令」第四条の三の防炎性を満足するカーペットを使用する設計とする。

(6) 使用済燃料貯蔵設備及び新燃料貯蔵設備

使用済燃料貯蔵設備は、水中に設置されている設備であり、ラックに燃料を貯蔵することで貯蔵燃料間の距離を確保すること、及びステンレス鋼の中性子吸収効果によって未臨界性が確保される設計とする。

新燃料貯蔵設備については、気中に設置している設備（ピット構造で上部は蓋で閉鎖）であり通常ドライ環境であるが、消火活動により消火水が噴霧され、水分雰囲気に満たされた最適減速状態となっても未臨界性が確保される設計とする。

(7) 放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備

放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備は、以下のとおり設計する。

- ・放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備を設置する火災区域の管理区域用換気空調設備は、環境への放射性物質の放出を防ぐ目的でフィルタを通して排気筒へ排気する設計とする。また、これらの換気空調設備は、放射性物質の放出を防ぐため、換気空調設備

を停止し、風量調整ダンパを閉止し、隔離できる設計とする。

- ・放水した消火水の溜り水は、ドレン系により液体放射性廃棄物処理設備に回収できる設計とする。
- ・放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂及び濃縮廃液は、固体廃棄物として処理を行うまでの間、金属製のタンクで保管する設計とする。
- ・放射性物質を含んだチャコール・フィルタは、固体廃棄物として処理するまでの間、ドラム缶に収納し保管する設計とする。
- ・放射性物質を含んだH E P Aフィルタは、固体廃棄物として処理するまでの間、不燃シートに包んで保管する設計とする。
- ・放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備において、冷却が必要な崩壊熱が発生し、火災事象に至るような放射性廃棄物を貯蔵しない設計とする。

1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針

1.6.2.1 基本事項

重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を講じる設計を行うに当たり、重大事故等対処施設を設置する区域を、火災区域及び火災区画に設定する。設定する火災区域及び火災区画に対して、火災の発生防止、火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

火災防護対策を講じる設計とするための基本事項を、以下の「(1) 火災区域及び火災区画の設定」から「(3) 火災防護計画」に示す。

(1) 火災区域及び火災区画の設定

原子炉建物、タービン建物、廃棄物処理建物、制御室建物、ガスタービン発電機建物、緊急時対策所等の建物内と屋外の重大事故等対処施設を設置するエリアについて、重大事故等対処施設と設計基準事故対処設

備の配置も考慮して、火災区域及び火災区画を設定する。建物内の火災区域は、設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針に基づき設定した火災区域を適用し、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、重大事故等対処施設を設置する区域を、「(2) 火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブル」において選定する構築物、系統及び機器と設計基準事故対処設備の配置も考慮して、火災区域として設定する。

屋外については、海水ポンプエリア、ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、A-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機燃料移送ポンプを設置する火災区域は、設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針に基づき設定した火災区域を適用する。

また、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、重大事故等対処施設を設置する区域を、「(2) 火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブル」において選定する構築物、系統及び機器と設計基準事故対処設備の配置も考慮して火災区域として設定する。

屋外の火災区域の設定に当たっては、火災区域外への延焼防止を考慮して、資機材管理、火気作業管理、危険物管理、可燃物管理、巡視を行う。本管理については、火災防護計画に定める。

また、火災区画は、建物内及び屋外で設定した火災区域を重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置も考慮し、分割して設定する。

(2) 火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブル

重大事故等対処施設のうち常設のもの及び当該設備に使用しているケーブルを火災防護対象とする。

なお、重大事故等対処施設のうち、可搬型のものに対する火災防護対策については、火災防護計画に定めて実施する。

(3) 火災防護計画

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

1.6.2.2 火災発生防止

1.6.2.2.1 重大事故等対処施設の火災発生防止

重大事故等対処施設の火災発生防止については、発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域又は火災区画に対する火災の発生防止対策を講じるほか、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉に対する対策、発火源への対策、水素ガスに対する換気及び漏えい検出対策、放射線分解等により発生する水素ガスの蓄積防止対策、並びに電気系統の過電流による過熱及び焼損の防止対策等を講じた設計とする。具体的な設計を「(1) 発火性又は引火性物質」から「(6) 過電流による過熱防止対策」に示す。

(1) 発火性又は引火性物質

発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域には、以下の火災の発生防止対策を講じる設計とする。

ここでいう発火性又は引火性物質としては、「消防法」で定められている危険物のうち「潤滑油」及び「燃料油」、並びに「高圧ガス保安法」で定められている水素ガス、窒素ガス、液化炭酸ガス及び空調用冷媒等のうち、可燃性である「水素ガス」を対象とする。

a. 漏えいの防止，拡大防止

火災区域に対する漏えいの防止対策，拡大防止対策について，以下を考慮した設計とする。

(a) 発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備

火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備は，溶接構造，シール構造の採用による漏えいの防止対策を講じるとともに，堰等を設置し，漏えいした潤滑油又は燃料油が拡大することを防止する設計とする。

(b) 発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備

火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備は，溶接構造等による水素ガスの漏えいを防止する設計

とする。

b. 配置上の考慮

火災区域に対する配置については、以下を考慮した設計とする。

(a) 発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備

火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備の火災により、重大事故等に対処する機能を損なわないよう、潤滑油又は燃料油を内包する設備と重大事故等対処施設は、壁等の設置及び離隔による配置上の考慮を行う設計とする。

(b) 発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備

火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備の火災により、重大事故等に対処する機能を損なわないよう、水素ガスを内包する設備と重大事故等対処施設は、壁等の設置による配置上の考慮を行う設計とする。

c. 換気

火災区域に対する換気については、以下の設計とする。

(a) 発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備

発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備がある火災区域の建物等は、火災の発生を防止するために、原子炉棟送風機及び排風機等の換気空調設備による機械換気を行う設計とする。

また、屋外の火災区域（海水ポンプエリア、ガスタービン発電機用軽油タンク設置区域、緊急時対策所用燃料地下タンク設置区域、ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域、A-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア）については、自然換気を行う設計とする。

(b) 発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備

発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備である蓄電

池及び水素ガスポンベを設置する火災区域又は火災区画は、火災の発生を防止するために、以下に示す換気空調設備による機械換気により換気を行う設計とする。

- ・蓄電池を設置する火災区域又は火災区画は機械換気を行う設計とする。特に、重大事故等対処施設である主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）、B1-115V系蓄電池（SA）及びSA用115V系蓄電池を設置する火災区域は、常設代替交流電源設備からも給電できる非常用母線に接続される耐震Sクラス又は基準地震動 S_s に対して機能維持可能な設計とする排風機による機械換気を行うことにより、水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。
- ・ガスタービン発電機建物の蓄電池を設置する火災区域又は火災区画は、ガスタービン発電機からも給電できる基準地震動 S_s に対して機能維持可能な設計とする換気空調設備による機械換気を行うことにより、水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。
- ・緊急時対策所の蓄電池を設置する火災区域又は火災区画は、緊急時対策所用発電機からも給電できる基準地震動 S_s に対して機能維持可能な設計とする換気空調設備による機械換気を行うことにより、水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。
- ・格納容器雰囲気モニタ校正用水素ガスポンベを設置する火災区域又は火災区画は、常用電源から給電される原子炉棟送風機及び排風機による機械換気を行うことにより水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。

水素ガスを内包する機器を設置する火災区域又は火災区画は、水素濃度が燃焼限界濃度以下の雰囲気となるよう送風機及び排風機で換気されるが、送風機及び排風機は多重化して設置する設計とするため、動的機器の単一故障を想定しても換気は可能である。

d. 防爆

火災区域に対する防爆については、以下の設計とする。

(a) 発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備

重大事故等対処施設を設置する火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備は、「a. 漏えいの防止，拡大防止」に示すように，溶接構造，シール構造の採用による潤滑油又は燃料油の漏えい防止対策を講じる設計とするとともに，万一，漏えいした場合を考慮し堰等を設置することで，漏えいした潤滑油又は燃料油が拡大することを防止する設計とする。

なお，潤滑油又は燃料油が設備の外部へ漏えいしても，引火点は油内包機器を設置する火災区域の重大事故発生時における最高温度よりも十分高く，機器運転時の温度よりも高いため，可燃性の蒸気となることはない。

また，重大事故等対処施設で軽油を内包するディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，緊急時対策所用燃料地下タンク及びガスタービン発電機用軽油タンクは屋外に設置されており，可燃性の蒸気が滞留するおそれはない。

なお，ガスタービン発電機用サービスタンクは屋内に設置されることから，可燃性の蒸気の滞留防止の観点から，ガスタービン発電機から給電される基準地震動 S_s に対して機能維持可能な換気空調設備で換気する設計とする。

(b) 発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備

重大事故等対処施設を設置する火災区域に設置する発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備は、「a. 漏えいの防止，拡大防止」に示すように，溶接構造等の採用により水素ガスの漏えいを防止する設計とするとともに，「c. 換気」に示す機械換気により水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。

以上の設計により，「電気設備に関する技術基準を定める省令」第

六十九条及び「工場電気設備防爆指針」で要求される爆発性雰囲気とならないため、当該の設備を設ける火災区域又は火災区画に設置する電気・計装品を防爆型とせず、防爆を目的とした電気設備の接地も必要としない設計とする。

なお、電気設備が必要な箇所には、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」第十条及び第十一条に基づく接地を施す設計とする。

e. 貯蔵

重大事故等対処施設を設置する火災区域に設置される発火性又は引火性物質を内包する貯蔵機器については、以下の設計とする。

貯蔵機器とは、供給設備へ補給するために設置する機器のことであり、重大事故等対処施設を設置する火災区域内における、発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油の貯蔵機器としては、ガスタービン発電機用軽油タンク、ガスタービン発電機用サービスタンク、緊急時対策所用燃料地下タンク、ディーゼル発電機燃料デイタンク及びディーゼル発電機燃料貯蔵タンクがある。

ガスタービン発電機用軽油タンクは、ガスタービン発電機を7日間連続運転するために必要な量及び可搬型設備を7日間連続運転するために必要な量を貯蔵することを考慮した設計とする。ガスタービン発電機用サービスタンクは、ガスタービン発電機を2時間以上連続運転するために必要な量を貯蔵することを考慮した設計とする。

緊急時対策所用燃料地下タンクは、緊急時対策所用発電機を7日間連続運転するために必要な量を貯蔵することを考慮した設計とする。

ディーゼル発電機燃料デイタンクについては、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を8時間連続運転するために必要な量を貯蔵することを考慮した設計とする。

ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクについては、非常用ディーゼル発電機2台と高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間連続運

転するために必要な量を貯蔵することを考慮した設計とする。

重大事故等対処施設を設置する火災区域内における、発火性又は引火性物質である水素ガスの貯蔵機器としては、格納容器雰囲気モニタ校正用水素ガスボンベがあり、これらのボンベは運転上必要な量を考慮し貯蔵する設計とする。

(2) 可燃性の蒸気及び微粉への対策

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(3) 発火源への対策

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(4) 水素ガス対策

火災区域に対する水素ガス対策については、以下の設計とする。

発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備を設置する火災区域又は火災区画は、「(1) a. 漏えいの防止, 拡大防止」に示すように、発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備を溶接構造等とすることにより雰囲気への水素ガスの漏えいを防止するとともに、「(1) c. 換気」に示すように、機械換気を行うことによって水素濃度が燃焼限界濃度以下となるように設計する。

蓄電池を設置する火災区域又は火災区画は、充電時において蓄電池から水素ガスが発生するおそれがあることから、当該区域又は区画に可燃物を持ち込まないこととする。また、蓄電池室の上部に水素濃度検知器を設置し、水素ガスの燃焼限界濃度である 4 vol% の $1/4$ 以下の濃度にて中央制御室に警報を発する設計とする。

格納容器雰囲気モニタ校正用水素ガスボンベを設置する火災区域又は火災区画は、通常時は元弁を閉とする運用とし、「(1) c. 換気」に示す機械換気によって水素濃度が燃焼限界以下となるよう設計する。また、格納容器雰囲気モニタ校正用水素ガスボンベを設置する部屋の上部に水素濃度検知器を設置し、水素ガスの燃焼限界濃度である 4 vol% の $1/4$ 以下の濃度にて中央制御室に警報を発する設計とする。

(5) 放射線分解等により発生する水素ガスの蓄積防止対策

放射線分解により水素ガスが発生する火災区域又は火災区画における、水素ガスの蓄積防止対策としては、一般社団法人火力原子力発電技術協会「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（平成17年10月）」に基づき、蓄積した水素の急速な燃焼によって原子炉の安全性を損なうおそれがある場合には水素ガスの蓄積を防止する設計とする。

蓄電池を設置する火災区域又は火災区画は、「(4) 水素ガス対策」に示すように、機械換気を行うことによって水素濃度が燃焼限界濃度以下となるように設計する。

(6) 過電流による過熱防止対策

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

1.6.2.2.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用

重大事故等対処施設に対しては、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とし、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、以下のいずれかの設計とする。

- ・代替材料を使用する設計とする。
- ・重大事故等対処施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合には、当該構築物、系統及び機器における火災に起因して他の重大事故等対処施設及び設計基準事故対処設備において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

(1) 主要な構造材に対する不燃性材料の使用

重大事故等対処施設を構成する構築物、系統及び機器のうち、機器、配管、ダクト、トレイ、電線管、盤の筐体及びこれらの支持構造物の主要な構造材は、火災の発生防止及び当該設備の強度確保等を考慮し、ステンレス鋼、低合金鋼、炭素鋼等の金属材料、又はコンクリート等の不燃性材料を使用する設計とする。

ただし、配管のパッキン類は、その機能を確保するために必要な代替

材料の使用が技術上困難であるが、金属で覆われた狭隘部に設置し直接火災にさらされることはなく、これにより他の重大事故等対処施設及び設計基準事故対処設備を構成する構築物、系統及び機器において火災が発生するおそれはないことから不燃性材料又は難燃性材料ではない材料を使用する設計とする。また、金属で覆われたポンプ及び弁等の駆動部の潤滑油並びに金属に覆われた機器躯体内部に設置される電気配線は、発火した場合でも、他の重大事故等対処施設及び設計基準事故対処設備を構成する構築物、系統及び機器に延焼しないことから、不燃性材料又は難燃性材料ではない材料を使用する設計とする。

(2) 変圧器及び遮断器に対する絶縁油等の内包

重大事故等対処施設を構成する構築物、系統及び機器のうち、屋内の変圧器及び遮断器は可燃性物質である絶縁油を内包していないものを使用する設計とする。

(3) 難燃ケーブルの使用

重大事故等対処施設に使用するケーブルには、実証試験により自己消火性（UL 垂直燃焼試験）及び延焼性（IEEE383（光ファイバケーブルの場合は IEEE1202）垂直トレイ燃焼試験）を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。

(4) 換気設備のフィルタに対する不燃性材料又は難燃性材料の使用

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(5) 保温材に対する不燃性材料の使用

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(6) 建物内装材に対する不燃性材料の使用

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

1.6.2.2.3 自然現象による火災発生の防止

島根原子力発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき自然現象としては、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を抽出した。

これらの自然現象のうち、津波及び地滑り・土石流については、それぞれの現象に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないように防護することで火災の発生を防止する設計とする。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して、屋外の重大事故等対処施設は侵入防止対策により影響を受けない設計とする。

洪水、凍結、降水、積雪及び生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物の影響については、火災が発生する自然現象ではなく、火山の影響についても、火山から発電用原子炉施設に到達するまでに火山灰等が冷却されることを考慮すると、火災が発生する自然現象ではない。

したがって、落雷、地震、竜巻（風（台風）を含む。）について、これらの現象によって火災が発生しないように、以下のとおり火災防護対策を講じる設計とする。

また、森林火災についても、以下のとおり火災防護対策を講じる設計とする。

(1) 落雷による火災の発生防止

重大事故等対処施設の構築物、系統及び機器は、落雷による火災発生を防止するため、地盤面から高さ 20m を超える建築物には「建築基準法」に基づき「JIS A 4201 建築物等の避雷設備（避雷針）」又は「JIS A 4201 建築物等の雷保護」に準拠した避雷設備の設置、接地網の布設を行う設計とする。なお、これらの避雷設備は、基準地震動 S_s に対して機能維持可能な建物又は排気筒に設置する設計とする。

送電線については架空地線を設置する設計とするとともに、「1.6.2.2.1(6) 過電流による過熱防止対策」に示すとおり、故障回路を早期に遮断する設計とする。

【避雷設備設置箇所】

- ・原子炉建物
- ・廃棄物処理建物
- ・排気筒

- ・緊急時対策所
- ・ガスタービン発電機建物

(2) 地震による火災の発生防止

重大事故等対処施設は、施設の区分に応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置するとともに、自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止する設計とする。

なお、耐震については「設置許可基準規則」第三十九条に示す要求を満足するよう、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に従い耐震設計を行う設計とする。

(3) 竜巻（風（台風）を含む。）による火災の発生防止

屋外の重大事故等対処施設は、重大事故等時の竜巻（風（台風）を含む。）発生を考慮し、竜巻防護対策設備の設置や固縛等により、火災の発生防止を講じる設計とする。

(4) 森林火災による火災の発生防止

屋外の重大事故等対処施設は、「1.8.10 外部火災防護に関する基本方針」に基づき外部火災影響評価（発電所敷地外で発生する森林火災の影響評価）を行い、森林火災による発電用原子炉施設への延焼防止対策として発電所敷地内に設置した防火帯で囲んだ内側に配置することで、火災の発生を防止する設計とする。

1.6.2.3 火災の感知及び消火

火災の感知及び消火については、重大事故等対処施設に対して、早期の火災感知及び消火を行うための火災感知設備及び消火設備を設置する設計とする。具体的な設計を「1.6.2.3.1 火災感知設備」から「1.6.2.3.4 消火設備の破損、誤作動又は誤操作による重大事故等対処施設への影響」に示し、このうち、火災感知設備及び消火設備が、地震等の自然現象に対して、火災感知及び消火の機能、性能が維持され、かつ、重大事故等対処施設の区分に応じて、機能を維持できる設計とすることを「1.6.2.3.3 自然現象」に示す。また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合

においても、重大事故等に対処する機能を損なわない設計とすることを「1.6.2.3.4 消火設備の破損，誤作動又は誤操作による重大事故等対処施設への影響」に示す。

1.6.2.3.1 火災感知設備

火災感知設備は、重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災を早期に感知できるよう設置する設計とする。

火災感知器と受信機を含む火災受信機盤等で構成される火災感知設備は、以下を踏まえて設置する設計とする。

(1) 火災感知器の環境条件等の考慮

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(2) 固有の信号を発する異なる感知方式の感知器の設置

火災感知設備の火災感知器は、環境条件等を考慮し、火災感知器を設置する火災区域又は火災区画の重大事故等対処施設の種類に応じ、火災を早期に感知できるよう、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器、又は非アナログ式の炎感知器から異なる感知方式の感知器を組み合わせる設計とする。

炎感知器は非アナログ式であるが、炎が発する赤外線又は紫外線を感知するため、炎が生じた時点で感知することができ、火災の早期感知が可能である。

ここで、アナログ式とは「平常時の状況（温度，煙の濃度）を監視し、かつ、火災現象（急激な温度や煙の濃度の上昇）を把握することができる」ものと定義し、非アナログ式とは「平常時の状況（温度，煙の濃度）を監視することはできないが、火災現象（急激な温度や煙の濃度の上昇等）を把握することができる」ものと定義する。

以下に、上記に示す火災感知器の組み合わせのうち、特徴的な火災区域又は火災区画を示す。

a. 原子炉建物オペレーティングフロア

原子炉建物オペレーティングフロアは天井が高く大空間となってい

るため、火災による熱が周囲に拡散することから、熱感知器による感知は困難である。

そのため、アナログ式の光電分離型煙感知器と非アナログ式の炎感知器（赤外線方式）をそれぞれの監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。

b. 原子炉格納容器

原子炉格納容器内には、アナログ式の煙感知器及び熱感知器を設置する設計とする。運転中の原子炉格納容器は、閉鎖した状態で長期間高温かつ高線量環境となることから、アナログ式の火災感知器が故障する可能性がある。このため、通常運転中、窒素ガス封入による不活性化により火災が発生する可能性がない期間については、原子炉格納容器内に設置する火災感知器は、起動時の窒素ガス封入後に作動信号を除外する運用とし、プラント停止後に速やかに取り替える設計とする。

c. ディーゼル発電機給気消音器フィルタ室及びディーゼル発電機排気管室

屋外開放のディーゼル発電機給気消音器フィルタ室及びディーゼル発電機排気管室は、区域全体の火災を感知する必要があるが、火災による煙は周囲に拡散し、煙感知器による火災感知は困難である。このため、アナログ式の屋外仕様の熱感知器と非アナログ式の屋外仕様の炎感知器（赤外線方式）をそれぞれの監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。

d. 屋外の重大事故等対処設備用ケーブル布設エリア

屋外の重大事故等対処設備用ケーブルは、屋外の一部においては火災の発生する恐れがないようケーブルを埋設して布設し、その他の屋外部分についてはアナログ式の屋外仕様の熱感知カメラ（赤外線方式）及び非アナログ式の屋外仕様の炎感知器（赤外線方式）を設置する設計とする。

対して、以下に示す火災区域又は火災区画は、環境条件等を考慮し、上記とは異なる火災感知器を組み合わせて設置する設計とする。

e. 蓄電池室

充電時に水素ガス発生のおそれがある蓄電池室は、万一の水素濃度の上昇を考慮し、火災を早期に感知できるように、非アナログ式の防爆型で、かつ固有の信号を発する異なる感知方式の煙感知器及び熱感知器を設置する設計とする。

f. ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域、緊急時対策所用燃料地下タンク設置区域

屋外の区域であるディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域及び緊急時対策所用燃料地下タンク設置区域は、火災による煙は周囲に拡散し、煙感知器による火災感知は困難である。加えて、タンク室内の空間部は燃料の気化による引火性又は発火性の雰囲気を形成している。このため、タンク室内の空間部に非アナログ式の屋外仕様（防爆型）の熱感知器及び非アナログ式の屋外仕様（防爆型）の炎感知器（赤外線方式）を設置する設計とする。

g. ガスタービン発電機用軽油タンク設置区域

ガスタービン発電機用軽油タンク設置区域は屋外であるため、区域全体の火災を感知する必要があるが、火災による煙は周囲に拡散し、煙感知器による火災感知は困難である。また、降水等の浸入により火災感知器の故障が想定される。

このため、アナログ式の屋外仕様の熱感知カメラ（赤外線方式）及び非アナログ式の屋外仕様の炎感知器（赤外線方式）をそれぞれの監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。

h. 海水ポンプエリア

海水ポンプエリアは、屋外であるため、火災による熱及び煙は周囲に拡散し、熱感知器及び煙感知器による火災感知は困難であること、

また降水等の浸入により火災感知器の故障が想定される。

このため、海水ポンプエリア全体の火災を感知するために、非アナログ式の屋外仕様の炎感知器（赤外線方式）及びアナログ式の屋外仕様の熱感知カメラ（赤外線方式）を監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。

i. ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア

屋外の区域であるA-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリアは、区域全体の火災を感知する必要があるが火災による煙は周囲に拡散し煙感知器による火災感知は困難であること、引火性又は発火性の雰囲気形成をおそれること、及び降水等の浸入により火災感知器の故障が想定されることから、非アナログ式の屋外仕様（防爆型）の熱感知器及び非アナログ式の屋外仕様（防爆型）の炎感知器（赤外線方式）をそれぞれの監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。

B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリアは、格納槽内の区域であり、引火性又は発火性の雰囲気形成をおそれのある場所であるため、万一の軽油燃料の気化を考慮し、火災を早期に検知できるよう、非アナログ式の防爆型の煙感知器及び非アナログ式の防爆型の熱感知器を設置する設計とする。

j. B-非常用ディーゼル発電機燃料移送系ケーブルトレンチ

B-非常用ディーゼル発電機燃料移送系ケーブルトレンチは、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリアと同空間であり、引火性又は発火性の雰囲気形成をおそれのある場所であるため、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア内での万一の軽油燃料の気化を考慮し、火災を早期に検知できるよう、非アナログ式の防爆型の煙感知器及び非アナログ式の防爆型の熱感知器を設置する設計とする。

k. 主蒸気管室

主蒸気管室については、通常運転中は高線量環境となることから、アナログ式の火災感知器を設置する場合、放射線の影響により火災感知器の故障が想定される。このため、放射線の影響を受けないよう検出器部位を主蒸気管室外に配置するアナログ式の煙吸引式検出設備を設置する設計とする。加えて、放射線の影響を考慮した非アナログ式の熱感知器を設置する設計とする。

これら a.～k.のうち非アナログ式の火災感知器は、以下の環境条件等を考慮することにより誤作動を防止する設計とする。

- ・煙感知器は蒸気等が充満する場所に設置しない。
- ・熱感知器は作動温度が周囲温度より高い温度で作動するものを選定する。
- ・炎感知器は平常時より炎の波長の有無を連続監視し、火災現象（急激な環境変化）を把握でき、感知原理に「赤外線3波長式」（物質の燃焼時に発生する特有な放射エネルギーの波長帯を3つ検知した場合にのみ発報する）を採用するものを選定する。さらに、屋内に設置する場合は外光が当たらず、高温物体が近傍にない箇所に設置することとし、屋外に設置する場合は、屋外仕様を採用するとともに、外光（日光）からの影響を考慮し、遮光カバーを設けることにより、火災発生時の特有な波長帯のみを感知することで誤作動を防止する設計とする。

また、以下に示す火災区域又は火災区画は、発火源となる可燃物がなく可燃物管理により可燃物を持ち込まない運用とすることから、火災感知器を設置しない、若しくは発火源となる可燃物が少なく火災により重大事故等対処施設へ影響を及ぼすおそれはないことから、「消防法」又は「建築基準法」に基づく火災感知器を設置する設計とする。

1. 機器搬出入用ハッチ室

機器搬出入用ハッチ室は、照明設備以外の発火源となる可燃物が設

置されておらず、可燃物管理により可燃物を持ち込まない運用とする上、通常コンクリートハッチ等にて閉鎖されていること、また、機器搬出入用ハッチ室内に充電部をなくすよう照明電源を「切」運用としていることから、火災が発生するおそれはない。

ハッチ開放時は、通路の火災感知器にて感知が可能である。

したがって、機器搬出入用ハッチ室には火災感知器を設置しない設計とする。

m. 所員用エア・ロック

所員用エア・ロックは、照明設備以外の発火源となる可燃物が設置されておらず、可燃物管理により可燃物を持ち込まない運用とする上、通常時（プラント運転中）は、ハッチにて閉鎖され、所員用エア・ロック内は窒素ガスが封入され雰囲気の不活性化されていること、また、所員用エア・ロック内に充電部をなくすよう照明の電源を「切」運用としていることから、火災が発生するおそれはない。

ハッチ開放時は、所員用エア・ロック室の火災感知器にて感知が可能である。

したがって、所員用エア・ロックには火災感知器を設置しない設計とする。

n. 燃料プール

燃料プールについては内部が水で満たされており、火災が発生するおそれはない。

したがって、燃料プールには火災感知器を設置しない設計とする。

o. 不燃性材料であるコンクリート又は金属により構成された火災防護対象機器のみを設けた火災区域又は火災区画

火災防護対象機器のうち、不燃性材料であるコンクリート又は金属により構成された配管、容器、タンク、手動弁、コンクリート構築物については流路、バウンダリとしての機能が火災により影響を受けることは考えにくいため、「消防法」又は「建築基準法」に基づく火災感

知器を設ける設計とする。

(3) 火災受信機盤

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(4) 火災感知設備の電源確保

重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備は、全交流電源喪失時に常設代替交流電源から電力が供給されるまでの約 70 分間電力を供給できる容量を有した蓄電池を設け、電源を確保する設計とする。

また、重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備に供給する電源は、非常用ディーゼル発電機が接続されている非常用電源より供給する設計とする。

1.6.2.3.2 消火設備

消火設備は、重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災を早期に消火できるよう設置する設計とする。

消火設備は、以下を踏まえた設計とする。

(1) 重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火設備

重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火設備は、当該火災区域又は火災区画が、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画であるかを考慮して設計する。

a. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画の選定

建物内の重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画は、「b. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画の選定」に示した火災区域又は火災区画を除き、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるものとして選定する。

b. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画の選定

建物内の重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画において、消火活動が困難とならない箇所を以下に示す。

なお、屋外については煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とはならないものとする。

(a) 中央制御室

中央制御室は、常駐する運転員によって火災感知器による早期の火災感知及び消火活動が可能であり、火災が拡大する前に消火可能であること、万一、火災によって煙が発生した場合でも「建築基準法」に準拠した容量の排煙設備によって排煙が可能な設計とすることから、消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画として選定する。

なお、中央制御室及び補助盤室の床下のケーブル処理室及び計算機室は、固有の信号を発する異なる感知方式の感知器（煙感知器と熱感知器）、及び中央制御室からの手動操作により早期の起動も可能な全域ガス消火設備（消火剤はハロン 1301）を設置する設計とする。

(b) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内において、万一、火災が発生した場合でも、原子炉格納容器の空間体積（約 7,900m³）に対してページ用排風機の容量が 25,000m³/h であり、排煙が可能な設計とすることから、消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画として選定する。

(c) ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域及び緊急時対策所用燃料地下タンク設置区域

ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域及び緊急時対策所用燃料地下タンク設置区域は、屋外に設置されており、煙が大気に放出されることから、消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画として選定する。なお、ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク室内には

乾燥砂が、緊急時対策所用燃料地下タンク室内にはコンクリートが充填されており、タンク室内の火災の発生は防止できる。

(d) 可燃物の設置状況等により火災が発生しても煙が充満しない火災区域又は火災区画

以下に示す火災区域又は火災区画は、可燃物を少なくすることで煙の発生を抑える設計とし、煙の充満により消火困難とはならない箇所として選定する。各火災区域又は火災区画とも不要な可燃物を持ち込まないよう持込み可燃物管理を実施するとともに、点検に係る資機材等の可燃物を一時的に仮置きする場合は、不燃性のシートによる養生を実施し火災発生時の延焼を防止する。

なお、可燃物の状況については、重大事故等対処施設以外の構築物、系統及び機器も含めて確認する。

i ディーゼル発電機室送風機室

室内に設置している機器は、送風機及び電動機等である。これらは、不燃性材料又は難燃性材料で構成されており、可燃物としては軸受に潤滑油グリスを使用している。軸受は、不燃性材料である金属で覆われており、設備外部に燃え広がることはない。

その他には可燃物を設置しておらず、ケーブルは電線管、金属製の可とう電線管及び金属製の蓋付ケーブル・トレイに布設する設計とする。

加えて、ディーゼル発電機室送風機室は屋外と通じているため、煙が充満するおそれはない。

ii ディーゼル発電機給気消音器フィルタ室

室内に設置している機器は、給気消音器フィルタである。これらは、不燃性材料又は難燃性材料で構成されている。

その他には可燃物を設置しておらず、ケーブルは電線管、金属製の可とう電線管及び金属製の蓋付ケーブル・トレイに布設する設計とする。

加えて、ディーゼル発電機給気消音器フィルタ室は屋外と同じ
ているため、煙が充満するおそれはない。

iii 所員用エア・ロック室

室内に設置している機器は、電線管等である。これらは、不燃
性材料又は難燃性材料で構成されており、ケーブルは電線管及び
金属製の可とう電線管に布設している。

また、可燃物管理により火災荷重を低く抑えることから、煙が
充満するおそれはない。

c. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とな る火災区域又は火災区画に設置する消火設備

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とな
る火災区域又は火災区画は、自動又は中央制御室からの手動操作によ
る固定式消火設備である全域ガス消火設備を設置し消火を行う設計と
する。

なお、これらの固定式消火設備に使用するガスは、「消防法施行規則」
を踏まえハロゲン化物消火剤とする設計とする。

全域ガス消火設備の自動起動用の煙感知器と熱感知器は、当該火災
区域又は火災区画に設置した「固有の信号を発する異なる感知方式の
感知器」とする。

ただし、以下については、上記と異なる消火設備を設置し消火を行
う設計とする。

(a) 原子炉建物オペレーティングフロア

原子炉建物オペレーティングフロアは、火災発生時の煙の充満又
は放射線の影響により消火活動が困難となる可能性が否定できない
ことから、煙の充満を発生させるおそれのある可燃物（ケーブル・
トレイ）に対しては自動又は手動操作による固定式消火設備である
局所ガス消火設備を設置し消火を行う設計とし、これら以外の可燃
物については量が少ないことから消火器で消火を行う設計とする。

なお、局所ガス消火設備に使用するガスは、ハロゲン化物消火剤とする。

- (b) 不燃性材料であるコンクリート又は金属により構成された火災防護対象機器のみを設置する火災区域又は火災区画

火災防護対象機器のうち、不燃性材料であるコンクリート又は金属により構成された配管、容器、タンク、手動弁、コンクリート構築物については流路、バウンダリとしての機能が火災により影響を受けることは考えにくいため、「消防法」又は「建築基準法」に基づく対策を行う設計とする。

- d. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画に設置する消火設備

- (a) 中央制御室

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない中央制御室には、全域ガス消火設備は設置せず、消火器で消火を行う設計とする。

中央制御室の制御盤内の火災については、電気機器への影響がない二酸化炭素消火器で消火を行う。

なお、中央制御室及び補助盤室の床下のケーブル処理室及び計算機室は、火災に関する系統分離の観点から、中央制御室からの手動操作により早期の起動も可能な全域ガス消火設備を設置する設計とする。

- (b) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内において、万一、火災が発生した場合でも、原子炉格納容器の空間体積（約 7,900m³）に対してページ用排風機の容量が 25,000m³/h であることから、煙が充満しないため、消火活動が可能である。

したがって、原子炉格納容器内の消火については、消火器を用いて行う設計とする。また、消火栓を用いても対応できる設計とする。

(c) 可燃物が少ない火災区域又は火災区画

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画のうち、可燃物が少ない火災区域又は火災区画については、消火器で消火を行う設計とする。

(d) 屋外の火災区域

屋外の火災区域については、消火器又は移動式消火設備により消火を行う設計とする。

(2) 消火用水供給系の多重性又は多様性の考慮

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(3) 系統分離に応じた独立性の考慮

重大事故等対処施設は、重大事故に対処する機能と設計基準事故対処設備の安全機能が単一の火災によって同時に機能喪失しないよう、区分分離や位置的分散を図る設計とする。

重大事故等対処施設のある火災区域又は火災区画、及び設計基準事故対処設備のある火災区域又は火災区画に設置する全域ガス消火設備は、上記の区分分離や位置的分散に応じた独立性を備えた設計とする。

(4) 火災に対する二次的影響の考慮

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(5) 想定火災の性質に応じた消火剤の容量

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(6) 移動式消火設備の配備

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(7) 消火用水の最大放水量の確保

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(8) 水消火設備の優先供給

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(9) 消火設備の故障警報

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(10) 消火設備の電源確保

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(11) 消火栓の配置

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(12) 固定式消火設備等の職員退避警報

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(13) 管理区域内からの放出消火剤の流出防止

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(14) 消火用非常照明

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

1.6.2.3.3 自然現象

島根原子力発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき自然現象としては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき事象を収集した。これらの事象のうち、発電所及びその周辺での発生可能性、重大事故等対処施設への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間的余裕の観点から、重大事故等対処施設に影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を抽出した。

これらの自然現象のうち、落雷については、「1.6.2.2.3(1) 落雷による火災の発生防止」に示す対策により、機能を維持する設計とする。凍結については、「(1) 凍結防止対策」に示す対策により機能を維持する設計とする。風（台風）に対しては、「(2) 風水害対策」に示す対策により機能を維持する設計とする。地震については、「(3) 地震対策」に示す対策により機能を維持する設計とする。

上記以外の津波、竜巻、洪水、降水、積雪、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象については、「(4) 想定すべきその他の自然現象に対する対策について」に示す対策により機能を維持する設計とする。

また、森林火災についても、「(4) 想定すべきその他の自然現象に対する対策について」に示す対策により機能を維持する設計とする。

(1) 凍結防止対策

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(2) 風水害対策

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(3) 地震対策

a. 地震対策

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

b. 地盤変位対策

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(4) 想定すべきその他の自然現象に対する対策について

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

1.6.2.3.4 消火設備の破損, 誤作動又は誤操作による重大事故等対処施設への影響

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

1.6.2.4 その他

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

1.7 溢水防護に関する基本方針

設置許可基準規則の要求事項を踏まえ、安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

そのために、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに、燃料プールにおいては、燃料プールの冷却機能及び燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。

これらの機能を維持するために必要な設備（以下 1.7 では「溢水防護対象設備」という。）について、設置許可基準規則第九条及び第十二条の要求事項を踏まえ「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（平成 26 年 8 月 6 日原規技発第 1408064 号原子力規制委員会決定）」（以下「溢水評価ガイド」という。）も参照し、以下のとおり選定する。

- ・重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備
- ・プール冷却及びプールへの給水の機能を適切に維持するために必要な設備

発電用原子炉施設内における溢水として、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動並びに燃料プール等のスロッシングその他事象により発生した溢水を考慮し、溢水防護対象設備が没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。さらに、溢水の影響により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、「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「安全評価指針」という。）に基づき必要な機器の単一故障を考慮し、発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故につい

て安全解析を行い、炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とする。

地震、津波、竜巻、降水等の自然現象による波及的影響により発生する溢水に関しては、溢水防護対象設備、溢水源となる屋外タンク等の配置も踏まえて、最も厳しい条件となる自然現象による溢水の影響を考慮し、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

また、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備が破損すること等により、当該容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体の漏えいを想定する場合には、溢水が管理区域外へ漏えいしないよう、建物内の壁、扉、堰等により伝播経路を制限する設計とする。

1.7.1 設計上対処すべき施設を抽出するための方針

溢水によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、「重要度分類審査指針」における分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器とする。

この中から、溢水防護上必要な機能を有する構築物、系統及び機器を選定する。具体的には、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要な設備、また、停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するため、並びに、燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要となる、重要度分類審査指針における分類のクラス1、2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出する。

以上を踏まえ、溢水防護対象設備として、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器、並びに、燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要な構築物、系統及び機器を抽出する。

なお、上記に含まれない構築物、系統及び機器は、溢水により損傷した場合であっても、代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

以上の考えに基づき選定された溢水から防護すべき系統設備を第1.7-1表に示す。

なお、抽出された溢水防護対象設備のうち、以下の設備は溢水影響を受けても、必要とされる安全機能を損なわないことから、溢水による影響評価の対象として抽出しない。

(1) 溢水の影響を受けない静的機器

構造が単純で外部から動力の供給を必要としないことから、溢水の影響を受けて安全機能を損なわない容器、熱交換器、フィルタ、安全弁、逆止弁、手動弁、配管及び没水に対する耐性を有するケーブル。

(2) 原子炉格納容器内に設置されている機器

原子炉格納容器内で想定される溢水である原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器内の状態を考慮しても、没水、被水及び蒸気の影響を受けないことを試験も含めて確認している機器。

(3) 動作機能の喪失により安全機能に影響しない機器

機能要求のない電動弁及び状態が変わらず安全機能に影響しない電動弁。

フェイル・セーフ設計となっている機器であり、溢水の影響により動作機能を損なった場合においても、安全機能に影響がない機器。

(4) 他の機器で代替できる機器

他の機器により要求機能が代替できる機器。ただし、代替する他の機器が同時に機能喪失しない場合に限る。

1.7.2 考慮すべき溢水事象

溢水源及び溢水量としては、発生要因別に分類した以下の溢水を想定して評価することとし、評価条件については溢水評価ガイドを参照する。

(1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水（以下「想定破損による溢水」という。）

(2) 発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水（以下「消火水の放水による溢水」という。）

- (3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（燃料プール等のスロッシングにより発生する溢水を含む。）（以下「地震起因による溢水」という。）
- (4) その他の要因（地下水の流入，地震以外の自然現象，機器の誤作動等）により生じる溢水（以下「その他の溢水」という。）

溢水源となり得る機器は，流体を内包する容器及び配管とし，(1)又は(3)の評価において破損を想定するものは，それぞれの評価での溢水源として設定する。

(1)又は(2)の溢水源の想定に当たっては，一系統における単一の機器の破損又は単一箇所での異常状態の発生とし，他の系統及び機器は健全なものと仮定する。また，一系統にて多重性又は多様性を有する機器がある場合においても，そのうち単一の機器が破損すると仮定する。号炉間で共用する建物及び一体構造の建物に設置される機器にあつては，共用，非共用機器に係わらず，その建物内で単一の溢水源を想定し，建物全体の溢水経路を考慮する。

1.7.3 溢水源及び溢水量の想定

1.7.3.1 想定破損による溢水

(1) 想定破損における溢水源の想定

想定破損による溢水については，単一の配管の破損による溢水を想定して，配管の破損箇所を溢水源として設定する。

また，破損を想定する配管は，内包する流体のエネルギーに応じて，以下で定義する高エネルギー配管又は低エネルギー配管に分類する。

- ・「高エネルギー配管」とは，呼び径 25A（1 B）を超える配管であつて，プラントの通常運転時に運転温度が 95℃を超えるか又は運転圧力が 1.9MPa[gage]を超える配管。ただし，被水及び蒸気の影響については配管径に関係なく評価する。
- ・「低エネルギー配管」とは，呼び径 25A（1 B）を超える配管であつて，

プラントの通常運転時に運転温度が 95℃以下で、かつ運転圧力が 1.9MPa[gage]以下の配管。ただし、被水の影響については配管径に関係なく評価する。なお、運転圧力が静水頭圧の配管は除く。

- ・高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の 2%又はプラント運転期間の 1%より小さければ、低エネルギー配管として扱う。

配管の破損形状の想定に当たっては、高エネルギー配管は、原則「完全全周破断」、低エネルギー配管は、原則「配管内径の 1/2 の長さで配管肉厚の 1/2 の幅を有する貫通クラック」(以下「貫通クラック」という。)を想定する。ただし、応力評価を実施する配管については、発生応力 S_n と許容応力 S_a の比により、以下で示した応力評価の結果に基づく破損形状を想定する。また、応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために継続的な肉厚管理を実施する。

【高エネルギー配管（ターミナルエンド部を除く。）】

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管

a. クラス 1 配管

$$S_n \leq 0.8 \times \text{許容応力}^{*1}, \text{ 疲れ累積係数} \leq 0.1 \Rightarrow \text{破損想定不要}$$

b. クラス 2 配管

$$S_n \leq 0.8 \times \text{許容応力}^{*1} \Rightarrow \text{破損想定不要}$$

※1 クラス 1 配管は $2.4 S_m$ 以下、クラス 2 配管は $0.8 S_a$ 以下

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管

a. クラス 1 配管

$$S_n \leq 0.4 \times \text{許容応力}^{*2}, \text{ 疲れ累積係数} \leq 0.1 \Rightarrow \text{破損想定不要}$$

$$0.4 \times \text{許容応力}^{*2} < S_n \leq 0.8 \times \text{許容応力}^{*3}, \text{ 疲れ累積係数} \leq$$

$$0.1 \Rightarrow \text{貫通クラック}$$

b. クラス 2, 3 又は非安全系配管

$S_n \leq 0.4 \times \text{許容応力}^{*2} \Rightarrow \text{破損想定不要}$

$0.4 \times \text{許容応力}^{*2} < S_n \leq 0.8 \times \text{許容応力}^{*3} \Rightarrow \text{貫通クラック}$

※2 クラス 1 配管は $1.2 S_m$ 以下, クラス 2, 3 又は非安全系配管は $0.4 S_a$ 以下

※3 クラス 1 配管は $2.4 S_m$ 以下, クラス 2, 3 又は非安全系配管は $0.8 S_a$ 以下

【低エネルギー配管】

・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管

$S_n \leq 0.4 S_a \Rightarrow \text{破損想定不要}$

・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管

$S_n \leq 0.4 \times \text{許容応力}^{*4} \Rightarrow \text{破損想定不要}$

※4 クラス 1 配管は $1.2 S_m$ 以下, クラス 2, 3 又は非安全系配管は $0.4 S_a$ 以下

ここで S_n , S_m 及び S_a は日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (J S M E S N C 1 - 2005)」による。

(2) 想定破損における溢水量の設定

想定する破損箇所は溢水防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置とし, 溢水量は, 異常の検知, 事象の判断及び漏えい箇所の特定並びに現場又は中央制御室からの隔離により漏えい停止するまでの時間 (運転員の状況確認及び隔離操作含む。) を適切に考慮し, 想定する破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。なお, 手動による漏えい停止の手順は, 保安規定又はその下位規定に定める。

ここで, 漏水量は, 配管の破損形状を考慮した流出流量に漏水箇所の隔離までに必要な時間 (以下「隔離時間」という。) を乗じて設定する。

1.7.3.2 消火水の放水による溢水

(1) 消火水の放水による溢水源の想定

消火水の放水による溢水については，発電用原子炉施設内に設置される消火設備等からの放水を溢水源として設定する。

消火栓以外の設備としては，スプリンクラや残留熱除去系（格納容器冷却モード）があるが，溢水防護対象設備が設置されている区画には，スプリンクラは設置しない設計とし，それ以外の箇所に設置されたスプリンクラに対しては，その動作による溢水の流入により，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とすることから溢水源として想定しない。

また，原子炉格納容器内の溢水防護対象設備については，残留熱除去系（格納容器冷却モード）の作動によって発生する溢水により安全機能を損なわない設計とする。なお，残留熱除去系（格納容器冷却モード）は，単一故障による誤作動が発生しないように設計上考慮されていることから誤作動による溢水は想定しない。

(2) 消火水の放水による溢水量の設定

消火設備等からの単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する。

消火設備等のうち，消火栓からの放水量については，3時間の放水により想定される溢水量を基本とするが，火災源が小さい場合においては，日本電気協会電気技術指針「原子力発電所の火災防護指針（J E A G 4607-2010）」解説-4-5（1）の規定による「火災荷重」及び「等価時間」を用いて放水量を算定し，溢水量を設定する。

1.7.3.3 地震起因による溢水

(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水

① 地震起因による溢水源の想定

地震起因による溢水については，溢水源となり得る機器（流体を内包する機器）のうち，基準地震動 S_s による地震力により破損が

生じる機器を溢水源として設定する。

耐震Sクラス機器については、基準地震動 S_s による地震力によって破損は生じないことから溢水源として想定しない。また、耐震B及びCクラス機器のうち耐震対策工事の実施又は設計上の裕度の考慮により、基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性が確保されているものについては溢水源として想定しない。

② 地震起因による溢水量の設定

溢水量の算出に当たっては、漏水が生じるとした機器のうち溢水防護対象設備への溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして評価する。溢水源となる配管については破損形状を完全全周破断とし、溢水源となる容器については全保有水量を考慮した上で、溢水量を算出する。

また、漏えい検知による漏えい停止を期待する場合は、漏えい停止までの隔離時間を考慮し、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。ここで、漏水量は、配管の破損箇所からの流出流量に隔離時間を乗じて設定する。なお、地震による機器の破損が複数箇所と同時に発生する可能性を考慮し、漏えい検知による自動隔離機能を有する場合を除き、隔離による漏えい停止は期待しない。

基準地震動 S_s による地震力に対して、耐震性が確保されない循環水配管については、伸縮継手の全円周状の破損を想定し、循環水ポンプを停止するまでの間に生じる溢水量を設定する。その際、循環水系配管の破損箇所からの津波の流入量も考慮する。

(2) 燃料プールのスロッシングによる溢水

① 燃料プールのスロッシングによる溢水源の想定

燃料プールのスロッシングによる溢水については、基準地震動 S_s による地震力により生じる燃料プールのスロッシングによる漏えい水を溢水源として設定する。

② 燃料プールのスロッシングによる溢水量の設定

燃料プールのスロッシングによる溢水量の算出に当たっては、基準地震動 S_s による地震力により生じるスロッシング現象を三次元流動解析により評価し、燃料プール外へ漏えいする水量を考慮する。また、燃料プールの初期水位は、保守的にスキマ・サージ・タンクへのオーバーフロー水位として評価する。

また、定期事業者検査中の燃料プール、原子炉ウエル及び蒸気乾燥器・気水分離器ピットのスロッシングについても評価を実施する。

耐震評価の具体的な考え方を以下に示す。

- ・構造強度評価に係る応答解析は、基準地震動 S_s を用いた動的解析によることとし、機器の応答性状を適切に表現できるモデルを設定する。

そのうえで、当該機器の据付床の水平方向及び鉛直方向それぞれの床応答を用いて応答解析を行い、それぞれの応答解析結果を適切に組み合わせる。

- ・応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。
- ・応力評価に当たり、簡易的な手法を用いる場合は、詳細な評価手法に対して保守性を有するよう留意し、簡易的な手法での評価結果が厳しい箇所については詳細評価を実施することで健全性を確保する。
- ・基準地震動 S_s による地震力に対する発生応力の評価基準値は、安全上適切と認められる規格及び基準で規定されている値又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。
- ・バウンダリ機能確保の観点から、設備の実力を反映する場合には、規格基準以外の評価基準値の適用も検討する。

1.7.3.4 その他の溢水

その他の溢水については、地下水の流入、降水、屋外タンクの竜巻によ

る飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水，機器の誤作動，弁グランド部及び配管フランジ部からの漏えい事象等を想定する。

1.7.4 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

(1) 溢水防護区画の設定

溢水防護に対する評価対象区画を溢水防護区画とし，溢水防護対象設備が設置されているすべての区画並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定する。溢水防護区画は壁，扉，堰，床段差等，又はそれらの組合せによって他の区画と分離される区画として設定し，溢水防護区画を構成する壁，扉，堰，床段差等については，現場の設備等の設置状況を踏まえ，溢水の伝播に対する評価条件を設定する。

(2) 溢水経路の設定

溢水影響評価において考慮する溢水経路は，溢水防護区画とその他の区画との間における伝播経路となる扉，壁貫通部，天井貫通部，床面貫通部，床ドレン等の接続状況及びこれらに対する溢水防護措置を踏まえ，溢水防護区画内の水位が最も高くなるよう保守的に設定する。

具体的には，溢水防護区画内で発生する溢水に対しては，床ドレン，貫通部，扉から他区画への流出は想定しない（床目皿，機器ハッチ，開口扉等，定量的に他区画への流出を確認できる場合は除く。）保守的な条件で溢水経路を設定し，溢水防護区画内の溢水水位を算出する。

溢水防護区画外で発生する溢水に対しては，床ドレン，開口部，貫通部及び扉を通じた溢水防護区画内への流入が最も多くなるよう（流入防止対策が施されている場合は除く。）保守的な条件で溢水経路を設定し，溢水防護区画内の溢水水位を算出する。

なお，上層階から下層階への伝播に関しては，全量が伝播するものとする。

溢水経路を構成する壁，扉，堰，床段差等は，基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し，必要な健全性を維持できるとともに，保守管理及び水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより溢水の伝播を防止できるものとする。

なお，溢水が長期間滞留する区画境界の壁にひび割れが生じる場合は，ひび割れからの浸水量を算出し，溢水評価に影響を与えないことを確認する。

また，貫通部に実施した流出及び流入防止対策も同様に，基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し，必要な健全性を維持できるとともに，保守管理を適切に実施することにより溢水の伝播を防止できるものとする。

なお，火災により貫通部の止水機能が損なわれる場合には，当該貫通部からの消火水の流入を考慮する。消火活動により区画の扉を開放する場合は，開放した扉からの消火水の伝播を考慮する。

また，火災防護対策等として新たに実施した措置について止水性等を適切に考慮し伝播経路を設定する。

また，定期事業者検査作業に伴う溢水防護対象設備の待機除外や扉の開放等，プラントの保守管理上やむを得ぬ措置の実施により，影響評価上設定したプラント状態と一時的に異なる状態となった場合も想定する。

具体的には，プラント停止中のスロッシングの発生やハッチ開放時における溢水影響について評価を行い，ハッチ開放時の堰の設置により，溢水影響が他に及ばない運用を行う。

1.7.5 溢水防護対象設備を防護するための設計方針

想定破損による溢水，消火水の放水による溢水，地震起因による溢水及びその他の溢水に対して，溢水防護対象設備が以下に示す没水，被水及び蒸気の影響を受けても，原子炉を高温停止でき，引き続き低温停止，及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また，停止状態にあ

る場合は、引き続きその状態を維持できる設計とするとともに、燃料プールのスロッシングにおける水位低下を考慮しても、燃料プールの冷却機能及び燃料プールへの給水機能等が維持できる設計とする。

また、溢水評価において、現場操作が必要な設備に対しては、必要に応じて区画の溢水水位、環境の温度及び放射線量を考慮しても、運転員による操作場所までのアクセスが可能な設計とする。

1.7.5.1 没水の影響に対する設計方針

(1) 没水の影響に対する評価方針

「1.7.2 考慮すべき溢水事象」にて設定した溢水源から発生する溢水量と「1.7.4 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針」にて設定した溢水防護区画及び溢水経路から算出した溢水水位に対し、溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には、以下に示す要求のいずれかを満足していれば溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。

- a. 発生した溢水による水位が、溢水の影響を受けて溢水防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ(以下「機能喪失高さ」という。)を上回らないこと。このとき、溢水による水位の算出に当たっては、区画の床勾配、区画面積、系統保有水量、流入状態、溢水源からの距離、人員のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、保有水量や伝播経路の設定において十分な保守性を確保するとともに、人員のアクセスルートにおいて発生した溢水による水位に対して 50 mm以上の裕度を確保する。区画の滞留面積の算出においては、機器等が占める面積を調査し、区画面積からこれを差し引く。さらに、溢水防護区画への資機材の持ち込み等による床面積への影響を考慮することとする。系統保有水量の算定にあたっては、算出量に 10%以上の裕度を確保する。

機能喪失高さについては、溢水防護対象設備の各付属品の設置状況も踏まえ、没水によって安全機能を損なうおそれのある最低の高さを

設定する。

機能喪失高さは実力高さ（各溢水防護対象設備の機能喪失部位の高さ）に余裕を考慮した評価高さを基本とするが、評価高さで没水する場合には、実力高さを用いて評価する。

溢水防護対象設備の機能喪失高さ設定における考え方の例を第 1.7-2 表に示す。

- b. 溢水防護対象設備が多重性又は多様性を有しており、各々が同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され、同時に安全機能を損なうことのないこと。

その際、溢水の影響により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、安全評価指針に基づき必要な機器の単一故障を考慮し、発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行うこと。

(2) 没水の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が没水により安全機能を損なうおそれがある場合には、以下に示すいずれか若しくは組合せの対策を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。

① 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 漏えい検知システム等により溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作（自動又は手動）又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。
- b. 溢水防護区画外の溢水に対して、壁、扉、堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止する設計とする。

流入防止対策として設置する壁、扉、堰等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

- c. 想定破損による溢水に対しては，破損を想定する配管について，補強工事等の実施により発生応力を低減し，溢水源から除外することにより溢水量を低減する。
- d. 地震起因による溢水に対しては，破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性を確保する設計とし，溢水源から除外することにより溢水量を低減する。
- e. その他の溢水のうち機器の誤作動や弁グランド部，配管フランジ部からの漏えい事象等に対しては，漏えい検知システムによる早期検知や床目皿からの排水等により，溢水防護対象設備の安全機能が損なわれない設計とする。

② 溢水防護対象設備に対する対策

- a. 溢水防護対象設備の設置高さを嵩上げし，評価の各段階における保守性と併せて考慮した上で，溢水防護対象設備の機能喪失高さが，発生した溢水による水位を十分な裕度を持って上回る設計とする。
- b. 溢水防護対象設備周囲に堰を設置し，溢水防護対象設備が没水しない設計とする。設置する堰については，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できる設計とするとともに，溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

1.7.5.2 被水影響に対する設計方針

(1) 被水の影響に対する評価方針

「1.7.2 考慮すべき溢水事象」にて設定した溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水並びに天井面の開口部若しくは貫通部からの被水の影響を受ける範囲内にある溢水防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には，以下に示す要求のいずれかを満足していれば溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。

a. 溢水防護対象設備があらゆる方向からの水の飛まつによっても有害な影響を生じないように、以下に示すいずれかの保護構造を有していること。

(a) 「J I S C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (I Pコード)」における第二特性数字 4 以上相当の保護等級を有すること。

(b) 実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置がなされていること。

b. 溢水防護対象設備が多重性又は多様性を有しており、各々が同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され、同時に安全機能を損なうことのないこと。

その際、溢水の影響により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、安全評価指針に基づき必要な単一故障を考慮し、発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行うこと。

(2) 被水の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがある場合には、以下に示すいずれか若しくは組合せの対策を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。

① 溢水源又は溢水経路に対する対策

a. 溢水防護区画外の溢水に対して、壁、扉、堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止することにより被水の影響がない設計とする。

流入防止対策として設置する壁、扉、堰等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な機能が損なわれない設計とする。

b. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補

強工事等の実施により発生応力を低減し、溢水源から除外することにより被水の影響がない設計とする。

c. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性を確保する設計とし、溢水源から除外することにより被水の影響がない設計とする。

d. 消火水の放水による溢水に対しては、溢水防護対象設備が設置されている溢水防護区画において固定式消火設備等の水消火を行わない消火手段を採用することにより、被水の影響がない設計とする。

また、水消火を行う場合には、水消火による被水の影響を最小限にとどめるため、溢水防護対象設備に対して不用意な放水を行わないことを消火活動における運用及び留意事項として「火災防護計画」に定める。

② 溢水防護対象設備に対する対策

a. 「J I S C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (I Pコード)」における第二特性数字 4 以上相当の保護等級を有する機器への取替を行う。

b. 溢水防護対象設備に対し、実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置を行う。

1.7.5.3 蒸気放出の影響に対する設計方針

(1) 蒸気放出の影響に対する評価方針

「1.7.2 考慮すべき溢水事象」にて設定した溢水源からの漏えい蒸気の直接噴出及び拡散による影響を受ける範囲内にある溢水防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には、以下に示す要求のいずれかを満足していれば溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。

a. 溢水防護対象設備が溢水源からの漏えい蒸気を考慮した耐蒸気仕様

を有すること。

- b. 溢水防護対象設備が多重性又は多様性を有しており、各々が同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され、同時に安全機能を損なうことのないこと。

その際、溢水の影響により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、安全評価指針に基づき必要な機器の単一故障を考慮し、発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行うこと。

(2) 蒸気放出の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがある場合には、以下に示すいずれか若しくは組合せの対策を行うことにより、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

① 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水防護区画外の蒸気放出に対して、壁、扉等による流入防止対策を図り蒸気の流入を防止する設計とする。

流入防止対策として設置する壁、扉等は、溢水により発生する蒸気に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

- b. 溢水源となる系統を、溢水防護区画外の元弁で閉止することにより、溢水防護区画内において蒸気放出による影響がない設計とする。
- c. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、破損形状を特定することにより蒸気放出による影響を軽減する設計とする。
- d. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性を確保する設計とし、溢水源から除外することにより蒸気放出

による影響がない設計とする。

- e. 主蒸気管破断事故時等には、建物内外の差圧による原子炉建物のブローアウト・パネルの開放により、溢水防護区画内において蒸気影響を軽減する設計とする。

② 溢水防護対象設備に対する対策

- a. 蒸気放出の影響に対して耐性を有しない溢水防護対象設備については、蒸気曝露試験又は机上評価によって蒸気放出の影響に対して耐性を有することが確認された機器への取替えを行う。
- b. 溢水防護対象設備に対し、実機での蒸気条件を考慮しても安全機能を損なわないことを蒸気曝露試験等により確認した保護カバーやパッキン等による蒸気防護措置を行う。

1.7.5.4 その他の溢水に対する設計方針

地下水の流入、屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水が、溢水防護区画に流入するおそれがある場合には、壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包するエリア内及び建物内への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えいに対して、漏えい検知システムによる早期検知や床目皿からの排水等により、溢水防護対象設備の安全機能が損なわれない設計とする。

1.7.5.5 燃料プールのスロッシング後の機能維持に関する設計方針

基準地震動 S_s による地震力によって生じるスロッシング現象を三次元流動解析により評価し、燃料プール外へ漏えいする水量を考慮する。その際、燃料プールの初期水位は、スキマ・サージ・タンクへのオーバーフロー水位として評価する。算出した溢水量からスロッシング後の燃料プールの水位低下を考慮しても、燃料プールの冷却機能及び燃料プールへの給水機能が確保されるため、それらを用いることにより適切な水温（水温65℃以下）及び遮蔽水位を維持できる設計とする。

1.7.5.6 取水槽海水ポンプエリアの溢水評価に関する設計方針

取水槽海水ポンプエリア内にある溢水防護対象設備が取水槽海水ポンプエリア内及びエリア外で発生する溢水の影響を受けて、安全機能を損なわない設計とする。

具体的には、波及的影響防止及び津波の浸水を防止する目的での低耐震設備の耐震補強対策に加え、取水槽海水ポンプエリア外で発生する地震に起因する屋外タンク破損による溢水が、取水槽海水ポンプエリアへ流入しないようにするために、壁、扉、堰等による溢水伝播防止対策を図る設計とする。

取水槽海水ポンプエリア内で発生する想定破損による低エネルギー配管の貫通クラックによる溢水、消火水の放水による溢水及び降水による溢水についても、壁、扉、堰等による溢水伝播防止対策を図る設計とする。さらに、取水槽海水ポンプエリア内の多重性を有する溢水防護対象設備を別区画に設置することにより、没水により同時に機能を損なうことのない設計とする。また、溢水防護対象設備の機能喪失高さは、発生した溢水水位に対して裕度を確保する設計とする。

1.7.6 溢水防護区画を内包するエリア外及び建物外からの流入防止に関する設計方針

溢水防護区画を内包するエリア外及び建物外で発生を想定する溢水が、溢水防護区画に流入するおそれがある場合には、壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包するエリア内及び建物内への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

また、地下水に対しては、地下水位低下設備の停止により建物周囲の水位が周辺の地下水位まで上昇することを想定し、建物外周部における壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包する建物内への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。さらに、耐震性を有する地下水位低下設備により、地下水の水位上昇を抑制する設計と

する。

1.7.7 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針

管理区域内で発生した溢水の管理区域外への伝播経路となる箇所については、壁、扉、堰等による漏えい防止対策を行うことにより、機器の破損等により生じた放射性物質を内包する液体が管理されない状態で管理区域外に漏えいすることを防止する設計とする。

1.7.8 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

溢水の影響により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、「安全評価指針」に基づき必要な単一故障を考慮し、発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い、炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とし、これらの機能を維持するために必要な設備（溢水防護対象設備）が、没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。

1.7.9 手順等

溢水評価に関して、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- (1) 原子炉建物内の所内蒸気系について、プラント運転期間中、原子炉建物内の所内蒸気系は原子炉建物外の元弁で閉止し、常時隔離する運用とし、定期事業者検査中の原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン等の試運転時に一時的に所内蒸気を使用する運用とする。
- (2) 配管の想定破損評価において、応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は、評価結果に影響するような減肉がないことを継続的な肉厚管理で確認する。

- (3) 配管の想定破損による溢水が発生する場合及び基準地震動 S_s による地震力により耐震 B, C クラスの機器が破損し溢水が発生する場合には、隔離手順を定める。
- (4) 運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の 2% 又はプラント運転期間の 1% より小さい）により低エネルギー配管としている設備については、運転時間管理を行う。
- (5) 内部溢水評価で用いる屋外タンクの水量を管理する。
- (6) 溢水防護区画において、各種対策設備の追加、資機材の持込み等により評価条件としている区画面積に見直しがある場合は、予め定めた手順により溢水評価への影響確認を行う。
- (7) 排水を期待する箇所からの排水を阻害する要因に対し、それを防止するための運用を実施する。
- (8) 定期事業者検査作業に伴う溢水防護対象設備の不待機や扉の開放等、影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても、その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれない運用とする。
- (9) 水密扉については、開放後の確実な閉止操作、閉止状態の確認及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作の手順等を定める。
- (10) 溢水発生後の滞留区画等での排水作業手順を定める。
- (11) 溢水防護対象設備に対する消火水の影響を最小限に止めるため、消火活動における運用及び留意事項と、それらに関する教育について「火災防護計画」に定める。
- (12) 燃料プール冷却系や燃料プール補給水系が機能喪失した場合における、残留熱除去系による燃料プールの給水及び冷却手順を定める。

1.8 外部からの衝撃による損傷の防止に関する基本方針

安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全機能を損なわない設計とする。安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、「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」で規定されている重要度分類（以下 1.8 では「安全重要度分類」という。）のクラス 1、クラス 2 及びクラス 3 に属する構築物、系統及び機器とする。

そのうえで、上記構築物、系統及び機器の中から、発電用原子炉を停止するため、また、停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するために必要な異常の発生防止の機能又は異常の影響緩和の機能を有する構築物、系統及び機器並びに燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要な異常の発生防止の機能又は異常の影響緩和の機能を有する構築物、系統及び機器として安全重要度分類のクラス 1、クラス 2 及び安全評価上その機能に期待するクラス 3 に属する構築物、系統及び機器に加え、それらを内包する建物を外部事象から防護する対象（以下「外部事象防護対象施設」という。）とし、機械的強度を有すること等により、安全機能を損なわない設計とする。

上記に含まれない構築物、系統及び機器は、機能を維持すること若しくは損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、その安全機能を損なわない設計とする。

1.8.1 風（台風）防護に関する基本方針

「建築基準法」並びに同施行令第八十七条第二項及び第四項に基づく「建設省告示第 1454 号」より設定した設計基準風速（30m/s、地上高 10m、10 分間平均）の風によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要

がある施設を、安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器とする。

そのうえで、外部事象防護対象施設は、設計基準風速（30m/s、地上高10m、10分間平均）の風荷重に対し機械的強度を有することにより安全機能を損なわない設計とする。

また、上記に含まれない構築物、系統及び機器は、風（台風）により損傷した場合であっても、代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

タンクについては、「消防法」（危険物の規制に関する技術上の基準の細目を定める告示第四条の十九）において、日本最大級の台風の最大瞬間風速（63m/s、地上高15m）に基づく風荷重に対する設計が現在でも要求されている。

なお、風（台風）に伴う飛来物による影響は、竜巻影響評価にて想定する設計飛来物の影響に包絡される。

ここで、風（台風）に関連して発生する可能性がある自然現象としては、落雷が考えられる。落雷については、同時に発生するとしても、個々の事象として考えられる影響と変わらない。

1.8.2 竜巻防護に関する基本方針

1.8.2.1 設計方針

(1) 竜巻に対する設計の基本方針

安全施設が竜巻に対して、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な安全機能を損なわないよう、基準竜巻、設計竜巻及び設計荷重を適切に設定し、以下の事項に対して、対策を行い、建物による防護、構造健全性の維持、代替設備の確保等によって、安全機能を損なわない設計とする。

また、安全施設は、設計荷重による波及的影響によって、安全機能を損なわない設計とする。

- a. 飛来物の衝突による施設の貫通及び裏面剥離
- b. 設計竜巻による風圧力による荷重，気圧差による荷重及び設計飛来物による衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重並びにその他の組合せ荷重（常時作用している荷重，運転時荷重，竜巻以外の自然現象による荷重及び設計基準事故時荷重）を適切に組み合わせた設計荷重
- c. 竜巻による気圧の低下
- d. 外気と繋がっている箇所への風の流入

設計竜巻によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を，安全重要度分類のクラス1，クラス2及びクラス3に属する構築物，系統及び機器とする。

設計竜巻によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設のうち，外部事象防護対象施設は，設計荷重に対し機械的強度を有すること等により，安全機能を損なわない設計とする。

竜巻影響評価の対象施設としては，「1.8.2.1(3) 外部事象防護対象施設のうち評価対象施設」及び「1.8.2.1(4) 外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設」に示す施設を，竜巻影響評価の対象施設とする。

なお，「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」の重要度分類における耐震Sクラスの設計を要求される設備（系統，機器）及び建物，構築物のうち，竜巻の影響を受ける可能性がある施設を抽出した結果，追加で「1.8.2.1(3) 外部事象防護対象施設のうち評価対象施設」に反映する施設はない。

竜巻に対する防護設計を行う，外部事象防護対象施設のうち評価対象施設及び外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設を「評価対象施設等」という。

外部事象防護対象施設の安全機能を損なわないようにするため，外部事象防護対象施設に影響を及ぼす飛来物の発生防止対策を実施するとともに，作用する設計荷重に対する外部事象防護対象施設の構造健

全性の維持，外部事象防護対象施設を内包する区画の構造健全性の確保若しくは飛来物による損傷を考慮して，代替設備により必要な機能を確保すること，安全上支障のない期間での修復等の対応又はそれらを適切に組み合わせた設計とする。

屋外に設置する外部事象防護対象施設の構造健全性の維持又は外部事象防護対象施設を内包する区画の構造健全性の確保において，それらを防護するために設置する竜巻防護対策設備は，竜巻防護ネット，竜巻防護鋼板等から構成し，飛来物から外部事象防護対象施設を防護できる設計とする。

(2) 設計竜巻の設定

「添付書類六 8. 竜巻」において設定した基準竜巻の最大風速は78m/sとする。

設計竜巻の設定に際して，島根原子力発電所は北側が輪谷湾に面し，他の三方を山で囲まれており，地形効果による風の増幅について評価した結果，増幅効果がないことが確認されたが，将来的な気候変動による竜巻発生の不確実性を踏まえ，設計竜巻の最大風速は92m/sとする。

(3) 外部事象防護対象施設のうち評価対象施設

外部事象防護対象施設は，設計荷重に対し機械的強度を有すること等により安全機能を損なわない設計とする。

外部事象防護対象施設は，外殻となる施設（建物，構築物）（以下「外殻となる施設」という。）に内包され，外気と繋がっておらず設計竜巻荷重の影響から防護される施設（以下「外殻となる施設に内包され防護される施設（外気と繋がっている施設を除く。）」という。），設計竜巻荷重の影響を受ける屋外施設（以下「屋外施設（建物含む）」という。），外殻となる施設に内包されるため，設計竜巻の風圧力による荷重及び設計飛来物による衝撃荷重の影響から防護されるが，外気と繋がっており設計竜巻の気圧差による荷重の影響を受ける施設（以下「屋内の施設で外気と繋がっている施設」という。）及び外殻となる施設に内包される

が設計竜巻荷重の影響から防護が期待できない施設（以下「外殻となる施設による防護機能が期待できない施設」という。）に分類し，このうち，外殻となる施設に内包され防護される施設（外気と繋がっている施設を除く。）は内包する建物により防護する設計とすることから，評価対象施設は，屋外施設（建物含む），屋内の施設で外気と繋がっている施設及び外殻となる施設による防護機能が期待できない施設とし，以下のように抽出する。

なお，外殻となる施設による防護機能が期待できない施設については，「1.8.2.1(3) a. 屋外施設」のうち外部事象防護対象施設を内包する区画の構造健全性維持可否の観点並びに設計飛来物の衝突等による開口部の開放及び開口部建具の貫通の観点から抽出する。

また，上記に含まれない構築物，系統及び機器は，竜巻及びその随伴事象により損傷した場合であっても，代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

a. 屋外施設（外部事象防護対象施設を内包する区画を含む。）

(a) 海水ポンプ（原子炉補機海水ポンプ，高圧炉心スプレー補機海水ポンプ）（配管，弁を含む。）

(b) 海水ストレーナ（原子炉補機海水ストレーナ，高圧炉心スプレー補機海水ストレーナ）

(c) 排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）

(d) 排気筒モニタ

(e) ディーゼル燃料移送ポンプ（A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系），高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機（燃料移送系））（配管，弁を含む。）

(f) 原子炉建物

<以下，外部事象防護対象施設を内包する区画>

外部事象防護対象施設を内包する区画を，以下のとおり抽出する。

(g) タービン建物

- (h) 制御室建物
- (i) 廃棄物処理建物
- (j) 排気筒モニタ室
- (k) ディーゼル燃料貯蔵タンク室（A－非常用ディーゼル発電機（燃料移送系），高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系））
- (l) ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽※（B－非常用ディーゼル発電機（燃料移送系））

※ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料移送ポンプを内包
 なお、排気筒モニタ及び排気筒モニタ室は、以下の設計とすることにより、以降の評価対象施設には含めないものとする。

評価対象施設のうち排気筒モニタについては、放射性気体廃棄物処理施設の破損の検出手段として期待している。竜巻を起因として放射性気体廃棄物処理施設の破損が発生することはないが、独立事象としての重畳の可能性を考慮し、排気筒モニタ室も含め安全上支障のない期間に補修等の対応を行うことで、安全機能を損なわない設計とする。

b. 屋内の施設で外気と繋がっている施設

- (a) 換気空調設備（中央制御室換気系，原子炉建物附属棟換気系の外気と繋がるダクト・ファン及び外気との境界となるダンパ・隔離弁）
- (b) 原子炉棟換気系隔離弁及びダクト
- (c) 非常用ガス処理系配管

c. 外殻となる施設による防護機能が期待できない施設

- (a) 原子炉建物 1 階 原子炉補機冷却水ポンプ，熱交換器，配管及び弁
- (b) 原子炉建物 2 階 原子炉建物附属棟換気系
- (c) 原子炉建物 4 階 原子炉建物天井クレーン，燃料取替機，燃料プール，燃料プール冷却系配管及び弁，使用済燃料貯蔵ラック，燃料集合体
- (d) 廃棄物処理建物 3 階 中央制御室換気系等

(4) 外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設

外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設としては、当該施設の破損等により外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼして安全機能を喪失させる可能性がある施設又はその施設の特定の区画とする。

外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設としては、外部事象防護対象施設を除く構築物、系統及び機器の中から、外部事象防護対象施設に機械的影響を及ぼし得る施設及び外部事象防護対象施設に機能的影響を及ぼし得る施設を以下のとおり抽出する。

a. 外部事象防護対象施設に機械的影響を及ぼし得る施設

外部事象防護対象施設に機械的影響を及ぼし得る施設としては、施設の高さと外部事象防護対象施設との距離を考慮して、倒壊により外部事象防護対象施設を損傷させる可能性がある施設を、外部事象防護対象施設に機械的影響を及ぼし得る施設として抽出する。

- (a) 排気筒モニタ室
- (b) 1号炉原子炉建物
- (c) 1号炉タービン建物
- (d) 1号炉廃棄物処理建物
- (e) 1号炉排気筒

b. 外部事象防護対象施設に機能的影響を及ぼし得る施設

外部事象防護対象施設に機能的影響を及ぼし得る施設としては、屋外にある外部事象防護対象施設の付属設備で、風圧力及び設計飛来物の衝突等による損傷により外部事象防護対象施設の安全機能を損なわせる可能性がある施設を、外部事象防護対象施設に機能的影響を及ぼし得る施設として抽出する。

- (a) 排気管（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付属施設）
- (b) 排気消音器（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付属施設）

(c) ベント管（ディーゼル燃料貯蔵タンク，ディーゼル燃料デイトンク及び潤滑油サンプルタンクの付属施設）

(5) 竜巻随伴事象の影響により外部事象防護対象施設の機能を喪失させる可能性がある施設

竜巻随伴事象の影響により外部事象防護対象施設の機能を喪失させる可能性がある施設として，以下を抽出する。

a. 溢水により外部事象防護対象施設の機能を喪失させる可能性がある施設

b. 火災発生により外部事象防護対象施設の機能を喪失させる可能性がある施設

c. 外部電源

(6) 設計飛来物の設定

敷地全体を俯瞰した現地調査及び検討を行い，発電所構内の資機材，車両等の設置状況を踏まえ，評価対象施設等に衝突する可能性がある飛来物を抽出する。

飛来物に係る現地調査結果及び「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（平成 25 年 6 月 19 日原規技発 13061911 号 原子力規制委員会決定）」に示されている設計飛来物の設定例を参照し設定する。

設計飛来物は，浮き上がりの有無，運動エネルギー及び貫通力を踏まえ，鋼製材（長さ 4.2m×幅 0.3m×高さ 0.2m，質量 135kg，飛来時の水平速度 51m/s，飛来時の鉛直速度 34m/s）を設定する。

また，竜巻防護対策設備の竜巻防護ネットを通過し得る可能性があり，鋼製材にて包含できないことから，砂利も設計飛来物とする。

第 1.8.2-1 表に発電所における設計飛来物を示す。

飛来物の発生防止対策については，現地調査により抽出した飛来物や持ち込まれる資機材，車両等の寸法，質量及び形状から飛来の有無を判断し，運動エネルギー及び貫通力を考慮して，衝突時に建物等又は竜巻防護対策設備に与えるエネルギー又は貫通力が設計飛来物のうち鋼製材によ

るものより大きく、外部事象防護対象施設を防護できない可能性があるものは固縛、固定又は外部事象防護対象施設からの離隔を実施し、確実に飛来物とならない運用とする。

(7) 荷重の組合せと許容限界

竜巻に対する防護設計を行うため、評価対象施設等に作用する設計竜巻荷重の算出、設計竜巻荷重の組合せの設定、設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定及び許容限界について以下に示す。

a. 評価対象施設等に作用する設計竜巻荷重

設計竜巻により評価対象施設等に作用する荷重として「風圧力による荷重 (W_w)」、「気圧差による荷重 (W_p)」及び「設計飛来物による衝撃荷重 (W_m)」を以下に示すとおり算出する。

(a) 風圧力による荷重 (W_w)

設計竜巻の最大風速による荷重であり、「建築基準法施行令」(昭和25年11月16日政令第338号)、「日本建築学会 建築物荷重指針・同解説」及び建設省告示1454号(平成12年5月31日)に準拠して、次式のとおり算出する。

$$W_w = q \cdot G \cdot C \cdot A$$

ここで、

W_w : 風圧力による荷重

q : 設計用速度圧

G : ガスト影響係数 (=1.0)

C : 風力係数(施設の形状や風圧力が作用する部位(屋根, 壁等)に応じて設定する。)

A : 施設の受圧面積

$$q = (1/2) \cdot \rho \cdot V_D^2$$

ここで、

ρ : 空気密度

V_D : 設計竜巻の最大風速

ただし、竜巻による最大風速は、一般的には水平方向の風速として算定されるが、鉛直方向の風圧力に対してせい弱と考えられる評価対象施設等が存在する場合には、鉛直方向の最大風速等に基づいて算出した鉛直方向の風圧力についても考慮した設計とする。

(b) 気圧差による荷重 (W_p)

外気と隔離されている区画の境界部が気圧差による圧力影響を受ける設備及び外部事象防護対象施設を内包する区画の外壁、屋根等においては、設計竜巻による気圧低下によって生じる評価対象施設等の内外の気圧差による圧力荷重が発生する。保守的に「閉じた施設」を想定し次式のとおり算出する。

$$W_p = \Delta P_{max} \cdot A$$

ここで、

W_p : 気圧差による荷重

ΔP_{max} : 最大気圧低下量

A : 施設の受圧面積

(c) 設計飛来物による衝撃荷重 (W_M)

飛来物の衝突方向及び衝突面積を考慮して設計飛来物が評価対象施設等に衝突した場合の影響が大きくなる向きで衝撃荷重を算出する。

b. 設計竜巻荷重の組合せ

評価対象施設等の設計に用いる設計竜巻荷重は、設計竜巻による風圧力による荷重 (W_w)、気圧差による荷重 (W_p) 及び設計飛来物による衝撃荷重 (W_M) を組み合わせた複合荷重とし、複合荷重 W_{T1} 及び W_{T2} は米国原子力規制委員会の基準類を参考として、以下のとおり設定する。

$$W_{T1} = W_p$$

$$W_{T2} = W_w + 0.5 \cdot W_p + W_M$$

なお、評価対象施設等には W_{T1} 及び W_{T2} の両荷重をそれぞれ作用さ

せる。

c. 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定

設計竜巻荷重と組み合わせる荷重は、以下のとおり設定する。

(a) 評価対象施設等に常時作用する荷重，運転時荷重

評価対象施設等に作用する荷重として，自重等の常時作用する荷重，内圧等の運転時荷重を適切に組み合わせる。

(b) 竜巻以外の自然現象による荷重

竜巻は，積乱雲及び積雲に伴って発生する現象であり⁽¹⁾，積乱雲の発達時に竜巻と同時発生する可能性がある自然現象は，雷，雪，ひょう及び降水である。これらの自然現象の組合せにより発生する荷重は，以下のとおり設計竜巻荷重に包絡される。

i 雷

竜巻と雷が同時に発生する場合においても，雷によるプラントへの影響は雷撃であるため，雷による荷重は発生しない。

ii 雪

冬期，竜巻が襲来する場合は竜巻通過前後に降雪を伴う可能性はあるが，上昇流の竜巻本体周辺では，竜巻通過時に雪は降らない。また，下降流の竜巻通過時は，竜巻通過前に積もった雪の大部分は竜巻の風により吹き飛ばされ，雪による荷重は十分小さく設計竜巻荷重に包絡される。

iii ひょう

ひょうは，積乱雲から降る直径 5 mm 以上の氷の粒⁽²⁾であり，仮に直径 10cm 程度の大型のひょうを想定した場合，その重量は約 0.5kg である。直径 10cm 程度のひょうの終端速度は 59m/s⁽³⁾，運動エネルギーは約 0.9kJ であり，設計飛来物の運動エネルギーと比べ十分に小さく，ひょうの衝突による荷重は設計竜巻荷重に包絡される。

iv 降水

竜巻と降水が同時に発生する場合においても、雨水により屋外施設に荷重の影響を与えることはなく、また降雨による荷重は十分小さいため、設計竜巻荷重に包絡される。

(c) 設計基準事故時荷重

外部事象防護対象施設は、設計竜巻によって安全機能を損なわない設計とするため、設計竜巻は原子炉冷却材喪失事故等の設計基準事故の起因とはならないことから、設計竜巻と設計基準事故は独立事象となる。

設計竜巻と設計基準事故が同時に発生する頻度は十分小さいことから、設計基準事故時荷重と設計竜巻との組み合わせは考慮しない。

仮に、風速が低く発生頻度が高い竜巻と設計基準事故が同時に発生する場合、評価対象施設等のうち設計基準事故時荷重が生じ、竜巻による風荷重等の影響を受ける屋外設備としては海水ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプ（A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系））が考えられるが、設計基準事故時においても海水ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプの圧力及び温度は変わらないため、設計基準事故により考慮すべき荷重はなく、竜巻と設計基準事故時荷重の組み合わせは考慮しない。

d. 許容限界

建物及び構築物の設計において、設計飛来物の衝突による貫通及び裏面剥離発生の有無の評価については、貫通及び裏面剥離が発生しない部材厚（貫通限界厚さ及び裏面剥離限界厚さ）と部材の最小厚さを比較することにより行う。さらに、設計荷重により、発生する変形又は応力が以下の法令、規格、基準、指針類等に準拠し算定した許容限界を下回る設計とする。

- ・ 建築基準法

- ・ 日本産業規格
- ・ 日本建築学会及び土木学会等の基準，指針類
- ・ 原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4601－1987（日本電気協会）
- ・ 震災建築物の被災度区分判定基準及び復旧技術指針（日本建築防災協会）
- ・ 原子力エネルギー協会（N E I）の基準・指針類

系統及び機器の設計において，設計飛来物の衝突による貫通の有無の評価については，貫通が発生しない部材厚である貫通限界厚さと部材の最小厚さを比較することにより行う。設計飛来物が貫通することを考慮する場合には，設計荷重に対して防護対策を考慮した上で，系統及び機器に発生する応力が以下の規格，基準及び指針類に準拠し算定した許容応力度等に基づく許容限界を下回る設計とする。

- ・ 日本産業規格
- ・ 日本機械学会の基準，指針類
- ・ 原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4601－1987（日本電気協会）

(8) 評価対象施設等の防護設計方針

評価対象施設等の設計荷重に対する防護設計方針を以下に示す。

a. 屋外施設（外部事象防護対象施設を内包する区画を含む。）

外部事象防護対象施設のうち屋外施設は，設計荷重に対して，安全機能が維持される設計とし，必要に応じて竜巻防護ネット等の竜巻防護対策設備又は運用による竜巻防護対策を講じる方針とする。

(a) 海水ポンプ（原子炉補機海水ポンプ，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ）（配管，弁を含む。）

海水ポンプは，設計飛来物の衝突により貫通することを考慮し，竜巻防護ネットの設置等による竜巻防護対策を行うことにより，設計飛来物の衝突を防止し，風圧力による荷重，気圧差による荷重及

び海水ポンプに常時作用する荷重に対して、構造健全性が維持され、安全機能を損なわない設計とする。

- (b) 海水ストレーナ（原子炉補機海水ストレーナ、高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ）

海水ストレーナは、設計飛来物の衝突により貫通することを考慮し、竜巻防護鋼板の設置等による竜巻防護対策を行うことにより、設計飛来物の衝突を防止し、風圧力による荷重、気圧差による荷重及び海水ストレーナに常時作用する荷重に対して、構造健全性が維持され、安全機能を損なわない設計とする。

- (c) 排気筒（非常用ガス処理系排気筒を含む。）

排気筒は、設計飛来物が衝突により貫通することを考慮しても、閉塞することはなく、排気筒の排気機能が維持される設計とする。さらに、排気筒は開かれた構造物であり気圧差荷重は作用しないことから、風圧力による荷重及び排気筒に常時作用する荷重に対して、構造健全性が維持され、安全機能を損なわない設計とする。

また、設計飛来物の衝突により部材が損傷した場合においても構造健全性が維持され、排気筒全体が倒壊しない設計とする。

- (d) ディーゼル燃料移送ポンプ（A－非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系））（配管、弁を含む。）

ディーゼル燃料移送ポンプは、設計飛来物の衝突により貫通することを考慮し、竜巻防護鋼板の設置等による竜巻防護対策を行うことにより、設計飛来物の衝突を防止し、風圧力による荷重、気圧差による荷重及びディーゼル燃料移送ポンプに常時作用する荷重に対して、構造健全性が維持され、安全機能を損なわない設計とする。

- (e) 原子炉建物

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルについては、設計竜巻による気圧低下による開放及び設計飛来物の貫通により、原子炉建

物原子炉棟の放射性物質の閉じ込め機能を損なう可能性があるが、竜巻防護ネットの設置による竜巻防護対策を行うことにより、設計飛来物の衝突及び気圧低下による開放後の開口部からの設計飛来物の侵入を防止する設計とするとともに、気圧低下による開放に対しては、設計竜巻と設計基準事故が同時に発生する頻度は十分小さいことから、安全上支障のない期間に補修が可能な設計とすることで、安全機能を損なわない設計とする。

また、原子炉建物は外部事象防護対象施設を内包する建物でもあるため、風圧力による荷重、気圧差による荷重、設計飛来物の衝撃荷重及び常時作用する荷重に対して、構造骨組の構造健全性が維持されるとともに、屋根、壁及び開口部（扉類）の破損により原子炉建物内の外部事象防護対象施設が安全機能を損なわない設計とする。また、設計飛来物の衝突時においても、貫通及び裏面剥離の発生により、原子炉建物内の外部事象防護対象施設が安全機能を損なわない設計とする。

<以下、外部事象防護対象施設を内包する区画>

(f) タービン建物、制御室建物、廃棄物処理建物

タービン建物、制御室建物、廃棄物処理建物は、風圧力による荷重、気圧差による荷重、設計飛来物による衝撃荷重及び常時作用する荷重に対して、構造骨組の構造健全性が維持されるとともに、屋根、壁及び開口部（扉類）の破損により当該建物内の外部事象防護対象施設が安全機能を損なわない設計とする。また、設計飛来物の衝突時においても、貫通及び裏面剥離の発生により、当該建物内の外部事象防護対象施設が安全機能を損なわない設計とする。

(g) ディーゼル燃料貯蔵タンク室（A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系））、ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽（B-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系））

ディーゼル燃料貯蔵タンク室，ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽は，地下埋設されていることを考慮し，設計飛来物による衝撃荷重に対して，構造健全性が維持され，ディーゼル燃料貯蔵タンクが安全機能を損なわない設計とする。

b. 外部事象防護対象施設のうち，屋内の施設で外気と繋がっている施設

外殻となる施設に内包され防護される外部事象防護対象施設のうち，外気と繋がっている施設は，設計荷重に対して，安全機能が維持される設計とし，必要に応じて竜巻防護対策設備等による竜巻防護対策を講じる方針とする。

(a) 換気空調設備（中央制御室換気系，原子炉建物付属棟換気系）

換気空調設備は，竜巻防護ネット等の設置の竜巻防護対策を行う各建物に内包されていることを考慮すると，風圧力による荷重及び設計飛来物による衝撃荷重は作用しないことから，気圧差による荷重及び換気空調設備に常時作用する荷重に対して，構造健全性が維持され，安全機能を損なわない設計とする。

(b) 原子炉棟換気系隔離弁及びダクト

原子炉棟換気系隔離弁及びダクトは，原子炉建物に内包されていることを考慮すると，風圧力による荷重及び設計飛来物による衝撃荷重は作用しないことから，気圧差による荷重及び原子炉棟換気系隔離弁及びダクトに常時作用する荷重に対して，原子炉棟換気系隔離弁及びダクトの構造健全性が維持され安全機能を損なうことのない設計とする。

(c) 非常用ガス処理系配管

非常用ガス処理系配管は，原子炉建物及びタービン建物に内包されていることを考慮すると，風圧力による荷重及び設計飛来物による衝撃荷重は作用しないことから，気圧差による荷重及び非常用ガス処理系配管に常時作用する荷重に対して，非常用ガス処理系配管

の構造健全性が維持され安全機能を損なうことのない設計とする。

c. 外殻となる施設による防護機能が期待できない施設

外殻となる施設による防護機能が期待できない施設は、設計荷重に対して、安全機能が維持される設計とし、必要に応じて竜巻防護対策設備等による竜巻防護対策を講じる方針とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが設計竜巻による気圧低下により開放されることを考慮し、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放により発生する外壁開口部付近の外部事象防護対象施設のうち、設計竜巻荷重の影響を受ける可能性がある原子炉建物4階設置設備の原子炉建物天井クレーン、燃料取替機、燃料プール、燃料プール冷却系配管及び弁、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料集合体が安全機能を損なわない設計とする。

- (a) 原子炉建物1階 原子炉補機冷却水ポンプ、熱交換器、配管及び弁、原子炉建物2階 原子炉建物付属棟換気系、原子炉建物4階 原子炉建物天井クレーン、燃料取替機、燃料プール、燃料プール冷却系配管及び弁、使用済燃料貯蔵ラック、燃料集合体、廃棄物処理建物3階 中央制御室換気系等

原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器、原子炉補機冷却系配管及び弁、原子炉建物付属棟換気系、原子炉建物天井クレーン、燃料取替機、燃料プール、燃料プール冷却系配管及び弁、使用済燃料貯蔵ラック、燃料集合体、中央制御室換気系等は、設計飛来物の衝突により、開口部の開放又は開口部建具に貫通が発生することを考慮し、竜巻防護ネットの設置等の竜巻防護対策を行うことにより、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器、原子炉補機冷却系配管及び弁、原子炉建物付属棟換気系、原子炉建物天井クレーン、燃料取替機、燃料プール、燃料プール冷却系配管及び弁、使用済燃料貯蔵ラック、燃料集合体、中央制御室換気系等への設計飛来物の衝突を防止し、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉

補機冷却系熱交換器，原子炉補機冷却系配管及び弁，原子炉建物付属棟換気系，原子炉建物天井クレーン，燃料取替機，燃料プール，燃料プール冷却系配管及び弁，使用済燃料貯蔵ラック，燃料集合体，中央制御室換気系等の構造健全性が維持され，安全機能を損なわない設計とする。

なお，原子炉建物天井クレーン及び燃料取替機については，竜巻の襲来が予想される場合には，燃料取扱作業を中止し，燃料プール，燃料プール冷却系配管及び弁，使用済燃料貯蔵ラック及び燃料集合体に影響を及ぼさない待機位置への退避措置を行う。

d. 外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設

外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設については，設計荷重による影響を受ける場合においても外部事象防護対象施設に影響を及ぼさないよう，設備又は運用による竜巻防護対策を実施することにより，外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

(a) 1号炉排気筒

1号炉排気筒は，風圧力による荷重，設計飛来物による衝撃荷重及び自重等の常時作用する荷重に対して，倒壊により外部事象防護対象施設へ波及的影響を及ぼさない設計とする。

(b) 1号炉原子炉建物，1号炉タービン建物，1号炉廃棄物処理建物，排気筒モニタ室

1号炉原子炉建物，1号炉タービン建物，1号炉廃棄物処理建物及び排気筒モニタ室は，風圧力による荷重，気圧差による荷重，設計飛来物による衝撃荷重及び自重等の常時作用する荷重に対して，倒壊により外部事象防護対象施設へ波及的影響を及ぼさない設計とする。

(c) 排気管（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付属施設），排気消音器（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付属施設), ベント管 (ディーゼル燃料貯蔵タンク, ディーゼル燃料デイトンク及び潤滑油サンプタンクの付属施設)

排気管, 排気消音器, ベント管は, 設計飛来物の衝突により貫通することを考慮しても, 排気管, 排気消音器, ベント管が閉塞することがなく, 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を含む。) の機能等が維持される設計とする。さらに, 排気管, 排気消音器, ベント管が風圧力による荷重, 気圧差による荷重及び排気管, 排気消音器, ベント管に常時作用する荷重に対して, 構造健全性を維持し, 安全機能を損なわない設計とし, 外部事象防護対象施設である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を含む。) に機能的影響を及ぼさない設計とする。

以上の評価対象施設等の防護設計を考慮して, 設計竜巻から防護する評価対象施設及び竜巻防護対策等を第 1.8.2-2 表に, 外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る区画及び竜巻防護対策等を第 1.8.2-3 表に示す。

(9) 竜巻随件事象に対する評価

竜巻随件事象として, 過去の竜巻被害事例及び発電所の施設の配置から想定される事象である, 火災, 溢水及び外部電源喪失を抽出し, 事象が発生する場合においても, 外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

a. 火災

竜巻随件事象として, 竜巻による飛来物が建物開口部付近の発火性又は引火性物質を内包する機器に衝突する場合及び屋外の危険物タンク等に飛来物が衝突する場合の火災が想定される。

建物内については, 飛来物が侵入する場合でも, 建物開口部付近には, 発電用原子炉施設の安全機能を損なわせる可能性がある発火性又

は引火性物質を内包する機器は配置されておらず、また、外部事象防護対象施設を設置している区画の開口部には竜巻防護ネット設置等の竜巻防護対策を行うことを考慮すると飛来物が到達することはないことから、設計竜巻により建物内に火災が発生することはない、建物内の外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない。

建物外については、発電所敷地内の屋外にある危険物タンク等の火災がある。火災源と外部事象防護対象施設の位置関係を踏まえて火災の影響を評価した上で、外部事象防護対象施設が安全機能を損なわない設計とすることを「1.8.10 外部火災防護に関する基本方針」に記載する。

以上より、竜巻随件事象としての火災に対して外部事象防護対象施設が安全機能を損なわない設計とする。

b. 溢水

竜巻随件事象として、竜巻による飛来物が建物開口部付近の溢水源に衝突する場合及び屋外タンク等に飛来物が衝突する場合の溢水が想定される。

外部事象防護対象施設を内包する建物内については、飛来物が侵入する場合でも、建物開口部付近に飛来物が衝突して外部事象防護対象施設の安全機能を損なう可能性がある溢水源が配置されておらず、また、外部事象防護対象施設を設置している建物の開口部には、竜巻防護ネット設置等の竜巻防護対策を行うことを考慮すると、飛来物が到達することはないことから、設計竜巻により建物内に溢水が発生することはない、建物内の外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない。

建物外については、設計竜巻による飛来物の衝突による屋外タンク等の破損に伴う溢水を想定されるが、「1.7 溢水防護に関する基本方針」にて、地震時の屋外タンク等の破損を想定し、地震起因の溢水が安全系機器に影響を及ぼさない設計としており、竜巻随件事象による屋外タンク等が損傷して発生する溢水に対しては、上記に包絡される

ことから、外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない。

以上より、竜巻随伴事象としての溢水に対して外部事象防護対象施設が安全機能を損なわない設計とする。

c. 外部電源喪失

設計竜巻又は設計竜巻と同時に発生する雷又はダウンバースト等の影響により外部電源喪失が発生する場合には、設計竜巻に対して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を含む。）の構造健全性を維持することにより、外部電源喪失の影響がなく外部事象防護対象施設が安全機能を損なわない設計とする。

1.8.2.2 手順等

竜巻に対する防護については、竜巻に対する影響評価を行い、安全施設が安全機能を損なわないよう手順等を定める。

- (1) 屋外の作業区画で飛散するおそれのある資機材、車両等については、飛来時の運動エネルギー及び貫通力等を評価し、外部事象防護対象施設への影響の有無を確認する。外部事象防護対象施設に影響を及ぼす資機材、車両等については、固縛、固定、外部事象防護対象施設から離隔、頑健な建物内に収納又は撤去する。これら飛来物発生防止対策について手順を定める。
- (2) 竜巻の襲来が予想される場合及び竜巻襲来後において、外部事象防護対象施設を防護するための操作・確認、補修等が必要となる事項について手順を定める。

1.8.2.3 参考文献

- (1) 雷雨とメソ気象 大野久雄，東京堂出版
- (2) 気象庁ホームページ
- (3) 一般気象学 小倉義光，東京大学出版会

1.8.3 凍結防護に関する基本方針

松江地方気象台での観測記録（1941年～2018年）により設定した設計基

準温度（ -8.7°C ）による凍結によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を，安全重要度分類のクラス1，クラス2及びクラス3に属する構築物，系統及び機器とする。

そのうえで，外部事象防護対象施設は，屋内設備については換気空調設備により環境温度を維持し，屋外設備については保温等の凍結防止対策を必要に応じて行うことにより安全機能を損なわない設計とする。

また，上記に含まれない構築物，系統及び機器は，凍結した場合であっても，代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

1.8.4 降水防護に関する基本方針

松江地方気象台での観測記録（1941年～2018年）により設定した設計基準降水量（ 77.9mm/h ）の降水によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を，安全重要度分類のクラス1，クラス2及びクラス3に属する構築物，系統及び機器とする。

そのうえで，外部事象防護対象施設は，設計基準降水量（ 77.9mm/h ）の降水による浸水に対し構内排水路による海域への排水及び浸水防止のための建物止水処置により安全機能を損なわない設計とするとともに，外部事象防護対象施設は，設計基準降水量（ 77.9mm/h ）の降水による荷重に対し排水口及び構内排水路による海域への排水により安全機能を損なわない設計とする。

また，上記に含まれない構築物，系統及び機器は，降水により損傷した場合であっても，代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

1.8.5 積雪防護に関する基本方針

松江地方気象台での観測記録（1941年～2018年）により設定した設計基準積雪量（ 100cm ）の積雪によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を，安全重要度分類のクラス1，クラス2及びクラス3に属する構築物，系統及び機器とする。

そのうえで、外部事象防護対象施設は、設計基準積雪量（100cm）の積雪荷重に対し機械的強度を有すること、給・排気口を閉塞させないことにより安全機能を損なわない設計とする。

また、上記に含まれない構築物、系統及び機器は、積雪により損傷した場合であっても、代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

1.8.6 落雷防護に関する基本方針

電気技術指針 J E A G 4608-2007「原子力発電所の耐雷指針」を参照し設定した設計基準電流値（150kA）の落雷によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器とする。

そのうえで、外部事象防護対象施設は、雷害防止対策として、原子炉建物等への避雷針の設置、接地網の施設による接地抵抗の低減等を行うとともに、安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計を行うことにより安全機能を損なわない設計とする。

また、上記に含まれない構築物、系統及び機器は、落雷により損傷した場合であっても、代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

1.8.7 地滑り・土石流防護に関する基本方針

地滑り・土石流によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器とする。

そのうえで、外部事象防護対象施設は、斜面からの離隔距離を確保し地滑り・土石流のおそれがない位置に設置することにより安全機能を損なわない設計とする。

また、上記に含まれない構築物、系統及び機器は、地滑り・土石流により損傷した場合であっても、代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

1.8.8 火山防護に関する基本方針

1.8.8.1 設計方針

(1) 火山事象に対する設計の基本方針

安全施設は、火山事象に対して、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能を損なわない設計とする。このため、「添付書類六 7. 火山」で評価し抽出された発電所に影響を及ぼし得る火山事象である降下火砕物に対して、対策を行い、建物による防護、構造健全性の維持、代替設備の確保等によって、安全機能を損なわない設計とする。

降下火砕物によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器とする。

降下火砕物によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設のうち、外部事象防護対象施設は、建物による防護又は構造健全性の維持等により安全機能を損なわない設計とする。

(2) 降下火砕物の設計条件

a. 設計条件の検討・設定

発電所の敷地において考慮する火山事象は、「添付書類六 7. 火山」に示すとおり降下火砕物のみである。

降下火砕物の層厚は、降下火砕物の分布状況、シミュレーション及び分布事例による検討結果から総合的に判断し、保守的に56cmと設定する。

なお、鉛直荷重については、湿潤状態の降下火砕物に、「建築基準法」等の関連する規格・基準類の考え方に基づいた松江市における平均的な積雪量を踏まえて設定する。

粒径及び密度については、文献調査及び地質調査の結果を踏まえ、粒径4.0mm以下、密度0.7g/cm³（乾燥状態）～1.5g/cm³（湿潤状態）と設定する。

(3) 評価対象施設の抽出

外部事象防護対象施設のうち、屋内設備は外殻となる建物により防護する設計とし、評価対象施設を、建物、屋外に設置されている施設、降下火砕物を含む海水の流路となる施設、降下火砕物を含む空気の流路となる施設、外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設に分類し、抽出する。また、評価対象施設及び外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設を評価対象施設等という。

上記に含まれない構築物、系統及び機器は、降下火砕物により損傷した場合であっても、代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

a. 建物

- ・原子炉建物
- ・タービン建物
- ・制御室建物
- ・廃棄物処理建物
- ・排気筒モニタ室

b. 屋外に設置されている施設

- ・海水ポンプ（原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ）
- ・ディーゼル燃料移送ポンプ（A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系））
- ・排気筒
- ・非常用ガス処理系排気管
- ・排気筒モニタ

c. 降下火砕物を含む海水の流路となる施設

- ・海水ポンプ（原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ）
- ・海水ストレーナ（原子炉補機海水ストレーナ、高圧炉心スプレイ補

機海水ストレーナ) 及び下流設備

d. 降下火砕物を含む空気の流路となる施設

- ・海水ポンプ (原子炉補機海水ポンプ, 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ)
- ・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
- ・非常用ディーゼル発電機吸気系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機吸気系
- ・換気空調設備 (外気取入口) のうち中央制御室換気系
- ・換気空調設備 (外気取入口) のうち原子炉建物付属棟換気系
- ・排気筒
- ・非常用ガス処理系排気管
- ・ディーゼル燃料移送ポンプ (A, B - 非常用ディーゼル発電機 (燃料移送系), 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (燃料移送系))
- ・排気筒モニタ

e. 外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設

- ・計測制御系統施設 (安全保護系盤)
- ・計測制御用電源設備 (計装用無停電電源設備)
- ・非常用所内電源設備 (所内低圧系統)

f. 降下火砕物の影響を受ける施設であって, その停止等により, 外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設

- ・非常用ディーゼル発電機吸気系 (給気口)
- ・非常用ディーゼル発電機排気消音器及び排気管
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機排気消音器及び排気管
- ・取水設備 (除じん装置)

上記により抽出した評価対象施設等を第 1.8.8-1 表に示す。

(4) 降下火砕物による影響の選定

降下火砕物の特徴及び評価対象施設等の構造や設置状況等を考慮して,

降下火砕物が直接及ぼす影響（以下「直接的影響」という。）とそれ以外の影響（以下「間接的影響」という。）を選定する。

a. 降下火砕物の特徴

各種文献の調査結果より，降下火砕物は以下の特徴を有する。

- (a) 火山ガラス片，鉱物結晶片から成る⁽¹⁾。ただし，火山ガラス片は砂よりもろく硬度は低く⁽²⁾，主要な鉱物結晶片の硬度は砂同等又はそれ以下である^{(3) (4)}。
- (b) 硫酸等を含む腐食性のガス（以下「腐食性ガス」という。）が付着している⁽¹⁾。ただし，金属腐食研究の結果より，直ちに金属腐食を生じさせることはない⁽⁵⁾。
- (c) 水に濡れると導電性を生じる⁽¹⁾。
- (d) 湿った降下火砕物は乾燥すると固結する⁽¹⁾。
- (e) 降下火砕物粒子の融点は約 1,000℃であり，一般的な砂に比べ低い⁽¹⁾。

b. 直接的影響

降下火砕物の特徴から直接的影響の要因となる荷重，閉塞，摩耗，腐食，大気汚染，水質汚染及び絶縁低下を抽出し，評価対象施設等の構造や設置状況等を考慮して直接的な影響因子を以下のとおり選定する。

(a) 荷重

「荷重」について考慮すべき影響因子は，建物及び屋外設備の上に堆積し静的な負荷を与える「構造物への静的負荷」並びに建物及び屋外設備に対し降灰時に衝撃を与える「粒子の衝突」である。

評価に当たっては以下の荷重の組合せを考慮する。

i 評価対象施設等に常時作用する荷重，運転時荷重

評価対象施設等に作用する荷重として，自重等の常時作用する荷重，内圧等の運転時荷重を適切に組み合わせる。

ii 設計基準事故時荷重

外部事象防護対象施設は、降下火砕物によって安全機能を損なわない設計とするため、設計基準事故とは独立事象である。

また、評価対象施設等のうち設計基準事故時荷重が生じる屋外設備としては、海水ポンプ（原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ）及びディーゼル燃料移送ポンプ（A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系））が考えられるが、設計基準事故時においても、通常運転時の系統内圧力及び温度と変わらず、機械的荷重が変化することはないため、設計基準事故時荷重と降下火砕物との組み合わせは考慮しない。

iii その他の自然現象の影響を考慮した荷重の組合せ

降下火砕物と組合せを考慮すべき火山以外の自然現象は、荷重の影響において風（台風）及び積雪であり、降下火砕物との荷重と適切に組み合わせる。

(b) 閉塞

「閉塞」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物を含む海水が流路の狭隘部等を閉塞させる「水循環系の閉塞」及び降下火砕物を含む空気が機器の狭隘部や換気系の流路を閉塞させる「換気系、電気系及び計測制御系の機械的影響（閉塞）」である。

(c) 摩耗

「摩耗」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物を含む海水が流路に接触することにより配管等を摩耗させる「水循環系の内部における摩耗」及び降下火砕物を含む空気が動的機器の摺動部に侵入し摩耗させる「換気系、電気系及び計測制御系の機械的影響（摩耗）」である。

(d) 腐食

「腐食」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物に付着した

腐食性ガスにより建物及び屋外施設の外面を腐食させる「構造物への化学的影響（腐食）」、換気系、電気系及び計測制御系において降下火砕物を含む空気の流路を腐食させる「換気系、電気系及び計測制御系に対する化学的影響（腐食）」並びに海水に溶出した腐食性成分により海水配管等を腐食させる「水循環系の化学的影響（腐食）」である。

(e) 大気汚染

「大気汚染」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物により汚染された発電所周辺の大気が運転員の常駐する中央制御室内に侵入することによる居住性の劣化及び降下火砕物の除去、屋外設備の点検等、屋外における作業環境を劣化させる「発電所周辺の大気汚染」である。

(f) 水質汚染

「水質汚染」について考慮すべき影響因子は、給水等に使用する渓流水に降下火砕物が混入することによる汚染が考えられるが、発電所では給水処理設備により水処理した給水を使用しており、降下火砕物の影響を受けた渓流水を直接給水として使用しないこと、また水質管理を行っていることから、安全施設の安全機能には影響しない。

(g) 絶縁低下

「絶縁低下」について考慮すべき影響因子は、湿った降下火砕物が、電気系及び計測制御系絶縁部に導電性を生じさせることによる「盤の絶縁低下」である。

c. 間接的影響

(a) 外部電源喪失及びアクセス制限

降下火砕物によって発電所に間接的な影響を及ぼす因子は、湿った降下火砕物が送電線の碍子、開閉所の充電露出部等に付着し絶縁低下を生じさせることによる広範囲にわたる送電網の損傷に伴う

「外部電源喪失」及び降下火砕物が道路に堆積することによる交通の途絶に伴う「アクセス制限」である。

(5) 降下火砕物による直接的影響に対する設計

直接的影響については、評価対象施設等の構造や設置状況等（形状、機能、外気吸入及び海水通水の有無）を考慮し、想定される各影響因子に対して、影響を受ける各評価対象施設等が安全機能を損なわない以下の設計とする。

a. 降下火砕物による荷重に対する設計

(a) 構造物への静的負荷

評価対象施設等のうち、構造物への静的負荷を考慮すべき施設は、降下火砕物が堆積する以下の施設である。

・建物

原子炉建物，タービン建物，制御室建物，廃棄物処理建物，排気筒モニタ室

・屋外に設置されている施設

海水ポンプ（原子炉補機海水ポンプ，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ）

・降下火砕物の影響を受ける施設であって，その停止等により，外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設

非常用ディーゼル発電機吸気系（給気口），非常用ディーゼル発電機排気消音器及び排気管，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機排気消音器及び排気管

当該施設の許容荷重が，降下火砕物による荷重に対して安全裕度を有することにより，構造健全性を失わず安全機能を損なわない設計とする。若しくは，降下火砕物が堆積しにくい又は直接堆積しない構造とすることで，外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

評価対象施設等の建物においては，「建築基準法」における一般地

域の積雪の荷重の考え方に準拠し，降下火砕物の除去を適切に行うことから，降下火砕物による荷重を短期に生じる荷重として扱う。また，降下火砕物による荷重と他の荷重を組み合わせた状態に対する許容限界は次のとおりとする。

- ・原子炉建物，タービン建物，制御室建物，廃棄物処理建物，排気筒モニタ室

原子炉建物，タービン建物，制御室建物，廃棄物処理建物及び排気筒モニタ室は，各建物の屋根スラブ及び屋根トラス部における「建築基準法」の短期許容応力度を許容限界とする。

- ・建物を除く評価対象施設等

許容応力は「原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4601－1987（日本電気協会）」等に準拠する。

(b) 粒子の衝突

評価対象施設等のうち，建物及び屋外設備は，「粒子の衝突」に対して，「1.8.2 竜巻防護に関する基本方針」に基づく設計によって，外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

b. 降下火砕物による荷重以外に対する設計

降下火砕物による荷重以外の影響は，構造物への化学的影響（腐食），水循環系の閉塞，内部における摩耗及び化学的影響（腐食），電気系及び計測制御系に対する機械的影響（閉塞）及び化学的影響（腐食）等により安全機能を損なわない設計とする。

外気取入口からの降下火砕物の侵入に対する設計については，「c. 外気取入口からの降下火砕物の侵入に対する設計」に示す。

(a) 構造物への化学的影響（腐食）

評価対象施設等のうち，構造物への化学的影響（腐食）を考慮すべき施設は，降下火砕物の直接的な付着による影響が考えられる以下の施設である。

- ・建物

原子炉建物，タービン建物，制御室建物，廃棄物処理建物，排気筒モニタ室

- ・屋外に設置されている施設

海水ポンプ（原子炉補機海水ポンプ，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ），ディーゼル燃料移送ポンプ（A－非常用ディーゼル発電機（燃料移送系），高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系）），排気筒，非常用ガス処理系排気管，排気筒モニタ

- ・降下火砕物の影響を受ける施設であって，その停止等により，外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設

非常用ディーゼル発電機吸気系（給気口），非常用ディーゼル発電機排気消音器及び排気管，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機排気消音器及び排気管

金属腐食研究の結果より，降下火砕物に含まれる腐食性ガスによって直ちに金属腐食を生じないが，外装の塗装等によって短期での腐食により，外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

なお，降灰後の長期的な腐食の影響については，日常保守管理等により，状況に応じて補修が可能な設計とする。

(b) 水循環系の閉塞，内部における摩耗及び化学的影響（腐食）

評価対象施設等のうち，水循環系の閉塞，内部における摩耗及び化学的影響（腐食）を考慮すべき施設は，以下の施設である。

- ・降下火砕物を含む海水の流路となる施設

海水ポンプ（原子炉補機海水ポンプ，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ），海水ストレーナ（原子炉補機海水ストレーナ，高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ）及び下流設備

- ・降下火砕物の影響を受ける施設であって，その停止等により，外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設

取水設備（除じん装置）

降下火砕物は粘土質ではないことから水中で固まり閉塞することはないが、当該施設については、降下火砕物の粒径に対し十分な流路幅を設けることにより、海水の流路となる施設が閉塞しない設計とする。

内部における摩耗については、主要な降下火砕物は砂と同等又は砂より硬度が低くもろいことから、摩耗による影響は小さい。また当該施設については、定期的な内部点検及び日常保守管理により、状況に応じて補修が可能であり、摩耗により外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

化学的影響（腐食）については、金属腐食研究の結果より、降下火砕物によって直ちに金属腐食を生じないが、耐食性のある材料の使用や塗装の実施等によって、腐食により外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

なお、長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。

(c) 電気系及び計測制御系に対する機械的影響（閉塞・摩耗）及び化学的影響（腐食）

評価対象施設等のうち、電気系及び計測制御系に対する機械的影響（閉塞・摩耗）及び化学的影響（腐食）を考慮すべき施設は、以下の施設である。

・降下火砕物を含む空気の流路となる施設

海水ポンプ（原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ）（電動機）、ディーゼル燃料移送ポンプ（電動機）

機械的影響（閉塞）については、海水ポンプ（原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ）の電動機本体は外気と遮断された全閉構造、空気冷却器の冷却管内径及び冷却流路は降下火砕物粒径以上の幅を設ける構造とすることにより、機械的影響（閉塞）により外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とす

る。

ディーゼル燃料移送ポンプの電動機本体は、降下火砕物が侵入しにくい構造とすることで、降下火砕物による機械的影響（閉塞・摩耗）により安全機能を損なわない設計とする。

化学的影響（腐食）については、金属腐食研究の結果より、降下火砕物によって直ちに金属腐食を生じないが、耐食性のある材料の使用や塗装の実施等によって、腐食により外部事象防護対象施設の安全機能を損なうことのない設計とする。

なお、長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。

(d) 絶縁低下及び化学的影響（腐食）

評価対象施設等のうち、絶縁低下及び化学的影響（腐食）を考慮すべき施設は、以下の施設である。

- ・外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設

計測制御系統施設（安全保護系盤）、計測制御用電源設備（計装用無停電電源設備）、非常用所内電源設備（所内低圧系統）

当該施設の設置場所は原子炉建物付属棟換気系、中央制御室換気系、原子炉棟換気系にて空調管理されており、本換気空調設備の外気取入口にはバグフィルタを設置していることから、仮に室内に侵入した場合でも降下火砕物は微量であり、粒径は極めて細かな粒子である。

また、中央制御室換気系については、給気隔離弁を閉止し系統隔離運転モードとすることにより侵入を阻止することも可能である。

バグフィルタの設置により降下火砕物の侵入に対する高い防護性能を有すること、また給気隔離弁の閉止による侵入防止が可能な設計とすることにより、降下火砕物の付着に伴う絶縁低下及び化学的影響（腐食）による影響を防止し、計測制御系統施設（安全保護系

盤), 計測制御用電源設備 (計装用無停電電源設備), 非常用所内電源設備 (所内低圧系統) の安全機能を損なわない設計とする。

c. 外気取入口からの降下火砕物の侵入に対する設計

外気取入口からの降下火砕物の侵入に対して, 以下のとおり安全機能を損なわない設計とする。

(a) 機械的影響 (閉塞)

評価対象施設等のうち, 外気取入口からの降下火砕物の侵入による機械的影響 (閉塞) を考慮すべき施設は, 降下火砕物を含む空気の流路となる以下の施設である。

・降下火砕物を含む空気の流路となる施設

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, 非常用ディーゼル発電機吸気系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機吸気系, 換気空調設備, 排気筒, 非常用ガス処理系排気管, ディーゼル燃料移送ポンプ, 排気筒モニタ

各施設の構造上の対応として, 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は, 給気フィルタの上流側の外気取入口にフード又はルーバが取り付けられており, 下方から吸い込む構造とすることにより, 降下火砕物が流路に侵入しにくい設計とする。

排気筒は, 排気筒の排気速度から排気流路が閉塞しない設計とする。

非常用ガス処理系排気管は, 開口部の配管形状を降下火砕物が侵入しにくい構造とすることにより, 降下火砕物の影響に対して機能を損なわない設計とする。

また, 外気を取り入れる換気空調設備 (外気取入口) 並びに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空気の流路にそれぞれフィルタを設置することにより, フィルタメッシュより大きな降下火砕物が内部に侵入しにくい設計とし, さらに

降下火砕物がフィルタに付着した場合でも取替又は清掃が可能な構造とすることで、降下火砕物により閉塞しない設計とする。

ディーゼル発電機機関は、フィルタを通過した小さな粒径の降下火砕物が侵入した場合でも、降下火砕物により閉塞しない設計とする。

ディーゼル燃料移送ポンプは、軸貫通部に対してメカニカルシール等を用いて潤滑剤や内部流体の漏えいがないよう適切に管理することで、降下火砕物が侵入しにくい設計とする。

排気筒モニタのサンプリング配管の計測口は、排気筒内部に設置するとともに下方から吸い込む構造とすることにより、閉塞しない設計とする。

(b) 機械的影響（摩耗）

評価対象施設等のうち、外気取入口からの降下火砕物の侵入による機械的影響（摩耗）を考慮すべき施設は、以下の施設である。

- ・ 降下火砕物を含む空気の流路となる施設

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、非常用ディーゼル発電機吸気系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機吸気系、換気空調設備、ディーゼル燃料移送ポンプ

主要な降下火砕物は砂と同等又は砂より硬度が低くもろいことから、摩耗の影響は小さい。

構造上の対応として、換気空調設備、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は、外気取入口にフード又はルーバが取り付けられており、下方から吸い込む構造とすることによりディーゼル発電機機関に降下火砕物が侵入しにくい設計とする。

また、仮にディーゼル発電機機関の内部に降下火砕物が侵入した場合でも耐摩耗性のある材料を使用することで、摩耗により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安全

機能を損なわない設計とする。

外気を取り入れる換気空調設備，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空気の流路にそれぞれフィルタを設置することにより，フィルタメッシュより大きな降下火砕物が内部に侵入しにくい設計とし，摩耗により換気空調設備，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安全機能を損なわない設計とする。

ディーゼル燃料移送ポンプは，軸貫通部に対してメカニカルシール等を用いて潤滑剤や内部流体の漏えいがないよう適切に管理することで，降下火砕物が侵入しにくい設計とする。

(c) 化学的影響（腐食）

評価対象施設等のうち，外気取入口からの降下火砕物の侵入による化学的影響（腐食）を考慮すべき施設は，以下の施設である。

・降下火砕物を含む空気の流路となる施設

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，非常用ディーゼル発電機吸気系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機吸気系，換気空調設備（外気取入口），ディーゼル燃料移送ポンプ

金属腐食研究の結果より，降下火砕物によって直ちに金属腐食を生じないが，金属材料を用いること等によって，腐食により外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

なお，降灰後の長期的な腐食の影響については，日常保守管理等により，状況に応じて補修が可能な設計とする。

(d) 大気汚染（発電所周辺の大気汚染）

大気汚染を考慮すべき中央制御室は，降下火砕物により汚染された発電所周辺の大気が，中央制御室換気系の外気取入口を通じて中央制御室に侵入しないようバグフィルタを設置することにより，降下火砕物が外気取入口に到達した場合であってもフィルタメッシュ

より大きな降下火砕物が内部に侵入しにくい設計とする。

また、中央制御室換気系については、給気隔離弁の閉止及び系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室内への降下火砕物の侵入を防止する。さらに外気取入遮断時において、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施し、室内の居住性を確保する設計とする。

(6) 降下火砕物による間接的影響に対する設計方針

降下火砕物による間接的影響として考慮する、広範囲にわたる送電網の損傷による7日間の外部電源喪失及び発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象が生じた場合については、降下火砕物に対して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安全機能を維持することで、発電用原子炉の停止及び停止後の発電用原子炉の冷却並びに燃料プールの冷却に係る機能を担うために必要となる電源の供給が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により継続できる設計とすることにより、安全機能を損なわない設計とする。電源の供給に関する設計方針は、「10.1 非常用電源設備」に記載する。

1.8.8.2 手順等

降下火砕物の降灰時における手順について、降下火砕物の除去等の対応を適切に実施するため、以下について手順を定める。

- (1) 降灰が確認された場合には、建物や屋外の設備に長期間降下火砕物による荷重を掛け続けないこと、また降下火砕物の付着による腐食等が生じる状況を緩和するために、ショベル等の資機材を準備するとともに評価対象施設等に堆積した降下火砕物の除去を適切に実施する手順を定める。
- (2) 降灰が確認された場合には、状況に応じて給気隔離弁の閉止、換気空調設備の停止又は系統隔離運転モードとすることにより、建物内への降下火砕物の侵入を防止する手順を定める。

- (3) 降灰が確認された場合には、換気空調設備の外気取入口のフィルタについて、フィルタの差圧を確認するとともに、状況に応じて取替え又は清掃を実施する手順を定める。

1.8.8.3 参考文献

- (1) 広域的な火山防災対策に係る検討会（第3回）資料2, 内閣府
- (2) 「シラスコンクリートの特徴とその実用化の現状」武若耕司, コンクリート工学, Vol. 42, 2004
- (3) 「新編火山灰アトラス[日本列島とその周辺]. 第2刷」町田洋ほか, 東京大学出版会, 2011
- (4) 「理科年表（2017）」国立天文台編
- (5) 「火山環境における金属材料の腐食」出雲茂人, 末吉秀一ほか, 防食技術Vol. 39, 1990

1.8.9 生物学的事象防護に関する基本方針

生物学的事象として海生生物であるクラゲ等の発生及び小動物の侵入によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、安全重要度分類のクラス1, クラス2及びクラス3に属する構築物, 系統及び機器とする。

そのうえで、外部事象防護対象施設は、クラゲ等の発生に対して、クラゲ等を含む塵芥による原子炉補機海水系等への影響を防止するため、除じん装置及び海水ストレーナを設置し、必要に応じて塵芥を除去することにより安全機能を損なわない設計とする。

小動物の侵入に対しては、屋内設備は建物止水処置により、屋外設備は端子箱貫通部の閉止処置を行うことにより安全機能を損なわない設計とする。

また、上記に含まれない構築物, 系統及び機器は、生物学的事象により損傷した場合であっても、代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

1.8.10 外部火災防護に関する基本方針

1.8.10.1 設計方針

安全施設が外部火災（火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等））に対して，発電用原子炉施設の安全性を確保するために想定される最も厳しい火災が発生した場合においても必要な安全機能を損なわないよう，防火帯の設置，離隔距離の確保，建物による防護，代替手段等によって，安全機能を損なわない設計とする。

外部火災によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を，安全重要度分類のクラス1，クラス2及びクラス3に属する構築物，系統及び機器とする。

外部火災によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設のうち，外部事象防護対象施設は，防火帯の設置，離隔距離の確保，建物による防護等により安全機能を損なわない設計とする。

想定する外部火災として，森林火災，近隣の産業施設の火災・爆発，発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災，航空機墜落による火災を選定する。外部火災にて想定する火災を第1.8.10-1表に示す。

また，想定される火災及び爆発の二次的影響（ばい煙等）に対して，安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

(1) 評価対象施設

外部事象防護対象施設のうち，屋内設備は内包する建物により防護する設計とし，評価対象施設を，建物，屋外設備並びに外部火災の二次的影響を受ける構築物，系統及び機器に分類し，抽出する。

上記に含まれない構築物，系統及び機器は，原則として，防火帯により防護し，外部火災により損傷した場合であっても，代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

外部事象防護対象施設及び評価対象施設を第1.8.10-2表に示す。

a. 外部火災の直接的な影響を受ける評価対象施設

外部事象防護対象施設のうち，評価対象施設を以下のとおり抽出す

る。

(a) 屋内の評価対象施設

屋内設置の外部事象防護対象施設は、内包する建物により防護する設計とし、以下の建物を評価対象施設とする。

- (a-1) 原子炉建物
- (a-2) 制御室建物
- (a-3) タービン建物
- (a-4) 廃棄物処理建物
- (a-5) 排気筒モニタ室

(b) 屋外の評価対象施設

屋外設置の評価対象施設は、以下の施設を対象とする。

- (b-1) 原子炉補機海水ポンプ(高圧炉心スプレイ補機海水ポンプを含む。)(以下 1.8.10 において「海水ポンプ」という。)
- (b-2) 排気筒
- (b-3) 非常用ガス処理系排気管
- (b-4) 排気筒モニタ

評価対象施設のうち、排気筒モニタ室、非常用ガス処理系排気管及び排気筒モニタについては、他の評価対象施設の評価により、安全機能を損なわない設計であることを確認する。

b. 外部火災の二次的影響を受ける評価対象施設

外部火災の二次的影響を受ける評価対象施設を以下のとおり抽出する。

- (a) 換気空調設備
- (b) 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を含む。)(以下 1.8.10 において「非常用ディーゼル発電機」という。)
- (c) 安全保護系

(2) 森林火災

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参照し、発電所周辺の植生、過去10年間の気象条件を調査し、島根原子力発電所から直線距離10kmの間に発火点を設定し、森林火災シミュレーション解析コード（以下「FARSITE」という。）を用いて影響評価を実施し、森林火災の延焼を防ぐための手段として防火帯を設け、火炎が防火帯外縁に到達するまでの時間、評価対象施設への熱影響及び危険距離を評価し、必要な防火帯幅、評価対象施設との離隔距離を確保すること等により、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

a. 森林火災の想定

(a) 森林火災における各樹種の可燃物量は、島根県から入手した森林簿データと現地調査等により得られた樹種を踏まえて補正した植生を用いる。

また、林齢は、樹種を踏まえて地面草地の可燃物量が多くなるように保守的に設定する。

(b) 気象条件は、「鹿島地域気象観測所」及び「松江地方気象台」の過去10年間の気象データを調査し、松江市における森林火災発生頻度が年間を通じて比較的高い月の最小湿度、最高気温及び最大風速の組み合わせとする。

(c) 風向については、最大風速記録時における風向と卓越風向を調査し、森林火災の発生件数及び森林と島根原子力発電所の位置関係を考慮して、最大風速記録時の風向を設定する。

(d) 発火点については、防火帯幅の設定及び熱影響評価に際し、FARSITE から出力される最大火線強度を用いて評価するため、島根原子力発電所から直線距離10kmの間で風向及び人為的行為を考慮し、5地点を設定する。

(d-1) 人為的行為を考慮し、火を扱う可能性がある箇所で、火災の発生頻度が高いと想定される集落部又は道路沿いのうち、森林

部との境界を選定する。

(d-2) 風向は卓越方向（南西，東北東）とし，火災規模に対する風向の影響を考慮し，発火点は，陸側方向（島根原子力発電所の北側が海）の島根原子力発電所の風上を選定する。

- ・発火点 1：島根原子力発電所の南西約 2 km の恵曇地区
- ・発火点 2：島根原子力発電所の南西約 1 km の県道沿い（敷地境界）
- ・発火点 3：島根原子力発電所の東約 2 km の御津地区
- ・発火点 4：島根原子力発電所の東南東約 4 km の上講武地区
- ・発火点 5：島根原子力発電所の東北東約 5 km の島根町（大芦地区）

(e) 森林火災の発火時刻については，日照による草地及び樹木の乾燥に伴い，火線強度が変化することから，これらを考慮して火線強度が最大となる時刻を設定する。

b. 評価対象範囲

発電所近傍の発火想定地点を 10km 以内とし，評価対象範囲は北側が海岸という発電所周辺の地形を考慮し島根原子力発電所から東側，西側及び南側に 12km 以内の範囲を対象に評価を行う。

c. 必要データ（FARSITE 入力条件）

(a) 地形データ

現地状況をできるだけ模擬するため，発電所周辺の土地の標高，地形等のデータについては，公開情報の中でも高い空間解像度である 10m メッシュの「基盤地図情報 数値標高モデル」（国土地理院データ）を用いる。

(b) 土地利用データ

現地状況をできるだけ模擬するため，発電所周辺の建物用地，交通用地等のデータについては，公開情報の中でも高い空間解像度である 100m メッシュの「国土数値情報 土地利用細分メッシュ」（国土

交通省データ)を用いる。

(c) 植生データ

現地状況をできるだけ模擬するため、樹種に関する情報を有する島根県から入手した森林簿のデータを用いる。

また、現地調査を実施し発電所構外及び構内の植生を反映する。

(d) 気象データ

現地にて起こり得る最も厳しい条件を検討するため、「鹿島地域気象観測所」及び「松江地方気象台」の過去10年間の気象データにおける松江市で発生した森林火災の実績を考慮し、比較的発生頻度が高い月のうち、最も厳しい3月から8月の気象条件（最多風向、最大風速、最高気温及び最小湿度）を用いる。

d. 延焼速度及び火線強度の算出

ホイヘンスの原理に基づく火炎の拡大モデルを用いて延焼速度(2.15m/s(発火点2))や火線強度(4,154kW/m(発火点1))を算出する。

e. 火炎到達時間による消火活動

延焼速度より、発火点から火炎が防火帯に到達するまでの火炎到達時間(2.3時間(発火点2))を算出する。

森林火災が防火帯に到達する時間までの間に島根原子力発電所に常駐している自衛消防隊による防火帯付近の予防散水活動(飛び火を抑制する効果を期待)を行うことが可能であり、防火帯をより有効に機能させる。

また、万が一の飛び火等による火炎の延焼を確認した場合には、自衛消防隊による初期消火活動を行うことで、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

なお、外部からの情報により森林火災を認識し、発電所敷地境界へ到達するまでに時間的な余裕がある場合には、発電所構内への延焼を抑制するために敷地境界近傍への予防散水を行う。

f. 防火帯幅の設定

FARSITE から出力される最大火線強度 (4,154kW/m (発火点1)) により算出される防火帯幅 19.5m に対し, 約 21m の防火帯幅を確保することにより評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

防火帯は延焼防止効果を損なわない設計とし, 防火帯に可燃物を含む機器等を設置する場合は必要最小限とする。

設置する防火帯について, 第 1.8.10-1 図に示す。

g. 評価対象施設への熱影響

森林火災の直接的な影響を受ける評価対象施設への影響評価を実施し, 離隔距離の確保, 建物による防護等により, 評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。なお, 影響評価に用いる火炎輻射発散度 (火炎輻射強度) は, FARSITE から出力される火線強度 (反応強度) から求める火炎輻射発散度 118kW/m^2 (火炎輻射強度 364kW/m^2) とする。

(a) 火災の想定

(a-1) 森林火災による熱を受ける面と森林火災の火炎輻射強度が発する地点が同じ高さにあると仮定し, 離隔距離は最短距離とする。

(a-2) 森林火災の火炎は, 円筒火炎モデルとする。火炎の高さは燃焼半径の 3 倍とし, 燃焼半径から円筒火炎モデルの数を算出することにより火炎到達幅の分だけ円筒火炎モデルが横一列に並ぶものとする。

(b) 原子炉建物, 制御室建物, タービン建物及び廃棄物処理建物への熱影響

火炎輻射発散度 118kW/m^2 (火炎輻射強度 364kW/m^2) に基づき算出する, 防火帯の外縁 (火炎側) から最も近くに位置する原子炉建物 (垂直外壁面及び天井スラブから選定した, 火災の輻射に対して最も厳しい箇所) の表面温度を, 火災時における短期温度上昇を考

慮した場合のコンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度である 200℃以下とすることで、当該建物内の外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。当該建物のコンクリート壁は厚く、外壁からの入熱は一定時間経過後から長時間にわたって建物内に放熱されるが、空調設備による除熱により、建物内外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

コンクリート壁以外の機器搬出入口等の建物内近傍には、安全機能を有する施設を設置しないことにより外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

(c) 海水ポンプへの熱影響

火炎輻射発散度 118kW/m^2 （火炎輻射強度 364kW/m^2 ）に基づき算出する海水ポンプへの冷却空気の温度を、下部軸受の機能維持に必要な温度である 55°C 以下とすることで、海水ポンプの安全機能を損なわない設計とする。

(d) 排気筒への熱影響

火炎輻射発散度 118kW/m^2 （火炎輻射強度 364kW/m^2 ）に基づき算出する排気筒の表面温度を、鋼材の強度が維持される保守的な温度 325°C 以下とすることで、排気筒の安全機能を損なわない設計とする。

h. 評価対象施設の危険距離の確保

森林火災の直接的な影響を受ける評価対象施設の危険距離について評価を実施し、防火帯の外縁（火炎側）からの離隔距離に影響が大きい発火点 1 の火線強度に基づき算出する危険距離以上確保することにより、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

(a) 原子炉建物，制御室建物，タービン建物及び廃棄物処理建物の危険距離の確保

火炎輻射発散度 118kW/m^2 （火炎輻射強度 364kW/m^2 ）に基づき危険距離を算出し、発電所周囲に設置される防火帯の外縁（火炎側）からの離隔距離を危険距離以上確保することにより、各建物及び当

該建物内の外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

(b) 海水ポンプ，排気筒の危険距離の確保

火炎輻射発散度 118kW/m^2 （火炎輻射強度 364kW/m^2 ）に基づき危険距離を算出し，発電所周囲に設置される防火帯の外縁（火炎側）からの離隔距離を危険距離以上確保することにより，安全機能を損なわない設計とする。

(3) 近隣産業施設の火災・爆発

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参照し，発電所敷地外 10km 以内の産業施設を抽出したうえで島根原子力発電所との離隔距離を確保すること及び発電所敷地内で火災を発生させるおそれのある危険物タンク等を選定し，危険物タンク等の燃料量と評価対象施設との離隔距離を考慮して，輻射強度が最大となる火災を設定し，直接的な影響を受ける評価対象施設への熱影響評価を行い，離隔距離の確保等により，評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

a. 石油コンビナート施設等の影響

発電所敷地外 10km 以内の範囲において，石油コンビナート施設を調査した結果，当該施設は存在しないことを確認している。なお，島根原子力発電所に最も近い石油コンビナート地区は南東約 120km の福山・笠岡地区及び水島臨海地区である。

b. 危険物貯蔵施設の影響

(a) 火災の影響

発電所敷地外 10km 以内の危険物貯蔵施設の火災による直接的な影響を受ける評価対象施設への影響評価を実施し，離隔距離の確保，建物による防護等により，評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

発電所敷地外 10km 以内の危険物貯蔵施設を第 1.8.10-2 図に示す。

(a-1) 火災の想定

(a-1-1) 危険物貯蔵施設の貯蔵量は、危険物を満載した状態を想定する。

(a-1-2) 離隔距離は、評価上厳しくなるよう危険物貯蔵施設の位置から評価対象施設までの直線距離とする。

(a-1-3) 火災は円筒火炎をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。

(a-1-4) 気象条件は無風状態とする。

(a-2) 評価対象範囲

評価対象は、発電所敷地外 10km 以内の危険物貯蔵施設及び高圧ガス貯蔵施設とする。

(a-3) 評価対象施設への熱影響

(a-3-1) 原子炉建物，制御室建物，タービン建物及び廃棄物処理建物への熱影響

想定される危険物貯蔵施設の火災による輻射の影響に対し，危険物貯蔵施設から各建物までの離隔距離を必要とされる危険距離（63m）以上確保することにより，当該建物内の外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

(a-3-2) 海水ポンプへの熱影響

想定される危険物貯蔵施設の火災による輻射の影響に対し，危険物貯蔵施設から海水ポンプまでの離隔距離を必要とされる危険距離（56m）以上確保することにより，海水ポンプの安全機能を損なわない設計とする。

(a-3-3) 排気筒への熱影響

想定される危険物貯蔵施設の火災による輻射の影響に対し，危険物貯蔵施設から排気筒までの離隔距離を必要とされる危険距離（38m）以上確保することにより，排気筒の安全機能を損なわない設計とする。

(b) ガス爆発の影響

発電所敷地外 10km 以内の高圧ガス貯蔵施設の爆発による直接的な影響を受ける、評価対象施設への影響評価を実施し、離隔距離の確保、建物による防護等により、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

なお、発電所敷地外 10km 以内に、高圧ガス貯蔵施設はないことを確認している。

c. 燃料輸送車両の影響

(a) 火災の影響

発電所敷地外 10km 以内の燃料輸送車両の火災による直接的な影響を受ける評価対象施設への影響評価を実施し、離隔距離の確保、建物による防護等により、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

(a-1) 火災の想定

(a-1-1) 非常用ディーゼル発電機の燃料を運搬するタンクローリ(30kL)が発電所出入口ゲートで火災を起こすものとする。

(a-1-2) 燃料積載量は燃料輸送車両の中で最大規模とする。

(a-1-3) 燃料輸送車両は燃料を満載した状態を想定する。

(a-1-4) 輸送燃料は軽油とする。

(a-1-5) 発電所出入口ゲートでの燃料輸送車両の全面火災を想定する。

(a-1-6) 気象条件は無風状態とする。

(a-1-7) 火災は円筒火炎をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。

(a-2) 評価対象範囲

評価対象は、最大規模の燃料輸送車両とする。

(a-3) 評価対象施設への熱影響

(a-3-1) 原子炉建物、制御室建物、タービン建物及び廃棄物処理建

物への熱影響

想定される燃料輸送車両の火災による輻射の影響に対し，燃料輸送車両から各建物までの離隔距離を必要とされる危険距離(10m)以上確保することにより，当該建物内の外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

(a-3-2) 海水ポンプへの熱影響

想定される燃料輸送車両の火災による輻射の影響に対し，燃料輸送車両から海水ポンプまでの離隔距離を必要とされる危険距離(9m)以上確保することにより，海水ポンプの安全機能を損なわない設計とする。

(a-3-3) 排気筒への熱影響

想定される燃料輸送車両の火災による輻射の影響に対し，燃料輸送車両から排気筒までの離隔距離を必要とされる危険距離(6m)以上確保することにより，排気筒の安全機能を損なわない設計とする。

(b) ガス爆発の影響

発電所敷地外 10km 以内の燃料輸送車両の爆発による直接的な影響を受ける，評価対象施設への影響評価を実施し，離隔距離の確保，建物による防護等により，評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

(b-1) 爆発の想定

(b-1-1) LPガスボンベを運搬する車両が発電所出入口ゲートで爆発を起こすものとする。

(b-1-2) 燃料積載量は運用上の最大値(0.5t)を積載した状態とする。

(b-1-3) 輸送燃料はLPガス(プロパン)とする。

(b-1-4) 発電所出入口ゲートでの高圧ガス漏えい，引火によるガス爆発を想定する。

(b-1-5) 気象条件は無風状態とする。

(b-2) 評価対象範囲

評価対象は、LPガスボンベを運搬する車両とする。

(b-3) 評価対象施設への影響

想定される燃料輸送車両のガス爆発による爆風圧の影響に対して、発電所出入口ゲートから発電用原子炉施設までの離隔距離を必要とされる危険限界距離（44m）以上確保することにより、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

また、想定される燃料輸送車両のガス爆発による飛来物の影響に対して、発電所出入口ゲートから発電用原子炉施設までの離隔距離を、「石油コンビナートの防災アセスメント指針」等に基づき算出する容器破損時における破片の最大飛散距離（713m）以上確保することにより、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

d. 漂流船舶の影響

(a) 火災の影響

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参照し、発電所敷地外で発生する漂流船舶を選定し、船舶の燃料量と評価対象施設との離隔距離を考慮して、放射強度が最大となる火災を設定し、直接的な影響を受ける評価対象施設への影響評価を実施し、離隔距離の確保、建物による防護等により、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

(a-1) 火災の想定

(a-1-1) 発電所前面の海域に船舶の主要な航路がないことから、発電所港湾内に入港可能な最大規模の船舶が火災を起こした場合を想定する。

(a-1-2) 漂流船舶は港湾内に入港する船舶の中で最大の船舶（積載量 1,246kL）を想定する。

- (a-1-3) 漂流船舶は燃料を満載した状態を想定する。
- (a-1-4) 燃料は重油とする。
- (a-1-5) 離隔距離は、評価上厳しくなるよう護岸から評価対象施設までの直線距離とする。(第 1.8.10-3 図)
- (a-1-6) 港湾内での漂流船舶の全面火災を想定する。
- (a-1-7) 火災は円筒火炎をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の 3 倍とする。
- (a-1-8) 気象条件は無風状態とする。

(a-2) 評価対象範囲

発電所港湾内に入港する最大規模の船舶を評価対象とする。

(a-3) 評価対象施設への熱影響

- (a-3-1) 原子炉建物，制御室建物，タービン建物及び廃棄物処理建物への熱影響

想定される重油運搬船の火災による輻射の影響に対し，重油運搬船から各建物までの離隔距離を必要とされる危険距離（35m）以上確保することにより，当該建物内の外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

- (a-3-2) 海水ポンプへの熱影響

想定される重油運搬船の火災による輻射の影響に対し，重油運搬船から海水ポンプまでの離隔距離を必要とされる危険距離（28m）以上確保することにより，海水ポンプの安全機能を損なわない設計とする。

- (a-3-3) 排気筒への熱影響

想定される重油運搬船の火災による輻射の影響に対し，重油運搬船から排気筒までの離隔距離を必要とされる危険距離（17m）以上確保することにより，排気筒の安全機能を損なわない設計とする。

(b) ガス爆発の影響

発電所港湾内で出火する漂流船舶の爆発による直接的な影響を受ける評価対象施設への影響評価を実施し、離隔距離の確保、建物による防護等により、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

なお、発電所港湾内に液化石油ガス輸送船舶等の爆発する危険性のある船舶が入港した実績はないことを確認している。

e. 発電所敷地内に設置する危険物タンク等の熱影響

発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災による直接的な影響を受ける評価対象施設への影響評価を実施し、離隔距離の確保、建物による防護等により、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

発電所敷地内に設置している屋外の危険物タンク等を第 1.8.10-4 図及び第 1.8.10-5 図並びに第 1.8.10-3 表に示す。

(a) 火災の想定

(a-1) 危険物タンク等の貯蔵量は、危険物を満載した状態を想定する。

(a-2) 離隔距離は、評価上厳しくなるようタンク等の位置から評価対象施設までの直線距離とする。

(a-3) 危険物タンク等の破損等による防油堤内又は設備本体内での全面火災を想定する。

(a-4) 火災は円筒火炎をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。

(a-5) 気象条件は無風状態とする。

(a-6) 変圧器の防火設備の消火機能等には期待しない。

(b) 評価対象範囲

評価対象は、発電所敷地内の屋外に設置する引火等のおそれのある危険物タンク等のうち、離隔距離や危険物貯蔵量から発電用原子

炉施設への熱影響が大きくなると想定される重油タンク，軽油タンク，主変圧器とする。

なお，屋外に設置する危険物タンク等のうち，屋内設置の設備，地下設置の設備及び常時「空」で運用する設備は評価対象外とする。

また，指定数量以下の危険物を貯蔵する車両等及び倉庫等は，貯蔵量が少なく，重油タンク及び軽油タンク等と発電用原子炉施設の距離に比べ離れた位置に配置しており，評価対象とした重油タンク及び軽油タンク等火災の評価に包絡される。

(c) 評価対象施設への熱影響

(c-1) 原子炉建物，制御室建物，タービン建物及び廃棄物処理建物への熱影響

近傍に位置し最も影響が大きい主変圧器を対象に火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間，一定の輻射強度 ($4.26 \times 10^3 \text{ W/m}^2$) で外壁が昇温されるものとして算出する各建物（垂直外壁面及び天井スラブから選定した，火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度をコンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度である 200°C 以下とすることで，当該建物内の外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。当該建物のコンクリート壁は厚く，外壁からの入熱は一定時間経過後から長時間にわたって建物内に放熱されるが，空調設備による除熱により，建物内外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

(c-2) 海水ポンプへの熱影響

近傍に位置し最も影響が大きい主変圧器を対象に火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間，一定の輻射強度 ($1.39 \times 10^3 \text{ W/m}^2$) で海水ポンプの冷却空気が昇温されるものとして算出する冷却空気の温度を，下部軸受の機能維持に必要な温度である 55°C 以下とすることで，海水ポンプの安全機能を損なわない設計とする。

(c-3) 排気筒への熱影響

近傍に位置し最も影響が大きい主変圧器を対象に火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度 (6.49×10^1 W/m²) で鋼材が昇温されるものとして算出する排気筒の表面温度を鋼材の強度が維持される温度である 325°C以下とすることで、排気筒の安全機能を損なわない設計とする。

(4) 航空機墜落による火災

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参照し、航空機墜落による火災について落下カテゴリごとに選定した航空機を対象に、直接的な影響を受ける、評価対象施設への影響評価を実施し、離隔距離の確保、建物による防護等により、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。また、航空機墜落による火災と発電所敷地内の危険物タンク等による火災の重畳を考慮する設計とする。

a. 対象航空機の選定方法

航空機落下確率評価においては、過去の日本国内における航空機落下事故の実績をもとに、落下事故を航空機の種類及び飛行形態に応じてカテゴリに分類し、カテゴリごとに落下確率を求める。

ここで、落下事故の実績がないカテゴリの事故件数は保守的に 0.5 回として扱う。

また、カテゴリごとの対象航空機の民間航空機と自衛隊機又は米軍機では、訓練中の事故等、その発生状況が必ずしも同一ではなく、自衛隊機又は米軍機の中でも機種によって飛行形態が同一ではないと考えられ、かつ、民間航空機では火災影響は評価対象航空機の燃料積載量に大きく依存すると考えられる。これらを踏まえて選定した落下事故のカテゴリと対象航空機を第 1.8.10-4 表に示す。

b. 航空機墜落による火災の想定

(a) 航空機は、島根原子力発電所における航空機落下評価の対象航空機のうち燃料積載量が最大の機種とする。

- (b) 航空機は燃料を満載した状態を想定する。
- (c) 航空機の落下によって燃料に着火し火災が起こることを想定する。
- (d) 気象条件は無風状態とする。
- (e) 火災は円筒火炎をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。

c. 評価対象範囲

評価対象範囲は、発電所敷地内であって発電用原子炉施設を中心に落下確率が 10^{-7} (回/炉・年) 以上になる範囲のうち発電用原子炉施設への影響が最も厳しくなる区域に設置する評価対象施設とする。

d. 評価対象施設への熱影響

- (a) 原子炉建物，制御室建物，タービン建物及び廃棄物処理建物への熱影響

落下事故のカテゴリごとに選定した航空機を対象に火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間，一定の輻射強度で外壁が昇温されるものとして算出する各建物（垂直外壁面及び天井スラブから選定した，火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度をコンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度である 200°C 以下とすることで，当該建物内の外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。当該建物のコンクリート壁は厚く，外壁からの入熱は一定時間経過後から長時間にわたって建物内に放熱されるが，空調設備による除熱により，建物内外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

- (b) 海水ポンプへの熱影響

落下事故のカテゴリごとに選定した航空機を対象に火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間，一定の輻射強度で海水ポンプの冷却空気が昇温されるものとして算出する冷却空気の温度を，下部軸受の機能維持に必要な温度である 55°C 以下とすることで，海水ポンプの安全機能を損なわない設計とする。

(c) 排気筒への熱影響

落下事故のカテゴリごとに選定した航空機を対象に火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で昇温されるものとして算出する排気筒の表面温度を、鋼材の強度が維持される温度である 325℃以下とすることで、排気筒の安全機能を損なわない設計とする。

e. 航空機墜落に起因する敷地内危険物タンク等の火災の熱影響

(a) 原子炉建物への熱影響

航空機墜落による火災のうち評価結果が最も厳しい大型民間航空機の B747-400 と、敷地内危険物タンク等の火災のうち評価結果が最も厳しいガスタービン発電機用軽油タンクについて、同時に火災が発生した場合を想定し、火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で外壁が昇温されるものとして算出する建物（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度を、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度である 200℃以下とすることで、当該建物内の外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

(5) 二次的影響（ばい煙等）

外部火災による二次的影響として、ばい煙等による影響を抽出し、外気を取り込む区域に設置される評価対象施設を抽出したうえで、第 1.8.10-5 表の分類のとおり評価を行い、必要な場合は対策を実施することで評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

a. 換気空調設備

外気を取り入れている設備として、原子炉建物附属棟空調換気系、中央制御室換気系がある。

これらの外気取入口にはバグフィルタを設置することにより、ばい煙が外気取入口に到達した場合であっても、一定以上の粒径のばい煙粒子については、バグフィルタにより侵入を阻止することで評価対象

施設の安全機能を損なわない設計とする。

なお、給気隔離弁及び排気隔離弁が設置されており系統隔離運転モードへの切替えが可能である中央制御室の換気系については、給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し、系統隔離運転モードへの切替えを行うことで評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

また、それ以外の換気空調設備については、空調ファンを停止し、外気取り入れを遮断することで評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

b. 非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル機関の外気取入口にはフィルタを設置し、粒径 $5 \mu\text{m}$ 以上のばい煙粒子が侵入しにくい設計とする。粒径 $5 \mu\text{m}$ 以下のばい煙粒子については、機関内に侵入するものの、通気経路（過給機、空気冷却器）の隙間より小さく、閉塞に至ることを防止することで非常用ディーゼル発電機の安全機能を損なわない設計とする。

また、非常用ディーゼル発電機は建物外部に開口部（排気口）を有しているが、排気によりばい煙を掃気することで非常用ディーゼル発電機の安全機能を損なわない設計とする。

c. 安全保護系

安全保護系盤は、原子炉建物付属棟空調換気系、中央制御室換気系で給気されるエリアに設置してある。外気取入経路にはバグフィルタを設置し、粒径 $2 \mu\text{m}$ 以上のばい煙粒子が侵入しにくい設計とする。バグフィルタにより捕集しきれなかったばい煙が侵入する可能性がある場合においても、空調ファンを停止することで、ばい煙の侵入を阻止することが可能である。

また、安全保護系盤は粒径 $2 \mu\text{m}$ 以下のばい煙粒子に対し、短絡が生じないようにすることにより、影響を受けない設計とする。

d. 火災時の有毒ガスの発生に伴う居住空間への影響評価

有毒ガスの発生については、中央制御室換気系における外気取入遮

断時の室内に滞在する人員に対する環境劣化防止のため、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施し、又は、離隔を確保する等により、居住空間へ影響を及ぼさない設計とする。

なお、給気隔離弁及び排気隔離弁が設置されており系統隔離運転モードへの切替えが可能である中央制御室換気系については、給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し、系統隔離運転モードへの切替えを行う。

また、それ以外の換気空調設備については、空調ファンを停止し、外気取り入れを遮断する。

1.8.10.2 体制

火災発生時の発電用原子炉施設の保全のための活動を行うため、連絡責任者、運転員及び消防要員が常駐するとともに、所員により編成する自衛消防組織を設置する。

自衛消防組織の組織体制を、第1.8.10-6表及び第1.8.10-6図に示す。

1.8.10.3 手順等

外部火災における手順については、火災発生時の対応、防火帯の維持・管理並びにばい煙及び有毒ガス発生時の対応を適切に実施するための対策を火災防護計画に定める。

- (1) 防火帯の維持・管理については、定期的な点検等の方法を火災防護計画に定め、実施する。
- (2) 予防散水については、手順を整備し、予防散水エリアごとに使用水源箇所を定め、消火栓及び消防車を使用し、消防隊長の指揮のもと自衛消防隊が実施する。

なお、万一、防火帯の内側に飛び火した場合は、自衛消防隊の活動を予防散水から防火帯内火災の初期消火活動に切り替え、消火栓及び消防車を使用し、継続して消防隊長の指揮のもと初期消火活動・延焼防止活動を行う。

- (3) 外部火災によるばい煙発生時には、外気取入口に設置しているフィルタの交換、給気隔離弁及び排気隔離弁の閉止、換気空調設備の停止又は

系統隔離運転モードへの切替えにより，建物内へのばい煙の侵入を阻止する。

- (4) 外部火災による有毒ガス発生時には，給気隔離弁及び排気隔離弁の閉止，換気空調設備の停止又は系統隔離運転モードへの切替えにより，建物内への有毒ガスの侵入を阻止する。
- (5) 外部火災による中央制御室へのばい煙等の侵入阻止に係る教育を定期的に実施する。
- (6) 森林火災から評価対象施設を防護するための防火帯の点検等に係る火災防護に関する教育を定期的に実施する。
- (7) 近隣の産業施設の火災・爆発から評価対象施設を防護するために，離隔距離を確保すること等の火災防護に関する教育を定期的に実施する。
- (8) 外部火災発生時の予防散水に必要な消火対応力を維持するため，自衛消防隊を対象とした教育・訓練を定期的に実施する。

1.8.11 有毒ガス防護に関する基本方針

有毒ガスの漏えいについては固定施設（石油コンビナート施設等）と可動施設（陸上輸送，海上輸送）からの流出が考えられる。発電所周辺地域には，以下の交通運輸状況及び産業施設がある。

発電所周辺地域の主要道路としては，一般国道 431 号線があり，鉄道路線としては，西日本旅客鉄道株式会社山陰本線及び一畑電気鉄道株式会社北松江線がある。

発電所沖合の航路は，中央制御室からの離隔距離が確保されている。

発電所周辺の石油コンビナート施設については，発電所敷地外 10km 以内の範囲において，石油コンビナート施設は存在しない。なお，発電所に最も近い石油コンビナート地区は南南東約 120km の福山・笠岡地区及び水島臨海地区である。

また，発電所敷地外 10km 以内の範囲において，石油コンビナート施設以外の主要な産業施設がある。

これらの主要道路, 鉄道路線, 一般航路及び石油コンビナート施設等は, 発電所から離隔距離が確保されており, 危険物を積載した車両及び船舶を含む事故等による発電所への有毒ガスを考慮する必要はない。

また, 中央制御室換気系については, 給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し, 系統隔離運転モードへ切り替えることにより中央制御室の居住性を損なうことはない。

1.8.12 船舶の衝突防護に関する基本方針

航路を通行する船舶の衝突に対し, 航路からの離隔距離を確保することにより, 安全施設が安全機能を損なわない設計とする。

取水口前面には防波堤があることから, 小型船舶が漂流し, 港湾内に侵入する可能性は極めて低い。また, 取水口側に小型船舶が到達した場合であっても, 深層から取水することにより, 取水機能が損なわれるような閉塞は生じない設計とする。

船舶の座礁により重油流出事故が発生した場合は, オイルフェンスを設置する措置を講じる。

したがって, 船舶の衝突によって取水路が閉塞することはなく, 安全施設の安全機能を損なうことはない。

1.8.13 電磁的障害防護に関する基本方針

安全保護系は, 電磁的障害による擾乱に対して, 制御盤へ入線する電源受電部へのラインフィルタの設置, 外部からの信号入出力部へのラインフィルタや絶縁回路の設置, 鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等により, 影響を受けない設計としている。

したがって, 電磁的障害により安全施設の安全機能を損なうことはない。

1.10 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針

1.10.1 発電用原子炉設置変更許可申請（平成25年12月25日申請）に係る実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合

発電用原子炉施設は、「設置許可基準規則」に十分適合するように設計する。各条文に対する適合のための設計方針は次のとおりである。

(適用範囲)

第一条 この規則は、実用発電用原子炉及びその附属施設について適用する。

適合のための設計方針

設置許可基準規則が適用される発電用原子炉及びその附属施設の設計及び材料の選定に当たっては、原則として国内法令、規格及び基準に基づくとともに、対象となる構築物、系統及び機器について設計、材料の選定、製作及び検査に関して準拠する規格及び基準を明らかにする。

また、外国の規格及び基準による場合又は規格及び基準で一般的でないものを適用する場合には、それらの規格及び基準の適用の根拠、国内法令に基づく規格及び基準との対比並びに適用の妥当性を明らかにする。

(定義)

第二条 この規則において使用する用語は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「法」という。）において使用する用語の例による。

2 この規則において、次に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。

一 「放射線」とは、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和五十三年通商産業省令第七十七号。以下「実用炉規則」という。）第二条第二項第一号に規定する放射線をいう。

二 「通常運転」とは、設計基準対象施設において計画的に行われる発電用原子炉の起動、停止、出力運転、高温待機、燃料体の取替えその他の発電用原子炉の計画的に行われる運転に必要な活動をいう。

三 「運転時の異常な過渡変化」とは、通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には発電用原子炉の炉心（以下単に「炉心」という。）又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。

四 「設計基準事故」とは、発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。

五 「安全機能」とは、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能であって、次に掲げるものをいう。

イ その機能の喪失により発電用原子炉施設に運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、これにより公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある機能

ロ 発電用原子炉施設の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の拡大を防止し、又は速やかにその事故を収束させることにより、公衆又は従事者に及ぼすおそれがある放射線障害を防止し、及び放射性物質が発電用原子炉を設置する工場又は事業所（以下「工場等」という。）外へ放出されることを抑制し、又は防止する機能

六 「安全機能の重要度」とは、発電用原子炉施設の安全性の確保のために必要な安全機能の重要性の程度をいう。

七 「設計基準対象施設」とは、発電用原子炉施設のうち、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生を防止し、又はこれらの拡大を防止するために必要となるものをいう。

八 「安全施設」とは、設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものをいう。

九 「重要安全施設」とは、安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものをいう。

十 「工学的安全施設」とは、発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常による発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷又は炉心の著しい損傷により多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、これを抑制し、又は防止するための機能を有する設計基準対象施設をいう。

十一 「重大事故等対処施設」とは、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）又は重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）に対処するための

機能を有する施設をいう。

十二 「特定重大事故等対処施設」とは、重大事故等対処施設のうち、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損による工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するためのものをいう。

十三 「設計基準事故対処設備」とは、設計基準事故に対処するための安全機能を有する設備をいう。

十四 「重大事故等対処設備」とは、重大事故等に対処するための機能を有する設備をいう。

十五 「重大事故防止設備」とは、重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備をいう。

十六 「重大事故緩和設備」とは、重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備をいう。

十七 「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在することをいう。

十八 「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因（二以上の系統

又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。)又は従属要因(単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。)によって同時にその機能が損なわれないことをいう。

十九 「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。

二十 「管理区域」とは、実用炉規則第二条第二項第四号に規定する管理区域をいう。

二十一 「周辺監視区域」とは、実用炉規則第二条第二項第六号に規定する周辺監視区域をいう。

二十二 「燃料材」とは、熱を発生させるために成形された核燃料物質をいう。

二十三 「燃料被覆材」とは、原子核分裂生成物の飛散を防ぎ、かつ、一次冷却材による侵食を防ぐために燃料材を覆う金属管をいう。

二十四 「燃料要素」とは、燃料材、燃料被覆材及び端栓からなる炉心の構成要素であって、構造上独立の最小単位であるものをいう。

二十五 「燃料要素の許容損傷限界」とは、燃料被覆材の損傷の程度であって、安全設計上許容される範囲内で、かつ、発電用原子炉を安全に運転することができる限界をいう。

二十六 「原子炉停止系統」とは、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持するために発電用原子炉を停止する系統をいう。

二十七 「反応度制御系統」とは、通常運転時に反応度を調整する系統をいう。

二十八 「反応度価値」とは、制御棒の挿入又は引き抜き、液体制

御材の注入その他の発電用原子炉の運転に伴う発電用原子炉の反応度の変化量をいう。

二十九 「制御棒の最大反応度価値」とは、発電用原子炉が臨界（臨界近傍を含む。）にある場合において、制御棒を一本引き抜くことにより炉心に生ずる反応度価値の最大値をいう。

三十 「反応度添加率」とは、発電用原子炉の反応度を調整することにより炉心に添加される単位時間当たりの反応度の量をいう。

三十一 「一次冷却材」とは、炉心において発生した熱を発電用原子炉から直接に取り出すことを主たる目的とする流体をいう。

三十二 「二次冷却材」とは、一次冷却材の熱を熱交換器により取り出すための流体であって、蒸気タービンを駆動させることを主たる目的とする流体をいう。

三十三 「一次冷却系統」とは、炉心を直接冷却する冷却材が循環する回路をいう。

三十四 「最終ヒートシンク」とは、発電用原子炉施設において発生した熱を最終的に除去するために必要な熱の逃がし場をいう。

三十五 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、発電用原子炉施設のうち、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、圧力障壁となる部分をいう。

三十六 「原子炉格納容器」とは、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の容器内の機械又は器具から放出される放射性物質の漏えいを防止するために設けられる容器をいう。

三十七 「原子炉格納容器バウンダリ」とは、発電用原子炉施設のうち、原子炉格納容器において想定される事象が発生した場合において、圧力障壁及び放射性物質の放出の障壁となる部分をいう。

三十八 「最高使用圧力」とは、対象とする機器又は炉心支持構造

物がその主たる機能を果たすべき運転状態において受ける最高の圧力以上の圧力であって、設計上定めるものをいう。

三十九 「最高使用温度」とは、対象とする機器、支持構造物又は炉心支持構造物がその主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度以上の温度であって、設計上定めるものをいう。

四十 「安全保護回路」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を検知し、これらの事象が発生した場合において原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させる設備をいう。

四十一 「兼用キャスク」とは、使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（第十六条第二項第二号及び同条第四項において「キャスク」という。）のうち、使用済燃料の工場等外への運搬に使用する容器に兼用することができるものとして、核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（昭和五十三年総理府令第五十七号）第六条又は第七条及び第十一条に定める技術上の基準（容器に係るものに限る。）に適合するものをいう。

適合のための設計方針

本申請書において使用する用語は、「原子炉等規制法」及び「設置許可基準規則」において使用する用語の例に従う。

なお、設備名称等に用いるつなぎの符号については、各々の分野の慣用及び文脈に応じて使い分けるものとする。

[例]

サブプレッション・チェンバ

サブプレッションチェンバ

(設計基準対象施設の地盤)

第三条 設計基準対象施設は、次条第二項の規定により算定する地震力

(設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの(以下「耐震重要施設」という。)及び兼用キャスクにあつては、同条第三項に規定する基準地震動による地震力を含む。)が作用した場合においても当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。ただし、兼用キャスクにあつては、地盤により十分に支持されなくてもその安全機能が損なわれない方法により設けることができるときは、この限りでない。

2 耐震重要施設及び兼用キャスクは、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。

3 耐震重要施設及び兼用キャスクは、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。ただし、兼用キャスクにあつては、地盤に変位が生じてもその安全機能が損なわれない方法により設けることができるときは、この限りでない。

適合のための設計方針

1 について

耐震重要施設については、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

耐震重要施設以外の設計基準対象施設については、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

2 について

耐震重要施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化や揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

3 について

耐震重要施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

(地震による損傷の防止)

第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。

2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。

3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

5 炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

設計基準対象施設は、耐震重要度分類をSクラス、Bクラス又はCクラスに分類し、それぞれに応じて設定した地震力に対しておおむね弾性範囲の設計を行う。

耐震重要度分類及び地震力については、「2 について」に示すとおりである。

また、設計基準対象施設の設計においては、防波壁の設置及び地盤改良を実施したことにより地下水の流れが遮断され地下水位が上昇するおそれがあることを踏まえ、地下水位を一定の範囲に保持する地下水位低下設備を設置し、同設備の効果が及ぶ範囲においては、その機能を考慮

した設計地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。地下水位低下設備の効果が及ばない範囲においては、自然水位より保守的に設定した水位又は地表面にて設計地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。

炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおり設計する。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆管の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまる設計とする。

2 について

設計基準対象施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度に応じて、以下のとおり、耐震重要度分類をSクラス、Bクラス又はCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力を算定する。

(1) 耐震重要度分類

Sクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの

Bクラス：安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設

Cクラス：Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

(2) 地震力

上記(1)のSクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）、Bクラス及びCクラスの施設に適用する地震力は以下のとおり算定する。

なお、Sクラスの施設並びに浸水防止設備のうち隔離弁、ポンプ及び配管系については、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を適用する。

a. 静的地震力

静的地震力は、Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれ耐震重要度分類に応じて次の地震層せん断力係数 C_i 及び震度に基づき算定する。

(a) 建物・構築物

水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。

Sクラス 3.0

Bクラス 1.5

Cクラス 1.0

ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度

0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

(b) 機器・配管系

耐震重要度分類の各クラスの地震力は、上記(a)に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び上記(a)の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めるものとする。

なお、Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は、同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は、高さ方向に一定とする。

b. 弾性設計用地震動 S_d による地震力

弾性設計用地震動 S_d による地震力は、Sクラスの施設に適用する。

弾性設計用地震動 S_d は、添付書類六「5.地震」に示す基準地震動 S_s に、工学的判断から求められる係数0.5を乗じて設定する。さらに、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）」における基準地震動 S_1 の応答スペクトルをおおむね下回らないよう配慮した地震動も弾性設計用地震動 S_d として設定する。

また、弾性設計用地震動 S_d による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。

なお、Bクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動 S_d に2分の1を乗じた地震動により、その影響について検討を行う。当該地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。

3 について

耐震重要施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）については、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の

地質・地質構造，地盤構造，地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切な地震動，すなわち添付書類六「5.地震」に示す基準地震動 S_s による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。

また，屋外重要土木構造物，津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備並びに津波防護施設，浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については，基準地震動 S_s による地震力に対して，それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できるように設計する。

基準地震動 S_s による地震力は，基準地震動 S_s を用いて，水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。

なお，耐震重要施設が，下位クラス施設の波及的影響によって，その安全機能を損なわないように設計する。

耐震重要施設は，液状化，揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状の影響を考慮した場合においても，その安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。

4 について

耐震重要施設については，基準地震動 S_s による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して，その安全機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

5 について

炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能については，以下のとおり設計する。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動 S_s による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し，放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。

なお，燃料の機械設計においては，燃料被覆管応力，累積疲労サイクル

ル及び過度の寸法変化防止に対する設計方針を満足するように燃料要素の設計を行うが、上記の設計方針を満足させるための設計に当たっては、これらのうち燃料被覆管への地震力の影響を考慮すべき項目として、燃料被覆管応力及び累積疲労サイクルを評価項目とする。評価においては、内外圧力差による応力、熱応力、水力振動による応力、支持格子の接触圧による応力等のほか、地震による応力を考慮し、設計疲労曲線としては、Langer and O' Donnellの曲線を使用する。

(津波による損傷の防止)

第五条 設計基準対象施設は、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

適合のための設計方針

設計基準対象施設のうち津波防護対象設備は、基準津波に対して、その安全機能が損なわれることがないように次のとおり設計する。

(1) 津波の敷地への流入防止

津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を設置する敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、海と接続する取水路、放水路等の経路から、同敷地及び津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物に流入させない設計とする。

(2) 漏水による安全機能への影響防止

取水・放水施設、地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止する設計とする。

(3) 津波防護の多重化

上記(1)及び(2)の方針のほか、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）は、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離する。そのため、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画については、浸水防護重点化範囲として明確化するとともに、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施す設計とする。

(4) 水位低下による安全機能への影響防止

水位変動に伴う取水水位低下による重要な安全機能への影響を防止する。

そのため、原子炉補機海水系及び高圧炉心スプレイ補機海水系（以下(8)において「非常用海水冷却系」という。）については、基準津波による水位の低下に対して、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ（以下(4)において「非常用海水ポンプ」という。）が機能保持でき、かつ冷却に必要な海水が確保できる設計とする。また、基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積及び漂流物に対して取水口、取水槽及び取水管の通水性が確保でき、かつ取水口からの砂の混入に対して非常用海水ポンプが機能保持できる設計とする。

(5) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の機能保持

津波防護施設及び浸水防止設備は、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝播特性及び流入経路等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できるように設計する。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。

(6) 地震による敷地の隆起・沈降、地震による影響等

地震による敷地の隆起・沈降、地震（本震及び余震）による影響、津波の繰り返しの襲来による影響、津波による二次的な影響（洗掘、砂移動、漂流物等）及びその他自然条件（風、積雪等）を考慮する。

(7) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計における荷重の組み合わせ

津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計における荷重の組み合わせを考慮する自然現象として、津波（漂流物を含む。）、地震（余震）及びその他自然現象（風、積雪等）を考慮し、これらの自然現象による荷重を適切に組み合わせる。漂流物の衝突荷重については、各施設・設備の設置場所及び構造等を考慮して、漂流物が衝突する可能性がある施設・設備に対する荷重として組み合わせる。その他自然現象による荷重（風荷重、積雪荷重等）については、各施設・設備の設置場所、構造等を考慮して、各荷重が作用する可能性のある施設・設備に対する荷重として組み合わせ

る。

- (8) 津波防護施設, 浸水防止設備及び津波監視設備の設計並びに非常用海水冷却系の取水性の評価

津波防護施設, 浸水防止設備及び津波監視設備の設計並びに非常用海水冷却系の取水性の評価に当たっては, 入力津波による水位変動に対して朔望平均潮位を考慮して安全側の評価を実施する。なお, その他の要因による潮位変動についても適切に評価し考慮する。また, 地震により陸域の隆起又は沈降が想定される場合, 想定される地震の震源モデルから算定される敷地の地殻変動量を考慮して安全側の評価を実施する。

(外部からの衝撃による損傷の防止)

第六条 安全施設（兼用キャスクを除く。）は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。

3 安全施設（兼用キャスクを除く。）は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。以下「人為による事象」という。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

発電所敷地で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）については、敷地及び敷地周辺の自然環境を基に洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を選定し、設計基準を設定するに当たっては、発電所の立地地域である松江市に対する規格・基準類による設定値及び発電所の最寄りの気象官署である松江地方気象台で観測された過去の記録をもとに設定する。また、これらの自然現象ごとに関連して発生する可能性がある自然現象も含める。

安全施設は、発電所敷地で想定される自然現象が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。ここで、発電所敷地で想定される自然現象に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。

また、発電所敷地で想定される自然現象又はその組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として安全施設で生じ得る環境条件を考慮する。

発電用原子炉施設のうち安全施設は、以下のとおり条件を設定し、自然現象によって発電用原子炉施設の安全機能を損なわない設計とする。

(1) 洪水

発電所周辺には南方約2kmの地点に佐陀川、南方約7kmの地点に宍道湖が存在するが、敷地の北側は日本海に面し、他の三方は標高150m程度の山に囲まれていることから、敷地が佐陀川及び宍道湖による洪水の影響を受けることはないため、洪水について設計上考慮する必要はない。

(2) 風（台風）

「建築基準法」並びに同施行令第八十七条第二項及び第四項に基づく「建設省告示第1454号」によると、松江市において建築物を設計する際に要求される基準風速は30m/s（地上高10m，10分間平均）である。

安全施設は、設計基準風速（30m/s，地上高10m，10分間平均）の風が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

そのうえで、外部事象防護対象施設は、設計基準風速（30m/s，地上高10m，10分間平均）の風荷重に対し機械的強度を有することにより安全機能を損なわない設計とする。

また、上記以外の安全施設については、風（台風）に対して機能維持すること若しくは風（台風）による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、その安全機能を損なわない設計とする。

なお、松江地方气象台での観測記録（1941年～2018年）によれば日最大風速は28.5m/s（1991年9月27日）であり、設計基準風速に包絡される。

ここで、風（台風）に関連して発生する可能性がある自然現象としては、落雷が考えられる。落雷については、同時に発生するとしても、「(7) 落雷」に述べる個々の事象として考えられる影響と変わらない。

なお、風（台風）に伴い発生する可能性のある飛来物による影響については、竜巻影響評価において想定している設計飛来物の影響に包絡される。

(3) 竜巻

安全施設は、設計竜巻の最大風速92m/sによる風圧力による荷重、気圧差による荷重及び設計飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重等に対して安全機能を損なわないために、飛来物の発生防止対策及び竜巻防護対策を行う。

a. 飛来物の発生防止対策

竜巻により発電所構内の資機材等が飛来物となり、外部事象防護対象施設が安全機能を損なわないために、以下の対策を行う。

- ・外部事象防護対象施設へ影響を及ぼす資機材及び車両については、固縛、固定、外部事象防護対象施設及び竜巻防護対策設備からの離隔、頑健な建物内収納又は撤去する。

b. 竜巻防護対策

固縛等による飛来物の発生防止対策ができないものが飛来し、安全施設が安全機能を損なわないように、以下の対策を行う。

- ・外部事象防護対象施設を内包する区画及び竜巻防護対策設備により、外部事象防護対象施設を防護し、構造健全性を維持し安全機能を損なわない設計とする。
- ・外部事象防護対象施設の構造健全性が維持できない場合には、代替設備の確保、損傷した場合の取替え又は補修が可能な設計とすることにより安全機能を損なわない設計とする。

ここで、竜巻は積乱雲や積雲に伴って発生する現象であり、積乱雲の発達時に竜巻と同時発生する可能性のある自然現象は、雷、雪、

ひょう及び降水である。これらの自然現象の組合せにより発生する荷重は、設計竜巻荷重に包含される。

(4) 凍結

松江地方気象台での観測記録（1941年～2018年）によれば日最低気温は -8.7°C （1977年2月19日）である。

安全施設は、設計基準温度（ -8.7°C ）の低温が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

そのうえで、外部事象防護対象施設は、屋内設備については換気空調設備により環境温度を維持し、屋外設備については保温等の凍結防止対策を必要に応じて行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。

また、上記以外の安全施設については、低温による凍結に対して機能を維持すること若しくは低温による凍結を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、その安全機能を損なわない設計とする。

(5) 降水

松江地方気象台での観測記録（1941年～2018年）によれば日最大1時間降水量は 77.9mm/h （1944年8月25日）である。

安全施設は、設計基準降水量（ 77.9mm/h ）の降水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

そのうえで、外部事象防護対象施設は、設計基準降水量（ 77.9mm/h ）の降水による荷重及び浸水に対し、排水口及び構内排水路による海域への排水、浸水防止のための建物止水処置により安全機能を損なわない設計とする。

また、上記以外の安全施設については、降水に対して機能を維持すること若しくは降水による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと

又はそれらを適切に組み合わせることにより、安全機能を損なわない設計とする。

なお、「森林法」に基づく林地開発許可に関する審査基準等を示した「島根県林地開発行為審査基準細則」に基づき算出した10年確率で規定される観測所「松江」における降雨強度は56mm/hであり、設計基準降水量に包絡される。

(6) 積雪

松江地方気象台での観測記録（1941年～2018年）によれば月最深積雪は100cm（1971年2月4日）である。

安全施設は、設計基準積雪量（100cm）の積雪が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

そのうえで、外部事象防護対象施設は、設計基準積雪量（100cm）の積雪荷重に対し機械的強度を有することにより安全機能を損なわない設計とする。また、設計基準積雪量（100cm）に対し給・排気口を閉塞させないことにより安全機能を損なわない設計とする。

また、上記以外の安全施設については、積雪に対して機能を維持すること若しくは積雪による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、安全機能を損なわない設計とする。

なお、「建築基準法」及び同施行令第八十六条第三項に基づく「松江市建築基準法施行細則」によると、発電所の安全施設が設置されている地盤レベルである標高8.5m～50.0mの設計積雪量は、70cm～85cmであり、設計基準積雪量に包絡される。

(7) 落雷

電気技術指針 J E A G 4608-2007「原子力発電所の耐雷指針」を参照し設定した最大雷撃電流値は、150kAである。

安全施設は、設計基準電流値（150kA）の落雷が発生した場合におい

ても、安全機能を損なわない設計とする。

そのうえで、外部事象防護対象施設の雷害防止対策として、原子炉建物等への避雷針の設置、接地網の敷設による接地抵抗の低減等を行うとともに、安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計を行うことにより安全機能を損なわない設計とする。

また、上記以外の安全施設については、落雷に対して機能を維持すること若しくは落雷による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、安全機能を損なわない設計とする。

なお、島根原子力発電所を包絡する範囲（北緯35.532～35.545度，東経132.989～133.007度）で観測された雷撃電流の最大値は104kAであり，設計基準電流値に包絡される。

(8) 地滑り・土石流

地すべり地形分布図（独立行政法人防災科学技術研究所発行）及び土砂災害危険箇所図（国土交通省国土政策局発行）を参照して実施した調査（机上調査及び現地調査による詳細検討）の結果より，島根原子力発電所周辺の地滑り地形は第1.10.1-1図，土石流危険区域は第1.10.1-2図に示すとおり，複数の地滑り地形及び土石流危険区域が確認されている。これらの地滑り地形による地滑り及び土石流危険区域における土石流に対して，安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

そのうえで，外部事象防護対象施設は，斜面からの離隔距離を確保し地滑り・土石流のおそれがない位置に設置することにより安全機能を損なわない設計とする。

また，上記以外の安全施設については，斜面からの離隔距離を確保し地滑り・土石流のおそれがない位置に設置すること若しくは地滑り・土石流による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保す

ること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと、過去の表層すべりの可能性が否定できない斜面の表層土を撤去すること又はそれらを適切に組み合わせることにより、安全機能を損なわない設計とする。

(9) 火山

外部事象防護対象施設は、降下火砕物による直接的影響及び間接的影響が発生した場合においても、安全機能を損なわないよう以下の設計とする。

a. 直接的影響に対する設計

外部事象防護対象施設は、直接的影響に対して、以下により安全機能を損なわない設計とする。

- ・ 構造物への静的負荷に対して安全裕度を有する設計とすること
- ・ 水循環系の閉塞に対して狭隘部等が閉塞しない設計とすること
- ・ 換気系、電気系及び計測制御系の機械的影響（閉塞）に対して降下火砕物が侵入しにくい設計とすること
- ・ 水循環系の内部における摩耗並びに換気系、電気系及び計測制御系の機械的影響（摩耗）に対して摩耗しにくい設計とすること
- ・ 構造物の化学的影響（腐食）、水循環系の化学的影響（腐食）並びに換気系、電気系及び計測制御系に対する化学的影響（腐食）に対して短期での腐食が発生しない設計とすること
- ・ 発電所周辺の大気汚染に対して中央制御室換気系は、降下火砕物が侵入しにくく、さらに外気を遮断できる設計とすること
- ・ 電気系及び計測制御系の盤の絶縁低下に対して空気を取り込む機構を有する計測制御系統施設（安全保護系盤）、計測制御用電源設備（計装用無停電電源設備）及び非常用所内電源設備（所内低圧系統）の設置場所の換気空調設備は、降下火砕物が侵入しにくい設計とすること
- ・ 降下火砕物による静的負荷や腐食等の影響に対して、降下火砕物

の除去や換気空調設備外気取入口のフィルタの取替え若しくは清掃又は換気空調設備の停止若しくは系統隔離運転モードとすることにより安全機能を損なわない設計とすること

また、上記以外の安全施設については、降下火砕物に対して機能を維持すること若しくは降下火砕物による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での除灰、修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、安全機能を損なわない設計とする。

b. 間接的影響に対する設計

降下火砕物による間接的影響として考慮する、広範囲にわたる送電網の損傷による7日間の外部電源喪失及び発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象が生じた場合については、降下火砕物に対して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安全機能を維持することで、発電用原子炉の停止及び停止後の発電用原子炉の冷却並びに燃料プールの冷却に係る機能を担うために必要となる電源の供給が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により継続できる設計とすることにより、安全機能を損なわない設計とする。

(10) 生物学的事象

安全施設は、生物学的事象として海生生物であるクラゲ等の発生及び小動物の侵入が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

そのうえで、外部事象防護対象施設は、クラゲ等の発生に対して、クラゲ等を含む塵芥による原子炉補機海水系等への影響を防止するため、除じん装置及び海水ストレーナを設置し、必要に応じて塵芥を除去することにより、安全機能を損なわない設計とする。

小動物の侵入に対しては、屋内設備は建物止水処置により、屋外設備は端子箱貫通部の閉止処置を行うことにより、安全機能を損なわな

い設計とする。

また、上記以外の安全施設については、生物学的事象に対して機能を維持すること若しくは生物学的事象による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、安全機能を損なわない設計とする。

自然現象の組合せについては、発電所敷地で想定される自然現象(地震及び津波を除く。)として抽出された10事象をもとに被害が考えられない洪水を除いた9事象に、発電所敷地又はその周辺で想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)として整理した森林火災並びに地震及び津波を加えた12事象を、網羅的に検討する。

- ・ 組み合わせた場合も影響が増長しない(影響が小さくなるものを含む。)
- ・ 同時に発生する可能性が極めて低い
- ・ 増長する影響について、個々の事象の検討で包絡されている又は個々の事象の設計余裕に包絡されている

以上の観点より、事象が単独で発生した場合の影響と比較して、複数の事象が重畳することで影響が増長される組合せを特定し、その中から荷重の大きさ等の観点で代表性のある、地震、津波、地滑り・土石流、火山の影響、風(台風)及び積雪の組合せの影響に対し、安全施設は安全機能を損なわない設計とする。組み合わせる事象の規模については、設計基準規模事象同士の組合せを想定する。

ただし、「第四条 地震による損傷の防止」及び「第五条 津波による損傷の防止」において考慮する事項は、各々の条項で考慮し、地震と組み合わせる自然現象による荷重としては、地滑り・土石流、風(台風)又は積雪とし、津波と組み合わせる自然現象による荷重としては、風(台風)又は積雪とする。組合せに当たっては、地震又は津波の荷

重の大きさ，最大荷重の継続時間，発生頻度の関係を踏まえた荷重とし，施設の構造等を考慮する。

2 について

重要安全施設は，当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を，それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して，適切に組み合わせて設計する。なお，過去の記録，現地調査の結果等を参考にして，必要のある場合には，異種の自然現象を重畳させるものとする。

重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象は，1において選定した自然現象に含まれる。また，重要安全施設を含む安全施設は，1において選定した自然現象又はその組合せにより，安全機能を損なわない設計としている。安全機能を損なわなければ設計基準事故に至らないため，重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象又はその組合せと設計基準事故に因果関係はない。したがって，因果関係の観点からは，重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を組み合わせる必要はなく，重要安全施設は，個々の事象に対して，安全機能を損なわない設計とする。

また，重要安全施設は，設計基準事故の影響が及ぶ期間に発生すると考えられる自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を適切に考慮する設計とする。

3 について

発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）は，発電所及びその周辺での発生の可能性，安全施設への影響度，発電所敷地及びその周辺に到達するまでの時間余

裕及び影響の包絡性の観点から、発電用原子炉施設に影響を与えるおそれがある事象として、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害を選定する。

安全施設は、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわない設計とする。ここで、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。

(1) 飛来物（航空機落下）

発電用原子炉施設への航空機の落下確率は、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・7・29原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき評価した結果、約 8.4×10^{-8} 回/炉・年であり、防護設計の要否を判断する基準である 10^{-7} 回/炉・年を超えないため、飛来物（航空機落下）による防護について設計上考慮する必要はない。

(2) ダムの崩壊

発電所周辺地域のダムとしては、島根原子力発電所の敷地から南方向約3kmの地点に柿原溜池が存在するが、敷地との距離が離れており、さらに敷地の周りは標高150m程度の山に囲まれていることから、本溜池の越水による影響はないため、ダムの崩壊について設計上考慮する必要はない。

(3) 外部火災

想定される外部火災としては、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発及び航空機墜落による火災が挙げられる。

(森林火災)

敷地外の森林から出火し、敷地内の植生へ延焼するおそれがある場合は、自衛消防隊が出動し、予防散水等の延焼防止措置を行う。また、敷地内の植生へ延焼した場合であっても、森林火災シミュレーション (FARSITE) による影響評価に基づいた防火帯幅を確保すること等により、発電用原子炉施設に影響せず、安全性が損なわれることはない。

(近隣の産業施設の火災・爆発)

発電所敷地外10km以内の範囲において、火災により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設はないため、火災による安全施設への影響については考慮する必要はない。

発電所敷地外10km以内の産業施設、敷地周辺の道路を運行中の燃料輸送車両から火災が発生する場合を想定しても、発電所周辺には周辺監視区域が設定されており、離隔距離があるため、安全施設に影響せず、安全性が損なわれることはない。

航行中の船舶が漂流し火災が発生する場合を想定しても、離隔距離があるため、安全施設に影響せず、安全性が損なわれることはない。

発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災発生時の輻射熱による評価対象施設の建物(垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所)の表面温度等を許容温度以下とすることにより、安全施設の安全性が損なわれることはない。

(航空機墜落による火災)

原子炉建物周辺に航空機が落下し、燃料火災が発生した場合、直ちに公設消防へ通報するとともに、自衛消防隊が出動し、速やかに初期消火活動を行う。

航空機が外部事象防護対象施設である原子炉建物等の周辺で落下確率が 10^{-7} 回/炉・年以上になる地点へ落下することを想定しても、

外部事象防護対象施設である原子炉建物等に対する火災の影響により安全性が損なわれることはない。

石油コンビナート施設の火災、発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災、航空機墜落による火災に伴うばい煙等発生時の二次的影響に対して、換気空調設備で給気されるエリアの設置機器、建物外部に開口部を有する設備に分類し、影響評価を行い、必要な場合は対策を実施することにより、安全施設の安全性が損なわれることはない。

(4) 有毒ガス

有毒ガスの漏えいについては固定施設（石油コンビナート施設等）と可動施設（陸上輸送、海上輸送）からの流出が考えられる。発電所周辺には周辺監視区域が設定されているため、発電用原子炉施設と近隣の施設や周辺道路との間には離隔距離が確保されていることから、有毒ガスの漏えいを想定した場合でも、中央制御室の居住性を損なうことはない。また、敷地港湾の前面の海域を移動中の可動施設から有毒ガスの漏えいを想定した場合も同様に、離隔距離が確保されていることから、中央制御室の居住性を損なうことはない。

また、中央制御室換気系については、給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し、系統隔離運転モードへ切り替えることにより中央制御室の居住性を損なうことはない。

(5) 船舶の衝突

航路を通行する船舶の衝突に対し、航路からの離隔距離を確保することにより、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。

取水口前面には防波堤があることから、小型船舶が漂流し、港湾内に侵入する可能性は極めて低い。また、取水口側に小型船舶が到達した場合であっても、深層から取水することにより、取水機能が損なわれるような閉塞は生じない設計とする。

船舶の座礁により、重油流出事故が発生した場合は、オイルフェン

スを設置する措置を講じる。

したがって、船舶の衝突によって取水路が閉塞することはなく、安全施設の安全機能を損なうことはない。

(6) 電磁的障害

安全保護系は、電磁的障害による擾乱に対して、制御盤へ入線する電源受電部へのラインフィルタの設置、外部からの信号入出力部へのラインフィルタや絶縁回路の設置、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等により、影響を受けない設計としている。

したがって、電磁的障害により安全施設の安全機能を損なうことはない。

(発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)

第七条 工場等には、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。第二十四条第六号において同じ。）を防止するための設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

発電用原子炉施設への人の不法な侵入、郵便物等による発電所外からの爆破物や有害物質の持込み及び不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）に対し、これを防護するため、核物質防護対策として以下の措置を講じた設計とする。

(1) 人の不法な侵入の防止措置

- a. 区域を設定し、区域の境界を物理的障壁により区画し、侵入防止及び出入管理を行うことができる設計とする。
- b. 探知施設を設け、警報、映像監視等、集中監視する設計とする。
- c. 外部との通信連絡設備を設け、関係機関等との通信連絡を行うことができる設計とする。
- d. 防護された区域内においても、施錠管理により、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムへの不法な侵入を防止する設計とする。

(2) 爆発性又は易燃性を有する物件等の持込みの防止措置

- a. 区域を設定し、区域の境界を物理的障壁により区画し、侵入防止及び出入管理を行うことができる設計とする。
- b. 区域の出入口において、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそ

れがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）が行われないように物品の持込み点検を行うことができる設計とする。

(3) 不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）の防止措置

- a. 発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムについては、電気通信回線を通じた当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。

(火災による損傷の防止)

第八条 設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。

2 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の措置を講じるものとする。

(1) 火災発生防止

潤滑油等の発火性又は引火性物質を内包する設備は、漏えいを防止する設計とする。万一、潤滑油等が漏えいした場合に、漏えいの拡大を防止する堰等を設ける設計とする。

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、不燃性材料若しくは難燃性材料と同等以上の性能を有するものである場合、又は他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合を除き、不燃性材料若しくは難燃性材料を使用した設計とする。

電気系統については、必要に応じて、過電流継電器等の保護装置と遮断器の組み合わせ等により、過電流による過熱、焼損の防止を図るとともに、必要な電気設備に接地を施す設計とする。

落雷や地震により火災が発生する可能性を低減するため、避雷設備を設けるとともに、安全上の重要度に応じた耐震設計を行う。

(2) 火災感知及び消火

安全機能を有する構築物、系統及び機器に対して、早期の火災感知及び消火を行うため異なる感知方式の感知器を設置する設計とする。

消火設備は、自動消火設備、手動操作による固定式消火設備、水消火設備及び消火器を設置する設計とし、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器が設置される火災区域又は火災区画並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域のうち、火災発生時に安全機能への影響が考えられ、かつ煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところには、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置する設計とする。

原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器の相互の系統分離を行うために設けられた火災区域又は火災区画に設置する消火設備は、系統分離に応じた独立性を備えた設計とする。

火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、安全機能を有する構築物、系統及び機器の耐震クラスに応じて、地震発生時に機能を維持できる設計とする。

(3) 火災の影響軽減のための対策

火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについては、重要度に応じて以下に示す火災の影響軽減のための対策を講じた設計とする。

原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域は、3時間耐火に設計上必要なコンクリート壁厚である123mm以上の壁厚を有するコンクリート壁並びに3時間耐火に設計上必要なコンクリート厚さである219mm以上を有する床、天井、又は火災耐久試験により3時間以上の

耐火能力を有することを確認した耐火壁（耐火障壁，貫通部シール，防火扉，防火ダンパ）により隣接する他の火災区域と分離する設計とする。

火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルは，以下に示すいずれかの要件を満たす設計とする。

- a. 互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて，互いの系列間が3時間以上の耐火能力を有する隔壁等で分離されていること。
- b. 互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて，互いの系列間の水平距離が6 m以上あり，かつ，火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区域又は火災区画に設置されていること。この場合，水平距離間には仮置きするものを含め可燃性物質が存在しないこと。
- c. 互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて，互いの系列間が1時間の耐火能力を有する隔壁等で分離されており，かつ，火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区画に設置されていること。

放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器が設置される火災区域については，3時間耐火に設計上必要なコンクリート壁厚である123mm以上の壁厚を有するコンクリート壁並びに3時間耐火に設計上必要なコンクリート厚さである219mm以上を有する床，天井，又は3時間以上の耐火能力を有する耐火壁（耐火障壁，貫通部シール，防火扉，防火ダンパ）によって隣接する他の火災区域から分離された設計とする。

2 について

消火設備の破損，誤作動又は誤操作が起きた場合においても，消火設備の消火方法，消火設備の配置設計等を行うことにより，原子炉を安全に停止させるための機能を損なわない設計とする。

(溢水による損傷の防止等)

第九条 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

2 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

そのために、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。

さらに燃料プールにおいては、燃料プールの冷却機能及び燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。

なお、発電用原子炉施設内における溢水として、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損(地震起因を含む。)、消火系統等の作動又は燃料プールのスロッシングにより発生した溢水を考慮する。

2 について

設計基準対象施設は、原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。

(誤操作の防止)

第十条 設計基準対象施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。

2 安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

運転員の誤操作を防止するため、盤の配置、操作器具等の操作性に留意するとともに、状態表示及び警報表示により発電用原子炉施設の状態が正確、かつ迅速に把握できる設計とする。また、保守点検において誤りが生じにくいよう留意した設計とする。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故発生後、ある時間までは、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保される設計とする。

さらに、その他の安全施設の操作等についても、プラントの安全上重要な機能を損なうおそれがある機器・弁やプラント外部の環境に影響を与えるおそれのある現場弁等に対して、色分けや銘板取付けによる識別管理を行うとともに、施錠管理により誤操作を防止する設計とする。

2 について

発電用原子炉の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応操作に必要な各種指示の確認、発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護回路及び工学的安全施設関係の操作盤は、中央制御室から操作が可能な設計とする。

また、中央制御室の制御盤は、盤面器具（指示計、記録計、操作器具、表示装置、警報表示）を系統ごとにグループ化して主制御盤に集約し、操作器具の統一化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）、並びに、操作器具の操作方法に統一性を持たせ、主制御盤により運転員同士の情報共有及びプラント設備全体の情報把握を行うことで、通常運転、運転

時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに、容易に操作ができる設計とする。

中央制御室以外における操作が必要な安全施設について、プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して、色分けや銘板取付け等の識別管理や視認性の向上を行い、運転員の操作を容易にする設計とする。

当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失並びにばい煙、有毒ガス、降下火砕物による操作雰囲気悪化及び凍結）を想定しても、運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を中央制御室において容易に操作することができる設計とする。同時に、現場操作についても運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し、適切な対応を行うことにより容易に操作することができる設計とする。

想定される環境条件とその措置は次のとおり。

（地震）

中央制御室及び制御盤は、耐震性を有する制御室建物内に設置し、基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とする。また、制御盤は床等に固定することにより、地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。さらに、制御盤に手摺を設置するとともに天井照明設備には落下防止措置を講じることにより、地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器具への誤接触を防止できる設計とする。

現場操作については、操作対象設備が耐震性を有する原子炉建物及び廃棄物処理建物内に設置されており、基準地震動による地震力に対して機能喪失しない設計とする。

(内部火災)

中央制御室に粉末消火器又は二酸化炭素消火器を設置するとともに、常駐する運転員によって火災感知器による早期の火災感知を可能とし、火災が発生した場合の運転員の対応を社内規程類に定め、運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。また、中央制御室床下のケーブル処理室に火災感知器及び手動操作により早期の起動も可能な全域ガス消火設備を設置することにより、火災が発生した場合には速やかな消火を行うことで、運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

現場操作が必要となる対象設備は、「1.6.1 設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針」による設計とすることで、火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の措置を講じ、容易に操作ができる設計とする。

(内部溢水)

中央制御室内には溢水源となる機器を設けない設計とする。また、火災が発生したとしても、運転員が火災状況を確認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行うことで、溢水源とならないことから、消火水による溢水により運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

現場操作が必要となる対象設備は、「1.7 溢水防護に関する基本方針」による設計とすることで、溢水が発生した場合においても安全機能を損なわず、容易に操作ができる設計とする。

(外部電源喪失)

中央制御室における運転操作に必要な照明は、地震、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、外部火災及び降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には、非常用ディーゼル発電機が起動することにより、操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作ができる設計とする。

全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力

の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間においても操作ができるように、直流非常灯及び電源内蔵型照明を設置することにより、容易に操作ができる設計とする。

現場操作が必要となる対象設備は、「10.10 安全避難通路等」による設計とすることで必要な照明を確保し、容易に操作ができる設計とする。

(ばい煙等による操作雰囲気悪化)

外部火災により発生するばい煙、有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気悪化に対しては、中央制御室換気系の給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し、系統隔離運転を行うことで外気を遮断することから、運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

建物内の現場操作に対しては、外気取入運転を行っている換気空調設備の外気取入口にフィルタを設置し、運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。また、換気空調設備を停止又は系統隔離運転することにより、外気取入れを遮断し、運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(凍結による操作環境への影響)

中央制御室換気系により環境温度が維持されることで、運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

建物内の現場操作に対しては、換気空調設備により環境温度が維持されるため、運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(安全避難通路等)

第十一条 発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。

- 一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路
- 二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明
- 三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源

適合のための設計方針

一 について

発電用原子炉施設の建物内には数箇所避難階段を設置し、それらに通じる避難通路を設ける。また、避難通路には必要に応じて、非常灯及び誘導灯を設け、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる設計とする。

二 について

非常灯及び誘導灯は、非常用ディーゼル発電機又は灯具に内蔵した蓄電池により、照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない設計とする。

三 について

設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として、避難用の照明とは別に、非常用照明、直流非常灯及び電源内蔵型照明を設置する。また、作業場所までの移動等に必要な照明として内蔵電池を備える可搬型照明を配備する。

非常用照明は、発電用原子炉の停止、停止後の冷却及び監視等の操作が必要となる中央制御室及び中央制御室で操作が困難な場合に必要の操作を行う中央制御室外原子炉停止盤室等に設置する。また、外部電源喪

失時にも必要な照明が確保できるよう，非常用低圧母線に接続し，非常用ディーゼル発電機からも電力を供給する設計とする。

直流非常灯及び電源内蔵型照明は，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までに必要な操作を実施する中央制御室及び非常用電気室等に設置する。直流非常灯は，非常用直流電源設備に接続し，非常用ディーゼル発電機からも電力を供給する設計とするほか，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間，点灯可能な設計とする。電源内蔵型照明は，全交流動力電源喪失時においても重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間，点灯できるよう，内蔵蓄電池を備える設計とする。

作業用照明は，設計基準事故が発生した場合に必要な操作が行えるように非常灯と同等以上の照度を有する設計とする。

可搬型照明は，内蔵電池にて点灯可能な設計とし，全交流動力電源喪失時に非常用電気室までの移動，非常用ガス処理系配管補修時及び屋外（緊急時対策所北側）に配備する緊急時対策所用発電機からの受電時の操作に必要な照度を確保できる設計とする。可搬型照明は，作業開始前に準備可能な場所（中央制御室，第2チェックポイント，免震重要棟等）に配備する。

(安全施設)

第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。

- 2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。
- 3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。
- 4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。
- 5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。
- 6 重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りでない。
- 7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

安全施設を、「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」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて、次の2種に分類する。

- (1) その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの。
(異常発生防止系。以下「PS」という。)
- (2) 原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの。(異常影響緩和系。以下「MS」という。)

また、PS及びMSのそれぞれに属する安全施設を、その有する安全機能の重要度に応じ、それぞれクラス1、クラス2及びクラス3に分類する。それぞれのクラスの呼称は第1.3-1表に掲げるとおりとする。

上記に基づく構築物、系統及び機器の安全上の機能別重要度分類を第1.3-2表に示す。

なお、各クラスに属する安全施設の基本設計ないし基本的設計方針は、確立された設計、建設、試験及び検査の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、次の各号に掲げる基本的目標を達成できるものとする。

- a. クラス1：合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
- b. クラス2：高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
- c. クラス3：一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

(3) 分類の適用の原則

本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類を具体的に適用するに当たっては、原則として次によることとする。

- a. 安全機能を直接果たす構築物，系統及び機器（以下「当該系」という。）が，その機能を果たすために直接又は間接に必要とする構築物，系統及び機器（以下「関連系」という。）の範囲と分類は，次の各号に掲げるところによるものとする。
 - (a) 当該系の機能遂行に直接必要となる関連系は，当該系と同位の重要度を有するものとみなす。
 - (b) 当該系の機能遂行に直接必要はないが，その信頼性を維持し，又は担保するために必要な関連系は，当該系より下位の重要度を有するものとみなす。ただし，当該系がクラス3であるときは，関連系はクラス3とみなす。
- b. 一つの構築物，系統及び機器が，二つ以上の安全機能を有するときは，果たすべきすべての安全機能に対する設計上の要求を満足させるものとする。
- c. 安全機能を有する構築物，系統又は機器は，これら二つ以上のものの間において，又は安全機能を有しないものとの間において，その一方の運転又は故障等により，同位ないし上位の重要度を有する他方に期待される安全機能が阻害され，もって原子炉施設の安全が損なわれることのないように，機能的隔離及び物理的分離を適切に考慮する。
- d. 重要度の異なる構築物，系統又は機器を接続するときは，下位の重要度のものに上位の重要度のものと同等の設計上の要求を課すか，又は，上位の重要度のものと同等の隔離装置等によって，下位の重要度のものの故障等により上位の重要度のものの安全機能が損なわれないように，適切な機能的隔離が行われるよう考慮する。

2 について

重要度が特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮し、原則として多重性のある独立した系列又は多様性のある独立した系列を設け、想定される動的機器の単一故障又は長期間の使用が想定される静的機器の単一故障を仮定しても所定の安全機能が達成できる設計とする。また、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、系統の安全機能が達成できるよう、非常用所内電源として非常用ディーゼル発電機3系統(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)を設ける。

また、重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする非常用ガス処理系の配管の一部並びに中央制御室換気系のダクトの一部及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットについては、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能及び原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する単一故障のうち、想定される最も過酷な条件として、配管及びダクトについては全周破断、非常用チャコール・フィルタ・ユニットについては閉塞を想定しても、単一故障による放射線物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。

設計に当たっては、想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆及び運転員の被ばく、当該単一故障の除去又は修復のためのアクセス性、補修作業性並びに当該作業期間として想定する2日間における従事者の被ばくを考慮し、周辺公衆の被ばく線量が設計基準事故時の判断基準である実効線量を下回ること、運転員の被ばく線量が緊急時作業に係る線量限度を下回ること及び従事者の被ばく線量が緊急時作業に係る線量限度に

照らしても十分小さく修復作業が実施可能であることを満足するものとする。

なお、単一故障を除去又は修復ができない場合であっても、周辺公衆に対する放射線被ばくが、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を下回ることを確認する。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする残留熱除去系（格納容器冷却モード）の格納容器スプレイ・ヘッド（サブプレッション・チェンバ側）については、想定される最も過酷な単一故障の条件として、配管1箇所全周破断を想定した場合においても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。

また、このような場合においても、残留熱除去系の1系統をドライウエルスプレイ、もう1系統をサブプレッション・プール水冷却モードで運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。

なお、単一設計とする非常用ガス処理系の配管の一部並びに中央制御室換気系のダクトの一部及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットについては、保全計画に基づき劣化モードに対する適切な保守管理を実施し、故障の発生を低く抑える。

3 について

安全施設の設計条件を設定するに当たっては、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

4 について

安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、必要性及びプラントに与える影響を考慮して、発電用原子

炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

試験又は検査が可能な設計とする対象設備を表に示す。

表 試験又は検査が可能な設計とする対象設備

構築物，系統及び機器	設計上の考慮
反応度制御系及び原子炉停止系	試験のできる設計とする。
原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計とする。
残留熱を除去する系統	試験のできる設計とする。
非常用炉心冷却系	定期的に試験及び検査できるとともに，その健全性及び多重性の維持を確認するため，独立に各系の試験及び検査ができる設計とする。
最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	試験のできる設計とする。
原子炉格納容器	定期的に，所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏えい率測定ができる設計とする。 電線，配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができる設計とする。
隔離弁	隔離弁は，定期的な動作試験が可能であり，かつ，重要な弁については，漏えい試験ができる設計とする。
原子炉格納容器熱除去系	試験のできる設計とする。
原子炉格納施設雰囲気制御する系統	試験のできる設計とする。
安全保護系	原則として原子炉の運転中に，定期的に試験できるとともに，その健全性及び多重性の維持を確認するため，各チャンネルが独立に試験できる設計とする。
電気系統	重要度の特に高い安全機能に関連する電気系統は，系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。
燃料の貯蔵設備及び取扱設備	安全機能を有する構築物，系統及び機器は，適切な定期的試験及び検査ができる設計とする。

5 について

発電用原子炉施設内部においては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損、配管の破断及び高速回転機器の破損による飛散物が想定される。

発電所内の施設については、タービン・発電機等の大型回転機器に対して、その損壊によりプラントの安全性を損なうおそれのある飛散物が発生する可能性を十分低く抑えるよう、機器の設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払う。

さらに、万一タービンの破損を想定した場合でも、タービン羽根、T-Gカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

高温高圧の流体を内包する主蒸気・給水管等については、材料選定、強度設計、品質管理に十分な考慮を払う。

さらに、これに加えて安全性を高めるために、上記配管については仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力、周辺雰囲気の変化等により、安全施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに、それらの影響を低減させるための手段として、主蒸気・給水管についてはパイプホイッププレストレイントを設ける。

以上の考慮により、安全施設は安全性を損なわない設計とする。

6 について

重要安全施設のうち、2以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものは中央制御室、非常用高圧母線及び非常用低圧母線のコントロールセンタである。

中央制御室については、1号及び2号炉で共用するが、1号炉が廃止措置段階であることを踏まえ、1号及び2号炉それぞれに必要な運転員を確保するとともに、2号炉運転段階における1号炉運転員については、

社内規程に基づき2号炉運転員と同じ教育・訓練を受けることで、2号炉運転員と同じ力量を有していることを要件とする。これにより、2号炉運転員のみでも事故時等の対応は可能であるものの、1号炉運転員も2号炉運転員の力量を有していること、また、共用により1号及び2号炉中央制御室を自由に行き来できる空間とすることで、情報の把握や運転員の融通が容易となり、2号炉の事故時等の補助を円滑に行うことを可能とすることで、運転段階の2号炉の安全性が向上する設計とする。また、送電系統等の共通設備については、当該設備の監視・操作盤についても中央制御室内に共通設備として配置することで、号炉別に設置する場合と比べ、監視を一元的に行い、操作の重複を回避できるなど、効率的で確実な運用が可能な設計とする。

2号炉非常用高圧母線と3号炉非常用高圧母線は、重大事故等対処設備となる緊急用メタクラを介し、相互に接続する設計とし、重大事故等発生時において2号及び3号炉の緊急用メタクラ遮断器の投入により、将来的に迅速かつ安全に3号炉から電源を融通し電力供給の信頼性を向上させることで、安全性が向上する設計とする。また、これらの相互接続部については、各号炉に設置している遮断器及び緊急用メタクラ遮断器を通常時、切状態にして物理的に分離することで、自動で投入されることなく、3号炉の電気故障が2号炉に波及しないようにすることで、要求される安全機能を満たすことができる設計とする。

2号炉非常用低圧母線のコントロールセンタと1号炉、3号炉それぞれの非常用低圧母線のコントロールセンタは、相互に接続し、1号炉との接続については、重大事故等発生時において1号及び2号炉の非常用低圧母線のコントロールセンタ遮断器の投入により、迅速かつ安全な電源融通を可能とし電力供給の信頼性を向上させることで、2号炉の安全性が向上する設計とする。また、3号炉との接続については、重大事故等発生時において2号及び3号炉の非常用低圧母線のコントロールセンタ遮断器の投入により、将来的に迅速かつ安全に3号炉からの電源融通

を可能とすることで、相互接続することにより安全性が向上する設計とする。なお、これらの相互接続部については、各号炉に設置している遮断器を通常時、切状態にして物理的に分離することで、自動で投入されることなく、1号又は3号炉の電気故障が2号炉に波及しないようにすることで要求される安全機能を満たすことができる設計とする。

7 について

安全施設（重要安全施設を除く。）のうち、2以上の発電用原子炉施設間で共用するのは、中央制御室遮蔽、2号炉燃料取扱及び貯蔵設備、電気設備、通信連絡設備、所内ボイラ、消火設備（泡消火設備）、2号炉液体廃棄物処理系、2号炉固体廃棄物処理系、固体廃棄物処理系、液体廃棄物処理排水モニタ、エリア放射線モニタリング設備、放射能測定室、サイトバンカ建物排気筒モニタ、サイトバンカ建物エリアモニタ及び環境モニタリング設備である。

中央制御室遮蔽は、1号及び2号炉で共用するが、運転員を防護するために必要な居住性を有することで、共用により安全性を損なわない設計とする。

2号炉燃料取扱及び貯蔵設備のうち、燃料プール及び燃料プール冷却系は、1号及び2号炉で共用するが、1号炉の使用済燃料を2号炉の燃料プールに貯蔵できる運用とし、貯蔵する燃料からの崩壊熱を2号炉燃料プール冷却系で除去できる設計とする。また、燃料プールの設備容量は、1号及び2号炉の燃料体を貯蔵しても、ボロンを添加したステンレス鋼を使用するとともに適切な燃料間距離をとることで、臨界に達する恐れがない設計とすること、燃料体からの放射線に対して、十分な遮蔽性能を有する設計とすること及び燃料体の崩壊熱に対して、十分な冷却能力を有する設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。

2号炉燃料取扱及び貯蔵設備のうち、燃料取替機及び原子炉建物天井クレーンは、1号及び2号炉で共用するが、1号及び2号炉の使用済燃

料，輸送容器等の吊荷重を取り扱う容量を有すること，燃料体等を1体ずつ取り扱う構造とすることで，共用により安全性を損なわない設計とする。

電気設備のうち，220kV送電線及び220kV開閉所は，1号，2号及び3号炉で共用するが，1号，2号及び3号炉で必要な容量を十分確保し，1号，2号及び3号炉各々に遮断器を設け，地絡若しくは短絡等の故障が発生した場合は，影響を局所化できる設計とする。また，220kV開閉所が使用不能の場合は66kV開閉所から重要安全施設への電気供給が可能な設計とし，共用箇所の故障により外部電源を受電できなくなった場合は，各号炉の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を含む。）にて，それぞれの非常用所内電源系に給電できる設計とすることで，共用により安全性を損なわない設計とする。

電気設備のうち，66kV送電線，66kV開閉所及び予備変圧器は，1号及び2号炉で共用するが，1号及び2号炉で必要な容量を十分確保し，1号及び2号炉各々に遮断器を設け，地絡若しくは短絡等の故障が発生した場合は，影響を局所化できる設計とする。また，共用箇所の故障により外部電源を受電できなくなった場合は，各号炉の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を含む。）にて，それぞれの非常用所内電源系に給電できる設計とすることで，共用により安全性を損なわない設計とする。

通信連絡設備のうち，局線加入電話設備，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線通信設備及び専用電話設備は，1号，2号及び3号炉で共用するが，共用対象号炉で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設備とすることで，共用により安全性を損なわない設計とする。

所内ボイラは，1号及び2号炉で共用するが，必要な容量をそれぞれ確保することで，共用により安全性を損なわない設計とする。

消火設備のうち，泡消火設備については，1号及び2号炉の共用設備

である所内ボイラ及び3号炉用補助ボイラの関連設備となる重油タンクに対して使用するものであり、待機状態では全ての隔離弁を閉運用とし、使用時に供給が必要な箇所への隔離弁のみ開操作するため、想定される消火活動に対して必要な容量を十分確保できる設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。

2号炉液体廃棄物処理系のうち、床ドレン・タンク、機器ドレン・タンク、機器ドレン処理水タンク、ランドリ・ドレン収集タンク、ランドリ・ドレン・サンプル・タンク、ランドリ・ドレン・タンク、化学廃液タンク、凝縮水受タンク、処理水タンク、トールス水受入タンク、機器ドレンろ過脱塩器、凝縮水ろ過脱塩器、機器ドレン脱塩器、凝縮水脱塩器、ランドリ・ドレン脱塩器、ランドリ・ドレンろ過器、床ドレン濃縮器、化学廃液濃縮器及びランドリ・ドレン濃縮器は、1号及び2号炉で共用するが、1号及び2号炉における合計の予想発生量に対して必要な処理容量又は貯蔵容量を十分確保できる設計とするとともに、号炉間の接続部は、通常時、弁を閉運用することにより隔離し、配管等の設計に差異を設けず、1号炉の液体廃棄物を2号炉で処理する場合においても使用上の問題が生じない設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。

2号炉固体廃棄物処理系のうち、ランドリ・ドレン濃縮廃液タンク、濃縮廃液タンク、原子炉浄化系樹脂貯蔵タンク、復水系樹脂貯蔵タンク、復水系スラッジ貯蔵タンク、復水スラッジ分離タンク、機器ドレン・スラッジ分離タンク、ドラム詰装置及びランドリ・ドレン乾燥機は、1号及び2号炉で共用するが、1号及び2号炉における合計の予想発生量に対して必要な処理容量又は貯蔵容量を十分確保できる設計とするとともに、号炉間の接続部は、通常時、弁を閉運用することにより隔離し、配管等の設計に差異を設けず、1号炉の固体廃棄物を2号炉で処理又は貯蔵する場合においても使用上の問題が生じない設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。

固体廃棄物処理系のうち、雑固体廃棄物処理設備、雑固体廃棄物焼却設備、サイトバンカ及び固体廃棄物貯蔵所は、1号、2号及び3号炉で共用するが、想定される1号、2号及び3号炉の放射性固体廃棄物の発生量に対して必要な処理容量又は貯蔵容量を十分確保できる設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。

液体廃棄物処理系排水モニタは、1号及び2号炉で共用するが、共用設備における排水の放射性物質濃度を測定する設備であり、放射性物質濃度の測定を行うのに十分な仕様とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。

エリア放射線モニタリング設備のうち、中央制御室モニタ及び廃棄物処理制御室モニタは、1号及び2号炉で共用するが、共用エリアにおける放射線量率の測定を行う設備であり、放射線量率の測定を行うのに十分な仕様とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。

放射能測定室は、1号、2号及び3号炉で共用するが、各号炉で採取した管理区域内の水等に含まれる放射性物質の核種毎の濃度を測定する設備であり、採取した試料の測定を行うのに十分な仕様・容量とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。

サイトバンカ建物排気筒モニタは、1号、2号及び3号炉で共用するが、共用設備における排ガスの放射性物質濃度を測定する設備であり、放射性物質濃度の測定を行うのに十分な仕様とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。

サイトバンカ建物エリアモニタは、1号、2号及び3号炉で共用するが、共用エリアにおける放射線量率の測定を行う設備であり、放射線量率の測定を行うのに十分な仕様とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。

環境モニタリング設備のうち、モニタリング・ポスト、放射能観測車及び気象観測設備は、1号、2号及び3号炉で共用するが、発電所周辺の放射線量率等を監視する設備であり、監視に必要な仕様とするととも

に、1号、2号及び3号炉の区分けなく共通の対象を監視する設備とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。

また、安全施設（重要安全施設を除く。）のうち、2以上の発電用原子炉施設を相互に接続するのは、復水輸送系、所内蒸気系及び消火設備（水消火設備）である。

復水輸送系は、1号及び2号炉の相互接続部について、通常時、連絡弁を閉止して隔離し、施錠管理することで、相互接続により安全性を損なわない設計とする。また、2号炉の系統圧力は1号炉の系統圧力より高い設計となっているが、逆止弁を設けることで、1号炉から2号炉への連絡時においても1号炉側へ流出しないことから、安全性を損なわない設計とする。

所内蒸気系は、1号及び2号炉の相互接続部について、弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。連絡時においても、各号炉にて設計する圧力に差異を生じさせず、安全性を損なわない設計とする。

消火設備のうち、水消火設備については、2号炉設備（補助消火水槽、サイトバンカ建物消火タンク）と1号炉設備（ろ過水タンク）の相互接続部に、逆止弁を設ける設計とすることで、1号炉側で破損等が発生した場合でも、2号炉側に影響を及ぼすことはなく、安全性を損なわない設計とする。

(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止)

第十三条 設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならぬ。

一 運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 最小限界熱流束比（燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束（単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。）と運転時の熱流束との比の最小値をいう。）又は最小限界出力比（燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。）が許容限界値以上であること。

ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。

ハ 燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。

ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・一倍以下となること。

二 設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。

ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。

ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・二倍以下となること。

ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。

ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

適合のための設計方針

設計基準対象施設は固有の安全性及び安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示すために、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。

(全交流動力電源喪失対策設備)

第十四条 発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約70分を包絡した約8時間に対し、原子炉停止系の動作により発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

(炉心等)

第十五条 設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。

2 炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないものでなければならない。

3 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものでなければならない。

4 燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないものでなければならない。

5 燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。

6 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。

一 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする。

二 輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないものとする。

こと。

適合のための設計方針

1 について

- (1) 沸騰水型原子炉には、通常運転時に何らかの原因で出力が上昇することがあっても、炉心内の蒸気量の増大に伴う大きな負のボイド反応度効果により、出力の上昇を抑える働きがある。

また、沸騰水型原子炉では、低濃縮ウラン燃料又は低プルトニウム含有率のMOX燃料を用いており、これらは、ドップラ効果に基づく負の反応度係数を持っている。このため発電用原子炉に急激に反応度が投入され出力の上昇があった場合でも、二酸化ウラン焼結ペレット燃料及びMOX焼結ペレット燃料の熱伝導率が低いこととあいまって、ペレットの温度が急上昇してドップラ効果が有効に働き、核的逸走は自動的に抑えられる。

このように発電用原子炉は固有の負の反応度フィードバック特性を有しており、さらに原子炉停止（原子炉スクラム）系等の反応度投入の影響を抑制する諸設備を設けることにより、発電用原子炉に急激に反応度が投入されたとしても、原子炉固有の安全性とあいまって反応度投入の影響を十分小さく抑えることができる設計とする。

- (2) 沸騰水型原子炉は、一般に大きな負の出力係数を持ち、制御棒の操作等に起因する反応度の外乱に対して自己制御性を持っている。

一方、沸騰水型原子炉は正の圧力係数を持つので、発電用原子炉には、蒸気圧力一定制御方式を採用するとともに、再循環流量を調整することによって出力を制御する。

また、発電用原子炉は、強制循環によって水力学的な乱れを抑え、核的特性とあいまって負荷変動や外乱に対する安定性、あるいは沸騰による中性子束ゆらぎ特性の向上を図っている。このほか二酸化ウラン焼結ペレット燃料又はMOX焼結ペレット燃料を使用しているので熱伝達時定数は大きく、安定性に寄与している。

さらに、選択制御棒挿入機構を設けるとともに安定性制限曲線を設け、低炉心流量高出力領域での運転を制限することにより、安定性の余裕を確保するようにしている。

上記のような諸特性により、出力振動に対し、十分な減衰特性を有している。また、たとえ出力振動が生じても、局部出力領域計装等の原子炉中性子計装系で出力分布を監視し、燃料要素の許容設計限界を超えないように反応度制御系により調整することができる設計とする。

2 について

(1) 燃料の健全性を確保するため、熱水力設計上の燃料要素の許容設計限界を定め、運転時の異常な過渡変化時において、この限界値を満足するように通常運転時の熱的制限値を定める。

a. 熱水力設計上の燃料要素の許容設計限界

(a) M C P R

MOX燃料が装荷されるまでのサイクル 1.07以上

MOX燃料が装荷されたサイクル以降 1.09以上

(b) 燃料被覆管の円周方向平均塑性歪 1%以下

b. 通常運転時の熱的制限値

M C P Rについては、

(a) 9×9燃料が装荷され、MOX燃料が装荷されるまでのサイクル

高燃焼度 8×8燃料 1.25

9×9燃料 (A型) 1.25

9×9燃料 (B型) 1.25

(b) MOX燃料が装荷されたサイクル以降

i) サイクル初期から、サイクル末期より遡って炉心平均燃焼度で2,000MWd/t手前までの期間

9×9燃料 (A型) 1.25

9×9燃料 (B型) 1.25

MOX燃料 1.26

ii) 上記 i) 以外の期間	
9 × 9 燃料 (A 型)	1. 38
9 × 9 燃料 (B 型)	1. 36
MOX 燃料	1. 39

最大線出力密度については、44.0kW/mとする。

以上の値を守っているという前提で、炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において熱水力設計上の燃料要素の許容設計限界を超えることのない設計とする。

- (2) 想定される反応度投入過渡事象（原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き）時においては「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」に定める燃料エンタルピに関する燃料要素の許容設計限界を超えることのない設計とする。
- (3) 原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料を確実に冷却する炉心流量を確保し、燃料の出力を計測し、プロセス量がある制限値に達したときには、決められた安全保護動作を開始する設計とする。

3 について

炉心を構成する燃料棒以外の構成要素及び原子炉圧力容器内で炉心近辺に位置する構成要素は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において想定される荷重の組合せに対し、発電用原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保するために必要な構造及び強度を維持し得る設計とする。

燃料体には燃料棒冷却のための流路を確保するとともに制御棒をガイドする機能を持つチャンネル・ボックスをかぶせる。

4 について

燃料体は、原子炉冷却材の挙動により生じる流体振動により損傷を受けない設計とする。

炉心支持構造物並びに原子炉冷却系に係る容器, 管, ポンプ及び弁は, 原子炉冷却材の循環, 沸騰等により生じる流体振動又は温度差のある流体の混合等により生じる温度変動により損傷を受けない設計とする。

5及び6 一 について

燃料体は, 発電用原子炉内における使用期間中を通じ, 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても, 燃料棒の内外圧差, 燃料棒及び他の材料の照射, 負荷の変化により起こる圧力・温度の変化, 化学的効果, 静的・動的荷重, 燃料ペレットの変形, 燃料棒内封入ガスの組成の変化等を考慮して, 各構成要素が, 十分な強度を有し, その機能が保持できる設計とし, 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力, 自重, 附加荷重, 核分裂生成物の蓄積による燃料被覆管の内圧上昇, 熱応力等の荷重に耐える設計とする。

燃料体には燃料棒を保護する機能を持つチャンネル・ボックスをかぶせる。

6 二 について

燃料体は, 輸送及び取扱中に受ける通常の荷重に耐える設計としており, さらに輸送及び取扱いに当たっては, 過度な外力を受けないよう十分配慮して行う。また現地搬入後, 燃料体の変形の有無等进行检查し, その健全性を確認することとしている。

なお, MOX燃料集合体は輸送途中の高温状態に十分耐える設計としている。

(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)

第十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。

- 一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする。
- 二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。
- 三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする。
- 四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
- 五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする。

2 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。

- 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。
 - イ 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納するもの及び放射性物質の放出を低減するものとする。
 - ロ 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものとする。
 - ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。
- 二 使用済燃料の貯蔵施設（使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）を除く。）にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。

- イ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
 - ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであって、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする。
 - ハ 使用済燃料貯蔵槽（安全施設に属するものに限る。以下この項及び次項において同じ。）から放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであって、使用済燃料貯蔵槽から水が漏れ出した場合において水の漏れを検知することができるものとする。
 - ニ 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする。
- 3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。
- 一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。
 - 二 外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものとする。
- 4 キャスクを設ける場合には、そのキャスクは、第二項第一号に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
- 一 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
 - 二 使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるものとする。

三 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができるものとする。

適合のための設計方針

1 について

燃料体等の取扱設備は、下記事項を考慮した設計とする。

なお、2号炉原子炉建物原子炉棟内の燃料体等の取扱設備は、その一部を1号及び2号炉共用とする。

一 について

燃料取扱設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる設計とする。

二 について

燃料取扱設備は、燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。

三 について

燃料体等（新燃料を除く。）の移送は、すべて水中で行い、崩壊熱により溶融しない設計とする。

四 について

使用済燃料の取扱設備は、取扱い時において、十分な水遮蔽深さが確保される設計とする等、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低くするような設計とする。

五 について

燃料取替機の燃料把握機は二重ワイヤや種々のインターロックを設け、燃料移動中の燃料体等の落下を防止できる設計とする。

また、原子炉建物天井クレーンの主要要素は、吊荷の落下防止措置を施すとともに使用済燃料輸送容器を吊った場合は、燃料プール上を走行できないなどのインターロックを設ける設計とする。

2 について

燃料体等の貯蔵設備は、下記事項を考慮した設計とする。

なお、原子炉建物原子炉棟内の燃料体等の貯蔵設備は、その一部を1号及び2号炉共用とする。

一 について

燃料体等の貯蔵設備として、新燃料貯蔵庫、燃料プールを設ける。

一 イ について

貯蔵設備は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、適切な雰囲気を換気系で維持する設計とする。また、燃料体等の落下により放射性物質が放出された場合は、原子炉建物原子炉棟で、その放散を防ぎ、非常用ガス処理系で処理する設計とする。

一 ロ について

新燃料貯蔵庫の貯蔵能力は、全炉心燃料の約35%とする。燃料プールの貯蔵能力は、全炉心燃料の約630%とする。

一 ハ について

燃料体等の貯蔵設備の燃料の臨界防止に対する設計方針は以下のとおりである。

燃料体等の貯蔵設備としては、新燃料貯蔵庫及び燃料プールがある。

新燃料貯蔵庫は、浸水を防止し、かつ、水が入ったとしても排水可能な構造とする。

新燃料貯蔵ラックは、燃料間距離を十分とることにより、ウラン新燃料を貯蔵能力最大に収容した状態で万一新燃料貯蔵庫が水で満たされるという厳しい状態を仮定しても、実効増倍率を0.95以下に保つことができる設計とする。

なお、実際に起きることは考えられないが、反応度が最も高くなるような水分雰囲気で満たされた場合を仮定しても臨界未満にできる設計とする。

燃料プール及び使用済燃料貯蔵ラックの耐震設計は、Sクラスで設計し、燃料プール中の使用済燃料貯蔵ラックは、適切な燃料間距離をとることにより燃料が相互に接近しないようにする。また、貯蔵能力最大に燃料を収容し、燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料位置等について想定されるいかなる場合でも、実効増倍率を0.95以下に保つことができる設計とする。

二 イ について

使用済燃料の貯蔵設備については、以下のように設計する。

燃料プール内の壁面及び底部はコンクリート壁による遮蔽を施すとともに、使用済燃料等の上部は十分な遮蔽効果を有する水深を確保する設計とする。

二 ロ について

燃料プールの崩壊熱は、燃料プール冷却系の熱交換器で燃料プール水を冷却して除去するが、必要に応じて残留熱除去系の熱交換器を併用する。燃料プール冷却系及び残留熱除去系の熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系を経て最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

また、燃料プール冷却系は、ろ過脱塩装置を設置して燃料プール水の浄化を行う設計とする。

二 ハ について

燃料プールの耐震設計は、Sクラスで設計し、内面はステンレス鋼でライニングし漏えいを防止する。また、燃料プールには排水口を設けないとともに、燃料プールに入る配管には逆止弁を設けサイフォン現象により燃料プール水が流出しない設計とする。

また、燃料プールライニングの破損による漏えいを監視するため、漏えい水検出器及び燃料プール水位検出器を設ける設計とする。

二 ニ について

燃料取替機の燃料つかみ具は、二重のワイヤや種々のインターロ

ックを設け、かつ、ワイヤ、インターロック等は、その使用前に必ず機能試験、検査を実施するので燃料体等取扱中に燃料体等が落下することはないと考えるが、燃料プールのライニングは、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においても燃料プールの機能を損なうような損傷は生じない設計とする。

また、燃料取替機本体等の重量物については、燃料プールに落下しない設計とする。

なお、使用済燃料輸送容器の落下については、キャスクピットは燃料プールとは障壁で分離し、かつ、原子炉建物天井クレーンは吊荷の落下防止措置を施すとともに使用済燃料輸送容器等を吊った場合は、使用済燃料貯蔵ラック上を走行できない等のインターロックを設ける設計とするので、使用済燃料輸送容器が燃料プールに落下することを想定する必要はない。

3 について

燃料プールには、燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する設備を設け、異常が検知された場合には、中央制御室に警報を発することが可能な設計とする。また、これらの計測設備については非常用所内電源系から受電し、外部電源が利用できない場合においても、監視が可能な設計とする。

4 について

本発電用原子炉施設では、乾式キャスクを用いた使用済燃料の貯蔵設備を設置していない。

(原子炉冷却材圧力バウンダリ)

第十七条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器(安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。)を設けなければならない。

- 一 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。
- 二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。
- 三 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有するものとする。
- 四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。

適合のための設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管とする。

- (1) 原子炉圧力容器及びその付属物(本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等)
- (2) 原子炉冷却材系を構成する機器及び配管(主蒸気管及び給水管のうち原子炉側からみて第二隔離弁を含むまでの範囲)
- (3) 接続配管
 - a. 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。
 - b. 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。

- c. 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、b. 以外のものは、原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。
- d. 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時閉となる弁を有する非常用炉心冷却系等もa. に準ずる。
- e. 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお、通常時閉、事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記c. に該当するものとする。

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲（以下「拡大範囲」という。）となる残留熱除去系停止時冷却モード抜き出しライン、残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン及び残留熱除去系ヘッドスプレイラインについては、従来クラス2機器としていたが、上記b. に該当するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲としてクラス1機器における要求を満足することを確認する。

拡大範囲については、クラス1機器供用期間中検査を継続的に行い、健全性を確認する。

一及び二 について

通常運転時において出力運転中、原子炉圧力制御系により原子炉圧力を一定に保持する設計とする。原子炉起動、停止時の加熱・冷却率を一定の値以下に抑える等の配慮をする。

タービン・トリップ、主蒸気隔離弁閉鎖等の運転時の異常な過渡変化時において、「主蒸気止め弁閉」、「主蒸気隔離弁閉」等による原子炉スクラムのような安全保護回路を設け、また逃がし安全弁を設けること等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ過渡最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力である8.62MPaの1.1倍の圧力9.48MPaを超えない設計とする。

設計基準事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性があるものとして、制御棒落下事故がある。

これについては「中性子束高」による原子炉スクラムを設け、制御棒落下速度リミッタ、制御棒価値ミニマイザなどの対策とあいまって、事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピを抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、原子炉冷却材の喪失を停止させるため、配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切な隔離弁を設ける設計とする。

三 について

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び設計基準事故時における原子炉冷却材圧力バウンダリの脆性的挙動及び急速な伝播型破断の発生を防止するために、フェライト系鋼で製作する機器に対しては、材料選択、設計、製作及び試験に特別の注意を払う。

(使用材料管理)

溶接部を含む使用材料に起因する不具合や欠陥の介在を防止するため次の管理を行う。

- (1) 材料仕様
- (2) 機器の製造・加工・工程
- (3) 非破壊検査の実施
- (4) 破壊じん性の確認（関連温度の妥当性の確認、原子炉圧力容器材料のテスト・ピースによる衝撃試験の実施）

(使用圧力・温度制限)

フェライト系鋼製機器の非延性破壊や、急速な伝播型破断を防止するため比較的低温で加圧する水圧試験時には加える圧力に応じ、最低温度の制限を加える。

(使用期間中の監視)

供用期間中の定期的検査(溶接部等の非破壊検査、耐圧部の耐圧、漏えい試験)を実施し、構成機器の構造や気密の健全性を評価し、

また欠陥の発生の早期発見のため漏えい検出系を設置して監視を行えるよう設計する。

また、原子炉圧力容器の母材、熱影響部及び溶着金属については、試験片を原子炉圧力容器内に挿入して、原子炉圧力容器と同様な条件で照射し、定期的に取り出し衝撃試験を行い破壊じん性の確認を行う。

四 について

通常運転時、原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいは、ドライウェル冷却装置の凝縮水量、ドライウェル内サンプル水量及び格納容器雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定により約 3.8L/minの漏えいを 1 時間以内に検出できるよう設計する。

(蒸気タービン)

第十八条 蒸気タービン（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）は、当該蒸気タービンが損壊し、又は故障した場合においても、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

2 蒸気タービンには、当該蒸気タービンが損壊し、又は故障した場合においても発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、その運転状態を監視できる設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

1 について

タービンは、十分な品質管理の下に我が国の法規を満足するように設計、製作及び検査を行う。

タービンについては、タービン発電機破損防止対策を行うことにより、タービン発電機の破損事故の発生確率を低くするとともに、発生した飛来物により、安全上重要な構築物、系統及び機器が損傷する確率を低くすることによって、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

2 について

タービンの運転状態を監視するため、軸偏心、タービン回転数、弁開度、振動、軸・車室伸び差、車室温度等を測定する監視装置及びタービン・ミサイルの発生を防止するために多重の過速防止装置を設置する。

(非常用炉心冷却設備)

第十九条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、非常用炉心冷却設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

- 一 一次冷却材を喪失した場合においても、燃料被覆材の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい損傷を生ずる温度を超えて上昇することを防止できるものとする。
- 二 一次冷却材を喪失した場合においても、燃料被覆材と冷却材との反応により著しく多量の水素を生じないものとする。

適合のための設計方針

非常用炉心冷却系として、次の系統を設ける。

- (1) 高圧炉心スプレイ系 1系統（1ループ）
- (2) 自動減圧系逃がし安全弁 6個
- (3) 低圧炉心スプレイ系 1系統（1ループ）
- (4) 低圧注水系（残留熱除去系の低圧注水モード） 1系統（3ループ）

原子炉冷却材圧力バウンダリのいかなる配管破断に対しても、上記の非常用炉心冷却系は、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」の基準を満足する設計とする。

(一次冷却材の減少分を補給する設備)

第二十条 発電用原子炉施設には、通常運転時又は一次冷却材の小規模漏えい時に発生した一次冷却材の減少分を補給する設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

原子炉冷却材の漏えいが生じた場合、その漏えい量が10mm（3／8インチ）径の配管破断に相当する量以下の場合は制御棒駆動水圧ポンプで補給できる設計とする。

また、上記を超えた25mm（1インチ）径の配管破断に相当する漏えい量以下の場合は、原子炉隔離時冷却系を起動させ、燃料の許容設計限界を超えることなく発電用原子炉の冷却を行える設計とする。

(残留熱を除去することができる設備)

第二十一条 発電用原子炉施設には、発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

- (1) 通常の停止操作の場合、原子炉停止直後は復水器で原子炉圧力を十分下げ、その後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）で残留熱及び炉心の崩壊熱を除去し、原子炉停止後20時間以内に冷却材温度を52℃以下にすることができるように設計する。

また、冷却速度は、原子炉冷却材圧力バウンダリの加熱・冷却速度の制限値（55℃/h）を超えないように制限できるように設計する。

- (2) 何らかの原因で発電用原子炉が隔離された場合にも、発電用原子炉で発生した蒸気を逃がし安全弁によりサプレッション・プールに逃がして原子炉圧力の過度の上昇を防止し、原子炉隔離時冷却系で原子炉水位を維持することにより、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えずに残留熱を除去できる設計とする。

(最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備)

第二十二条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

- 一 原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を除去することができるものとする。
- 二 津波、溢水又は工場等内若しくはその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であつて人為によるものに対して安全性を損なわないものとする。

適合のための設計方針

一 について

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において発電用原子炉で発生した熱は以下のように除去し、最終的な熱の逃がし場である海へ確実に伝達できるように設計する。

- (1) 通常運転時及びタービン・バイパス弁不作動を除く運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉で発生する熱は、復水器を経て循環水系によって、又は逃がし安全弁からサプレッション・プール水、残留熱除去系を経て原子炉補機冷却系によって、それぞれ海に伝える設計とする。原子炉停止時において、発電用原子炉で発生する熱は、タービン・バイパス系から復水器を経て循環水系によって海に伝える設計とし、原子炉圧力が十分低下した後において、残留熱除去系を経て原子炉補機冷却系によって海に伝える設計とする。
- (2) 発電用原子炉が隔離されタービン・バイパス系が使用できなくなるような運転時の異常な過渡変化時には、発電用原子炉で発生する蒸気を逃がし安全弁によりサプレッション・プールに逃がして原子炉圧力の過度の上昇を防止し、原子炉隔離時冷却系で原子炉水位を維持する。逃がし安全弁から流出する蒸気によってサプレッション・プールに移

行した熱は、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）を経て原子炉補機冷却系によって、海に伝える設計とする。

- (3) 原子炉冷却材喪失事故時に発電用原子炉から発生する熱は、炉心が非常用炉心冷却系によって再冠水された後は、残留熱除去系を経て原子炉補機冷却系によって海に伝える設計とする。

二 について

本発電用原子炉施設について、第五条、第六条、第七条及び第九条への適合のための設計方針に記載のとおりである。

(計測制御系統施設)

第二十三条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、計測制御系統施設を設けなければならない。

- 一 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるものとする。
- 二 前号のパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内で監視できるものとする。
- 三 設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講じるために必要なパラメータは、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視できるものとする。
- 四 前号のパラメータのうち、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却に係るものについては、設計基準事故時においても二種類以上監視し、又は推定することができるものとする。
- 五 発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても確実に記録され、及び当該記録が保存されるものとする。

適合のための設計方針

一及び二 について

発電用原子炉施設における計測制御装置は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、次の事項を考慮した設計とする。

- (1) 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれらに関連する系統の健全性を確保するため、炉心の中性子束、

中性子束分布，原子炉水位，原子炉冷却材の圧力，温度，流量，原子炉冷却材の水質，原子炉格納容器内の圧力，温度，雰囲気ガス濃度等のパラメータを原子炉出力制御系，原子炉圧力制御系，原子炉水位制御系等により，適切な範囲内に維持し制御できる設計とする。

- (2) (1)のパラメータについては，必要な対策を講じ得るように，原子炉中性子計装系，原子炉プラント・プロセス計装系等により，適切な範囲内での監視が可能な設計とする。

三 について

原子炉冷却材喪失のような設計基準事故時においても，原子炉格納容器内の圧力，温度，水素濃度，放射性物質の濃度等は，設計基準事故時に想定される環境下において，十分な測定範囲及び期間にわたり監視できる設計とする。

四 について

前号のパラメータのうち，発電用原子炉の停止状態及び炉心の冷却状態は，二種類以上のパラメータにより監視又は推定できる設計とする。

五 について

発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状態を監視するために必要なパラメータは，設計基準事故時においても，確実に記録及び保存できる設計とする。原子炉冷却材の放射性物質の濃度，格納容器内水素濃度及び放射性物質の濃度等については，設計基準事故時においてもサンプリングにより測定し，確実に記録及び保存できる設計とする。

(安全保護回路)

第二十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。
- 二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。
- 三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。
- 四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。
- 五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。
- 六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。
- 七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的

に分離されたものとする。

適合のための設計方針

一 について

- (1) 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、中性子束及び原子炉圧力等の変化を検出し、原子炉停止（スクラム）系を自動的に作動させ、燃料要素の許容損傷限界を超えることがない設計とする。
- (2) 安全保護系は、偶発的な制御棒引抜のような原子炉停止系のいかなる単一誤動作に起因する異常な反応度印加が生じた場合でも、燃料要素の許容損傷限界を超えないよう、中性子束高スクラムにより発電用原子炉を停止できる設計とする。

二 について

安全保護系は、設計基準事故時に異常状態を検知し、原子炉停止（スクラム）系を自動的に作動させる。また、自動的に主蒸気隔離弁の閉鎖、非常用炉心冷却系の起動、非常用ガス処理系の起動を行わせる等の保護機能を有する設計とする。

- (1) 発電用原子炉は、下記の条件の場合にスクラムする。
 - a. 原子炉圧力高
 - b. 原子炉水位低
 - c. 格納容器圧力高
 - d. 中性子束高（平均出力領域計装又は中間領域計装）
 - e. 中性子計装不作動（平均出力領域計装又は中間領域計装）
 - f. スクラム排水容器水位高
 - g. 主蒸気隔離弁閉
 - h. 主蒸気止め弁閉
 - i. 蒸気加減弁急速閉（タービン・バイパス弁不作動の場合）
 - j. 主蒸気管放射線高
 - k. 地震大
 - l. 手動

m. 原子炉モード・スイッチ「停止」

(2) その他の主要な安全保護系（工学的安全施設作動回路）には、次のようなものを設ける設計とする。

a. 原子炉水位低，主蒸気管放射線高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管周囲温度高又は復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖

b. 格納容器圧力高，原子炉水位低，原子炉棟排気放射線高又は燃料取替階放射線高のいずれかの信号による原子炉棟換気系隔離弁の閉鎖と非常用ガス処理系の起動

c. 原子炉水位低又は格納容器圧力高のいずれかの信号による高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系（残留熱除去系の低圧注水モード）の起動

d. 原子炉水位低及び格納容器圧力高の同時信号による自動減圧系の作動

e. 原子炉水位低又は格納容器圧力高のいずれかの信号による高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動

f. 原子炉水位低又は格納容器圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の主要な隔離弁の閉鎖

三 について

安全保護系は，十分に信頼性のある少なくとも2チャンネルの保護回路で構成し，機器又はチャンネルの単一故障が起きた場合，又は使用状態からの単一の取外しを行った場合においても，安全保護機能を失わないように，多重性を備えた設計とする。

具体例は下記のとおりである。

(1) 原子炉保護系は，検出器，トリップ接点，論理回路，主トリップ継電器等で構成し，基本的に二重の「1 out of 2」方式とする。

安全保護機能を維持するため，原子炉保護系は，運転中すべて励磁状態であり，電源の喪失，継電器の断線及び検出器を取り外した場合，

回路が無励磁状態で、チャンネル・トリップになるようにする。

したがって、これらの単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取外しを行った場合においても、安全保護機能を維持できる。

原子炉中性子計装系は、安全保護回路として必要な最小チャンネル数よりも1つ以上多いチャンネルを持ち、運転中でもバイパスして保守、調整及び較正できる。

したがって、これが故障の場合、故障チャンネルはバイパスし、残りのチャンネルにより安全保護回路の機能が維持できる。

- (2) 工学的安全施設を作動させるチャンネル（検出器を含む。）は、多重性を持った構成とする。

したがって、これらの単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取外しを行った場合においても、安全保護機能は維持できる。

四 について

安全保護系は、その系統を構成するチャンネル相互が分離され、また計測制御系からも原則として分離し、独立性を持つ設計とする。

具体例は下記のとおりである。

- (1) 原子炉格納容器を貫通する計測配管は、物理的に独立した貫通部を有する2系統を設ける。
- (2) 検出器からのケーブル及び電源ケーブルは、独立に補助盤室の各盤に導く。各トリップチャンネルの論理回路は、盤内で独立して設ける。
- (3) 原子炉保護系の電源は、分離・独立した母線から供給する。

五 について

安全保護系の駆動源として電気あるいは空気圧を使用する。この系統に使用する弁等は、フェイル・セーフの設計とするか、又は故障と同時に現状維持（フェイル・アズ・イズ）になるようにし、この現状維持の場合でも多重化された他の回路によって保護動作を行うことができる設計とする。

フェイル・セーフとなるものの主要なものをあげると以下のとおりで

ある。

(1) 電源喪失

- a. スクラム
- b. 主蒸気隔離弁閉
- c. 原子炉棟換気系隔離弁閉

(2) 計装用空気源喪失

- a. スクラム
- b. 原子炉棟換気系隔離弁閉

また、主蒸気隔離弁以外の工学的安全施設を作動させる安全保護系の場合、駆動源である電源の喪失時には、系統を現状維持とする設計とする。

系統の遮断やその他、火災、浸水等不利な状況が発生した場合でも、この工学的安全施設作動回路及び工学的安全施設自体が多重性、独立性を持つことで発電用原子炉を十分に安全な状態に導くよう設計する。

六 について

安全保護系のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、これが収納された盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させない措置を実施することで物理的に分離するとともに、外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、防護装置（通信状態を監視し、送信元、送信先及び送信内容を制限することにより、目的外の通信を遮断）を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限することで機能的に分離するとともに、固有のプログラム言語の使用による一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境等によりウイルス等の侵入を防止することでソフトウェアの内部管理の強化を図り、外部からの不正アクセスを防止する設計とする。

また、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（J E A C 4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（J E A G 4609-2008）に準じて設計、製作、試験及び変更管

理の各段階で検証及び妥当性確認（コンピュータウイルスの混入防止含む。）がなされたソフトウェアを使用するとともに、発電所での出入管理による物理的アクセスの制限並びに設定値変更作業での盤及び保守ツール保管場所の鍵管理並びに保守ツールのパスワード管理により、不正な変更等による承認されていない動作や変更を防止する設計とする。

七 について

安全保護系と計測制御系とは、電源、検出器、ケーブル・ルート及び原子炉格納容器を貫通する計測配管を、原則として分離する設計とする。

安全保護系は、原子炉水位及び原子炉圧力等を検出する計測配管ヘッダの一部を計測制御系と共用すること及び原子炉中性子計装系の検出部が表示、記録計用検出部と共用される以外は計測制御系とは完全に分離する等、計測制御系での故障が安全保護系に影響を与えない設計とする。

安全保護系と計測制御系で計測配管を共用する場合は、安全保護系と同等の設計とする。

また、原子炉中性子計装系等の検出部が表示、記録計用検出部と共用しているが、計測制御系の短絡、地絡又は断線によって安全保護系に影響を与えない設計とする。

(反応度制御系統及び原子炉停止系統)

第二十五条 発電用原子炉施設には、反応度制御系統（原子炉停止系統を含み、安全施設に係るものに限る。次項において同じ。）を設けなければならない。

2 反応度制御系統は、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有し、かつ、次に掲げるものでなければならない。

一 制御棒、液体制御材その他反応度を制御するものによる二以上の独立した系統を有するものとする。

二 通常運転時の高温状態において、二以上の独立した系統がそれぞれ発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できるものであり、かつ、運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても反応度制御系統のうち少なくとも一つは、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度価値を加えることができる。

三 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、反応度制御系統のうち少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。

四 一次冷却材喪失その他の設計基準事故時において、反応度制御系統のうち少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界へ移行することができ、かつ、少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度価値を

加えることができる。

五 制御棒を用いる場合にあっては、反応度価値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても前三号までの規定に適合すること。

3 制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象（発電用原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。）に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の損壊を起こさないものでなければならない。

4 制御棒、液体制御材その他の反応度を制御する設備は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

反応度制御系（原子炉停止系を含む。）は、制御棒の挿入度を調節することによって反応度を制御する制御棒及び制御棒駆動系と再循環流量を調整することによって反応度を制御する再循環流量制御系、制御棒を緊急挿入する原子炉停止（スクラム）系並びに中性子吸収材を注入して反応度を制御するほう酸水注入系からなる。

2 について

反応度制御系（原子炉停止系を含む。）のうち、制御棒及び制御棒駆動系は、負荷変動、キセノン濃度変化、高温から低温までの温度変化、燃料の燃焼によって生じる反応度変化及び発電用原子炉の出力分布の調整をする。

また、再循環流量制御系は、主としてある限られた範囲内での負荷変動等によって生じる反応度変化を調整する。

反応度制御系（原子炉停止系を含む。）のうち、制御棒及び制御棒駆動系と再循環流量制御系があいまって所要の運転状態に維持し得る設計とし、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有する設計とする。さらに、反応度制御系（原子炉停止系を含む。）は、以下の能力を有する設計とする。

2 一 について

反応度制御系（原子炉停止系を含む。）としては、原理の全く異なる二つの独立の系である制御棒及び制御棒駆動系並びにほう酸水注入系を設ける。

2 二及び三 について

反応度制御系（原子炉停止系を含む。）に含まれる独立した系の一つである制御棒及び制御棒駆動系の反応度制御は次のような性能を持つ設計とする。

反応度制御能力

約 $0.18 \Delta k$ （最大過剰増倍率約 $0.14 \Delta k$ の場合）

スクラム時挿入時間（全炉心平均）

全ストロークの75%挿入まで1.62秒以下（定格圧力時）

この性能は、炉心特性とあいまって通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、燃料要素の許容設計限界を超えることなく、発電用原子炉を臨界未満にでき、かつ、維持できるものである。

発電用原子炉は、低温状態において反応度が最も高くなり、その状態における発電用原子炉の過剰増倍率は約 $0.14 \Delta k$ 以下である。これに対し、制御棒による反応度制御能力は約 $0.18 \Delta k$ の性能を有し、低温状態において発電用原子炉を十分臨界未満にでき、かつ、維持できるものである。

したがって、高温停止を対象とする場合は、更に余裕を持って臨界未満に維持できる。

ほう酸水注入系は、単独で定格出力運転中の発電用原子炉を高温状態及び低温状態において十分臨界未満に維持できるだけの反応度効果を持

つように設計する。

2 四 について

反応度制御系（原子炉停止系を含む。）に含まれる独立した系の一つである制御棒及び制御棒駆動系は，原子炉スクラム信号により，水圧制御ユニットのアクチュレータの圧力により制御棒を緊急挿入できる設計とする。水圧制御ユニットは，個々の制御棒に対し各々の独立性を持たせる。

また，制御棒及び制御棒駆動系は原子炉再循環配管破断等の事故状態においても，制御棒が確実に挿入され，炉心を臨界未満にでき，かつ，それを維持できる設計とする。

2 五 について

最大の反応度価値を持つ制御棒 1 本が完全に炉心の外に引き抜かれていて，その他の制御棒が全挿入の場合，高温状態及び低温状態において常に炉心を臨界未満にできる設計とする。

また，発電用原子炉運転中に，完全に挿入されている制御棒を除く，他のいずれかの制御棒が動作不能となった場合は，動作可能な制御棒のうち最大反応度価値を有する制御棒 1 本が完全に炉心の外に引き抜かれた状態でも，他のすべての動作可能な制御棒により，高温状態及び低温状態において炉心を臨界未満に保持できることを評価確認する。

この確認ができない場合には，発電用原子炉を停止するように運転管理手順を定める。

3 について

反応度が大きく，かつ急激に投入される事象として制御棒落下及び原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜きがある。

これらの事象による影響を小さくするため，零出力ないし低出力においては，運転員の制御棒引抜操作を規制する補助機能として，制御棒価値ミニマイザを設け，これによって引き抜く制御棒の最大反応度価値を $0.013 \Delta k$ 以下（ 9×9 燃料が装荷され，MOX 燃料が装荷されるまでの

サイクル)又は $0.010 \Delta k$ 以下 (MOX燃料が装荷されたサイクル以降)となるように制限する。また反応度添加率を抑えるため、制御棒落下に対しては、落下時の制御棒の速度を 0.95m/s 以下に抑えるために制御棒に落下速度リミッタを設け、原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜きに対しては、制御棒引抜速度を 9.1cm/s 以下に抑える設計とする。

さらに、中性子束高による原子炉スクラム信号を設ける。

以上の設計を行うことにより、反応度投入事象発生時に燃料の最大エンタルピや原子炉圧力の上昇を低く抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、また、炉心冷却を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の破壊を生じることがないようにする。

4 について

制御棒、中性子吸収材その他の反応度を制御する設備は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質、耐食性及び化学的安定性を保持する設計とする。

(原子炉制御室等)

第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする事。
 - 二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする事。
 - 三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする事。
- 2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。
- 3 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。
- 一 原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍 工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置
 - 二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従

事者が原子炉制御室に出入りするための区域 遮蔽壁その他の適切に放射線から防護するための設備、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対し換気設備を隔離するための設備その他の適切に防護するための設備

適合のための設計方針

1 一及び三 について

中央制御室は、発電用原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータが監視できるとともに、安全性を確保するために急速な手動操作を要する場合には、これを行うことができる設計とする。

- (1) 発電用原子炉及び主要な関連施設の運転状況の監視及び制御を行うことができる設計とする。
- (2) 炉心，原子炉冷却材圧力バウンダリ，原子炉格納容器バウンダリ及びそれらの関連する系統の健全性を確保するため，炉心の中性子束，制御棒位置，原子炉冷却材系の圧力，温度，流量，原子炉水位，原子炉格納容器内の圧力，温度等の主要パラメータの監視が可能な設計とする。
- (3) 事故時において，事故の状態を知り対策を講じるために必要なパラメータである原子炉格納容器内の圧力，温度等の監視が可能な設計とする。

1 二 について

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性があると想定される自然現象等に加え，昼夜にわたり発電所構内の状況（海側，山側）を，屋外に暗視機能等を持った監視カメラを遠隔操作することにより中央制御室にて把握することができる設計とする。

また，津波，竜巻等による発電所構内の状況の把握に有効なパラメータは，気象観測設備等にて測定し中央制御室にて確認できる設計とする。

さらに，中央制御室に公的機関から気象情報を入手できる設備を設置

し、地震、津波、竜巻情報等を入力できる設計とする。

2 について

火災その他の異常な事態により、中央制御室内で原子炉停止操作が行えない場合でも、中央制御室以外の適切な場所から発電用原子炉を直ちに停止するとともに高温停止状態を維持できる設計とする。

- (1) 中央制御室外において、原子炉保護系の電源を遮断すること等により発電用原子炉をスクラムさせる。発電用原子炉を直ちに停止した後、中央制御室外原子炉停止装置により、逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系等を使用して、発電用原子炉を高温停止状態に安全に維持することができる設計とする。
- (2) 中央制御室外原子炉停止装置により、上記高温停止状態から残留熱除去系等を使用して、適切な手順により発電用原子炉を低温停止状態に導くことができる設計とする。

3 一 について

万一事故が発生した際には、中央制御室内の運転員に対し、有毒ガスの発生に関して、有毒ガスが中央制御室の運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下しないよう、運転員が中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができる設計とする。想定される有毒ガスの発生において、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。そのために、敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）を実施する。固定源に対しては、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより運転員を防護できる設計とする。可動源に

対しては、中央制御室換気系の隔離等の対策により運転員を防護できる設計とする。

3 二 について

発電用原子炉の事故対策に必要な各種指示計並びに発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護系及び工学的安全施設関係の操作盤は、中央制御室に集中して設ける。

中央制御室において火災が発生する可能性を抑えるように、中央制御室内の主要ケーブル、制御盤は不燃性、難燃性の材料を使用する。

なお、通信機器等については実用上可能な限り不燃性、難燃性の材料を使用する。

万一事故が発生した際には、次のような対策により運転員その他従事者が中央制御室に接近可能であり、中央制御室内の運転員その他従事者に対し、過度の被ばくがないように考慮し、中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるように設計する。

- (1) 想定される最も過酷な事故時においても、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた緊急作業に係る許容被ばく線量を十分下回るように遮蔽を設ける。ここで想定される最も過酷な事故時としては、原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とし、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第1号平成21年8月12日）に定める想定事故相当のソースタームを基とした数値、評価手法及び評価条件を使用して評価を行う。
- (2) 中央制御室換気系は、設計基準事故時には外気との連絡口を遮断し、チャコール・フィルタを通る系統隔離運転モードとし、運転員その他の従事者を過度の被ばくから防護することができるように設計する。
- (3) 中央制御室は、中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物を想定しても中央制御室換気系の外気取入れを手動で遮断し、系統隔離運転モードに切り換えることにより、

運転員その他従事者を外部からの自然現象等から防護できる設計とする。

なお、事故時において、中央制御室への外気取入れを一時停止した場合に、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

(放射性廃棄物の処理施設)

第二十七条 工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物（実用炉規則第二条第二項第二号に規定する放射性廃棄物をいう。以下同じ。）を処理する施設（安全施設に係るものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものとする。
- 二 液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性物質を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。
- 三 固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難いものとする。

適合のための設計方針

一 について

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の処理施設は、周辺公衆の線量を合理的に達成できる限り低く保つ設計とし、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和50年5月13日原子力安全委員会決定）において定める線量目標値を達成できるように設計する。

気体廃棄物の主なものである空気抽出器排ガスを活性炭式希ガス・ホールドアップ塔に通し排ガス中の放射能を十分減衰させ、監視しながら排気筒から放出する。

また、他の排気については下記の対策を講じることにより、排気中の放射性物質の低減を図った後、監視しながら排気筒から放出する。

- (1) タービン・グラウンドのシールには、グラウンド蒸気発生器の蒸気を使用し、かつ、グラウンド蒸気発生器への給水には、復水貯蔵タンク水を使用することにより、グラウンド蒸気復水器の排ガス中の放射性物質を無視できる程度とする。
- (2) 原子炉の通常停止時には、原子炉出力及び圧力が低下した後にも、空気抽出器の運転を続行して、その排ガスを活性炭式希ガス・ホールドアップ塔等で処理することにより、原子炉の起動時に運転する真空ポンプ排ガス中に含まれる放射性物質を低減する。
- (3) 汚染の可能性のある区域からの換気系の排気については、粒子用フィルタで処理することにより、排気中に含まれる粒子状放射性物質を低減する。

液体廃棄物処理系は液体廃棄物をその種類に応じろ過、脱塩、蒸発濃縮等適切な処理を行う。機器ドレン系及び床ドレン・化学廃液系の処理済液は、原則として環境に放出せず、できる限り再使用する。また、床ドレン・化学廃液系の余剰水及びランドリ・ドレンは、あらかじめ放射性物質濃度が十分低いことを確認して復水器冷却水放水路へ放出する。

なお、2号炉と共用することとしていた1号炉の機器ドレン系、床ドレン・再生廃液系、シャワ・ドレン系は共用を取止めることとするが、2号炉の運用に必要な容量及び処理能力を有する設備を2号炉において設置していること並びに2号炉からシャワ・ドレン廃液は発生しない運用とすることから、液体廃棄物の処理能力に影響はない。

二 について

放射性液体廃棄物の処理施設は、これらの施設からの液体状の放射性物質の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出を防止するため、次の各項を考慮した設計とする。

- (1) 漏えいの発生を防止するため、処理施設には適切な材料を使用するとともに、適切な計測制御設備を設ける。
- (2) 放射性液体が漏えいした場合には、漏えいを早期に検出し、中央

制御室等に警報を発する。

また、処理施設は独立した区画内に設けるか周辺にせき等を設け、漏えいの拡大防止対策を講じる。

(3) 建物外に通じる出入口等にはせき等を設け、建物外への漏えいを防止する。

(4) 敷地外へ管理されない排水を排出する排水路上には施設内部の床面を設けない。

また、関連する施設内には管理されない排水路に通じる開口部を設けない。

三 について

放射性固体廃棄物の処理施設は、これらの処理過程において放射性物質が散逸し難い設計とする。

なお、重大事故等時の現場作業場所及びアクセスルートに対して火災による影響を及ぼさないようにするため、ドラム詰装置の固化材を可燃性のプラスチックから不燃性のセメントへ変更する。

ドラム詰装置については、プラスチック固化に関する機器等を撤去し、セメント固化専用の機器等を追設するが、固化材の変更後においても放射性物質が散逸し難い設計とする。

(放射性廃棄物の貯蔵施設)

第二十八条 工場等には、次に掲げるところにより、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を貯蔵する施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。

- 一 放射性廃棄物が漏えいし難いものとする事。
- 二 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備を設けるものにあつては、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする事。

適合のための設計方針

一 について

放射性廃棄物を貯蔵する施設（安全施設に係るものに限る。）は、適切な材料を使用することで、放射性廃液の漏えいの発生を防止する設計とする。

二 について

固体廃棄物は、タンク内に貯蔵するか、適切な容器等に入れ、固体廃棄物貯蔵所（1号、2号及び3号炉共用、既設）等に保管することで、放射性廃棄物による汚染が広がることを防止する設計とする。

(工場等周辺における直接線等からの防護)

第二十九条 設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による工場等周辺の空間線量率が十分に低減できるものでなければならない。

適合のための設計方針

通常運転時において、発電用原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り小さい値になるよう施設を設計する。

(放射線からの放射線業務従事者の防護)

第三十条 設計基準対象施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。

一 放射線業務従事者（実用炉規則第二条第二項第七号に規定する放射線業務従事者をいう。以下同じ。）が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする。

二 放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとする。

2 工場等には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設けなければならない。

3 放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

1 一 について

(1) 発電用原子炉施設は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に基づいて管理区域を定めるとともに通常運転時、定期事業者検査時等において放射線業務従事者が受ける線量が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた線量限度を超えないようにし、不要の被ばくを防止するような遮蔽及び機器の配置を行う設計とする。

なお、遮蔽設計に当たっては、放射線業務従事者等の立入り頻度、滞在時間等を考慮して外部放射線に係る基準線量率を設け、これを満足するようにする。

(2) 原子炉冷却材等の放射性物質濃度の高い液体及び蒸気は可能な限り系外へ放出しない設計とするが、ベント、ドレン、リークオフ等のよ

うに止むを得ない場合は、サンプル等へ導いたり、又は凝縮槽を設ける等の対策を講じることによって汚染の拡大を防止する設計とする。

また、万一漏えいが生じた場合でも、汚染が拡大しないように機器を独立した区画内に配置したり、周辺にせきを設ける等の対策を施し漏えいの拡大を防止し、早期発見が可能な設計とする。

(3) 換気空調系は、運転員が滞在する中央制御室は10回/h以上、その他の区域は0.7回/hの換気回数を確保して、建物内の環境の浄化に努める。

1 二 について

中央制御室は、設計基準事故時等においても中央制御室内にとどまり、各種の操作を行う運転員が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた限度を超える被ばくを受けないように、遮蔽を設ける等の放射線防護措置を講じた設計とする。

2 について

放射線業務従事者等の出入管理、個人被ばく管理及び汚染管理を行うため、出入管理設備、個人被ばく管理関係設備及び汚染管理設備を設ける設計とする。

3 について

発電用原子炉施設の放射線監視のため、エリア放射線モニタを設け、中央制御室内で記録、指示を行い、放射線レベル設定値を超えた場合は警報を発するようにする。また、放射線業務従事者が特に頻繁に立入る箇所については定期的及び必要の都度、サーベイメータによる外部放射線に係る線量当量率、サンプリング等による空气中放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度の測定を行う。試料分析のため分析室、放射能測定室等を設ける。

(監視設備)

第三十一条 発電用原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該発電用原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

- (1) 原子炉格納容器内雰囲気モニタリングは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時には格納容器内雰囲気放射線モニタによって連続的に測定を行い、中央制御室で監視できる設計とする。
- (2) 発電用原子炉施設内の放射性物質濃度の連続監視は、原子炉補機冷却水モニタ、主蒸気管モニタ、空気抽出器排ガス・モニタ等のプロセス放射線モニタリング設備にて行い、規定値以下にあることを中央制御室で監視し、規定値を超えた場合は直ちに警報を発信し、発電用原子炉施設からの放射性物質の放出を制限するための適切な措置が行えるようにする。

排気筒から放出する気体廃棄物は排気筒モニタで監視する。また、液体廃棄物処理設備から復水器冷却水放水路へ放出する場合は、放出前にサンプリングにより測定確認し、放出時は液体廃棄物処理系排水モニタで監視する。また、復水器冷却水放水路で定期的にサンプリングを行う。

- (3) 周辺監視区域境界付近には、モニタリング・ポスト及びモニタリングポイントを設置し、さらに放射能観測車により放射線測定を行う。

モニタリング・ポストは、非常用所内電源に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリング・ポストは、専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し、電源切替時の短時間の

停電時に電源を供給できる設計とする。なお、無停電電源装置及び非常用発電機による給電状態は中央制御室で確認することができる。

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送系は、モニタリング・ポスト設置場所から中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所間において有線系回線及び無線系回線により多様性を有しており、指示値は、中央制御室で監視、記録を行うことができる。また、緊急時対策所でも監視することができる。

モニタリング・ポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

また、放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定及び記録できる設計とする。

上記により、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電所及び発電所周辺における放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を把握できる設計とする。

(原子炉格納施設)

第三十二条 原子炉格納容器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した場合において漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、想定される最大の圧力、最高の温度及び適切な地震力に十分に耐えることができ、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないものでなければならない。

2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬時的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものでなければならない。

3 原子炉格納容器を貫通する配管には、隔離弁（安全施設に属するものに限る。次項及び第五項において同じ。）を設けなければならない。ただし、計測装置又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものについては、この限りでない。

4 主要な配管（事故の収束に必要な系統の配管を除く。）に設ける隔離弁は、設計基準事故時に隔離機能の確保が必要となる場合において、自動的、かつ、確実に閉止される機能を有するものでなければならない。

5 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより隔離弁を設けなければならない。

- 一 原子炉格納容器に近接した箇所に設置するものとする。
- 二 原子炉格納容器内に開口部がある配管又は原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している配管のうち、原子炉格納容器の外側で閉じていないものにあつては、原子炉格納容器の内側及び外側にそれぞれ一個の隔離弁を設けるものとする。ただし、その一方の側の設置箇所における配管の隔離弁の機能が、湿気その他隔離

弁の機能に影響を与える環境条件によって著しく低下するおそれがあると認められるときは、貫通箇所の外側であって近接した箇所にも二個の隔離弁を設けることをもって、これに代えることができる。

三 原子炉格納容器を貫通し、貫通箇所の内側又は外側において閉じている配管にあつては、原子炉格納容器の外側に一個の隔離弁を設けるものとする。ただし、当該格納容器の外側に隔離弁を設けることが困難である場合においては、原子炉格納容器の内側に一個の隔離弁を適切に設けることをもって、これに代えることができる。

四 前二号の規定にかかわらず、配管に圧力開放板を適切に設けるときは、原子炉格納容器の内側又は外側に通常時において閉止された一個の隔離弁を設けることをもって、前二号の規定による隔離弁の設置に代えることができる。

五 閉止後において駆動動力源が喪失した場合においても隔離機能が失われぬものとする。

6 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の健全性に支障が生ずることを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

7 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏れ出すことにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、放射性物質の濃度を低減させるため、原子炉格納施設内の雰囲気浄化系（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。

8 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した際に生ずる水素及び酸素により原子炉格納容器の健全性を損なうおそれがある場合は、水素及び酸素の濃度を抑制するため、可燃性ガス濃度制御系（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

1 について

原子炉格納容器は、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定し、これにより放出される冷却材のエネルギーによる圧力、温度及び設計上想定された地震力に耐える設計とする。

また、原子炉格納容器出入口及び貫通部を含めて全体漏えい率が原子炉格納容器空間部容積の0.5%/d以下（常温、最高使用圧力の0.9倍の圧力、空気において）となるようにする。

なお、設計基準事故後の圧力、温度を考慮した漏えい率についても十分安全側になることを解析により確認する。

2 について

原子炉格納容器バウンダリが脆性的挙動をせず、かつ、急速な伝播型破断を生じないように下記の配慮を行う。

設計に当たっては、応力解析等を行い、予測される発生応力による急速な伝播型破断が生じない設計とする。

原子炉格納容器バウンダリを構成する鋼製の機器については、最低使用温度を考慮して非延性破壊を防止する設計とする。

また、機器の製造、加工、据付、試験にわたる一貫した品質管理を行う。

3 について

原子炉格納容器を貫通する配管系には、原子炉格納容器の機能を確保するために必要な隔離弁を設ける。

原子炉格納容器を貫通する計装配管，制御棒駆動水圧系配管のような特殊な細管であって特に隔離弁を設けない場合には，隔離弁を設置した場合と同等の隔離機能を有する設計とする。

4 について

(1) 原子炉格納容器隔離弁は，次の場合を除き，自動隔離弁とし，隔離機能の確保が可能な設計とする。

a. 原子炉冷却材喪失時に作動を必要とする非常用炉心冷却系及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）等の配管の隔離弁は，信号により自動的に閉止しない設計とする。

これらのうち原子炉冷却材圧力バウンダリに結合している配管には，さらに少なくとも1個の逆止弁を設け自動隔離機能を持たせる設計とする。

b. 給水系等発電用原子炉への給水能力を持つ系統の配管の隔離弁は，信号により自動的に閉止しない設計とするが，隔離弁のうち少なくとも1個は逆止弁を設け自動隔離機能を持たせる設計とする。

(2) 原子炉格納容器隔離弁のうち自動隔離弁は，単一故障の仮定に加え，外部電源が利用できない場合でも隔離機能が達成できる設計とする。

(3) 移動形出力領域計装（T I P）系の較正用導管には原子炉格納容器外側に自動閉止する隔離弁と，これと直列にこの隔離弁の後備として，遠隔手動の切断閉鎖弁を設け，確実に閉止できる設計とする。

5 一 について

原子炉格納容器隔離弁は，実用上可能な限り原子炉格納容器に接近した箇所に設ける。

5 二 について

原子炉格納容器の内部において開口しているか又は原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している配管系のうち，原子炉格納容器の外側で閉じていない配管系については，原子炉格納容器の内側及び外側にそれぞれ1個の隔離弁を設ける設計とする。ただし，その一方の側の設置箇所に

おける配管の隔離弁の機能が、湿気その他隔離弁の機能に影響を与える環境条件によって著しく低下するおそれがある場合は、貫通箇所の外側であって近接した箇所に2個の隔離弁を設ける設計とする。

5 三 について

原子炉格納容器の内側又は外側において閉じている配管系については、原子炉格納容器の外側に1個の原子炉格納容器隔離弁を設ける設計とする。ただし、原子炉格納容器の外側に隔離弁を設けることが困難である場合においては、原子炉格納容器の内側に1個の隔離弁を適切に設ける設計とする。

5 四 について

原子炉格納容器内に開口部がある配管又は原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している配管のうち、原子炉格納容器の外側で閉じていない配管に圧力開放板を設ける場合には、原子炉格納容器の内側又は外側に通常時において閉止された隔離弁を少なくとも1個設ける設計とする。

5 五 について

原子炉格納容器隔離弁は、閉止後駆動動力源の喪失によっても隔離機能が喪失しない設計とする。また、原子炉格納容器隔離弁のうち、隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても、自動開とはならない設計とする。

6 について

設計基準事故時の格納容器熱除去系として、残留熱除去系を格納容器冷却モードとして作動させる設計とする。本系は、残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器とその冷却系等からなり、単一故障を仮定しても安全機能を果たし得るよう独立2系統を設ける。各系統は、原子炉格納容器内の温度、圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力、最高使用温度を超えないような除熱容量を持つように設計する。格納容器冷却系は、冷却水であるサプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器で冷却し、原子炉格納容器内に設けたスプレイヘッドからスプレイし、

原子炉格納容器内の熱を除去する。

熱交換器で除去された熱は、原子炉補機冷却系を介して最終的に海に伝えられる。

7 について

格納施設雰囲気浄化系として前置ガス処理装置、後置ガス処理装置及びファン等で構成する非常用ガス処理系を設置する。

原子炉冷却材喪失事故等が生じた場合、格納容器圧力高、原子炉水位低、原子炉棟排気放射線高又は燃料取替階放射線高のいずれかの信号で、自動的に常用換気系を閉鎖し、非常用ガス処理系を作動させる。

非常用ガス処理系は、原子炉格納容器から漏えいしてきた放射性物質をフィルタを通してこれを除去した後、排気筒に沿わせて設ける排気管を通して地上高さ約120mの排気口から放出する。

なお、本系統のよう素除去効率は相対湿度70%以下において99.97%以上になるように設計する。粒子用高効率フィルタは、粒子状物質の99.9%以上を除去するよう設計する。

以上により原子炉冷却材喪失事故時等において、環境に放出される核分裂生成物の濃度を減少させることができる。

8 について

原子炉冷却材喪失事故時に、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素ガスの反応を防止するため、可燃性ガス濃度制御系を設ける。

本系統を中央制御室から手動にて作動させることにより、原子炉格納容器内の水素濃度を4 vol%未満又は酸素濃度を5 vol%未満に維持できる設計とする。

(保安電源)

第三十三条 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。

2 発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

3 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。

4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。

5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。

6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。

7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなけ

ればならない。

- 8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、220kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社第二島根原子力幹線）1ルート2回線（1号、2号及び3号炉共用、既設）及び66kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社鹿島線を分岐した鹿島支線）1ルート1回線（1号及び2号炉共用、既設）で電力系統に連系した設計とする。

2 について

発電用原子炉施設に、非常用所内電源設備として非常用交流電源設備である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を含む。）及び非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。また、それらに必要な燃料等を備える設計とする。

3 について

保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機、外部電源系及び非常用所内電源系から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、発電機、外部電源、非常用所内電源設備、その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を保護継電器にて検知できる設計とする。また、故障を検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

変圧器一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じ、安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては、自動（地絡や過電流による保護継電器の動作により）若しくは手動操作で、故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切り替えることにより安全施設への電力の供給の安定性を回復できる設計とする。また、送電線は複数回線との接続を確保し、巡視点検による異常の早期検知ができるよう、送電線引留部の外観確認が可能な設計とする。

また、保安電源設備は、重要安全施設の機能を維持するために必要となる電力の供給が停止することがないように、以下の設計とする。

- ・送電線の回線数と開閉所の母線数は、供給信頼度の整合が図れた設計とし、電気系統の系統分離を考慮して、220kV母線を2母線、66kV母線を1母線で構成する。

220kV送電線は起動変圧器を介して、66kV送電線は予備変圧器を介して発電用原子炉施設へ給電する設計とする。

非常用高圧母線を3母線確保することで、多重性を損なうことなく、系統分離を考慮して母線を構成する設計とする。

- ・電気系統を構成する送電線（中国電力ネットワーク株式会社第二島根原子力幹線、鹿島線及び鹿島支線）、母線、変圧器、非常用所内電源設備、その他関連する機器については、電気学会電気規格調査会にて定められた規格（JEC）又は日本産業規格（JIS）等で定められた適切な仕様を選定し、信頼性の高い設計とする。
- ・非常用所内電源系からの受電時等の母線切替えは、故障を検知した場合、自動又は手動で容易に切り替わる設計とする。

4 について

設計基準対象施設は、送受電可能な回線として220kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社第二島根原子力幹線）1ルート2回線及び受電専用の回線として66kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社鹿島線を分岐した鹿島支線）1ルート1回線の合計2ルート3回線にて、電力系統

に接続する。

220kV送電線は、約16km離れた中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所に連系する。また、66kV送電線は、約13km離れた中国電力ネットワーク株式会社津田変電所に連系する。

上記2ルート3回線の送電線の独立性を確保するため、万一、送電線の上流側接続先である中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所が停止した場合でも、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、中国電力ネットワーク株式会社の広島変電所から松江変電所及び津田変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。

また、中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所が停止した場合の、中国電力ネットワーク株式会社広島変電所から本発電所への電力供給については、あらかじめ定められた手順、体制等に基づき、昼夜を問わず、確実に実施する。

なお、中国電力ネットワーク株式会社津田変電所が停止した場合には、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所を経由するルートで、本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。

中国電力ネットワーク株式会社津田変電所からの66kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社鹿島線）は、本発電所から約1km離れた中国電力ネットワーク株式会社鹿島変電所に鹿島線2回線（1L、2L）で連系しており、中国電力ネットワーク株式会社鹿島支線として鹿島線2Lを分岐して本発電所と連系している。

鹿島支線は、鹿島線2Lの点検時又は事故時に鹿島線1Lから鹿島変電所を経由して連系することが可能である。

5 について

設計基準対象施設に連系する220kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社第二島根原子力幹線）2回線及び66kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社鹿島線及び鹿島支線）1回線は、同一の送電鉄塔に架線しな

いよう、それぞれのルートに送電鉄塔を備える設計とする。

また、送電線は、大規模な盛土の崩壊、大規模な地滑り、急傾斜の崩壊による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保することで、鉄塔の倒壊を防止するとともに、台風等による強風発生時及び着氷雪の事故防止対策を図ることにより、外部電源系からの電力供給が同時に停止することのない設計とする。

これらにより、設計基準対象施設に連系する送電線は、互いに物理的に分離した設計とする。

6 について

本発電所においては、電線路について、2以上の発電用原子炉施設を電力系統に接続しないとしたうえで、設計基準対処施設に連系する送電線は、220kV送電線2回線と66kV送電線1回線とで構成する。

これらの送電線は1回線で発電所の停止に必要な電力を供給し得る容量とし、いずれの2回線が喪失しても、発電用原子炉施設が外部電源喪失に至らない構成とする。

なお、220kV送電線2回線は起動変圧器を介して、66kV送電線1回線は予備変圧器を介して発電用原子炉施設へ接続する設計とする。

開閉所からの送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置するとともに、遮断器等は重心の低いガス絶縁開閉装置及びガス絶縁複合開閉装置を採用する等、耐震性の高いものを使用する。

さらに、防波壁により津波の影響を受けないエリアに設置するとともに、塩害を考慮し、送電線引留部の碍子に対しては、碍子洗浄ができる設計とし、遮断器等に対しては、電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置及びガス絶縁複合開閉装置を採用し、ガス絶縁複合開閉装置の架線部については屋内に設置する。

7 について

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を含む。）及びその附属設備は、多重性及び独立性を考慮して、必要な容量の

ものを各々別の場所に3台備え、共通要因により機能が喪失しない設計とするとともに、各々非常用高圧母線に接続する。

蓄電池は、非常用3系統をそれぞれ異なる区画に設置し、多重性及び独立性を確保し共通要因により機能が喪失しない設計とする。

これらにより、その系統を構成する機器の単一故障が発生した場合にも、機能が確保される設計とする。

7日間の外部電源喪失を仮定しても、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

8 について

設計基準事故時において、発電用原子炉施設に属する非常用所内電源設備及びその附属設備は、発電用原子炉ごとに単独で設置し、他の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。

(緊急時対策所)

第三十四条 工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。

2 緊急時対策所及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍には、有毒ガスが発生した場合に適切な措置をとるため、工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時対策所において自動的に警報するための装置その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する設計とする。

緊急時対策所は、敷地高さ標高50mの高台に設置する設計とする。

緊急時対策所は、異常等に対処するために必要な要員を収容できる設計とする。

また、異常等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として、SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。

発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備、衛星電話設備（社内向）、無線通信設備、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所には、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障が

ない範囲にあることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

緊急時対策所は、有毒ガスが緊急時対策所の重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下しないよう、当該要員が緊急時対策所内にとどまり、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができる設計とする。

想定される有毒ガスの発生において、有毒ガスが当該要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。そのために、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。

固定源に対しては、当該要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより当該要員を防護できる設計とする。

また、可動源に対しては、緊急時対策所換気設備の隔離等の対策により当該要員を防護できる設計とする。

(通信連絡設備)

第三十五条 工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置（安全施設に属するものに限る。）及び多様性を確保した通信連絡設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

2 工場等には、設計基準事故が発生した場合において発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を設けなければならない。

適合のための設計方針

1 について

設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建物、タービン建物等の建物内外各所の者への必要な操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、有線式通信設備、無線通信設備及び衛星電話設備の多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する設計とする。

また、通信連絡設備（発電所内）及び安全パラメータ表示システム（SPDS）については、非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

2 について

設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本社、国、自治体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる通信連絡設備（発電所外）として、電力保安通信用電

話設備，局線加入電話設備，テレビ会議システム（社内向），専用電話設備，衛星電話設備（社内向），衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

また，発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（E R S S）等へ必要なデータを伝送できる設備として，データ伝送設備を設置する設計とする。

通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については，有線系回線，無線系回線又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し，輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

また，通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については，非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に接続し，外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

非常用所内電源設備及び無停電電源装置については，「10.1 非常用電源設備」に記載する。

(補助ボイラー)

第三十六条 発電用原子炉施設には、設計基準事故に至るまでの間に想定される使用条件に応じて必要な蒸気を供給する能力がある補助ボイラー（安全施設に属するものに限る。次項において同じ。）を設けなければならない。

2 補助ボイラーは、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

所内ボイラは、液体廃棄物処理系の濃縮器、排ガス予熱器等の加熱用、屋外タンクの保温用、原子炉施設の起動及び停止時にタービン・グラウンドのシール及び空気抽出器駆動用にも蒸気を供給する設備である。

所内ボイラは、発電用原子炉の運転に必要な量、圧力の蒸気を供給できる系統構成とし、蒸気は、所内ボイラの蒸気溜めから蒸気母管を経て、蒸気を使用する各機器に供給できる設計とする。

2 について

所内ボイラの損傷時においても、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

(重大事故等の拡大の防止等)

第三十七条 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

3 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、想定した事故シーケンスグループに対して、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

2 について

重大事故が発生した場合において、想定した格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器破損及び放射性物質の発電所の外への異常な放出を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

3 について

重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、想定した事故に対して、燃料プール内に貯蔵されている燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

4 について

重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、想定した運転停止中事故シーケンスグループに対して、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

(重大事故等対処施設の地盤)

第三十八条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める地盤に設けなければならない。

- 一 重大事故防止設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故防止設備」という。）であつて、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの（以下「常設耐震重要重大事故防止設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤
 - 二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤
 - 三 重大事故緩和設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故緩和設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤
 - 四 特定重大事故等対処施設 第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合及び基準地震動による地震力が作用した場合においても当該特定重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤
- 2 重大事故等対処施設（前項第二号の重大事故等対処施設を除く。次項及び次条第二項において同じ。）は、変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。
 - 3 重大事故等対処施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

適合のための設計方針

1 一 について

常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、基準地震動 S_s による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動 S_s による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動 S_s による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

1 二 について

常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

1 三 について

常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、基準地震動 S_s による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動 S_s による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動 S_s による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

1 四 について

特定重大事故等対処施設については、今回の変更申請対象外とする。

2 について

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生

に伴う建物・構築物間の不等沈下，液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により，重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

3 について

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は，将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

なお，「1～3について」における重大事故等対処施設の設備分類については，第三十九条の「適合のための設計方針」の「1 について」における「I.設備分類」による。

(地震による損傷の防止)

第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。

一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。

三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

四 特定重大事故等対処施設 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

2 重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

重大事故等対処施設について、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて「Ⅰ. 設備分類」のとおりに分類し、設備分類に応じて「Ⅱ. 設計方針」に示す設計方針に従っ

て耐震設計を行う。耐震設計において適用する地震動及び当該地震動による地震力等については、設計基準対象施設のことを設備分類に応じて適用する。

なお、「Ⅱ．設計方針」の(1)、(2)及び(3)に示す設計方針が、それぞれ第1項の第一号、第二号及び第三号の要求事項に対応するものである。

I．設備分類

(1) 常設重大事故防止設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの

a．常設耐震重要重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの

b．常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、a．以外のもの

(2) 常設重大事故緩和設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの

(3) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する(1)以外の常設のもの

(4) 可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備であって可搬型のもの

II. 設計方針

(1) 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設
基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

(2) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設

代替する機能を有する設計基準事故対処設備の耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるように設計する。

(3) 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設

基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

(4) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設

当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるように設計する。

(5) 可搬型重大事故等対処設備

地震による周辺斜面の崩壊、溢水、火災等の影響を受けない場所に適切に保管する。

なお、上記設計において適用する動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。

また、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設は、Bクラス及びCクラスの施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外

の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備(設計基準拡張)
(当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの)
が設置される重大事故等対処施設, 可搬型重大事故等対処設備並び
に常設重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備及び常設重大事故
防止設備(設計基準拡張)のいずれにも属さない常設の重大事故等
対処施設の波及的影響によって, 重大事故等に対処するために必要
な機能を損なわないように設計する。

常設重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備又は常設重大事故
防止設備(設計基準拡張)が設置される重大事故等対処施設につい
ては, 防波壁の設置及び地盤改良を実施したことにより地下水の流れ
が遮断され地下水位が上昇するおそれがあることを踏まえ, 地下
水位を一定の範囲に保持する地下水位低下設備を設置し, 同設備の
効果が及ぶ範囲においては, その機能を考慮した設計地下水位を設
定し水圧の影響を考慮する。地下水位低下設備の効果が及ばない範
囲においては, 自然水位より保守的に設定した水位又は地表面にて
設計地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。

常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備, 常設重大
事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類が
Sクラスのもの)が設置される重大事故等対処施設については, 液状
化, 揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状の影響を考慮した場合におい
ても, その安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。

2 について

常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備又は常設重大
事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がSク
ラスのもの)が設置される重大事故等対処施設については, 基準地震動
S_sによる地震力によって生じるおそれがある周辺斜面の崩壊に対して,
重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない場所
に設置する。

(津波による損傷の防止)

第四十条 重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

適合のための設計方針

基準津波及び入力津波の策定に関しては、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

耐津波設計としては以下の方針とする。

(1) 津波の敷地への流入防止

重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路、放水路等の経路から流入させない設計とする。

(2) 漏水による安全機能への影響防止

取水・放水施設及び地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。

(3) 津波防護の多重化

(1)(2)に規定するもののほか、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画については、浸水防護を行うことにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、必要に応じて実施する浸水対策については、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

(4) 水位低下による安全機能への影響防止

水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。そのため、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ（以下(7)において「非常用海水ポンプ」という。）については、第五条の「適合のための設計方針」を適用す

る。

また、大量送水車及び大型送水ポンプ車については、基準津波による水位の変動に対して取水性を確保でき、取水口からの砂の混入に対して、ポンプが機能保持できる設計とする。

(5) 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の機能保持

津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の機能の保持については、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

(6) 地震による敷地の隆起・沈降，地震による影響等

地震による敷地の隆起・沈降，地震による影響等については、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

(7) 津波防護施設及び浸水防止設備の設計並びに非常用海水冷却系の評価

津波防護施設，浸水防止設備の設計並びに非常用海水ポンプ等の取水性の評価に当たっては、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

(火災による損傷の防止)

第四十一条 重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。

適合のための設計方針

重大事故等対処施設は火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災発生防止、火災感知及び消火の措置を講じるものとする。

(1) 火災発生防止

潤滑油等の発火性又は引火性物質を内包する設備は、漏えいを防止する設計とする。万一、潤滑油等が漏えいした場合に、漏えいの拡大を防止する堰等を設ける設計とする。

重大事故等対処施設は、不燃性材料若しくは難燃性材料と同等以上の性能を有するものである場合又は他の重大事故等対処施設、設計基準事故対処設備等に火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合を除き、不燃性材料若しくは難燃性材料を使用した設計とする。

電気系統については、必要に応じて、過電流継電器等の保護装置と遮断器の組み合わせ等により、過電流による過熱、焼損の防止を図るとともに、必要な電気設備に接地を施す設計とする。

落雷や地震により火災が発生する可能性を低減するため、避雷設備を設けるとともに、施設の区分に応じた耐震設計を行う。

(2) 火災感知及び消火

重大事故等対処施設に対して、早期の火災感知及び消火を行うため異なる感知方式の感知器を設置する設計とする。

消火設備は、自動消火設備、手動操作による固定式消火設備、水消火設備及び消火器を設置する設計とし、重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画のうち、煙の充満又は放射線の影響により消火活動

が困難なところには，自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置する設計とする。

火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は，重大事故等対処施設の区分に応じて，地震発生時に機能を維持できる設計とする。

(3) 消火設備の破損，誤作動又は誤操作について

消火設備の破損，誤作動又は誤操作が起きた場合においても，消火設備の消火方法，消火設備の配置設計等を行うことにより，重大事故等に対処する機能を損なわない設計とする。

(重大事故等対処設備)

第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。
 - 二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。
 - 三 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。
 - 四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。
 - 五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。
 - 六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。
- 2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
- 一 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

- 二 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。
ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。
 - 三 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。
- 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
- 一 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。
 - 二 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。
 - 三 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。
 - 四 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

- 五 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。
- 六 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。
- 七 重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

適合のための設計方針

(1) 多様性，位置的分散，悪影響防止等

a. 多様性，位置的分散

共通要因としては、環境条件、自然現象、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（外部人為事象）、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮する。

発電所敷地で想定される自然現象として、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を選定する。

自然現象の組合せについては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響を考慮する。

発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安

全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものとして、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。

建物については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。

重大事故緩和設備についても、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性を有し、位置的分散を図ること考慮する。

(a) 常設重大事故等対処設備（第2項 第三号）

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。

ただし、常設重大事故防止設備のうち、計装設備について、重要代替監視パラメータ（当該パラメータの他チャンネルの計器を除く。）による推定は、重要監視パラメータと異なる物理量又は測定原理とする等、重要監視パラメータに対して可能な限り多様性を有する方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「(3) 環境条件等」に記載する。

常設重大事故防止設備は、「第三十八条 重大事故等対処施設の地

盤」に基づく地盤に設置するとともに、地震、津波及び火災に対して、「第三十九条 地震による損傷の防止」、「第四十条 津波による損傷の防止」及び「第四十一条 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。

地震、津波、溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。

風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。

落雷に対して常設代替交流電源設備等は、避雷設備等により防護する設計とする。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

飛来物（航空機落下）に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。

サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源、冷却源を用いる設計、又は駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。

(b) 可搬型重大事故等対処設備（第3項 第五号及び第七号）

可搬型重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，共通要因の特性を踏まえ，可能な限り多様性，独立性，位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。

また，可搬型重大事故等対処設備は，地震，津波，その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム，設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する設計とする。

環境条件に対しては，想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重及びその他の使用条件において，可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「(3) 環境条件等」に記載する。

地震に対して，屋内の可搬型重大事故等対処設備は，「第三十八条 重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤に設置する建物内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は，転倒しないことを確認する，又は必要により固縛等の処置をするとともに，地震により生ずる敷地下斜面のすべり，液状化又は揺すり込みによる不等沈下，傾斜及び浮き上がり，地盤支持力の不足，地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。

地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は，「第三十九条 地震による損傷の防止」及び「第四十条 津波による損傷の防止」に基づく設計とする。

火災に対して可搬型重大事故等対処設備は，「第四十一条 火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。

地震，津波，溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は，

設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。

風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。クラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、予備を有する設計とする。

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。

屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。

なお、洪水及びダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、

空気，油，冷却水を考慮し，可搬型重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源，冷却源を用いる設計とするか，駆動源，冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また，水源についても可能な限り，異なる水源を用いる設計とする。

(c) 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口
(第3項 第三号)

原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備と常設設備との接続口は，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，それぞれ互いに異なる複数の場所に設置する設計とする。

環境条件に対しては，想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重及びその他の使用条件において，その機能を確実に発揮できる設計とするとともに，接続口は，建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件における健全性については「(3)環境条件等」に記載する。風（台風），凍結，降水，積雪及び電磁的障害に対しては，環境条件にて考慮し，機能が損なわれない設計とする。

地震に対して接続口は，「第三十八条 重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上の建物内又は建物面に複数箇所設置する。

地震，津波及び火災に対して接続口は，「第三十九条 地震による損傷の防止」，「第四十条 津波による損傷の防止」及び「第四十一条 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。

溢水に対して接続口は，想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。

風（台風），竜巻，落雷，地滑り・土石流，火山の影響，生物学的事象，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落

下火災等)、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突
その他テロリズムに対して接続口は、建物の異なる面の隣接しない
位置又は屋内及び建物面の適切に隔離した位置に複数箇所設置する。
生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して、屋外に設置する場
合は、開口部の閉止により重大事故等に対処するために必要な機能
が損なわれるおそれのない設計とする。

また、一つの接続口で複数の機能を兼用して使用する場合には、
それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設ける設計とす
る。同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量を確保し、状
況に応じて、それぞれの機能に必要な容量を同時に供給できる設計
とする。

b. 悪影響防止（第1項 第五号）

重大事故等対処設備は発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の
設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故
等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備への悪影響としては、重大事故等対処設備使用時及び待機
時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービン・ミサイル
等の内部発生飛散物による影響を考慮し、他の設備の機能に悪影響を
及ぼさない設計とする。

系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によ
って設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設
備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の隔離
若しくは分離された状態から弁等の操作や接続により重大事故等対処
設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用
可能なこと、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で
重大事故等対処設備として使用すること等により、他の設備に悪影響
を及ぼさない設計とする。

また、放水砲については、建物への放水により、当該設備の使用を

想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、重大事故等対処設備がタービン・ミサイル等の発生源となることを防ぐことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(2) 容量等

a. 常設重大事故等対処設備（第2項 第一号）

常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。

「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁吹出量、発電機容量、蓄電池容量、計装設備の計測範囲、作動信号の設定値等とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。

b. 可搬型重大事故等対処設備（第3項 第一号）

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束におい

て、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。

「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、発電機容量、蓄電池容量、ポンベ容量、計測器の計測範囲等とする。

可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばくの低減が図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建物の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり2セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で予備を確保する。

また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する可搬型蓄電池、可搬型ポンベ等は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり1セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で予備を確保する。

(3) 環境条件等

a. 環境条件（第1項 第一号）

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

重大事故等時の環境条件については、重大事故等時における温度（環

境温度，使用温度），放射線，荷重に加えて，その他の使用条件として環境圧力，湿度による影響，重大事故等時に海水を通水する系統への影響，自然現象による影響，発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものの影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては，重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて，環境圧力，温度及び自然現象による荷重を考慮する。

自然現象について，重大事故等時に重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として，地震，風（台風），凍結，降水及び積雪を選定する。これらの事象のうち，凍結及び降水については，屋外の天候による影響として考慮する。

自然現象による荷重の組合せについては，地震，風（台風）及び積雪の影響を考慮する。

これらの環境条件のうち，重大事故等時における環境温度，環境圧力，湿度による影響，屋外の天候による影響，重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては，重大事故等対処設備を設置（使用）又は保管する場所に応じて，以下の設備分類ごとに必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は，想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また，地震による荷重を考慮して，機能を損なわない設計とする。操作は，中央制御室から可能な設計とする。

原子炉建物原子炉棟内の重大事故等対処設備は，想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。また，地震による荷重を考慮して，機能を損なわない設計とするとともに，可搬型重大事故等対処設備は，必要により当該設備の落下防止，転倒防止，固縛の措置をとる。操作は，中央制御室，異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

原子炉建物付属棟内及びその他の建物内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。

また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。操作は中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

屋外及び建物屋上の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

操作は、中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。また、地震、風（台風）及び積雪の影響による荷重を考慮し、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。

海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する、又は海で使用する重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する設計とする。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は、海水の影響を考慮した設計とする。原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への海水の影響を考慮する。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもののうち重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として選定する電磁的障害に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等時においても電磁波により機能を損なわない設計とする。

重大事故等対処設備は、事故対応のために配置・配備している自主

対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なわない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。溢水に対しては、重大事故等対処設備は、想定される溢水により機能を損なわないように、重大事故等対処設備の設置区画の止水措置等を実施する。

b. 重大事故等対処設備の設置場所（第1項 第六号）

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により当該設備の設置場所で操作可能な設計、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能な設計、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。

c. 可搬型重大事故等対処設備の設置場所（第3項 第四号）

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

(4) 操作性及び試験・検査性

a. 操作性の確保

(a) 操作の確実性（第1項 第二号）

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とする。

操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作足場を設置する。また、防護具、可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。

現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備は運搬・設置が確実にできるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、必要により設置場所にてアウトリガの張り出し又は輪留めによる固定等が可能な設計とする。

現場の操作スイッチは運転員等の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。現場において人力で操作を行う弁は、手動操作が可能な設計とする。現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又はより簡便な接続方式等、接続方式を統一することにより、確実に接続が可能な設計とする。また、重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。

想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については、その作動状態の確認が可能な設計とする。

(b) 系統の切替性（第1項 第四号）

重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

(c) 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性（第3項 第二号）

可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続又はより簡便な接続方式等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを用い、小口

径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。窒素ガスボンベ，空気ボンベ及びタンクローリ等については，各々専用の接続方式を用いる。

また，同一ポンプを接続する配管は，口径を統一する等，複数の系統での接続方式の統一も考慮する。

(d) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保（第3項 第六号）

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，発電所内の道路及び通路が確保できるよう，以下の設計とする。

屋外及び屋内において，アクセスルートは，自然現象，発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの，溢水及び火災を想定しても，運搬，移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある自然現象として，地震，津波，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り・土石流，火山の影響及び生物学的事象を選定する。

屋外及び屋内アクセスルートに対する発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものについては，屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として選定する飛来物（航空機落下），ダムの崩壊，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等），有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して，迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。

なお，洪水及びダムの崩壊については，立地的要因により設計上考慮する必要はない。

電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないこと

から、アクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを1台使用する。ホイールローダの保有台数は2台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を分散して保管する設計とする。

また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。

津波の影響については、基準津波に対し防波壁の内側にアクセスルートを確保する設計とする。

森林火災については、防火帯の内側（一部、防火帯外側のトンネル区間を含む。）にアクセスルートを確保する設計とする。

地滑り・土石流、飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び船舶の衝突に対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。落雷に対しては、道路面が直接影響を受けることはないため、さらに生物学的事象に対しては、容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで、通行性を確保できる設計とする。また、不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を行う、迂回する、又は碎石による段差解消対策により対処する設計とする。

屋外アクセスルートは、考慮すべき自然現象のうち、凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤを装着することにより通行性を確保できる設計とする。

屋内アクセスルートは、自然現象として選定する津波、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象による影響に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する設計とする。

また、発電所敷地又はその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものとして選定する飛来物(航空機落下)、火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する設計とする。

b. 試験・検査性(第1項 第三号)

重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。

試験及び検査は、使用前検査、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施可能な設計とする。発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。代替電源設備は、電気系統の重要な部分として、適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放が可能な

設計とする。なお、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、機器の健全性が確認可能な設備については、外観の確認が可能な設計とする。

(緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備)

第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行し、炉心の著しい損傷を防止するための設備として、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）及びほう酸水注入系を設ける。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチについては、「第四十六条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

また、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とする。

b. 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により、原子炉再循環ポンプ2台を自動停止させて、発電用原子炉の出力を制御できる設計とする。

また、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、自動で停止しない場合に、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで、原子炉再循環ポンプを停止させることができる設計とする。

c. ほう酸水注入

原子炉保護系、制御棒、制御棒駆動機構、制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)

第四十五条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、炉心を冷却するための設備として、高圧原子炉代替注水系を設ける。また、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合に、高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できる設計とする。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却

高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、高圧原子炉代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉隔離時冷却系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

高圧原子炉代替注水系は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な

設計とする。また、高圧原子炉代替注水系は、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人力による弁の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系での発電用原子炉の冷却ができない場合であって、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系が起動できない場合の重大事故等対処設備として、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動させて使用する。

原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場で弁を人力操作することにより起動し、蒸気タービン駆動ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。

b. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する。

原子炉隔離時冷却系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電

源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により機能を復旧し、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

(3) 監視及び制御に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態が発電用原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備として、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A）は原子炉水位を監視又は推定でき、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧原子炉代替注水流量及びサプレッション・プール水位（S A）は原子炉圧力容器へ注水するための高圧原子炉代替注水系の作動状況を確認できる設計とする。

(4) 事象進展抑制のために用いる設備

a. ほう酸水注入系による進展抑制

高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を用いた発電用原子炉への高圧注水により原子炉水位を維持できない場合を想定した重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。

(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)

第四十六条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として逃がし安全弁、逃がし安全弁を作動させる代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）及び逃がし安全弁窒素ガス供給系を設ける。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 原子炉減圧の自動化

逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）からの信号により、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心

スプレイ・ポンプ運転の場合に，逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより，逃がし安全弁を強制的に開放し，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。12個の逃がし安全弁のうち，2個がこの機能を有している。

なお，原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると，高圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため，自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系による自動減圧を阻止し，代替自動減圧起動阻止スイッチにより代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。

b. 手動による原子炉減圧

逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，逃がし安全弁は，中央制御室からの遠隔手動操作により，逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し，蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 常設直流電源系統喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として，可搬型直流電源設備及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を使用する。

(a) 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として，可搬型直流電源設備は，逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても，SRV用電源切替盤を切り替えることにより，逃がし安全弁（8個）の作動に必要な電源を供給できる設計と

する。

(b) 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、逃がし安全弁の作動回路に接続することにより、逃がし安全弁（2個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。

b. 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁窒素ガス供給系は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし安全弁逃がし安全弁機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。

なお、逃がし安全弁用窒素ガスポンベの圧力が低下した場合は、現場で逃がし安全弁用窒素ガスポンベの切替えが可能な設計とする。

c. 代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧

(a) 代替直流電源設備による復旧

全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、可搬型直流電源設備により作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

(b) 代替交流電源設備による復旧

全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設蓄電式直流電源設備を受電し、作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉

冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

(3) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、本系統は、「(1) b. 手動による原子炉減圧」と同じである。

(4) インターフェイスシステム L O C A 発生時に用いる設備

インターフェイスシステム L O C A 発生時の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作によって作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、高圧の原子炉冷却材が原子炉建物原子炉棟へ漏えいして蒸気となり、原子炉建物原子炉棟内の圧力が上昇した場合において、外気との差圧により自動的に開放し、原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

残留熱除去系注水弁及び低圧炉心スプレイ系注水弁は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。

逃がし安全弁は、想定される重大事故等時に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する逃がし安全弁窒素ガス供給系の逃がし安全弁用窒素ガスボンベの容量の設定も含めて、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室で可能な設計とする。

(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)

第四十七条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、発電用原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を設ける。また、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、低圧原子炉代替注水系（常設）を設ける。

(1) 原子炉運転中の場合に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替

交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（常設）は、「(1) a. (a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、「(1) a. (b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（低圧注水モード）を復旧する。

残留熱除去系（低圧注水モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

本システムに使用する冷却水は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

(d) 常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、低圧炉心スプレイ系を復旧する。

低圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、低圧炉心スプレイ・ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へスプレイすることで炉心を冷却できる設計とする。

本システムに使用する冷却水は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

c. 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による残留溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に、溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子

炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に、溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大量送水車からの送水により海を利用できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

(2) 原子炉停止中の場合に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

発電用原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（常設）は、「(1) a. (a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

発電用原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、「(1) a . (b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

b . サポート系故障時に用いる設備

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

発電用原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（常設）は、「(1) a . (a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

発電用原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、「(1) a . (b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧

発電用原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、常設代替交流電源

設備からの給電により機能を復旧し、冷却材を原子炉压力容器から残留熱除去ポンプ及び熱交換器を経由して原子炉压力容器に戻すことにより炉心を冷却できる設計とする。

本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却（原子炉補機海水系を含む。）系又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備については、「第五十七条 電源設備」に記載する。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動することで、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去ポンプを用いた残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ・ポンプを用いた低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧原子炉代替注水系（常設）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また、低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで、サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレイ・ポンプ及びサプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設

計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレー系及び低圧原子炉代替注水系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレー系及び低圧原子炉代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、代替淡水源を水源とすることで、サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレー系及び低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。

大量送水車は、原子炉建物及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレー・ポンプ並びに原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレー系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、残留熱除去系に対しては、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、低圧炉心スプレー系に対しては、系統全体に

対して独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性及び独立性、位置的分散については「第五十七条 電源設備」に記載する。

(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)

第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、格納容器フィルタベント系及び原子炉補機代替冷却系を設ける。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

- a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

本系統の詳細については、「第五十条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 原子炉補機代替冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、原子炉補機代替冷却系は、サブレーション・チェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、屋外の接続口より移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車を屋内の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

移動式代替熱交換設備は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大型送水ポンプ車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備については「第五十七条 電源設備」に記載する。

格納容器フィルタベント系は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱

除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。

また、格納容器フィルタベント系は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作機構を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置し、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプと異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。

格納容器フィルタベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して独立性を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、移動式代替熱交換設備を常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性及び独立性を有する設計とし、大型送水ポンプ車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉補機代替冷却系は、格納容器フィルタベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設

計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉建物及び格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプ並びに原子炉建物外の格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。

原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機海水系に対して独立性を有するとともに、移動式代替熱交換設備から屋外の接続口を介した原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。

また、大型送水ポンプ車から屋内の接続口を介した原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉補機代替冷却系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性及び独立性、位置的分散については「第五十七条 電源設備」にて記載する。

(原子炉格納容器内の冷却等のための設備)

第四十九条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための設備として、格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を設ける。

(1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を経由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却
全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（常設）は、「(1) a. (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却
全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、「(1) a. (b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（格納容器冷却モード）を復旧する。

残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

本システムに使用する冷却水は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

- (d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）の復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により，残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用し，残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）を復旧する。

残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器により，サブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

本システムに使用する冷却水は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

- (2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

- (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系（格納容器冷却モード）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として，格納容器代替スプレイ系（常設）は，低圧原子炉代替注水ポンプにより，低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッダからドライウェル内にスプレイすることで，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）は，非常用交流電源設備に加えて，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

本システムの詳細については，「(1) a. (a) 格納容器代替スプレイ系

(常設) による原子炉格納容器の冷却」に記載する。

- (b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却
- 炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を經由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

また、スプレイした水が原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

本系統の詳細については、「(1) a. (b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」に記載する。

b. サポート系故障時に用いる設備

- (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（常設）は、「(1)

a. (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却
炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、「(1) a. (b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備は、「(1) b. (c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧」と同じである。

(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）の復旧

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備は、「(1) b. (d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）の復旧」と同じである。

格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備及

び燃料補給設備については、「第五十七条 電源設備」に記載する。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動できることで、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去ポンプを用いた残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して多様性を有する設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器代替スプレイ系（常設）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また、格納容器代替スプレイ系（常設）は、低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで、サブプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して異なる水源を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及びサブプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び格納容器代替スプレイ系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び格納容器代替スプレイ系（常設）に対して多様性を有する設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作

に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、代替淡水源を水源とすることで、サブプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び低圧原子炉代替注水槽を水源とする格納容器代替スプレイ系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。

大量送水車は、原子炉建物及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性、独立性及び位置的分散については「第五十七条 電源設備」に記載する。

(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)

第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。

3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。

適合のための設計方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、残留熱代替除去系を設ける。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、格納容器フィルタベント系を設ける。

(1) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、残留熱代替除去系を使用する。

残留熱代替除去系は、残留熱代替除去ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して、原子炉压力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

原子炉压力容器に注水された水は、原子炉压力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに、ベント管を経て、サブプレッション・チェンバに戻ることで循環する。

残留熱代替除去系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。残留熱除去系熱交換器は、残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車により冷却できる設計とする。

原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備を屋外の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車を屋内の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系に海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

(2) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量

を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

第1ベントフィルタスクラバ容器は4個を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去できる設計とする。また、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。

本系統はサプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保するとともに燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とする。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器フィルタベント系の使用後に再度、格納容器代替スプレー系等により原子炉格納容器内にスプレーする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレーを停止する運用とする。

格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構によって人力による操作が可能な設計とする。遠隔

手動弁操作機構の操作場所は、原子炉建物付属棟内とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、放射線防護を考慮した設計とする。

また、排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。

系統内に設ける圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器等は、第1ベントフィルタ格納槽内に設置し、第1ベントフィルタスクラバ容器等の周囲には遮蔽体を設け、格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。

残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。

残留熱代替除去系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因に

よって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との離隔を考慮した設計とする。

残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物附属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建物原子炉棟内に設置し、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については「第五十七条 代替電源設備」に記載する。

(原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備)

第五十一条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止できるよう、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための設備として、ペDESTAL代替注水系（常設）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を設ける。

また、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合に、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を抑制するための設備として、コリウムシールドを設ける。

(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備

a. ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、ペDESTAL代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウェル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ流入し、溶融炉心が落下するまでに

原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（常設）は、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

また、コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。

b. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水をペDESTAL代替注水系を經由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

また、コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。

c. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を經由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウェル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ流入し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

本系統の詳細については、「第四十九条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に記載する。

また、コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。

(2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

a. 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（常設）を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

本系統の詳細については、「第四十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

b. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

本系統の詳細については、「第四十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

c. 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、高圧原子炉代替注水系を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

本系統の詳細については、「第四十五条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

d. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を使用する。なお、この場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び高圧原子炉代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行して行う。

本系統の詳細については、「第四十四条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備については、「第五十七条 電源設備」に記載する。

ペDESTAL代替注水系（常設）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車をディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。

ペDESTAL代替注水系（常設）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流

電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、ペDESTAL代替注水系（常設）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また、ペDESTAL代替注水系（常設）は低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで、代替淡水源を水源とするペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）に対して、異なる水源を有する設計とする。

更に、ペDESTAL代替注水系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、格納容器スプレイ・ヘッドによるドライウェル内へのスプレイにより原子炉格納容器下部へ注水することで、原子炉格納容器下部に直接注水するペDESTAL代替注水系（可搬型）の流路に対して独立性を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、大量送水車は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを

防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

これらの多様性及びシステムの独立性並びに位置的分散によって、ペDESTAL代替注水系（常設）並びにペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については「第五十七条 電源設備」に記載する。

(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備)

第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、窒素ガス代替注入系を設ける。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備として、格納容器フィルタベント系を設ける。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を監視する設備として、水素濃度監視設備を設ける。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化する設計とする。

(1) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

a. 窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の不活性化

原子炉格納容器内を不活性化するための重大事故等対処設備として、窒素ガス代替注入系は、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満にすることが可能な設計とする。

b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、第1ベントフィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口水素濃度を設ける。また、放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定できるよう、第1ベントフ

フィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設ける。第1ベントフィルタ出口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

(2) 原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

a. 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

なお、原子炉補機代替冷却系から冷却水を供給することにより、サンプリングガスを冷却できる設計とする。

常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、「第五十七条 電源設備」に記載する。

(水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)

第五十三条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度制御設備として、静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を設ける。また、原子炉建物内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定するための設備として、原子炉建物水素濃度監視設備を設ける。

(1) 水素濃度制御による原子炉建物等の損傷を防止するための設備

a. 静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御する重大事故等対処設備として、静的触媒式水素処理装置は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建物原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素処理装置の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

b. 水素濃度監視

(a) 原子炉物水素濃度監視設備による水素濃度測定

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素ガスの濃度を測定するため、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる重大事故等対処設備として、原子炉建物水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とし、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備については、「第五十七条 電源設備」に記載する。

(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)

第五十四条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

燃料プールの冷却等のための設備のうち、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの小規模な水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合においても燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止できるよう燃料プールの水位を維持するための設備として、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を設ける。

また、燃料プールの冷却等のための設備のうち、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合

においても燃料プール内燃料体等の著しい損傷を緩和し、及び臨界を防止するための設備として、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を設ける。

燃料プールに接続する配管の破損等により、燃料プール冷却系戻り配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、燃料プール冷却系戻り配管の逆止弁にサイフオンブレイク配管を設ける。

燃料プールの冷却等のための設備のうち、燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において大気への放射性物質の拡散を抑制するための設備として原子炉建物放水設備を設ける。

燃料プールの冷却等のための設備のうち、重大事故等時において、燃料プールの状態を監視するための設備として、燃料プールの監視設備を設ける。

(1) 燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備

a. 燃料プール代替注水

(a) 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水

残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、大量送水車により代替淡水源の水を燃料プールスプレイ系配管等を経由して常設スプレイヘッドから燃料プールへ注水することで、燃料プールの水位を維持できる設計とする。

また、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする

(b) 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水

残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、大量送水車により代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレイノズルから燃料プールへ注水することで、燃料プールの水位を維持できる設計とする。

また、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

(2) 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備

a. 燃料プールのスプレー

(a) 燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）による燃料プールへのスプレー

燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレーすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）は、大量送水車により、代替淡水源の水を燃料プールのスプレー系配管等を経由して常設スプレーヘッドから燃料プール内燃料体等に直接スプレーすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。

また、スプレーや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって、臨界を防止することができる設計とする。

燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

(b) 燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）による燃料プールへのスプレー

燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレーすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）は、大量送水車により、代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型ス

プレイノズルから燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。

また、スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって、臨界を防止することができる設計とする。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

b. 大気への放射性物質の拡散抑制

(a) 原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制

燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位の異常な低下により、燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、燃料損傷時にはできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建物へ放水することで、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減できる設計とする。

本系統の詳細については、「第五十五条 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」に記載する。

(3) 重大事故等時の燃料プールの監視に用いる設備

a. 燃料プールの監視設備による燃料プールの状態監視

燃料プールの監視設備として、燃料プール水位（SA）、燃料プール温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）及び燃料プール監視カメラを使用する。

燃料プール水位（SA）、燃料プール温度（SA）、燃料プールエリ

放射線モニタ（高レンジ）及び燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）は、燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。

また、燃料プール監視カメラは、燃料プールに係る重大事故等時の燃料プールの状態を監視できる設計とする。

これらの設備は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は所内常設蓄電式直流電源設備から給電できる設計とする。

(4) 燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための設備

a. 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱

燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プール冷却系は、燃料プールの水をポンプにより熱交換器等を經由して循環させることで、燃料プールを冷却できる設計とする。

燃料プール冷却系は、非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）が機能喪失した場合でも、常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却系を用いて、燃料プールを除熱できる設計とする。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備を屋外の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車を屋内の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系に海水を送水することで、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備については、

「第五十七条 電源設備」に記載する。

(工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備)

第五十五条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として、原子炉建物放水設備及び海洋拡散抑制設備を設ける。

また、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設備として、原子炉建物放水設備を設ける。

(1) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備

a. 大気への放射性物質の拡散抑制

(a) 原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制

大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建物へ放水できる設計とする。大型送水ポンプ車及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建物に向けて放水できる設計とする。

b. 海洋への放射性物質の拡散抑制

(a) 海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制

海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備

として、海洋拡散抑制設備は、放射性物質吸着材、シルトフェンス等で構成する。放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるように、雨水排水路集水柵3箇所に設置できる設計とする。

シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する2箇所(2号炉放水接合槽及び輪谷湾)に設置できる設計とし、輪谷湾は小型船舶により設置できる設計とする。

(2) 原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備

a. 航空機燃料火災への泡消火

(a) 原子炉建物放水設備による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として、原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車により海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建物周辺へ放水できる設計とする。

(重大事故等の収束に必要な水の供給設備)

第五十六条 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、重大事故等の収束に必要な水源として、低圧原子炉代替注水槽、サプレッション・チェンバ及びほう酸水貯蔵タンクを設ける。これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に、代替淡水源として輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を設ける。また、淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が使用できない場合に、海を水源として利用できる設計とする。

重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備として、大量送水車を設ける。また、海を利用するために必要な設備として、大量送水車を設ける。

代替水源からの移送ルートを確保し、ホース及びポンプについては、複数箇所分散して保管する。

(1) 重大事故等の収束に必要なとなる水源

a. 低圧原子炉代替注水槽を水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（常設）及びペDESTAL代替注水系（常設）の水源として、低圧原子炉代替注水槽を使用する。

各系統の詳細については、「第四十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「第四十九条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「第五十一条 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」に記載する。

b. サプレッション・チェンバを水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧原子炉代替注水系及び残留熱代替除去系並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード、格納容器冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モード）の水源として、サプレッション・チェンバを使用する。

各系統の詳細については、「第二十一条 残留熱除去系」、「第十九条 非常用炉心冷却系」、「第二十条 原子炉隔離時冷却系」、「第四十五条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「第五十条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

c. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段であるほう酸水注入系の水源として、ほう酸水貯蔵タンクを使用する。

本系統の詳細については、「第四十四条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。

d. 代替淡水源を水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（可搬型）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）の水源として、また、燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の水源として、代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を使用する。

各系統の詳細については、「第四十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「第四十九条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「第五十一条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」及び「第五十四条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」に記載する。

e. 海を水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が使用できない場合に、低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（可搬型）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）の水源として、また、燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プー

ルスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の水源として海を利用するための重大事故等対処設備として、大量送水車を使用する。

大量送水車は、海水を各系統へ供給できる設計とする。

また、原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車及び原子炉建物放水設備の大型送水ポンプ車の水源として、海を使用する。

各系統の詳細については、「第四十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「第四十八条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」、「第四十九条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「第五十一条 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」、「第五十四条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「第五十五条 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」に記載する。

f. 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）

想定される重大事故等が発生した場合において、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）周辺の確認ができる設備として、構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）を設置する。

構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、中央制御室及び緊急時対策所から輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の周辺を監視することが可能な設計とする。

構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(2) 水源へ水を供給するための設備

a. 低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための設備

重大事故等の収束に必要な水源である低圧原子炉代替注水槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として、大量送水車を使用する。

大量送水車は、代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の淡水を低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。

また、淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）が使用できない場合に、重大事故等の収束に必要な水源である低圧原子炉代替注水槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として、大量送水車を使用する。

大量送水車は、海水を低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。

(電源設備)

第五十七条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

代替電源設備のうち、重大事故等の対応に必要な電力を確保するための設備として、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む。）、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備を設ける。また、重大事故等時に重大事故等対処設備の補機駆動用の軽油を補給するための設備として、燃料補給設備を設ける。

(1) 代替交流電源設備による給電

a. 常設代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失，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故障（以下「全交流動力電源喪失」という。)) した場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用する。

常設代替交流電源設備は，ガスタービン発電機，ガスタービン発電機用サービスタンク，ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，ガスタービン発電機用軽油タンク，電路，計測制御装置等で構成し，ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し，非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系，又はSAロードセンタ，SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。

ガスタービン発電機の燃料は，ガスタービン発電機用サービスタンクより自重でガスタービン発電機に燃料を補給できる設計とする。

また，ガスタービン発電機用サービスタンクの燃料は，ガスタービン発電機用軽油タンクよりガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。

常設代替交流電源設備は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

b. 可搬型代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として，可搬型代替交流電源設備を使用する。

可搬型代替交流電源設備は，高圧発電機車，ガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，タンクローリ，電路，計測制御装置等で構成し，高圧発電機車を非常用高圧母線C系，非常用高

圧母線D系，又はSAロードセンタ，SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。

高圧発電機車の燃料は，ガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

可搬型代替交流電源設備は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

(2) 代替直流電源設備による給電

a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として，所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を使用する。

所内常設蓄電式直流電源設備は，B-115V系蓄電池，B1-115V系蓄電池（SA），230V系蓄電池（RCIC），SA用115V系蓄電池，B-115V系充電器，B1-115V系充電器（SA），230V系充電器（RCIC），SA用115V系充電器，電路，計測制御装置等で構成し，全交流動力電源喪失から8時間後に，不要な負荷の切離しを行い，全交流動力電源喪失から24時間にわたり，B-115V系蓄電池，B1-115V系蓄電池（SA），230V系蓄電池（RCIC）及びSA用115V系蓄電池から電力を供給できる設計とする。また，交流電源復旧後に，交流電源をB-115V系充電器，B1-115V系充電器（SA），230V系充電器（RCIC）及びSA用115V系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

常設代替直流電源設備は，SA用115V系蓄電池，SA用115V系充電器，電路，計測制御装置等で構成し，全交流動力電源喪失から24時間にわたり，SA用115V系蓄電池から電力を供給できる設計とする。ま

た、交流電源復旧後に、交流電源をS A用115V系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

b. 可搬型直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備を使用する。

可搬型直流電源設備は、高圧発電機車、B 1 - 115V系充電器(S A)、S A用115V系充電器及び230V系充電器(常用)、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、高圧発電機車を代替所内電気設備、B 1 - 115V系充電器(S A)、S A用115V系充電器及び230V系充電器(常用)を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

高圧発電機車の燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

可搬型直流電源設備は、高圧発電機車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から24時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。

可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(3) 代替所内電気設備による給電

設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替所内電気設備を使用する。

代替所内電気設備は、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、S Aロードセンタ、S A 1 コントロールセンタ、S A 2 コントロールセンタ、充電器電源切替盤、S A電源切替盤、重大事故操作盤、非常用高圧母線C系及び非常

用高圧母線D系，計測制御装置等で構成し，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。

代替所内電気設備は，共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また，代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は，少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を図る設計とする。

(4) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源設備による給電

a. 常設代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障）した場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用する。

常設代替交流電源設備は，ガスタービン発電機，ガスタービン発電機用サービスタンク，ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，ガスタービン発電機用軽油タンク，電路，計測制御装置等で構成し，ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し，非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系，又はSAロードセンタ，SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。

ガスタービン発電機の燃料は，ガスタービン発電機用サービスタンクより自重でガスタービン発電機に燃料を補給できる設計とする。

また，ガスタービン発電機用サービスタンクの燃料は，ガスタービン発電機用軽油タンクよりガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。

常設代替交流電源設備は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

b. 可搬型代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失及び非常用

ディーゼル発電機の故障) した場合の重大事故等対処設備として、可搬型代替交流電源設備を使用する。

可搬型代替交流電源設備は、高圧発電機車、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、高圧発電機車を非常用高圧母線C系、非常用高圧母線D系、又はSAロードセンタ、SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。

高圧発電機車の燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(5) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源設備による給電

a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障) した場合の重大事故等対処設備として、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を使用する。

所内常設蓄電式直流電源設備は、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)、SA用115V系蓄電池、B-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)、230V系充電器(RCIC)、SA用115V系充電器、電路、計測制御装置等で構成し、非常用所内電気設備への交流電源喪失から8時間後に、不要な負荷の切離しを行い、交流電源喪失から24時間にわたり、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)及びSA用115V系蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交

流電源をB-115V系充電器，B1-115V系充電器（SA），230V系充電器（RCIC）及びSA用115V系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

常設代替直流電源設備は，SA用115V系蓄電池，SA用115V系充電器，電路，計測制御装置等で構成し，非常用所内電気設備への交流電源喪失から24時間にわたり，SA用115V系蓄電池から電力を供給できる設計とする。また，交流電源復旧後に，交流電源をSA用115V系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

b. 可搬型直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障）及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として，可搬型直流電源設備を使用する。

可搬型直流電源設備は，高圧発電機車，B1-115V系充電器（SA），SA用115V系充電器及び230V系充電器（常用），ガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，タンクローリ，電路，計測制御装置等で構成し，高圧発電機車を代替所内電気設備，B1-115V系充電器（SA），SA用115V系充電器及び230V系充電器（常用）を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

高圧発電機車の燃料は，ガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

可搬型直流電源設備は，高圧発電機車の運転を継続することで，設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から24時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。

可搬型直流電源設備は，非常用直流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

(6) 燃料補給設備による給油

重大事故等時に補機駆動用の軽油を補給する設備として、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ及びホースを使用する。

大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリへの軽油の補給は、ホースを用いる設計とする。

常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ガスタービン発電機をガスタービンにより駆動することで、ディーゼルエンジンにより駆動する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を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、原子炉建物から離れたガスタービン発電機建物内に設置することで、原子炉建物内の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、非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイタンク、原子炉建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ、タービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

常設代替交流電源設備は、ガスタービン発電機から非常用高圧母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用デ

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から非常用高圧母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である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を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、可搬型代替交流電源設備は、常設代替交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧発電機車をディーゼルエンジンにより駆動することで、ガスタービンにより駆動するガスタービン発電機を用いる常設代替交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは、屋外の原子炉建物から離れた場所に保管することで、原子炉建物内の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、非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク、原子炉建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ、タービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

また、可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは、ガスタービン発電機建物内に設置するガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプから離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、高圧発電機車から非常用高圧母線までの

系統において、独立した電路で系統構成することにより、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から非常用高圧母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備は、原子炉建物及び廃棄物処理建物内の非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統と異なる区画に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、所内常設蓄電式直流電源設備は非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統に対して独立性を有する設計とする。

常設代替直流電源設備は、廃棄物処理建物内に設置し、非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統と異なる区画に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

常設代替直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、常設代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である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から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器及び230V系充電器(常用)により交流電力を直流に変換できることで、蓄電池(非常用)を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備の高圧発電機車、B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器、230V系充電器(常用)及びタンクローリは、屋外の原子炉建物から離れた場所及び廃棄物処理建物内に設置又は保管することで、原子炉建物内の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、非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク、原子炉建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ、タービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び廃棄物処理建物内の異なる区画に設置する充電器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

可搬型直流電源設備は、高圧発電機車から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、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から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備の高圧発電機車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に

設置する設計とする。

代替所内電気設備の緊急用メタクラは、ガスタービン発電機建物内に設置し、SAロードセンタ及びSA1コントロールセンタは、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備のメタクラ切替盤、SA電源切替盤及びSA2コントロールセンタは、原子炉建物附属棟内に設置し、代替する機能を有する非常用所内電気設備とは異なる区画に設置することで、代替する機能を有する非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備の高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤は、屋外に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備の充電器電源切替盤は廃棄物処理建物内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備の重大事故操作盤は制御室建物内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備は、独立した電路で系統構成することにより、代替する機能を有する非常用所内電気設備に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、代替所内電気設備は代替する機能を有する非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。

燃料補給設備のタンクローリは、原子炉建物近傍及びタービン建物近

傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

ガスタービン発電機用軽油タンクは、原子炉建物及びタービン建物から離れた場所に設置することで、原子炉建物近傍及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

(計装設備)

第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、添付書類十-Ⅱの「第1.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、添付書類十-Ⅱの「第1.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。

(1) 監視機能喪失時に使用する設備

発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設

の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、添付書類十-Ⅱの「第1.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障時に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。

(2) 計器電源喪失時に使用する設備

非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用する。

また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。

なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

(3) パラメータ記録時に使用する設備

原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録できる設計とする。

(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)

第五十九条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(1) 居住性を確保するための設備

重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるための設備として、LEDライト（三脚タイプ）、再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、非常用チャコール・フィルタ・ユニット、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室差圧計、待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を設置する設計とする。

a. 換気空調設備及び遮蔽設備

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室換気系は、重大事故等時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタを内蔵した非常用チャコール・フィルタ・ユニット並びにチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンからなる非常用ラインを設け、非常用チャコール・フィルタ・ユニットを通した外気を取り込み、中央制御室を正圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。

また、炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室換気系は外気との連絡口を遮断し、非常用チャコール・フィルタ・ユニットを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離するとともに、中央制御室待避室を中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故時に、中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。

また、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備する。

再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンは、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

b. 通信連絡設備

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、緊急時対策所と通信連絡を行うため、無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）を使用する。

無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

c. プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運

転員が、中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うためにプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を設置する。

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

d. 中央制御室の照明を確保する設備

想定される重大事故等時において、設計基準対象施設である非常用照明が使用できない場合の重大事故等対処設備として、LEDライト（三脚タイプ）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

e. 中央制御室差圧計，待避室差圧計，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、外気と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧が確保できていること、及び中央制御室と中央制御室待避室との間が正圧化に必要な差圧を確保できていることを把握するため、中央制御室差圧計及び待避室差圧計を使用する。

また、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握するため、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。

(2) 汚染の持ち込みを防止するための設備

重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。

また、照明については、チェンジングエリア用照明により確保できる設計とする。

(3) 運転員の被ばくを低減するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばくを低減するための重大事故等対処設備として、非常用ガス処理系及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を使用する。

非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排気ファン、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、非常用ガス処理系排気ファンにより原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒に沿わせて設ける排気管から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。なお、本システムを使用することにより緊急時対策要員及び自衛消防隊の被ばくを低減することも可能である。

原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建物に設置する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室の居住性確保のために原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリを形成する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止できる設計とする。なお、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室から遠隔操作又は現場において人力により操作できる設計とする。

非常用ガス処理系は、非常用交流電源設備に加えて常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(監視測定設備)

第六十条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。重大事故等が発生した場合に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための設備として、可搬式モニタリング・ポスト、放射能測定装置及び小型船舶を設ける。

モニタリング・ポストが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、可搬式モニタリング・ポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、モニタリング・ポストを代替し得る十分な個数を保管する。

また、可搬式モニタリング・ポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所海側及び緊急時対策所付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計と

する。

可搬式モニタリング・ポストの指示値は、衛星系回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。

放射能観測車のダスト・よう素サンプラ、よう素モニタ又はダストモニタが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、放射能観測車を代替し得る十分な個数を保管する。

放射性物質の濃度及び放射線量を測定するための重大事故等対処設備として、放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とする。発電所の周辺海域においては、小型船舶を用いる設計とする。

これらの設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。

重大事故等が発生した場合に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための設備として、可搬式気象観測装置を設ける。

気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、可搬式気象観測装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設計する。

可搬式気象観測装置の指示値は、衛星系回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。

モニタリング・ポストは、非常用所内電源に接続しており、非常用所内

電源が喪失した場合は，代替交流電源設備である常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。

(緊急時対策所)

第六十一条 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。

一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。

二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。

三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。

2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。

適合のための設計方針

緊急時対策所を、敷地高さ標高50mの高台に設置する。

緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、当該重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。

緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するための適切な措置が講じることができるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能を損なわない設計とするとともに、基準津波の影響を受けない設計とする。地震及び津波に対しては、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」及び「1.5.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」に基づく設計とする。

また、緊急時対策所の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する。

緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。

重大事故等が発生し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、対策要員が緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。

重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬式モニタリング・ポスト及び可搬式エリア放射線モニタを設ける。

緊急時対策所の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所内でのマスクの着用、交替要員体制、安定ヨウ素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

緊急時対策所遮蔽は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気空調設備の機能とあいまって、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。

緊急時対策所換気空調設備として、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを設ける。また、緊急時対策所の加圧

のために、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）及び差圧計を設ける。

緊急時対策所の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、可搬型ダクトを用いて緊急時対策所を正圧化し、放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）は、プルーム通過時において、緊急時対策所を正圧化し、希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。差圧計は、緊急時対策所が正圧化された状態であることを監視できる設計とする。

緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、プルーム通過後の緊急時対策所内を正圧化できる設計とする。

本システムの流路として、緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト、緊急時対策所空気浄化装置（配管・弁）、緊急時対策所正圧化装置可搬型配管・弁及び緊急時対策所正圧化装置（配管・弁）を重大事故等対処設備として使用する。

緊急時対策所には、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。また、室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定するため、さらに緊急時対策所正圧化装置による正圧化判断のために使用する可搬式エリア放射線モニタを緊急時対策所に保管する設計とするとともに、可搬式モニタリング・ポストを第1保管エリア及び第4保管エリアに保管する設計とする。

緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として、SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに緊急時対策所において

把握できる設計とする。

緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として、無線通信設備、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する。

緊急時対策所は、全交流動力電源が喪失した場合に、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。

緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料給油時の切替えを考慮して、合計2台を緊急時対策所に接続することで多重性を有するとともに、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として予備機を2台保管する設計とする。

緊急時対策所用発電機の燃料は、燃料補給設備である緊急時対策所用燃料地下タンク及びタンクローリにより給油できる設計とする。なお、緊急時対策所用発電機は、プルーム通過時において、燃料を給油せずに運転できる設計とする。

タンクローリは、燃料を給油できる容量を有するものを1台使用する。保有数は1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリへの燃料の補給は、ホースを用いる設計とする。

可搬式モニタリング・ポストは、「8.1 放射線管理設備」に記載する。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、「10.11 通信連絡設備」に記載する。

緊急時対策所の通信連絡設備は、「10.11 通信連絡設備」にて記載する。

(通信連絡を行うために必要な設備)

第六十二条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設置又は保管する。

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備(発電所内)、緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できる安全パラメータ表示システム(S P D S)及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するための通信連絡設備(発電所内)を設ける。

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備(発電所内)として、衛星電話設備、無線通信設備及び有線式通信設備を設置又は保管する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備(携帯型)及び無線通信設備のうち無線通信設備(携帯型)は、緊急時対策所内に保管する設計とする。

有線式通信設備は、中央制御室付近の廃棄物処理建物内に保管する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備(固定型)及び無線通信設備のうち無線通信設備(固定型)は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置し、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。

また、衛星電話設備及び無線通信設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備(固定型)及び無線通信設備(固定型)は、中央制御室待避室においても使用できる設計とする。

衛星電話設備及び無線通信設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

衛星電話設備及び無線通信設備のうち緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）、無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）及び有線式通信設備は、充電式電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電式電池を用いるものについては、別の端末又は予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続して通話を可能とし、使用後の充電式電池は、緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。また、乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設計とする。

緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送するための設備として、SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバは、廃棄物処理建物内に設置し、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所内に設置する設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバは、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）は、通信連絡設備（発電所内）と同じである。

緊急時対策支援システム（ERSS）等へのデータ伝送の機能に係る設備及び緊急時対策所の通信連絡機能に係る設備としての安全パラメータ表示システム（SPDS）、無線通信設備及び衛星電話設備については、固縛又は転倒防止処置を講じる等、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（発電所外）、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有するための通信連絡設備（発電所外）を設ける。

重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所外）として、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

衛星電話設備は、通信連絡設備（発電所内）と同じである。

重大事故等が発生した場合において、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備として、SPDS伝送サーバで構成するデータ伝送設備を設置する設計とする。

データ伝送設備は、緊急時対策所内に設置する設計とする。なお、データ伝送設備を構成するSPDS伝送サーバは、安全パラメータ表示システ

ム（SPDS）のSPDS伝送サーバと同じである。

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、緊急時対策所内に設置する設計とする。

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）は、通信連絡設備（発電所外）と同じである。

緊急時対策支援システム（ERSS）等へのデータ伝送の機能に係る設備及び緊急時対策所の通信連絡機能に係る設備としてのデータ伝送設備、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については、固縛又は転倒防止処置を講じる等、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」に記載する。

常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

緊急時対策所用発電機については、「10.8 緊急時対策所」に記載する。

中央制御室、廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する無線通信設備（固定型）、衛星電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、安全性の向上を図る設計とする。

これらの通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (1 / 46)

第 43 条 重大事故等対処設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
アクセスルート確保	ホイルローダー	—	—	常設 可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (2/46)

第 44 条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基理対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ※ 1	原子炉保護系	S	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備	-
	制御棒			常設		
	制御棒駆動機構			常設		
	制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット			常設		
原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) ※ 1	原子炉保護系, 制御棒, 制御棒駆動水圧系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	-
ほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ	原子炉保護系, 制御棒, 制御棒駆動水圧系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	SA-2
	ほう酸水貯蔵タンク	—	-	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	SA-2
出力急上昇の防止	自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ	46 条に記載				

※ 1 : 手動・自動両方を含む

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (3/46)

第 45 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基に対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
高圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ	高圧炉心スプレイ系, 原子炉隔離時冷却系	S	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	サブレーション・チェンバ [水源]	56 条に記載				
原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却ポンプ	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心スプレイ系	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	サブレーション・チェンバ [水源]	56 条に記載 (うち, 重大事故防止設備)				
高圧炉心スプレイ系による原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ・ポンプ	(高圧炉心スプレイ系) 原子炉隔離時冷却系	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	サブレーション・チェンバ [水源]	56 条に記載 (うち, 重大事故防止設備)				
ほう酸水注入系による進展抑制	ほう酸水注入系	44 条に記載 (うち, 重大事故緩和設備)				

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (4/46)

第 46 条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
逃がし安全弁	逃がし安全弁	(逃がし安全弁)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	逃がし安全弁逃がし弁機能用 アキユムレータ	(アキユムレータ)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故緩和設備	SA-2
原子炉減圧の 自動化※1	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)	自動減圧系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	自動減圧起動阻止スイッチ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	代替自動減圧 起動阻止スイッチ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
可搬型直流電源による 減圧	可搬型直流電源設備	57 条に記載 (うち、重大事故防止設備)				
	SRV 用電源切替盤	A-115V 系蓄電池, B-115V 系蓄電池, B1-115V 系蓄電池 (SA)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
主蒸気逃がし安全弁用 蓄電池による減圧	主蒸気逃がし安全弁用 蓄電池 (補助盤室)	A-115V 系蓄電池, B-115V 系蓄電池, B1-115V 系蓄電池 (SA)	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	—
	逃がし安全弁窒素ガス 供給系	(アキユムレータ)	(S)	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3

※1：逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) のみ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (5/46)

第 46 条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
インターフェースシス テム LOCA 隔離弁	残留熱除去系注水弁 (MW222-5A, 5B, 5C)	(残留熱除去系注水弁)	(S)	常設 可搬型	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ※1	SA-2
	低圧炉心スプレイ系注水弁 (MW223-2)	(低圧炉心スプレイ系注水弁)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ※1	SA-2
原子炉建物燃料取替階 ブローアウトパネル	原子炉建物燃料取替階 ブローアウトパネル	—	—	常設	常設重大事故防止設備	—

※1：減圧を行う設備ではないが、インターフェースシステム LOCA 発生時に現場での手動操作により隔離し、漏えい抑制のための減圧を不要とするための設備

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (6/46)

第 47 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ	残留熱除去系(低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	低圧原子炉代替注水槽 [水源]					
低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉の冷却	大量送水車	残留熱除去系(低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	低圧炉心スプレイス・ポンプ	(低圧炉心スプレイス系) 残留熱除去系(低圧注水モード)	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
残留熱除去系(低圧注水モード)による低圧注水	サブレーション・チェンバ [水源]	56 条に記載(うち, 重大事故防止設備)				
	残留熱除去ポンプ	低圧炉心スプレイス系 (残留熱除去系(低圧注水モード))	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉停止時冷却	サブレーション・チェンバ [水源]	56 条に記載(うち, 重大事故防止設備)				
	残留熱除去ポンプ	残留熱除去ポンプ	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。) ※水源は海を使用	原子炉補機冷却ポンプ	残留熱除去系熱交換器		常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	原子炉補機海水ポンプ	残留熱除去系熱交換器		常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	原子炉補機冷却系熱交換器	48 条に記載(うち, 重大事故防止設備)				

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (7/46)

第 47 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	重要 度分類		分類	機器 クラス
非常用取水設備	取水口			常設 可搬型		
	取水管					
	取水槽					
低圧原子炉代替注水系 (常設) による残存 熔融炉心の冷却	低圧原子炉代替注水系 (常設)					その他の設備に記載
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による残存 熔融炉心の冷却	低圧原子炉代替注水系 (可搬型)					低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉の冷却に記載 (うち, 重大事故緩和設備) 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉の冷却に記載 (うち, 重大事故緩和設備)

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (8/46)

第 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備分類	機器クラス
		設備	耐震重要度分類		
原子炉補機代替冷却系による除熱 ※水源は海を使用	移動式代替熱交換設備※1※2	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。)	S	常設 可搬型	可搬型重大事故防止設備
	大型送水ポンプ車※1※2			可搬型	
	取水口			可搬型	可搬型重大事故防止設備
	取水管				
	取水槽				
格納容器フィルトアラベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	第 1 ベントフィルトアラベント容器	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)	S		
	第 1 ベントフィルトアラベント容器				
	圧力開放板				
	遠隔手動弁操作機構				
	残留熱除去ポンプ				
原子炉停止時冷却	残留熱除去系熱交換器	50 条に記載 (うち、重大事故防止設備) (重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない) である計装設備を除く) 代替する機能を有する設計基準対象施設は、残留熱除去系 (格納容器冷却モード) 及び原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) であり、 耐震重要度分類はいずれも S	47 条に記載 (うち、重大事故防止設備)		
	残留熱除去系熱交換器				
残留熱除去系 (サブレッション・プール水冷却モード) によるサブレッション・チェンバ・プールの冷却	残留熱除去ポンプ	49 条に記載 (うち、重大事故防止設備)			
	残留熱除去系熱交換器				

※ 1 : 50 条 (残留熱代替冷却系) と兼用

※ 2 : 54 条 (燃料プール冷却系) と兼用

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (9/46)

第 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ※水源は海を使用	原子炉補機冷却水ポンプ	(原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。))	(S)	常設 可搬型	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	原子炉補機海水ポンプ			常設		
	原子炉補機冷却系熱交換器			常設		
高圧炉心スプレイ 補機冷却系 (高圧炉心スプレイ 補機海水系を含む。) ※水源は海を使用	高圧炉心スプレイ 補機冷却水ポンプ	(原子炉補機冷却系 (高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。))	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	高圧炉心スプレイ 補機冷却系熱交換器			常設		
	高圧炉心スプレイ 補機海水ポンプ			常設		
非常用取水設備	取水口	その他の設備に記載		常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	取水管					
	取水槽					

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (10/46)

第 49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
格納容器代替スプレイス系 (常設) による原子炉格納容器内の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ	残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	S	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	低圧原子炉代替注水槽 [水源]	—	—	常設		
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却	大量送水車	残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	残留熱除去ポンプ	(残留熱除去系 (格納容器冷却モード))	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	残留熱除去系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
残留熱除去系 (サブプレッジョン・プールの水冷却モード) による原子炉格納容器内の冷却	サブプレッジョン・チェンバ [水源]	56 条に記載				
	残留熱除去ポンプ	(残留熱除去系 (サブプレッジョン・プール水冷却モード))	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	残留熱除去系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ※水源は海を使用	サブプレッジョン・チェンバ [水源]	56 条に記載				
	原子炉補機冷却水ポンプ	48 条に記載 (うち、重大事故防止設備)				
	原子炉補機冷却系熱交換器					
原子炉補機海水ポンプ						

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (11/46)

第 49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
非常用取水設備	取水口			常設 可搬型		
	取水管					
	取水槽					
その他の設備に記載						

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (12/46)

第 50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基種対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	第 1 ベントフィルタスクラバ容器			常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	圧力開放板	-	-	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	遠隔手動弁操作機構			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	残留熱代替除去ポンプ			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	残留熱除去系熱交換器	-	-	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	移動式代替熱交換設備※1※2	※水源は海を使用		可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	大型送水ポンプ車※1※2			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	サブレーション・チェンバ [水源]		56 条に記載 (うち, 重大事故緩和設備)			
	取水口					
取水管						
取水槽						

※ 1 : 48 条 (原子炉補機代替冷却系) と兼用

※ 2 : 54 条 (燃料プールの冷却系) と兼用

その他の設備に記載 (うち, 重大事故緩和設備)

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (13/46)

第 51 条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
ベデスタル代替注水系 (常設) による 原子炉格納容器下部への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ	-	-	常設 可搬型	常設重大事故緩和設備	SA-2
	コリウムシールド	-	-	常設		
	低圧原子炉代替注水槽 [水源]	56 条に記載 (うち, 重大事故緩和設備) ※水源としては海も使用可能				
	大量送水車	-	-	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
ベデスタル代替注水系 (可搬型) による 原子炉格納容器下部への注水	コリウムシールド	-	-	常設	常設重大事故緩和設備	-
	大量送水車	-	-	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	コリウムシールド	-	-	常設	常設重大事故緩和設備	-
	高圧原子炉代替注水系	45 条に記載 (うち, 重大事故緩和設備)				
溶融炉心の落下遅延 及び防止	ほう酸水注入系	44 条に記載 (うち, 重大事故緩和設備)				
	低圧原子炉代替注水系 (常設)	47 条に記載 (うち, 重大事故緩和設備)				
	低圧原子炉代替注水系 (可搬型)					

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (14/46)

第 52 条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の不活性化	(窒素ガス制御系)	—	—	常設 可搬型	(設計基準対象施設)	—
	可搬式窒素供給装置	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	—
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	第 1 ベントフィルタスクラパ容器	50 条に記載 (うち, 重大事故緩和設備) (なお, 重大事故緩和設備であるが, 代替する機能を有する設計基準対象施設として, 可燃性ガス濃度制御系がある (耐震重要度分類は S))				
	第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器					
	圧力開放板					
	第 1 ベントフィルタ出口水素濃度※1					
	第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1					
水素濃度及び酸素濃度の監視	可搬式窒素供給装置	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	—
	格納容器水素濃度 (S A) ※1	格納容器水素濃度	S	常設	常設重大事故緩和設備	—
	格納容器水素濃度 (B 系) ※1	(格納容器水素濃度)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備	—
	格納容器酸素濃度 (S A) ※1	格納容器酸素濃度	S	常設	常設重大事故緩和設備	—
	格納容器酸素濃度 (B 系) ※1	(格納容器酸素濃度)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備	—

※1: 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (15/46)

第 53 条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
静的触媒式水素処理装置 による水素濃度抑制	静的触媒式水素処理装置	-	-	常設 可搬型	常設重大事故緩和設備	-
	静的触媒式水素処理装置入口温度※1			常設		
	静的触媒式水素処理装置出口温度※1			常設		
原子炉建物内の水素濃度 監視	原子炉建物水素濃度※1	-	-	常設	常設重大事故緩和設備	-

※1：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (16/46)

第 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド) による燃料プールの注水 及びスプレイ	大量送水車	残留熱除去系 (燃料プール冷却及び補給) 燃料プール冷却系	S B -	常設 可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3 SA-2
	常設スプレイヘッド					
	大量送水車	残留熱除去系 (燃料プール冷却及び補給) 燃料プール冷却系	S B -	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3 SA-3
	可搬型スプレイノズル			可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
大気への放射性物質の 拡散抑制 ※水源は海を使用	大型送水ポンプ車	55 条に記載				
	放水砲					
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA) ※1	燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 燃料プール温度 燃料プール冷却ポンプ入口温度 燃料取替器エリア放射線モニタ 燃料取替器放射線モニタ	C C C C C S	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	燃料プール水位・温度 (SA) ※1			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	燃料プールのエリア放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ※1			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	燃料プールの監視カメラ (SA) (燃料プールの監視カメラ用冷却設備を含 む。)			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
				常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-

※1：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (17/46)

第 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
燃料プール冷却系による 燃料プールの除熱	燃料プール冷却ポンプ	残留熱除去系 (燃料プール冷却及び補給) (燃料プール冷却系) ※水源は海を使用	S (B)	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	燃料プール冷却系熱交換器			常設		
	移動式代替熱交換設備※1※2			可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	大型送水ポンプ車※1※2			可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3
燃料プール冷却系による 燃料プールの除熱	取水口	その他の設備に記載 (うち, 重大事故防止設備)				
	取水管					
	取水槽					

※1 : 48 条 (原子炉補機代替冷却系) と兼用

※2 : 50 条 (残留熱代替除去系) と兼用

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (18/46)

第 55 条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
大気への放射性物質の拡散抑制 ※水源は海を使用	大型送水ポンプ車	-	-	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	放水砲			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	-
	シルトフェンス	-	-	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	-
	小型船舶			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	-
航空機燃料火災への消火 ※水源は海を使用	大型送水ポンプ車			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	放水砲	-	-	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	泡消火薬剤容器			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	-

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (19/46)

第 56 条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
重大事故等収束のための水源 ※水源としては海も使用可能	低圧原子炉代替注水槽	(サブレーション・チェンバ)	(S) B	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	サブレーション・チェンバ	復水貯蔵タンク	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上)	構内監視カメラ※1 (構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上))	C (C(Ss))	常設	常設重大事故対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
重大事故等収束のための水源	ほう酸水貯蔵タンク	44 条に記載				
水の供給	大量送水車	—	—	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	大量送水車	—	—	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	取水口	その他の設備に記載				
	取水管					
	取水槽					

※1：固体廃棄物貯蔵所C棟屋上に設置する構内監視カメラ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (20/46)

第 57 条 電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
常設代替交流電源設備 による給電	ガスタービン発電機	非常用交流電源設備 —	S —	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	—
	ガスタービン発電機用軽油タンク					
	ガスタービン発電機用 サービスタタンク					
	ガスタービン発電機用 燃料移送ポンプ					
可搬型代替交流電源設備 による給電	高圧発電機車	非常用交流電源設備 —	S —	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	ガスタービン発電機用軽油タンク					
	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク					
	高圧炉心スプレイズ系ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク					
	タンクローリ			可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (21/46)

第 57 条 電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
所内常設蓄電式直流電源 設備による給電	B-115V 系蓄電池	非常用直流電源設備 (A 系及び HPCS 系)	S	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備	-
	B1-115V 系蓄電池 (SA)			常設	常設耐震重要重大事故緩和設備	
	230V 系蓄電池 (RCIC)			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	
	SA 用 115V 系蓄電池			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	
	B-115V 系充電器			常設	常設耐震重要重大事故緩和設備	
	B1-115V 系充電器 (SA)			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	
	230V 系充電器 (RCIC)			常設	常設耐震重要重大事故緩和設備	
	SA 用 115V 系充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	
	SA 用 115V 系蓄電池			常設	常設耐震重要重大事故緩和設備	
	SA 用 115V 系充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	
常設代替直流電源設備 による給電			S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	-
			-	常設	常設耐震重要重大事故緩和設備	

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (22/46)

第 57 条 電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
可搬型直流電源設備 による給電	高圧発電機車	非常用直流電源設備 (A 系及び HPCS 系) —	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	—
	B1-115V 系充電器 (SA)			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	SA 用 115V 系充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	230V 系充電器 (常用)			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	ガスタービン発電機用軽油タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	タンクローリ			可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3
					可搬型重大事故緩和設備	

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (23/46)

第 57 条 電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス	
代替所内電気設備 による給電	緊急用メタクラ			常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	メタクラ切替盤			常設	常設耐震重要重大事故緩和設備	—	
	高圧発電機車接続ブラッグ収納箱			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	緊急用メタクラ接続ブラッグ盤			常設	常設耐震重要重大事故緩和設備	—	
	SA ロードセンタ		S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	SA1 コントロールセンタ		—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	SA2 コントロールセンタ		—	常設	常設耐震重要重大事故緩和設備	—	
	充電器電源切替盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	SA 電源切替盤			常設	常設耐震重要重大事故緩和設備	—	
	重大事故操作盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	非常用高圧母線C系		S	常設	常設耐震重要重大事故緩和設備	—	
	非常用高圧母線D系		—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
			非常用所内電気設備 —				
			非常用高圧母線 HPCS 系 —	S			

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (24/46)

第 57 条 電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
非常用交流電源設備	非常用ディーゼル発電機	(非常用ディーゼル発電機)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-
	非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	(非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-
	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	(非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク	(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	非常用ディーゼル発電機燃料ダイヤタンク	(非常用ディーゼル発電機 燃料ダイヤタンク)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料ダイヤタンク	(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料ダイヤタンク)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (25/46)

第 57 条 電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
非常用直流電源設備	A-115V 系蓄電池	(A-115V 系蓄電池)	(S)	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	B-115V 系蓄電池	非常用直流電源設備 (A 系及び HP/CS 系)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	B1-115V 系蓄電池 (SA)	-	-	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	230V 系蓄電池 (RCIC)	非常用直流電源設備 (A 系及び HP/CS 系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	-
	高圧炉心スプレイ系蓄電池	(高圧炉心スプレイ系蓄電池)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-
	A-原子炉中性子計装用蓄電池	(A-原子炉中性子計装用蓄電池)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	-
	B-原子炉中性子計装用蓄電池	(B-原子炉中性子計装用蓄電池)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	-
	A-115V 系充電器	(A-115V 系充電器)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	B-115V 系充電器	非常用直流電源設備 (A 系及び HP/CS 系)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	B1-115V 系充電器 (SA)	-	-	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	230V 系充電器 (RCIC)	非常用直流電源設備 (A 系及び HP/CS 系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	-
	高圧炉心スプレイ系充電器	(高圧炉心スプレイ系充電器)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (26/46)

第 57 条 電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
非常用直流電源設備	A-原子炉中性子計装用充電器	(A-原子炉中性子計装用充電器)	(S)	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備	-
	B-原子炉中性子計装用充電器	(B-原子炉中性子計装用充電器)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	-
燃料補給設備	ガスタービン発電機用軽油タンク	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク - タンクローリー	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	-
	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク		-	常設	常設耐震重要重大事故緩和設備	-
	高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク		(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	-
	高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク		(S)	常設	常設耐震重要重大事故緩和設備	-
			S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3
			-		可搬型重大事故緩和設備	

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (27/46)

第 58 条 計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類		分類	機器クラス
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル	—	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		原子炉圧力 (SA)	S			
		原子炉水位 (広帯域)	S			
		原子炉水位 (燃料域)	S			
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉水位 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		原子炉水位 (広帯域)	S			
		原子炉水位 (燃料域)	S			
		原子炉水位 (SA)	—			
		残留熱除去系熱交換器入口温度	S			
		主要パラメータの他チャンネル	—			
		原子炉圧力 (SA)	S			
		原子炉圧力 (燃料域)	S			
原子炉圧力容器温度 (SA)	—					
原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力	原子炉圧力	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		原子炉水位 (広帯域)	S			
		原子炉水位 (燃料域)	S			
		原子炉水位 (SA)	—			

※1：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (28/46)

第 58 条 計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種類	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
原子炉圧力容器内 の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA) 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	S — — — — — S S S S S S — —	常設 常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 代替注水流量 (常設) 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	S S — — — — S S S S S S — —	常設 常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

※1：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (29/46)

第 58 条 計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類		分類	機器クラス
原子炉圧力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	サブプレッション・プールの水位 (SA)	—	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		原子炉水位 (広帯域)	S			
		原子炉水位 (燃料域)	S			
	代替注水流量 (常設)	原子炉水位 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		低圧原子炉代替注水槽水位	—			
		原子炉水位 (広帯域)	S			
		原子炉水位 (燃料域)	S			
	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	原子炉水位 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		原子炉水位 (広帯域)	S			
		原子炉水位 (燃料域)	S			
	原子炉隔離時冷却ポンプ 出口流量	サブプレッション・プールの水位 (SA)	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
		原子炉水位 (広帯域)	S			
原子炉水位 (燃料域)		S				
原子炉水位 (SA)		—				
高圧炉心スプレイポンプ 出口流量	サブプレッション・プールの水位 (SA)	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	
	原子炉水位 (広帯域)	S				
	原子炉水位 (燃料域)	S				
	原子炉水位 (SA)	—				
残留熱除去ポンプ出口流量	サブプレッション・プールの水位 (SA)	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	
	原子炉水位 (広帯域)	S				
	原子炉水位 (燃料域)	S				

※1：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (30/46)

第 58 条 計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類		分類	機器クラス
原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	サブプレッション・プール水位 (SA)	—	常設 可搬型	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	S S —			
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	サブプレッション・プール水位 (SA)	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	S S —			
		低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウエル圧力 (SA)	—			
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル水位 サブプレッション・プール水位 (SA) ペデスタル水位	— — — —			
	格納容器代替スプレイ流量	ドライウエル圧力 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル水位	— —			
		サブプレッション・プール水位 (SA) ペデスタル水位	— —			
		ペデスタル代替注水流量 ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	— —			
		残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去ポンプ出口圧力	S —			
		—	—			

※1：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (31/46)

第 58 条 計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類		分類	機器クラス
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル ペダスタル温度 (SA)	—	常設 可搬型	常設重大事故緩和設備	—
		ドライウエル圧力 (SA)	—			
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	—			
	ペダスタル温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル温度 (SA)	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
		ドライウエル圧力 (SA)	—			
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	—			
	ペダスタル水温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
		サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	—			
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	—			
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備
サブプレッション・チェンバ温度 (SA)			—			
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)			—			
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)		主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		ドライウエル温度 (SA)	—			
		ペダスタル温度 (SA)	—			
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)		主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	—			
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	—			

※1：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (32/46)

第 58 条 計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類		分類	機器クラス
原子炉格納容器内の水位	ドライウエル水位	サブプレッション・プール水位 (SA)	—	常設 可搬型	常設 重大事故緩和設備	—
		代替注水流量 (常設)	—			
		低圧原子炉代替注水流量	—			
		低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	—			
		格納容器代替スプレイ流量	—			
		ペデスタル代替注水流量	—			
		ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	—			
		低圧原子炉代替注水槽水位	—			
		代替注水流量 (常設)	—			
		低圧原子炉代替注水流量	—			
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		格納容器代替スプレイ流量	—			
		ペデスタル代替注水流量	—			
		ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	—			
		低圧原子炉代替注水槽水位	—			
		主要パラメータの他チャンネル代替注水流量 (常設)	—			
		格納容器代替スプレイ流量	—			
		ペデスタル代替注水流量	—			
		低圧原子炉代替注水槽水位	—			
		格納容器水素濃度 (B系)	—			
格納容器水素濃度 (SA)	S					
格納容器水素濃度 (B系)	S					
格納容器水素濃度 (SA)	S					
格納容器水素濃度 (B系)	S					
格納容器水素濃度 (SA)	S					
格納容器水素濃度 (B系)	S					
格納容器水素濃度 (SA)	S					
格納容器水素濃度 (B系)	S					
格納容器水素濃度 (SA)	S					
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		主要パラメータの他チャンネル	—			

※1：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (33/46)

第58条 計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類			
		設備※1	耐震重要度分類		分類	機器クラス		
未臨界の維持又は監視 最終ヒートシンクの確保 (残留熱代替除去系)	中性子源領域計装	主要パラメータの他チャヤンネル 中間領域計装 平均出力領域計装	S S S	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
		主要パラメータの他チャヤンネル 中性子源領域計装 平均出力領域計装	S S S	常設			常設耐震重要重大事故防止設備	—
		主要パラメータの他チャヤンネル 中性子源領域計装 中間領域計装	S S S	常設			常設耐震重要重大事故防止設備	—
	サブレーション・プール水温度 (SA)	サブレーション・プール水温度 (SA)	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	
		残留熱除去系熱交換器出口温度	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	S S —	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	
		残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 原子炉圧力容器温度 (SA)	S — —	—	常設			
		残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 サブレーション・プール水温度 (SA) ドライウエル温度 (SA)	S — — —	—	常設			
		サブレーション・チェンバ温度 (SA)	—	—	常設			
		主要パラメータの他チャヤンネル	—	—	常設			常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備
最終ヒートシンクの確保 (格納容器フィルト バント系)	スクラバ容器水位	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—		
	スクラバ容器圧力	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—		
	スクラバ容器温度	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—		
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—		

※1：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (34/46)

第 58 条 計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設 ^{※2}		設備種別	設備分類	
		設備 ^{※1}	耐震重要度分類		分類	機器クラス
最終ヒートシンクの確保 (格納容器フィルタペント系)	第 1 ベントフィルタ 出口水素濃度	主要パラメータの予備 格納容器水素濃度 (B系) 格納容器水素濃度 (SA)	— S —	常設 可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
		残留熱除去系熱交換器入口温度	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
		残留熱除去系熱交換器出口温度	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)	残留熱除去ポンプ出口流量	サブレーション・プールの水温度 (SA)	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
		残留熱除去ポンプ出口流量	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
格納容器バイパスの監視 (原子炉圧力容器内の状態)	原子炉圧力	原子炉水位 (SA)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		主要パラメータの他チャネル 原子炉水位 (SA)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		主要パラメータの他チャネル 原子炉圧力 (SA)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度 (SA)	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

※1：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (35/46)

第 58 条 計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
格納容器バイパスの監視 (原子炉格納容器内の 状態)	ドライウエル温度 (SA)	主要パラメータの他チャヤンネル ドライウエル圧力 (SA)	—	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	ドライウエル圧力 (SA)	主要パラメータの他チャヤンネル サブレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル温度 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	残留熱除去ポンプ出口圧力	原子炉圧力	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
水源の確保	サブレッション・プール水位 (SA)	代替注水流量 (常設)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		原子炉水位 (広帯域)	S			
		原子炉水位 (燃料域)	S			
		原子炉水位 (SA)	—			
		サブレッション・プール水位 (SA)	—			
		低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	—			
		高圧原子炉代替注水流量	—			
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	S			
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	S			
		残留熱除去ポンプ出口流量	S			
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	S			
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	S			
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	S			
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	S					
残留熱除去ポンプ出口圧力	S					
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	S					
残留熱代替除去ポンプ出口圧力	—					

※1：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (36/46)

第 58 条 計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類		分類	機器クラス
原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	主要パラメータの他チャイナル静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	— —	常設 常設	常設重大事故緩和設備	—
		格納容器酸素濃度 (SA) 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバ) ドライウエル圧力 (SA) サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	— S S — —	常設	常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (B系)	格納容器酸素濃度 (B系) 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	S S	常設	常設重大事故緩和設備	—
		格納容器酸素濃度 (SA) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバ) ドライウエル圧力 (SA) サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	S S — —	常設	常設重大事故緩和設備	—

※1：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (37/46)

第 58 条 計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類		
		設備※1	耐震重要度分類		分類	機器クラス	
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	燃料プール水位・温度 (SA)	—	常設 可搬型	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	
		燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	—				
		燃料プール監視カメラ (SA)	—				
	燃料プール水位・温度 (SA)	燃料プール水位 (SA)	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	
		燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	—				
		燃料プール監視カメラ (SA)	—				
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	燃料プール監視カメラ (SA)	燃料プール水位 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
			燃料プール水位・温度 (SA)	—			
			燃料プール監視カメラ (SA)	—			
	燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)	燃料プール監視カメラ (SA)	燃料プール水位 (SA)	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
燃料プール水位・温度 (SA)			—				
燃料プール監視カメラ (SA)			—				
発電所内の通信連絡 温度, 圧力, 水位, 注水量の計測・監視	安全パラメータ表示 システム (SPDS) 可搬型計測器	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	
		各計器	S				可搬型

※1：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載
 ※2：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (38/46)

第 58 条 計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	機器 クラス
		設備※1	耐震重要 度分類			
その他※2	RCW熱交換器出口温度	(RCW熱交換器出口温度)	(S)	常設 可搬型	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-
	RCWサージタンク水位	(RCWサージタンク水位)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-
	C-メタクラ母線電圧	(C-メタクラ母線電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	D-メタクラ母線電圧	(D-メタクラ母線電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	HPCS-メタクラ母線電圧	(HPCS-メタクラ母線電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	C-ローロードセントラム母線電圧	(C-ローロードセントラム母線電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	D-ローロードセントラム母線電圧	(D-ローロードセントラム母線電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	緊急用メタクラ電圧	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	SA-ローロードセントラム母線電圧	C-ローロードセントラム母線電圧 D-ローロードセントラム母線電圧	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	B1-115V系蓄電池(SA)電圧	(B1-115V系蓄電池(SA)電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	A-115V系直流盤母線電圧	(A-115V系直流盤母線電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-

※1：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (39/46)

第 58 条 計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
その他※2	B-115V 系直流盤母線電圧	(B-115V 系直流盤母線電圧)	(S)	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	-
	230V 系直流盤 (常用) 母線電圧	(230V 系直流盤 (常用) 母線電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	-
	S A 用 115V 系充電器盤蓄電池電圧	A-115V 系直流盤母線電圧 B-115V 系直流盤母線電圧 H P C S 系直流盤母線電圧	S S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	-

※1：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (40/46)

第 59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基に対象施設		設備種別	設備分類		
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス	
居住性の確保	中央制御室遮蔽	(中央制御室遮蔽)	(S)	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	-	
	中央制御室待避室遮蔽	-	-	常設	常設重大事故緩和設備	-	
	再循環用ファン	-	-	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	-	
	チャコール・フィルタ・ブラスター・ファン	(中央制御室換気系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	-	
	非常用チャコール・フィルタ・ユニット	-	-	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	-	
	中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンプ)	-	-	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	
	無線通信設備 (固定型)	62 条に記載					
	衛星電話設備 (固定型)						
	プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)	-	-	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	
	中央制御室差圧計※2	-	-	常設	常設重大事故対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	
	待避室差圧計	-	-	常設	常設重大事故対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	
	酸素濃度計※2	-	-	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	
二酸化炭素濃度計※2	-	-	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-		

※1：常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類とする

※2：計測器本体を示すため計器名を記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (41/46)

第 59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
照明の確保	LEDライト (三脚タイプ)	非常用照明	—	可搬型 可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
被ばく線量の低減	非常用ガス処理系排気ファン	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	原子炉建物燃料取替階 プロローウアウトパネル閉止装置	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—

※1：常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類とする

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (42/46)

第 60 条 監視測定設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基理対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
放射線量の代替測定	可搬式モニタリング・ポスト	モニタリング・ポスト	C	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-
	可搬式ダスト・よう素サンプラ※1	放射能観測車	-	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-
	NaIシンチレーション・サーベイ ・メータ※1			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-
放射線物質の濃度の 代替測定	GM汚染サーベイ・メータ※1	放射能観測車	-	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-
	可搬式気象観測装置			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-
気象観測項目 の代替測定	可搬式モニタリング・ポスト	気象観測設備	C	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-
	電離箱サーベイ・メータ※1			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-
放射線量の測定	小型船舶	-	-	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-
	可搬式ダスト・よう素サンプラ※1	小型船舶	-	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-
NaIシンチレーション・サーベイ ・メータ※1	可搬型			可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	
放射性物質濃度(空气中 、水中、土壌中)及び 海上モニタリング	GM汚染サーベイ・メータ※1	小型船舶	-	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-
	α・β線サーベイ・メータ※1			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-
	小型船舶			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-
モニタリング・ポストの 代替交流電源からの給電	常設代替交流電源設備					

57 条に記載

※1：計測器本体を示すため計器名を記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (43/46)

第 61 条 緊急時対策所

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基種対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
居住性の確保	緊急時対策所遮蔽			常設 可搬型	常設 可搬型	—
	緊急時対策所空気浄化ファンユニット			常設	常設	—
	緊急時対策所空気浄化送風機			可搬型	可搬型	—
	緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンプ)			可搬型	可搬型	—
	酸素濃度計※1			可搬型	可搬型	—
	二酸化炭素濃度計※1			可搬型	可搬型	—
	差圧計※1			可搬型	可搬型	—
	可搬式エリア放射線モニタ			常設	常設	—
	可搬式モニタリング・ポスト			可搬型	可搬型	—
	安全パラメータ表示システム (SPDS)			可搬型	可搬型	—
通信連絡 (緊急時対策所)	無線通信設備 (固定型)			60 条に記載 (ただし, 本系統機能においては可搬型重大事故緩和設備)		
	無線通信設備 (携帯型)			62 条に記載		
	衛星電話設備 (固定型)			62 条に記載		
	衛星電話設備 (携帯型)			62 条に記載		
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備			62 条に記載		

※1：計測器本体を示すため計器名を記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (44/46)

第 61 条 緊急時対策所

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス	
電源の確保	緊急時対策所用発電機	非常用交流電源設備	S	常設	可搬型重大事故防止設備	-	
	可搬ケーブル	-		可搬型	可搬型重大事故緩和設備		
	緊急時対策所 発電機接続ブラグ盤	非常用所内電気設備		常設	常設耐震重要重大事故防止設備		
	緊急時対策所 低圧母線盤	-		常設	常設耐震重要重大事故防止設備		
	緊急時対策所用燃料地下タンク	非常用交流電源設備		常設	常設耐震重要重大事故防止設備		
	タンクローリ	-		可搬型	可搬型重大事故緩和設備		
発電所内の通信連絡	有線式通信設備	所内通信連絡設備 (警報装置を含む。) 電力保安通信用電話設備	C	可搬型	可搬型重大事故防止設備	-	
	無線通信設備 (固定型)	所内通信連絡設備 (警報装置を含む。) 電力保安通信用電話設備	C	常設	常設重大事故防止設備	-	
	無線通信設備 (携帯型)	所内通信連絡設備 (警報装置を含む。) 電力保安通信用電話設備	C	可搬型	可搬型重大事故防止設備	-	
	衛星電話設備 (固定型)	所内通信連絡設備 (警報装置を含む。) 電力保安通信用電話設備	C	常設	常設重大事故防止設備	-	
	衛星電話設備 (携帯型)	所内通信連絡設備 (警報装置を含む。) 電力保安通信用電話設備	C	可搬型	可搬型重大事故防止設備	-	
	安全パラメータ表示システム (SPDS)	-	-	常設	常設重大事故緩和設備	-	

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (45/46)

第 62 条 通信連絡を行うために必要な設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基理対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
発電所外の通信連絡	衛星電話設備 (固定型)	-	-	常設 可搬型	常設重大事故緩和設備	-
	衛星電話設備 (携帯型)			可搬型		
	統合原子力防災ネットワークに接続する 通信連絡設備			常設		
	データ伝送設備			常設		

第 1.1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (46/46)

その他の設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基種対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
重大事故時に対処する ための流路又は注水先 , 注水先, 排出元等	原子炉圧力容器	(原子炉圧力容器) —	(S) —	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	原子炉格納容器	(原子炉格納容器) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	燃料プール	(燃料プール) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
非常用取水設備	原子炉建物原子炉棟	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	取水口	(取水口) —	(C (SS)) —	常設	常設重大事故防止設備	—
	取水管	(取水管) —	(C (SS)) —	常設	常設重大事故防止設備	—
	取水槽	(取水槽) —	(C (SS)) —	常設	常設重大事故防止設備	—

第1.3-1表 安全上の機能別重要度分類

機能による分類		安全機能を有する構築物, 系統及び機器		安全機能を有しない構築物, 系統及び機器
		異常の発生防止の機能を有するもの(PS)	異常の影響緩和の機能を有するもの(MS)	
重要度による分類				
安全に関連する構築物, 系統及び機器	クラス1	P S - 1	M S - 1	
	クラス2	P S - 2	M S - 2	
	クラス3	P S - 3	M S - 3	
安全に関連しない構築物, 系統及び機器				安全機能以外の機能のみを行うもの

第1.3-2表 本発電用原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 (1/9)

重要度分類指針		島根原子力発電所 2号炉	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系（計装等の小口径配管・機器は除く。）
		2) 過剰反応度の印加防止機能	制御棒カップリング
		3) 炉心形状の維持機能	炉心支持構造物（炉心シュラウド、シュラウドサポート、上部格子板、炉心支持板、制御棒案内管）、燃料集合体（ただし、燃料を除く。）
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系（制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能））
		2) 未臨界維持機能	原子炉停止系（制御棒による系、ほう酸水注入系）
			制御棒
			制御棒案内管
			制御棒駆動機構
			水圧制御ユニット（スクラムパイロット弁、スクラム弁、アキュムレータ、窒素容器、配管・弁）
			制御棒カップリング
			制御棒駆動機構カップリング
			制御棒駆動機構ハウジング
			制御棒駆動機構
			ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ、注入弁、タンク出口弁、ほう酸水貯蔵タンク、ポンプ吸込配管・弁、注入配管・弁）
			逃がし安全弁（安全弁開機能）

第1.3-2表 本発電用原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 (2/9)

重要度分類指針		島根原子力発電所 2号炉	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	4) 原子炉停止後の除熱機能	構築物、系統又は機器 残留熱除去系 (ポンプ、熱交換器、原子炉停止時冷却モードのルードとなる配管・弁、熱交換器バイパス配管・弁) 残留熱除去系 (サブプレッジョン・プールの冷却モード) 原子炉隔離時冷却系 (ポンプ、サブプレッジョン・プール、タービン、サブプレッジョン・プールから注水先までの配管・弁、ポンプミニマムフローライン配管・弁、サブプレッジョン・プールのストレーナ) タービンへの蒸気供給配管・弁 潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管 高圧炉心スプレイス系 (ポンプ、サブプレッジョン・プール、サブプレッジョン・プールからスプレイス先までの配管・弁、スプレイスバスター、ポンプミニマムフローライン配管・弁、サブプレッジョン・プールのストレーナ) 逃がし安全弁 (手動逃がし機能) 原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管 逃がし安全弁アキュムレータ、逃がし安全弁アキュムレータから逃がし安全弁までの配管・弁 自動減圧系弁 (手動逃がし機能) 原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管 逃がし安全弁
		5) 炉心冷却機能	非常用炉心冷却系 (低圧炉心スプレイス系、低圧注水系、高圧炉心スプレイス系、自動減圧系) 自動減圧系アキュムレータ、自動減圧系アキュムレータから逃がし安全弁までの配管・弁 残留熱除去系 (低圧注水モード) (ポンプ、サブプレッジョン・プール、サブプレッジョン・プールから注水先までの配管・弁 (熱交換器バイパスライン含む)、ポンプミニマムフローライン配管・弁、サブプレッジョン・プールのストレーナ) 高圧炉心スプレイス系 (ポンプ、サブプレッジョン・プール、サブプレッジョン・プールからスプレイス先までの配管・弁、スプレイスバスター、ポンプミニマムフローライン配管・弁、サブプレッジョン・プールのストレーナ) 低圧炉心スプレイス系 (ポンプ、サブプレッジョン・プール、サブプレッジョン・プールからスプレイス先までの配管・弁、スプレイスバスター、ポンプミニマムフローライン配管・弁、サブプレッジョン・プールのストレーナ) 自動減圧系 (逃がし安全弁) 原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管 自動減圧系アキュムレータ、自動減圧系アキュムレータから逃がし安全弁までの配管・弁

第1.3-2表 本発電用原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 (3/9)

重要度分類指針		島根原子力発電所 2号炉	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	5) 炉心冷却機能	非常用炉心冷却系(低圧炉心スプレイス系、低圧注水系、高圧炉心スプレイス系、自動減圧系)
		6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイス冷却系、原子炉建屋、非常用ガス処理系、非常用再循環ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系
			構築物、系統又は機器
		ジェットポンプ (事故時の炉心再冠水維持機能)	構築物、系統又は機器
		原子炉格納容器 (格納容器本体、貫通部 (ペネトレーション)、所員用エアロック、機器搬入ハッチ)	原子炉格納容器
		原子炉格納容器	ベント管
			スプレイス管
			真空破壊弁
			逃がし安全弁排気管のクエンチャ
		原子炉建物 (原子炉建物原子炉棟)	
		原子炉格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管	
		原子炉棟換気系隔離弁	
		主蒸気隔離弁アキユムレータ、主蒸気隔離弁アキユムレータから主蒸気隔離弁までの配管・弁	
		主蒸気流量制限器	
		残留熱除去系 (格納容器冷却モード) (ポンプ、熱交換器、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールからスプレイス先 (ドライウエル及びサブプレッション・プール気相部) までの配管・弁、格納容器スプレイス・ヘッド (ドライウエル及びサブプレッション・プール)、ポンプミニマムフローライン配管・弁、サブプレッション・プールストレーナ)	
		非常用ガス処理系 (排気ファン、フィルタ装置、原子炉建物原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管・弁、乾燥装置 (乾燥機能部分))	
		排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能)	
		可燃性ガス濃度制御系 (再結合装置、格納容器から再結合装置までの配管・弁、再結合装置から格納容器までの配管・弁)	
		残留熱除去系 (再結合装置への冷却水供給を司る部分)	
		遮蔽設備 (原子炉遮蔽、一次遮蔽、二次遮蔽)	

第1.3-2表 本発電用原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 (4/9)

重要度分類指針		島根原子力発電所 2号炉	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器
MS-1	2) 安全上必須なその他の構造物、系統及び機器	機能	構造物、系統又は機器
		1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	原子炉保護系
		工学的安全施設(作動系)	
	2) 安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系、制御室及びその遮へい・非常用換気空調系、非常用補機冷却水系、直流電源系(いずれも、MS-1関連のもの)	非常用所内電源系(ディーゼル機関、発電機、ディーゼル発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路) 非常用ディーゼル室送風機 燃料移送系(非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからディーゼル機関まで) 始動用空気系(始動用空気だめ(自動供給)からディーゼル機関まで) 吸気系(非常用所内電源) 冷却水系(非常用所内電源) 高圧炉心スプレイ電源系(ディーゼル機関、発電機、ディーゼル発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル室送風機 燃料移送系(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからディーゼル機関まで) 始動用空気系(始動用空気だめ(自動供給)からディーゼル機関まで) 吸気系(高圧炉心スプレイ電源) 冷却水系(高圧炉心スプレイ電源) 中央制御室及び中央制御室遮蔽 中央制御室換気系「放射線防護機能及び有毒ガス防護機能」(ブースタ・ファン、非常用チヤコール・フィルタ・ユニット、空調ユニット、再循環用ファン、排気ファン、ダクト及びダンプ) 原子炉補機冷却系(ポンプ、熱交換器、非常用負荷冷却ライン配管・弁(MS-1関連)、サージタンク) 高圧炉心スプレイ補機冷却系(ポンプ、熱交換器、非常用負荷冷却ライン配管・弁(MS-1関連)、サージタンク) 原子炉補機海水系(ポンプ、配管・弁(MS-1関連)、ストレーナ(異物除去機能を司る部分))

第1.3-2表 本発電用原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 (5/9)

重要度分類指針		島根原子力発電所 2号炉	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器
MS-1	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2) 安全上特に重要な関連機能	構築物、系統又は機器 高圧炉心スプレイ補機海水系 (ポンプ、配管・弁 (MS-1関連)、ストレートナ (異物除去機能を司る部分)) 取水路 (屋外トレンチ含む。) 直流電源系 (蓄電池、蓄電池から非常用負荷までの配電設備及び電路 (MS-1関連)) 計測制御電源系 (蓄電池から非常用計測制御装置までの配電設備及び電路 (MS-1関連)) 原子炉浄化系 (原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分) 主蒸気系 (格納容器隔離弁の外側) 原子炉隔離時冷却系タービン蒸気供給ライン (原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分であって外側隔離弁下流からタービン止め弁まで)
PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象によつて、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能 (ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。) 2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続され放射性物質を貯蔵する機能 3) 燃料を安全に取り扱う機能	構築物、系統又は機器 非常用所内電源系、制御室及びその遮へい、非常用換気空調系、非常用補機冷却水系、直流電源系 (いずれも、MS-1関連のもの) 主蒸気系、原子炉冷却材浄化系 (いずれも、格納容器隔離弁の外側のみ) 放射性廃棄物処理施設 (放射能インベントリの大きいもの)、使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む。) 燃料取扱設備 原子炉ウエル 原子炉建物天井クレーン
MS-2	2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物、系統及び機器	1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能 2) 燃料プールの補給機能 3) 放射性物質放出の防止機能	逃がし安全弁 (吹き止まり機能に関連する部分) 非常用補給水系 放射能除去系 (ポンプ、サブプレッジョン・プール、サブプレッジョン・プールから燃料プールまでの配管・弁、ポンプミニマムフローライン配管・弁、サブプレッジョン・プール・ストレートナ) 排ガス処理系隔離弁 排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能以外の部分) 燃料プール冷却系の燃料プール入口逆止弁

第1.3-2表 本発電用原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 (6/9)

重要度分類指針		島根原子力発電所 2号炉	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器
MS-2	1) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を小さくするようにする構築物、系統及び機器 2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	機能 2) 放射性物質放出の防止機能	構築物、系統又は機器 原子炉建物 (原子炉建物原子炉棟) 非常用ガス処理系 (排気ファン、フィルタ装置、原子炉建物原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管・弁、乾燥装置 (乾燥機能部分)) 排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能)
		1) 事故時のプラント状態の把握機能	中性子束、原子炉スクラム用電磁接触器の状態又は制御棒位置 原子炉水位 (広帯域、燃料域)、原子炉圧力 原子炉格納容器圧力、格納容器エリヤ放射線量率、サブプレッション・プール水温 「低温停止への移行」 原子炉圧力、原子炉水位 (広帯域) 「ドライウエルスブレイ」 原子炉水位 (広帯域、燃料域)、格納容器圧力 「サブプレッション・プール冷却」 原子炉水位 (広帯域、燃料域)、サブプレッション・プール水温 「可燃性ガス濃度制御系起動」 原子炉格納容器水素濃度、原子炉格納容器酸素濃度
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	2) 異常状態の緩和機能	—
		3) 制御室外からの安全停止機能	中央制御室外原子炉停止系
		1) 原子炉冷却材保持機能 (PS-1, PS-2以外のもの)	原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される小口径配管・弁 計装配管・弁 試料採取系配管・弁 ドレン配管・弁 ベント配管・弁
	2) 原子炉冷却材の循環機能 3) 放射性物質の貯蔵機能	原子炉冷却材の循環系	原子炉再循環系ポンプ 配管・弁 ライザ管 (炉内) ジェットポンプ 復水貯蔵タンク
		サブプレッション・プール水排水系、復水貯蔵タンク、放射性廃棄物処理施設 (放射能インベントリ <small>の小さいもの</small>)	液体廃棄物処理系 (タンク) 固体廃棄物処理系 (タンク、固体廃棄物貯蔵所 (ドラム缶))

第1.3-2表 本発電用原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 (7/9)

重要度分類指針		島根原子力発電所 2号炉	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構造物、系統及び機器	4) 電源供給機能（非常用を除く。）	構造物、系統又は機器
			タービン、発電機及びその励磁装置、復水系（復水器を含む。）、給水系、循環水系、送電線、変圧器、開閉所
		5) プラント計測・制御機能（安全保護機能を除く。）	発電機及びその励磁装置 軸密封装置 発電機水素ガス冷却装置 固定子冷却装置 励磁電源系 蒸気タービン（主タービン、主要弁、配管） 主蒸気系（主蒸気/駆動源） タービン制御系 タービンブライダ蒸気系 タービン潤滑油系（配管・弁等） 抽気系（配管・弁等） タービンヒータータバント系（配管・弁） タービンヒータータドレン系（配管・弁等） 補助蒸気系 復水系（復水器、復水ポンプ、配管・弁） 抽出空気系（配管・弁） 給水系（電源駆動給水ポンプ、タービン駆動給水ポンプ、給水加熱器、配管・弁） 循環水系（循環水ポンプ、配管・弁） 取水設備（屋外トレンチ含む。） 常用所内電源系（発電機又は外部電源から所内負荷までの配電設備及び電路（MS-1関連以外）） 直流電源系（蓄電池から常用負荷までの配電設備及び電路（MS-1関連以外））、充電器 計装制御電源系（電源装置から常用計測制御装置までの配電設備及び電路（MS-1関連以外）） 送電線 変圧器（所内変圧器、起動変圧器、予備変圧器、電路） 変圧器 油劣化防止装置 冷却装置 開閉所（母線、遮断器、断路器、電路） 原子炉制御系（制御棒価値ミニマイザを含む。） 原子炉核計装の一部 原子炉プラントプロセス計装の一部
		5) プラント計測・制御機能（安全保護機能を除く。）	原子炉制御系（制御棒価値ミニマイザを含む。）、原子炉核計装、原子炉プラントプロセス計装

第1.3-2表 本発電用原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 (8/9)

重要度分類指針		島根原子力発電所 2号炉	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	6) プラント運転補助機能	構築物、系統又は機器
		所内ボイラ設備 (所内ボイラ、給水タンク、給水ポンプ、配管・弁)	所内ボイラ設備 (所内ボイラ、給水タンク、給水ポンプ、配管・弁)
MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	1) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	燃料被覆管
		2) 原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材浄化系、復水浄化系
		1) 原子炉圧力の上昇の緩和機能	逃がし安全弁 (逃がし弁機能)、タービンバイパス弁
		2) 出力上昇の抑制機能	原子炉冷却材再循環系 (再循環ポンプトリップ機能)、制御棒引抜監視装置
		3) 原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系
		所内蒸気系 (配管・弁)	所内蒸気系 (配管・弁)
		計装用空気系 (空気圧縮機、配管・弁、中間冷却器、後部冷却器、気水分離器、空気貯槽)	計装用空気系 (空気圧縮機、配管・弁、中間冷却器、後部冷却器、気水分離器、空気貯槽)
		原子炉補機冷却系 (MS-1関連以外) (配管・弁)	原子炉補機冷却系 (MS-1関連以外) (配管・弁)
		タービン補機冷却系 (ポンプ、熱交換器、配管・弁、サージタンク)	タービン補機冷却系 (ポンプ、熱交換器、配管・弁、サージタンク)
		タービン補機海水系 (ポンプ、配管・弁、ストレーナ)	タービン補機海水系 (ポンプ、配管・弁、ストレーナ)
復水輸送系 (ポンプ、配管・弁)	復水輸送系 (ポンプ、配管・弁)		
復水貯蔵タンク	復水貯蔵タンク		
燃料被覆管、上/下部端栓、タイロッド	燃料被覆管		
原子炉浄化系 (再生熱交換器、非再生熱交換器、ポンプ、ろ過脱塩装置、配管・弁)	原子炉浄化系 (再生熱交換器、非再生熱交換器、ポンプ、ろ過脱塩装置、配管・弁)		
復水浄化系 (復水ろ過装置、復水脱塩装置、配管・弁)	復水浄化系 (復水ろ過装置、復水脱塩装置、配管・弁)		
逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	逃がし安全弁 (逃がし弁機能)		
原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管		
逃がし安全弁アキュムレータ、逃がし安全弁アキュムレータから逃がし安全弁までの配管・弁	逃がし安全弁アキュムレータ、逃がし安全弁アキュムレータから逃がし安全弁までの配管・弁		
タービン・バイパス弁	タービン・バイパス弁		
原子炉圧力容器からタービン・バイパス弁までの主蒸気配管	原子炉圧力容器からタービン・バイパス弁までの主蒸気配管		
タービン・バイパス弁アキュムレータ、タービン・バイパス弁アキュムレータからタービン・バイパス弁までの配管・弁	タービン・バイパス弁アキュムレータ、タービン・バイパス弁アキュムレータからタービン・バイパス弁までの配管・弁		
原子炉再循環系 (再循環ポンプトリップ機能)	原子炉再循環系 (再循環ポンプトリップ機能)		
制御棒引抜監視装置	制御棒引抜監視装置		
制御棒駆動水圧系 (ポンプ、復水貯蔵タンクから制御棒駆動機構までの配管・弁、ポンプサクションフィルタ、ポンプミニマムフローライン配管・弁)	制御棒駆動水圧系 (ポンプ、復水貯蔵タンクから制御棒駆動機構までの配管・弁、ポンプサクションフィルタ、ポンプミニマムフローライン配管・弁)		

第1.3-2表 本発電用原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 (9/9)

重要度分類指針		島根原子力発電所 2号炉	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器
MS-3	<p>1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構造物、系統及び機器</p> <p>2) 異常状態への対応上必要な構造物、系統及び機器</p>	<p>3) 原子炉冷却材の補給機能</p>	<p>構造物、系統又は機器</p>
		<p>制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系</p>	<p>復水貯蔵タンク</p>
			<p>原子炉隔離時冷却系 (ポンプ、タービン、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールから注水先までの配管・弁、ポンプミニマムフローライン配管・弁)</p>
			<p>タービンへの蒸気供給配管・弁</p>
			<p>潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管</p>
		<p>原子力発電所緊急時対策所、試料採取系、通信連絡設備、放射線監視設備、事故時監視計器の一部、消火系、安全避難通路、非常用照明</p>	<p>緊急時対策所 (緊急時対策所、情報収集設備、通信連絡設備、資料及び器材、遮蔽設備)</p>
			<p>試料採取系 (異常時に必要な以下の機能を有するもの。原子炉冷却材放射性物質濃度サンプリング分析、格納容器雰囲気放射性物質濃度サンプリング分析)</p>
			<p>通信連絡設備 (1つの専用回路を含む複数の回路を有する通信連絡設備)</p>
			<p>排気筒モニタ</p>
			<p>放射能監視設備 (排気筒モニタ以外)</p>
			<p>事故時監視計器の一部</p>
			<p>消火系</p>
			<p>水消火設備 (補助消火水槽、サイトバンカ建物消火タンク、44m盤消火タンク、45m盤消火タンク、50m盤消火タンク、ポンプ、配管・弁等)</p>
			<p>泡消火設備</p>
			<p>固定式ガス消火設備</p>
			<p>火災検出装置 (受信機含む。)</p>
			<p>防火扉、防火ダンパ、耐火壁、隔壁 (消火設備の機能を維持・担保するために必要なもの)</p>
			<p>安全避難通路</p>
			<p>安全避難用扉</p>
			<p>非常用照明</p>

第1.4.1-1表 クラス別施設

耐震重要度 分類	クラス別施設	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)		波及的影響を考慮すべき施設 (注5)			
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)		
Sクラス (注7)	(i)原子炉冷却材圧力バウンスを構成する機器・配管系	原子炉圧力容器	S	隔離弁を閉とす るに必要な電気 計装設備	S	原子炉圧力容器	S	原子炉圧力容器	S s	ガンマ線遮蔽壁	S s		
		原子炉冷却材圧力バウンスに属する容器・配管・ポンプ・弁	S			S	支持スカー ト 機器・配管、電 気計装設備等の 支持構造物	ペデスタル 原子炉建物 制御室建物 廃棄物処理建物	S s	中央制御室天井照 明	S s		
											1号炉排気筒	S s	
											1号炉原子炉建物	S s	
											1号炉タービン建 物	S s	
											1号炉廃棄物処理 建物	S s	
											その他	S s	

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)		波及的影響を考慮すべき施設 (注5)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス
Sクラス (注7)	(ii)使用済燃料 を貯蔵する ための施設	燃料プール ・使用済燃料貯蔵 ラック	S	燃料プール水補 給設備(残留熱 除去系(燃料プ ール水の補給に 必要な設備)) ・非常用電源及び 計装設備(ダイ ーゼル発電機及 びその冷却系・ 補助設備を含 む。)	S	機器・配管、電 気計装設備等の 支持構造物	S	原子炉建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物 ・タービン建物 ・非常用電源の燃 料油系を支持す る構造物(注8) ・取水槽	S s S s S s S s S s S s	原子炉建物天井 クレーン ・燃料取替機 ・制御棒貯蔵ハンガ ー ・チャネル着脱装 置 ・耐火障壁 ・中央制御室天井照 明 ・チャネル取扱ブ ーム ・原子炉浄化系補助 熱交換器 ・グランド蒸気排ガ スファイルタ ・取水槽ガントリク レーン ・除じん機 ・1号炉排気筒 ・1号炉原子炉建物 ・1号炉タービン建 物 ・1号炉廃棄物処理 建物 ・電巻防護対策設備 (注9) ・その他	S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)		波及的影響を考慮すべき施設 (注5)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Sクラス (注7)	(iii)原子炉の緊急停止のため、急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	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（スクラム機能に関する部分） ほう酸水注入系 	S	<ul style="list-style-type: none"> 炉心支持構造物 非常用電源及び計装設備（ディーゼル発電機及びその冷却系・補助設備を含む。） チャネル・ボックス 	S	<ul style="list-style-type: none"> 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 	S	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物 制御室建物 廃棄物処理建物 タービン建物 非常用電源の燃料油系を支持する構造物（注8） 取水槽 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物 制御室建物 廃棄物処理建物 タービン建物 非常用電源の燃料油系を支持する構造物（注8） 取水槽 	<ul style="list-style-type: none"> 耐火障壁 中央制御室天井照明 原子炉浄化系補助熱交換器 グラント蒸気排ガスフィルタ 取水槽ガントリクレーン 除じん機 1号炉排気筒 1号炉原子炉建物 1号炉タービン建物 1号炉廃棄物処理建物 竜巻防護対策設備（注9） その他 	<ul style="list-style-type: none"> S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)		波及的影響を考慮すべき施設 (注5)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Sクラス (注7)	(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	S	当該設備の冷却 系(原子炉補機 冷却系、高圧炉 心スプレイ系補 機冷却系)	S	機器・配管、電 気計装設備等の 支持構造物	S	原子炉建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物 ・タービン建物 ・非常用電源の燃 料油系を支持す る構造物(注8) ・取水槽	S s S s S s S s S s	耐火障壁 ・中央制御室天井照 明 ・原子炉浄化系補助 熱交換器 ・グラウンド蒸気排ガ スファイルタ ・取水槽ガントリク レーン ・除じん機 ・1号炉排気筒 ・1号炉原子炉建物 ・1号炉タービン建 物 ・1号炉廃棄物処理 建物 ・竜巻防護対策設備 (注9) ・その他	S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s
		残留熱除去系 (原子炉停止時 冷却モード運転 に必要な設備) ・冷却水源として のサブレッション ・チェンバ	S	・炉心支持構造物 ・非常用電源及び 計装設備(デ ィゼル発電機及 びその冷却系・ 補助設備を含 む。) ・当該施設の機能 維持に必要な換 気空調設備	S S						

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)		波及的影響を考慮すべき施設 (注5)		
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動 (注6)	
Sクラス (注7)	(v)原子炉冷却材圧力バウンス破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	・非常用炉心冷却系 1) 高圧炉心スプレイ系 2) 低圧炉心スプレイ系 3) 残留熱除去系(低圧注水モード運転に必要な設備) 4) 自動減圧系 ・冷却水源としてのサブプレッショ ン・チェンバ	S	適用範囲	耐震 クラス	・機器・配管、電気計装設備等 の支持構造物	S	適用範囲	・原子炉建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物 ・タービン建物 ・非常用電源の燃 料油系を支持す る構造物(注8) ・取水槽	S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
		・耐火障壁 ・中央制御室天井照明 ・原子炉浄化系補助熱交換器 ・グラント蒸気排ガス ファイルタ ・取水槽ガントリク レーン ・除じん機 ・1号炉排気筒 ・1号炉原子炉建物 ・1号炉タービン建 物 ・1号炉廃棄物処理 建物 ・竜巻防護対策設備 (注9) ・その他	S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s									

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)		波及的影響を考慮すべき施設 (注5)				
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動 (注6)			
Sクラス (注7)	(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質の放散物を直接防ぐための施設	原子炉格納容器	S	隔離弁を閉とす るに必要な電気 計装設備	S	機器・配管、電 気計装設備等の 支持構造物	原子炉建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物	S s S s S s	原子炉ウエルシ ールドプラグ ・中央制御室天井照 明 ・1号炉排気筒 ・1号炉原子炉建物 ・1号炉タービン建 物 ・1号炉廃棄物処理 建物 ・その他	S s S s S s S s S s S s	検討用 地震動 (注6)	検討用 地震動 (注6)		
		原子炉格納容器	S											
		原子炉格納容器 バウンダリに属 する配管・弁	S											

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)		波及的影響を考慮すべき施設 (注5)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Sクラス (注7)	(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あり、Sクラス(vi)以外の施設	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系(格納容器冷却モード及びサブレーション・プールの冷却モード運転に必要な設備) 可燃性ガス濃度制御系 原子炉棟 非常用ガス処理系(排気管含む) 原子炉格納容器圧力抑制装置(ベント管) 冷却水源としてのサブレーション・チェンバ 	S	<ul style="list-style-type: none"> 当該設備の冷却系(原子炉補機冷却系) 非常用電源及び計装設備(ディーゼル発電機及びその冷却系・補助設備を含む。) 当該施設の機能維持に必要な換気空調設備 	S	<ul style="list-style-type: none"> 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 	S	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物 制御室建物 廃棄物処理建物 タービン建物 排気筒 非常用電源の燃料油系を支持する構造物(注8) 取水槽 	S s	<ul style="list-style-type: none"> 耐火障壁 中央制御室天井照明 原子炉浄化系補助熱交換器 グラウンド蒸気排ガスファイルタ 格納容器空気置換排風機 取水槽ガントリクレーン 主排気ダクト 除じん機 1号炉排気筒 1号炉原子炉建物 1号炉タービン建物 1号炉廃棄物処理建物 排気筒モニタ室 竜巻防護対策設備 その他 	S s

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)		波及的影響を考慮すべき施設 (注5)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Sクラス (注7)	(viii)津波防護機能 を有する設備及び浸水 防止機能を有する設 備	<ul style="list-style-type: none"> 防波壁 防波壁通路防波扉 屋外排水路逆止弁 防水壁 水密扉 床ドレン逆止弁 貫通部止水処置 原子炉補機海水系 (浸水防止機能を有する部分) 高圧炉心スプレイ補機海水系(浸水防止機能を有する部分) 循環水系(浸水防止機能を有する部分) タービン補機海水系(浸水防止機能を有する部分) 除じん系(浸水防止機能を有する部分) 液体廃棄物処理系(浸水防止機能を有する部分) 1号炉取水槽流路縮小工 	S	<ul style="list-style-type: none"> 隔離弁を閉とするに必要な電気計装設備 	S	<ul style="list-style-type: none"> 機器・配管等の支持構造物 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物 制御室建物 廃棄物処理建物 タービン建物 取水槽 屋外配管ダクト(タービン建物～放水槽) 1号炉取水槽北側壁 	S	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物 制御室建物 廃棄物処理建物 タービン建物 取水槽 屋外配管ダクト 1号炉取水槽北側壁 	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室天井照明 タービン補機冷却系熱交換器 取水槽ガントリクレーン 1号炉排気筒 サイトバンカ建物 1号炉原子炉建物 1号炉タービン建物 1号炉廃棄物処理建物 竜巻防護対策設備(注9) 取水槽海水ポンプエリア防水壁 1号炉取水槽ピット部 その他 	<ul style="list-style-type: none"> S S S S S S S S S S S S S S S S S S S

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)		波及的影響を考慮すべき施設 (注5)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Sクラス (注7)	(ix)敷地における津波監視機能を有する施設	・津波監視カメラ ・取水槽水位計	S	・非常用電源及び 計装設備(ディーゼル発電機及びその冷却系・補助設備を含む。)	S	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	・原子炉建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物 ・タービン建物 ・排気筒 ・非常用電源の燃 料油系を支持す る構造物(注8) ・取水槽 ・防波壁	S s S s S s S s S s S s	・耐火障壁 ・中央制御室天井照明 ・原子炉浄化系補助 熱交換器 ・グラント蒸気排ガス ファイルタ ・取水槽ガントリク レーン ・主排気ダクト ・除じん機 ・1号炉排気筒 ・1号炉原子炉建物 ・1号炉タービン建 物 ・1号炉廃棄物処理 建物 ・排気筒モニタ室 ・竜巻防護対策設備 (注9) ・取水槽海水ポンプ エリア防水壁 ・その他	S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s	
			S								

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
B クラス	(i) 原子炉冷却材圧カバウンダリに直接接続されていて、一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気系 (原子炉格納容器外側から蒸気隔離弁から主蒸気止め弁まで) 逃がし安全弁排気管 	B (注10)	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 機器・配管等の支持構造物 	B (注10)	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物 タービン建物 (原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁から主蒸気止め弁までの配管・弁を支持する部分) 	S _d S _d
	(ii) 放射性廃棄物を内蔵している施設 (ただし、内蔵量が少ない又は貯蔵方式により、その破損により公衆に影響が放射線の影原子炉の設置、運転等に関する規則 (昭和53年通商産業省令第77号) 第2条第2項第6号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。)	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気系及び給水系 原子炉浄化系 放射性廃棄物廃棄施設 	B B B	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 機器・配管等の支持構造物 	B	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物 タービン建物 	S _B S _B S _B
						<ul style="list-style-type: none"> 機器・配管等の支持構造物 	B	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物 タービン建物 廃棄物処理建物 サイトバンカ建物 当該設備を支持する構造物 	S _B S _B S _B S _B S _B

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Bクラス	(iii)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、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性がある施設	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒駆動水圧系（放射性流体を内蔵する部分、ただし、スクラム機能に関するものを除く） 蒸気タービン、復水器、給水加熱器及びその主要配管 復水系 復水輸送系 復水貯蔵タンク 補助復水貯蔵タンク 放射線低減効果の大きい遮蔽 原子炉建物天井クレーン 燃料取替機 制御棒貯蔵ラック 	B	—	—	B	<ul style="list-style-type: none"> 機器・配管等の支持構造物 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物 タービン建物 廃棄物処理建物 当該設備を支持する構造物 	<ul style="list-style-type: none"> S_B S_B S_B S_B
		(iv)使用済燃料を冷却するための施設の施設	<ul style="list-style-type: none"> 燃料プール冷却系 	B	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却系 電気計装設備 	B	<ul style="list-style-type: none"> 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物 タービン建物 制御室建物 廃棄物処理建物 取水槽 	<ul style="list-style-type: none"> S_B S_B S_B S_B S_B

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設 (v)放射性物質の 放出を伴うよ うな場合に、そ の外部放散を 抑制するため の施設で、Sク ラスに属さな い施設	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Bクラス		—	—	—	—	—	—	—	—

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Cクラス	(i) 原子炉の反応度を制御するための施設でSクラス及びBクラスに属さない施設	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉再循環流量制御系 制御棒駆動水圧系(Sクラス及びBクラスに属さない部分) 	C	—	—	C	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物 制御室建物 廃棄物処理建物 	<ul style="list-style-type: none"> S_c S_c S_c 	
	(ii) 放射性物質を内蔵しているか、又はこれに関連した施設でSクラス及びBクラスに属さない施設	<ul style="list-style-type: none"> 試料採取系 ランドリ・ドレン系 シャワ・ドレン系 固化装置より下流の固体廃棄物の取扱設備(貯蔵設備を含む) 雑固体廃棄物の取扱設備 新燃料貯蔵庫 その他 	<ul style="list-style-type: none"> C C C C C C C 	—	—	C	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物 制御室建物 タービン建物 廃棄物処理建物 サイトバンカ建物 固体廃棄物貯蔵所 当該設備を支持する構造物 	<ul style="list-style-type: none"> S_c S_c S_c S_c S_c S_c S_c 	

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Cクラス	(iii)放射線安全に 関係しない施設 等	<ul style="list-style-type: none"> 循環水系(Sクラスに属さない部分) タービン補機冷却系(Sクラスに属さない部分) 所内ボイラ 消火設備 開閉所, 発電機, 変圧器 換気空調設備(Sクラスの換気空調設備以外のもの) 窒素ガス制御系(Sクラスに属さない部分) 補給水系 タービン建物天井クレーン 圧縮空気系 緊急時対策所 その他 	C	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 機器・配管, 電気計装設備等の支持構造物 	C	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物 制御室建物 廃棄物処理建物 タービン建物 当該設備を支持する構造物 	S _c S _c S _c S _c S _c
		<ul style="list-style-type: none"> 地下水位低下設備 	C (注12)	<ul style="list-style-type: none"> 電気計装設備 	C (注12)	<ul style="list-style-type: none"> 機器・配管, 電気計装設備等の支持構造物 	C (注12)	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物 制御室建物 廃棄物処理建物 タービン建物 	S _s S _s S _s S _s

- (注1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
- (注2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
- (注3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物、若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける構造物をいう。
- (注4) 間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物（建物・構築物）をいう。
- (注5) 波及的影響を考慮すべき施設とは、下位の耐震クラスに属するものの破損等によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある施設をいう。
- (注6) S_s ：基準地震動 S_s により定まる地震力。
 S_d ：弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力。
 S_B ：Bクラス施設に適用される地震力。
 S_C ：Cクラス施設に適用される静的地震力。
- (注7) 圧力容器内部構造物は、炉内にあることの重要性からSクラスに準ずる。
- (注8) 非常用電源の燃料油系を支持する構造物とは、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク基礎、屋外配管ダクト(B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物)、屋外配管ダクト(タービン建物～排気筒)及び排気筒をいう。
- (注9) 建物開口部の竜巻防護対策設備は比較的大型の鋼製構造物であり、建物の上部に設置されているため、上位クラス施設は特定しないが、波及的影響を考慮すべき施設とする。
- (注10) Bクラスではあるが、弾性設計用地震動 S_d に対し破損しないことの検討を行うものとする。
- (注11) 地震により逃がし安全弁排気管が破損したとしても、ドライウェル内に放出された蒸気はベント管を通してサプレッション・チェンバのプール水中に導かれて凝縮するため、格納容器内圧が有意に上昇することはないと考えられるが、基準地震動 S_s に対し破損しないことを確認する。
- (注12) Cクラスではあるが、基準地震動 S_s に対し機能維持することを確認する。

第1.4.2-1表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（1/13）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
I. 常設耐震重要 重大事故防止 設備以外の常 設重大事故防 止設備	常設重大事故防止 設備であって、耐震 重要施設に属する 設計基準事故対処 設備が有する機能 を代替するもの以 外のもの	<p>(1)核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料プール水位（SA） ・燃料プール水位・温度（SA）〔C〕 ・燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。） <p>(2)原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル <p>(3)計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。） ・ADS用N₂ガス減圧弁二次側圧力 ・N₂ガスポンベ圧力 ・無線通信設備（固定型） ・衛星電話設備（固定型） ・無線通信設備（屋外アンテナ）〔伝送路〕 ・衛星電話設備（屋外アンテナ）〔伝送路〕 ・無線通信装置〔伝送路〕 ・有線（建物内）（有線式通信設備，無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの）〔伝送路〕 <p>(4)非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・取水口〔C〕 ・取水管〔C〕 ・取水槽〔C〕

第1.4.2-1表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（2/13）

設備分類	定義	主要設備 ([]) 内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
II. 常設耐震重要 重大事故防止 設備	常設重大事故防止 設備であって、耐震 重要施設に属する 設計基準事故対処 設備が有する機能 を代替するもの	(1)原子炉本体 ・原子炉圧力容器〔S〕 (2)核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・常設スプレイヘッド ・燃料プールスプレイ系 配管・弁〔流路〕 ・燃料プール冷却ポンプ〔B〕 ・燃料プール冷却系熱交換器〔B〕 ・原子炉補機冷却系 配管・弁〔流路〕〔S〕 ・原子炉補機冷却系 サージタンク〔流路〕〔S〕 ・原子炉補機代替冷却系 配管・弁〔流路〕 ・燃料プール冷却系 配管・弁〔流路〕〔B〕 ・燃料プール冷却系 スキマ・サージ・タンク〔流路〕〔B〕 ・燃料プール冷却系 ディフューザ〔流路〕〔B〕 ・燃料プール〔S〕 (3)原子炉冷却系統施設 ・高圧原子炉代替注水ポンプ ・高圧原子炉代替注水系（蒸気系） 配管・弁〔流路〕 ・主蒸気系 配管・クエンチャ〔流路〕〔S, B〕 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁〔流路〕 ・高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁〔流路〕 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ〔流路〕〔S, B〕 ・原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁〔流路〕 ・原子炉浄化系 配管〔流路〕〔S〕 ・給水系 配管・弁・スパーージャ〔流路〕〔S〕 ・逃がし安全弁〔操作対象弁〕〔S〕 ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ〔S〕 ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ〔流路〕〔S〕 ・低圧原子炉代替注水ポンプ ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁〔流路〕 ・原子炉補機冷却系 配管・弁〔流路〕〔S〕 ・原子炉補機冷却系 サージタンク〔流路〕〔S〕 ・残留熱除去系熱交換器〔流路〕〔S〕 ・原子炉補機代替冷却系 配管・弁〔流路〕 ・低圧原子炉代替注水槽 ・サブプレッション・チェンバ〔S〕

第1.4.2-1表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（3/13）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
II. 常設耐震重要 重大事故防止 設備	常設重大事故防止 設備であって、耐震 重要施設に属する 設計基準事故対処 設備が有する機能 を代替するもの	<p>(4)計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・ 制御棒〔S〕 ・ 制御棒駆動機構〔S〕 ・ 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット〔S〕 ・ 制御棒駆動水圧系 配管・弁〔流路〕〔S〕 ・ ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能） ・ ほう酸水注入ポンプ〔S〕 ・ ほう酸水貯蔵タンク〔S〕 ・ ほう酸水注入系 配管・弁〔流路〕〔S〕 ・ 差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）〔流路〕〔S〕 ・ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ ・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能） ・ 自動減圧起動阻止スイッチ〔S〕 ・ 代替自動減圧起動阻止スイッチ ・ 逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管・弁〔流路〕〔S〕 ・ 原子炉圧力容器温度（SA） ・ 原子炉圧力〔S〕 ・ 原子炉圧力（SA） ・ 原子炉水位（広帯域）〔S〕 ・ 原子炉水位（燃料域）〔S〕 ・ 原子炉水位（SA） ・ 高圧原子炉代替注水流量 ・ 代替注水流量（常設） ・ 格納容器代替スプレイ流量 ・ サプレッション・プール水温度（SA） ・ ドライウエル圧力（SA） ・ サプレッション・チェンバ圧力（SA） ・ サプレッション・プール水位（SA） ・ 格納容器水素濃度（B系）〔S〕 ・ 格納容器水素濃度（SA） ・ 中性子源領域計装〔S〕 ・ 中間領域計装〔S〕 ・ 平均出力領域計装〔S〕 ・ スクラバ容器水位 ・ スクラバ容器圧力 ・ スクラバ容器温度 ・ ドライウエル温度（SA） ・ 低圧原子炉代替注水流量 ・ 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ・ 低圧原子炉代替注水槽水位 ・ C-メタクラ母線電圧〔S〕 ・ D-メタクラ母線電圧〔S〕 ・ HPCS-メタクラ母線電圧〔S〕 ・ C-ロードセンタ母線電圧〔S〕 ・ D-ロードセンタ母線電圧〔S〕 ・ B1-115V系蓄電池（SA）電圧〔S〕 ・ A-115V系直流盤母線電圧〔S〕 ・ B-115V系直流盤母線電圧〔S〕

第1.4.2-1表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（4/13）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
Ⅱ. 常設耐震重要 重大事故防止 設備	常設重大事故防止 設備であって、耐震 重要施設に属する 設計基準事故対処 設備が有する機能 を代替するもの	<p>(4) 計測制御系統施設（続き）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 230V系直流盤（常用）母線電圧 ・ 緊急用メタクラ電圧 ・ SAロードセンタ母線電圧 ・ SA用115V系充電器盤蓄電池電圧 <p>(5) 放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）〔SA〕 ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）〔S〕 ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）〔S〕 ・ 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・ 中央制御室遮蔽〔S〕 ・ 再循環用ファン〔S〕 ・ チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン〔S〕 ・ 非常用チャコール・フィルタ・ユニット〔S〕 ・ 中央制御室換気系ダクト〔流路〕〔S〕 ・ 中央制御室換気系弁〔流路〕〔S〕 <p>(6) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧原子炉代替注水ポンプ ・ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁〔流路〕 ・ 残留熱除去系 配管・弁〔流路〕〔S〕 ・ 格納容器スプレー・ヘッダ〔流路〕〔S〕 ・ 格納容器代替スプレー系 配管・弁〔流路〕 ・ 第1ベントフィルタスクラバ容器 ・ 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 ・ 圧力開放板 ・ 格納容器フィルタベント系 配管・弁〔流路〕 ・ 窒素ガス制御系 配管・弁〔流路〕〔S〕 ・ 非常用ガス処理系 配管・弁〔流路〕〔S〕 ・ 遠隔手動弁操作機構 ・ 第1ベントフィルタ格納槽遮蔽 ・ 配管遮蔽 ・ 原子炉格納容器〔S〕

第1.4.2-1表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（5/13）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
II. 常設耐震重要 重大事故防止 設備	常設重大事故防止 設備であって、耐震 重要施設に属する 設計基準事故対処 設備が有する機能 を代替するもの	(7)非常用電源設備 ・SRV用電源切替盤〔S〕 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタンク ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ・ガスタービン発電機用燃料移送系 配管・弁〔燃料流路〕 ・ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁〔燃料流路〕 ・A-115V系蓄電池〔S〕 ・A-115V系充電器〔S〕 ・B-115V系蓄電池〔S〕 ・B1-115V系蓄電池（SA）〔S〕 ・230V系蓄電池（RCIC）〔S〕 ・B-115V系充電器〔S〕 ・B1-115V系充電器（SA）〔S〕 ・230V系充電器（RCIC）〔S〕 ・SA用115V系蓄電池 ・SA用115V系充電器 ・230V系充電器（常用）〔C〕 ・緊急用メタクラ ・メタクラ切替盤 ・緊急用メタクラ接続プラグ盤 ・高圧発電機車接続プラグ収納箱 ・SAロードセンタ ・SA1コントロールセンタ ・SA2コントロールセンタ ・充電器電源切替盤〔S〕 ・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク〔S〕 ・緊急時対策所 発電機接続プラグ盤 ・緊急時対策所 低圧母線盤 ・緊急時対策所用燃料地下タンク

第1.4.2-1表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（6／13）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
II. 常設耐震重要 重大事故防止 設備	常設重大事故防止 設備であって、耐震 重要施設に属する 設計基準事故対処 設備が有する機能 を代替するもの	(7)非常用電源設備（続き） ・SA電源切替盤〔S〕 ・重大事故操作盤 ・非常用高圧母線C系〔S〕 ・非常用高圧母線D系〔S〕

第1.4.2-1表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（7/13）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
Ⅲ. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	(1) 原子炉本体 ・ 原子炉圧力容器〔S〕 (2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・ 常設スプレイヘッド ・ 燃料プールスプレイ系 配管・弁〔流路〕 ・ 燃料プール水位（SA） ・ 燃料プール水位・温度（SA）〔C〕 ・ 燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。） ・ 燃料プール〔S〕 (3) 原子炉冷却系統施設 ・ 高圧原子炉代替注水ポンプ ・ 高圧原子炉代替注水系（蒸気系） 配管・弁〔流路〕 ・ 主蒸気系 配管・クエンチャ〔流路〕〔S, B〕 ・ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁〔流路〕 ・ 高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁〔流路〕 ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ〔流路〕〔S, B〕 ・ 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁〔流路〕 ・ 原子炉浄化系 配管〔流路〕〔S〕 ・ 給水系 配管・弁・スパーージャ〔流路〕〔S〕 ・ 逃がし安全弁〔操作対象弁〕〔S〕 ・ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ〔S〕 ・ 低圧原子炉代替注水ポンプ ・ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁〔流路〕 ・ 低圧原子炉代替注水槽 ・ サプレッション・チェンバ〔S〕

第1.4.2-1表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（8/13）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
Ⅲ. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	(4) 計測制御系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入ポンプ〔S〕 ・ほう酸水貯蔵タンク〔S〕 ・ほう酸水注入系 配管・弁〔流路〕〔S〕 ・差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）〔流路〕〔S〕 ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ ・格納容器水素濃度（SA） ・格納容器水素濃度（B系）〔S〕 ・格納容器酸素濃度（SA） ・格納容器酸素濃度（B系）〔S〕 ・静的触媒式水素処理装置入口温度 ・静的触媒式水素処理装置出口温度 ・原子炉建物水素濃度 ・原子炉圧力容器温度（SA） ・原子炉圧力〔S〕 ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（広帯域）〔S〕 ・原子炉水位（燃料域）〔S〕 ・原子炉水位（SA） ・高圧原子炉代替注水流量 ・代替注水流量（常設） ・残留熱代替除去系原子炉注水流量 ・残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ・格納容器代替スプレイ流量 ・ドライウエル温度（SA） ・ペDESTAL温度（SA） ・ペDESTAL水温度（SA） ・サブプレッション・チェンバ温度（SA） ・サブプレッション・プール水温度（SA） ・ドライウエル圧力（SA） ・サブプレッション・チェンバ圧力（SA） ・ドライウエル水位 ・サブプレッション・プール水位（SA） ・ペDESTAL水位 ・ペDESTAL代替注水流量 ・ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用） ・残留熱除去系熱交換器出口温度〔S〕 ・スクラバ容器水位 ・スクラバ容器圧力 ・スクラバ容器温度 ・低圧原子炉代替注水流量 ・低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ・低圧原子炉代替注水槽水位 ・燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。） ・安全パラメータ表示システム（SPDS） ・C-メタクラ母線電圧〔S〕 ・D-メタクラ母線電圧〔S〕 ・HPCS-メタクラ母線電圧〔S〕 ・C-ロードセンタ母線電圧〔S〕 ・D-ロードセンタ母線電圧〔S〕

第1.4.2-1表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（9/13）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
Ⅲ. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	<p>(4) 計測制御系統施設（続き）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ B1-115V系蓄電池（SA）電圧〔S〕 ・ A-115V系直流盤母線電圧〔S〕 ・ B-115V系直流盤母線電圧〔S〕 ・ 緊急用メタクラ電圧 ・ SAロードセンタ母線電圧 ・ SA用115V系充電器盤蓄電池電圧 ・ 230V系直流盤（常用）母線電圧 ・ 無線通信設備（固定型） ・ 衛星電話設備（固定型） ・ 無線通信設備（屋外アンテナ）〔伝送路〕 ・ 衛星電話設備（屋外アンテナ）〔伝送路〕 ・ 無線通信装置〔伝送路〕 ・ 有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（SPDS）に係るもの）〔伝送路〕 ・ 有線（建物内）（衛星電話設備（固定型）に係るもの）〔伝送路〕 ・ 有線（建物内）（有線式通信設備，無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの）〔伝送路〕 <p>(5) 放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA） ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）〔S〕 ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）〔S〕 ・ 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・ 中央制御室遮蔽〔S〕 ・ 中央制御室待避室遮蔽 ・ 再循環用ファン〔S〕 ・ チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン〔S〕 ・ 非常用チャコール・フィルタ・ユニット〔S〕 ・ 中央制御室換気系ダクト〔流路〕〔S〕 ・ 中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁）〔流路〕 ・ 中央制御室換気系弁〔流路〕〔S〕 ・ 緊急時対策所遮蔽 ・ 緊急時対策所空気浄化装置（配管・弁）〔流路〕 ・ 緊急時対策所正圧化装置（配管・弁）〔流路〕

第1.4.2-1表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（10/13）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
Ⅲ. 常設重大事故 緩和設備	重大事故等対処設 備のうち、重大事故 が発生した場合に おいて、当該重大事 故の拡大を防止し、 又はその影響を緩 和するための機能 を有する設備であ って常設のもの	(6)原子炉格納施設 ・ 低圧原子炉代替注水ポンプ ・ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 [流路] ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ [流路] [S] ・ 格納容器スプレイ・ヘッド [流路] [S] ・ 格納容器代替スプレイ系 配管・弁 [流路] ・ 第1 ベントフィルタスクラバ容器 ・ 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器 ・ 圧力開放板 ・ 格納容器フィルタベント系 配管・弁 [流路] ・ 窒素ガス制御系 配管・弁 [流路] [S] ・ 非常用ガス処理系 配管・弁 [流路] [S] ・ 遠隔手動弁操作機構 ・ 第1 ベントフィルタ格納槽遮蔽 ・ 配管遮蔽 ・ 残留熱代替除去ポンプ ・ 残留熱除去系熱交換器 [S] ・ 原子炉補機冷却系 配管・弁 [流路] [S] ・ 原子炉補機冷却系サージタンク [流路] [S] ・ 残留熱代替除去系 配管・弁 [流路] ・ コリウムシールド ・ ペDESTAL代替注水系 配管・弁 [流路] ・ 窒素ガス代替注入系 配管・弁 [流路] ・ 静的触媒式水素処理装置 ・ 非常用ガス処理系排気ファン [S] ・ 前置ガス処理装置 [流路] [S] ・ 後置ガス処理装置 [流路] [S] ・ 非常用ガス処理系排気管 [流路] [S] ・ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 ・ 原子炉格納容器 [S] ・ 原子炉建物原子炉棟 [S] ・ 原子炉補機代替冷却系 配管・弁 [流路]

第1.4.2-1表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（11/13）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
Ⅲ. 常設重大事故 緩和設備	重大事故等対処設 備のうち、重大事故 が発生した場合に おいて、当該重大事 故の拡大を防止し、 又はその影響を緩 和するための機能 を有する設備であ って常設のもの	<p>(7)非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタンク ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ・ガスタービン発電機用燃料移送系 配管・弁 [燃料流路] ・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク [S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク [S] ・ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 [燃料流路] ・B-115V系蓄電池 [S] ・B1-115V系蓄電池 (SA) [S] ・B-115V系充電器 [S] ・B1-115V系充電器 (SA) [S] ・SA用115V系蓄電池 ・SA用115V系充電器 ・230V系充電器 (常用) [C] ・緊急用メタクラ ・メタクラ切替盤 ・緊急用メタクラ接続プラグ盤 ・高圧発電機車接続プラグ収納箱 ・SAロードセンタ ・SA1コントロールセンタ ・SA2コントロールセンタ ・充電器電源切替盤 [S] ・SA電源切替盤 [S] ・重大事故操作盤 ・非常用高圧母線C系 [S] ・非常用高圧母線D系 [S] ・緊急時対策所 発電機接続プラグ盤 ・緊急時対策所 低圧母線盤 ・緊急時対策所用燃料地下タンク ・A-115V系蓄電池 [S] ・A-115V系充電器 [S] <p>(8)非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・取水口 [C] ・取水管 [C] ・取水槽 [C]

第1.4.2-1表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（12/13）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
IV. 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	設計基準対象施設のうち、重大事故等発生時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの	<p>(1) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉隔離時冷却ポンプ ・ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 [流路] ・ 主蒸気系 配管 [流路] [S] ・ 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ [流路] ・ 原子炉浄化系 配管 [流路] [S] ・ 給水系 配管・弁・スパーージャ [流路] [S] ・ 高圧炉心スプレー・ポンプ [S] ・ 高圧炉心スプレー系 配管・弁・ストレーナ・スパーージャ [流路] [S] ・ 残留熱除去系注水弁（MV222-5A, 5B, 5C） [S] ・ 低圧炉心スプレー・ポンプ [S] ・ 低圧炉心スプレー系 配管・弁・ストレーナ・スパーージャ [流路] [S] ・ 低圧炉心スプレー系注水弁（MV223-2） [S] ・ 残留熱除去ポンプ [S] ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ・ジェットポンプ [流路] [S] ・ 残留熱除去系熱交換器 [S] ・ 原子炉再循環系 配管・弁 [流路] [S] ・ 原子炉補機冷却水ポンプ [S] ・ 原子炉補機海水ポンプ [S] ・ 原子炉補機冷却系熱交換器 [S] ・ 原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ [流路] [S] ・ 原子炉補機冷却系 サージタンク [流路] [S] ・ 高圧炉心スプレー補機冷却水ポンプ [S] ・ 高圧炉心スプレー補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ [流路] [S] ・ 高圧炉心スプレー補機冷却系 サージタンク [流路] [S] ・ 高圧炉心スプレー補機冷却系熱交換器 [S] ・ 高圧炉心スプレー補機海水ポンプ [S] <p>(2) 計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 [S] ・ 高圧炉心スプレーポンプ出口流量 [S] ・ 残留熱除去ポンプ出口流量 [S] ・ 低圧炉心スプレーポンプ出口流量 [S] ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度 [S] ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度 [S] ・ 残留熱除去ポンプ出口流量 [S] ・ 残留熱除去ポンプ出口圧力 [S] ・ 低圧炉心スプレーポンプ出口圧力 [S] ・ 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 [C] ・ RCW熱交換器出口温度 [C] ・ RCWサージタンク水位 [C] <p>(3) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去ポンプ [S] ・ 残留熱除去系熱交換器 [S] ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ [流路] [S] ・ 格納容器スプレー・ヘッド [流路] [S]

第1.4.2-1表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（13/13）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
IV. 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	設計基準対象施設のうち、重大事故等発生時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの	(4)非常用電源設備 ・非常用ディーゼル発電機〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機〔S〕 ・非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ〔S〕 ・非常用ディーゼル発電機燃料デイトank〔S〕 ・非常用ディーゼル発電機燃料移送系 配管・弁〔燃料流路〕〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトank〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系 配管・弁〔燃料流路〕〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系蓄電池〔S〕 ・A-原子炉中性子計装用蓄電池〔S〕 ・B-原子炉中性子計装用蓄電池〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系充電器〔S〕 ・A-原子炉中性子計装用充電器〔S〕 ・B-原子炉中性子計装用充電器〔S〕

第1.5-1(1)表 島根原子力発電所の入力津波高さ一覧(日本海東縁部)

因子	設定位置	基準津波	地形変化(防波堤)	潮位変動		地震による地殻変動	管路状態		設定位置における評価値(EL. m)	(参考)許容津波高さ(EL. m)
				朔望平均潮位(m)	潮位のばらつき(m)		貝付着	ポンプ状態		
遡上域最高水位	施設護岸又は防波壁	1	無し	EL.+0.58	EL.+0.14	無し	管路解析対象外		+11.9	+15.0
水路内最高水位	1号炉取水槽	1	無し				無し	停止	+7.0 ^{※1}	+8.8
	2号炉取水槽	1	無し				無し	停止	+10.6	+11.3
	3号炉取水槽	1	無し				無し	停止	+7.8	+8.8
	3号炉取水路点検口	1	無し				無し	停止	+6.4	+9.5
	1号炉放水槽	1	有り				無し	停止	+4.8	+8.8
	1号炉冷却水排水槽	1	有り				無し	停止	+4.7	+8.5
	1号炉マンホール	1	有り				無し	停止	+4.8	+8.5
	1号炉放水接合槽	1	有り				無し	停止	+3.5	+9.0
	2号炉放水槽	1	有り				無し	停止	+7.9	+8.8
	2号炉放水接合槽	1	無し				無し	停止	+6.1	+8.0
	3号炉放水槽	5	無し				無し	停止	+7.3	+8.8
3号炉放水接合槽	5	無し	無し				無し	停止	+6.5	+8.5
取水口最低水位	2号炉取水口	6	無し	EL.-0.02	EL.-0.17	隆起0.34mを考慮	管路解析対象外		-6.5	-12.5
水路内最低水位	2号炉取水槽	6	無し				有り	運転	-8.4 [-8.31]	-8.3
							無し	停止	-6.1 ^{※2}	[-8.32]

※1 流路縮小工を設置して評価している。なお、流路縮小工設置前の水位は、EL.+9.2mである。
 ※2 2号炉取水槽における水路内最低水位は、循環水ポンプ運転状態のEL.-8.4m(EL.-8.31m)であるため、2.5.1「非常用海水冷却系の取水性」に示す循環水ポンプ停止運用を踏まえ、停止時を評価値とする。

第1.5-1(2)表 島根原子力発電所の入力津波高さ一覧(海域活断層)

因子	設定位置	基準津波	地形変化(防波堤)	潮位変動		地震による地殻変動	管路状態		設定位置における評価値(EL. m)	(参考)許容津波高さ(EL. m)	
				朔望平均潮位(m)	潮位のばらつき(m)		貝付着	ポンプ状態			
遡上域最高水位	施設護岸又は防波壁	海域活断層上昇側最大ケース	有り	EL.+0.58	EL.+0.14	無し	管路解析対象外		+4.2	+15.0	
水路内最高水位	1号炉取水槽	4	有り				無し	停止	+2.7 [*]	+8.8	
	2号炉取水槽	4	無し				無し	停止	+4.9	+11.3	
	3号炉取水槽	4	有り				無し	停止	+3.7	+8.8	
	3号炉取水路点検口	4	有り				無し	停止	+2.7	+9.5	
	1号炉放水槽	4	無し				無し	停止	+2.1	+8.8	
	1号炉冷却水排水槽	4	無し				無し	停止	+1.9	+8.5	
	1号炉マンホール	4	無し				無し	停止	+1.8	+8.5	
	1号炉放水接合槽	4	無し				無し	停止	+1.9	+9.0	
	2号炉放水槽	4	無し				有り	有り	運転	+4.2	+8.8
	2号炉放水接合槽	4	有り				有り	有り	運転	+2.8	+8.0
	3号炉放水槽	4	有り				無し	停止	+3.3	+8.8	
	3号炉放水接合槽	4	有り				無し	停止	+3.5	+8.5	
	取水口最低水位	2号炉取水口	4				無し	EL.-0.02	EL.-0.17	隆起0.34mを考慮	管路解析対象外
水路内最低水位	2号炉取水槽	4	無し	無し	運転	-6.5	-8.3				

※ 流路縮小工を設置して評価している。なお、流路縮小工設置前の水位は、EL.+3.8mである。

第1.5-2表 津波防護対策の設備分類と設置目的

津波防護対策		設備分類	設置目的
防波壁		津波防護施設	・津波が地上部から敷地へ到達，流入することを防止する。
防波壁通路防波扉			
屋外排水路逆止弁		浸水防止設備	・津波が屋外排水路から敷地へ到達，流入することを防止する。
取水槽	流路縮小工(1号炉)	津波防護施設	・津波が取水路から敷地へ到達，流入することを防止する。
	防水壁	浸水防止設備	
	水密扉		
	床ドレン逆止弁		・津波が取水路から取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアへ到達，流入することを防止する。
	貫通部止水処置		・津波が取水槽除じん機エリアから敷地へ到達，流入すること及び取水槽海水ポンプエリアへ流入することを防止する。
	隔離弁，ポンプ及び配管		・地震による取水槽内の海水系機器の損傷箇所を介しての津波の流入に対して浸水防護重点化範囲への浸水を防止する。
タービン建物他	防水壁	浸水防止設備	・地震によるタービン建物内の循環水系配管や他の海水系機器の損傷に伴う溢水及び損傷箇所を介しての津波の流入に対して浸水防護重点化範囲への浸水を防止する。
	水密扉		
	床ドレン逆止弁		
	貫通部止水処置		
	隔離弁，配管		
放水槽	貫通部止水処置	浸水防止設備	・津波が放水槽からタービン建物へ流入することを防止する。
津波監視カメラ		津波監視設備	・敷地への津波の繰り返しの襲来を察知し，その影響を俯瞰的に把握する。
取水槽水位計			

第 1.5-3 表 流入経路特定結果

流入経路		流入箇所	
取水路	2号炉	取水槽除じん機エリア天端開口部 (EL. +8.8m) 取水槽除じん機エリアと取水槽海水ポンプエリアとの貫通部 (EL. +6.3m~+7.3m) 取水槽除じん機エリアと取水槽C/Cケーブルダクトとの貫通部 (EL. +6.2m~+6.5m) 床面開口部 (EL. +1.1m)	
	循環水系	循環水系ポンプ (据付部含む) 及び配管 (EL. +1.1m) ※ ¹	
	海水系	原子炉補機海水系ポンプ (据付部含む) 及び配管 (EL. +1.1m) ※ ¹ 高圧炉心スプレイ補機海水系ポンプ (据付部含む) 及び配管 (EL. +1.1m) ※ ¹ タービン補機海水系ポンプ (据付部含む) 及び配管 (EL. +1.1m) ※ ¹ 除じんポンプ (据付部含む) 及び配管 (EL. +1.1m) ※ ¹	
		1号炉	取水槽天端開口部 (EL. +8.8m)
		3号炉	取水槽天端開口部 (EL. +8.8m) 取水路点検口天端開口部 (EL. +9.5m)
放水路	2号炉	放水槽天端開口部 (EL. +8.8m) 放水接合槽天端開口部 (EL. +8.0m) 放水槽と屋外配管ダクト (タービン建物~放水槽) との貫通部 (EL. +2.3~+4.5m)	
	循環水系	循環水系配管 (EL. -2.8m) ※ ²	
	海水系	原子炉補機海水系配管 (EL. +2.3m) ※ ² タービン補機海水系配管 (EL. +3.3m) ※ ²	
		排水管	液体廃棄物処理系配管 (EL. +4.3m) ※ ²
	1号炉	放水槽天端開口部 (EL. +8.8m) 冷却水排水槽天端開口部 (EL. +8.5m) マンホール天端開口部 (EL. +8.5m) 放水接合槽天端開口部 (EL. +9.0m)	
	3号炉	放水槽天端開口部 (EL. +8.8m) 放水接合槽天端開口部 (EL. +8.5m)	
	屋外排水路	屋外排水路 (EL. +2.7~+7.3m)	

※1 施設, 設備を設置した床面高さを記載

※2 放水槽への接続高さを記載

第1.5-4(1)表 各経路からの流入評価結果

流入経路	流入箇所	①入力津波高さ(EL.)	②許容津波高さ(EL.)	②-①裕度	評価		
取水路	2号炉	取水槽除じん機エリア天端開口部	11.3m ^{**1}	0.7m ^{**7}	許容津波高さが入力津波高さを上回っており、津波は流入しない。		
		取水槽海水ポンプエリア	15.0m ^{**2}	4.4m ^{**7}			
		取水槽C/Cケーブドラクタ貫通部	15.0m ^{**2}	4.4m ^{**7}			
		取水槽床面開口部	15.0m ^{**3}	4.4m ^{**7}			
	循環水系	循環水ポンプ(据付部含む)及び配管	10.6m	-	-	内包流体に対するバウンダリが形成されており、津波は流入しない。	
		原子炉補機海水系ポンプ(据付部含む)及び配管		-	-		
	海水系	高圧炉心スレイ補機海水系ポンプ(据付部含む)及び配管		-	-	-	内包流体に対するバウンダリが形成されており、津波は流入しない。
		タービン補機海水系ポンプ(据付部含む)及び配管		-	-	-	
		除じんポンプ(据付部含む)及び配管		-	-	-	
		取水槽天端開口部		7.0m	1.8m ^{**7}		
1号炉	取水槽天端開口部	7.8m		8.8m ^{**4}	1.0m ^{**7}	許容津波高さが入力津波高さを上回っており、津波は流入しない。	
3号炉	取水路点検口天端開口部	6.4m		9.5m ^{**6}	3.1m ^{**7}	許容津波高さが入力津波高さを上回っており、津波は流入しない。	

- ※1 取水槽除じん機エリア防水壁高さ
- ※2 貫通部止水処置の許容津波高さ
- ※3 取水槽床ドレン逆止弁の許容津波高さ
- ※4 1号炉取水槽の天端開口高さ
- ※5 3号炉取水槽の天端開口高さ
- ※6 3号炉取水路点検口の天端開口高さ
- ※7 参照する裕度(0.64m)を考慮しても余裕がある

第1.5-4(2)表 各経路からの流入評価結果

流入経路	流入箇所	①入力津波高さ(EL.)	②許容津波高さ(EL.)	②-①裕度	評価	
2号炉	放水槽天端開口部	7.9m	8.8m ^{※1}	0.9m ^{※11}	許容津波高さが入力津波高さを上回っており、津波は流入しない。	
	放水接合槽天端開口部	6.1m	8.0m ^{※2}	1.9m ^{※11}		
	屋外配管ダクト(タービン建物～放水槽)貫通部	7.9m	8.8m ^{※3}	0.9m ^{※11}		
放水路	循環水系				内包流体に対するバウンダリが形成されており、津波は流入しない。	
	海水系					
	排水管	原子炉補機海水系配管	7.9m	—		—
		タービン補機海水系配管				
1号炉	液体廃棄物処理系配管				許容津波高さが入力津波高さを上回っており、津波は流入しない。	
	放水槽天端開口部	4.8m	8.8m ^{※4}	4.0m ^{※11}		
	冷却水排水槽天端開口部	4.7m	8.5m ^{※5}	3.8m ^{※11}		
	マンホール天端開口部	4.8m	8.5m ^{※6}	3.7m ^{※11}		
	放水接合槽天端開口部	3.5m	9.0m ^{※7}	5.5m ^{※11}		
3号炉	放水槽天端開口部	7.3m	8.8m ^{※8}	1.5m ^{※11}	許容津波高さが入力津波高さを上回っており、津波は流入しない。	
	放水接合槽天端開口部	6.5m	8.5m ^{※9}	2.0m ^{※11}		
屋外排水路	屋外排水路	11.9m	15.0m ^{※10}	3.1m ^{※11}		

※1 2号炉放水槽の天端開口高さ ※7 1号炉放水接合槽の天端開口高さ

※2 2号炉放水接合槽の天端開口高さ ※8 3号炉放水槽の天端開口高さ

※3 貫通部止水処置の許容津波高さ ※9 3号炉放水接合槽の天端開口高さ

※4 1号炉放水槽の天端開口高さ ※10 屋外排水路逆止弁の許容津波高さ

※5 1号炉冷却水排水槽の天端開口高さ ※11 参照する裕度(0.64m)を考慮しても余裕がある

※6 1号炉マンホールの天端開口高さ

第 1.5-5 表 浸水想定範囲と防水区画化するエリア

浸水想定範囲	防水区画化するエリア
循環水ポンプを設置するエリア (取水槽循環水ポンプエリア)	原子炉補機海水ポンプ, 高圧炉心 スプレー補機海水ポンプを設置す るエリア (取水槽海水ポンプエリア)
原子炉補機海水ポンプ, 高圧炉心スプレ イ補機海水ポンプを設置するエリア (取水槽海水ポンプエリア)	循環水ポンプを設置するエリア (取水槽循環水ポンプエリア)

第1.7-1表 溢水から防護すべき系統設備（1 / 3）

機能	対象系統・機器
原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系
未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 ほう酸水注入系
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）
原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、低圧注水モード、サプレッション・プール水冷却モード） 逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能） 低圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系
原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系
原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能）
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	高圧炉心スプレイ系 自動減圧系により原子炉を減圧し、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉への注水を行う
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	高圧炉心スプレイ系 残留熱除去系（低圧注水モード） 低圧炉心スプレイ系
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系
原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系
原子炉格納容器の冷却機能	残留熱除去系（格納容器冷却モード）
原子炉格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系（交流）

第 1.7-1 表 溢水から防護すべき系統設備 (2 / 3)

機能	対象系統・機器
非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系 (直流)
非常用の交流電源機能	ディーゼル発電設備 (高圧炉心スプレイ系を含む)
非常用の直流電源機能	直流電源設備
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備
補機冷却機能	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイ補機冷却系
冷却用海水供給機能	原子炉補機海水系 高圧炉心スプレイ補機海水系
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系
圧縮空気供給機能	逃がし安全弁のアクキュムレータ 自動減圧機能のアクキュムレータ 主蒸気隔離弁のアクキュムレータ
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁
原子炉停止系に対する作動信号 (常用系として作動させるものを除く) の発生機能	原子炉保護系
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	工学的安全施設作動系
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	中性子束 (起動領域モニタ) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態 制御棒位置
事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位 (広帯域, 燃料域) 原子炉圧力
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力 サプレッション・プール水温 格納容器エリア放射線量率

第1.7-1表 溢水から防護すべき系統設備（3 / 3）

機能	対象系統・機器
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	[低温停止への移行] 原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） [ドライウェルスプレイ] 原子炉水位（広帯域，燃料域） 格納容器圧力 [サプレッション・プール冷却] 原子炉水位（広帯域，燃料域） サプレッション・プール水温 [可燃性ガス濃度制御系起動] 原子炉格納容器水素濃度 原子炉格納容器酸素濃度 [異常状態の把握機能] 排気筒モニタ
燃料プールの冷却機能	燃料プール冷却系 残留熱除去系 燃料プール監視
燃料プールの給水機能	燃料プール補給水系 残留熱除去系 燃料プール監視

第1.7-2表 溢水防護対象設備の機能喪失高さの考え方（例示）

設備	機能喪失高さ	
	基本設定箇所※	個別設定箇所
ポンプ／電動機	<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプベース高さ 	<ul style="list-style-type: none"> ・電動機下端部 ・電線管接続部下端部
空気作動弁／電動弁	<ul style="list-style-type: none"> ・取付け配管中心高さ 	<ul style="list-style-type: none"> ・制御ボックス下端部 ・電線管接続部下端部
盤	<ul style="list-style-type: none"> ・盤ベース高さ 	<ul style="list-style-type: none"> ・開口部下端部 ・計器下端部 ・電線管接続部下端部
計器ラック	<ul style="list-style-type: none"> ・計器ドレン弁高さ 	<ul style="list-style-type: none"> ・計器下端部 ・電線管接続部下端部 ・端子箱下端部

※ 保守的に機能喪失すると仮定した部位

第 1.8.2-1 表 発電所における設計飛来物

飛来物の種類	砂利	鋼製材
サイズ (m)	長さ×幅×高さ 0.04×0.04×0.04	長さ×幅×高さ 4.2×0.3×0.2
質量 (kg)	0.2	135
最大水平速度 (m/s)	54	51
最大鉛直速度 (m/s)	36	34

第 1.8.2-2 表 設計竜巻から防護する施設及び竜巻防護対策等 (1 / 2)

設計竜巻から防護する評価対象施設	竜巻の最大風速	飛来物発生防止対策	防護設備 (外殻となる施設)	想定する設計飛来物	手順等
海水ポンプ (原子炉補機海水ポンプ, 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ) (配管、弁を含む。)	92m/s	<ul style="list-style-type: none"> ・固縛 ・固定 ・外部事象防護対象施設との隔離 	竜巻防護対策設備	砂利	—
海水ストレーナ (原子炉補機海水ストレーナ, 高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ)			竜巻防護対策設備	—	—
排気筒 (非常用ガス処理系排気管を含む。)			—	鋼製材 砂利	補修
ディーゼル燃料移送ポンプ (A-非常用ディーゼル発電機 (燃料移送系), 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (燃料移送系)) (配管、弁を含む。)			竜巻防護対策設備	砂利	—
換気空調設備 (中央制御室換気系、原子炉建物付属棟換気系の外気と繋がるダクト・ファン及び外気との境界となるダンパ・隔離弁)			評価対象施設を内包する施設 竜巻防護対策設備	砂利	—
原子炉棟換気系隔離弁及びダクト			評価対象施設を内包する施設	—	—
非常用ガス処理系配管			評価対象施設を内包する施設	—	—
原子炉建物 1 階 原子炉補機冷却水ポンプ, 熱交換器, 配管及び弁			評価対象施設を内包する施設 竜巻防護対策設備	—	鋼製扉の閉止確認
原子炉建物 2 階 原子炉建物付属棟換気系			評価対象施設を内包する施設 竜巻防護対策設備	砂利	—
原子炉建物 4 階 原子炉建物天井クレーン, 燃料取替機, 燃料プール, 燃料プール冷却系配管及び弁, 使用済燃料貯蔵ラック, 燃料集合体			評価対象施設を内包する施設 竜巻防護対策設備	砂利	竜巻襲来予想時 燃料取扱作業の中止
廃棄物処理建物 3 階 中央制御室換気系			評価対象施設を内包する施設 竜巻防護対策設備	砂利	—
安全重要度分類のクラス 1 及びクラス 2 に属する施設のうち上記以外の建物, 構築物内の施設			評価対象施設を内包する施設	—	—
安全重要度分類のクラス 3 に属する施設 (下記以外の施設)			—	—	代替設備の確保 補修, 取替等
安全評価上期待する構築物等			評価対象施設を内包する施設	—	—

第 1.8.2-2 表 設計竜巻から防護する施設及び竜巻防護対策等 (2 / 2)

設計竜巻から防護する評価対象施設	竜巻の最大風速	飛来物発生防止対策	防護設備 (外殻となる施設)	想定する設計飛来物	手順等
原子炉建物	92m/s	<ul style="list-style-type: none"> ・固縛 ・固定 ・外部事象防護対象施設との隔離 	竜巻防護対策設備	鋼製材 砂利	補修
制御室建物			—	鋼製材 砂利	—
タービン建物			—	鋼製材 砂利	—
廃棄物処理建物			竜巻防護対策設備	鋼製材 砂利	—
ディーゼル燃料貯蔵タンク室 (A-非常用ディーゼル発電機 (燃料移送系), 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (燃料移送系))			—	鋼製材 砂利	—
ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽 (B-非常用ディーゼル発電機 (燃料移送系))			—	鋼製材 砂利	—

第 1.8.2-3 表 外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設及び竜巻防護対策等

外部事象防護対象施設に 波及的影響を及ぼし得る施設	竜巻の 最大風速	飛来物 発生防止対策	防護設備 (外殻となる施設)	想定する 設計飛来物	手順等
排気筒モニタ室	92m/s	<ul style="list-style-type: none"> ・ 固縛 ・ 固定 ・ 外部事象防護対象施設との離隔 	—	鋼製材 砂利	—
1号炉原子炉建物			—	鋼製材 砂利	—
1号炉タービン建物			—	鋼製材 砂利	—
1号炉廃棄物処理建物			—	鋼製材 砂利	—
1号炉排気筒			—	鋼製材 砂利	—
排気管（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付属施設）			—	鋼製材 砂利	—
排気消音器（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付属施設）			—	鋼製材 砂利	—
ベント管（ディーゼル燃料貯蔵タンク、ディーゼ ル燃料デイタンク及び潤滑油サンプタンクの付属 施設）			—	鋼製材 砂利	—

第1.8.8-1表 評価対象施設等の抽出結果

	設備区分	評価対象施設等
外部事象防護対象施設	建物	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建物 ・タービン建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物 ・排気筒モニタ室
	屋外に設置されている施設	<ul style="list-style-type: none"> ・海水ポンプ（原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ） ・ディーゼル燃料移送ポンプ（A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系）） ・排気筒 ・非常用ガス処理系排気管 ・排気筒モニタ
	降下火砕物を含む海水の流路となる施設	<ul style="list-style-type: none"> ・海水ポンプ（原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ） ・海水ストレーナ（原子炉補機海水ストレーナ、高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ）及び下流設備
	降下火砕物を含む空気の流路となる施設	<ul style="list-style-type: none"> ・海水ポンプ（原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ） ・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 ・非常用ディーゼル発電機吸気系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機吸気系 ・換気系（外気取入口）のうち中央制御室換気系 ・換気系（外気取入口）のうち原子炉建物付属棟空調換気系 ・排気筒 ・非常用ガス処理系排気管 ・ディーゼル燃料移送ポンプ（A、B-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系）） ・排気筒モニタ
	外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設	<ul style="list-style-type: none"> ・計測制御系統施設（安全保護系盤） ・計測制御用電源設備（計装用無停電電源設備） ・非常用所内電源設備（所内低圧系統）
	外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機吸気系（給気口） ・非常用ディーゼル発電機排気消音器及び排気管 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機排気消音器及び排気管 ・取水設備（除じん装置）

第1.8.10-1表 外部火災にて想定する火災

火災種別	考慮すべき火災
森林火災	発電所敷地外10km圏内に発火点を設定した島根原子力発電所に迫る森林火災
近隣の産業施設の火災・爆発	発電所敷地外10km圏内の石油コンビナート等の火災・爆発
	発電所敷地内の危険物貯蔵施設等の火災
航空機墜落による火災	発電所敷地内への航空機落下時の火災

第1.8.10-2表 外部事象防護対象施設

防護対象	防護方法	評価対象施設
外部事象に対し必要な構築物, 系統及び機器を内包する建物	防火帯の内側に設置 消火活動による防護手段を期待しない条件のもと, 火元	原子炉建物 制御室建物 タービン建物 廃棄物処理建物 排気筒モニタ室
外部事象に対し必要な構築物, 系統及び機器に属する屋外施設	からの離隔距離で防護 (熱影響評価を実施)	海水ポンプ 排気筒 非常用ガス処理系排気管 排気筒モニタ

第1.8.10-3表 危険物製造所等許可施設一覧（1 / 5）

号炉	施設名	製造所の別	危険物		数量	評価 要否	
			類	品名			
1	ディーゼル地下タンク (A)	地下タンク 貯蔵所	4	第2石油類	軽油	46kL	× 地下
1	ディーゼル地下タンク (B)	地下タンク 貯蔵所	4	第2石油類	軽油	46kL	× 地下
1	ディーゼル発電機 潤滑油サンプタンク (A, B)	一般取扱所	4	第4石油類	潤滑油	2kL×2	× 屋内
1	ディーゼル発電機 燃料小出槽 (A, B)	一般取扱所	4	第2石油類	軽油	490L×2	× 屋内
1	再循環ポンプMGセッ ト流体継手室 (A, B)	一般取扱所	4	第4石油類	潤滑油	10.92kL	× 屋内
1	タービン主油タンク (A, B) 油清浄機	一般取扱所	4	第4石油類	潤滑油	55.7kL	× 屋内
1	タービン油計量タンク						×※
2	No.2重油タンク	屋外タンク 貯蔵所	4	第3石油類	重油	900kL	○
2	No.3重油タンク	屋外タンク 貯蔵所	4	第3石油類	重油	900kL	○
2	A系-ディーゼル機関 燃料貯蔵タンク	地下タンク 貯蔵所	4	第2石油類	軽油	170kL	× 地下
2	A2系-ディーゼル機関 燃料貯蔵タンク	地下タンク 貯蔵所	4	第2石油類	軽油	170kL	× 地下
2	HPCS系-ディーゼル 機関燃料貯蔵タンク	地下タンク 貯蔵所	4	第2石油類	軽油	170kL	× 地下
2	3号所内ボイラ サービスタンク	一般取扱所	4	第3石油類	重油	65kL	×※
2	3号所内ボイラ						×※
2	4号所内ボイラ サービスタンク	一般取扱所	4	第3石油類	重油	46kL	×※
2	4号所内ボイラ						×※
2	タービン設備	一般取扱所	4	第4石油類	タービン油	71kL	× 屋内
2	原子炉再循環ポンプ MGセット	一般取扱所	4	第4石油類	潤滑油	15.6kL	× 屋内

※：代表タンクの評価に包絡される。

第1.8.10-3表 危険物製造所等許可施設一覧（2/5）

号炉	施設名	製造所の別	危険物			数量	評価 要否
			類	品名			
2	A系-非常用ディーゼル 発電設備	一般取扱所	4	第2石油類	軽油	16kL	× 屋内
			4	第4石油類	潤滑油	7.65kL	× 屋内
2	B系-非常用ディーゼル 発電設備	一般取扱所	4	第2石油類	軽油	16kL	× 屋内
			4	第4石油類	潤滑油	7.65kL	× 屋内
2	HPCS系非常用 ディーゼル	一般取扱所	4	第2石油類	軽油	9kL	× 屋内
			4	第4石油類	潤滑油	7.56kL	× 屋内
2	固化材タンク	一般取扱所	4	第2石油類	不飽和ポリエ ステル樹脂	21.6kL	× 空運用
2	促進材タンク		4	第2石油類	ナフテン酸 コバルト	87.1L	× 屋内
2	開始材タンク		5	第二種自己 反応性物質	ケトン系 過酸化物	267.5kg	× 屋内
2	2号—ガスタービン 発電機	一般取扱所	4	第2石油類	軽油	52.68kL	×*
	2号ガスタービン発電 機用サービスタンク						
3	No.1重油タンク	屋外タンク 貯蔵所	4	第3石油類	重油	900kL	○
3	補助ボイラ（サービスタ ンクを含む。）	一般取扱所	4	第3石油類	重油	109kL	×*
3	第3危険物倉庫	屋内貯蔵所	4	第1石油類	潤滑油他	6.4kL	× 屋内
			4	第2石油類		1.2kL	× 屋内
			4	第3石油類		1.4kL	× 屋内
			4	第4石油類		40kL	× 屋内
3	A-ディーゼル発電機	一般取扱所	4	第2石油類	軽油	34.3kL	× 屋内
			4	第4石油類	潤滑油	7.1kL	× 屋内

※：代表タンクの評価に包絡される。

第1.8.10-3表 危険物製造所等許可施設一覧（3 / 5）

号炉	施設名	製造所の別	危険物		数量	評価 要否	
			類	品名			
3	B-ディーゼル発電機	一般取扱所	4	第2石油類	軽油	34.3kL	× 屋内
			4	第4石油類	潤滑油	7.1kL	× 屋内
3	C-ディーゼル発電機	一般取扱所	4	第2石油類	軽油	34.3kL	× 屋内
			4	第4石油類	潤滑油	7.1kL	× 屋内
3	再循環ポンプMG セット (A, B)	一般取扱所	4	第4石油類	潤滑油	16kL	× 屋内
3	タービン設備	一般取扱所	4	第4石油類	潤滑油	100kL	× 屋内
共通	第1危険物倉庫	屋内貯蔵所	4	第1石油類	非水溶性液体	1,300L	× 屋内
					水溶性液体	600L	× 屋内
			4	アルコール類	アルコール類	600L	× 屋内
			4	第2石油類	非水溶性液体	19,000L	× 屋内
					水溶性液体	200L	× 屋内
			4	第3石油類	非水溶性液体	3,000L	× 屋内
					水溶性液体	400L	× 屋内
			4	第4石油類	第4石油類	36,000L	× 屋内
共通	第2危険物倉庫	屋内貯蔵所	4	第1石油類	非水溶性液体 (洗浄液)	3,000L	× 屋内
					水溶性液体 (現像液)	800L	× 屋内
			4	アルコール類	アルコール類	200L	× 屋内
			4	第2石油類	非水溶性液体 (洗い油)	1,000L	× 屋内
					水溶性液体	200L	× 屋内
			4	第3石油類	非水溶性液体 (浸透液)	1,000L	× 屋内
					水溶性液体	400L	× 屋内
			4	第4石油類	第4石油類	24,000L	× 屋内

第1.8.10-3表 危険物製造所等許可施設一覧（4 / 5）

号炉	施設名	製造所の別	危険物		数量	評価 要否	
			類	品名			
共通	ガスタービン発電機 用軽油タンク	屋外タンク 貯蔵所	4	第2石油類	軽油	560kL	○
共通	タンクローリ（1号車）	移動タンク 貯蔵所	4	第2石油類	灯油・軽油	3,000L	× 空運用
共通	タンクローリ（2号車）	移動タンク 貯蔵所	4	第2石油類	灯油・軽油	3,000L	× 空運用
共通	タンクローリ（3号車）	移動タンク 貯蔵所	4	第2石油類	灯油・軽油	3,000L	× 空運用
共通	免震重要棟ガスター ビン発電装置 2基 燃料小出槽(490L)2基	一般取扱所	4	第2石油類	軽油	12,048L	× 屋内
共通	A-ガスタービン燃料 地下タンク	地下タンク 貯蔵所	4	第2石油類	軽油	45,000L	× 地下
共通	B-ガスタービン燃料 地下タンク	地下タンク 貯蔵所	4	第2石油類	軽油	45,000L	× 地下
共通	予備-ガスタービン 発電機	一般取扱所	4	第2石油類	軽油	52.68kL	×※
	予備-ガスタービン 発電機用サービス タンク						
2 (新設)	B1-ディーゼル燃料貯 蔵タンク	地下タンク 貯蔵所	4	第2石油類	軽油	100kL	× 地下
2 (新設)	B2-ディーゼル燃料貯 蔵タンク	地下タンク 貯蔵所	4	第2石油類	軽油	100kL	× 地下
2 (新設)	B3-ディーゼル燃料貯 蔵タンク	地下タンク 貯蔵所	4	第2石油類	軽油	100kL	× 地下
3 (廃止)	非常用ディーゼル 発電設備軽油タンク (A)	屋外タンク 貯蔵所	4	第2石油類	軽油	560kL	× 廃止
3 (廃止)	非常用ディーゼル 発電設備軽油タンク (B)	屋外タンク 貯蔵所	4	第2石油類	軽油	560kL	× 廃止

※：代表タンクの評価に包絡される。

第1.8.10-3表 危険物製造所等許可施設一覧（5 / 5）

号炉	施設名	製造所の別	危険物		数量	評価 要否	
			類	品名			
共通	危険物倉庫	屋内貯蔵所	4	第1石油類	第1石油類	440L	× 屋内
			4	アルコール類	エチル アルコール	2L	× 屋内
			4	第2石油類	第2石油類	4,700L	× 屋内
			4	第3石油類	エンジン オイル	200L	× 屋内
			4	第4石油類	潤滑油	400L	× 屋内
共通	危険物倉庫	屋内貯蔵所	4	第1石油類	第1石油類	3,280L	× 屋内
			4	第2石油類	第2石油類	3,500L	× 屋内
共通	8m盤一般停電用 発電機	発電設備	4	第2石油類	軽油	490L	×※
共通	44m盤事務所 一般停電用発電機	発電設備	4	第2石油類	軽油	490L	×※

※：代表タンクの評価に包絡される。

第1.8.10-4表 落下事故のカテゴリと対象航空機

カテゴリ	対象航空機	離隔距離[m]	輻射強度[W/m ²]
大型民間航空機 (離着陸時)	B747-400	134	—※1
大型民間航空機	B747-400	108	1,805
小型民間航空機	Do228-200	142	—※2
空中給油機等	KC-767	284	182
その他の機種	F-15	32	1,546

※1：大型民間航空機（離着陸時）は大型民間航空機と比べ、離隔距離が離れていることから大型民間航空機の評価に包絡される。

※2：小型民間航空機は大型民間航空機と比べ燃料タンク面積が小さいことから大型民間航空機の評価に包絡される。

第1.8.10-5表 ばい煙による影響評価

分類	影響評価対象
換気空調設備で給気されるエリアの 設置機器	非常用ディーゼル発電機 安全保護系
建物外部に開口部を有する設備	非常用ディーゼル発電機排気口
居住性への影響	中央制御室

第1.8.10-6表 自衛消防隊編成

構成	所属等	役割
自衛消防隊長 (1)	【平日昼間】 ① 保修部課長 (保修管理) ② 保修部課長 (保修技術) ③ 保修部課長 (建築) 【夜間・休日昼間】 自衛消防隊専属の宿直者	① 自衛消防隊の責任者 ② 消火活動全体の指揮 ③ 当直長への消火活動の情報提供・プラント情報の共有 ④ 公設消防窓口 (プラント状況・消火活動の情報提供)
初期消火要員 (11)	当直長 (1)	① 公設消防への通報 ② 自衛消防隊長, 消防チームへの連絡 ③ 運転員への初期消火指示 ④ プラントの情報提供, 消火活動の情報共有 (当直長は, 現場での消火活動のメンバーに属さない)
	運転員 (2)	① 火災現場での消火活動 ② 火災現場での消火戦略検討 ③ 火災現場 (屋内) への公設消防誘導・説明 ④ 放射線量測定
	連絡責任者 (1)	関係者への連絡
	誘導員 (1)	火災発生現場 (構内全域) への公設消防誘導
	消防チーム (6)	屋内・屋外での消火活動
消火班 (8)	班長 (1) 班員 (7)	【参集状況に応じ, 班長が役割分担を指名】 ① 消火活動 (消火器・屋外消火栓等の使用) ② 緊急時対策本部への情報連絡 ③ 火災発生現場での情報収集・記録

() 内は最小人数

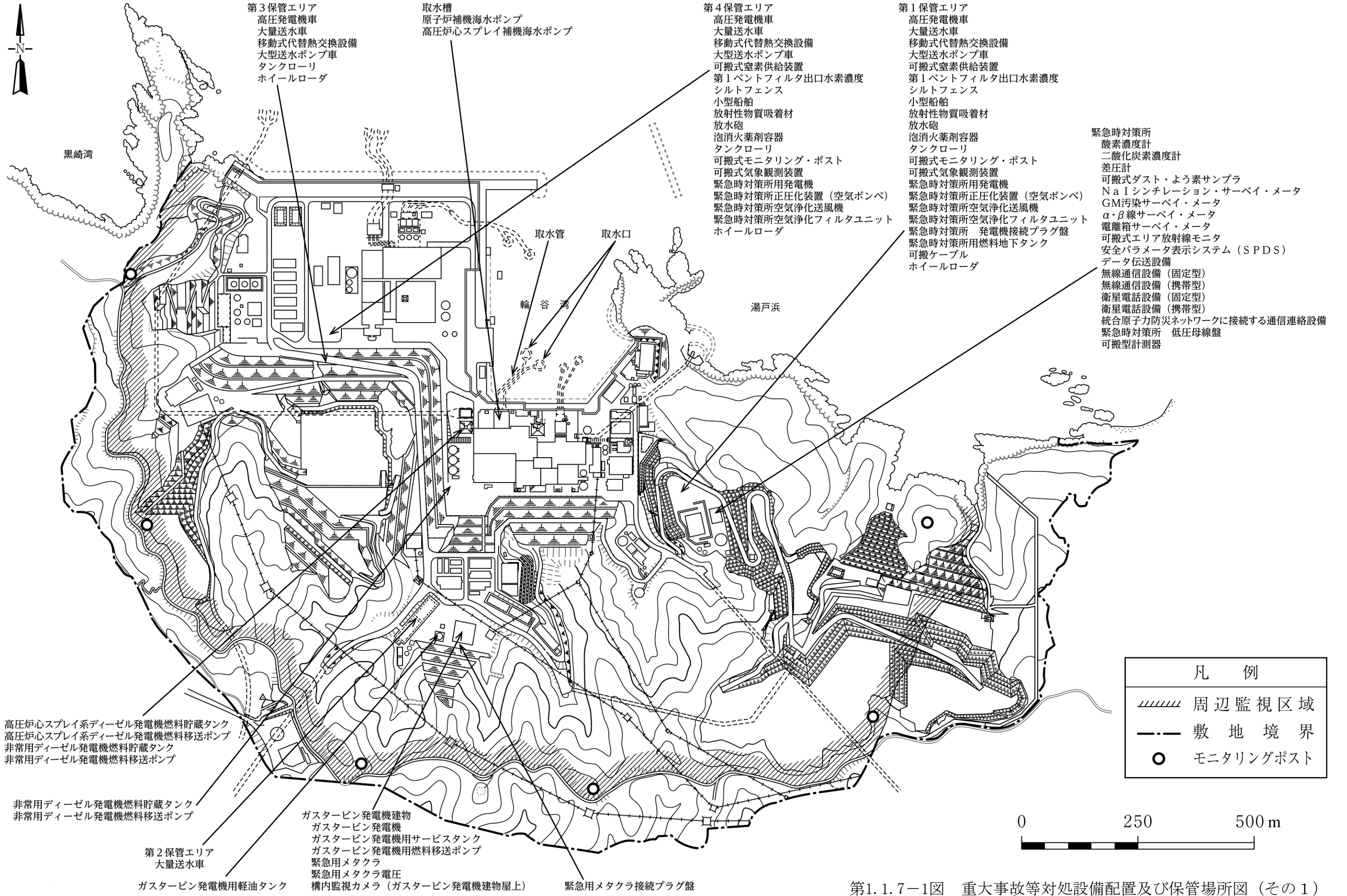
組織	構成	任務
本部長	【原子力防災管理者】 ○所長	原子力防災組織の 統括管理
核物質防護管理者	○法律に基づき選任し、 国へ届け出た者	核物質防護に関する 業務の統一的な管理

組織	構成	任務
原子炉主任技術者	○原子炉主任技術者	原子炉安全に関する 技術支援・助言

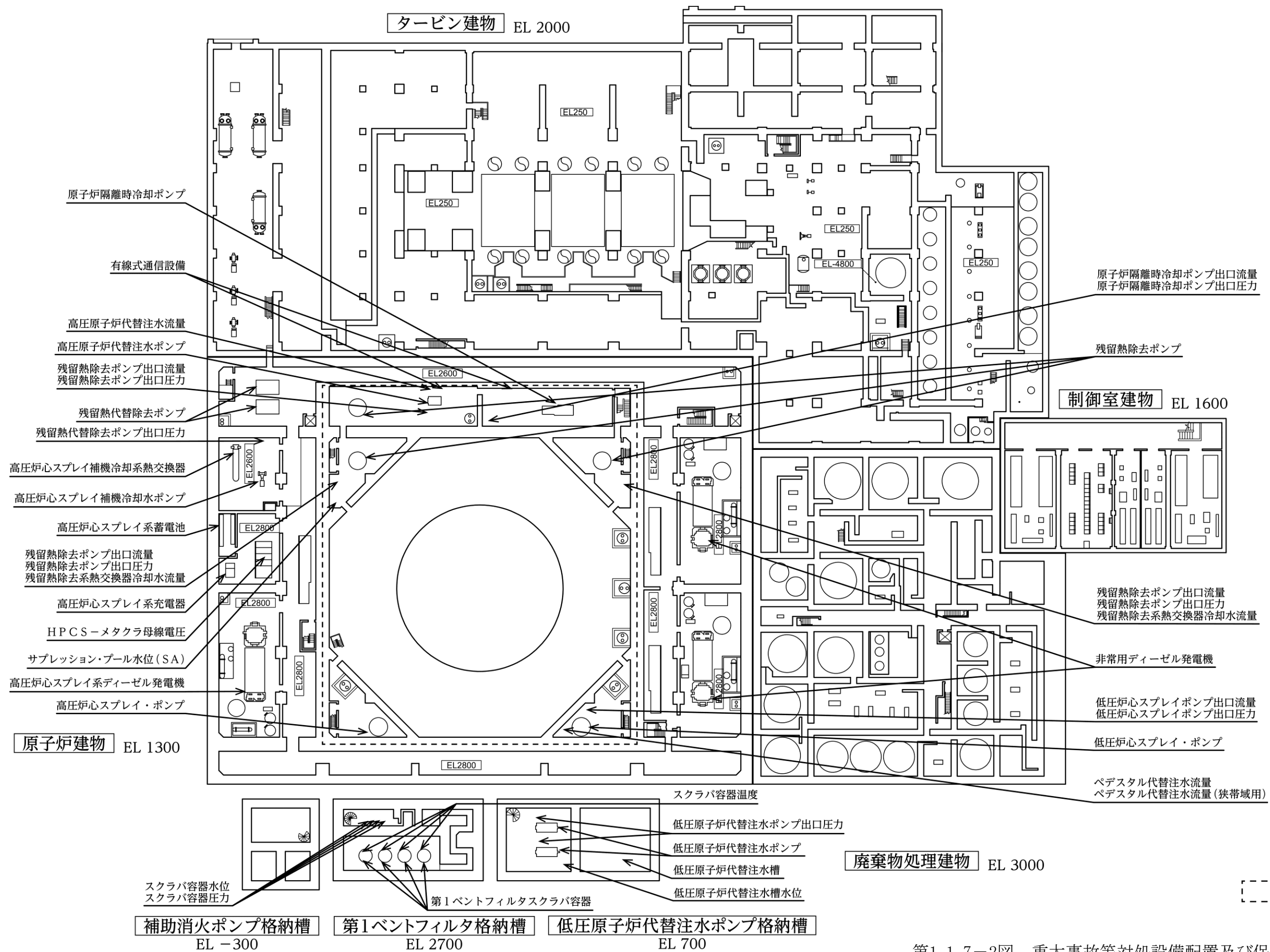
統括	組織	構成	任務
広報統括	報道班	○島根原子力本部署員 ○技術系発電所員	プレス対応等
	対外対応班	○島根原子力本部署員 ○技術系発電所員	自治体対応等
	情報管理班	○技術部員	社外関係機関への 通報連絡等
情報統括	通報班	○技術部員 ○島根原子力本部署員	社外関係機関への 通報連絡
	技術班	○技術部員	事故拡大防止対策の 検討等
技術統括	放射線管理班	○廃止措置・環境 管理部員	被ばく管理・汚染 管理等
	支援班	○総務課員 ○品質保証部員 ○原子力人材育成 センター員	避難誘導、資材調達 及び輸送等
支援統括	警備班	○技術部員	警備等
	プラント監視統括	○発電部員	事故拡大防止に必要 な運転上の措置等
復旧統括	復旧班	○保修部員	応急復旧計画の立案 と措置等
	自衛消防隊	○消火班 ○消防チーム	初期消火対応

組織	構成	任務
当直	○当直長 ○当直副長 ○運転員	発電所施設の 保安維持等

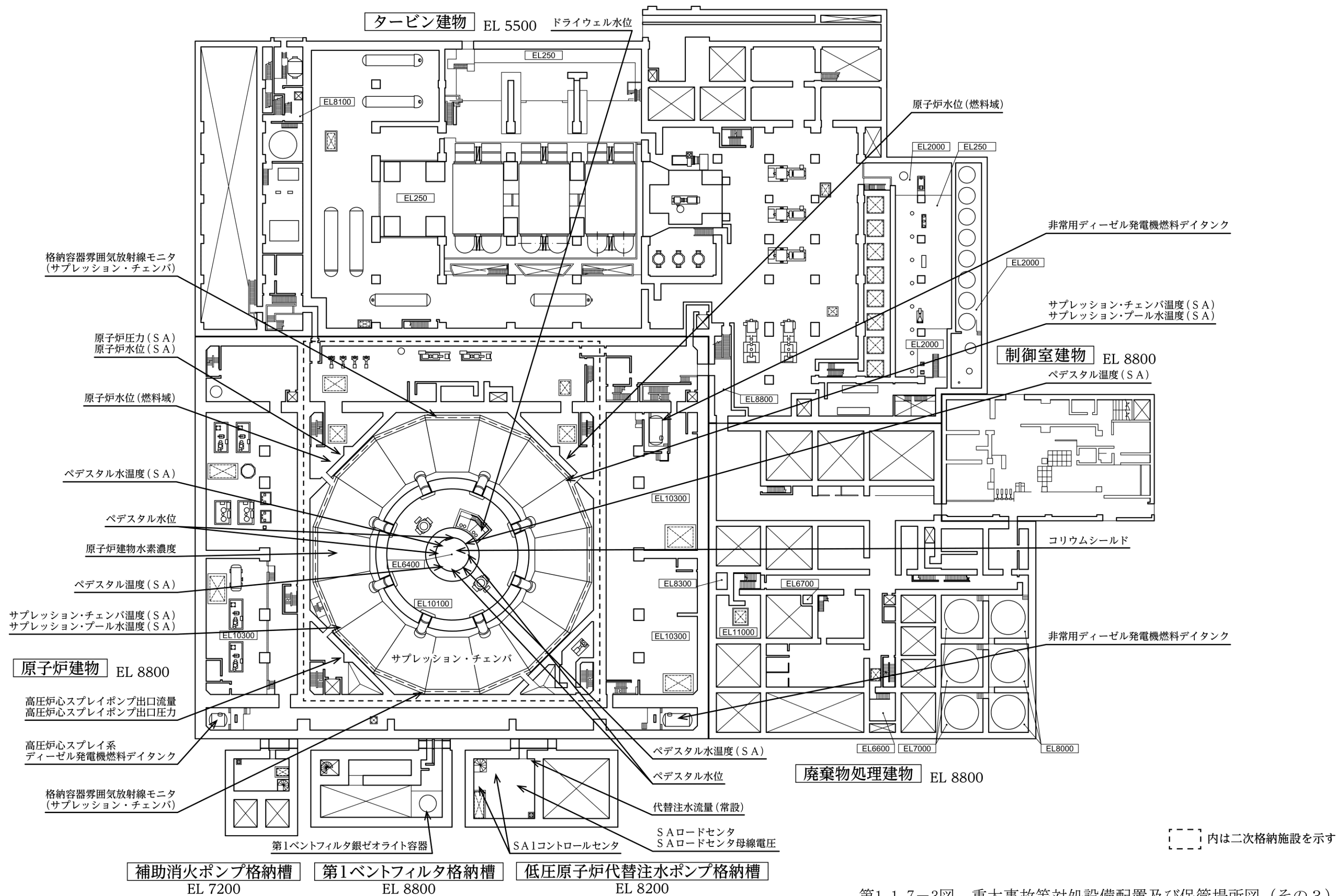
第1.1-1図 核物質防護に関する緊急時の組織体制図



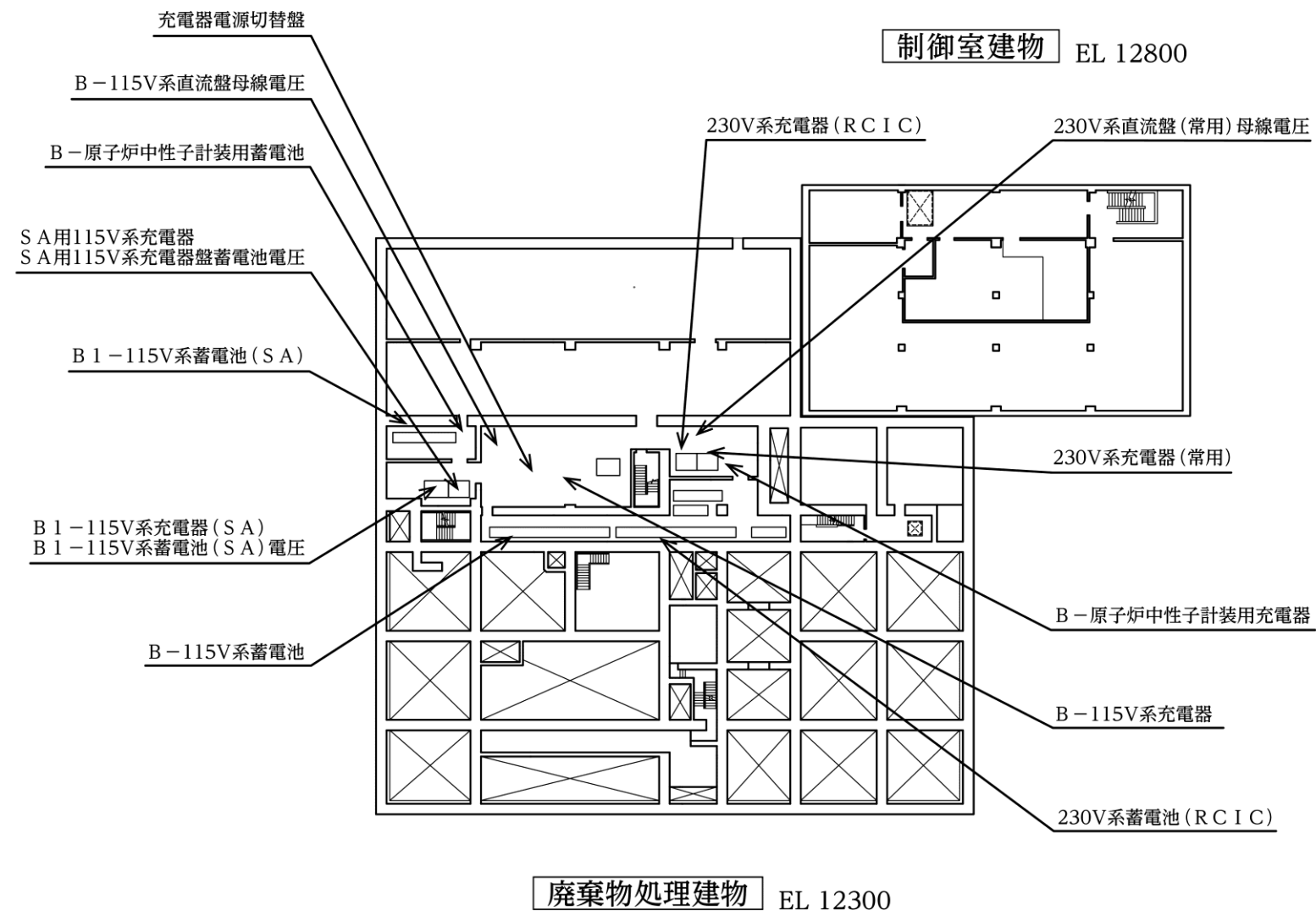
第1.1.7-1図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (その1)



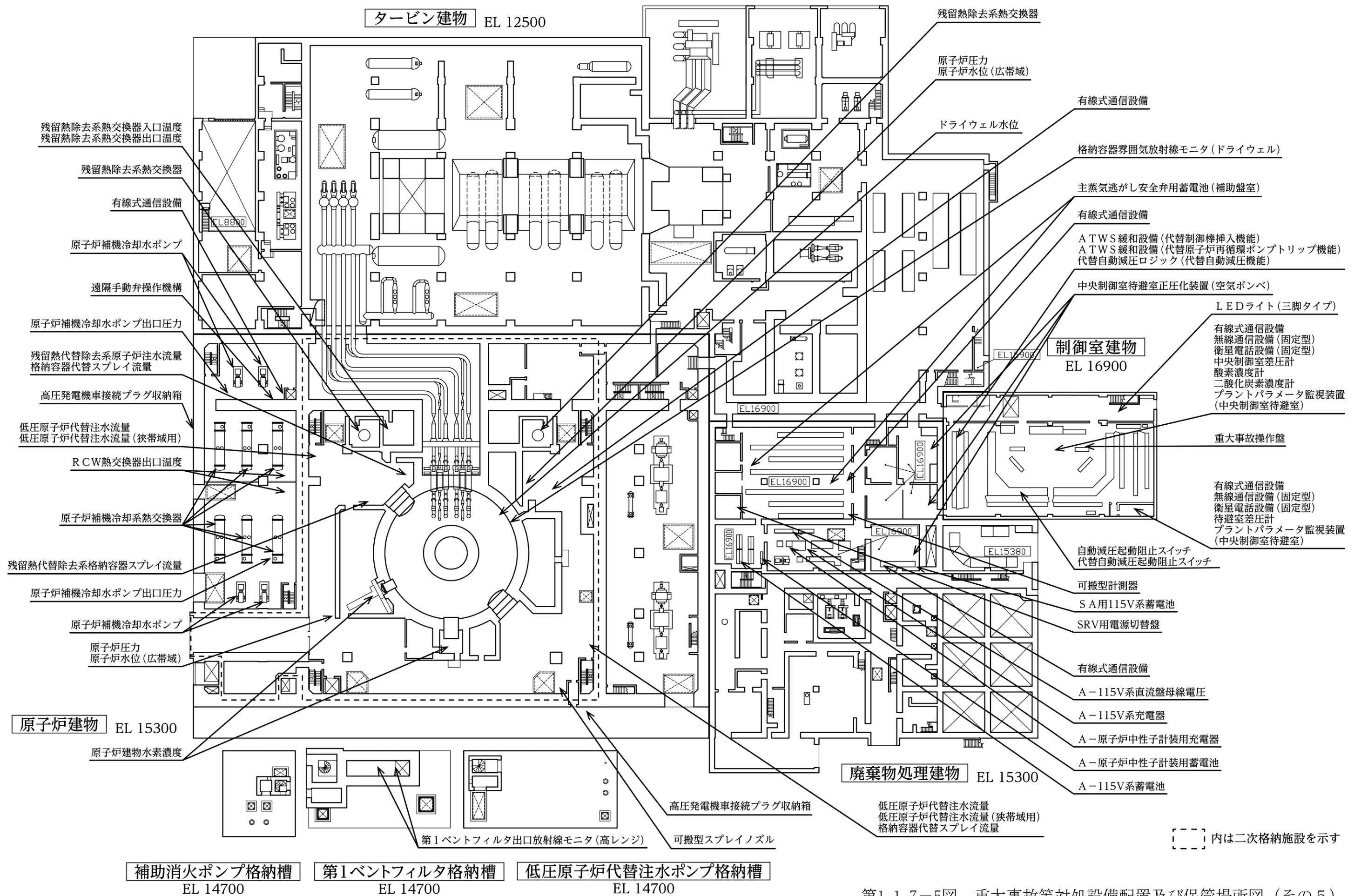
第1.1.7-2図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (その2)



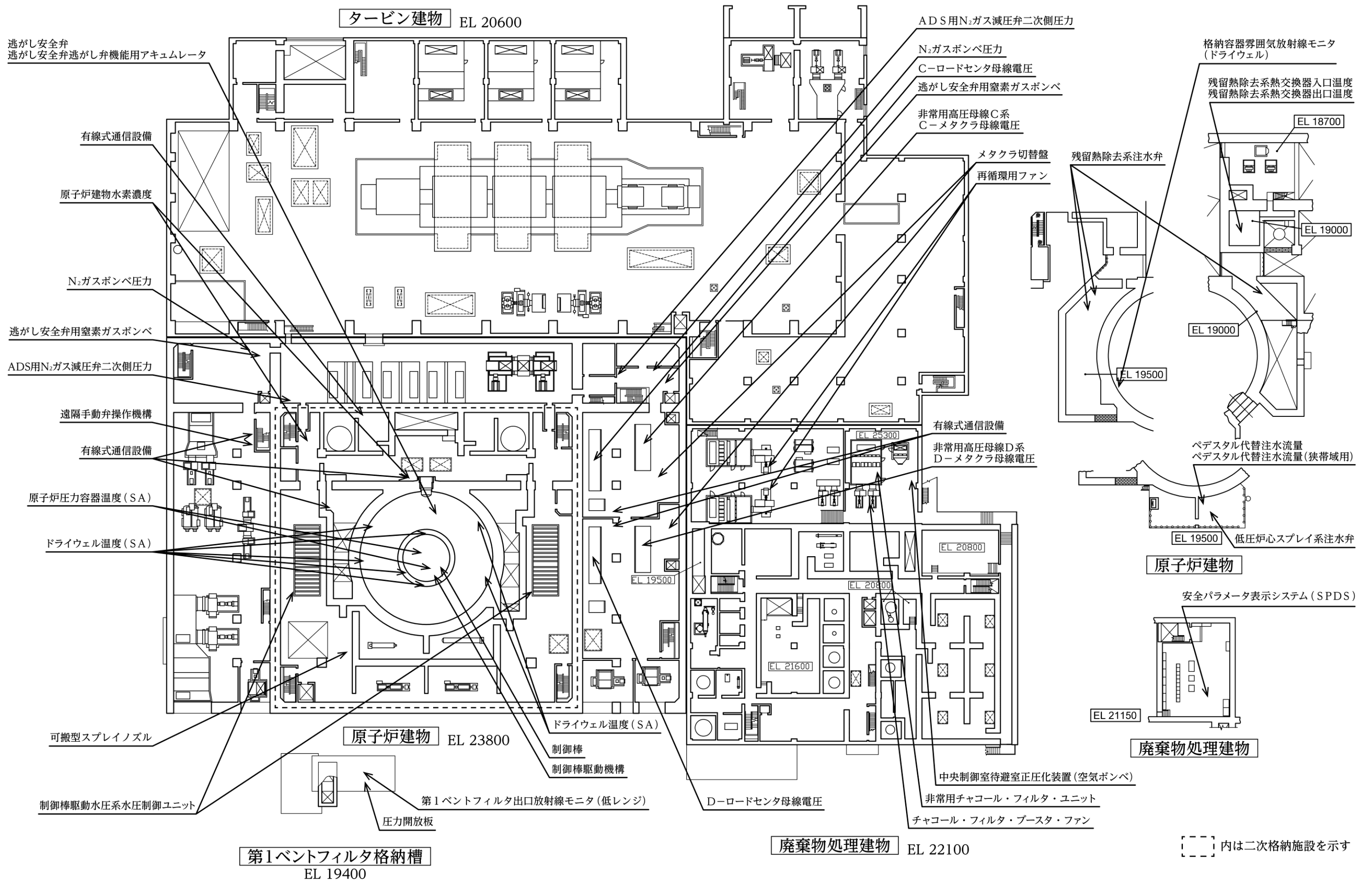
第1.1.7-3図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (その3)



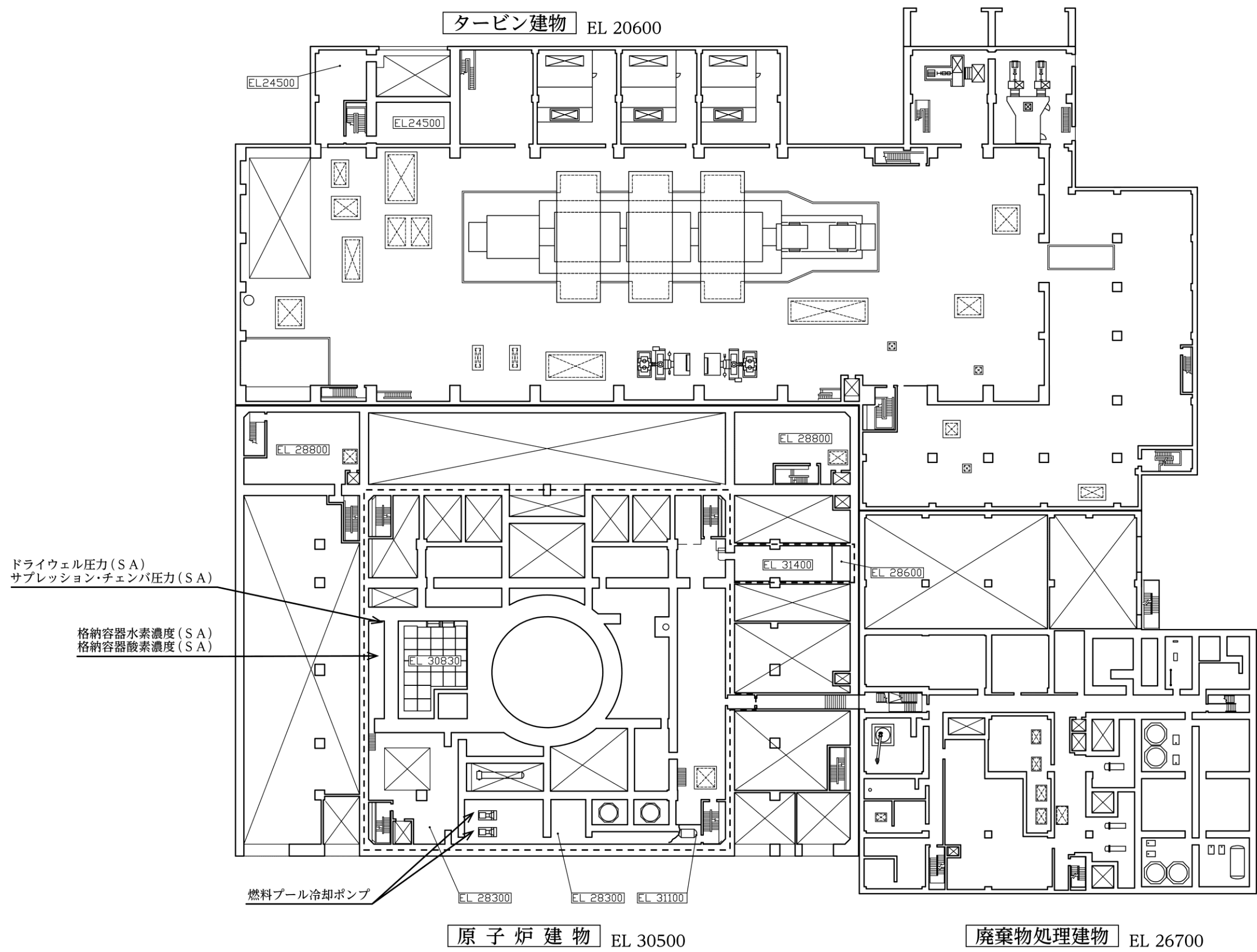
第1.1.7-4図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図(その4)



第1.1.7-5図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図(その5)

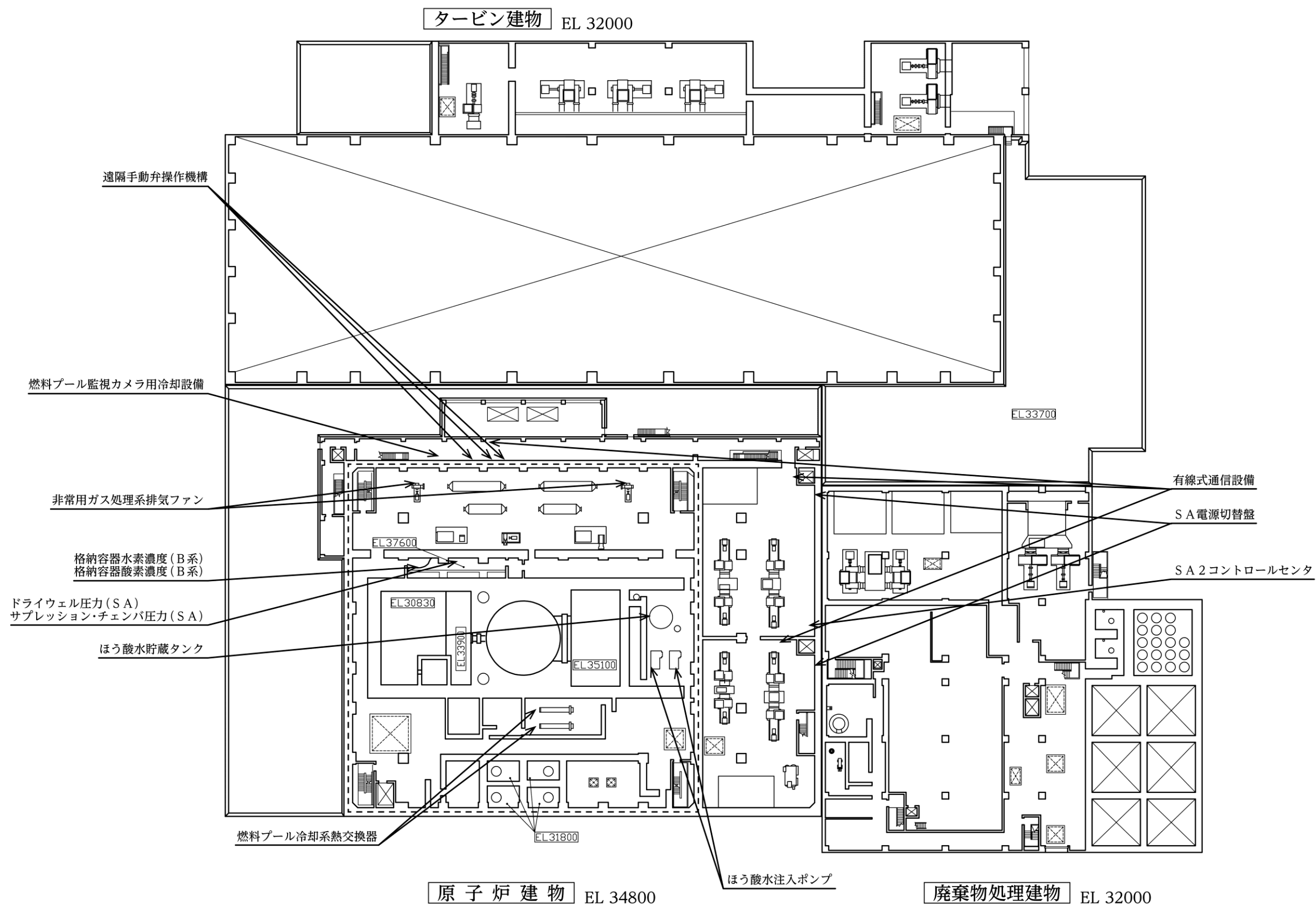


第1.1.7-6図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (その6)



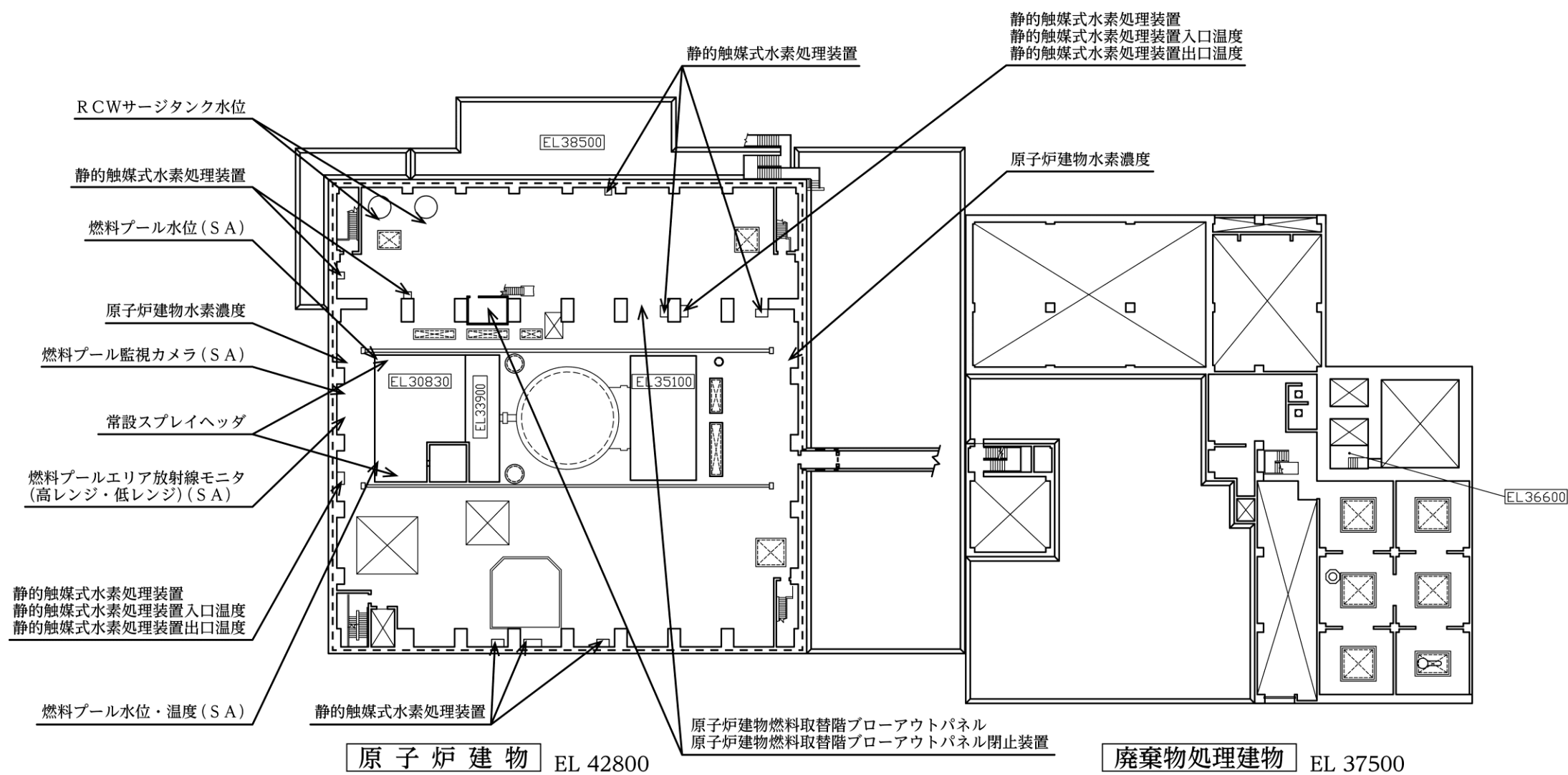
〔 〕内は二次格納施設を示す

第1.1.7-7図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (その7)



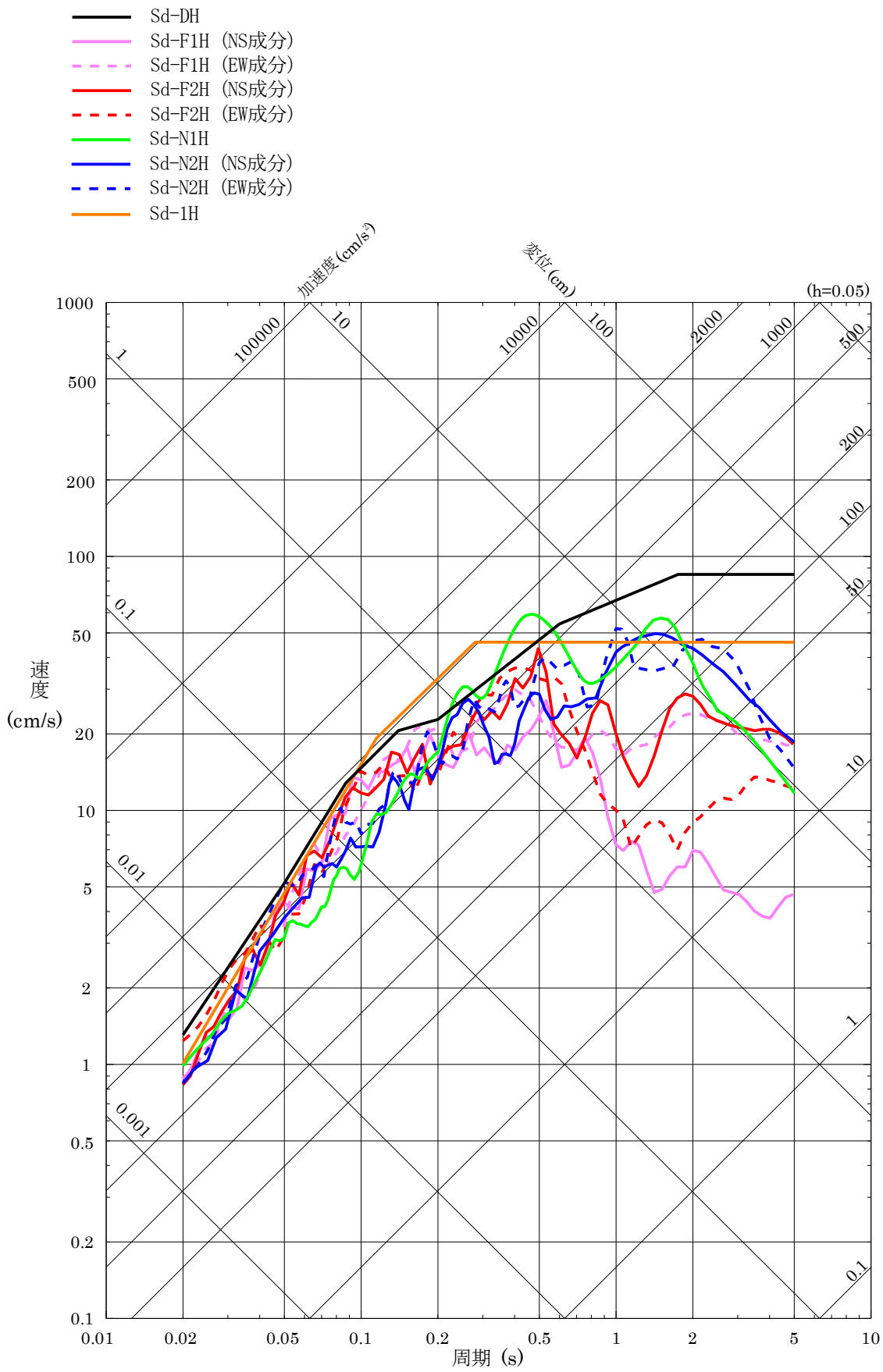
〔 〕内は二次格納施設を示す

第1.1.7-8図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (その8)

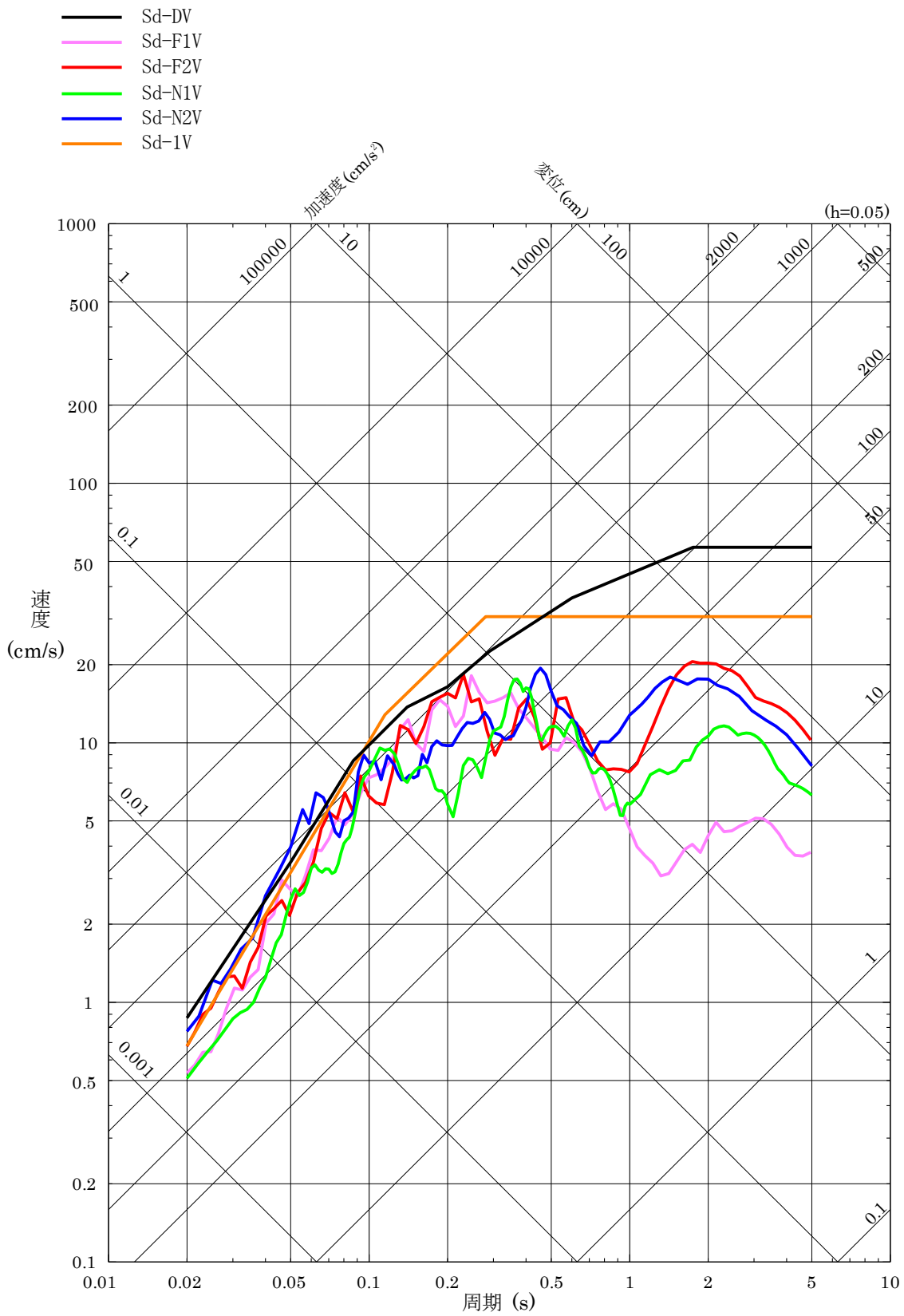


[- - -] 内は二次格納施設を示す

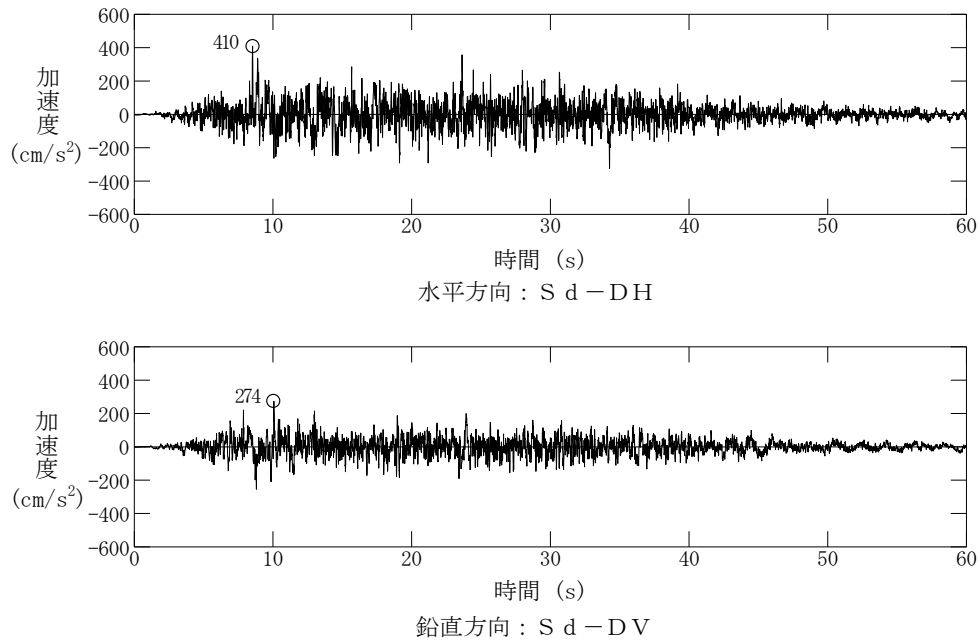
第1.1.7-9図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (その9)



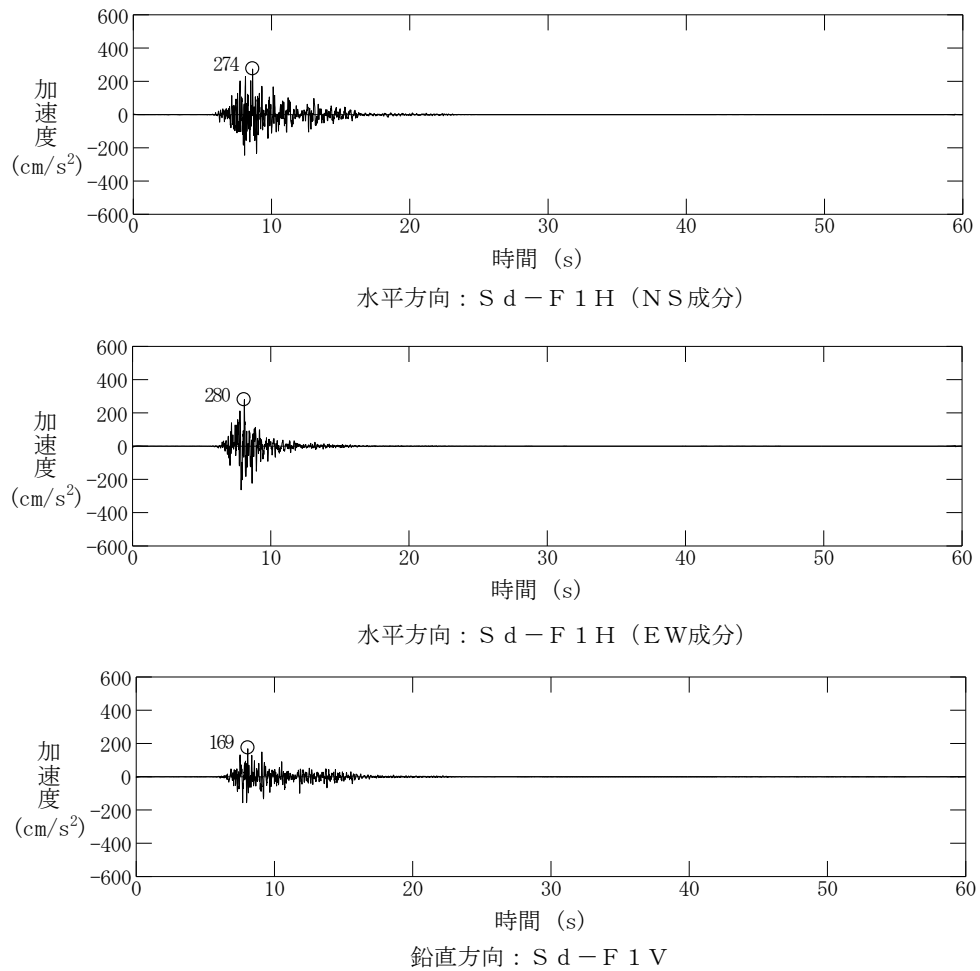
第1.4-1図 弾性設計用地震動 S d の応答スペクトル (水平方向)



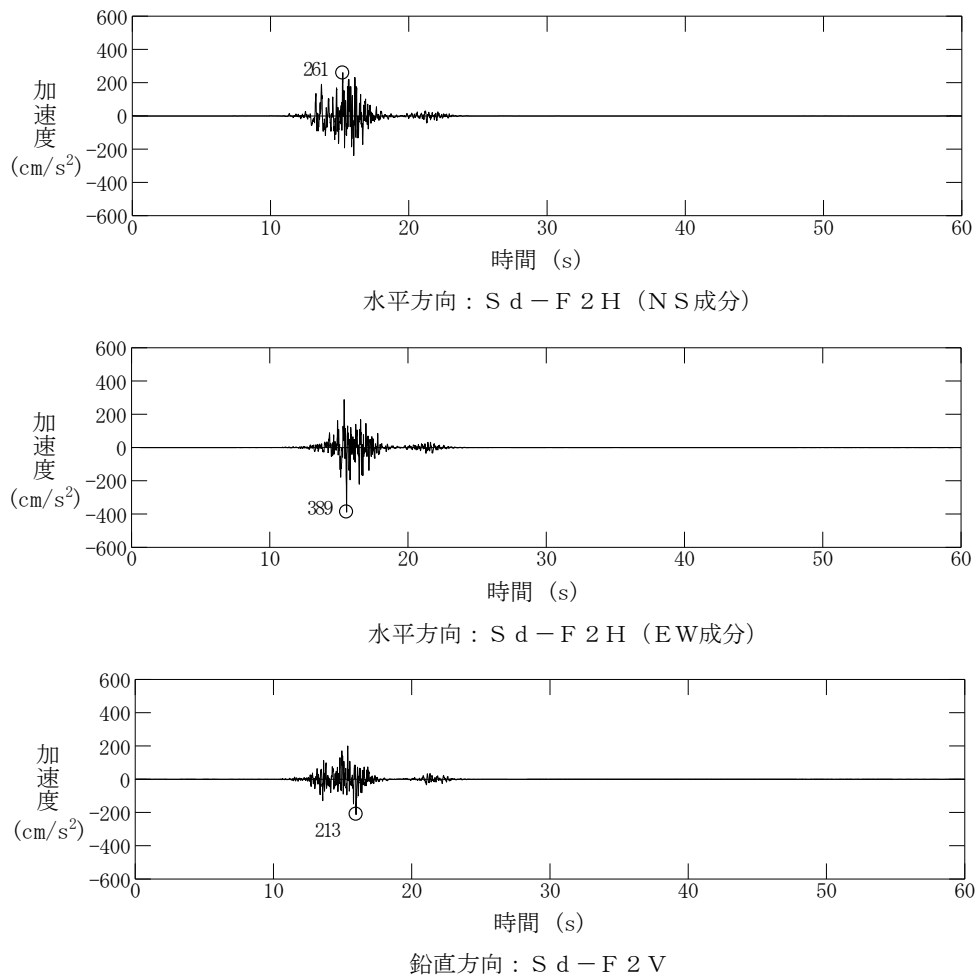
第1.4-2図 弾性設計用地震動 S d の応答スペクトル (鉛直方向)



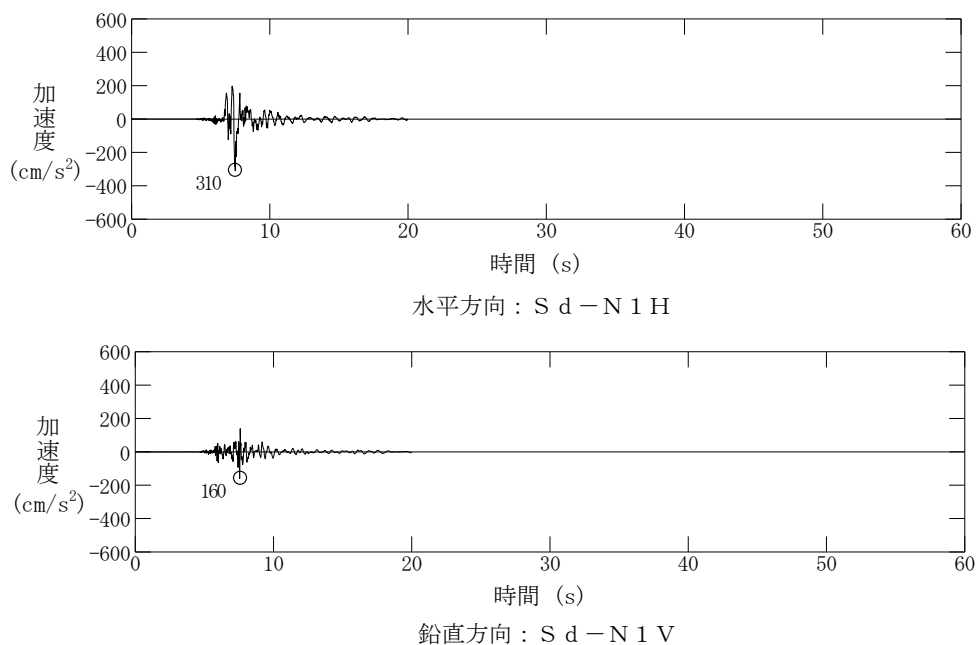
第1.4-3図 弾性設計用地震動 S d-D の設計用模擬地震波の加速度時刻歴波形



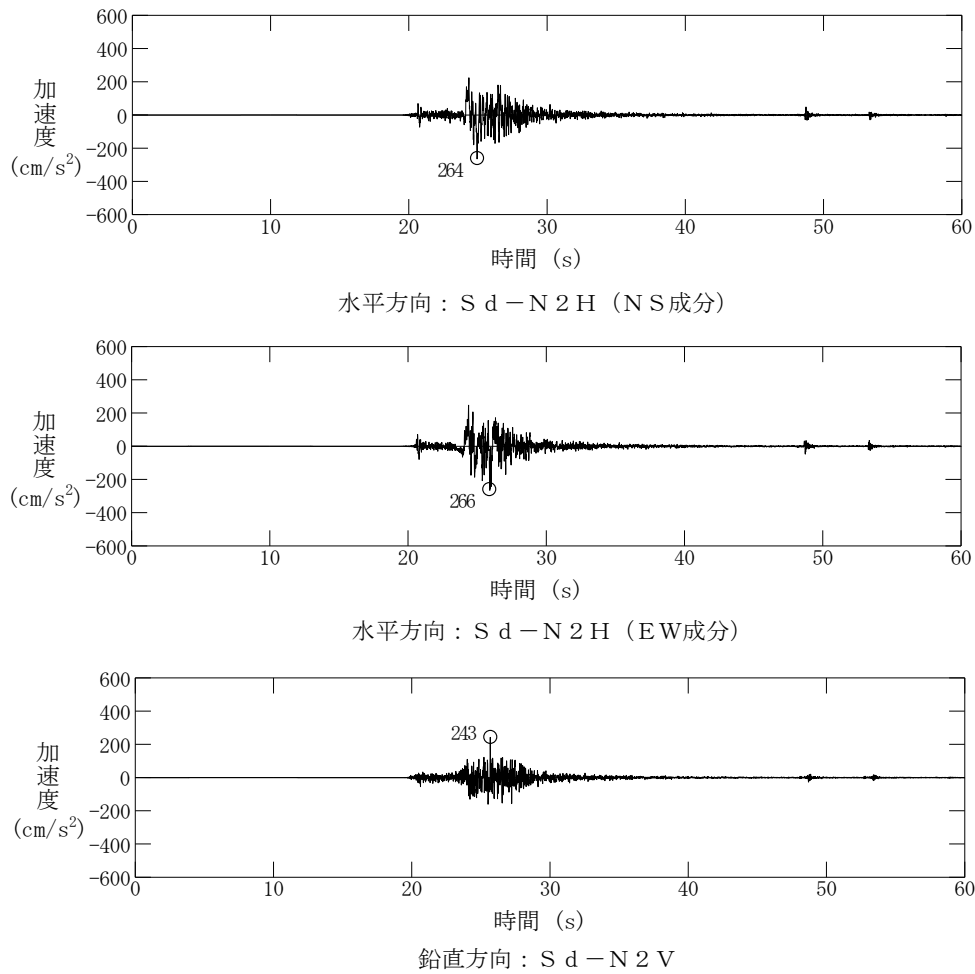
第1.4-4図 弾性設計用地震動 S d-F 1 の加速度時刻歴波形



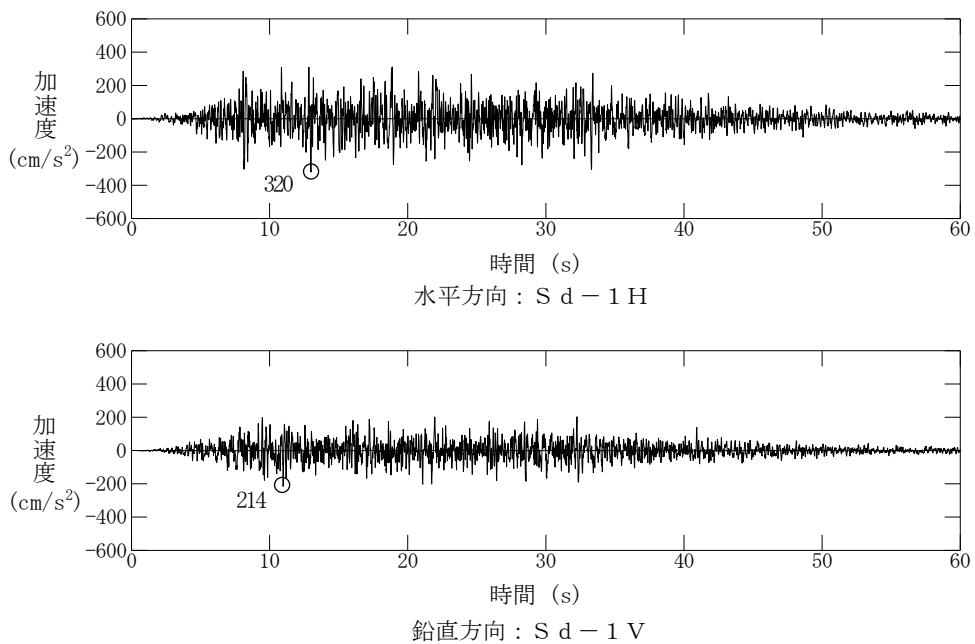
第1.4-5図 弾性設計用地震動 S d - F 2 の加速度時刻歴波形



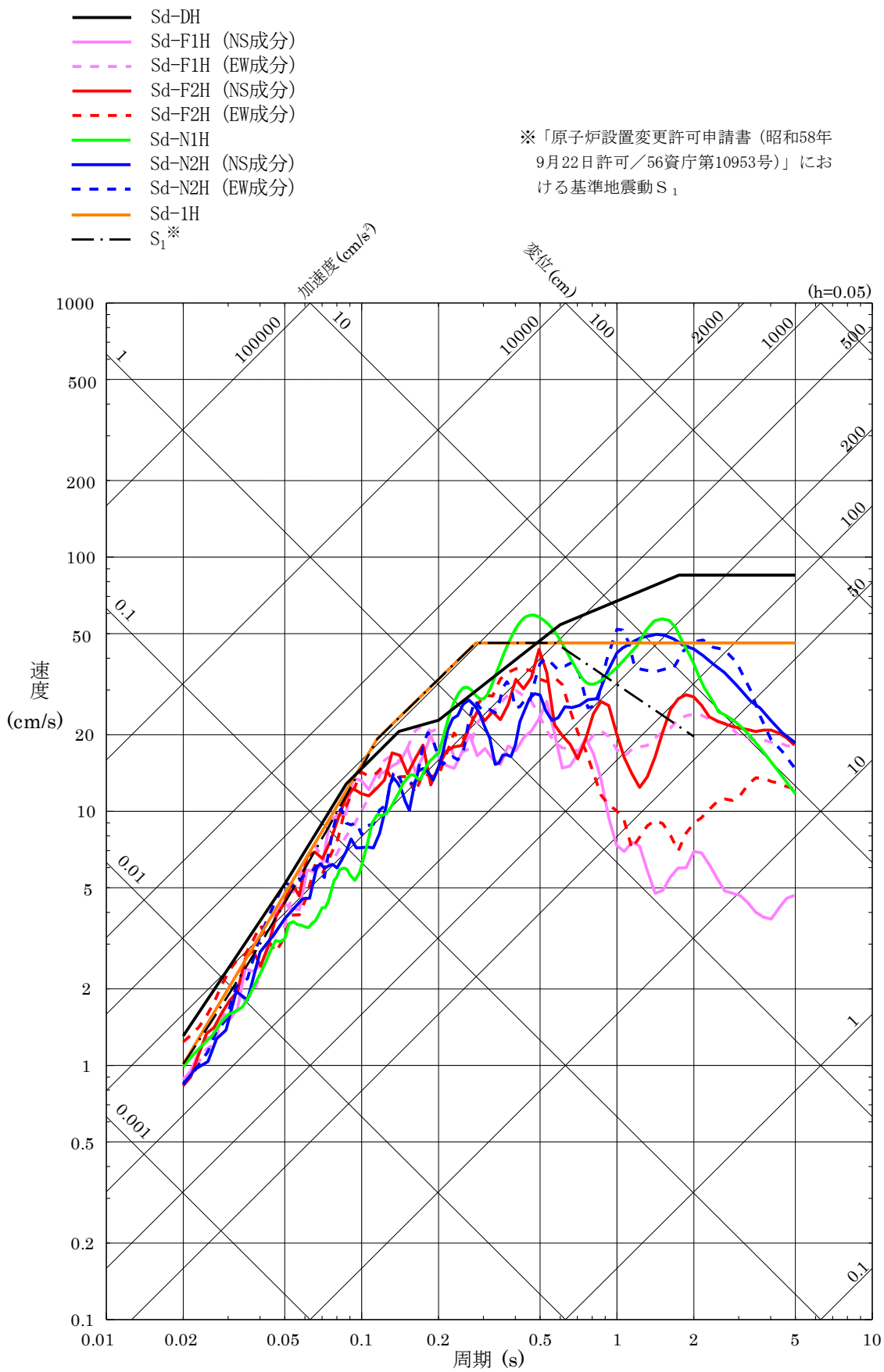
第1.4-6図 弾性設計用地震動 S d - N 1 の加速度時刻歴波形



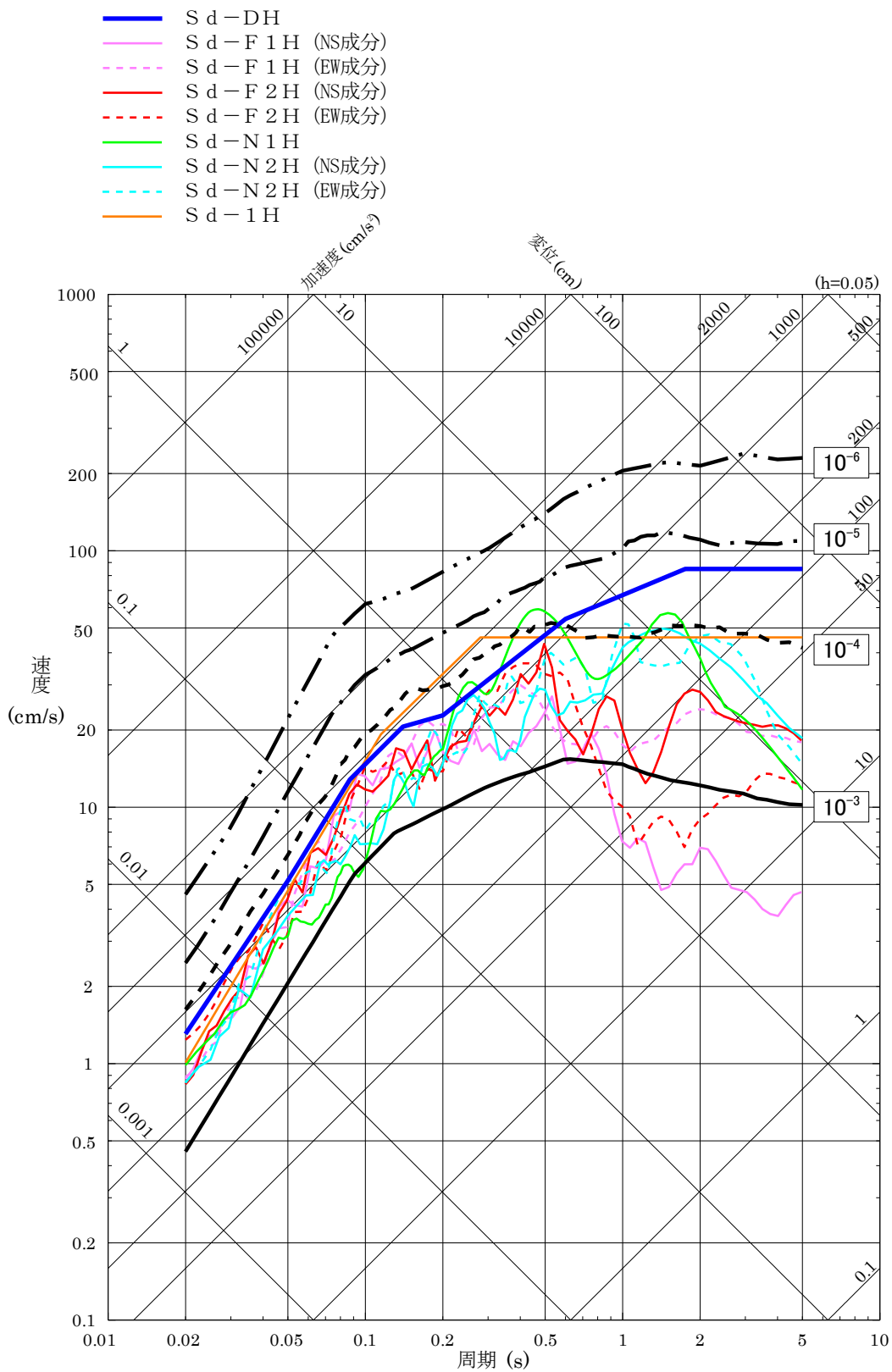
第1.4-7図 弾性設計用地震動 S d - N 2 の加速度時刻歴波形



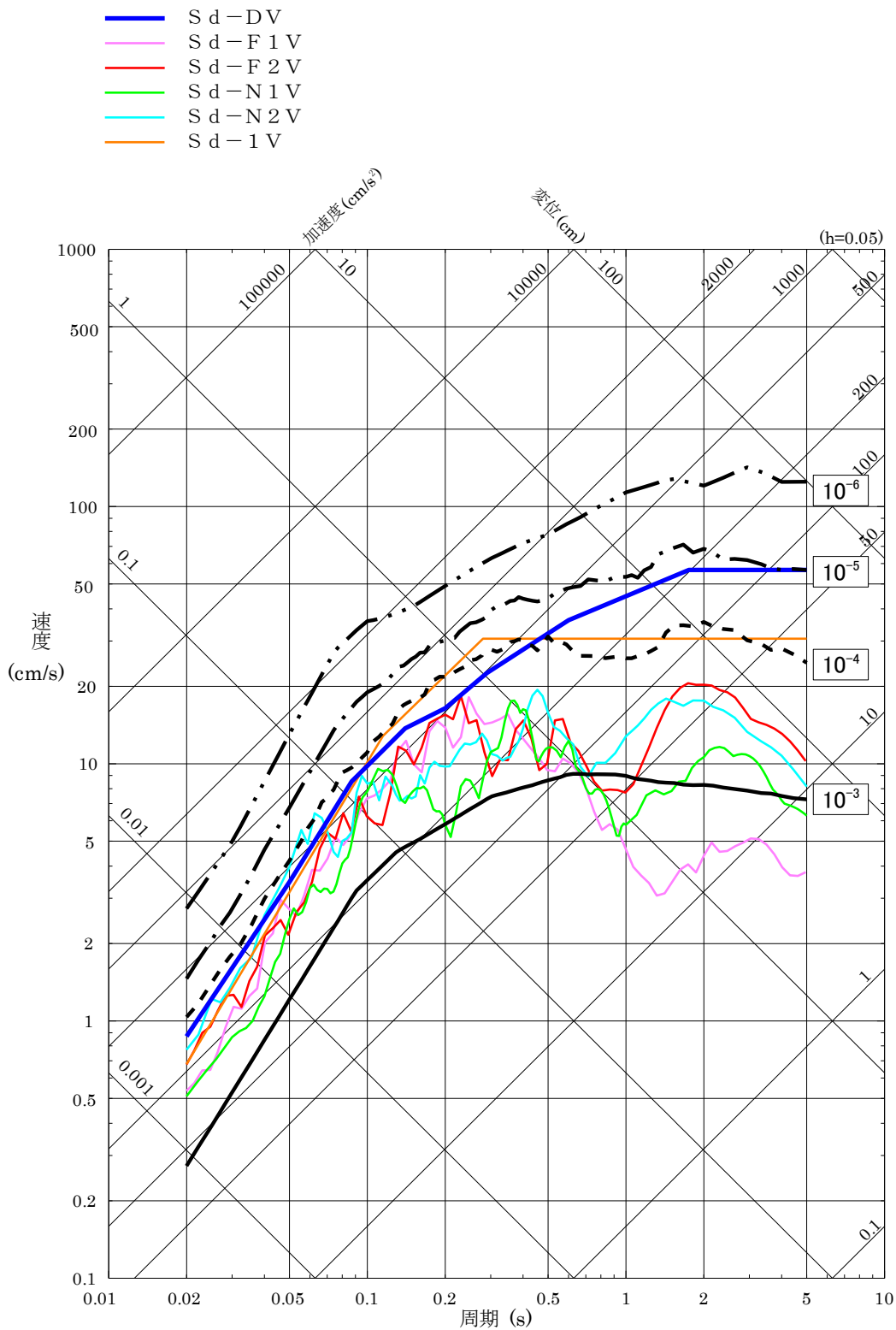
第1.4-8図 弾性設計用地震動 S d - 1 の設計用模擬地震波の加速度時刻歴波形



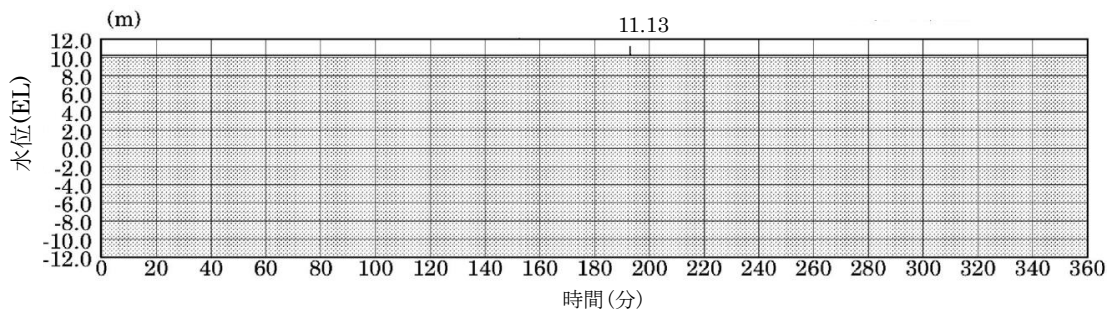
第1.4-9図 弾性設計用地震動 S_d と基準地震動 S₁ の応答スペクトルの比較 (水平方向)



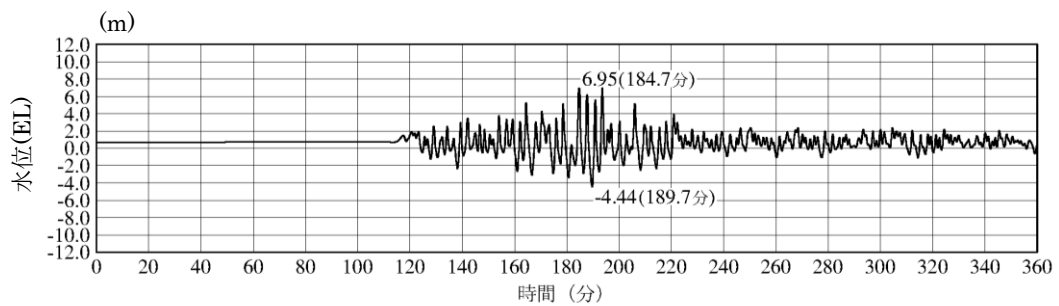
第1.4-10図 弾性設計用地震動S dの応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一様ハザードスペクトルの比較（水平方向）



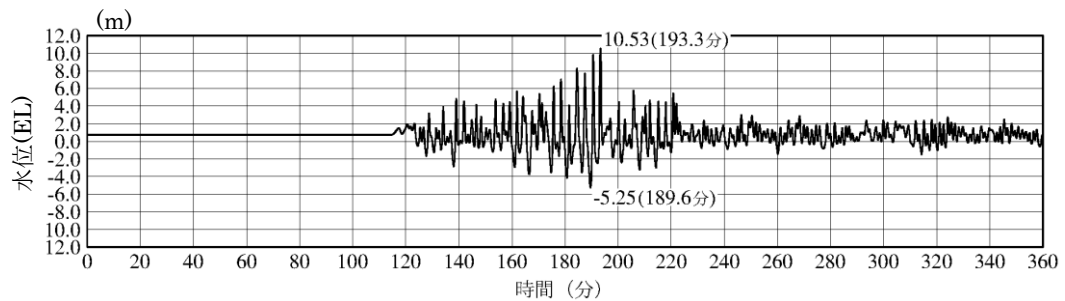
第1.4-11図 弾性設計用地震動 S d の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一様ハザードスペクトルの比較 (鉛直方向)



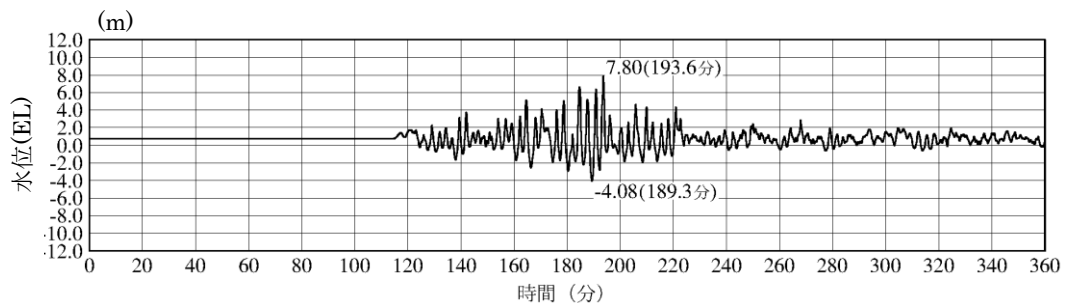
※最大水位上昇量 11.13m+朔望平均満潮位 0.58m+潮位のばらつき 0.14m \approx EL+11.9m
施設護岸又は防波壁（入力津波 1，防波堤無し）



1号炉取水槽（入力津波 1，防波堤無し）

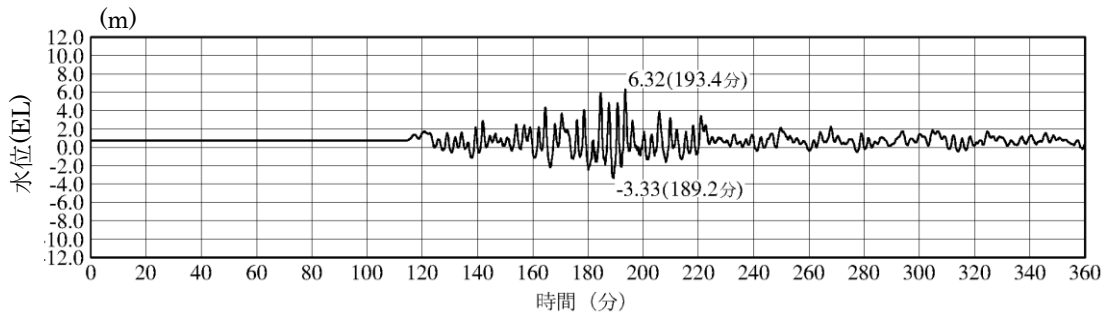


2号炉取水槽（入力津波 1，防波堤無し）

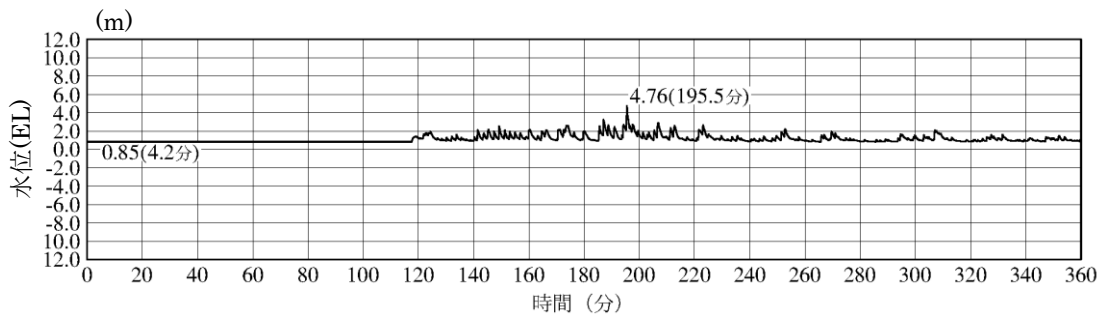


3号炉取水槽（入力津波 1，防波堤無し）

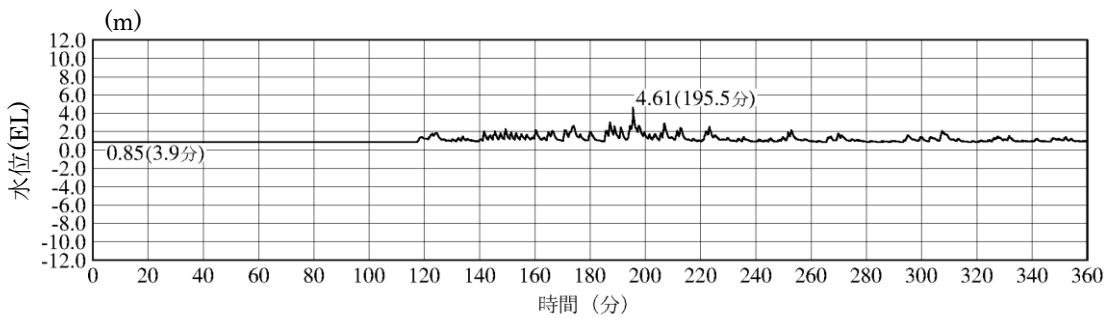
第1.5-1図(1) 入力津波の時刻歴波形（上昇側：日本海東縁部）



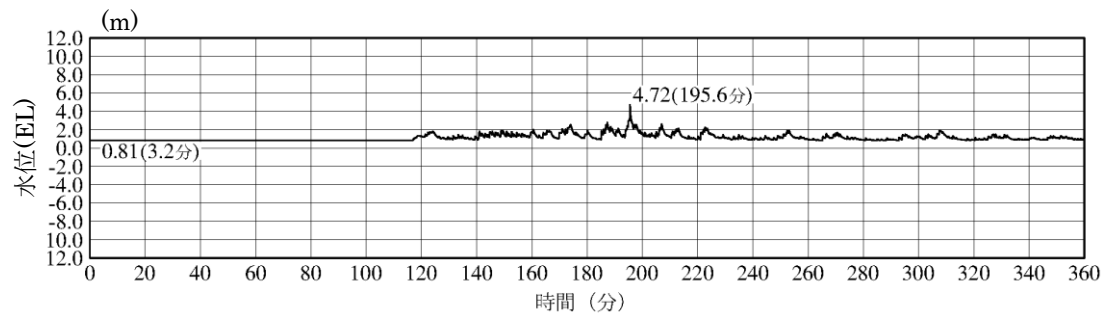
3号炉取水路点検口 (入力津波 1, 防波堤無し)



1号炉放水槽 (入力津波 1, 防波堤有り)

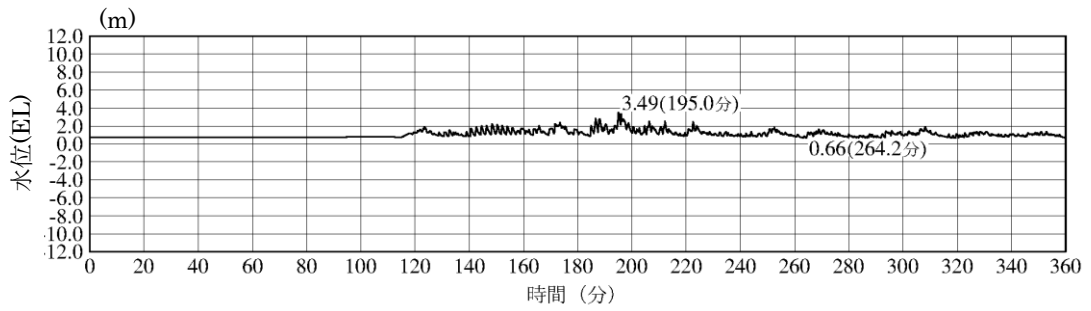


1号炉冷却水排水槽 (入力津波 1, 防波堤有り)

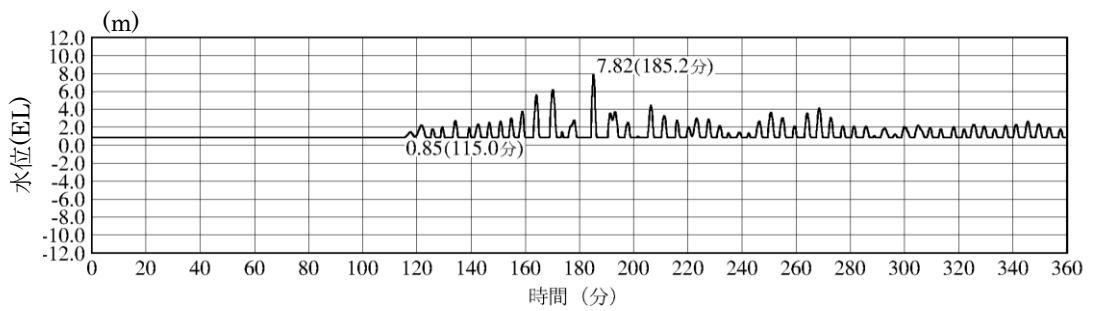


1号炉マンホール (入力津波 1, 防波堤有り)

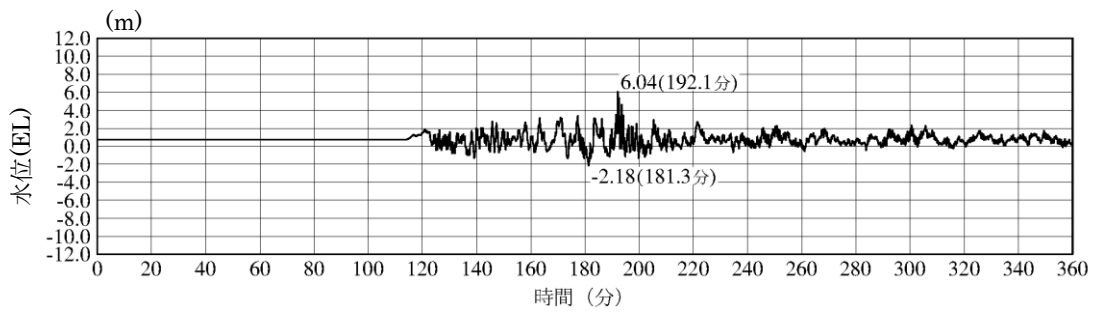
第1.5-1図(2) 入力津波の時刻歴波形 (上昇側：日本海東縁部)



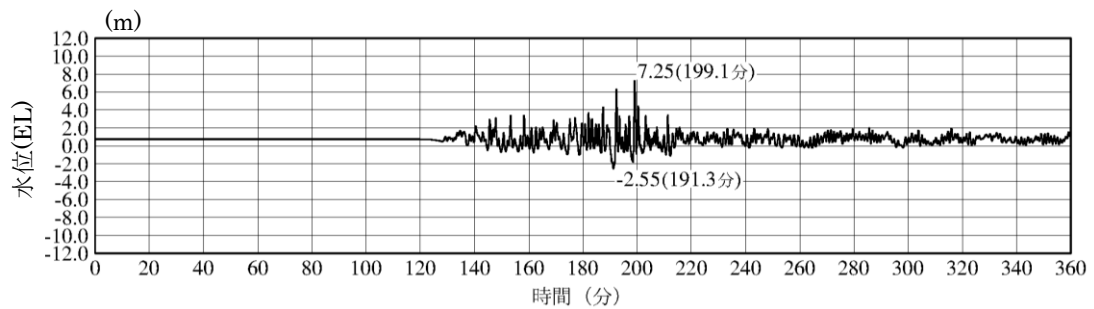
1号炉放水接合槽 (入力津波 1, 防波堤有り)



2号炉放水槽 (入力津波 1, 防波堤有り)

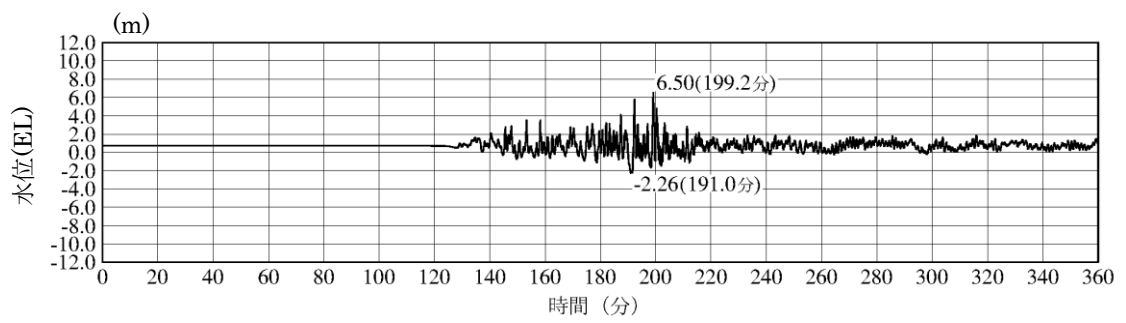


2号炉放水接合槽 (入力津波 1, 防波堤無し)



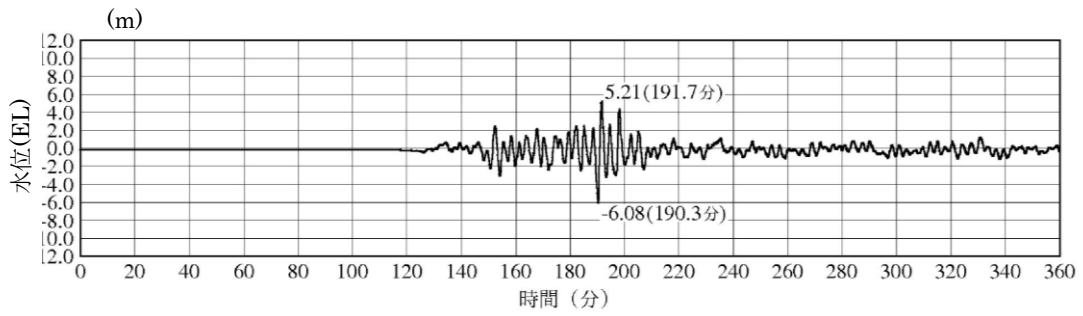
3号炉放水槽 (入力津波 5, 防波堤無し)

第1.5-1図(3) 入力津波の時刻歴波形 (上昇側：日本海東縁部)

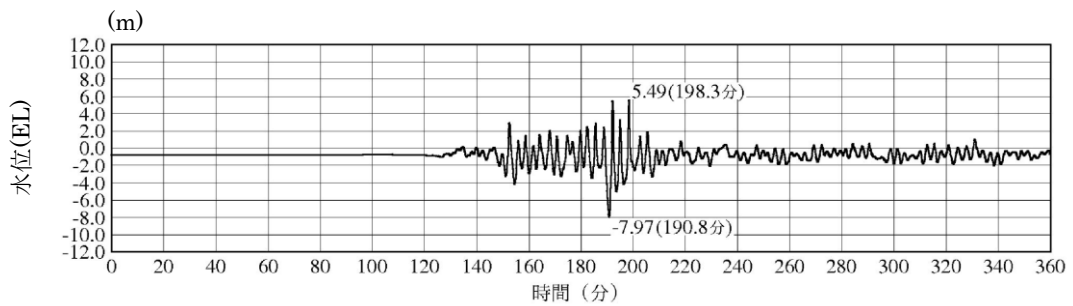


3号炉放水接合槽（入力津波 5，防波堤無し）

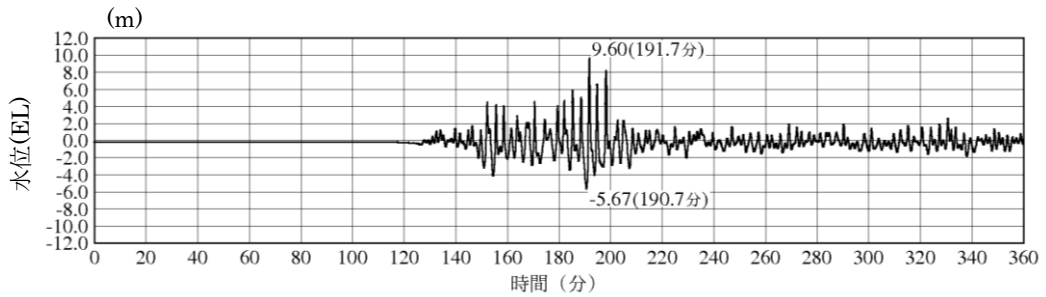
第1.5-1図(4) 入力津波の時刻歴波形（上昇側：日本海東縁部）



※最大水位下降量-6.08m-地殻変動量0.34m \Rightarrow EL-6.5m
2号炉取水口（入力津波6，防波堤無し）※下降側

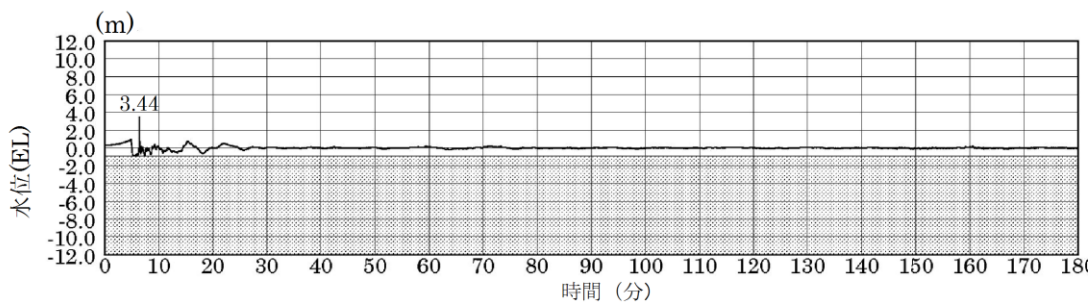


※最大水位下降量-7.97m-地殻変動量0.34m \Rightarrow EL-8.4m
2号炉取水槽（入力津波6，防波堤無し）※下降側 ポンプ運転時

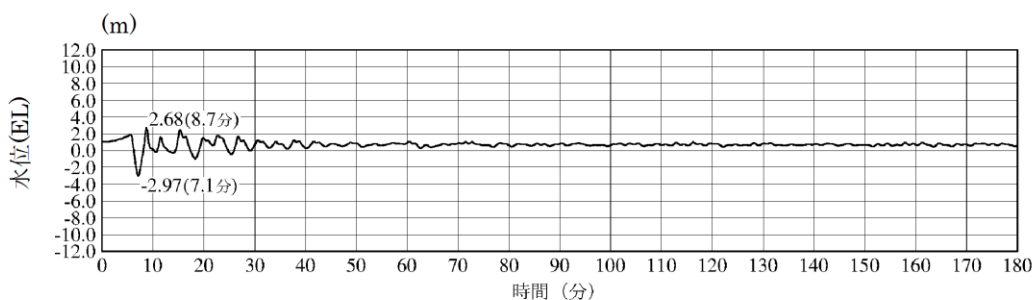


※最大水位下降量-5.67m-地殻変動量0.34m \Rightarrow EL-6.1m
2号炉取水槽（入力津波6，防波堤無し）※下降側 ポンプ停止時

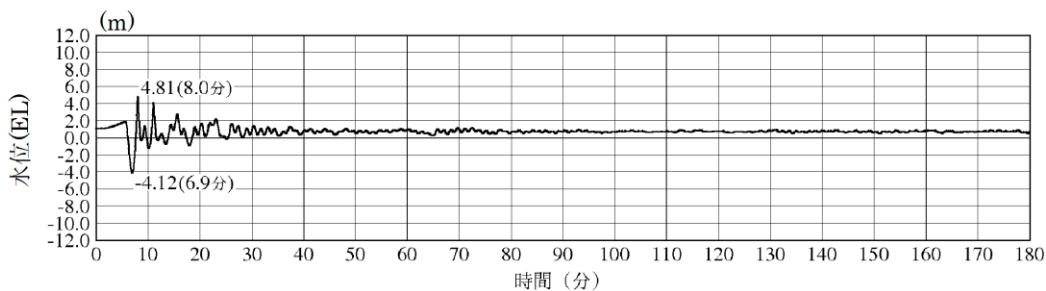
第1.5-2 図 入力津波の時刻歴波形（下降側：日本海東縁部）



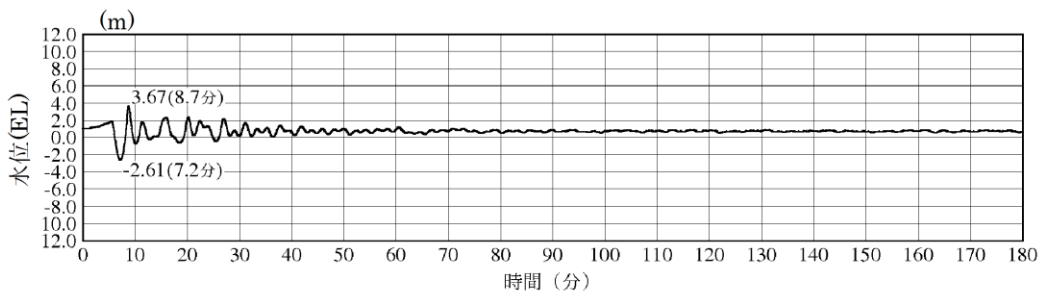
※最大水位上昇量 3.44m+朔望平均満潮位 0.58m+潮位のばらつき 0.14m≒EL. +4.2m
 施設護岸又は防波壁（海域活断層上昇側最大ケース，防波堤有り）



1号炉取水槽（入力津波4，防波堤有り）

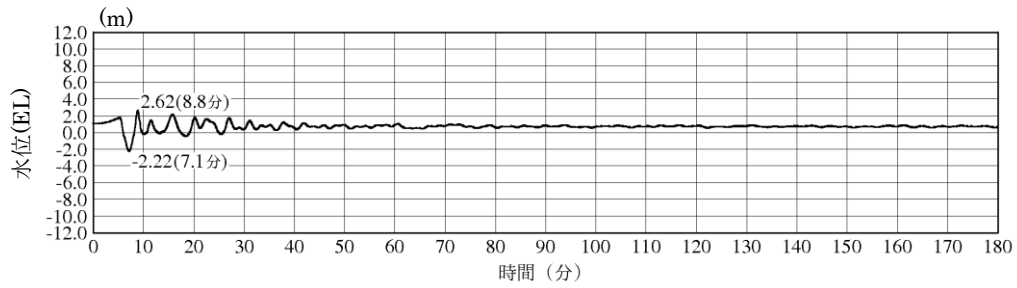


2号炉取水槽（入力津波4，防波堤無し）

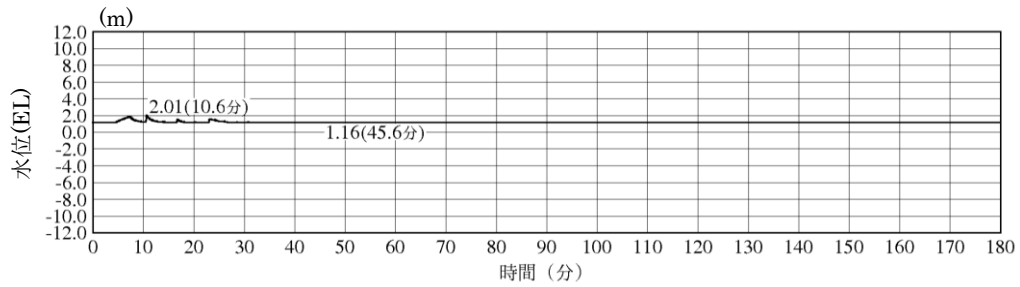


3号炉取水槽（入力津波4，防波堤有り）

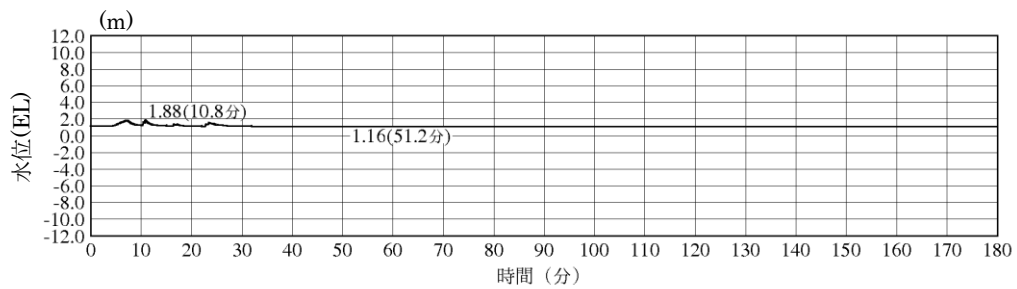
第1.5-3図(1) 入力津波の時刻歴波形（上昇側：海域活断層）



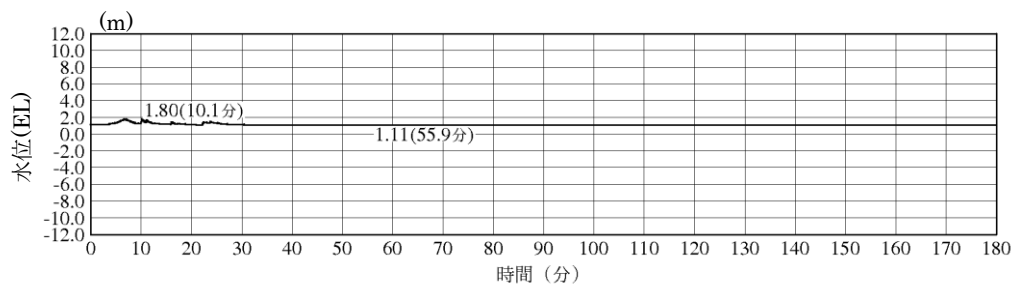
3号炉取水路点検口（入力津波4，防波堤有り）



1号炉放水槽（入力津波4，防波堤無し）

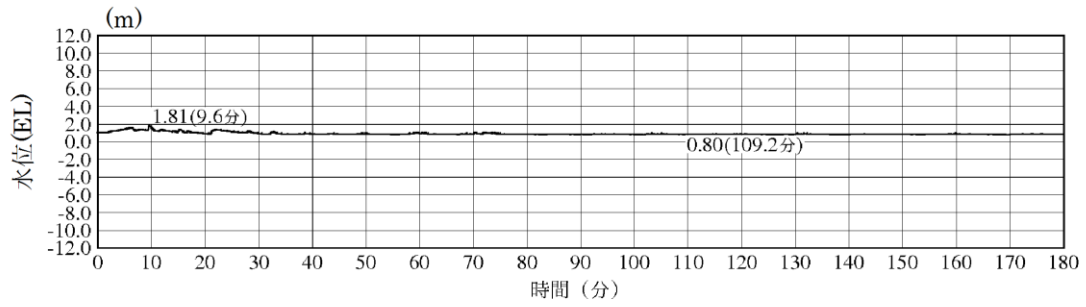


1号炉冷却水排水槽（入力津波4，防波堤無し）

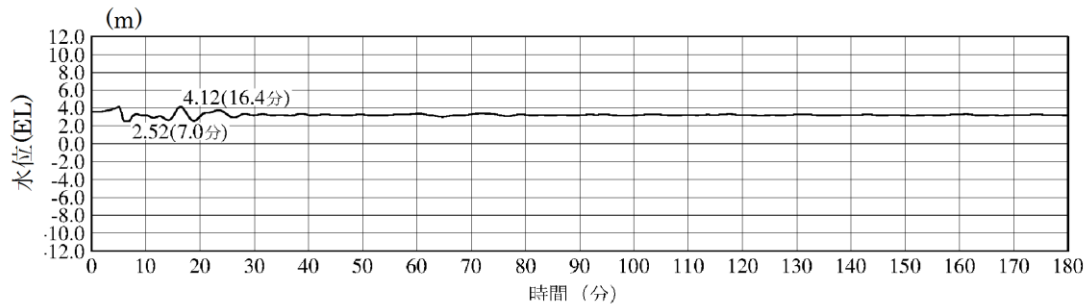


1号炉マンホール（入力津波4，防波堤無し）

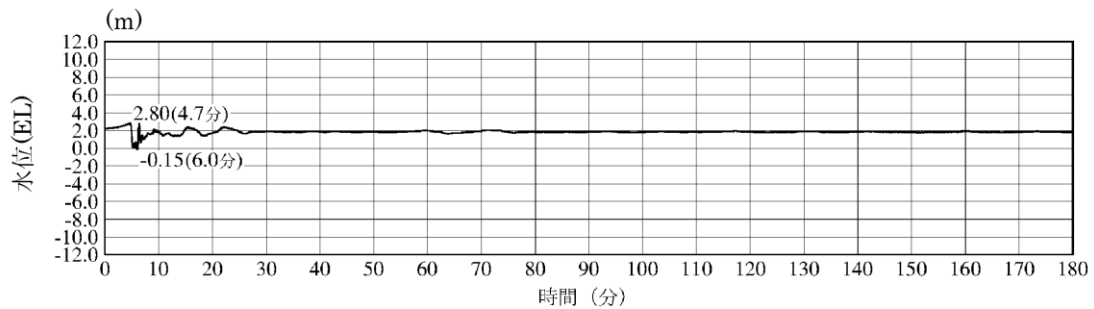
第1.5-3図(2) 入力津波の時刻歴波形（上昇側：海域活断層）



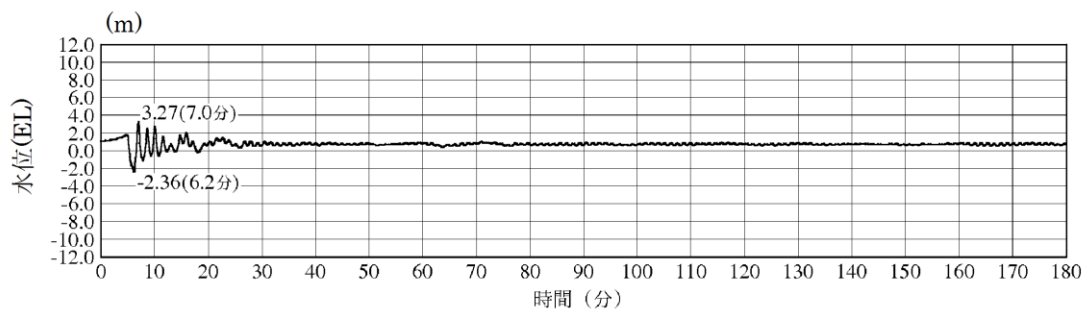
1号炉放水接合槽 (入力津波4, 防波堤無し)



2号炉放水槽 (入力津波4, 防波堤無し)

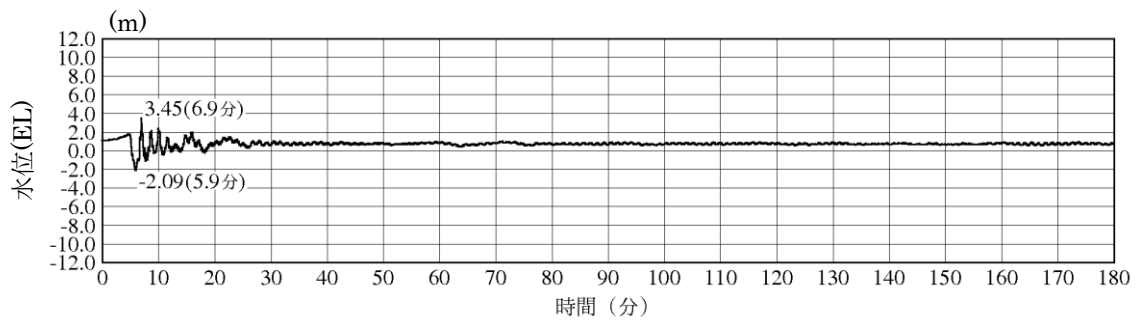


2号炉放水接合槽 (入力津波4, 防波堤有り)



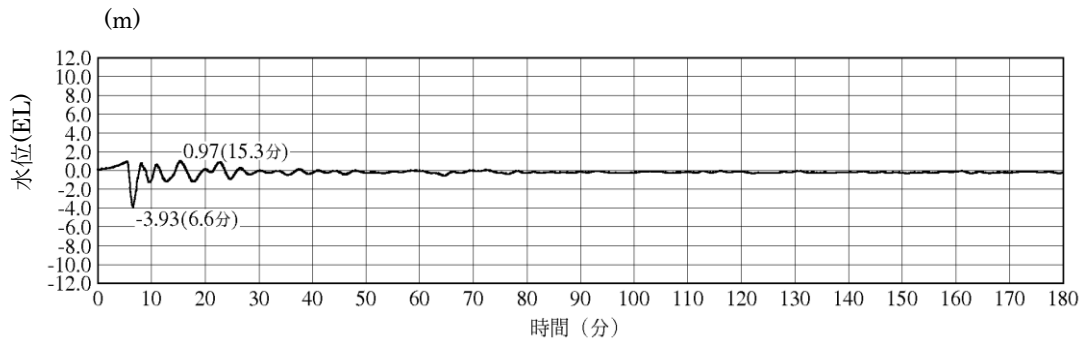
3号炉放水槽 (入力津波4, 防波堤有り)

第1.5-3図(3) 入力津波の時刻歴波形 (上昇側: 海域活断層)



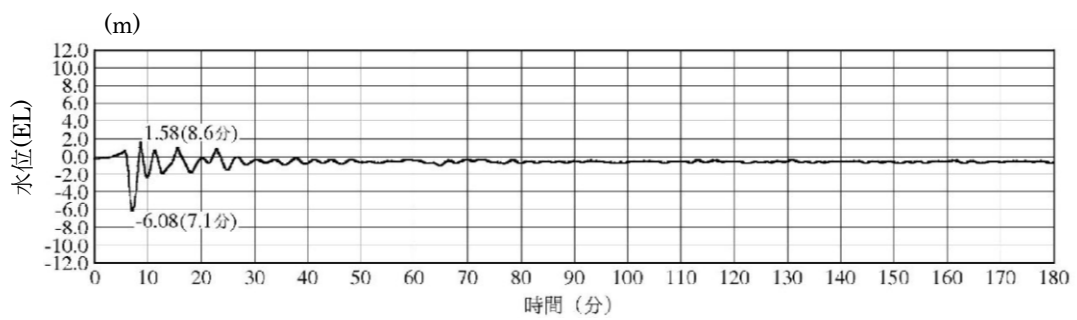
3号炉放水接合槽（入力津波4，防波堤有り）

第1.5-3図(4) 入力津波の時刻歴波形（上昇側：海域活断層）



※最大水位下降量-3.93m—地盤変動量 0.34m⇔EL-4.3m

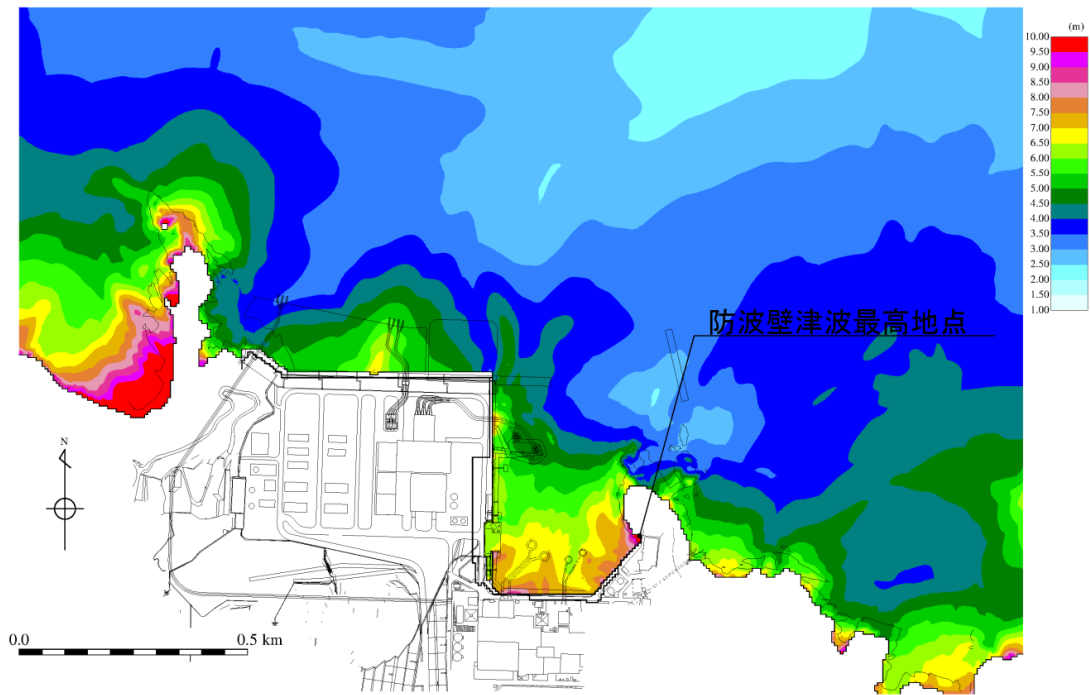
2号炉取水口（入力津波4 防波堤無し）※下降側



※最大水位下降量-6.08m—地盤変動量 0.34m⇔EL-6.5m

2号炉取水槽（入力津波4 防波堤無し）※下降側

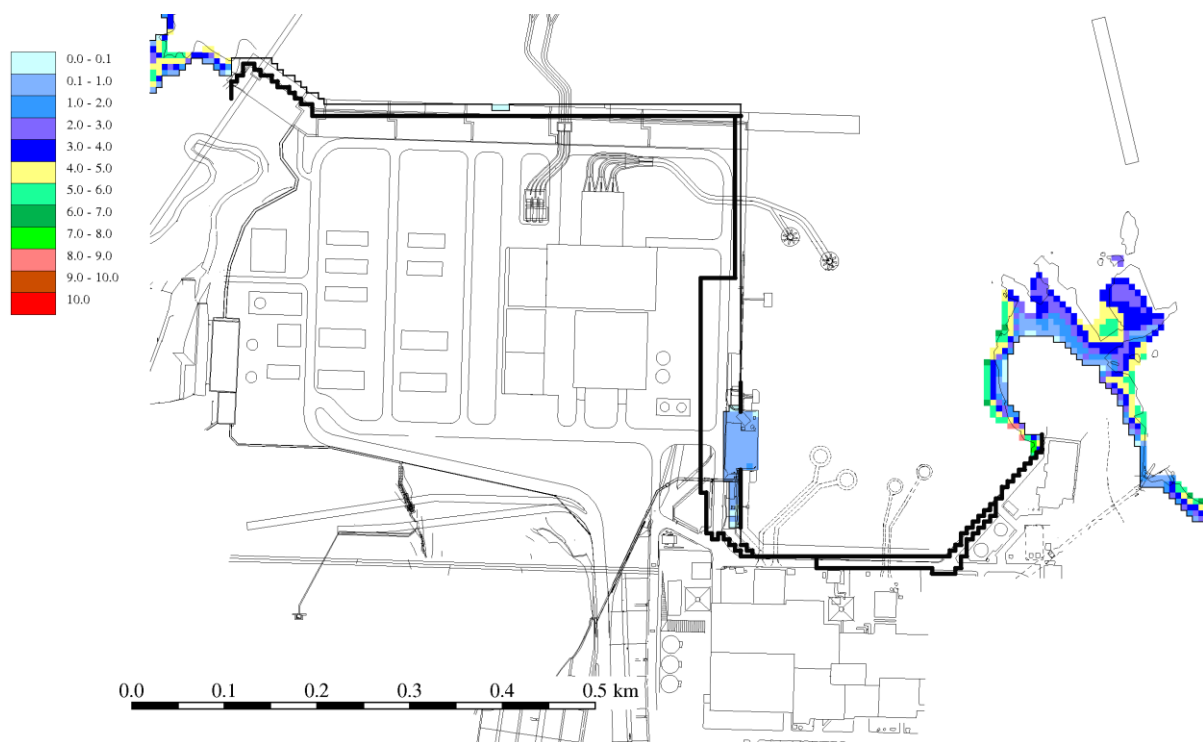
第1.5-4図 入力津波の時刻歴波形（下降側：海域活断層）



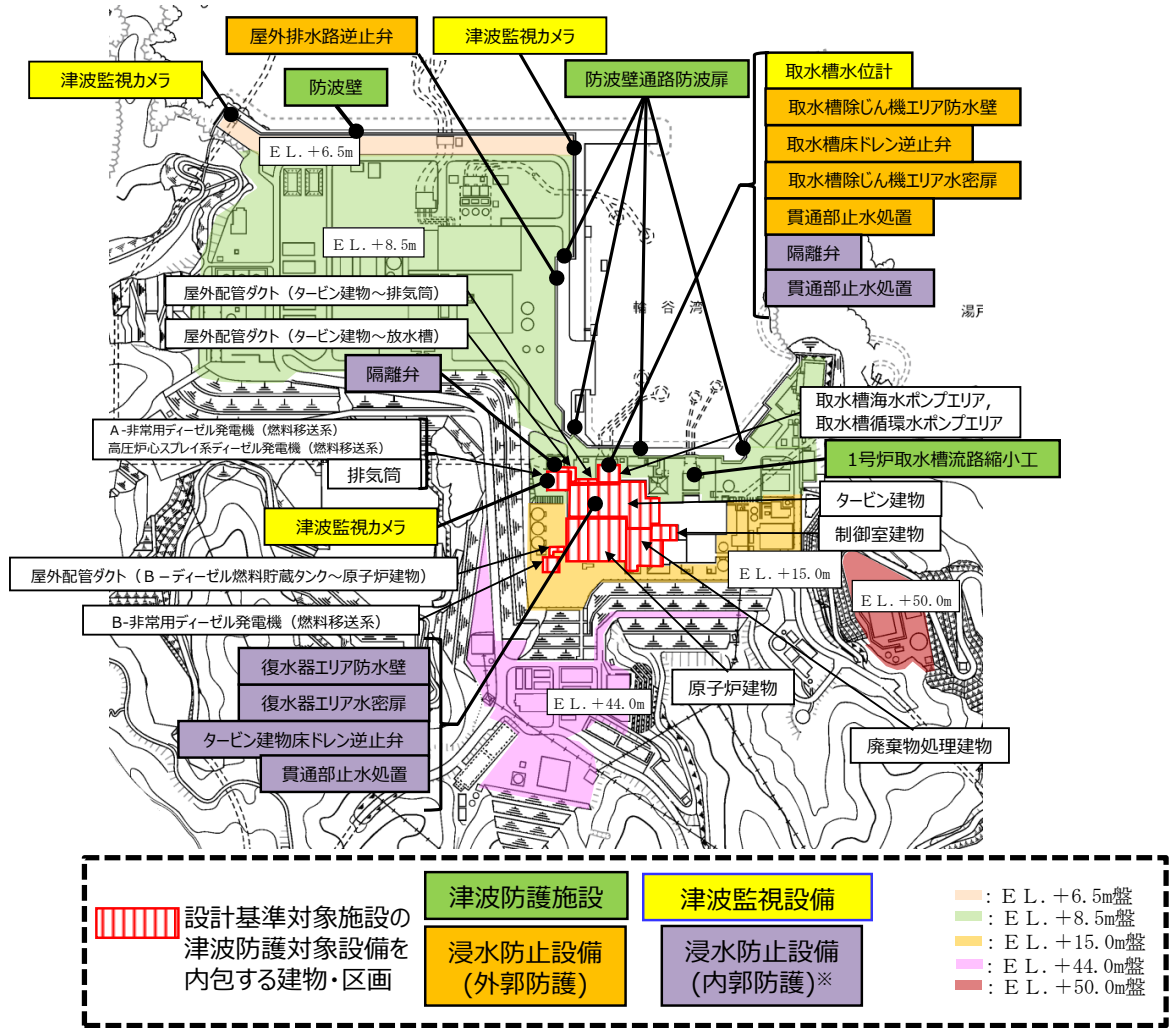
第1.5-5図(1) 基準津波の遡上波による最高水位分布
(基準津波 1 : 防波堤無し)



第1.5-5図(2) 海域活断層上昇側最大ケースの遡上波による
最高水位分布 (防波堤有り)

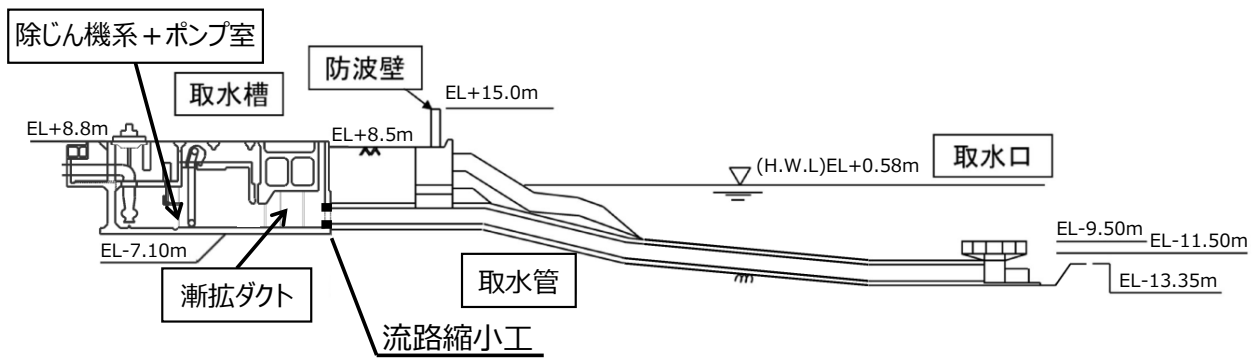


第1.5-5図(3) 基準津波の遡上波による最大浸水深分布
(基準津波1：防波堤無し)

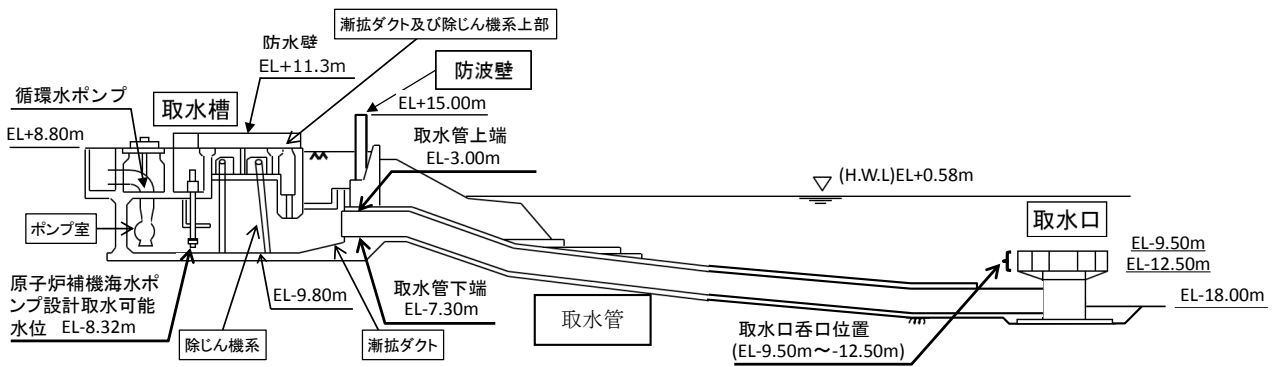


※ 基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能保持のみを要求する機器・配管を除く

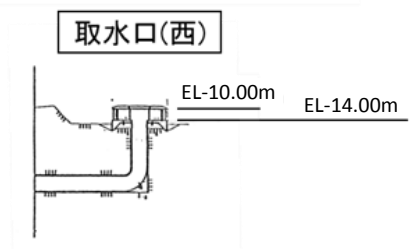
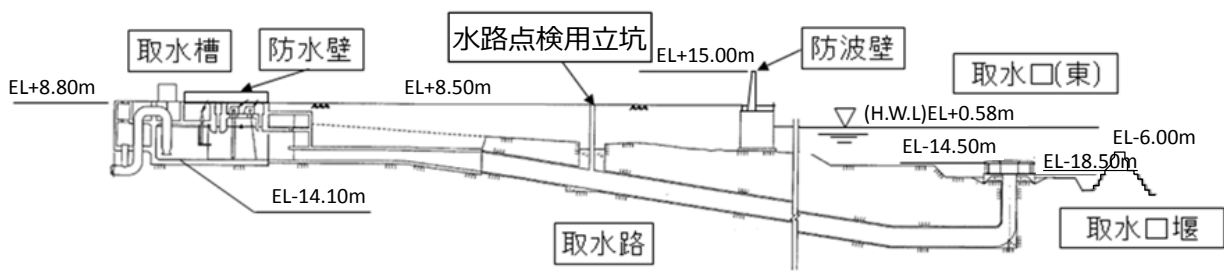
第1.5-6図 敷地の特性に応じた設計基準対象施設の津波防護の概要



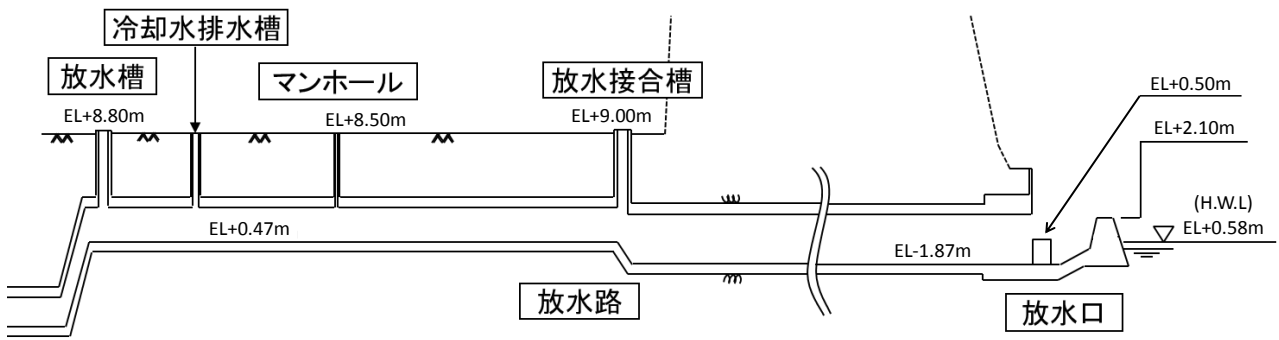
第 1.5-7 図(1) 取水路及び放水路の縦断図 (1号炉取水路)



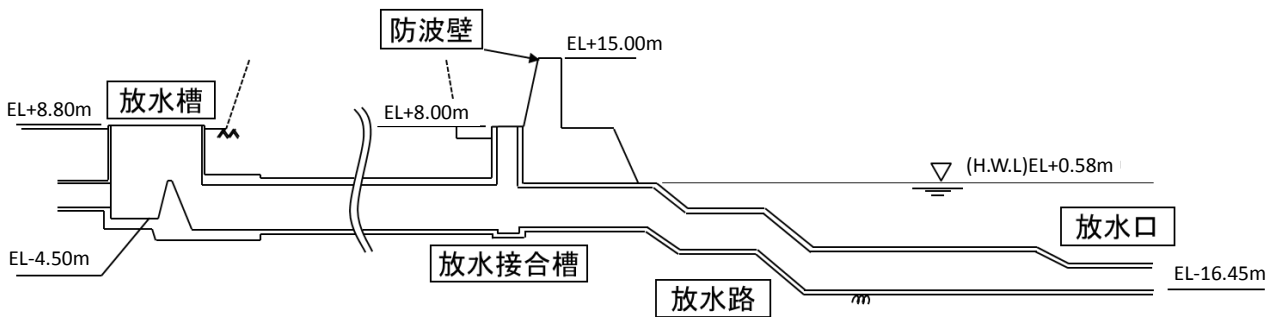
第 1.5-7 図(2) 取水路及び放水路の縦断図 (2号炉取水路)



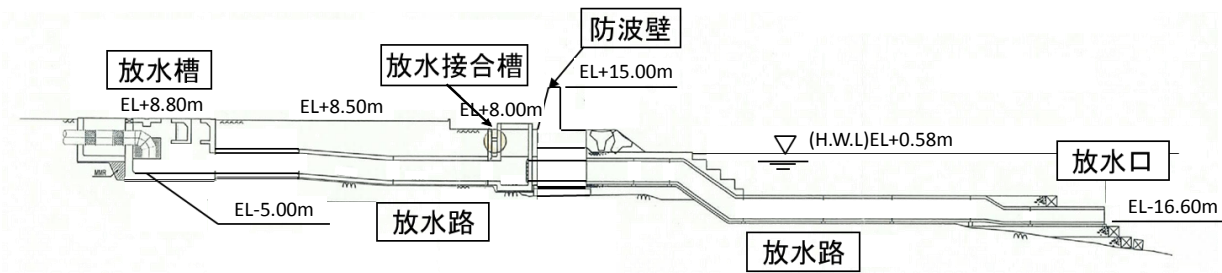
第 1.5-7 図(3) 取水路及び放水路の縦断図 (3号炉取水路)



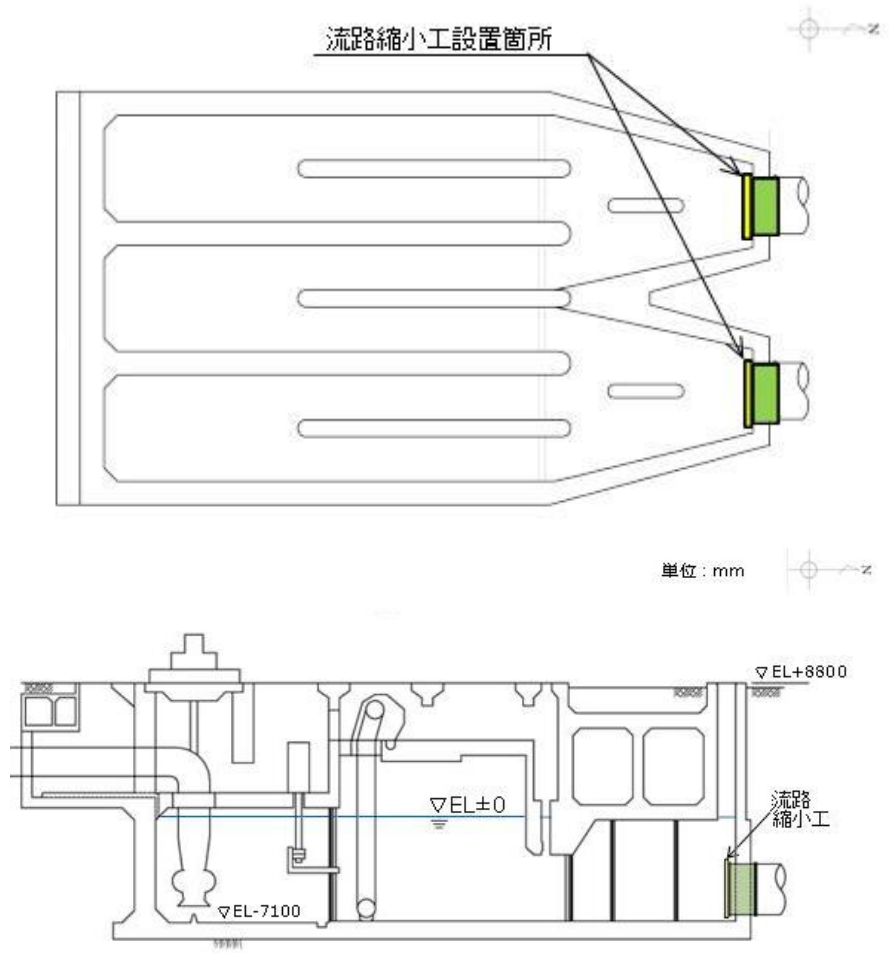
第 1.5-7 図(4) 取水路及び放水路の縦断図 (1号炉放水路)



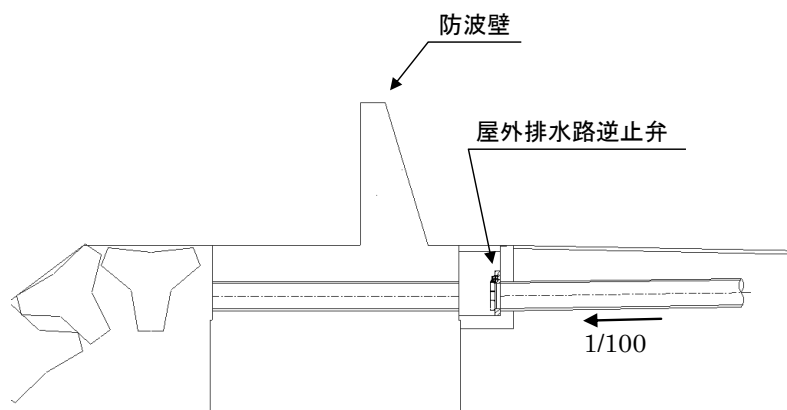
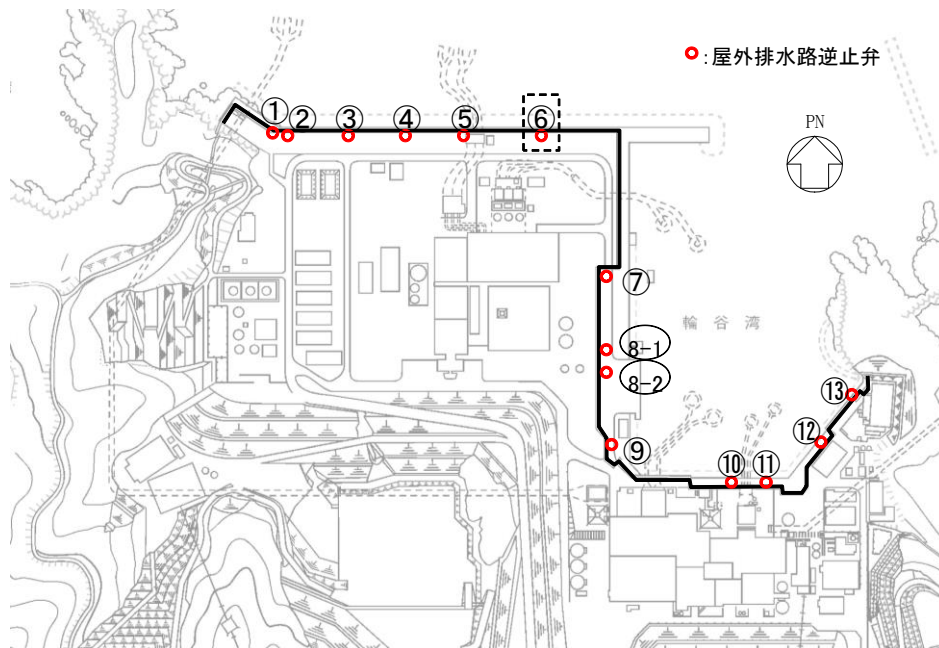
第 1.5-7 図(5) 取水路及び放水路の縦断図 (2号炉放水路)



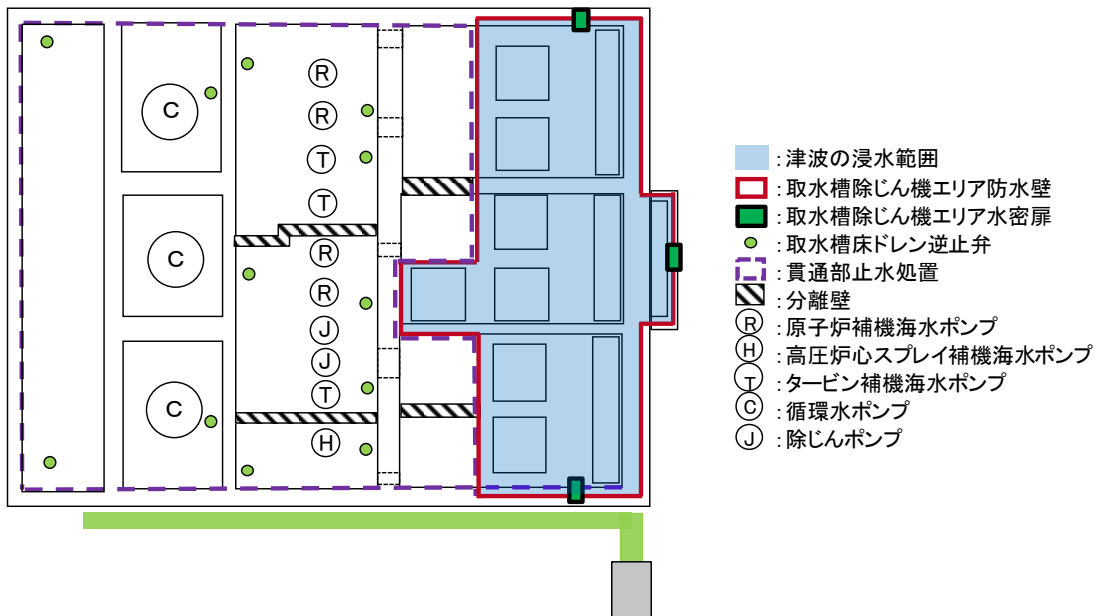
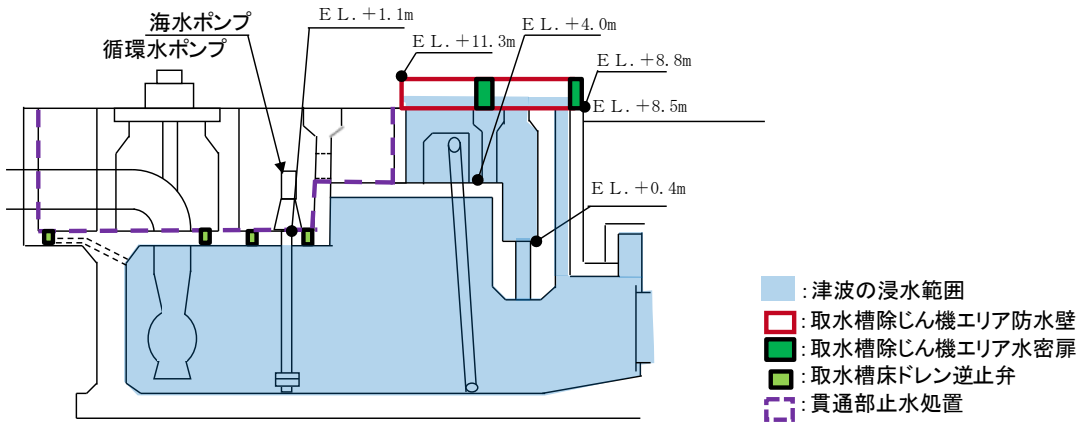
第 1.5-7 図(6) 取水路及び放水路の縦断図 (3号炉放水路)



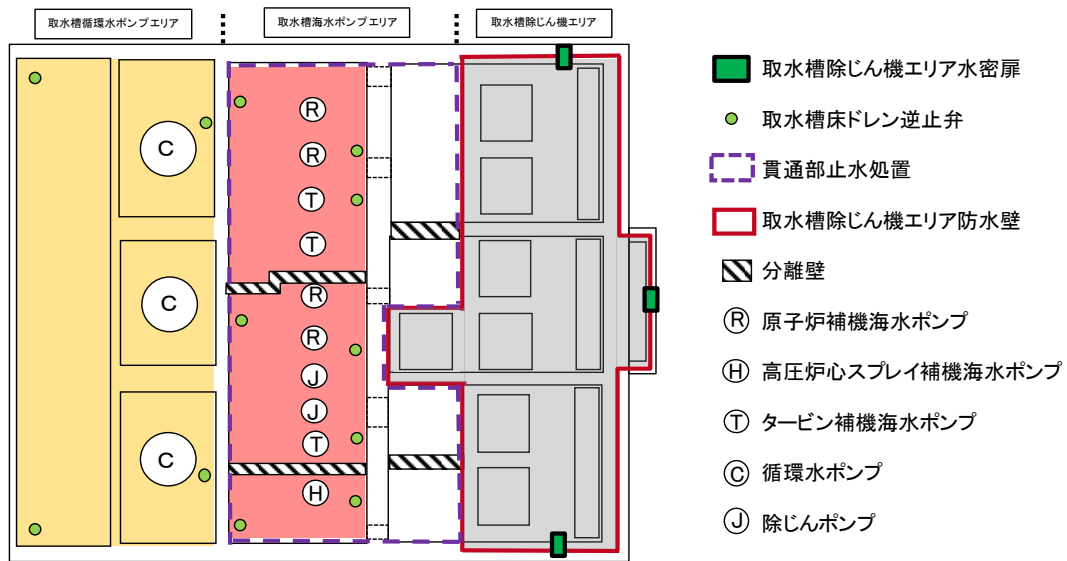
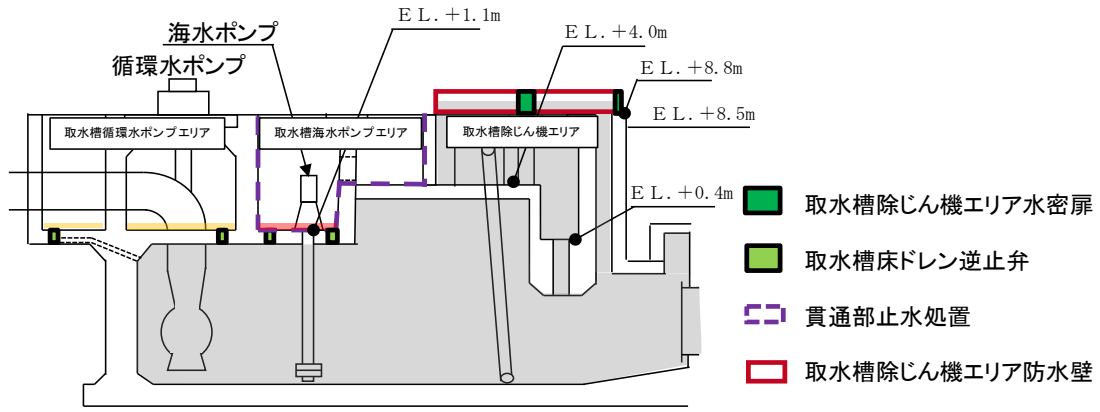
第 1.5-8 図 津波防護施設（1号炉取水槽流路縮小工）設置箇所の概要



第 1.5-9 図 浸水防止設備（屋外排水路逆止弁）設置箇所の概要

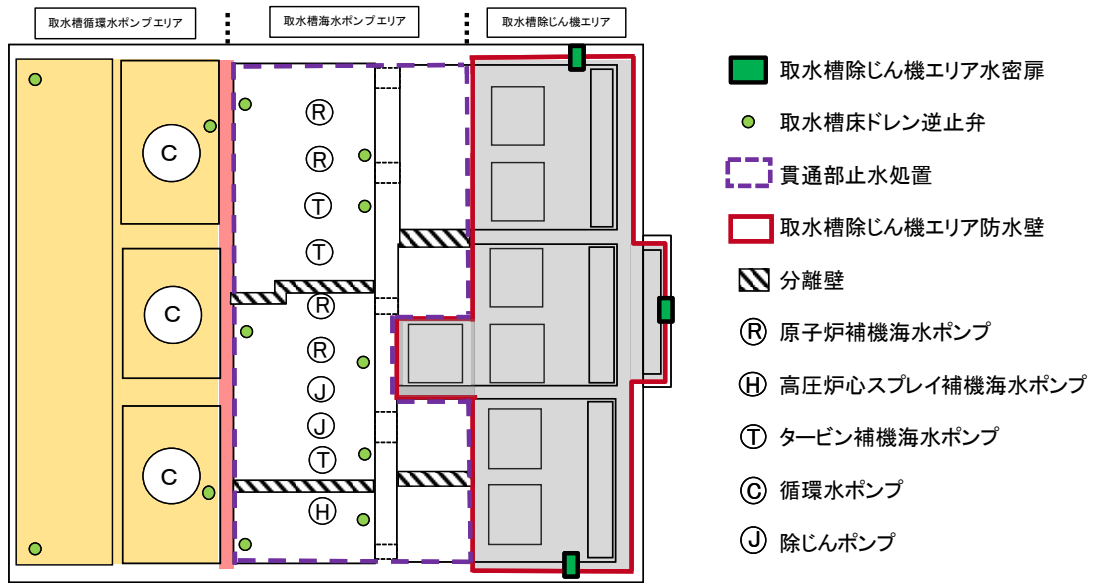
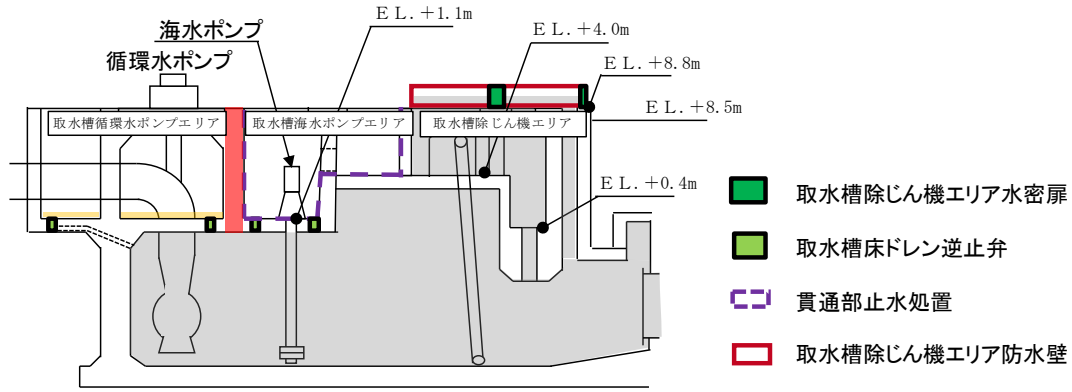


第1.5-10図 浸水防止設備（防水壁，水密扉，床ドレン逆止弁，貫通部止水処置）
設置箇所の概要



- 循環水ポンプを設置する床面で漏水が継続した場合の浸水想定範囲
- 原子炉補機海水ポンプ及びタービン補機海水ポンプを設置する床面で漏水が継続した場合の浸水想定範囲
- (津波が到達する範囲)

第1.5-11図 浸水想定範囲

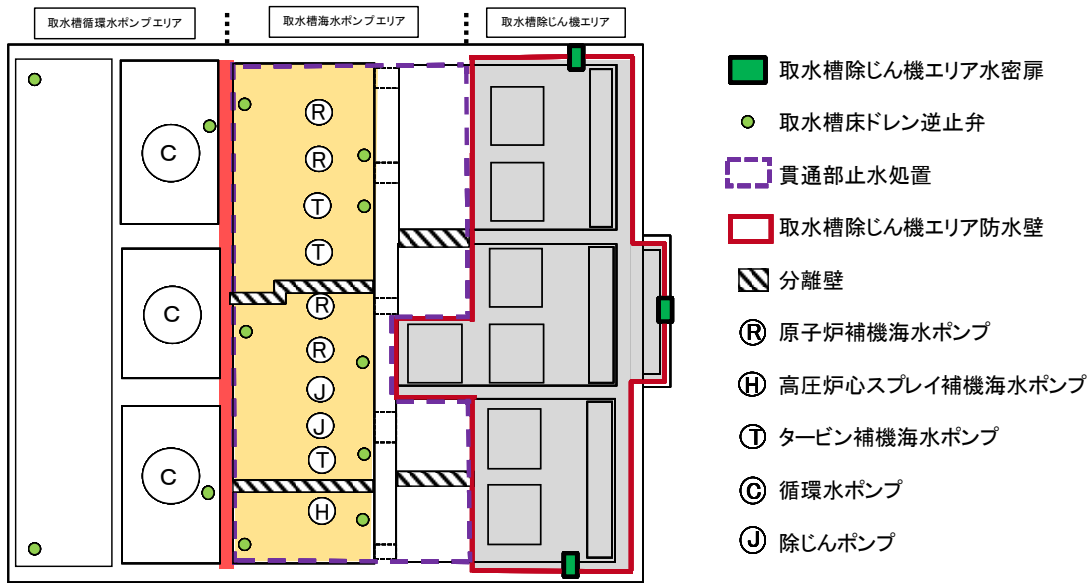
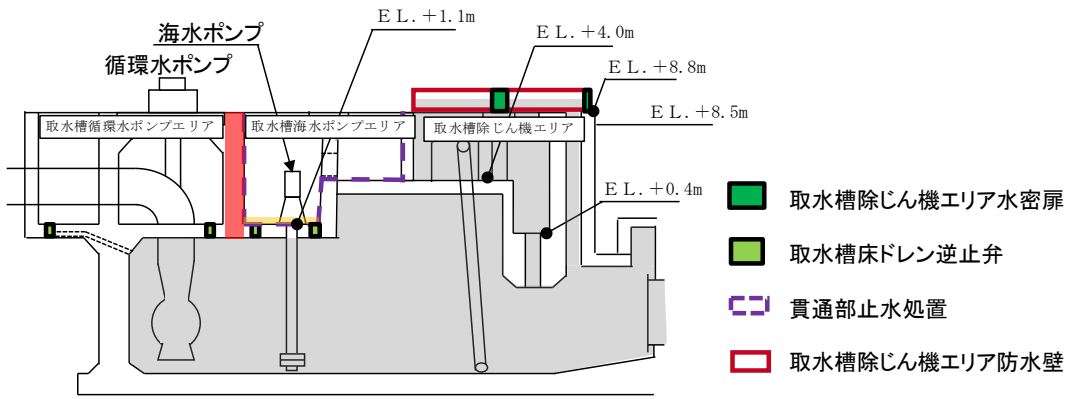


■ 循環水ポンプを設置する床面で漏水が継続した場合の浸水想定範囲

■ 防水区画境界

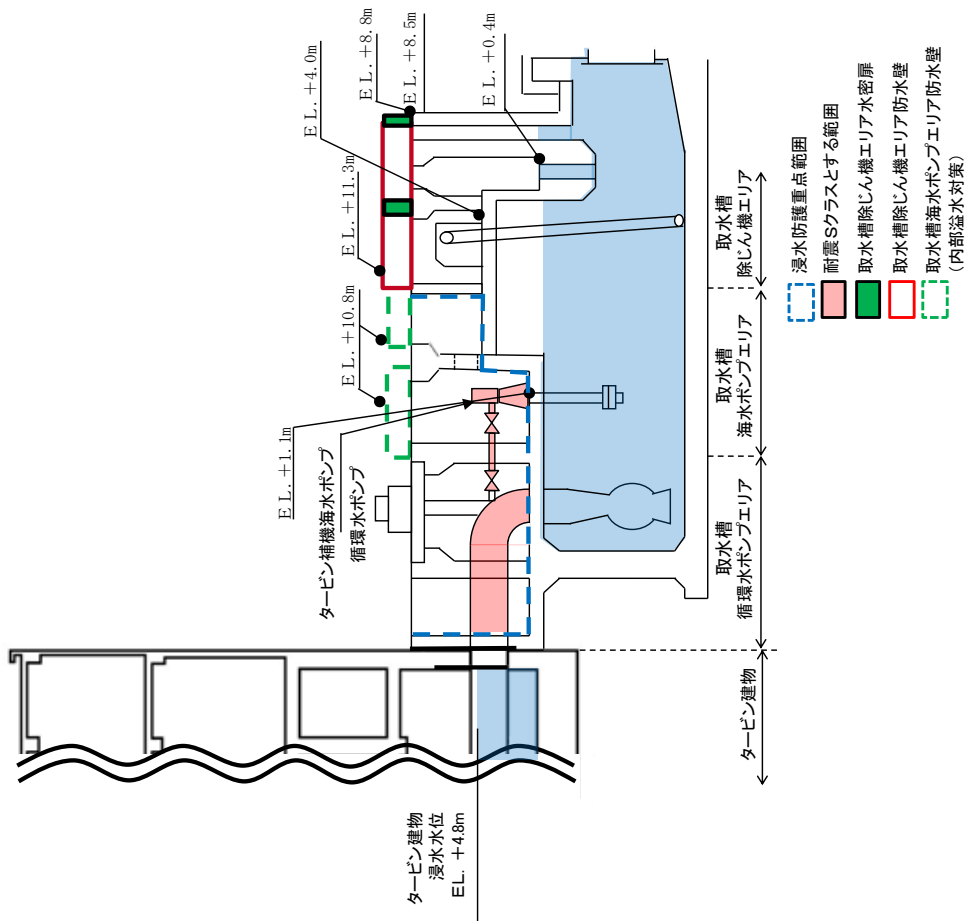
(■ 津波が到達する範囲)

第1.5-12図(1) 浸水想定範囲 (取水槽循環水ポンプエリア) に対する
防水区画化範囲

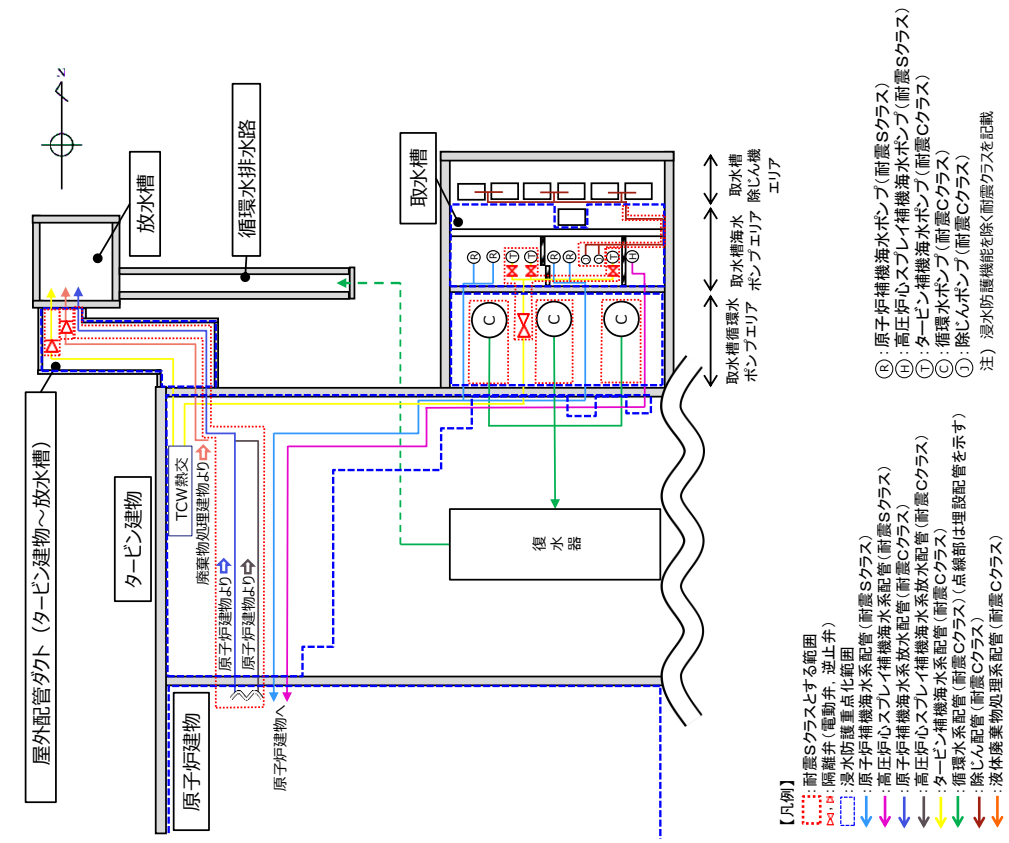


- 原子炉補機海水ポンプ等を設置する床面で漏水が継続した場合の浸水想定範囲
- 防水区画境界
- (津波が到達する範囲)

第 1.5-12 図(2) 浸水想定範囲 (取水槽海水ポンプエリア) に対する
防水区画化範囲

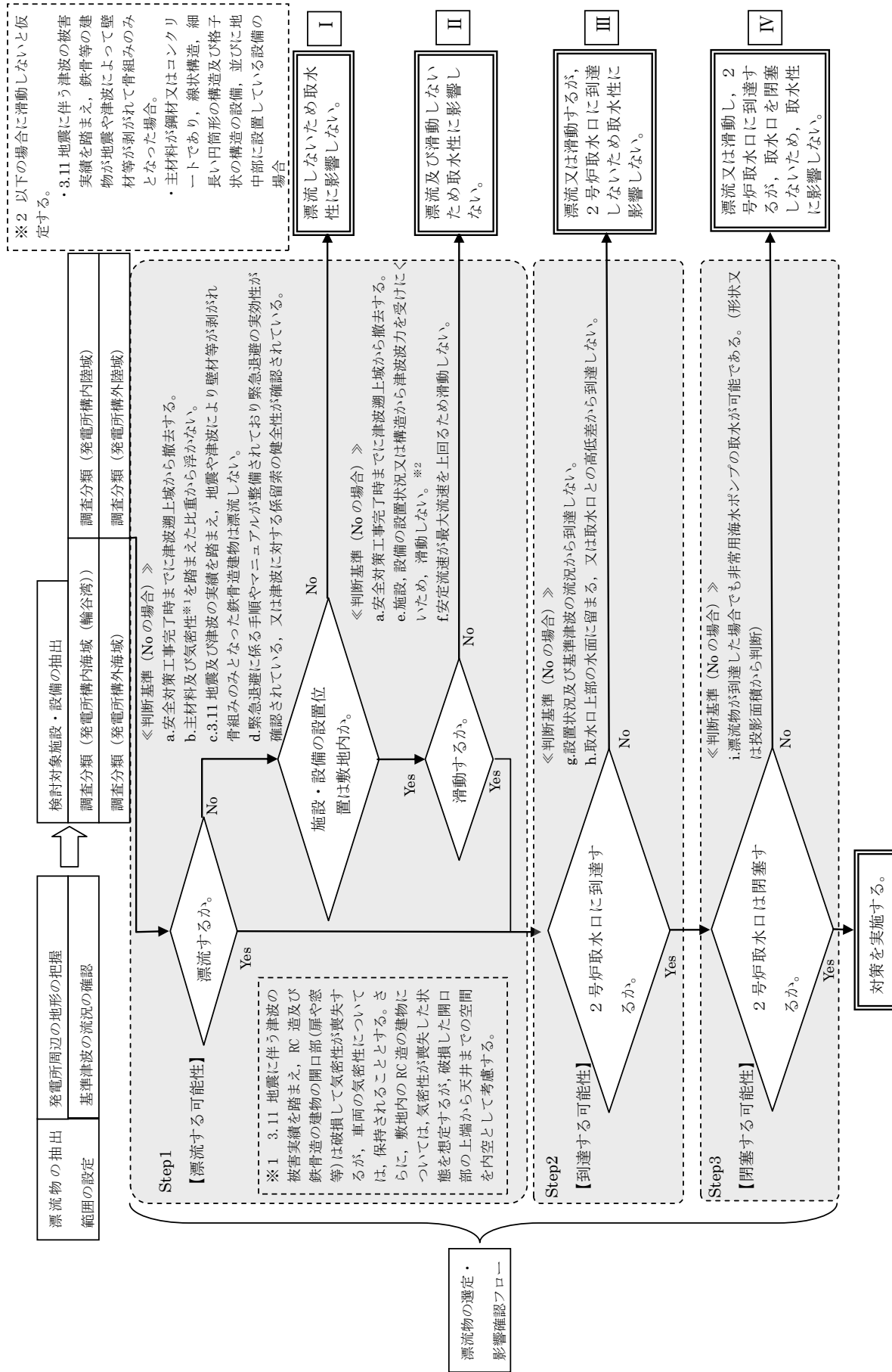


(断面図)

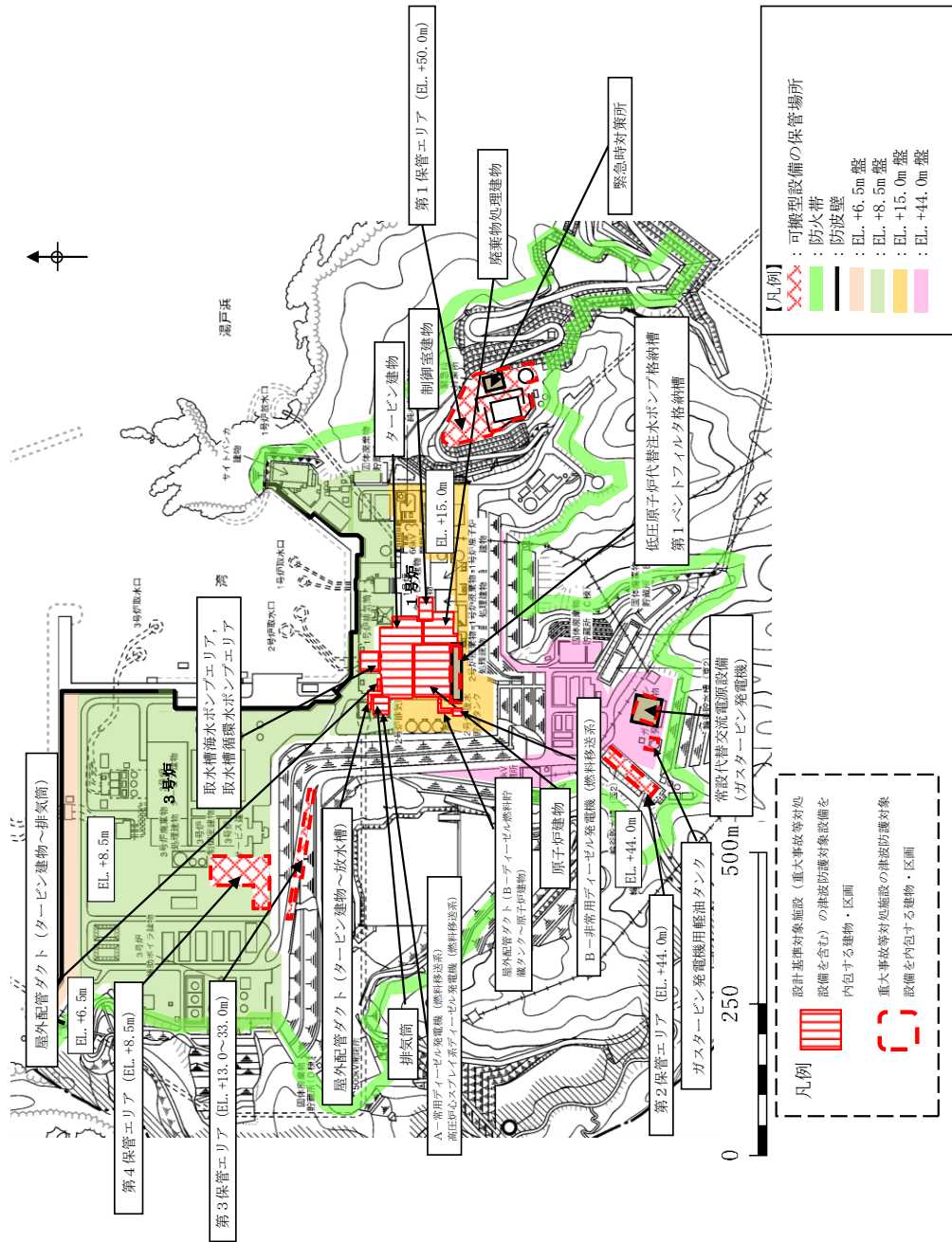


(平面図)

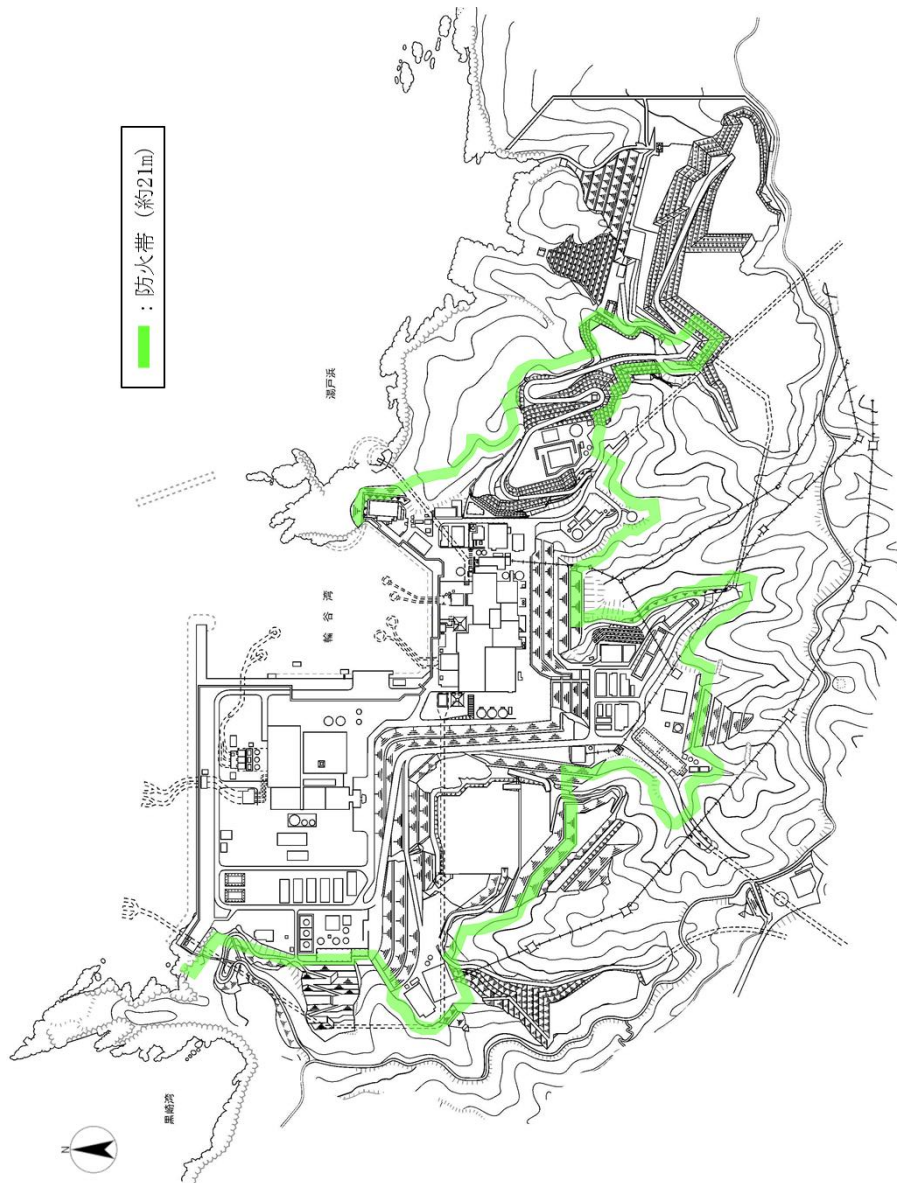
第1.5-13図 バウンダリ機能を保持する機器、配管及び隔離弁 (電動弁、逆止弁) の設置箇所の概要



第1.5-14図 漂流物評価フロー

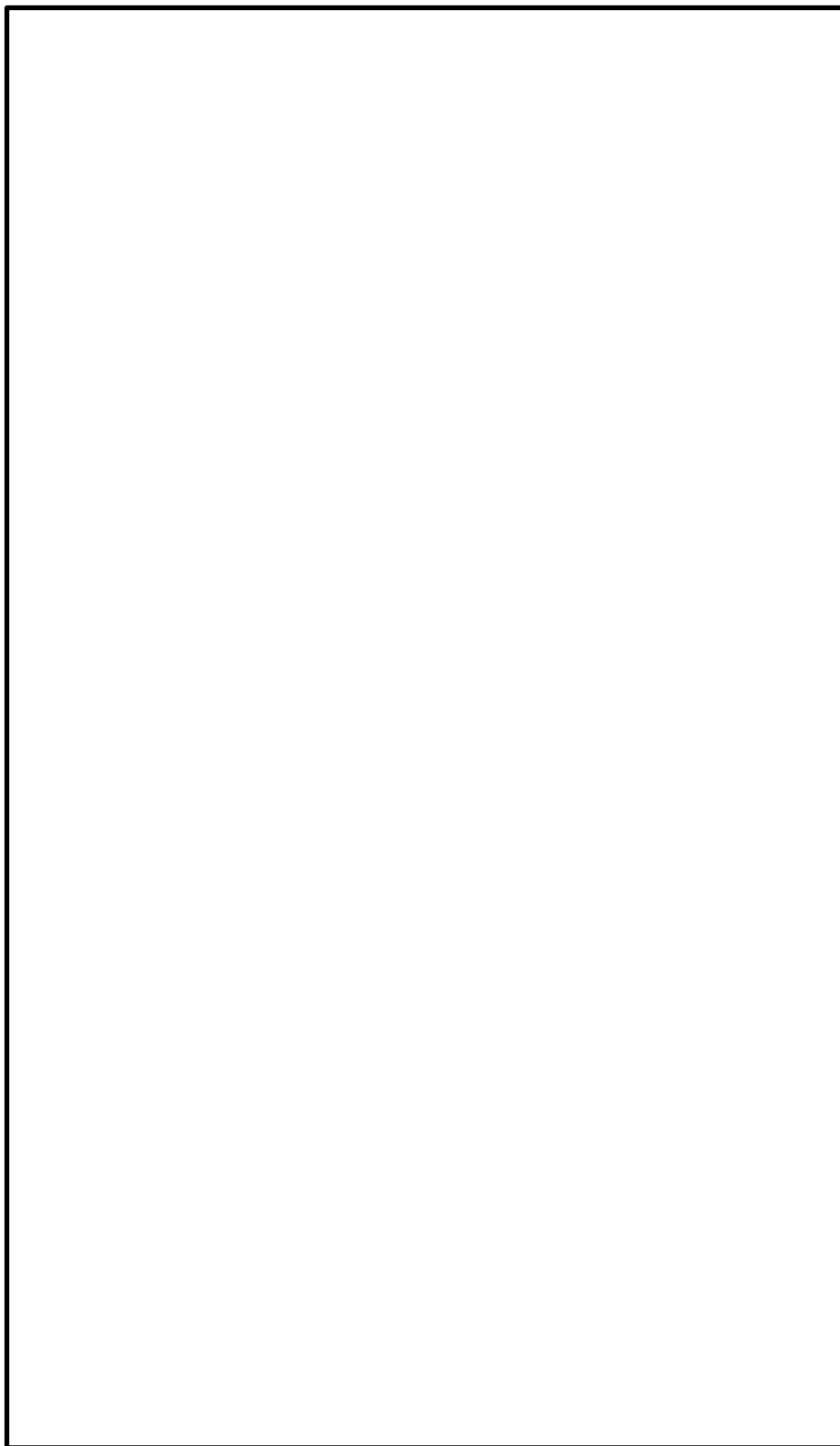


第1.5-15図 重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建物及び区画

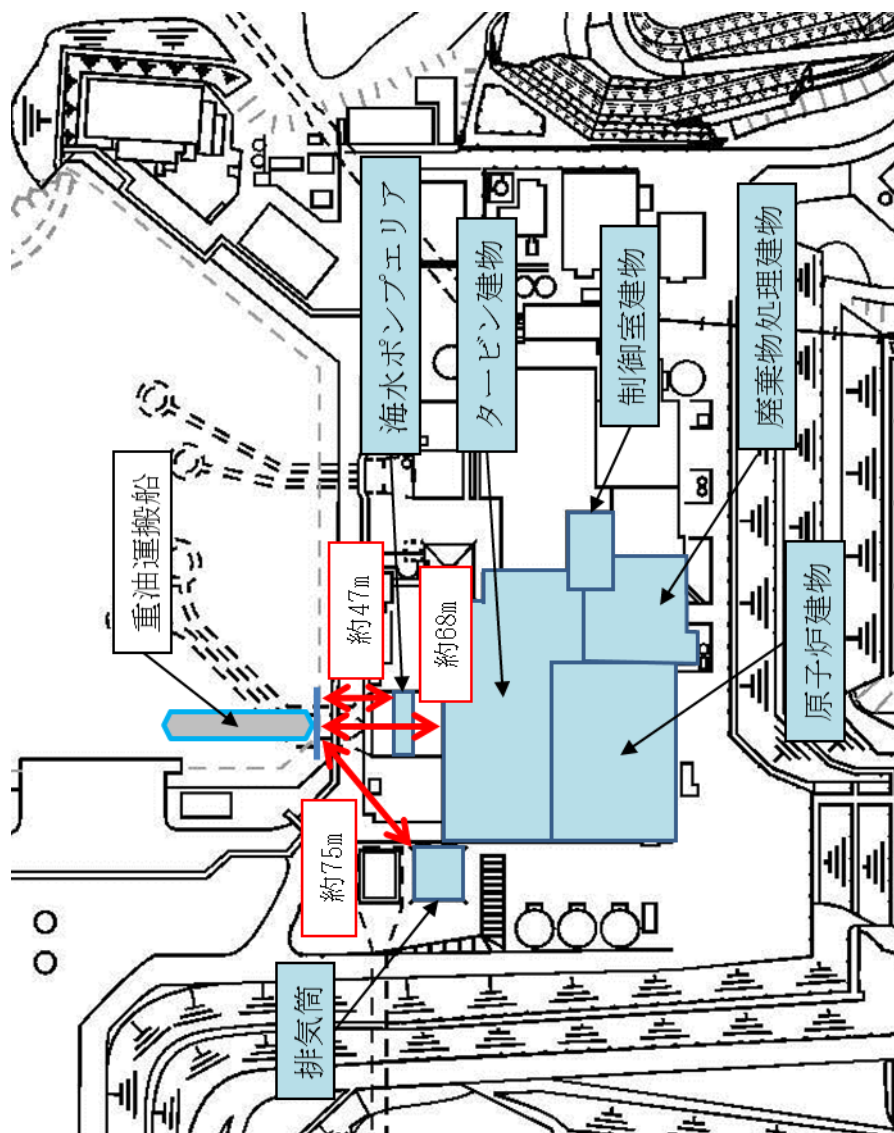


第1.8.10-1図 防火帯設置図

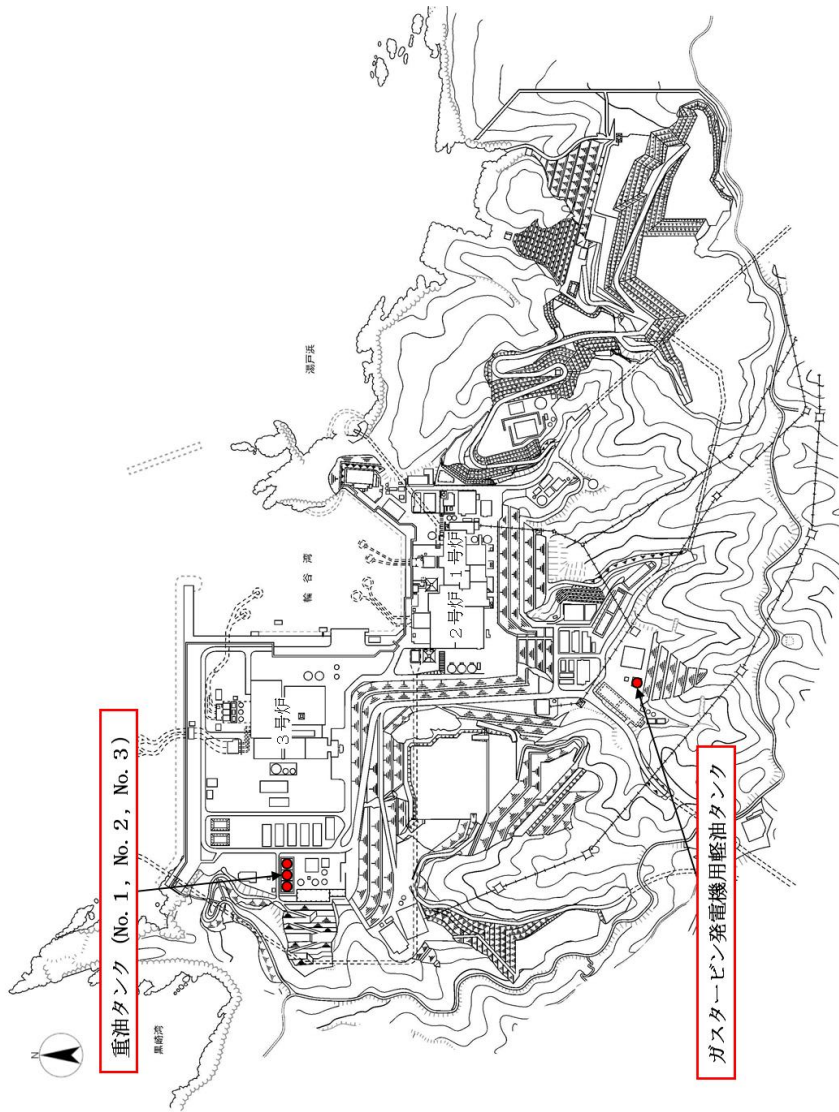
第1.8.10-2図 危険物貯蔵施設等配置図



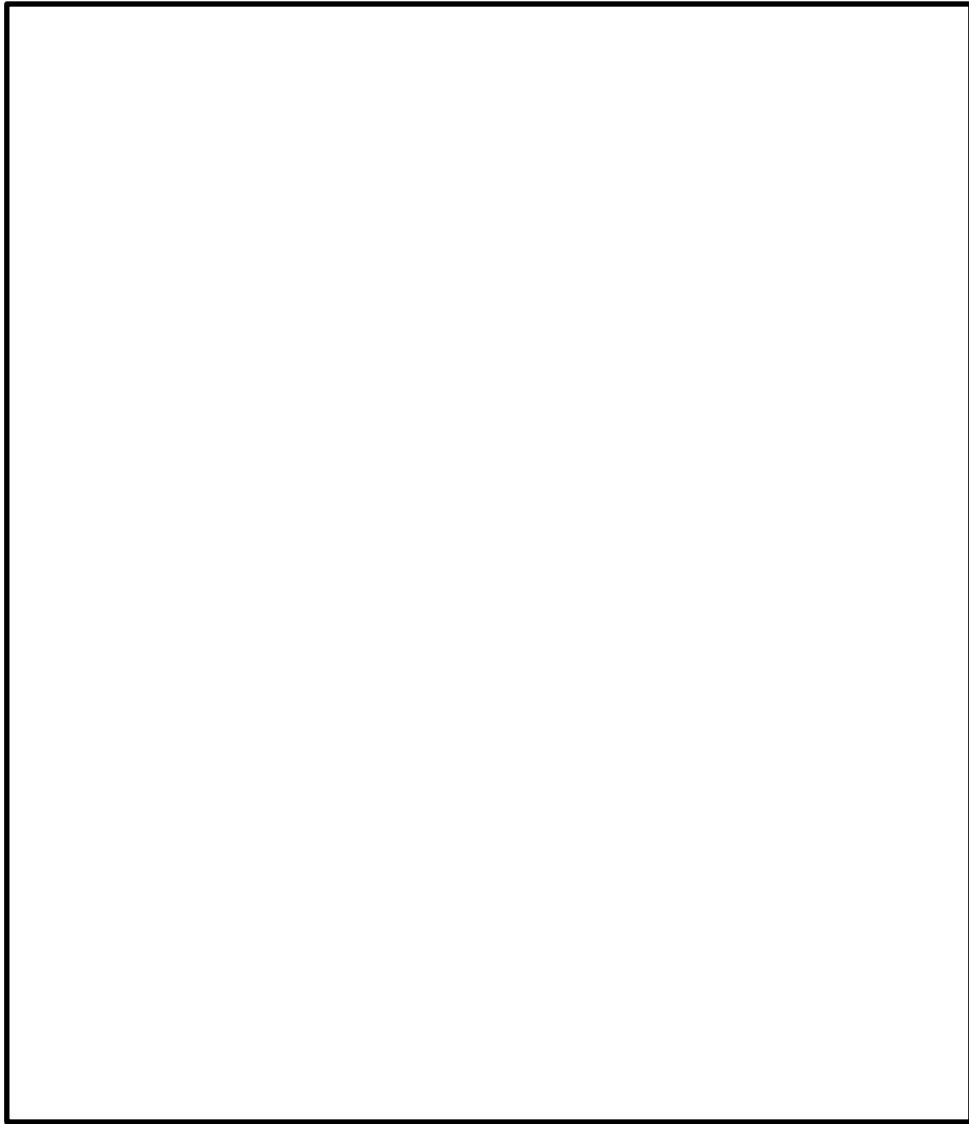
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1.8.10-3図 漂流船舶の離隔距離

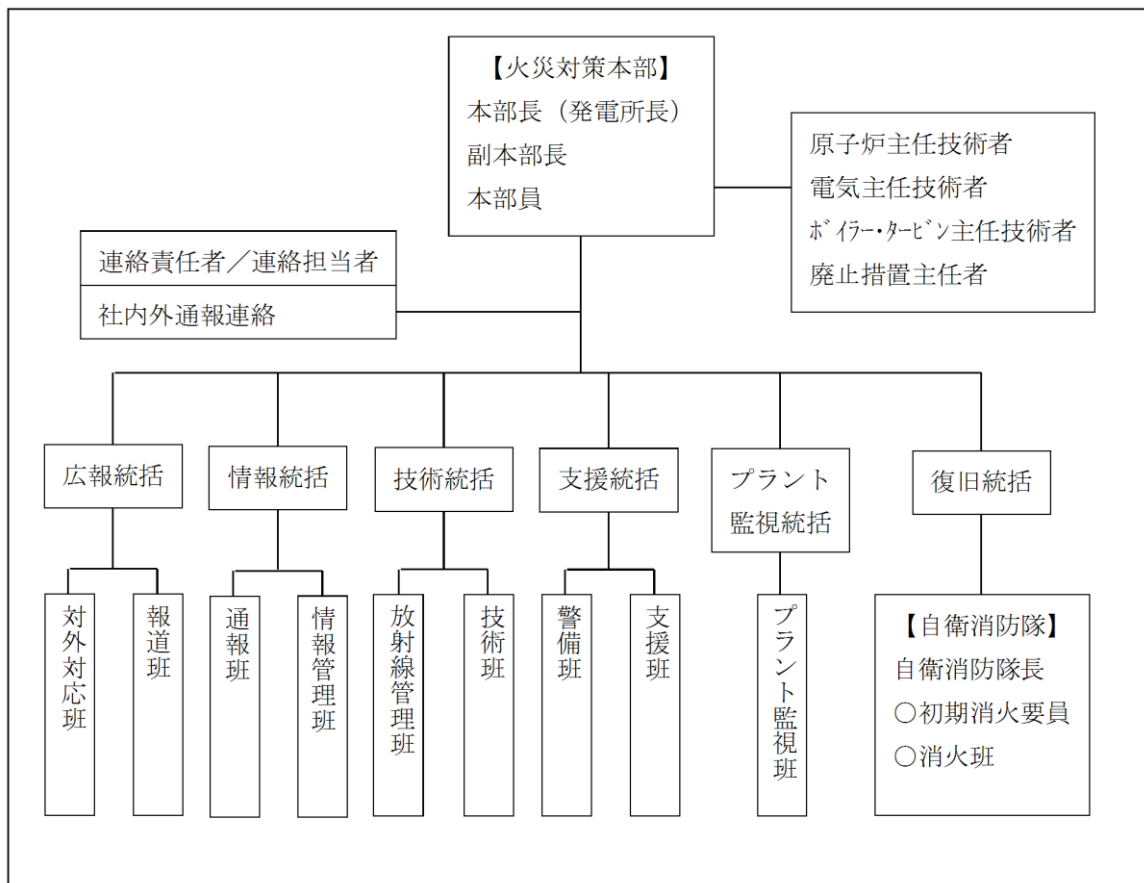


第1.8.10-4図 危険物タンク等配置図

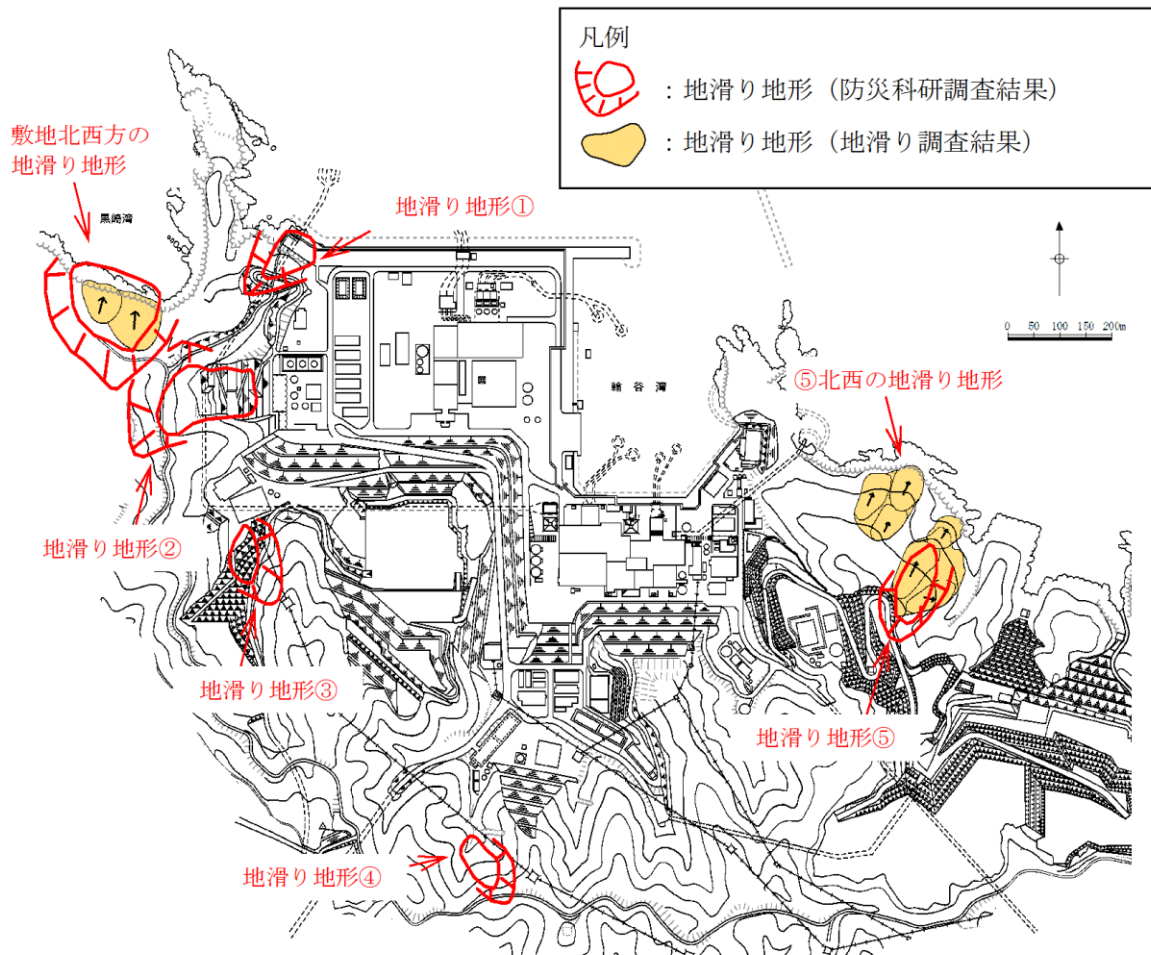


本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

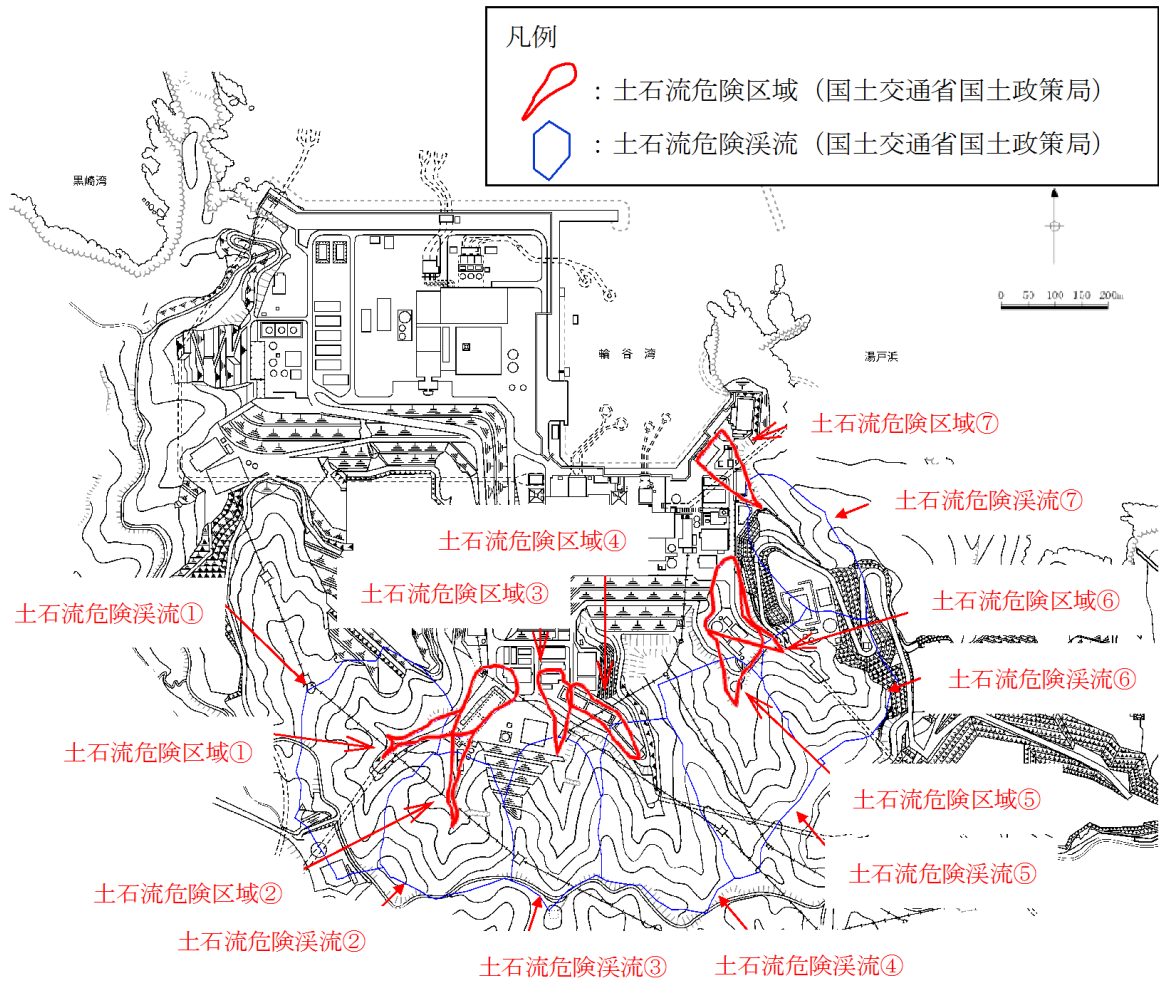
第1.8.10-5図 危険物タンク等配置図（変圧器）



第1.8.10-6図 自衛消防組織体制



第1.10.1-1図 島根原子力発電所周辺の地滑り地形位置図



第1.10.1-2図 島根原子力発電所周辺における土石流危険区域
及び土石流危険溪流位置図

2. プラント配置

2.2 設計方針

- (1) 平常運転時において、周辺監視区域での線量が「原子炉等規制法」に基づき定められている線量限度を十分下回るようにするものとする。

2.3 主要設備

(13) 緊急時対策所

(14) ガスタービン発電機建物

2.4 全体配置

発電所の全体配置は、第 2.4-1 図に示すとおりである。敷地は、海岸から標高約 8.5m 及び標高約 15m に整地造成して、原子炉建物を始め主要建物及び構築物を設置する。

原子炉建物は海岸線にほぼ平行に設置し、タービン建物は原子炉建物の北側に、廃棄物処理建物は原子炉建物の東側に、主変圧器はタービン建物の北側に設置する。

排気筒は、タービン建物西側の標高約 8.5m の整地地盤上に設ける。

開閉所は、原子炉建物南西側の標高約 44m に整地造成した敷地に設置する。

復水器冷却に使用する海水は、輪谷湾に設置する取水口から取水する。放水口は、発電所敷地前面の沖合約 100m の海底に設置し、外海に放水する。

荷揚場は、建設時の重量物の搬入及び使用済燃料の船積み等に使用する。

整地造成に伴う切取法面に対しては、十分な法面防護を実施する。

2.5 建物及び構築物

2.5.13 管理事務所

1号炉の東側に管理事務所（1号，2号及び3号炉共用，既設）を設置する。

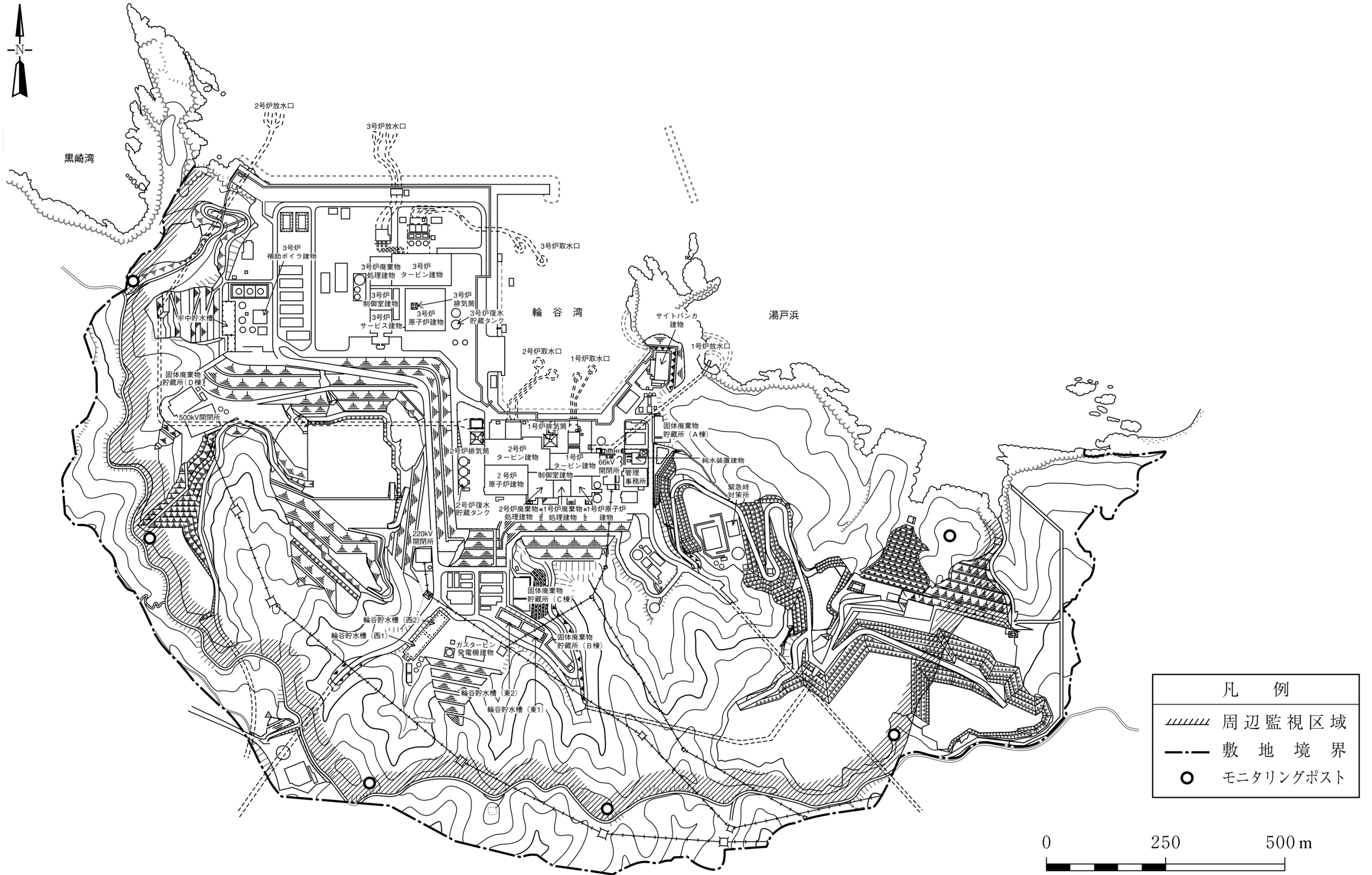
2.5.14 緊急時対策所

緊急時対策所は，敷地高さ標高 50m の高台に設置する。

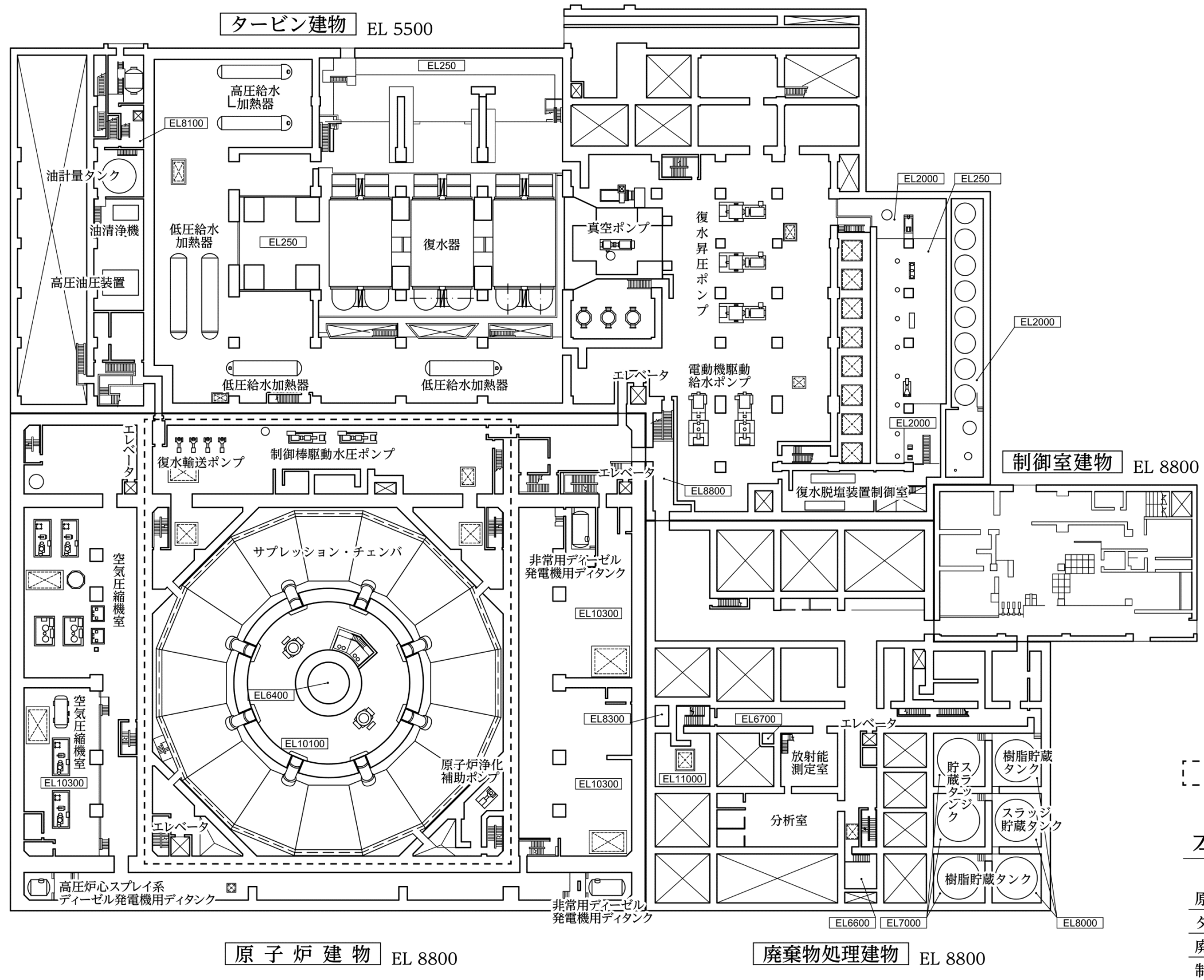
2.5.15 ガスタービン発電機建物

ガスタービン発電機建物は，敷地高さ標高約 44m の高台に設置する。

ガスタービン発電機建物には，常設代替交流電源設備等を収容する。



第2.4-1図 発電所一般配置図

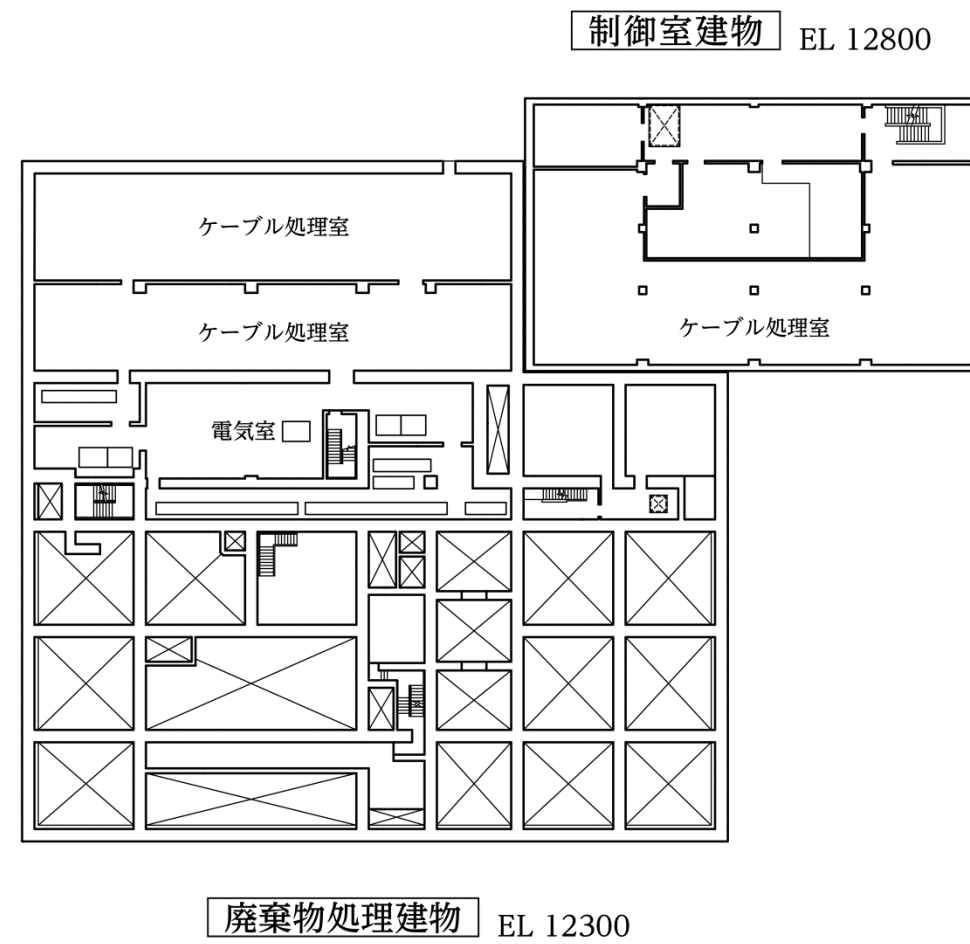


〔 〕内は二次格納施設を示す

本館建物平面図

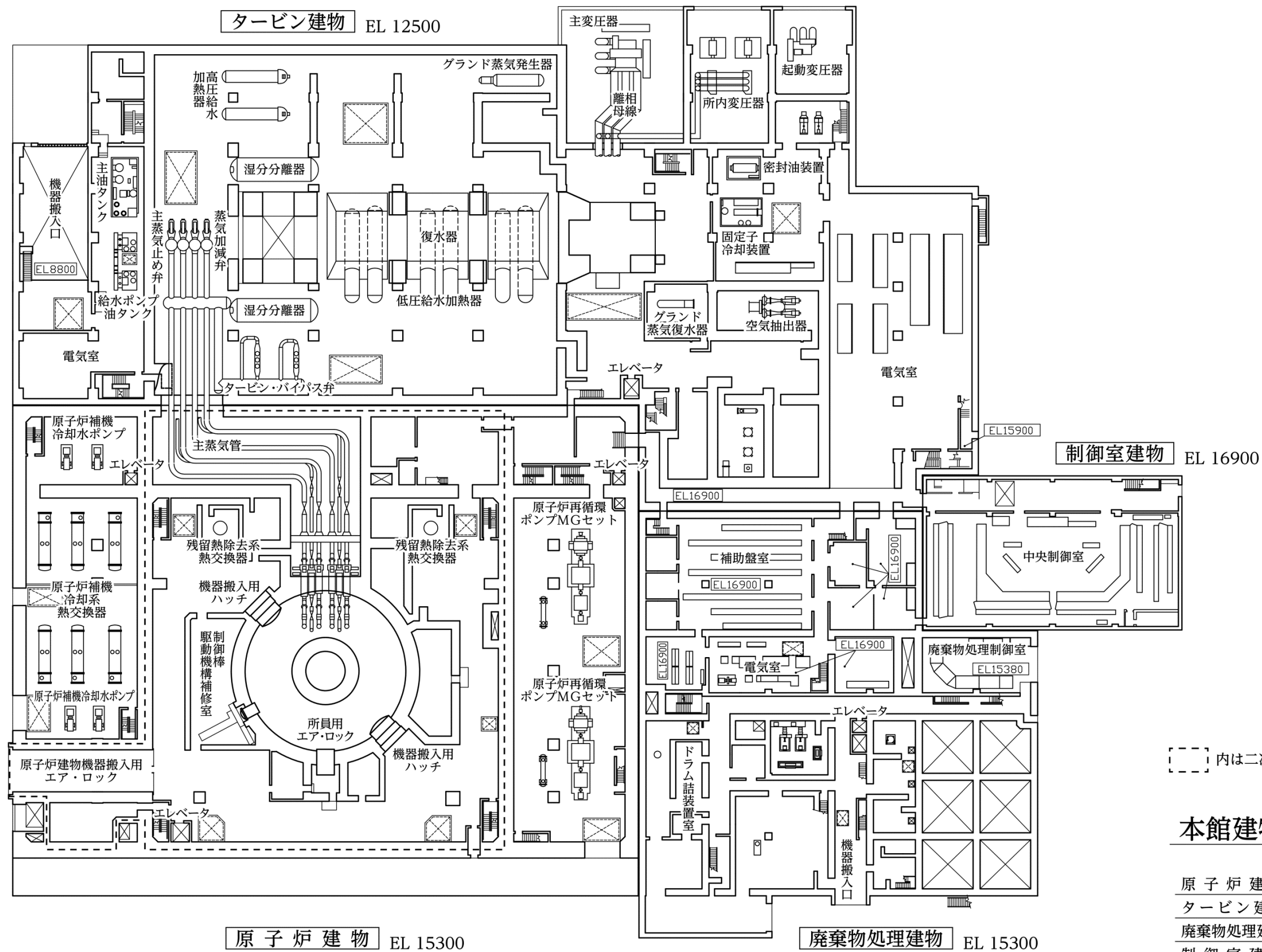
原子炉建物	B1FL
タービン建物	1FL
廃棄物処理建物	B1FL
制御室建物	2FL

第2.5-2図 建物平面図 (その2)



本館建物平面図

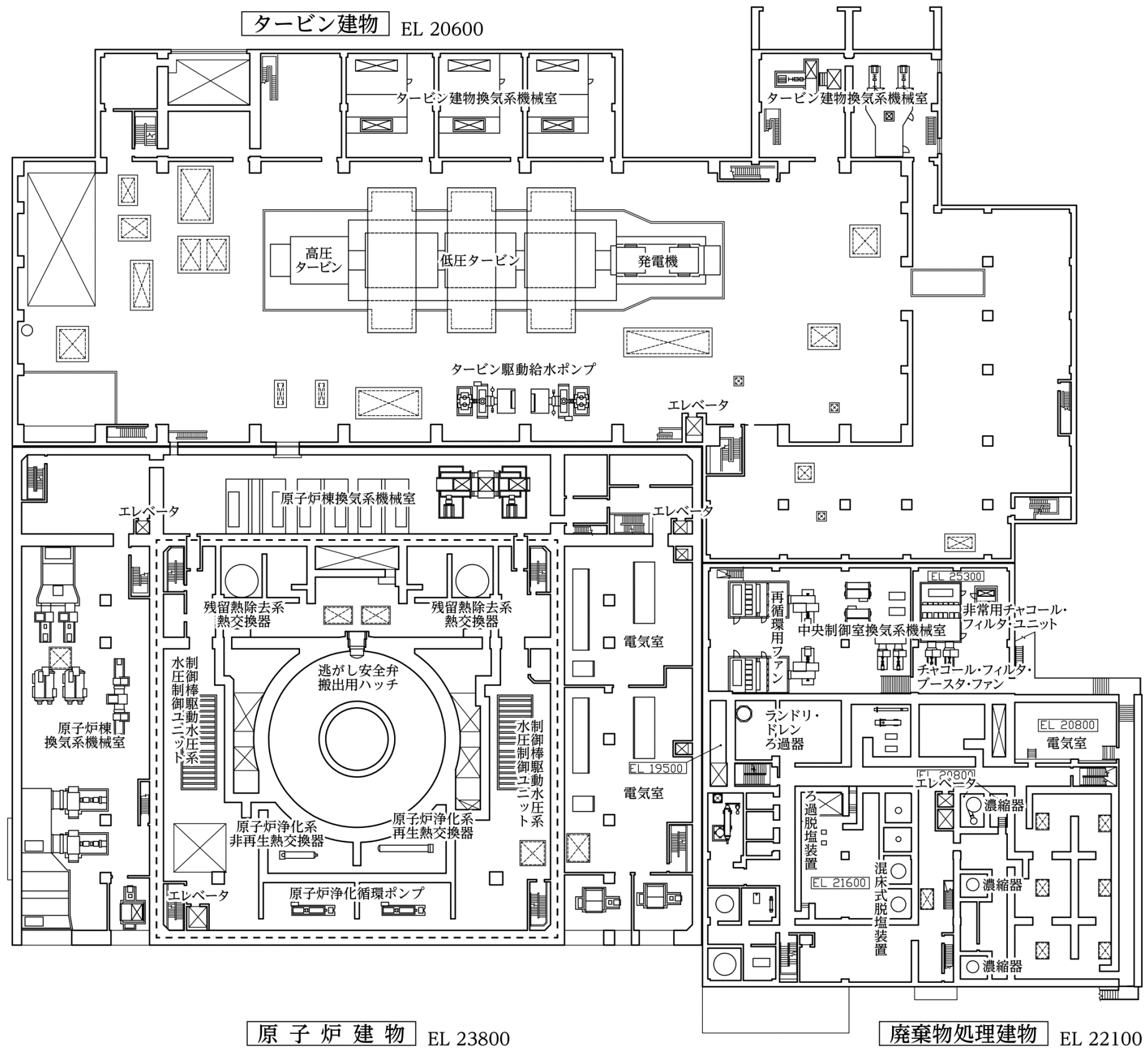
廃棄物処理建物 B1FL中間階
 制御室建物 3FL



本館建物平面図

原子炉建物	1FL
タービン建物	2FL
廃棄物処理建物	1FL
制御室建物	4FL

第2.5-4図 建物平面図 (その4)

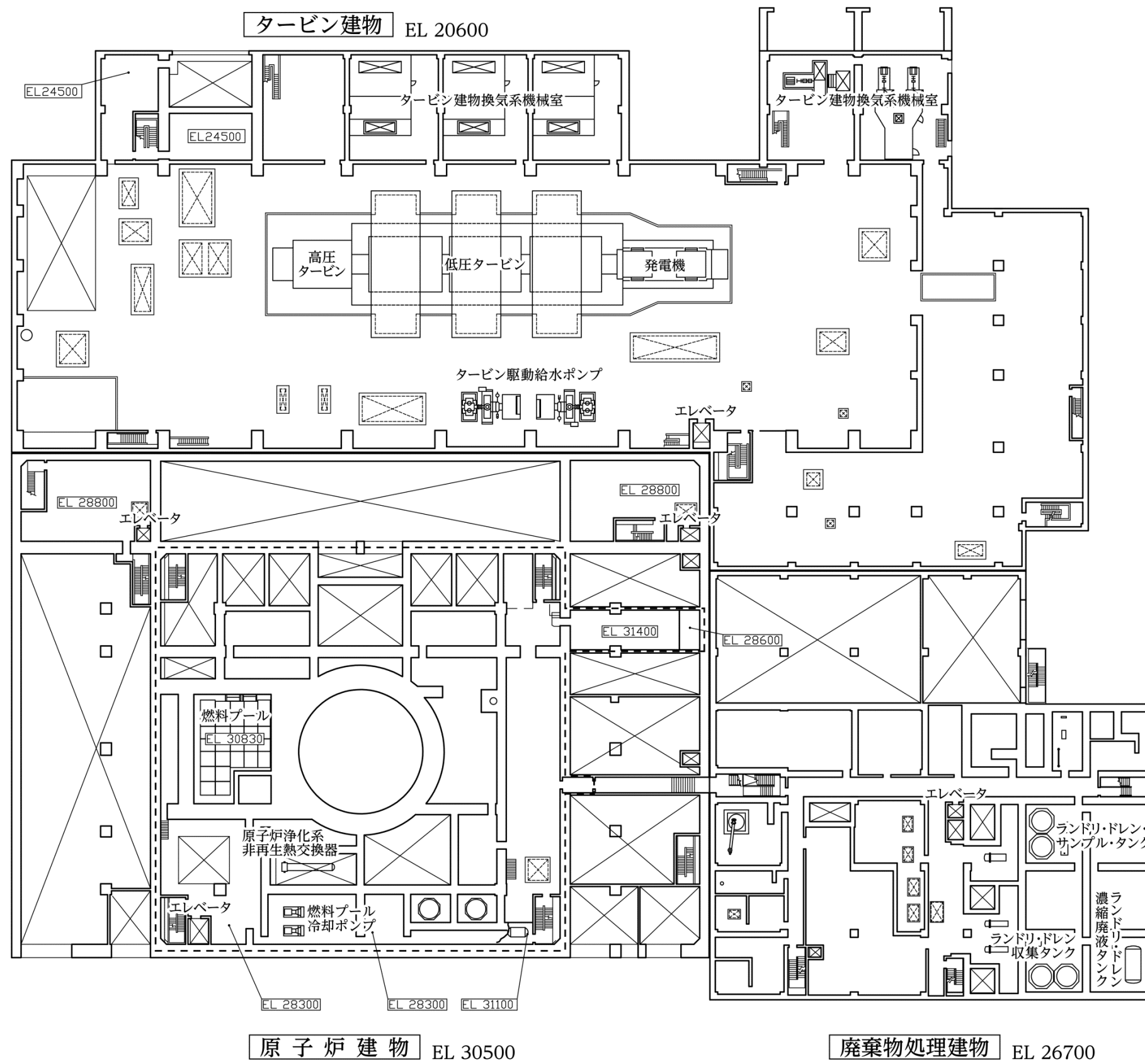


〔 〕内は二次格納施設を示す

本館建物平面図

原子炉建物	2FL
タービン建物	3FL
廃棄物処理建物	2FL

第2.5-5図 建物平面図 (その5)

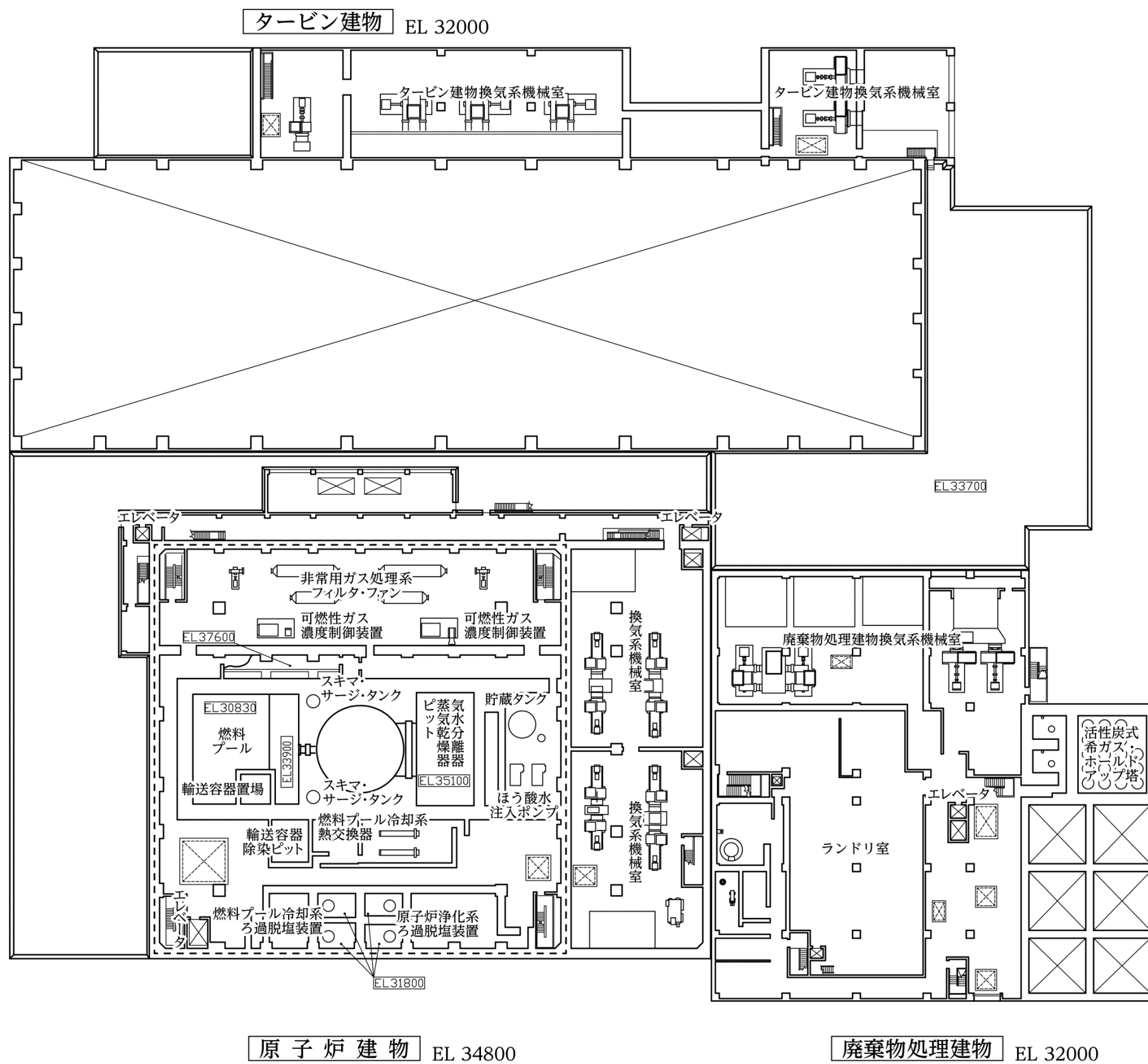


[---] 内は二次格納施設を示す

本館建物平面図

原子炉建物	2FL中間階
タービン建物	3FL
廃棄物処理建物	3FL

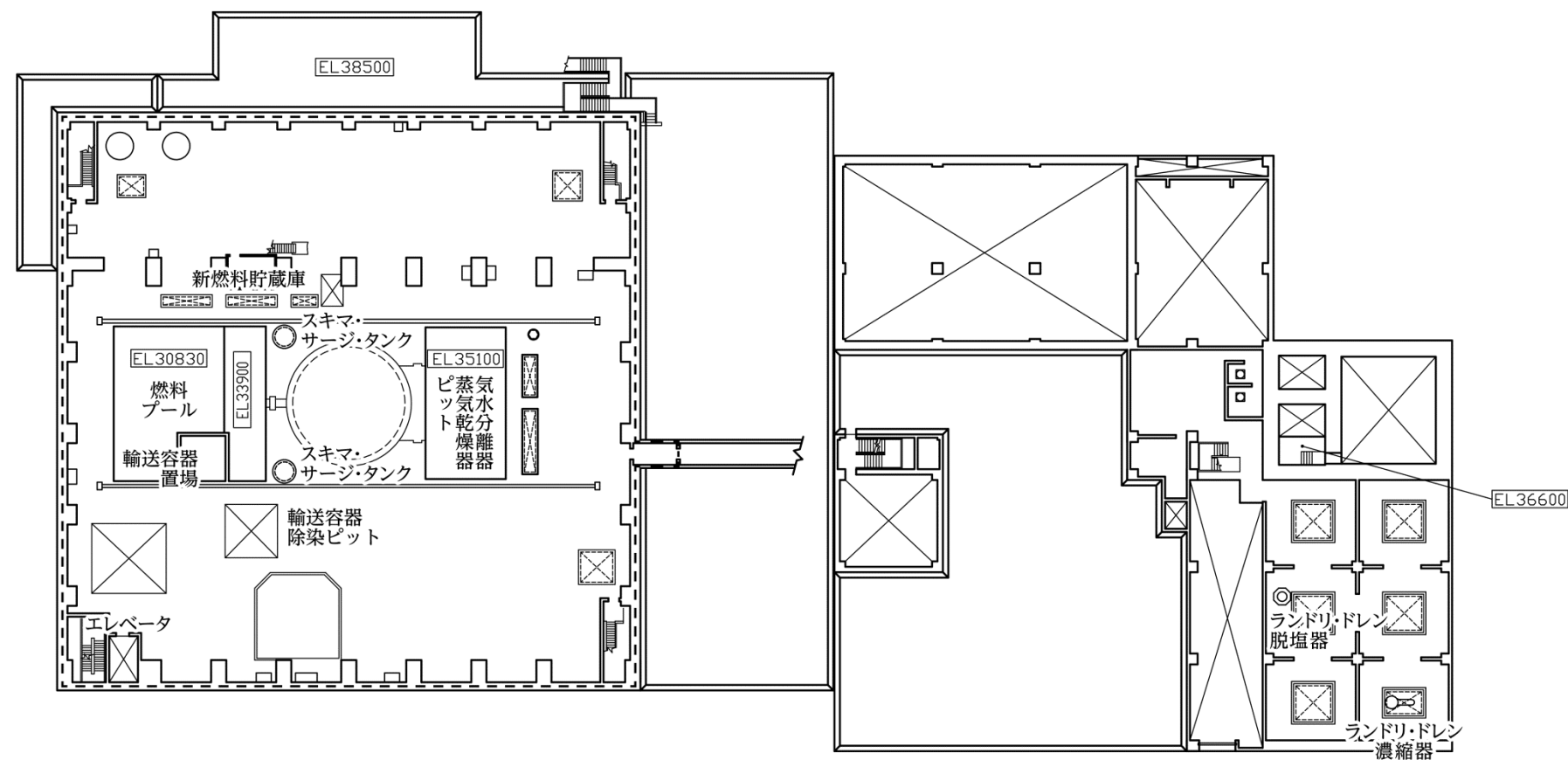
第2.5-6図 建物平面図 (その6)



本館建物平面図

原子炉建物	3FL
タービン建物	4FL
廃棄物処理建物	4FL

第2.5-7図 建物平面図 (その7)



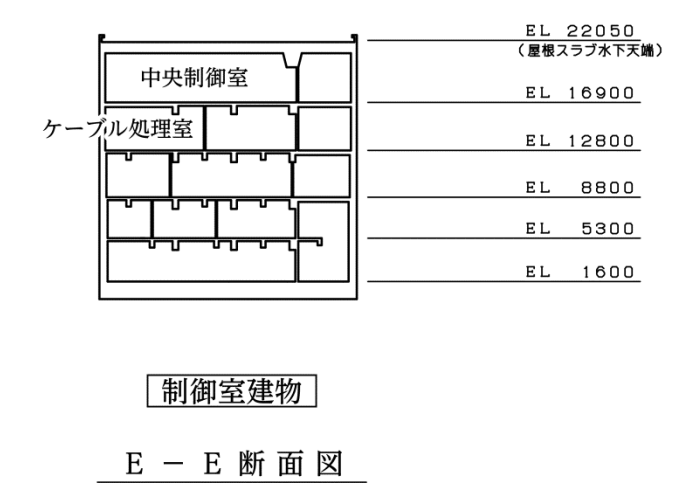
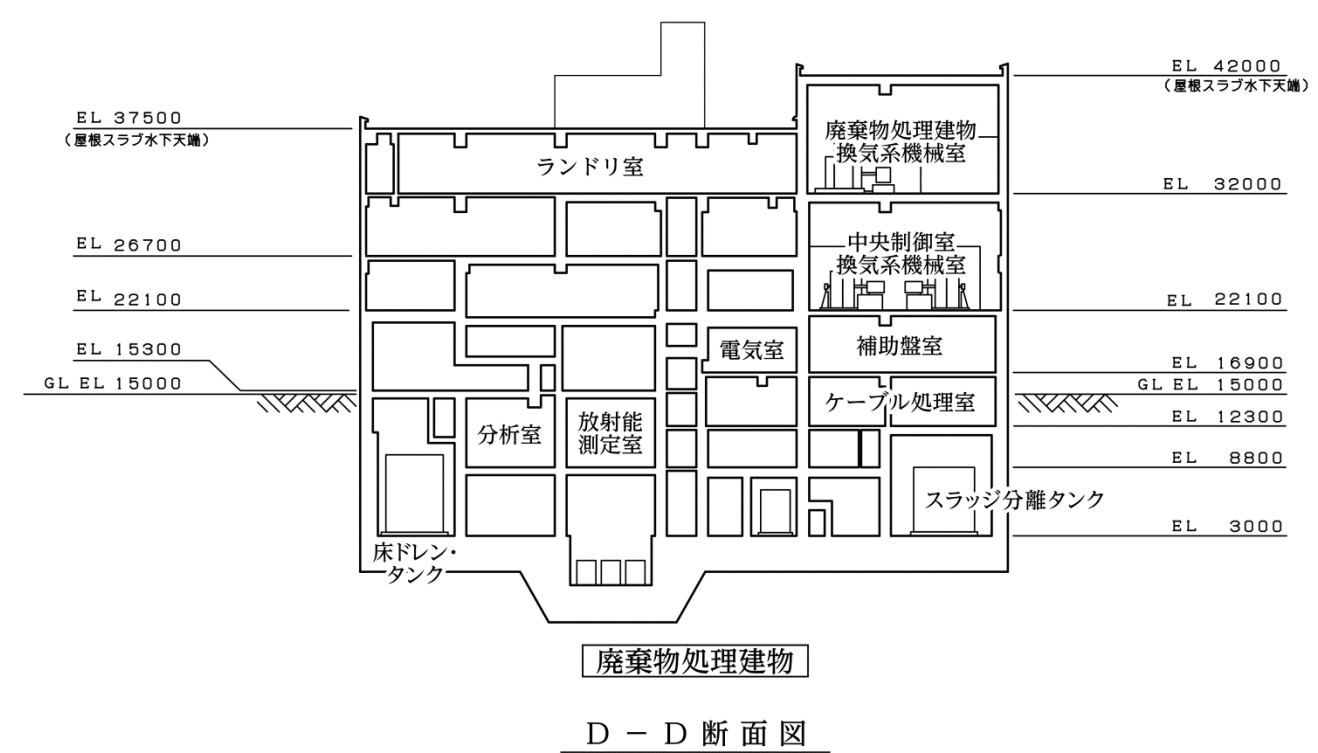
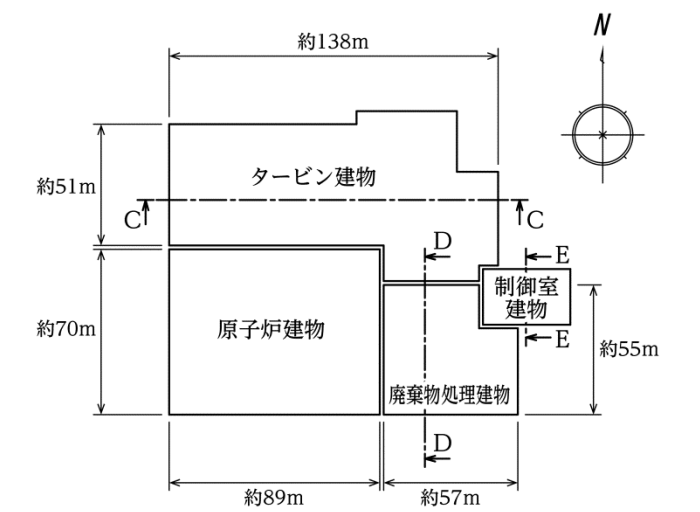
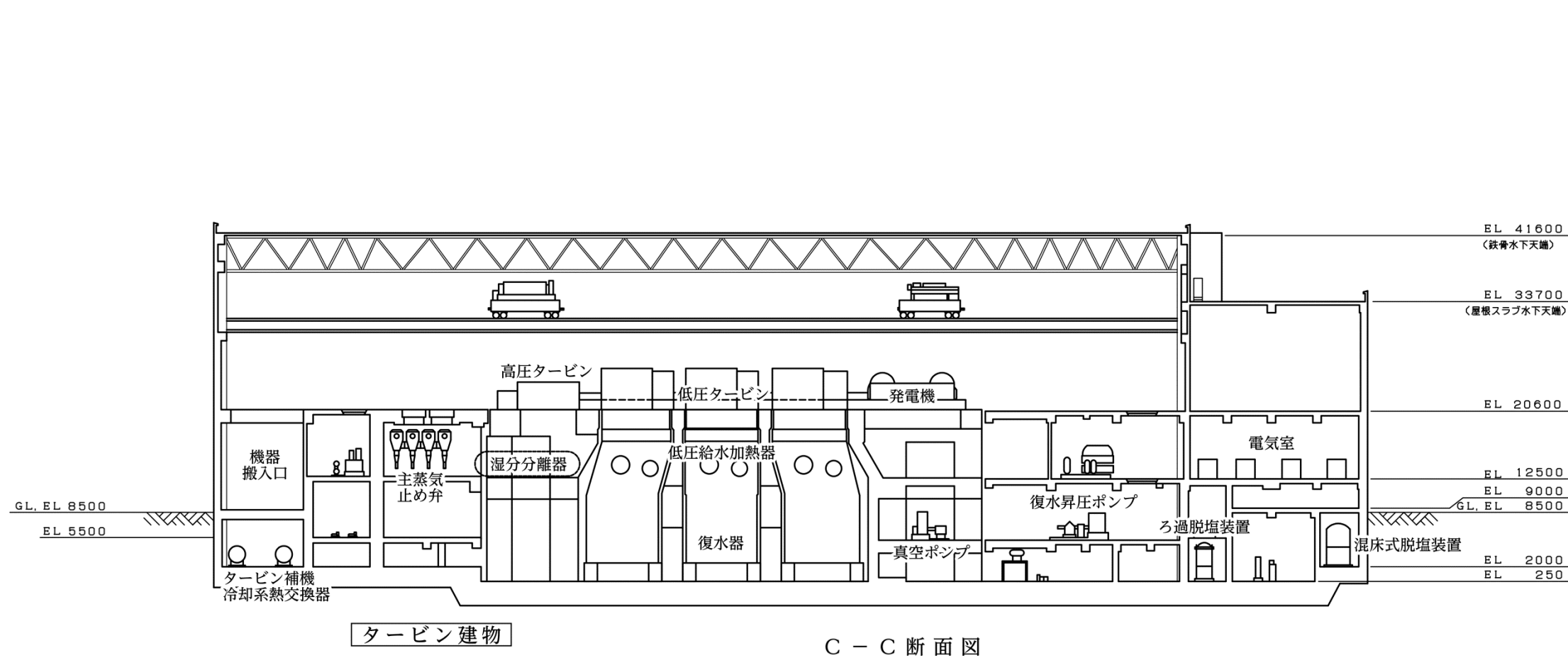
原子炉建物 EL 42800

廃棄物処理建物 EL 37500

本館建物平面図

原子炉建物	4FL
廃棄物処理建物	5FL

第2.5-8図 建物平面図 (その8)



第2.5-10図 建物断面図 (その2)

4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

4.1 燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備

4.1.1 通常運転時等

4.1.1.1 概要

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、新燃料貯蔵庫、燃料プール（1号及び2号炉共用、既設）、燃料取替機（1号及び2号炉共用、既設）、原子炉建物天井クレーン（1号及び2号炉共用、既設）、輸送容器除染ピット（1号及び2号炉共用、既設）等で構成する。

なお、使用済燃料の運搬には、使用済燃料輸送容器を使用する。

新燃料貯蔵庫及び燃料プールの概要図を第4.1-1図に示す。

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、新燃料を原子炉建物原子炉棟に搬入してから炉心に装荷するまで及び使用済燃料を炉心から取り出し原子炉建物原子炉棟から搬出するまでの貯蔵、並びに取扱いを行うものである。

燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量は中央制御室で監視できるとともに、異常時は中央制御室に警報を発信する。

4.1.1.2 設計方針

(1) 未臨界性

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、幾何学的な安全配置又は適切な手段により、臨界を防止できる設計とする。

燃料体等の貯蔵設備は、燃料体等を貯蔵容量最大に収容した場合でも通常時はもちろん、想定されるいかなる場合でも、未臨界性を確保できる設計とする。

また、燃料体等の取扱設備は、燃料体等を直接取り扱う場合には、一体ずつ取り扱う構造とすることにより、燃料体等の臨界を防止する設計とする。

(2) 非常用補給能力

燃料プール水の補給に復水貯蔵タンク水が使用できない場合には、残留熱除去系を用いてサブプレッション・チェンバのプール水を補給できる

設計とする。

(3) 貯蔵能力

燃料プールは、使用済燃料及び新燃料を計画どおりに貯蔵した後でも、2号炉の炉心内の全燃料を燃料プールに移すことができるような貯蔵能力を有した設計とする。

また、新燃料貯蔵庫は、通常時の燃料取替を考慮し、適切な貯蔵能力を有した設計とする。

(4) 遮蔽

燃料プール及び輸送容器置場の壁面及び底部は、コンクリート壁による遮蔽を施すとともに、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物（以下 4. では「MOX」という。）新燃料の上部には十分な遮蔽効果を有する水深を確保する設計とする。

燃料体等の取扱設備は、使用済燃料の炉心から燃料プールへの移送操作、燃料プールから炉心への移送操作及び使用済燃料輸送容器への収容操作並びにMOX新燃料の燃料プールから炉心への移送操作が、使用済燃料及びMOX新燃料の遮蔽に必要な水深を確保した状態で、水中で行うことができる設計とする。

(5) 漏えい防止、漏えい監視及び崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態の監視

燃料プール水の漏えいを防止するため、燃料プール及び輸送容器置場には排水口を設けない設計とする。また、燃料プールに入る配管には逆止弁を設け、配管が破損しても、サイフォン効果により燃料プール水が流出しない設計とする。

燃料プール水の漏えいを監視するため、漏えい水検出器及び燃料プール水位検出器を設ける設計とする。また、燃料プールの水温及び燃料取扱場所の放射線量を測定できる設計とする。

(6) 構造強度

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、地震荷重等の適切な組合せを考

慮しても強度上耐え得る設計とする。

また、燃料プールのライニングは、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においても燃料プールの機能を損なうような損傷を生じない設計とする。

(7) 落下防止

落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼす重量物については、燃料プール周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することにより、落下時のエネルギーを評価し、気中落下試験時の模擬燃料集合体（チャンネル・ボックス含む。）の落下エネルギー（15.5kJ）以上となる設備等を抽出する。

床面や壁面へ固定する設備等については、燃料プールからの離隔を確保するため、燃料プールへ落下するおそれはない。

a. 原子炉建物原子炉棟

原子炉建物原子炉棟の屋根を支持する屋根トラスは、基準地震動に対する発生応力が終局耐力を超えず、燃料プール内に落下しない設計とする。

また、屋根については鋼板（デッキプレート）の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造とし、地震による剥落のない構造とする。

また、燃料取替階の床面より上部を構成する壁は、鉄筋コンクリート造の耐震壁であり、燃料取替階の床面より下部の耐震壁とあわせて基準地震動に対して燃料プール内へ落下しない設計とする。

b. 燃料取替機

燃料取替機は、基準地震動による地震荷重に対し、燃料取替機本体の健全性評価及び転倒落下防止評価を行い、燃料プールへの落下物とならないよう、以下を満足する設計とする。

また、燃料取替機は、ワイヤロープの二重化、フック部の外れ止め及び動力電源喪失時の保持機能により、落下防止対策を講じた設計とする。

- (a) 燃料取替機本体の健全性評価においては、想定される使用条件において評価が保守的となるよう最大質量の吊荷を吊った状態を考慮し、基準地震動 S_s に対して燃料取替機本体（構造物フレーム）に発生する応力が許容応力以下であること。
- (b) 転倒落下防止評価においては、走行レール及び横行レール頭部を抱き込む構造をした燃料取替機のブリッジ及びトロリの脱線防止ラグについて、想定される使用条件において評価が保守的となるよう最大質量の吊荷を吊った状態を考慮し、基準地震動 S_s に対してブリッジ及びトロリの脱線防止ラグ及び取付ボルトに発生する応力が許容応力以下であること。
- (c) 走行レールの健全性評価においては、想定される使用条件において評価が保守的となるよう最大質量の吊荷を吊った状態を考慮し、基準地震動 S_s に対して走行レール及びアンカボルトに発生する応力が許容応力以下であること。

c. 原子炉建物天井クレーン

原子炉建物天井クレーンは、基準地震動による地震荷重に対し、クレーン本体の健全性評価及び転倒落下防止評価を行い、燃料プールへの落下物とならないよう、以下を満足する設計とする。

また、原子炉建物天井クレーンは、ワイヤロープ二重化、フック部の外れ止め及び動力電源喪失時の保持機能により落下防止対策を施すとともに、使用済燃料輸送容器を吊った場合は、使用済燃料貯蔵ラック上を走行できない等のインターロックを設ける設計とする。

さらに、重量物の移送時には、走行範囲を制限する措置を講ずることと、仮に吊荷が原子炉建物天井クレーンから落下したとしても、吊荷が燃料プールに落下しない設計とする。

- (a) 原子炉建物天井クレーン本体の健全性評価においては、想定される使用条件において評価が保守的となるよう最大質量の吊荷を吊った状態を考慮し、基準地震動 S_s に対してクレーン本体に発生する

応力が許容応力以下であること。

- (b) 転倒落下防止評価においては、走行方向及び横行方向に浮上り代を設けた構造をした原子炉建物天井クレーンの落下防止ラグ及びトロリストoppaについて、想定される使用条件において評価が保守的となるよう最大質量の吊荷を吊った状態を考慮し、基準地震動 S_s に対して落下防止ラグ及びトロリストoppaに発生する応力が許容応力以下であること。

(8) 雰囲気浄化

燃料体等の貯蔵設備は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、適切な雰囲気を換気系（「10. その他発電用原子炉の附属施設」参照）で維持する設計とする。

また、燃料体等の落下等により放射性物質等が放出された場合には、原子炉建物原子炉棟で、その放散を防ぎ、非常用ガス処理系（「9. 原子炉格納施設」参照）で処理する設計とする。

(9) 除染

使用済燃料輸送容器の除染ができる設計とする。

(10) 被ばく低減

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、放射線業務従事者の被ばくを合理的に達成できる限り低減する設計とする。

なお、MOX新燃料の取扱いに当たっては、燃料との距離の確保、必要に応じた遮蔽体の設置等の被ばく低減対策を講じる。

(11) 燃料取扱場所のモニタリング

燃料取扱場所は、崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態を検出できるとともに、これを適切に運転員に伝えることができる設計とする。

(12) 試験検査

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備のうち安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査を行うことができる設計とする。

4.1.1.3 主要設備の仕様

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備の主要仕様を第4.1-1表に示す。

4.1.1.4 主要設備

発電所に到着したウラン新燃料は、受取検査後、原子炉建物原子炉棟内の新燃料貯蔵庫又は燃料プールに移す。

また、MOX新燃料は、受取検査の前又は後に原子炉建物原子炉棟内の燃料プールに移す。

(1) 燃料取替機

燃料取替機は、原子炉ウェル、燃料プール及び気水分離器・蒸気乾燥器ピット上を水平に移動する走行台車並びにその上を移動する横行台車で構成する。

また、燃料把握機は、二重のワイヤや燃料体等を確実につかんでいない場合には、吊上げができない等のインターロックを設け、圧縮空気が喪失した場合にも、燃料体等が外れない設計とする。

燃料取替作業による放射線業務従事者の被ばくを低減するため、燃料取替機は遠隔自動で運転できる設計とする。

(2) 原子炉建物天井クレーン

原子炉建物天井クレーンは、新燃料、使用済燃料輸送容器、MOX新燃料輸送容器の運搬に使用するとともに、原子炉遮蔽体、原子炉格納容器上蓋、原子炉圧力容器上蓋、蒸気乾燥器、気水分離器等の取外し、運搬及び取付けに使用する。

また、原子炉建物天井クレーンの主要要素は、種々の二重化を行うとともに重量物を吊った状態で使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようインターロックを設ける。

(3) 新燃料貯蔵庫

新燃料貯蔵庫は、発電所に到着したウラン新燃料を受取検査後炉心に装荷するまで貯蔵する鉄筋コンクリート造の設備で、原子炉建物原子炉棟内に設け全炉心燃料の約35%を収納できる。燃料は堅固な構造のラッ

クに垂直に入れ、乾燥状態で貯蔵する。新燃料貯蔵庫には水が充満するのを防止するための排水口を設ける。

なお、ウラン新燃料は発電所敷地内に仮貯蔵庫を設けて所定の保安上の措置を行った上、一時仮置することもある。

新燃料貯蔵ラックは、貯蔵燃料の臨界を防止するために必要な燃料間距離を保持し、たとえウラン新燃料を貯蔵容量最大で貯蔵した状態で、万一新燃料貯蔵庫が水で満たされる等の厳しい状態を仮定しても、実効増倍率を0.95以下に保つ。

さらに実際には起こることは考えられないが、反応度が最も高くなるというような水分雰囲気で満たされる場合を仮定しても臨界未満とする。

(4) 燃料プール

燃料プールは、原子炉建物原子炉棟内にあつて、2号炉の全炉心燃料の約630%相当分の貯蔵が可能であり、さらに放射化された機器等の貯蔵及び取扱いができるスペースをもたせる。

壁の厚さは遮蔽を考慮して十分とり、内面はステンレス鋼でライニングし漏えいを防止する。

燃料プールの水深は約11.5mである。

また、著しく破損した燃料体等は、燃料プール内の破損燃料貯蔵ラックに収納する。

なお、燃料プールは、原子炉の運転中は2号炉の全炉心の燃料を貯蔵できる容量を確保する。

使用済燃料貯蔵ラックは、中性子吸収材であるボロンを添加（1.00～1.75wt%）したステンレス鋼⁽¹⁾を使用するとともに適切な燃料間距離をとることにより、燃料体等を貯蔵容量最大で貯蔵し、かつ、燃料プール水温、使用済燃料貯蔵ラック内燃料位置等について、想定されるいかなる場合でも実効増倍率を0.95以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止する。

MOX燃料を貯蔵した場合でも実効増倍率を0.95以下に保つことができる⁽²⁾⁽³⁾。

燃料プール水の漏えいを防止するため、燃料プール及び輸送容器置場には排水口を設けない。燃料プール水の漏えい又は崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態を監視するため、燃料プール監視設備として、燃料プール水位、燃料プールライナドレン漏えい水位、燃料プール冷却ポンプ入口温度、燃料プール温度、燃料プール水位・温度（S A）、燃料取替階エリア放射線モニタ及び燃料取替階放射線モニタを設ける。

なお、外部電源が利用できない場合においても、燃料プール監視設備は、非常用所内電源系より受電し、外部電源が喪失した場合においても計測可能な設計とする。

また、燃料プール水の補給に復水貯蔵タンク水が使用できない場合には、残留熱除去系を用いてサプレッション・チェンバのプール水を補給する。

輸送容器置場は、燃料プールの横に別個に設け、万一の使用済燃料輸送容器の落下事故の場合にも、燃料プールの機能を喪失しないようにする。

なお、新燃料を燃料プールに仮置きすることもある。

(5) 輸送容器除染ピット

輸送容器除染ピットは、燃料プールに隣接して設け、使用済燃料輸送容器の除染を行う。

(6) 破損燃料検出装置

破損燃料検出装置は、原子炉停止時に SHIPPING を行って、破損燃料を検出する。

なお、SHIPPING とは、チャンネル・ボックス上にシッパ・キャップを載せ、各チャンネル・ボックス内の水を採取すること等によって、核種分析を行い燃料の破損を検出する方法である。

(7) 燃料プール水位

燃料プール水位は、燃料プール水位の異常な低下及び上昇を監視できる計測範囲を有し、異常を検知した場合は中央制御室に警報を発信する

設計とする。

(8) 燃料プールライナドレン漏えい水位

燃料プールライナドレン漏えい水位は、燃料プールのライニングからの漏えいを検知できる計測範囲を有し、燃料プールからの漏えいが発生した場合に中央制御室に警報を発信する設計とする。

(9) 燃料プール冷却ポンプ入口温度

燃料プール冷却ポンプ入口温度は、燃料プール温度の異常な上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視ができるとともに、異常な温度上昇時に警報を発信する設計とする。

(10) 燃料プール温度

燃料プール温度は、燃料プール温度の異常な上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視ができるとともに、異常な温度上昇時に警報を発信する設計とする。

(11) 燃料プール水位・温度（S A）

燃料プール水位・温度（S A）は、燃料プール水位の異常な低下及び燃料プール温度の異常な上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視ができるとともに、水位の異常な低下時及び温度の異常な上昇時に警報を発信する設計とする。

(12) 燃料取替階エリア放射線モニタ

燃料取替階エリア放射線モニタは、通常時及び燃料取扱事故（燃料集合体の落下）時において燃料取扱場所の放射線量について異常な上昇を検出できる計測範囲を有し、中央制御室で監視ができるとともに、異常な放射線量を検出し警報を発信する設計とする。

(13) 燃料取替階放射線モニタ

燃料取替階放射線モニタは、燃料取扱場所での燃料取扱事故（燃料集合体の落下）時において燃料取扱場所の放射線量について異常な上昇を検出できる計測範囲を有し、中央制御室で監視ができるとともに、異常な放射線量を検知した場合に警報を発信し、原子炉建物原子炉棟の通常の

換気空調系を停止するとともに非常用ガス処理系を起動する設計とする。

4.1.1.5 試験検査

- (1) 燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備の機器は、その使用前に必ず機能試験、検査を実施する。

4.1.1.6 手順等

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

(1) 燃料プールへの重量物落下防止対策

- a. 燃料プール周辺に設置する設備や取り扱う吊荷については、あらかじめ定めた評価フローに基づき評価を行い、燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が考えられる場合は落下防止措置を実施する。
- b. 日常作業等において燃料プール周辺に持ち込む物品については、必要最低限に制限するとともに落下防止措置を実施する。
- c. 燃料取替機及び原子炉建物天井クレーンは、通常待機時、燃料プール上への待機配置を行わないこととする。また、原子炉建物天井クレーンにより、使用済燃料輸送容器を燃料プール上で取り扱う場合は、使用済燃料輸送容器の移動範囲の制限に関する運用上の措置を講ずることとし、それらを手順等に整備し、的確に実施する。
- d. 燃料プール上で作業を行う原子炉建物天井クレーンについては、クレーン等安全規則に基づき、定期点検及び作業開始前点検を実施するとともに、クレーンの運転、玉掛けは有資格者が実施する。また、燃料取替機においても、定期点検及び作業開始前点検を実施する。

4.1.2 重大事故等時

4.1.2.1 概要

燃料プールは、残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保する設計とする。また、燃料プール

に接続する配管の破損等により、燃料プール戻り配管からサイフォン現象によるプール水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、燃料プール戻りラインの逆止弁にサイフォンブレイク配管を設ける設計とする。

燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合及び燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合に、臨界にならないよう配慮した使用済燃料貯蔵ラックの形状により臨界を防止できる設計とする。

4.1.2.2 設計方針

4.1.2.2.1 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

燃料プールは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

4.1.2.2.2 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

燃料プールは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)及び燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

4.1.2.3 主要設備及び仕様

燃料プール(重大事故等時)主要仕様を第4.1-2表に示す。

4.1.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に

示す。

燃料プールは、漏えいの有無等の確認が可能な設計とする。

4.2 使用済燃料貯蔵プールの冷却等のための設備

4.2.1 燃料プール冷却系（1号及び2号炉共用，既設）

4.2.1.1 概要

燃料プール冷却系は，使用済燃料及びMOX新燃料からの崩壊熱を熱交換器で除去して燃料プール水を冷却するとともに，ろ過脱塩装置で燃料プール水をろ過脱塩して，燃料プール，原子炉ウェル及び気水分離器・蒸気乾燥器ピット水の純度，透明度を維持する。

燃料プール冷却系の系統概要図を第4.2-1図に示す。

4.2.1.2 設計方針

燃料プール冷却系は，燃料プール内に貯蔵する使用済燃料及びMOX新燃料からの崩壊熱を除去でき，かつ，燃料プールの水中及び水面上の不純物を除去できる設計とする。

燃料プール冷却系の能力以上の使用済燃料を燃料プールに貯蔵した場合，又は燃料プール冷却系の機能が喪失した場合等には，残留熱除去系を使用できる設計とする。

燃料プール冷却系及び残留熱除去系の熱交換器で除去した熱は，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を経て，最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

4.2.1.3 主要設備の仕様

燃料プール冷却系の主要設備の仕様を第4.2-1表に示す。

4.2.1.4 主要設備

燃料プール冷却系は以下の通りである。

燃料プール冷却系は，ポンプ，ろ過脱塩装置，熱交換器，計測制御装置等で構成され，使用済燃料及びMOX新燃料からの崩壊熱を熱交換器で除去して燃料プール水を冷却するとともに，ろ過脱塩装置で燃料プール水をろ過脱塩して，燃料プール，原子炉ウェル及び気水分離器・蒸気乾燥器ピット水の純度，透明度を維持する。

燃料プール冷却系は，原子炉ウェルと燃料プールを仕切るプールゲート

を閉じた時点で炉心から取り出した燃料 1 回分取替量から発生する崩壊熱並びにそれ以前の燃料取替で取り出した 2 号炉の使用済燃料及び21か月以上冷却後 1 号炉より運搬された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計として定義する通常最大熱負荷をこの系の熱交換器で除去し、プール水温が 52°Cを超えないようにすることができる⁽³⁾。

また、燃料サイクル末期における全炉心の崩壊熱並びにそれ以前の燃料取替により取り出した 2 号炉の使用済燃料及び21か月以上冷却後 1 号炉より運搬された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計として定義する最大熱負荷は、残留熱除去系を併用して除去し、プール水温を65°C以下に保つことができる⁽³⁾。

燃料プール冷却系及び残留熱除去系の熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。

燃料プールからスキマせきを越えてスキマ・サージ・タンクに流出する燃料プール水は、ポンプで昇圧し、ろ過脱塩装置、熱交換器を通した後、燃料プールのディフューザから吐出する。また、原子炉ウエルのディフューザからも吐出できる。燃料プールに入る配管には逆止弁を設け、サイフォン効果により燃料プール水が流出しないようにする。

燃料プール冷却系は、スキマせきを越えてスキマ・サージ・タンクに流出する水をポンプで循環させるので、この系の破損時にも燃料プール水位はスキマせきより低下することはない。

スキマ・サージ・タンクには、補給水ラインを設け補給できるようにする。

なお、燃料プール冷却系の電源は、外部電源喪失時に非常用所内電源に切替えられる。

4.2.1.5 試験検査

燃料プール冷却系については、その使用前に必ず機能試験、検査を実施するとともに、定期的に点検を行い、その健全性を確認する。

4.3 燃料プールの冷却等のための設備

4.3.1 概要

燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

燃料プールの冷却等のための設備の系統概要図を第4.3-1図から第4.3-6図に示す。

4.3.2 設計方針

燃料プールの冷却等のための設備のうち、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの小規模な水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合においても燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止できるよう燃料プールの水位を維持するための設備として、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を設ける。

また、燃料プールの冷却等のための設備のうち、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合においても燃料プール内燃料体等の著しい損傷を緩和し、及び臨界を防止するための設備として、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を設ける。

燃料プールに接続する配管の破損等により、燃料プール冷却系戻り配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、燃料プール冷却系戻り配管の逆止弁にサイフォンブレイク

配管を設ける。

燃料プールの冷却等のための設備のうち、燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において大気への放射性物質の拡散を抑制するための設備として原子炉建物放水設備を設ける。

燃料プールの冷却等のための設備のうち、重大事故等時において、燃料プールの状態を監視するための設備として、燃料プールの監視設備を設ける。

(1) 燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備

a. 燃料プール代替注水

(a) 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水

残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）を使用する。

燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、大量送水車、常設スプレイヘッド、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水を燃料プールのスプレイ系配管等を経由して常設スプレイヘッドから燃料プールへ注水することで、燃料プールの水位を維持できる設計とする。

また、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。

燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設

備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・大量送水車
- ・常設スプレイヘッダ
- ・燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、配管、弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。

(b) 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水

残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を使用する。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、大量送水車、可搬型スプレイノズル、ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレイノズルから燃料プールへ注水することで、燃料プールの水位を維持できる設計とする。

また、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・大量送水車
- ・可搬型スプレイノズル
- ・燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。

(2) 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備

a. 燃料プールスプレイ

(a) 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ

燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）を使用する。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、大量送水車、常設スプレイヘッド、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水を燃料プールスプレイ系配管等を経由して常設スプレイヘッドから燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。

また、スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって、臨界を防止することができる設計とする。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・大量送水車
- ・常設スプレイヘッド
- ・燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、配管、弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。

- (b) 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ

燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時

には燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレーすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、燃料プールスプレー系（可搬型スプレーノズル）を使用する。

燃料プールスプレー系（可搬型スプレーノズル）は、大量送水車、可搬型スプレーノズル、ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレーノズルから燃料プール内燃料体等に直接スプレーすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。

また、スプレーや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって、臨界を防止することができる設計とする。

燃料プールスプレー系（可搬型スプレーノズル）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 大量送水車
- ・ 可搬型スプレーノズル
- ・ 燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である燃料プールを重大事故等対処設

備として使用する。

b. 大気への放射性物質の拡散抑制

(a) 原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制

燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位の異常な低下により、燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、燃料損傷時にはできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、原子炉建物放水設備を使用する。

原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車、放水砲、ホースで構成し、大型送水ポンプ車により海水をホースを經由して放水砲から原子炉建物へ放水することで、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減できる設計とする。

本系統の詳細については、「9.7 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」に記載する。

(3) 重大事故等時の燃料プールの監視に用いる設備

a. 燃料プールの監視設備による燃料プールの状態監視

燃料プールの監視設備として、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）を使用する。

燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）は、想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。

また、燃料プール監視カメラ（SA）は、想定される重大事故等時の燃料プールの状態を監視できる設計とする。

燃料プール水位（SA）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から、燃料プール

水位・温度（S A）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）及び燃料プール監視カメラ（S A）は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 燃料プール水位・温度（S A）
- ・ 燃料プール水位（S A）
- ・ 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）
- ・ 燃料プール監視カメラ（S A）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）

(4) 燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための設備

a. 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱

燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プール冷却系を使用する。

燃料プール冷却系は、ポンプ、熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、燃料プールの水をポンプにより熱交換器等を經由して循環させることで、燃料プールを冷却できる設計とする。

燃料プール冷却系は、非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）が機能喪失した場合でも、常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却系を用いて、燃料プールを除熱できる設計とする。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、移動式代替

熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器を搭載した移動式代替熱交換設備，大型送水ポンプ車，配管・ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，移動式代替熱交換設備を屋外の接続口より原子炉補機冷却系に接続し，大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで，燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また，屋外の接続口が使用できない場合には，大型送水ポンプ車を屋内の接続口より原子炉補機冷却系に接続し，原子炉補機冷却系に海水を送水することで，燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

大型送水ポンプ車の燃料は，燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・燃料プール冷却ポンプ
- ・燃料プール冷却系熱交換器
- ・移動式代替熱交換設備
- ・大型送水ポンプ車
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

燃料プール冷却系の流路として，配管，弁，スキマ・サージ・タンク及びディフューザを重大事故等対処設備として使用する。

原子炉補機代替冷却系の流路として，原子炉補機冷却系の配管，弁及びサージタンク並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である燃料プール並びに設計基準事故対処設備である非常用取水設備の取水口，取水管及び取水槽を重大事故等対処設備として使用する。

燃料プールについては、「4.1 燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備」に記載する。

大型送水ポンプ車については、「5.7 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備，代替所内電気設備及び燃料補給設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

取水口，取水管及び取水槽については、「10.7 非常用取水設備」に記載する。

4.3.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は，残留熱除去系及び燃料プール冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで，電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系及び燃料プール冷却系に対して多様性を有する設計とする。

また，燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は，代替淡水源を水源とすることで，燃料プールを水源とする残留熱除去系及び燃料プール冷却系の冷却機能並びにサプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系の補給機能に対して異なる水源を有する設計とする。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は，原子炉建物から離れた屋外に分散して保管することで，原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び燃料プール冷却ポンプと共通要因によって同時に機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。

大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

燃料プール水位・温度（S A）、燃料プール水位（S A）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）、燃料プール監視カメラ（S A）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は、燃料プール水位、燃料プール冷却ポンプ入口温度、燃料プール温度、燃料取替階エリア放射線モニタ及び燃料取替階放射線モニタと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、燃料プール水位（S A）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は非常用交流電源設備に対して、多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から、燃料プール水位・温度（S A）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）及び燃料プール監視カメラ（S A）は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器と異なる区画に設置することで、残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

重大事故等対処設備として使用する場合の燃料プール冷却ポンプは常設代替交流電源設備からの給電により駆動することで、残留熱除去系及び燃料プール冷却系の冷却機能並びに残留熱除去系の補給機能として使用する場合の、非常用交流電源設備により駆動する残留熱除去ポンプ及び燃料プール冷却ポンプに対して多様性を有する設計とする。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、移動式代替熱交換設備を常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計

とし、大型送水ポンプ車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して多様性を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉建物から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」に記載する。

4.3.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、他の設備と独立して使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プール水位・温度（S A）、燃料プール水位（S A）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）、燃料プール監視カメラ（S A）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は、他の設備と電氣的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、通常時は移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と原子炉補機代替冷却系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

4.3.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は、想定される重大事故等時において、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有するものとして、1セット1台使用する。保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は、想定される重大事故等時において、燃料プール内燃料体等の損傷を緩和し、及び臨界を防止するために必要なスプレイ量を有するものとして、1セット1台使用する。保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

可搬型スプレインズルは、想定される重大事故等時において、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有するもの及び燃料プール内燃料体等の損傷を緩和し、及び臨界を防止することができるものとして1セット1個使用する。保有数は、2セット2個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計3個を保管する。

燃料プール水位・温度（S A）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲を測定できる設計とする。

燃料プール水位（S A）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある燃料プール上部から底部近傍までの範囲を測定できる設計とする。燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。

燃料プール監視カメラ（S A）は、想定される重大事故等時において赤外線機能により燃料プールの状況が把握できる設計とする。

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としてのポンプ流量及び伝熱容量が、想定される重大事故等時において、燃料プール内に貯蔵する使用済燃料及びMOX新燃料から発生する崩壊熱を除去するために必要なポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を除去するために屋外の接続口を使用する場合は、必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備1セット1台と大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。また、屋内の接続口を使用する場合は、大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。

移動式代替熱交換設備の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。大型送水ポンプ車の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

また、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、燃料プール冷却系による燃料プールの除熱と残留熱除去系による発電用原子炉若しくは原子炉格納容器内の除熱又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を同時に使用するため、各システムの必要な除熱量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

4.3.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

大量送水車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の可搬型スプレイノズルは、原子炉建物原子炉棟内に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬型スプレイノズルは、現場据付け後の操作は不要な設計とする。また、設置場所への据付けが困難な作業環境に備え、常設のスプレイヘッドを設ける。常設スプレイヘッドは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

常設スプレイヘッドを使用した代替注水及びスプレイは、スロッシング又は燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プール付近の線量率が上昇した場合でも、被ばく低減の観点から原子炉建物の外で操作可能な設計とする。

また、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

燃料プール水位・温度（S A）、燃料プール水位（S A）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）及び燃料プール監視カメラ（S A）は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。燃料プール監視カメラ用冷却設備は、原子炉建物附属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。燃料プール監視カメラ用冷却設備の操作は、想定される重大事故等時において、原子炉建物附属棟内で可能な設計とする。

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

燃料プール冷却ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

燃料プール冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

大型送水ポンプ車の移動式代替熱交換設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

移動式代替熱交換設備の海水通水側及び大型送水ポンプ車は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。また、原子炉補機代替冷却系の淡水通水側は淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先して使用することで、設備への影響を考慮する。

4.3.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。

大量送水車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

大量送水車を接続する接続口については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。

また、接続口の口径を統一する設計とする。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の可搬型スプレイノズルとホースの接続については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、ホースの接続については、接続方式を統一する設計とする。

可搬型スプレイノズルは、現場据付け後の操作は不要な設計とする。

燃料プール水位・温度（S A）、燃料プール水位（S A）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）、燃料プール監視カメラ

(S A) 及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は、想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

燃料プール水位・温度 (S A)、燃料プール水位 (S A)、燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A) 及び燃料プール監視カメラ (S A) は、想定される重大事故等時において、操作を必要とすることなく中央制御室から監視が可能な設計とする。

また、燃料プール監視カメラ用冷却設備は、想定される重大事故等時においても、原子炉建物付属棟内で弁及び付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。

燃料プール冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

燃料プール冷却ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、中央制御室での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続する接続口については、フランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。

大型送水ポンプ車と移動式代替熱交換設備との接続は、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。また、ホースの接続については、接続方式を統一する設計とする。

4.3.3 主要設備及び仕様

燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様を第4.3-1表に示す。

4.3.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。とともに、分解又は取替えが可能な設計とする。また、大量送水車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の常設スプレイヘッド及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の可搬型スプレイノズルは、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。とともに、外観の確認が可能な設計とする。

燃料プール水位・温度（S A）及び燃料プール水位（S A）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

燃料プール監視カメラ（S A）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。

燃料プール冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁開閉操作の確認が可能な設計とする。また、燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備の移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。また、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第4.1-1表 燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備の主要仕様

- (1) 種類 ステンレス鋼内張りプール形（ラック貯蔵方式）
- (2) 貯蔵能力 2号炉全炉心の約630%相当分
- (3) 使用済燃料貯蔵ラック
- 種類 たて置ラック式
- 材料 ボロン添加（1.00～1.75wt%）ステンレス鋼
- (4) 燃料プール水位
- 個数 1
- 計測範囲（水位低警報設定値）
- 通常水位－210mm（E L. 42, 290mm）
- （水位高警報設定値）
- 通常水位＋60mm（E L. 42, 560mm）
- 種類 フロート式
- (5) 燃料プールライナドレン漏えい水位
- 個数 1
- 計測範囲（警報設定値）
- ドレン止め弁（E L. 28, 750mm）より＋400mm（E L. 29, 150mm）
- 種類 フロート式
- (6) 燃料プール冷却ポンプ入口温度
- 個数 1
- 計測範囲 0～150℃
- 種類 熱電対
- (7) 燃料プール温度
- 個数 1
- 計測範囲 0～150℃
- 種類 熱電対
- (8) 燃料プール水位・温度（S A）
- 個数 1（検出点7箇所）

計測範囲 水位：-1,000mm~6,710mm^{※1} (E L. 34, 518mm~E L. 42, 228mm)

温度：0~150℃

種類 熱電対

※1：基準点は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (E L. 35, 518mm)

(9) 燃料取替階エリア放射線モニタ

個数 2

計測範囲 $10^{-3} \sim 10^1$ mSv/h

種類 電離箱

(10) 燃料取替階放射線モニタ

個数 4

計測範囲 $10^{-3} \sim 10^1$ mSv/h

種類 半導体式

第4.1-2表 燃料プール（重大事故等時）主要仕様

兼用する設備は以下のとおり。

・燃料プール（通常運転時等）

- | | |
|----------|------------------------|
| (1) 種類 | ステンレス鋼内張りプール形（ラック貯蔵方式） |
| (2) 貯蔵能力 | 全炉心の約 630%相当分 |

第 4.2-1 表 燃料プール冷却系主要仕様

(1) ろ過脱塩装置

型 式	圧カプリコート式
基 数	2
容 量	約 200m ³ /h/基

(2) ポンプ

台 数	2
容 量	約 200m ³ /h/台

(3) 熱交換器

基 数	2
-----	---

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様

(1) 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ），燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）

a. 大量送水車

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	ディフューザ形
台 数	2（予備1）
容 量	168m ³ /h/台以上（吐出圧力0.85MPa[gage]において） 120m ³ /h/台以上（吐出圧力1.4MPa[gage]において）
吐出圧力	0.85MPa[gage]～1.4MPa[gage]以上

b. 可搬型スプレイノズル

数 量	2（予備1）
-----	--------

c. 常設スプレイヘッダ

数 量	1
-----	---

(2) 原子炉建物放水設備

a. 大型送水ポンプ車

「第9.7-1表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機器仕様」に記載する。

b. 放水砲

「第9.7-1表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機器仕様」に記載する。

(3) 燃料プール監視設備

a. 燃料プール水位・温度（S A）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	1（検出点7箇所）
計測範囲	水位 -1,000～6,710mm ^{※1} (E L. 34, 518mm～E L. 42, 228mm)
	温度 0～150℃

※1:基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(E L. 35, 518mm)

b. 燃料プール水位（S A）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	1
計測範囲	-4.30～7.30m ^{※2} （E L. 31, 218mm～E L. 42, 818mm）

※2:基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(E L. 35, 518mm)

c. 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）

第8.1-2 表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

d. 燃料プール監視カメラ（S A）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	1
-----	---

(4) 燃料プール冷却系

a. ポンプ

台 数	1（予備1）
容 量	約200m ³ /h/台
全揚程	約88m

b. 熱交換器

基 数	1（予備1）
伝熱容量	約1.9MW

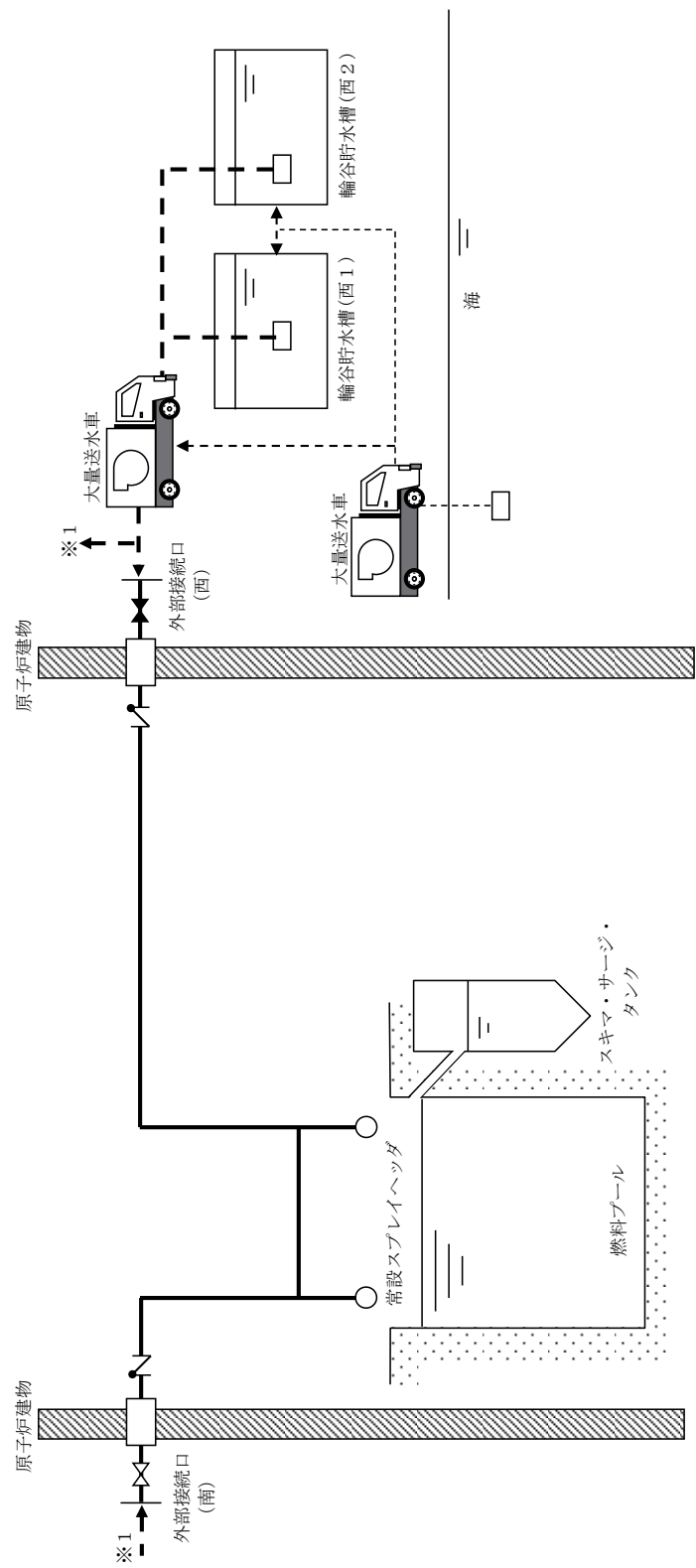
(5) 原子炉補機代替冷却系

a. 移動式代替熱交換設備

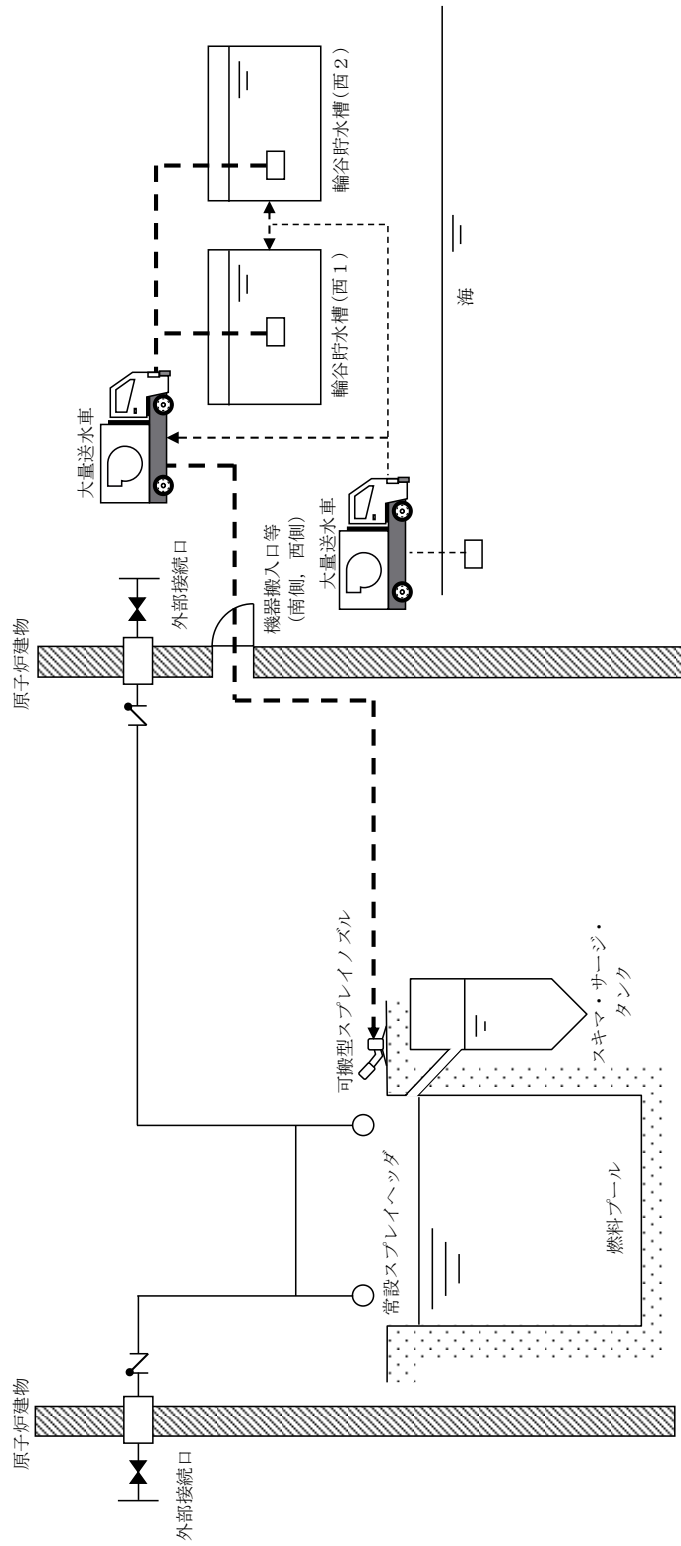
「第5.10-1表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様」に記載する。

b. 大型送水ポンプ車

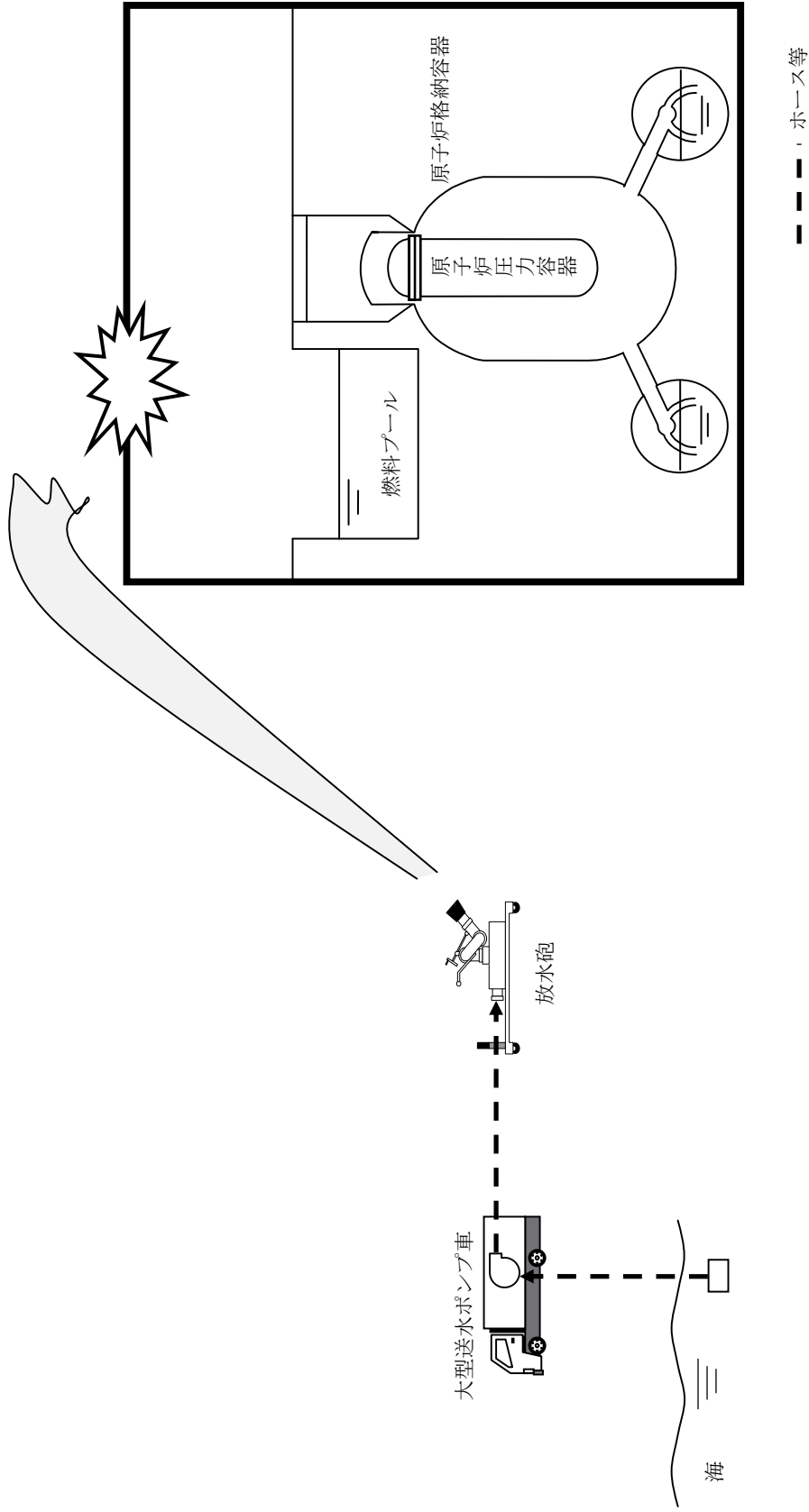
「第5.10-1表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様」に記載する。



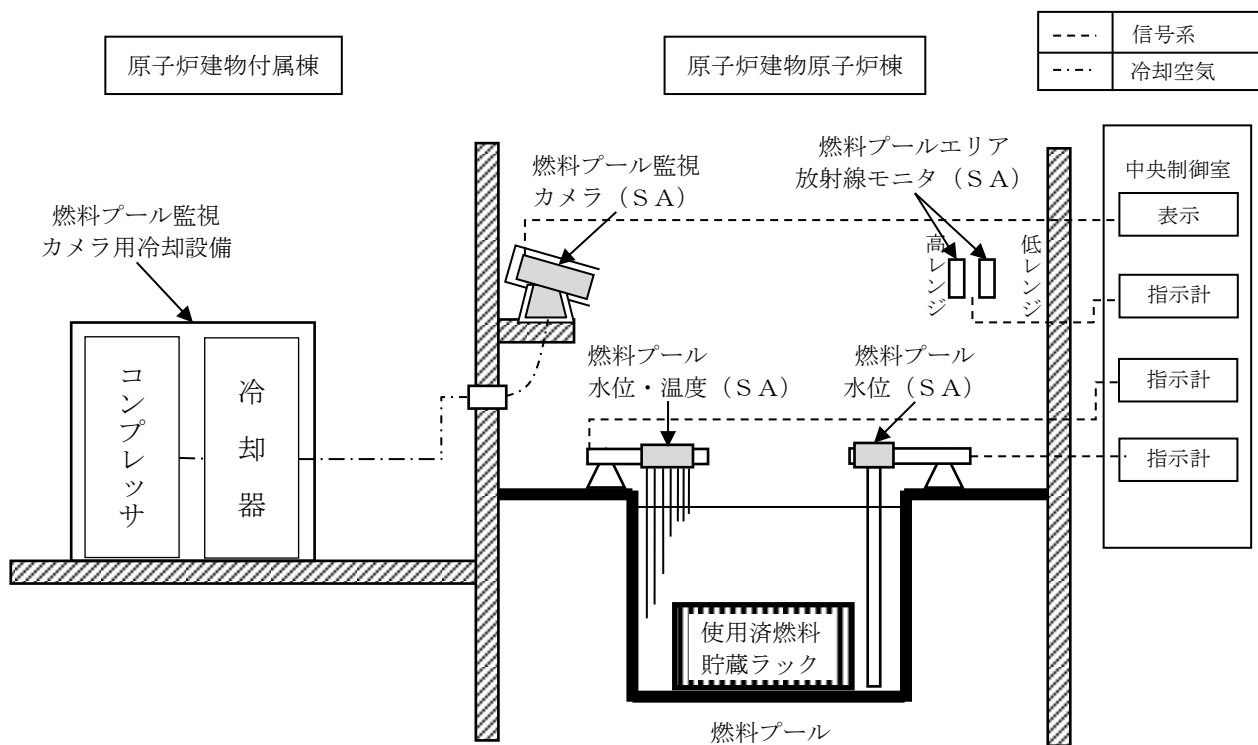
第4.3-1図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
 (燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) による
 燃料プールへの注水及びスプレイ)



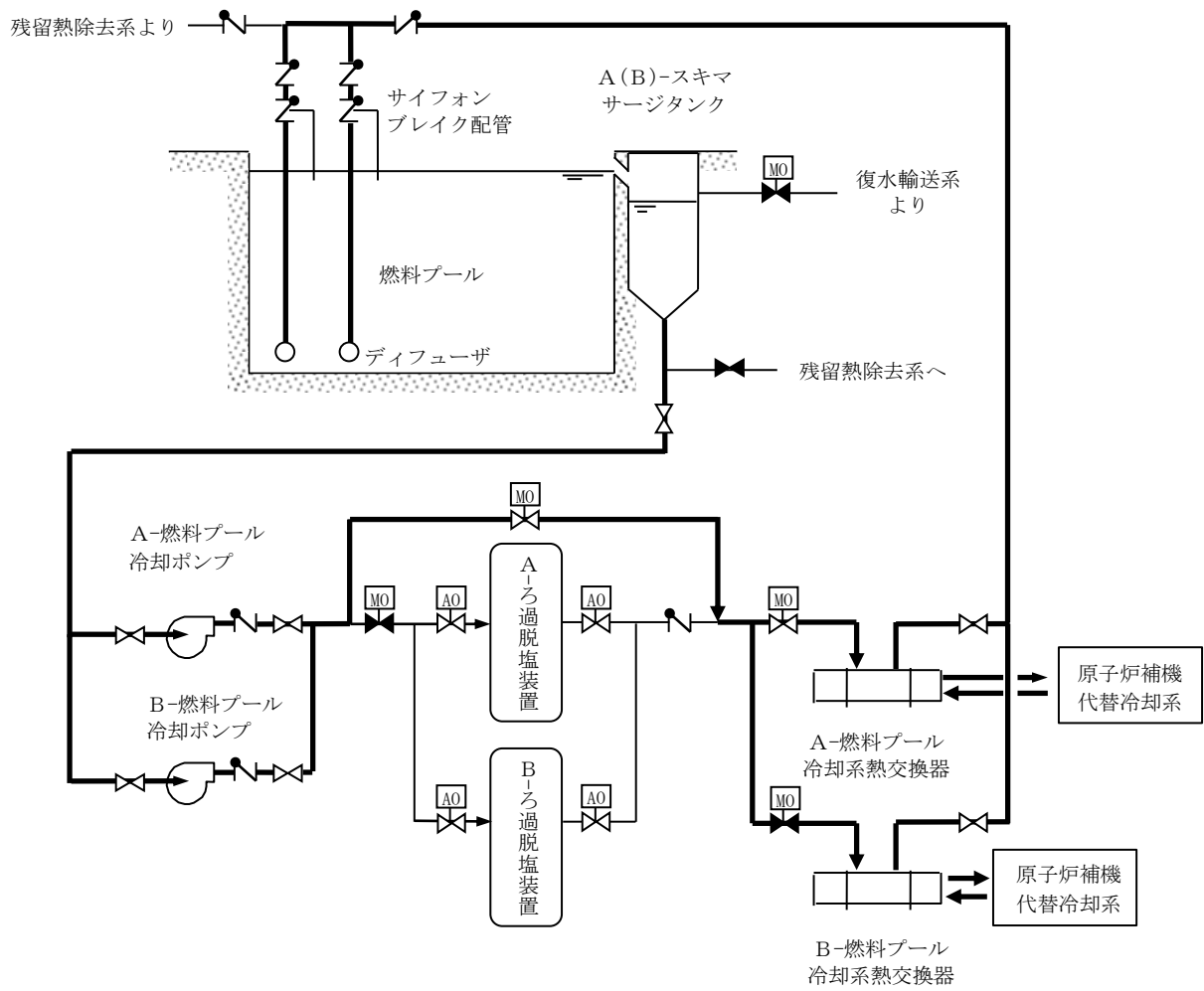
第4.3-2図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
 (燃料プールの可搬型スプレーノズルによる燃料プールの注水及びスプレー)



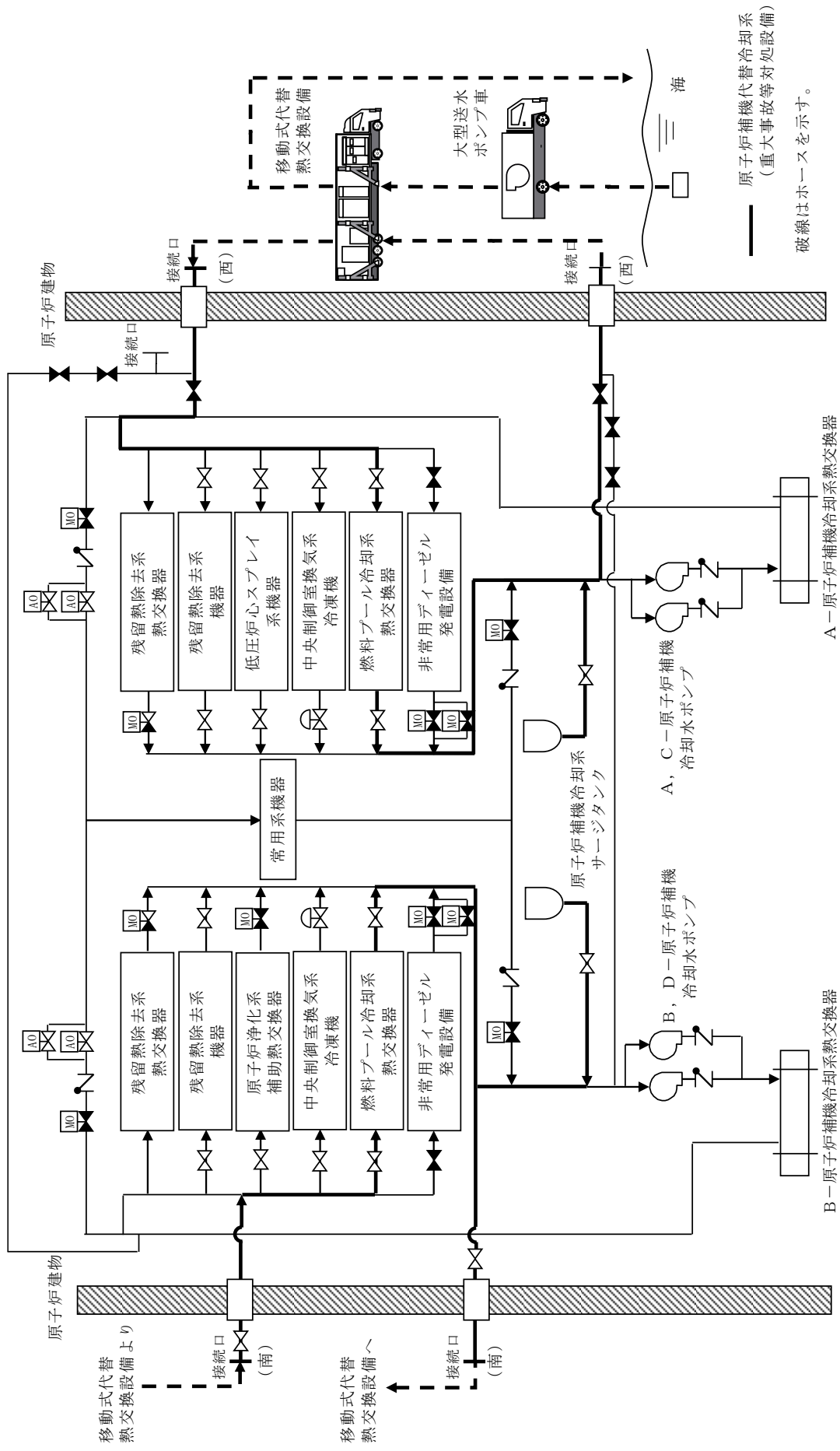
第4.3-3図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
 (原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制)



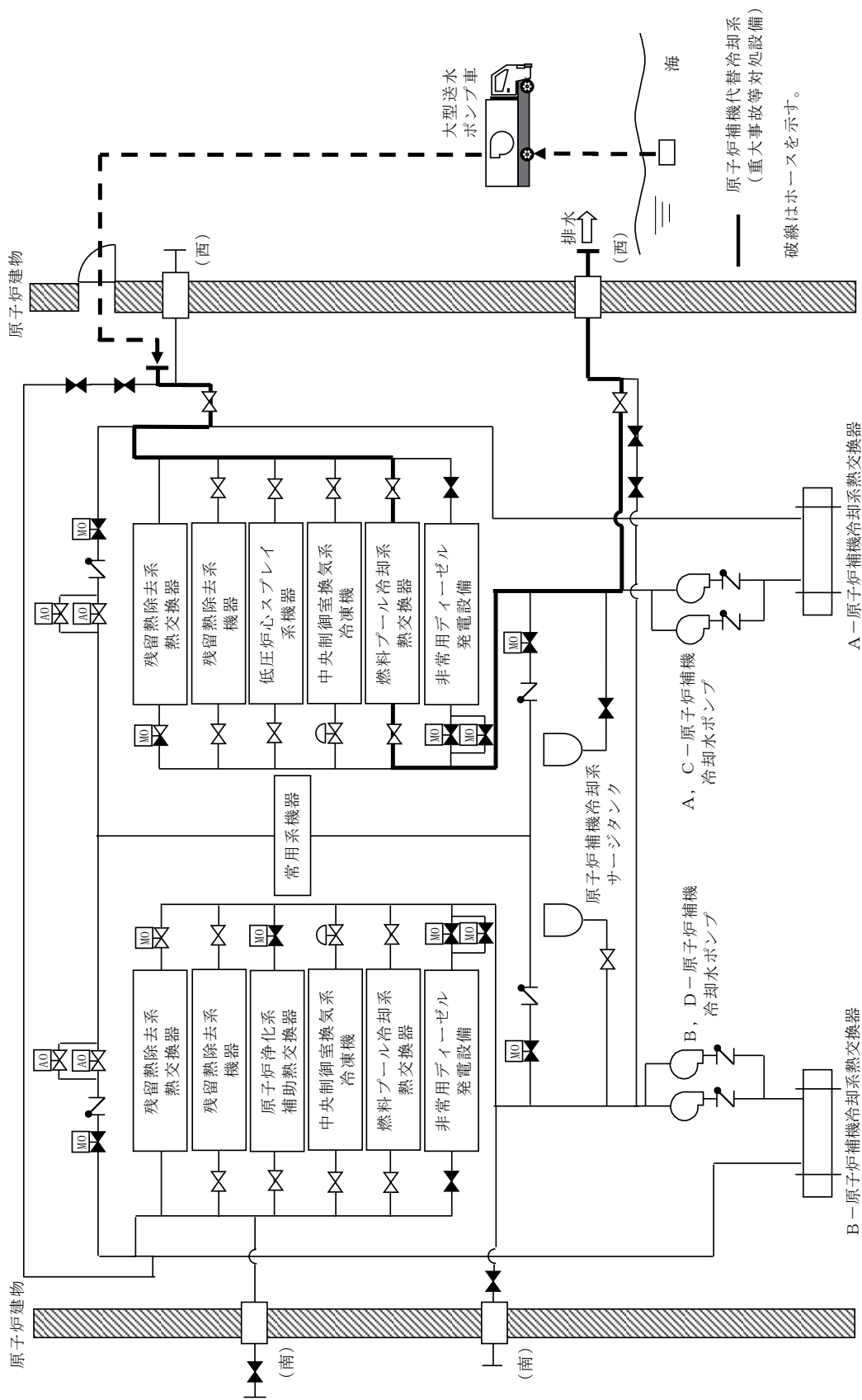
第4.3-4図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プールの監視設備による燃料プールの状態監視)



第4.3-5図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
 (燃料プール冷却系による燃料プールの除熱
 (燃料プール冷却系))



第4.3-6図 (1) 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
 (燃料プール冷却系による燃料プールの除熱
 (原子炉補機代替冷却系))



第4.3-6図(2) 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
 (燃料プール冷却系による燃料プール内の除熱
 (原子炉補機代替冷却系 屋内の接続口を使用))

5. 原子炉冷却系統施設

原子炉冷却系統施設は、原子炉圧力容器、一次冷却材設備（主蒸気系、原子炉再循環系（以下5.では「再循環系」という。）、復水・給水系、タービン、復水器等）、原子炉浄化系、残留熱除去系、原子炉隔離時冷却系、工学的安全施設の一つである非常用炉心冷却系（低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系）、原子炉補機冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系（常設及び可搬型）、原子炉補機代替冷却系等で構成する。

5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備

5.1.1 通常運転時等

5.1.1.1 概要

原子炉圧力容器は、円筒形の胴部に半球形の底部を付した鋼製容器に、半球形の鋼製上蓋をボルト締めする構造とする。

また、一次冷却材設備は、主蒸気系、再循環系、復水・給水系、タービン、復水器等で構成する。

原子炉圧力容器及び一次冷却材設備の系統図を第 5.1-1 図に示す。

原子炉圧力容器、再循環系及び主蒸気系と給水系の一部は原子炉冷却材圧力バウンダリの一部である。

原子炉冷却材圧力バウンダリの概略図を第 5.1-2 図に示す。

なお、復水・給水系、タービン、復水器等は「5.12 タービン設備」で述べる。

原子炉圧力容器及び一次冷却材設備は、次の機能を有している。

- (1) 冷却材を炉心に強制循環させ炉心から熱を除去する。
- (2) 炉心で発生した高温、高圧の蒸気をタービンに導き、タービンを駆動させる。更にタービンを駆動させた後の蒸気を凝縮させて復水にし、復水を再び原子炉圧力容器に供給する。

5.1.1.2 設計方針

(1) 炉心冷却能力

原子炉圧力容器及び一次冷却材設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において適切な炉心冷却能力をもたせる設計とする。

(2) 過圧防護

原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最高使用圧力の 1.1 倍以下となるよう設計する。

(3) 非延性破壊の防止

原子炉冷却材圧力バウンダリは、通常運転時、保守時、試験時、運転

時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じない設計とする。

(4) 構造強度等

- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管及び機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度等を考慮し、地震時に生ずる荷重をも適切に重ね合わせ、変動時間、繰返し回数等の過渡条件を想定し、材料疲労や腐食を考慮しても健全性を損なわない構造強度を有する設計とする。
- b. 一次冷却材設備を構成する系統及び機器は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に健全性を損なわない構造強度を有する設計とするとともに、その支持構造物は、温度変化による膨張収縮に伴う変位を吸収し得る設計とする。

(5) 配管破断防護

一次冷却材設備の配管は、配管破断時に安全上重要な施設の機能が損なわれることのないように、配置上の考慮を払うとともに必要に応じて配管むち打ち防止対策等を行う。

(7) 原子炉圧力容器

- a. 原子炉圧力容器は通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時においてその健全性を確保できる設計とする。
- b. 原子炉圧力容器の最低使用温度は原子力規制委員会規則等に基づいた破壊力学等の評価により、関連温度（ $R T_{NDT}$ ）に対して十分高くする。
- c. 中性子照射による関連温度（ $R T_{NDT}$ ）変化を監視するため、原子炉圧力容器内に試験片を挿入する。

(8) 主蒸気系

a. 主蒸気流量制限器

原子炉格納容器の外側で主蒸気管が破断した場合、原子炉圧力容器からの冷却材の流出を制限し、主蒸気隔離弁が閉鎖する前に原子炉水

位が炉心の上端以下にならないようにする。

b. 主蒸気隔離弁

- (a) 主蒸気管が破断した場合，冷却材及び放射性物質の放出を制限するため，できるだけ早く閉鎖するように設計するが，原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力が過度に上昇しないように配慮する。
- (b) 各主蒸気管の2個の主蒸気隔離弁はそれぞれ独立した駆動源で閉鎖できるようにする。
- (c) 通常運転中，主蒸気隔離弁の作動性を実証するための試験ができるようにする。
- (d) 主蒸気隔離弁の漏えい率は約 10%/d/個（逃がし安全弁最低設定圧力において，原子炉圧力容器蒸気相の体積に対し飽和蒸気で）以下になるようにする。
- (e) 主蒸気隔離弁は，4本の主蒸気管に直列に2個，計8個設け，窒素又は空気圧及びスプリング駆動とし，窒素又は空気圧が喪失すれば閉鎖するようにする。

c. 逃がし安全弁

- (a) 逃がし安全弁は，運転時の異常な過渡変化時に，原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に保持する設計とする。また，逃がし安全弁は，設計基準事故時に原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を最高使用圧力の1.2倍以下に保持する設計とする。
- (b) 自動減圧機能を有する設計とする。
- (c) 逃がし安全弁は，開閉表示，排気管温度等により作動状態を監視できるようにする。

(9) 再循環系

- a. 再循環系は通常運転時に炉心へ十分な流量の冷却材を再循環させ炉心からの熱除去が適切に行える設計とする。
- b. 再循環系は炉心の冷却材流量を調整し，原子炉出力を制御できるよ

うにする。

- c. 再循環ポンプの1台が急速停止又は電源喪失の場合にも，燃料棒が十分な熱的余裕を有し，かつタービン・トリップ又は負荷遮断直後の原子炉出力を抑制できるように，再循環系は適切な慣性を有する設計とする。
- d. 再循環ループの誤起動を防止するインターロックを設ける。
- e. 再循環ポンプ及びジェット・ポンプの長時間のキャビテーション運転を防止するインターロックを設ける。

(10) 試験可能性

以下の試験検査が可能なような設計とする。

- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ供用期間中検査
- b. 原子炉構造材監視試験
- c. 主蒸気隔離弁作動試験
- d. 主蒸気隔離弁機能試験
- e. 主蒸気隔離弁漏えい試験
- f. 逃がし安全弁設定圧確認試験

5.1.1.3 主要設備の仕様

原子炉圧力容器及び一次冷却材設備の主要仕様を第5.1-1表から第5.1-3表に示す。

5.1.1.4 主要設備

5.1.1.4.1 原子炉圧力容器

原子炉圧力容器は，低合金鋼の溶接構造で，その上蓋及び胴は圧延鋼板（又は鍛造品）をフランジ，下鏡及びノズルは鍛造品を使用する。

下鏡には，制御棒駆動機構及び原子炉中性子計装のための貫通孔を設けそれぞれのハウジングを溶接する。上蓋及び一部のノズルを除く内面は，腐食防止のためのステンレス鋼及び高ニッケル合金で内張する。

第3.1-1図及び第3.1-2図に原子炉圧力容器の構造を示す。

原子炉圧力容器の上蓋は，原子炉圧力容器の胴本体にスタッド及びナッ

トでフランジ接続する。フランジ接続部は、二重の高ニッケル合金製のOリングで漏えいを防止する。

原子炉圧力容器は、胴本体の下端に溶接するスカートで支持し、スカートは、原子炉圧力容器ペDESTALにボルトで固定する。

原子炉圧力容器の胴上部は、横方向の支持のためにガンマ線遮蔽壁の上端に取り付けるスタビライザで支持する。スタビライザは軸方向及び半径方向への原子炉圧力容器の熱膨張ができるようにする。ガンマ線遮蔽壁と原子炉格納容器は、鋼製フレーム（スタビライザ）で結びガンマ線遮蔽壁の横振動を防止する。

原子炉圧力容器の内部には、シュラウド支持脚、バッフル板及び内部構造物支持用のブラケットを溶接する。胴本体ノズルにつながる配管は、ノズルに溶接するが、上蓋につながる配管は、燃料取替等で上蓋を取外す場合のために上蓋のノズルにフランジ接合する。

原子炉圧力容器外壁には、金属製の反射形保温材を取り付け、原子炉圧力容器からの熱放散を抑える。また、原子炉圧力容器の外壁面には数個の熱電対を取り付け、運転中の表面温度を測定する。

なお、原子炉圧力容器胴上部とドライウエルの間には燃料取替時、原子炉圧力容器の上部に水張ができるようにシールを設ける。

5.1.1.4.2 原子炉再循環系

再循環系は、第 5.1-3 図のように原子炉圧力容器の外部にそれぞれ 1 台の再循環ポンプを有する 2 つのループで構成する。

炉心を循環する冷却材のうち約 1 / 3 はこの再循環ループに取出され、再循環ポンプで昇圧された後、ジェット・ポンプの駆動流体として、そのノズルに供給される。残りの約 2 / 3 がジェット・ポンプに吸引されて駆動流と混合された後、炉心を流れる。ジェット・ポンプについては「3. 原子炉本体」に述べるその他の内部構造物のジェット・ポンプに記載する。

圧力容器の外にある再循環ループには、それぞれ再循環ポンプの保修等のための 2 個の止め弁を設ける。

再循環ポンプの流量は、吸込管に設ける流量測定要素によって測定する。

原子炉の出力制御は、電力系統の負荷要求に従い、制御棒位置及び再循環系の冷却材流量を調節して行うことができる。低負荷運転を含めて通常運転中には再循環ポンプを2台とも運転する。1ループ閉鎖の場合でも、部分負荷で運転することができ、約75%の負荷をとることができる。

原子炉運転中にジェット・ポンプ及び再循環ポンプに長時間のキャビテーションが生じないようにするため、第3.4-3図運転特性図のキャビテーション制限曲線以上で運転するが、キャビテーション制限曲線以下の領域に入るような場合は、再循環ポンプ速度を最低速度に自動的に切り替えるインターロックを設ける。

(再循環ポンプ・トリップ機能については「6. 計測制御系統施設」参照)

5.1.1.4.2.1 再循環ポンプ

(1) 構造

再循環ポンプは、たて形うず巻式電動機駆動で、ケーシング、羽根及び軸はステンレス鋼製であり、コンスタント・ハンガによって支持する。

軸封には、メカニカル・シールを用いる。メカニカル・シールの状態は、シール・カートリッジ・アセンブリにおける圧力、温度等を監視することによって分かる。

全再循環ポンプ動力が喪失した場合でも、再循環ポンプ及び同駆動電動機の慣性定数が約4.5秒になるよう設計し、流量のコースト・ダウンを十分緩やかにする。

再循環系の主要機器仕様を第5.1-2表に示す。

(2) 起動及び速度制御

再循環ポンプ速度の調整は、各再循環ポンプに設ける可変流体継手付きの再循環ポンプMGセットによって、再循環ポンプ駆動電動機の電源周波数を変化させて行う。

再循環ポンプの起動に際しては、出口止め弁を閉じ、再循環ポンプ駆

動電動機の電源周波数を最低にして起動し、出口止め弁を開いた後、周波数を上昇して流量を増加させる。

再循環ループの誤起動に対しては、出口止め弁を閉じていなければ再循環ポンプを起動できないようにインターロックを設ける。また、片方の再循環ループを切離した後で再並入する場合は、再循環冷水ループの誤起動を防止するために他ループと温度を平衡させた後、ループを並入するよう運転手順を定める。

5.1.1.4.3 主蒸気系

主蒸気系は、原子炉で発生した蒸気をタービンに導く系統である。主蒸気管には、主蒸気管破断事故時に破断口からの蒸気の流出を制限する主蒸気流量制限器、設計基準事故時に蒸気の放出を防ぐ主蒸気隔離弁、原子炉冷却系を過度の圧力から保護する逃がし安全弁を設ける。

また、主蒸気管蒸気を直接復水器へ放出するタービン・バイパス系を設ける。

5.1.1.4.3.1 主蒸気流量制限器

主蒸気流量制限器は、ベンチュリ型のノズルで主蒸気隔離弁の上流の主蒸気管内に設け、主蒸気管と完全な一体構造とする。

主蒸気流量制限器は、原子炉格納容器の外側で主蒸気管が破断した場合、破断管での主蒸気流量を定格流量の 200% に制限し、主蒸気隔離弁が閉鎖する前に原子炉水位が炉心の上端以下にならないようにする。

主蒸気流量制限器の主要仕様を第 5.1-3 表に示す。

5.1.1.4.3.2 主蒸気隔離弁

主蒸気隔離弁は、Y型の玉形弁で、その主弁体を弁棒の下端に取付け、主蒸気管と 45° の角度をもったガイドの中を上下する構造とする。

主蒸気隔離弁の主要仕様を第 5.1-3 表に示す。

5.1.1.4.3.3 逃がし安全弁

逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止するため原子炉格納容器内の主蒸気管に取り付ける。排気は、排気管によ

りサプレッション・プール水面下に導き凝縮するようにする。逃がし安全弁は、バネ式（アクチュエータ付）で、アクチュエータにより逃がし弁として作動させることもできるバネ式安全弁である。

すなわち、逃がし安全弁は、バネ式の安全弁に、外部から強制的に開閉を行うアクチュエータを取り付けたもので、蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放するほか、外部信号によってアクチュエータのピストンに窒素あるいは空気を供給して弁を強制的に開放することができる。

逃がし安全弁は、12個からなり、次の機能を有している。

(1) 逃がし弁機能

本機能における逃がし安全弁は原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力信号によりアクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。12個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

(2) 安全弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバック・アップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打勝って自動開放されることにより、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時にも原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力が最高使用圧力の1.1倍をこえないように設計する。また、設計基準事故時に原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力を最高使用圧力の1.2倍以下とする。12個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

(3) 自動減圧機能

自動減圧機能は、「5.3 非常用炉心冷却系」に記述する非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉冷却水位低と格納容器圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して逃がし安全弁を強制的に開放し、中小破断事故時に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系の早期の注水を促す。12個の逃がし安全弁のうち、6個がこの機能を有している。

また、上記機能とは別に、原子炉停止後、熱除去源としての復水器が何らかの原因で使用不可能の場合に、原子炉の崩壊熱により発生した蒸気を除去するため、中央制御室からの遠隔手動操作で逃がし安全弁を開放し、原子炉圧力を制御することができる。

逃がし安全弁の主要仕様を第 5.1-3 表に示す。

5.1.1.4.4 弁類

一次冷却材設備の弁類として、主蒸気隔離弁、逃がし安全弁、給水隔離弁、ベント弁、ドレン弁、逆止弁等を設け、このうち主要な弁については、中央制御室に弁の開閉表示を行う。

原子炉圧力容器及び一次冷却材設備に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系に関して原則として、次のとおり隔離弁を設ける。

- a. 通常時開及び事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- b. 通常時開又は事故時開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- c. 通常時閉及び事故時閉のうち b. 以外の場合は 1 個の隔離弁
- d. 通常時閉及び事故時開の非常用炉心冷却系等は a. に準じる。

ここで「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

5.1.1.5 試験検査

(1) 原子炉冷却圧力バウンダリ供用期間中検査

原子炉冷却材圧力バウンダリとなる系統及び機器については、供用中にその健全性を確認する。圧力容器については、中性子照射による機械的性質の変化を監視するためにカプセルに收容した V ノッチ・シャルピ試験片、小形引張試験片を圧力容器内に挿入して圧力容器と同様な条件で照射し定期的に取り出して試験を行う。

(2) 主蒸気隔離弁作動試験

主蒸気隔離弁の作動に異常がないことを確認する。

(3) 主蒸気隔離弁機能試験

主蒸気隔離弁の閉鎖時間を確認するために試験を行う。

(4) 主蒸気隔離弁漏えい試験

主蒸気隔離弁の漏えい率を定期的に測定する。

(5) 逃がし安全弁設定圧確認試験

逃がし安全弁の設定圧を定期的に確認する。

5.1.1.6 手順等

原子炉冷却材圧力バウンダリについては、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- (1) 原子炉再循環系ドレン配管及び原子炉浄化系原子炉圧力容器ドレン配管の弁については、通常時又は事故時開となるおそれがないように施錠管理によるハンドルロックを実施する。

5.1.1.7 評価

- (1) 原子炉冷却系統施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、残留熱除去系及び非常用炉心冷却系とあいまって炉心を冷却できる設計としている。
- (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力は、逃がし安全弁の設置により通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最高使用圧力の 1.1 倍以下にできる設計としている。
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、原子力規制委員会規則等に基づき、最低使用温度を考慮して、非延性破壊を防止できる設計としている。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器及び配管は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度等を考慮し、地震時に生じる荷重をも適切に重ね合わせ、変動時間、繰り返し回数等の過渡条件を想定し、材料疲労や腐食を考慮しても健全性を損なわない構造強度を有する設計としている。

- (5) 一次冷却設備を構成する系統及び機器は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に健全性を損なわない構造強度を有し、かつ、その支持構造物は、温度変化による膨張収縮に伴う変位を吸収し得る設計としている。
- (6) 一次冷却材設備の配管は、配置上の考慮を払うとともに必要に応じて適宜配管むち打ち防止対策等を行い、想定される配管破断時に安全上重要な施設の機能が損なわれることのない設計としている。
- (7) 原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいが生じた場合に、その程度を適切かつ早期に判断し得るよう漏えい監視装置を設ける設計としている。
- (8) 下記の試験検査を行うことができる設計としている。
 - a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ供用期間中検査
 - b. 原子炉構造物監視試験
 - c. 主蒸気隔離弁作動試験
 - d. 主蒸気隔離弁機能試験
 - e. 主蒸気隔離弁漏えい率試験
 - f. 逃がし安全弁設定圧確認試験

5.1.2 重大事故等時

5.1.2.1 概要

原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む。）については、重大事故に至るおそれのある事故時において、重大事故等対処設備としてその健全性を確保できる設計とする。

また、炉心支持構造物については、重大事故に至るおそれのある事故時において、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持する設計とする。

5.1.2.2 設計方針

5.1.2.2.1 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉圧力容器は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.1.2.2.2 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

原子炉圧力容器は，原子炉格納容器内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

重大事故等対処設備による原子炉圧力容器への注水は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお，可能な限り淡水を優先し，海水通水を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。

5.1.2.3 主要設備及び仕様

原子炉圧力容器（重大事故等時）の主要仕様を第5.1-4表に示す。

5.1.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

原子炉圧力容器は，通常の系統構成により，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。

5.2 残留熱除去系

5.2.1 通常運転時等

5.2.1.1 概要

残留熱除去系は3ループからなり、2基の熱交換器、3台のポンプ等から構成する。

残留熱除去系の概略系統図を第5.2-1図に示す。

残留熱除去系は、通常原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去、原子炉冷却材喪失事故時の炉心冷却等を目的とし、弁の切替操作によって以下の4モードと1つの補助機能を有す。

- (1) 原子炉停止時冷却モード（2ループ）
- (2) 低圧注水モード（3ループ）
- (3) 格納容器冷却モード（2ループ）
- (4) サプレッション・プール水冷却モード（2ループ）
- (5) 燃料プール冷却（2ループ）

5.2.1.2 設計方針

(2) 事故時炉心冷却

残留熱除去系は、冷却材喪失事故時に「5.3 非常用炉心冷却系」に述べる非常用炉心冷却系の低圧注水系に要求される機能を発揮できるように設計する。

(3) 事故時格納容器冷却

残留熱除去系は、冷却材喪失事故時に「9.1 原子炉格納施設」に述べる格納容器冷却系に要求される機能を発揮できるように設計する。

(5) 構造強度

残留熱除去系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に適切な地震荷重の組合せを考慮しても健全性を損なわない構造強度を有する設計とする。

(6) 最終熱除去

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に燃料の

崩壊熱等を最終的に海に逃がし得るように設計する。

(7) 原子炉通常停止時冷却

本系統 2 系列にて原子炉停止後 20 時間以内に冷却材を 52℃以下に冷却できるように設計する。また、冷却速度は、原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却速度の制限(55℃/h)を超えないよう制御し得る設計とする。

(8) 燃料プールの冷却

全炉心燃料を燃料プールに取出した場合や、何らかの原因で燃料プール冷却系での燃料プールの冷却ができないような場合に、燃料プール冷却系との接続ラインを用いて燃料からの崩壊熱を冷却除去することができるようにする。

(9) 本系統は、外部電源喪失時には、非常用電源に接続する。

5.2.1.3 主要設備及び仕様

残留熱除去系の主要機器仕様を第 5.2-1 表に示す。

(2) 低圧注水モード

低圧注水モードの運転系統を第 5.2-3 図に示す。なお、この系の詳細は「5.3 非常用炉心冷却系」に述べる非常用炉心冷却系の低圧注水系に記載してある。

(3) 格納容器冷却モード

格納容器冷却モードの運転系統を第 5.2-4 図に示す。なお、この系の詳細は「9.1 原子炉格納施設」に述べる原子炉格納施設の格納容器冷却系に記載してある。

5.2.2 重大事故等時

5.2.2.1 概要

残留熱除去系の低圧注水モード、原子炉停止時冷却モード、格納容器冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モードは、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

5.2.2.2 設計方針

残留熱除去系は、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のう

ち、多様性、位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

5.2.2.2.1 悪影響の防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

残留熱除去系の各モードは、設計基準事故対処設備又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.2.2.2.2 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

5.2.2.2.3 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系注水弁は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。残留熱除去系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。また、中央制御室からの操作により残留熱除去系注水弁を閉止できない場合において、残留熱除去系注水弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

5.2.2.2.4 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

残留熱除去系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

残留熱除去系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。また、残留熱除去系注水弁は、中央制御室から操作できない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場での人力により確実に操作が可能な設計とする。

5.2.2.3 主要設備及び仕様

残留熱除去系の主要機器仕様を第 5.2-1 表に示す。

5.2.2.4 試験検査

残留熱除去系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

また、残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系注水弁は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

5.3 非常用炉心冷却系

5.3.1 通常運転時等

5.3.1.1 概要

非常用炉心冷却系は冷却材喪失事故時に、燃料被覆管の大破損を防止し、水-ジルコニウム反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する。

5.3.1.2 設計方針

非常用炉心冷却系は「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に基づいて冷却材喪失事故の際に燃料被覆管の大破損を防止若しくは抑制するよう設計する。

そのため以下のような安全上の設計方針に基づいて設計する。

(1) 自動起動

冷却材喪失事故時は早急に炉心の冷却をするため自動起動する。

なお、非常用炉心冷却系は、必要により手動停止できるようにする。

(2) 単一故障、非常用電源及び物理的分離

動的機器の単一故障及び外部電源喪失を仮定した場合でも所要の安全機能を果たし得るように重複性（区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ）を有し、かつ1つの系統の事故が他の系統の故障を誘引し安全機能を失わないよう、物理的な分離をする設計とする。

このため、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系は、独立2系統の母線及びディーゼル発電機に〔低圧炉心スプレイ・ポンプ1台と低圧注水ポンプ1台が、一方の母線及びディーゼル発電機（区分Ⅰ）に、また、残りの低圧注水ポンプ2台が、他方の母線及びディーゼル発電機（区分Ⅱ）に〕接続する。高圧炉心スプレイ系は、専用の母線及びディーゼル発電機（区分Ⅲ）に、また、自動減圧系は、蓄電池にそれぞれ接続する。

また、これらの非常用炉心冷却系の構成機器についてはもちろん、その起動信号回路の直流電源及び機器の冷却系等を区分Ⅰ，区分Ⅱ及び区分Ⅲに独立分離する。

(3) 構造強度及び機能の維持

非常用炉心冷却系は通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される荷重に地震荷重を適切に組合せた状態で健全性及び機能を損なわない構造強度を有するように設計する。

(4) 配管破断時荷重からの防護

原子炉格納容器内で配管破断が生じた場合，ジェット反力によるむち打ちで非常用炉心冷却系の配管・弁類が損傷しないよう配置上の考慮を払うとともに，必要に応じて適宜配管むち打ち防止対策等を行う。

(5) 有効吸込水頭（N P S H）

非常用炉心冷却系のポンプは事故時に想定される最も厳しい吸込水頭を仮定した場合でも，十分性能を発揮できるように設計する。

(6) 非延性破壊の防止

非延性破壊を防止するため最低使用温度より低い温度で実施した破壊じん性試験に適合する材料を用いる。

(7) 共用の排除

安全上重要な系統及び機器は，共用によって安全機能を失うおそれのある場合，原子炉施設間で共用しないよう設計する。

5.3.1.3 主要設備及び仕様

非常用炉心冷却系の主要仕様を第 5.3-1 表及び概略系統図を第 5.3-1 図に示す。

(1) 低圧炉心スプレイ系

低圧炉心スプレイ系は，電動機駆動ポンプ 1 台，炉心上部のスパーージャ，配管・弁類及び計測制御装置からなり，大破断事故時には低圧注水系及び高圧炉心スプレイ系と連携して，中小破断事故時には高圧炉心スプレイ系あるいは自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有している。

本系統は，原子炉水位低（レベル 1）又は格納容器圧力高の信号で作動を開始し，第 5.3-2 図に示すようにサプレッション・プール水を，炉

心上部に取り付けられたスパージャ・ヘッダのノズルから燃料集合体上にスプレーすることによって炉心を冷却する。スプレーされた水は炉心を静水頭にして約 2 / 3 の高さまで再冠水する。その後、ジェット・ポンプ・スロート上端から溢れ出た水は、破断口から溢流し、ドライウェル底部にたまり、水位がベント管口に達すると、サブプレッション・プールにもどり、再びスプレー水として循環する。

(2) 低圧注水系

低圧注水系は、電動機駆動ポンプ 3 台、配管・弁類及び計測制御装置からなり、大破断事故時には低圧炉心スプレー系及び高圧炉心スプレー系と連携して、中小破断事故時には高圧炉心スプレー系あるいは自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有する。本系統は「5.2. 残留熱除去系」で述べる原子炉停止時の崩壊熱の除去を目的とする残留熱除去系のうちの 1 つのモードを使用する。

本系統は、第 5.2-3 図に示すように 3 台の低圧注水ポンプごとに別々のループになっており、原子炉水位低（レベル 1）又は格納容器圧力高の信号で作動を開始し、サブプレッション・プール水を直接炉心シュラウド内に注入し、炉心水位を静水頭にして約 2 / 3 の高さまで冠水することにより炉心を冷却する。炉心が静水頭にして約 2 / 3 まで冠水された後は、注水量はその後崩壊熱による蒸発によって減少するものを補う程度でよいので、炉心水位を静水頭にして約 2 / 3 に維持するためには再循環配管破断の場合でも低圧注水ポンプ 1 台で十分である。

(3) 高圧炉心スプレー系

高圧炉心スプレー系は、電動機駆動ポンプ 1 台、スパージャ配管・弁類及び計測制御装置からなり、大破断事故時には低圧炉心スプレー系及び低圧注水系と連携し、中小破断事故時には単独で炉心を冷却する機能を有する。

本系統は、原子炉水位低（レベル 1_H）又は格納容器圧力高の信号で作動を開始し、第 5.3-3 図に示すように、サブプレッション・プール水又は

復水貯蔵タンクの水を炉心上部に取り付けられたスパージャ・ヘッドのノズルから燃料集合体上にスプレーすることによって炉心を冷却する。また、原子炉水位高（レベル8）信号でスプレーを自動的に停止する。水源としては、サプレッション・チェンバのプール水を使用する。復水貯蔵タンクの水も使用することができる。

(4) 自動減圧系

自動減圧系は、「5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備」のうちの主蒸気系で述べた逃がし安全弁 12 個のうち 6 個からなり、中小破断事故時に低圧注水系又は低圧炉心スプレー系と連携して炉心を冷却する機能を有する。

本システムは、原子炉水位低（レベル1）及び格納容器圧力高の両信号を受けてから 120 秒の時間遅れをもって作動し、原子炉蒸気をサプレッション・プール水中へ逃がし、原子炉圧力を速やかに低下させて低圧注水系又は低圧炉心スプレー系による注水を可能とし、炉心冷却を行う。本システムは単独では炉心を冷却できず、作動すれば冷却材を減少させるものであるため時間遅れをもって作動するようにしてあるが、中小破断事故時に高圧炉心スプレー系が作動しない場合は、低圧注水系又は低圧炉心スプレー系と連携して十分炉心を冷却することができる。

5.3.1.4 試験検査

非常用炉心冷却系の機器は、製作中において厳重な試験検査を行い、性能試験においてその性能を確認する。

現地据付後、非常用炉心冷却系の各システムは、個々の動的機器の作動試験及びシステム機能試験を行い、それぞれのシステムに要求される機能が十分発揮できることを確認する。また、非常用炉心冷却系の各システムは、それぞれその運転可能性を確認するため定期的に試験を行う。

5.3.1.5 評価

原子炉冷却材圧力バウンダリ配管のうち、中小破断事故時はもちろんのこと、最大口径配管の瞬時破断を仮定する最も厳しい冷却材喪失事故時に

も非常用炉心冷却系は、その動的機器の単一故障及び外部電源喪失を仮定した場合でも、燃料被覆管最高温度及び水-ジルコニウム反応とも十分安全な値に収める機能を有することを解析により確認している。

(添付書類十-I 「3. 設計基準事故解析」参照)

5.3.2 重大事故等時

5.3.2.1 低圧炉心スプレイ系

5.3.2.1.1 概要

低圧炉心スプレイ系は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

5.3.2.1.2 設計方針

低圧炉心スプレイ系は、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

5.3.2.1.2.1 悪影響防止

低圧炉心スプレイ系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.3.2.1.2.2 容量等

低圧炉心スプレイ・ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

5.3.2.1.2.3 環境条件等

低圧炉心スプレイ・ポンプ及び低圧炉心スプレイ系注水弁は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

低圧炉心スプレイ系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

また、中央制御室からの操作により低圧炉心スプレイ系注水弁を閉止できない場合において、低圧炉心スプレイ系注水弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

5.3.2.1.2.4 操作性の確保

低圧炉心スプレイ系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

低圧炉心スプレイ系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

また、低圧炉心スプレイ系注水弁は、中央制御室から操作できない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場での人力により確実に操作が可能な設計とする。

5.3.2.1.3 主要設備及び仕様

低圧炉心スプレイ系の主要機器仕様を第 5.3-1 表に示す。

5.3.2.1.4 試験検査

低圧炉心スプレイ系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、低圧炉心スプレイ・ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

5.3.2.2 低圧注水系

5.3.2.2.1 概要

低圧注水系は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。本系統は、残留熱除去系のうちの一つのモードであり、「5.2 残留熱除去系」に記載する。

5.3.2.3 高圧炉心スプレイ系

5.3.2.3.1 概要

高圧炉心スプレイ系は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

5.3.2.3.2 設計方針

高圧炉心スプレイ系は、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

5.3.2.3.2.1 悪影響防止

高圧炉心スプレイ系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.3.2.3.2.2 容量等

高圧炉心スプレイ・ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

5.3.2.3.2.3 環境条件等

高圧炉心スプレイ・ポンプは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。高圧炉心スプレイ系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

5.3.2.3.2.4 操作性の確保

高圧炉心スプレイ系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用する設計とする。高圧炉心スプレイ系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

5.3.2.3.3 主要設備及び仕様

高圧炉心スプレイ系の主要機器仕様を第 5.3-1 表に示す。

5.3.2.3.4 試験検査

高圧炉心スプレイ系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、高圧炉心スプレイ・ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

5.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

5.4.1 概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の系統概要図を第 5.4-1 図から第 5.4-3 図に示す。

また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。高圧炉心スプレイ系については、「5.3 非常用炉心冷却系」、原子炉隔離時冷却系については、「5.8 原子炉隔離時冷却系」に記載する。

5.4.2 設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、炉心を冷却するための設備として、高圧原子炉代替注水系を設ける。また、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合に、高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できる設計とする。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却

高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、高圧原子炉代替注水系を使用する。

高圧原子炉代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプである高圧原子炉代替注水ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、蒸気タービン駆動ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を原子炉

隔離時冷却系等を経由して、原子炉压力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

高圧原子炉代替注水系は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。また、高圧原子炉代替注水系は、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人力による弁の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧原子炉代替注水ポンプ
- ・サプレッション・チェンバ (5.7 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備)
- ・常設代替直流電源設備 (10.2 代替電源設備)
- ・可搬型直流電源設備 (10.2 代替電源設備)

本システムの流路として、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の配管及び弁、残留熱除去系の配管、弁及びストレーナ、主蒸気系及び原子炉浄化系の配管並びに給水系の配管、弁及びスパーージャを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉压力容器を重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源及び常設直流電源システムの機能喪失により、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系での発電用原子炉の冷却ができない場合であって、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系

が起動できない場合の重大事故等対処設備として、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動させて使用する。

原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場で弁を人力操作することにより起動し、蒸気タービン駆動ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。

なお、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

b. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する。

原子炉隔離時冷却系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により機能を復旧し、蒸気タービン駆動ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・サブプレッション・チェンバ（5.7 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型直流電源設備（10.2 代替電源設備）

- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）

その他，設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(3) 監視及び制御に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態が発電用原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備として，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A），原子炉圧力，原子炉圧力（S A），高圧原子炉代替注水流量及びサプレッション・プール水位（S A）を使用する。

原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A）は原子炉水位を監視又は推定でき，原子炉圧力，原子炉圧力（S A），高圧原子炉代替注水流量及びサプレッション・プール水位（S A）は原子炉圧力容器へ注水するための高圧原子炉代替注水系の作動状況を確認できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・原子炉水位（広帯域）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉水位（燃料域）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉水位（S A）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉圧力（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉圧力（S A）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・高圧原子炉代替注水流量（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・サプレッション・プール水位（S A）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））

(4) 事象進展抑制のために用いる設備

a. ほう酸水注入系による進展抑制

高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を用いた発電用原子炉への高圧注水により原子炉水位を維持できない場合を想定した重大

事故等対処設備として、ほう酸水注入系を使用する。

ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。

本系統の詳細については、「6.7 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。

原子炉圧力容器については、「5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備」に記載する。

原子炉隔離時冷却系については、「5.8 原子炉隔離時冷却系」に記載する。

サプレッション・チェンバについては、「5.7 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に記載する。

原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A）、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧原子炉代替注水流量及びサプレッション・プール水位（S A）は、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」に記載する。

ほう酸水注入系については、「6.7 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

5.4.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

高圧原子炉代替注水系は、高圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧原子炉代替注水ポンプをタービン駆動とすることで、電動機駆動ポンプを用いた高圧炉心スプレイ系に対して多様性

を有する設計とする。また、高圧原子炉代替注水系の起動に必要な電動弁は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電及び現場において人力により、ポンプの起動に必要な弁を操作できることで、非常用交流電源設備から給電される高圧炉心スプレイ系及び非常用直流電源設備から給電される原子炉隔離時冷却系に対して、多様性を有する設計とする。

高圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物原子炉棟内の高圧炉心スプレイ・ポンプ及び原子炉隔離時冷却ポンプと異なる区画に設置することで、高圧炉心スプレイ・ポンプ及び原子炉隔離時冷却ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は、現場において人力による手動操作を可能とすることで、非常用直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」に記載する。

5.4.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

高圧原子炉代替注水系は、通常時は弁等により他の系統・機器と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、高圧原子炉代替注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系は、相互に悪影響を及ぼすことのないように、同時に使用しない運用とする。

高圧原子炉代替注水系の蒸気配管及び弁は十分な強度を有する設計とし、高圧原子炉代替注水ポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉隔離時冷却系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.4.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

高圧原子炉代替注水ポンプは、想定される重大事故等時において、十分な期間にわたって原子炉水位を維持し、炉心の著しい損傷を防止するために必要なポンプ流量を有する設計とする。

原子炉隔離時冷却ポンプは、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、重大事故等の収束に必要な注水流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

5.4.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

高圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧原子炉代替注水系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。また、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合において、高圧原子炉代替注水系の起動に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で人力により可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却ポンプは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。中央制御室からの操作により原子炉隔離時冷却系を起動できない場合において、原子炉隔離時冷却系の起動に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、防護具を装着することで設置場所で人力により可能な設計とする。

5.4.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

高圧原子炉代替注水系は、想定される重大事故等時において、通常時の隔離された系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。高圧原子炉代替注水ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより弁を

操作することで、起動が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室から操作可能な設計とする。また、高圧原子炉代替注水系の操作に必要な弁は、中央制御室から操作ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作が可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。原子炉隔離時冷却系の操作に必要な弁は、中央制御室から操作ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場での人力により確実に操作が可能な設計とする。

5.4.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様を第 5.4-1 表に示す。

5.4.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

高圧原子炉代替注水系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、高圧原子炉代替注水ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、原子炉隔離時冷却ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

5.5.1 概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の系統概要図を第5.5-1図から第5.5-3図に示す。

5.5.2 設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として逃がし安全弁を設ける。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 原子炉減圧の自動化

逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁を代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）により作動させ使用する。

逃がし安全弁は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）からの信号により、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサブプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレー系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレー系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系による自動減圧を阻止し、代

替自動減圧起動阻止スイッチにより代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・逃がし安全弁
- ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）
- ・自動減圧起動阻止スイッチ（6.7 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）
- ・代替自動減圧起動阻止スイッチ（6.7 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

b. 手動による原子炉減圧

逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁を手動により作動させて使用する。

逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサブプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・逃がし安全弁
- ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・所内常設蓄電式直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型直流電源設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、主蒸気系配管及びクエンチャを重大事故等対

処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 常設直流電源系統喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を使用する。

(a) 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備及びSRV用電源切替盤を使用する。

可搬型直流電源設備は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、SRV用電源切替盤を切り替えることにより、逃がし安全弁（8個）の作動に必要な電源を供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・SRV用電源切替盤

(b) 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を使用する。

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、逃がし安全弁の作動回路に接続することにより、逃がし安全弁（2個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）

b. 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁窒素ガス供給系を使用する。

逃がし安全弁窒素ガス供給系は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。

なお、逃がし安全弁用窒素ガスポンベの圧力が低下した場合は、現場で逃がし安全弁用窒素ガスポンベの切替えが可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・逃がし安全弁用窒素ガスポンベ（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）

本システムの流路として、逃がし安全弁窒素ガス供給系の配管及び弁並びに逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用する。

c. 代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧

(a) 代替直流電源設備による復旧

全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備を使用する。

逃がし安全弁は、可搬型直流電源設備により作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型直流電源設備（10.2 代替電源設備）

(b) 代替交流電源設備による復旧

全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備を使用する。

逃がし安全弁は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設蓄電式直流電源設備を受電し、作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）

(3) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁を使用する。

本システムは、「(1) b. 手動による原子炉減圧」と同じである。

(4) インターフェイスシステム L O C A 発生時に用いる設備

インターフェイスシステム L O C A 発生時の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル、残留熱除去系注水弁及び低圧炉心スプレイ系注水弁を使用する。

逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作によって作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、高圧の原子炉冷却材が原子炉建物原子炉棟へ漏えいして蒸気となり、原子炉建物原子炉棟内の圧力が上昇した場合において、外気との差圧により自動的に開放し、原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とす

る。

残留熱除去系注水弁及び低圧炉心スプレイ系注水弁は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル
- ・逃がし安全弁
- ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・所内常設蓄電式直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型直流電源設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、主蒸気系配管及びクエンチャを重大事故等対処設備として使用する。

なお、設計基準事故対処設備である残留熱除去系注水弁及び低圧炉心スプレイ系注水弁を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

低圧炉心スプレイ系注水弁については、「5.3 非常用炉心冷却系」に記載する。残留熱除去系注水弁については、「5.2 残留熱除去系」に記載する。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）、自動減圧起動阻止スイッチ、代替自動減圧起動阻止スイッチ及び逃がし安全弁用窒素ガスボンベについては、「6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。

非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」に記載する。

所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

5.5.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁及び逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計

基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが、想定される重大事故等時に必要となる個数に対して十分に余裕をもった個数を分散して設置する設計とする。

逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作又は代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）からの信号により作動することで、自動減圧機能による作動に対して多様性を有する設計とする。また、逃がし安全弁は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）からの給電により作動することで、非常用直流電源設備からの給電による作動に対して多様性を有する設計とする。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の多様性、位置的分散については「6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載し、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、及び可搬型直流電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」に記載する。

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、廃棄物処理建物内のA-115V系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）及びSA用115V系蓄電池と廃棄物処理建物内の異なる区画に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

5.5.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁及び逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、通常時は主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等

時に接続操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、治具による固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

S R V用電源切替盤は、通常時は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成とし、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、他の設備と独立して作動することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、開放動作により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.5.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

逃がし安全弁は、設計基準事故対処設備の逃がし安全弁と兼用しており、設計基準事故対処設備としての弁吹出量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な弁吹出量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設の逃がし安全弁の逃がし弁機能用アキュムレータと兼用しており、設計基準対象施設としての逃がし弁機能用アキュムレータの容量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、想定される重大事故等時において、逃がし安全弁2個を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる容量を有するものを1セット2個使用する。

保有数は、1セット2個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外

時のバックアップ用として1セット2個の合計4個を保管する。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、想定される重大事故等時において、原子炉建物原子炉棟内に漏えいした蒸気を原子炉建物外に排気して、原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度を低下させるために必要となる容量を有する設計とする。

5.5.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

逃がし安全弁は、想定される重大事故等時に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する逃がし安全弁窒素ガス供給系の逃がし安全弁用窒素ガスボンベの容量の設定も含めて、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

逃がし安全弁の操作は、想定される重大事故等時において中央制御室で可能な設計とする。

また、原子炉格納容器内へスプレイを行うことにより、逃がし安全弁近傍の原子炉格納容器温度を低下させることが可能な設計とする。

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、廃棄物処理建物内の補助盤室に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

S R V用電源切替盤は、廃棄物処理建物内の補助盤室に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

S R V用電源切替盤の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、原子炉建物原子炉棟と屋外との境界に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮し

た設計とする。

5.5.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

逃がし安全弁及び逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

逃がし安全弁は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続操作により速やかに切り替えられる設計とする。

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、人力による運搬が可能な設計とし、屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の接続は、ボルト・ネジ接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。

S R V用電源切替盤は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

S R V用電源切替盤は、設置場所にて操作が可能な設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、原子炉建物原子炉棟内と外気との差圧により自動的に開放する設計とする。

5.5.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様を第

5.5-1 表に示す。

5.5.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

逃がし安全弁及び逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、発電用原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに外観の確認が可能な設計とする。また、逃がし安全弁は、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

S R V用電源切替盤は、発電用原子炉の停止中に、機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、外観の確認が可能な設計とする。

5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

5.6.1 概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の系統概要図を第 5.6-1 図から第 5.6-5 図に示す。

また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水モード)、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)及び低圧炉心スプレイ系が使用できる場合は、重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用する。残留熱除去系(低圧注水モード)及び残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)については、「5.2 残留熱除去系」に記載する。低圧炉心スプレイ系については、「5.3 非常用炉心冷却系」に記載する。

5.6.2 設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、発電用原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、低圧原子炉代替注水系(可搬型)を設ける。また、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、低圧原子炉代替注水系(常設)を設ける。

(1) 原子炉運転中の場合に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 低圧原子炉代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却

残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系(常設)を使用する。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 低圧原子炉代替注水ポンプ
- ・ 低圧原子炉代替注水槽（5.7 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、残留熱除去系の配管、弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を使用する。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合

において、重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 大量送水車
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、低圧原子炉代替注水系（常設）の配管及び弁、残留熱除去系の配管及び弁並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（常設）は、「(1) a. (a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却
全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により，残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）は，「(1) a. (b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により，残留熱除去系（低圧注水モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用し，残留熱除去系（低圧注水モード）を復旧する。

残留熱除去系（低圧注水モード）は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，残留熱除去ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

本システムに使用する冷却水は，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・原子炉補機代替冷却系（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

その他，設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(d) 常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、低圧炉心スプレイ系を復旧する。

低圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、低圧炉心スプレイ・ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・原子炉補機代替冷却系（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

c. 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による残留溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に、溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（常設）を使用する。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、低圧原子炉代替注水ポンプ

により、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

本系統の詳細については、「(1) a . (a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」に記載する。

(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残留溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に、溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を使用する。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車からの送水により海を利用できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

本系統の詳細については、「(1) a . (b) 低圧原子炉代替注水系（可

搬型) による発電用原子炉の冷却」に記載する。

(2) 原子炉停止中の場合に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 低圧原子炉代替注水系 (常設) による発電用原子炉の冷却

原子炉停止中において残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系 (常設) は、「(1) a. (a) 低圧原子炉代替注水系 (常設) による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(b) 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却

原子炉停止中において残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系 (可搬型) は、「(1) a. (b) 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却」と同じである。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 低圧原子炉代替注水系 (常設) による発電用原子炉の冷却

原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系 (常設) は、「(1) a. (a) 低圧原子炉代替注水系 (常設) による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(b) 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却

原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系 (可搬型) は、「(1) a. (b) 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧

原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去ポンプ及び熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより炉心を冷却できる設計とする。

本システムに使用する冷却水は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・原子炉補機代替冷却系（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

その他，設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

原子炉圧力容器については，「5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備」に記載する。

残留熱除去系については，「5.2 残留熱除去系」に記載する。

低圧炉心スプレイ系については，「5.3 非常用炉心冷却系」に記載する。

大量送水車，低圧原子炉代替注水槽及びサプレッション・チェン

バについては、「5.7 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。

原子炉補機冷却系については、「5.9 原子炉補機冷却系」に記載する。

原子炉補機代替冷却系については、「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に記載する。

非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」に記載する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備及び燃料補給設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

5.6.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

低圧原子炉代替注水系（常設）は，残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動することで，非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去ポンプを用いた残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ・ポンプを用いた低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，低圧原子炉代替注水系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また，低圧原子炉代替注水系（常設）は，低圧原子炉代替注水槽を水源

とすることで、サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレイ・ポンプ及びサプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、代替淡水源を水源とすることで、サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。

大量送水車は、原子炉建物及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ・ポンプ並びに原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプと共通要因によ

って同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、残留熱除去系に対しては、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、低圧炉心スプレイ系に対しては、系統全体に対して独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」に記載する。

5.6.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、通常時は大量送水車を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。大量送水車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.6.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

低圧原子炉代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。

低圧原子力代替注水系（可搬型）の大量送水車は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。また、大量送水車は、想定される重大事故等時において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）との同時使用を考慮して、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

5.6.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

低圧原子炉代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。また、低圧原子炉代替注水系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の大量送水車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

大量送水車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時に

において、設置場所で可能な設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

5.6.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の大量送水車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

大量送水車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

大量送水車を接続する接続口については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一することで確実に接続できる設計とする。

5.6.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様を第 5.6-1 表に示す。

5.6.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、低圧原子炉代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の大量送水車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。また、大量送水車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

5.7 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

5.7.1 概要

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等の収束に必要な水の供給設備の系統概要図を第 5.7-1 図から第 5.7-11 図に示す。

5.7.2 設計方針

重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、重大事故等の収束に必要な水源として、低圧原子炉代替注水槽、サブプレッション・チェンバ及びほう酸水貯蔵タンクを設ける。これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に、代替淡水源として輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を設ける。また、淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）が使用できない場合に、海を水源として利用できる設計とする。

重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備として、大量送水車を設ける。また、海を利用するために必要な設備として、大量送水車を設ける。

代替水源からの移送ルートを確保し、ホース及びポンプについては、複数箇所に分散して保管する。

(1) 重大事故等の収束に必要な水源

a. 低圧原子炉代替注水槽を水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の

代替手段である低圧原子炉代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（常設）及びペデスタル代替注水系（常設）の水源として、低圧原子炉代替注水槽を使用する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・低圧原子炉代替注水槽

各系統の詳細については、「5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「9.2 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「9.4 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」に記載する。

b. サプレッション・チェンバを水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧原子炉代替注水系及び残留熱代替除去系並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード、格納容器冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モード）の水源として、サプレッション・チェンバを使用する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・サプレッション・チェンバ

各系統の詳細については、「5.2 残留熱除去系」、「5.3 非常用炉心冷却系」、「5.8 原子炉隔離時冷却系」、「5.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「9.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

c. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段であるほう酸水注入系の水源として、ほう酸水貯蔵タンクを使用する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ほう酸水貯蔵タンク（6.7 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）

本系統の詳細については、「6.7 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。

d. 代替淡水源を水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（可搬型）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペデスタル代替注水系（可搬型）の水源として、また、燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の水源として、代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を使用する。

各系統の詳細については、「5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「9.2 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「9.4 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」及び「4.2 使用済燃料貯蔵プールの冷却等のための設備」に記載する。

e. 海を水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が使用できない場合に、低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（可搬型）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペデスタル代替注水系（可搬型）の水源として、また、燃料プールの冷却又

は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の水源として海を利用するための重大事故等対処設備として、大量送水車を使用する。

大量送水車は、海水を各系統へ供給できる設計とする。

また、原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車及び原子炉建物放水設備の大型送水ポンプ車の水源として、海を使用する。

大量送水車の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・大量送水車
- ・燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、ホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備（取水口、取水管、取水槽）を重大事故等対処設備として使用する。

各系統の詳細については、「5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」、「9.2 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「9.4 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」、「4.2 使用済燃料貯蔵プールの冷却等のための設備」及び「9.7 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」に記載する。

f. 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）

想定される重大事故等が発生した場合において、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）周辺の確認ができる設備として、構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）を設置する。

構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、中央制御室及

び緊急時対策所から輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の周辺を監視することが可能な設計とする。

構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(2) 水源へ水を供給するための設備

a. 低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための設備

重大事故等の収束に必要な水源である低圧原子炉代替注水槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として、大量送水車を使用する。

大量送水車は、代替淡水源である輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の淡水を低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。

また、淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）が使用できない場合に、重大事故等の収束に必要な水源である低圧原子炉代替注水槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として、大量送水車を使用する。

大量送水車は、海水を低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。

大量送水車の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 大量送水車
- ・ 燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、ホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備（取水口、取水管、取水槽）を重大事故等対処設備として使用する。

ほう酸水注入系については、「6.7 緊急停止失敗時に発電用原子炉

を未臨界にするための設備」に記載する。

燃料補給設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

非常用取水設備については、「10.7 非常用取水設備」に記載する。

5.7.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系（常設），格納容器代替スプレイ系（常設）及びペDESTAL代替注水系（常設）の多様性，位置的分散については、「5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「9.2 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「9.4 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」に記載する。

サプレッション・チェンバを水源とする高圧原子炉代替注水系及び残留熱代替除去系の多様性，位置的分散については、「5.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「9.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

大量送水車は，屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

大量送水車の接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

5.7.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

低圧原子炉代替注水槽及びサプレッション・チェンバは，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他

の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、他の設備と電気的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.7.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

低圧原子炉代替注水槽は、想定される重大事故等時において、代替淡水源又は海を使用するまでの間に必要な容量を有する設計とする。

サプレッション・チェンバは、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としての保有水量での水頭が、想定される重大事故等時において、高圧原子炉代替注水系で使用する高圧原子炉代替注水ポンプ及び残留熱代替除去系で使用する残留熱代替除去ポンプの必要有効吸込水頭の確保に必要な容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

海水取水用として使用する大量送水車は、想定される重大事故等時において、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を分散して保管する。

送水用として使用する大量送水車は、想定される重大事故等時において、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は2セット2台に加えて、故障時及

び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を分散して保管する。

大量送水車のバックアップについては、1台を兼用する。

代替水源からのホースは、複数ルートを考慮してそれぞれのルートに必要なホースの長さを満足する数量の合計に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮した数量を分散して保管する。

5.7.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

低圧原子炉代替注水槽は、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

サプレッション・チェンバは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、ガスタービン発電機建物屋上に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

大量送水車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

大量送水車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。また、大量送水車は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮するとともに、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

5.7.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（常設）及びペDESTAL代替注水系（常設）の操作性については、「5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉

を冷却するための設備」,「9.2 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「9.4 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」に記載する。

サプレッション・チェンバを水源とする高圧原子炉代替注水系及び残留熱代替除去系の操作性については,「5.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「9.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は,想定される重大事故等時において,操作を必要とすることなく中央制御室及び緊急時対策所から監視が可能な設計とする。

大量送水車は,付属の操作スイッチにより,設置場所での操作が可能な設計とする。

大量送水車は,車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに,設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

大量送水車を接続する接続口については,簡便な接続とし,接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また,接続口の口径を統一する設計とする。

大量送水車を用いて海水を各系統に供給する系統は,想定される重大事故等時において,通常時の系統構成から接続,弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

5.7.3 主要設備及び仕様

重大事故等の収束に必要な水の供給設備の主要設備及び仕様を第5.7-1表に示す。

5.7.4 試験検査

基本方針については,「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧原子炉代替注水槽は、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に水位の確認により漏えいの有無の確認並びに内部の確認が可能な設計とする。

サプレッション・チェンバは、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認及び気密性能の確認が可能な設計とする。

構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

大量送水車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。

また、大量送水車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

5.8 原子炉隔離時冷却系

5.8.1 通常運転時等

5.8.1.1 概要

5.8.1.1.2 設備の機能

原子炉隔離時冷却系は、原子炉停止後何らかの原因で復水・給水が停止した場合に、原子炉水位を維持するため、原子炉蒸気の一部を用いたタービン駆動ポンプにより、サプレッション・チェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を炉心に注入することを目的とする。

5.8.2 重大事故等時

5.8.2.1 概要

原子炉隔離時冷却系は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

5.8.2.2 設計方針

原子炉隔離時冷却系は、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

5.8.2.2.1 悪影響防止

原子炉隔離時冷却系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.8.2.2.2 容量等

原子炉隔離時冷却ポンプは、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

5.8.2.2.3 環境条件等

原子炉隔離時冷却ポンプは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。原子炉隔離時冷却系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

5.8.2.2.4 操作性の確保

原子炉隔離時冷却系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する設計とする。原子炉隔離時冷却系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

5.8.2.3 主要設備及び仕様

原子炉隔離時冷却系の主要機器仕様を第 5.8-1 表に示す。

5.8.2.4 試験検査

原子炉隔離時冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、原子炉隔離時冷却ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

5.9 原子炉補機冷却系

5.9.1 通常運転時等

5.9.1.1 概要

原子炉補機冷却系は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。

本系統は、「5.3 非常用炉心冷却系」で述べる区分Ⅰ，区分Ⅱ及び区分Ⅲに対応して、原子炉補機冷却系区分Ⅰ，原子炉補機冷却系区分Ⅱ及び原子炉補機冷却系区分Ⅲに分け、非常用炉心冷却系の各区分ごとに独立に冷却できる機能を有する。

また、残留熱除去系機器の冷却は、残留熱除去系の2系統に対応して上記の原子炉補機冷却系区分Ⅰ，区分Ⅱの2区分に分離し、また、高圧炉心スプレイ系機器の冷却は、原子炉補機冷却系区分Ⅲで独立に冷却を行うことができる。

その他常用機器冷却は上記の原子炉補機冷却系区分Ⅰ，区分Ⅱで行い、非常時には弁により非常用機器冷却と分離することができる。

概略系統図を第5.9-1図に示す。

5.9.2 重大事故等時

5.9.2.1 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）

5.9.2.1.1 概要

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、燃料プール冷却系，残留熱除去系，低圧炉心スプレイ系及び非常用交流電源設備に冷却水を供給する設計とする。

5.9.2.1.2 設計方針

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性，位置的分散等を除く設計方

針を適用して設計を行う。

5.9.2.1.2.1 悪影響防止

基本方針については「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.9.2.1.2.2 容量等

基本方針については「1.1.7.2 容量等」に示す。

原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機海水ポンプ及び原子炉補機冷却系熱交換器は、設計基準事故時の最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

5.9.2.1.2.3 環境条件等

基本方針については「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却系熱交換器は、原子炉建物附属棟内に設置、原子炉補機冷却海水ポンプは屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

原子炉補機冷却系熱交換器の海水通水側及び原子炉補機海水ポンプは、使用時に常時海水を通水するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

5.9.2.1.2.4 操作性の確保

基本方針については「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成

で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

5.9.2.1.3 主要設備及び仕様

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の主要機器仕様を第5.9-1表の(1)に示す。

5.9.2.1.4 試験検査

基本方針については「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機海水ポンプ及び原子炉補機冷却系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

5.9.2.2 高圧炉心スプレイ補機冷却系(高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。)

5.9.2.2.1 概要

高圧炉心スプレイ補機冷却系(高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。)は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、高圧炉心スプレイ系及び非常用交流電源設備に冷却水を供給する設計とする。

5.9.2.2.2 設計方針

高圧炉心スプレイ補機冷却系(高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。)は、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

5.9.2.2.2.1 悪影響防止

高圧炉心スプレイ補機冷却系(高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。)は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対

処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.9.2.2.2.2 容量等

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は，設計基準事故時の原子炉補機冷却系区分Ⅲと兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

5.9.2.2.2.3 環境条件等

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は原子炉建物付属棟内に設置，高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の海水通水側及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは，使用時に常時海水を通水するため，耐腐食性材料を使用する設計とする。

5.9.2.2.2.4 操作性の確保

高圧炉心スプレイ補機冷却系(高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。)は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

5.9.2.2.3 主要設備及び仕様

高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）の主要機器仕様を第 5.9-1 表の(2)に示す。

5.9.2.2.4 試験検査

高圧炉心スプレイ補機冷却系(高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。)は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

5.10.1 概要

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の系統概要図を第 5.10-1 図から第 5.10-3 図に示す。

また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）並びに原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）及び高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）については、「5.2 残留熱除去系」に記載する。

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）及び高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）については、「5.9 原子炉補機冷却系」に記載する。

5.10.2 設計方針

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、格納容器フィルタベント系及び原子炉補機代替冷却系を設ける。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

- a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系を使用する。

格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

本系統の詳細については、「9.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

- a. 原子炉補機代替冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、原子炉補機代替冷却系を使用する。

原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器を搭載した移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、サプレッション・チェンバ

への熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、屋外の接続口より移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車を屋内の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

移動式代替熱交換設備は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大型送水ポンプ車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 移動式代替熱交換設備
- ・ 大型送水ポンプ車
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、原子炉補機冷却系の配管、弁及びサージタンク並びに残留熱除去系の熱交換器並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の取水口、取水管及び取水槽を重大事故等対処設備として使用する。

原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設」に記載する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設

備及び燃料補給設備については「10.2 代替電源設備」に記載する。

非常用取水設備については、「10.7 非常用取水設備」に記載する。

5.10.2.1 多様性及び独立性，位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器フィルタベント系は，残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで，残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して，多様性を有する設計とする。

また，格納容器フィルタベント系は，排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作機構を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して，多様性を有する設計とする。

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に，圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置し，原子炉建物内の残留熱除去ポンプ，残留熱除去系熱交換器，原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプと異なる区画に設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。

格納容器フィルタベント系は，除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって，残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して独立性を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却系は，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）

と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、移動式代替熱交換設備を常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性及び独立性を有する設計とし、大型送水ポンプ車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉補機代替冷却系は、格納容器フィルタベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉建物及び格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプ並びに原子炉建物外の格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機海水系に対して独立性を有するとともに、移動式代替熱交換設備から屋外の接続口を介した原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。

また、大型送水ポンプ車から屋内の接続口を介した原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉補機代替冷却系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する

設計とする。

電源設備の多様性及び独立性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

5.10.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉補機代替冷却系は、通常時は移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と原子炉補機代替冷却系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.10.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

原子炉補機代替冷却系は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備1セット1台と大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。移動式代替熱交換設備の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。大型送水ポンプ車の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

また、原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、残留熱除去系による発電用原子炉又は原子炉格納容器内の除熱と燃料プール冷却系による燃料プールの除熱に同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

5.10.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

大型送水ポンプ車の移動式代替熱交換設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

移動式代替熱交換設備の海水通水側及び大型送水ポンプ車は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。また、原子炉補機代替冷却系の淡水通水側は淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先して使用することで、設備への影響を考慮する。

5.10.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

原子炉補機代替冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。原子

炉補機代替冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、中央制御室での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続する接続口については、フランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。

大型送水ポンプ車と移動式代替熱交換設備との接続は、簡便な接続及びフランジ接続とし、結合金具及び一般的に使用される工具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

5.10.3 主要設備及び仕様

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様を第 5.10-1 表に示す。

5.10.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

原子炉補機代替冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備の移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。

また、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

5.12 タービン設備

5.12.2 設計方針

- (1) タービン定格出力は、復水器真空度 722mmHg, 補給水率 0.5%にて発電端で 820,000kW とする。

蒸気タービンは、想定される環境条件において材料に及ぼす化学的及び物理的影響に対し、耐性を有する材料が用いられ、かつ、蒸気タービンの振動対策及び過速度対策を含み、十分な構造強度を有する設計とし、その運転状態を監視可能な設備を設ける。

第5.1-4表 原子炉压力容器（重大事故等時）主要仕様

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉压力容器（通常運転時）

最高使用圧力 8.62MPa[gage]

最高使用温度 302°C

材 料	母 材	JIS G 3120（压力容器用調質型マンガン・モリブデン鋼及びマンガン・モリブデン・ニッケル鋼鋼板2種A）及びJIS G 3204（压力容器用調質型合金鋼鍛鋼品）
	内 張	ステンレス鋼及び高ニッケル合金

第5.4-1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための
設備の主要機器仕様

(1) 高圧原子炉代替注水系

a. 高圧原子炉代替注水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

台 数 1

容 量 75m³/h以上

全揚程 913m以上

(2) 原子炉隔離時冷却系

a. 原子炉隔離時冷却ポンプ

第5.8-1表 原子炉隔離時冷却系主要機器仕様に記載する。

(3) ほう酸水注入系

a. ほう酸水注入ポンプ

第6.1.2-3表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

b. ほう酸水貯蔵タンク

第6.1.2-3表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

第 5.5-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様

(1) 逃がし安全弁

第 5.1-3 表 主蒸気系主要機器仕様に記載する。

(2) 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

個 数 12

容 量 約 15L/個

(3) 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）

型 式 制御弁式据置鉛蓄電池

個 数 2（予備 2）

容 量 約 24Ah/個

電 圧 115V

使用箇所 廃棄物処理建物 1 階（補助盤室）

保管場所 廃棄物処理建物 1 階（補助盤室）

(4) S R V 用電源切替盤

個 数 1

(5) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル

個 数 1 式

取付箇所 原子炉建物原子炉棟 4 階

第5.6-1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための
設備の主要機器仕様

(1) 低圧原子炉代替注水系（常設）

a. 低圧原子炉代替注水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

台 数 1（予備1）

容 量 約230m³/h/台

全揚程 約190m

(2) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）

a. 大量送水車

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

第 5.7-1 表 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備の主要機器仕様

(1) 低圧原子炉代替注水槽

基 数	1
容 量	約1,230 m ³
主要部材質	鉄筋コンクリート

(2) サプレッション・チェンバ

第9.1-1表 一次格納施設主要仕様に記載する。

(3) ほう酸水貯蔵タンク

第6.1.2-3表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

(4) 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）

台 数	1
-----	---

(5) 大量送水車

a. 送水用

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備主要機器仕様に記載する。

b. 海水取水用

型式	ディフューザ形
台数	2（予備1）
容量	168m ³ /h/台以上（吐出圧力 0.85MPa[gage]において） 120m ³ /h/台以上（吐出圧力 1.4MPa[gage]において）
吐出圧力	0.85MPa[gage]～1.4MPa[gage]以上

第5.10-1表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様

(1) 格納容器フィルタベント系

a. 第1ベントフィルタスクラバ容器

第9.3-1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

b. 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器

第9.3-1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

c. 圧力開放板

第9.3-1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

d. 遠隔手動弁操作機構

第9.3-1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

(2) 原子炉補機代替冷却系

a. 移動式代替熱交換設備

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

台 数 2 (予備1)

熱交換器

組 数 1

伝熱容量 約23MW

(海水温度30°Cにおいて)

移動式代替熱交換設備淡水ポンプ

台 数 2

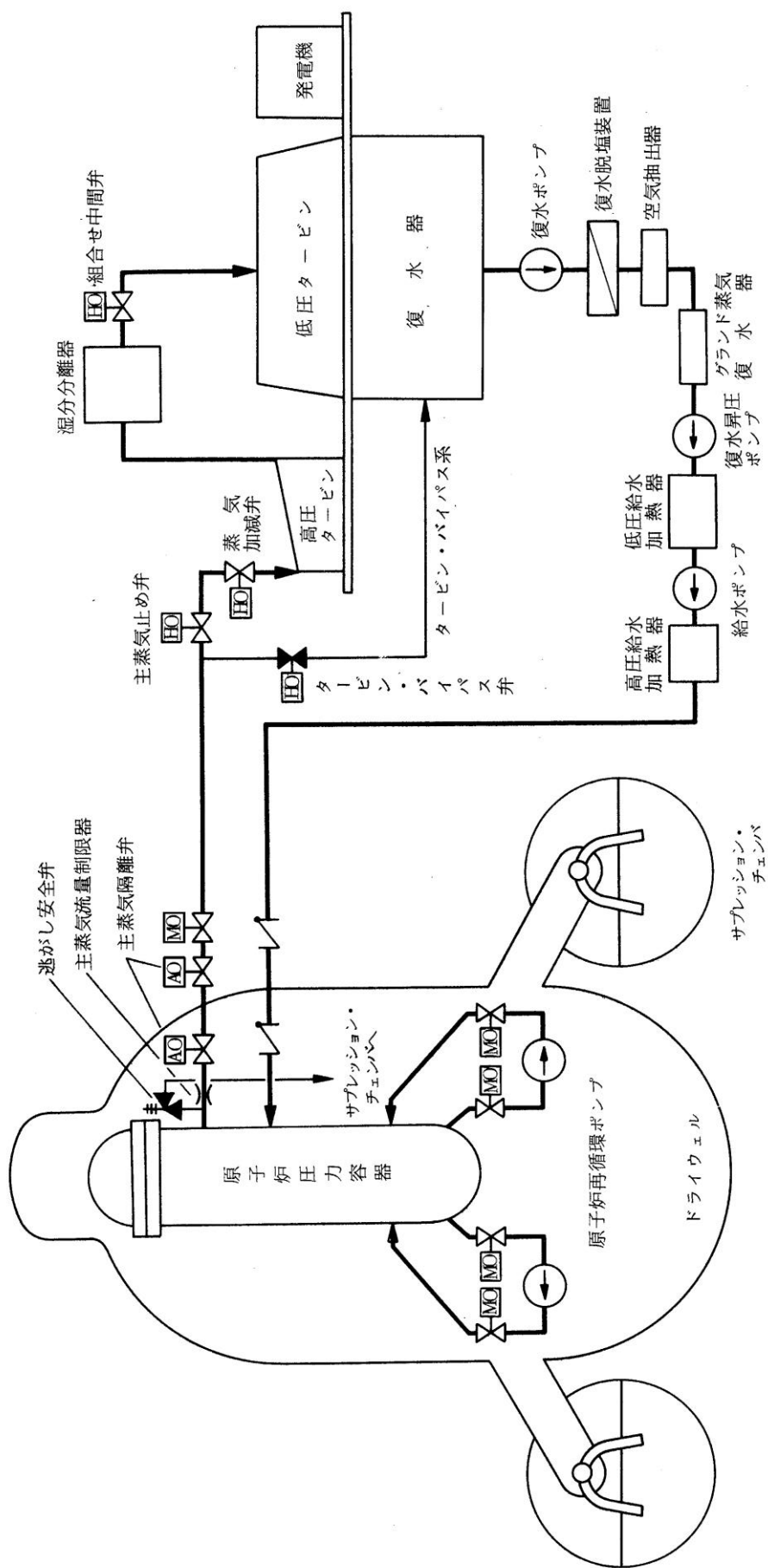
容 量	約300m ³ /h/台
全揚程	約75m

b. 大型送水ポンプ車

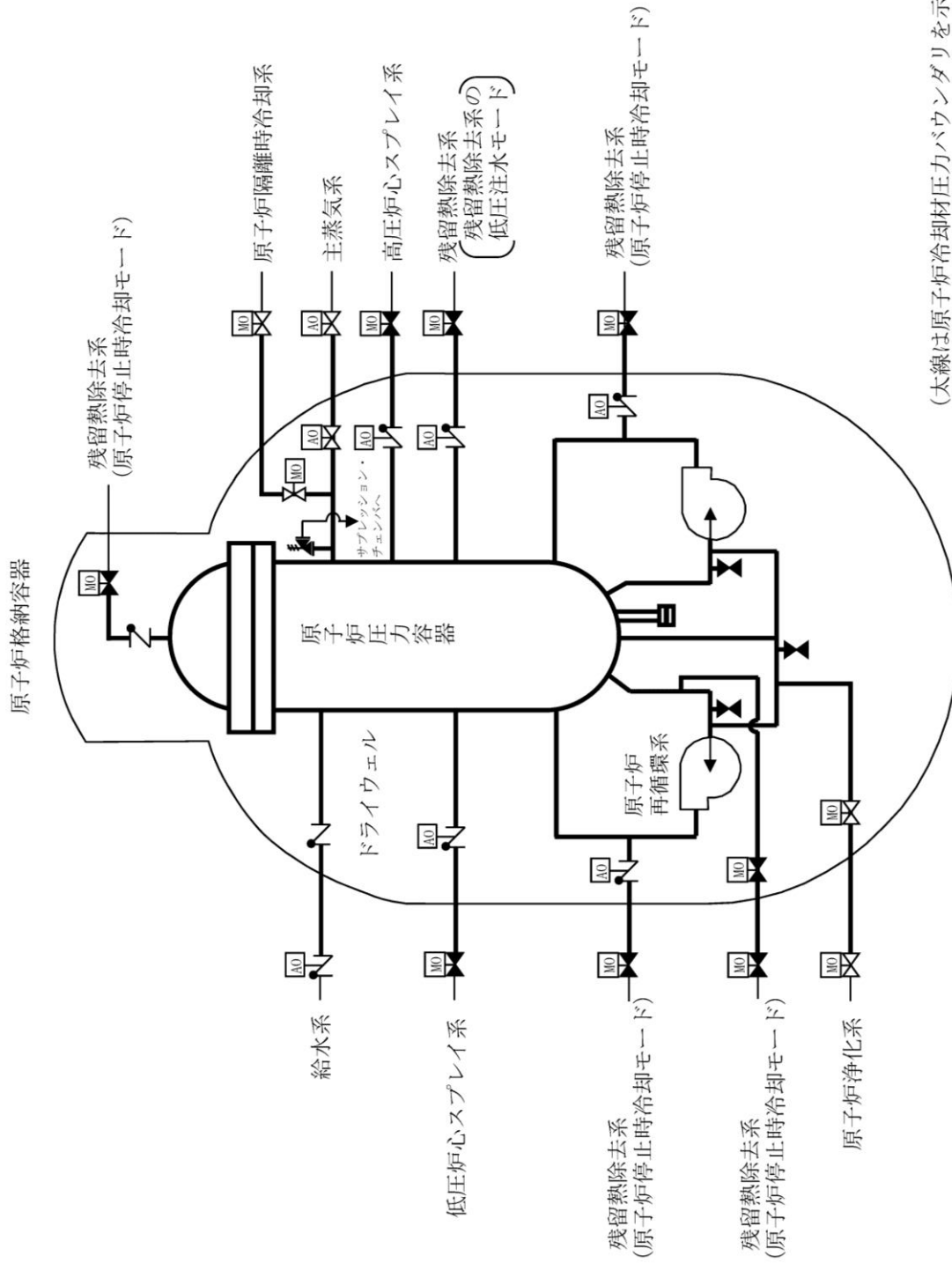
兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

台 数	2 (予備 1)
容 量	約1,800m ³ /h/台
吐出圧力	1.2MPa[gage]

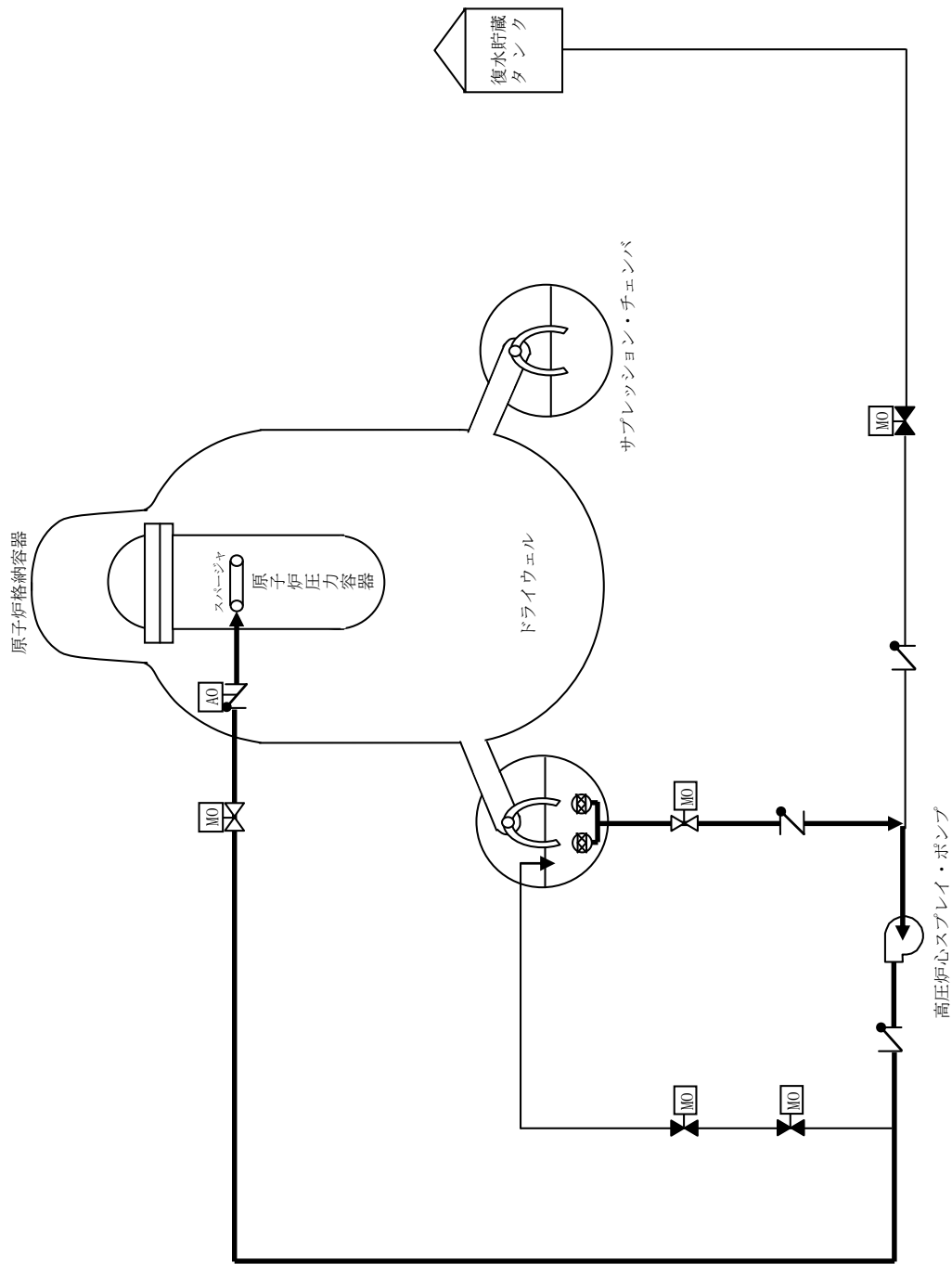


第5.1-1図 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備系統概要図

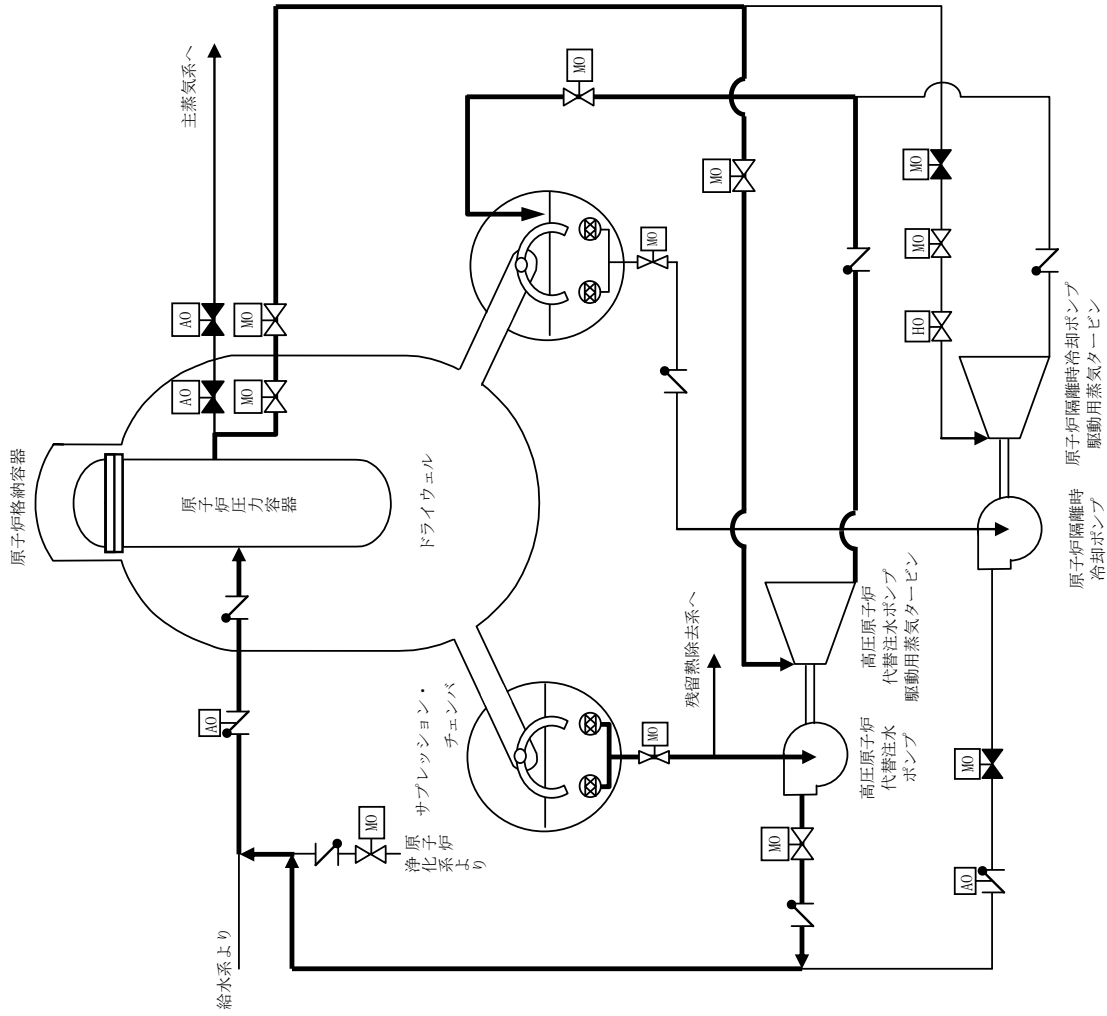


(太線は原子炉冷却材圧力バウンダリを示す。)

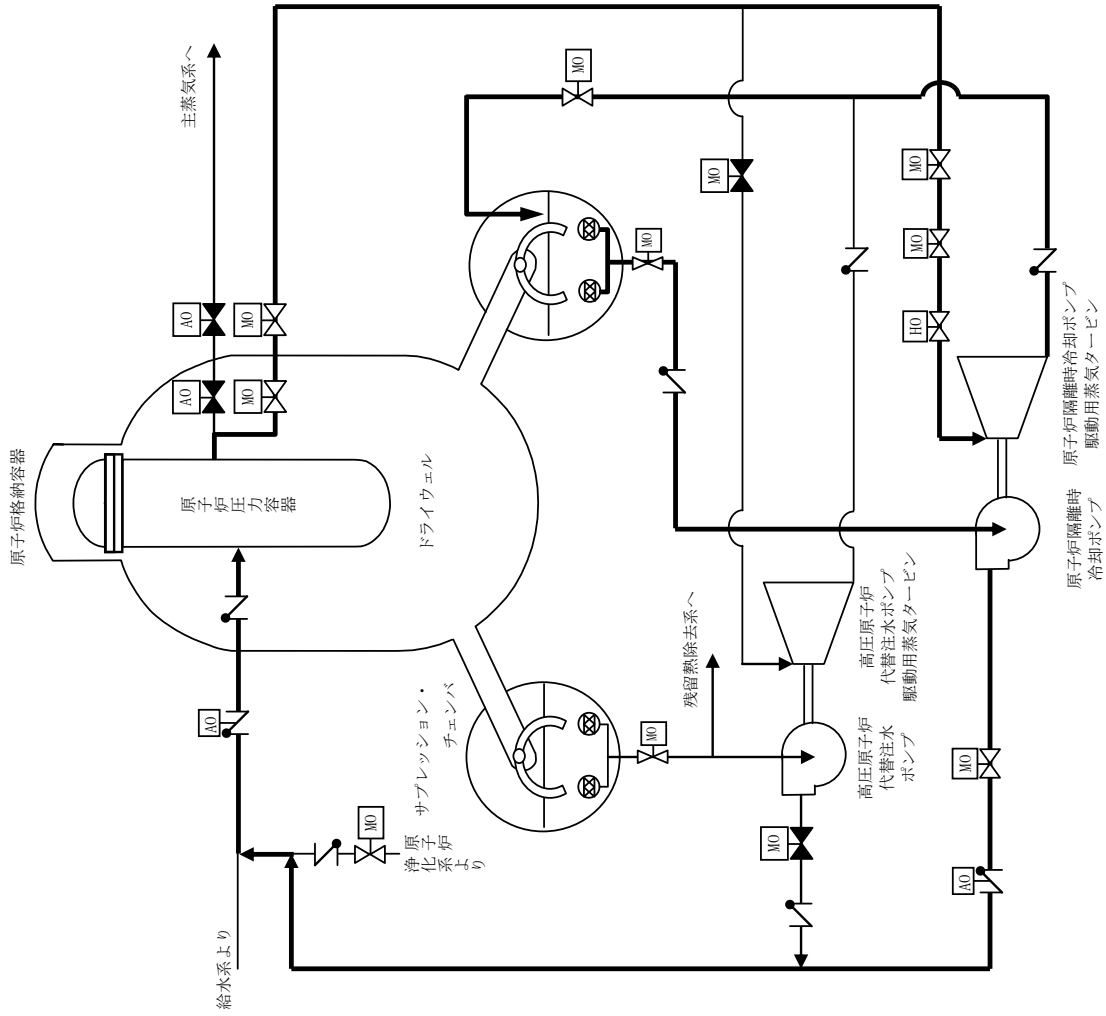
第5.1-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図



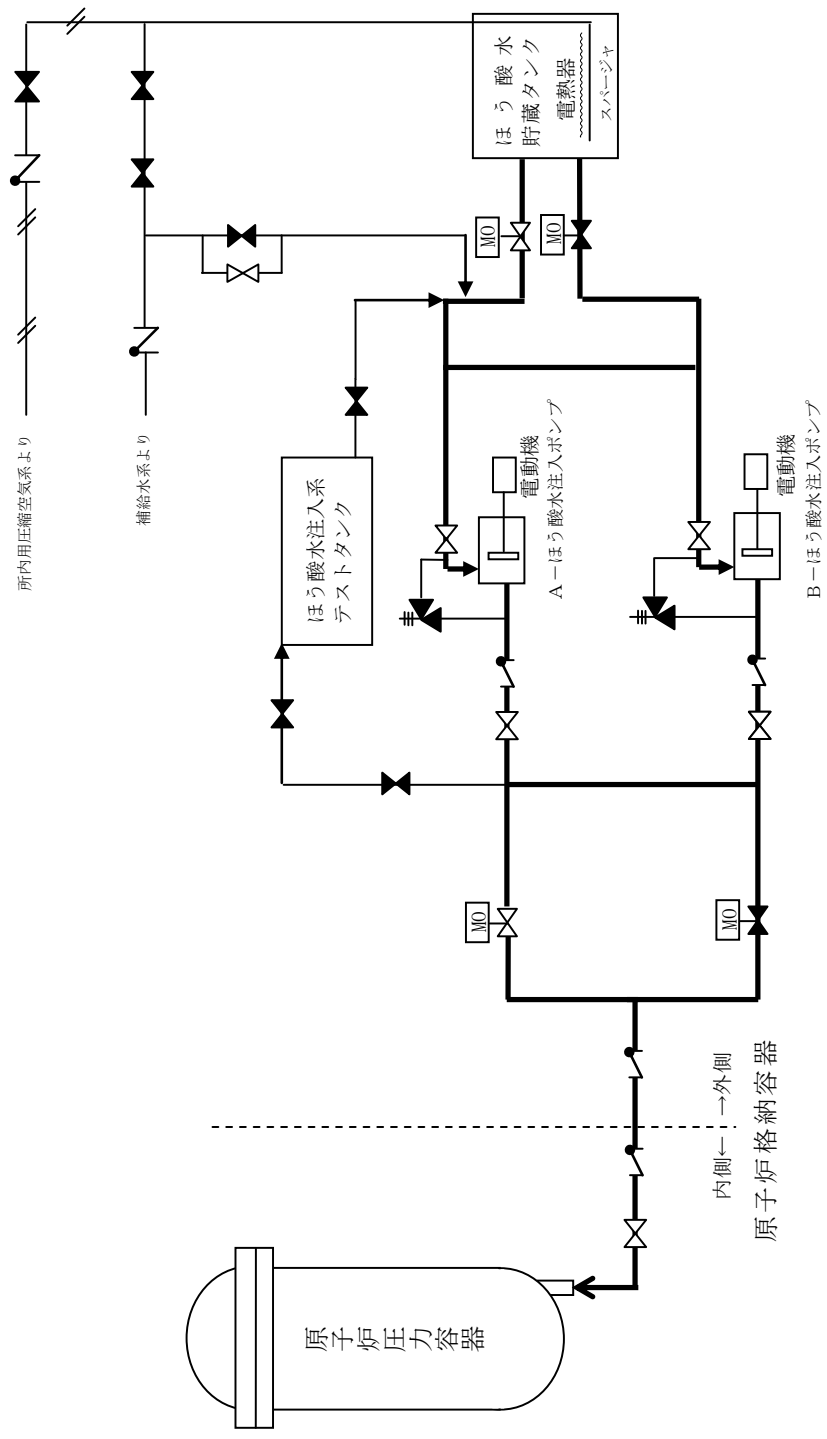
第5.3-3図 高圧炉心スプレー系系統概要図



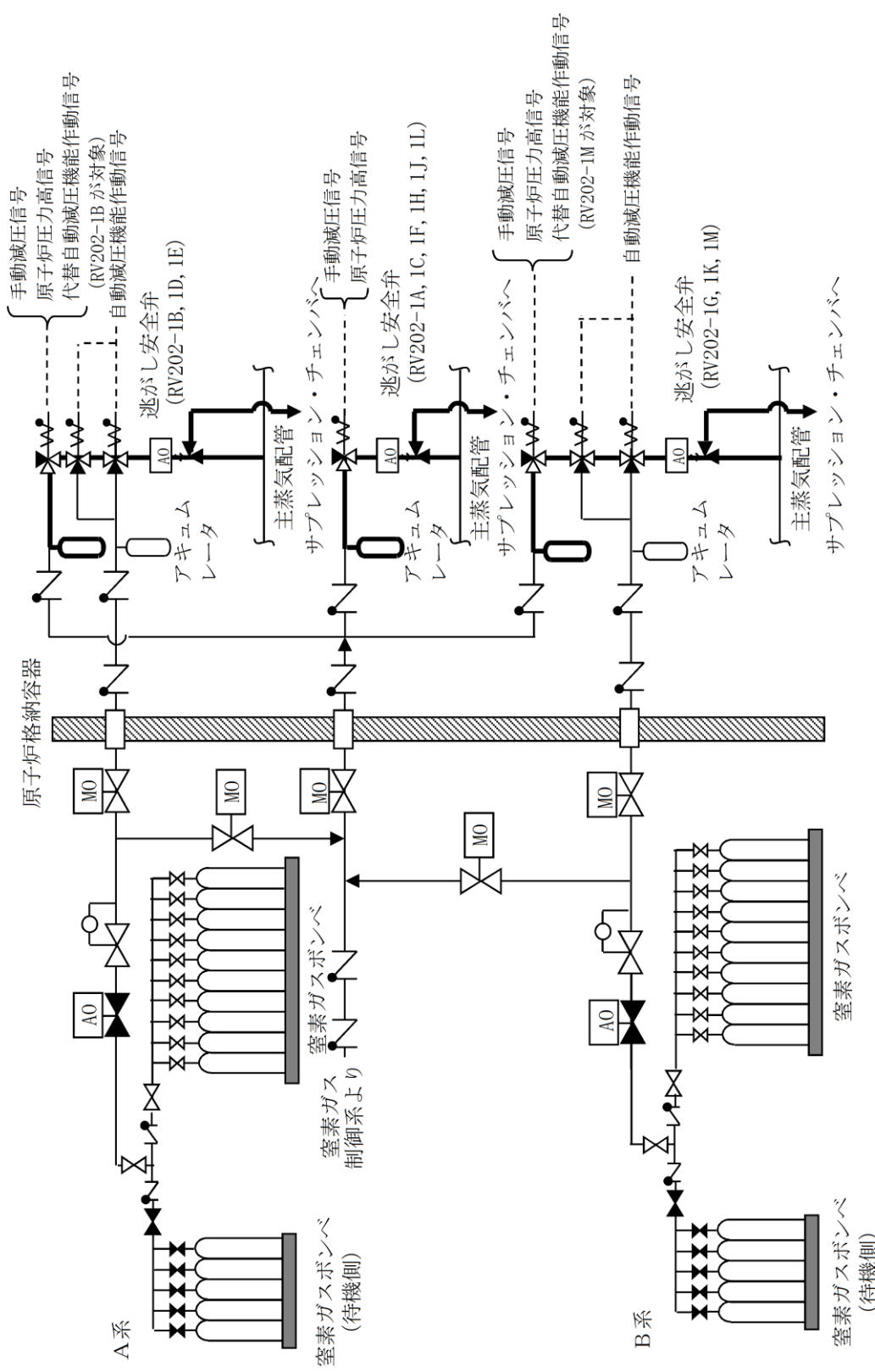
第5.4-1図 原子炉冷却材バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
 (高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却)



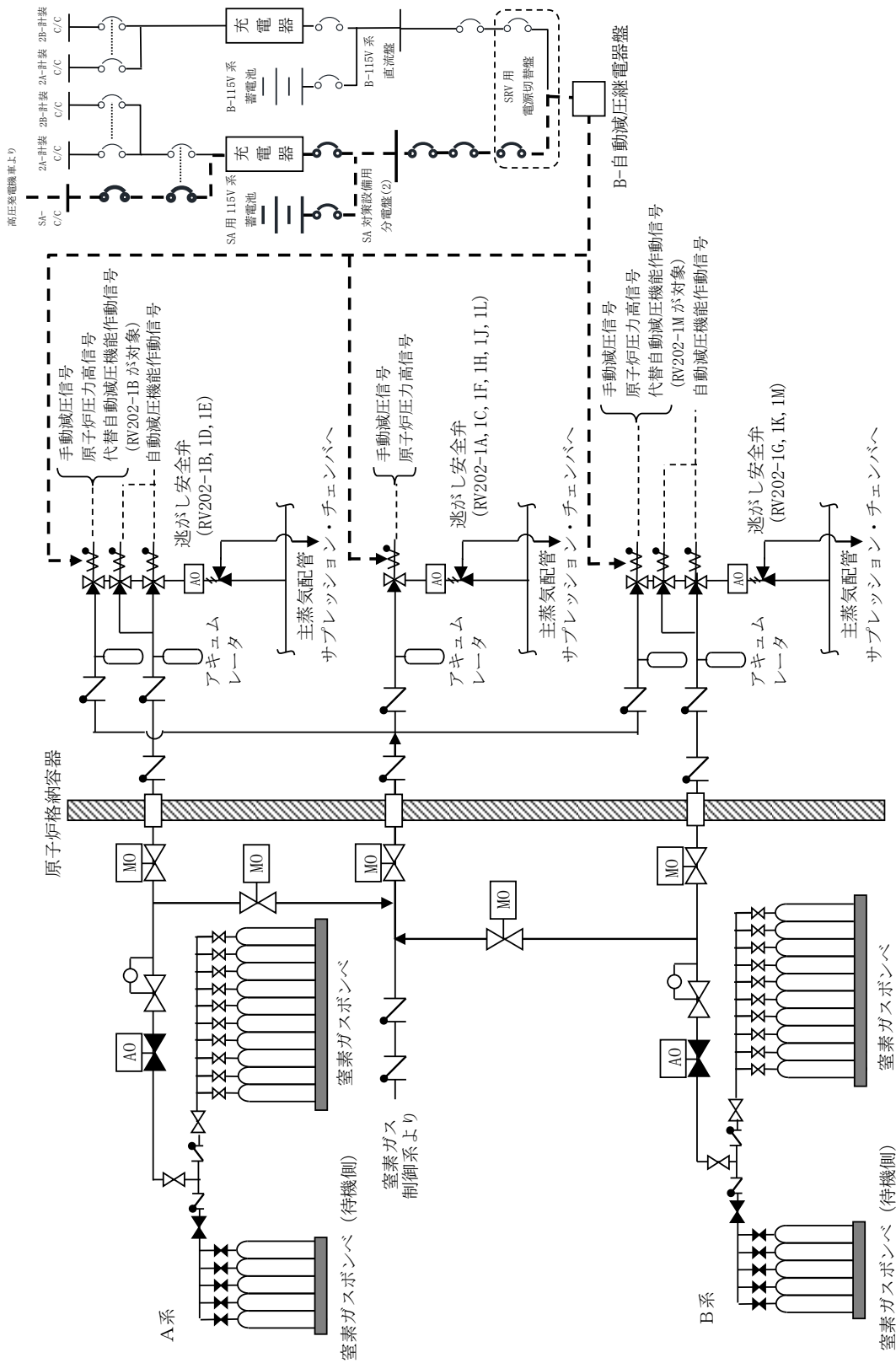
第5.4-2図 原子炉冷却材バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
 (原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却)



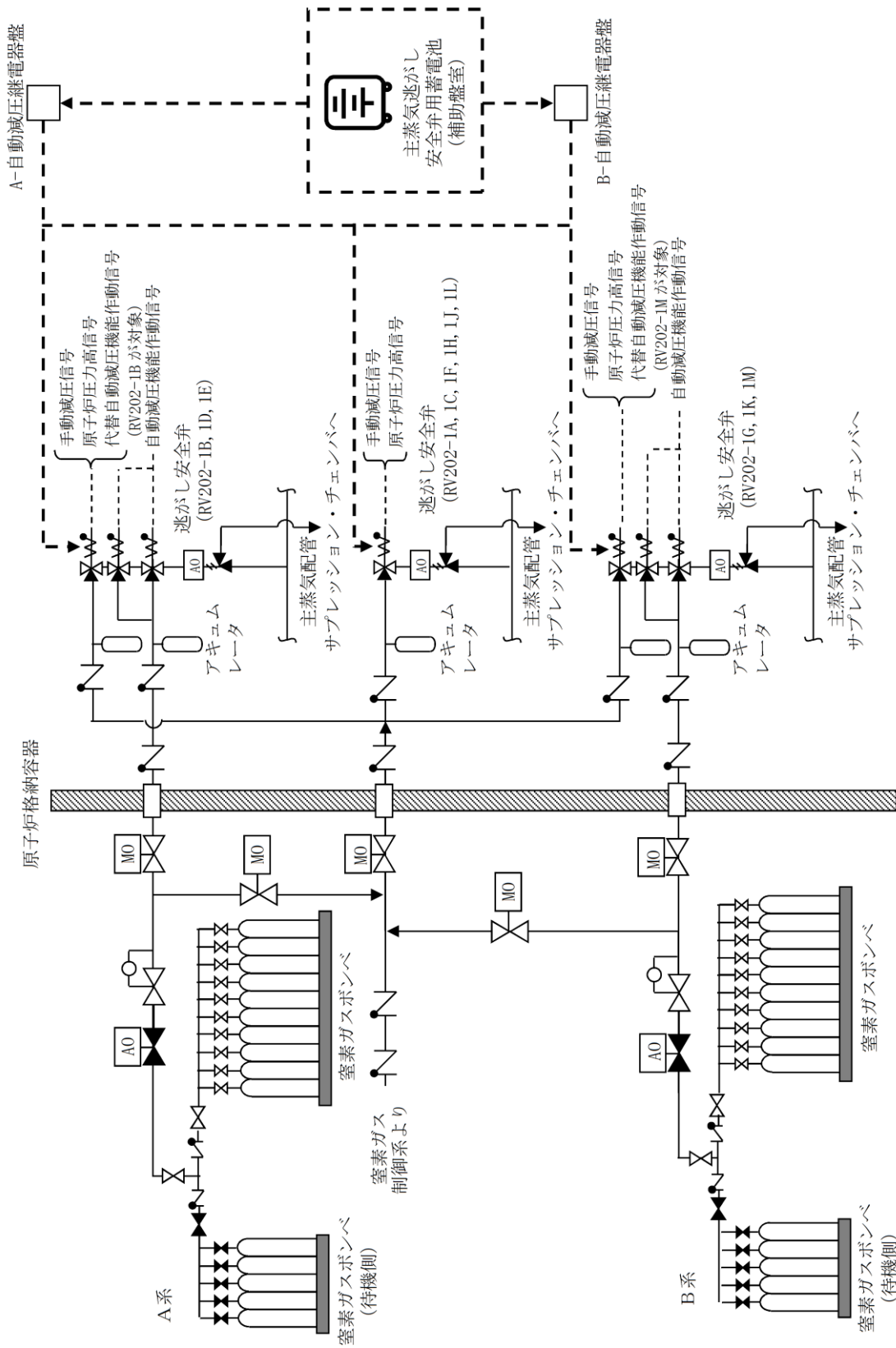
第5.4-3図 原子炉冷却材バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
 (ほう酸水注入系による進展抑制)



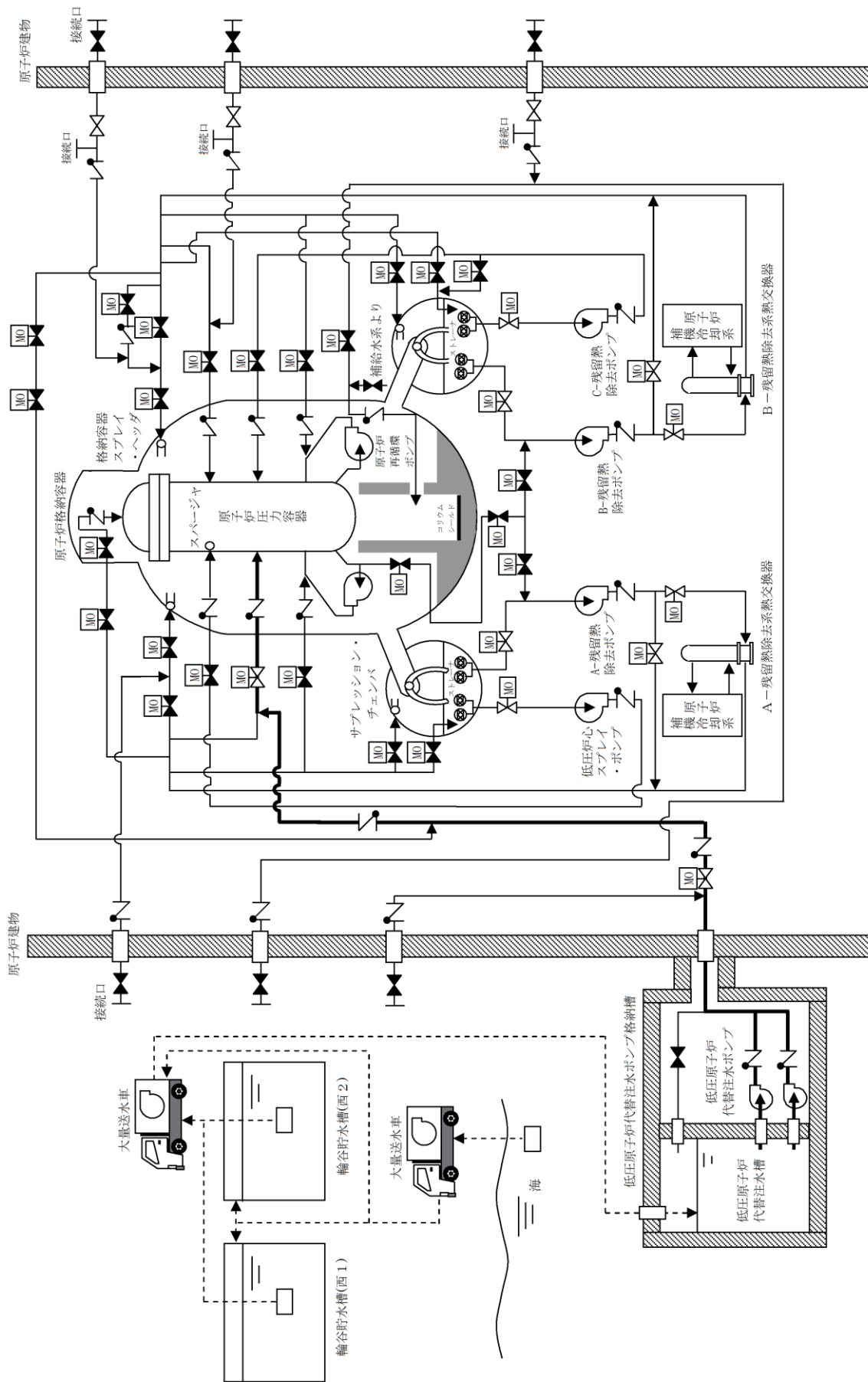
第5.5-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図
 (原子炉減圧の自動化, 手動による原子炉減圧, 代替直流電源設備による復旧, 代替交流電源による復旧)



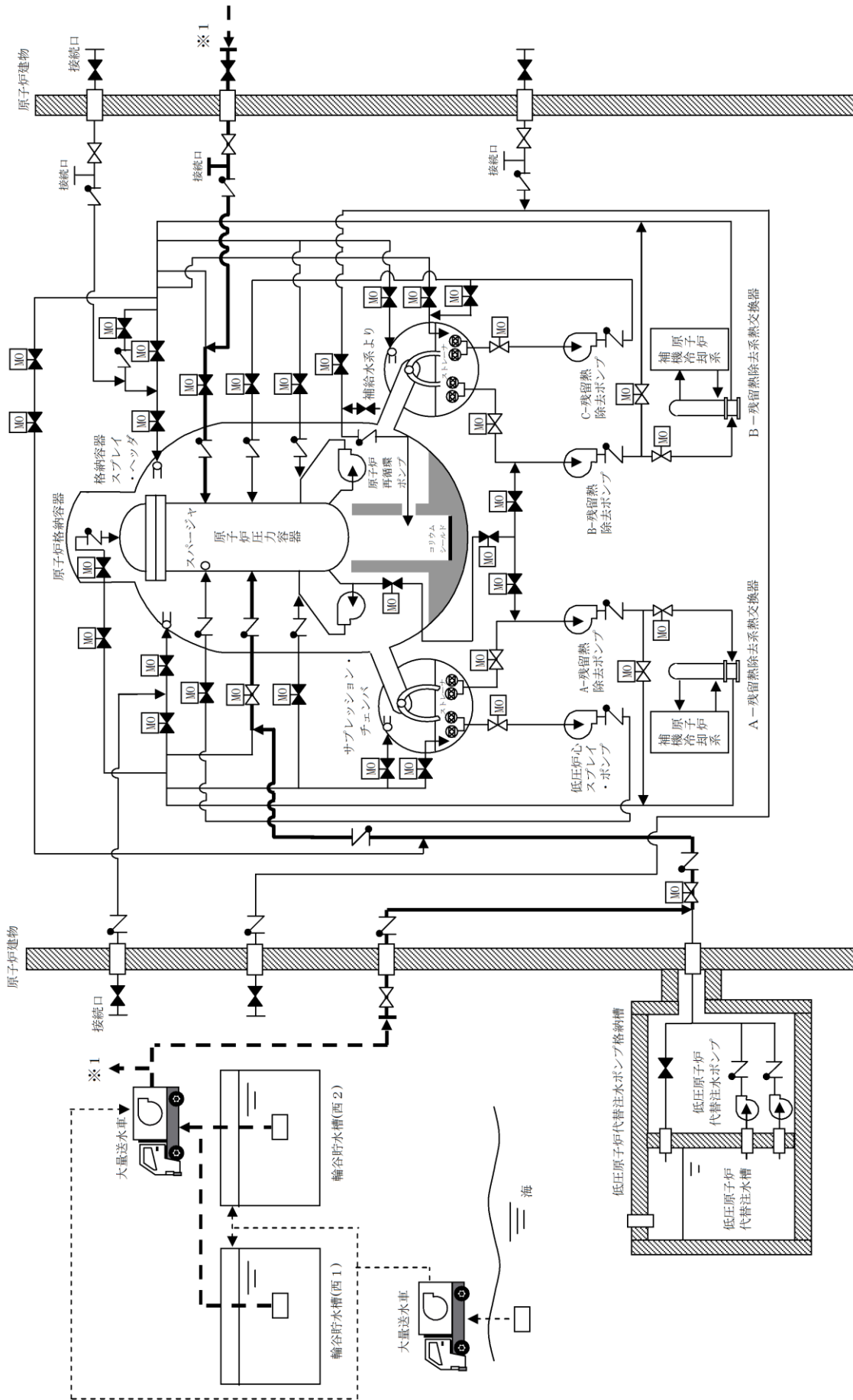
第5.5-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図
 (可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復)



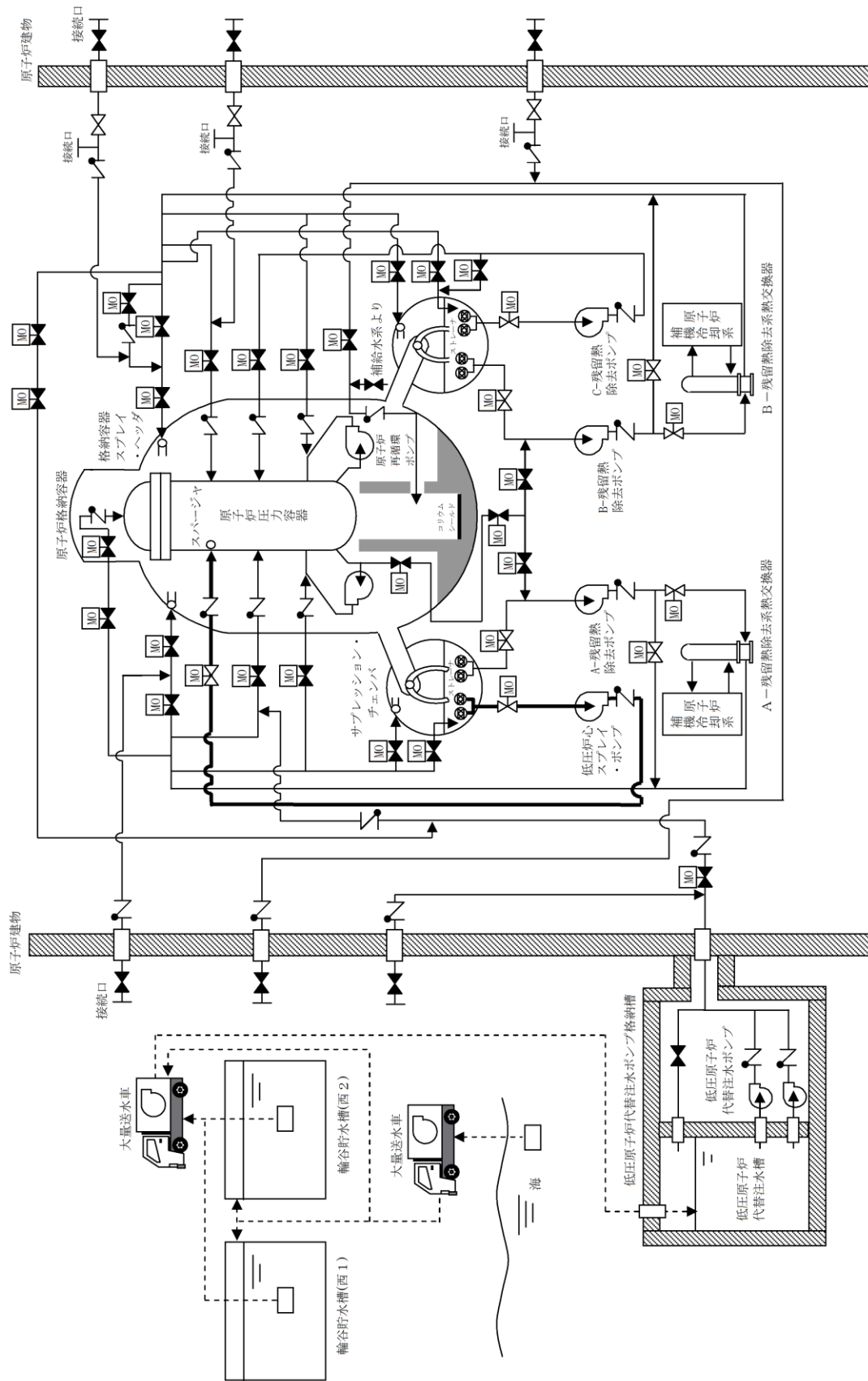
第5.5-3図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図
 (主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁機能回復)



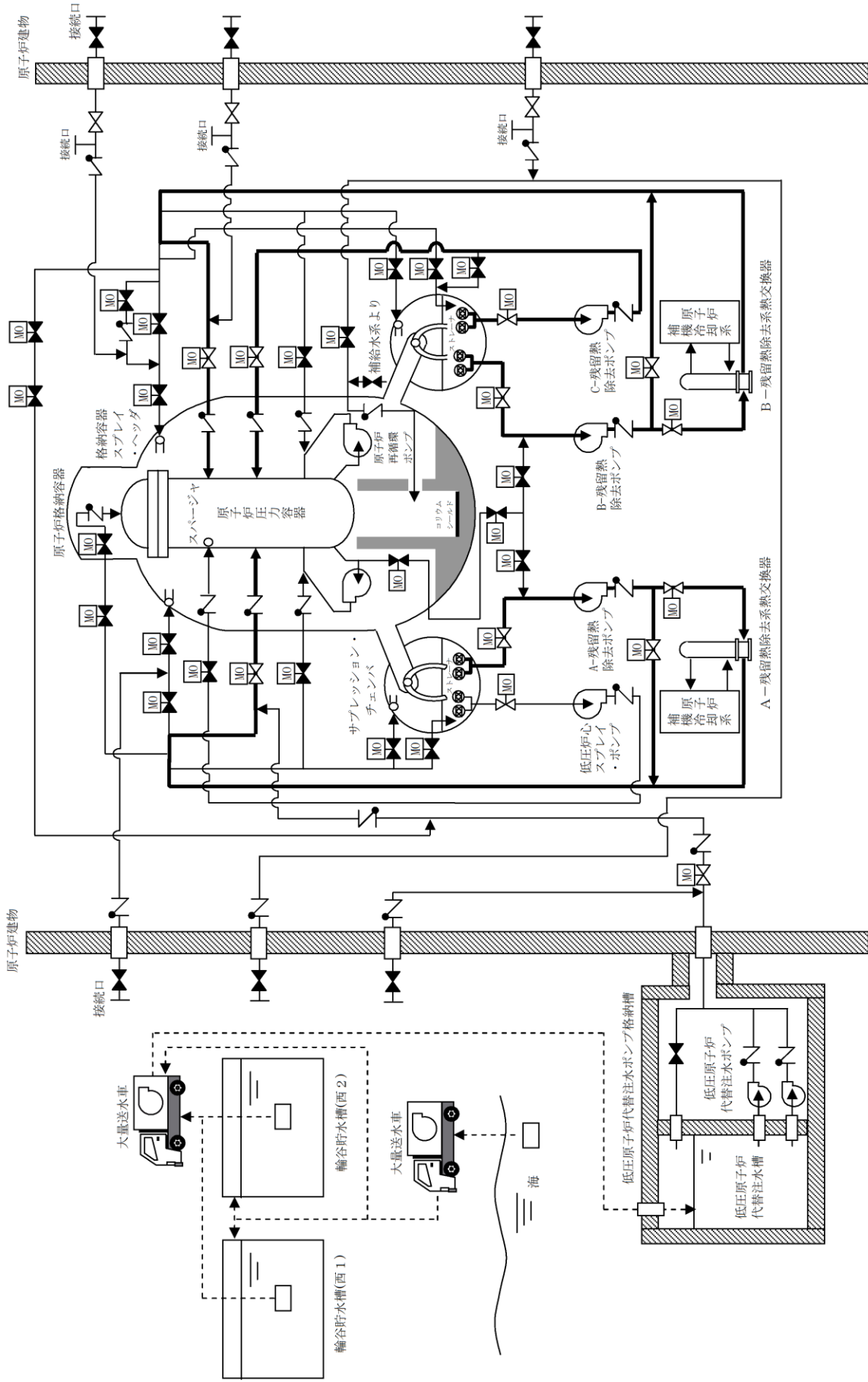
第5.6-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
(低圧原子炉代替注水系 (常設))



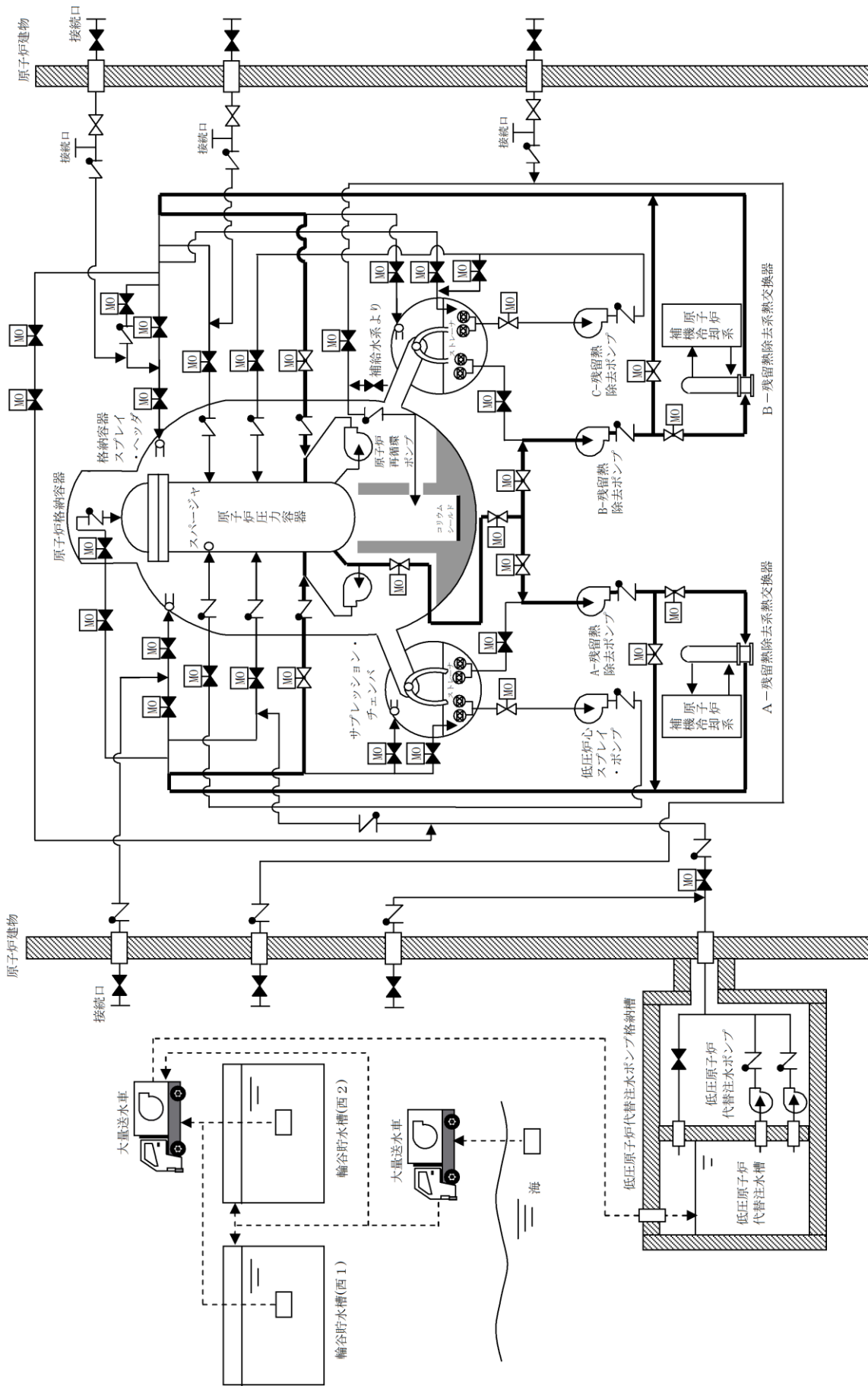
第5.6-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
 (低圧原子炉代替注水系 (可搬型))



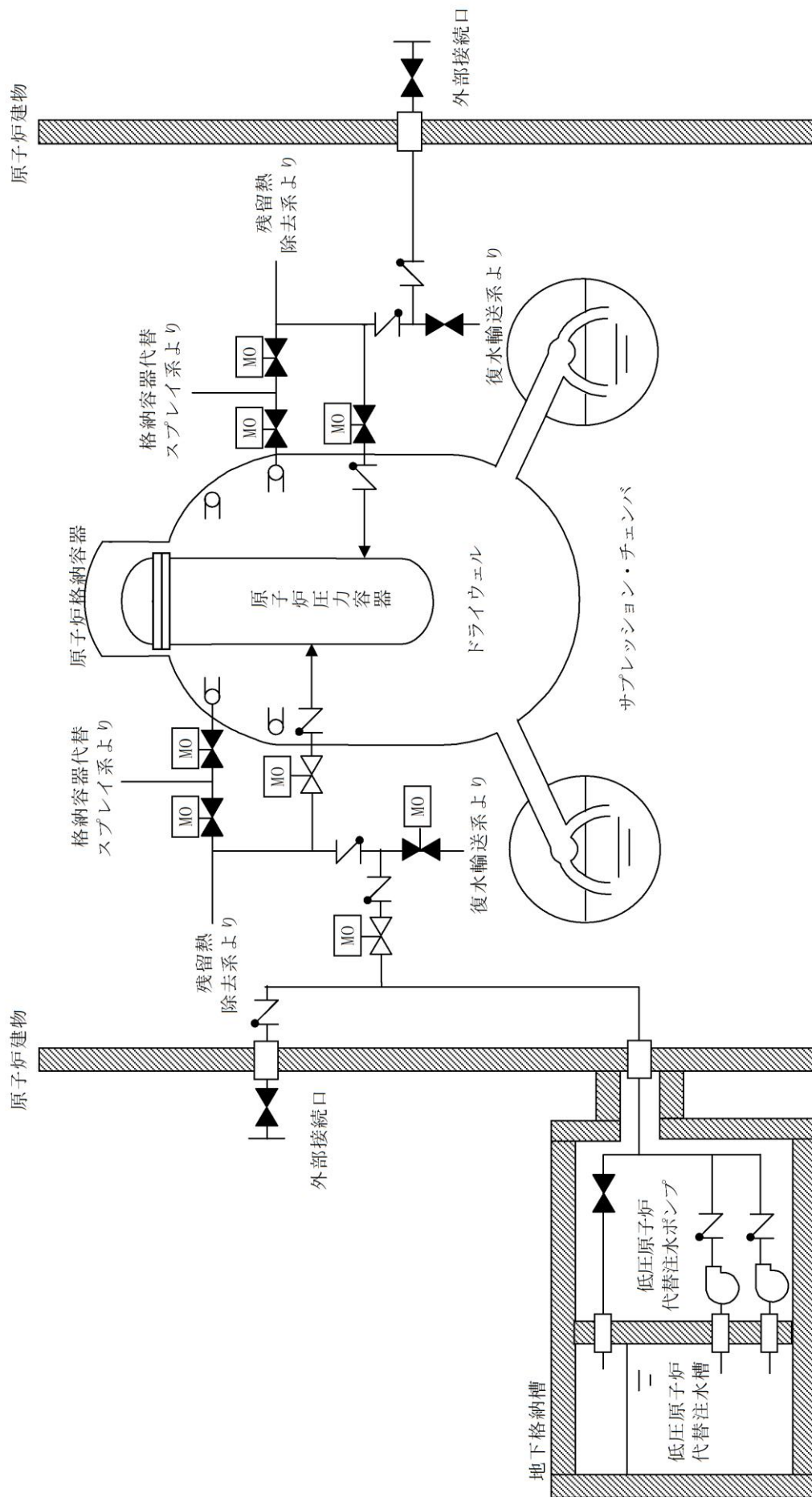
第5.6-3図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
 (代替交流電源設備を用いた残留熱除去系(低圧注水モード)の復旧)



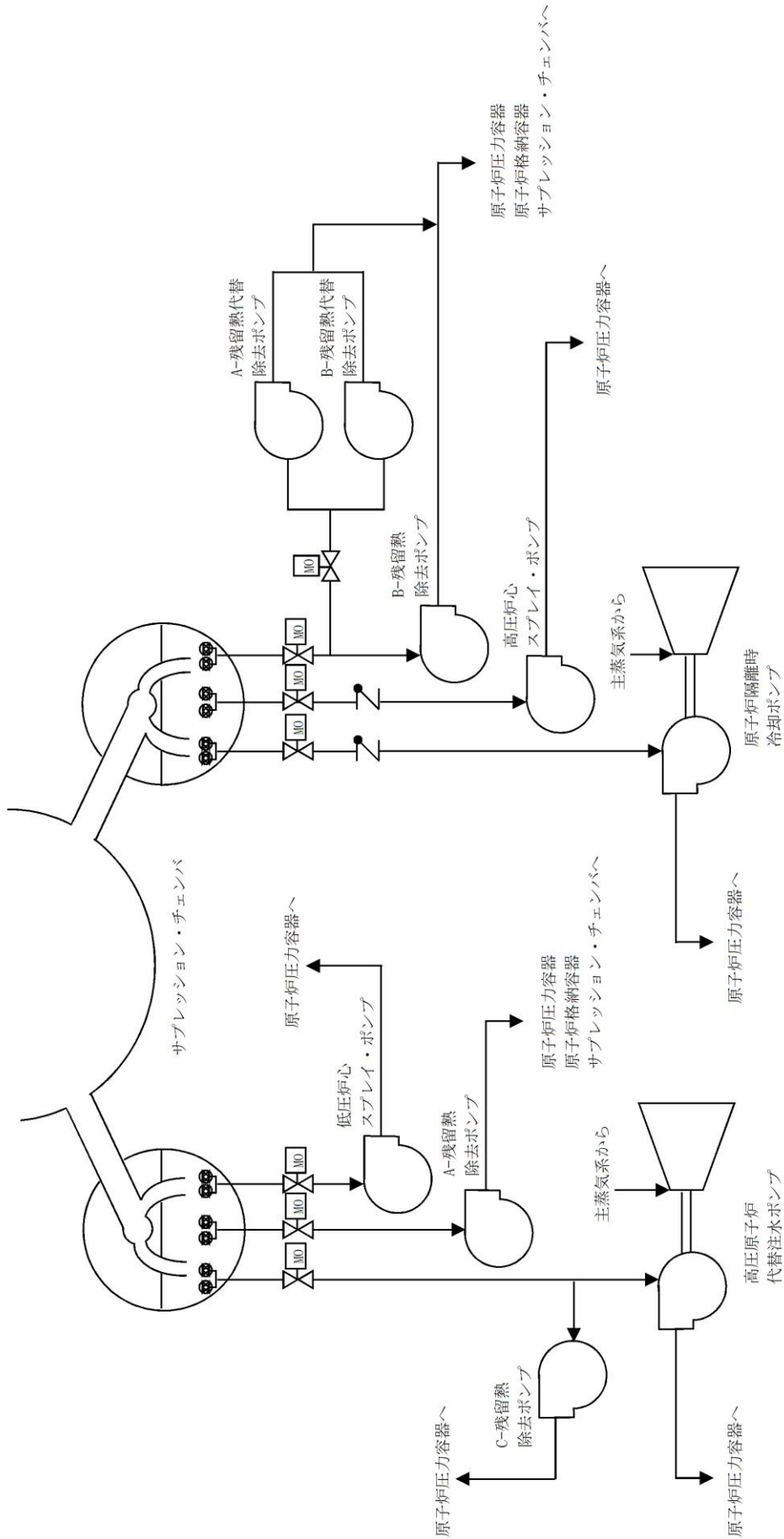
第5.6-4図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
 (代替電源設備を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の復旧)



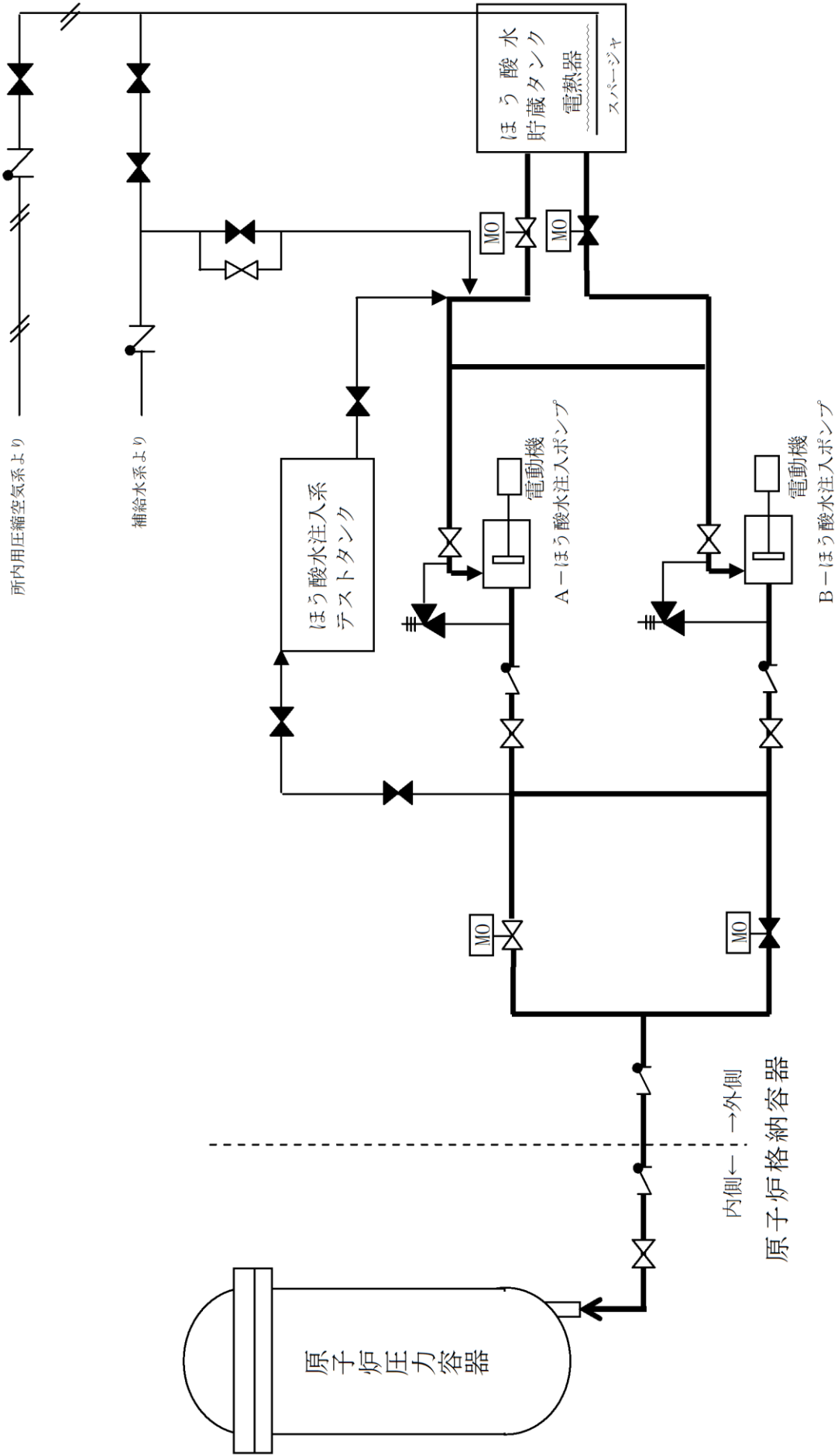
第5.6-5図 原子炉冷却材圧カバウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
 (代替交流電源設備を用いた低圧炉心スプレー系の復旧)



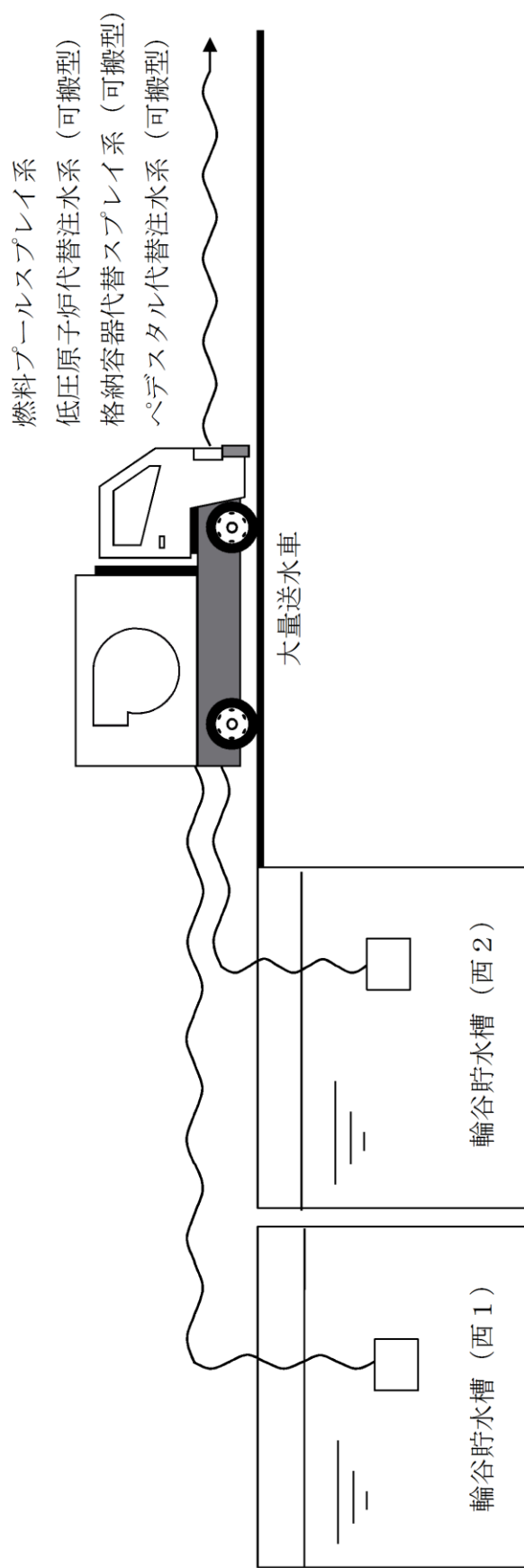
第5.7-1図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備概略系統図
 (低圧原子炉代替注水槽を水源とした場合に用いる設備)



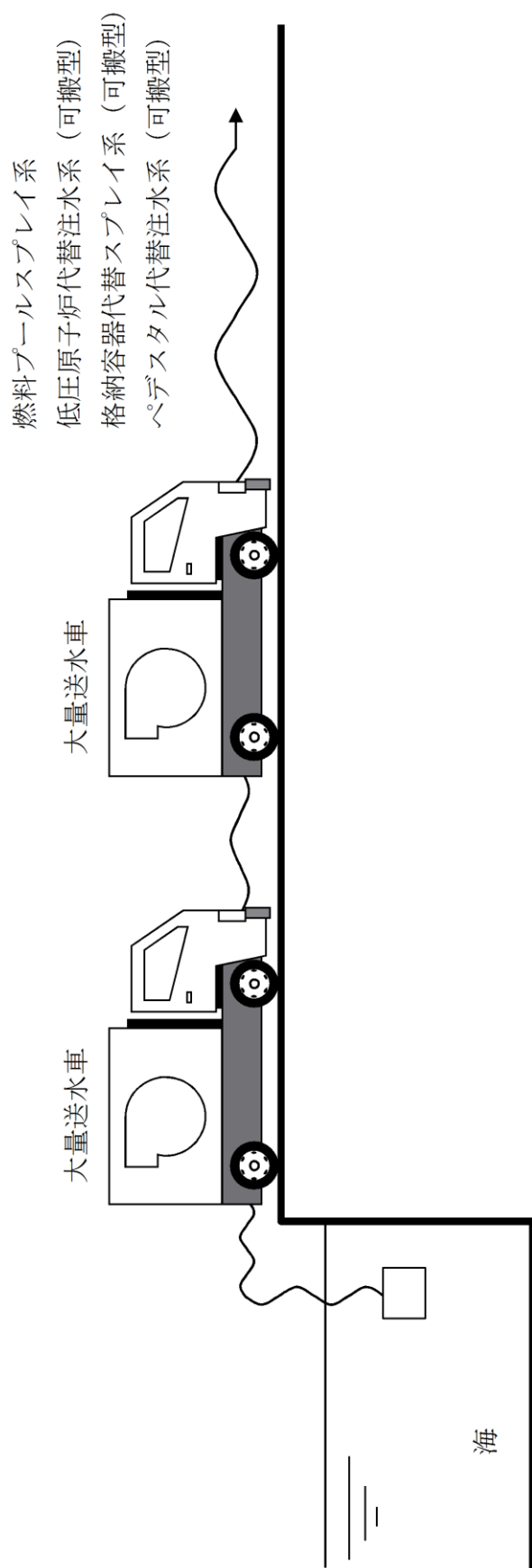
第5.7-2図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備概略系統図
 (サブプレッション・チェンバを水源とした場合における設備)



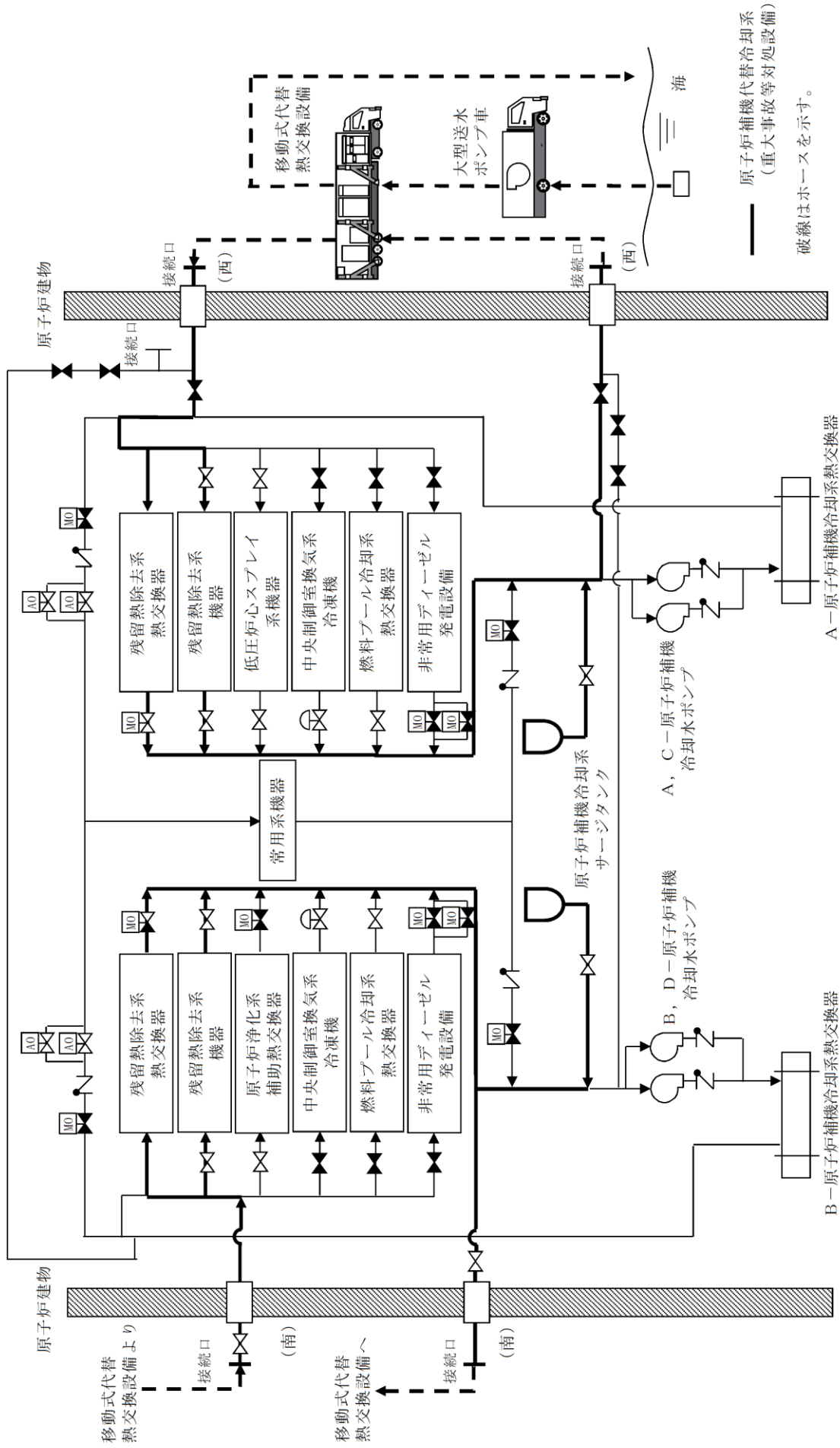
第5.7-3図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備概略系統図
(ほう酸水貯蔵タンクを水源とした場合といる設備)



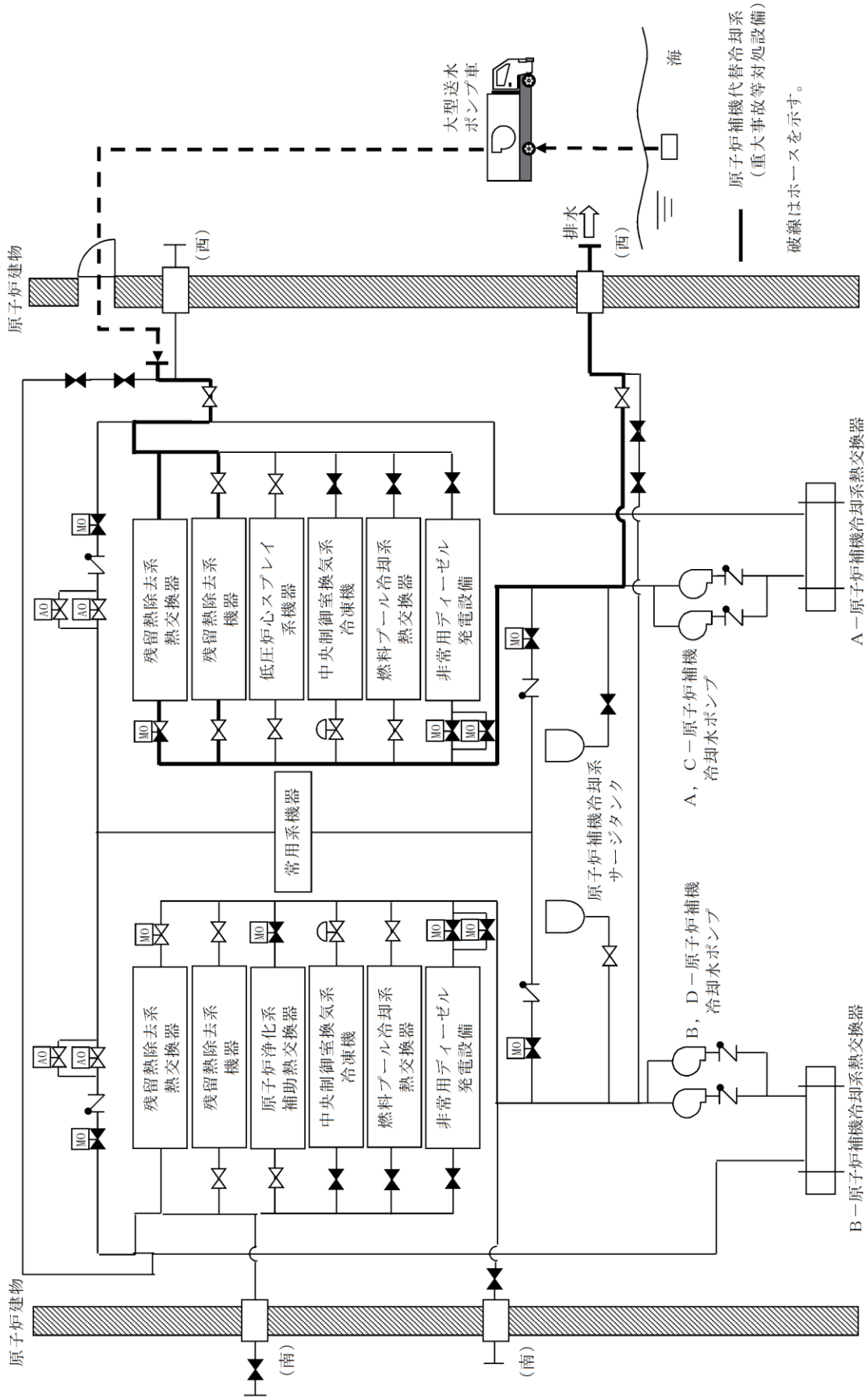
第5.7-4図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備概略系統図
 (代替淡水源を水源とした場合に用いる設備 (各系統の水源として使用))



第5.7-5図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備概略系統図
 (海を水源とした場合に用いる設備 (各系統の水源として使用))

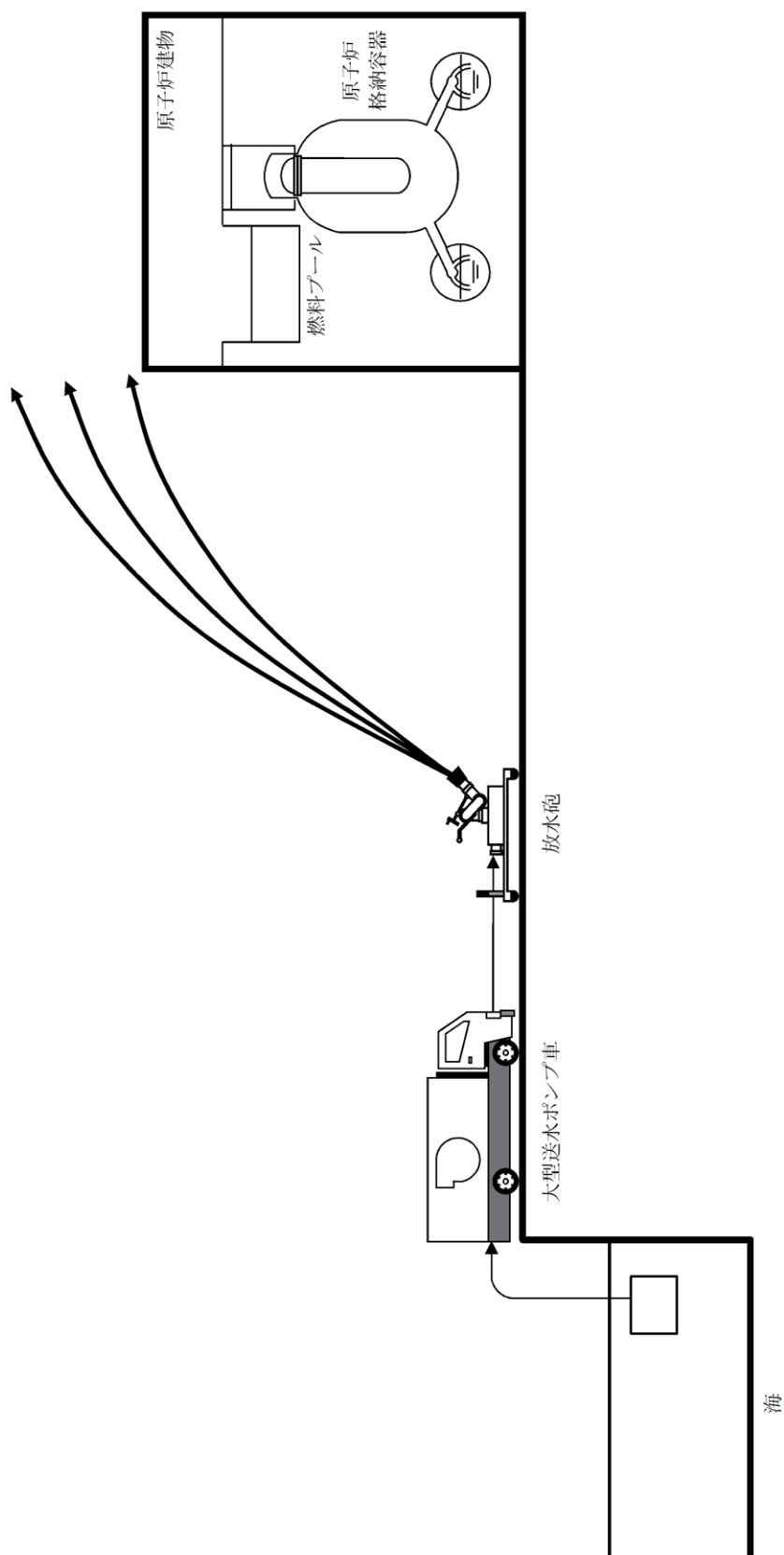


第5.7-6図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備概略系統図
 (海を水源とした場合に用いる設備(最終ヒートシンクへの代替熱輸送)) (屋外の接続口を使用)

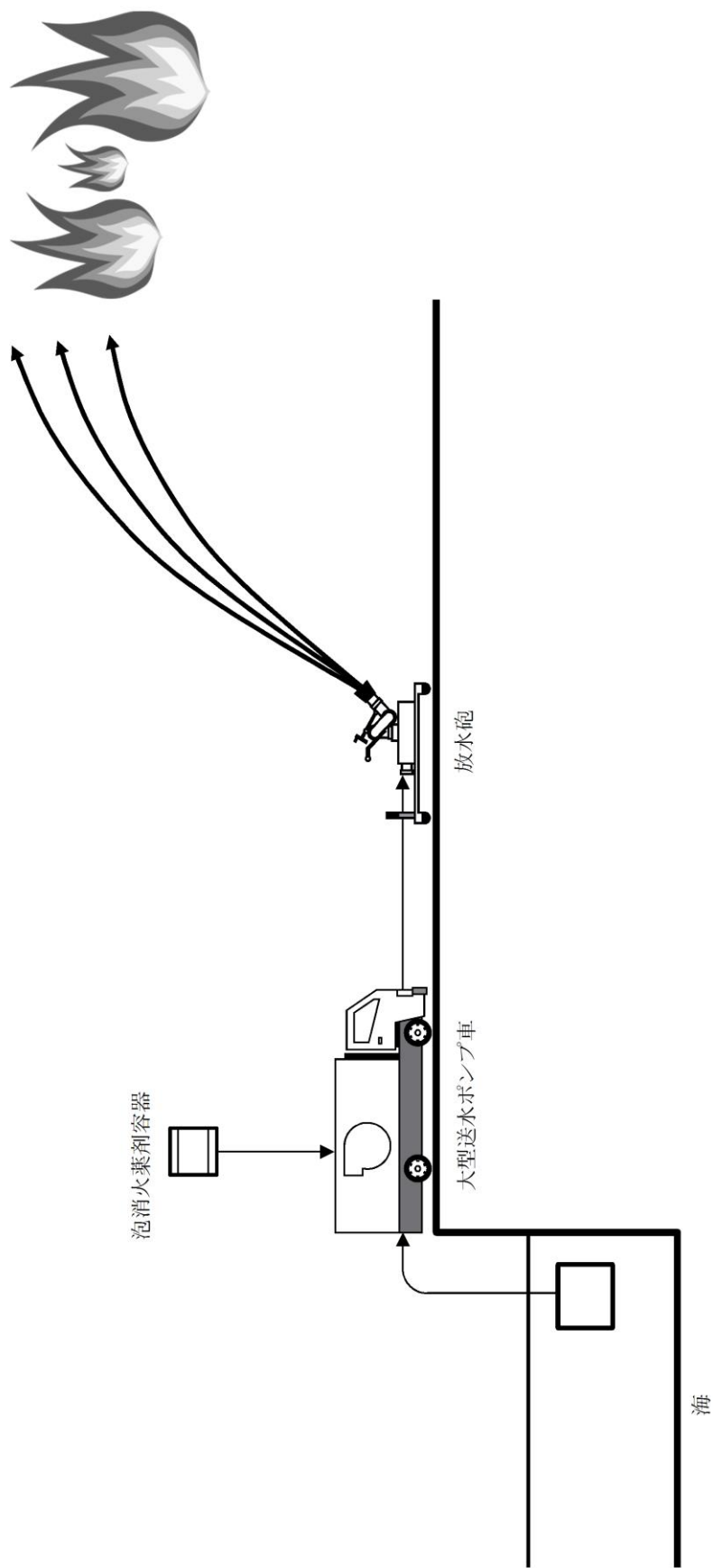


第5.7-7図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備概略系統図

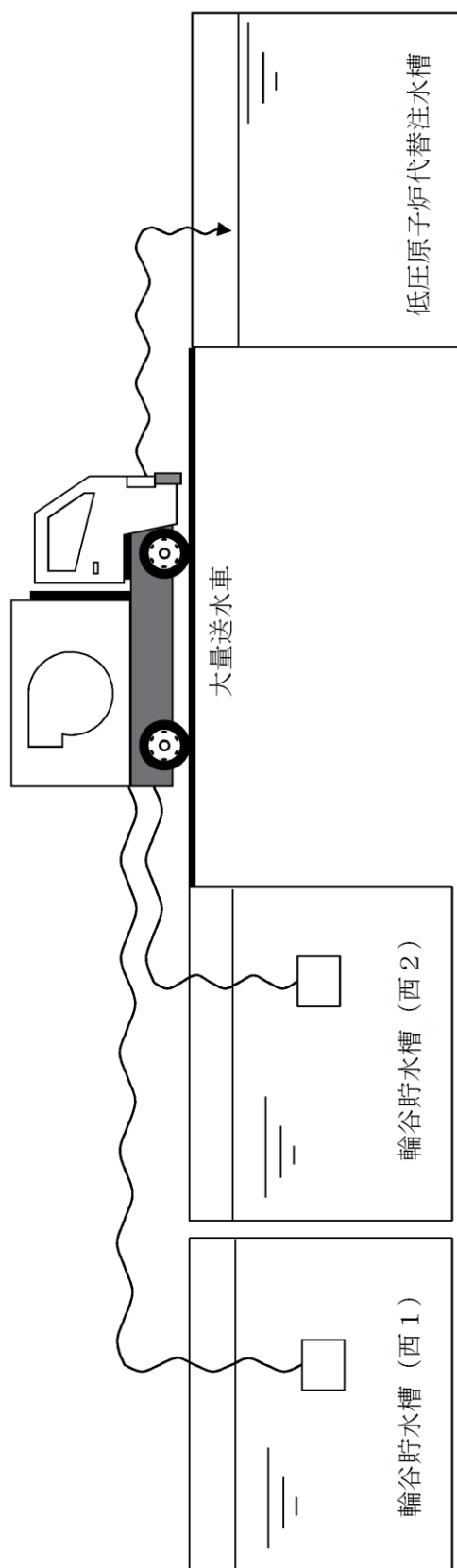
(海を水源とした場合に用いる設備 (最終ヒートシンクへの代替熱輸送)) (屋内の接続口を使用)



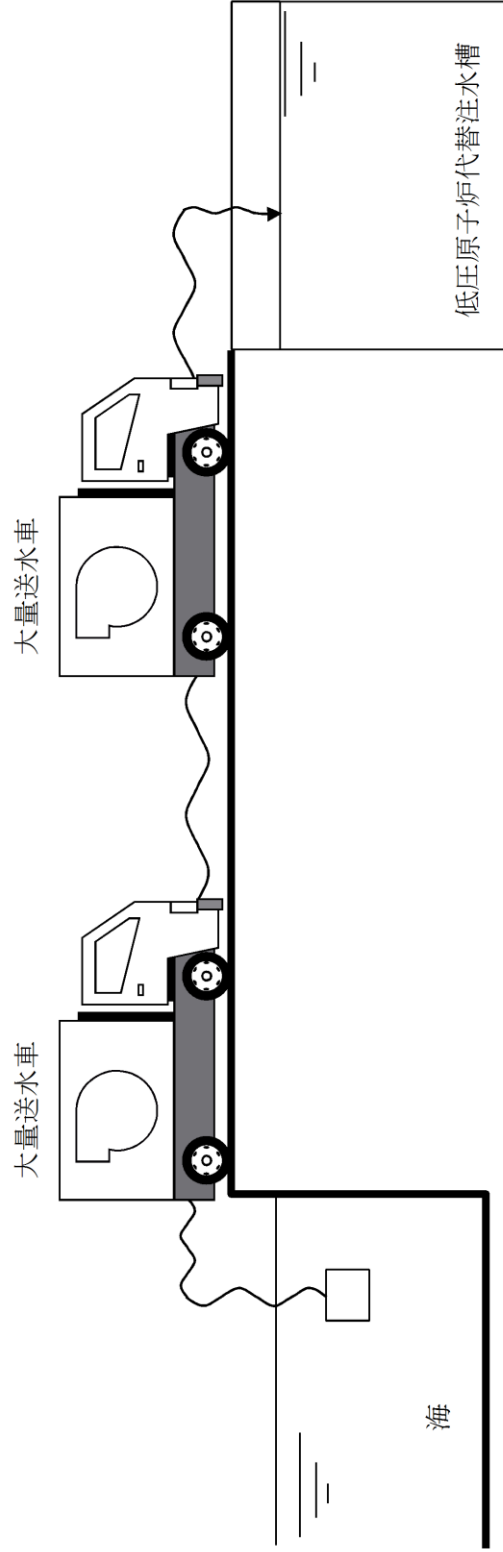
第5.7-8図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備概略系統図
 (海を水源とした場合に用いる設備 (大気への拡散抑制))



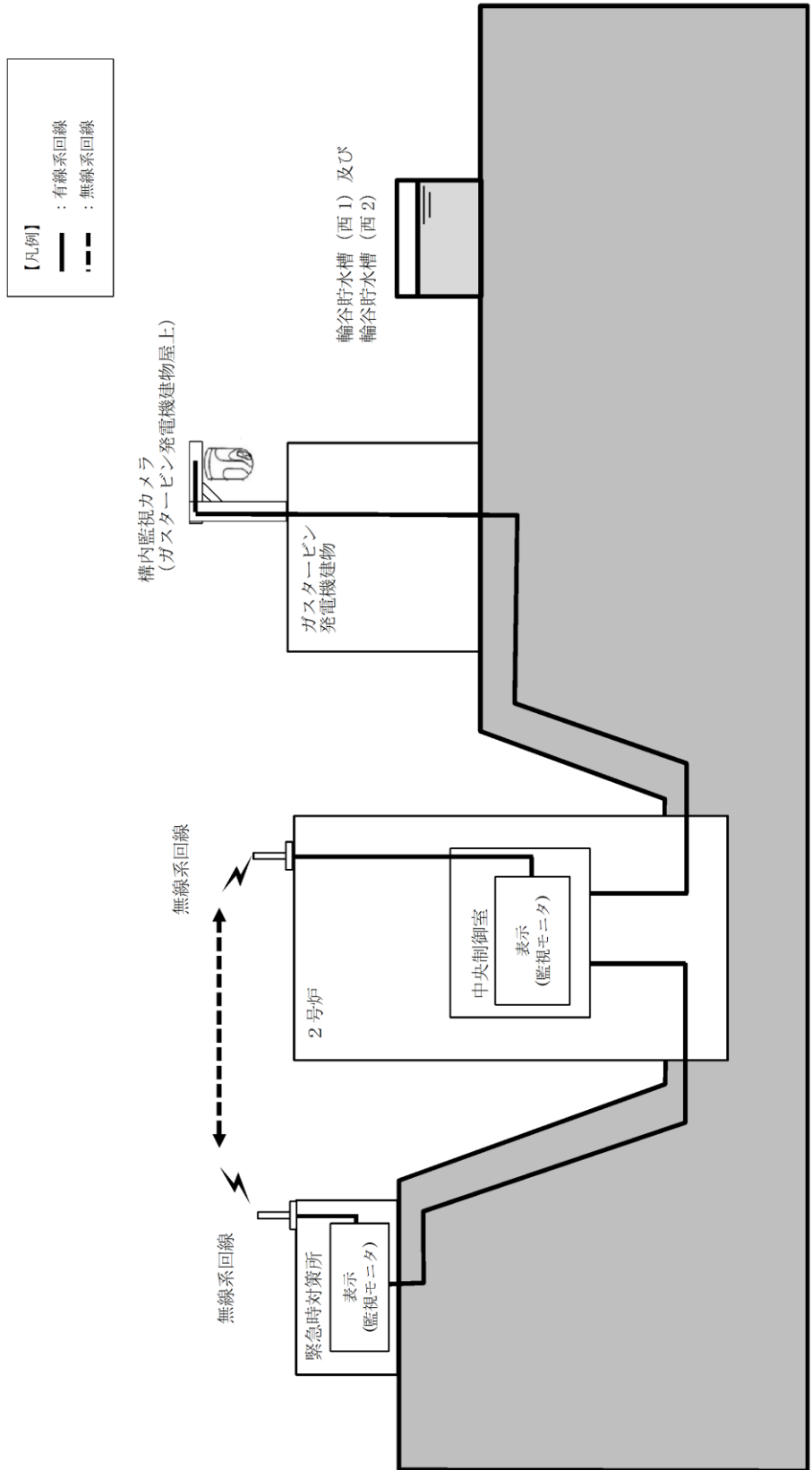
第5.7-9図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備概略系統図
 (海を水源とした場合に用いる設備 (航空機燃料火災への泡消火))



第5.7-10図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備概略系統図
 (低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための設備 (代替淡水源を水源とした場合))

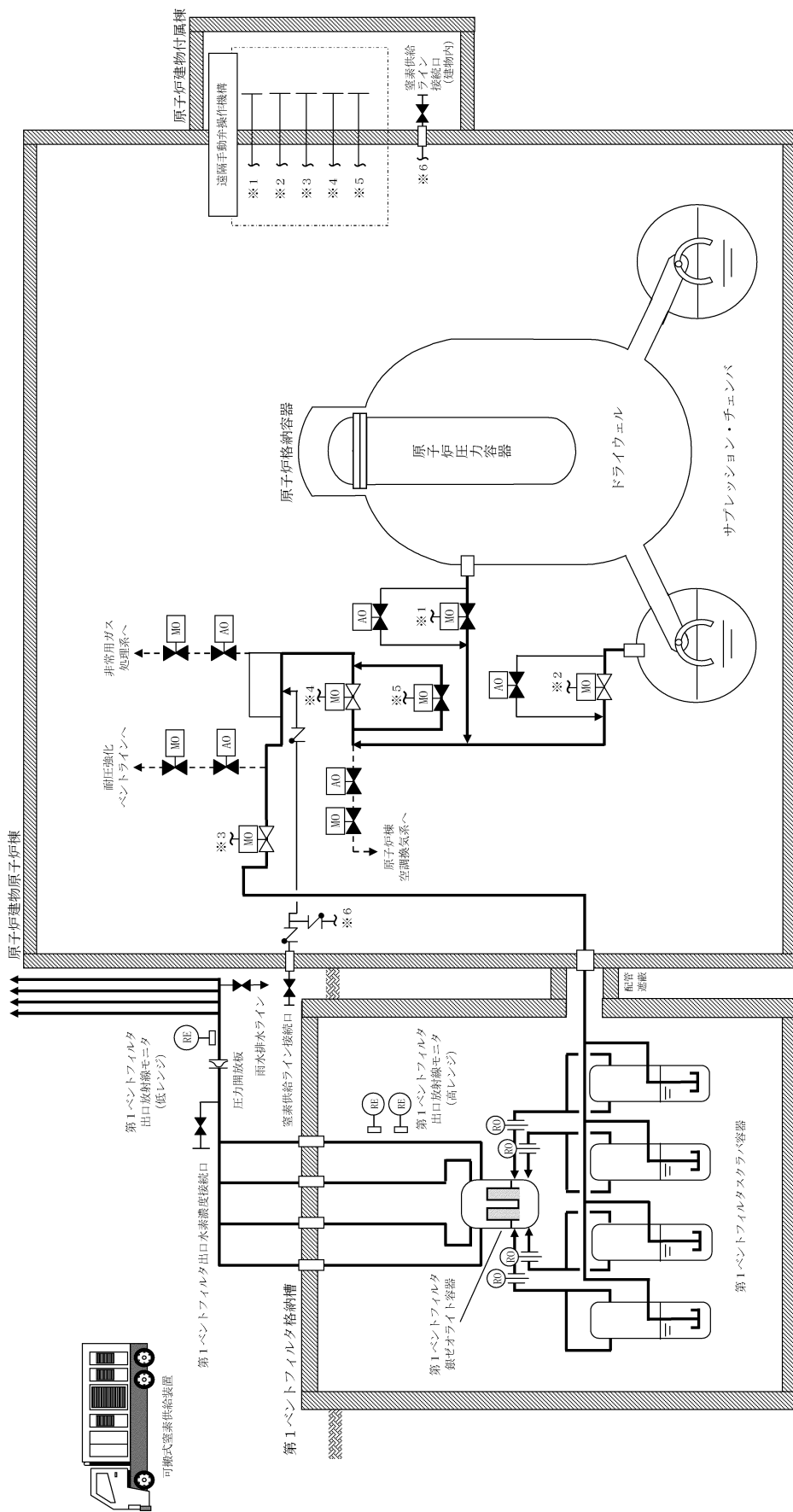


第5.7-11図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備概略系統図
 (低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための設備 (海を水源とした場合))

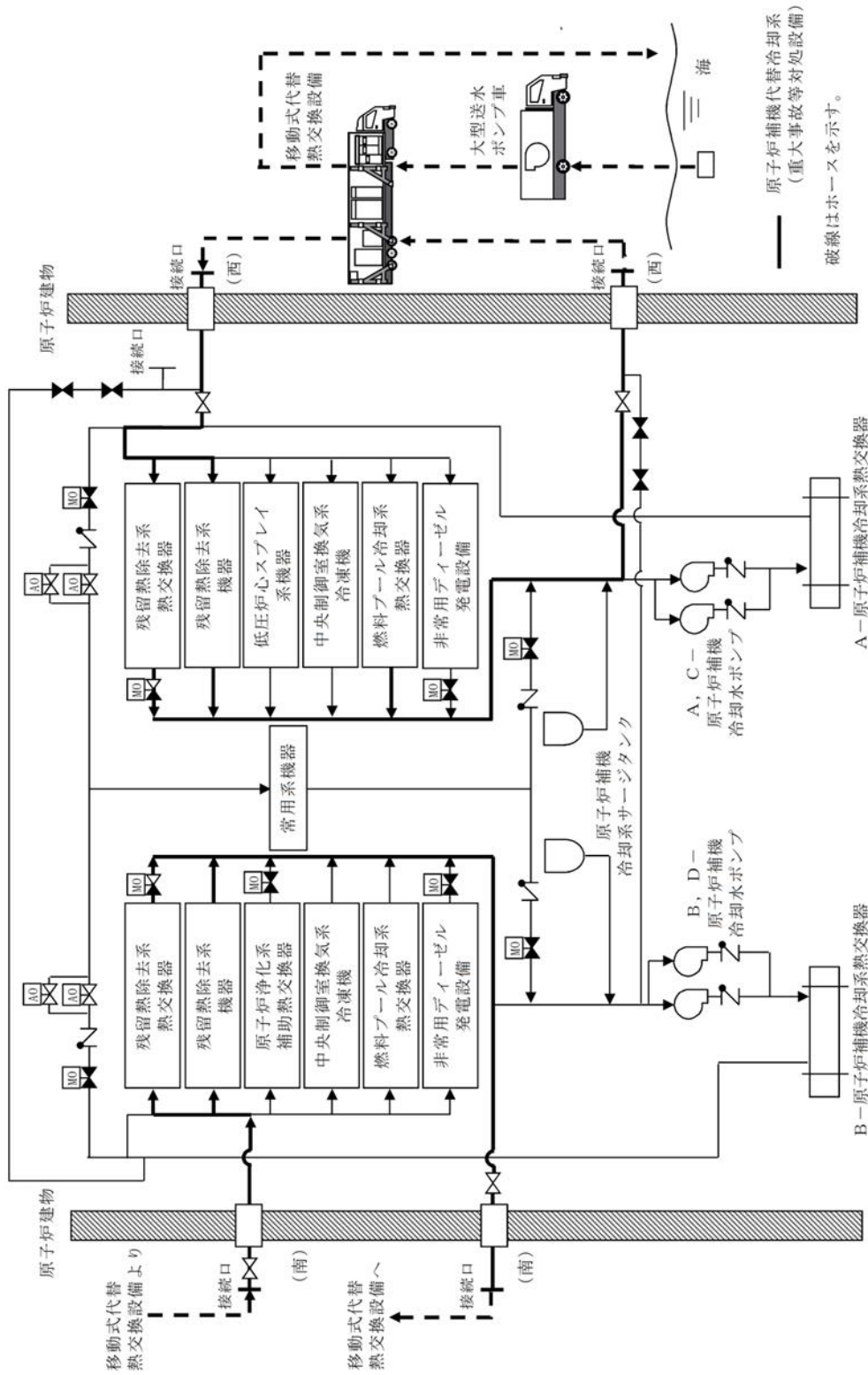


※：通信回線（有線系，無線系）は，土石流の影響を受けない設計とする。

第5.7-12図 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）系統概要図



第5.10-1図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図
(格納容器フィルタペント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱)



第5.10-2図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図
 (原子炉補機代替冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱)

6. 計測制御系統施設

発電用原子炉施設における計測制御系統施設は、通常運転時等及び重大事故等時において、プラントの監視及び制御を行えるように設計する。

主要な計測・制御系には以下のものがある。

原子炉制御系

安全保護系

原子炉中性子計装系

原子炉プラント・プロセス計装系

さらに、これらの設備からの情報をもとにプラントの主系統の運転に必要な諸変数の監視及び主要な機器の操作を集中管理するために中央制御室を設ける。

6.1 原子炉制御系

6.1.1 原子炉制御系

6.1.1.3 主要設備の仕様

原子炉制御系の系統概要を第 6.1.1-1 図に示す。

6.1.1.4 主要設備

6.1.1.4.1 原子炉出力制御系

原子炉出力制御系は、反応度制御系及びタービン制御系からなる。更に、反応度制御系は制御棒及び制御棒駆動系並びに再循環流量制御系からなる。

発電用原子炉の出力制御は、制御棒位置の調整及び再循環流量の調整のいずれかによる反応度制御により行う。再循環流量の調整による出力制御は流量に対して出力がほぼ比例して変わる特性を利用するものであり、再循環流量の調整は、再循環ポンプ駆動電動機の電源周波数を変化させることにより再循環ポンプ速度を変化させて行う。この周波数の変化は再循環ポンプMGセットによって行う。流量調整による出力制御は、水力学的安定性、あるいは流量対出力の特性等から、実用上一定の流量範囲内に抑えられるが、その範囲内では、発電用原子炉の出力制御は、流量調整で行うことが原則であり、制御棒位置の調整は、主として長時間の燃焼に伴う反応度補償及び出力分布の調整のために行う。

原子炉出力を変えている間は、タービン制御系の圧力制御装置が、原子炉圧力をあらかじめ定めた値に保持するように蒸気加減弁を調整するので、原子炉蒸気発生量の変化分に相当するだけタービン発電機の出力が変化する。

6.1.1.4.2 原子炉圧力制御系

(2) 圧力制御装置

タービン制御系の圧力制御装置は、速度及び負荷制御と組み合わせて原子炉圧力をあらかじめ定めた値に制御する。圧力制御装置は主蒸気止め弁の上流側の主蒸気圧力と、あらかじめ設定した圧力設定値とを比較し、圧力偏差信号を発生する。

この圧力偏差信号は蒸気加減弁及びタービン・バイパス弁の開度を制御する。圧力制御装置は多重性を有しており、万一1系統の機能の喪失があっても原子炉圧力制御系の機能が喪失することはない。

なお、圧力偏差信号の最大は、通常、主蒸気流量が、定格の115%を超えないようにタービン制御系の最大流量制限器により制限する。

第6.1.1-5図はタービン制御系の説明図である。

6.1.1.4.3 原子炉水位制御系

原子炉水位は、出力運転中常に一定に保持されるように自動制御する。この目的のために、三要素給水制御方式による原子炉水位制御系を設ける。

給水流量、主蒸気流量及び原子炉水位の3種類の信号を取入れた三要素給水制御方式によって、タービン駆動給水ポンプの速度調整、あるいは電動機駆動給水ポンプ吐出側に設ける給水制御弁の開度調整により、給水流量を自動的に調整し、あらかじめ定めた水位を保つように制御する。

第6.1.1-6図は原子炉水位制御系の機能説明図である。

また、発電機負荷遮断時には、2台運転中のタービン駆動給水ポンプのうち1台のポンプをトリップし、原子炉への過給水を抑制する。

6.1.1.5 試験検査

原子炉制御系は、中央制御室の制御盤においてその状態の監視を行うことにより、その機能が喪失していないことを確認する。

6.1.1.6 評価

- (1) 原子炉制御系は、通常運転時に起こり得る運転条件の変化、負荷の変化及び外乱に対し、発電用原子炉の主要なパラメータ（出力、圧力及び水位）を適切な運転範囲に維持し制御できる設計としている。
- (2) 発電用原子炉の負荷変動、キセノン濃度変化、高温から低温までの温度変化、燃料の燃焼等により引き起こされる反応度変化は、反応度制御系によって所要の運転状態に維持できる設計としている。
- (3) 出力振動が生じた場合、原子炉中性子計装系で出力分布を監視し、反応度制御系により制御できる設計としている。

6.1.2 原子炉停止系

[その1 - MOX燃料が装荷されるまでのサイクル]

6.1.2.3 主要設備の仕様

制御棒，制御棒駆動系及びほう酸水注入系の主要仕様を第6.1.2-1表，第6.1.2-2表及び第6.1.2-3表に示す。

[その2 - MOX燃料が装荷されたサイクル以降]

6.1.2.3 主要設備の仕様

制御棒及び制御棒駆動系並びにほう酸水注入系の主要仕様を第6.1.2-1表，第6.1.2-2表及び第6.1.2-3表に示す。

6.1.3 運転監視補助装置

6.1.3.3 主要設備の仕様

運転監視補助装置 1式

6.1.3.4 主要設備

(1) 制御棒引抜阻止

次のような場合には、制御棒の引抜を阻止するインターロックを設ける。

- a. 原子炉モード・スイッチが「停止」位置にある場合
- b. 原子炉モード・スイッチが「燃料取替」位置にある場合で、1本制御棒が引抜かれているとき
- c. 原子炉モード・スイッチが「燃料取替」位置にある場合で、燃料取替機が原子炉上部にあり、荷重中のとき
- d. 原子炉モード・スイッチが「燃料取替」位置にある場合で、スクラム排出水容器水位高によるスクラム信号をバイパスしているとき
- e. 原子炉モード・スイッチが「燃料取替」又は「起動」位置にある場合で、中性子源領域計装又は中間領域計装の指示高、指示低若しくは動作不能及び同計装の検出器が炉心内の所定の位置にないとき
- f. 原子炉モード・スイッチが「運転」位置にある場合で、平均出力領域計装の指示低のとき
- g. 平均出力領域計装の指示高又は動作不能のとき（ただし、指示高による制御棒引抜阻止の設定点は、再循環流量の変化に対して自動的に変えられるようにしている。）

6.1.3.5 試験検査

運転監視補助装置は、中央制御室の制御盤において、その状態の監視を行い、その機能が喪失していないことを確認する。

6.1.3.6 評価

- (1) 制御棒の誤引抜に対し、これを阻止するインターロックを設け、誤引抜を阻止する設計としている。

- (2) 起動・停止時における制御棒操作の過程で過大な制御棒価値を生ずる制御棒パターンの形成を防止する装置として制御棒価値ミニマイザを設け、制御棒落下速度リミッタと相まって零出力ないし低出力における過大な反応度印加を抑制する設計としている。
- (3) 監視計算装置を設け、プラント性能計算、データ記録及び表示等の機能を持つ設計としている。

6.2 原子炉中性子計装系

6.2.2 設計方針

- (2) 原子炉中性子計装系は、過大な原子炉出力の発生によって、燃料被覆管が損傷するおそれのあるときに、これを未然に検出して安全保護系に信号を与え、スクラムを行い燃料被覆管の損傷を防止する。また、あらかじめ定められた出力以上では制御棒引抜監視装置により燃料要素の許容損傷限界を超える前に制御棒の引抜を阻止する。

制御棒引抜監視装置は、単一故障又は1系統のバイパスを仮定してもその機能を失わない等、安全保護系と同程度の信頼性を有する設計とする。

- (5) 安全保護系に関連する原子炉中性子計装系は、「6.6 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(9)を満足するように設計する。

6.2.3 主要設備の仕様

原子炉中性子計装系の説明図を第6.2-3図に示す。

6.2.4 主要設備

- (2) 中間領域計装 (IRM)

中間領域での中性子束監視のため、8チャンネルを設ける。各チャンネルは、可動形核分裂電離箱、検出器駆動機構、電圧増幅器、二乗平均回路、直流増幅器、電源装置、レンジ切換スイッチ、指示計、記録計、ケーブル等から構成する。

中間領域計装は、中間領域での運転員の誤操作、若しくは機器の誤動作による出力増加に対しスクラム信号を与え、燃料被覆管の損傷を防止できるようにする。

中間領域計装の測定範囲は、レンジ切換スイッチにより適当数に分け、出力レベルを指示及び記録する。中間領域計装は、各レンジごとに、指示計が“指示低”又は“指示高”若しくは“不作動”になれば、警報を

出すようにする。各レンジの“指示高”により発電用原子炉をスクラムさせ、過度に速い出力増加率に対する保護機能を与える。このため中間領域計装は、チャンネルの許されるバイパス条件下においても、各レンジの指示がフルスケールの95%以上でスクラム信号を与えるようにする。

また、“指示高”又は“指示低”（最低レンジは除く。）若しくは“不動作”の信号により、制御棒引抜が阻止される。

発電用原子炉の起動中、核分裂電離箱は、中性子源領域検出器と同様に、中間領域計装用ハウジングを通して、炉心内に挿入する。また、出力運転中は、炉心支持板の下側の、中性子束が $5 \times 10^8 \text{ nv}$ 以下の位置に引抜いておく。第6.2-4図に中間領域計装の概要を示す。

(3) 出力領域計装 (PRM)

c. 移動形出力領域計装 (TIP)

局部出力領域計装の較正と炉心軸方向の中性子束分布の測定のため、移動形出力領域計装を設ける。このために各検出器集合体内に較正用導管を設け、この導管内を小形電離箱が移動できるようにする。較正用導管は、炉心内からドライウェル内の較正用導管選択装置まで延びている。31本の較正用導管を、4グループに分割し、各グループごとに検出器駆動装置を設ける。

更に、31本ある較正用導管のうち、1本は移動形出力領域計装の検出器相互の較正のため4グループに共通して使用できるようにする。

検出器の炉心内への挿入及び引抜操作は、らせん状巻線のついた同軸ケーブルを駆動装置の歯車によって駆動し、検出器を移動させることによって行う。検出器からの出力電流は、直流増幅器によって増幅し、炉心内の検出器位置とともに指示及び記録する。第6.2-5図に移動形出力領域計装の概要を示す。

6.2.5 試験検査

原子炉中性子計装系は、発電用原子炉の運転中に定期的に試験を行い、その機能が喪失していないことを確認する。

6.2.6 評価

- (1) 原子炉中性子計装系は、原子炉停止状態から定格出力の125%までの原子炉出力を監視するため、中性子源領域、中間領域、出力領域の3つの計測領域を設け、更に、各領域の測定範囲に相互にオーバーラップさせて、1つの領域から他の領域に移る際にも測定が不連続とならない設計としている。
- (2) 原子炉中性子計装系は、過大な原子炉出力の発生によって、燃料被覆管が損傷するおそれのあるときに、これを未然に検出して、発電用原子炉をスクラムさせ燃料被覆管の損傷を防止する設計としている。また、制御棒引抜監視装置は、制御棒が異常に引抜かれた際に燃料被覆管損傷が起こることを防止するために、あらかじめ定められた出力以上では制御棒の引抜を阻止する設計としている。また、本装置は、単一故障又は1系統のバイパスを仮定してもその機能を失わない等、安全保護系と同程度の信頼性を有する設計としている。
- (3) 中性子源領域計装及び中間領域計装は、原子炉停止時及び起動時の中性子束レベルを監視し、出力領域計装は、出力運転時における原子炉出力及び炉心の軸方向、水平方向の出力分布を監視する設計としている。
- (4) 中間領域計装及び出力領域計装は、原子炉運転時においてもバイパスして保守、調整及び較正が行える設計としている。
- (5) 安全保護系に関連する原子炉中性子計装系は、「6.6 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(9)を満足する設計としている。

6.3 原子炉プラント・プロセス計装系

6.3.1 概要

発電用原子炉の適切かつ安全な運転のため、原子炉中性子計装系のほかに、発電用原子炉施設の重要な部分にはすべてプロセス計装を設ける。原子炉プラント・プロセス計装系は、温度、圧力、流量及び水位等を測定及び指示するものであるが、一部を除き必要な指示及び記録計器はすべて中央制御室に設置する。

原子炉プラント・プロセス計装系は、圧力容器計装、再循環系計装、給水系及び主蒸気系計装、制御棒駆動系計装等の計装で構成する。

発電用原子炉の停止、炉心冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても監視でき、確実に記録及び保存ができる。

6.3.2 設計方針

- (2) 設計基準事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視できるよう、プロセス計装を設ける。

なお、原子炉の停止状態については中性子束及び制御棒位置により、また、炉心の冷却状態については原子炉の水位及び圧力により、監視あるいは推定できるようにする。

- (3) 安全保護系に関連する原子炉プラント・プロセス計装系は「6.6 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(9)を満足するように設計する。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを検出するのに必要なプロセス計装を設ける。
- (5) 安全確保上最も重要な原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの3つの機能の状況を監視するのに必要な炉心の中性子束、原子炉水位及び原子炉冷却材系の圧力及び温度等は、設計基準事故時においても記録されるとともに事象経過後に参照できるように当該記録が保存できる設計とする。

6.3.3 主要設備の仕様

原子炉プラント・プロセス計装系の一覧を第 6.3-1 表に示す。

6.3.4 主要設備

(1) 圧力容器計装

圧力容器について測定する主要な項目は、発電用原子炉の水位及び圧力、並びに圧力容器胴部の温度及びフランジ部シールの漏えいである。

原子炉水位は、連続的に測定し、指示及び記録する。原子炉水位低又は水位高で警報する。原子炉水位低下が更に大きい場合には、原子炉停止（スクラム）系、工学的安全施設及び原子炉隔離時冷却系を作動させるとともに再循環ポンプMGセットをトリップする信号を出す。

また、原子炉水位上昇が更に大きい場合にはタービン・トリップを行わせるための信号を出す。（第 6.6-4 図、第 6.6-6 図及び第 6.3-1 図参照）

原子炉圧力は、連続的に測定し、指示及び記録する。原子炉圧力高で警報する。また、原子炉圧力が更に上昇する場合には、スクラムや逃がし安全弁開放等の保護動作を行わせるための信号を出す。（第 6.6-4 図及び「5.1.1.4.3.3 逃がし安全弁」参照）

圧力容器胴部の温度は、上部、中間部、下部について測定し、記録する。

圧力容器上蓋のフランジ部シールの漏えいは、2 個の Oリング間のフランジ面に接続されたドレン・ラインで検出する。内側の Oリングからの漏えいは、ドレン・ラインに設けた圧力検出器によって検出し、圧力高で警報する。

(2) 再循環系計装

再循環系では、再循環流量、冷却材温度、再循環ポンプ出入口差圧及び再循環ポンプMGセットの発電機速度を連続的に測定し、指示又は記録する。

また、炉心流量はジェット・ポンプのディフューザの差圧により測定する。

再循環ポンプについては、シール漏えい流量、冷却水流量及び温度を測定し、シール漏えい流量高、冷却水流量低及び温度高で警報を出す。

また、軸受振動、温度等を測定し、振動大、温度高等により警報を出す。

(7) その他の計装

ほう酸水注入系では、ほう酸水貯蔵タンク水位、ほう酸水温度及びポンプ出口圧力を測定し、ほう酸水貯蔵タンク水位低で警報する。

低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系では、ポンプ出口圧力及び流量等を測定し、指示する。

高圧炉心スプレイ系では、ポンプ出口圧力、流量を測定し、指示する。

また、サブプレッション・プール水位高で警報する。

原子炉隔離時冷却系では、ポンプ出口圧力、流量等を測定し、指示する。

6.3.5 試験検査

原子炉プラント・プロセス計装系は、定期的に試験又は検査を行い、その機能の健全性を確認する。

6.3.6 評価

(1) 原子炉プラント・プロセス計装系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータを予想変動範囲内で監視することができる設計としている。

(2) 原子炉プラント・プロセス計装系は、設計基準事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視することができる

る設計としている。

(3) 安全保護系に関連する原子炉プラント・プロセス計装系は、「6.6 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(9)を満足する設計としている。

(4) 原子炉プラント・プロセス計装系は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを検出することができる設計としている。

6.4 計装設備（重大事故等対処設備）

6.4.1 概要

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、添付書類十-Ⅱの「第1.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、添付書類十-Ⅱの「第1.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を第6.4-1表に、設計基準最大値等を第6.4-2表に示す。計装設備（重大事故等対処設備）の系統概要図を第6.4-1図から第6.4-4図に示す。

また、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。なお、補助パラメータのうち、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。重大事故等対処設備の補助パラメータの対象を第6.4-4表に示す。

6.4.2 設計方針

(1) 監視機能喪失時に使用する設備

発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、添付書類十-Ⅱの「第 1.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障時に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を第 6.4-3 表に示す。

(2) 計器電源喪失時に使用する設備

非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・所内常設蓄電式直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

また，代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合，特に重要なパラメータとして，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については，温度，圧力，水位及び流量に係るものについて，乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。

なお，可搬型計測器による計測においては，計測対象の選定を行う際の考え方として，同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は，いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について，複数のパラメータがある場合は，いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・可搬型計測器

(3) パラメータ記録時に使用する設備

原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録できる設計とする。

重大事故等の対応に必要なパラメータは，電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）（SPDSデータ収集サーバ，SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置）

6.4.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については，「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。

重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

重大事故等対処設備の補助パラメータは、代替する機能を有する設計基準事故対処設備と可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

6.4.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち、多重性を有するパラメータの計測装置並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においては、パラメータ相互をヒューズ、アイソレータ等により電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

重大事故等対処設備の補助パラメータは、電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、

他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.4.2.3 共用の禁止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理(事故処理を含む。)を行うことができ、安全性の向上を図る設計とする。

また、安全パラメータ表示システム（SPDS）は、共用により悪影響を及ぼさないよう、必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

6.4.2.4 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉水位（広帯域）
- ・原子炉水位（燃料域）
- ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- ・高圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ・低圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ・残留熱除去ポンプ出口流量

- ・格納容器水素濃度（B系）
- ・格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）
- ・格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）
- ・中性子源領域計装
- ・中間領域計装
- ・平均出力領域計装
- ・残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・残留熱除去系熱交換器冷却水流量
- ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ・高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ・残留熱除去ポンプ出口圧力
- ・低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ・格納容器酸素濃度（B系）
- ・燃料プール水位・温度（SA）

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度（SA）
- ・原子炉圧力（SA）
- ・原子炉水位（SA）
- ・高圧原子炉代替注水流量
- ・代替注水流量（常設）
- ・低圧原子炉代替注水流量
- ・低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）
- ・格納容器代替スプレイ流量
- ・ペDESTAL代替注水流量
- ・ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）

- ・残留熱代替除去系原子炉注水流量
- ・残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
- ・ドライウエル温度（S A）
- ・ペDESTAL温度（S A）
- ・ペDESTAL水温度（S A）
- ・サプレッション・チェンバ温度（S A）
- ・サプレッション・プール水温度（S A）
- ・ドライウエル圧力（S A）
- ・サプレッション・チェンバ圧力（S A）
- ・サプレッション・プール水位（S A）
- ・ドライウエル水位
- ・ペDESTAL水位
- ・格納容器水素濃度（S A）
- ・スクラバ容器水位
- ・スクラバ容器圧力
- ・スクラバ容器温度
- ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・低圧原子炉代替注水槽水位
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
- ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力
- ・原子炉建物水素濃度
- ・静的触媒式水素処理装置入口温度
- ・静的触媒式水素処理装置出口温度
- ・格納容器酸素濃度（S A）
- ・燃料プール水位（S A）
- ・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）
- ・燃料プール監視カメラ（S A）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）

重大事故等対処設備の補助パラメータは、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断ができ、系統の目的に応じて必要となる計測範囲を有する設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、想定される重大事故等時に発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。

第1ベントフィルタ出口水素濃度は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。原子炉格納容器の排出経路での水素濃度監視用として1セット1個使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を加えた合計2個保管する設計とする。

可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）等の計測用として1セット30個（測定時の故障を想定した予備1個含む。）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として30個を含めて合計60個を保管する設計とする。

6.4.2.5 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度（SA）
- ・ドライウエル温度（SA）
- ・ペDESTAL温度（SA）
- ・ペDESTAL水温度（SA）
- ・サプレッション・チェンバ温度（SA）
- ・サプレッション・プール水温度（SA）
- ・ドライウエル水位

- ・ペデスタル水位
- ・中性子源領域計装
- ・中間領域計装
- ・平均出力領域計装

なお，中性子源領域計装，中間領域計装及び平均出力領域計装については，想定される重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉建物原子炉棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉圧力（S A）
- ・原子炉水位（広帯域）
- ・原子炉水位（燃料域）
- ・原子炉水位（S A）
- ・高圧原子炉代替注水流量
- ・低圧原子炉代替注水流量
- ・低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）
- ・格納容器代替スプレイ流量
- ・ペデスタル代替注水流量
- ・ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）
- ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- ・高圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ・残留熱除去ポンプ出口流量
- ・低圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ・残留熱代替除去系原子炉注水流量
- ・残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量

- ・ドライウエル圧力（S A）
- ・サプレッション・チェンバ圧力（S A）
- ・サプレッション・プール水位（S A）
- ・格納容器水素濃度（S A）
- ・格納容器水素濃度（B系）
- ・格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）
- ・格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）
- ・残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・残留熱除去系熱交換器冷却水流量
- ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ・高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ・残留熱除去ポンプ出口圧力
- ・低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ・原子炉建物水素濃度
- ・静的触媒式水素処理装置入口温度
- ・静的触媒式水素処理装置出口温度
- ・格納容器酸素濃度（S A）
- ・格納容器酸素濃度（B系）
- ・燃料プール水位・温度（S A）
- ・燃料プール水位（S A）
- ・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）
- ・燃料プール監視カメラ（S A）
- ・RCWサージタンク水位

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、附属棟内及びその他の建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・代替注水流量（常設）
- ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力
- ・スクラバ容器水位
- ・スクラバ容器圧力
- ・スクラバ容器温度
- ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）
- ・低圧原子炉代替注水槽水位
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
- ・燃料プール監視カメラ用冷却設備
- ・C-メタクラ母線電圧
- ・D-メタクラ母線電圧
- ・HPC S-メタクラ母線電圧
- ・C-ロードセンタ母線電圧
- ・D-ロードセンタ母線電圧
- ・緊急用メタクラ電圧
- ・SAロードセンタ母線電圧
- ・A-115V系直流盤母線電圧
- ・B-115V系直流盤母線電圧
- ・SA用115V系充電器盤蓄電池電圧
- ・230V系直流盤（常用）母線電圧
- ・B1-115V系蓄電池（SA）電圧
- ・ADS用N₂ガス減圧弁二次側圧力
- ・N₂ガスボンベ圧力
- ・RCW熱交換器出口温度
- ・原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）
- ・第1 ベントフィルタ出口水素濃度

安全パラメータ表示システム（SPDS）のSPDSデータ収集サーバは、廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDSデータ収集サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバは、緊急時対策所に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS伝送サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDSデータ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

可搬型計測器は、廃棄物処理建物内及び緊急時対策所内に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

6.4.2.6 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉水位（広帯域）
- ・原子炉水位（燃料域）
- ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- ・高圧炉心スプレイポンプ出口流量

- ・ 残留熱除去ポンプ出口流量
- ・ 低圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ・ 格納容器水素濃度（B系）
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）
- ・ 中性子源領域計装
- ・ 中間領域計装
- ・ 平均出力領域計装
- ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・ 残留熱除去系熱交換器冷却水流量
- ・ 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ・ 残留熱除去ポンプ出口圧力
- ・ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ・ 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ・ 格納容器酸素濃度（B系）
- ・ 燃料プール水位・温度（S A）
- ・ C－メタクラ母線電圧
- ・ D－メタクラ母線電圧
- ・ H P C S－メタクラ母線電圧
- ・ C－ロードセンタ母線電圧
- ・ D－ロードセンタ母線電圧
- ・ A－115V系直流盤母線電圧
- ・ B－115V系直流盤母線電圧
- ・ 230V系直流盤（常用）母線電圧
- ・ B 1－115V系蓄電池（S A）電圧
- ・ N₂ガスボンベ圧力
- ・ R C Wサージタンク水位

- ・ R C W熱交換器出口温度
- ・ 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力

格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で、重大事故等対処設備として使用できる設計とする。格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）を計測するためのサンプリング装置は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

中性子源領域計装及び中間領域計装は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で、重大事故等対処設備として使用できる設計とする。中性子源領域計装及び中間領域計装は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

- ・ 原子炉圧力容器温度（S A）
- ・ 原子炉圧力（S A）
- ・ 原子炉水位（S A）
- ・ 高圧原子炉代替注水流量
- ・ 代替注水流量（常設）
- ・ 低圧原子炉代替注水流量
- ・ 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）
- ・ 格納容器代替スプレイ流量
- ・ ペDESTAL代替注水流量
- ・ ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）
- ・ 残留熱代替除去系原子炉注水流量
- ・ 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
- ・ ドライウェル温度（S A）
- ・ ペDESTAL温度（S A）

- ・ペDESTAL水温度 (S A)
- ・サプレッション・チェンバ温度 (S A)
- ・サプレッション・プール水温度 (S A)
- ・ドライウエル圧力 (S A)
- ・サプレッション・チェンバ圧力 (S A)
- ・ドライウエル水位
- ・サプレッション・プール水位 (S A)
- ・ペDESTAL水位
- ・格納容器水素濃度 (S A)
- ・スクラバ容器水位
- ・スクラバ容器圧力
- ・スクラバ容器温度
- ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ・低圧原子炉代替注水槽水位
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
- ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力
- ・原子炉建物水素濃度
- ・静的触媒式水素処理装置入口温度
- ・静的触媒式水素処理装置出口温度
- ・格納容器酸素濃度 (S A)
- ・燃料プール水位 (S A)
- ・燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)
- ・燃料プール監視カメラ (S A) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)
- ・緊急用メタクラ電圧
- ・S Aロードセンタ母線電圧
- ・S A用 115V 系充電器盤蓄電池電圧
- ・ADS用N₂ガス減圧弁二次側圧力

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）を計測するためのサンプリング装置は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

燃料プール監視カメラ用冷却設備は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。燃料プール監視カメラ用冷却設備は、付属棟内で弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

第1ベントフィルタ出口水素濃度は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。第1ベントフィルタ出口水素濃度は、車両による運搬、移動ができる設計とするとともに、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。第1ベントフィルタ出口水素濃度を計測するためのサンプリング装置は、屋外でサンプリング装置の弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（S P D S）は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。安全パラメータ表示システム（S P D S）のうちS P D Sデータ収集サーバ及びS P D S伝送サーバは、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。安全パラメータ表示システム（S P D S）のうちS P D Sデータ表示装置は、付属の操作スイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。

可搬型計測器は、設計基準対象施設とは兼用しないため、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。可搬型計測器は、運転員が携行して屋内のアクセスルートを通行できる設計とする。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。

6.4.3 主要設備及び仕様

計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第 6.4-1 表及び第 6.4-2 表に、代替パラメータによる主要パラメータの推定を第 6.4-3 表に示す。また、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータを第 6.4-4 表に示す。

6.4.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

可搬型計測器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による性能の確認が可能な設計とする。

6.5 試料採取系

6.5.3 主要設備

試料採取設備は、フード付試料採取盤、発信器ラック、試料調整ラック、現場採取シンク等で構成する。

主な試料採取点及び目的は下記のとおりである。

項 目	試 料 採 取 点	目 的
原子炉浄化系	ろ過脱塩装置入口	原子炉冷却材の水質監視
	ろ過脱塩装置出口及び混床式脱塩装置出口	ろ過脱塩装置及び混床式脱塩装置性能監視
再 循 環 系	再循環ループ	原子炉浄化系を隔離したときの原子炉冷却材の水質監視
原子炉格納容器	サプレッション・プール水再循環配管	サプレッション・プール水の水質監視
	ドライウエル及びサプレッション・チェンバ（気相部）	格納容器内雰囲気監視
主 蒸 気 系	主蒸気管	キャリ・オーバ性能確認
ほう酸水注入系	ほう酸水貯蔵タンク	ボロン濃度監視
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口	残留熱除去系の水質確認
燃料プール冷却系	ろ過脱塩装置入口	燃料プール水の水質監視
	ろ過脱塩装置出口	ろ過脱塩装置性能監視
復 水 ・ 給 水 系	ホットウエル出口	復水器細管からの海水漏えい監視
	ろ過脱塩装置入口	復水の水質監視
	ろ過脱塩装置出口及び混床式脱塩装置出口	ろ過脱塩装置及び混床式脱塩装置性能監視
	高圧給水加熱器出口	給水の水質監視
液体廃棄物処理系	処理水タンク，ランドリ・ドレン・タンク及びシャワ・ドレン・タンク	放出水監視
空気抽出器排ガス	排ガス再結合器入口	水素濃度監視
	除湿冷却器出口	排ガス再結合器性能監視

6.6 安全保護系

6.6.1 概要

安全保護系は、発電用原子炉の安全性を損なうおそれのある異常な過渡状態や誤動作が生じた場合、あるいは、このような事態の発生が予想される場合に、それを防止あるいは抑制するために自動的に安全保護動作を起こす等により発電用原子炉を保護するために設ける。この系は、原子炉停止（スクラム）系を作動させるための原子炉保護系及び非常用炉心冷却系等の工学的安全施設を作動させるための工学的安全施設作動回路からなる。

6.6.2 設計方針

安全保護系の設計方針は次のとおりである。

- (1) 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常状態を検知し、原子炉停止（スクラム）系を自動的に作動させ、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにする。
- (2) 安全保護系は、偶発的な制御棒引抜のような原子炉停止系のいかなる単一の誤動作に対しても、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにする。
- (3) 安全保護系は、設計基準事故時にあつては、直ちにこれを検知し、原子炉停止（スクラム）系及び工学的安全施設の作動を自動的に開始させるようにする。
- (8) 安全保護系は、監視装置、警報等によりその作動状況が確認できる設計とする。
- (9) 安全保護系は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

6.6.3 主要設備の仕様

原子炉保護系の主要設備の仕様を第 6.6-1 表及び第 6.6-4 図に、工学

的安全施設作動回路の主要設備の仕様を第 6.6-2 表，第 6.6-5 図及び第 6.6-6 図に示す。

6.6.4 主要設備

6.6.4.1 原子炉保護系

(1) 原子炉スクラム条件

発電用原子炉は下記の条件の場合にスクラムする。

- a. 原子炉圧力高
- b. 原子炉水位低
- c. 格納容器圧力高
- d. 中性子束高（平均出力領域計装又は中間領域計装）
- e. 中性子計装不作動（平均出力領域計装又は中間領域計装）
- f. スクラム排水容器水位高
- g. 主蒸気隔離弁閉
- h. 主蒸気止め弁閉
- i. 蒸気加減弁急速閉（タービン・バイパス弁不作動の場合）
- j. 主蒸気管放射線高
- k. 地震大
- l. 手動
- m. 原子炉モード・スイッチ「停止」

なお，原子炉保護系の電源喪失の場合にも発電用原子炉はスクラムする。

検出器の種類，検出場所及びスクラム設定値は，第 6.6-1 表に示すとおりである。第 6.6-4 図は原子炉保護系の機能説明図である。

原子炉保護系は，二重チャンネル，継電器方式の構成で，論理回路及びパイロット弁のソレノイドを制御する主トリップ継電器には，特に高信頼度の継電器を用いる。

(2) フェイル・セーフ

チャンネル・トリップ,あるいは原子炉スクラムに関連する継電器は,運転中すべて励磁状態にあり,1つ以上の継電器が無励磁状態になると,その継電器が属しているチャンネルはトリップとなる。

したがって,電源の喪失及びコイルの断線又は短絡,あるいは配線の断線等の継電器の故障の大部分は,継電器自体を無励磁状態にもどし,チャンネル・トリップになるように働くので,このような回路構成は,大部分の故障条件に対して“フェイル・セーフ”となる。

一方,接点の焼損による溶着等“フェイル・セーフ”に反する方向の故障に対しては,各接点を流れる電流を,定格の50%以下になるように設計することにより,その発生を防止する。

第6.6-1図に示すように,論理回路の継電器接点はすべて直列に接続するので,どの継電器でも1個が無励磁の状態になれば,その継電器接点が属している論理回路の主トリップ継電器の電源は喪失することになる。主トリップ継電器の接点は,各ソレノイド・グループ回路ごとに2つつ直列につないで,1つの継電器接点が単独で故障して開かない場合でも,スクラム動作を妨げないようにしている。

(3) リセット

いずれか一方のチャンネルがトリップした場合で,そのチャンネル・トリップの原因が解除されている場合には,トリップしたチャンネルを手動でリセットすることによりパイロット弁を再び励磁することができる。

6.6.4.3 工学的安全施設作動回路

原子炉保護系のほか,次のような工学的安全施設作動回路を有する。

(1) 工学的安全施設作動回路

工学的安全施設作動回路の主要な機能には,次のようなものがある。

- f. 原子炉水位低又は格納容器圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の主要な隔離弁の閉鎖

第 6.6-5 図及び第 6.6-6 図は工学的安全施設作動回路の説明図である。第 6.6-2 表に工学的安全施設作動回路の信号一覧表を示す。

6.6.4.4 バイパス

原子炉モード・スイッチの位置によって安全保護系の回路を以下のようにバイパスする。

6.6.4.5 ケーブル，電線路及び計測配管

安全保護系を構成するチャンネルは，相互干渉が起こらないように，各チャンネルごとに専用のケーブル，電線路，計測配管，計器ラック等を設けるとともに，各チャンネル相互を可能な限り物理的・電氣的に分離し，独立性を持たせるように設計する。

安全保護系と計測制御系の電源，検出器，ケーブル，電線路及び計測配管（原子炉格納容器貫通計測配管を含む。）は，原則として分離するように設計する。

安全保護系のうち，計測制御系と共用する原子炉水位，原子炉圧力等を検出する計測配管ヘッダの一部及び指示・記録計用検出部と共用する原子炉中性子計装及び放射線計装の検出部は，計測制御系の電氣的故障（短絡，地絡，断線等）及び機械的故障によって安全保護系に影響を与えないように設計する。

6.6.5 試験検査

(1) 原子炉保護系は，原則として原子炉運転中でも次の試験が，一度に 1 チャンネルずつできるようにする。

- a. 手動スクラム・パイロット弁作動試験：各チャンネルの手動スクラム・スイッチによる論理回路及びスクラム・パイロット弁の作動の確認
- b. 自動スクラム・パイロット弁作動試験：各論理回路ごとの鍵付テスト・スイッチによる論理回路及びスクラム・パイロット弁の作動の確認

c. 検出器作動試験：各チャンネルの各検出器の較正用タップから較正用模擬信号を入れることによる論理回路及びスクラム・パイロット弁の作動の確認

なお、各制御棒のスクラム時間の確認のための、単一制御棒スクラム試験は、定期事業者検査時に行うことができるようにする。

以上のうち a. , b. 及び c. の試験により、各チャンネルの独立性の確認も行うことができる。

(2) 工学的安全施設作動回路は、原子炉運転中でもテスト信号を出して各々の検出器及びチャンネルの試験を行うことができ、定期的にその機能が喪失していないことを確認できる。

なお、論理回路を含む全系統の試験については、定期事業者検査時に行うことができるようにする。

6.6.6 手順等

安全保護系に関して、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

(1) 安全保護系の制御盤については、施錠管理方法を定め、運用する。

(2) 発電所の出入管理方法については、「1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止 (3) 手順等」に示す。

(3) 安全保護系の保守ツールの使用については、保守ツールを施錠管理された場所に保管するとともに、保守ツールのパスワード管理により不要なソフトウェアへのアクセスを制限することを定め、運用する。また、安全保護系のソフトウェアの使用について検証及び妥当性を確認することを定め、運用する。

(4) 発電所の出入管理に係る教育については、「1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止 (3) 手順等」に示す。

6.6.7 評価

(1) 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時には、その異常状態を検知し、

原子炉停止（スクラム）系を自動的に作動させることにより，燃料要素の許容損傷限界を超えない設計としている。

- (2) 安全保護系は，偶発的な制御棒の引抜のような原子炉停止系のいかなる単一の誤動作に対しても，燃料要素の許容損傷限界を超えない設計としている。
- (3) 安全保護系は，設計基準事故時にあっては，直ちにこれを検知し，原子炉停止（スクラム）系及び工学的安全施設が自動的に作動を開始する設計としている。
- (4) 安全保護系は，多重性及び電氣的・物理的な独立性を有する設計とし，機器の単一故障若しくは使用状態からの単一の取外しによっても，その安全保護機能が妨げられない設計としている。
- (5) 安全保護系は，系の遮断，駆動源の喪失においても，安全上許容される状態（フェイル・セーフ又はフェイル・アズ・イズ）になる設計としている。
- (6) 安全保護系は，計測制御系とは極力分離し，部分的に共用した場合でも計測制御系の故障が安全保護系に影響を与えない設計としている。
- (7) 安全保護系は，通常運転中においても，定期的に機能試験を行うことができるようになっている。
- (8) 安全保護系は，監視装置，警報等によりその作動状況が確認できる設計としている。
- (9) 安全保護系は，不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計としている。

6.7 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

6.7.1 概要

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の説明図及び系統概要図を第 6.7-1 図から第 6.7-3 図に示す。

6.7.2 設計方針

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行し、炉心の著しい損傷を防止するための設備として、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）及びほう酸水注入系を設ける。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチについては、「6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を使用する。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁等で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の信号により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

また、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）
- ・ 制御棒（6.1.2 原子炉停止系）
- ・ 制御棒駆動機構（6.1.2 原子炉停止系）
- ・ 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット（6.1.2 原子炉停止系）

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

b. 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を使用する。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、原子炉再循環ポンプトリップ遮断器等で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の信号により、原子炉再循環ポンプ 2 台を自動停止させて、発電用原子炉の出力を制御できる設計とする。

また、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、自動で停止しない場合に、中央制御室の操作スイッチを手動で操

作することで、原子炉再循環ポンプを停止させることができる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

c. ほう酸水注入

原子炉保護系、制御棒、制御棒駆動機構、制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を使用する。

ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ ほう酸水注入ポンプ
- ・ ほう酸水貯蔵タンク

本システムの流路として、ほう酸水注入系の配管及び弁並びに差圧検出・ほう酸水注入系配管を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

原子炉圧力容器については、「5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備」に記載する。

非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」に記載する。

6.7.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」

に示す。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の論理回路の電源は、非常用直流電源設備から給電することで、非常用交流電源設備から給電する原子炉保護系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉保護系に対して独立した構成とすることで、原子炉保護系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

また、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉保護系の電源と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の論理回路の電源は、非常用直流電源設備から給電することで、非常用交流電源設備から給電する原子炉保護系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器から原子炉再循環ポンプトリップ遮断器まで原子炉保護系に対して独立した構成とすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

また、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉保護系の電源と電氣的に分離することで、原子炉保護系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

ほう酸水注入系は、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ほう酸水注入ポンプを非常用交流電源設備からの給電により駆動することで、アキュムレータにより駆動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、原子炉建物原子炉棟内の制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと異な

る区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

6.7.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで、原子炉保護系に対して独立した構成とすることで、原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。また、A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉保護系の電源と電氣的に分離することで、原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。

A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器から原子炉再循環ポンプトリップ遮断器まで原子炉保護系に対して独立した構成とすることで、原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。また、A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉保護系の電源と電氣的に分離することで、原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。

ほう酸水注入系は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で、重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.7.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用するA T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、想定される重大事故等時

において、原子炉圧力高の信号又は原子炉水位低（レベル2）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは、設計基準事故対処設備としての仕様が重大事故等時において、発電用原子炉を未臨界にするために必要な制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用するA T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、想定される重大事故等時において、原子炉水位低（レベル2）及び原子炉圧力高の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、設計基準対象施設としての仕様が、想定される重大事故等時において、発電用原子炉を未臨界にするために必要な負の反応度添加率を確保するための容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

6.7.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室及び原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは、原子炉格納容器内及び原子炉建物原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、中央制御室及び原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

ほう酸水注入系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

6.7.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は検出器を多重化し、二重の「1 out of 2」論理で自動的に作動する設計とする。

また、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは、操作不要な設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は検出器を多重化し、二重の「1 out of 2」論理で自動的に作動する設計とする。

また、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

ほう酸水注入系は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、

弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。ほう酸水注入系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

6.7.3 主要設備及び仕様

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様を第 6.7-1 表に示す。

6.7.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは、発電用原子炉の停止中に分解検査として表面状態の確認が可能な設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。

ほう酸水注入系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

ほう酸水注入ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

また、ほう酸水貯蔵タンクは、発電用原子炉の運転中又は停止中にほう酸濃度及びタンク水位の確認によるほう酸質量の確認並びに外観の確認が可能な設計とする。

6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

6.8.1 概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の説明図及び系統概要図を第 6.8-1 図及び第 6.8-2 図に示す。

6.8.2 設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、逃がし安全弁を作動させる代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）及び逃がし安全弁窒素ガス供給系を設ける。

逃がし安全弁については、「5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 原子炉減圧の自動化

自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を使用する。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレー・ポンプ運転の場合に、逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、逃がし安全弁を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。12 個の逃がし安全弁のうち、2 個がこの機能を有している。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレー系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレー

系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系による自動減圧を阻止し、代替自動減圧起動阻止スイッチにより代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）
- ・自動減圧起動阻止スイッチ
- ・代替自動減圧起動阻止スイッチ

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用し、設計基準事故対処設備である逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁窒素ガス供給系を使用する。

逃がし安全弁窒素ガス供給系は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。

なお、逃がし安全弁用窒素ガスポンベの圧力が低下した場合は、現場で逃がし安全弁用窒素ガスポンベの切替えが可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・逃がし安全弁用窒素ガスポンベ

本システムの流路として、逃がし安全弁窒素ガス供給系の配管及び弁並びに逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である逃がし安全弁を重大事故等対

処設備として使用する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様を第 6.8-1 表に示す。

非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」に記載する。

6.8.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転の場合に，ドライウェル圧力高信号を必要とせず，発電用原子炉の自動減圧を行うことが可能な設計とし，自動減圧系の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有する設計とする。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，他の設備と電氣的に分離することで，共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，自動減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とする。

逃がし安全弁用窒素ガスボンベは，予備のボンベも含めて，付属棟に分散して保管及び設置することで，原子炉格納容器内の逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

6.8.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の論理回路は，自動減圧系とは別の制御盤に収納することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル 1）の検出器及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイ・ポンプの遮断器からの入力信号を自動減圧系と共用するが、自動減圧系と電氣的な隔離装置を用いて信号を分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、他の設備と電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧起動阻止スイッチは、自動減圧起動阻止スイッチと分離することで自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

逃がし安全弁窒素ガス供給系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.8.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、炉心が露出しないように燃料棒有効長頂部より高い設定として、原子炉水位低（レベル 1）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また、逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され、その補給に残留熱除去系又は低圧炉心スプレイ系による注水が必要であることから、原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転の場合に作動する設計とする。

逃がし安全弁窒素ガス供給系の逃がし安全弁用窒素ガスボンベは想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるために必要となる容量を有するものを 1 セット 15 個使用する。保有数は、1 セット 15 個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 15 個の合計 30 個を保管する。

6.8.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、中央制御室及び原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチは、中央制御室に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチの操作は、中央制御室で可能な設計とする。

逃がし安全弁窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力の2倍となった場合においても逃がし安全弁を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。

逃がし安全弁窒素ガス供給系の逃がし安全弁用窒素ガスボンベは、付属棟に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

逃がし安全弁用窒素ガスボンベの予備との切替えは、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

6.8.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転の場合に、2個の逃がし安全弁を確実に作動させる設計とすることで、操作が不要な設計とする。なお、原子炉水位低（レベル1）の検出器は多重化し、作動回路のトリップチャンネルはAND論理の「1 out

of 2」論理とし、信頼性の向上を図った設計とする。

自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチは、想定される重大事故等時において、中央制御室の同じ盤で操作が可能な設計とする。

逃がし安全弁窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。

逃がし安全弁窒素ガス供給系の逃がし安全弁用窒素ガスポンベは、設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。

逃がし安全弁用窒素ガスポンベを接続する接続口については、簡便な接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。

6.8.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様を第6.8-1表に示す。

6.8.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能確認として、模擬入力による論理回路の動作確認（阻止スイッチの機能確認を含む。）、校正及び設定値確認が可能な設計とする。

逃がし安全弁窒素ガス供給系は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、系統の供給圧力の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、逃がし安全弁窒素ガス供給系の逃がし安全弁用窒素ガスポンベは、発電用原子炉の運転中又は停止中に規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

6.10 制御室

6.10.1 通常運転時等

6.10.1.1 概要

計測制御装置のうち，本原子炉の主要な系統の運転，制御に必要な監視及び制御装置は，集中的に監視及び制御が行えるよう中央制御室及び補助盤室に設置する。

また，中央制御室内での操作が困難な場合に，原子炉をスクラム後の高温停止状態から低温停止状態に導くことのできる中央制御室外原子炉停止装置を設置する。

6.10.1.2 設計方針

- (1) 発電用原子炉施設の主要な計測及び制御装置は，中央制御室及び補助盤室に配置し，集中的に監視及び制御が行えるようにする。また，制御盤は誤操作，誤判断を防止でき，かつ，操作が容易に行えるよう人間工学的な観点からの考慮を行う設計とする。また，中央制御室にて同時にもたらされる環境条件（地震，内部火災，内部溢水，外部電源喪失並びにばい煙，有毒ガス，降下火砕物による操作雰囲気悪化及び凍結）を想定しても安全施設を容易に操作することができる設計とする。
- (2) 設計基準事故時においても，有毒ガスが運転員に及ぼす影響により，運転員の対処能力が著しく低下しないようにするとともに，運転員が過度の放射線被ばくを受けないように考慮し，運転員が中央制御室内にとどまって，必要な操作，措置がとれるようにする。
- (4) 中央制御室は，発電用原子炉施設間の共用によって発電用原子炉の安全性が向上する設計とする。
- (7) 昼夜にわたり，発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握することができる設計とする。
- (8) 中央制御室には，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度

計を保管する。

6.10.1.3 主要設備の仕様

中央制御室の主要機器仕様を第6.10-1表に示す。

6.10.1.4 主要設備

6.10.1.4.1 中央制御室

中央制御室は、制御室建物内に設置し、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障が発生した場合に、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるよう、これに連絡する通路及び出入りするための区域を多重化する。また、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽（1号及び2号炉共用）を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気系等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮蔽を設ける。中央制御室換気系は他と独立して設け、事故時には外気との連絡口を遮断し、チャコール・フィルタを通る系統隔離運転モードとし運転員その他の従事者を過度の被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気をチャコール・フィルタで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。また、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障のない範囲であることを把握できるように、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握するため遠隔操作、暗視機能等を持った監視カメラを設置し、中央制御室で監視できる設計とする。

中央制御室は、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能

性をもって同時にもたらされる環境条件（地震，内部火災，内部溢水，外部電源喪失並びにばい煙，有毒ガス，降下火砕物による操作雰囲気悪化及び凍結）を想定しても，適切な措置を講じることにより運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作ができるものとする。

中央制御室は，有毒ガスが運転員に及ぼす影響により，運転員の対処能力が著しく低下し，安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。そのために，「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」（平成 29 年 4 月 5 日 原規技発第 1704052 号原子力規制委員会決定）（以下「有毒ガス評価ガイド」という。）を参照し，有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては，有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から，有毒化学物質の揮発性等の性状，貯蔵量，建物内保管，換気等の貯蔵状況等を踏まえ，敷地内及び中央制御室等から半径 10km 以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し，特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定する。また，固定源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる防液堤等は，現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。固定源に対しては，貯蔵容器すべてが損傷し，有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し，運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより，運転員を防護できる設計とする。可動源に対しては，「10.11 通信連絡設備」に記載する通信連絡設備による連絡，中央制御室換気系の隔離，防護具の着用等により運転員を防護できる設計とする。有毒ガス防護に係る影響評価において，有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤は，保守管理及び運用管理を適切に実施する。

中央制御室で想定される環境条件とその措置は次のとおり。

（地震）

中央制御室及び制御盤は，耐震性を有する制御室建物内に設置し，基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とする。

また、制御盤は床等に固定することにより、地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。

さらに、主制御盤に手摺を設置するとともに天井照明設備には落下防止措置を講じることにより、地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器具への誤接触を防止できる設計とする。

(内部火災)

中央制御室に粉末消火器又は二酸化炭素消火器を設置するとともに、常駐する運転員によって火災感知器による早期の火災感知を可能とし、火災が発生した場合の運転員の対応を社内規定類に定め、運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。また、中央制御室床下のケーブル処理室及び計算器室に火災感知器及び手動操作により早期の起動も可能な全域ガス消火設備を設置することにより、火災が発生した場合に運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(内部溢水)

中央制御室には、溢水源となる機器を設けない設計とする。また、火災が発生したとしても、運転員が火災状況を確認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行うため、溢水源とならないことから、消火水による溢水により運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(外部電源喪失)

中央制御室における運転操作に必要な照明は、地震、竜巻、風(台風)、積雪、落雷、外部火災及び降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には、非常用ディーゼル発電機が起動することにより、操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作ができる設計とする。また、直流非常灯により中央制御室における運転操作に必要な照明を確保し、容易に操作ができる設計とする。

(ばい煙等による中央制御室内雰囲気悪化)

外部火災により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気悪化に対しては、中央制御室換気系の給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し、系統隔離運転モードとすることで外気を遮断することから、運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(凍結による操作環境への影響)

中央制御室換気系により環境温度が維持されることで、運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

中央制御室において発電用原子炉施設の外の状況を把握するための設備については、「1.1.1.4 外部からの衝撃による損傷の防止」で選定した発電所敷地で想定される自然現象、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがあるものがあって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象や発電所構内の状況を把握できるように、以下の設備を設置する。

a. 監視カメラ

想定される自然現象等（地震、津波、風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、森林火災、飛来物（航空機落下）、近隣工場等の火災、船舶の衝突）の影響について、昼夜にわたり発電所構内の状況（海側、山側）を把握することができる暗視機能等を持った監視カメラを設置する。

b. 気象観測設備等の設置

風（台風）、竜巻、凍結、降水等による発電所構内の状況を把握するため、風向、風速、気温、降水量等を測定する気象観測設備を設置する。また、津波及び高潮については、津波監視設備として取水槽水位計を設置する。

c. 公的機関から気象情報を入手できる設備の設置

地震，津波，竜巻，落雷等の発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象に関する情報を入手するため，中央制御室に電話，FAX及び社内ネットワークに接続されたパソコン等の公的機関から気象情報を入手できる設備を設置する。

(1) 計測制御装置

中央制御室及び補助盤室に設ける主要な計測制御装置（警報を含む。）は，以下のとおりである。

a. 原子炉制御関係

高压炉心スプレイ系，低压炉心スプレイ系，残留熱除去系，原子炉隔離時冷却系，再循環系，制御棒駆動系，ほう酸水注入系，原子炉浄化系，原子炉補機冷却系等の計測制御装置

b. タービン補機関係

復水・給水系，循環水系，タービン補機冷却系等の計測制御装置

c. タービン発電機関係

タービン及び発電機の計測制御装置

d. 所内電気設備関係

所内電気設備及びディーゼル発電機の計測制御装置

e. 放射線計装関係

エリア放射線モニタ及びプロセス放射線モニタ並びにモニタリング・ポスト用計測装置（モニタリング・ポスト及び同計測装置は1号，2号及び3号炉と共用，既設）

モニタリング・ポストから中央制御室までのデータ伝送系は，多様性を有し，指示値は中央制御室で監視できる設計とする。また，モニタリング・ポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

f. 原子炉中性子計装関係

原子炉中性子計装用増幅器，電源装置等

g. タービン発電機の保護及び記録関係

タービン，発電機及び所内電気設備の保護継電器，記録計等

h. プロセス計装関係

再循環系，ジェット・ポンプ，給水系等の計測制御装置

i. 安全保護系関係

安全保護系継電器等

j. 可燃性ガス濃度制御系及び非常用ガス処理系関係

可燃性ガス濃度制御系及び非常用ガス処理系用の計測制御装置

k. 送電線関係

220kV 送電線及び開閉所（1号，2号及び3号炉共用，既設），66kV
送電線及び開閉所（1号及び2号炉共用，既設）の計測装置

l. 運転監視補助装置

デジタル計算機，オペレータ・コンソール，カラーCRT，タイ
プライタ等

m. 消火設備関係

火災検出装置

n. 気象観測関係（1号，2号及び3号炉共用，既設）

風向計，風速計，日射計，放射収支計等の監視記録計

o. 屋外監視関係

監視カメラ

(2) 中央制御室換気系

中央制御室の換気系統は，設計基準事故時に放射線業務従事者等を内部被ばくから防護し必要な運転操作を継続することができるようにするため，他の換気系とは独立に外気をチャコール・フィルタに通して取り入れるか，又は外気との連絡口を遮断しチャコール・フィルタを通して再循環できるように設計する。（「8.2 換気空調設備」参照）

(3) 中央制御室遮蔽

中央制御室には，設計基準事故時に中央制御室内にとどまり必要な操

作・措置を行う運転員が、過度な被ばくを受けないように遮蔽を設ける。

(「8.3 遮蔽設備」参照)

(4) 通信連絡設備及び照明設備

中央制御室には、通信連絡設備及び照明設備を設ける。通信連絡設備は、建物内外に指示が行えるように、所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備等を設ける(「10.10 安全避難通路等」及び「10.11 通信連絡設備」参照)。

6.10.1.4.2 中央制御室外原子炉停止装置

中央制御室外原子炉停止装置は、中央制御室から十分離れた場所に設置し、中央制御室で操作が困難な場合に、発電用原子炉をスクラム後の高温停止状態から低温停止状態に安全かつ容易に導くためのものである。

中央制御室外原子炉停止装置は、その盤面に設ける切換スイッチを本装置側に切換えることにより、中央制御室とは、独立して使用できる。

中央制御室外原子炉停止装置には、逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系等の計測制御装置、及び発電所内外の必要箇所と連絡可能な通信設備を設ける。

6.10.1.5 手順等

(1) 手順に基づき、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により中央制御室の居住環境確認を行う。

(2) 手順に基づき、監視カメラ及び気象観測設備等により発電用原子炉施設の外の状態を把握するとともに、公的機関から気象情報を入手できる設備等により必要な情報を入手する。

(3) 手順に基づき、「10.11 通信連絡設備」に記載する通信連絡設備による連絡、中央制御室換気系の隔離、防護具の着用等により、中央制御室内の運転員の対処能力を確保する。

6.10.1.6 試験検査

中央制御室、補助盤室及び中央制御室外原子炉停止制御盤室にある監視及び制御装置は、定期的に試験又は検査を行い、その機能の健全性を確認

する。

6.10.1.7 評価

- (1) 中央制御室及び補助盤室には、発電用原子炉施設の主要な計測及び制御装置を設けており、集中的に監視及び制御を行うことができる。また、制御盤は誤操作、誤判断を防止でき、かつ、操作を容易に行うことができる。
- (2) 中央制御室は、想定される最も過酷な事故時においても、運転員が中央制御室内にとどまって、必要な操作、措置がとれるような遮蔽設計及び換気設計としている。
- (3) 中央制御室内での操作が困難な場合には、中央制御室から十分離れた場所に設置した中央制御室外原子炉停止装置から、原子炉スクラム後の高温停止状態から低温停止状態に容易に導くことができる。
- (4) 中央制御室は、発電用原子炉施設間の共用によって発電用原子炉の安全性が向上する設計としている。
- (5) 計測制御装置、制御盤には実用上可能な限り、不燃性又は難燃性の材料を用い火災に対して防護する設計としている。
- (6) 中央制御室には、所内通信設備、加入電話等を設けており、発電用原子炉施設内の必要な箇所に指示が行えるとともに発電所外の必要箇所との通信連絡を行うことができる。
- (7) 昼夜にわたり、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性があると想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握することができる設計としている。
- (8) 中央制御室には、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管している。
- (9) 想定される有毒ガスの発生において、固定源に対しては、防液堤等の状況を踏まえて評価条件を設定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回り、可動源に対しては中央制御

室換気系の隔離等の対策により，運転員の対処能力が著しく低下し，安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。

6.10.2 重大事故等時

6.10.2.1 概要

中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

中央制御室の系統概要図を第6.10-1図から第6.10-4図に示す。

6.10.2.2 設計方針

(1) 居住性を確保するための設備

重大事故が発生した場合における炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に、放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設ける設計とする。炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が中央制御室及び中央制御室待避室にとどまるために必要な重大事故等対処設備として、LEDライト（三脚タイプ）、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、再循環用ファン、非常用チャコール・フィルタ・ユニット、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室差圧計、待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を設置する設計とする。

a. 換気空調設備及び遮蔽設備

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室及び中央制御室待避室の運転員の過度の放射線被ばくから防護するためにチャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、再循環用ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットを使用する。

中央制御室換気系は、重大事故等時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタを内蔵した非常用チャコール・フィルタ・ユニット並びにチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンからなる非常用ラインを設け、非常用チャコール・フィルタ・ユニットを通した外気を取り込み、中央制御室を

正圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。

また、炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室換気系は外気との連絡口を遮断し、非常用チャコール・フィルタ・ユニットを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離するとともに、中央制御室待避室を中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故時に、中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。

また、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備する。

再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンは、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・再循環用ファン
- ・チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン
- ・非常用チャコール・フィルタ・ユニット
- ・中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）
- ・中央制御室遮蔽
- ・中央制御室待避室遮蔽
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）

- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、中央制御室換気系ダクト、中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁）及び中央制御室換気系弁（中央制御室外気取入調節弁、中央制御室給気外側隔離弁、中央制御室給気内側隔離弁、中央制御室非常用再循環装置入口隔離弁）を重大事故等対処設備として使用する。

b. 通信連絡設備

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、緊急時対策所と通信連絡を行うため、無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）を使用する。

無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・無線通信設備（固定型）（10.11 通信連絡設備）
- ・衛星電話設備（固定型）（10.11 通信連絡設備）
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）

c. プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うためにプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を設置する。

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、全交流動力

電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）

d. 中央制御室の照明を確保する設備

想定される重大事故等時において、設計基準対象施設である非常用照明が使用できない場合の重大事故等対処設備として、LEDライト（三脚タイプ）を使用する。

LEDライト（三脚タイプ）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・LEDライト（三脚タイプ）
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）

e. 中央制御室差圧計，待避室差圧計，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、外気と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧が確保できていること、及び中央制御室と中央制御室待避室との間が正圧化に必要な差圧を確保できていることを把握するため、中央制御室差圧計及び待避室差圧計を使用する。

また、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握するため、酸素濃度計

及び二酸化炭素濃度計を使用する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・中央制御室差圧計
- ・待避室差圧計
- ・酸素濃度計
- ・二酸化炭素濃度計

その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」にて記載する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）については、「10.11 通信連絡設備」にて記載する。

(2) 汚染の持ち込みを防止するための設備

重大事故等が発生し，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため，身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。

身体サーベイの結果，運転員の汚染が確認された場合は，運転員の除染を行うことができる区画を，身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。

また，照明については，チェンジングエリア用照明により確保できる設計とする。

(3) 運転員の被ばくを低減するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において，運転員の被ばくを低減するための重大事故等対処設備として，非常用ガス処理系及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を使用する。

非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排気ファン、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、非常用ガス処理系排気ファンにより原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒に沿わせて設ける排気管から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。なお、本システムを使用することにより緊急時対策要員の被ばくを低減することも可能である。

原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建物に設置する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室の居住性確保のために原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリを形成する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止できる設計とする。なお、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室からの遠隔操作又は現場において人力により操作できる設計とする。

非常用ガス処理系は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・非常用ガス処理系排気ファン
- ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、非常用ガス処理系の前置ガス処理装置、後置ガス処置装置、配管及び弁並びに非常用ガス処理系排気管を重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である原子炉建物原子炉棟を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

非常用交流電源設備については，「10.1 非常用電源設備」にて記載する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備については，「10.2 代替電源設備」にて記載する。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルについては，「9.1.2.3 原子炉棟」にて記載する。

中央制御室遮蔽，再循環用ファン，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン，非常用チャコール・フィルタ・ユニット及び非常用ディーゼル発電機は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし，多様性及び位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから，「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性及び位置的分散の設計方針は適用しない。

6.10.2.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については，「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

中央制御室換気系及び非常用ガス処理系は，多重性を有する非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

再循環用ファン，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン，非常用ガス処理系排気ファン及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。

LEDライト（三脚タイプ）は，中央制御室の非常用照明と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、計測制御設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電氣的分離を図る設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

6.10.2.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮蔽は、制御室建物と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室待避室遮蔽は、制御室建物内に設置し、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、中央制御室差圧計、待避室差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及びLEDライト（三脚タイプ）は、他の設備から独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、他の設備から独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）、LEDライト（三脚タイプ）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、固定により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

非常用ガス処理系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で、重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.10.2.2.3 共用の禁止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

中央制御室遮蔽は，重大事故等時において，隣接する1号及び2号炉の事故対応を1つの中央制御室として共用することによって，プラント状態に応じた運転員の融通により安全性が向上することから，1号及び2号炉で共用する設計とする。

6.10.2.2.4 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）は，想定される重大事故等時において中央制御室待避室の居住性を確保するため，中央制御室待避室を正圧化することにより，必要な運転員の窒息を防止及び給気ライン以外から中央制御室待避室内へ外気の流入を一定時間遮断するために必要な容量を有するものを15本使用する。保有数は，15本に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として35本の合計50本を保管する。

中央制御室差圧計は，中央制御室の正圧化された室内と外気との差圧の監視が可能な計測範囲を測定できる設計とする。

待避室差圧計は，中央制御室待避室の正圧化された室内と中央制御室との差圧の監視が可能な計測範囲を測定できる設計とする。

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は，中央制御室待避室に待避中の運転員が，発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うために必要なデータの表示が可能なものを1個使用する。保管数は，1個に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計2個を保管する設計とする。

LEDライト（三脚タイプ）は，想定される重大事故等時に，運転員が中央制御室内で操作可能な照度を確保するために必要な容量を有するものを2個使用する。保有数は，2個に加えて，故障時及び保守点検による待

機除外時のバックアップ用として1個の合計3個を保管する設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避室内の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを、各2個使用する。保有数は、各2個に加えて故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として各1個の合計各3個を保管する設計とする。

再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンは、設計基準事故対処設備の中央制御室換気系と兼用しており、運転員を過度の被ばくから防護するための中央制御室内の換気に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

非常用チャコール・フィルタ・ユニットは、設計基準事故対処設備としてのフィルタ性能が、想定される重大事故等時においても、中央制御室の運転員を過度の被ばくから防護するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

非常用ガス処理系排気ファンは、設計基準事故対処設備としての仕様が、想定される重大事故等時において、中央制御室の運転員の被ばくを低減できるよう、原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持するとともに、排気筒に沿わせて設ける排気管を通して排気口から放出するために必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

6.10.2.2.5 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽，プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室），LEDライト（三脚タイプ），中央制御室差圧計，待避室差圧計，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，制御室建物内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

再循環用ファン，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン，非常用チャコール・フィルタ・ユニット及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ），は，廃棄物処理建物の中央制御室バウンダリ内に設置し，想定され

る重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、LEDライト（三脚タイプ）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

非常用ガス処理系排気ファンは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

非常用ガス処理系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

6.10.2.2.6 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

中央制御室遮蔽は、制御室建物と一体構造とし、重大事故等時において、特段の操作を必要とせず直ちに使用できる設計とする。

中央制御室待避室遮蔽は、中央制御室内に設置されており、重大事故等時において、特段の操作を必要とせず直ちに使用できる設計とする。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、中央制御室差圧計、待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、通常時に使用する設備ではなく、重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室の操作盤のスイッチでの操作が可能な設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、電源供給ができない場合においても、現場において人力による操作が可能な設計とする。

LEDライト（三脚タイプ）は、通常時に使用する設備ではなく、重大

事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

中央制御室換気系は、中央制御室の操作スイッチにより中央制御室で操作可能な設計とする。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）は、重大事故等時において、現場での弁操作により、通常時の隔離された系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成に速やかに切替えが可能な設計とする。

中央制御室換気系弁の運転モード切替に使用する空気作動弁は、駆動源（空気）が喪失した場合又は電源供給ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動操作ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作が可能な設計とする。

非常用ガス処理系の起動に使用する空気作動弁は、駆動源（空気）が喪失した場合又は電源が喪失した場合に開となり、現場での人力による操作が不要な構造とする。

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、汎用の電源ケーブル及びネットワークケーブルを用いて接続することにより、容易かつ確実に接続し、原子炉施設の主要な計測装置を継続して監視が可能な設計とする。

LEDライト（三脚タイプ）の電源ケーブルの接続は、コンセントによる接続とし、接続規格を統一することで、確実に接続が可能な設計とする。

LEDライト（三脚タイプ）は、人力による持ち運びが可能な設計とする。

中央制御室差圧計及び待避室差圧計は、操作を必要とせず、直ちに指示を監視することが可能な設計とする。

LEDライト（三脚タイプ）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、人力による持ち運びが可能な設計とする。

また、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）は、設置場所にて固

縛等により固定できる設計とする。

非常用ガス処理系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

非常用ガス処理系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

6.10.2.3 主要設備及び仕様

中央制御室の重大事故等対処設備の主要設備及び仕様を第 6.10-2 表から第 6.10-3 表に示す。

6.10.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、LEDライト（三脚タイプ）、中央制御室差圧計、待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、系統隔離運転モード及び加圧運転モードによる機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンは、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

非常用チャコール・フィルタ・ユニットは、発電用原子炉の運転中又は停止中に差圧確認が可能な設計とする。また、非常用チャコール・フィルタ・ユニットは、発電用原子炉の停止中に内部確認を行えるように、点検口を設ける設計とし、性能の確認を行えるように、フィルタを取り出すこ

とが可能な設計とする。

非常用ガス処理系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

また，非常用ガス処理系排気ファンは，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。また，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は，発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。

第6.3-1表 原子炉プラント・プロセス計装系一覧表

項目	名称
圧力容器計装	原子炉水位，圧力 圧力容器胴部温度 圧力容器フランジ部シール漏えい
再循環系計装	再循環流量 冷却材温度 再循環ポンプ出入口差圧 再循環ポンプMGセット発電機速度 炉心流量 再循環ポンプシール漏えい流量 再循環ポンプ冷却水流量，温度 再循環ポンプ軸受振動，温度
給水系及び主蒸気系計装	給水流量 主蒸気流量 タービン第一段圧力
制御棒駆動系計装	制御棒駆動水圧ポンプ入口圧力 フィルタ差圧 原子炉圧力と制御棒駆動水圧力との差圧 制御棒駆動水流量 制御棒駆動機構温度 スクラム・アキュムレータ窒素圧力 スクラム・アキュムレータ漏えい水量 スクラム排水容器水位
格納容器内装 雰囲気計装	格納容器内圧力 格納容器内温度 格納容器内湿度 格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 格納容器内放射線レベル サブプレッション・プール水位 サブプレッション・プール水温
漏えい検出系計装	ドライウエル冷却装置凝縮水量 ドライウエル内サンプル水量 格納容器内の放射性物質濃度
その他の計装	ほう酸水貯蔵タンク水位 ほう酸水温度 ほう酸水ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量

第6.4-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様

(1) 原子炉压力容器温度（S A）

個 数	2
計測範囲	0～500℃

(2) 原子炉圧力

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数	2
計測範囲	0～10MPa [gage]

(3) 原子炉圧力（S A）

個 数	1
計測範囲	0～11MPa [gage]

(4) 原子炉水位（広帯域）

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数	2
計測範囲	-400～150cm ^{※1}

(5) 原子炉水位（燃料域）

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数	2
計測範囲	-800～-300cm ^{※1}

(6) 原子炉水位（S A）

個 数	1
計測範囲	-900～150cm ^{※1}

(7) 高圧原子炉代替注水流量

個 数	1
-----	---

- | | |
|------|--------------------------|
| 計測範囲 | 0 ~ 150m ³ /h |
|------|--------------------------|
- (8) 代替注水流量 (常設)
- | | |
|------|--------------------------|
| 個 数 | 1 |
| 計測範囲 | 0 ~ 300m ³ /h |
- (9) 低圧原子炉代替注水流量
- | | |
|------|--------------------------|
| 個 数 | 2 |
| 計測範囲 | 0 ~ 200m ³ /h |
- (10) 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
- | | |
|------|-------------------------|
| 個 数 | 2 |
| 計測範囲 | 0 ~ 50m ³ /h |
- (11) 格納容器代替スプレイ流量
- | | |
|------|--------------------------|
| 個 数 | 2 |
| 計測範囲 | 0 ~ 150m ³ /h |
- (12) ペデスタル代替注水流量
- | | |
|------|--------------------------|
| 個 数 | 2 |
| 計測範囲 | 0 ~ 150m ³ /h |
- (13) ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用)
- | | |
|------|-------------------------|
| 個 数 | 2 |
| 計測範囲 | 0 ~ 50m ³ /h |
- (14) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- 兼用する設備は以下のとおり。
- ・原子炉プラント・プロセス計装系
- | | |
|------|--------------------------|
| 個 数 | 1 |
| 計測範囲 | 0 ~ 150m ³ /h |
- (15) 高圧炉心スプレイポンプ出口流量
- 兼用する設備は以下のとおり。
- ・原子炉プラント・プロセス計装系
- | | |
|-----|---|
| 個 数 | 1 |
|-----|---|

計測範囲 0～1,500m³/h

(16) 残留熱除去ポンプ出口流量

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数 3

計測範囲 0～1,500m³/h

(17) 低圧炉心スプレイポンプ出口流量

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数 1

計測範囲 0～1,500m³/h

(18) 残留熱代替除去系原子炉注水流量

個 数 1

計測範囲 0～50m³/h

(19) 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量

個 数 1

計測範囲 0～150m³/h

(20) ドライウェル温度 (S A)

個 数 7

計測範囲 0～300℃

(21) ペDESTAL温度 (S A)

個 数 2

計測範囲 0～300℃

(22) ペDESTAL水温度 (S A)

個 数 2

計測範囲 0～300℃

(23) サプレッション・チェンバ温度 (S A)

個 数 2

- 計測範囲 0～200℃
- (24) サプレッション・プール水温度 (S A)
- 個 数 2
- 計測範囲 0～200℃
- (25) ドライウェル圧力 (S A)
- 個 数 2
- 計測範囲 0～1,000kPa [abs]
- (26) サプレッション・チェンバ圧力 (S A)
- 個 数 2
- 計測範囲 0～1,000kPa [abs]
- (27) サプレッション・プール水位 (S A)
- 個 数 1
- 計測範囲 -0.80～5.50m^{**2}
- (28) ドライウェル水位
- 個 数 3
- 計測範囲 -3.0m^{**3}, -1.0m^{**3}, +1.0m^{**3}
- (29) ペDESTAL水位
- 個 数 4
- 計測範囲 +0.1m^{**4}, +1.2m^{**4}, +2.4m^{**4}, +2.4m^{**4}
- (30) 格納容器水素濃度 (B系)
- 兼用する設備は以下のとおり。
- ・原子炉プラント・プロセス計装系
 - ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- 個 数 1
- 計測範囲 0～5 vol% / 0～100vol%
- (31) 格納容器水素濃度 (S A)
- 兼用する設備は以下のとおり。
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数 1

計測範囲 0～100vol%

(32) 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）

第8.1-2表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

(33) 格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）

第8.1-2表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

(34) 中性子源領域計装

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉中性子計装系

個 数 4

計測範囲 $10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)

(35) 中間領域計装

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉中性子計装系

個 数 8

計測範囲 0～40%又は0～125% ($1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)

(36) 平均出力領域計装

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉中性子計装系

個 数 6^{※5}

計測範囲 0～125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)

(37) スクラバ容器水位

個 数 8

計測範囲

(38) スクラバ容器圧力

個 数 4

計測範囲 0～1 MPa [gage]

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(39) スクラバ容器温度

個 数 4
計測範囲 0～300℃

(40) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

第8.1-2表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

(41) 第1ベントフィルタ出口水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数 1（予備1）
計測範囲 0～20vol%／0～100vol%

(42) 残留熱除去系熱交換器入口温度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数 2
計測範囲 0～200℃

(43) 残留熱除去系熱交換器出口温度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数 2
計測範囲 0～200℃

(44) 残留熱除去系熱交換器冷却水流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数 2
計測範囲 0～1,500m³/h

(45) 残留熱除去ポンプ出口圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系

- | | |
|------|------------------|
| 個 数 | 3 |
| 計測範囲 | 0 ～ 4 MPa [gage] |
- (46) 低圧原子炉代替注水槽水位
- | | |
|------|--|
| 個 数 | 1 |
| 計測範囲 | 0 ～ 1,500m ³ (0 ～ 12,542mm) |
- (47) 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
- | | |
|------|------------------|
| 個 数 | 2 |
| 計測範囲 | 0 ～ 4 MPa [gage] |
- (48) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- 兼用する設備は以下のとおり。
- ・原子炉プラント・プロセス計装系
- | | |
|------|------------------|
| 個 数 | 1 |
| 計測範囲 | 0 ～ 10MPa [gage] |
- (49) 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- 兼用する設備は以下のとおり。
- ・原子炉プラント・プロセス計装系
- | | |
|------|------------------|
| 個 数 | 1 |
| 計測範囲 | 0 ～ 12MPa [gage] |
- (50) 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- 兼用する設備は以下のとおり。
- ・原子炉プラント・プロセス計装系
- | | |
|------|------------------|
| 個 数 | 1 |
| 計測範囲 | 0 ～ 5 MPa [gage] |
- (51) 残留熱代替除去ポンプ出口圧力
- | | |
|------|------------------|
| 個 数 | 2 |
| 計測範囲 | 0 ～ 3 MPa [gage] |
- (52) 原子炉建物水素濃度
- 兼用する設備は以下のとおり。

・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

個 数 1
6
計測範囲 0～10vol%
0～20vol%

(53) 静的触媒式水素処理装置入口温度

兼用する設備は以下のとおり。

・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

個 数 2
計測範囲 0～100℃

(54) 静的触媒式水素処理装置出口温度

兼用する設備は以下のとおり。

・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

個 数 2
計測範囲 0～400℃

(55) 格納容器酸素濃度（B系）

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装系

・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数 1
計測範囲 0～5 vol% / 0～25vol%

(56) 格納容器酸素濃度（S A）

兼用する設備は以下のとおり。

・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数 1
計測範囲 0～25vol%

(57) 燃料プール水位・温度（S A）

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(58) 燃料プール水位 (S A)

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(59) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)

第8.1-2表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。

(60) 燃料プール監視カメラ (S A) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(61) 安全パラメータ表示システム (S P D S)

第10.11-2表 通信連絡を行うために必要な設備 (常設) の主要機器仕様に記載する。

(62) 可搬型計測器

個 数 30 (予備30)

※1 : 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。

※2 : 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※3 : 基準点は格納容器底面 (EL10100)。

※4 : 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※5 : 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (1/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	0～500℃	最大値： 302℃	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準 (300℃) に対して、500℃までを監視可能。	1
	原子炉圧力 ^{※1}				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ	
	原子炉圧力 (SA) ^{※1}					
	原子炉水位 (広帯域) ^{※1}					
	原子炉水位 (燃料域) ^{※1}					
	原子炉水位 (SA) ^{※1}					
残留熱除去系熱交換器入口温度 ^{※1}						
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※2}	2	0～10MPa [gage]	最大値： 8.29MPa [gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.68MPa [gage]) を包絡する範囲として設定。なお、逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。	1
	原子炉圧力 (SA) ^{※2}	1	0～11MPa [gage]	最大値： 8.29MPa [gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gage]) の1.2倍 (10.34MPa [gage]) を監視可能。	
	原子炉水位 (広帯域) ^{※1}				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	
	原子炉水位 (燃料域) ^{※1}					
	原子炉水位 (SA) ^{※1}					
	原子炉圧力容器温度 (SA) ^{※1}					
					「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレシジョン・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2/18）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※2	2	-400～150cm※3	-798～132cm※3	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲（レベル3～8）及び燃料棒有効長底部まで監視可能である	1
	原子炉水位（燃料域）※2	2	-800～-300cm※3			
	原子炉水位（SA）※2	1	-900～150cm※3			
	高圧原子炉代替注水流量※1					
	代替注水流量（常設）※1					
	低圧原子炉代替注水流量※1					
	低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）※1					
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量※1					
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量※1					
	残留熱除去ポンプ出口流量※1					
低圧炉心スプレイポンプ出口流量※1						
残留熱代替除去系原子炉注水流量※1						
原子炉圧力※1						
原子炉圧力（SA）※1					「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ	
サブレーション・チェンバ圧力（SA）※1					「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ	

「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位（EL5610）。

※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約105v/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（3/18）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
④ 原子炉圧力容器への注水量（1/2）	高圧原子炉代替注水流量	1	0～150m ³ /h	—※8	高圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量（93m ³ /h）を監視可能である。	1
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	0～150m ³ /h	0～99m ³ /h	原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量（99m ³ /h）を監視可能。	
	高圧炉心スプレーポンプ出口流量	1	0～1,500m ³ /h	0～1,314m ³ /h	高圧炉心スプレー・ポンプの最大注水量（1,314m ³ /h）を監視可能。	
	代替注水流量（常設）	1	0～300m ³ /h	—※8	低圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量（230m ³ /h）を監視可能。	—
	低圧原子炉代替注水流量	2	0～200m ³ /h	—※8	大量送水車を用いた低圧原子炉代替注水系（可搬型）における最大注水量（70m ³ /h）を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量（12m ³ /h）を監視可能。	1
	低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2	0～50m ³ /h	—※8		
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0～1,500m ³ /h	0～1,380m ³ /h	残留熱除去ポンプの最大注水量（1,380m ³ /h）を監視可能。	1
	低圧炉心スプレーポンプ出口流量	1	0～1,500m ³ /h	0～1,314m ³ /h	低圧炉心スプレー・ポンプの最大注水量（1,314m ³ /h）を監視可能。	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	0～50m ³ /h	—※8	残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量（30m ³ /h）を監視可能。	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器牽レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブレクション・プールの通常水位（EL5610）。

※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※7：局部出力領域計装の検出器は24個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (4/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
④ 原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	サブレーション・プール水位 (SA) ※1				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	
	低圧原子炉代替注水槽水位※1				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ	
	原子炉水位 (広帯域) ※1					
	原子炉水位 (燃料域) ※1				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	
	原子炉水位 (SA) ※1					

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5/18）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
⑤ 原子炉格納容器への注水量	代替注水量（常設）			「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ		
	格納容器代替スプレイ流量	2	0～150m ³ /h	—※8	大量送水車を用いた格納容器代替スプレイ系（可搬型）における最大注水量（120m ³ /h）を監視可能。	1
	ペDESTアル代替注水量	2	0～150m ³ /h	—※8	大量送水車を用いたペDESTアル代替注水系（可搬型）における最大注水量（120m ³ /h）を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量（12m ³ /h）を監視可能。	1
	ペDESTアル代替注水量（狭帯域用）	2	0～50m ³ /h	—※8		
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	0～150m ³ /h	—※8	残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量（120m ³ /h）を監視可能。	1
	低圧原子炉代替注水槽水位※1				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ	
	ドライウエル圧力（SA）※1					
	サブレーション・チェンバ圧力（SA）※1					
	ドライウエル水位※1					
	サブレーション・プール水位（SA）※1 ペDESTアル水位※1					
残留熱代替除去系原子炉注水量※1 残留熱代替除去ポンプ出口圧力※1						
					「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ	
					「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ	
					「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	
					「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ	
					「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位（EL5610）。

※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (6/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) ※2	7	0～300℃	最大値：145℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	1
	ペデスタル温度 (SA) ※2	2	0～300℃	最大値：145℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	1
	ペデスタル水温度 (SA)	2	0～300℃	—※8	原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。	1
	サブレーション・チェンバ温度 (SA) ※2	2	0～200℃	最大値：88℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	1
	サブレーション・プール水温度 (SA) ※2	2	0～200℃	最大値：88℃	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd：853kPa [gage]) におけるサブレーション・プールの飽和温度 (約178℃) を監視可能。	
	ドライウエル圧力 (SA) ※1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ				
サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ※1						

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7/18）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) ※2	2	0～1,000kPa [abs]	最大値： 324kPa [gage]	原子炉格納容器の限界圧力（2Pd：853kPa [gage]）を監視可能。	1
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ※2	2	0～1,000kPa [abs]	最大値： 206kPa [gage]		
	ドライウエル温度 (SA) ※1					
	ベダスタル温度 (SA) ※1 サブプレッション・チェンバ温度 (SA) ※1					
「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ						

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (8/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑧ 原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位	3	-3.0m ^{※5} , -1.0m ^{※5} , +1.0m ^{※5}	- ^{※8}	重大事故等時において、溶融炉心の冷却に必要な原子炉格納容器下部への事前注水量を監視可能。 残留熱代替除去系による代替循環冷却実施時におけるペデスタル代替注水系 (可搬型) による注水の停止の判断基準 (格納容器底面+1.0m) を監視可能。	1
	サブレーション・プール水位 (S.A) ^{※2}	1	-0.80~5.50m ^{※4}	-0.5~0m ^{※4}	ウェットウェルベント操作可否判断を把握できる範囲を監視可能。 (サブレーション・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動 (低下) 水位: -0.5m についても監視可能。)	1
	ペデスタル水位	4	+0.1m ^{※6} , +1.2m ^{※6} , +2.4m ^{※6} , +2.4m ^{※6}	- ^{※8}	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水深 (+2.4m) があることを監視可能。	1
	代替注水流量 (常設) ^{※1}					
	低圧原子炉代替注水流量 ^{※1}					
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ^{※1}					
	格納容器代替スプレイ流量 ^{※1}					
	ペデスタル代替注水流量 ^{※1}					
	ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ^{※1}					
	低圧原子炉代替注水水位 ^{※1}					
「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ						

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4: 基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約105v/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 換出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (9/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑨ 原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器水素濃度 (B系) ※2	1	0～5 vol%/ 0～100 vol%	0～2.0 vol%	重大事故等に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0～90.4 vol%) を監視可能。	—
	格納容器水素濃度 (SA) ※2	1	0～100 vol%	0～2.0 vol%	重大事故等に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0～90.4 vol%) を監視可能。	—
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエール)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	約10Sv/h未満※9	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値及び推定値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	約10Sv/h未満※9	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値及び推定値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	—

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等に使用するため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (10/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装 ^{※2}	4	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の 約21倍	原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお、中性子源領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、中間領域計装、平均出力領域計装によって監視可能。	—
	中間領域計装 ^{※2}	8	0～40% 又は0～125% ($1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{10} \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)		原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお、中間領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。	—
	平均出力領域計装 ^{※2}	6 ^{※7}	0～125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フイードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものではないことから、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	—

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位（EL5610）。

※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (11/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
残留熱代替除去系 ⑫最終ヒートシンクの確保	サブレーション・プール水温度 (SA) ※2			「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ		
	残留熱除去系熱交換器出口温度			「⑩最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ		
	残留熱代替除去系原子炉注水流量※2			「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ		
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量※2			「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ		
	サブレーション・プール水位 (SA) ※1			「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ		
	原子炉水位 (広帯域) ※1					
	原子炉水位 (燃料域) ※1					
	原子炉水位 (SA) ※1				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力※1				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ	
	サブレーション・チェンバ温度 (SA) ※1				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ	
	ドライウエル温度 (SA) ※1					
	原子炉圧力容器温度 (SA) ※1				「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：換出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (12/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数	
格納容器 フィルターベント系 ⑩最終ヒートシンクの確保	スクラ容器水位	8	□	—※8	系統待機時におけるスクラ容器水位の範囲 (1,700mm~1,900mm) 及びフィルター装置機能維持のための系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 (□) を監視可能。	1	
	スクラ容器圧力	4	0 ~ 1 MPa [gauge]	—※8	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルターベント系の最高使用圧力 (0.853MPa [gauge]) が監視可能。	1	
	スクラ容器温度	4	0 ~ 300℃	—※8	格納容器フィルターベント系の最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。	1	
	第1ベントフィルター出口放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ)		2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	—※8	格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合) に、想定される第1ベントフィルター出口の最大放射線量率 (約 1.6×10^1 Sv/h) を監視可能。	—
			1	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	—※8	格納容器ベント実施時 (炉心損傷していない場合) に、想定される第1ベントフィルター出口の最大放射線量率 (約 6.5×10^{-2} mSv/h) を監視可能。	—
	第1ベントフィルター出口水素濃度	1	0 ~ 20vol% / 0 ~ 100vol%	—※8	格納容器ベント停止後の窒素によるパーージを実施し、第1ベントフィルター出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界 (4 vol%) 未満であることを監視可能。	—	
	ドライウエル圧力 (SA) ※1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ		
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ※1						
	格納容器水素濃度 (B系) ※1				「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ		
	格納容器水素濃度 (SA) ※1						

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm) ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100) ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518) ※11：検出点は7箇所。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (13/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑫ 最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※2	2	0 ~ 200℃	最大値：90℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器入口温度の最高使用温度 (116℃) を監視可能。	1
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0 ~ 200℃	最大値：90℃	残留熱代替除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度 (185℃) を監視可能。	1
	残留熱除去ポンプ出口流量				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ	
	原子炉圧力容器温度 (SA) ※1				「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ	
	サブプレッション・プール水温度 (SA) ※1				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ	
	残留熱除去系熱交換器冷却水流量※1	2	0 ~ 1, 500m ³ /h	0 ~ 1, 218m ³ /h	残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量 (1, 218m ³ /h) を監視可能。 移動式代替熱交換器設備の最大流量 (600m ³ /h) を監視可能	1
	残留熱除去ポンプ出口圧力※1				「⑨格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1, 328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：高部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約105v/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (14/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑬ 格納容器ハイパスの監視	原子炉炉圧力容器内の状態				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ 「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ 「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ 「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ 「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ	
	原子炉水位 (広帯域) ※2					
	原子炉水位 (燃料域) ※2					
	原子炉水位 (SA) ※2					
	原子炉圧力 ※2					
	原子炉圧力 (SA) ※2					
原子炉圧力容器温度 (SA) ※1						
原子炉格納容器内の状態	ドライウエル温度 (SA) ※2					
	ドライウエル圧力 (SA) ※2					
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ※1					
原子炉建物内の状態	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	0 ~ 4 MPa [gage]	最大値： 1. 0MPa [gage]	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系の最高使用圧力 (1. 0MPa [gage]) を監視可能。	1
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	0 ~ 5 MPa [gage]	最大値： 2. 0MPa [gage]	低圧炉心スプレイ系の運転時における，低圧炉心スプレイ系統の最高使用圧力 (2. 0MPa [gage]) を監視可能。	
	原子炉圧力 ※1					
	原子炉圧力 (SA) ※1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (15/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑭ 水源 の 確 保 (1/2)	低圧原子炉代替注水槽水位	1	0 ~ 1, 500m ³ (0 ~ 12, 542mm)	— ※ 8	低圧原子炉代替注水槽の底部から上端 (0 ~ 1, 495m ³) を監視可能である。	1
	サブレーション・プール水位 (SA) ※2				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	
	高圧原子炉代替注水流量※1					
	代替注水流量 (常設) ※1					
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量※1					
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量※1					
	残留熱除去ポンプ出口流量※1					
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量※1					
	残留熱代替除去系原子炉注水流量※1					
						「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1, 328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：換出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (16/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
④ 水源 の 確保 (2/2)	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力※1	1	0～10MPa [gage]	最大値： 9.02MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系の運転時における，原子炉隔離時冷却系の最高使用圧力 (9.02MPa [gage]) を監視可能。	1
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力※1	1	0～12MPa [gage]	最大値： 8.93MPa [gage]	高圧炉心スプレイ系の運転時における，高圧炉心スプレイ系の最高使用圧力 (8.93MPa [gage]) を監視可能。	
	残留熱除去ポンプ出口圧力※1	「⑩格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ				
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力※1					
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力※1	2	0～4MPa [gage]	—※8	重大事故等時における，低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用圧力 (3.92MPa [gage]) を監視可能。	1
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力※1	2	0～3MPa [gage]	—※8	重大事故等時における，残留熱代替除去ポンプの最高使用圧力 (2.5MPa [gage]) を監視可能。	
	原子炉水位 (広帯域) ※1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ				
	原子炉水位 (燃料域) ※1					
	原子炉水位 (SA) ※1					

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレクション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (17/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑮ 原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	1 6	0～10vol% 0～20vol%	—※8	重大事故等時において、原子炉建物内の水素濃度の可能性 (水素濃度：4 vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的触媒式水素処理装置にて、原子炉建物内の水素濃度を可燃限界である4 vol%未満に低減する)。	—
	静的触媒式水素処理装置入口温度※1 静的触媒式水素処理装置出口温度※1	2 2	0～100℃ 0～400℃	—※8	重大事故等時において、静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度を監視可能。	1 1
⑯ 原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (B系) ※2	1	0～5 vol%/ 0～25vol%	4.3vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0～4.4vol%) を監視可能。	—
	格納容器酸素濃度 (SA) ※2	1	0～25vol%	4.3vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0～4.4vol%) を監視可能。	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ※1				「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ	
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) ※1					
ドライウエル圧力 (SA) ※1 サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ※1					「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器雰囲気レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用するため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（18/18）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
⑬ 燃料プールの監視	燃料プール水位（SA）※2	1	-4.30～7.30m ^{※10} (EL31218～42818)	6,982mm ^{※10} (EL42500)	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から底部付近までの範囲にわたり水位を監視可能。	—
	燃料プール水位・温度（SA）※2	1 ^{※11}	-1,000～6,710mm ^{※10} (EL34518～42228)	6,982mm ^{※10} (EL42500)	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	1
			0～150℃	最大値： 65℃	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プールの温度を監視可能。	
	燃料プールエア放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）（SA）※2	1	10 ¹ ～10 ⁸ mSv/h	— ^{※8}	重大事故等時により変動する可能性がある放射線量率の範囲（10 ⁻³ ～10 ⁷ mSv/h）にわたり監視可能。	—
		1	10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h			
燃料プール監視カメラ（SA）※2	1	—	— ^{※8}	重大事故等時において燃料プールの状況を監視可能。	—	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブレッシュジョン・プール通常水位（EL5610）。

※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※7：高部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	① 主要パラメータの他チャネル ② 原子炉圧力 ② 原子炉圧力 (SA) ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA) ③ 残留熱除去系熱交換器入口温度	① 原子炉圧力容器温度 (SA) の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ② 原子炉圧力容器温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。また、原子炉スクラム後、原子炉水位が燃料棒有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③ 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（2/17）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉圧力 (S A) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A) ③原子炉圧力容器温度 (S A)	①原子炉圧力の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (S A) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度 (S A) により飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。
	原子炉圧力 (S A)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A) ②原子炉圧力容器温度 (S A)	①原子炉圧力 (S A) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度 (S A) により飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（3/17）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（SA） ③高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量（常設） ③低圧原子炉代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱代替系原子炉注水流量	①原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は、原子炉水位（SA）により推定する。 ③高圧原子炉代替注水流量、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）とサブレーション・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位（SA）	④原子炉圧力 ④原子炉圧力（SA） ④サブレーション・チェンバ圧力（SA） ①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量（常設） ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱代替系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力（SA） ③サブレーション・チェンバ圧力（SA）	①原子炉水位（SA）の監視が不可能となった場合は、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）により推定する。 ②高圧原子炉代替注水流量、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）とサブレーション・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉压力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	①サブレーション・プール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①高圧原子炉代替注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧原子炉代替注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブレーション・プール水位 (S A) を優先する。
	代替注水流量 (常設)	①低圧原子炉代替注水槽水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①代替注水流量 (常設)の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい低圧原子炉代替注水槽水位を優先する。
	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (S A)	①低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化により注水量を推定する。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	①サブレーション・プール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブレーション・プール水位 (S A) を優先する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サブレーション・プール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①高圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブレーション・プール水位 (S A) を優先する。
	残留熱除去ポンプ出口流量	①サブレーション・プール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブレーション・プール水位 (S A) を優先する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サブレーション・プール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①低圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブレーション・プール水位 (S A) を優先する。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サブレーション・プール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブレーション・プール水位 (S A) を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	①低圧原子炉代替注水槽水位	①代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		②ドライウエル圧力 (SA)	
		②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	②注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) より代替注水流量 (常設) を推定する。
	格納容器代替スプレイ流量	②ドライウエル水位	②注水先のドライウエル水位, サプレッション・プール水位 (SA) 及びベデスタル水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。
		②サブプレッション・プール水位 (SA)	②注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) より代替注水流量 (常設) を推定する。
ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	②ベデスタル水位	②ドライウエル水位	②注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) より代替注水流量 (常設) を推定する。
	②サブプレッション・プール水位 (SA)	②ドライウエル水位	②注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) より代替注水流量 (常設) を推定する。
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①ドライウエル圧力 (SA)	①格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) より格納容器代替スプレイ流量を推定する。
		①サブプレッション・プール水位 (SA)	
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①ペデスタル代替注水流量	①ペデスタル代替注水流量, ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、注水先のペデスタル水位及びドライウエル水位の変化により注水量を推定する。
		①ドライウエル水位	
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。
		①残留熱代替除去ポンプ出口圧力	

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	①ドライウエル温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ペデスタル温度 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。 ④サブレーション・チェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にドライウエル温度 (SA) を推定する。
		③ドライウエル圧力 (SA)	
		④サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	
		①ドライウエル圧力 (SA)	
	ペデスタル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	①ペデスタル温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ペデスタル温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ドライウエル温度 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりペデスタル温度 (SA) を推定する。 ④サブレーション・チェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にペデスタル温度 (SA) を推定する。
		②ドライウエル温度 (SA)	
		③ドライウエル圧力 (SA)	
		④サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	
	ペデスタル水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	①ペデスタル水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		①サブレーション・チェンバ温度 (SA)	
		②サブレーション・チェンバ温度 (SA)	
		③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	
サブレーション・チェンバ温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	①サブレーション・チェンバ温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブレーション・チェンバ温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブレーション・プール水温度 (SA) によりサブレーション・チェンバ温度 (SA) を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブレーション・チェンバ圧力 (SA) によりサブレーション・チェンバ温度 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
	②サブレーション・チェンバ温度 (SA)		
	③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)		
	①サブレーション・プール水温度 (SA)		
サブレーション・プール水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	①サブレーション・プール水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブレーション・プール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブレーション・チェンバ温度 (SA) によりサブレーション・プール水温度 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
	②サブレーション・チェンバ温度 (SA)		

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（7/17）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	①ドライウエル圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブレーション・チェンバ圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA)、ペデスタル温度 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③ドライウエル温度 (SA) ③ペデスタル温度 (SA)	
		①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA)	
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	③サブレーション・チェンバ温度 (SA)	①サブレーション・チェンバ圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブレーション・チェンバ圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブレーション・チェンバ温度 (SA) によりサブレーション・チェンバ圧力 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（8/17）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
	ドライウエル水位	①サブプレッション・プール水位（SA） ②代替注水流量（常設） ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ②ペデスタル代替注水流量（狭帯域用） ③低圧原子炉代替注水槽水位	①原子炉格納容器下部注水の停止判断に用いるドライウエル水位計の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水位（SA）により推定する。 ②ドライウエル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）のうち機器動作状態により、ドライウエル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ドライウエル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位（SA）	①代替注水流量（常設） ①低圧原子炉代替注水流量 ①低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ①格納容器代替スプレイ流量 ①ペデスタル代替注水流量 ①ペデスタル代替注水流量（狭帯域用） ②低圧原子炉代替注水槽水位 ③ [サブプレッション・プール水位] ※2	①サブプレッション・プール水位（SA）の監視が不可能となった場合は、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）のうち機器動作状態にある流量により、サブプレッション・プール水位（SA）を推定する。 ②水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、サブプレッション・プール水位（SA）を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・プール水位（常用計器）により、水位を推定する。推定は、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）を優先する。
	ペデスタル水位	①主要パラメータの他チャンネル ②代替注水流量（常設） ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水槽水位	①ペデスタル水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ペデスタル水位の監視が不可能になった場合は、代替注水流量（常設）、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量により、ペデスタル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ペデスタル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器水素濃度 (B系)	①格納容器水素濃度 (SA) ② [格納容器水素濃度 (A系)] ※2	①格納容器水素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (SA) により推定する。 ②監視可能であれば格納容器水素濃度 (A系) (常用計器) により、水素濃度を推定する。推定は、格納容器水素濃度 (SA) を優先する。
	格納容器水素濃度 (SA)	①格納容器水素濃度 (B系) ② [格納容器水素濃度 (A系)] ※2	①格納容器水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (B系) により推定する。 ②監視可能であれば格納容器水素濃度 (A系) (常用計器) により、水素濃度を推定する。推定は、格納容器水素濃度 (B系) を優先する。
原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] ※2	①格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバ)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] ※2	①格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	中性子源領域計装	①主要パラメータの他チャンネル	①中性子源領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②中性子源領域計装の監視が不可能になった場合は、中間領域計装、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②中間領域計装	
		③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	
	中間領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	①中間領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②中間領域計装の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	①平均出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装、中間領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
	[制御棒手動操作・監視系] ※2	①中性子源領域計装 ②中間領域計装 ③平均出力領域計装	①制御棒手動操作・監視系(有効監視パラメータ)の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装により推定する。 ②中間領域計装により推定する。 ③平均出力領域計装により推定する。 推定は、低出力領域を監視する中性子源領域計装を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
残留熱代替除去系	サブレーション・プール水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブレーション・チェンバ温度 (SA)	①サブレーション・プール水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブレーション・プール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブレーション・チェンバ温度 (SA) によりサブレーション・プール水温度 (SA) を推定する。
	残留熱代替除去系熱交換器出口温度	①サブレーション・プール水温度 (SA)	①残留熱代替除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価からサブレーション・プール水温度 (SA) により推定する。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サブレーション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ③残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ④原子炉圧力容器温度 (SA)	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーション・プール水位 (SA) の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 ③残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて、残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 ④原子炉圧力容器温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。推定は、水源であるサブレーション・プール水位 (SA) を優先する。
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ②サブレーション・プール水温度 (SA) ②ドライウエル温度 (SA) ②サブレーション・チェンバ温度 (SA)	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。 ②残留熱代替除去系による冷却において、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サブレーション・プール水温度 (SA)、ドライウエル温度 (SA)、サブレーション・チェンバ温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は、残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去ポンプ出口圧力を優先する。
最終ヒートシンクの確保			

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
格納容器フィルタベント系 最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	スクラバ容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライヴェル圧力 (SA) ③サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①スクラバ容器圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②スクラバ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドライヴェル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の傾向監視により格納容器フィルタベント系の健全性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	スクラバ容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①主要パラメータの他チャンネル	①第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度 (B系) ③格納容器水素濃度 (SA)	①第1ベントフィルタ出口水素濃度が故障した場合は、予備の第1ベントフィルタ出口水素濃度により推定する。 ②第1ベントフィルタ出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器水素濃度 (SA) により推定する。 推定は、主要パラメータの予備を優先する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 (SA) ①サブプレッション・プール水温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度 (SA)、サブプレッション・プール水温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能になった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器冷却水流量	推定は、残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
	残留熱除去系熱交換器出口圧力	①残留熱除去系熱交換器冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口圧力の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器冷却水流量が確保されていることを推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：「」は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の I チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA) により推定する。
	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力の I チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度 (SA) より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度 (SA) より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は, 原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。
原子炉格納容器内の状態	ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA)	①ドライウエル温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は, 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	ドライウエル圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ③ドライウエル温度 (SA)	①ドライウエル圧力 (SA) の I チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, サプレッション・チェンバ圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は重要計器 (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
格納容器ハイパスの監視 原子炉建物内の状態	残留熱除去ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] ※2	①残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器ハイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器ハイパスの発生を推定する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] ※2	①低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器ハイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器ハイパスの発生を推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	①代替注水流量 (常設) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②サブレーション・プール水位 (SA) ②低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	①低圧原子炉代替注水槽水位の監視が不可能となった場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とする代替注水流量 (常設) から低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位又はサブレーション・プール水位 (SA) の水位変化により低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力から低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定する。
	サブレーション・プール水位 (SA)	①高圧原子炉代替注水流量 ①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ③ [サブレーション・プール水位] ※2	推定は、低圧原子炉代替注水流量 (常設) を優先する。 ①サブレーション・プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブレーション・プールの水位容量曲線を用いて、原子炉圧力容器へ注水する高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブレーション・プールを水源とする原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱除去ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から原子炉隔離時冷却ポンプ、高圧炉心スプレイ・ポンプ、残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレイ・ポンプ、残留熱代替除去ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プール水位 (SA) が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサブレーション・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。推定は、サブレーション・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (16/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉建物内の 酸素濃度の	原子炉建物酸素濃度	<ul style="list-style-type: none"> ① 主要パラメータの他チャンネル ② 静的触媒式水素処理装置入口温度 ② 静的触媒式水素処理装置出口温度 	<ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉建物酸素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉建物酸素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の温度差により推定する。 <p>推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。</p>
	格納容器酸素濃度 (B系)	<ul style="list-style-type: none"> ① 格納容器酸素濃度 (SA) ② 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ② 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) ② ドライウエル圧力 (SA) ② サプレッション・チェンバ圧力 (SA) ③ [格納容器酸素濃度 (A系)] ※2 	<ul style="list-style-type: none"> ① 格納容器酸素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (SA) により推定する。 ② 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (B系) を推定する。 ② ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ③ 監視可能であれば格納容器酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。 <p>推定は、格納容器酸素濃度 (SA) を優先する。</p>
原子炉格納容器内の 酸素濃度の	格納容器酸素濃度 (SA)	<ul style="list-style-type: none"> ① 格納容器酸素濃度 (B系) ② 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ② 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) ② ドライウエル圧力 (SA) ② サプレッション・チェンバ圧力 (SA) ③ [格納容器酸素濃度 (A系)] ※2 	<ul style="list-style-type: none"> ① 格納容器酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (B系) により推定する。 ② 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (SA) を推定する。 ② ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ③ 監視可能であれば格納容器酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。 <p>推定は、格納容器酸素濃度 (B系) を優先する。</p>

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (17/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位・温度 (SA) により燃料プール水位を推定する。 ②燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) により燃料プール水位を推定する。 ③燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プール水位・温度 (SA) を優先する。
	燃料プール水位・温度 (SA)	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA) により水位・温度を推定する。 ②燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) にて燃料プールの状態を判断した後、燃料プールの水位を推定する。 ③燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プール水位 (SA) を優先する。
	燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA) と放射線率の関係により放射線量を推定する。 ②燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プールの放射線モニタ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 優先する。
	燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ①燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	①燃料プールの監視カメラ (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA)、燃料プール水位・温度 (SA)、燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) により、燃料プールの状態を推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第6.4-4表 重大事故等対処設備を活用する手順の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

分類	補助パラメータ
電源関係	C-メタクラ母線電圧
	D-メタクラ母線電圧
	HPCS-メタクラ母線電圧
	C-ロードセンタ母線電圧
	D-ロードセンタ母線電圧
	緊急用メタクラ電圧
	SAロードセンタ母線電圧
	B1-115V系蓄電池(SA)電圧
	A-115V系直流盤母線電圧
	B-115V系直流盤母線電圧
	230V系直流盤(常用)母線電圧
	SA用115V系充電器盤蓄電池電圧
その他	ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力
	N ₂ ガスポンベ圧力
	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力
	RCW熱交換器出口温度
	RCWサージタンク水位

第6.7-1表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の
主要機器仕様

(1) A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)

個 数 1

(2) A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)

個 数 1

(3) 制御棒

第6.1.2-1表 制御棒の主要仕様に記載する。

(4) 制御棒駆動機構

第6.1.2-2表 制御棒駆動水圧系主要仕様に記載する。

(5) 水圧制御ユニット

第6.1.2-2表 制御棒駆動水圧系主要仕様に記載する。

(6) ほう酸水注入系

第6.1.2-3表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

第6.8-1表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器
仕様

(1) 代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)

個 数 1

(2) 自動減圧起動阻止スイッチ

個 数 2

(3) 代替自動減圧起動阻止スイッチ

個 数 1

(4) 逃がし安全弁用窒素ガスボンベ

個 数 15 (予備 15)

容 量 約 47L/個

充填圧力 約 15MPa [gage]

使用箇所 原子炉建物附属棟 2階

保管場所 原子炉建物附属棟 2階

第6.10-1表 中央制御室主要機器仕様

- (1) 中央制御室 制御盤 一式
- (2) 中央制御室外原子炉停止装置 一式

第6.10-2表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備の主要機器仕様

(1) 居住性を確保するための設備

a. 中央制御室遮蔽

第8.3-2表 遮蔽設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

b. 中央制御室待避室遮蔽

第8.3-2表 遮蔽設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

c. 中央制御室換気系

(a) 非常用チャコール・フィルタ・ユニット

第8.2-2表 換気空調設備（重大事故等時）（常設）の主要機器仕様に記載する。

(b) 再循環用ファン

第8.2-1表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

(c) チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン

第8.2-1表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

d. 無線通信設備（固定型）

第10.11-2表 通信連絡を行うために必要な設備（固定型）の設備主要仕様に記載する。 e. 衛星電話設備（固定型）

第10.11-2表 通信連絡を行うために必要な設備（固定型）の設備主要仕様に記載する。 f. 中央制御室差圧計

第8.2-2表 換気空調設備（重大事故等時）（常設）の主要機器仕様に記載する。

g. 待避室差圧計

第8.2-2表 換気空調設備（重大事故等時）（常設）の主要機器仕様に記載する。

(2) 中央制御室の運転員の被ばくを低減するための設備

a. 非常用ガス処理系

第9.1-4表 非常用ガス処理系主要仕様に記載する。

b. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置

個 数 2

第6.10-3表 中央制御室（重大事故等時）（可搬型）の設備の主要機器仕様

(1) 居住性を確保するための設備

a. 中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）

第8.2-3表 換気空調設備（重大事故等時）（可搬型）の主要機器仕様に記載する。

b. LEDライト（三脚タイプ）

個数 2（予備1）

c. 酸素濃度計

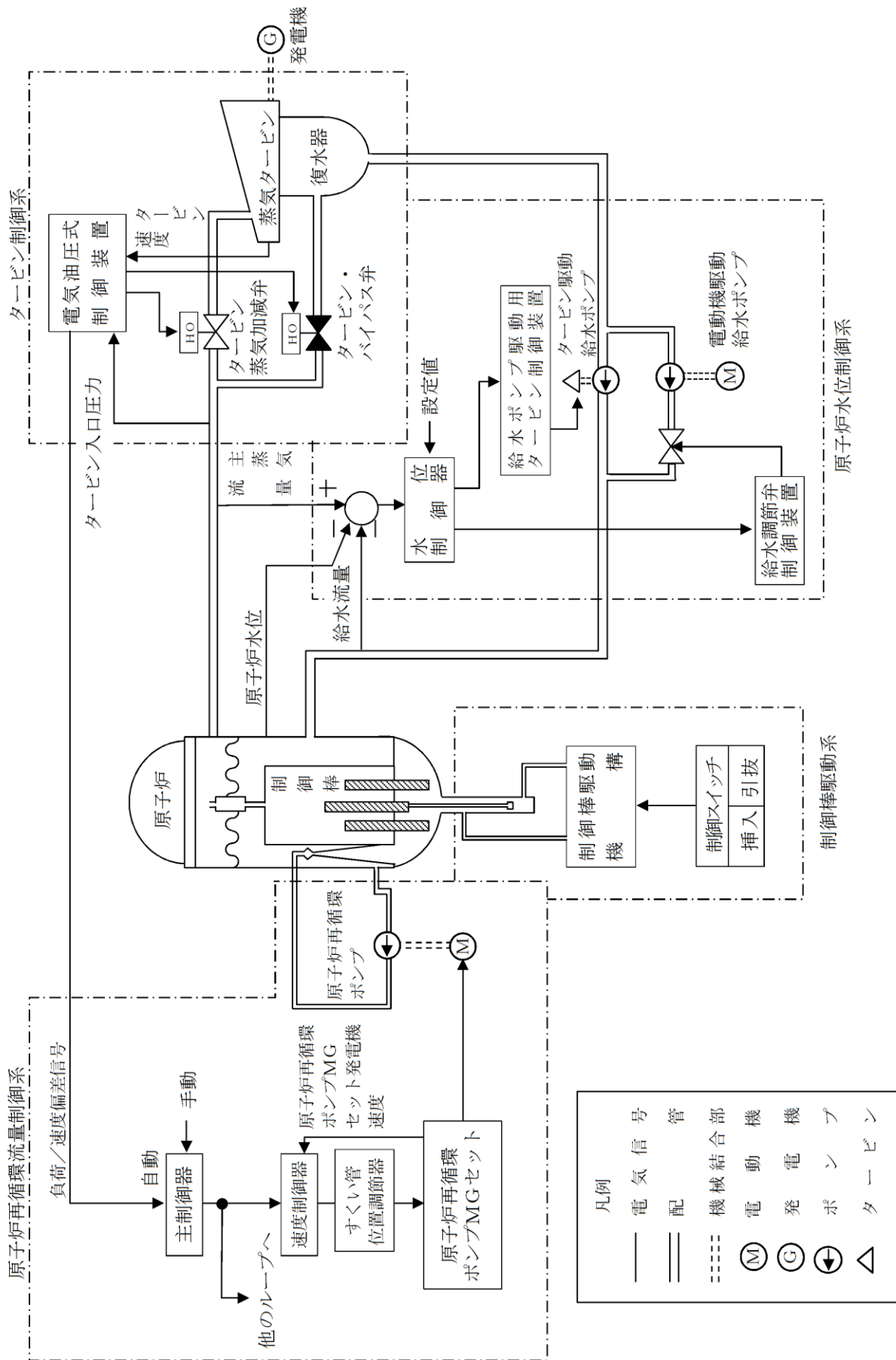
個数 2（予備1）

d. 二酸化炭素濃度計

個数 2（予備1）

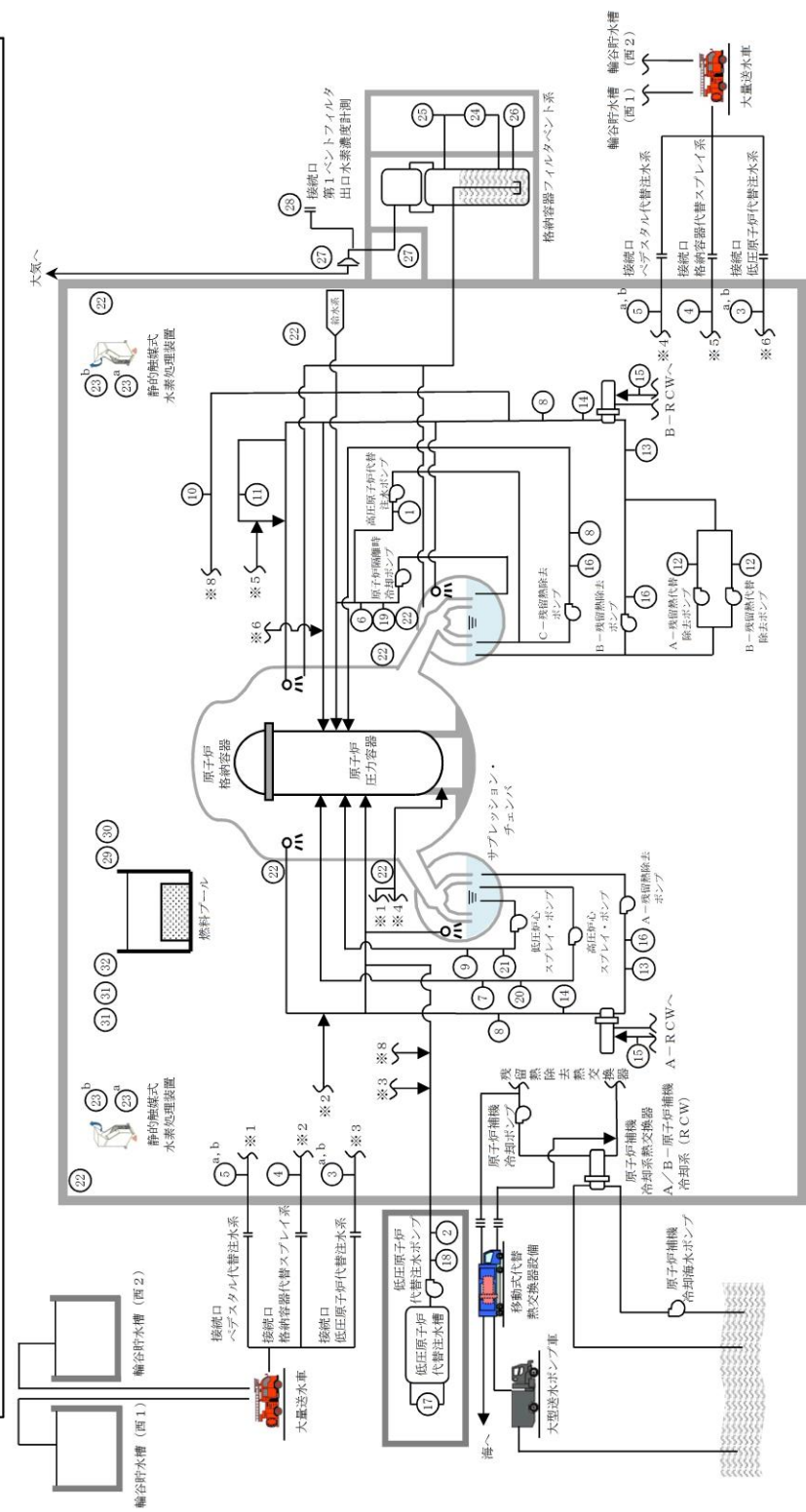
e. プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）

個数 1（予備1）



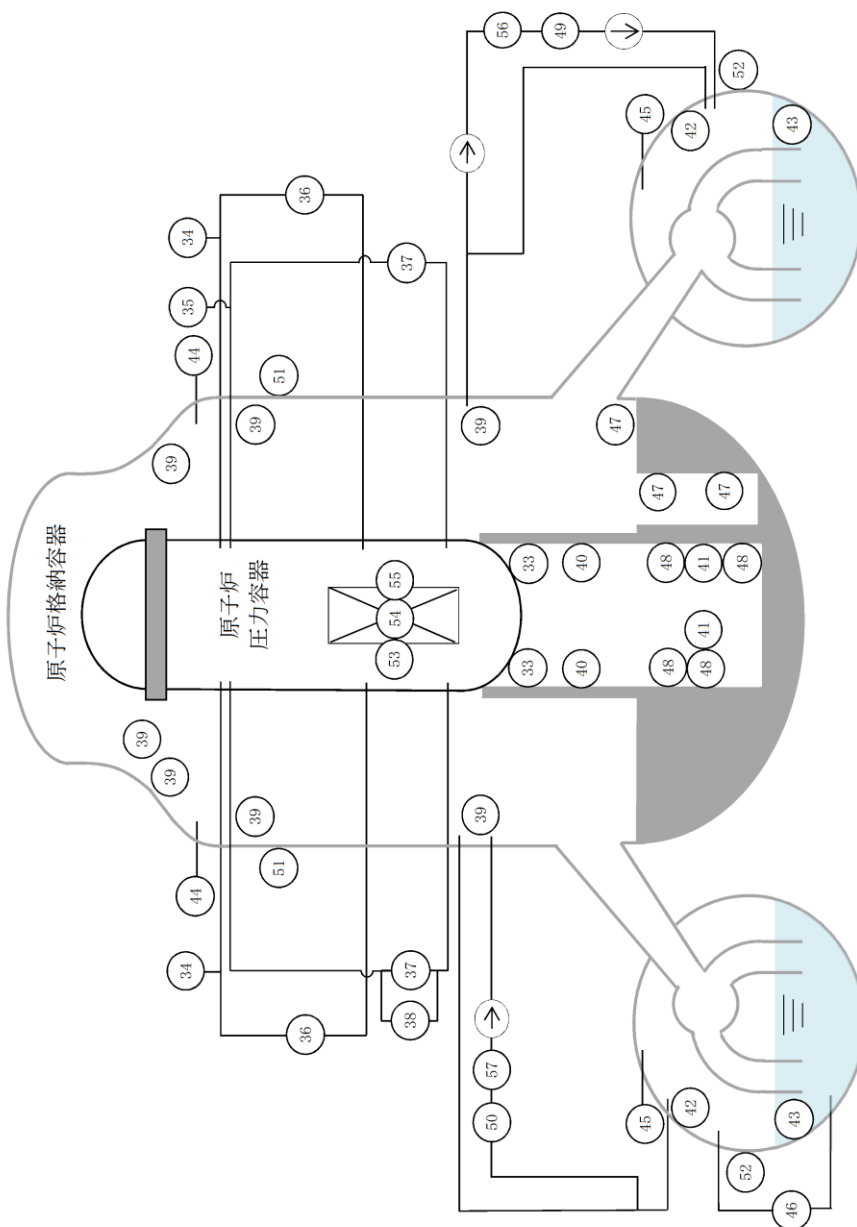
第6.1.1-1図 原子炉制御系系統概要図

- ① 高圧原子炉代替注水流量
- ② 代替注水流量 (常設)
- ③ a 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
- ③ b 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
- ④ 格納容器代替スプレイ流量
- ⑤ a ベンデスタル代替注水流量
- ⑤ b ベンデスタル代替注水流量 (狭帯域用)
- ⑥ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- ⑦ 高圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ⑧ 残留熱除去ポンプ出口流量
- ⑨ 低圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ⑩ 残留熱除去系原子炉注水流量
- ⑪ 残留熱除去系格納容器スプレイ流量
- ⑫ 残留熱除去ポンプ出口圧力
- ⑬ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑭ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑮ 残留熱除去系熱交換器冷却水流量
- ⑯ 残留熱除去ポンプ出口圧力
- ⑰ 低圧原子炉代替注水出口圧力
- ⑱ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ⑲ 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ⑳ 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ㉑ 原子炉建物水素濃度
- ㉒ a 静的触媒式水素処理装置入口温度
- ㉒ b 静的触媒式水素処理装置出口温度
- ㉓ スクラバ容器水位
- ㉔ スクラバ容器圧力
- ㉕ スクラバ容器温度
- ㉖ 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㉗ 第1ベントフィルタ出口水素濃度
- ㉘ 燃料プールの水位 (SA)
- ㉙ 燃料プールの温度 (SA)
- ㉚ 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
- ㉛ 燃料プールの監視カメラ (SA)

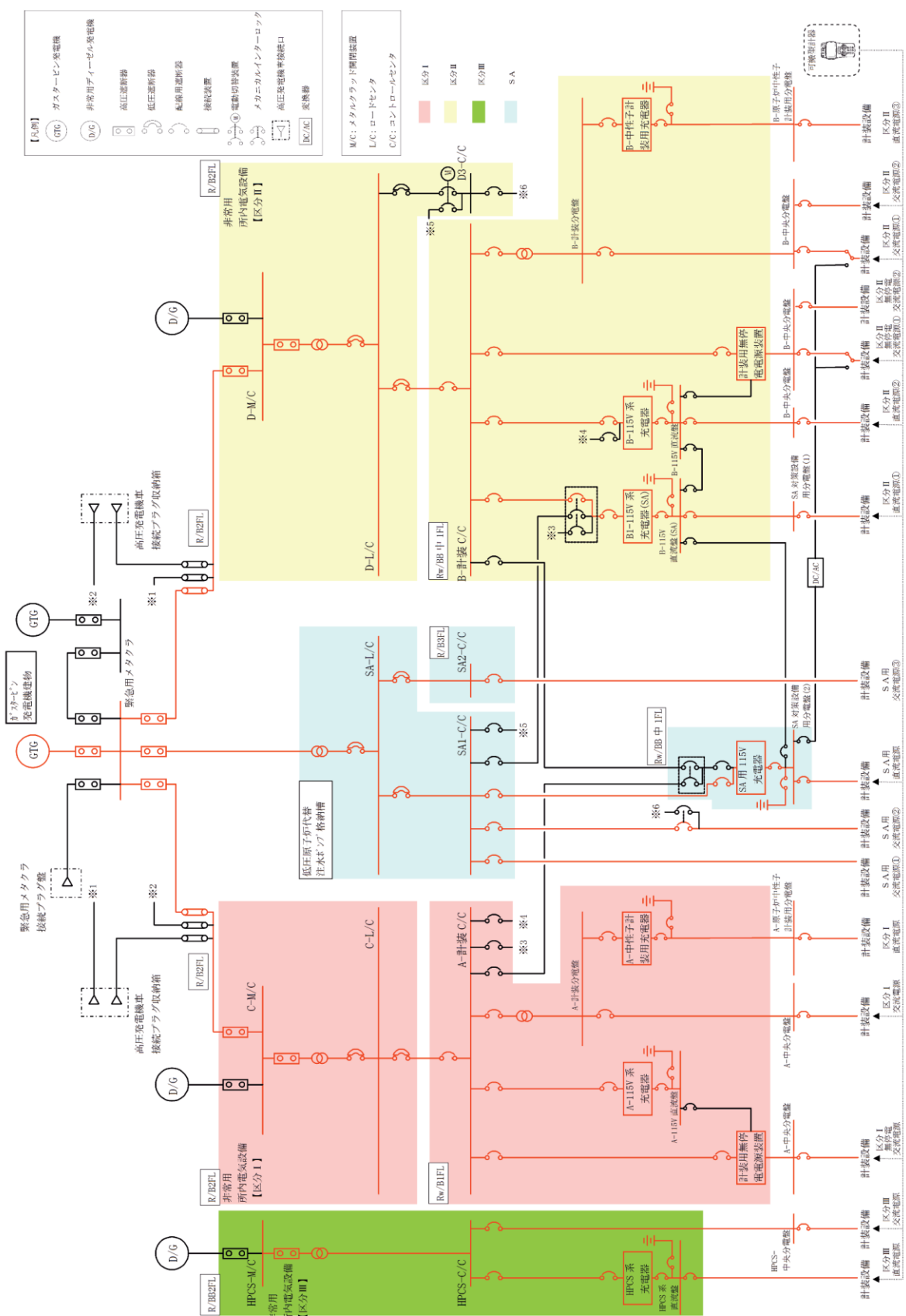


第6.4-1図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (1) (監視機能喪失時に使用する設備)

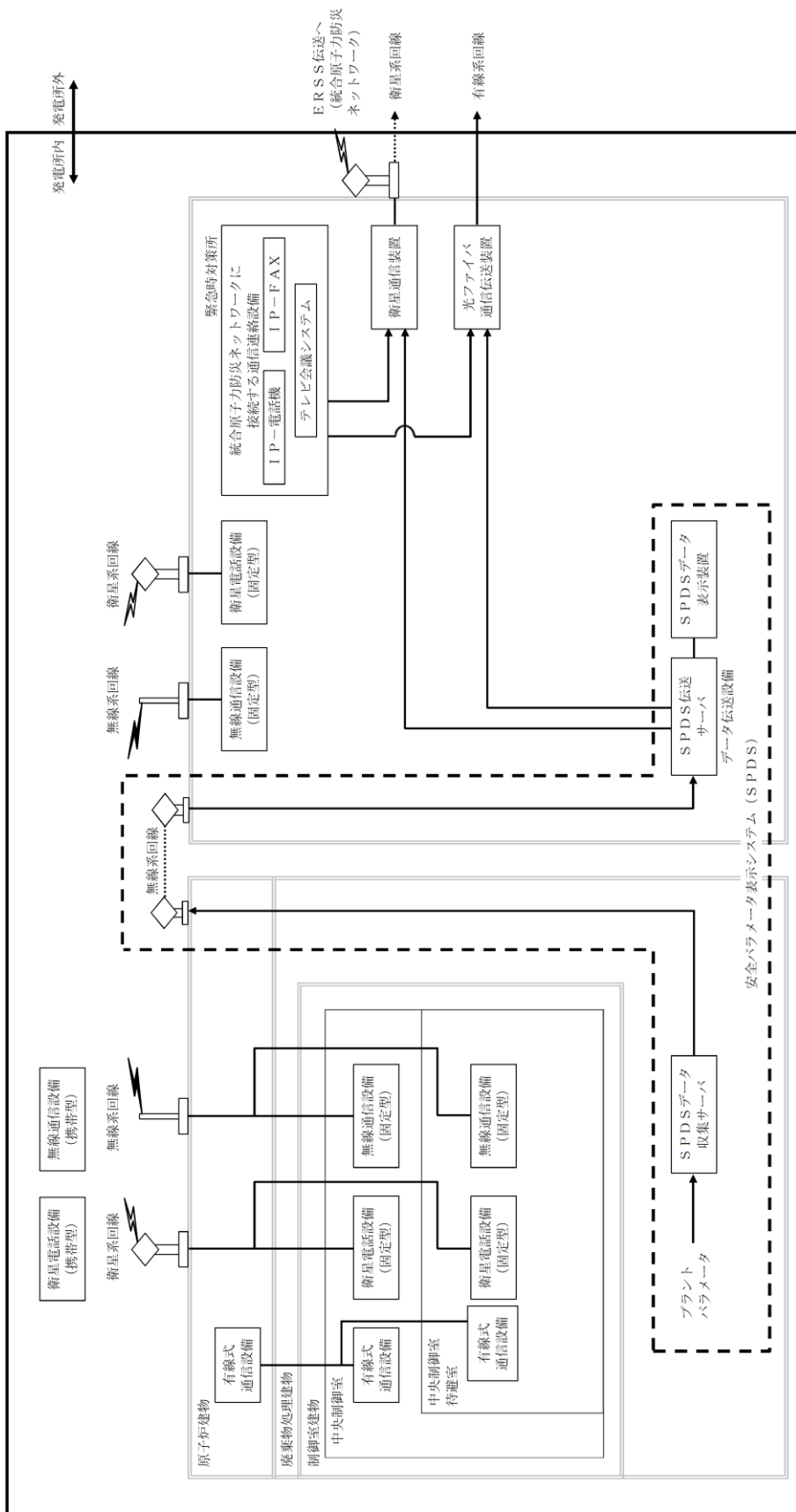
- ③③ 原子炉圧力容器温度 (S A)
- ③④ 原子炉圧力
- ③⑤ 原子炉圧力 (S A)
- ③⑥ 原子炉水位 (広帯域)
- ③⑦ 原子炉水位 (燃料域)
- ③⑧ 原子炉水位 (S A)
- ③⑨ ドライウエル温度 (S A)
- ④⑩ ベデスタタル温度 (S A)
- ④⑪ ベデスタタル水温度 (S A)
- ④⑫ サプレッション・チェンバ温度 (S A)
- ④⑬ サプレッション・プール水温度 (S A)
- ④⑭ ドライウエル圧力 (S A)
- ④⑮ サプレッション・チェンバ圧力 (S A)
- ④⑯ サプレッション・プール水位 (S A)
- ④⑰ ドライウエル水位
- ④⑱ ベデスタタル水位
- ④⑲ 格納容器水素濃度 (B系)
- ④⑺ 格納容器水素濃度 (S A)
- ⑤① 格納容器雰囲気気放射線モニタ (ドライウエル)
- ⑤② 格納容器雰囲気気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
- ⑤③ 平均出力領域計装
- ⑤④ 中間領域計装
- ⑤⑤ 中性子源領域計装
- ⑤⑥ 格納容器酸素濃度 (B系)
- ⑤⑦ 格納容器酸素濃度 (S A)



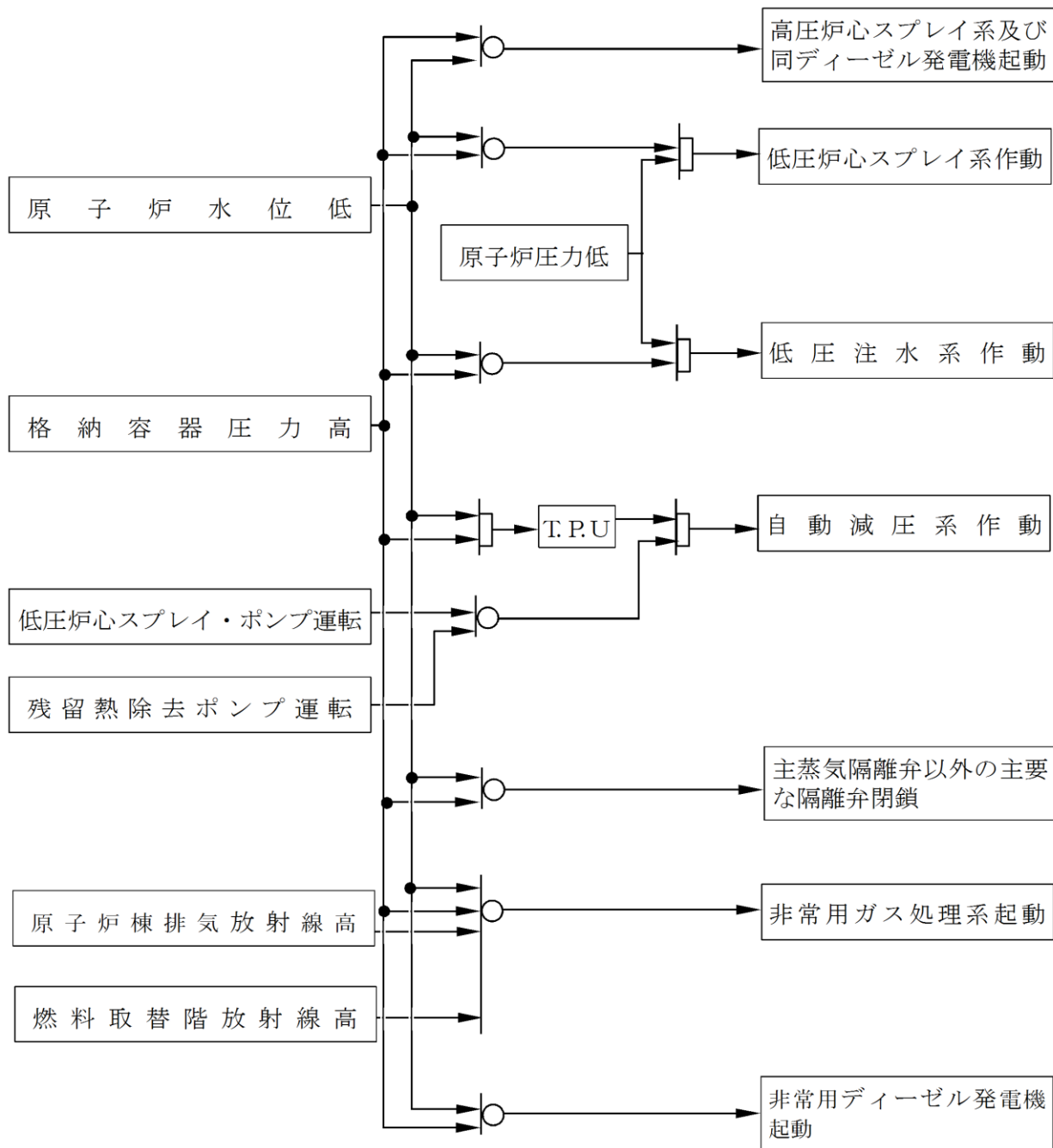
第6.4-2図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (2) (監視機能喪失時に使用する設備)



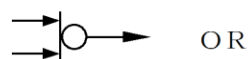
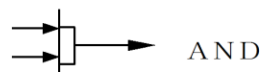
第6.4-3図 計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（3）（計器電源喪失時に使用する設備）



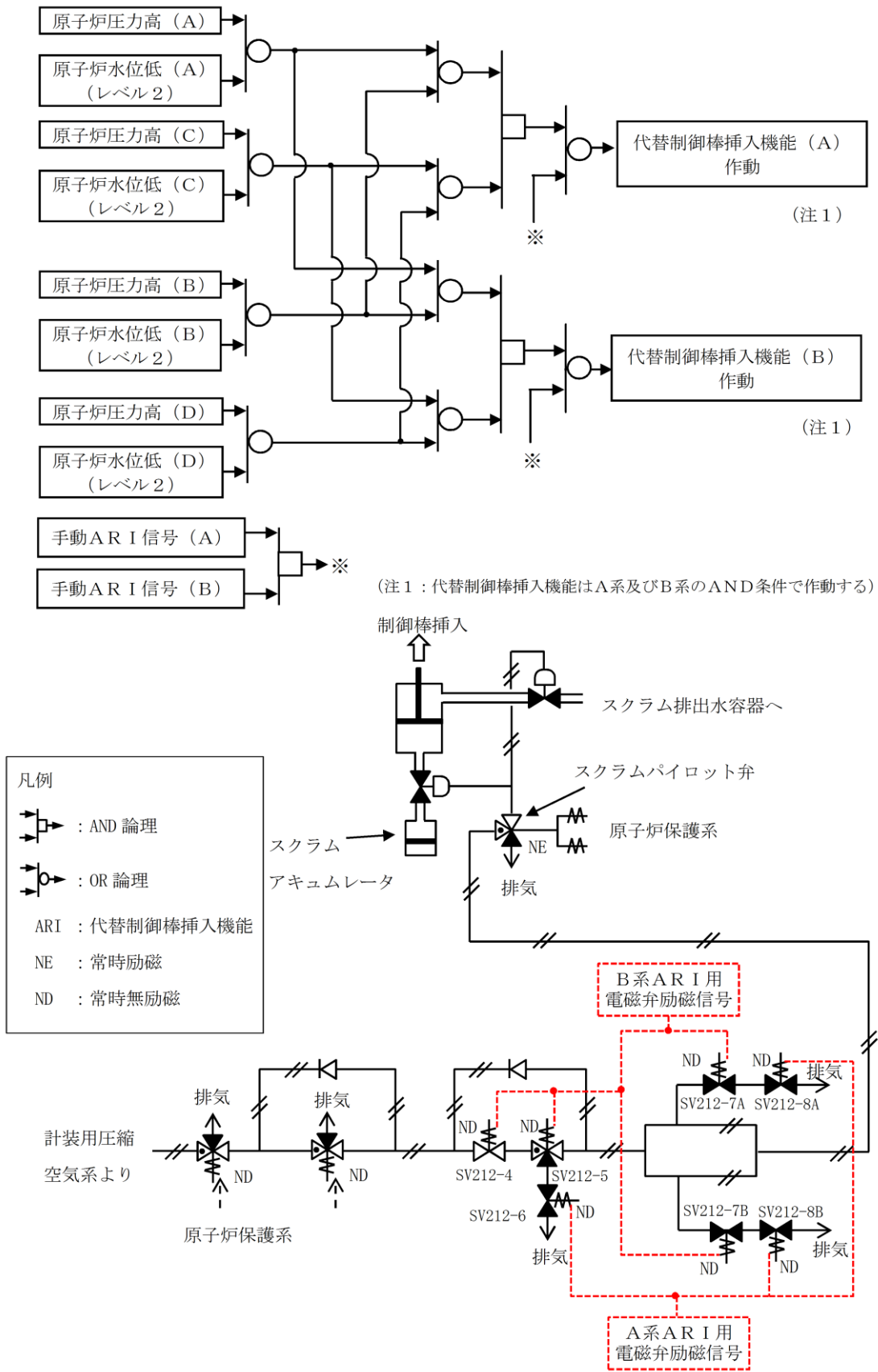
第6.4-4図 計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（4）（パラメータ記録時に使用する設備）



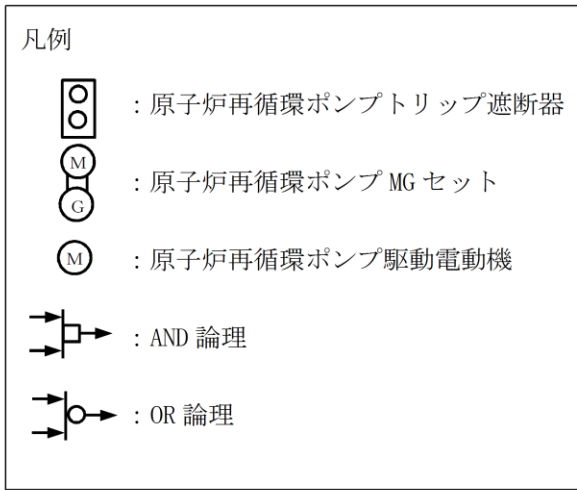
凡 例



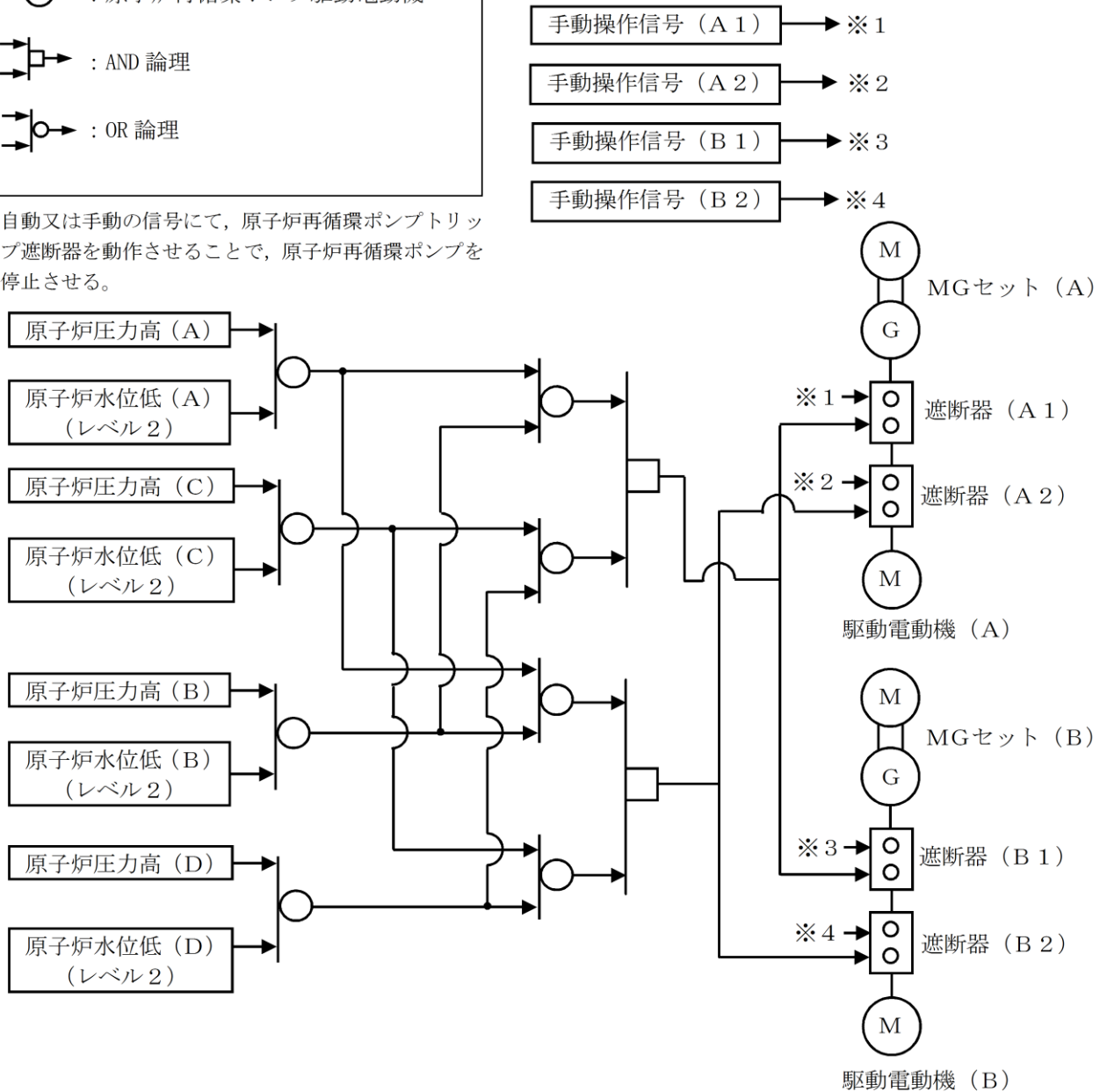
第6.6-6図 工学的安全施設作動回路の機能説明図 (その2)



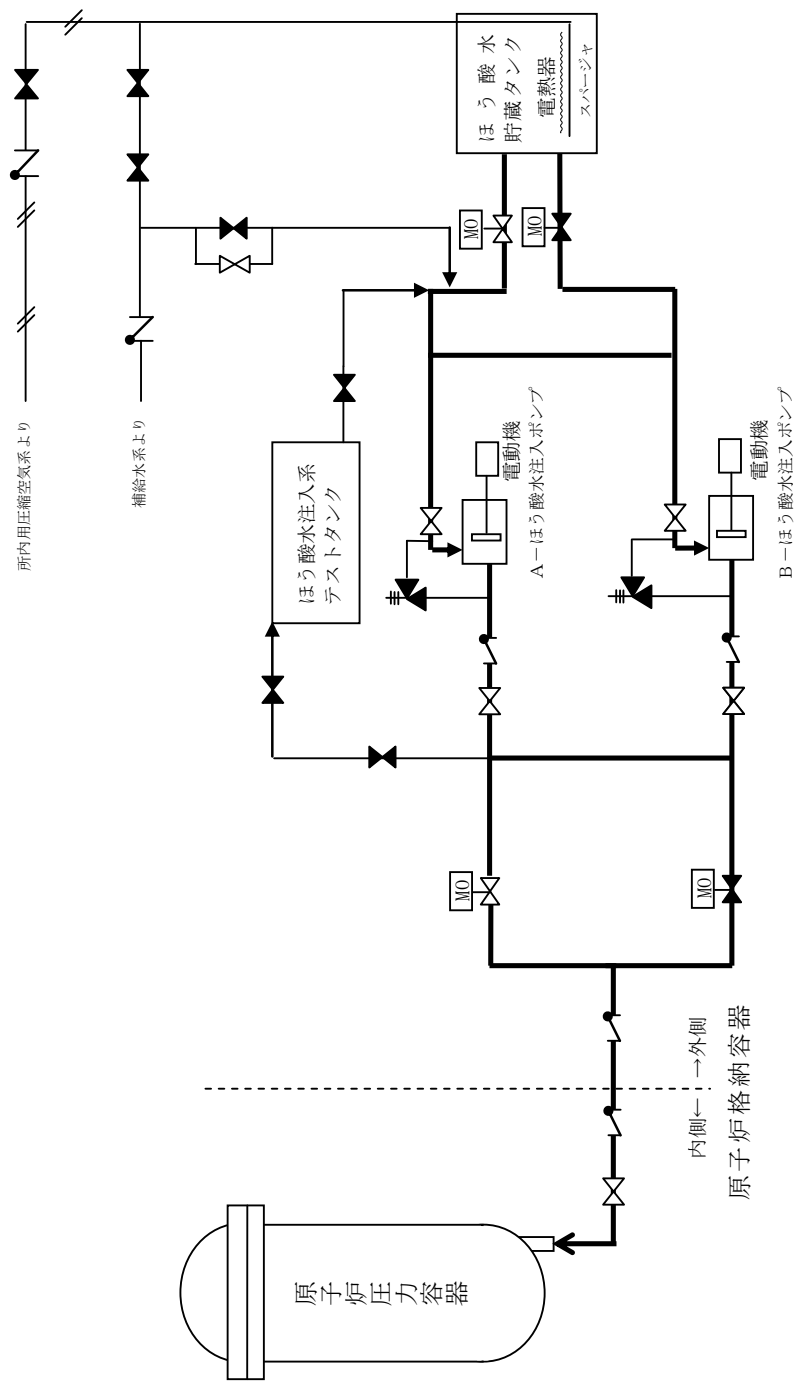
第6.7-1図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備概要図 (ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)による制御棒緊急挿入)



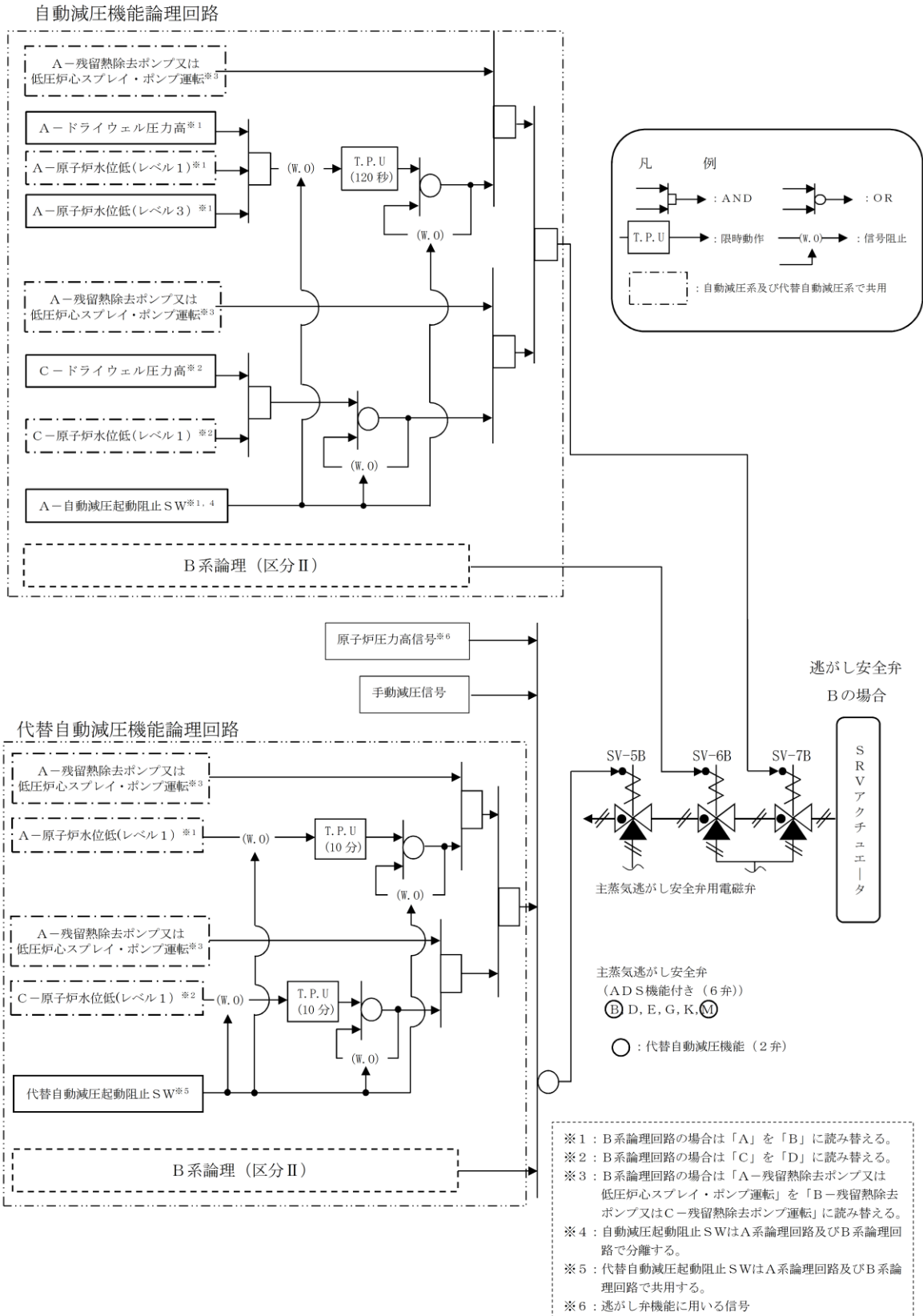
自動又は手動の信号にて、原子炉再循環ポンプトリップ遮断器を動作させることで、原子炉再循環ポンプを停止させる。



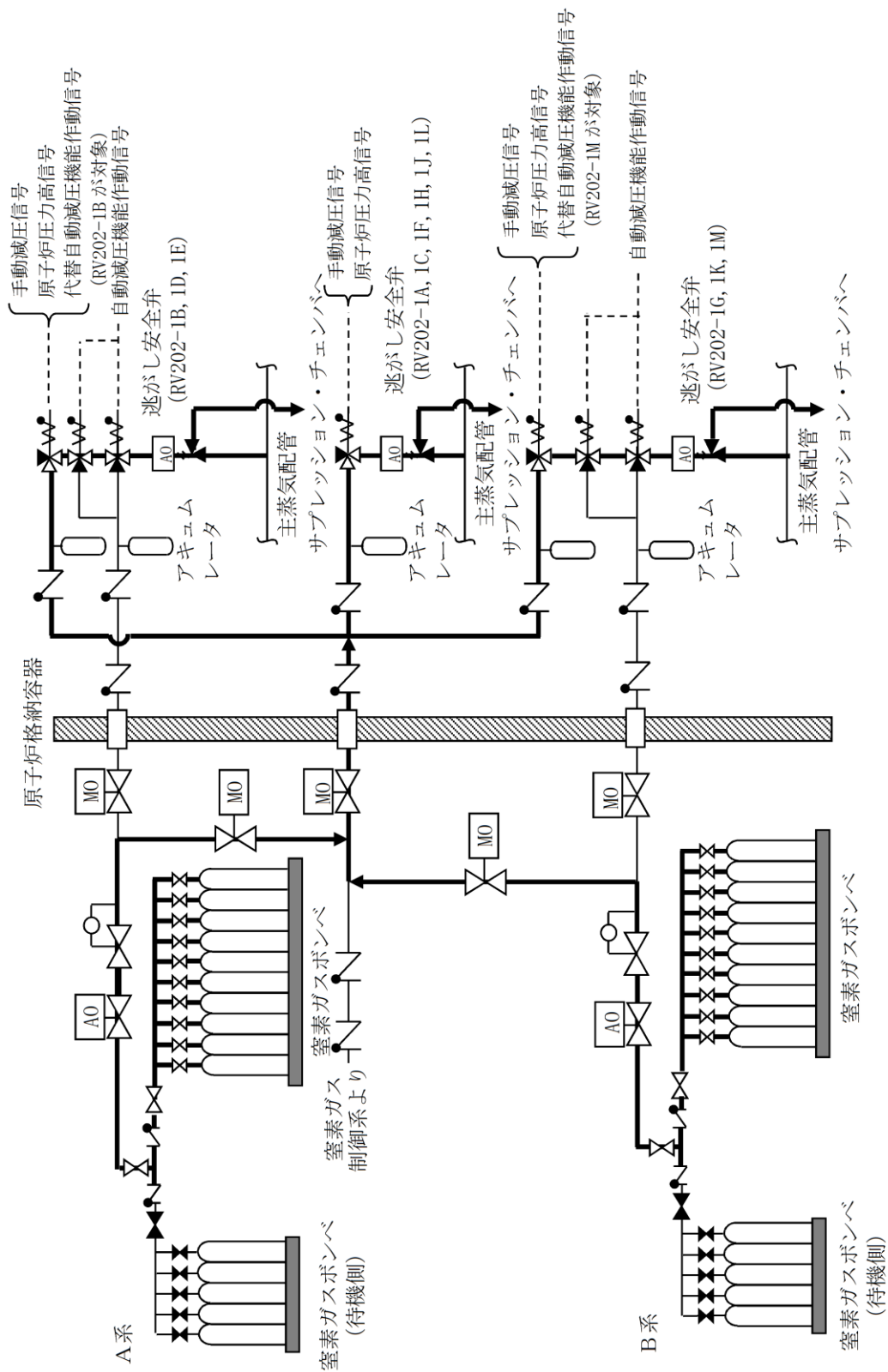
第6.7-2図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備概要図
(原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制)



第6.7-3図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（ほう酸水注入）

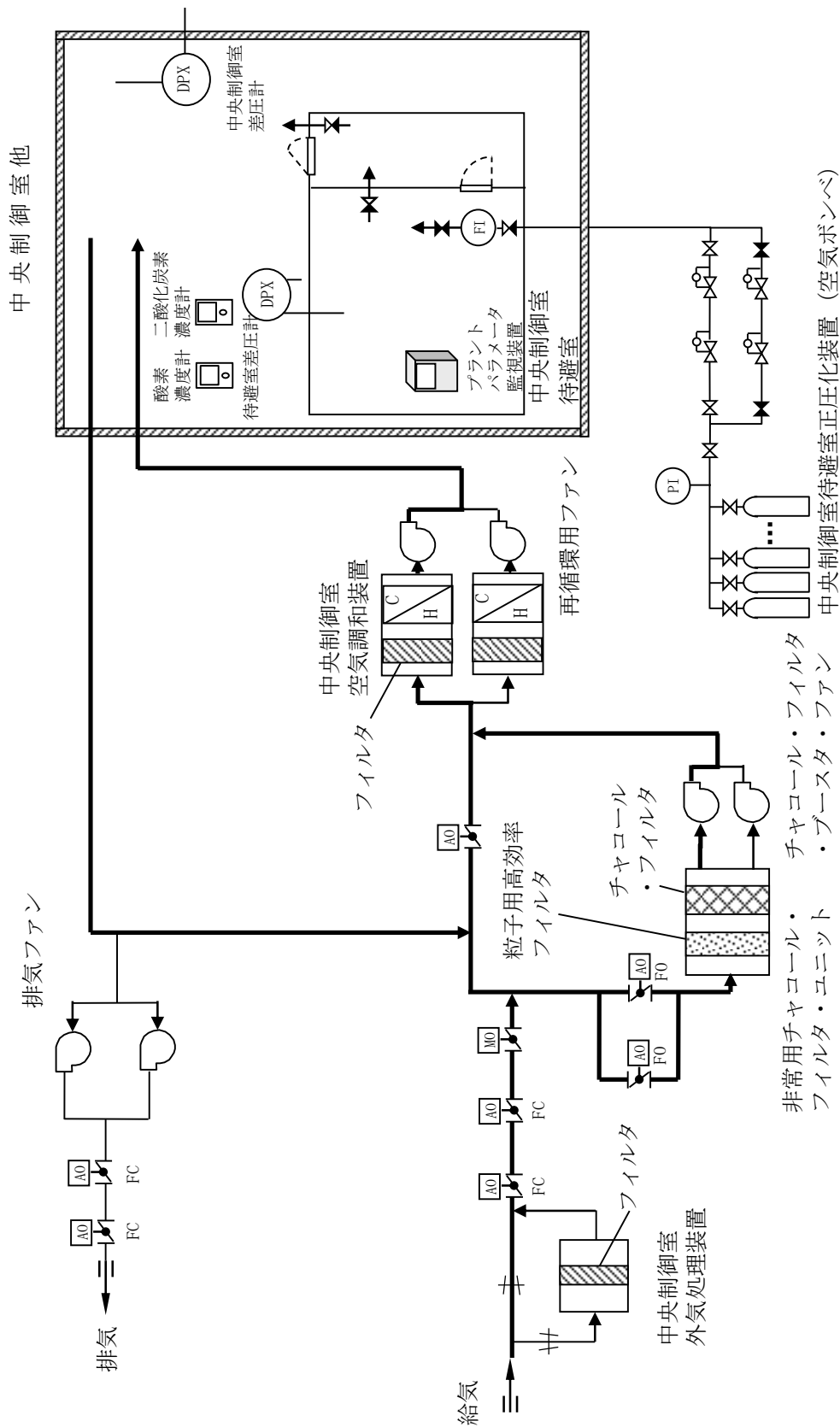


第6.8-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備説明図（原子炉減圧の自動化）

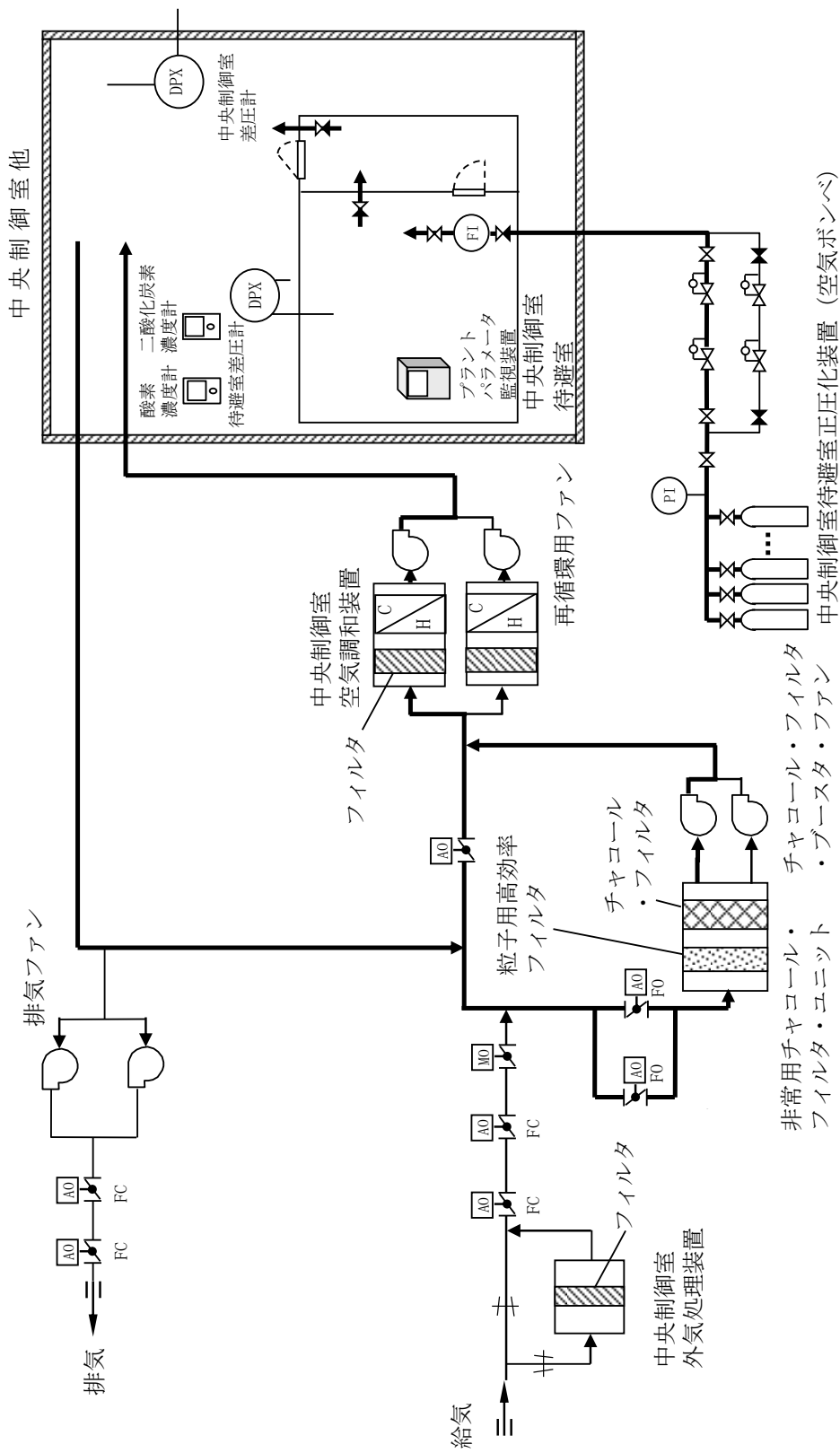


第 6.8-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図

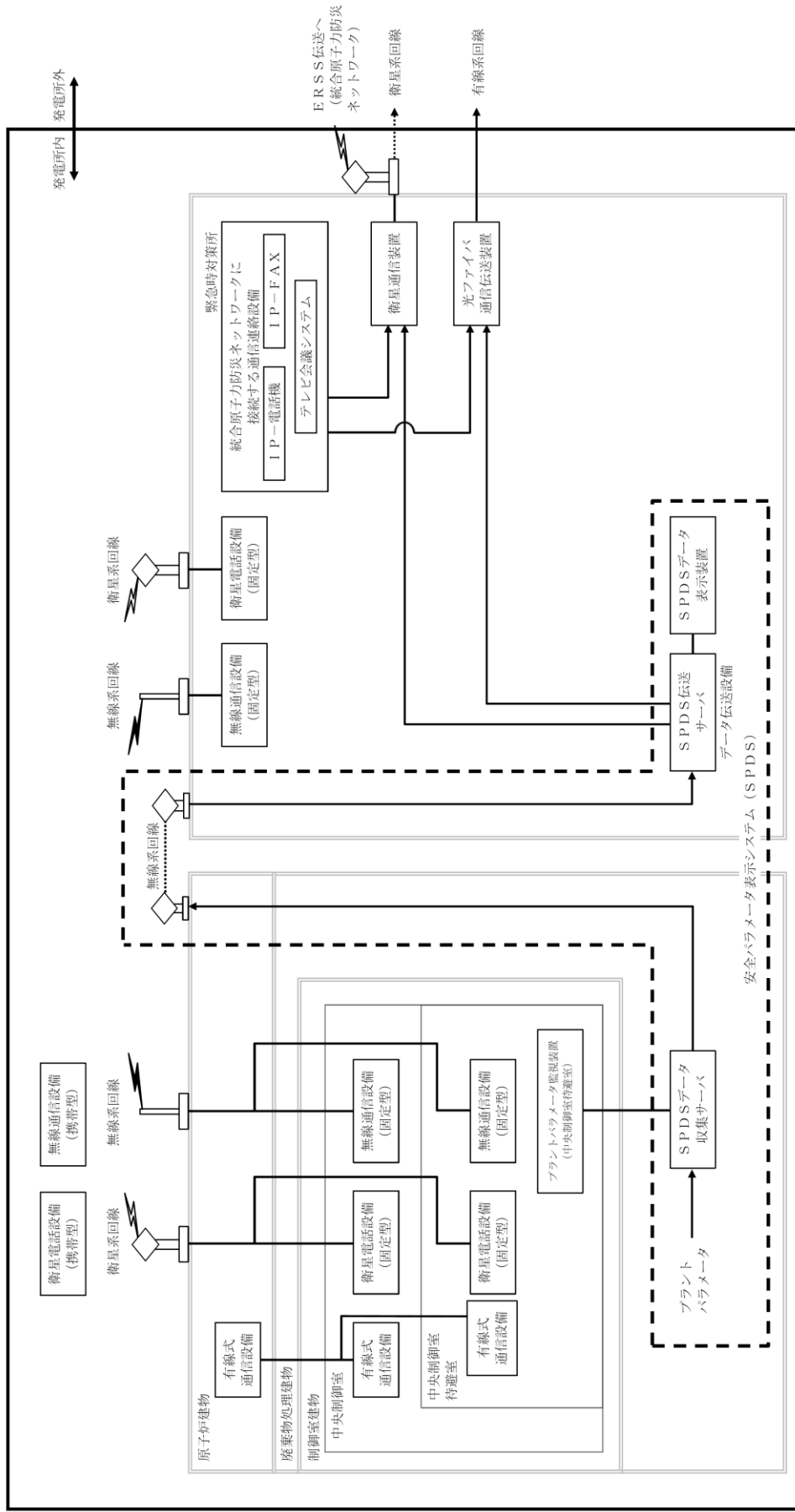
(逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧)



第6.10-1図 中央制御室 (重大事故等時) 系統概要図
(居住性を確保するための設備 (中央制御室換気系))

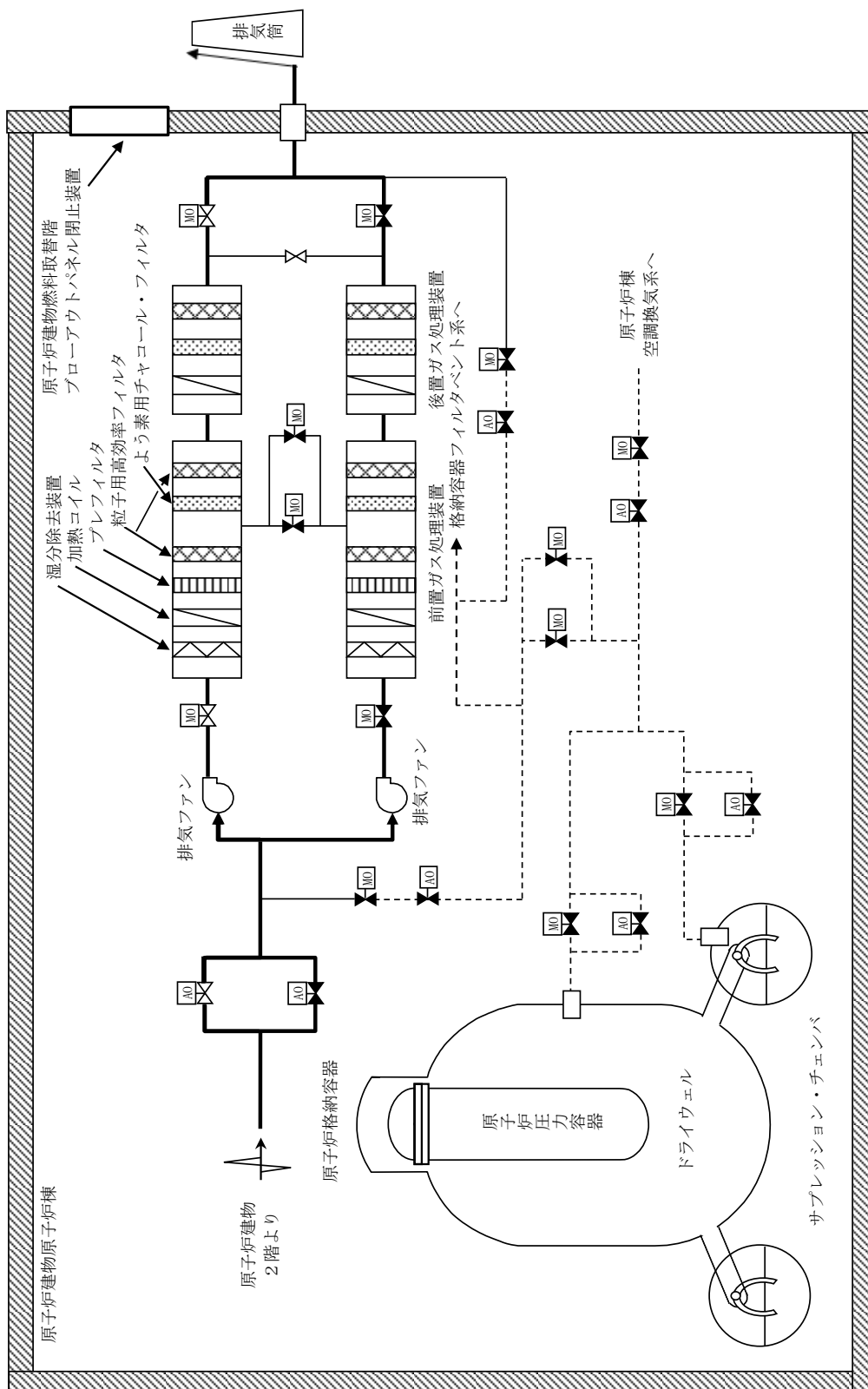


第6.10-2図 中央制御室 (重大事故等時) 系統概要図
 (居住性を確保するための設備 (中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンプ)))



第6.10-3図 中央制御室 (重大事故等時) 系統概要図

(プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室), 無線通信設備 (固定型), 衛星電話設備 (固定型))



第6.10-4図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図

(運転員の被ばくを低減するための設備（非常用ガス処理系，原子炉建物燃料取替階ブローアウットパネル閉止装置))

7. 放射性廃棄物の廃棄施設

放射性廃棄物の廃棄施設は、原子炉の運転中及び停止中に生じる放射性廃棄物を集めて処理するものであり、気体廃棄物処理系、液体廃棄物処理系及び固体廃棄物処理系で構成する。

7.1 気体廃棄物処理系

7.1.2 設計方針

- (1) 気体廃棄物処理系は、気体廃棄物の放射能を減衰させ、放射性物質の放出を合理的に達成できる限り少なくする。

7.1.3 主要設備

本システムは、排ガス予熱器、排ガス再結合器、排ガス復水器、除湿冷却器、脱湿塔、活性炭式希ガス・ホールドアップ塔、空気抽出器排ガス・フィルタ等で構成する。

空気抽出器排ガスは、原子炉で発生した水素ガス及び酸素ガスを含むので燃焼する可能性がある。これを防止するために、空気抽出器の駆動蒸気で水素ガス濃度を4 vol%以下に希釈する。

更に、排ガス再結合器で水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させ、非凝縮性ガス量を減少させる。その後、排ガス復水器で排ガス中に存在する蒸気を凝縮させる。

次に、排ガス復水器を出た排ガスを、活性炭式希ガス・ホールドアップ塔に導く。ここでキセノンを約30日間、クリプトンを約40時間保留して放射能を減衰させ、フィルタを通した後、排気筒から放出する。

なお、触媒による水素ガスと酸素ガスの再結合の効率を高めるため、排ガス予熱器を設け排ガスを加熱する。また、排ガス復水器を出た排ガスは、活性炭の保留性能を高くするために除湿冷却器及び脱湿塔で水分を除去する。

グラウンド蒸気復水器排ガスについては、グラウンド・シール用蒸気に復水貯蔵タンク水を加熱蒸発して使用するの、原子炉発生蒸気を使用する場合と比べるとその中に含まれる放射性物質は無視できる程度となるが、フ

フィルタを通した後，排気筒から放出する。

原子炉起動時に運転する真空ポンプの排ガスについては，このポンプの運転時に原子炉蒸気が未だ復水器に流入していないので，その中に含まれる放射性物質の量は無視できる程度となるが，フィルタを通した後，排気筒から放出する。

7.1.4 主要仕様

気体廃棄物処理系の主要機器仕様を第 7.1-1 表に示す。

7.1.5 試験検査

気体廃棄物処理系設備は，中央制御室の制御盤等においてその状態の監視を行うことにより，その機能が喪失していないことを確認する。

7.2 液体廃棄物処理系

7.2.1 概要

液体廃棄物処理系は、機器ドレン系（1号及び2号炉共用，既設），床ドレン・化学廃液系（1号及び2号炉共用，既設），ランドリ・ドレン系（1号及び2号炉共用，既設）等で構成する。

液体廃棄物処理系系統概要図を第7.2-1図に示す。

液体廃棄物処理系は、本原子炉施設で発生する放射性廃液及び潜在的に放射性物質による汚染の可能性のある廃液を、その性状により分離収集し、処理する。

液体廃棄物処理系により処理した後の処理済液は、原則として回収して再使用するが、試料採取分析を行い、放射性物質の濃度の低いことを確認して放出する場合もある。

液体廃棄物処理系は屋外タンクを除き2号炉廃棄物処理建物に設置する。

7.2.3 主要設備

(1) 機器ドレン系

機器ドレン系は、機器ドレン・タンク，ろ過脱塩器，脱塩器，機器ドレン処理水タンク，計測制御装置等で構成する。

機器ドレン廃液は、原子炉建物，ドライウエル，タービン建物及び廃棄物処理建物の各機器ドレン・サンプルにそれぞれ集めた後，あるいは直接タンクに収集し，機器ドレン系で処理する。機器ドレン系によりろ過，脱塩した処理済液は，復水貯蔵タンク又は補助復水貯蔵タンクに回収し再使用する。

なお，機器ドレン廃液は，トーラス水受入タンク（1号及び2号炉共用，既設）に貯留することもできる。

(2) 床ドレン・化学廃液系

床ドレン・化学廃液系は，床ドレン・タンク，化学廃液タンク，濃縮器，ろ過脱塩器，脱塩器，処理水タンク，計測制御装置等で構成する。

導電率が高く脱塩処理に適さない原子炉建物，ドライウエル，タービ

ン建物及び廃棄物処理建物等の床ドレン・サンプに集めた床ドレン廃液，脱塩器の樹脂再生等で発生する化学廃液，機器の除染廃液等はタンクに収集し，床ドレン・化学廃液系で処理する。

床ドレン・化学廃液系により，蒸留，ろ過，脱塩した処理済液は，原則として復水貯蔵タンク又は補助復水貯蔵タンクに回収して再使用するが，一部については放射性物質の濃度が十分低いことを確認して，復水器冷却水放水路に放出する場合がある。

なお，床ドレン廃液は，トーラス水受入タンクに貯留することもできる。

化学廃液タンクは，廃液の中和用にも使用する。

7.2.4 主要仕様

液体廃棄物処理系の基本仕様を第7.2-1表に示す。

7.3 固体廃棄物処理系

7.3.1 概要

固体廃棄物処理系は、廃棄物の種類に応じて処理又は貯蔵保管するため、濃縮廃液タンク（1号及び2号炉共用，既設）、ランドリ・ドレン濃縮廃液タンク（1号及び2号炉共用，既設）、樹脂貯蔵タンク（1号及び2号炉共用，既設）、スラッジ貯蔵タンク（1号及び2号炉一部共用，既設）、ドラム詰装置（1号及び2号炉共用）、雑固体廃棄物焼却設備（1号，2号及び3号炉共用，既設）、雑固体廃棄物処理設備（1号，2号及び3号炉共用，既設）、減容機（1号及び2号炉共用，既設）、サイトバンカ（1号，2号及び3号炉共用，既設）、固体廃棄物貯蔵所（1号，2号及び3号炉共用，既設）等で構成する。

固体廃棄物は、濃縮廃液，使用済樹脂，フィルタ・スラッジ及び雑固体廃棄物等である。

固体廃棄物処理系系統概要図を第7.3-1図に示す。

固体廃棄物処理系は、雑固体廃棄物焼却設備，雑固体廃棄物処理設備，サイトバンカ及び固体廃棄物貯蔵所を除き，2号炉廃棄物処理建物に設置する。

7.3.3 主要設備

(1) 濃縮廃液の処理

濃縮廃液の処理を行う設備は、濃縮廃液タンク，ドラム詰装置，雑固体廃棄物焼却設備等である。

床ドレン・化学廃液系の濃縮器から発生する濃縮廃液は、約3年分の貯蔵容量を有する濃縮廃液タンクに集め、放射能を減衰させた後、ドラム詰装置でドラム缶内に固化材（セメント）と混合して固化し貯蔵保管する。

ランドリ・ドレン系の濃縮器から発生する濃縮廃液は、約3か月分の貯蔵容量を有するランドリ・ドレン濃縮廃液タンクに集め、放射能を減衰させた後、雑固体廃棄物焼却設備で焼却する。焼却灰はドラム缶に詰

めて貯蔵保管するか，又は雑固体廃棄物処理設備で熔融した後，ドラム缶内にモルタル固化して貯蔵保管する。

(2) 使用済樹脂及びフィルタ・スラッジの処理

使用済樹脂及びフィルタ・スラッジの処理を行う設備は，樹脂貯蔵タンク，スラッジ貯蔵タンク，ドラム詰装置，雑固体廃棄物焼却設備等である。

復水系及び液体廃棄物処理系の脱塩器から発生する使用済樹脂及びろ過脱塩器から発生するフィルタ・スラッジは，約5年分の貯蔵容量を有する復水系樹脂貯蔵タンク及び約5年分の貯蔵容量を有する復水系スラッジ貯蔵タンクに貯蔵し，放射能を減衰させた後，雑固体廃棄物焼却設備で焼却する。焼却灰はドラム缶に詰めて貯蔵保管するか，又は雑固体廃棄物処理設備で熔融した後，ドラム缶内にモルタル固化して貯蔵保管する。

復水系及び液体廃棄物処理系以外の脱塩器から発生する使用済樹脂及びろ過脱塩器から発生するフィルタ・スラッジは，約30年分の貯蔵容量を有する原子炉浄化系樹脂貯蔵タンク及び約30年分の貯蔵容量を有する原子炉浄化系スラッジ貯蔵タンクに貯蔵する。

第7.2-1表 液体廃棄物処理系基本仕様

(1) タンク

名 称	基数	容量(m ³ /基)	材 料	備 考
機器ドレン・タンク※	2	約 160	炭 素 鋼	ゴ ム 内 張
機器ドレン処理水タンク※	1	約 160	ステンレス鋼	
床ドレン・タンク※	2	約 100	ステンレス鋼	
化学廃液タンク※	1	約 100	ステンレス鋼	
凝縮水受タンク※	1	約 100	ステンレス鋼	
処理水タンク※	1	約 100	ステンレス鋼	
ランドリ・ドレン収集タンク※	2	約 30	ステンレス鋼	
ランドリ・ドレン・サンプル・タンク※	2	約 30	ステンレス鋼	
ランドリ・ドレン・タンク※	2	約 30	炭 素 鋼	エポキシ内張

※ 1号及び2号炉共用，既設

(2) ろ過脱塩器

a. 機器ドレン系（1号及び2号炉共用，既設）

基 数 1
容 量 約70m³/h

b. 床ドレン・化学廃液系（1号及び2号炉共用，既設）

基 数 1
容 量 約40m³/h

(3) ろ過器

a. ランドリ・ドレン系（1号及び2号炉共用，既設）

基 数 1
容 量 約10m³/h

(4) 脱塩器

a. 機器ドレン系（1号及び2号炉共用，既設）

基 数 1
容 量 約70m³/h

b. 床ドレン・化学廃液系（1号及び2号炉共用，既設）

基 数 1

容 量 約40m³/h

c. ランドリ・ドレン系（1号及び2号炉共用，既設）

基 数 1

容 量 約12m³/h

(5) 濃縮器

a. 床ドレン・化学廃液系（1号及び2号炉共用，既設）

(a) 床ドレン用

基 数 2

容 量 約4.5m³/h/基

(b) 化学廃液用

基 数 1

容 量 約3m³/h

b. ランドリ・ドレン系（1号及び2号炉共用，既設）

基 数 1

容 量 約1.7m³/h

第7.3-1表 固体廃棄物処理系基本仕様

(1) タンク

名 称	基数	容量 (m ³ /基)	材 料
濃 縮 廃 液 タ ン ク (既設)※	3	約 60	炭 素 鋼 (樹脂ライニング)
ランドリ・ドレン濃縮廃液タンク (既設)※	1	約 13	ステンレス鋼
原子炉浄化系樹脂貯蔵タンク (既設)※	1	約270	ステンレス鋼
	1	約250	ステンレス鋼
原子炉浄化系スラッジ貯蔵タンク (既設)	1	約140	ステンレス鋼
復水系樹脂貯蔵タンク (既設)※	1	約250	ステンレス鋼
復水系スラッジ貯蔵タンク (既設)※	2	約270	ステンレス鋼
	1	約250	ステンレス鋼
復水ろ過脱塩装置逆洗水受タンク (既設)	1	約 60	ステンレス鋼
機器ドレンろ過脱塩装置逆洗水受タンク (既設)	1	約 18	ステンレス鋼
復水スラッジ分離タンク (既設)※	2	約108	ステンレス鋼
機器ドレン・スラッジ分離タンク (既設)※	1	約108	ステンレス鋼

※ 1号及び2号炉共用

(2) ドラム詰装置 (1号及び2号炉共用)

形 式 セメント固化式
基 数 1

(3) 雑固体廃棄物焼却設備（1号，2号及び3号炉共用，既設）

形 式 円筒縦形自燃セラミック・フィルタ式

基 数 1

容 量 約 2.5×10^6 kJ/h

〔 ポリエチレン約55kg/h
紙 約140kg/h
又は樹脂約85kg/h相当 〕

サイトバンカ建物排気口（雑固体廃棄物処理設備と共用）

位 置 サイトバンカ建物

高 さ 約24m（地上高）

(4) 雑固体廃棄物処理設備（1号，2号及び3号炉共用，既設）

形 式 高周波誘導加熱セラミック・フィルタ式

基 数 1

容 量 ドラム缶約2,300本相当／年

（約12時間／日，約220日／年運転時）

(5) 減容機（1号及び2号炉共用，既設）

基 数 1

(6) サイトバンカ貯蔵プール（1号，2号及び3号炉共用，既設）

構 造 鉄筋コンクリート製ステンレス鋼ライニング

基 数 1

容 量 約 $2,200\text{m}^3$

(7) 固体廃棄物移送容器（1号，2号及び3号炉共用，既設）

基 数 1

容 量 約 4m^3

(8) 固体廃棄物貯蔵所（1号，2号及び3号炉共用，既設）

a. A棟

位	置	発電所敷地内
貯	蔵	能力
		約4,500本相当（200Lドラム缶）
構	造	鉄筋コンクリート造（平屋建）
面	積	約800m ²

b. B棟

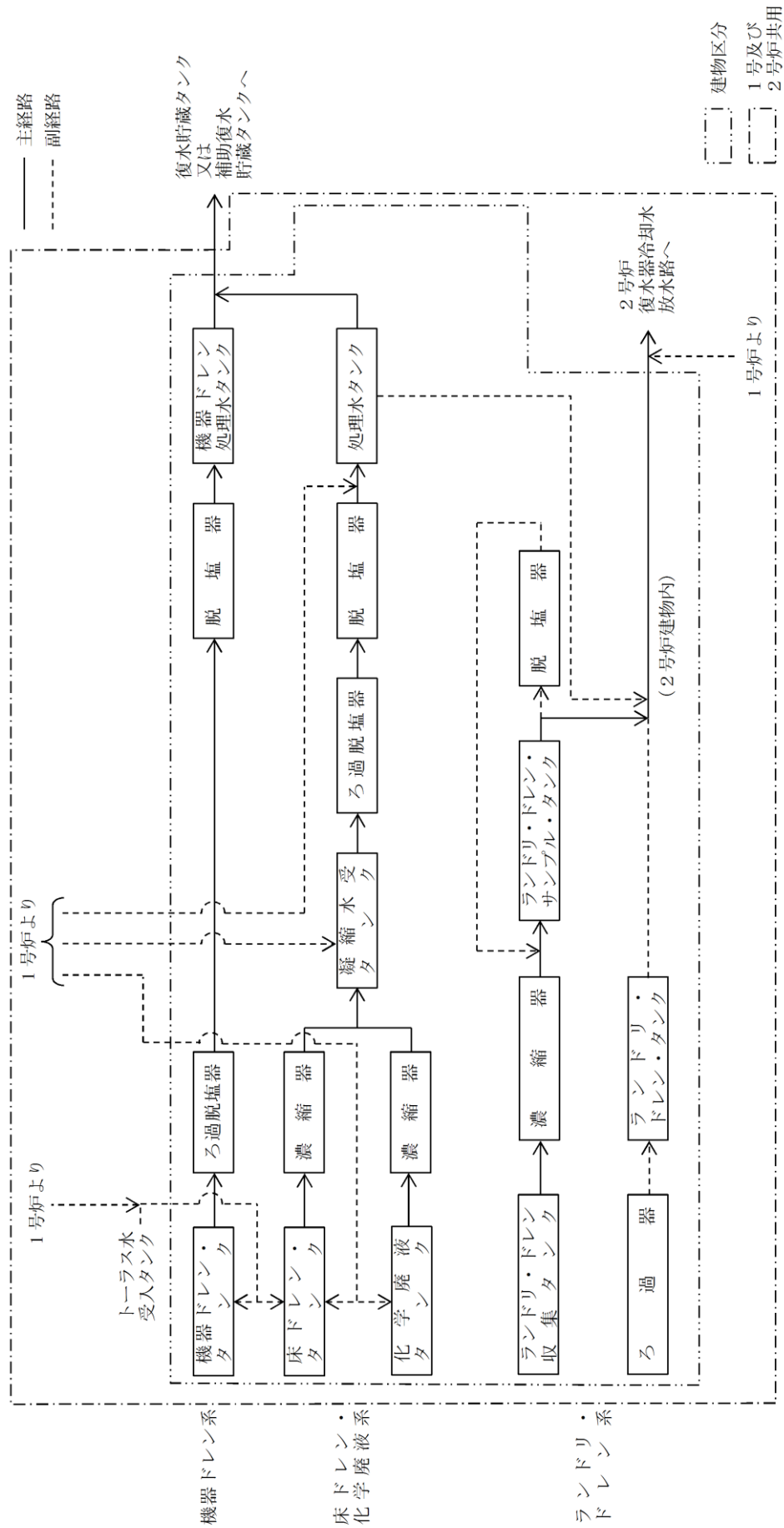
位	置	発電所敷地内
貯	蔵	能力
		約13,000本相当（200Lドラム缶）
構	造	鉄筋コンクリート造（二階建）
面	積	延 約2,200m ²

c. C棟

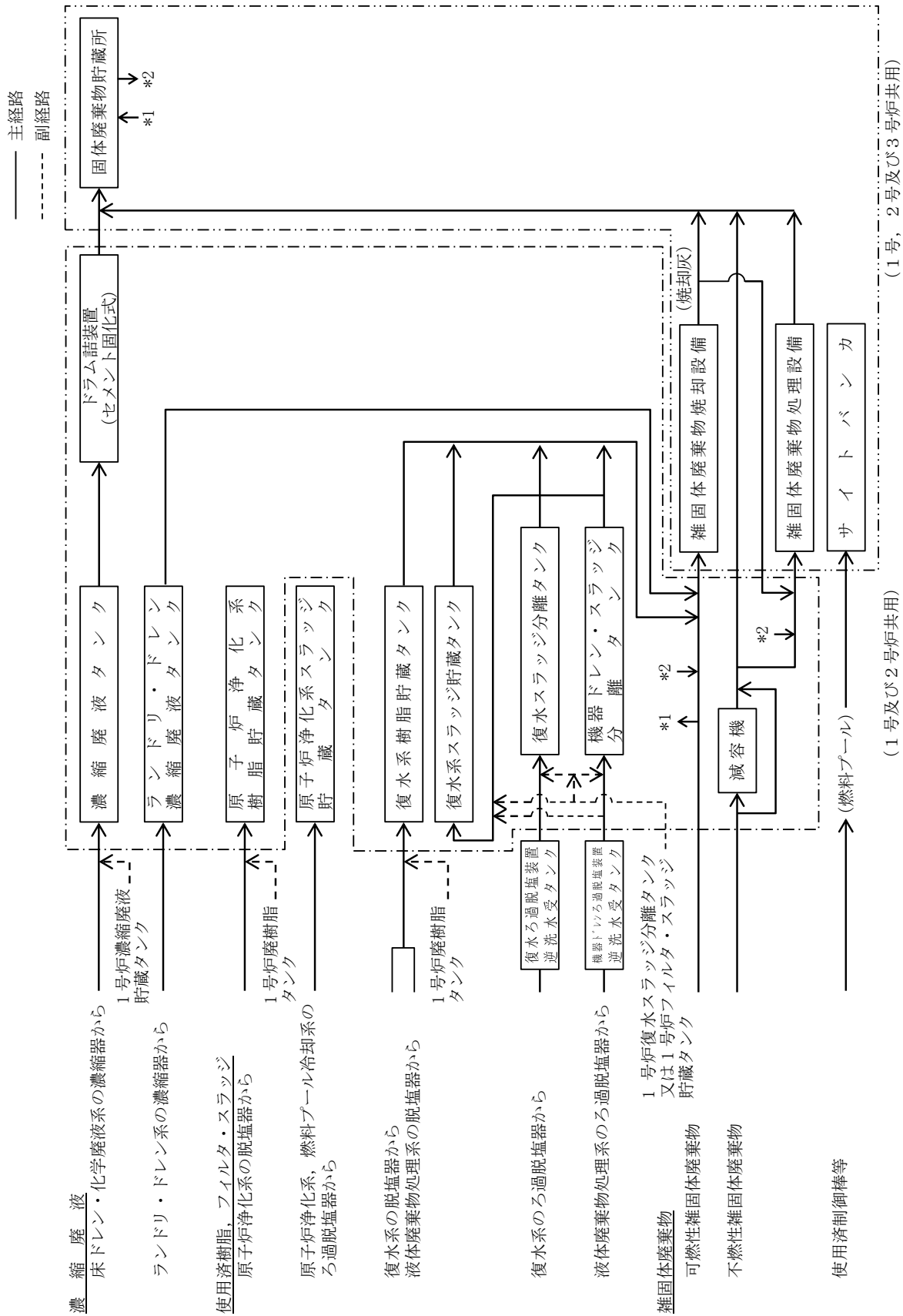
位	置	発電所敷地内
貯	蔵	能力
		約18,000本相当（200Lドラム缶）
構	造	鉄筋コンクリート造（二階建）
面	積	延 約2,900m ²

d. D棟

位	置	発電所敷地内
貯	蔵	能力
		約10,000本相当（200Lドラム缶）
構	造	鉄筋コンクリート造（平屋建）
面	積	約2,400m ²



第7.2-1図 液体廃棄物処理系系統概要図



第7.3-1図 固体廃棄物処理系系統概要図

8. 放射線管理施設

8.1 放射線管理設備

8.1.1 通常運転時等

8.1.1.1 概要

放射線管理設備は、発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の放射線被ばくを管理するためのもので、出入管理関係設備、試料分析関係設備及び放射線監視設備等からなる。

8.1.1.2 設計方針

放射線被ばくは、合理的に達成できる限り低くすることとし、次の設計方針に基づき、放射線管理設備を設ける。

- (1) 放射線業務従事者等及び物品の搬出入に対して、出入の管理、汚染管理及び各個人の被ばく管理ができるようにする。
- (2) 発電所内外の外部放射線に係る線量当量率及び放射性物質濃度等を測定、監視できるようにする。
- (3) 万一の事故に備えて、必要な放射線測定器を備える。
- (4) 中央制御室及び緊急時対策所に必要な情報の通報が可能である設計とする。
- (5) 通常運転時の放射性物質放出に係る放射線監視設備は、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に適合するようにする。
- (6) 設計基準事故時に必要な放射線監視設備は、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に適合する設計とする。
- (7) モニタリング・ポストは、非常用所内電源に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリング・ポストは、専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。なお、無停電電源装置及び非常用発電機による給電状態は中央制御室で確認することができる。

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送系は、モニタリング・ポスト設置場所から中央制御室及び緊急時対策所までの建物間において有線系回線及び無線系回線と多様性を有しており、指示値は中央制御室で監視することができる。また、緊急時対策所でも監視することができる。

モニタリング・ポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

- (8) 放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定及び記録できる設計とする。

8.1.1.3 主要仕様

放射線管理設備の主要機器仕様を第 8.1-1 表に示す。

8.1.1.4 主要設備

8.1.1.4.1 出入管理関係設備（1号及び2号炉共用、既設）

出入管理、汚染管理のため、次の設備を設ける。

8.1.1.4.3 放射線監視設備

放射線監視設備は、プロセス放射線モニタリング設備、エリア放射線モニタリング設備、環境モニタリング設備、携帯用及び半固定放射線測定機器からなり次の機能を持つ。

- 1) 各系統及び各領域における放射線レベルの異常を早期に検出し警報する。
- 2) 発電所外へ放出する放射性物質を常時監視する。
- 3) 格納容器雰囲気放射線モニタは、事故時においても対応し得るよう多重性、独立性を有し、格納容器エリア放射線量率を監視する。

(1) プロセス放射線モニタリング設備

h. 換気系排気モニタ

換気系排気中の放射線レベルを監視する。検出器にはNaIシンチレータを使用する。

i. 原子炉棟排気モニタ

原子炉建物原子炉棟排気中の放射線レベルを監視し、原子炉棟排気放射線高により非常用ガス処理系を起動させる。検出器にはNaIシンチレータ及び半導体検出器を使用する。

j. 燃料取替階放射線モニタ

燃料取替階雰囲気中の放射線レベルを監視し、燃料取替階放射線高により非常用ガス処理系を起動させる。検出器には半導体検出器を使用する。

(3) 環境モニタリング設備（1号，2号及び3号炉共用，既設）

発電所敷地周辺の放射線監視設備として次のものを設ける。

a. 固定モニタリング設備

周辺監視区域境界付近に空間放射線量率の連続監視を行うためのモニタリング・ポスト6台及び空間放射線量測定のため適切な間隔でモニタリングポイントを設定し、蛍光ガラス線量計を配置する。

モニタリング・ポストは、非常用所内電源に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリング・ポストは、専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。なお、無停電電源装置及び非常用発電機による給電状態は中央制御室で確認することができる。

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送系は、モニタリング・ポスト設置場所から中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所間において有線系回線及び無線系回線により多様性を有し、指示値は、中央制御室で監視、記録を行うことができる。また、緊急時対策所でも監視することができる。

モニタリング・ポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

c. 放射能観測車

事故時等に発電所敷地周辺の空間放射線量率及び空気中の放射性物質の濃度を迅速に測定するために、 γ 線サーベイ・メータ、ダスト・サンプラ及びよう素サンプラ等を搭載した無線通話装置付の放射能観測車を備える。

d. 気象観測設備

放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の一般公衆の線量評価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で風向、風速、日射量、放射収支量等を測定及び記録する設備を設ける。

(4) 放射線サーベイ機器（1号、2号及び3号炉共用、既設）

発電所内外の必要箇所、特に管理区域内で放射線業務従事者が頻繁に立入る箇所及び発電用原子炉の安全運転上必要な箇所については、外部放射線量率、空気中及び水中の放射性物質濃度並びに表面汚染密度のうち、必要なものを定期的及び必要の都度測定監視する。

測定は、外部放射線量率については、携帯用の各種サーベイ・メータにより、空気中及び水中の放射性物質濃度については、サンプリングによる放射能測定により、また、表面汚染密度については、サーベイ・メータ又はスミヤ法による放射能測定によって行う。

放射線サーベイ関係主要測定器及び器具は次のとおりである。

- ・GM管サーベイ・メータ
- ・電離箱サーベイ・メータ
- ・シンチレーション・サーベイ・メータ
- ・中性子線用サーベイ・メータ
- ・ダスト・サンプラ
- ・ガス・モニタ
- ・ダスト・モニタ

8.1.1.5 試験検査

出入管理関係設備、試料分析関係設備、放射線監視設備等は、定期的に

検査を行うことによりその健全性を確認する。

8.1.1.6 評価

- (1) 放射線業務従事者等及び物品の搬出入に対して出入管理設備，汚染管理設備等を設けて，出入管理，汚染管理及び各個人の被ばく管理を行うことができる設計としている。
- (2) プロセス放射線モニタリング設備，エリア放射線モニタリング設備，環境モニタリング設備等を設けて，発電所内外の外部放射線に係る線量当量率及び放射性物質の濃度等を測定，監視することができる。
- (3) 万一の事故に備えて，必要な放射線計測器を備えている。
- (4) 中央制御室及び緊急時対策所に必要な情報の通報が可能である設計としている。
- (5) 通常運転時の放射性物質の放出に係わる放射線監視設備は，「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に適合する設計としている。
- (6) 設計基準事故時に必要な放射線監視設備は，「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に適合する設計としている。
- (7) モニタリング・ポストは，非常用所内電源に接続し，電源復旧までの期間，電源を供給できる設計としている。さらに，モニタリング・ポストは，専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し，電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計としている。なお，無停電電源装置及び非常用発電機による給電状態は中央制御室で確認することができる。

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送系は，モニタリング・ポスト設置場所から中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所間において有線系回線及び無線系回線により多様性を有し，指示値は，中央制御室で監視を行うことができる。また，緊急時対策所でも監視することができる。

- (8) 放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設計としている。

8.1.2 重大事故等時

8.1.2.1 概要

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。重大事故等が発生した場合に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

放射線管理設備（重大事故等時）の保管、設置又は使用場所の概要図を第 8.1-2 図から第 8.1-5 図に示す。

燃料プールに係る重大事故等により、燃料プール上部の空間線量率が変動する可能性のある範囲にわたり測定するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータである原子炉格納容器内の放射線量率を計測又は監視及び記録するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

格納容器フィルタベント系の排出経路における放射性物質濃度を測定するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための加圧判断ができるよう、放射線量を監視、測定するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

8.1.2.2 設計方針

(1) 放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備

a. 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

モニタリング・ポストが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、可搬式モニタリング・ポストを使用する。

可搬式モニタリング・ポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、モニタリング・ポストを代替し得る十分な個数を保管する。

また、可搬式モニタリング・ポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所海側及び緊急時対策所付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。

可搬式モニタリング・ポストの指示値は、衛星系回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。可搬式モニタリング・ポストで測定した放射線量は、電源喪失により保存した記録が失われないよう、電磁的に記録、保存する設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。

可搬式モニタリング・ポストの電源は、蓄電池を使用する設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬式モニタリング・ポスト

b. 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

放射能観測車のダスト・よう素サンプラ、よう素モニタ又はダストモニタが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬式ダスト・よう素サンプラ、よう素モニタの代替としてNaIシンチレーション・サーベイ・メータ、ダストモニタの代替としてGM汚染

サーベイ・メータ)を使用する。

放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度(空气中)を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、放射能観測車を代替し得る十分な個数を保管する。

放射能測定装置のうちNaIシンチレーション・サーベイ・メータ及びGM汚染サーベイ・メータの電源は、乾電池を使用する設計とし、可搬式ダスト・よう素サンプラの電源は、蓄電池を使用する設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・放射能測定装置(可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ)

c. 放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度(空气中、水中、土壌中)及び放射線量を測定するための重大事故等対処設備として、放射能測定装置及び小型船舶を使用する。

放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度(空气中、水中、土壌中)及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とする。発電所の周辺海域においては、小型船舶を用いる設計とする。

放射能測定装置のうちNaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ、 α ・ β 線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータの電源は、乾電池を使用する設計とし、可搬式ダスト・よう素サンプラの電源は、蓄電池を使用する設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ，NaIシンチレーション・サーベイ・メータ，GM汚染サーベイ・メータ， α ・ β 線サーベイ・メータ，電離箱サーベイ・メータ）
- ・小型船舶

これらの設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。

(2) 風向，風速その他の気象条件の測定に用いる設備

a. 可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定

気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、可搬式気象観測装置を使用する。

可搬式気象観測装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設計とし、気象観測設備を代替し得る十分な個数を保管する。

可搬式気象観測装置の指示値は、衛星系回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。

可搬式気象観測装置で測定した風向，風速その他の気象条件は、電源喪失により保存した記録が失われないよう、電磁的に記録，保存する設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。

可搬式気象観測装置の電源は，蓄電池を使用する設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・可搬式気象観測装置

(3) モニタリング・ポストの代替交流電源設備

モニタリング・ポストは，非常用所内電源に接続しており，非常用所内電源が喪失した場合は，代替交流電源設備である常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）

(4) 燃料プールの状態監視に用いる設備

重大事故等時の燃料プール上部の空間線量率を測定するための燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）については、「4.2 使用済燃料貯蔵プールの冷却等のための設備」に記載する。

(5) 原子炉格納容器内の状態監視に用いる設備

重大事故等時の原子炉格納容器内の放射線量率を測定するための格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）については、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」に記載する。

(6) 格納容器フィルタベント系の状態監視に用いる設備

格納容器フィルタベント系の排出経路における放射性物質濃度を測定するための第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）については、「9.5 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」に記載する。

(7) 緊急時対策所の放射線量の測定に用いる設備

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための加圧判断ができるよう、放射線量を監視、測定するための可搬式エリア放射線モニタについては、「10.8 緊急時対策所」に記載する。

8.1.2.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬式モニタリング・ポストは，屋外のモニタリング・ポストと離れた第1保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

放射能測定装置は，屋内に保管する放射能観測車と離れた緊急時対策所内に保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

小型船舶は、予備と分散して第1保管エリア及び第4保管エリアに保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

可搬式気象観測装置は、屋外の気象観測設備と離れた第1保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

8.1.2.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

可搬式モニタリング・ポスト、放射能測定装置、小型船舶及び可搬式気象観測装置は、他の設備から独立して単独で使用可能とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

8.1.2.2.3 共用の禁止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

8.1.2.2.4 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

可搬式モニタリング・ポスト及び放射能測定装置は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると予想される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるよう、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。

可搬式モニタリング・ポストの保有数は、モニタリング・ポストの機能喪失時の代替としての6台、発電所海側での監視・測定のための3台、緊急時対策所の正圧化判断用としての1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台を保管する。

放射能測定装置のうち可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ及び電離箱サー

ベイ・メータの保有数は、放射能観測車の代替並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な個数として2台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を保管する。放射能測定装置のうち α ・ β 線サーベイ・メータの保有数は、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な個数として1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を保管する。

小型船舶は、発電所の周辺海域において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な設備及び要員を積載し得る十分な個数として1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を保管する。

可搬式気象観測装置は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める観測項目を測定できる設計とする。

可搬式気象観測装置の保有数は、気象観測設備が機能喪失しても代替し得る十分な個数として1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を保管する。

可搬式モニタリング・ポスト、可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ、 α ・ β 線サーベイ・メータ、電離箱サーベイ・メータ及び可搬式気象観測装置の電源は、蓄電池又は乾電池を使用し、予備品と交換することで、重大事故等時の必要な期間測定できる設計とする。

8.1.2.2.5 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

可搬式モニタリング・ポストは、第1保管エリア及び第4保管エリアに保管し、並びに屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬式モニタリング・ポストの操作は、重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

放射能測定装置は、緊急時対策所内に保管し、並びに屋内又は屋外で使用し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。放射能測定装置の操作は、重大事故等時において使用場所で可能な設計とする。

小型船舶は、第1保管エリア及び第4保管エリアに保管し、並びに屋外で使用し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、小型船舶は、海で使用するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。小型船舶の操作は、重大事故等時において使用場所で可能な設計とする。

可搬式気象観測装置は、第1保管エリア及び第4保管エリアに保管し、並びに屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬式気象観測装置の操作は、重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

8.1.2.2.6 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

可搬式モニタリング・ポスト及び可搬式気象観測装置は、屋外のアクセスルートを通行し、車両等により運搬することができるとともに、設置場所において、固縛等の転倒防止措置が可能な設計とする。可搬式モニタリング・ポスト及び可搬式気象観測装置は、測定器と蓄電池を簡便な接続方式により確実に接続できるとともに、設置場所において、操作スイッチにより操作ができる設計とする。

放射能測定装置は、屋内及び屋外のアクセスルートを通行し、人が携行して使用可能な設計とする。放射能測定装置は、使用場所において、操作スイッチにより操作ができる設計とする。

小型船舶は、屋外のアクセスルートを通行し、車両等により運搬することができる設計とする。小型船舶は、使用場所において、操作スイッチにより起動し、容易に操縦ができる設計とする。

8.1.2.3 主要設備及び仕様

放射線管理設備の主要設備及び仕様を第 8.1-2 表に示す。

8.1.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

可搬式モニタリング・ポスト、放射能測定装置のうち NaI シンチレーション・サーベイ・メータ、GM 汚染サーベイ・メータ、 α ・ β 線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ並びに可搬式気象観測装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性確認）及び校正ができる設計とする。

放射能測定装置のうち可搬式ダスト・よう素サンプラ及び小型船舶は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認（特性確認）及び外観の確認ができる設計とする。

8.2 換気空調設備

8.2.1 概要

換気空調設備は、建物内の空気を清浄な外気と入れ換え、発生した熱を除去することによって、機器の雰囲気温度を適正範囲に保持するとともに、空気の流れを適切に保ち、建物内の汚染拡大を防止するために設ける。

換気空調設備の主要な系統は、次のとおりである。

原子炉棟換気系

タービン建物換気系

廃棄物処理建物換気系

中央制御室換気系

これら各系統には、必要に応じてフィルタ、加熱器、冷却器等を設ける。

また、ドライウェル内には、ドライウェル冷却装置を設ける。

中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保するための換気空調設備として、緊急時対策所換気空調設備を設置及び保管する。

8.2.2 設計方針

- (1) 清浄区域は、汚染の可能性のある区域より正圧に保ち、排気は汚染の可能性のある区域から行う。
- (2) 汚染の可能性のある区域からの排気は、フィルタを通した後、排気筒から放出する。
- (3) 主要な系統のファン及びフィルタは、原則として 100%容量 2 台又は 50%容量 3 台とし、それぞれ 1 台を予備とする。
- (4) 各区域の温度を適切に保つため、加熱及び冷却を行う。
- (5) 各換気施設のフィルタは、点検及び交換することができるように設計する。

- (6) 中央制御室換気系は、設計基準事故時には外気との連絡口を遮断し、チャコール・フィルタを通る系統隔離運転モードとし、運転員等を被ばくから防護するように設計する。
- (7) 中央制御室換気系は、原子炉冷却材喪失事故時に短期間では動的機器の単一故障を、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能を達成できる設計とする。また、中央制御室換気系のうち単一設計とするダクトの一部及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットについては、劣化モードに対する適切な保守、管理を実施し、故障の発生を低く抑えるとともに、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。

8.2.3 主要設備の仕様

換気空調設備の主要機器仕様を第 8.2-1 表、第 8.2-2 表及び第 8.2-3 表に示す。

8.2.4 主要設備

運転員が常駐する中央制御室は、約 21～26℃に温度調節する。その他の区域は約 10～40℃とするが、発熱量が多く室内を 40℃以下に保つ必要がない区域は、必ずしも上記温度に保たない場合もある。

換気回数は、中央制御室は 10 回/h 以上、その他の区域は 0.7 回/h 以上の換気回数を確保する。

(3) 中央制御室換気系

中央制御室換気系は、再循環用ファン、チャコール・フィルタ、排気ファン等で構成する。系統概要を第 8.2-3 図に示す。

再循環用ファンは 100%容量のもの 2 台、チャコール・フィルタは 1 台でそれに付属するチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンは 2 台、更に、排気ファンは 2 台を設置する。

中央制御室換気系は、設計基準事故時に放射線業務従事者等を内部被

ばくから防護し、必要な運転操作を継続することができるようにするため、他の換気系とは独立にして、外気との連絡口を遮断し、チャコール・フィルタを通して再循環することができ、また、必要に応じて、外気をチャコール・フィルタを通して取り入れることができる設計とする。

なお、本システムの電源は、外部電源喪失時に非常用電源に切り替えることができる設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室に運転員がとどまるために必要な換気空調設備として、中央制御室換気系を設ける。本設備については「6.10 制御室」に記載する。

(4) 中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）

炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室待避室を正圧化し、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐために必要な換気空調設備として、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）を設ける。本設備については、「6.10 制御室」に記載する。

(7) 緊急時対策所換気空調設備

緊急時対策所換気空調設備は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮蔽の機能とあいまって、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。

緊急時対策所の緊急時対策所換気空調設備として、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）及び差圧計を設置及び保管する設計とする。

これらの設備については、「10.8 緊急時対策所」に記載する。

8.3 遮蔽設備

8.3.1 概要

遮蔽設備は、発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量の低減を図るもので、原子炉一次遮蔽、原子炉二次遮蔽等で構成する。

中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽を設置する設計とする。

緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保するための遮蔽設備として、緊急時対策所遮蔽を設置する設計とする。

8.3.2 設計方針

- (1) 遮蔽設備は、通常運転時、定期事業者検査時等において、放射線業務従事者等が受ける線量等が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた限度を超えないようにすることはもちろん、無用の放射線被ばくを防止するような設計とする。
- (2) 発電所周辺の一般公衆が受ける線量については、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた周辺監視区域外の線量限度より十分小さくなるようにする。
- (3) 事故時においても、発電所周辺の一般公衆の受ける線量は、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」のめやす線量を十分下回るようにする。
- (4) 中央制御室については、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた線量限度を超えないようにする。

また、中央制御室については、事故時においても、中央制御室内にと

どまり各種の操作を行う運転員等が過度の放射線被ばくを受けないように遮蔽を行う。

- (6) 発電用原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による空間線量率については、人の居住の可能性のある敷地境界外において空気カーマで年間 $50 \mu\text{Gy}$ を下回るように設計する。

8.3.3 主要仕様

遮蔽設備の主要仕様を第 8.3-1 表及び第 8.3-2 表に示す。

8.3.4 主要設備

8.3.4.5 中央制御室遮蔽

(1) 通常運転時等

中央制御室遮蔽は、制御室建物内に設置し、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。また、運転員の勤務形態を考慮し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気系等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される 100mSv を下回る遮蔽とする。

(2) 重大事故等時

炉心の著しい損傷が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な遮蔽設備として、中央制御室遮蔽を設ける。中央制御室遮蔽については、「6.10 制御室」に記載する。

8.3.4.6 中央制御室待避室遮蔽

炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設け、中央制御室待避室には、遮蔽設備として、中央制御室待避室遮蔽を設ける。中央制御室待避室遮蔽については、「6.10 制

御室」に記載する。

8.3.4.8 緊急時対策所遮蔽

緊急時対策所遮蔽は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の気密性、緊急時対策所換気空調設備の機能とあいまって、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。

本設備については、「10.8 緊急時対策所」に記載する。

第8.1-1表 放射線管理設備の主要機器仕様

(1) 出入管理関係設備	一式
(2) 試料分析関係設備	一式
(3) 放射線監視設備	一式
(4) 個人管理用測定設備及び測定機器	一式
(5) 放射線計測器の校正設備	一式

第8.1-2表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様

(1) 環境モニタリング設備

a. 移動式モニタリング設備

(a) 可搬式モニタリング・ポスト

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

種 類	N a I (T 1) シンチレーション 半導体
計測範囲	10～10 ⁹ nGy/h
個 数	10（予備2）
伝送方法	衛星系回線

(b) 放射能測定装置

(b-1) 可搬式ダスト・よう素サンプラ

個 数	2（予備1）
-----	--------

(b-2) N a I シンチレーション・サーベイ・メータ

種 類	N a I (T 1) シンチレーション
計測範囲	0～30ks ⁻¹
個 数	2（予備1）

(b-3) GM汚染サーベイ・メータ

種 類	GM管
計測範囲	0～100kmin ⁻¹
個 数	2（予備1）

(b-4) α・β線サーベイ・メータ

種 類	Z n S (A g) シンチレーション プラスチックシンチレーション
計測範囲	0～100kmin ⁻¹
個 数	1（予備1）

(b-5) 電離箱サーベイ・メータ

種 類	電離箱
計測範囲	0.001~300mSv/h
個 数	2 (予備 1)

b. 小型船舶

個 数	1 (予備 1)
-----	----------

c. 可搬式気象観測装置

観測項目	風向, 風速, 日射量, 放射収支量, 雨量
個 数	1 (予備 1)
伝送方法	衛星系回線

(2) プロセス放射線モニタリング設備

a. 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）
- ・放射線管理設備（通常運転時等）

個数	2
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$

b. 格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）
- ・放射線管理設備（通常運転時等）

個数	2
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$

c. 第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

高レンジ

個数	2
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$

低レンジ

個数	1
計測範囲	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$

(3) エリア放射線モニタリング設備

a. 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

高レンジ

個 数	1
計測範囲	$10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$

低レンジ

個 数	1
計測範囲	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$

b. 可搬式エリア放射線モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

種 類	半導体式検出器
計測範囲	0.001～999.9mSv/h
台 数	1（予備1）

第8.2-1表 換気空調設備の主要仕様

(1) 原子炉棟換気系

a. 給気ファン

台数	1 (予備1)
容量	約230,000m ³ /h/台

b. 排気ファン

台数	1 (予備1)
容量	約230,000m ³ /h/台

(2) タービン建物換気系

a. 給気ファン

台数	2 (予備1)
容量	約200,000m ³ /h/台

b. 排気ファン

台数	2 (予備1)
容量	約200,000m ³ /h/台

(3) 中央制御室換気系

a. 再循環用ファン

台数	1 (予備1)
容量	約120,000m ³ /h/台

b. チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン

台数	1 (予備1)
容量	約32,000m ³ /h/台

c. 排気ファン

台数	1 (予備1)
容量	約21,000m ³ /h/台

d. 非常用チャコール・フィルタ・ユニット

基数	1
----	---

チャコール・フィルタのベッド厚 約50mm

よう素除去効率 95%以上（相対湿度70%以下において）

(4) 廃棄物処理建物換気系

a. 給気ファン

台 数 1（予備1）

容 量 約190,000m³/h/台

b. 排気ファン

台 数 1（予備1）

容 量 約170,000m³/h/台

第 8.2-2 表 換気空調設備（重大事故等時）（常設）の主要機器仕様

(1) 中央制御室換気系

a. 再循環用ファン

第8.2-1表 換気空調設備の主要仕様に記載する。

b. チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン

第8.2-1表 換気空調設備の主要仕様に記載する。

c. 非常用チャコール・フィルタ・ユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（通常運転時等）
- ・中央制御室（重大事故等時）

基 数 1

チャコール・フィルタのベッド厚 約50mm

粒子除去効率 99.9%以上（0.3 μ m以上の粒子）

よう素除去効率 95%以上（相対湿度70%以下において）

d. 中央制御室差圧計

兼用する設備は以下のとおり

- ・中央制御室（重大事故等時）

個 数 1

測定範囲 0～200Pa

(2) 中央制御室待避室

a. 待避室差圧計

兼用する設備は以下のとおり

- ・中央制御室（重大事故等時）

個 数 1

測定範囲 0～200Pa

(3) 緊急時対策所換気空調設備

a. 差圧計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）

個 数 1

測定範囲 0～500Pa

第8.2-3表 換気空調設備（重大事故等時）（可搬型）の主要機器仕様

(1) 中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（重大事故等時）

本数	15（予備35）
容量	約50L/本
充填圧力	約19.6MPa [gage]

(2) 緊急時対策所換気空調設備

a. 緊急時対策所空気浄化送風機

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

台数	1（予備2）
容量	約1,500m ³ /h/台

b. 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

型式 粒子用フィルタ／よう素用フィルタ

基数 1（予備2）

容量 約1,500m³/h/基

効率

単体除去効率 99.97%以上（0.15μm粒子）／95%以上（有機よう素），
99%以上（無機よう素）

総合除去効率 99.99%以上（0.7μm粒子）／99.75%以上（有機よう素），
99.99%以上（無機よう素）

c. 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

本 数	454 (予備86)
容 量	約50L/本
充填圧力	約19.6MPa [gage]

第8.3-1表 遮蔽設備の主要仕様

(1) 原子炉一次遮蔽

原子炉遮蔽壁

厚 さ	約0.7m
材 料	モルタル及び鋼板

生体遮蔽壁

厚 さ	約2.0m
材 料	コンクリート

(2) 原子炉二次遮蔽

原子炉二次遮蔽

厚 さ	約0.4～約2m
材 料	コンクリート

(3) 燃料取扱遮蔽

水 深

原子炉ウエル 約8m

燃料プール 約11.3m

水 質 純水

(4) 中央制御室遮蔽

厚 さ mm以上

材 料 普通コンクリート

第8.3-2表 遮蔽設備（重大事故等時）の主要仕様

(1) 中央制御室遮蔽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（通常運転時等）
- ・中央制御室（重大事故等時）

厚 さ mm以上

材 料 普通コンクリート

(2) 中央制御室待避室遮蔽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（重大事故等時）

厚 さ 鉛 mm相当以上

材 料 鉛及び鋼板

(3) 緊急時対策所遮蔽

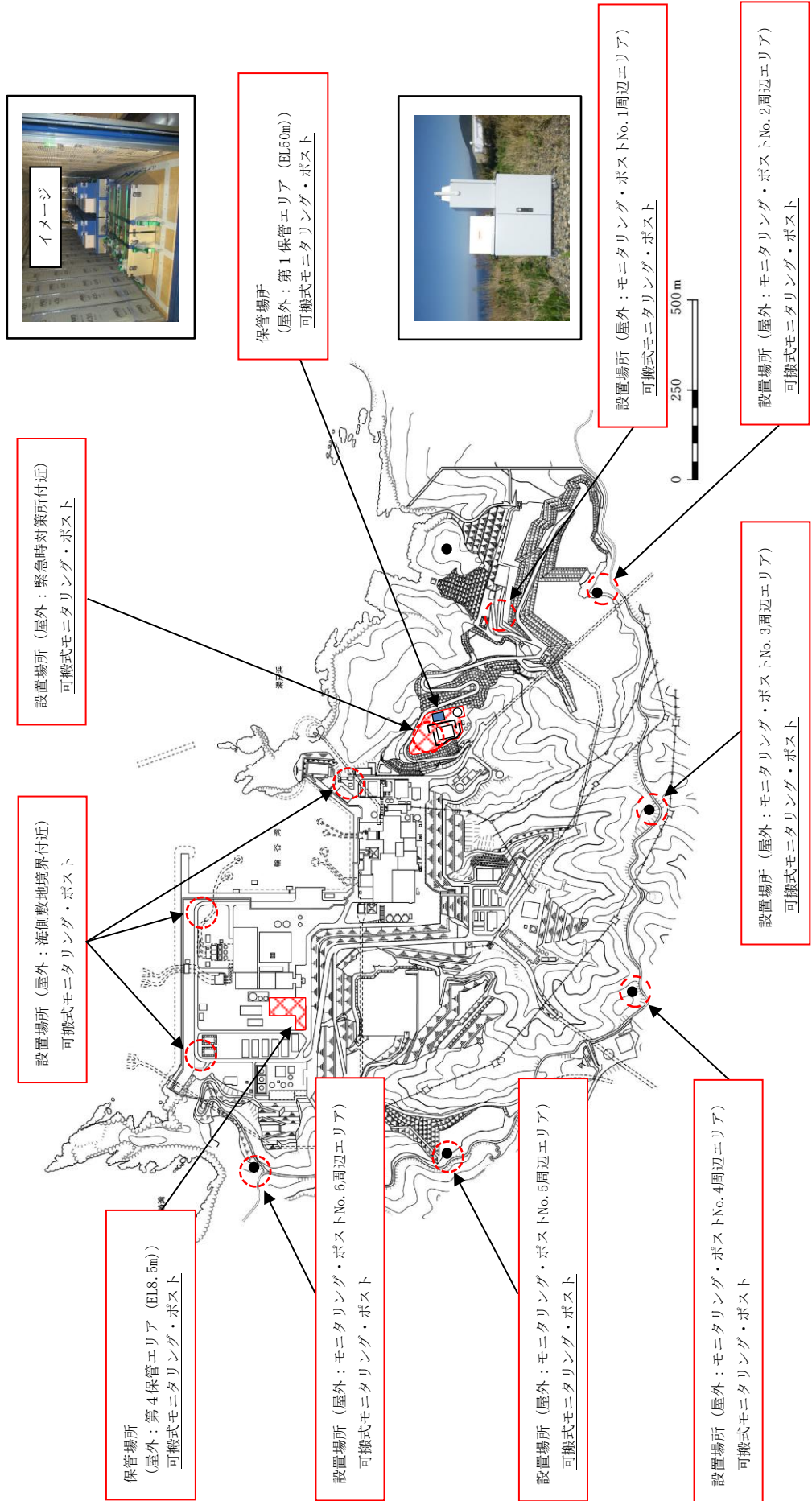
兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

厚 さ mm

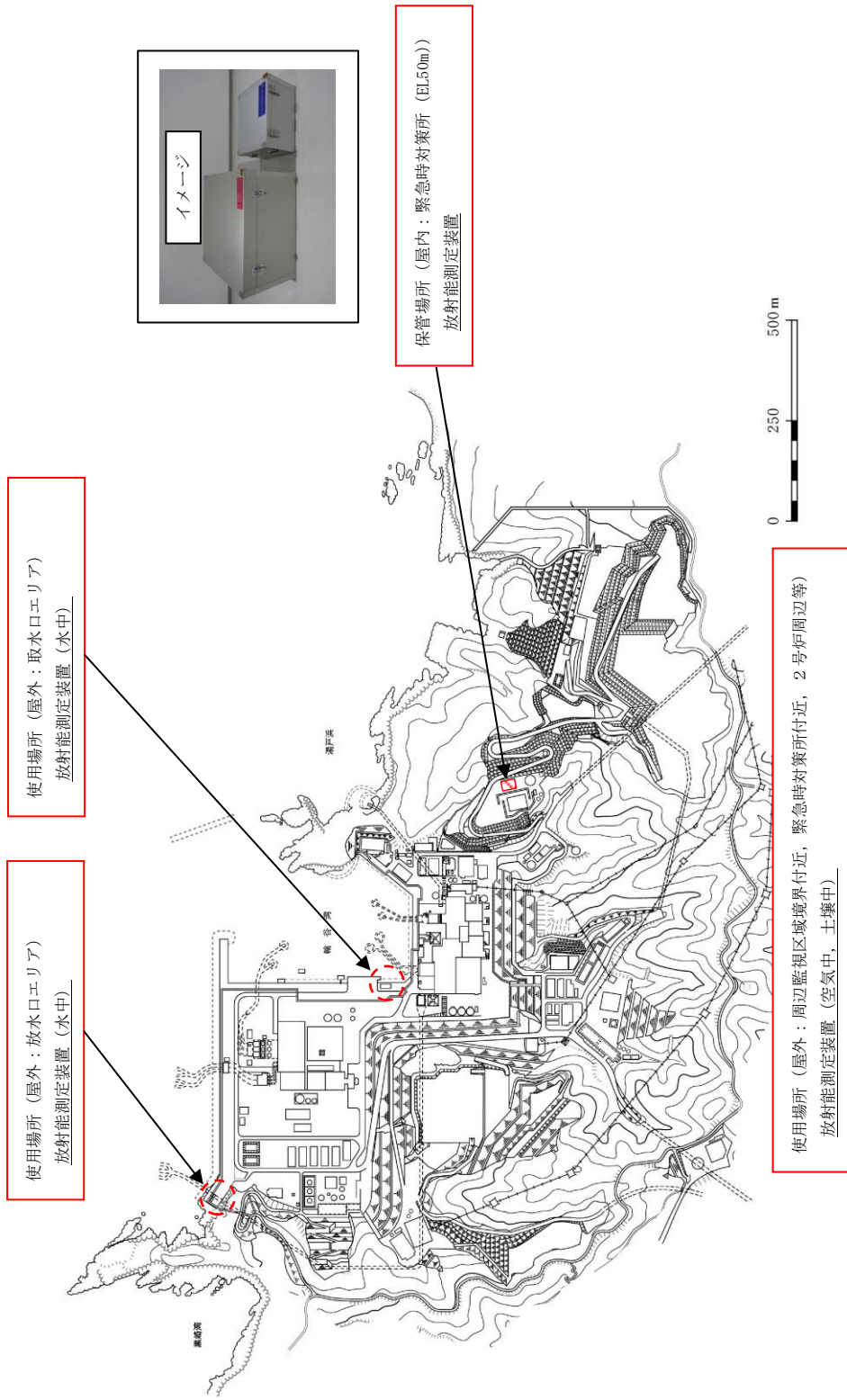
材 料 普通コンクリート

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



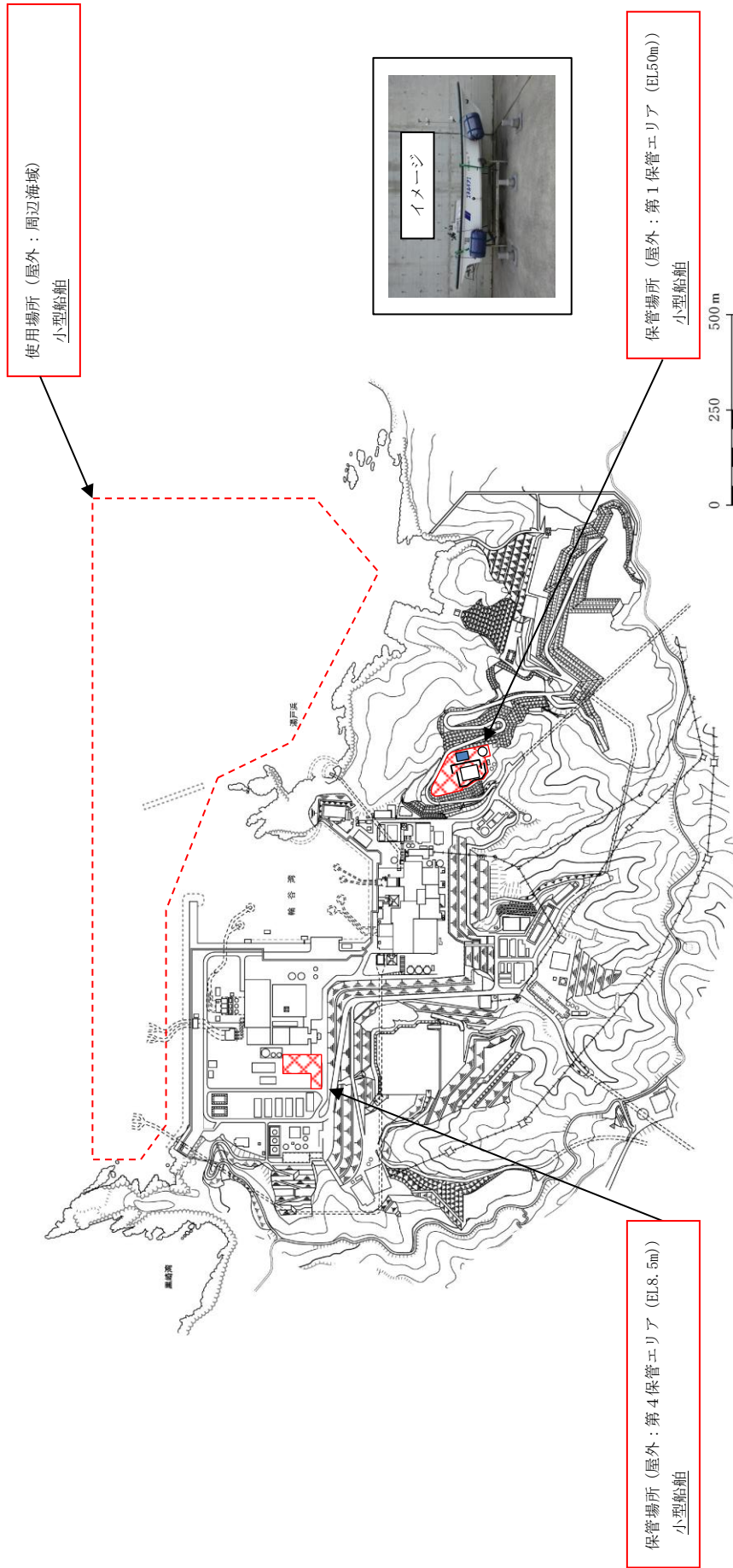
現場の状況により設置場所を変更する。

第8.1-2図 可搬式モニタリング・ポストの保管場所及び設置場所図



現場の状況により使用場所を変更する。

第8.1-3図 放射能測定装置の保管場所及び使用場所図



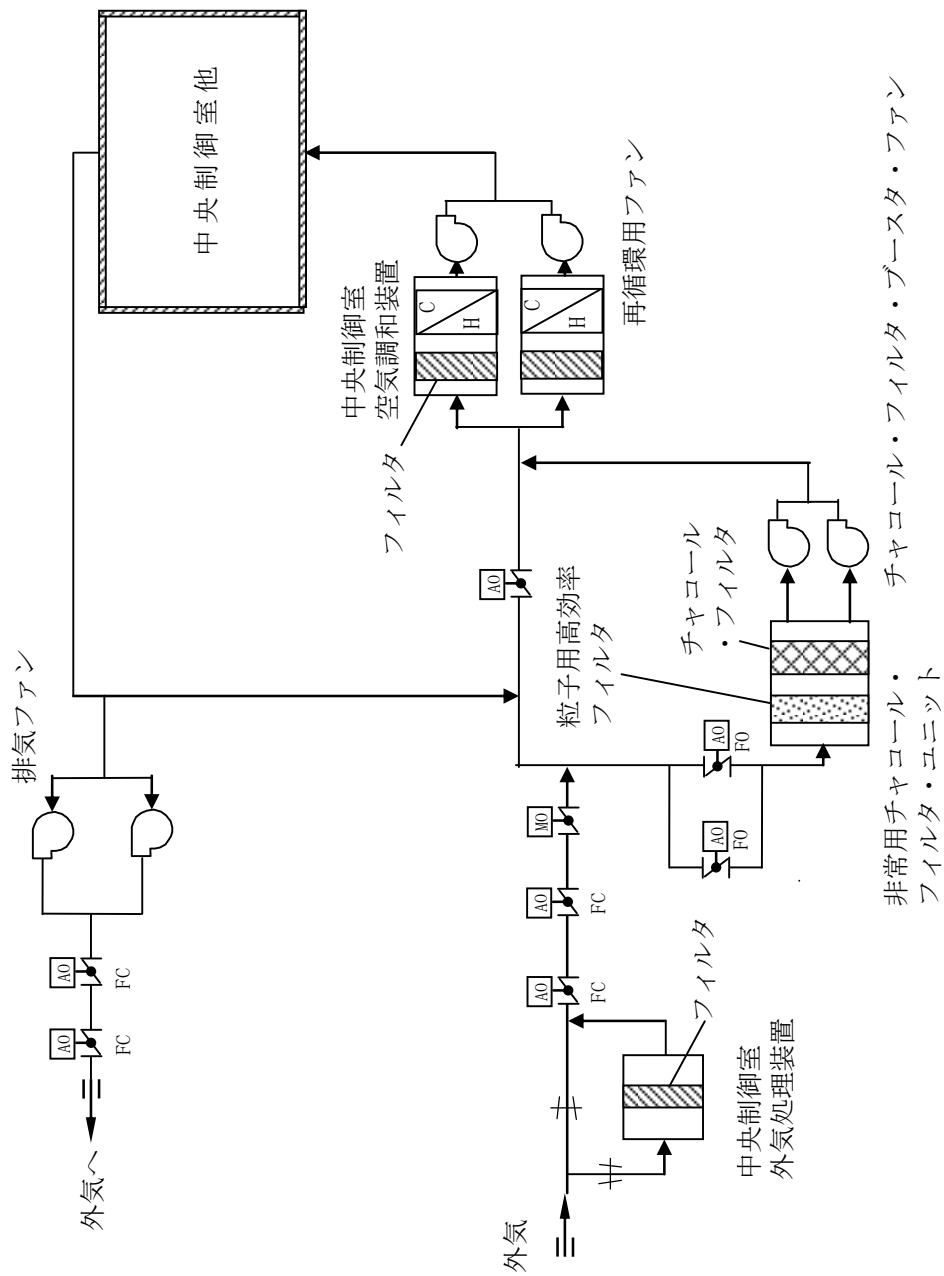
第8.1-4図 小型船舶の保管場所及び使用場所図

現場の状況により使用場所を変更する。



現場の状況により設置場所を変更する。

第8.1-5図 可搬式気象観測装置の保管場所及び設置場所図



第8.2-3図 中央制御室換気系系統概要図

9. 原子炉格納施設

9.1 原子炉格納施設

9.1.1 通常運転時等

9.1.1.1 概要

原子炉格納施設は、冷却材喪失事故時に発生する放射性物質を原子炉格納容器で隔離し、所定の漏えい量以下に抑えることによりその放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制する機能を持ち、原子炉格納容器、格納容器内ガス濃度制御系及び格納容器冷却系で構成する一次格納施設並びに原子炉建物原子炉棟及び非常用ガス処理系で構成する二次格納施設がある。

9.1.1.2 設計方針

(4) 構造強度

原子炉格納容器は通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される静荷重・動荷重に地震荷重を適切に組合せた状態で健全性を損なわない構造強度を有するように設計する。

(12) 試験可能性

下記の試験検査が可能なように設計する。

- a. 格納容器漏えい率試験
- b. 格納容器貫通部漏えい試験
- c. 格納容器隔離弁試験
- d. 格納容器冷却系の作動試験
- e. 非常用ガス処理系の試験
- f. 原子炉棟気密試験
- g. 可燃性ガス濃度制御系作動試験

9.1.1.3 主要設備の仕様

設備の仕様を以下の表に示す。

第9.1-1表 一次格納施設主要仕様

第9.1-2表 格納容器内ガス濃度制御系主要仕様

第 9.1-3 表 格納容器スプレイ・ヘッダ主要仕様

第 9.1-4 表 非常用ガス処理系主要仕様

9.1.1.4 主要設備

原子炉格納施設の構造概要を第 9.1-1 図に示す。

9.1.1.4.1 一次格納施設

9.1.1.4.1.1 原子炉格納容器

(5) 隔離弁

c. その他の特別設計

主蒸気系及び原子炉隔離時冷却系，原子炉浄化系及び残留熱除去系のうち，原子炉圧力容器から出て，原子炉格納容器の外側に向かう流れを有し，逆止弁を設けない配管の隔離弁については，当該配管の破断時にこれを検出し速やかに自動隔離できるよう検出装置及び閉鎖信号を設ける。

これらの隔離弁は，原子炉水位低，格納容器圧力高，若しくは主蒸気管放射線高等の信号によって自動的に閉鎖するか，遠隔手動により閉鎖するか又は逆止弁動作により閉鎖し，原子炉格納容器から放射性物質が漏えいするのを防ぐ。

なお，ここにいう遠隔手動により閉鎖される弁とは，例えば非常用炉心冷却系のように，事故時にその弁の設けられている系統が作動することが必要な系統の隔離弁をいい，この弁は事故時にしかるべき信号により自動開となり，必要に応じて遠隔手動により閉鎖することができる。

主要な隔離弁の構成を第 9.1-2 図に示す。

9.1.1.4.1.3 格納容器冷却系

冷却材喪失事故後，サプレッション・プール水は，本系統によってドライウエル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイされる。

ドライウエル内にスプレイされた水は，水位がベント管口に達した後はベント管を通過して，サプレッション・チェンバ内にもどり，サプレッショ

ン・チェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去系の熱交換器で冷却された後、再びスプレイされる。

本系統は、「5.2 残留熱除去系」の運転モードの1つである格納容器冷却モードであり、第5.2-4図に示すように完全に独立な2系統で構成し、1系統で再循環配管破断による冷却材流出のエネルギー、崩壊熱及び燃料の過熱に伴う燃料被覆管(ジルカロイ)と水との反応による発生熱を除去し、格納容器内圧力及び温度が原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度をこえるのを防ぐことができるようにする。

本系統の流量のうち、約95%をドライウェル内に、残りの約5%をサブプレッション・チェンバ内にスプレイする。

熱交換器は、原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)によって冷却する。

冷却材喪失事故時には、残留熱除去系は低圧注水系として自動起動し、次に遠隔手動操作により、電動弁を切り替えることによって格納容器冷却系としての機能を有するような設計としている。

残留熱除去系(格納容器冷却系)は、事故後の動的機器の単一故障、又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、当該設備に要求される安全機能を達成できる設計とする。

単一設計とする格納容器スプレイ・ヘッド(サブプレッション・チェンバ側)については、当該設備に要求される安全機能に最も影響を与えると考えられる静的機器の単一故障を仮定した場合でも、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。

また、残留熱除去系の1系統をドライウェルスプレイ、もう1系統をサブプレッション・プール水冷却モードで運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。

格納容器冷却系の主要な設計仕様については、「5.2 残留熱除去系」に記述する。

格納容器スプレイ・ヘッドの主要仕様を第9.1-3表に記す。

重大事故等時の格納容器冷却系は、「9.1.2 重大事故等時」に記述する。

9.1.1.4.2 二次格納施設

9.1.1.4.2.1 原子炉棟

原子炉建物原子炉棟の機器搬出入及び作業員のためのエア・ロックは、電氣的にインターロックされた二重ドアになっており、その他すべての貫通部も十分シールされているので、原子炉建物原子炉棟は気密性が高く、第 9.1-4 図に示す非常用ガス処理系の排気ファン 1 台で内部空気を引いた場合、原子炉建物原子炉棟内は水柱約 6 mm の負圧に保たれ、原子炉建物原子炉棟外から内部への空気漏入は、原子炉建物原子炉棟空間部容積に対して 100%/d 以下である。

9.1.1.4.2.2 非常用ガス処理系

非常用ガス処理系の系統図を第 9.1-4 図に示す。

本系統は、100%容量のもの 2 系統からなり、各系統は、湿分除去装置、粒子用高効率フィルタ、よう素用チャコール・フィルタからなる前置及び後置ガス処理装置並びにファン等で構成する。1 系統で原子炉建物原子炉棟を水柱約 6 mm の負圧に保ち、原子炉建物原子炉棟内空気の 100%を 1 日で処理する能力をもっている。

この系のよう素用チャコール・フィルタのよう素除去効率は、前置ガス処理装置で 97%以上⁽¹⁾、後置ガス処理装置で 99%以上⁽¹⁾（それぞれ相対湿度 70%以下において）、また、これらの総合効率は 99.97%以上に設計する。粒子用高効率フィルタは、粒子状物質の 99.9%以上を除去するよう設計する。

この系により処理されたガスは、排気筒に沿って設ける排気管（標高約 130m）を通して放出する。この系は、非常用電源に接続しており、外部電源喪失時でも運転制御が可能である。非常用ガス処理系の主要仕様を第 9.1-4 表に示す。

非常用ガス処理系は、原子炉冷却材喪失事故時及び燃料集合体の落下時に短期間では動的機器の単一故障を、長期間では動的機器の単一故障若し

くは想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は原子炉建物原子炉棟内の放射性物質の濃度低減機能を達成できる設計とする。

なお、単一設計とする配管の一部については、劣化モードに対する適切な保守、管理を実施し、故障の発生を低く抑えるとともに、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。

9.1.2 重大事故等時

9.1.2.1 原子炉格納容器

9.1.2.1.1 概要

原子炉格納容器は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力の2倍の圧力及び200℃の温度以下で閉じ込め機能を損なわない設計とする。

また、原子炉格納容器内に設置される真空破壊装置は、想定される重大事故等時において、ドライウエル圧力がサブプレッション・チェンバ圧力より低下した場合に圧力差により自動的に働き、サブプレッション・プール水のドライウエルへの逆流及びドライウエルの外圧による破損を防止できる設計とする。

9.1.2.1.2 設計方針

9.1.2.1.2.1 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉格納容器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.1.2.1.2.2 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

原子炉格納容器は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、原子炉格納容器は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器の閉じ込め機能を損なわないよう、原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

重大事故等対処設備による原子炉圧力容器への注水、ドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内へのスプレー並びに原子炉格納容器下部への注水は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

9.1.2.1.3 主要設備及び仕様

原子炉格納容器（重大事故等時）の主要仕様は第9.1-5表に示す。

9.1.2.1.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

原子炉格納容器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。

9.1.2.2 格納容器冷却系

9.1.2.2.1 概要

格納容器冷却系は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。本系統は、残留熱除去系のうち一つのモードであり、「5.2 残留熱除去系」に記載する。

9.1.2.3 原子炉棟

9.1.2.3.1 概要

原子炉建物原子炉棟は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる設計とする。原子炉建物原子炉

棟の気密バウンダリの一部として原子炉建物原子炉棟に設置する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室の居住性確保のために原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリを形成する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止できる設計とする。なお、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室から遠隔操作又は現場において人力により操作できる設計とする。

また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、原子炉格納容器外での配管破断事故時に原子炉建物原子炉棟内の圧力が上昇し、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放設定圧力に到達した場合に開放する機能を有する設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置については、「6.10 制御室」に記載する。

9.1.2.3.2 設計方針

9.1.2.3.2.1 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉建物原子炉棟は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等時においても使用するため、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、誤開放しない設計とする。また、中央制御室の居住性確保のために原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリを形成する必要がある場合においても原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置により開口部を速やかに閉止できる設計とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.1.2.3.2.2 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

原子炉建物原子炉棟は、想定される重大事故等時における原子炉建物原

子炉棟内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

9.1.2.3.2.3 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

中央制御室の居住性確保のために原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリを形成する必要がある場合、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、遠隔又は現場において手動で開口部を閉止できる設計とする。

9.1.2.3.3 主要設備及び仕様

原子炉建物原子炉棟（重大事故等時）の主要仕様を第9.1-6表に示す。

9.1.2.3.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

原子炉建物原子炉棟は、発電用原子炉運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

9.2 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

9.2.1 概要

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器内の冷却等のための設備の系統概要図を第 9.2-1 図から第 9.2-4 図に示す。

また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）については、「5.2 残留熱除去系」に記載する。

9.2.2 設計方針

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための設備として、格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を設ける。

(1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（常設）を使用する。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッダからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・低圧原子炉代替注水ポンプ
- ・低圧原子炉代替注水槽（5.7 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、残留熱除去系の配管及び弁、格納容器スプレイ・ヘッダを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却
残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を使用する。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を經由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・大量送水車
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、残留熱除去系の配管及び弁、格納容器スプレイ・ヘッド並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対

処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（常設）は、「(1) a. (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、「(1) a. (b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（格納容器冷却モード）を復旧する。

残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

本系統に使用する冷却水は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・原子炉補機代替冷却系（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）の復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）を復旧する。

残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器により、サブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

本システムに使用する冷却水は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・原子炉補機代替冷却系（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対

処設備として使用し、設計基準事故対処設備である残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（常設）を使用する。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

本系統の詳細については、「(1) a. (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却」に記載する。

(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を使用する。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を経由して格納容器スプレイ・ヘッドからド

ライウエル内にスプレーすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

また、スプレーした水が原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

格納容器代替スプレー系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

格納容器代替スプレー系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。

本系統の詳細については、「(1) a. (b) 格納容器代替スプレー系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」に記載する。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 格納容器代替スプレー系（常設）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレー系（常設）は、「(1) a. (a) 格納容器代替スプレー系（常設）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(b) 格納容器代替スプレー系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失

又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、「(1) a. (b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

- (c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備は、「(1) b. (c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧」と同じである。

- (d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）の復旧

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備は、「(1) b. (d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）の復旧」と同じである。

格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。

残留熱除去系については、「5.2 残留熱除去系」に記載する。

大量送水車、低圧原子炉代替注水槽及びサプレッション・チェンバについては、「5.7 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に記載する。

原子炉補機冷却系及び原子炉補機代替冷却系については、「5.10

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に記載する。

原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設」に記載する。

非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」に記載する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備及び燃料補給設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

9.2.2.1 多様性及び独立性，位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器代替スプレイ系（常設）は，残留熱除去系（格納容器冷却モード）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動できることで，非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去ポンプを用いた残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して多様性を有する設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，格納容器代替スプレイ系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また，格納容器代替スプレイ系（常設）は，低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで，サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して異なる水源を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は，原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで，原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及びサプレッション・チェンバと共通要因によって同時

に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び格納容器代替スプレイ系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び格納容器代替スプレイ系（常設）に対して多様性を有する設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、代替淡水源を水源とすることで、サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び低圧原子炉代替注水槽を水源とする格納容器代替スプレイ系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。

大量送水車は、原子炉建物及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性、独立性及び位置的分散については「10.2 代替電源設備」に記載する。

9.2.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、通常時は大量送水車を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

格納容器代替スプレイ系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有する設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有するものを1セット1台使用する。

保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

また、大量送水車は、想定される重大事故等時において、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）との同時使用を考慮して、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

9.2.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

格納容器代替スプレイ系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

また、格納容器代替スプレイ系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

大量送水車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間

とすることで、設備への影響を考慮する。

9.2.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

大量送水車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

大量送水車を接続する接続口については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。

9.2.3 主要設備及び仕様

原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要機器仕様を第 9.2-1 表に示す。

9.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に

示す。

格納容器代替スプレイ系（常設）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

また，格納容器代替スプレイ系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは，発電用原子炉の停止中に，分解及び外観の確認が可能な設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに，分解又は取替えが可能な設計とする。

また，大量送水車は，車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

9.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

9.3.1 概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の系統概要図を第 9.3-1 図から第 9.3-3 図に示す。

9.3.2 設計方針

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、残留熱代替除去系を設ける。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、格納容器フィルタベント系を設ける。

(1) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、残留熱代替除去系を使用する。

残留熱代替除去系は、残留熱代替除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、残留熱代替除去ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに、ベント管を経て、サプレッション・チェンバに戻ることで循環する。

残留熱代替除去系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源

設備からの給電が可能な設計とする。残留熱除去系熱交換器は、残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車により冷却できる設計とする。

原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器を搭載した移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、移動式代替熱交換設備を屋外の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車を屋内の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系に海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

大型送水ポンプ車の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 残留熱代替除去ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 移動式代替熱交換設備
- ・ 大型送水ポンプ車
- ・ サプレッション・チェンバ（5.7 重大事故等の収束に必要な水の供給設備）
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

残留熱代替除去系の流路として、残留熱除去系の配管，弁，ストレー

ナ及び低圧原子炉代替注水系の配管及び弁並びに格納容器スプレイ・ヘッドを重大事故等対処設備として使用する。

原子炉補機代替冷却系の流路として、原子炉補機冷却系の配管、弁及びサージタンク並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器及び原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の取水口、取水管及び取水槽を重大事故等対処設備として使用する。

(2) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系を使用する。格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

第1ベントフィルタスクラバ容器は4個を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去できる設計とする。また、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。

本系統はサプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保するとともに燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的に

も溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とする。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器フィルタベント系の使用後に再度、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用とする。

格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構によって人力による操作が可能な設計とする。遠隔手動弁操作機構の操作場所は、原子炉建物付属棟内とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、放射線防護を考慮した設計とする。

また、排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。

系統内に設ける圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器等は、第1ベントフィルタ格納槽内に設置し、第1ベントフィルタスクラバ容器等の周囲には遮蔽体を設け、格納容器フィルタベント系の使用時に本

系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 第1 ベントフィルタスクラバ容器
- ・ 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器
- ・ 圧力開放板
- ・ 遠隔手動弁操作機構
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、窒素ガス制御系、非常用ガス処理系及び格納容器フィルタベント系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

原子炉圧力容器については、「5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備」に記載する。

サプレッション・チェンバについては、「5.7 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」に記載する。

原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設」に記載する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

非常用取水設備については、「10.7 非常用取水設備」に記載する。

9.3.2.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。

残留熱代替除去系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との離隔を考慮した設計とする。

残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物附属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建物原子炉棟内に設置し、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、残留熱代

替除去系と格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」に記載する。

9.3.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

残留熱代替除去系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、サプレッション・チェンバのプール水に含まれる放射性物質の系外放出を防止するため、残留熱代替除去系は閉ループにて構成する設計とする。

残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系は、通常時は移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、原子炉補機冷却系（区分Ⅰ，Ⅱ）と原子炉補機代替冷却系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器フィルタベント系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、格納容器フィルタベント系は、重大事故等時の排出経路と非常用ガス処理系、原子炉棟換気系の他系統及び機器との間に隔離弁を直列に2

個設置し、格納容器フィルタベント系使用時に確実に隔離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.3.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な原子炉圧力容器への注水流量及び原子炉格納容器へのスプレー流量を有する設計とする。

残留熱代替除去系の残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系と兼用しており、設計基準事故対処設備としての伝熱容量が、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉補機代替冷却系での圧力損失を考慮しても原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を除去するために屋外の接続口を使用する場合は、必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備 1 セット 1 台と大型送水ポンプ車 1 セット 1 台を使用する。また、屋内の接続口を使用する場合は、大型送水ポンプ車 1 セット 1 台を使用する。移動式代替熱交換設備の保有数は、2 セット 2 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 3 台を保管する。大型送水ポンプ車の保有数は、2 セット 2 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 3 台を保管する。

また、原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポン

プ車は、想定される重大事故等時において、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱と燃料プール冷却系による燃料プールの除熱に使用するため、各系統の必要な流量を確保できる容量を有する設計とする。

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器内を減圧させるため、原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、格納容器フィルタベント系での圧力損失を考慮しても十分な排出流量を有する設計とする。第1ベントフィルタスクラバ容器は4個を並列に設置し、第1ベントフィルタスクラバ容器1個当たりの排出流量を同等とする設計とする。

第1ベントフィルタスクラバ容器は、想定される重大事故等時において、粒子状放射性物質に対する除去効率が99.9%以上確保できる設計とする。また、スクラビング水の待機時の薬物添加濃度は、想定される重大事故等時のスクラビング水のpH値の低下を考慮しても、無機よう素に対する除去効率が99%以上確保できるpH値を維持できる設計とする。第1ベントフィルタスクラバ容器の金属フィルタは、想定される重大事故等時において、金属フィルタに流入するエアロゾル量に対して十分な容量を有する設計とする。

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の銀ゼオライト吸着層は、想定される排気ガスの流量に対して、有機よう素に対する除去効率が98%以上となるために必要な排気ガス滞留時間を確保できる吸着層の厚さを有する設計とする。

圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

9.3.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物附属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

残留熱代替除去ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

残留熱代替除去系の残留熱除去系熱交換器は原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

残留熱代替除去系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室から遠隔で可能な設計とする。残留熱代替除去系運転後における弁の操作は、配管等の周囲の線量を考慮して、中央制御室又は離れた場所から遠隔で可能な設計とする。

残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

大型送水ポンプ車と移動式代替熱交換設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

移動式代替熱交換設備の海水通水側及び大型送水ポンプ車は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。また、原子炉補機代替冷却系の淡水通水側は淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先して使用することで、設備への影響を考慮する。

残留熱代替除去系運転後における配管等の周囲の線量低減のため、フラッシングが可能な設計とする。

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は第1ベントフィルタ格納槽内に、遠隔手

動弁操作機構（操作部を除く。）は原子炉建物原子炉棟内に、遠隔手動弁操作機構（操作部）は原子炉建物附属棟内に、圧力開放板は屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。格納容器フィルタベント系の排出経路に設置される隔離弁の操作は、原子炉建物附属棟内への遠隔手動弁操作機構の設置及び必要に応じた遮蔽材の設置により、想定される重大事故等時において、離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。

また、排出経路に設置される隔離弁については、中央制御室から操作が可能な設計とする。

9.3.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

残留熱代替除去系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

残留熱代替除去ポンプ及び系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

また、残留熱代替除去系の運転中に残留熱除去系ストレーナが閉塞した場合においては、逆洗操作が可能な設計とする。

残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、附属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、中央制御室の操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続する接続口については、フランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。

大型送水ポンプ車と移動式代替熱交換設備との接続は、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

格納容器フィルタベント系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁には、炉心の著しい損傷が発生した場合において、現場において人力で弁の操作ができるよう、遠隔手動弁操作機構を設置するとともに、操作場所は原子炉建物付属棟内とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。

また、排出経路に設置される隔離弁については、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

9.3.3 主要設備及び仕様

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様を第9.3-1表に示す。

9.3.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

残留熱代替除去系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、残留熱代替除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動

作の確認が可能な設計とする。また、原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備の移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。

また、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

格納容器フィルタベント系は、発電用原子炉の停止中に排出経路の隔離弁の開閉動作及び漏えいの確認が可能な設計とする。

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器は、発電用原子炉の停止中に内部構造物の外観の確認が可能な設計とする。

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、発電用原子炉の停止中に内部構造物の外観の確認及び内部に設置されている銀ゼオライト試験片を用いた性能の確認が可能な設計とする。

圧力開放板は、発電用原子炉の停止中に取替えが可能な設計とする。

9.4 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

9.4.1 概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の系統概要図を第9.4-1図から第9.4-7図に示す。

9.4.2 設計方針

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止できるよう、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための設備として、ペDESTAL代替注水系（常設）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を設ける。

また、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合に、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を抑制するための設備として、コリウムシールドを設ける。

(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備

a. ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、ペDESTAL代替注水系（常設）を使用する。

ペDESTAL代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウェル内にスプレイすることで原子炉格

納容器下部へ流入し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

また、コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 低圧原子炉代替注水ポンプ
- ・ コリウムシールド
- ・ 低圧原子炉代替注水槽（5.7 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、残留熱除去系の配管及び弁、格納容器スプレイ・ヘッドを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

b. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、ペDESTAL代替注水系（可搬型）を使用する。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、大量送水車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水

をペDESTAL代替注水系を經由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。

また、コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 大量送水車
- ・ コリウムシールド
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、ホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

c. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を使用する。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を經由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウェル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ流入し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

本系統の詳細については、「9.2 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に記載する。

また、コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。

(2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

a. 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（常設）を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

本系統の詳細については、「5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

b. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を使用する。なお、この場合は、ほう酸水

注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

本系統の詳細については、「5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

c. 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、高圧原子炉代替注水系を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

本系統の詳細については、「5.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

d. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を使用する。なお、この場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び高圧原子炉代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行して行う。

本系統の詳細については、「6.7 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。

大量送水車、低圧原子炉代替注水槽については、「5.7 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に記載する。

原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設」に記載する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

9.4.2.1 多重性又は多様性及び独立性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、共通要因によって同時に機能を損な

わないよう、ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車をディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。

ペDESTAL代替注水系（常設）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、ペDESTAL代替注水系（常設）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また、ペDESTAL代替注水系（常設）は低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで、代替淡水源を水源とするペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）に対して、異なる水源を有する設計とする。

更に、ペDESTAL代替注水系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、格納容器スプレイ・ヘッドによるドライウェル内へのスプレイにより原子炉格納容器下部へ注水することで、原子炉格納容器下部に直接注水するペDESTAL代替注水系（可搬型）の流路に対して独立性を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、大量送水車は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及

び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、ペDESTAL代替注水系（常設）並びにペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」に記載する。

9.4.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、通常時は大量送水車を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

コリウムシールドは、他の設備と独立して設置することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、コリウムシールドは、スリットを

設けることで、原子炉格納容器下部に設置されているドライウェル床ドレンサンプの原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えい検出機能に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

9.4.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために必要な注水流量を有する設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）の大量送水車は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために必要な注水流量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

コリウムシールドは、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心が、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへ流入することを抑制するために必要な厚さを有する設計とする。

9.4.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

ペDESTAL代替注水系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

また、ペDESTAL代替注水系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）の大量送水車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。大量送水車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

コリウムシールドは、原子炉格納容器下部に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

9.4.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）の大量送水車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

大量送水車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計

とする。

大量送水車を接続する接続口については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。

9.4.3 主要設備及び仕様

原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備の主要機器仕様を第9.4-1表に示す。

9.4.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁開閉動作の確認が可能な設計とする。また、ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）の大量送水車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。また、大量送水車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

コリウムシールドは、発電用原子炉の停止中に外観の確認が可能な設計とする。

9.5 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

9.5.1 概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の系統概要図を第9.5-1図から第9.5-4図に示す。

9.5.2 設計方針

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、窒素ガス代替注入系を設ける。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備として、格納容器フィルタベント系を設ける。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を監視する設備として、水素濃度監視設備を設ける。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化する設計とする。

(1) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

a. 窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の不活性化

原子炉格納容器内を不活性化するための重大事故等対処設備として、

窒素ガス代替注入系を使用する。

窒素ガス代替注入系は、可搬式窒素供給装置、配管・ホース・弁類等で構成し、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満にすることが可能な設計とする。

可搬式窒素供給装置は、付属のディーゼル発電機からの給電により駆動できる設計とし、燃料はガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬式窒素供給装置
- ・燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、配管、弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系を使用する。

格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器

へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、第1ベントフィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口水素濃度を設ける。また、放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定できるよう、第1ベントフィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設ける。第1ベントフィルタ出口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 第1ベントフィルタスクラバ容器
- ・ 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器
- ・ 圧力開放板
- ・ 第1ベントフィルタ出口水素濃度
- ・ 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）

- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型直流電源設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、窒素ガス制御系、非常用ガス処理系及び格納容器フィルタベント系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

本システムのうち第1ベントフィルタ出口水素濃度及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の詳細については、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」に記載し、その他系統の詳細については、「9.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

(2) 原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

a. 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）を使用する。

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・格納容器水素濃度（S A）
- ・格納容器酸素濃度（S A）
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）

b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）を使用する。

格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

なお、原子炉補機代替冷却系から冷却水を供給することにより、サンプリングガスを冷却できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・格納容器水素濃度（B系）
- ・格納容器酸素濃度（B系）
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）

原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設」に記載する。

常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備については、「10.2

代替電源設備」に記載する。

9.5.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は，屋外の保管場所に分散して保管することで，位置的分散を図る設計とする。

格納容器フィルタベント系は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は，格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，異なる冷却方式とすることで多様性を有する設計とする。

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は，格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，検出器の設置箇所の位置的分散を図る設計とする。

また，格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また，サンプリングガスの冷却に必要な冷却水は，原子炉補機冷却系に対して多様性を有する原子炉補機代替冷却系から供給が可能な設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については、「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉補機代替冷却系の多様性，位置的分散については、「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に記載する。

9.5.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」

に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬式窒素供給装置は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬式窒素供給装置は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、他の設備と電気的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.5.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、想定される重大事故等時において、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内における水素ガス及び酸素ガスを排出する前までに、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満にするために必要な窒素供給容量を確保するため1セット1台使用する。保有数は、1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、その可燃限界濃度を測定で

きる設計とする。

9.5.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬式窒素供給装置の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）のサンプリング装置の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

9.5.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。

可搬式窒素供給装置は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

可搬式窒素供給装置を接続する接続口については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、想定される重大事故等時において、中央制御室にて監視及びサンプリング装置の操作が可能な設計とする。

9.5.3 主要設備及び仕様

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の主要機器仕様を第9.5-1表に示す。

9.5.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。

可搬式窒素供給装置は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）のサンプリング装置は、発電用原子炉の停止中に運転により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

9.6 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備

9.6.1 概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の構造図及び系統概要図を第 9.6-1 図から第 9.6-3 図に示す。

9.6.2 設計方針

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度制御設備として、静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を設ける。また、原子炉建物内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定するための設備として、原子炉建物水素濃度監視設備を設ける。

(1) 水素濃度制御による原子炉建物等の損傷を防止するための設備

a. 静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、水素濃度制御設備である静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を使用する。

静的触媒式水素処理装置は、運転員の起動操作を必要とせずに、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建物原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素処理装置の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 静的触媒式水素処理装置
- ・ 静的触媒式水素処理装置入口温度
- ・ 静的触媒式水素処理装置出口温度
- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型直流電源設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、原子炉建物原子炉棟を重大事故等対処設備として使用する。

b. 水素濃度監視

(a) 原子炉建物水素濃度監視設備による水素濃度測定

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素ガスの濃度を測定するため、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる重大事故等対処設備として、原子炉建物水素濃度監視設備である原子炉建物水素濃度を使用する。

原子炉建物水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とし、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 原子炉建物水素濃度
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）

- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）

常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備については，「10.2 代替電源設備」に記載する。

9.6.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については，「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度と原子炉建物水素濃度は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。また，静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。原子炉建物水素濃度は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により作動できる設計とする。電源設備の多様性，位置的分散については，「10.2 代替電源設備」に記載する。

9.6.2.2 悪影響防止

基本方針については，「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

静的触媒式水素処理装置は，原子炉建物原子炉棟4階壁面近傍等に設置し，他の設備と独立して作動する設計とするとともに，重大事故等時の再結合反応による温度上昇が重大事故等時に使用する他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

静的触媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度は，他の設備と電氣的な分離を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は，静的触媒式水素処理装置

内の水素ガス流路を妨げない配置及び寸法とすることで、静的触媒式水素処理装置の水素処理性能に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.6.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

静的触媒式水素処理装置は、想定される重大事故等時において、有効燃料部の被覆管がジルコニウム-水反応により全て反応したときに発生する水素ガス（約 1,000kg）が、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍における原子炉格納容器漏えい率に対して保守的に設定した漏えい率（10%/日）で漏えいした場合において、ガス状水素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても、原子炉建物原子炉棟の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計とする。

また、静的触媒式水素処理装置は、原子炉建物原子炉棟内の水素ガスの効率的な除去を考慮して分散させ、適切な位置に配置する。

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度範囲を測定できる設計とする。

原子炉建物水素濃度は、原子炉建物原子炉棟4階の壁面及び天井付近に分散させた適切な位置に配置し、想定される重大事故等時において、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度を測定できる設計とする。また、原子炉建物水素濃度は、原子炉建物原子炉棟4階以外の水素ガスが漏えいする可能性の高いエリアに設置するとともに非常用ガス処理系吸込配管近傍にも設置し、水素ガスの早期検知及び滞留状況を把握できる設計とする。

9.6.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計と

する。

9.6.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」を示す。

静的触媒式水素処理装置，静的触媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度は，想定される重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

静的触媒式水素処理装置は，水素ガスと酸素ガスが流入すると触媒反応によって受動的に起動する設備とし，操作不要な設計とする。静的触媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度は，中央制御室で監視が可能な設計とする。

9.6.3 主要設備及び仕様

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の主要機器仕様を第9.6-1表に示す。

9.6.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

静的触媒式水素処理装置は，発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として触媒カートリッジの水素処理性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は，発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

原子炉建物水素濃度は，発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

9.7 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

9.7.1 概要

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の系統概要図及び配置図を第9.7-1図から第9.7-3図に示す。

9.7.2 設計方針

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として、原子炉建物放水設備及び海洋拡散抑制設備を設ける。

また、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設備として、原子炉建物放水設備を設ける。

(1) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備

a. 大気への放射性物質の拡散抑制

(a) 原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制

大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、原子炉建物放水設備を使用する。

原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車、放水砲、ホース等で構成し、大型送水ポンプ車により海水をホースを經由して放水砲から原子炉建物へ放水できる設計とする。大型送水ポンプ車及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建物に向けて放水できる設計とする。

大型送水ポンプ車の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高

圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・大型送水ポンプ車
- ・放水砲
- ・燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、ホースを重大事故等対処設備として使用する。

b. 海洋への放射性物質の拡散抑制

(a) 海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制

海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋拡散抑制設備を使用する。

海洋拡散抑制設備は、放射性物質吸着材、シルトフェンス等で構成する。放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるように、雨水排水路集水柵3箇所に設置できる設計とする。

シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する2箇所（2号炉放水接合槽及び輪谷湾）に設置できる設計とし、輪谷湾は小型船舶により設置できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・放射性物質吸着材
- ・シルトフェンス
- ・小型船舶

(2) 原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備

a. 航空機燃料火災への泡消火

(a) 原子炉建物放水設備による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応

するための重大事故等対処設備として、原子炉建物放水設備を使用する。

原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車、放水砲、泡消火薬剤容器、ホース等で構成し、大型送水ポンプ車により海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建物周辺へ放水できる設計とする。大型送水ポンプ車の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 大型送水ポンプ車
- ・ 放水砲
- ・ 泡消火薬剤容器
- ・ 燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、ホースを重大事故等対処設備として使用する。

燃料補給設備については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

9.7.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉建物放水設備又は海洋拡散抑制設備である大型送水ポンプ車、放水砲、泡消火薬剤容器、放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶は、原子炉建物から離れた屋外に保管する。

9.7.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉建物放水設備又は海洋拡散抑制設備である大型送水ポンプ車、放水砲、泡消火薬剤容器、放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶

は、他の設備から独立して保管及び使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。なお、放射性物質吸着材は、透過性を考慮した設計とすることで、雨水排水路集水枥等からの溢水により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、仮に閉塞した場合においても、放射性物質吸着材の吊り上げ等によって流路を確保することができる設計とする。

放水砲は、放水砲の使用を想定する重大事故等時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大型送水ポンプ車及び放水砲は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大型送水ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.7.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

原子炉建物放水設備である大型送水ポンプ車及び放水砲は、想定される重大事故等時において、大気への放射性物質の拡散抑制又は航空機燃料火災への対応に対して、移動等ができる設計とし、放水砲による直状放射により原子炉建物の最高点である屋上に放水又は噴霧放射により広範囲に放水するために必要な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

海洋拡散抑制設備である放射性物質吸着材は、想定される重大事故等時において、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、雨水排水路集水枥3箇所に設置する。保有数は、各設置場所に対して1組を保管する。

海洋拡散抑制設備であるシルトフェンスは、想定される重大事故等時において、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は、各設置場所の幅に応じて必要な本数計34本に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として各設置場所に対して2本を保管する。

海洋拡散抑制設備である小型船舶は、想定される重大事故等時において、設置場所にシルトフェンスを設置するために対応できる容量として、1セット1台使用する。保有数は、1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

9.7.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

原子炉建物放水設備又は海洋拡散抑制設備である大型送水ポンプ車、放水砲、泡消火薬剤容器、放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器の接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

小型船舶の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

大型送水ポンプ車、放水砲及び放射性物質吸着材は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。

大型送水ポンプ車は、海水を直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

シルトフェンスは海に設置し、小型船舶は海で使用するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

9.7.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

原子炉建物放水設備又は海洋拡散抑制設備である大型送水ポンプ車、放水砲、泡消火薬剤容器、放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器は、車両として屋外のア

アクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、大型送水ポンプ車及び放水砲は設置場所にて輪留めにより固定等ができる設計とする。

大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器の接続は、簡便な接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。

大型送水ポンプ車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。

大型送水ポンプ車及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から放水できる設計とする。

放射性物質吸着材は、車両により屋外のアクセスルートを通行して設置場所に運搬可能な設計とするとともに、容易に設置できる設計とする。

シルトフェンスは、車両により屋外のアクセスルートを通行して設置場所に運搬可能な設計とするとともに、小型船舶を用いて設置できる設計とする。

小型船舶は、車両により屋外のアクセスルートを通行して設置場所に運搬可能な設計とするとともに、使用場所において、操作スイッチにより起動し、容易に操縦できる設計とする。

9.7.3 主要設備及び仕様

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機器仕様を第9.7-1表に示す。

9.7.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

原子炉建物放水設備である大型送水ポンプ車及び放水砲は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、外観の確認が可能な設計とする。また、大型

送水ポンプ車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、分解又は取替えが可能な設計とする。

原子炉建物放水設備である泡消火薬剤容器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、内容量及び外観の確認が可能な設計とする。

また、大型送水ポンプ車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、車両として運転状態の確認が可能な設計とする。

海洋拡散抑制設備である放射性物質吸着材及びシルトフェンスは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、外観の確認が可能な設計とする。

小型船舶は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、動作及び外観の確認が可能な設計とする。

第 9.1-5 表 原子炉格納容器（重大事故等時）主要仕様

兼用する設備は以下のとおり。

・一次格納施設

形 式 圧力抑制形

最高使用圧力 427kPa[gage]

約853kPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）

最高使用温度

ドライウエル 171℃

サプレッション・チェンバ 104℃

材 料

炭素鋼（J I S G 3118 3種（SGV49）及び J I S G 3115 5種（SPV50））

第9.1-6表 原子炉建物原子炉棟（重大事故等時）主要仕様

構 造	鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造，ブローアウトパネル付き）
形 状	直方体
寸 法	
たて横	約52m×約52m
全 高	約62m
気 密 度	建物内空間容積の100%/d 以下（6.4mmAqの負圧時）

第9.2-1表 原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要機器仕様

(1) 格納容器代替スプレイ系（常設）

a. 低圧原子炉代替注水ポンプ

第5.6-1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

(2) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）

a. 大量送水車

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

第9.3-1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様

(1) 残留熱代替除去系

a. 残留熱代替除去ポンプ

台数	: 1 (予備 1)
容量	: 約150m ³ /h/台
全揚程	: 約70m

b. 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系

基数	: 1
伝熱容量	: 約9.1MW

c. 移動式代替熱交換設備

第3.5-1表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要仕様に記載する。

d. 大型送水ポンプ車

第3.5-1表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要仕様に記載する。

(2) 格納容器フィルタベント系

a. 第1ベントフィルタスクラバ容器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個数	4
系統設計流量	約9.8kg/s
放射性物質除去効率	99.9%以上 (粒子状放射性物質に対して) 99%以上 (無機よう素に対して)

材 料

スクラビング水 水酸化ナトリウム水溶液（pH13以上）

金属フィルタ ステンレス鋼

b. 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数 1

系統設計流量 約9.8kg/s

放射性物質除去効率 98%以上（有機よう素に対して）

材 料 銀ゼオライト

c. 圧力開放板

兼用する設備は以下のとおり。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数 1

設定破裂圧力 約80kPa[gage]

d. 遠隔手動弁操作機構

兼用する設備は以下のとおり。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

個 数 5

第9.4-1表 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備の主要機器仕様

(1) ペDESTAL代替注水系（常設）

a. 低圧原子炉代替注水ポンプ

第5.6-1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

(2) ペDESTAL代替注水系（可搬型）

a. 大量送水車

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(3) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）

a. 大量送水車

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(4) コリウムシールド

材 料 ジルコニア

厚 さ 約 0.13m

(5) 低圧原子炉代替注水系（常設）

a. 低圧原子炉代替注水ポンプ

第5.6-1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

(6) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）

a. 大量送水車

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(7) 高圧原子炉代替注水系

a. 高圧原子炉代替注水系ポンプ

第5.4-1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

(8) ほう酸水注入系

a. ほう酸水注入ポンプ

第6.1.2-3表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

b. ほう酸水貯蔵タンク

第 6.1.2-3 表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

第9.5-1表 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の
主要機器仕様

(1) 窒素ガス代替注入系

a. 可搬式窒素供給装置

台数	1 (予備1)
容量	約100m ³ /h[normal] /台

(2) 格納容器フィルタベント系

a. 第1ベントフィルタスクラバ容器

第9.3-1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

b. 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器

第9.3-1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

c. 圧力開放板

第9.3-1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

d. 第1ベントフィルタ出口水素濃度

第6.4-1表 計装設備 (重大事故等対処設備) の主要機器仕様に記載する。

e. 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

第6.4-1表 計装設備 (重大事故等対処設備) の主要機器仕様に記載する。

(3) 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備

a. 格納容器水素濃度 (S A)

第6.4-1表 計装設備 (重大事故等対処設備) の主要機器仕様に記載する。

b. 格納容器酸素濃度 (S A)

第6.4-1表 計装設備 (重大事故等対処設備) の主要機器仕様に記載する。

c. 格納容器水素濃度 (B系)

第6.4-1表 計装設備 (重大事故等対処設備) の主要機器仕様に記載する。

d. 格納容器酸素濃度 (B系)

第6.4-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

第9.6-1表 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の
主要機器仕様

(1) 静的触媒式水素処理装置

種 類	触媒反応式
個 数	18
水素処理容量	約 0.50kg/h/個

(水素濃度 4.0vol%, 100°C, 大気圧において)

(2) 静的触媒式水素処理装置入口温度

第6.4-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

(3) 静的触媒式水素処理装置出口温度

第6.4-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

(4) 原子炉建物水素濃度

第6.4-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

第9.7-1表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の
主要機器仕様

(1) 原子炉建物放水設備

a. 大型送水ポンプ車

兼用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プールの冷却等のための設備

台 数 1 (予備1)

容 量 1,800m³/h/台

吐出圧力 1.4MPa[gage]

b. 放水砲

兼用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プールの冷却等のための設備

台 数 1 (予備1)

c. 泡消火薬剤容器

個 数 5 (予備1)

容 量 1,000L/個

(2) 海洋拡散抑制設備

a. 放射性物質吸着材

(a) 雨水排水路集水柵 (No. 3排水路) 用

個 数 1組/箇所

(b) 雨水排水路集水柵 (2号炉放水槽南) 用

個 数 1組/箇所

(c) 雨水排水路集水柵 (2号炉廃棄物処理建物南) 用

個 数 1組/箇所

b. シルトフェンス

(a) 2号炉放水接合槽用

本 数 2 (予備2) ※1

高 さ 10m

幅 10m/本

※1 1本の二重構造

(b) 輪谷湾用

本 数 32 (予備 2) ※2

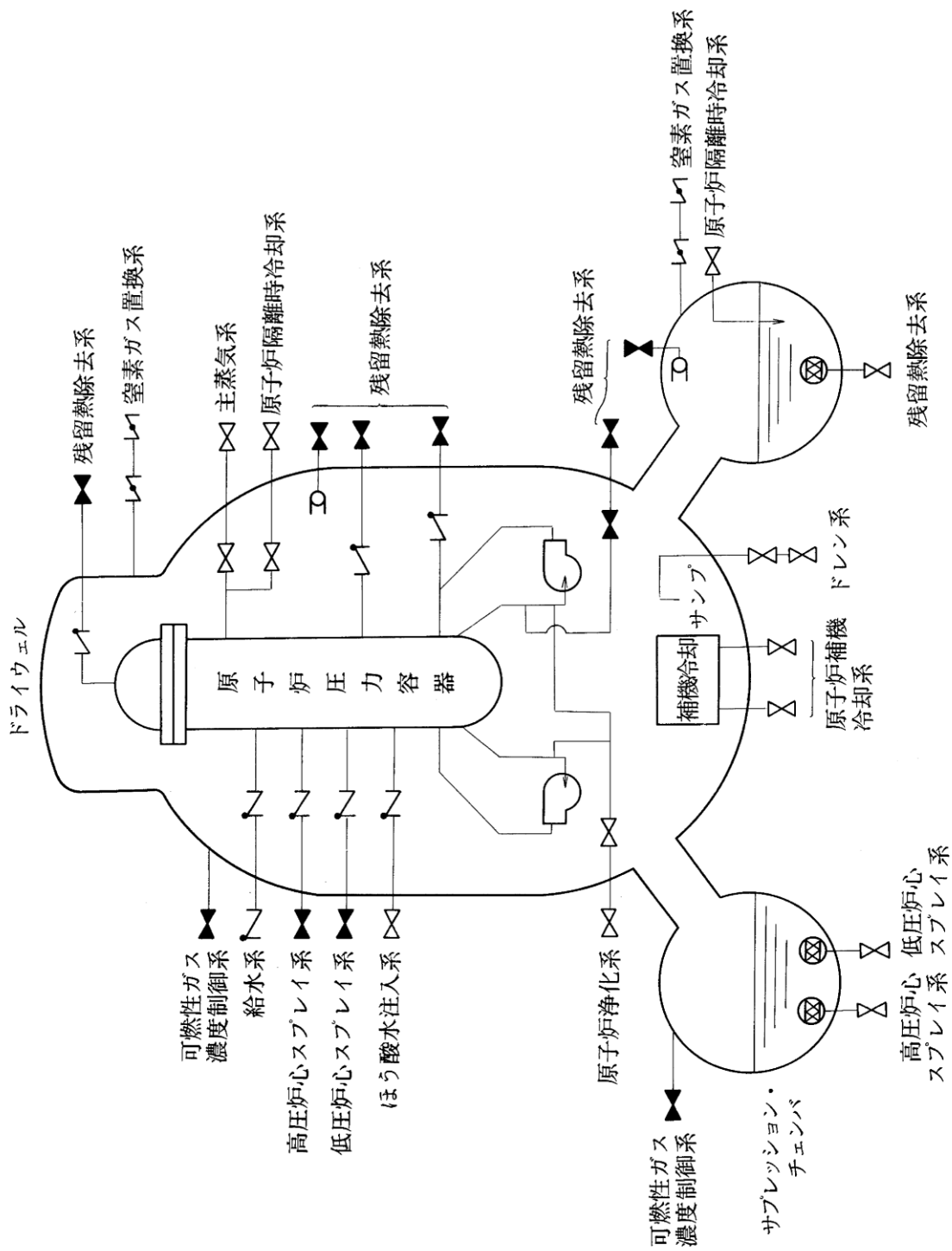
高 さ 7 ~ 20m

幅 20m/本

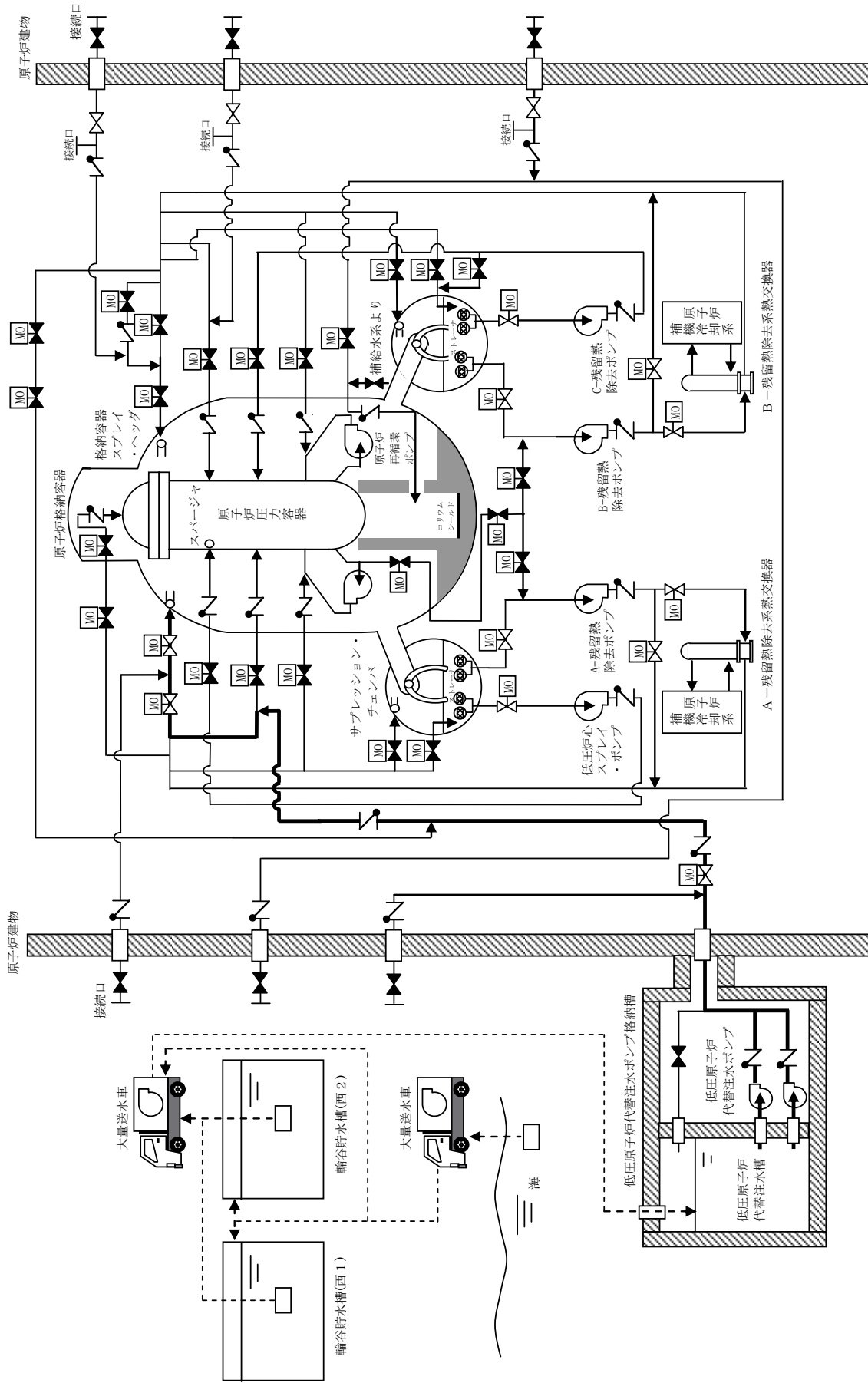
※2 16本の二重構造

c. 小型船舶

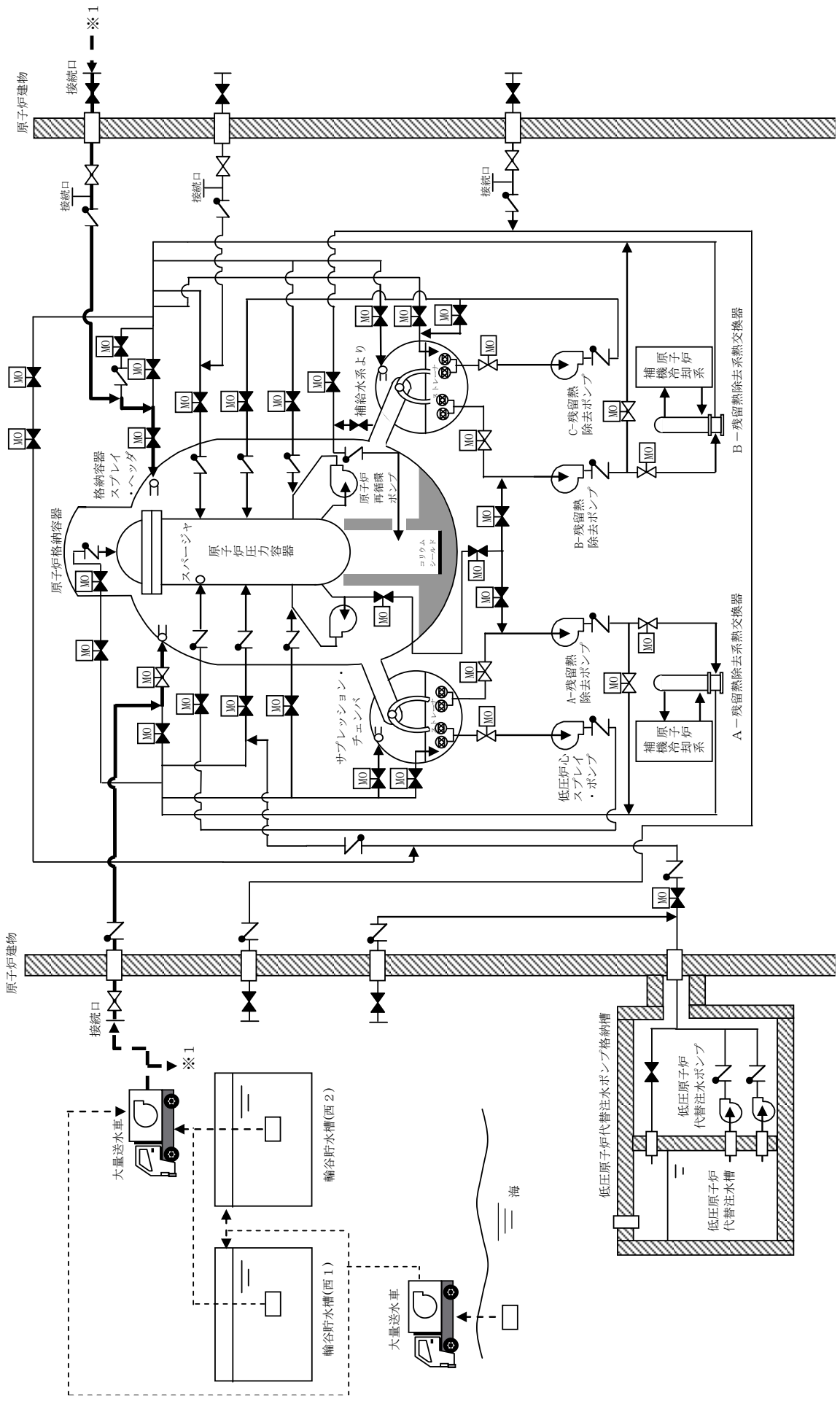
台 数 1 (予備 1)



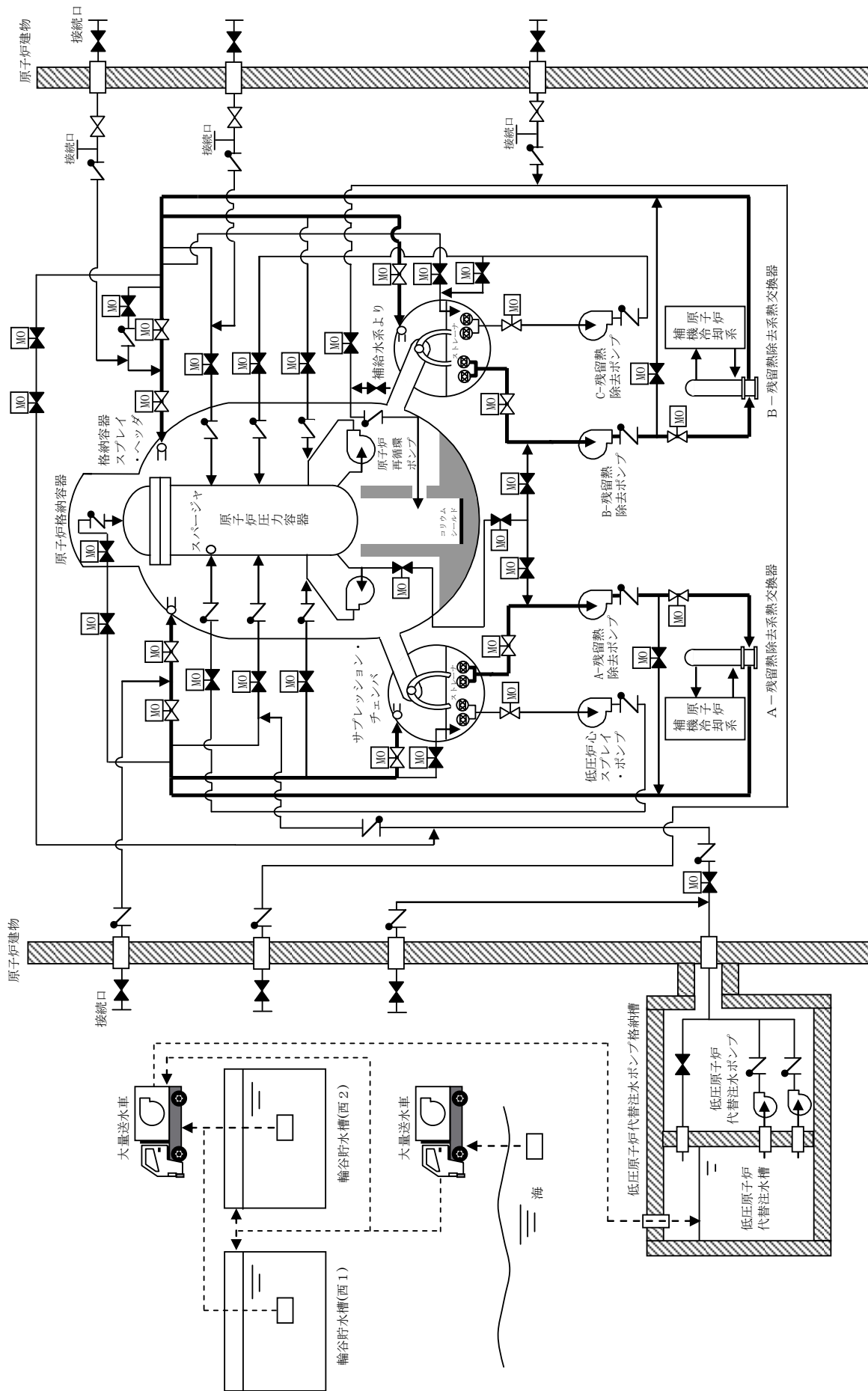
第9.1-2図 格納容器隔離弁構成概要図



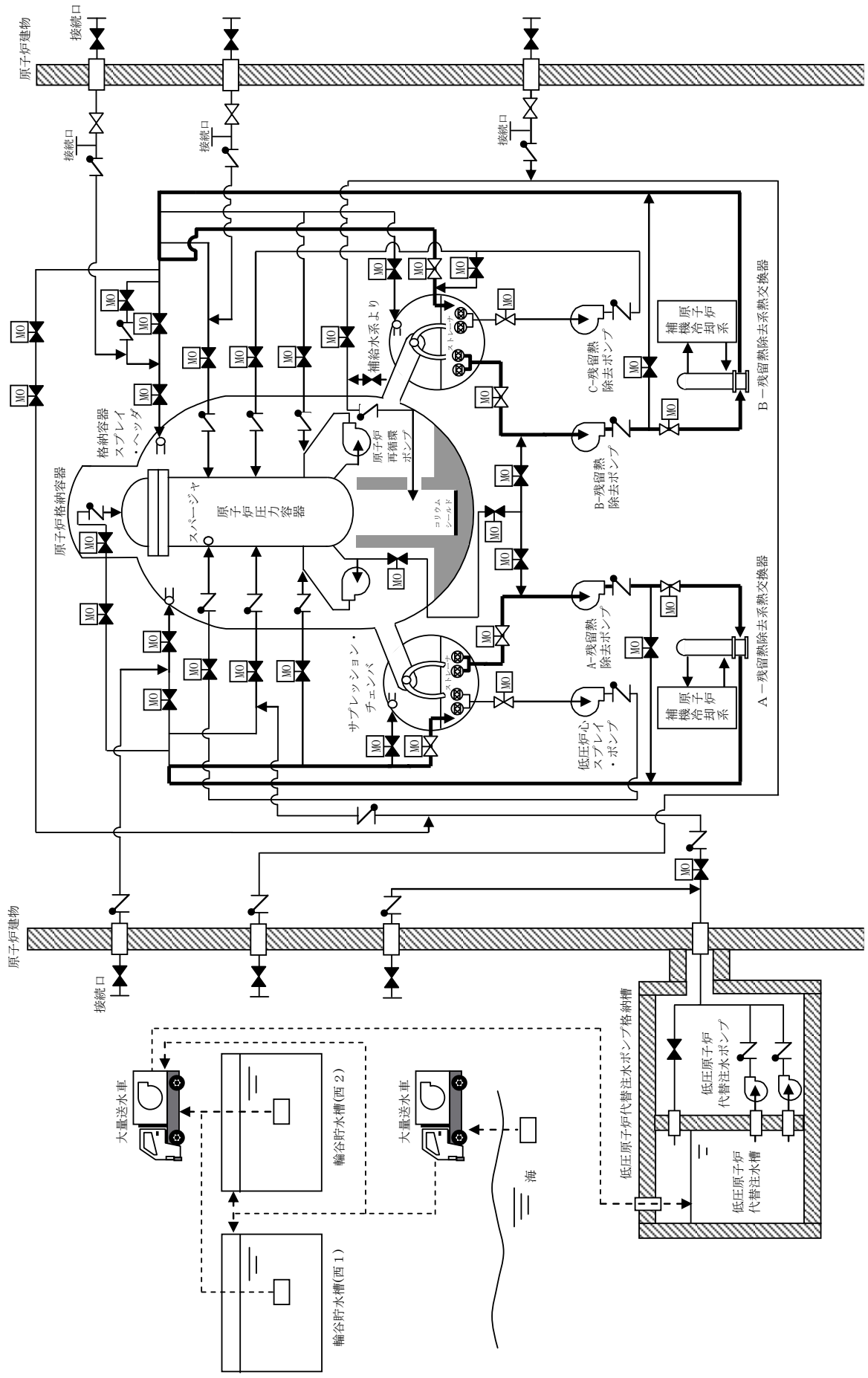
第9.2-1図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図
 (格納容器代替スプレー系(常設)による原子炉格納容器の冷却)



第9.2-2図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図
 (格納容器代替スプレー系 (可搬型) による原子炉格納容器の冷却)

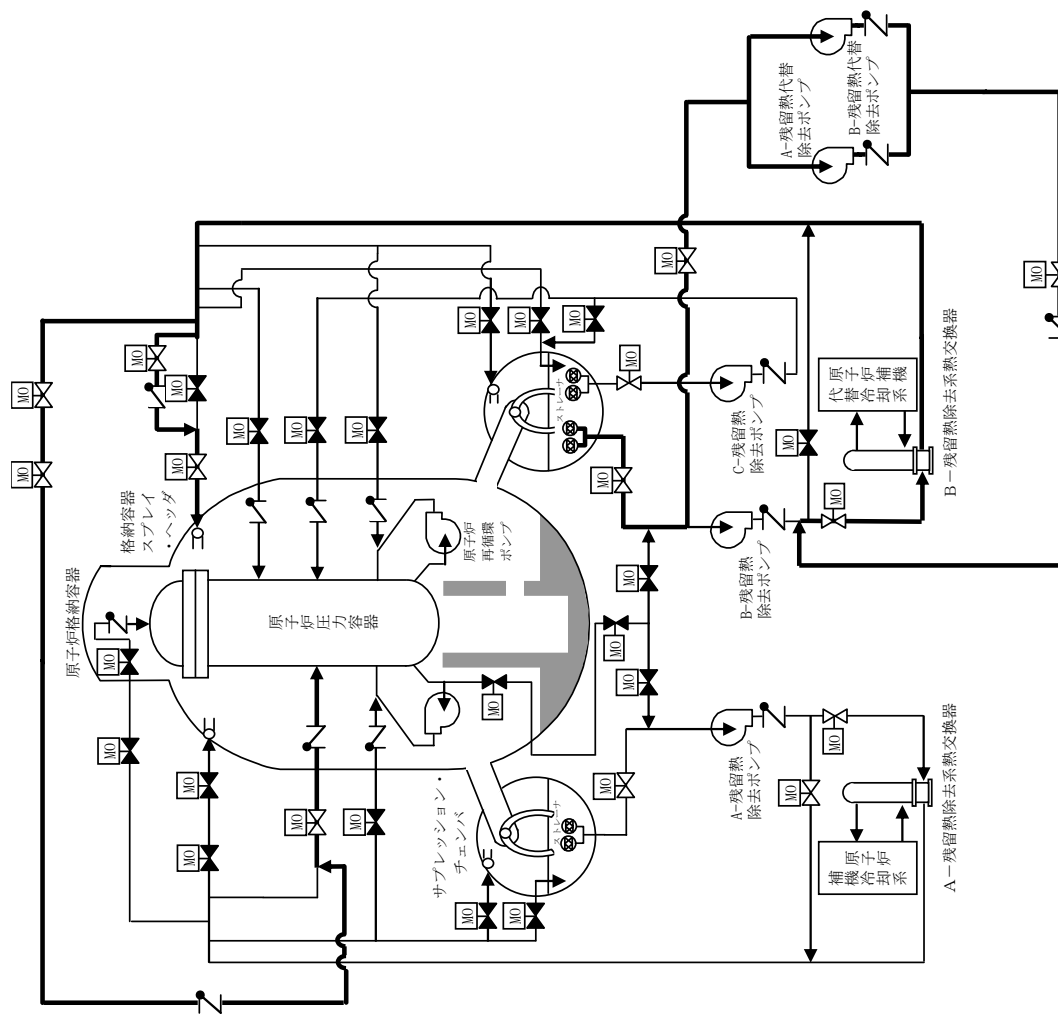


第9.2-3図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図
 (常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (格納容器冷却モード) の復旧)

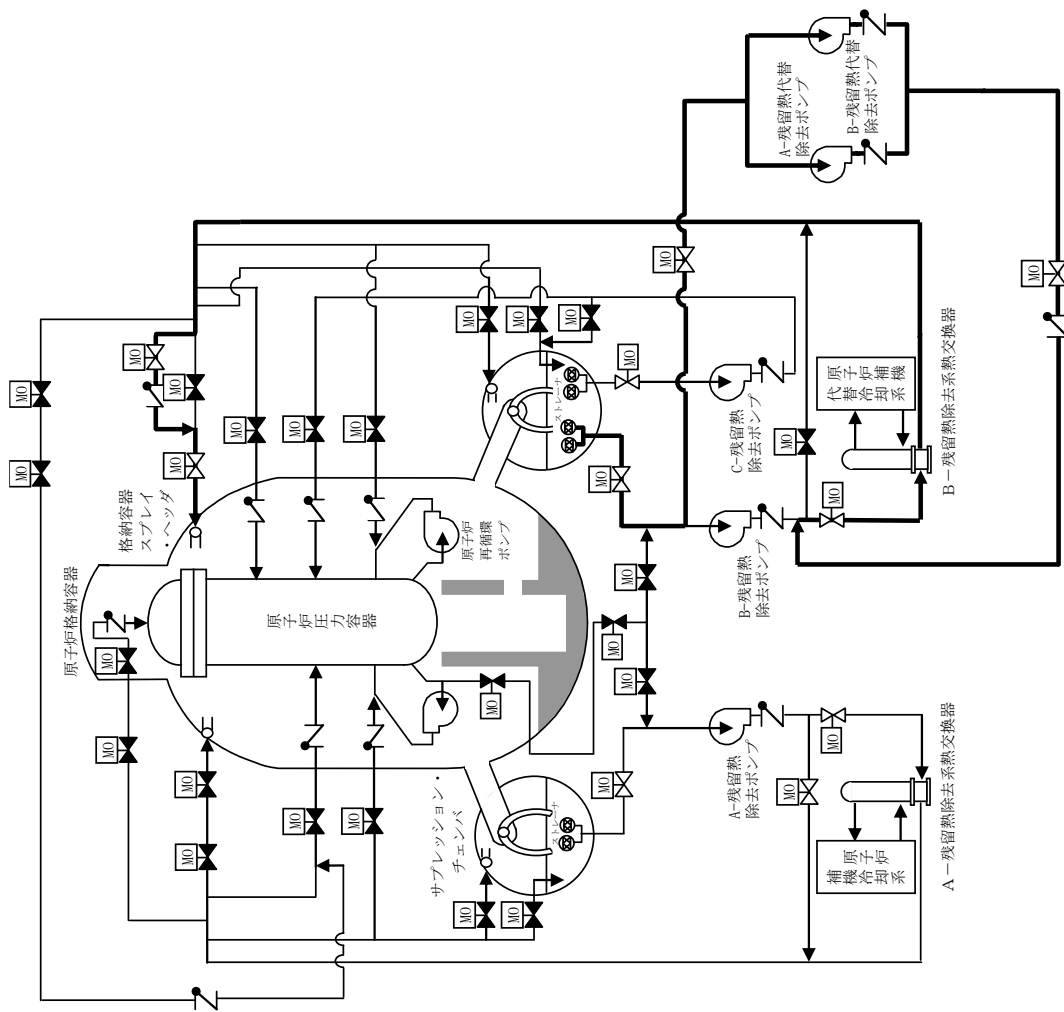


第9.2-4図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図

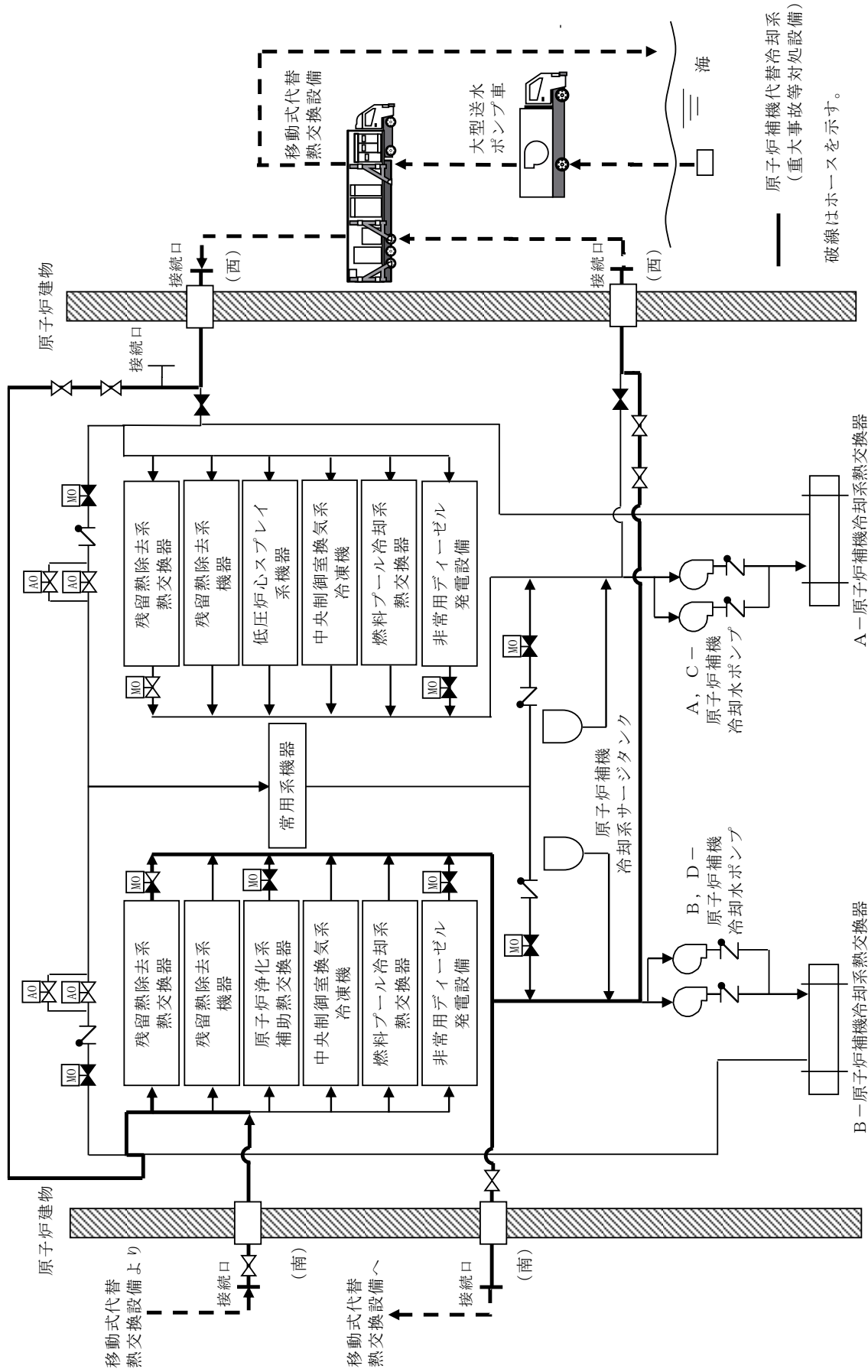
(常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (サブプレッション・プールの水冷却モード) の復旧)



第9.3-1図(1) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図
 (残留熱代替除去系による原子炉格納容器の減圧及び除熱
 (原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレッドを実施する場合))

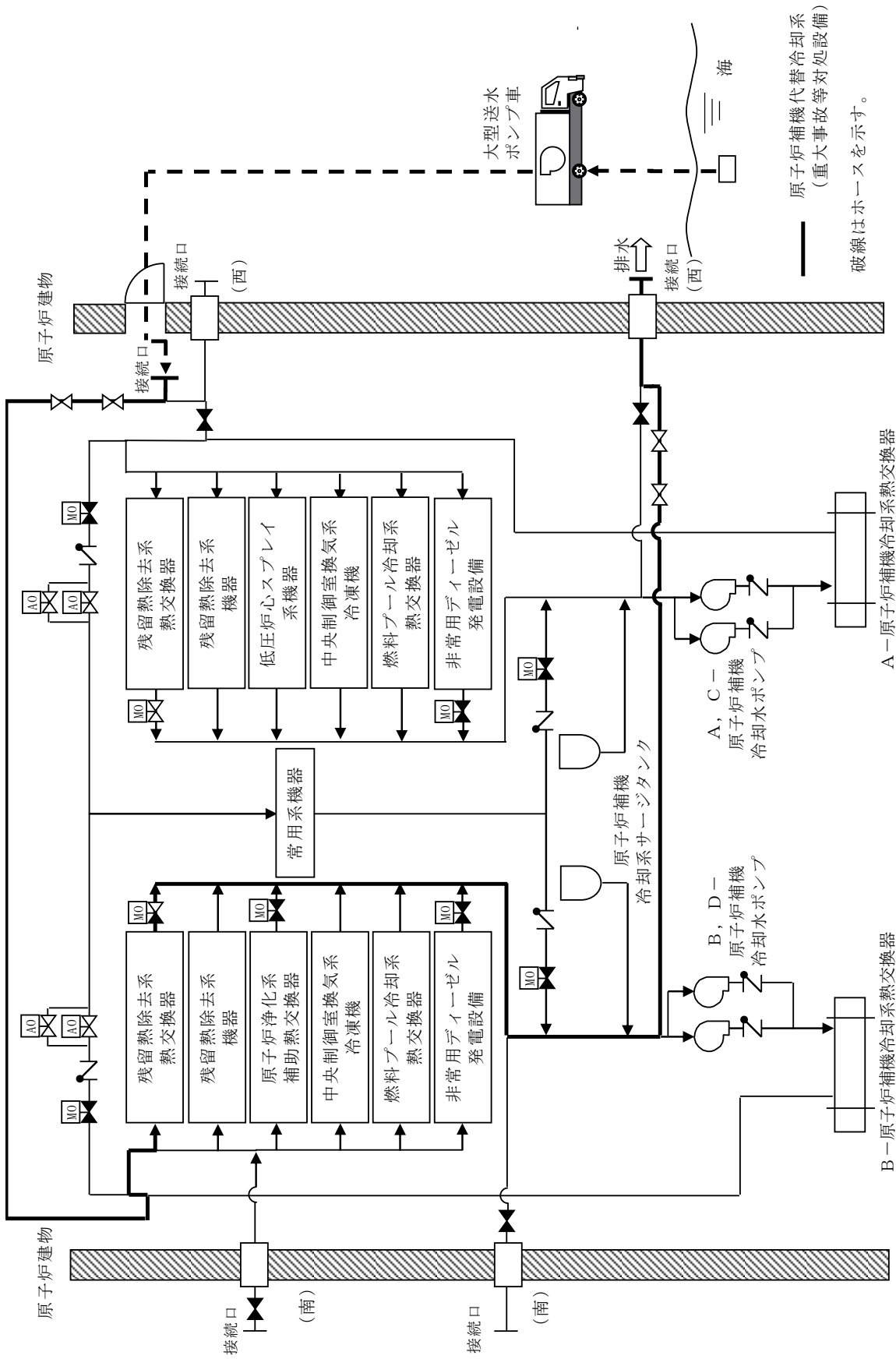


第9.3-1図(2) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図
 (残留熱代替除去系による原子炉格納容器の減圧及び除熱
 (原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器へのスプレッドを実施する場合))

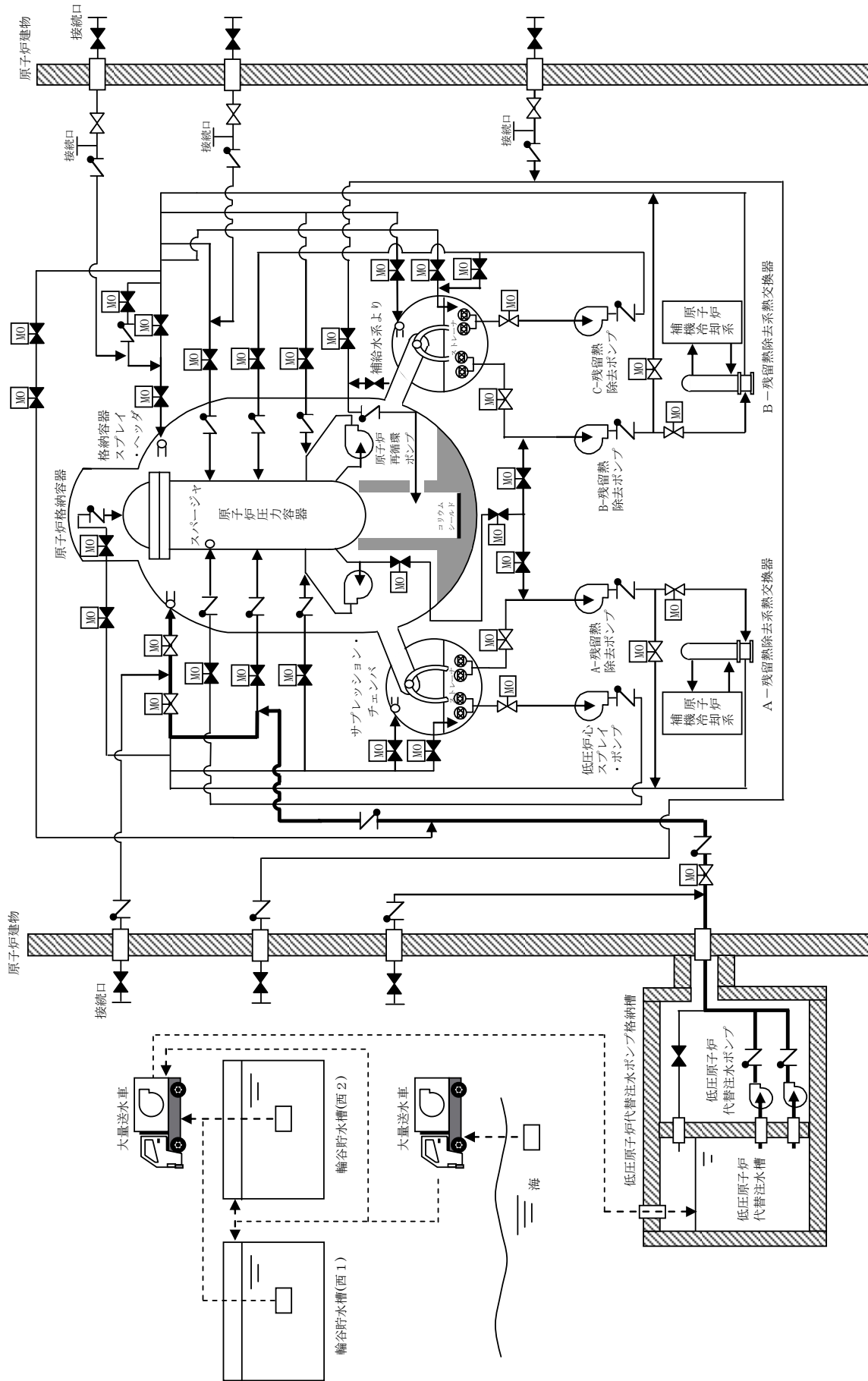


第9.3-2図(1) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図

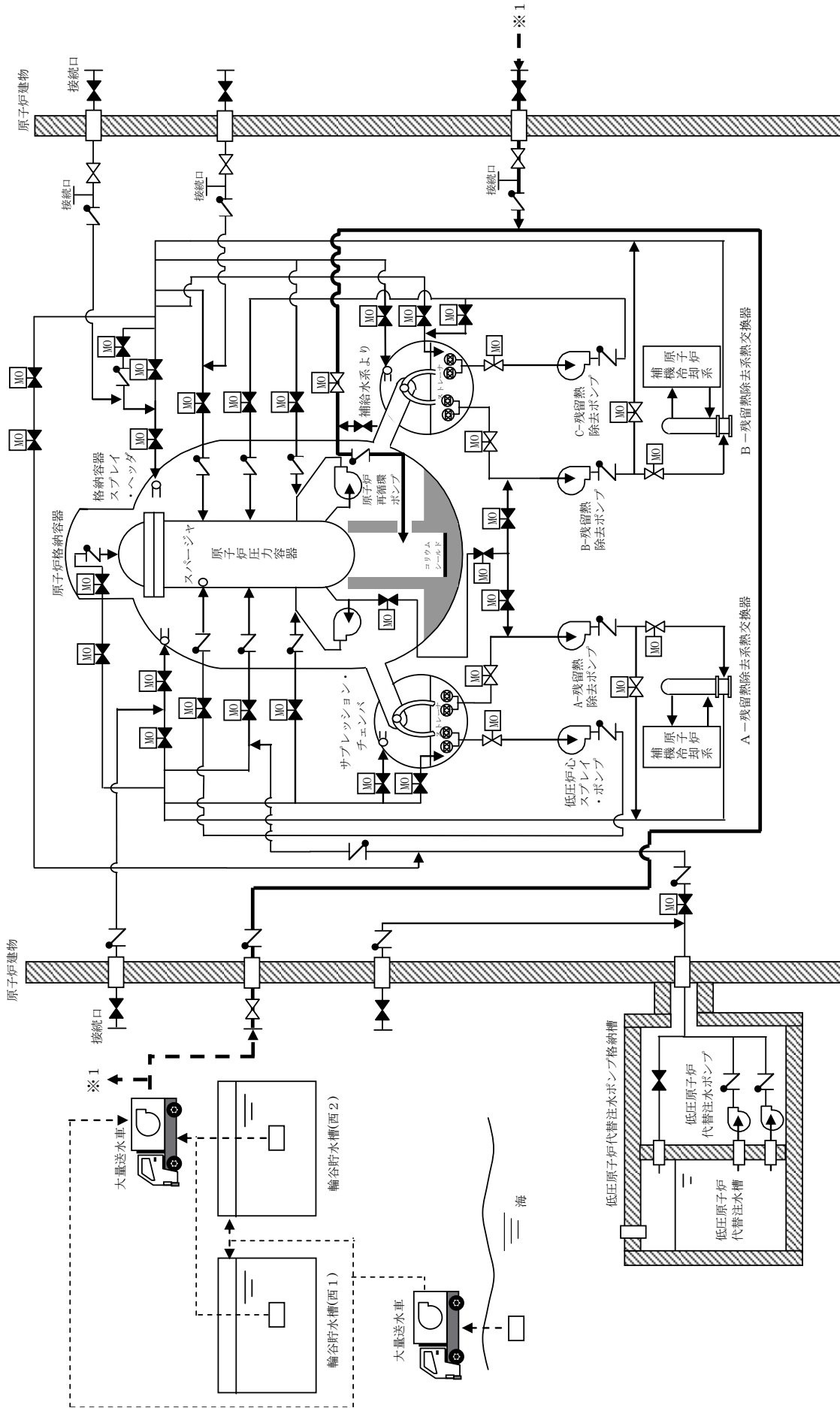
(残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(原子炉補機代替冷却系)(屋外の接続口を使用))



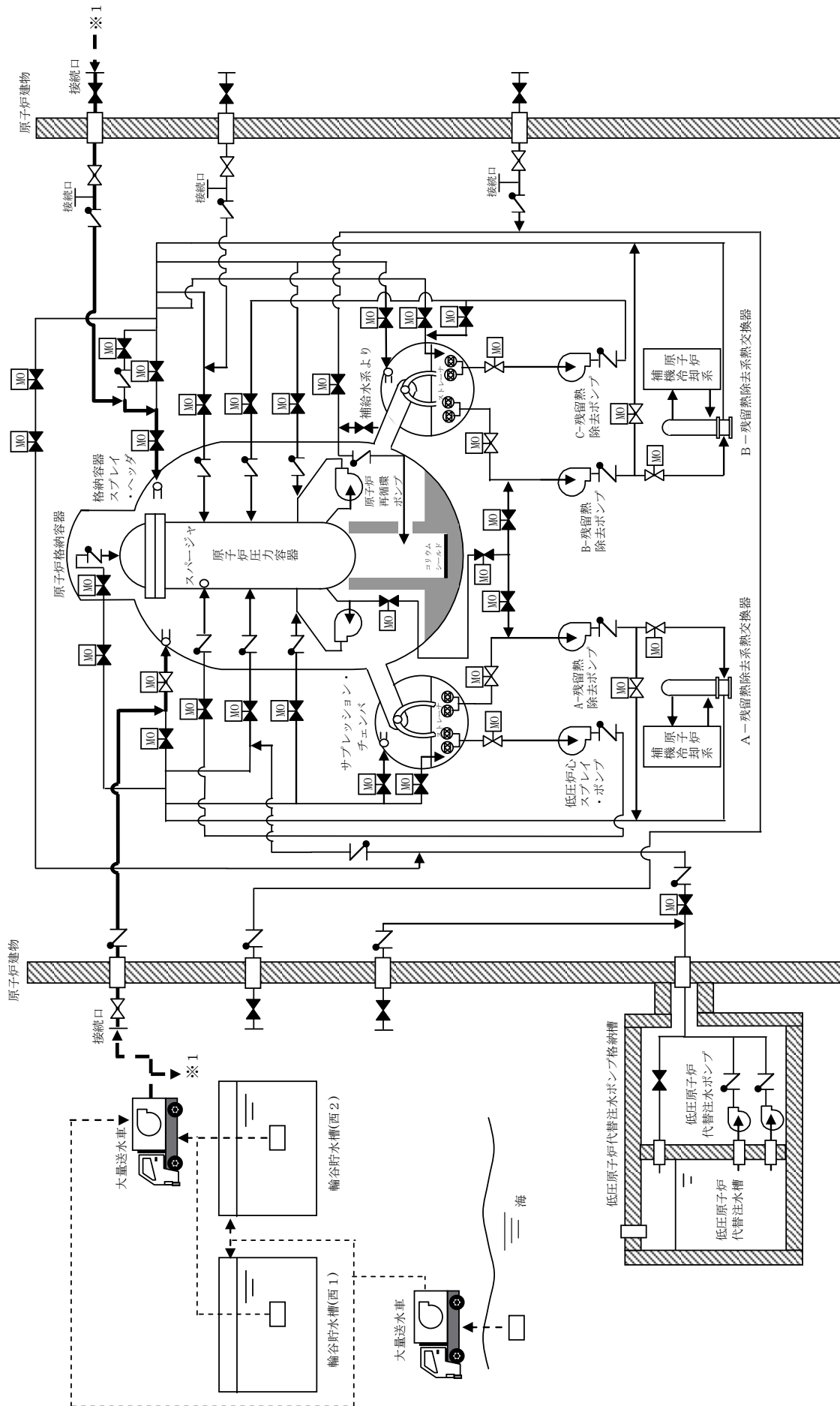
第9.3-2図(2) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図
 (残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(原子炉補機代替冷却系)) (屋内の接続口を使用)



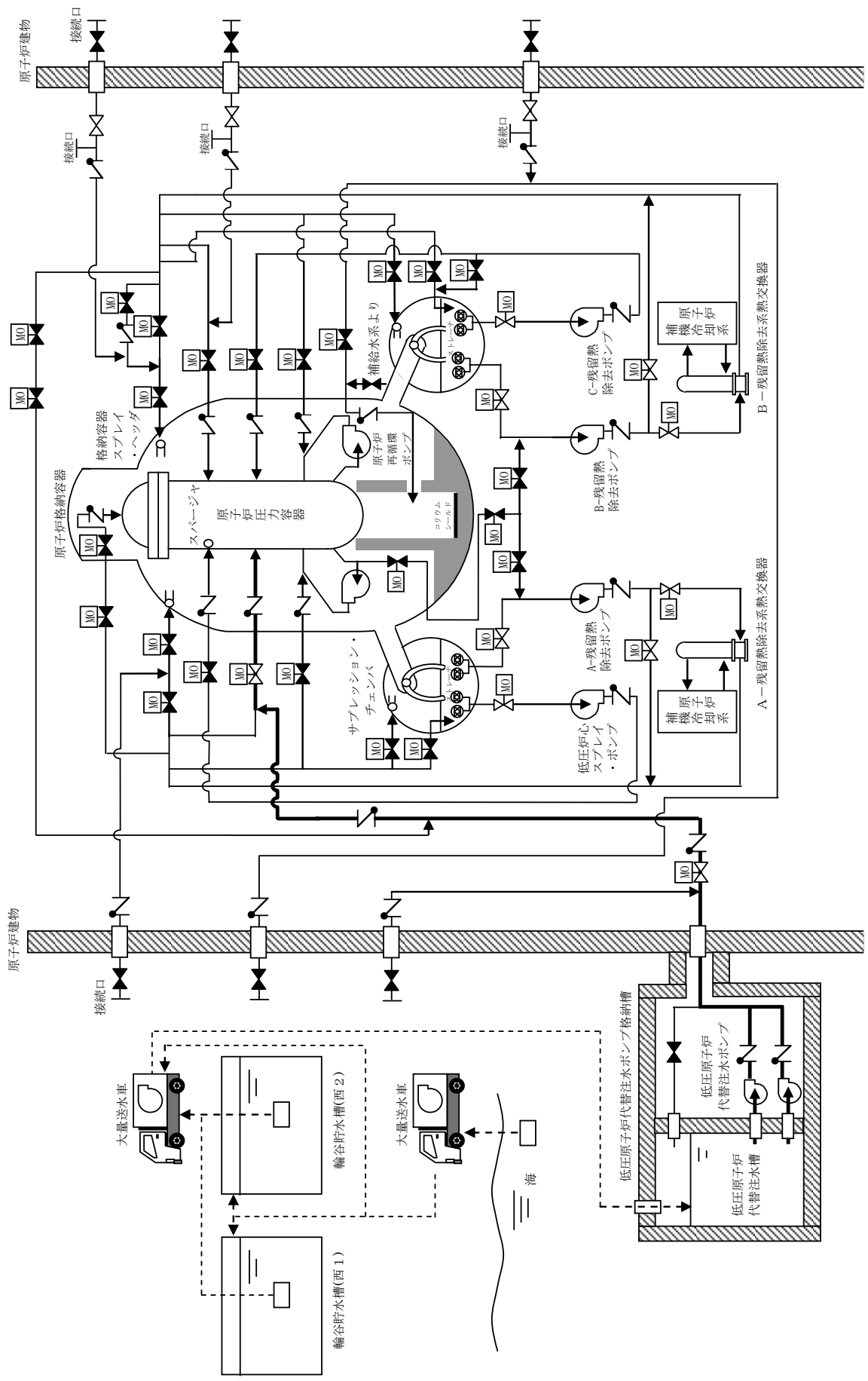
第9.4-1図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
 (ペデスタル代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水)



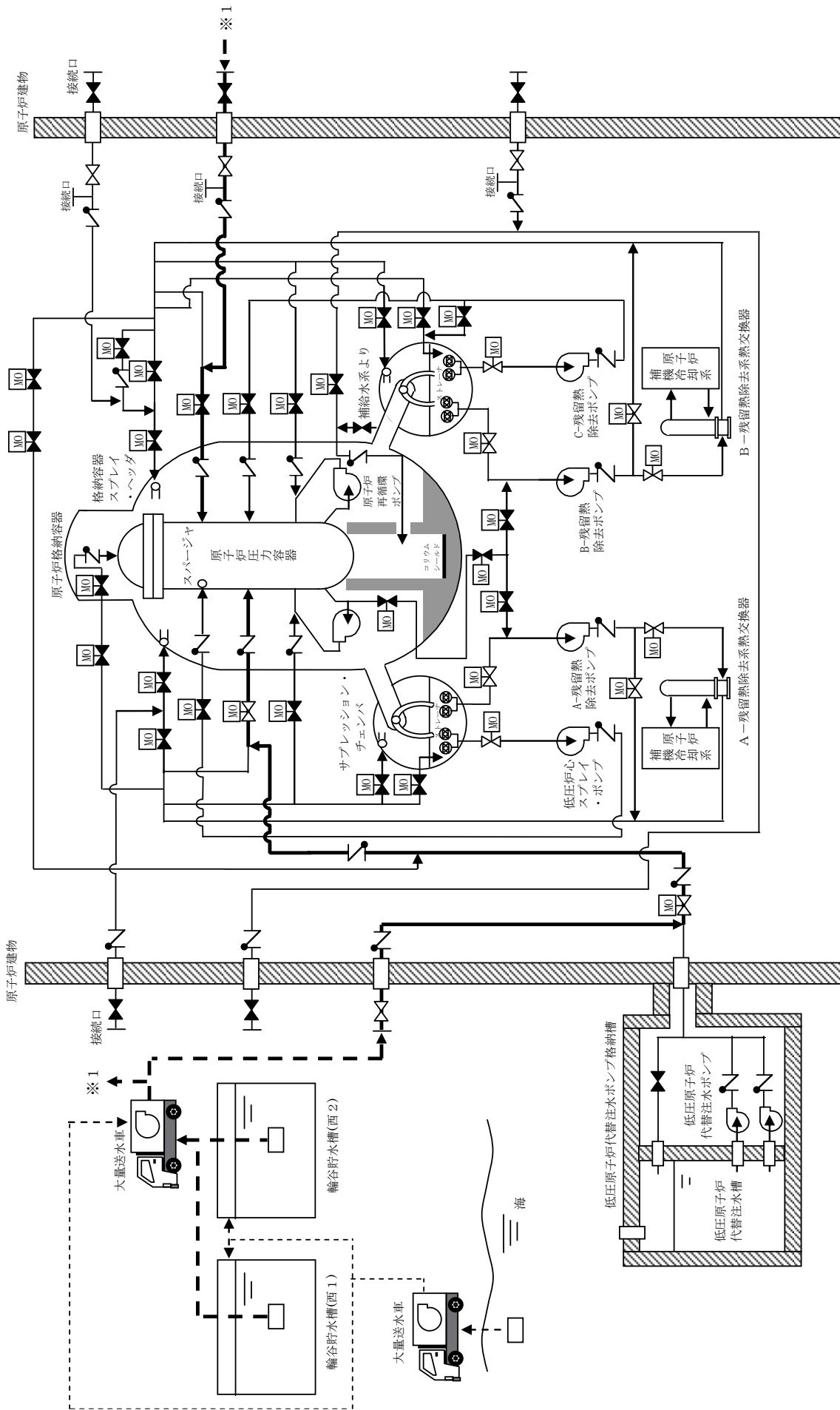
第9.4-2図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図
(ペデスタル代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水)



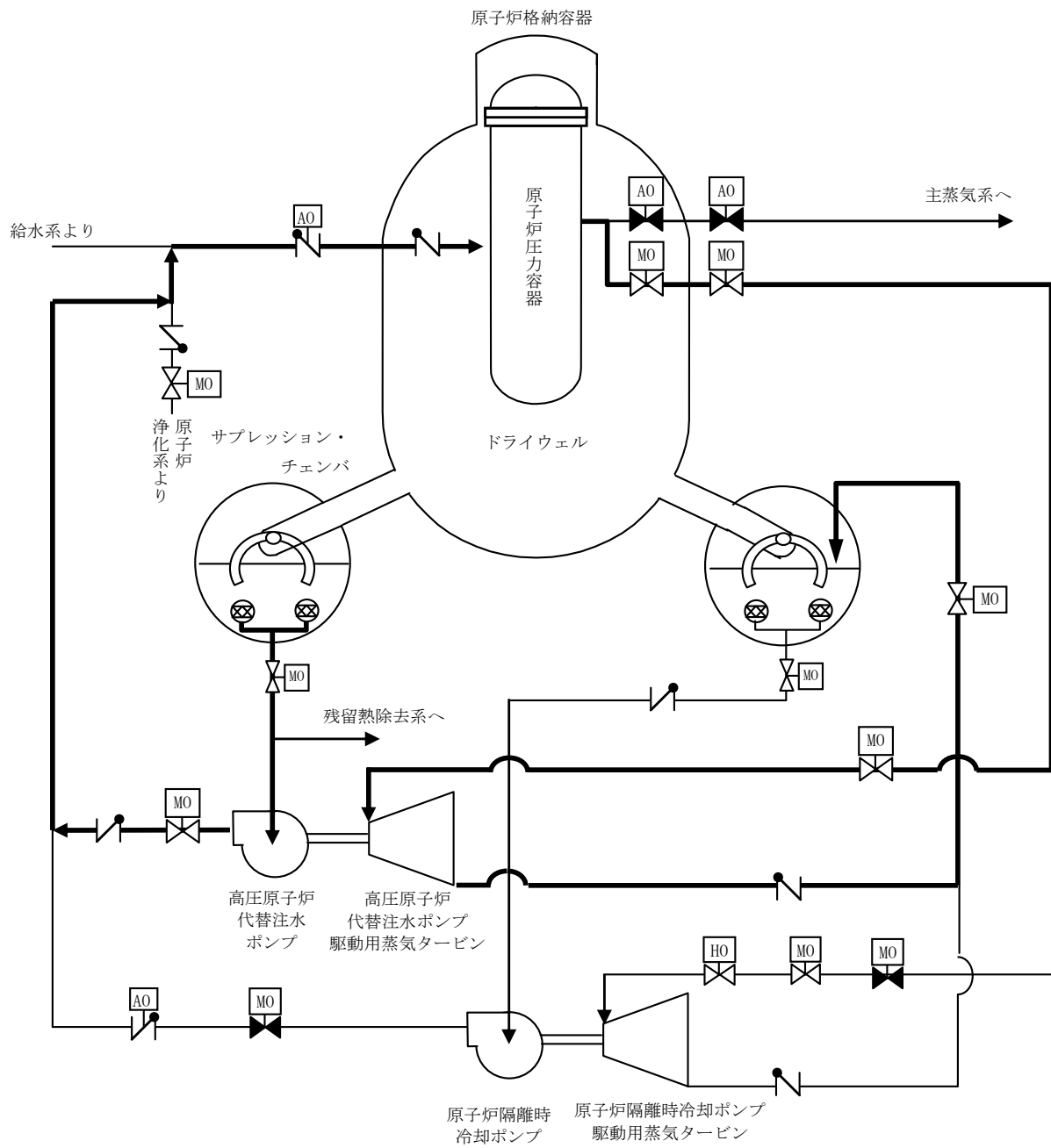
第9.4-3図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
 (格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水)



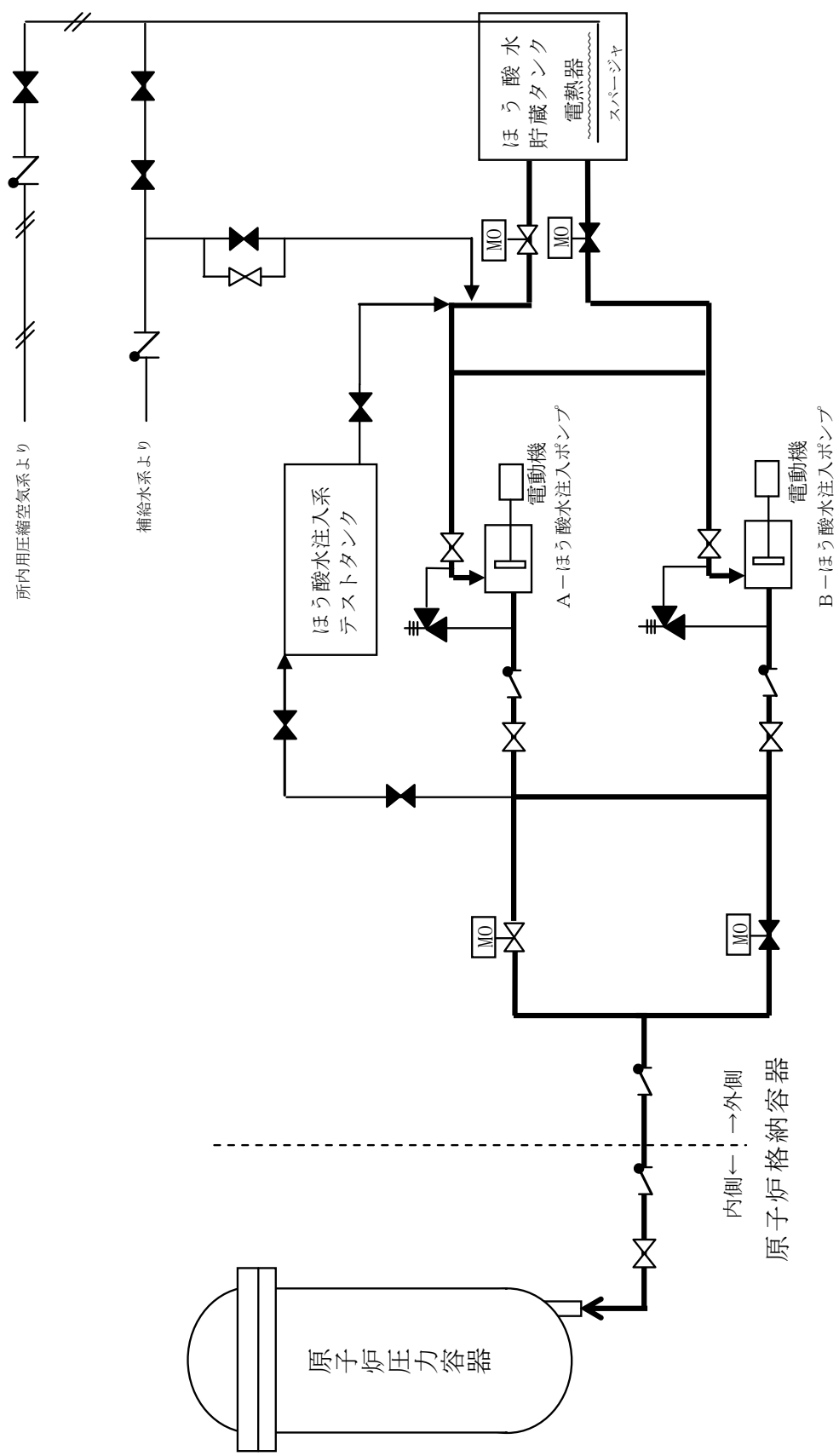
第9.4-4図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図
 (低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水)



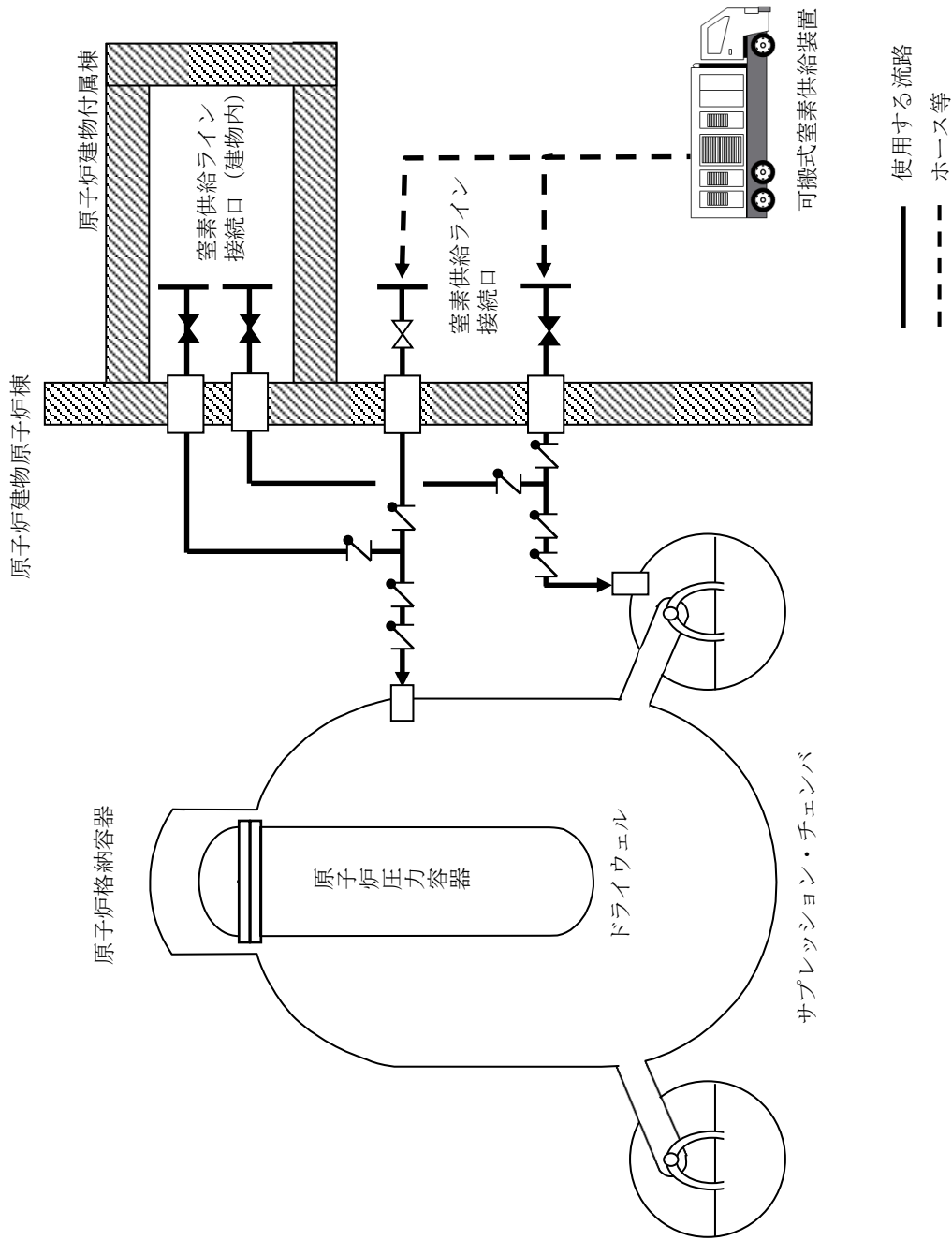
第9.4-5図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図
(低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水）



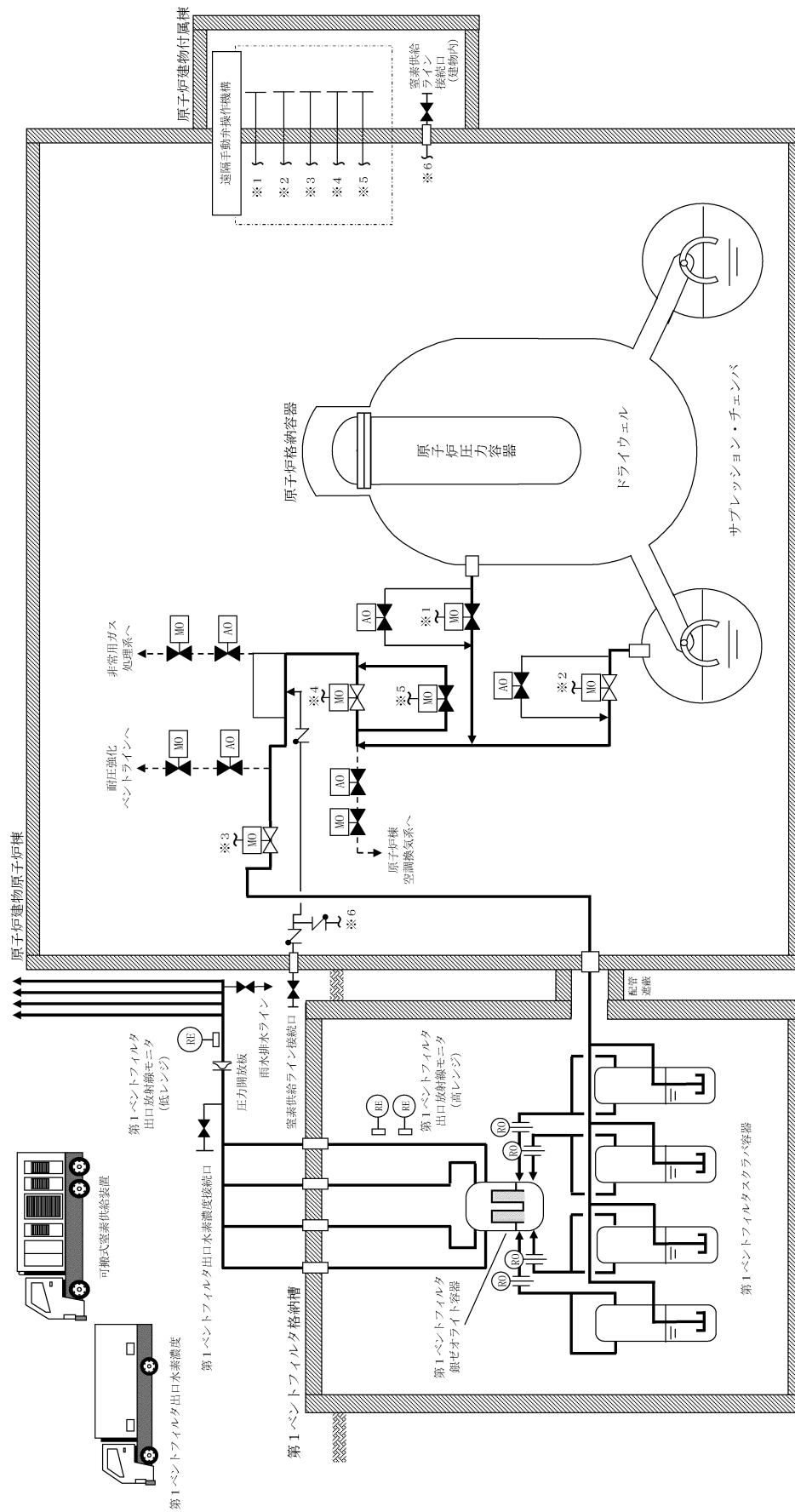
第9.4-6図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
 (高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水)



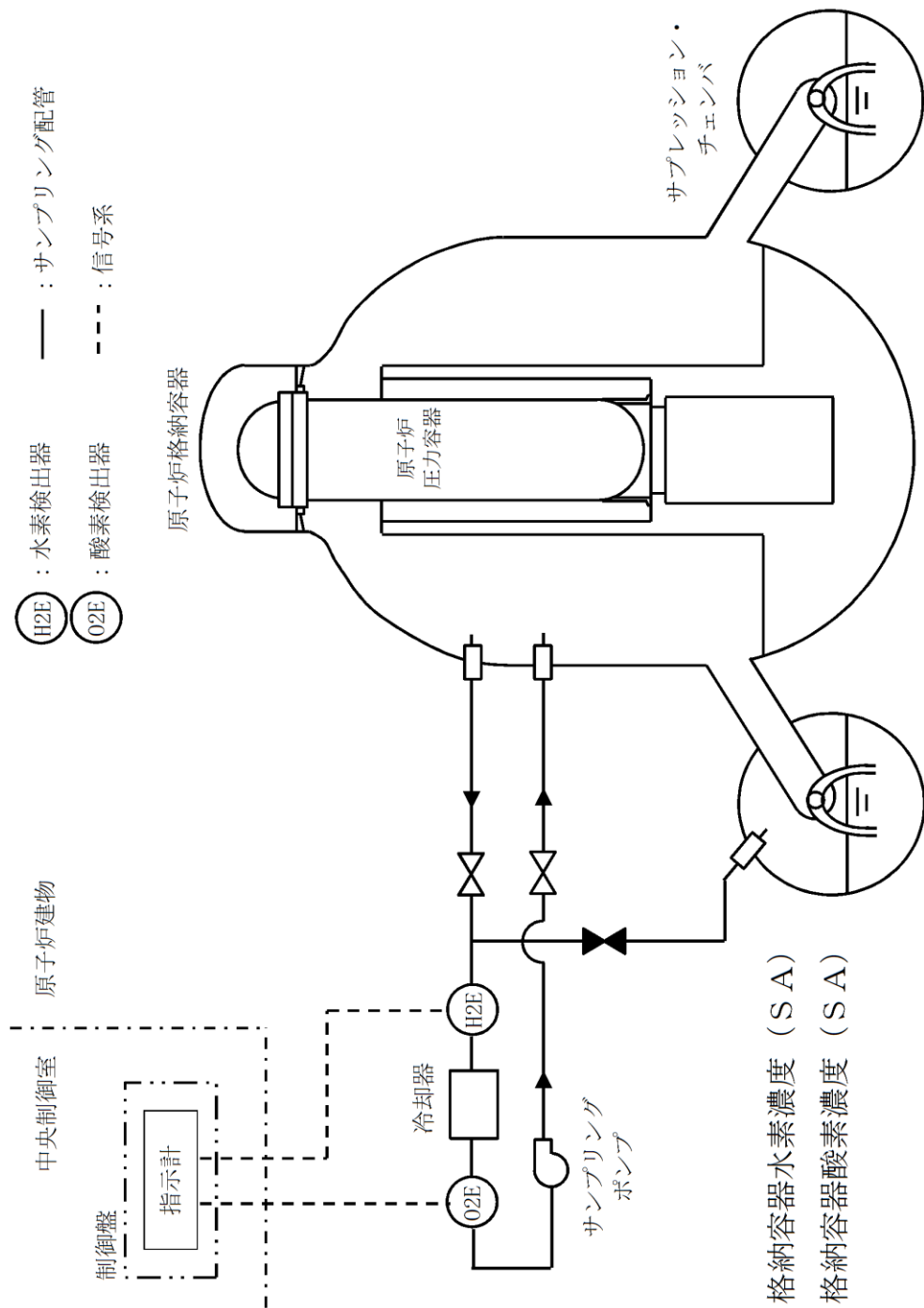
第9.4-7図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
 (ほう酸水注入系による進展抑制)



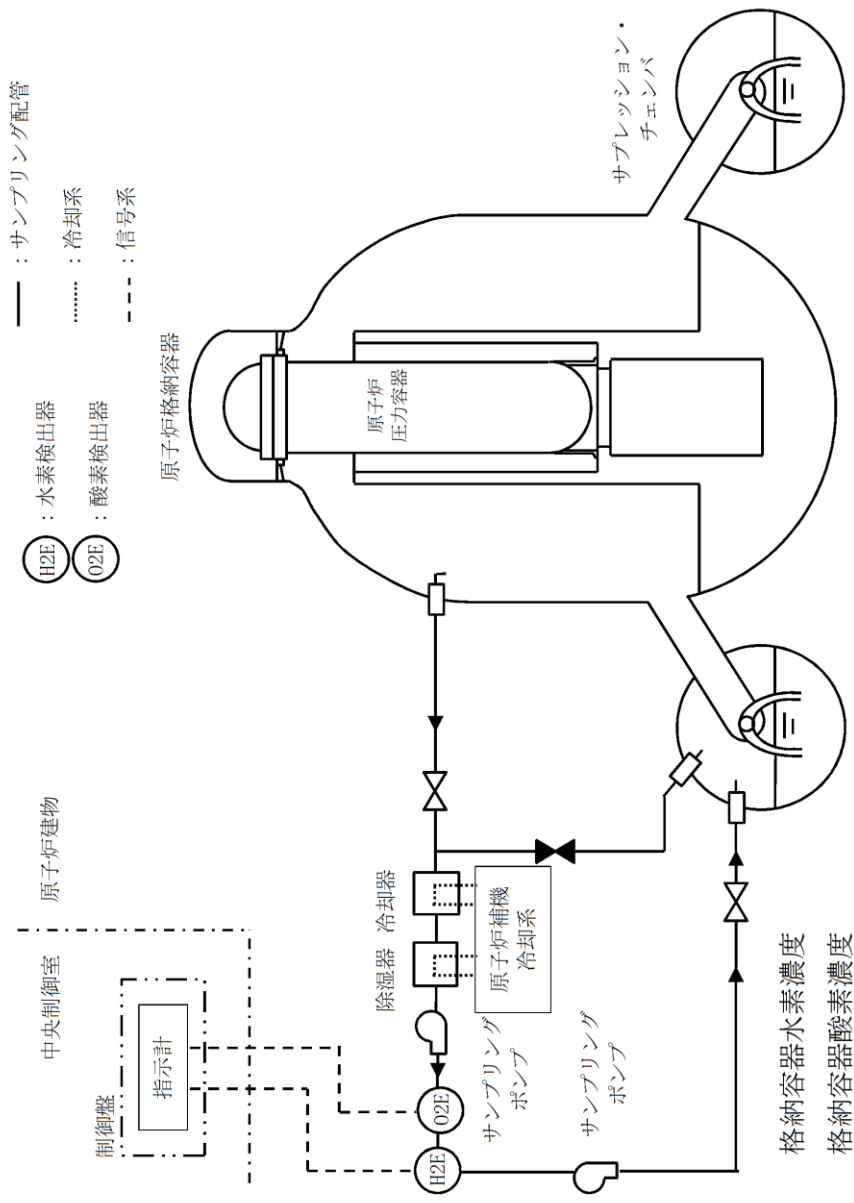
第9.5-1図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図
 (窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の不活性化)



第9.5-2図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図
 (格納容器フィルターバント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出)

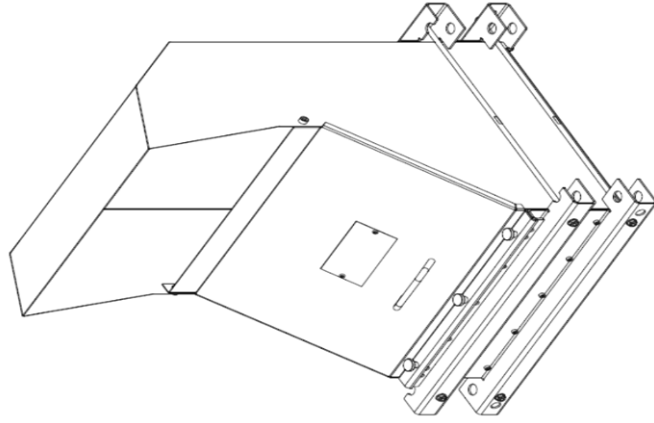


第9.5-3図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図
 (水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備) (1)

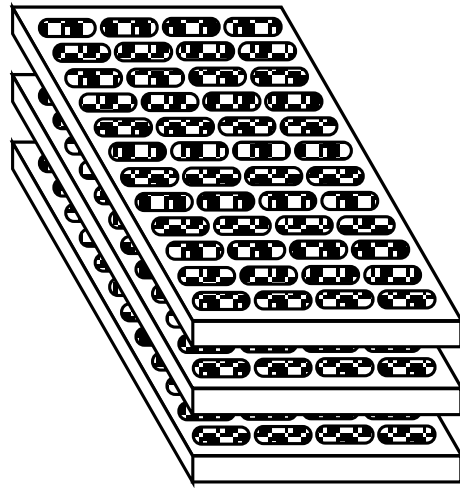


※2系列のうちB系を示す。

第9.5-4図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図
 (水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備) (2)

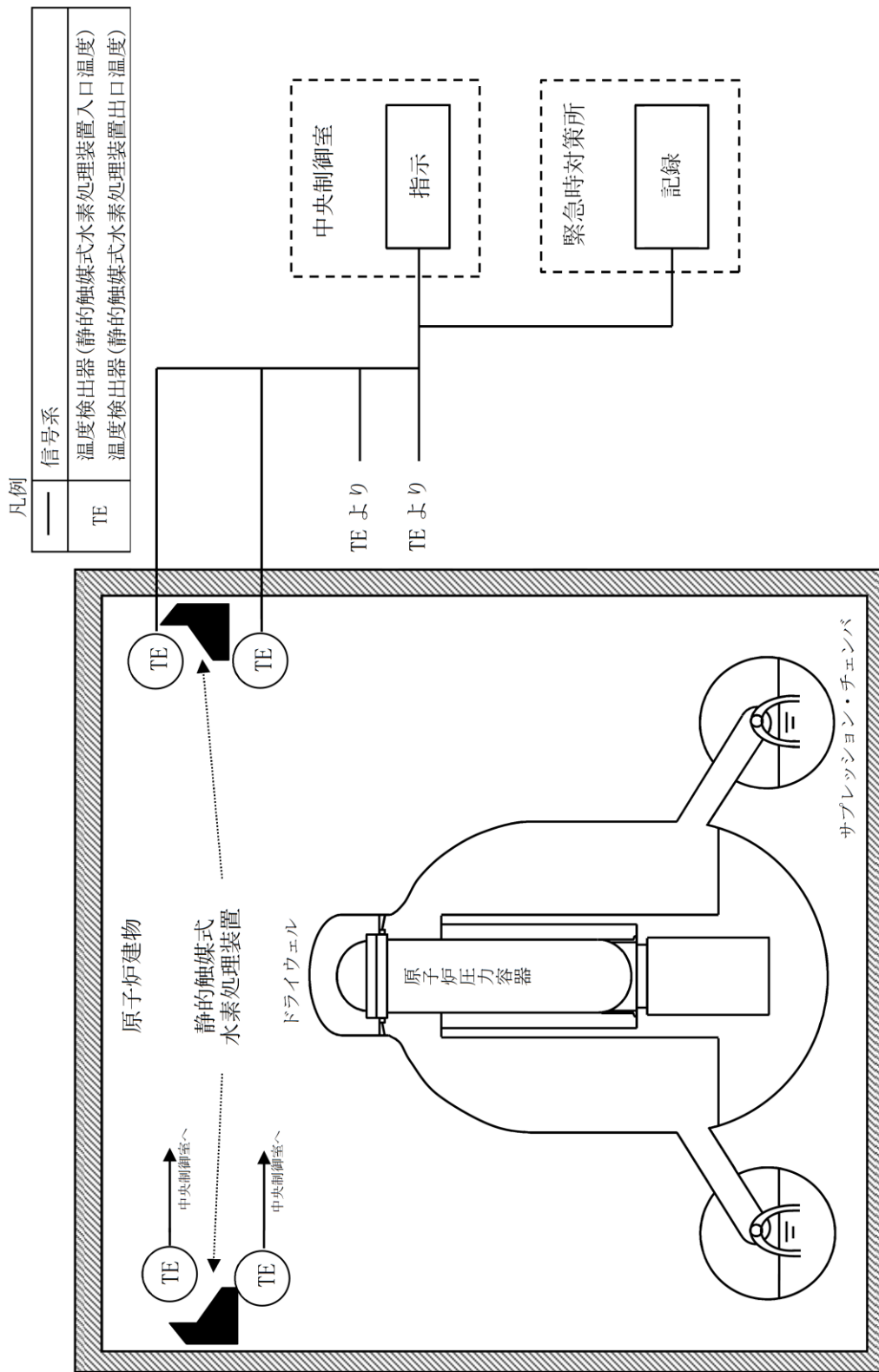


静的触媒式水素処理装置



触媒カートリッジ

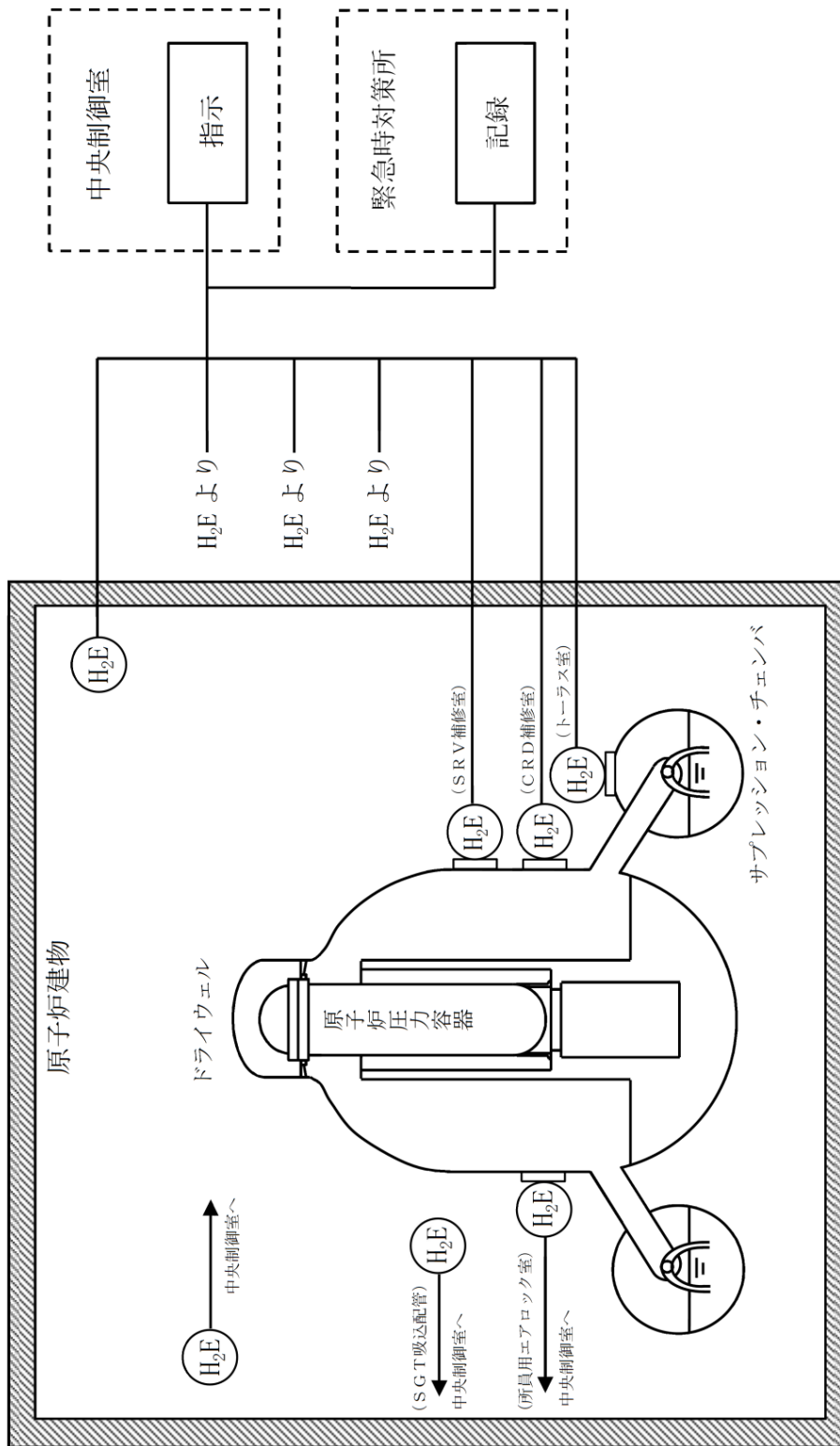
第9.6-1図 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備構造図
(静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制)



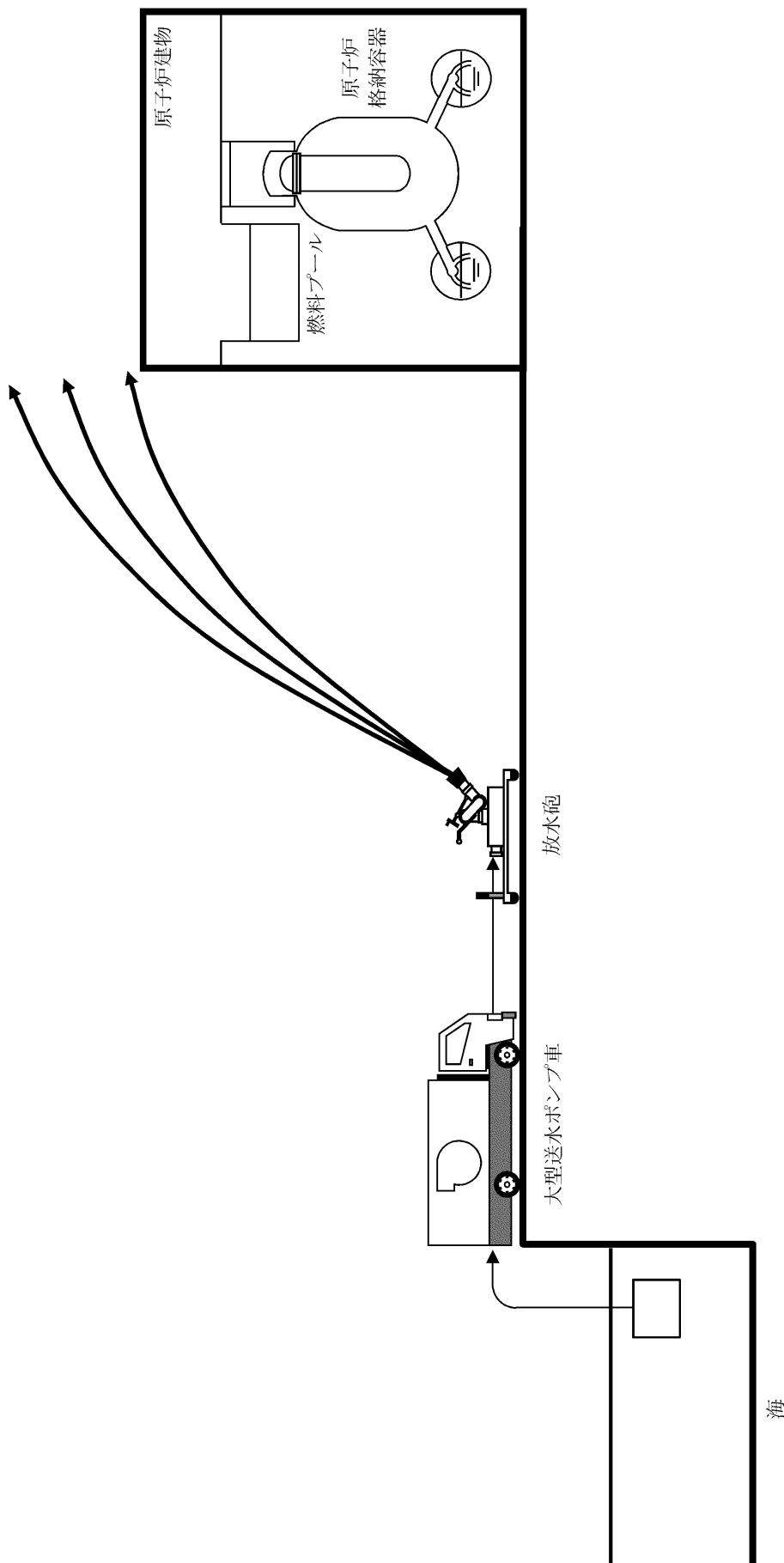
第9.6-2図 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備系統概要図
(静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制)

凡例

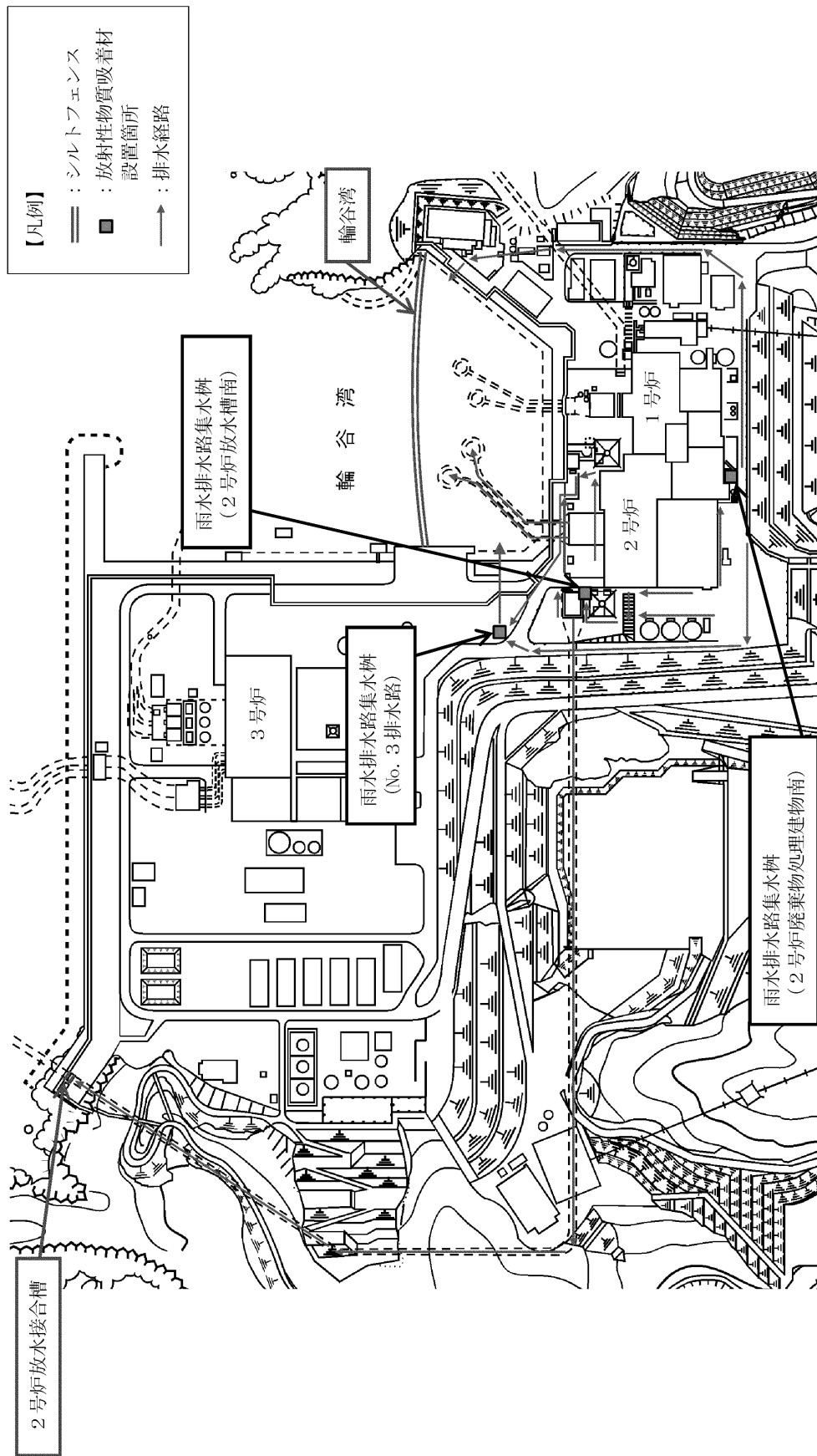
—	信号系
H ₂ E	水素検出器(原子炉建物水素濃度)



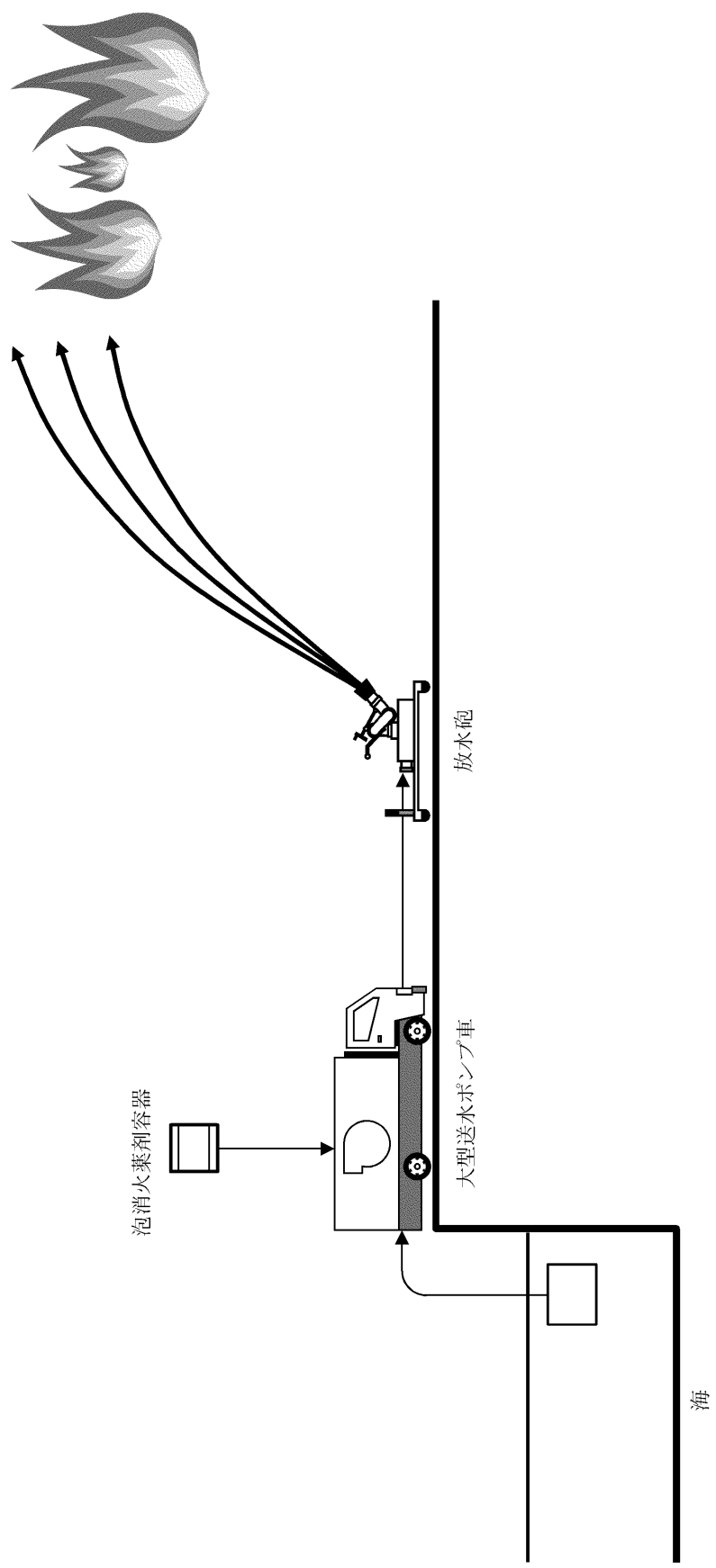
第9.6-3図 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備系統概要図
(原子炉建物水素濃度監視設備による水素濃度測定)



第9.7-1図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概図
 (原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制)



第9.7-2図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備配置概要図
 (海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制)



第9.7-3図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概要図
 (原子炉建物放水設備による航空機燃料火災への泡消火)

10. その他発電用原子炉の附属施設

10.1 非常用電源設備

10.1.1 通常運転時等

10.1.1.1 概要

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系する設計とする。

非常用の所内高圧母線は3母線で構成し、常用母線及び非常用交流電源設備である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を含む。）のいずれからも受電できる設計とする。

非常用の所内低圧母線は3母線で構成し、非常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する。

所内機器は、工学的安全施設に関係する機器とその他の一般機器に分類する。

工学的安全施設に関係する機器は非常用母線に、その他の一般機器は原則として常用母線に接続する。

所内機器で2台以上設置するものは、単一の所内母線の故障があっても、全部の機器電源が喪失しないよう2母線以上に分割接続し、所内電力供給の安定を図る。

安全保護系及び工学的安全施設に関係する機器は、単一の非常用母線の故障があっても、他の系統に波及して多重性を損なうことがないよう系統ごとに分離して非常用母線に接続する。

2台の非常用ディーゼル発電機及び1台の高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、220kV送電線（第二島根原子力幹線）が停電し、かつ66kV送電線（鹿島支線）が停電した場合にそれぞれの非常用母線に電力を供給する。

1台の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を含む。）が作動しないと仮定した場合でも燃料体及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく炉心を冷却でき、あるいは、原子炉

冷却材喪失時にも炉心の冷却とともに，原子炉格納容器等安全上重要な系統機器の機能を確保できる容量と機能を有する設計とする。

また，発電所の安全に必要な直流電源を確保するため蓄電池（非常用）を設置し，安定した交流電源を必要とするものに対しては，非常用の計装用無停電交流電源装置を設置する。非常用直流電源設備は，非常用所内電源系として3系統から構成し，3系統のうち1系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる設計とする。

外部電源，非常用所内電源設備，その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知できる設計とし，検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また，非常用所内電源設備からの受電時に，容易に母線切替操作が可能な設計とする。

10.1.1.2 設計方針

10.1.1.2.1 非常用所内電源系

安全上重要な構築物，系統及び機器の安全機能を確保するため非常用所内電源系を設ける。安全上重要な系統及び機器へ電力を供給する電気施設は，その電力の供給が停止することがないように，外部電源，非常用所内電源設備，その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知できる設計とし，検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また，非常用所内電源設備からの受電時に，容易に母線切替操作が可能な設計とする。

非常用所内電源系である非常用所内電源設備及びその附属設備は，多重性及び独立性を確保し，その系統を構成する機器の単一故障が発生した場合であっても，運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において発

電用原子炉の安全性が確保できる。

非常用所内電源系のうち非常用交流電源設備である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を含む。）については、燃料体及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく炉心を冷却でき、あるいは、原子炉冷却材喪失事故時にも炉心の冷却とともに、原子炉格納容器等安全上重要な系統機器の機能を確保できる容量と機能を有する設計とする。

また、7日間の外部電源喪失を仮定しても、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

10.1.1.2.2 全交流動力電源喪失

発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約70分を包絡した約8時間に対し、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

10.1.1.3 主要設備

10.1.1.3.1 所内高圧系統

非常用の所内高圧系統は、6.9kVで第10.1-1図に示すように3母線で構成する。

非常用高圧母線・・・常用高圧母線，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を含む。）から受電する母線

これらの母線は、母線ごとに一連のメタルクラッド開閉装置で構成し遮断器には真空遮断器を使用する。故障を検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

非常用高圧母線のメタルクラッド開閉装置は、耐震性を有した原子炉建物付属棟内に設置する。

非常用高圧母線には、工学的安全施設に関する機器を振り分ける。

220kV 送電線が使用できる場合は起動変圧器から、また、220kV 送電線が使用できなくなった場合には 66kV 送電線を使用し、予備変圧器から非常用高圧母線に給電する。さらに、外部電源が喪失した場合、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を含む。）から非常用高圧母線に給電する。

メタルクラッド開閉装置の設備仕様を第 10.1-1 表に示す。

10.1.1.3.2 所内低圧系統

非常用の所内低圧系統は、460V で第 10.1-1 図に示すように 3 母線で構成する。

非常用低圧母線・・・非常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する
母線

これらの母線は、母線ごとに一連のキュービクルで構成し、遮断器は気中遮断器又は配線用遮断器を使用する。故障を検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響が局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

非常用低圧母線のロードセンタ及びコントロールセンタは、耐震性を有した原子炉建物付属棟内に設置する。

工学的安全施設に関する機器を接続している非常用低圧母線には、非常用高圧母線から動力変圧器を通して降圧し給電する。

220kV 送電線が使用できる場合は起動変圧器から、また、220kV 送電線が使用できなくなった場合には 66kV 送電線を使用し、予備変圧器から非常用

高圧母線を通して非常用低圧母線に給電する。

さらに、全ての外部電源が喪失した場合、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を含む。）から非常用高圧母線を通して非常用低圧母線に給電する。

ロードセンタ及びコントロールセンタの設備仕様を第 10.1-2 表に示す。

10.1.1.3.3 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を含む。）

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を含む。）は、外部電源が喪失した場合には発電用原子炉を安全に停止するために必要な電力を供給し、また、外部電源が喪失し同時に原子炉冷却材喪失事故が発生した場合には工学的安全施設作動のための電力を供給する。

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を含む。）は多重性を考慮して、3台を備え、各々非常用高圧母線に接続する。各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を含む。）並びに各配電盤及び制御盤は、耐震性を有した原子炉建物付属棟内のそれぞれ独立した部屋に設置する。

非常用高圧母線が停電若しくは原子炉冷却材喪失事故が発生すると、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を含む。）が起動する。

非常用高圧母線が停電した場合には、非常用高圧母線に接続される負荷は、動力変圧器及びコントロールセンタを除いて全て遮断される。その後、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を含む。）電圧及び周波数が定格値になると、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を含む。）は非常用高圧母線に自動的に接続され、発電用原子炉を安全に停止するために必要な負荷が自動的に投入される。

原子炉冷却材喪失事故により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を含む。）が起動した場合で、非常用高圧母線が停電していない場合は、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディー

ゼル発電機を含む。)は待機運転状態となり、手動で停止するまで運転を継続する。

また、原子炉冷却材喪失事故と外部電源喪失が同時に起こった場合、各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を含む。）に工学的安全施設に関する負荷が自動的に投入される。

なお、7日間の外部電源喪失を仮定しても、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間運転できる燃料貯蔵設備を発電所内に設ける。

各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を含む。）に接続する主要な負荷は以下の系統に属するものである。

非常用ディーゼル発電機（区分Ⅰ）

低圧炉心スプレイ・ポンプ

残留熱除去ポンプ

原子炉補機冷却水ポンプ

原子炉補機海水ポンプ

ほう酸水注入ポンプ

制御棒駆動水圧ポンプ

非常用ガス処理系ファン及び加熱器

可燃性ガス濃度制御系ブロワ及び加熱器

燃料プール冷却ポンプ

原子炉浄化循環ポンプ

中央制御室換気系ファン及び冷凍機

ディーゼル機関補機

蓄電池充電器

非常灯

非常用ディーゼル発電機（区分Ⅱ）

残留熱除去ポンプ

原子炉補機冷却水ポンプ
原子炉補機海水ポンプ
ほう酸水注入ポンプ
制御棒駆動水圧ポンプ
非常用ガス処理系ファン及び加熱器
可燃性ガス濃度制御系ブロワ及び加熱器
燃料プール冷却ポンプ
原子炉浄化循環ポンプ
中央制御室換気系ファン及び冷凍機
ディーゼル機関補機
蓄電池充電器
非常灯

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(区分Ⅲ)

高圧炉心スプレイ・ポンプ

ディーゼル機関補機

蓄電池充電器

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を含む。)の負荷が最も大きくなる原子炉冷却材喪失事故と外部電源喪失が同時に起こった場合の負荷の始動順位を第 10.1-2 図に示す。

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を含む。)の設備仕様を第 10.1-3 表に示す。

10.1.1.3.4 直流電源設備

非常用直流電源設備は、第 10.1-3 図に示すように、非常用所内電源系として、直流 115V 3 系統(区分Ⅰ, Ⅱ, Ⅲ), 230V 1 系統(区分Ⅱ)及び±24V 2 系統(区分Ⅰ, Ⅱ)から構成する。

非常用所内電源系の直流 115V 系統, 230V 系統及び±24V 系統は、非常用低圧母線に接続される充電器 8 個, 蓄電池 6 組等を設ける。これらの 3 区分のうち 1 区分が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる。

また、これらの区分は、多重性及び独立性を確保することにより、共通要因により同時に機能が喪失することのない設計とする。直流母線は 115V, 230V 及び±24V であり、非常用直流電源設備 6 組の電源の負荷は、工学的安全施設等の制御装置、電磁弁、計装用無停電母線に給電する非常用の計装用無停電交流電源装置等である。

そのため、原子炉水位及び原子炉圧力の監視による発電用原子炉の冷却状態の確認並びに原子炉格納容器内圧力及びサプレッション・プール水温度の監視による原子炉格納容器の健全性の確認を可能とする。

蓄電池（非常用）は A－115V 系蓄電池及び A－原子炉中性子計装用蓄電池（区分Ⅰ）、B－115V 系蓄電池、B 1－115V 系蓄電池（S A）、B－原子炉中性子計装用蓄電池及び 230V 系蓄電池（R C I C）（区分Ⅱ）、高压炉心スプレイ系蓄電池（区分Ⅲ）の 6 組で構成し、据置型蓄電池で独立したものであり、非常用低圧母線に接続された充電器で浮動充電する。

また、蓄電池（非常用）の容量はそれぞれ 1,200Ah（A－115V 系蓄電池）、4,500Ah（B－115V 系蓄電池及び B 1－115V 系蓄電池（S A））、1,500Ah（230V 系蓄電池（R C I C））、500Ah（高压炉心スプレイ系蓄電池）、90Ah（A－原子炉中性子計装用蓄電池及び B－原子炉中性子計装用蓄電池）であり、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を一定時間冷却するための設備の動作に必要な容量を有している。

この容量は、例えば、発電用原子炉が停止した際に遮断器の開放動作を行うメタルクラッド開閉装置等、発電用原子炉停止後の炉心冷却のための原子炉隔離時冷却系、発電用原子炉の停止、冷却、原子炉格納容器の健全性を確認できる計器に電力供給を行う制御盤及び計装用無停電母線に給電する非常用の計装用無停電交流電源装置の負荷へ電力供給を行った場合においても、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約 70 分を包絡した約 8 時間以上電力供給が可能な容量である。

直流電源設備の設備仕様を第 10.1-4 表に示す。

10.1.1.3.5 計測制御用電源設備

非常用の計測制御用電源設備は、第 10.1-4 図に示すように、105V 原子炉保護系母線 2 母線及び 105V 計装用無停電母線 2 母線で構成する。

原子炉保護系母線は、A 系及び B 系の 2 系統に分離独立させ、それぞれ交流発電機から給電する。交流発電機は、はずみ車を備え、瞬時の所内電圧変動に対して出力電圧及び周波数を安定に保つ設計とする。

計装用無停電母線 A 系及び B 系は、2 系統に分離独立させ、それぞれ非常用の計装用無停電交流電源装置から給電する。

非常用の計装用無停電交流電源装置は、外部電源喪失及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するため、非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）から電力が供給されることにより、非常用の計装用無停電交流電源装置内の変換器を介し直流を交流に変換し、A 系及び B 系の計装用無停電母線に対し電力供給を確保する。

非常用の計装用無停電交流電源装置のうち、原子炉核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態の確認のため、区分Ⅱは全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約 70 分を包絡した約 8 時間、電力供給が可能である。また、非常用の計装用無停電交流電源装置のうち、区分Ⅰは約 70 分、電力供給が可能である。

なお、これらの電源を保守点検する場合は、必要な電力は非常用低圧母線に接続された計装用無停電交流電源装置内の変圧器から供給する。

また、原子炉保護系母線は、分離された非常用低圧母線から給電する。

計測制御用電源設備の設備仕様を第 10.1-5 表に示す。

10.1.1.3.6 ケーブル及び電線路

安全保護系並びに工学的安全施設に係る動力回路、制御回路及び計装回路のケーブルは、その多重性及び独立性を確保するため、それぞれ相互に分離したケーブル・トレイ、電線管を使用して敷設し、相互に独立性を侵害することのないようにする。

また、これらのケーブル、ケーブル・トレイ、電線管材料には不燃性材料又は難燃性材料のものを使用する。

さらにケーブル・トレイ等が隔壁を貫通する場合は、火災対策上、隔壁効果を減少させないような構造とする。

また、原子炉格納容器貫通部は、原子炉冷却材喪失事故時の環境条件に適合するものを使用する。

10.1.1.3.7 母線切替

通常運転時は、220kV 送電線 2 回線を使用して運転するが、220kV 送電線 1 回線停止時でも本発電所の全発生電力を送電し得る容量がある。

外部電源、非常用所内電源設備、その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知できる設計とし、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

また、220kV 送電線が全て停止するような場合、発電用原子炉を安全に停止するために必要な所内電力は、66kV 送電線又は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を含む。）から受電する。

(1) 起動変圧器（220kV 系）又は予備変圧器（66kV 系）への切替

所内変圧器から常用高圧母線を介して受電している非常用高圧母線は、所内変圧器の故障時あるいは発電用原子炉の停止時には、起動変圧器又は予備変圧器から受電して、発電用原子炉の安全停止に必要な補機を運転する。本切替は自動又は中央制御室での手動操作であり容易に実施可能である。

(2) 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を含む。）への切替

非常用高圧母線は、常用高圧母線を介した受電ができなくなった場合には、非常用高圧母線に接続された負荷は、動力変圧器及びコントロールセンタを除いて全て遮断される。非常用ディーゼル発電機は、自動起

動し電圧及び周波数が定格値になると，非常用高圧母線に自動的に接続され，発電用原子炉の安全停止に必要な負荷が自動的に順次投入される。

(3) 220kV 又は 66kV 送電線電圧回復後の切替

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を含む。）で所内負荷運転中，220kV 送電線又は 66kV 送電線の電圧が回復すれば，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を含む。）を外部電源に同期並列させることにより，無停電切替（手動）で所内負荷を元の状態にもどす。

10.1.1.4 主要仕様

主要仕様を第 10.1-1 表から第 10.1-5 表に示す。

10.1.1.5 試験検査

10.1.1.5.1 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を含む。）

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を含む。）は，定期的に起動試験を行い，電圧確立時間や負荷を印加して運転状態を確認するなど，その運転性能を確認する。

10.1.1.5.2 蓄電池（非常用）

蓄電池（非常用）は，定期的に巡視点検を行い，機器の健全性や，浮動充電状態にあること等を確認する。

10.1.2 重大事故等時

10.1.2.1 非常用交流電源設備

10.1.2.1.1 概要

非常用交流電源設備は，想定される重大事故等時において，重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

非常用交流電源設備のうち非常用ディーゼル発電機は，重大事故等時に A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能），A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能），ほう酸水注入系，代替自動減圧ロジック（代

替自動減圧機能), 低圧原子炉代替注水系 (常設), 低圧原子炉代替注水系 (可搬型), 低圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系 (低圧注水モード), 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード), 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。), 格納容器代替スプレイ (常設) 格納容器代替スプレイ (可搬型), 残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード), 中央制御室換気系, 計装設備及び非常用ガス処理系へ電力を供給できる設計とする。

非常用交流電源設備のうち高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は, 高圧炉心スプレイ系及び計装設備へ電力を供給できる設計とする。

10.1.2.1.2 設計方針

非常用交流電源設備は,「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち, 多様性, 位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

10.1.2.1.2.1 悪影響防止

基本方針については,「1.1.7.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

非常用交流電源設備は, 設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

10.1.2.1.2.2 容量等

基本方針については,「1.1.7.2 容量等」に示す。

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, 非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク, 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク, 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク, 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク, 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは, 設計基準事故時に使用する場合の容量が, 重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であることから, 設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

10.1.2.1.2.3 環境条件等

基本方針については,「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

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，非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンクは，原子炉建物付属棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

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操作は，中央制御室から可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは，屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

10.1.2.1.2.4 操作性の確保

基本方針については，「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

非常用交流電源設備は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用する。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は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

10.1.2.1.3 主要設備及び仕様

非常用交流電源設備の主要機器仕様を第 10.1-2 表に示す。

10.1.2.1.4 試験検査

基本方針については，「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンクは，発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の

確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

10.1.2.2 非常用直流電源設備

10.1.2.2.1 概要

非常用直流電源設備は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

非常用直流電源設備は、全交流動力電源喪失から8時間、蓄電池（非常用）から電力を供給できる設計とする。

非常用直流電源設備のうち、原子炉中性子計装用蓄電池は全交流動力電源喪失から、中性子源領域計装及び中間領域中性子計装に対して4時間まで、電力を供給できる設計とする。

10.1.2.2.2 設計方針

非常用直流電源設備は、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

10.1.2.2.2.1 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

非常用直流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

10.1.2.2.2.2 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

蓄電池（非常用）は、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

10.1.2.2.2.3 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

蓄電池（非常用）及びそれに充電する充電器は、原子炉建物付属棟内及び廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

10.1.2.2.2.4 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

非常用直流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

10.1.2.2.3 主要設備及び仕様

非常用直流電源設備の主要機器仕様を第 10.1-3 表に示す。

10.1.2.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

蓄電池（非常用）は、発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。

蓄電池（非常用）に充電する充電器は、発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に外観の確認が可能な設計とする。

10.2 代替電源設備

10.2.1 概要

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため，必要な電力を確保するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

代替電源設備の系統図を第 10.2-1 図から第 10.2-20 図に示す。

また，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備が使用できる場合は，重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備については，「10.1 非常用電源設備」に記載する。

10.2.2 設計方針

代替電源設備のうち，重大事故等の対応に必要な電力を確保するための設備として，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む。），可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備を設ける。また，重大事故等時に重大事故等対処設備の補機駆動用の軽油を補給するための設備として，燃料補給設備を設ける。

(1) 代替交流電源設備による給電

a. 常設代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失，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故障（以下「全交流動力電源喪失」という。））した場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用する。

常設代替交流電源設備は，ガスタービン発電機，ガスタービン発電

機用サービスタンク，ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，ガスタービン発電機用軽油タンク，電路，計測制御装置等で構成し，ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し，非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系，又はSAロードセンタ，SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。

ガスタービン発電機の燃料は，ガスタービン発電機用サービスタンクより自重でガスタービン発電機に燃料を補給できる設計とする。

また，ガスタービン発電機用サービスタンクの燃料は，ガスタービン発電機用軽油タンクよりガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。

常設代替交流電源設備は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・ガスタービン発電機
- ・ガスタービン発電機用サービスタンク
- ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
- ・ガスタービン発電機用軽油タンク

b. 可搬型代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として，可搬型代替交流電源設備を使用する。

可搬型代替交流電源設備は，高圧発電機車，ガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，タンクローリ，電路，計測制御装置等で構成し，高圧発電機車を非常用高圧母線C系，非常用高圧母線D系，又はSAロードセンタ，SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計と

する。

高压発電機車の燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 高压発電機車
- ・ ガスタービン発電機用軽油タンク
- ・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ タンクローリ

(2) 代替直流電源設備による給電

a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を使用する。

所内常設蓄電式直流電源設備は、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）、SA用115V系蓄電池、B-115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）、230V系充電器（RCIC）、SA用115V系充電器、電路、計測制御装置等で構成し、全交流動力電源喪失から8時間後に、不要な負荷の切離しを行い、全交流動力電源喪失から24時間にわたり、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）及びSA用115V系蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源をB-115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）、230V系充電器（RCIC）及びSA用115V系充電器を經由し直流母線へ接続する

ことで電力を供給できる設計とする。

常設代替直流電源設備は、S A用 115V 系蓄電池、S A用 115V 系充電器、電路、計測制御装置等で構成し、全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり、S A用 115V 系蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源をS A用 115V 系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ B - 115V系蓄電池
- ・ B 1 - 115V系蓄電池 (S A)
- ・ 230V系蓄電池 (R C I C)
- ・ S A用115V系蓄電池
- ・ B - 115V系充電器
- ・ B 1 - 115V系充電器 (S A)
- ・ 230V系充電器 (R C I C)
- ・ S A用115V系充電器

b. 可搬型直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備を使用する。

可搬型直流電源設備は、高圧発電機車、B 1 - 115V 系充電器 (S A)、S A用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用)、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、高圧発電機車を代替所内電気設備、B 1 - 115V 系充電器 (S A)、S A用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用) を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

高圧発電機車の燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とす

る。

可搬型直流電源設備は、高圧発電機車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から 24 時間に関わり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。

可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 高圧発電機車
- ・ B 1 - 115V系充電器 (S A)
- ・ S A用115V系充電器
- ・ 230V系充電器 (常用)
- ・ ガスタービン発電機用軽油タンク
- ・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ タンクローリ

(3) 代替所内電気設備による給電

設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替所内電気設備を使用する。

代替所内電気設備は、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、S Aロードセンタ、S A 1 コントロールセンタ、S A 2 コントロールセンタ、充電器電源切替盤、S A 電源切替盤、重大事故操作盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系、計測制御装置等で構成し、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。

代替所内電気設備は、共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は、少なくとも 1 系統は機能の維持及び

人の接近性を図る設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 緊急用メタクラ
- ・ メタクラ切替盤
- ・ 高圧発電機車接続プラグ収納箱
- ・ 緊急用メタクラ接続プラグ盤
- ・ S A ロードセンタ
- ・ S A 1 コントロールセンタ
- ・ S A 2 コントロールセンタ
- ・ 充電器電源切替盤
- ・ S A 電源切替盤
- ・ 重大事故操作盤
- ・ 非常用高圧母線 C 系
- ・ 非常用高圧母線 D 系

(4) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源設備による給電

a. 常設代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障）した場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用する。

常設代替交流電源設備は、ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、ガスタービン発電機用軽油タンク、電路、計測制御装置等で構成し、ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系、又は S A ロードセンタ、S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。

ガスタービン発電機の燃料は、ガスタービン発電機用サービスタンクより自重でガスタービン発電機に燃料を補給できる設計とする。

また、ガスタービン発電機用サービスタンクの燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンクよりガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。

常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ガスタービン発電機
- ・ガスタービン発電機用サービスタンク
- ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
- ・ガスタービン発電機用軽油タンク

b. 可搬型代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障）した場合の重大事故等対処設備として、可搬型代替交流電源設備を使用する。

可搬型代替交流電源設備は、高圧発電機車、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、高圧発電機車を非常用高圧母線C系、非常用高圧母線D系、又はSAロードセンタ、SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。

高圧発電機車の燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 高圧発電機車
- ・ ガスタービン発電機用軽油タンク
- ・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ タンクローリ

(5) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源設備による給電

a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障）した場合の重大事故等対処設備として、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を使用する。

所内常設蓄電式直流電源設備は、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）、SA用115V系蓄電池、B-115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）、230V系充電器（RCIC）、SA用115V系充電器、電路、計測制御装置等で構成し、非常用所内電気設備への交流電源喪失から8時間後に、不要な負荷の切離しを行い、交流電源喪失から24時間にわたり、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）及びSA用115V系蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源をB-115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）、230V系充電器（RCIC）及びSA用115V系充電器を經由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

常設代替直流電源設備は、SA用115V系蓄電池、SA用115V系充電器、電路、計測制御装置等で構成し、非常用所内電気設備への交流電源喪失から24時間にわたり、SA用115V系蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源をSA用115V系充電器を經由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ B - 115V系蓄電池
- ・ B 1 - 115V系蓄電池 (S A)
- ・ 230V系蓄電池 (R C I C)
- ・ S A用115V系蓄電池
- ・ B - 115V系充電器
- ・ B 1 - 115V系充電器 (S A)
- ・ 230V系充電器 (R C I C)
- ・ S A用115V系充電器

b. 可搬型直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障）及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備を使用する。

可搬型直流電源設備は、高圧発電機車、B 1 - 115V 系充電器 (S A)、S A用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用)、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、高圧発電機車を代替所内電気設備、B 1 - 115V 系充電器 (S A)、S A用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用) を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

高圧発電機車の燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

可搬型直流電源設備は、高圧発電機車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から 24 時間にとり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。

可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 高圧発電機車
- ・ B 1 - 115V系充電器 (S A)
- ・ S A用115V系充電器
- ・ 230V系充電器 (常用)
- ・ ガスタービン発電機用軽油タンク
- ・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ タンクローリ

(6) 燃料補給設備による給油

重大事故等時に補機駆動用の軽油を補給する設備として、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ及びホースを使用する。

大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリへの軽油の補給は、ホースを用いる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ ガスタービン発電機用軽油タンク
- ・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ タンクローリ

本システムの流路として、ホースを重大事故等対処設備として使用する。

10.2.2.1 多様性及び独立性，位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

常設代替交流電源設備は，非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，ガスタービン発電機をガスタービンにより駆動することで，ディーゼルエンジンにより駆動する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を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機，ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，原子炉建物から離れたガスタービン発電機建物内に設置することで，原子炉建物内の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，非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク，原子炉建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ，タービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

常設代替交流電源設備は，ガスタービン発電機から非常用高圧母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，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から非常用高圧母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって，常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備は，非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，高圧発電機車の冷却方式を空冷とすることで，冷却方式が水冷である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を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また，可搬型代替交流電源設備は，常設代替交流電源設備と共通

要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧発電機車をディーゼルエンジンにより駆動することで、ガスタービンにより駆動するガスタービン発電機を用いる常設代替交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは、屋外の原子炉建物から離れた場所に保管することで、原子炉建物内の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、非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク、原子炉建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ、タービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

また、可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは、ガスタービン発電機建物内に設置するガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプから離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、高圧発電機車から非常用高圧母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、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から非常用高圧母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備は、原子炉建物及び廃棄物処理建物内の非常用直流電源設備3系統のうち2系統と異なる区画に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的

分散を図る設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、所内常設蓄電式直流電源設備は非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統に対して独立性を有する設計とする。

常設代替直流電源設備は、廃棄物処理建物内に設置し、非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統と異なる区画に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

常設代替直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、常設代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である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から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、B 1 - 115V 系充電器 (S A)、S A 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用) により交流電力を直流に変換できることで、蓄電池 (非常用) を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備の高圧発電機車、B 1 - 115V 系充電器 (S A)、S A 用 115V 系充電器、230V 系充電器 (常用) 及びタンクローリは、屋外の

原子炉建物から離れた場所及び廃棄物処理建物内に設置又は保管することで、原子炉建物内の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、非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク、原子炉建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ、タービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び廃棄物処理建物内の異なる区画に設置する充電器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

可搬型直流電源設備は、高圧発電機車から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、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から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備の高圧発電機車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

代替所内電気設備の緊急用メタクラは、ガスタービン発電機建物内に設置し、S Aロードセンタ及びS A 1コントロールセンタは、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備のメタクラ切替盤、S A電源切替盤及びS A 2コントロールセンタは、原子炉建物附属棟内に設置し、代替する機能を有する非常用所内電気設備とは異なる区画に設置することで、代替する機能を有する非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備の高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ

接続プラグ盤は、屋外に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備の充電器電源切替盤は廃棄物処理建物内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備の重大事故操作盤は制御室建物内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備は、独立した電路で系統構成することにより、代替する機能を有する非常用所内電気設備に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、代替所内電気設備は代替する機能を有する非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。

燃料補給設備のタンクローリは、原子炉建物近傍及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

ガスタービン発電機用軽油タンクは、原子炉建物及びタービン建物から離れた場所に設置することで、原子炉建物近傍及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

10.2.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機，ガスタービン発電機用軽

油タンク，ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し，重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ガスタービン発電機及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは，接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作，遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替交流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

高圧発電機車は輪留めによる固定等を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備のB-115V系蓄電池，B1-115V系蓄電池（SA），230V系蓄電池（RCIC），B-115V系充電器，B1-115V系充電器（SA）及び230V系充電器（RCIC）は，通常時は設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成とし，重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備のSA用115V系蓄電池及びSA用115V系充電器は，通常時は非常用直流電源設備と分離し，重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する，及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型直流電源設備のB1-115V系充電器（SA），SA用115V系充電

器及び 230V 系充電器（常用）は、通常時は非常用直流電源設備と分離し、重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する、及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型直流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作、遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型直流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替所内電気設備の緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SAロードセンタ、SA1 コントロールセンタ及びSA2 コントロールセンタは、通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替所内電気設備の充電器電源切替盤、SA電源切替盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替所内電気設備の重大事故操作盤は、設計基準対処設備の操作盤と分離していることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料補給設備のタンクローリは、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料補給設備のガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発

電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タンクローリは輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。

ガスタービン発電機用サービスタンクは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプで燃料補給するまでの間、ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。

高圧発電機車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット3台使用する。保有数は、2セット6台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計7台を保管する。

B-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池(SA)は、想定される重大事故等時において、負荷の切離しを行わず8時間、その後必要な負荷以外を切離して16時間の合計24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

SA用115V系蓄電池及び230V系蓄電池(RCIC)は想定される重大事故等時において、負荷の切離しを行わず24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

B 1 - 115V 系充電器 (S A), S A 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用) は, 想定される重大事故等時において, 必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

緊急用メタクラ, メタクラ切替盤, 高圧発電機車接続プラグ収納箱, 緊急用メタクラ接続プラグ盤, S A ロードセンタ, S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタは, 想定される重大事故等時において, 必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは, 設計基準事故対処設備と兼用しており, 設計基準事故対処設備としての容量が, 想定される重大事故等時において, その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が, 事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有しているため, 設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

ガスタービン発電機用軽油タンクは, 想定される重大事故等時において, その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が, 事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有する設計とする。

タンクローリは, 想定される重大事故等時において, その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に, 燃料を補給できる容量を有するものを 1 セット 1 台使用する。保有数は, 1 セット 1 台に加えて, 故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 2 台を保管する。

10.2.2.4 環境条件等

基本方針については, 「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

ガスタービン発電機, ガスタービン発電機用サービスタンク, ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用メタクラは, ガスタービン発電機建物内に設置し, 想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

ガスタービン発電機の操作は, 想定される重大事故等時において, 中央

制御室で可能な設計とする。

緊急用メタクラの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

高圧発電機車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧発電機車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

B-115V系蓄電池，B1-115V系蓄電池（SA），230V系蓄電池（RCIC），B-115V系充電器，B1-115V系充電器（SA）及び230V系充電器（RCIC）は、廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

SA用115V系蓄電池及びSA用115V系充電器は、廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

メタクラ切替盤，SA2コントロールセンタ，SA電源切替盤，非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は，原子炉建物付属棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

メタクラ切替盤，SA電源切替盤，非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

SAロードセンタ，SA1コントロールセンタは，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

SAロードセンタの操作は，想定される重大事故等時において，中央制

御室で可能な設計とする。

充電器電源切替盤は、廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

充電器電源切替盤の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

重大事故操作盤は、制御室建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

重大事故操作盤の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの系統構成に必要なフランジの開放は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

ガスタービン発電機用軽油タンクは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

ガスタービン発電機用軽油タンクの系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

タンクローリは、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

タンクローリの常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

10.2.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

常設代替交流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

ガスタービン発電機は、中央制御室の操作スイッチ等により、操作が可能な設計とする。系統構成に必要な遮断器等は、設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

高圧発電機車は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。

系統構成に必要な遮断器等は、設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。

高圧発電機車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

高圧発電機車を接続する接続箇所については、ボルト・ネジ接続又はより簡便な接続とし、一般的な工具を用いてケーブルを確実に接続できる設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備含む。）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

可搬型直流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作及び遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

代替所内電気設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

緊急用メタクラ、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、メタクラ切替盤、SA電源切替盤、充電器電源切替盤、重大事故操作盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。

燃料補給設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成

から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは，系統構成に必要なフランジを，設置場所での開放が可能な設計とする。

ガスタービン発電機用軽油タンクは，系統構成に必要な弁を，設置場所での手動操作が可能な設計とする。

タンクローリは，付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とし，系統構成に必要な弁は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

タンクローリは，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

タンクローリを接続する接続口については，専用の接続方式とし，接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。

10.2.3 主要設備及び仕様

代替電源設備の主要機器仕様を第 10.2-1 表に示す。

10.2.4 試験検査

基本方針については，「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

ガスタービン発電機は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とするとともに，分解が可能な設計とする。

ガスタービン発電機用サービスタンクは，発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

また、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

高圧発電機車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。また、高圧発電機車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)、SA用115V系蓄電池、B-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)、230V系充電器(RCIC)及びSA用115V系充電器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

緊急用メタクラ、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタ、SA電源切替盤、充電器電源切替盤、重大事故操作盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。

ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。

タンクローリは、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能試験、漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。また、タンクローリは、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

10.3 常用電源設備

10.3.1 概要

設計基準対象施設は、220kV 送電線（中国電力ネットワーク株式会社第二島根原子力幹線）1 ルート 2 回線にて、約 16km 離れた中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所に連系する。また、66kV 送電線（中国電力ネットワーク株式会社鹿島線を分岐した鹿島支線）1 ルート 1 回線にて、約 13km 離れた中国電力ネットワーク株式会社津田変電所に連系する。

上記 2 ルート 3 回線の送電線の独立性を確保するため、万一、送電線の上流側接続先である中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所が停止した場合でも、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、中国電力ネットワーク株式会社の広島変電所から松江変電所及び津田変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。

また、中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所が停止した場合の、中国電力ネットワーク株式会社広島変電所から本発電所への電力供給については、あらかじめ定められた手順、体制等に基づき、昼夜を問わず、確実に実施する。

なお、中国電力ネットワーク株式会社津田変電所が停止した場合には、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所を経由するルートで、本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。

中国電力ネットワーク株式会社津田変電所からの 66kV 送電線（中国電力ネットワーク株式会社鹿島線）は、本発電所から約 1 km 離れた中国電力ネットワーク株式会社鹿島変電所に鹿島線 2 回線（1 L，2 L）で連系しており、中国電力ネットワーク株式会社鹿島支線として鹿島線 2 L を分岐して本発電所と連系している。

鹿島支線は、鹿島線 2 L の点検時又は事故時に鹿島線 1 L から鹿島変電所を経由して連系することが可能である。

これら送電線は、発電所を安全に停止するために必要な電力を供給可能

な容量とする。

220kV 送電線 2 回線は，1 回線停止時でも本発電所の全発生電力を送電し得る能力がある。

通常運転時には，所内電力は，主として発電機から所内変圧器を通して受電するが，220kV 送電線より受電する起動変圧器を通して受電することができる。また，66kV 送電線を予備電源として使用することができる。

常用高圧母線は 2 母線で構成し，所内変圧器，起動変圧器又は予備変圧器から受電できる設計とする。

常用低圧母線は 4 母線で構成し，常用高圧母線から動力変圧器を通して受電できる設計とする。

所内機器で 2 台以上設置するものは，非常用，常用共に，各母線に分割接続し，所内電力供給の安定を図る。

また，直流電源設備は，常用所内電源系として直流 230V 1 系統から構成する。

10.3.2 設計方針

10.3.2.1 外部電源系

重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため，外部電源系を設ける。重要安全施設へ電力を供給する電気施設は，その電力の供給が停止することがないように，送電線の回線数と開閉所の母線数は，供給信頼度の整合が図れた設計とし，電気系統の系統分離を考慮して，220kV 母線を 2 母線，66kV 母線を 1 母線で構成する。

また，発電機，外部電源系，非常用所内電源系，その他の関連する電気系統の機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流，変圧器一次側における 1 相開放故障等を検知できる設計とし，検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

外部電源系の少なくとも2回線は、それぞれ独立した送電線により電力系統に連系させるため、万一、送電線の上流側接続先である中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所が停止した場合でも、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、中国電力ネットワーク株式会社の広島変電所から松江変電所及び津田変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。

また、中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所が停止した場合の、中国電力ネットワーク株式会社広島変電所から本発電所への電力供給については、あらかじめ定められた手順、体制等に基づき、昼夜を問わず、確実に実施する。

なお、中国電力ネットワーク株式会社津田変電所が停止した場合には、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所を経由するルートで、本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。

中国電力ネットワーク株式会社津田変電所からの66kV送電線(中国電力ネットワーク株式会社鹿島線)は、本発電所から約1km離れた中国電力ネットワーク株式会社鹿島変電所に鹿島線2回線(1L, 2L)で連系しており、鹿島支線として鹿島線2Lを分岐して本発電所と連系している。

鹿島支線は、鹿島線2Lの点検時又は事故時に鹿島線1Lから鹿島変電所を経由して連系することが可能である。

少なくとも1回線は他の回線と物理的に分離された設計とし、全ての送電線が同一鉄塔等に架線されない設計とすることにより、これらの発電用原子炉施設への電力供給が同時に停止しない設計とする。

さらに、いずれの2回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力供給が同時に停止しない設計とする。

開閉所及び送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置する。

碍子、遮断器等は耐震性の高いものを使用する。さらに、防波壁により津波の影響を受けないエリアに設置するとともに、塩害を考慮した設計と

する。

10.3.3 主要設備

10.3.3.1 送電線

発電所は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、第10.3-1図に示すとおり、送受電可能な回線として220kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社第二島根原子力幹線）1ルート2回線及び受電専用の回線として66kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社鹿島線を分岐した鹿島支線）1ルート1回線の合計2ルート3回線で電力系統に連系する。

220kV送電線は、約16km離れた中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所に連系する。

また、66kV送電線は、約13km離れた中国電力ネットワーク株式会社津田変電所に連系する。

万一、送電線の上流側接続先である中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所が停止した場合でも、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、中国電力ネットワーク株式会社の広島変電所から松江変電所及び津田変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。

また、中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所が停止した場合の、中国電力ネットワーク株式会社広島変電所から本発電所への電力供給については、あらかじめ定められた手順、体制等に基づき、昼夜を問わず、確実に実施する。

なお、中国電力ネットワーク株式会社津田変電所が停止した場合には、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所を経由するルートで、本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。

中国電力ネットワーク株式会社津田変電所からの66kV送電線（中国電力

ネットワーク株式会社鹿島線)は、本発電所から約1km離れた中国電力ネットワーク株式会社鹿島変電所に鹿島線2回線(1L, 2L)で連系しており、中国電力ネットワーク株式会社鹿島支線として鹿島線2Lを分岐して本発電所と連系している。

鹿島支線は、鹿島線2Lの点検時又は事故時に鹿島線1Lから鹿島変電所を経由して連系することが可能である。

送電線は、1回線で重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を供給できる容量が選定されるとともに、常時、重要安全施設に連系する220kV送電線は、系統事故による停電の減少を図るため2回線接続とする。

220kV送電線については、短絡、地絡検出用保護装置を2系列設置することにより、多重化を図る設計とする。また、送電線両端の発電所及び変電所の送電線引出口に遮断器を配置し、送電線で短絡、地絡等の故障が発生した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また、送電線1相の開放が生じた際には、220kV送電線は送受電時、66kV送電線は受電している場合、保護装置による自動検知又は人的な検知(巡視点検等)を加えることで、一部の保護継電器等による検知が期待できない箇所の1相開放故障の発見や、その兆候を早期に発見できる可能性を高めることとしている。

設計基準対象施設に連系する220kV送電線(中国電力ネットワーク株式会社第二島根原子力幹線)1ルート2回線及び66kV送電線(中国電力ネットワーク株式会社鹿島線及び鹿島支線)1ルート1回線は、同一の送電鉄塔に架線しないよう、それぞれのルートに送電鉄塔を備える。

また、送電線は、大規模な盛土の崩壊、大規模な地滑り、急傾斜の崩壊による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保することで、鉄塔の倒壊を防止するとともに、台風等による強風発生時や冬期の着氷雪に

よる事故防止対策を図ることにより，外部電源系からの電力供給が同時に停止することのない設計とする。

これらにより，設計基準対象施設に連系する送電線は，互いに物理的に分離した設計とする。

送電線の設備仕様を第 10.3-1 表に示す。また，送電系統図を第 10.3-1 図に示す。

10.3.3.2 開閉所

220kV 開閉所（1号，2号及び3号炉共用，既設）は，第 10.3-2 図に示すように，220kV 送電線と主変圧器及び起動変圧器を連系する遮断器，断路器，220kV 母線等で構成する。

66kV 開閉所（1号及び2号炉共用，既設）は，第 10.3-2 図に示すように，66kV 送電線と予備変圧器を連系する遮断器，断路器等で構成する。

故障を検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また，開閉所は地盤が不等沈下や傾斜等が起きないような十分な支持性能を持つ場所に設置し，かつ津波の影響を考慮する。

遮断器等は耐震性の高いガス絶縁開閉装置及びガス絶縁複合開閉装置を使用する。

塩害を考慮し，送電線引留部の碍子に対しては，碍子洗浄できる設計とし，遮断器等に対しては，電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置及びガス絶縁複合開閉装置を採用し，ガス絶縁複合開閉装置の架線部については屋内に設置する。

開閉所機器の設備仕様を第 10.3-2 表に示す。

10.3.3.3 発電機及び励磁装置

発電機は，約 870,000kVA，1,800rpm で蒸気タービンに直結される横軸円筒回転界磁形，回転子水素ガス冷却，固定子水冷却，3相交流同期発電機で励磁装置はサイリスタ励磁機である。

発電機及び励磁装置の設備仕様を第 10.3-3 表に示す。

10.3.3.4 変圧器

本発電用原子炉施設では、次のような変圧器を使用する。

主変圧器・・・発電機電圧（15.5kV）を 220kV 開閉所電圧（220kV）に昇圧する。

所内変圧器・・・発電機電圧（15.5kV）を所内高圧母線電圧（6.9kV）に降圧する。

起動変圧器・・・220kV 開閉所電圧（220kV）を所内高圧母線電圧（6.9kV）に降圧する。

動力変圧器・・・所内高圧母線電圧（6.9kV）を所内低圧母線電圧（460V）に降圧する。

予備変圧器・・・66kV 開閉所電圧（66kV）を所内高圧母線電圧（6.9kV）に降圧する。

発電機の発生電力は、主変圧器を通して 220kV 開閉所に送る。

所内電力は、通常運転時は発電機から 2 台の所内変圧器を通して供給するが、発電用原子炉の起動又は停止中は、220kV 開閉所から起動変圧器を通して供給する。さらに、起動変圧器回路の故障時等には、所内電力は、66kV 開閉所から予備変圧器を通して供給する。

変圧器の設備仕様を第 10.3-4 表に示す。

10.3.3.5 所内高圧系統

常用の所内高圧系統は、6.9kV で第 10.1-1 図に示すように常用 2 母線で構成する。

常用高圧母線・・・所内変圧器，起動変圧器，予備変圧器から受電する母線

これらの母線は、母線ごとの一連のメタルクラッド開閉装置で構成し、遮断器には真空遮断器を使用する。故障を検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる。

常用高圧母線のメタルクラッド開閉装置は、タービン建物内に設置する。

常用高圧母線には、通常運転時に必要な負荷を振り分け、これらの母線は、発電用原子炉の起動又は停止中は、起動変圧器から受電するが、発電機が同期し、並列した後は所内変圧器から受電する。

常用高圧母線への電力は、発電機負荷遮断後しばらくは供給される。

メタルクラッド開閉装置の設備仕様を第 10.1-1 表に示す。

10.3.3.6 所内低圧系統

常用の所内低圧系統は、460V で第 10.1-1 図に示すように常用 4 母線で構成する。

常用低圧母線・・・常用高圧母線から動力変圧器を通して受電できる母線

これらの母線は、母線ごとに一連のキュービクルで構成し、遮断器は気中遮断器を使用する。故障を検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる。

常用低圧母線のロードセンタは、タービン建物内に設置する。

ロードセンタの設備仕様を第 10.1-2 表に示す。

10.3.3.7 所内機器

所内機器で 2 台以上設置するものは、単一の所内母線の故障があっても、全部の機器電源が喪失しないよう 2 母線以上に分割接続し、所内電力供給の安定を図る。

モニタリング・ポスト用非常用発電機及びモニタリング・ポスト用無停電電源装置は、機器の過電流を検知し、機関及び装置を停止し故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能へ影響のない設計とする。

10.3.3.8 直流電源設備

常用の直流電源設備は第 10.1-3 図に示すように、常用所内電源系として直流 230V 1 系統から構成する。

常用所内電源系の直流 230V 系統は、非常用低圧母線に接続される充電器 1 個、蓄電池 1 組等を設ける。

これらすべての蓄電池は、充電器により浮動充電される。

直流電源設備の設備仕様を第 10.1-4 表に示す。

10.3.3.9 計測制御用電源設備

常用の計測制御用電源設備は、第 10.1-4 図に示すように、一般計装母線 1 母線及び計算機用無停電交流電源装置で構成する。母線電圧は 105V 及び 230V である。

計測制御用電源設備の設備仕様を第 10.1-5 表に示す。

10.3.3.10 ケーブル及び電線路

動力回路、制御回路、計装回路のケーブルは、それぞれ相互に分離したケーブル・トレイ、電線管を使用して敷設する。

また、これらのケーブル・トレイ、電線管材料には不燃性材料又は難燃性材料のものを使用する。

さらに、ケーブル・トレイ等が隔壁を貫通する場合は、火災対策上隔壁効果を減少させないような構造とする。

また、原子炉格納容器貫通部は、原子炉冷却材喪失事故時の環境条件に適合するものを使用する。

10.3.3.11 母線切替

通常運転時は、220kV 送電線 2 回線を使用して運転するが、220kV 送電線 1 回線停止時でも本発電所の全発生電力を送電し得る容量がある。

外部電源、常用所内電源設備、その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知できる設計とし、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

(1) 220kV 系への切替

常用高圧母線は、通常運転時は発電機から所内変圧器を通して電力を

供給するが、所内変圧器回路の故障時又は発電用原子炉の停止時には、起動変圧器を通して受電するように切り替える。本切替えは自動又は中央制御室での手動操作であり容易に実施可能である。

(2) 予備変圧器（66kV系）への切替

所内変圧器又は起動変圧器から受電している常用高圧母線は、220kV送電線が2回線とも停電し、66kV送電線に電圧がある場合、予備変圧器から受電する。本切替えは自動又は中央制御室での手動操作であり容易に実施可能である。

10.3.4 主要仕様

主要仕様を第10.1-1表、第10.1-2表、第10.1-4表、第10.1-5表及び第10.3-1表から第10.3-4表に示す。

10.3.5 試験検査

10.3.5.1 蓄電池（常用）

蓄電池（常用）は、定期的に巡視点検を行い、機器の健全性や、浮動充電状態にあること等を確認する。

10.3.6 手順等

常用電源設備は、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- (1) 外部電源系統切替えを実施する際は、手順を定め、操作票等を活用し、中国電力ネットワーク株式会社の給電運用担当箇所と連携を図り実施する。
- (2) 電気設備の塩害を考慮し、定期的に碍子洗浄操作を実施する。また、碍子の汚損が激しい場合は、臨時に碍子洗浄操作を実施する。
- (3) 変圧器一次側において1相開放を検知した場合、故障箇所の隔離又は非常用母線を健全な電源から受電できるよう切替えを実施する。
- (4) 変圧器一次側における1相開放事象への対応として、送電線は複数回

線との接続を確保し，送電線引留部の巡視点検を実施する。

(5) 外部電源系統切替操作に関する教育・訓練を実施する。

10.4 火災防護設備

10.4.1 設計基準対象施設

10.4.1.1 概要

発電用原子炉施設内の火災区域及び火災区画に設置される，安全機能を有する構築物，系統及び機器（「10.4」において「本文口(3)(i)a.(c)」に同じ。）を火災から防護することを目的として，火災の発生防止，火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる。

発電用原子炉施設の火災の発生防止については，発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域又は火災区画に対する火災の発生防止対策を講じるほか，可燃性の蒸気又は可燃性の微粉に対する対策，発火源への対策，水素ガスに対する換気及び漏えい検出対策，放射線分解等により発生する水素ガスの蓄積防止対策，並びに電気系統の過電流による過熱及び焼損の防止対策等を行う。

火災の感知及び消火については，安全機能を有する構築物，系統及び機器に対して，早期の火災感知及び消火を行うための火災感知設備及び消火設備を設置する。

火災感知設備及び消火設備は，想定される自然現象に対して当該機能が維持され，かつ，安全機能を有する構築物，系統及び機器は，消火設備の破損，誤作動又は誤操作によって安全機能を失うことのないように設置する。

また，原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するために必要な構築物，系統及び機器の相互の系統分離を行うために設ける火災区域及び火災区画に設置される消火設備は，系統分離に応じた独立性を備えるよう設置する。

火災の影響軽減は，安全機能を有する構築物，系統及び機器の重要度に応じ，それらを設置する火災区域又は火災区画の火災及び隣接する火災区域又は火災区画における火災による影響を軽減するため，系統分離等の火

災の影響軽減のための対策を行う。

また、火災の影響軽減のための対策を前提とし、設備等の設置状況を踏まえた可燃性物質の量等を基に、発電用原子炉施設内の火災に対しても、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し維持できることを、火災影響評価により確認する。

10.4.1.2 設計方針

発電用原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器、及び放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を火災から防護することを目的として、火災発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる。

(1) 火災発生防止

発火性又は引火性物質の漏えい防止の措置や不燃性材料又は難燃性材料の使用等、火災の発生を防止する。

(2) 火災の感知及び消火

火災感知設備及び消火設備は、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対して、早期の火災感知及び消火を行うよう設置する。

(3) 火災の影響軽減

安全機能を有する構築物、系統及び機器の重要度に応じ、それらを設置する火災区域又は火災区画内の火災及び隣接する火災区域又は火災区画における火災による影響に対し、火災の影響軽減対策を行う。

10.4.1.3 主要仕様

(1) 火災感知設備

火災感知設備の火災感知器の概略を第 10.4-1 表に示す。

(2) 消火設備

消火設備の主要機器仕様を第 10.4-2 表に示す。

10.4.1.4 主要設備

(1) 火災発生防止設備

発電用原子炉施設は、「1.6.1 設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針」における「1.6.1.2.1 火災発生防止対策」に示すとおり、発火性又は引火性物質の漏えい防止、拡大防止のための堰を設置する。

(2) 火災感知設備

火災感知設備の火災感知器は、各火災区域又は火災区画における放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件や、炎が生じる前に発煙すること等、予想される火災の性質を考慮して、火災感知器を設置する火災区域又は火災区画の安全機能を有する構築物、系統及び機器の種類に応じ、火災を早期に感知できるように、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器、又は非アナログ式の炎感知器から異なる感知方式の感知器を組み合わせて設置する設計とする。

炎感知器は非アナログ式であるが、炎が発する赤外線又は紫外線を感知するため、炎が生じた時点で感知することができ、火災の早期感知が可能である。

a. 一般区域

一般区域は、アナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器を組み合わせて設置する。

b. 原子炉建物オペレーティングフロア

原子炉建物オペレーティングフロアは天井が高く大空間となっているため、火災による熱が周囲に拡散することから、熱感知器による感知は困難である。

このため、アナログ式の光電分離型煙感知器と非アナログ式の炎感知器（赤外線方式）をそれぞれの監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないよう設置する設計とする。

c. 原子炉格納容器

原子炉格納容器内には、アナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱

感知器を設置する設計とする。

運転中の原子炉格納容器は、閉鎖した状態で長期間高温かつ高線量環境となることから、アナログ式の火災感知器が故障する可能性がある。このため、通常運転中、窒素ガス封入による不活性化によって火災が発生する可能性がない期間については、原子炉格納容器内に設置する火災感知器は、起動時の窒素ガス封入後に作動信号を除外する運用とし、プラント停止後に速やかに取り替える設計とする。

d. ディーゼル発電機給気消音器フィルタ室及びディーゼル発電機排気管室

屋外開放のディーゼル発電機給気消音器フィルタ室及びディーゼル発電機排気管室は、区域全体の火災を感知する必要があるが、火災による煙は周囲に拡散し煙感知器による火災感知は困難であることから、アナログ式の屋外仕様の熱感知器及び非アナログ式の屋外仕様の炎感知器（赤外線方式）をそれぞれの監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。

一方、以下に示す火災区域又は火災区画は、環境条件等を考慮し、上記とは異なる火災感知器を組み合わせで設置する設計とする。

屋外の区域であるA-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリアは、区域全体の火災を感知する必要があるが、火災による煙が周囲に拡散し、煙感知器による火災感知は困難であること、引火性又は発火性の雰囲気形成のおそれがあること、及び降水等の浸入により火災感知器の故障が想定されることから、非アナログ式の屋外仕様（防爆型）の熱感知器及び非アナログ式の屋外仕様（防爆型）の炎感知器（赤外線方式）をそれぞれの監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。

また、同じく屋外の区域であるディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域は、火災による煙は周囲に拡散し、煙感知器による火災感知は

困難である。加えて、タンク室内の空間部は燃料の気化による引火性又は発火性の雰囲気を形成している。

このため、タンク室内の空間部に非アナログ式の屋外仕様(防爆型)の熱感知器及び非アナログ式の屋外仕様(防爆型)の炎感知器(赤外線方式)を設置する設計とする。

B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリアは、格納槽内の区域であり、引火性又は発火性の雰囲気を形成するおそれのある場所であるため、万一の軽油燃料の気化を考慮し、火災を早期に検知できるように、非アナログ式の防爆型の煙感知器及び非アナログ式の防爆型の熱感知器を設置する設計とする。

B-非常用ディーゼル発電機燃料移送系ケーブルトレンチは、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリアと同空間であり、引火性又は発火性の雰囲気を形成するおそれのある場所であるため、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア内での万一の軽油燃料の気化を考慮し、火災を早期に検知できるように、非アナログ式の防爆型の煙感知器及び非アナログ式の防爆型の熱感知器を設置する設計とする。

放射線量が高い場所(主蒸気管室)は、アナログ式の火災感知器を設置する場合、放射線の影響により火災感知器の故障が想定される。このため、放射線の影響を受けないよう検出器部位を当該室外に配置するアナログ式の煙吸引式検出設備を設置する設計とする。加えて、放射線の影響を考慮した非アナログ式の熱感知器を設置する設計とする。

水素ガス等による引火性又は発火性の雰囲気を形成するおそれのある場所(蓄電池室)は、万一の水素濃度の上昇を考慮し、火災を早期に感知できるように、非アナログ式の防爆型で、かつ固有の信号を発する異なる感知方式の煙感知器及び熱感知器を設置する設計とする。

海水ポンプエリアは、屋外であるため、火災による熱及び煙は周囲

に拡散し、熱感知器及び煙感知器による火災感知は困難であること、また、降水等の浸入により火災感知器の故障が想定される。このため、海水ポンプエリア全体の火災を感知するために、非アナログ式の屋外仕様の炎感知器（赤外線方式）及びアナログ式の屋外仕様の熱感知カメラ（赤外線方式）を監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。

また、火災により安全機能への影響が考えにくい火災防護対象機器のみを設けた火災区域又は火災区画については、「消防法」又は「建築基準法」に基づく火災感知器を設置する設計とする。

(3) 消火設備

原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域の火災を早期に消火するために、すべての火災区域の消火活動に対処できるように、「1.6.1.3.2(12) 消火栓の配置」に基づき消火栓設備を設置する。

消火栓設備の系統構成を第 10.4-1 図に示す。

また、その他の消火設備は、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響による消火活動が困難な火災区域又は火災区画であるかを考慮し、以下のとおり設置する。

消火設備は、第 10.4-3 表に示す故障警報を中央制御室に発する設備を設置する。

a. 原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火設備

(a) 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する消火設備

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難と

なる火災区域又は火災区画には、自動又は手動起動による消火設備である全域ガス消火設備を設置する。

全域ガス消火設備の概要図を第 10.4-2 図に示す。

また、系統分離に応じた独立性を考慮した全域ガス消火設備の概要図を第 10.4-3 図に示す。

ただし、以下に示す火災区域又は火災区画については上記と異なる消火設備を設置する設計とする。

原子炉建物オペレーティングフロアには、局所ガス消火設備及び消火器を設置する。

火災により安全機能へ影響を及ぼすおそれが考えにくい火災区域又は火災区画には、「消防法」又は「建築基準法」に基づく消火設備を設置する。

(b) 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画に設置する消火設備

i 中央制御室

中央制御室には、消火器を設置する。中央制御室及び補助盤室の床下のケーブル処理室及び計算機室については、火災に関する系統分離の観点から、中央制御室からの手動操作により早期の起動も可能な全域ガス消火設備を設置する。

ii 原子炉格納容器

原子炉格納容器について、起動中においては所員用エア・ロック室及びその近傍の通路に必要な消火能力を満足する消火器を設置し、低温停止中においては原子炉格納容器内の各フロアに必要な消火能力を満足する消火器を設置する。

iii 海水ポンプエリア,ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域, A-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア

海水ポンプエリア,ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域,

Aー非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリアについては、消火器又は移動式消火設備で消火を行う。

iv 可燃物が少ない火災区域又は火災区画

可燃物が少ない火災区域又は火災区画には、消火器を設置する。

b. 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火設備

(a) 火災発生時の煙の充満及び放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する消火設備

放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を確保するために必要な構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画については、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるものとして選定し、自動又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備である全域ガス消火設備を設置し消火を行う設計とする。

ただし、火災により安全機能へ影響を及ぼすおそれが考えにくい火災区域又は火災区画には、以下に示す消火設備を設置する。

i 気体廃棄物処理設備設置区域

気体廃棄物処理設備設置区域は、消火器を設置する。

ii 液体廃棄物処理設備設置区域

液体廃棄物処理設備設置区域は、消火器を設置する。

iii トーラス水受入タンク室

トーラス水受入タンク室は、消火器を設置する。

iv 新燃料貯蔵庫

新燃料貯蔵庫は、消火器を設置する。

v 固体廃棄物貯蔵所

固体廃棄物貯蔵所は、消火器を設置する。

vi サイトバンカ建物

サイトバンカ建物は、消火器を設置する。

vii 復水貯蔵タンク室及び補助復水貯蔵タンク室

復水貯蔵タンク室及び補助復水貯蔵タンク室は、消火器を設置する。

(b) 火災発生時の煙の充満及び放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画に設置する消火設備

i 燃料プール

燃料プールは水で満たされており、火災の発生のおそれはないことから消火設備を常設しない。

(4) 火災の影響軽減のための対策設備

火災の影響軽減のための対策設備は、安全機能を有する構築物、系統及び機器の重要度に応じ、それらを設置する火災区域又は火災区画内の火災及び隣接する火災区域又は火災区画における火災による影響に対し、火災の影響軽減のための対策を講じるために、以下のとおり設置する。

a. 火災区域の分離を実施する設備

隣接する他の火災区域又は火災区画と分離するために、以下のいずれかの耐火能力を有する耐火壁を設置する。

(a) 3時間耐火に設計上必要なコンクリート壁厚である 123mm 以上の壁厚を有するコンクリート壁並びに 219mm 以上のコンクリート床、天井

(b) 火災耐久試験により 3 時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁（耐火障壁、貫通部シール、防火扉、防火ダンパ）

b. 火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルの火災の影響軽減のための対策を実施する設備

火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置する火災区域又は火災区画に対して、火災区域又は火災区画内の火災の影響軽減のための対策や隣接する火災区域又は火災区画における火災の影響を軽減するための対策を実施するための隔壁等として、火災耐久試験により 3 時間以上の耐火能力を確認した隔壁等を設置する。

また、これと同等の対策として火災耐久試験により1時間以上の耐火能力を確認した隔壁等と火災感知設備及び消火設備を設置する。

10.4.1.5 試験検査

(1) 火災感知設備

アナログ式の火災感知器を含めた火災感知設備は、機能に異常がないことを確認するため、定期的に自動試験を実施する。

ただし、自動試験機能のない火災感知器は、機能に異常がないことを確認するために、煙等の火災を模擬した試験を定期的実施する。

(2) 消火設備

機能に異常がないことを確認するために、消火設備の作動確認を実施する。

10.4.1.6 体制

火災防護に関する以下の体制に関する事項を、火災防護計画に定める。

火災発生時の発電用原子炉施設の保全のための活動を行うため、連絡責任者、運転員及び消防要員が常駐するとともに、火災発生時には、管理権原者が所員により編成する自衛消防組織を設置する。自衛消防組織の組織体制を第10.4-4図に示す。

10.4.1.7 手順等

火災防護計画には、計画を遂行するための体制、責任の所在、責任者の権限、体制の運営管理、必要な要員の確保及び教育・訓練並びに火災防護対策を実施するために必要な手順について定める。また、発電用原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器を火災から防護するため、火災区域及び火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づく火災防護対策等について定める。

このうち、火災防護対策を実施するために必要な手順の主なものを以下に示す。

(1) 火災が発生していない平常時の対応においては、以下の手順を整備し、

操作を行う。

- a. 中央制御室内の巡視点検によって、火災が発生していないこと及び火災感知設備に異常がないことを火災受信機盤で確認する。
- b. 消火設備の故障警報が発信した場合には、中央制御室及び必要な現場の制御盤の警報を確認するとともに、消火設備が故障している場合には、早期に必要な補修を行う。

(2) 消火設備のうち、自動消火設備を設置する火災区域又は火災区画における火災発生時の対応においては、以下の手順を整備し、操作を行う。

- a. 火災感知器が作動した場合は、火災区域又は火災区画からの退避警報及び自動消火設備の作動状況を確認する。
- b. 自動消火設備の作動後は、消火状況の確認、プラント運転状況の確認等を行う。

(3) 消火設備のうち、手動操作による固定式消火設備を設置する火災区域又は火災区画における火災発生時の対応においては、以下の手順を整備し、操作を行う。

- a. 火災感知器が作動し、火災を確認した場合は、初期消火活動を行う。
- b. 消火活動が困難な場合は、職員の退避を確認後、固定式消火設備を手動操作により作動させ、作動状況の確認、消火状況の確認、プラント運転状況の確認等を行う。

(4) 原子炉格納容器内における火災発生時の対応においては、以下の手順を整備し、操作を行う。

- a. 原子炉格納容器内の火災の早期感知及び消火を図るために、低温停止中、起動中の火災発生に対する消火戦略を整備し、訓練を実施する。
- b. 起動中の原子炉格納容器内の火災感知器が発報した場合には、プラントを停止するとともに、消火戦略に基づき原子炉格納容器内への進入の可否を判断し、消火活動を行う。なお、原子炉格納容器内点検終了後から窒素ガス置換完了までの間で原子炉格納容器内の火災が発生した場合には、火災による延焼防止の観点から窒素ガス封入作業を継

続し，原子炉格納容器内の等価火災時間が経過した後に開放し現場確認を行う。

- (5) 中央制御室及び補助盤室内における火災発生時の対応においては，以下の手順を整備し，操作を行う。
 - a. 火災感知器及び高感度煙検出設備により火災を感知し，火災を確認した場合は，中央制御室は中央制御室に常駐する運転員により制御盤内では二酸化炭素消火器，それ以外では粉末消火器を用いた初期消火活動，プラント運転状況の確認等を行う。
 - b. 煙の充満により中央制御室内の運転操作に支障がある場合は，火災発生時の煙を排気するため，排煙設備を起動する。
 - c. 中央制御室及び補助盤室の制御盤 1 面の機能が火災により全て喪失した場合における原子炉の高温停止及び低温停止の達成，維持に関する手順を整備する。
- (6) 水素濃度検知器を設置する火災区域又は火災区画における水素濃度上昇時の対応として，換気空調設備の運転状態の確認，換気空調設備の追加起動等を実施する手順を整備し，操作を行う。
- (7) 火災発生時の消火戦略を整備し，訓練を実施する。
- (8) 可燃物の持込み状況，防火扉の状態，火災の原因となり得る，過熱や引火性液体の漏えい等を監視するための監視手順を定め，防火監視を実施する。
- (9) 火災発生防止及び火災発生時の規模の局限化，影響軽減を目的とした，持込み可燃物の運用管理手順を定め，これを実施する。持込み可燃物の運用管理手順には，発電所の通常運転に関する可燃物，保守や改造に使用するために持ち込み仮置きされる可燃物（一時的に持ち込まれる可燃物を含む。）の管理を含む。
- (10) 火気作業における火災発生防止及び火災発生時の規模の局限化，影響軽減を目的とした火気作業管理手順について定め，これを実施する。火気作業管理手順には，以下を含める。

- a. 火気作業における作業体制
 - b. 火気作業前の確認事項
 - c. 火気作業中の留意事項（火気作業時の養生，消火器等の配備，監視人の配置等）
 - d. 火気作業後の確認事項（残り火の確認等）
 - e. 安全上重要と判断された区域における火気作業の管理
 - f. 火気作業養生材に関する事項（不燃シートの使用等）
 - g. 仮設ケーブル（電工ドラムを含む。）の使用制限
 - h. 火気作業に関する教育
- (11) 火災防護設備は，その機能を維持するため，保守計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに，必要に応じ補修を行う。
- (12) 火災区域の変更や火災区域設定に影響を与える可能性がある工事を実施する場合には，火災防護計画に従い火災影響評価を行い，火災による影響を考慮しても多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく，原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持できることを確認するとともに，設計変更管理を行う。
- (13) 火災区域又は火災区画，火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブル，火災の影響軽減のための隔壁等の設計変更に当たっては，発電用原子炉施設内の火災によっても，安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には，火災による影響を考慮しても，多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく，原子炉を安全停止できることを火災影響評価により確認する。
- (14) 発電用原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される安全機能を有する構築物，系統及び機器を火災から防護することを目的として，火災から防護すべき機器等，火災の発生防止，火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した以下の教育を，定期的を実施する。
- a. 火災区域及び火災区画の設定

- b. 火災から防護すべき安全機能を有する構築物，系統及び機器
- c. 火災の発生防止対策
- d. 火災感知設備
- e. 消火設備
- f. 火災の影響軽減対策
- g. 火災影響評価

(15) 発電用原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される安全機能を有する構築物，系統及び機器を火災から防護することを目的として，以下のとおり教育及び訓練を定め，これを実施する。

- a. 防火・防災管理者及びその代行者は，消防機関が行う講習会及び研修会等に参加する。
- b. 自衛消防隊に係る訓練として総合消防訓練，自衛消防隊連携訓練，火災初期対応教育訓練等を定める。
- c. 所員に対して，火災の発生防止，火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮し，火災防護関連法令・規程類等，火災発生時における対応手順，可燃物及び火気作業に関する運営管理，危険物（液体，気体）の漏えい又は流出時の措置に関する教育を行うことを定める。

10.4.2 重大事故等対処施設

10.4.2.1 概要

発電用原子炉施設内の火災区域及び火災区画に設置される重大事故等対処施設を火災から防護することを目的として，火災の発生防止，火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる。

発電用原子炉施設の火災の発生防止については，発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域又は火災区画に対する火災の発生防止対策を講じるほか，可燃性の蒸気又は可燃性の微粉に対する対策，発火源への対策，水素ガスに対する換気及び漏えい検出対策，

放射線分解等により発生する水素ガスの蓄積防止対策，並びに電気系統の過電流による過熱及び焼損の防止対策等を行う。

火災の感知及び消火については，重大事故等対処施設に対して，早期の火災感知及び消火を行うための火災感知設備及び消火設備を設置する。

火災感知設備及び消火設備は，想定される自然現象に対して当該機能が維持され，かつ，重大事故等対処施設は，消火設備の破損，誤作動又は誤操作によって重大事故等に対処する機能を失うことのないように設置する。

10.4.2.2 設計方針

火災区域又は火災区画に設置される重大事故等対処施設を火災から防護することを目的として，火災発生防止，火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる。

(1) 火災発生防止

発火性又は引火性物質の漏えい防止の措置や不燃性材料又は難燃性材料の使用等，火災の発生を防止する。

(2) 火災の感知及び消火

火災感知設備及び消火設備は，重大事故等対処施設に対して，早期の火災感知及び消火を行うよう設置する。

10.4.2.3 主要仕様

(1) 火災感知設備

重大事故等対処施設に対する火災感知設備の火災感知器の概略を第 10.4-1 表に示す。

(2) 消火設備

重大事故等対処施設に対する消火設備の主要機器仕様を第 10.4-2 表に示す。

10.4.2.4 主要設備

(1) 火災発生防止設備

重大事故等対処施設は，「1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」における「1.6.2.2.1 重大事故等対処施設の火災発生防止」

に示すとおり，発火性又は引火性物質の漏えい防止，拡大防止のための堰等を設置する。

(2) 火災感知設備

火災感知設備の火災感知器は，各火災区域又は火災区画における放射線，取付面高さ，温度，湿度，空気流等の環境条件や，炎が生じる前に発煙すること等，予想される火災の性質を考慮して，火災感知器を設置する火災区域又は火災区画の重大事故等対処施設の種類のに応じ，火災を早期に感知できるよう，固有の信号を発するアナログ式の煙感知器，アナログ式の熱感知器，又は非アナログ式の炎感知器から異なる感知方式の感知器を組み合わせる設計とする。

炎感知器は非アナログ式であるが，炎が発する赤外線又は紫外線を感知するため，炎が生じた時点で感知することができ，火災の早期感知が可能である。

a. 一般区域

一般区域は，アナログ式の煙感知器，アナログ式の熱感知器の異なる感知方式の感知器を組み合わせる設計とする。

b. 原子炉建物オペレーティングフロア

原子炉建物オペレーティングフロアは天井が高く大空間となっているため，火災による熱が周囲に拡散することから，熱感知器による感知は困難である。

このため，アナログ式の光電分離型煙感知器と非アナログ式の炎感知器（赤外線方式）をそれぞれの監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないよう設置する設計とする。

c. 原子炉格納容器

原子炉格納容器内には，アナログ式の煙感知器及び熱感知器を設置する設計とする。運転中の原子炉格納容器は，閉鎖した状態で長期間高温かつ高線量環境となることから，アナログ式の火災感知器が故障する可能性がある。このため，通常運転中，窒素ガス封入により不活

性化し火災が発生する可能性がない期間については、原子炉格納容器内の火災感知器は、起動時の窒素ガス封入後に作動信号を除外する運用とし、プラント停止後に速やかに取り替える設計とする。

d. ディーゼル発電機給気消音器フィルタ室及びディーゼル発電機排気管室

屋外開放のディーゼル発電機給気消音器フィルタ室及びディーゼル発電機排気管室は、区域全体の火災を感知する必要があるが、火災による煙は周囲に拡散し、煙感知器による火災感知は困難である。このため、アナログ式の屋外仕様の熱感知器と非アナログ式の屋外仕様の炎感知器（赤外線方式）をそれぞれの監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。

e. 屋外の重大事故等対処設備用ケーブル布設エリア

屋外の重大事故等対処設備用ケーブルは、一部においては火災の発生する恐れがないようケーブルを埋設して布設し、その他の屋外部分についてはアナログ式の屋外仕様の熱感知カメラ（赤外線方式）及び非アナログ式の屋外仕様の炎感知器（赤外線方式）を設置する設計とする。

一方、以下に示す火災区域又は火災区画は、環境条件等を考慮し、上記とは異なる火災感知器を組み合わせる設計とする。

f. 蓄電池室

充電時に水素ガス発生のおそれがある蓄電池室は、万一の水素濃度の上昇を考慮し、火災を早期に感知できるよう、非アナログ式の防爆型で、かつ固有の信号を発する異なる感知方式の煙感知器及び熱感知器を設置する設計とする。

g. ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域、緊急時対策所用燃料地下タンク設置区域

屋外の区域であるディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域及び緊急時対策所用燃料地下タンク設置区域は、火災による煙は周囲に拡散

し、煙感知器による火災感知は困難である。加えて、タンク室内の空間部は燃料の気化による引火性又は発火性の雰囲気形成している。このため、タンク室内の空間部に非アナログ式の屋外仕様（防爆型）の熱感知器及び非アナログ式の屋外仕様（防爆型）の炎感知器（赤外線方式）を設置する設計とする。

h. ガスタービン発電機用軽油タンク設置区域

ガスタービン発電機用軽油タンク設置区域は屋外であるため、区域全体の火災を感知する必要があるが、火災による煙は周囲に拡散し、煙感知器による火災感知は困難である。また、降水等の浸入により火災感知器の故障が想定される。

このため、アナログ式の屋外仕様の熱感知カメラ（赤外線方式）及び非アナログ式の屋外仕様の炎感知器（赤外線方式）をそれぞれの監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。

i. 海水ポンプエリア

海水ポンプエリアは、屋外であるため、火災による熱及び煙は周囲に拡散し、熱感知器及び煙感知器による火災感知は困難であること、また降水等の浸入により火災感知器の故障が想定される。

このため、海水ポンプエリア全体の火災を感知するために、非アナログ式の屋外仕様の炎感知器（赤外線方式）及びアナログ式の屋外仕様の熱感知カメラ（赤外線方式）を監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。

j. ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア

屋外の区域であるA-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリアは、区域全体の火災を感知する必要があるが火災による煙は周囲に拡散し煙感知器による火災感知は困難であること、引火性又は発火性の雰囲気形成のおそれがあること、及び降水等の浸入により火災感知器

の故障が想定されることから、非アナログ式の屋外仕様（防爆型）の熱感知器及び非アナログ式の屋外仕様（防爆型）の炎感知器（赤外線方式）をそれぞれの監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。

B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリアは、格納槽内の区域であり、引火性又は発火性の雰囲気を形成するおそれのある場所であるため、万一の軽油燃料の気化を考慮し、火災を早期に検知できるよう、非アナログ式の防爆型の煙感知器及び非アナログ式の防爆型の熱感知器を設置する設計とする。

k. B-非常用ディーゼル発電機燃料移送系ケーブルトレンチ

B-非常用ディーゼル発電機燃料移送系ケーブルトレンチは、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリアと同空間であり、引火性又は発火性の雰囲気を形成するおそれのある場所であるため、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア内での万一の軽油燃料の気化を考慮し、火災を早期に検知できるよう、非アナログ式の防爆型の煙感知器及び非アナログ式の防爆型の熱感知器を設置する設計とする。

l. 主蒸気管室

主蒸気管室については、通常運転中は高線量環境となることから、アナログ式の火災感知器を設置する場合、放射線の影響により火災感知器の故障が想定される。このため、放射線の影響を受けないよう検出器部位を主蒸気管室外に配置するアナログ式の煙吸引式検出設備を設置する設計とする。加えて、放射線の影響を考慮した非アナログ式の熱感知器を設置する設計とする。

また、火災により重大事故等対処施設としての機能への影響が考えにくい火災防護対象機器のみを設けた火災区域又は火災区画については、「消防法」又は「建築基準法」に基づく火災感知器を設置する設計とする。

(3) 消火設備

重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災を早期に消火するために、すべての火災区域の消火活動に対処できるように、「1.6.1.3.2(12) 消火栓の配置」に基づき消火栓設備を設置する。消火栓設備の系統構成を第 10.4-1 図に示す。

また、その他の消火設備は、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難な火災区域又は火災区画であるかを考慮し、以下のとおり設置する。

消火設備は、第 10.4-3 表に示す故障警報を中央制御室に発する設備を設置する。

a. 重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火設備

(a) 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する消火設備

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画には、自動又は手動起動による消火設備である全域ガス消火設備を設置する。

全域ガス消火設備の概要図を第 10.4-2 図に示す。

ただし、以下に示す火災区域又は火災区画については上記と異なる消火設備を設置する設計とする。

原子炉建物オペレーティングフロアには、局所ガス消火設備及び消火器を設置する。

火災により重大事故等対処施設の機能へ影響を及ぼすおそれが考えにくい火災区域又は火災区画には、「消防法」又は「建築基準法」に基づく消火設備を設置する。

(b) 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画に設置する消火設備

i 中央制御室

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない中央制御室には、消火器を設置する。

中央制御室及び補助盤室の床下のケーブル処理室及び計算機室は、火災に関する系統分離の観点から、中央制御室からの手動操作により早期の起動も可能な全域ガス消火設備を設置する設計とする。

ii 原子炉格納容器

原子炉格納容器について、起動中においては所員用エア・ロック室及びその近傍の通路に必要な消火能力を満足する消火器を設置し、低温停止中においては原子炉格納容器内の各フロアに必要な消火能力を満足する消火器を設置する。

iii 可燃物が少ない火災区域又は火災区画

可燃物が少ない火災区域又は火災区画には、消火器を設置する。

iv 屋外の火災区域

屋外の火災区域については、消火器又は移動式消火設備により消火を行う設計とする。

10.4.2.5 試験検査

(1) 火災感知設備

「10.4.1.5(1) 火災感知設備」の基本方針を適用する。

(2) 消火設備

「10.4.1.5(2) 消火設備」の基本方針を適用する。

10.4.2.6 体制

「10.4.1.6 体制」の基本方針を適用する。

10.4.2.7 手順等

火災防護計画には、計画を遂行するための体制、責任の所在、責任者の

権限，体制の運営管理，必要な要員の確保及び教育・訓練並びに火災防護対策を実施するために必要な手順について定める。また，重大事故等対処施設を火災から防護するため，火災区域及び火災区画を考慮した火災の発生防止，火災の早期感知及び消火のそれぞれの深層防護の概念に基づく火災防護対策等について定める。

このうち，火災防護対策を実施するために必要な手順の主なものを以下に示す。

- (1) 火災が発生していない平常時の対応においては，以下の手順を整備し，操作を行う。
 - a. 中央制御室内の巡視点検によって，火災が発生していないこと及び火災感知設備に異常がないことを火災受信機盤で確認する。
 - b. 消火設備の故障警報が発信した場合には，中央制御室及び必要な現場の制御盤の警報を確認するとともに，消火設備が故障している場合には，早期に必要な補修を行う。
- (2) 消火設備のうち，自動消火設備を設置する火災区域又は火災区画における火災発生時の対応においては，以下の手順を整備し，操作を行う。
 - a. 火災感知器が作動した場合は，火災区域又は火災区画からの退避警報及び自動消火設備の作動状況を確認する。
 - b. 自動消火設備の作動後は，消火状況の確認，プラント運転状況の確認等を行う。
- (3) 消火設備のうち，手動操作による固定式消火設備を設置する火災区域又は火災区画における火災発生時の対応においては，以下の手順を整備し，操作を行う。
 - a. 火災感知器が作動し，火災を確認した場合は，初期消火活動を行う。
 - b. 消火が困難な場合は，職員の退避を確認後，固定式消火設備を手動操作により作動させ，作動状況の確認，消火状況の確認，プラント運転状況の確認等を行う。
- (4) 原子炉格納容器内における火災発生時の対応においては，以下の手順を

整備し、操作を行う。

- a. 原子炉格納容器内の火災の早期感知及び消火を図るために、低温停止中、起動中の火災発生に対する消火戦略を整備し、訓練を実施する。
- b. 起動中の原子炉格納容器内の火災感知器が発報した場合には、プラントを停止するとともに、消火戦略に基づき原子炉格納容器内への進入の可否を判断し、消火活動を行う。なお、原子炉格納容器内点検終了後から窒素ガス置換完了までの間で原子炉格納容器内の火災が発生した場合には、火災による延焼防止の観点から窒素ガス封入作業を継続し、原子炉格納容器内の等価火災時間が経過した後に開放し現場確認を行う。

(5) 中央制御室内における火災発生時の対応においては、以下の手順を整備し、操作を行う。

- a. 火災感知器、高感度煙検出設備により火災を感知し、火災を確認した場合は、中央制御室に常駐する運転員により制御盤内では二酸化炭素消火器、それ以外では粉末消火器を用いた初期消火活動、プラント運転状況の確認等を行う。
- b. 煙の充満により中央制御室内の運転操作に支障がある場合は、火災発生時の煙を排気するため、排煙設備を起動する。

(6) 水素濃度検知器を設置する火災区域又は火災区画における水素濃度上昇時の対応として、換気空調設備の運転状態の確認、換気空調設備の追加起動等を実施する手順を整備し、操作を行う。

(7) 火災発生時の消火戦略を整備し、訓練を実施する。

(8) 可燃物の持込み状況、防火扉の状態、火災の原因となり得る、過熱や引火性液体の漏えい等を監視するための監視手順を定め、防火監視を実施する。

(9) 火気作業における火災発生防止及び火災発生時の規模の局限化、影響軽減を目的とした火気作業管理手順について定め、これを実施する。火気作業管理手順には、以下を含める。

- a. 火気作業における作業体制
 - b. 火気作業前の確認事項
 - c. 火気作業中の留意事項（火気作業時の養生，消火器等の配備，監視人の配置等）
 - d. 火気作業後の確認事項（残り火の確認等）
 - e. 安全上重要と判断された区域における火気作業の管理
 - f. 火気作業養生材に関する事項（不燃シートの使用等）
 - g. 仮設ケーブル（電工ドラムを含む。）の使用制限
 - h. 火気作業に関する教育
- (10) 火災防護設備は，その機能を維持するため，保守計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに，必要に応じ補修を行う。
- (11) 発電用原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される重大事故等対処施設を火災から防護することを目的として，以下のとおり教育・訓練を定め，これを実施する。
- a. 防火・防災管理者及びその代行者は，消防機関が行う講習会及び研修会等に参加する。
 - b. 自衛消防隊に係る訓練として総合消防訓練，自衛消防隊連携訓練，火災初期対応教育訓練等を定める。
 - c. 所員に対して，火災の発生防止，火災の感知及び消火を考慮し，火災防護関連法令・規程類等，火災発生時における対応手順，可燃物及び火気作業に関する運営管理，危険物（液体，気体）の漏えい・流出時の措置に関する教育を行うことを定める。

10.5 津波及び内部溢水に対する浸水防護設備

10.5.1 津波に対する防護設備

10.5.1.1 設計基準対象施設

10.5.1.1.1 概要

発電用原子炉施設の耐津波設計については、「設計基準対象施設は、基準津波に対して、その安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。」ことを目的として、津波の敷地への流入防止、漏水による安全機能への影響防止、津波防護の多重化及び水位低下による安全機能への影響防止を考慮した津波防護対策を講じる。

津波から防護する設備は、クラス1及びクラス2設備並びに耐震Sクラスに属する設備（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）

（以下10.5において「設計基準対象施設の津波防護対象設備」という。）とする。

津波の敷地への流入防止は、設計基準対象施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波の地上部からの到達及び流入の防止対策並びに取水路、放水路等の経路からの流入の防止対策を講じる。

漏水による安全機能への影響防止は、取水・放水施設、地下部等において、漏水の可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止する対策を講じる。

津波防護の多重化として、上記2つの対策のほか、設計基準対象施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画のうち、原子炉建物、タービン建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）、廃棄物処理建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）、制御室建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）、取水槽海水ポンプエリア、取水槽循環水ポンプエリア、屋外配管ダクト（B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物、タービン建物～排気筒及びタービン建物～放水槽）、A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）、B-非常用ディーゼル発電機（燃料

移送系)、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(燃料移送系)及び排気筒を設置するエリアは浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離する対策を講じる。

水位低下による安全機能への影響防止は、水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止する対策を講じる。

10.5.1.1.2 設計方針

設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

耐津波設計に当たっては、以下の方針とする。

- (1) 設計基準対象施設の津波防護対象設備(非常用取水設備を除く。)を内包する建物及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路、放水路等の経路から流入させない設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。
 - a. 設計基準対象施設の津波防護対象設備(非常用取水設備を除く。)を内包する建物及び区画は、基準津波による遡上波が到達する可能性があるため、津波防護施設を設置し、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。
 - b. 上記 a. の遡上波については、敷地及び敷地周辺の地形及びその標高、河川等の存在並びに地震による広域的な隆起・沈降を考慮して、遡上波の回り込みを含め敷地への遡上の可能性を検討する。また、地震による変状、繰り返し襲来する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を検討する。
 - c. 取水路、放水路等の経路から、津波が流入する可能性について検討した上で、流入の可能性のある経路(扉、開口部、貫通口等)を特定し、必要に応じ浸水対策を施すことにより、津波の流入を防止する設計とする。また、1号炉取水槽に対しては、津波の流入を防止するた

め、流路縮小工を設置するが、1号炉に悪影響を及ぼさない設計とする。

(2) 取水・放水施設、地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止する設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。

a. 取水・放水施設の構造上の特徴等を考慮して、取水・放水施設、地下部等における漏水の可能性を検討した上で、漏水が継続することによる浸水範囲を想定（以下 10.5 において「浸水想定範囲」という。）するとともに、同範囲の境界において浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、浸水防止設備を設置することにより浸水範囲を限定する設計とする。

b. 浸水想定範囲及びその周辺に設計基準対象施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）がある場合は、防水区画化するとともに、必要に応じて浸水量評価を実施し、安全機能への影響がないことを確認する。

c. 浸水想定範囲における長期間の浸水が想定される場合は、必要に応じて排水設備を設置する。

(3) 上記(1)及び(2)に規定するもののほか、設計基準対象施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画については、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して必要に応じ浸水対策を施す設計とする。

(4) 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止する。そのため、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ（以下 10.5 において「非常用海水ポンプ」という。）については、基準津波による水位の低下に対して、非常用海水ポンプが機能保持でき、か

つ、冷却に必要な海水が確保できる設計とする。また、基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積及び漂流物に対して取水口、取水管及び取水槽の通水性が確保でき、かつ、取水口からの砂の混入に対して非常用海水ポンプが機能保持できる設計とする。

(5) 津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝播特性、浸水経路等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下 10.5 において同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できる設計とする。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。

a. 「津波防護施設」は、防波壁、防波壁通路防波扉及び流路縮小工とする。「浸水防止設備」は、屋外排水路逆止弁、防水壁、水密扉、床ドレン逆止弁、隔離弁及びバウンダリ機能保持するポンプ・配管並びに貫通部止水処置とする。また、「津波監視設備」は、津波監視カメラ及び取水槽水位計とする。

b. 入力津波については、数値シミュレーションにより、各施設・設備の設置位置において算定される時刻歴波形とする。数値シミュレーションに当たっては、敷地形状、敷地沿岸域の海底地形、津波の敷地への侵入角度、河川の有無、陸上の遡上・伝播の効果、伝播経路上の人工構造物等を考慮する。また、津波による港湾内の局所的な海面の固有振動の励起を適切に評価し考慮する。

c. 津波防護施設については、その構造に応じ、波力による侵食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、入力津波に対する津波防護機能が十分に保持できる設計とする。

d. 浸水防止設備については、浸水想定範囲等における浸水時及び浸水後の波圧等に対する耐性等を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、入力津波に対して、浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。

- e. 津波監視設備については、津波の影響（波力及び漂流物の衝突）に対して、影響を受けにくい位置への設置及び影響の防止策・緩和策等を検討し、入力津波に対して津波監視機能が十分に保持できる設計とする。
- f. 津波防護施設の外側の発電所敷地内及び近傍において建物・構築物、設置物等が破損、倒壊及び漂流する可能性がある場合には、津波防護施設及び浸水防止設備に波及的影響を及ぼさないよう、漂流防止措置又は津波防護施設及び浸水防止設備への影響の防止措置を施す設計とする。
- g. 上記 c. , d. 及び f. の設計等においては、耐津波設計上の十分な裕度を含めるため、各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重（浸水高、波力・波圧、洗掘力、浮力等）について、入力津波による荷重から十分な余裕を考慮して設定する。また、余震の発生の可能性を検討した上で、必要に応じて余震による荷重と入力津波による荷重との組合せを考慮する。さらに、入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返しの襲来による作用が津波防護機能及び浸水防止機能へ及ぼす影響について検討する。

- (6) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たっては、地震による敷地の隆起・沈降、地震（本震及び余震）による影響、津波の繰り返しの襲来による影響、津波による二次的な影響（洗掘、砂移動、漂流物等）及びその他自然条件（風、積雪等）を考慮する。
- (7) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計における荷重の組合せを考慮する自然現象として、津波（漂流物含む。）、地震（余震）及びその他自然現象（風、積雪等）を考慮し、これらの自然現象による荷重を適切に組み合わせる。漂流物の衝突荷重については、各施設・設備の設置場所及び構造等を考慮して、漂流物が衝突する可能性がある施設・設備に対する荷重として組み合わせる。その他自然現象による荷重（風荷重、積雪荷重等）については、各施設・設備の設置場所、構造等

を考慮して、各荷重が作用する可能性のある施設・設備に対する荷重として組み合わせる。

- (8) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計並びに非常用海水ポンプの取水性の評価に当たっては、入力津波による水位変動に対して朔望平均潮位を考慮して安全側の評価を実施する。なお、その他の要因による潮位変動についても適切に評価し考慮する。また、地震により陸域の隆起又は沈降が想定される場合、想定される地震の震源モデルから算定される、敷地の地殻変動量を考慮して安全側の評価を実施する。

10.5.1.1.3 主要設備

(1) 防波壁

津波による遡上波が津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）の設置された敷地に到達、流入することを防止し、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）が機能喪失することのない設計とするため、日本海及び輪谷湾に面した敷地面に防波壁を設置する。

防波壁は、多重鋼管杭式擁壁、逆T擁壁及び波返重力擁壁で構成され、波返重力擁壁は、岩盤部と改良地盤部により分類される。

多重鋼管杭式擁壁は、鋼管を多重化して鋼管内をコンクリート又はモルタルで充填した多重鋼管による杭基礎構造とし、鋼管杭と鉄筋コンクリート造の被覆コンクリート壁による上部構造とする。鋼管杭は、岩盤に支持させる構造とする。また、施設護岸が損傷した際の津波の地盤中からの回り込みに対し、防波壁の背後に地盤改良を実施する。

逆T擁壁は、直接基礎構造とし、鉄筋コンクリート造の逆T擁壁による上部構造とする。逆T擁壁は、改良地盤を介して岩盤に支持させる構造とし、グラウンドアンカーにより改良地盤及び岩盤に押し付ける構造とする。

波返重力擁壁は、直接基礎構造とし、鉄筋コンクリート造の重力擁壁による上部構造とする。また、MMR（マンメイドロック）等を介して岩盤に支持させる構造とする。なお、防波壁両端部については、堅硬な

地山斜面に支持させる構造とする。

防波壁は、十分な支持性能を有する岩盤又は改良地盤に設置するとともに、基準地震動 S_s による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。また、波力による侵食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、入力津波に対する津波防護機能が十分に保持できる設計とする。設計に当たっては、漂流物による荷重、その他自然現象による荷重（風荷重、積雪荷重等）及び地震（余震）との組合せを適切に考慮する。なお、主要な構造体の境界部には、想定される荷重の作用及び相対変位を考慮し、試験等にて止水性を確認した止水目地で止水処置を講じる設計とする。

なお、漂流物による荷重により、津波防護機能が保持できない場合には、津波防護施設の一部として漂流物対策を講じる。

(2) 防波壁通路防波扉

津波による遡上波が津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）の設置された敷地に到達、流入することを防止し、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）が機能喪失することのない設計とするため、防波壁通路に防波壁通路防波扉を設置する。

防波壁通路防波扉は、鋼管杭又は改良地盤並びに基礎スラブによる基礎構造とし、鋼製の主桁、補助縦桁及びスキンプレート等により構成された防波扉からなる。防波扉の下部及び側部に試験等にて止水性を確認した水密ゴムを設置し、止水性を確保する構造とする。

防波壁通路防波扉は、十分な支持性能を有する岩盤又は改良地盤に設置するとともに、基準地震動 S_s による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。また、津波波力による侵食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、入力津波に対する津波防護機能が十分に保持できる設計とする。

設計に当たっては、漂流物による荷重、その他自然現象による荷重（風荷重）との組合せを適切に考慮する。

なお、漂流物による荷重により、津波防護機能が保持できない場合には、津波防護施設の一部として漂流物対策を講じる。

(3) 流路縮小工

津波が1号炉取水槽から津波防護対象設備(非常用取水設備を除く。)の設置された敷地に流入することを防止し、津波防護対象設備(非常用取水設備を除く。)が機能喪失することのない設計とするため、1号炉取水槽の取水管端部に鋼製の流路縮小工を設置する。

1号炉取水槽流路縮小工の設計においては、十分な支持性能を有する構造物に設置するとともに、基準地震動 S_s による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。また、津波波力による侵食及び洗掘に対する抵抗性を評価し、構造境界部の止水に配慮した上で、入力津波(静水圧、流水圧及び流水の摩擦による推力)に対する津波防護機能が十分に保持できるよう設計する。設計に当たっては、地震(余震)との組合せを適切に考慮する。

(4) 屋外排水路逆止弁

津波が屋外排水路から津波防護対象設備(非常用取水設備を除く。)の設置された敷地に流入することを防止し、津波防護対象設備(非常用取水設備を除く。)が機能喪失することのない設計とするため、屋外排水路逆止弁を設置する。

屋外排水路逆止弁は、板材、補強材等の鋼製部材により構成され、敷地内への津波の流入を防止する設備である。

屋外排水路逆止弁は、十分な支持性能を有する構造物に設置するとともに、基準地震動 S_s による地震力に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。また、入力津波に対する浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。設計に当たっては、地震(余震)との組合せを適切に考慮する。

(5) 防水壁

a. 取水槽除じん機エリア防水壁

津波が取水槽から津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）の設置された敷地に流入することを防止し、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）が機能喪失することのない設計とするため、取水槽除じん機エリアに防水壁を設置する。

取水槽除じん機エリア防水壁は、基準地震動 S_s による地震力に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。また、浸水による静水圧に対する耐性を評価し、入力津波に対する浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。設計に当たっては、その他自然現象による荷重（風荷重）との組合せを適切に考慮する。なお、主要な構造体の境界部には、想定される荷重の作用及び相対変位を考慮し、試験等にて止水性を確認した止水目地で止水処置を講じる設計とする。

b. 復水器エリア防水壁

タービン建物（復水器を設置するエリア）から浸水防護重点化範囲への溢水の流入を防止し、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）が機能喪失することのない設計とするため、タービン建物（復水器を設置するエリア）に復水器エリア防水壁を設置する。

復水器エリア防水壁は、基準地震動 S_s による地震力に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。また、溢水による静水圧として作用する荷重及び余震荷重を考慮した場合において、浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。

(6) 水密扉

a. 取水槽除じん機エリア水密扉

津波が取水槽から津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）の設置された敷地に流入することを防止し、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）が機能喪失することのない設計とするため、取水槽除じん機エリアに水密扉を設置する。

取水槽除じん機エリア水密扉は、基準地震動 S_s による地震力に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。また、浸水による静水圧に対する耐性を評価し、入力津波に対する浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。設計に当たっては、その他自然現象による荷重（風荷重）との組合せを適切に考慮する。

b. 復水器エリア水密扉

タービン建物（復水器を設置するエリア）から浸水防護重点化範囲への溢水の流入を防止し、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）が機能喪失することのない設計とするため、タービン建物（復水器を設置するエリア）に復水器エリア水密扉を設置する。

復水器エリア水密扉は、基準地震動 S_s による地震力に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。また、溢水による静水圧として作用する荷重及び余震荷重を考慮した場合において、浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。

(7) 床ドレン逆止弁

a. 取水槽床ドレン逆止弁

津波が取水槽の床面開口部から取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアに流入することを防止することにより、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）が機能喪失することのない設計とするため、取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアに床ドレン逆止弁を設置する。

取水槽床ドレン逆止弁は、基準地震動 S_s による地震力に対して浸水防止機能が十分に保持できるように設計する。また、浸水時の波圧等に対する耐性を評価し、入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。設計に当たっては、その他自然現象による荷重（積雪荷重等）及び地震（余震）との組合せを適切に考慮する。

b. タービン建物床ドレン逆止弁

タービン建物（復水器を設置するエリア）から浸水防護重点化範囲

への溢水の流入を防止し、津波防護対象設備(非常用取水設備を除く。)が機能喪失することのない設計とするため、タービン建物に床ドレン逆止弁を設置する。

タービン建物床ドレン逆止弁は、基準地震動 S_s による地震力に対して浸水防止機能が保持できる設計とする。また、溢水による静水圧として作用する荷重及び余震荷重を考慮した場合において、浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。

(8) 隔離弁（電動弁，逆止弁）

a. 電動弁

海水系機器・配管等の損傷箇所を介した津波が浸水防護重点化範囲に流入することを防止するため、タービン補機海水ポンプの出口に隔離弁（電動弁）を設置する。

隔離弁（電動弁）は、基準地震動 S_s による地震力に対して浸水防止機能が十分に保持できるように設計する。また、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は S クラスの施設に適用する静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられるように設計する。さらに、浸水時の波圧等に対する耐性を評価し、入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。設計に当たっては、地震（余震）との組合せを適切に考慮する。

b. 逆止弁

海水系機器・配管等の損傷箇所を介した津波が浸水防護重点化範囲に流入することを防止するため、タービン補機海水系配管(放水配管)及び液体廃棄物処理系配管に隔離弁（逆止弁）を設置する。

隔離弁（逆止弁）は、基準地震動 S_s による地震力に対して浸水防止機能が十分に保持できるように設計する。また、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は S クラスの施設に適用する静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられるように設計する。さらに、浸水時の波圧等に対する耐性を評

価し,入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。
設計に当たっては,地震(余震)との組合せを適切に考慮する。

(9) ポンプ及び配管

地震により損傷した場合に津波が浸水防護重点化範囲に流入することを防止するため,バウンダリ機能を保持するポンプ及び配管を設置する。

ポンプ及び配管は,基準地震動 S_s による地震力に対して浸水防止機能が十分に保持できるように設計する。また,弾性設計用地震動 S_d による地震力又は S クラスの施設に適用する静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して,おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられるように設計する。さらに,浸水時の波圧等に対する耐性を評価し,入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。設計に当たっては,地震(余震)との組合せを適切に考慮する。

以下にバウンダリ機能を保持するポンプ及び配管を示す。(【】内は設置エリアを示す。)

- ・タービン補機海水ポンプ【取水槽海水ポンプエリア】
- ・タービン補機海水系配管【取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリア】
- ・循環水ポンプ及び配管【取水槽循環水ポンプエリア】
- ・原子炉補機海水系配管(放水配管)及び高圧炉心スプレイ補機海水系配管(放水配管)【タービン建物(耐震 S クラスの設備を設置するエリア)及び屋外配管ダクト(タービン建物～放水槽)】
- ・除じんポンプ及び配管【取水槽海水ポンプエリア】

(10) 貫通部止水処置

津波が取水槽から津波防護対象設備(非常用取水設備を除く。)を設置する敷地に流入することのない設計とするため,取水 C/C ケーブルダクトとの境界に貫通部止水処置を実施する。

また,津波が取水槽除じん機エリア及び放水槽から流入することのない設計とするため,取水槽海水ポンプエリア及び屋外配管ダクト(ター

ビン建物～放水槽）との境界に貫通部止水処置を実施する。

さらに、地震によるタービン建物（復水器を設置するエリア）の循環水系配管及び低耐震クラス機器の損傷に伴い溢水する保有水が浸水防護重点化範囲へ流入することを防止するため、タービン建物（復水器を設置するエリア）とタービン建物(耐震Sクラスの設備を設置するエリア)、原子炉建物及び取水槽循環水ポンプエリアの境界に貫通部止水処置を実施する。

貫通部止水処置は、基準地震動 S_s による地震力に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。また、浸水時及び浸水後の水圧等に対する耐性等を評価し、入力津波に対する浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。設計に当たっては、地震（余震）との組合せを適切に考慮する。

上記(1)から(7)の各施設・設備における許容限界は、地震後及び津波後の再使用性や、津波の繰り返し作用を想定し、止水性の面も踏まえることにより、当該構造物全体の変形能力に対して十分な余裕を有するよう、各施設・設備を構成する材料が弾性域内に収まることを基本とする。

上記(8)及び(9)の隔離弁、ポンプ及び配管の許容限界は、基準地震動 S_s による地震力に対しては、浸水防止機能に対する機能保持限界として、地震後の再使用性を考慮し、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有することを基本とする。また、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられることを確認する。

津波荷重（余震荷重含む）に対しては、浸水防止機能に対する機能保持限界として、津波後の再使用性や、津波の繰り返し作用を想定し、止水性の面も踏まえることにより、当該設備全体の変形能力に対して十分な余裕を有するよう、各施設・設備を構成する材料が弾性域内に収まることを基本とする。なお、止水性能については耐圧・漏水試験で確認す

る。

上記(10)の貫通部止水処置については、地震後、津波後の再使用性や、津波の繰り返し作用を想定し、止水性の維持を考慮して、貫通部止水処置が健全性を維持することとする。

各施設・設備の設計及び評価に使用する津波荷重の設定については、入力津波が有する数値シミュレーション上の不確かさ及び各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさを考慮する。

入力津波が有する数値シミュレーション上の不確かさの考慮に当たっては、各施設・設備の設置位置で算定された津波の高さを安全側に評価して入力津波を設定することで、不確かさを考慮する。

各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさの考慮に当たっては、入力津波の荷重因子である浸水高、速度、津波波力等を安全側に評価することで、不確かさを考慮し、荷重設定に考慮している余裕の程度を検討する。

津波波力の算定においては、津波波力算定式等、幅広く知見を踏まえて、十分な余裕を考慮する。

漂流物の衝突による荷重の評価に際しては、津波の流速による衝突速度の設定における不確実性を考慮し、流速について十分な余裕を考慮する。

津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計において、基準津波の波源の活動に伴い発生する可能性がある地震（余震）についてそのハザードを評価し、その活動に伴い発生する余震による荷重を設定する。

余震荷重については、基準津波の継続時間のうち最大水位変化を生起する時間帯を踏まえ過去の地震データを抽出・整理することにより余震の規模を想定し、余震としてのハザードを考慮した安全側の評価として、この余震規模から求めた地震動に対してすべての周期で上回る地震動を

弾性設計用地震動の中から設定する。

主要設備の配置図を第 10.5-1 図に、また、概念図を第 10.5-2 図～第 10.5-17 図に示す。

10.5.1.1.4 主要設備の仕様

浸水防護設備の主要仕様を第 10.5-1 表に示す。

10.5.1.1.5 試験検査

津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備は、健全性及び性能を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査を実施する。

10.5.1.1.6 手順等

津波に対する防護については、津波による影響評価を行い、設計基準対象施設の津波防護対象設備が基準津波によりその安全機能を損なわないよう手順を定める。

- (1) 防波壁通路防波扉については、原則閉運用とし、開放後の確実な閉止操作、中央制御室における閉止状態の確認、閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作の手順を定める。
- (2) 引き波時の非常用海水ポンプの取水性確保を目的として、循環水ポンプについては、発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合、停止する操作手順を定める。
- (3) 水密扉については、原則閉止運用とし、開放後の確実な閉止操作、中央制御室における閉止状態の確認、閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作の手順を定める。
- (4) 燃料等輸送船に関し、入港する前までに、津波時に漂流物とならない係留方法を策定する手順を定める。また、津波警報等が発令された場合において、荷役作業を中断し、緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う手順を定める。さらに、陸側作業員及び輸送物に関し、津波警報等が発令された場合において、荷役作業を中断し、陸側作業員を退避させるとともに、輸送物の退避の可否判断を含めた退避の手順を定める。手順には、輸送物を退避できない場合において、輸送物を漂流物

としないための措置も含める。なお、その他の作業船、貨物船等の港湾内に停泊する船舶に対しては、入港する前までに、津波時に漂流物とならない係留方法を策定する手順を定める。さらに、津波警報等が発表された場合において、作業を中断し、陸側作業員を退避させるとともに、緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う手順を定める。

- (5) 津波監視カメラ及び取水槽水位計による津波の襲来状況の監視に係る手順を定める。
- (6) 漂流物調査範囲内の人工構造物の設置状況の変化を把握するため、定期的に設置状況を確認する手順を定める。さらに、従前の評価結果に包絡されない場合は、人工構造物が漂流物となる可能性、非常用海水ポンプの取水性並びに津波防護施設及び浸水防止設備の健全性への影響評価を行い、影響がある場合は漂流物対策を実施する。
- (7) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、各施設及び設備に要求される機能を維持するため、適切な保守管理を行うとともに、故障時においては補修を行う。
- (8) 津波防護に係る手順に関する教育並びに津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の保守管理に関する教育を定期的実施する。

10.5.1.2 重大事故等対処施設

10.5.1.2.1 概要

発電用原子炉施設の耐津波設計については、「重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。」ことを目的として、津波の敷地への流入防止、漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止、津波防護の多重化及び水位低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止を考慮した津波防護対策を講じる。

津波から防護する設備は、重大事故等対処施設（可搬型重大事故等対処設備を含む。）（以下「重大事故等対処施設の津波防護対象設備」という。）とする。

津波の敷地への流入防止は、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波の地上部からの到達及び流入の防止対策並びに取水路、放水路等の経路からの流入の防止対策を講じる。

漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止は、取水・放水施設、地下部等において、漏水の可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する対策を講じる。

津波防護の多重化として、上記2つの対策のほか、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画において、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離する対策を講じる。

水位低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止は、水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する対策を講じる。

10.5.1.2.2 設計方針

重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

津波から防護する設備は、重大事故等対処施設の津波防護対象設備とする。

耐津波設計に当たっては、以下の方針とする。

- (1) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路、放水路等の経路から流入させない設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。
 - a. 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を設置する建物及び区画のうち、設計基準対象施設の津波防護対象設

備を内包する建物及び区画並びに可搬型重大事故等対処設備保管場所である第4保管エリアについては、基準津波による遡上波が到達する可能性があるため、津波防護施設を設置し、津波の流入を防止する設計とする。

b. 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を設置する建物及び区画のうち、設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建物及び区画並びに可搬型重大事故等対処設備保管場所である第4保管エリア以外は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する。

c. 上記 a. 及び b. の遡上波の到達防止に当たっての検討は、「10.5.1.1 設計基準対象施設」を適用する。

d. 取水路、放水路等の経路から、津波が流入する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、必要に応じて実施する浸水対策については、「10.5.1.1 設計基準対象施設」を適用する。

(2) 取水・放水施設、地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定し、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。具体的には「10.5.1.1 設計基準対象施設」を適用する。

(3) 上記(1)及び(2)に規定するもののほか、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画については、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、必要に応じて実施する浸水対策については、「10.5.1.1 設計基準対象施設」を適用する。

(4) 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。そのため、非常用海水ポンプについては、「10.5.1.1 設計基準対象施設」を適用する。

また、大量送水車及び大型送水ポンプ車については、基準津波による水位の変動に対して取水性を確保でき、取水口からの砂の混入に対して、

ポンプが機能保持できる設計とする。

- (5) 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の機能の保持については，「10.5.1.1 設計基準対象施設」を適用する。
- (6) 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たって考慮する自然現象については，「10.5.1.1 設計基準対象施設」を適用する。
- (7) 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の設計における荷重の組合せを考慮する自然現象については，「10.5.1.1 設計基準対象施設」を適用する。
- (8) 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の設計並びに非常用海水ポンプの取水性の評価における入力津波の評価に当たっては，「10.5.1.1 設計基準対象施設」を適用する。

10.5.1.2.3 主要設備

- (1) 防波壁
「10.5.1.1 設計基準対象施設 10.5.1.1.4 主要設備」に同じ。
- (2) 防波壁通路防波扉
「10.5.1.1 設計基準対象施設 10.5.1.1.4 主要設備」に同じ。
- (3) 流路縮小工
「10.5.1.1 設計基準対象施設 10.5.1.1.4 主要設備」に同じ。
- (4) 屋外排水路逆止弁
「10.5.1.1 設計基準対象施設 10.5.1.1.4 主要設備」に同じ。
- (5) 防水壁
「10.5.1.1 設計基準対象施設 10.5.1.1.4 主要設備」に同じ。
- (6) 水密扉
「10.5.1.1 設計基準対象施設 10.5.1.1.4 主要設備」に同じ。
- (7) 床ドレン逆止弁
「10.5.1.1 設計基準対象施設 10.5.1.1.4 主要設備」に同じ。
- (8) 隔離弁
「10.5.1.1 設計基準対象施設 10.5.1.1.4 主要設備」に同じ。

(9) ポンプ及び配管

「10.5.1.1 設計基準対象施設 10.5.1.1.4 主要設備」に同じ。

(10) 貫通部止水処置

「10.5.1.1 設計基準対象施設 10.5.1.1.4 主要設備」に同じ。

上記(1)から(7)の各施設・設備における許容限界は、地震後及び津波後の再使用性や、津波の繰返し作用を想定し、止水性の面も踏まえることにより、当該構造物全体の变形能力に対して十分な余裕を有するよう、各施設・設備を構成する材料が弾性域内に収まることを基本とする。

上記(8)及び(9)の隔離弁、ポンプ及び配管の許容限界は、基準地震動 S_s による地震力に対しては、浸水防止機能に対する機能保持限界として、地震後の再使用性を考慮し、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有することを基本とする。また、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられることを確認する。

津波荷重（余震荷重含む）に対しては、浸水防止機能に対する機能保持限界として、津波後の再使用性や、津波の繰返し作用を想定し、止水性の面も踏まえることにより、当該設備全体の变形能力に対して十分な余裕を有するよう、各施設・設備を構成する材料が弾性域内に収まることを基本とする。なお、止水性能については耐圧・漏水試験で確認する。

上記(10)の貫通部止水処置については、地震後、津波後の再使用性や、津波の繰返し作用を想定し、止水性の維持を考慮して、貫通部止水処置が健全性を維持することとする。

各施設・設備の設計及び評価に使用する津波荷重の設定については、入力津波が有する数値シミュレーション上の不確かさ及び各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさを考慮する。

入力津波が有する数値シミュレーション上の不確かさの考慮に当たっ

では、各施設・設備の設置位置で算定された津波の高さを安全側に評価して入力津波を設定することで、不確かさを考慮する。

各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさの考慮に当たっては、入力津波の荷重因子である浸水高、速度、津波波力等を安全側に評価することで、不確かさを考慮し、荷重設定に考慮している余裕の程度を検討する。

津波波力の算定においては、津波波力算定式等、幅広く知見を踏まえて、十分な余裕を考慮する。

漂流物の衝突による荷重の評価に際しては、津波の流速による衝突速度の設定における不確実性を考慮し、流速について十分な余裕を考慮する。

津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計において、基準津波の波源の活動に伴い発生する可能性がある余震（地震）についてそのハザードを評価し、その活動に伴い発生する余震による荷重を設定する。

余震荷重については、基準津波の継続時間のうち最大水位変化を生起する時間帯を踏まえ過去の地震データを抽出・整理することにより余震の規模を想定し、余震としてのハザードを考慮した安全側の評価として、この余震規模から求めた地震動に対してすべての周期で上回る地震動を弾性設計用地震動の中から設定する。

主要設備の配置図を第 10.5-1 図に、また、概念図を第 10.5-2 図～第 10.5-17 図に示す。

10.5.1.2.4 主要設備の仕様

浸水防護設備の主要仕様を第 10.5-1 表に示す。

10.5.1.2.5 試験検査

「10.5.1.1 設計基準対象施設」に同じ。

10.5.1.2.6 手順等

「10.5.1.1 設計基準対象施設」に同じ。

10.5.2 内部溢水に対する防護設備

10.5.2.1 概要

発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、施設内に設ける壁、扉、堰等の浸水防護設備により、溢水防護対象設備が、その安全機能を損なわない設計とする。

10.5.2.2 設計方針

浸水防護設備は、以下の方針で設計する。

- (1) 堰は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。また、堰の高さは、溢水水位に対して裕度を確保する設計とする。
- (2) 水密扉は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。
- (3) 防水壁は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。
- (4) (1)～(3)以外の浸水防護設備についても、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

10.5.2.3 試験検査

浸水防護設備は、健全性及び性能を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に、定期的に試験又は検査を実施する。

10.6 補機駆動用燃料設備(非常用発電設備及び所内ボイラに係るものを除く。)

10.6.1 概要

重大事故等に対処するために使用する可搬型又は常設設備の動作に必要な駆動燃料を貯蔵及び補給する燃料設備としてガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリを設ける。

ガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリについては，「10.2 代替電源設備」に記載する。

10.7 非常用取水設備

10.7.1 通常運転時等

10.7.1.1 概要

設計基準事故の収束に必要なとなる，原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの取水に必要な海水を確保するための設備を設ける。非常用取水設備の概要図を第 10.7-1 図に示す。

10.7.1.2 設計方針

設計基準事故時に必要な原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプに使用する海水を取水し，海水ポンプへ導水するための流路を構築するために，取水口，取水管及び取水槽を設置することで，冷却に必要な海水を確保できる設計とする。

また，基準津波に対して，海水ポンプが引き波時においても機能維持できるよう，海水ポンプを長尺化することで，原子炉補機海水系及び高圧炉心スプレイ補機海水系の冷却に必要な海水が確保できる設計とする。

10.7.1.3 主要設備の仕様

非常用取水設備の主要仕様を第 10.7-1 表に示す。

10.7.1.4 主要設備

(1) 取水口

海底部の冷水を取水するために取水口を設ける。

(2) 取水管

取水口から取込んだ海水を取水槽へ導入するために取水管を設ける。

(3) 取水槽

取水管から取込んだ海水を海水ポンプまで導入するために取水槽を設ける。

10.7.1.5 試験検査

基本方針については「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

取水口，取水管及び取水槽は，外観の確認が可能な設計とする。

10.7.2 重大事故等時

10.7.2.1 概要

非常用取水設備の取水口、取水管及び取水槽は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

10.7.2.2 設計方針

10.7.2.2.1 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

取水口、取水管及び取水槽は、通常時の系統構成を変えずに重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

10.7.2.2.2 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

取水口、取水管及び取水槽は、想定される重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

取水口及び取水管は、鋼製構造物であり、海水中に設置するため、防食等により腐食を防止する設計とする。

取水槽は、コンクリート構造物であり、常時海水を通水するため、腐食を考慮して鉄筋に対して十分なかぶり厚さを確保する設計とする。

10.7.2.3 主要設備及び仕様

非常用取水設備（重大事故等時）の主要仕様を第 10.7-2 表に示す。

10.7.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

取水口、取水管及び取水槽は、外観の確認が可能な設計とする。

10.8 緊急時対策所

10.8.1 通常運転時等

10.8.1.1 概要

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所は、敷地高さ標高 50m の高台に設置する。

緊急時対策所は、異常等に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できる設計とする。また、異常等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として、SPDS データ収集サーバ、SPDS 伝送サーバ及び SPDS データ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。

発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備、衛星電話設備（社内向）、無線通信設備、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する。

緊急時対策所には、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下しないよう、当該要員が緊急時対策所内にとどまり、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができる設計とする。

10.8.1.2 設計方針

緊急時対策所は、以下のとおりの設計とする。

- (1) 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるために必要な要員を収容できる設計とする。

- (2) 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に対処するために必要な指示ができるよう、異常等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設置する。
- (3) 発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する。
- (4) 緊急時対策所内には、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。
- (5) 有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下しないよう、当該要員が緊急時対策所内にとどまり、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができる設計とする。

10.8.1.3 主要仕様

緊急時対策所の主要機器仕様を第 10.8-1 表に示す。

10.8.1.4 主要設備

緊急時対策所の主要機器は以下のとおりとする。

(1) 緊急時対策所

異常等に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できるよう、緊急時対策所を設置する。

緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。

そのために、有毒ガス評価ガイドを参照し、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建物内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室等から半径 10km 以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し、

特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定する。また、固定源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる防液堤等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。

固定源に対しては、貯蔵容器すべてが損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、当該要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、当該要員を防護できる設計とする。

可動源に対しては、「10.11 通信連絡設備」に記載する通信連絡設備による連絡、緊急時対策所換気設備の隔離、防護具の着用等により重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員を防護できる設計とする。

有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤は、保守管理及び運用管理を適切に実施する。

(2) 必要な情報を把握できる設備

中央制御室内の運転員を介さずに異常状態等を正確かつ速やかに把握するため、安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。

(3) 通信連絡設備

発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うことができる通信連絡設備を設置又は保管する。

(4) 酸素濃度計

緊急時対策所内の酸素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、酸素濃度計を保管する。

(5) 二酸化炭素濃度計

緊急時対策所内の二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、二酸化炭素濃度計を保管する。

10.8.1.5 試験検査

緊急時対策所の主要設備については、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

10.8.2 重大事故等時

10.8.2.1 概要

緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、当該重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。

緊急時対策所の系統概要図を第 10.8-1 図から第 10.8-5 図に示す。

10.8.2.2 設計方針

緊急時対策所を、敷地高さ標高 50m の高台に設置する。

緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するための適切な措置が講じることができるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能を損なわない設計とするとともに、基準津波の影響を受けない設計とする。地震及び津波に対しては、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」及び「1.5.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」に基づく設計とする。

また、緊急時対策所の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する。

緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。

重大事故等が発生し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、対策要員が緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の

汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。

(1) 居住性を確保するための設備

重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬式モニタリング・ポスト及び可搬式エリア放射線モニタを設ける。

緊急時対策所の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所内でのマスクの着用、交替要員体制、安定ヨウ素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

a. 緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調設備

緊急時対策所遮蔽は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気空調設備の機能とあいまって、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。

緊急時対策所換気空調設備として、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所正圧化装置(空気ポンペ)及び差圧計を設ける。

緊急時対策所の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、可搬型ダクトを用いて緊急時対策所を正圧化し、放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また、緊急時対策所正圧化装置(空気ポンペ)は、プルーム通過時において、緊急時対策所を正圧化し、希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。差圧計は、緊急時対策所が正圧化された状態であることを監視できる設計とする。

緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、プルーム通過後の緊急時対策所内を正圧化できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 緊急時対策所遮蔽
- ・ 緊急時対策所空気浄化送風機
- ・ 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット
- ・ 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）
- ・ 差圧計

本系統の流路として、緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト、緊急時対策所空気浄化装置（配管・弁）、緊急時対策所正圧化装置可搬型配管・弁及び緊急時対策所正圧化装置（配管・弁）を重大事故等対処設備として使用する。

b. 酸素及び二酸化炭素濃度の測定設備

緊急時対策所には、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 酸素濃度計
- ・ 二酸化炭素濃度計

c. 放射線量の測定設備

室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定するため、さらに緊急時対策所正圧化装置による正圧化判断のために使用する可搬式エリア放射線モニタを緊急時対策所に保管する設計とするとともに、可搬式モニタリング・ポストを第1保管エリア及び第4保管エリアに保管する設計とする。

主要な設備は以下のとおりとする。

- ・可搬式エリア放射線モニタ
- ・可搬式モニタリング・ポスト（8.1 放射線管理設備）

(2) 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備

a. 必要な情報を把握できる設備

緊急時対策所には，重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として，SPDSデータ収集サーバ，SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに緊急時対策所において把握できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）（SPDSデータ収集サーバ，SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置）（10.11 通信連絡設備）

b. 通信連絡設備

緊急時対策所には，重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として，無線通信設備，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・衛星電話設備（10.11 通信連絡設備）
- ・無線通信設備（10.11 通信連絡設備）
- ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（10.11 通信連絡設備）

(3) 代替交流電源設備からの給電

緊急時対策所は，全交流動力電源が喪失した場合に，代替交流電源設

備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。

緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料給油時の切替えを考慮して、合計2台を緊急時対策所に接続することで多重性を有するとともに、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として予備機を2台保管する設計とする。

緊急時対策所用発電機の燃料は、燃料補給設備である緊急時対策所用燃料地下タンク及びタンクローリにより給油できる設計とする。なお、緊急時対策所用発電機は、プルーム通過時において、燃料を給油せずに運転できる設計とする。

タンクローリは、燃料を給油できる容量を有するものを1台使用する。保有数は1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリへの燃料の補給は、ホースを用いる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 緊急時対策所用発電機
- ・ 可搬ケーブル
- ・ 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤
- ・ 緊急時対策所 低圧母線盤
- ・ 緊急時対策所用燃料地下タンク
- ・ タンクローリ

安全パラメータ表示システム（SPDS）、衛星電話設備、無線通信設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については、「10.11 通信連絡設備」に記載する。

10.8.2.2.1 多様性、多重性、独立性及び位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

緊急時対策所は、中央制御室から独立した建物と一体の遮蔽及び換気空

調設備として、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタを有し、換気空調設備の電源を緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。

これらは中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。

緊急時対策所、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタは、中央制御室とは離れた建物に保管又は設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

緊急時対策所用発電機は、2号炉原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機とは離れた建物の屋外に保管することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

緊急時対策所用発電機は、中央制御室の電源である非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源の冷却方式を空冷式とすることで多様性を有する設計とする。

緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料給油時の切替えを考慮して、合計2台を緊急時対策所に接続することで多重性を有するとともに、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として予備機を2台保管する設計とする。

燃料補給設備のタンクローリは、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク並びにタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク及び非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

燃料補給設備の緊急時対策所用燃料地下タンクは、タービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから離れた場所に設置することで、

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

10.8.2.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

緊急時対策所の遮蔽は，緊急時対策所と一体のコンクリート構造物とし，倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

緊急時対策所空気浄化送風機，緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）は，通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成ができることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

緊急時対策所の差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタは，他の設備から独立して使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，緊急時対策所の緊急時対策所空気浄化送風機，緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）は，固縛等を実施することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

緊急時対策所空気浄化送風機は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

緊急時対策所用発電機，可搬ケーブル及び緊急時対策所 発電機接続プラグ盤は，通常時は遮断器により他の設備から切り離すことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

緊急時対策所用発電機は，輪留めによる固定等を行い保管し，可搬ケーブルは固縛等を実施して屋外（緊急時対策所南側）に保管し，緊急時対策所 発電機接続プラグ盤は屋外（緊急時対策所北側）に設置することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料補給設備のタンクローリは，接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成と

することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

緊急時対策所用燃料地下タンクは、重大事故等時に重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タンクローリは輪留め等による固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

10.8.2.2.3 共用の禁止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

事故収束に必要な緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調設備、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備等は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

10.8.2.2.4 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

緊急時対策所は、想定される重大事故等時において、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員として、最大 150 名を収容できる設計とする。また、対策要員等が緊急時対策所に 7 日間とどまり、重大事故等に対処するために必要な数量の放射線管理用資機材や食料等を配備できる設計とする。

緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な換気容量を有する設計とする。保有数は、緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットそれぞれで 1 セット 1 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 2 台を保管する設計とする。

緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）は、重大事故等時において緊急

時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所を正圧化し、緊急時対策所内へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し、十分な容量を保管する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲であることの測定が可能なものを、それぞれ1個使用する。保有数は、それぞれ1個に加え、故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1個のそれぞれ合計2個を保管する。

差圧計は、緊急時対策所の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できるものを1台設置する。

可搬式エリア放射線モニタは、重大事故等時において、緊急時対策所内の放射線量の監視に必要な測定範囲を有するものを1台使用する。保有数は、1台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料給油時の切替えを考慮して、合計2台を使用する。保有数は、2台に加え、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として2台を保管する。

タンクローリは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に、燃料を給油できる容量を有するものを1台使用する。保有数は、1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

緊急時対策所用燃料地下タンクは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、7日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有する設計とする。

10.8.2.2.5 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

緊急時対策所の遮蔽は、緊急時対策所と一体設置した屋外設備であり、重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。

緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所正圧化装置(空気ボンベ)は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とし、緊急時対策所内で操作可能な設計とする。

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

緊急時対策所 発電機接続プラグ盤は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。設置場所で操作可能な設計とする。

差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，可搬式エリア放射線モニタ及び緊急時対策所 低圧母線盤は、緊急時対策所内に設置又は保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策所内で操作可能な設計とする。

可搬ケーブルは、屋外に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

緊急時対策所用発電機は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は、設置場所及び緊急時対策所内で可能な設計とする。

緊急時対策所用燃料地下タンクは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策所用燃料地下タンクの系統構成に必要な操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

タンクローリは、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件等を考慮した設計とする。

タンクローリの操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で

可能な設計とする。

10.8.2.2.6 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

緊急時対策所空気浄化送風機, 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット, 緊急時対策所正圧化装置 (空気ボンベ) 及び差圧計は, 設計基準対象施設と兼用せず, 他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

緊急時対策所空気浄化送風機は, 緊急時対策所内の操作スイッチにより, 緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。

緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは, 緊急時対策所近傍に保管することで, 速やかに緊急時対策所を正圧化できる設計とする。緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットと接続口との接続は簡便な接続とし, 容易かつ確実に接続できる設計とする。

緊急時対策所正圧化装置 (空気ボンベ) は, 緊急時対策所近傍に保管し, 設置場所及び緊急時対策所内での弁の手動操作により, 速やかに緊急時対策所を正圧化できる設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は, 想定される重大事故等時において, 設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は, 人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに, 付属の操作スイッチにより, 使用場所で操作が可能な設計とする。

可搬式エリア放射線モニタは, 設計基準対象施設と兼用せず, 他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。可搬式エリア放射線モニタは, 人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに, 設置場所にて固定等が可能な設計とする。可搬式エリア放射線モニタは, 付属の操作スイッチにより, 設置場所で操作が可能な設計とする。

緊急時対策所用発電機, 可搬ケーブル, 緊急時対策所 発電機接続プラ

グ盤及びタンクローリは、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

緊急時対策所用発電機は、付属の操作スイッチ及び遠隔スイッチにより、設置場所で使用するための操作が可能な設計とする。

緊急時対策所 低圧母線盤は、遮断器を切替えることにより、給電の切替えが可能な設計とする。

可搬ケーブルは、人力による持ち運びが可能な設計とする。

緊急時対策所用燃料地下タンクは、タンクローリへの燃料補給のための系統構成を行う際に、設置場所での必要な手動操作が可能な設計とする。

タンクローリは、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。

タンクローリは、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留め等による固定が可能な設計とする。

10.8.2.3 主要設備及び仕様

緊急時対策所の主要機器仕様を第 10.8-2 表に示す。

10.8.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

緊急時対策所の遮蔽は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。

緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。

差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能なように、標準器等による模擬入力ができる設計とする。

可搬式エリア放射線モニタは、校正用線源による機能・性能の確認（特

性の確認) 及び校正ができる設計とする。

緊急時対策所用発電機, 可搬ケーブル, 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤及び緊急時対策所 低圧母線盤は, 発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。

緊急時対策所用燃料地下タンクは, 発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認並びに停止中に内部の確認が可能な設計とする。また, 発電用原子炉の停止中に内部確認が可能なよう, マンホールを設ける設計とする。

タンクローリは, 発電用原子炉の運転中又は停止中に外観確認及び機能試験, 漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに, 分解又は取替えが可能な設計とする。また, タンクローリは, 車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

10.9 構内出入監視装置

発電用原子炉施設に対する人の不法な侵入等を防止するため、核物質防護対策として、通信連絡設備、監視装置、検知装置、施錠装置等を設ける。

10.10 安全避難通路等

10.10.1 概要

照明用電源は、所内低圧系統より、原子炉建物内、タービン建物内、制御室建物内及び廃棄物処理建物内の照明設備へ給電する。

中央制御室及びその他必要な場所の非常灯及び誘導灯は、非常用低圧母線から給電するとともに、照明用の電源が喪失した場合に非常用ディーゼル発電機又は内蔵蓄電池から給電する。

設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として、非常用照明、直流非常灯及び電源内蔵型照明を設置する。非常用照明は、非常用低圧母線、直流非常灯は、非常用直流電源設備に接続し、非常用ディーゼル発電機からも電力を供給できる設計とするとともに、電源内蔵型照明は、非常用低圧母線に接続し、内蔵蓄電池を備える設計とする。

また、作業場所までの移動等に必要な照明として内蔵電池を備える可搬型照明を配備する。

10.10.2 設計方針

安全避難通路には、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより、容易に識別できるように避難用照明を設置する。また、避難用照明は、照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なうおそれがないようにする。さらに、設計基準事故が発生した場合に用いる照明（避難用の照明を除く。）及びその専用の電源を設ける。

10.10.3 主要設備

10.10.3.1 照明設備

照明用電源は、ロードセンタ、コントロールセンタ等の所内低圧系統から原子炉建物内、タービン建物内、制御室建物内及び廃棄物処理建物内の照明設備へ給電する。

中央制御室及びその他必要な場所の非常灯及び誘導灯は、非常用低圧母

線から給電するとともに、照明用の電源が喪失した場合に非常用ディーゼル発電機又は内蔵蓄電池から給電する。

設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、避難用の照明とは別に、非常用照明、直流非常灯及び電源内蔵型照明を設置する。

非常用照明は、外部電源喪失時にも必要な照明を確保できるよう、非常用低圧母線に接続し、非常用ディーゼル発電機からも電力を供給できる設計とする。

直流非常灯は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間、点灯可能なように非常用直流電源設備からの電力を供給できる設計とする。非常用直流電源設備は非常用低圧母線からの給電により充電状態で待機する設計とする。

電源内蔵型照明は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間、点灯可能なように内蔵蓄電池からの電力を供給できる設計とする。電源内蔵型照明の内蔵蓄電池は、非常用低圧母線からの給電により充電状態で待機する設計とする。

可搬型照明は、内蔵電池にて点灯可能な設計とし、全交流動力電源喪失時に非常用電気室等までの移動、非常用ガス処理系配管補修時及び屋外(緊急時対策所北側)に配備する緊急時対策所用発電機からの受電時の操作に必要な照度を確保できる設計とする。

可搬型照明は、以下のとおりに配備する。

- (1) 中央制御室から非常用電気室等に向かうまでに必要となる時間（事象発生から約10分）までに十分準備可能なように初動操作に対応する運転員が常時滞在している中央制御室に配備する。
- (2) 非常用ガス処理系配管補修時、狭隘箇所の照度を確保するために、現場復旧要員が持参し、作業開始前に準備可能なように第2チェックポイントに配備する。

- (3) 夜間の緊急時対策所用発電機からの受電時，照度を確保するために，緊急時対策所用発電機起動対応の要員が持参し，作業開始前に準備可能なように免震重要棟に配備する。

10.10.4 手順等

安全避難通路等は，以下の内容を含む手順を定め，適切な管理を行う。

- (1) 非常用照明，直流非常灯及び電源内蔵型照明は，外観検査及び性能検査を行う。
- (2) 可搬型照明は，必要時に迅速に使用できるよう，必要数及び保管場所を定める。
- (3) 可搬型照明は，員数確認及び点灯確認を行う。

10.11 通信連絡設備

10.11.1 通常運転時等

10.11.1.1 概要

設計基準事故が発生した場合において、発電所内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備を設置又は保管する。

また、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線に接続する。

10.11.1.2 設計方針

- (1) 設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建物、タービン建物等の建物内外各所の者への必要な操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、有線式通信設備、無線通信設備及び衛星電話設備の多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。また、緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する設計とする。
- (2) 設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本社、国、自治体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる通信連絡設備（発電所外）として、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備、衛星電話設備（社内向）、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備を設置する設計とする。

通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、有線系回

線，無線系回線又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し，輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

- (3) 通信連絡設備（発電所内），安全パラメータ表示システム（SPDS），通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については，非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に接続し，外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

10.11.1.3 主要設備の仕様

通信連絡設備の一覧表を第 10.11-1 表に示す。

10.11.1.4 主要設備

- (1) 通信連絡設備（発電所内）

通信連絡設備（発電所内）は，設計基準事故が発生した場合において，中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建物，タービン建物等の建物内外各所の者への必要な操作，作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことが可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとし，多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）を設置又は保管する。

- ・ 所内通信連絡設備（警報装置を含む。）
- ・ 電力保安通信用電話設備
- ・ 有線式通信設備
- ・ 無線通信設備
- ・ 衛星電話設備

また，通信連絡設備（発電所内）は，非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に接続し，外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

- (2) 安全パラメータ表示システム（SPDS）

緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備と

して、SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）

また、安全パラメータ表示システム（SPDS）は、非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

(3) 通信連絡設備（発電所外）

通信連絡設備（発電所外）は、設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本社、国、自治体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことが可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・局線加入電話設備
- ・電力保安通信用電話設備
- ・テレビ会議システム（社内向）
- ・専用電話設備
- ・衛星電話設備（社内向）
- ・衛星電話設備
- ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

通信連絡設備（発電所外）は、有線系回線、無線系回線又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

また、通信連絡設備（発電所外）は、非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

なお、通信連絡設備（発電所外）は、定期的に点検を行うことにより、専用通信回線の状態を監視し、常時使用できることを確認する。

(4) データ伝送設備

発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備として、SPDS伝送サーバで構成するデータ伝送設備を設置する設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

・データ伝送設備

データ伝送設備は、有線系回線、無線系回線又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

また、データ伝送設備は、非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

なお、データ伝送設備は、定期的に点検を行うことにより、専用通信回線の状態を監視し、常時使用できることを確認する。

10.11.1.5 試験検査

通信連絡設備（発電所内）及び通信連絡設備（発電所外）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

10.11.1.6 手順等

通信連絡設備については、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- (1) 通信連絡設備の操作については、あらかじめ手順を整備し、的確に実施する。
- (2) 専用通信回線、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備については、通信が正常に行われていることを確認するため、

定期的に点検を行うとともに、異常時の対応に関する手順を整備する。

- (3) 社内外の関係先へ、的確かつ迅速に通報連絡ができるよう、原子力防災訓練等を定期的実施する。

10.11.2 重大事故等時

10.11.2.1 概要

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設置又は保管する。

通信連絡設備の系統概要図を第 10.11-1 図に示す。

10.11.2.2 設計方針

(1) 発電所内の通信連絡を行うための設備

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所内）、緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できる安全パラメータ表示システム（SPDS）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するための通信連絡設備（発電所内）を設ける。

a. 通信連絡設備（発電所内）

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所内）として、衛星電話設備、無線通信設備及び有線式通信設備を設置又は保管する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）及び無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管する設計とする。

有線式通信設備は、中央制御室付近の廃棄物処理建物内に保管する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備のう

ち無線通信設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置し、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。

また、衛星電話設備及び無線通信設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、中央制御室待避室においても使用できる設計とする。

衛星電話設備及び無線通信設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

衛星電話設備及び無線通信設備のうち緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）、無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）及び有線式通信設備は、充電式電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電式電池を用いるものについては、別の端末又は予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続して通話を可能とし、使用後の充電式電池は、緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。また、乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・衛星電話設備（固定型）
- ・衛星電話設備（携帯型）
- ・無線通信設備（固定型）
- ・無線通信設備（携帯型）

- ・有線式通信設備（有線式通信機）
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・緊急時対策所用発電機（10.8 緊急時対策所）

その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

b. 安全パラメータ表示システム（SPDS）

緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送するための設備として，SPDSデータ収集サーバ，SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバは，廃棄物処理建物内に設置し，SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置は，緊急時対策所内に設置する設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバは，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）（SPDSデータ収集サーバ，SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置）
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・緊急時対策所用発電機（10.8 緊急時対策所）

その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）

重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）は、「(1) a. 通信連絡設備（発電所内）」と同じである。

(2) 発電所外との通信連絡を行うための設備

重大事故等が発生した場合において，発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（発電所外），発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有するための通信連絡設備（発電所外）を設ける。

a. 通信連絡設備（発電所外）

重大事故等が発生した場合において，発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所外）として，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

衛星電話設備は、「(1) a. 通信連絡設備（発電所内）」と同じである。

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は，緊急時対策所内に設置する設計とする。

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・衛星電話設備（固定型）

- ・衛星電話設備（携帯型）
- ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム， I P－電話機， I P－F A X）
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・緊急時対策所用発電機（10.8 緊急時対策所）

その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

b. データ伝送設備

重大事故等が発生した場合において，発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（E R S S）等へ必要なデータを伝送できる設備として，S P D S 伝送サーバで構成するデータ伝送設備を設置する設計とする。

データ伝送設備は，緊急時対策所内に設置する設計とする。なお，データ伝送設備を構成するS P D S 伝送サーバは，「(1) b. 安全パラメータ表示システム（S P D S）」と同じである。

c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）

重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）は，「(2) a. 通信連絡設備（発電所外）」と同じである。

緊急時対策支援システム（E R S S）等へのデータ伝送の機能に係る設備及び緊急時対策所の通信連絡機能に係る設備としての安全パラメータ表示システム（S P D S），データ伝送設備，無線通信設備，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については，固縛又は転倒防止処置を講じる等，基準地震動による地震力に対し，機能喪失しない設計とする。

非常用交流電源設備については，「10.1 非常用電源設備」に記載する。

常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

緊急時対策所用発電機については、「10.8 緊急時対策所」に記載する。

非常用交流電源設備は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散等を除く設計方針を適用する。非常用交流電源設備については「10.1 非常用電源設備」にて記載する。

10.11.2.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用交流電源設備又は充電器（蓄電池）からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。

また、無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

有線式通信設備の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、乾電池を使用することで、非常用交流電源設備又は充電器（蓄電池）からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。

また、有線式通信設備は、中央制御室付近の廃棄物処理建物内に保管することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、充電式電池を使用することで、非常用交流電源設備又は充電器（蓄電池）からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

無線通信設備、衛星電話設備及び有線式通信設備は、異なる通信方式を使用し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。

緊急時対策所内に設置する統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備の電源は、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、専用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用交流電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）からの給電により使用する電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、及び専用電話設備に対して多様性を有する設計とする。

廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備の電源は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用交流電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に対して多様性を有する設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」及び

「10.8 緊急時対策所」にて記載する。

10.11.2.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

無線通信設備のうち無線通信設備（固定型），衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型），有線式通信設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）は，他の設備と独立して使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

10.11.2.2.3 共用の禁止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

中央制御室，廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は，号炉の区分けなく通信連絡することで，必要な情報（相互のプラント状況，運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ，安全性の向上を図る設計とする。

また，中央制御室，廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は，共用により悪影響を及ぼさないよう，必要な容量を確保するとともに，号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

10.11.2.2.4 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

有線式通信設備は、想定される重大事故等時において、発電所内の建物内で必要な通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式を保管する設計とする。

無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。

無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式を保管する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）は、想定される重大事故等時において、発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）は、想定される重大事故等時において、発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式を保管する設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、想定される重大事故等時において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。

データ伝送設備は、想定される重大事故等時において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。

10.11.2.2.5 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

有線式通信設備は、中央制御室付近の廃棄物処理建物内に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

有線式通信設備は、想定される重大事故等時において、発電所内の建物内で使用し、使用場所で操作が可能な設計とする。

無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）の操作は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）は、発電所内の屋外で使用し、使用場所で操作が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバは、廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

SPDSデータ収集サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバは、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS伝送サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ表示装

置は、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDSデータ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で操作可能な設計とする。

データ伝送設備は、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送設備は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

10.11.2.2.6 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）、無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）、無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）は、中央制御室待避室で使用する場合、切り替え操作をすることなく使用できる設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）、無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）及び有線式通信設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、人が携行して移動し、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能な設計とする。

有線式通信設備は、端末である有線式通信機と中継コード及び専用接続端子の接続を簡便な端子接続とし、接続規格を統一することにより、使用

場所において確実に接続できる設計とする。また、乾電池等の交換も含め容易に操作ができるとともに、通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバ、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバ及びデータ伝送設備は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ表示装置は、付属の操作スイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。

10.11.2.3 主要設備及び仕様

通信連絡を行うために必要な設備の主要機器仕様を第 10.11-2 表及び第 10.11-3 表に示す。

10.11.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

無線通信設備、衛星電話設備、有線式通信設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及びデータ伝送設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

第10.1-1表 メタルクラッド開閉装置の設備仕様

構成及び仕様

項目	受電盤	母線連絡盤	き電盤	計器用変圧器盤
(a) 型式	閉鎖配電盤			
(b) 個数	11	5	52	19
(c) 定格電圧	6.9kV			
(d) 電気方式	60Hz 3相 3線			
(e) 電源引込方式	バスダクト又はケーブルによる			
(f) フィーダ引出方式	ケーブルによる			
(g) 母線電流容量	約3,000A, 約1,200A			

遮断器

項目	受電用	母線連絡用	き電用
(a) 型式	真空遮断器		
(b) 個数	11	3	52
(c) 相数	3相		
(d) 操作方式	電磁操作 (DC110V)		
(e) 絶縁階級	6号A		
(f) 定格電圧	7.2kV		
(g) 定格電流	約3,000A, 約1,200A		
(h) 定格遮断電流	63kA		
(i) 定格遮断時間	5サイクル		
(j) 引きはずし自由方式	電磁式		
(k) 投入方式	電磁式		

第10.1-2表 ロードセンタ及びコントロールセンタ（低圧母線）の設備仕様

(1) ロードセンタ

動力変圧器

項目	常用母線用	非常用母線用
(a) 型式	屋内用乾式変圧器	
(b) 個数	4	2
(c) 冷却方式	自冷, 風冷	
(d) 周波数	60Hz	
(e) 容量	約2,300kVA	約2,500kVA/ 約3,200kVA
(f) 結線	一次：三角形	二次：三角形
(g) 定格電圧	一次側 6.9kV (5タップ) (6.9/6.75/6.6/6.45/6.3kV) 二次側 460V	
(h) 絶縁	H種	

構成及び仕様

項目	受電盤	母線連絡盤	き電盤	変圧器盤
(a) 型式	低圧閉鎖配電盤			
(b) 個数	6	6	82	6
(c) 定格電圧	460V			
(d) 電気方式	60Hz 3相 3線			
(e) 電源引込方式	バスダクト又はケーブルによる			
(f) フィーダ引出方式	ケーブルによる			
(g) 母線電流容量	約4,000A, 約3,000A			

遮断器

項目	受電用	母線連絡用	き電用
(a) 型式	気中遮断器		
(b) 個数	6	4	80
(c) 相数	3相		
(d) 操作方式	電磁操作 (DC110V)		
(e) 定格電圧	600V		
(f) 定格電流	約4,000A, 約3,000A, 約1,600A		
(g) 定格遮断電流	50,000A		
(h) 引きはずし自由方式	電磁式		

(2) コントロールセンタ

動力変圧器

項 目	非常用母線用
(a) 型 式	屋内用乾式変圧器
(b) 個 数	1
(c) 冷却方式	自冷
(d) 周 波 数	60Hz
(e) 容 量	約500kVA
(f) 結 線	一次：三角形 二次：三角形
(g) 定格電圧	一次側 6.9kV (5タップ) (6.9/6.75/6.6/6.45/6.3kV) 二次側 460V
(h) 絶 縁	H種

構成及び仕様

項 目	負荷盤
(a) 型 式	低圧閉鎖配電盤
(b) 個 数	32
(c) 定格電圧	460V
(d) 電気方式	60Hz 3相 3線
(e) 電源引込方式	ケーブルによる
(f) フィーダ引出方式	ケーブルによる
(g) 母線電流容量	約800A, 約500A

遮断器

項 目	負荷用
(a) 型 式	配線用遮断器
(b) 個 数	30
(c) 相 数	3相
(d) 定格電圧	600
(e) 定格電流	約15A, 約30A, 約50A, 約75A, 約100A 約125A, 約150A, 約175A, 約225A
(f) 定格遮断電流	30kA
(g) 引きはずし自由方式	電磁式

第10.1-3表 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレー系ディーゼル
発電機を含む。）の設備仕様

(1) エンジン

a. 非常用ディーゼル発電機

型 式	V形4サイクル単動無気噴射式
台 数	2
出 力	約6,150kW/台
回 転 数	514rpm
起動方式	圧縮空気起動
起動時間	約10秒
使用燃料	軽油

b. 高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機

型 式	V形4サイクル単動無気噴射式
台 数	1
出 力	約3,480kW
回 転 数	514rpm
起動方式	圧縮空気起動
起動時間	約13秒
使用燃料	軽油

(2) 発電機

a. 非常用ディーゼル発電機

型 式	横軸回転界磁三相同期発電機
台 数	2
容 量	約7,300kVA/台
力 率	0.80（遅れ）
電 圧	6.9kV
周波数	60Hz
回 転 数	514rpm

b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

型 式	横軸回転界磁三相同期発電機
台 数	1
容 量	約4,000kVA
力 率	0.80 (遅れ)
電 圧	6.9kV
周 波 数	60Hz
回 転 数	514rpm

(3) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

型 式	横置円筒形
基 数	5
容 量	A系 約170kL/基 (2基) B系 約100kL/基 (3基)
使用燃料	軽油

(4) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

型 式	横置円筒形
基 数	1
容 量	約170kL
使用燃料	軽油

第10.1-4表 直流電源設備の設備仕様

(1) 蓄電池

非常用

型式		鉛蓄電池
組数		6
セル数	115V系A系	54
	B系	54×2
	H P C S系	54
	R C I C系	108
	原子炉中性子計装用A系	24
	B系	24
電圧	115V系A系	115V
	B系	115V
	H P C S系	115V
	R C I C系	230V
	原子炉中性子計装用A系	±24V
	B系	±24V
容量	115V系A系	約1,200Ah
	B系	約4,500Ah
	H P C S系	約500Ah
	R C I C系	約1,500Ah
	原子炉中性子計装用A系	約90Ah
	B系	約90Ah

常用

型式		鉛蓄電池
組数		1
セル数		108
電圧		230V
容量		約1,500Ah

(2) 充電器

非常用（予備充電器は常用）

型式		サイリスタ整流器
個数	115V系 A系	1（予備1（H P C S系と兼用））
	B系	2
	H P C S系	1（予備1（A系と兼用））
	R C I C系	1
	原子炉中性子計装用A系	1
	B系	1
充電方式		浮動
冷却方式		自然
交流入力	115V系A系	3相 60Hz 460V
	B系	3相 60Hz 460V
	H P C S系	3相 60Hz 460V
	R C I C系	3相 60Hz 460V
	原子炉中性子計装用A系	3相 60Hz 105V
	B系	3相 60Hz 105V
容量	115V系A系	約27.3kW
	B系	約48kW
		約24kW
	H P C S系	約10.4kW
	R C I C系	約48kW
	原子炉中性子計装用A系	約0.576kW
B系	約0.576kW	
直流出力電圧	115V系A系	130V
	B系	120V
	H P C S系	130V
	R C I C系	240V
	原子炉中性子計装用A系	±28.8V
	B系	±28.8V
直流出力電流	115V系A系	約210A

	B系	約400A
		約200A
	H P C S系	約80A
		(予備約300A)
	R C I C系	約200A
	原子炉中性子計装用A系	約20A
	B系	約20A

常 用

型 式	サイリスタ整流器
個 数	1
充電方式	浮動
冷却方式	自然
交流入力	3相 60Hz 460V
容 量	約48kW
直流出力電圧	240V
直流出力電流	約200A

(3) 直流母線

非 常 用

個 数		6
電 圧	115V系A系	115V
	B系	115V
	H P C S系	115V
	R C I C系	115V
	原子炉中性子計装用A系	±24V
	B系	±24V

常 用

個 数	1
電 圧	230V

第10.1-5表 計測制御用電源設備の設備仕様

(1) 非常用

a. 計装用無停電交流電源装置

型 式	静止型CVCF
個 数	2
容 量	約25kVA/個
出力電圧	105V
予備電源	予備変圧器から受電

b. 原子炉保護系交流電源設備

電動機

形 式	3相誘導電動機
台 数	2
容 量	約22kW/台
電 圧	440V

発電機

形 式	単相同期発電機
台 数	2
容 量	約12.5kVA/台
電 圧	105V
予備電源	計装用変圧器から受電

c. 計装用変圧器

形 式	乾式
台 数	2
容 量	約100kVA/台
電 圧	460V/105V

d. 計装用交流主母線

個 数	4
電 圧	105V

(2) 常用

a. 計算機用無停電交流電源装置

型 式	静止型CVCF
個 数	1
容 量	約40kVA
出力電圧	210V
予備電源	予備変圧器から受電

b. 計装用交流母線

個 数	2
電 圧	105V

第10.2-1表 代替電源設備の主要機器仕様

(1) 常設代替交流電源設備

a. ガスタービン発電機

ガスタービン

台数	1 (予備1)
使用燃料	軽油
出力	約5,200kW/台

発電機

台数	1 (予備1)
種類	同期発電機
容量	約6,000kVA/台
力率	0.8
電圧	6.9kV
周波数	60Hz

b. ガスタービン発電機用サービスタンク

基数	1 (予備1)
容量	約7.9m ³ /基

c. ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ

台数	1 (予備1)
容量	約4.0m ³ /h/台

d. ガスタービン発電機用軽油タンク

基数	1
容量	約560m ³

(2) 可搬型代替交流電源設備

a. 高圧発電機車

機関

台 数 6 (予備 1)

使用燃料 軽油

発電機

台 数 6 (予備 1)

種 類 同期発電機

容 量 約500kVA/台

力 率 0.8

電 圧 6.6kV

周 波 数 60Hz

b. ガスタービン発電機用軽油タンク

基 数 1

容 量 約560m³

c. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

基 数 5

容 量 約170m³/基 (2基)

約100m³/基 (3基)

d. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

基 数 1

容 量 約170m³

e. タンクローリ

台 数	1 (予備 1)
容 量	約3.0m ³ /台

(3) 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備

a. B-115V系蓄電池及びB 1-115V系蓄電池 (S A)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

組 数	1
電 圧	115V
容 量	約4,500Ah

(B-115V系蓄電池：約3,000Ah B 1-115V系蓄電池 (S A)：約1,500Ah)

b. 230V系蓄電池 (R C I C)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

組 数	1
電 圧	230V
容 量	約1,500Ah

c. S A用115V系蓄電池

組 数	1
電 圧	115V
容 量	約1,500Ah

d. B-115V系充電器及びB 1-115V系充電器 (S A)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

個 数	2
電 圧	120V
電 流	約400A及び約200A

e. 230V系充電器（R C I C）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備（通常運転時等）
- ・非常用電源設備（重大事故等時）

個 数	1
電 圧	240V
電 流	約200A

f. S A用115V系充電器

個 数	1
電 圧	120V
電 流	約200A

(4) 可搬型直流電源設備

a. 高圧発電機車

機関

台 数	6（予備1）
使用燃料	軽油

発電機

台 数	6（予備1）
種 類	同期発電機
容 量	約500kVA/台
力 率	0.8
電 圧	6.6kV
周 波 数	60Hz

b. B1-115V系充電器 (SA)

個数	1
電圧	120V
電流	約200A

c. SA用115V系充電器

個数	1
電圧	120V
電流	約200A

d. 230V系充電器 (常用)

個数	1
電圧	240V
電流	約200A

e. ガスタービン発電機用軽油タンク

基数	1
容量	約560m ³

f. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

基数	5
容量	約170m ³ /基 (2基)
	約100m ³ /基 (3基)

g. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

基数	1
容量	約170m ³

h. タンクローリ

台 数 1 (予備 1)

容 量 約3.0m³/台

(5) 燃料補給設備

a. ガスタービン発電機用軽油タンク

基 数 1

容 量 約560m³

b. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

基 数 5

容 量 約170m³/基 (2基)

約100m³/基 (3基)

c. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

基 数 1

容 量 約170m³

d. タンクローリ

台 数 1 (予備 1)

容 量 約3.0m³/台

第10.3-1表 送電線の設備仕様

(1) 220kV送電線（1号，2号及び3号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備

電 圧	220kV
回 線 数	2
導体サイズ	RS-TACSR/AC610mm ² 2 導体
送電容量	約1,327MW／回線
亘 長	約16km（北松江変電所まで）

(2) 66kV送電線（1号及び2号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備

電 圧	66kV
回 線 数	1
導体サイズ	ACSR/AC97mm ² 1 導体
送電容量	約36MW
亘 長	約13km（津田変電所まで）

第10.3-2表 開閉所機器の設備仕様

(1) 220kV母線

型 式	SF6ガス絶縁相分離方式
定格電圧	240kV
電流容量	約4,000A
定格短時間電流	40kA (2秒)

(2) 220kV開閉所遮断器

名称	220kV送電線 用遮断器	220kV母線 連絡用遮断器	主変圧器用 遮断器	起動変圧器用 遮断器
個 数	2	1	1	1
定格電圧	240kV	240kV	240kV	240kV
定格電流	約4,000A	約4,000A	約3,000A	約2,000A
定格遮断 電流	40kA	40kA	40kA	40kA

(3) 66kV開閉所遮断器

名称	予備変圧器用 遮断器
個 数	1
定格電圧	72kV
定格電流	約800A
定格遮断 電流	20kA

第10.3-3表 発電機，励磁装置の設備仕様

(1) 発電機

型 式	横軸円筒回転界磁三相同期発電機
台 数	1
容 量	約870,000kVA
力 率	0.95 (遅れ)
電 圧	15.5kV
相 数	3
周 波 数	60Hz
回 転 数	1,800rpm
結 線 法	星形
冷 却 法	固定子 水冷却 回転子 水素ガス冷却

(2) 励磁装置

名称	励磁方式
型式	サイリスタ励磁方式
台数	1
容量	約1,900kW
電圧	DC440V

第10.3-4表 変圧器の設備仕様

名称		主変圧器	所内変圧器	起動変圧器	予備変圧器
型式		屋外用三相二巻線送油風冷式	屋外用三相二巻線油入風冷式	屋外用三相二巻線油入風冷式	屋外用三相二巻線油入自冷式
台数		1	2	1	1
容量		約840,000kVA	約32,000kVA ／台	約40,000kVA	約25,000kVA
電圧	一次	15.2kV	15.2kV	220kV	63kV
	二次	220kV	6.9kV, 6.9kV	6.9kV	6.9kV
相数		3	3	3	3
周波数		60Hz	60Hz	60Hz	60Hz
結線法	一次	三角	三角	星形	星形
	二次	星形	三角, 三角	三角	三角
冷却方法		送油風冷式	油入風冷式	油入風冷式	油入自冷式

第10.4-1表 火災感知設備の火災感知器の概略

火災感知器の設置箇所	火災感知器の設置型式	
	種類	アナログ式／非アナログ式
一般区域 (通路部・部屋等)	煙感知器	アナログ式
	熱感知器	アナログ式
一般区域 (原子炉建物オペレーティングフロア)	光電分離型煙感知器	アナログ式
	炎感知器	非アナログ式
放射線量が高い場所 (原子炉格納容器)	煙感知器	アナログ式
	熱感知器	アナログ式
放射線量が高い場所 (主蒸気管室)	煙吸引式検出設備	アナログ式
	熱感知器(接点式)	非アナログ式
屋外開放エリア (ディーゼル発電機給気消音器フィルタ室，ディーゼル発電機排気管室)	熱感知器(屋外仕様)	アナログ式
	炎感知器(屋外仕様)	非アナログ式
屋外エリア (A-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア，ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域，緊急時対策所用燃料地下タンク設置区域)	防爆型熱感知器(屋外仕様)	非アナログ式
	防爆型炎感知器(屋外仕様)	非アナログ式
屋外エリア (海水ポンプエリア，重大事故等対象設備用ケーブル布設エリア，ガスタービン発電機用軽油タンクエリア)	屋外仕様熱感知カメラ(赤外線)	アナログ式
	炎感知器(屋外仕様)	非アナログ式
引火性又は発火性の雰囲気を形成するおそれがある場所 (蓄電池室，B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア，B-非常用ディーゼル発電機燃料移送系ケーブルトレンチ)	防爆型煙感知器	非アナログ式
	防爆型熱感知器	非アナログ式

第10.4-2(1)表 消火設備の主要機器仕様

(1) 電動機駆動消火ポンプ

a. 2号炉廻り消火系

個数	2
容量	約1,200L/min/台

b. 44m盤消火系

個数	2
容量	約1,170L/min/台

c. 45m盤消火系

個数	2
容量	約840L/min/台

d. サイトバンカ建物消火系

個数	2
容量	約340L/min/台

e. 50m盤消火系

個数	2
容量	約1,170L/min/台

第10.4-2(2)表 消火設備の主要機器仕様

(2) 全域ガス消火設備

消火剤 : ハロン1301

必要消火剤量 : ハロン1301防護区画の体積 1 m^3 当たり
0.32kg以上

設置箇所 : 火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難な
火災区域又は火災区画

(3) 局所ガス消火設備

消火剤 : FK-5-1-12

必要消火剤量 : FK-5-1-12防護区画の空間体積 1 m^3 当たり
0.84～1.46kgに開口補償を見込む

設置箇所 : 原子炉建物オペレーティングフロアにおける
主要な可燃物 (ケーブル・トレイ)

第10.4-3表 消火設備の主な故障警報

設備		主な警報要素
消火ポンプ	電動機駆動	<ul style="list-style-type: none"> ・ 電動機トリップ ・ 電動機過負荷 ・ 母線低電圧
全域ガス消火設備	ハロン1301消火設備	<ul style="list-style-type: none"> ・ 火災検知 ・ 設備異常 (電源故障, 断線, 短絡, 地絡等)
局所ガス消火設備	FK-5-1-12消火設備※	<ul style="list-style-type: none"> ・ ガス放出

※：火災検知については火災区域に設置された感知器又は消火設備のガス放出信号により中央制御室に警報発報。また，作動原理を含め極めて単純な構造であることから故障は考えにくい，誤作動についてはガス放出信号により確認可能。

第10.5-1表 浸水防護設備の主要仕様

- | | |
|--------------|---------------|
| (1) 防波壁 | |
| 種類 | 防波壁（多重鋼管杭式擁壁） |
| 個数 | 1 |
| (2) 防波壁 | |
| 種類 | 防波壁（逆T擁壁） |
| 個数 | 1 |
| (3) 防波壁 | |
| 種類 | 防波壁（波返重力擁壁） |
| 個数 | 1 |
| (4) 防波壁通路防波扉 | |
| 種類 | 防波壁通路防波扉 |
| 個数 | 4 |
| (5) 流路縮小工 | |
| 種類 | 流路縮小工 |
| 個数 | 2 |
| (6) 屋外排水路逆止弁 | |
| 種類 | 逆止弁 |
| 個数 | 14 |
| (7) 防水壁 | |
| 種類 | 防水壁 |
| 個数 | 2 |
| (8) 水密扉 | |
| 種類 | 片開扉 |
| 個数 | 一式 |
| (9) 床ドレン逆止弁 | |
| 種類 | 逆止弁 |
| 個数 | 一式 |

(10) 隔離弁

種 類 電動弁, 逆止弁

個 数 6

(11) ポンプ及び配管

種 類 ポンプ, 配管

個 数 一式

(12) 貫通部止水処置

種 類 貫通部止水

個 数 一式

第10.7-1表 非常用取水設備の主要仕様

(1) 取水口

種 類	鋼製円筒管
材 料	炭素鋼
個 数	2

(2) 取水管

種 類	鋼管
材 料	炭素鋼
個 数	2

(3) 取水槽

種 類	鉄筋コンクリート取水槽
材 料	鉄筋コンクリート
個 数	1

第10.7-2表 非常用取水設備（重大事故等時）の主要仕様

(1) 取水口

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用取水設備（通常運転時等）

種 類	鋼製円筒管
材 料	炭素鋼
個 数	2

(2) 取水管

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用取水設備（通常運転時等）

種 類	鋼管
材 料	炭素鋼
個 数	2

(3) 取水槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用取水設備（通常運転時等）

種 類	鉄筋コンクリート取水槽
材 料	鉄筋コンクリート
個 数	1

第10.8-1表 緊急時対策所の主要機器仕様

(1) 緊急時対策所

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）

個 数 一 式

(2) 安全パラメータ表示システム（SPDS）

第10.11-2表 通信連絡を行うために必要な設備（固定型）の主要機器仕様に記載する。

(3) 通信連絡設備

- a. 所内通信連絡設備（警報装置を含む。）

第10.11-1表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

- b. 電力保安通信用電話設備

第10.11-1表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

- c. 衛星電話設備（固定型）

第10.11-2表 通信連絡を行うために必要な設備（固定型）の主要機器仕様に記載する。

- d. 衛星電話設備（携帯型）

第10.11-3表 通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の主要機器仕様に記載する。

- e. 無線通信設備（固定型）

第10.11-2表 通信連絡を行うために必要な設備（固定型）の主要機器仕様に記載する。

- f. 無線通信設備（携帯型）

第10.11-3表 通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の主要機器仕様に記載する。

- g. 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP-電話機及びIP-FAX）

第10.11-2表 通信連絡を行うために必要な設備（固定型）の主要機器仕様に記載する。

h. テレビ会議システム（社内向）

第10.11-1表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

i. 局線加入電話設備

第10.11-1表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

j. 専用電話設備

第10.11-1表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

k. 衛星電話設備（社内向）

第10.11-1表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

(4) 酸素濃度計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

個 数 1（予備1）

測定範囲 0.0～25.0vol%

(5) 二酸化炭素濃度計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

個 数 1（予備1）

測定範囲 0～10,000ppm

第10.8-2表 緊急時対策所（重大事故等時）の主要機器仕様

(1) 緊急時対策所

a. 緊急時対策所遮蔽

第8.3-2表 遮蔽設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

b. 緊急時対策所空気浄化送風機

第8.2-3表 換気空調設備（重大事故等時）（可搬型）の主要機器仕様に記載する。

c. 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット

第8.2-3表 換気空調設備（重大事故等時）（可搬型）の主要機器仕様に記載する。

d. 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）

第8.2-3表 換気空調設備（重大事故等時）（可搬型）の主要機器仕様に記載する。

e. 差圧計

第8.2-2表 換気空調設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

f. 酸素濃度計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（通常運転時等）

個 数 1（予備1）

測定範囲 0.0～25.0vol%

g. 二酸化炭素濃度計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（通常運転時等）

個 数 1（予備1）

測定範囲 0～10,000ppm

h. 可搬式エリア放射線モニタ

第8.1-2表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

i. 可搬式モニタリング・ポスト

第8.1-2表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

(2) 緊急時対策所用発電機

機関

個 数 2 (予備 2)

使用燃料 軽油

発電機

個 数 2 (予備 2)

種 類 横軸回転界磁三相同期発電機

容 量 約220kVA/台

力 率 0.8

電 圧 210V

周波数 60Hz

(3) タンクローリ

台 数 1 (予備 1)

容 量 約3.0m³/台

(4) 緊急時対策所用燃料地下タンク

基 数 1

容 量 約45m³

第10.11-1表 通信連絡設備の一覧表

通信種別		主要施設		非常用所内電源設備 又は無停電電源装置等	通信回線
通信連絡設備 (発電所内)	発電所内	有線式通信設備	有線式通信機	乾電池	-
		所内通信連絡設備 (警報装置を含む。)	ハンドセット	非常用ディーゼル発電機	
			ステーション, スピーカ	充電器 (蓄電池)	
		無線通信設備	無線通信設備 (固定型)	非常用ディーゼル発電機	
無線通信設備 (携帯型)	無停電電源装置 非常用ディーゼル発電機 充電式電池				
安全パラメータ 表示システム (SPDS)	安全パラメータ 表示システム (SPDS)	SPDSデータ 収集サーバ	非常用ディーゼル発電機		
		SPDS伝送 サーバ	充電器 (蓄電池) 非常用ディーゼル発電機		
		SPDSデータ 表示装置	無停電電源装置 非常用ディーゼル発電機		
通信連絡設備 (発電所内) 通信連絡設備 (発電所外)	発電所内外	電力保安通信用 電話設備	固定電話機	非常用ディーゼル発電機	有線系回線 無線系回線 (専用の電力保安通信用回線)
			PHS 端末	充電器 (蓄電池) 非常用ディーゼル発電機	
			FAX	充電式電池 非常用ディーゼル発電機	
		衛星電話設備	衛星電話設備 (固定型)	無停電電源装置 非常用ディーゼル発電機	衛星系回線 (通信事業者回線)
衛星電話設備 (携帯型)	充電式電池 非常用ディーゼル発電機				
通信連絡設備 (発電所外)	発電所外	統合原子力防災 ネットワークに 接続する 通信連絡設備	IP-電話機 (有線系, 衛星系)	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	有線系回線, 衛星系回線 (専用の通信事業者回線)
			IP-FAX (有線系, 衛星系)		
			テレビ会議システム (有線系, 衛星系)		
		局線加入電話設備	固定電話機	通信事業者回線から給電	有線系回線 (通信事業者回線)
			FAX	通信事業者回線から給電 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	
		専用電話設備	専用電話設備 (ホットライン)	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	有線系回線, 無線系回線 (専用の電力保安通信用回線) 有線系回線 (専用の通信事業者回線)
		テレビ会議システム (社内向)	テレビ会議システム (社内向)	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	有線系回線 (専用の電力保安通信用回線)
衛星電話設備 (社内向)	衛星テレビ会議 システム (社内向)	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	衛星系回線 (専用の通信事業者回線)		
	衛星社内電話機				
データ伝送設備	データ伝送設備	SPDS 伝送サーバ	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	有線系回線, 衛星系回線 (専用の通信事業者回線) 有線系回線, 無線系回線 (専用の電力保安通信用回線) 衛星系回線 (専用の通信事業者回線)	

第10.11-2表 通信連絡を行うために必要な設備（固定型）の主要機器仕様

(1) 無線通信設備

無線通信設備（固定型）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所（通常運転時等）
- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線

無線系回線

個 数

一式

(2) 衛星電話設備

衛星電話設備（固定型）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所（通常運転時等）
- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線

衛星系回線

個 数

一式

(3) 安全パラメータ表示システム（SPDS）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）
- ・ 緊急時対策所（通常運転時等）
- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）
- ・ 通信連絡設備（通常運転時等）

a. SPDSデータ収集サーバ

使用回線

有線系回線及び無線系回線

個 数 一式

b. S P D S 伝送サーバ

使用回線 有線系回線及び無線系回線

個 数 一式

c. S P D S データ表示装置

個 数 一式

(4) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（通常運転時等）
- ・緊急時対策所（重大事故時等）
- ・通信連絡設備（通常運転時等）

a. テレビ会議システム

使用回線 有線系回線及び衛星系回線

個 数 一式

b. I P - 電話機

使用回線 有線系回線及び衛星系回線

個 数 一式

c. I P - F A X

使用回線 有線系回線及び衛星系回線

個 数 一式

(5) データ伝送設備

兼用する設備は以下のとおり。

- ・通信連絡設備（通常運転時等）

a. S P D S 伝送サーバ

使用回線 有線系回線及び衛星系回線

個 数 一式

第10.11-3表 通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の主要機器仕様

(1) 有線式通信設備

兼用する設備は以下のとおり。

- ・通信連絡設備（通常運転時等）

a. 有線式通信機

使用回線

有線系回線

個 数

一式

(2) 無線通信設備

無線通信設備（携帯型）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（通常運転時等）
- ・緊急時対策所（重大事故時等）
- ・通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線

無線系回線

個 数

一式

(3) 衛星電話設備

衛星電話設備（携帯型）

兼用する設備は以下のとおり。

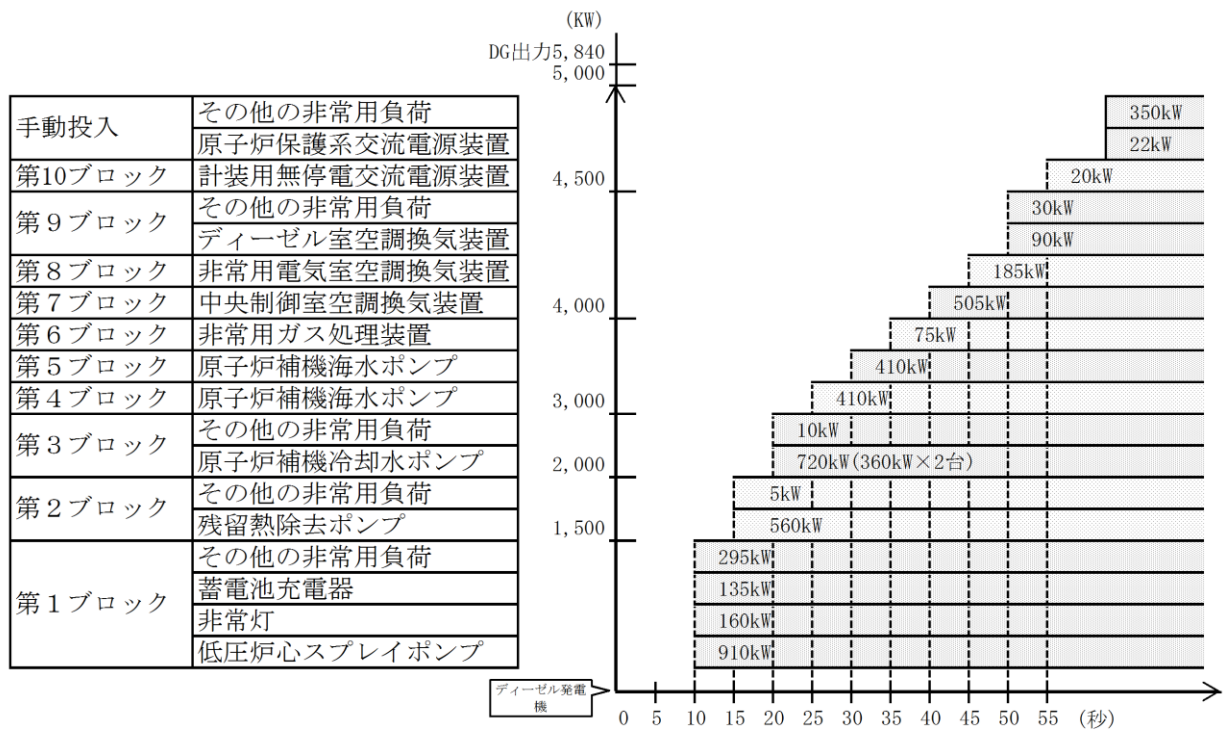
- ・緊急時対策所（通常運転時等）
- ・緊急時対策所（重大事故時等）
- ・通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線

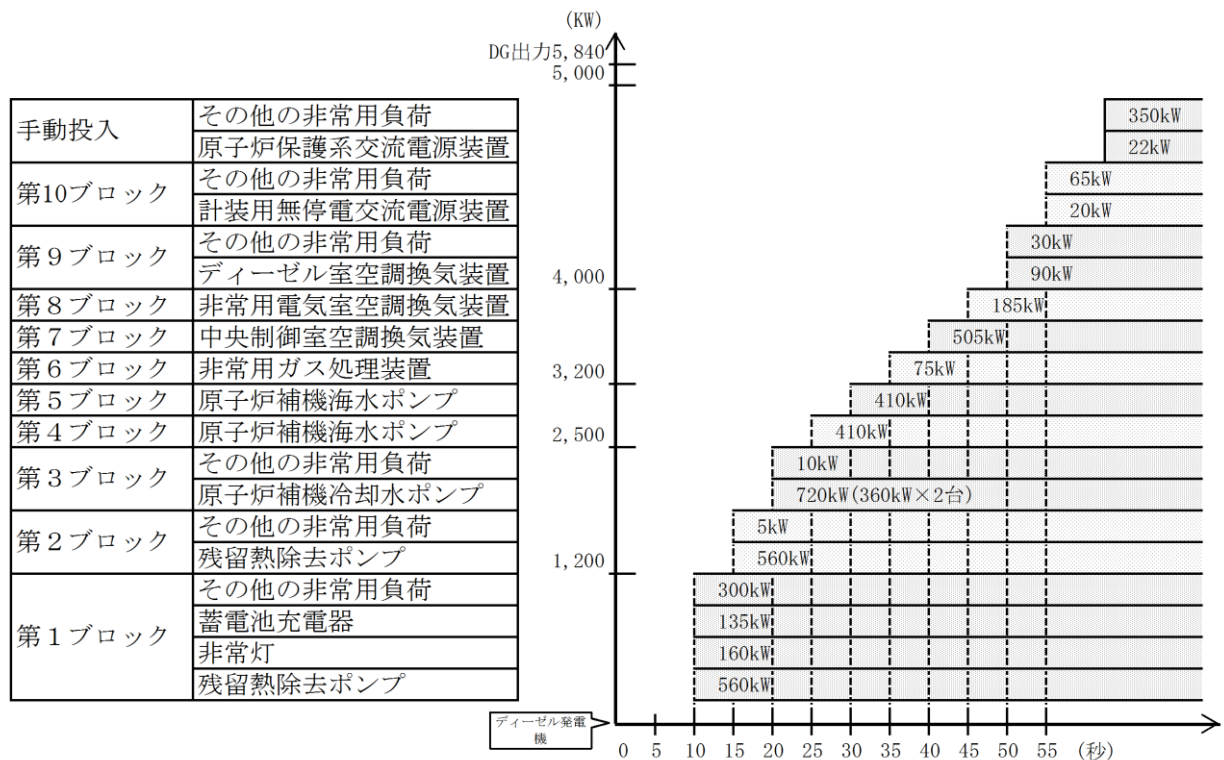
衛星系回線

個 数

一式

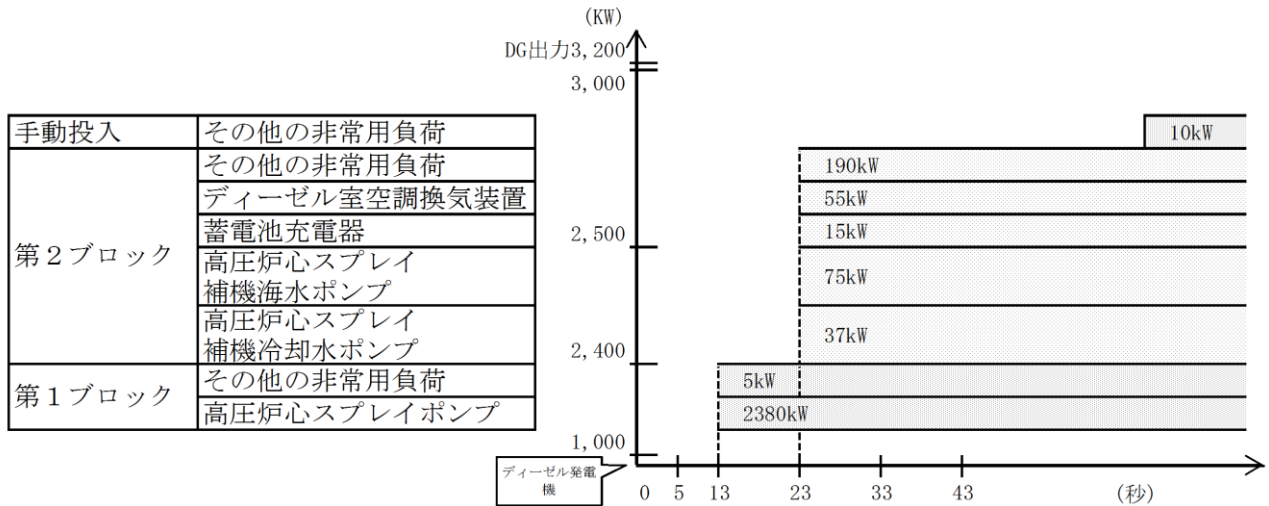


A-非常用ディーゼル発電機（外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時）



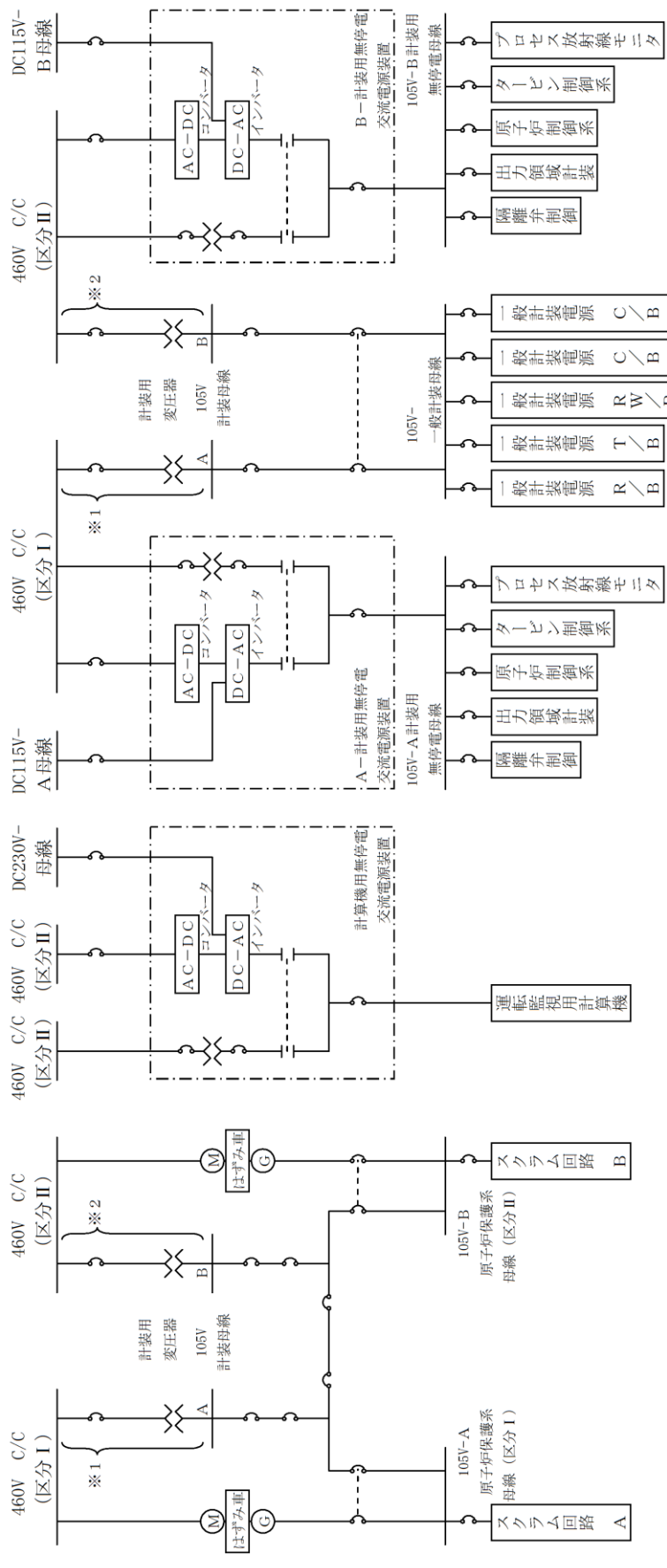
B-非常用ディーゼル発電機（外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時）

第10.1-2図 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系
ディーゼル発電機を含む。）の負荷の始動順位
（外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時）（1 / 2）



高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時）

第10.1-2図 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を含む。）の負荷の始動順位
（外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時）（2 / 2）



計装交流電源

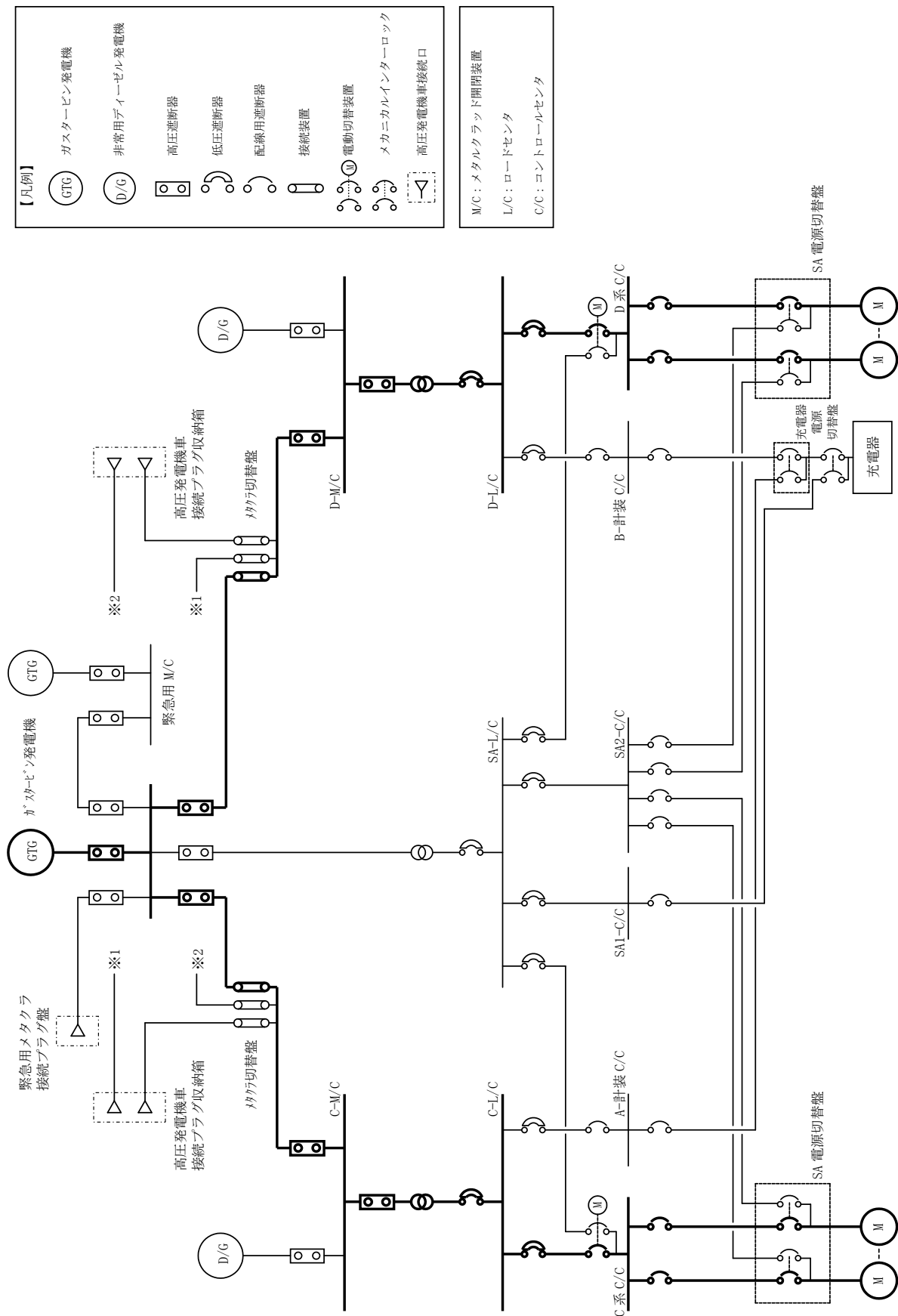
(注) ※は同一設備の再掲

原子炉保護系交流電源

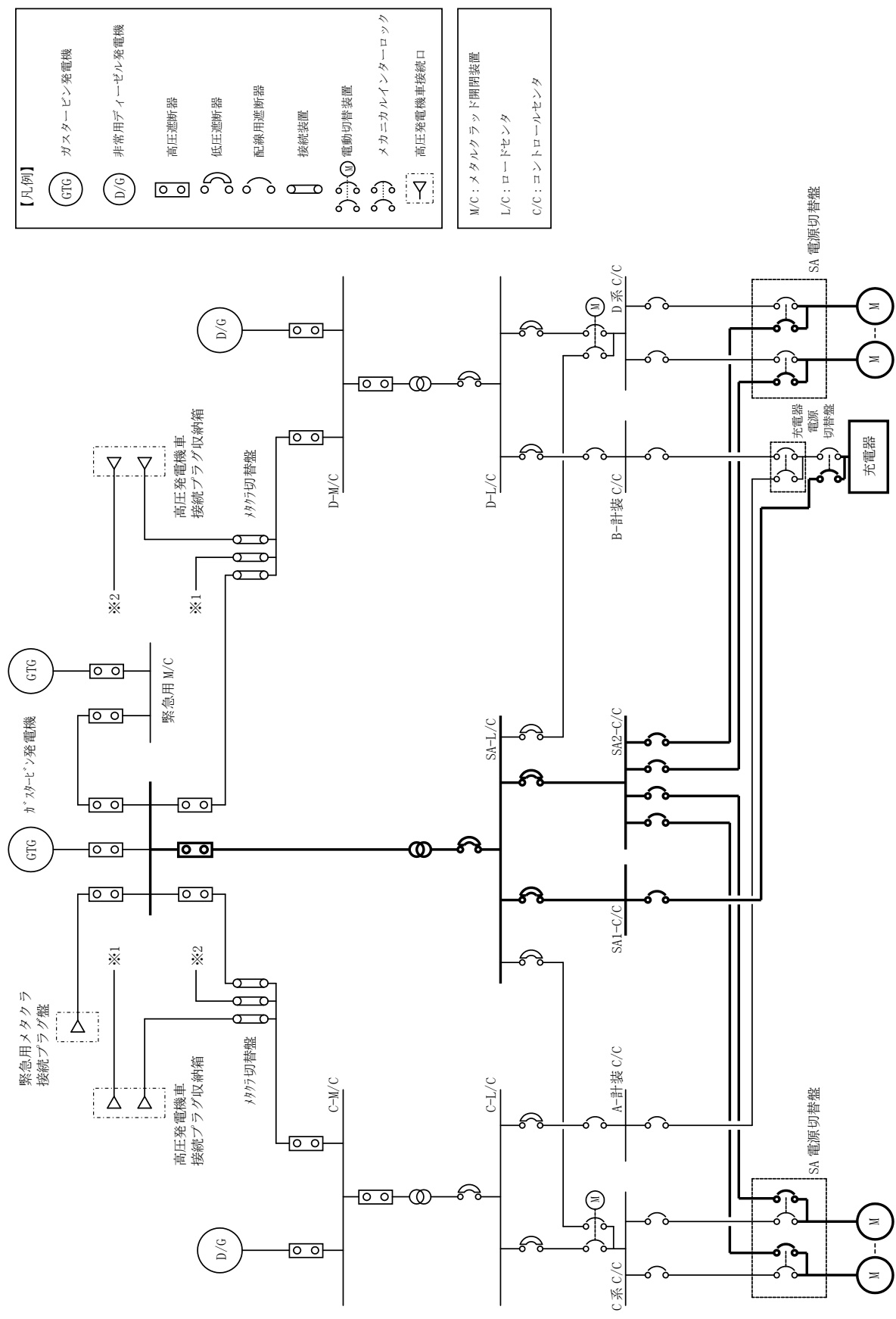
(凡例)

原子炉保護系用 MGセット
 配線用遮断器
 機械的インターロック
 静止型切替スイッチ
 AC-DC コンバータ
 DC-AC インバータ

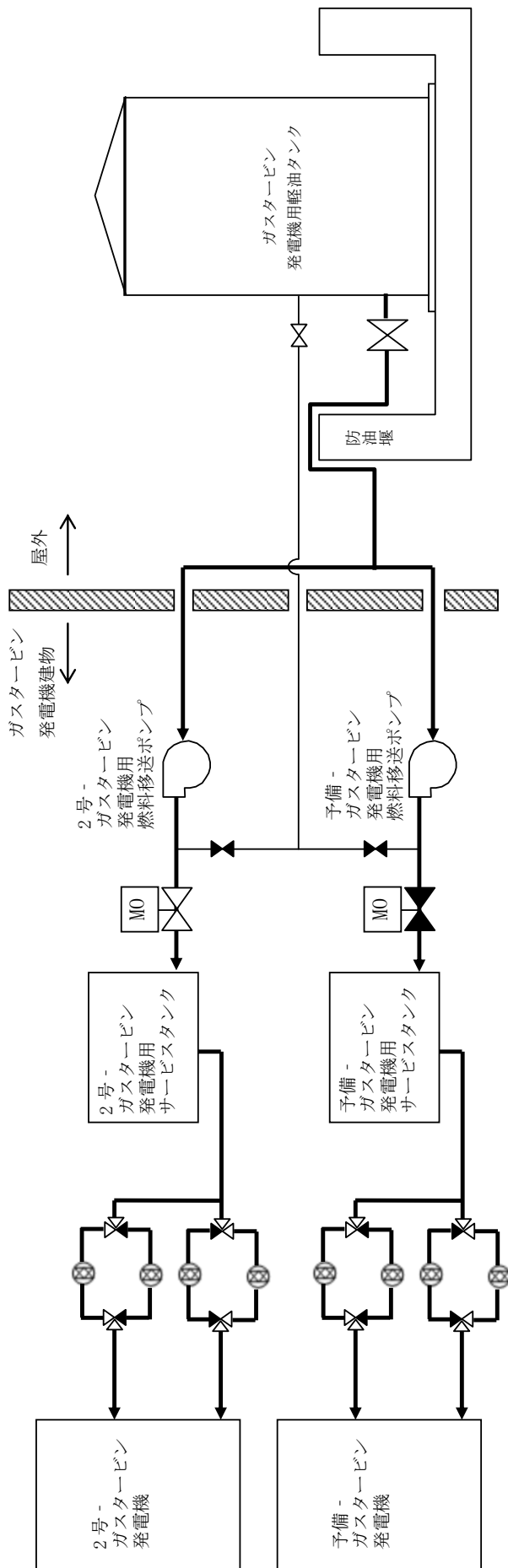
第10.1-4図 計測制御用電源単線結線図



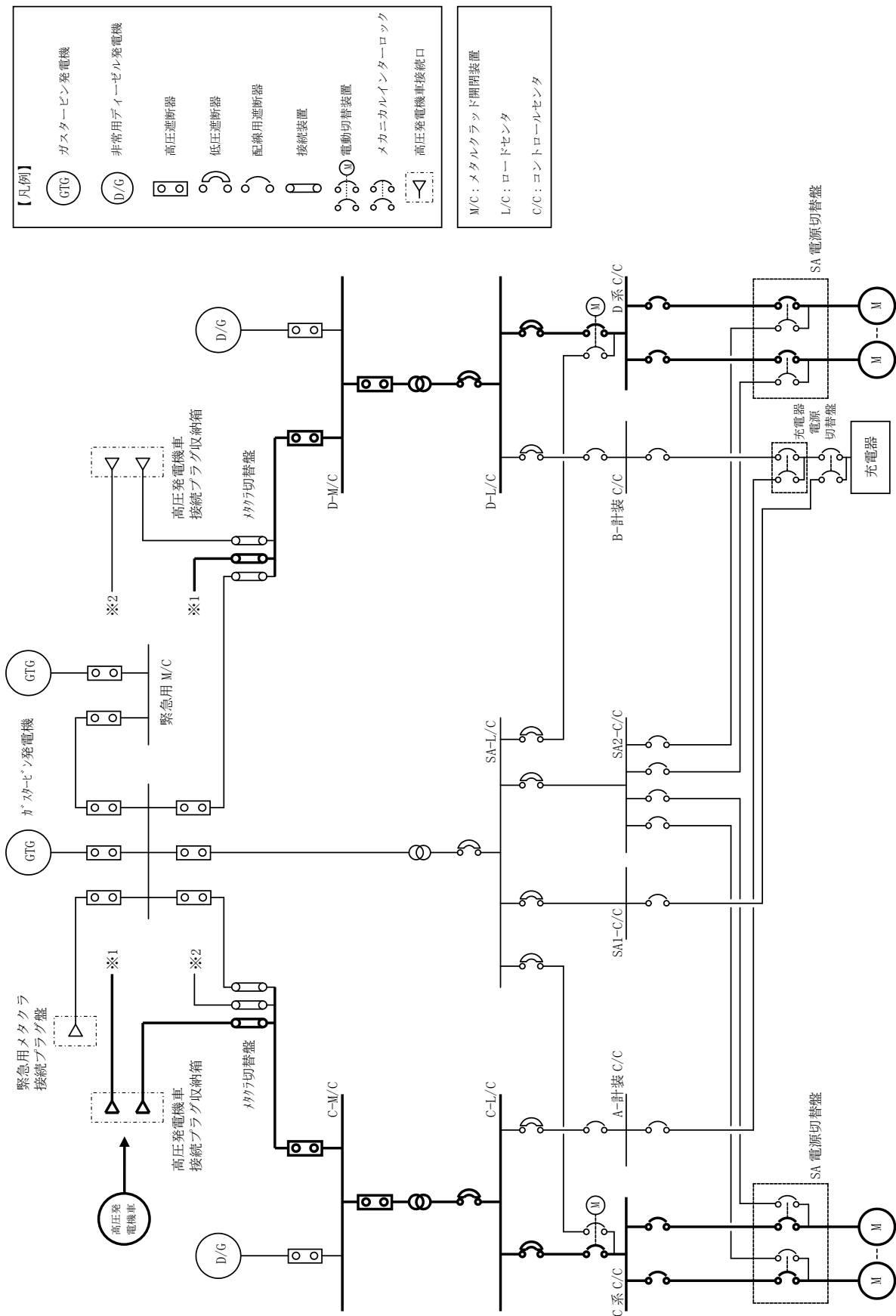
第 10.2-1 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)
(ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を経由して給電)



第 10.2-2 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)
(ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由して給電)

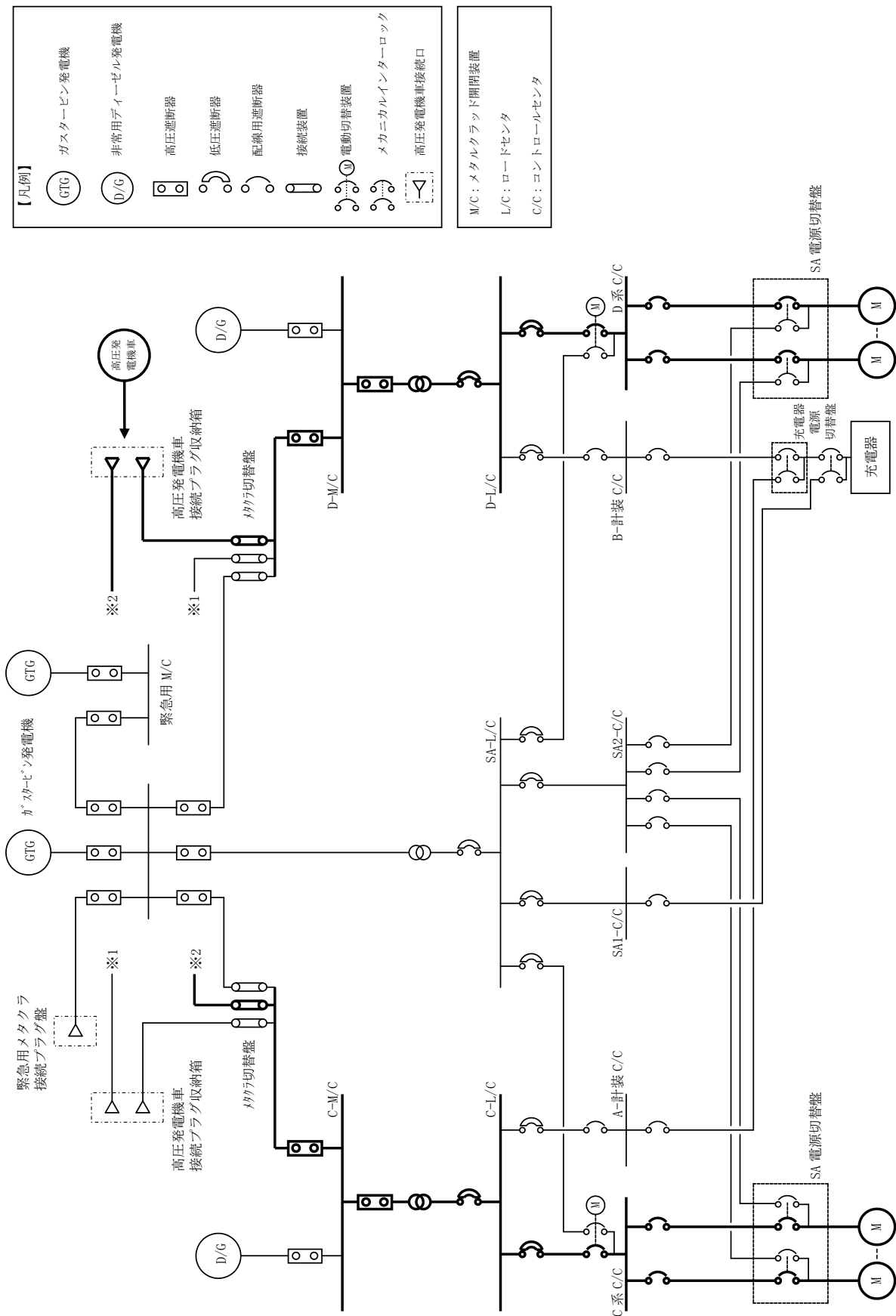


第 10.2-3 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)
(ガスタービン発電機の燃料系統)



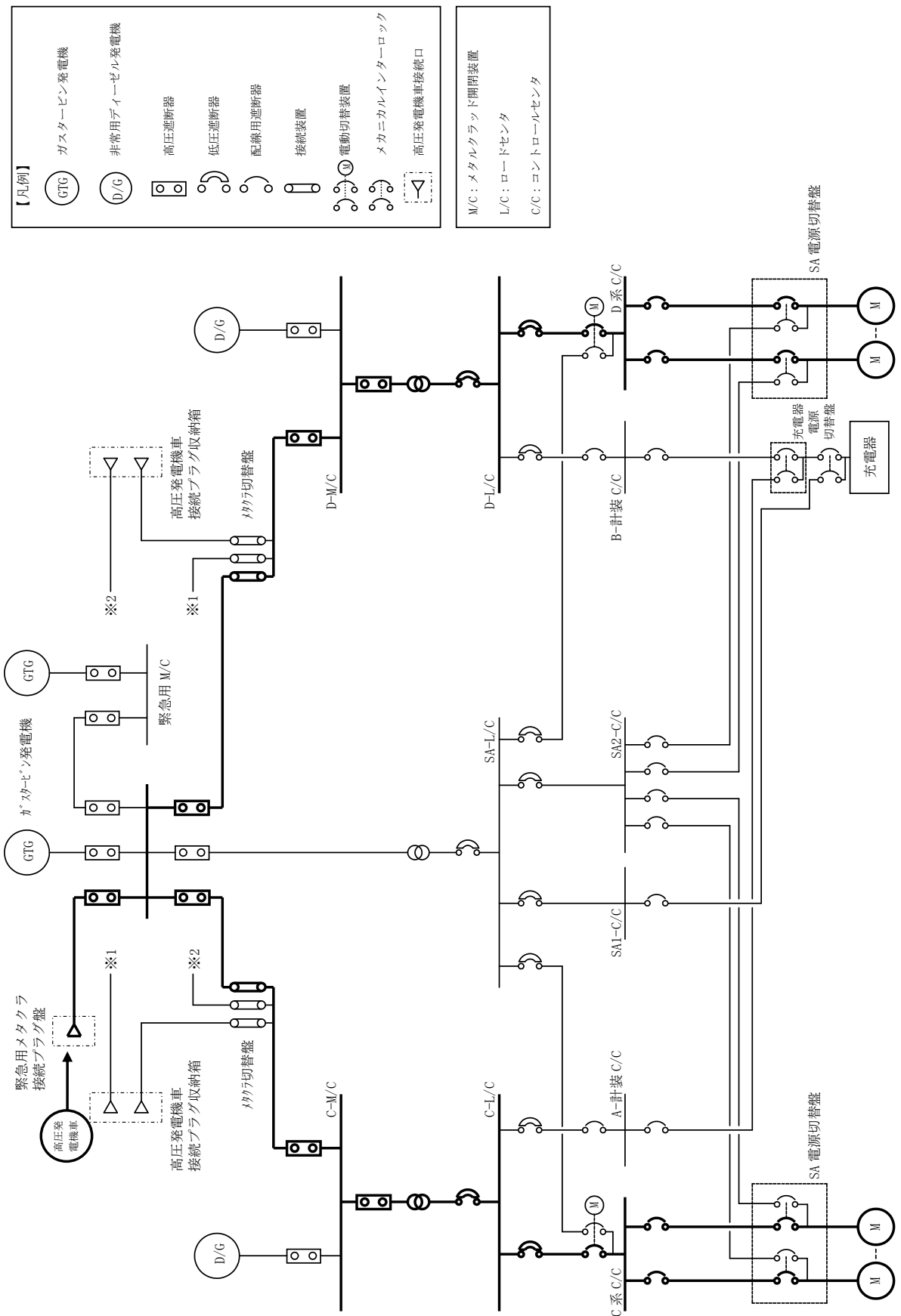
第 10.2-4 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)

(高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) 及び非常用所内電気設備を経由して給電)



第 10.2-5 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)

(高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) 及び非常用所内電気設備を経由して給電)

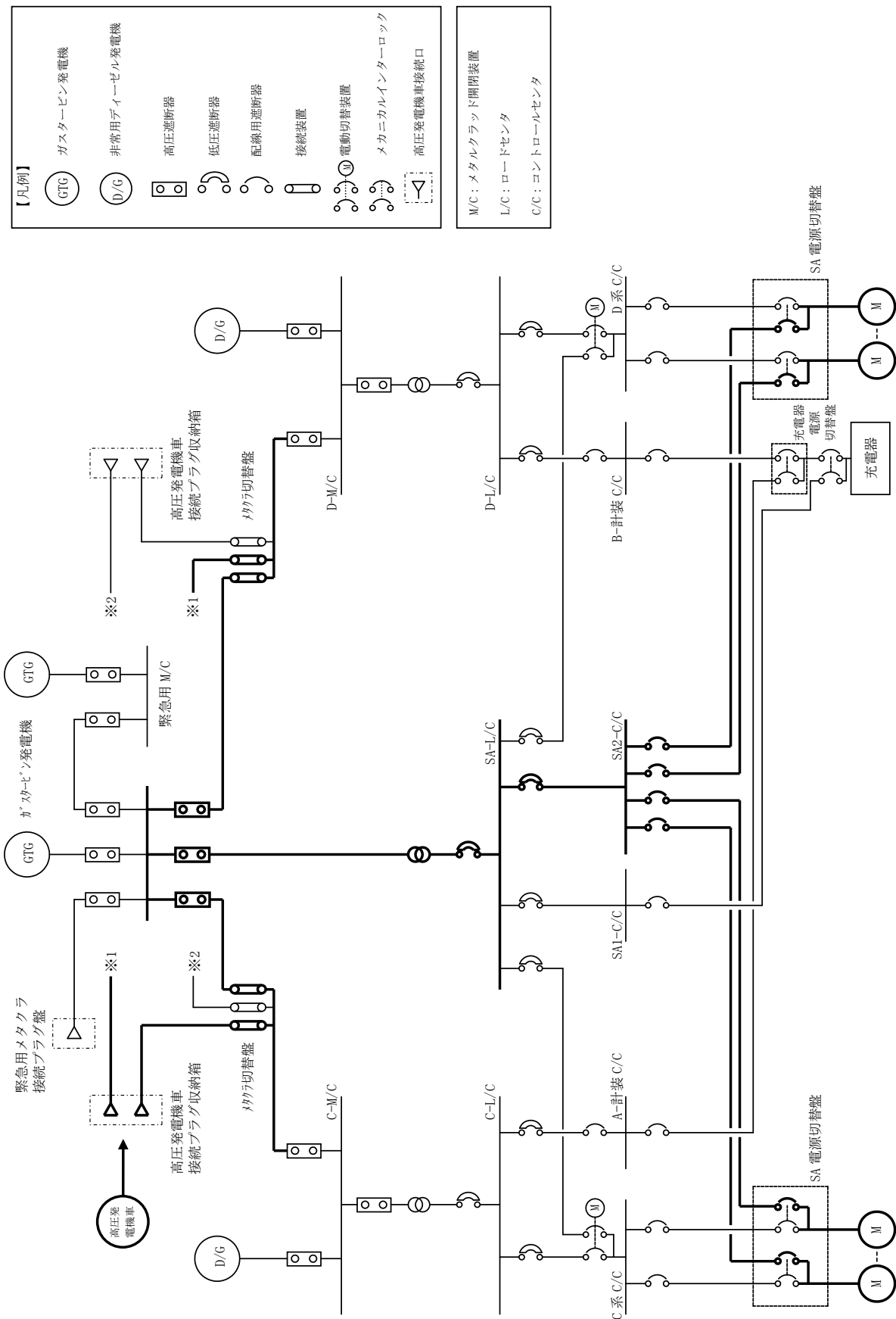


【凡例】

	ガスタービン発電機
	非常用ディーゼル発電機
	高圧遮断器
	低圧遮断器
	配線用遮断器
	接続装置
	電動切替装置
	メカニカルインターロック
	高圧発電機車接続口

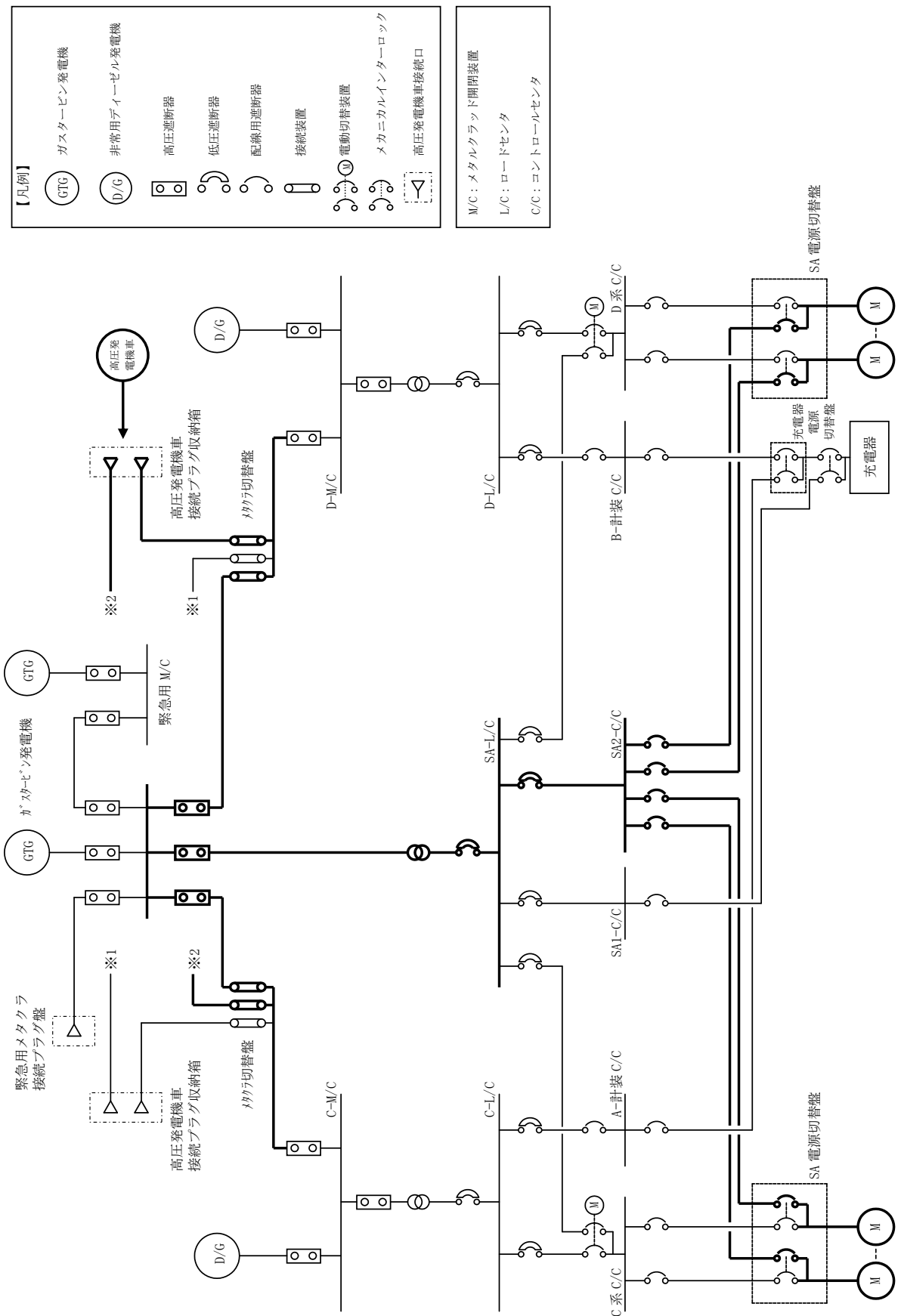
M/C	: メタルクラッド開閉装置
L/C	: ロードセンタ
C/C	: コントローラセンタ

第 10.2-6 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)
 (高圧発電機車から緊急用メタクラ接続プラグ盤及び非常用所内電気設備を経由して給電)



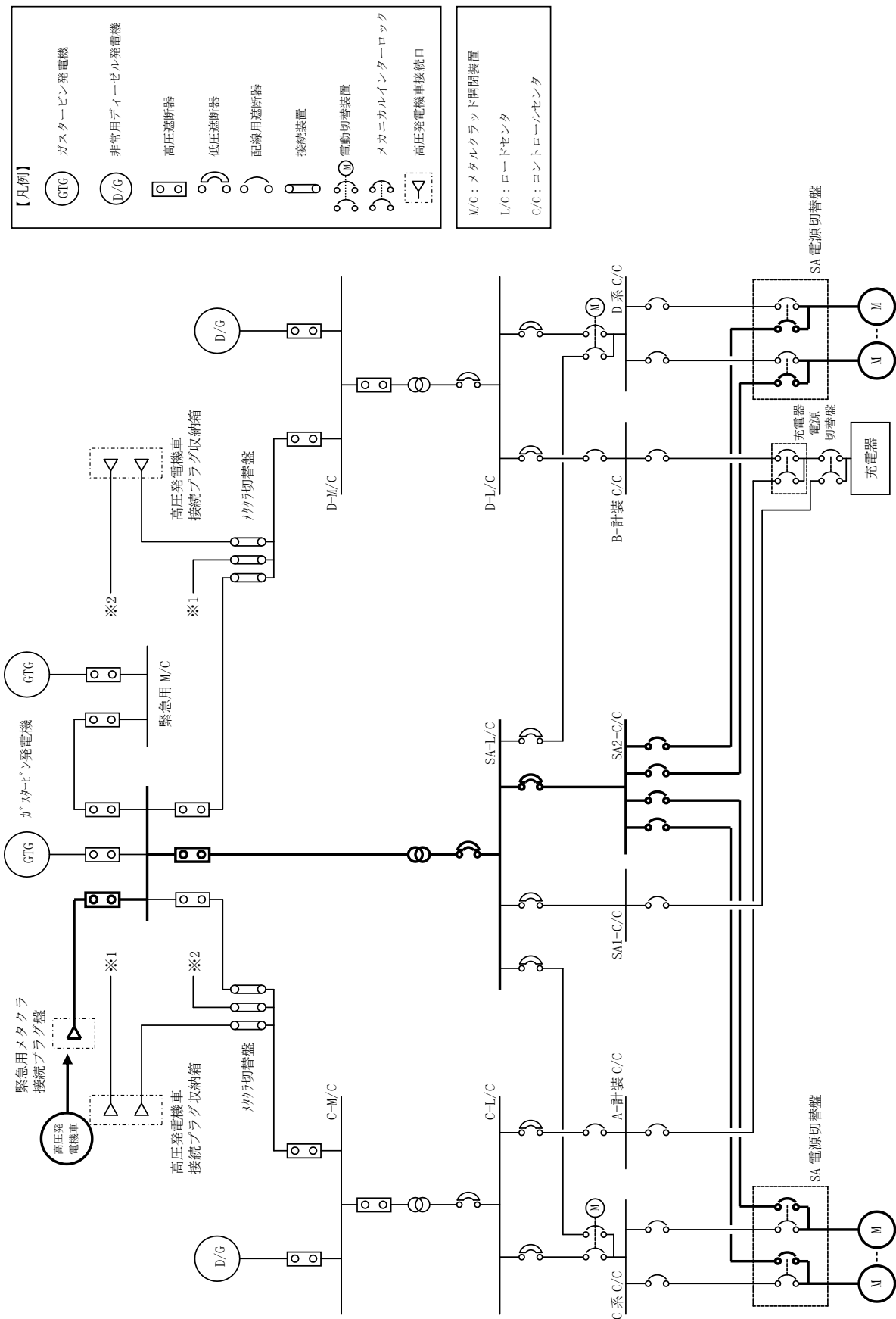
第 10.2-7 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)

(高压発電機車から高压発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) 及び代替所内電気設備を経由して給電)

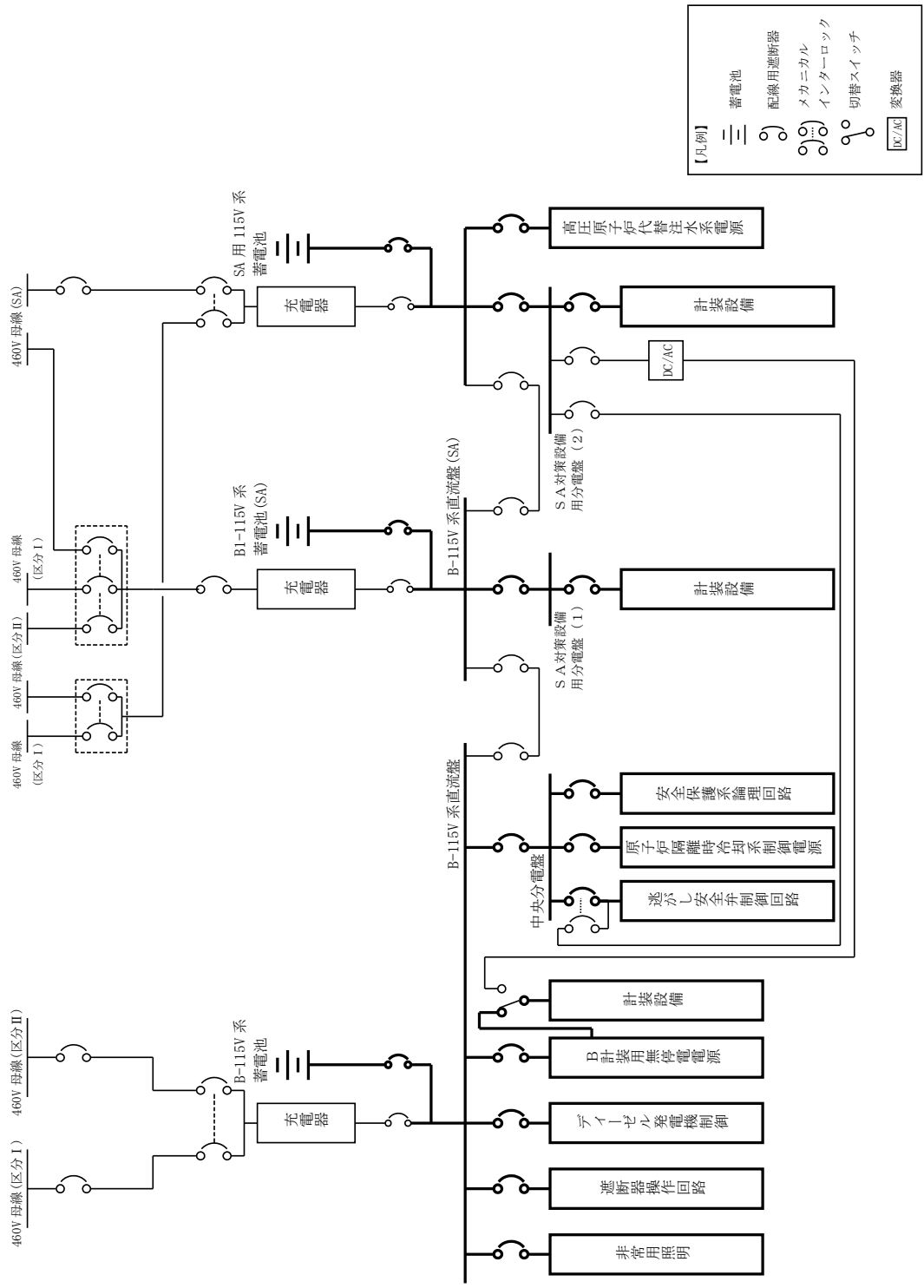


第 10.2-8 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)

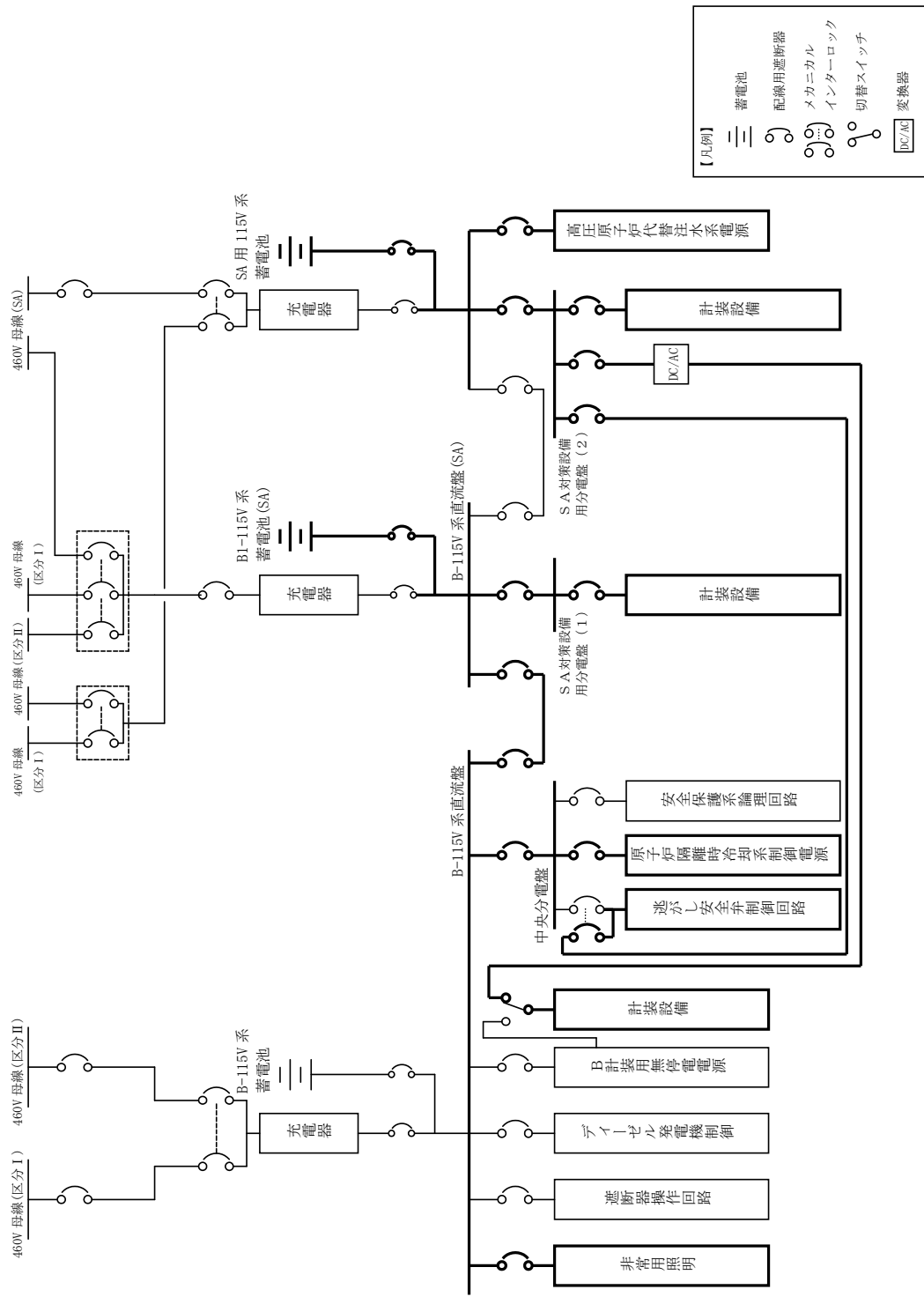
(高压発電機車から高压発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) 及び代替所内電気設備を経由して給電)



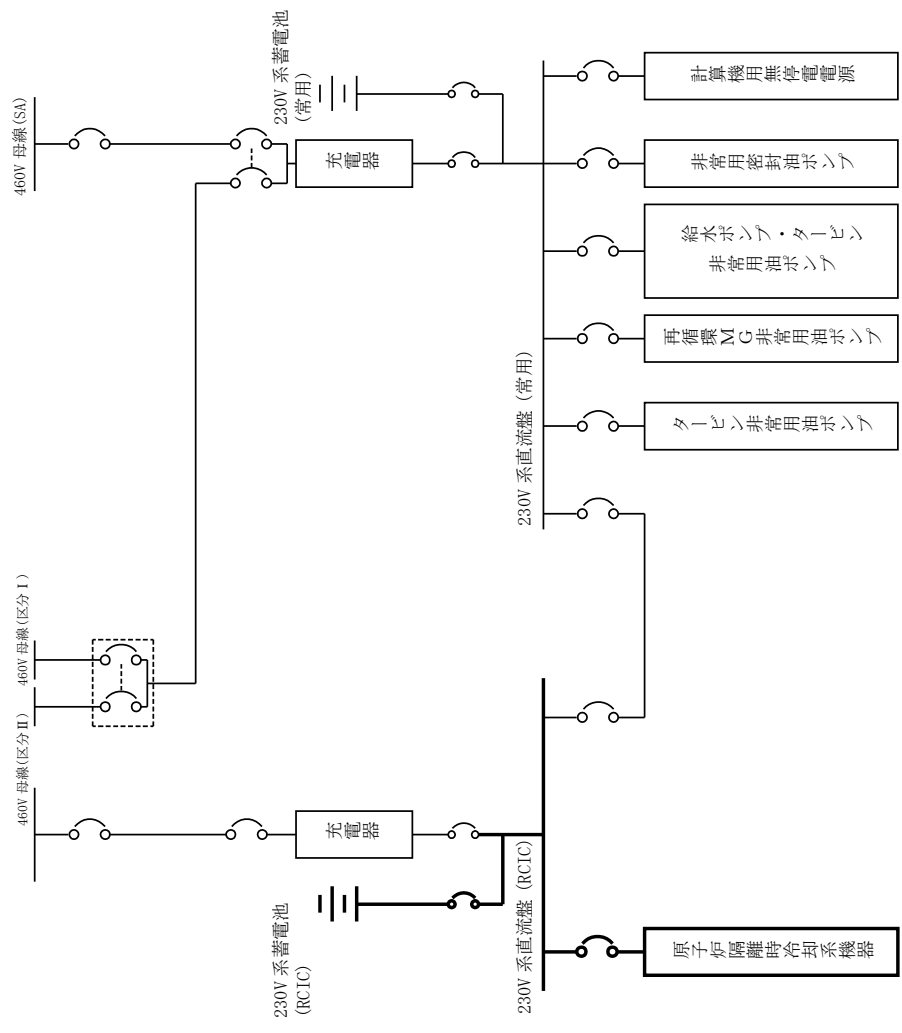
第 10.2-9 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)
(高圧発電機車から緊急用メタクラ接続プラグ盤及び代替所内電気設備を経由して給電)



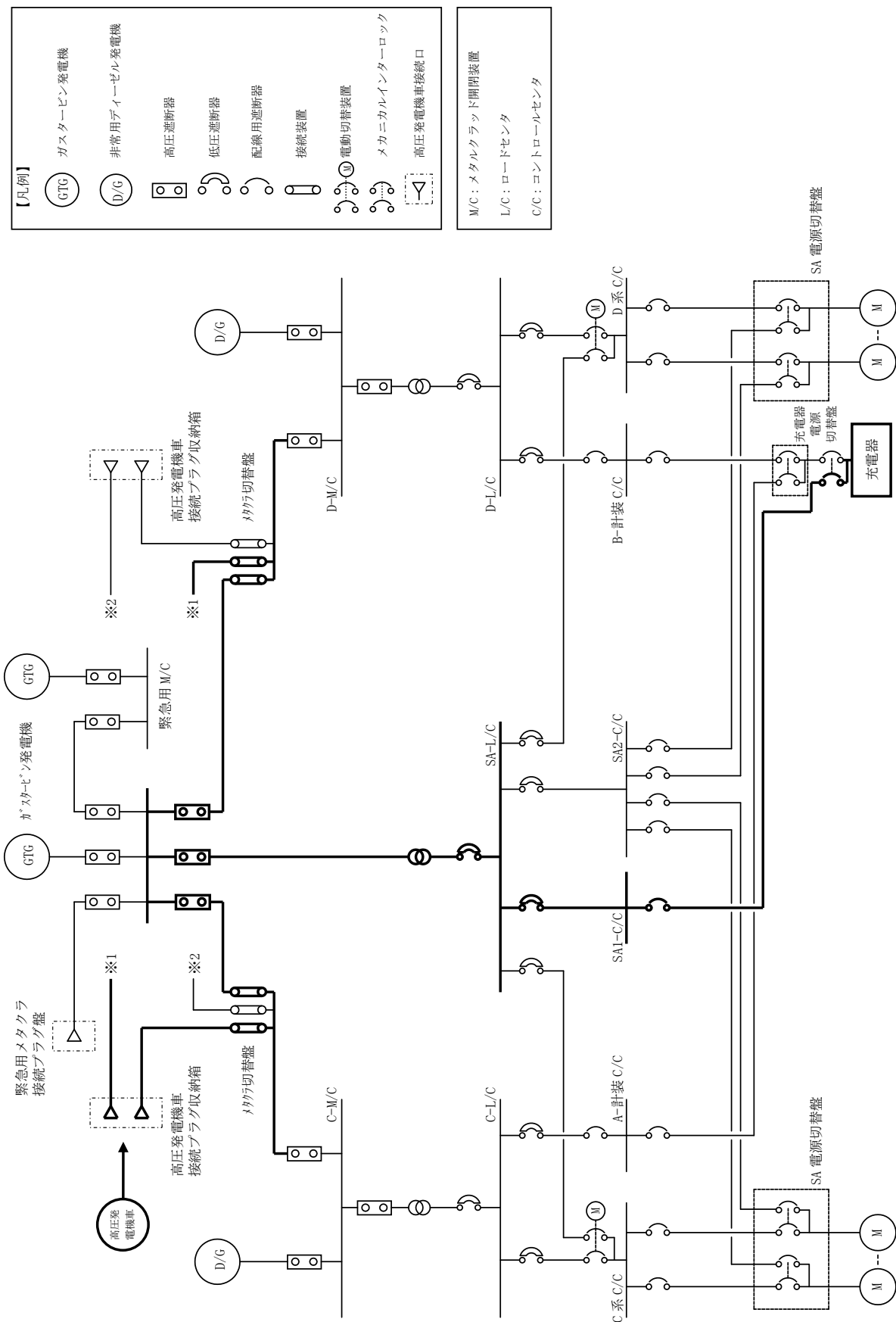
第 10.2-10 図 代替電源設備系統概要図 (所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電)
 (B-115V 系蓄電池, B1-115V 系蓄電池 (SA), SA 用 115V 系蓄電池による給電)



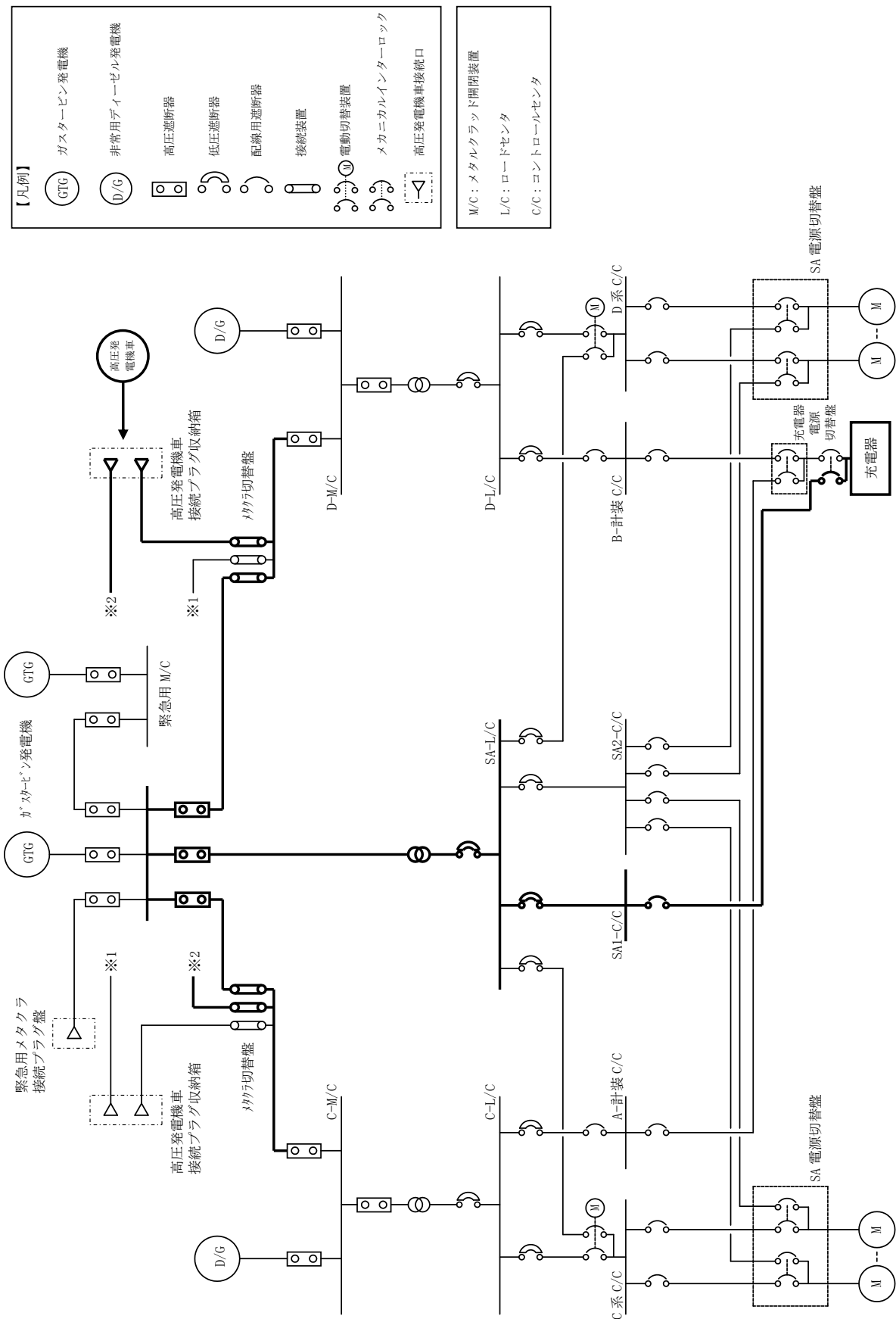
第 10.2-11 図 代替電源設備系統概要図 (所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電)
 (B1-115V 系蓄電池 (SA), SA 用 115V 系蓄電池による給電)



第 10.2-12 図 代替電源設備系統概要図 (所内常設蓄電式直流電源設備による給電)
(230V 系蓄電池 (RCIC) による給電)



第 10.2-13 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)
(高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) を經由して給電)

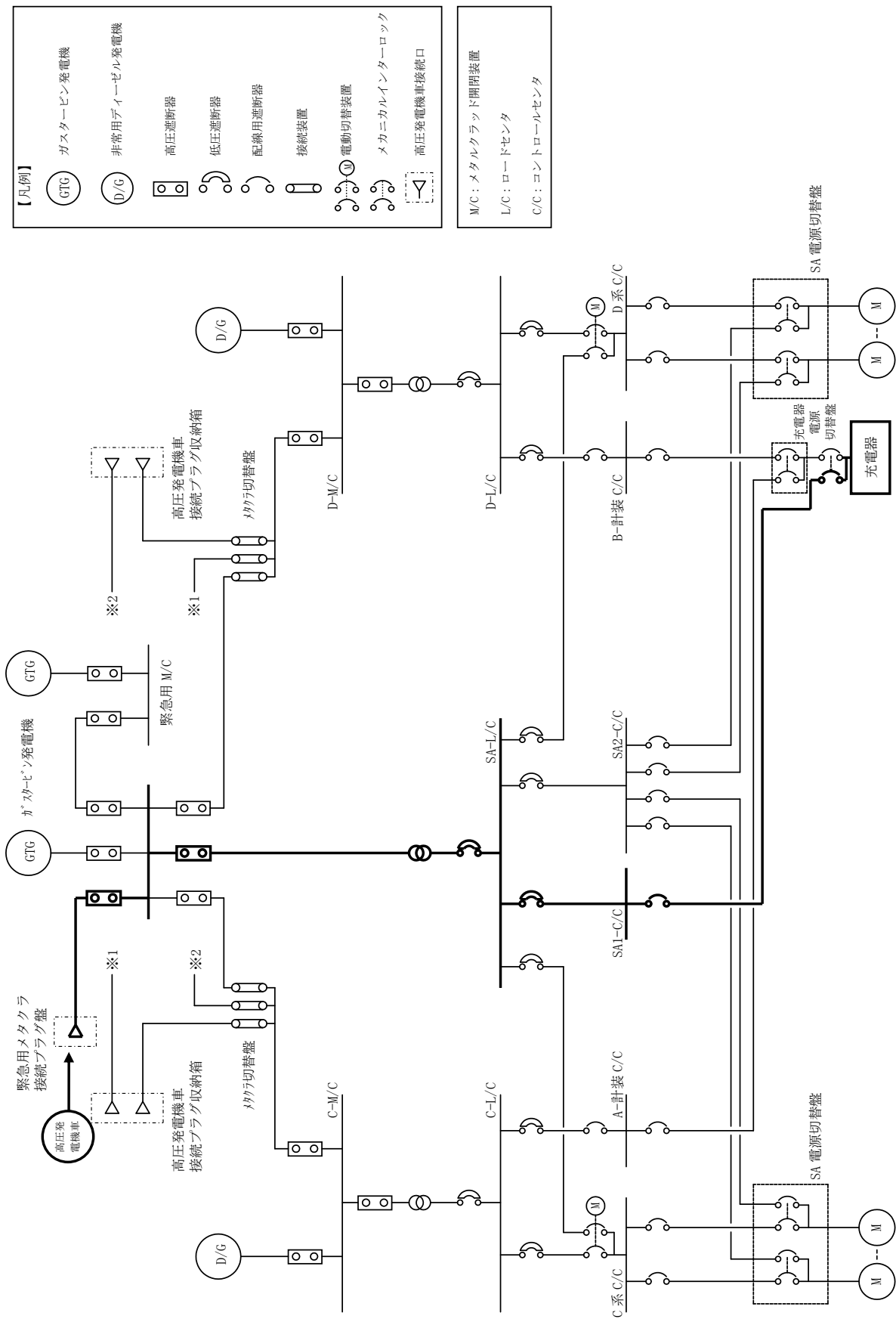


【凡例】

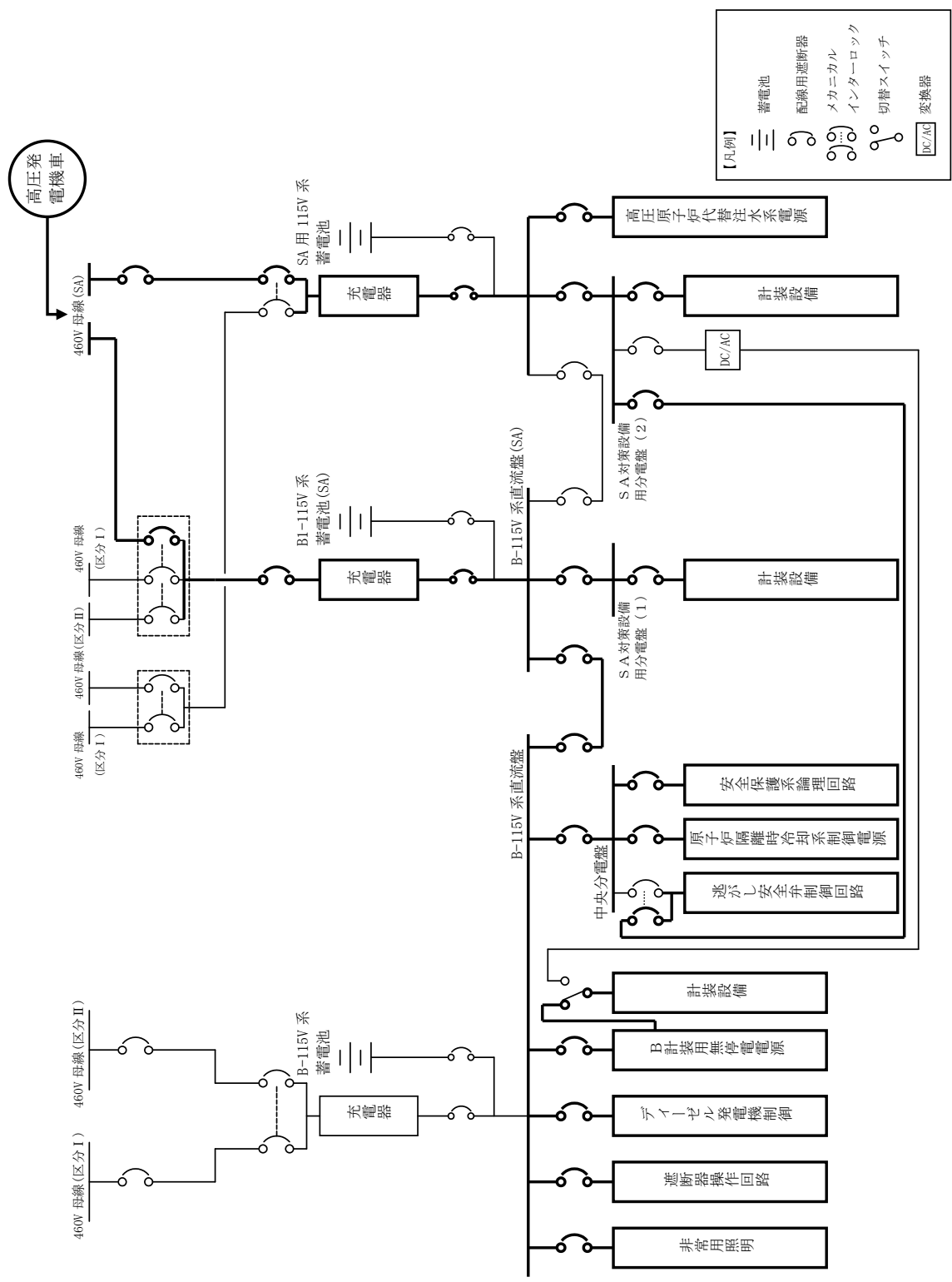
	ガスタービン発電機
	非常用ディーゼル発電機
	高圧遮断器
	低圧遮断器
	配線用遮断器
	接続装置
	電動切替装置
	メカニカルインターロック
	高圧発電機車接続口

M/C	: メタルグラッド開閉装置
L/C	: ロードセンタ
C/C	: コントロールセンタ

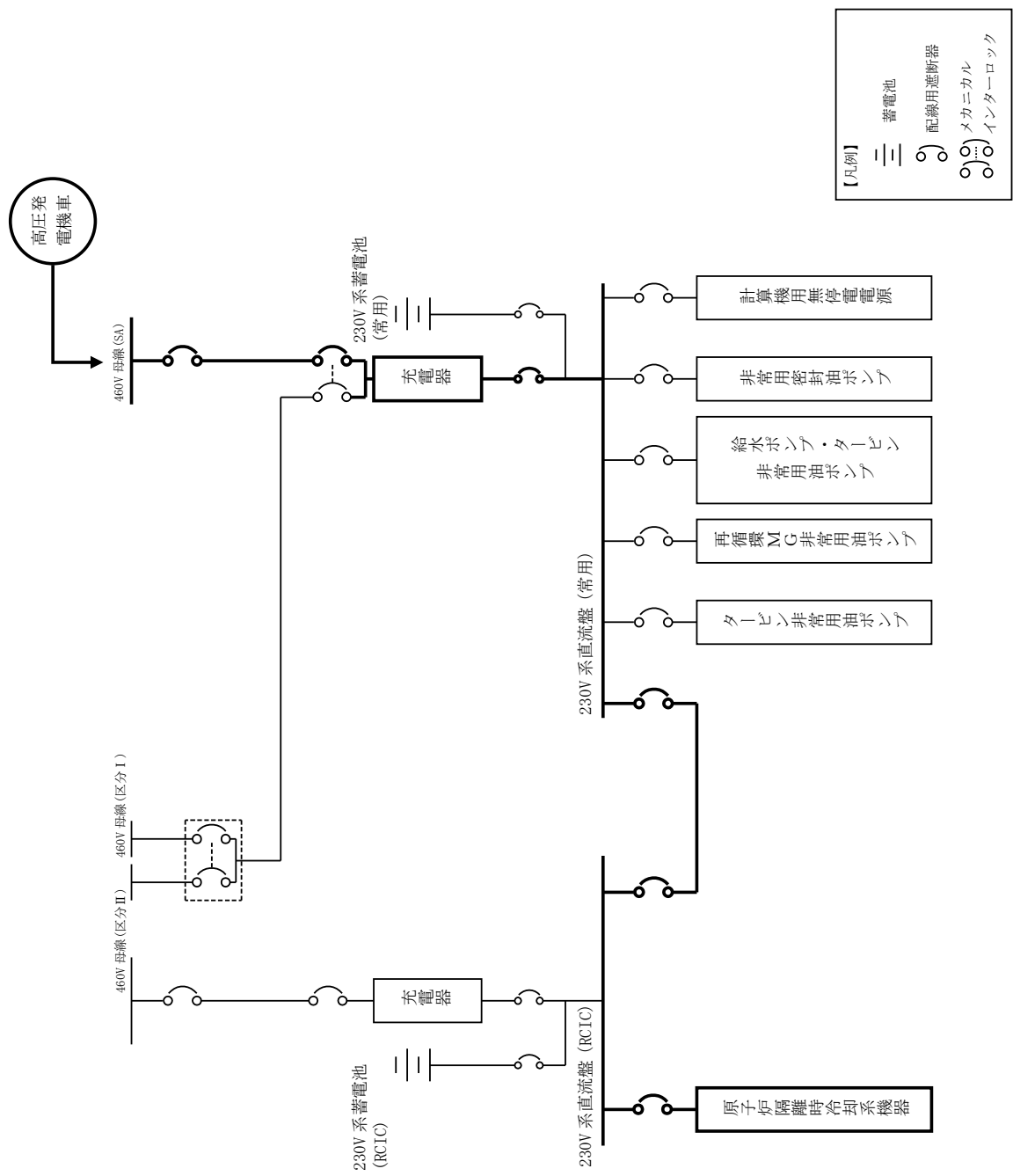
第 10.2-14 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)
 (高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) を經由して給電)



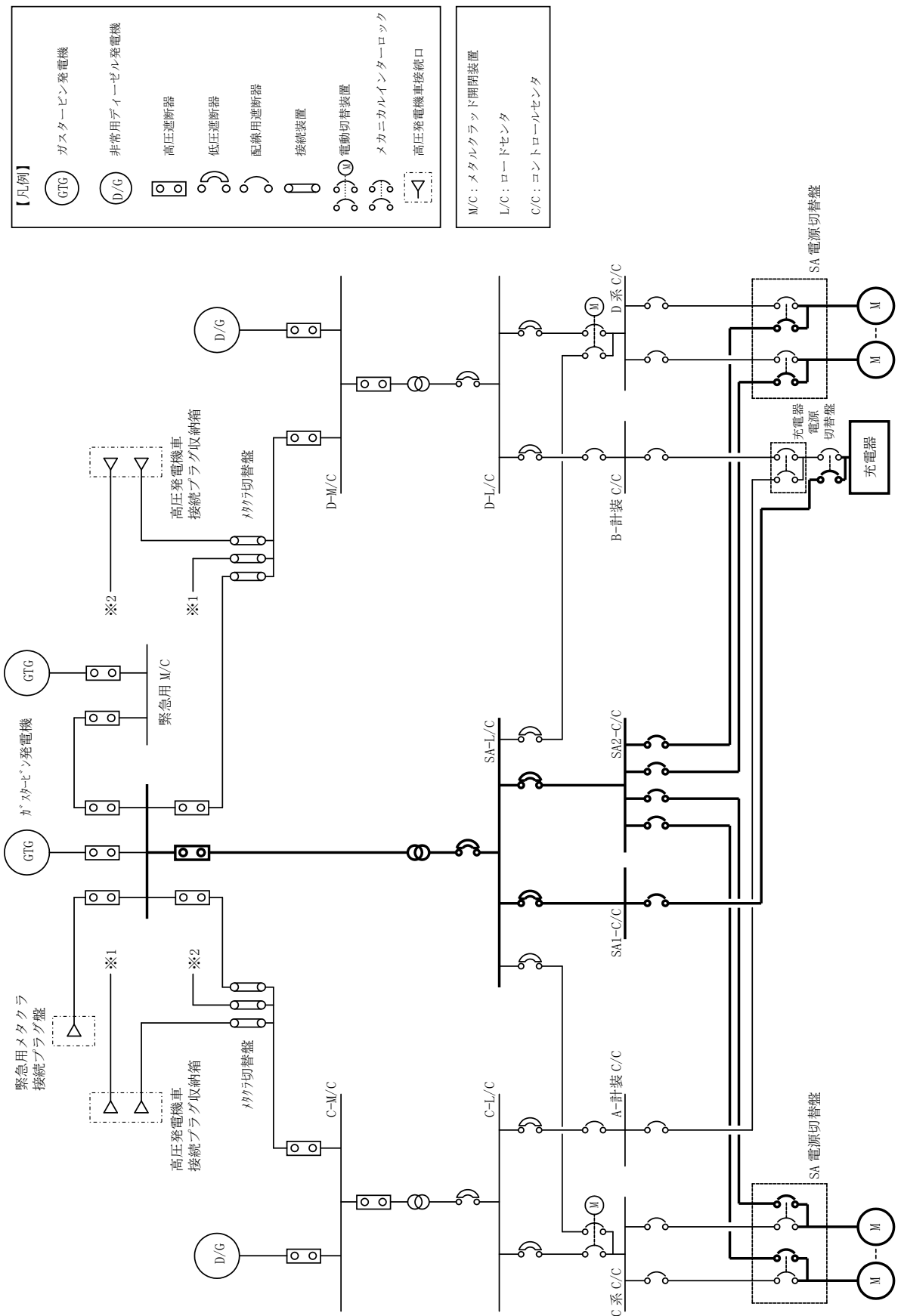
第 10.2-15 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)
(高圧発電機車から緊急用メタクラ接続プラグ盤を経由して給電)



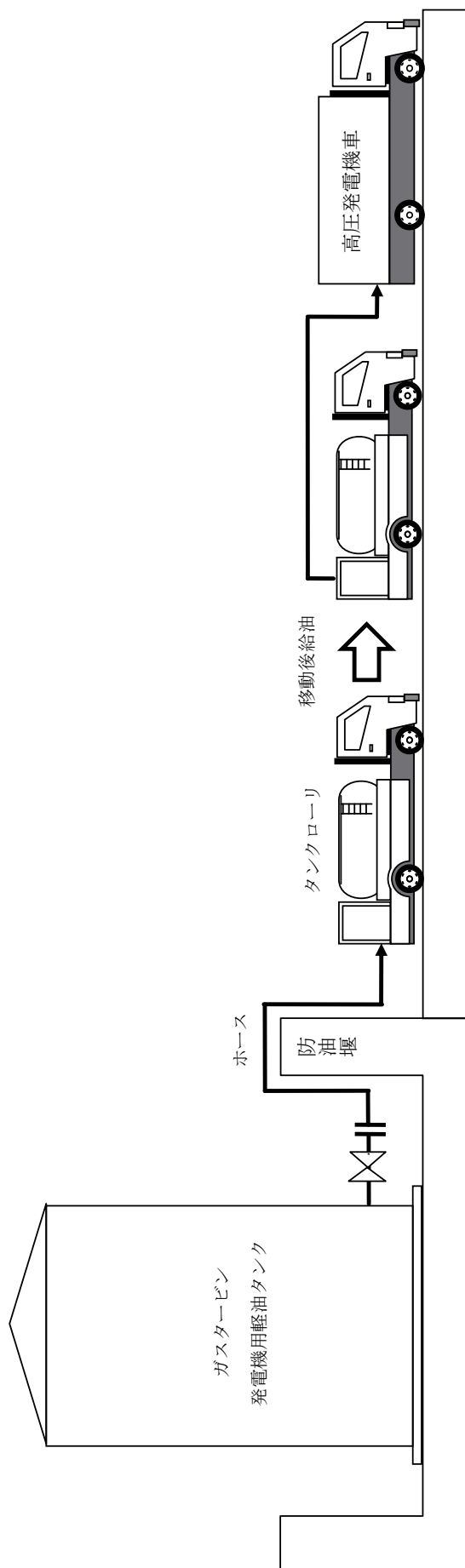
第 10.2-16 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)
 (充電器 (B1-115V 系充電器 (SA), SA 用 115V 系充電器を経由による給電))



第 10.2-17 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)
 (充電器 (230V 系充電器 (常用)) を經由による給電)



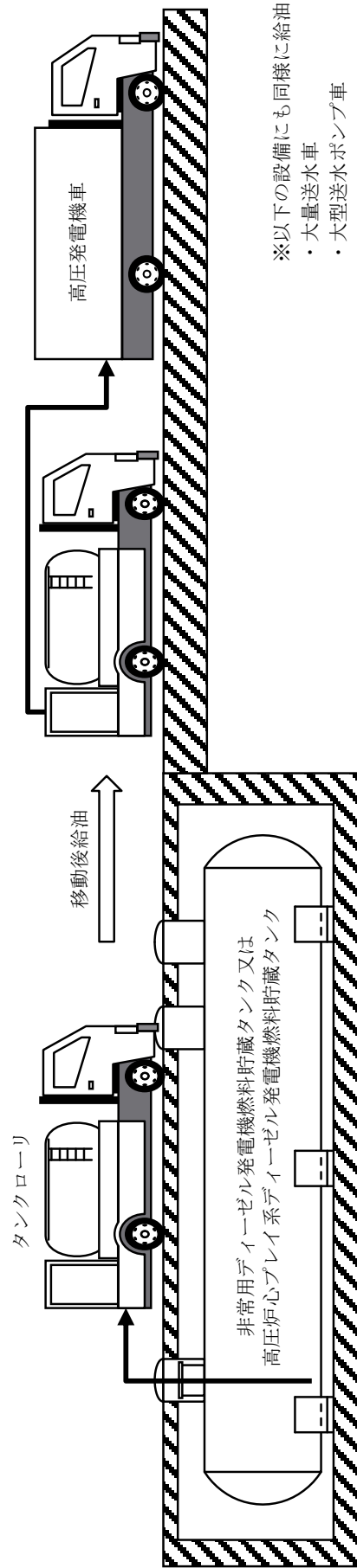
第 10.2-18 図 代替電源設備系統概要図 (代替所内電気設備による給電)



※以下の設備にも同様に給油

- ・大量送水車
- ・大型送水ポンプ車
- ・可搬式窒素供給装置

第 10.2-19 図 代替電源設備系統概要図 (タンクローリーによる給油)
(ガスタービン発電機用軽油タンクから各機器への給油)



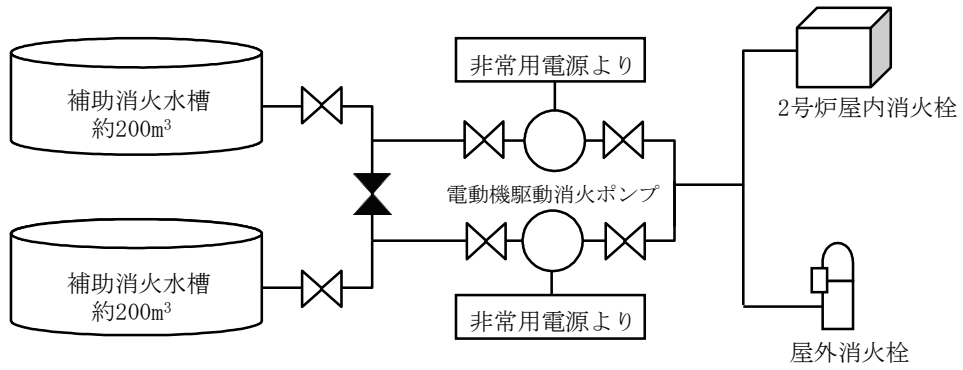
※以下の設備にも同様に給油

- ・大量送水車
- ・大型送水ポンプ車
- ・可搬式窒素供給装置

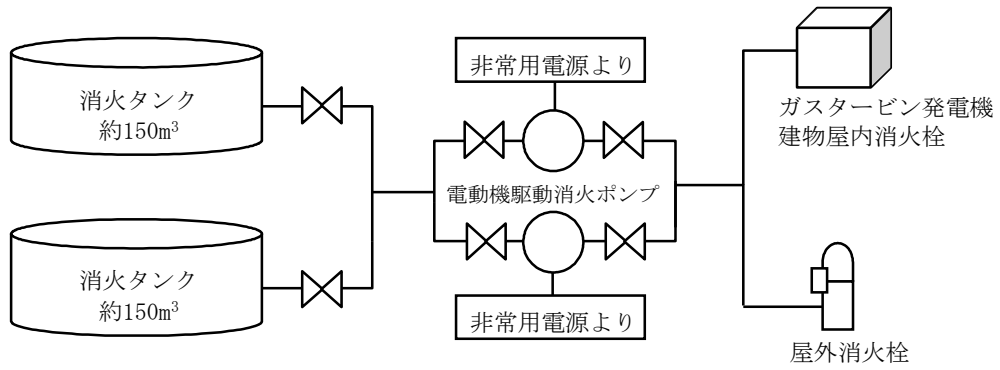
第 10.2-20 図 代替電源設備系統概要図 (タンクローリーによる給油)

(非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心プレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから各機器への給油)

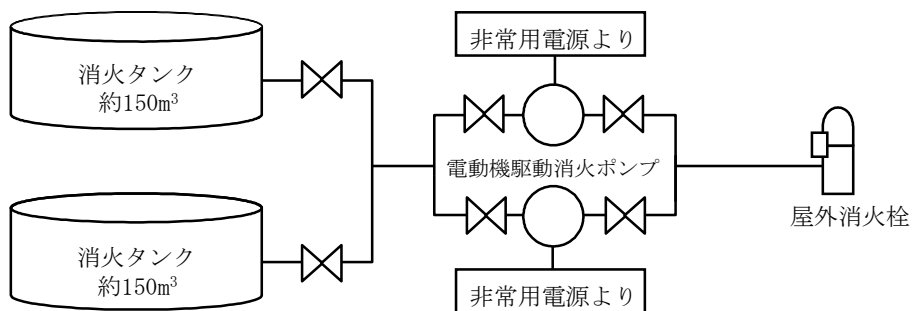
(1) 2号炉廻り消火系



(2) 44m 盤消火系

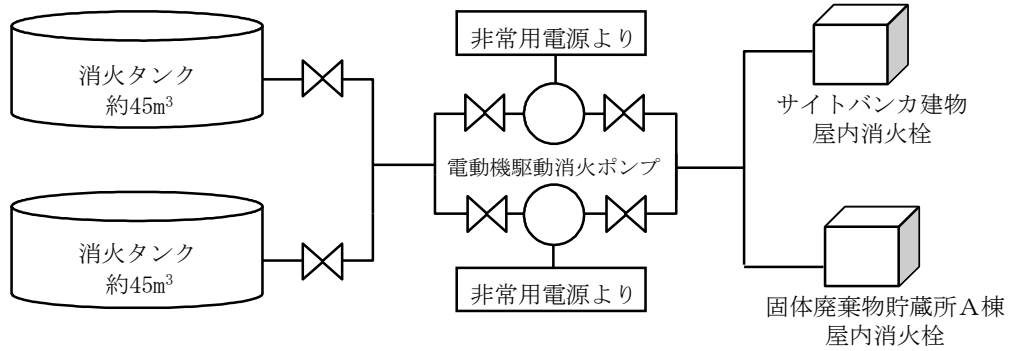


(3) 45m 盤消火系

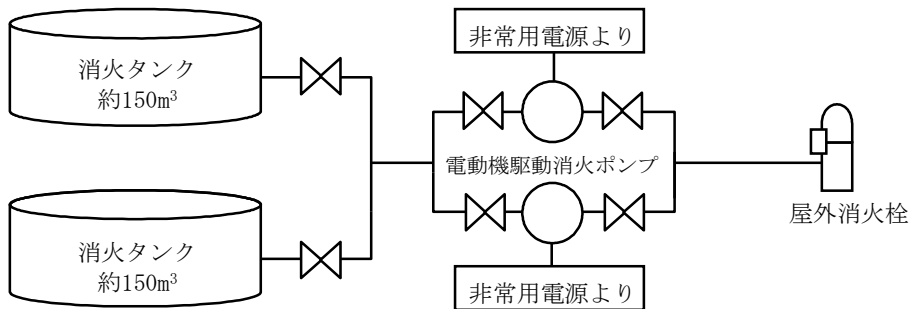


第10.4-1図(1) 消火栓設備系統概要図

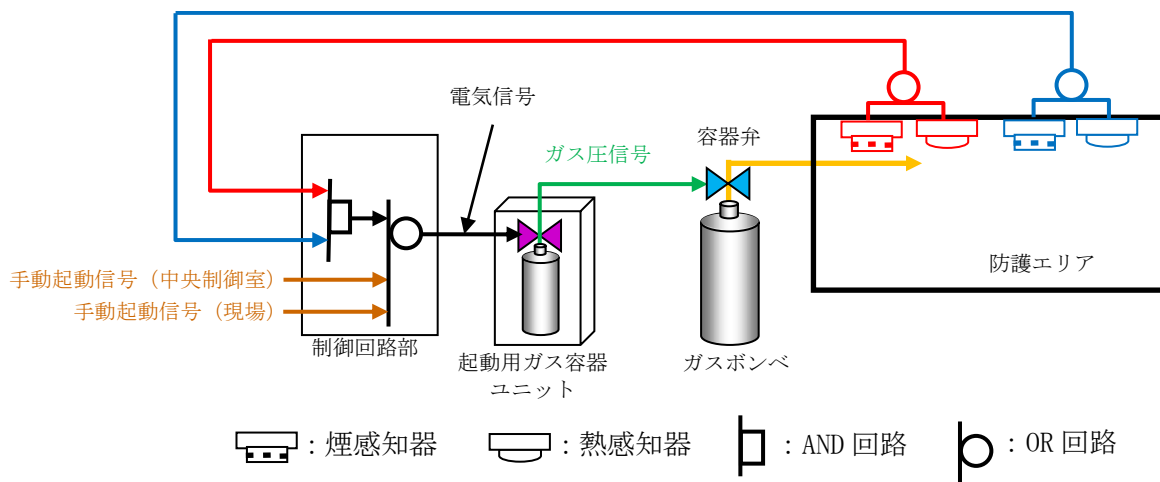
(4) サイトバンカ建物消火系



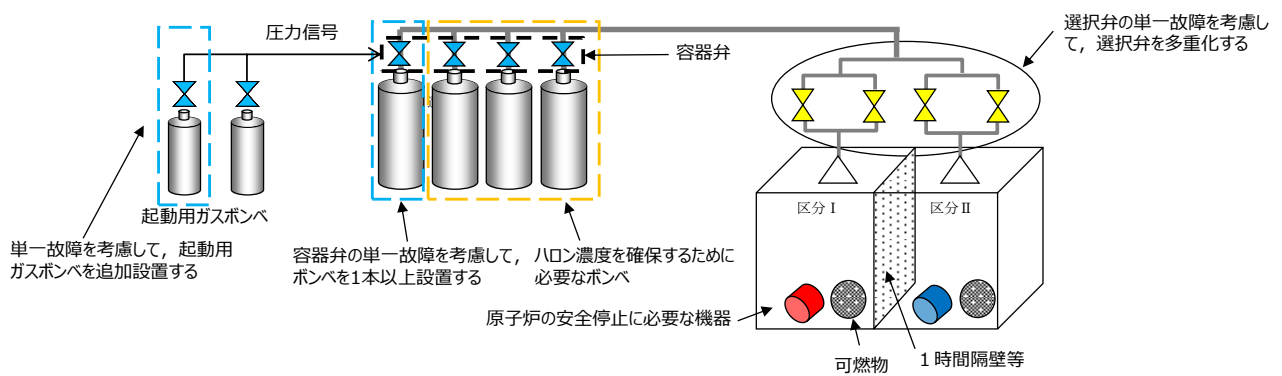
(5) 50m 盤消火系



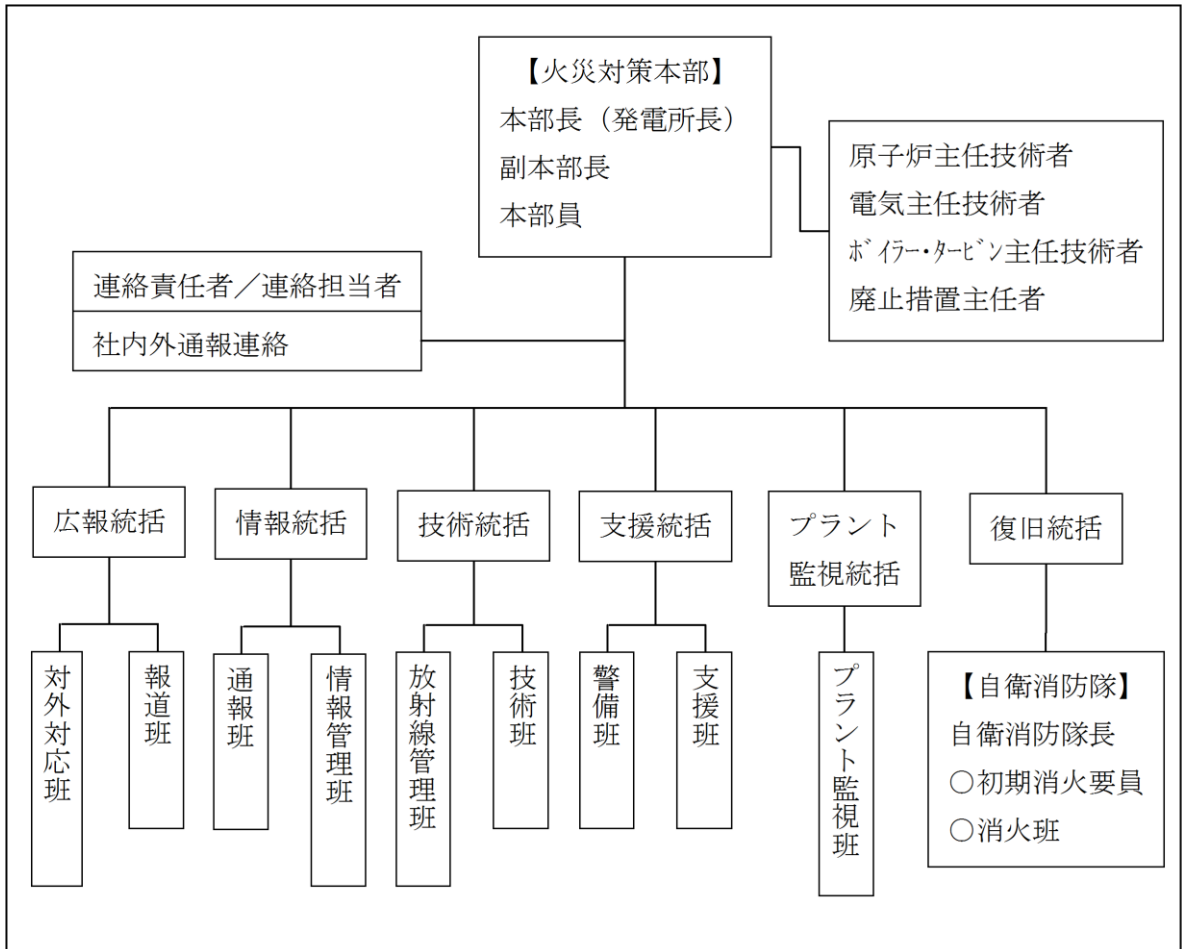
第10.4-1図(2) 消火栓設備系統概要図



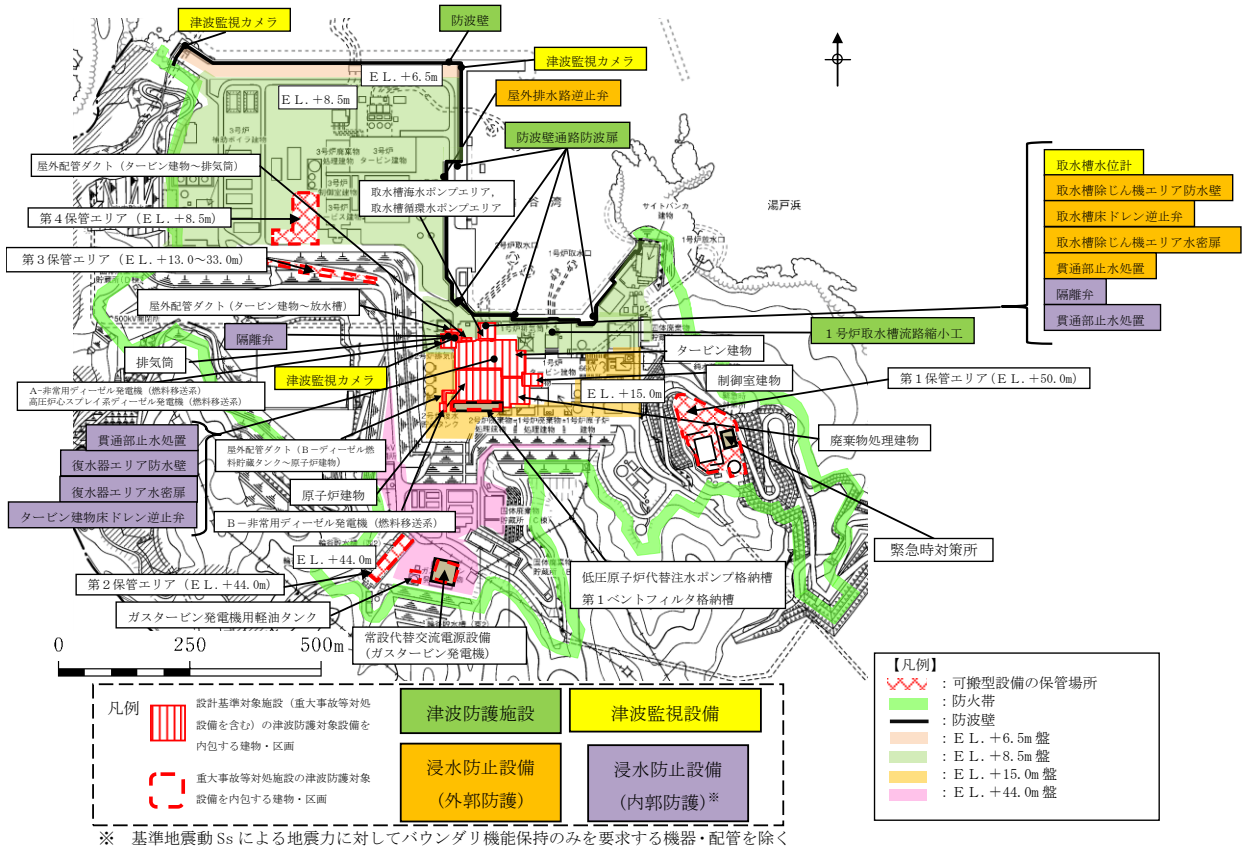
第10.4-2図 全域ガス消火設備概要図



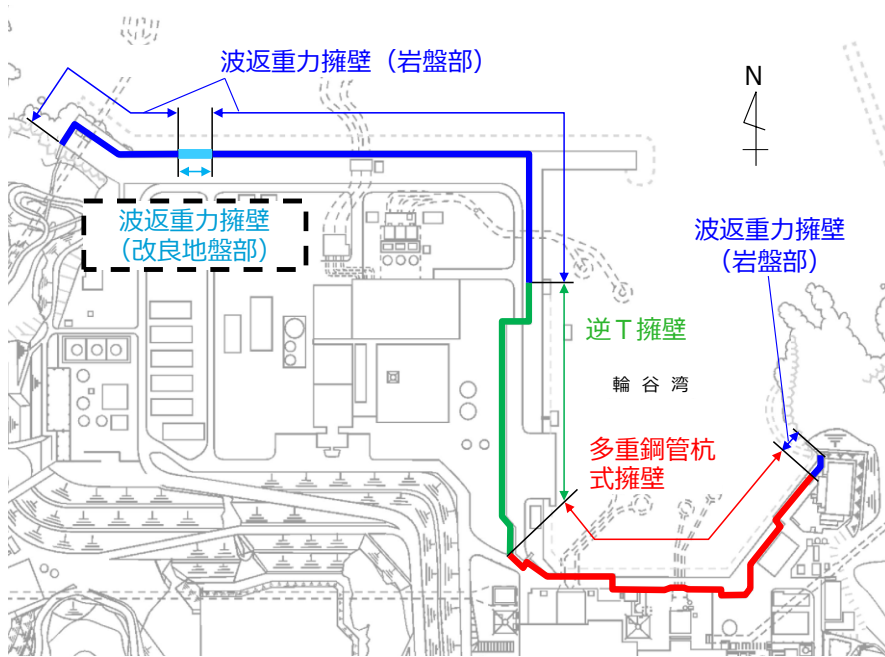
第10.4-3図 系統分離に応じた独立性を考慮した消火設備概要図



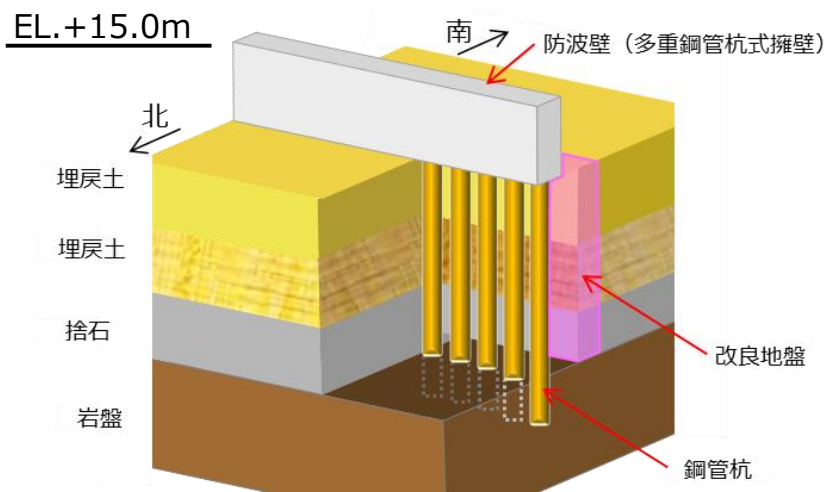
第10.4-4図 自衛消防組織体制



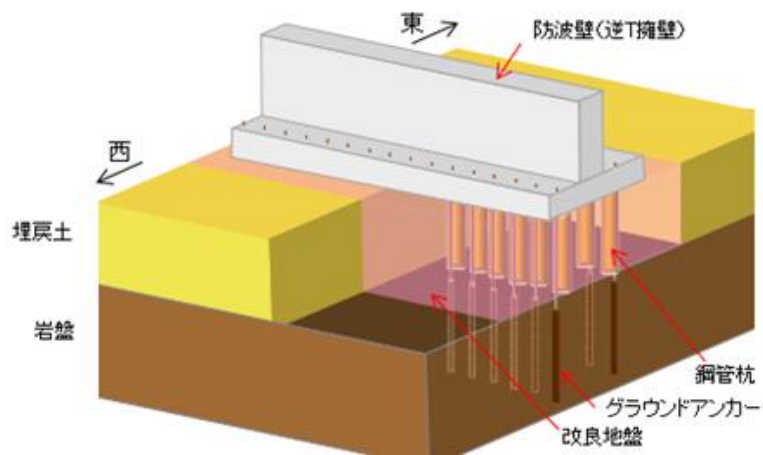
第10.5-1図 津波防護対象施設の配置図



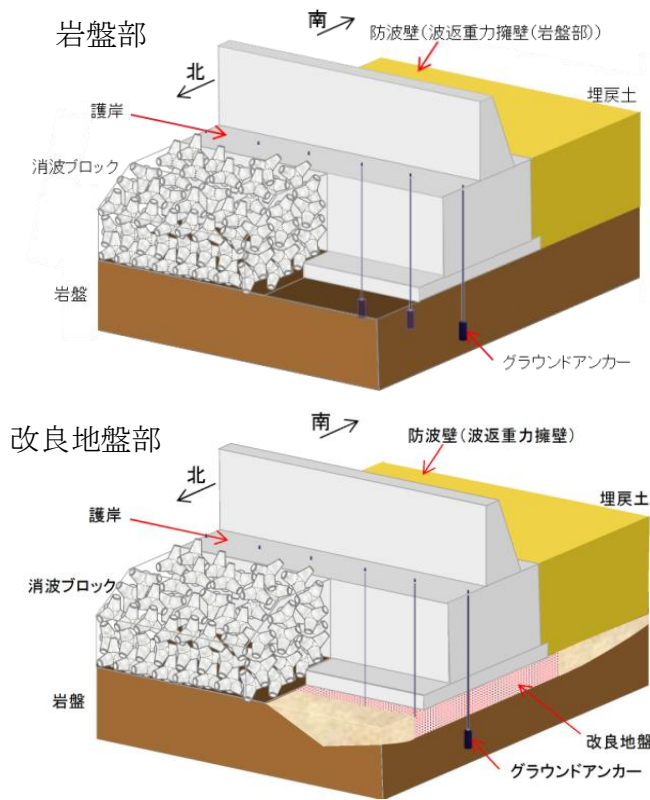
第10.5-2図 防波壁配置図



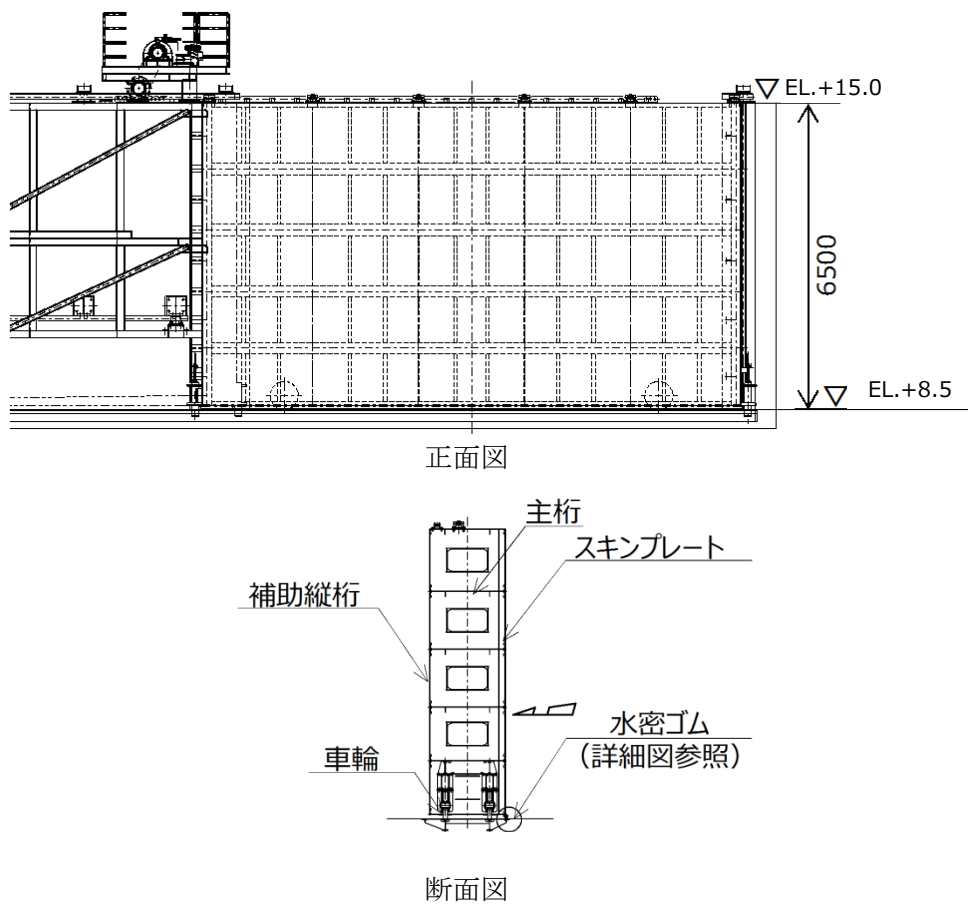
第10.5-3図 防波壁 (多重鋼管杭式擁壁) 概念図



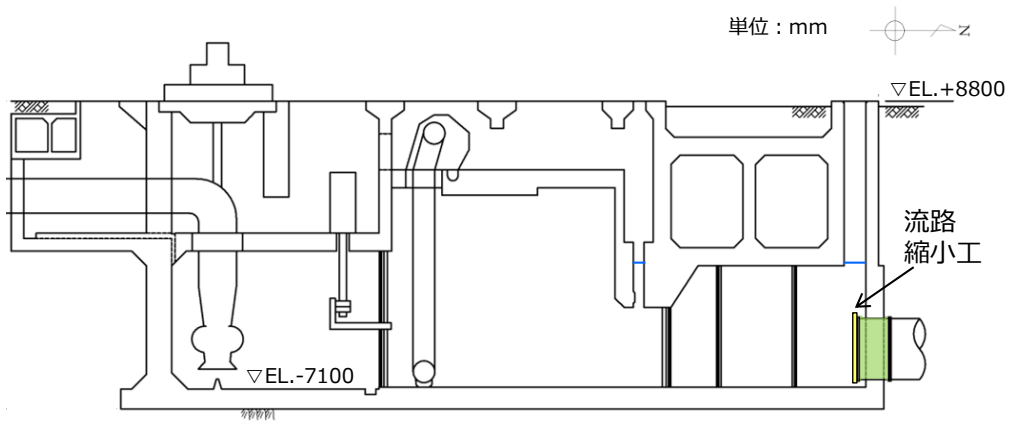
第10.5-4図 防波壁 (逆T擁壁) 概念図



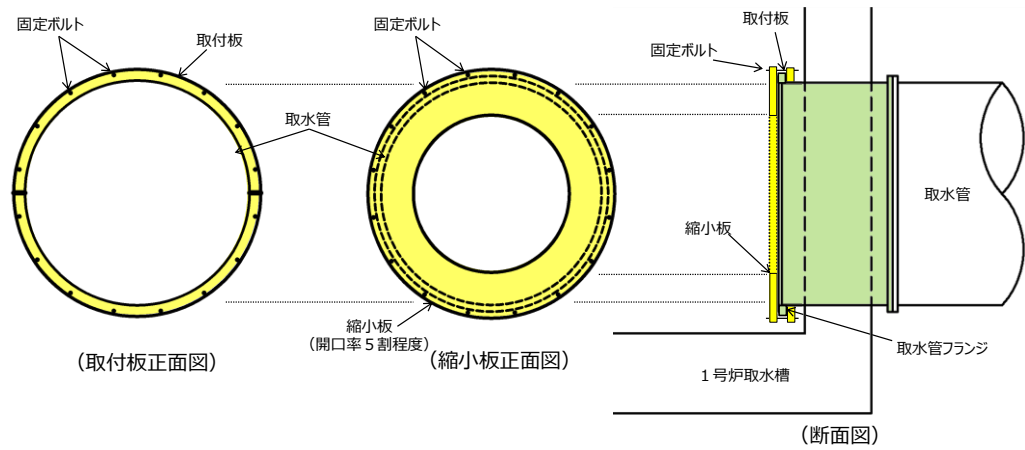
第10.5-5図 防波壁（波返重力擁壁）概念図



第10.5-6図 防波壁通路防波扉（3号炉東側）概念図



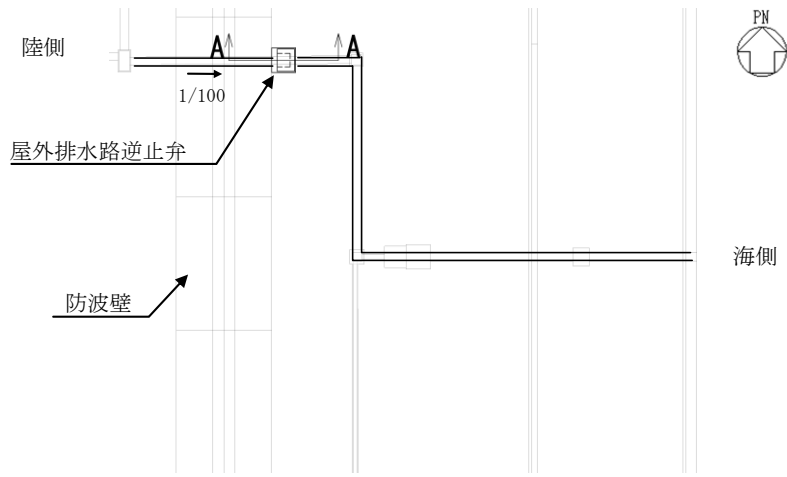
断面図



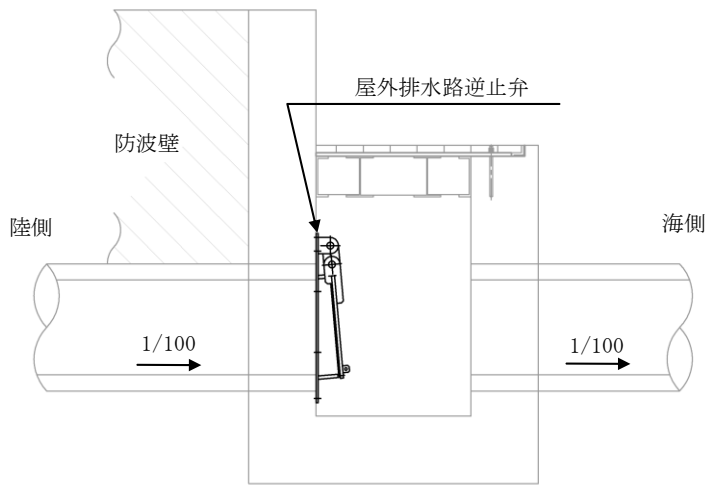
正面図

断面図

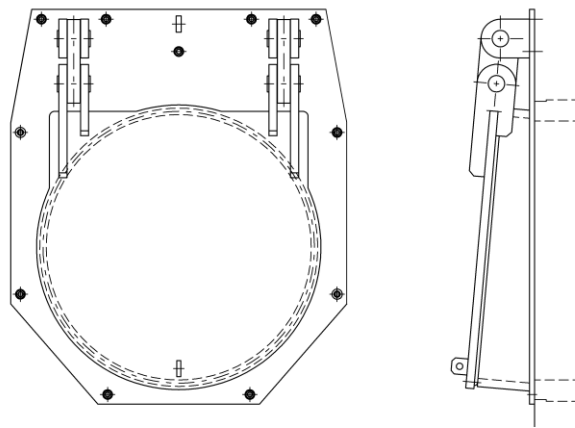
第10.5-7図 1号炉取水槽流路縮小工概念図



平面图



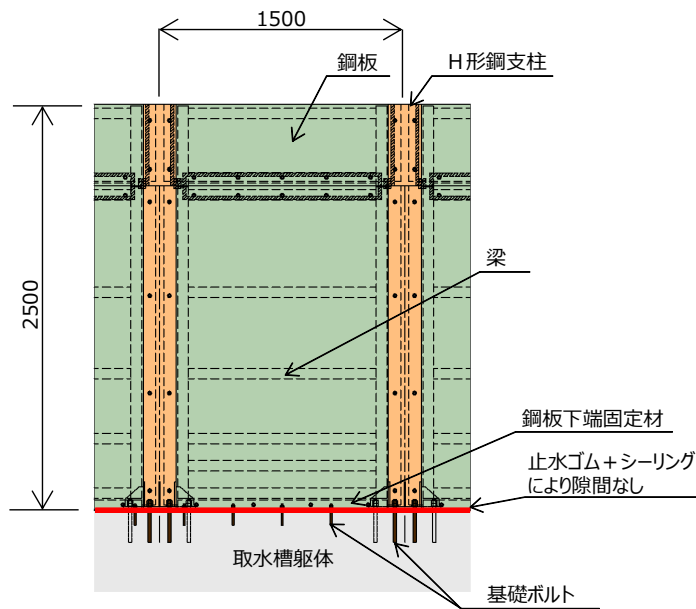
A-A断面图



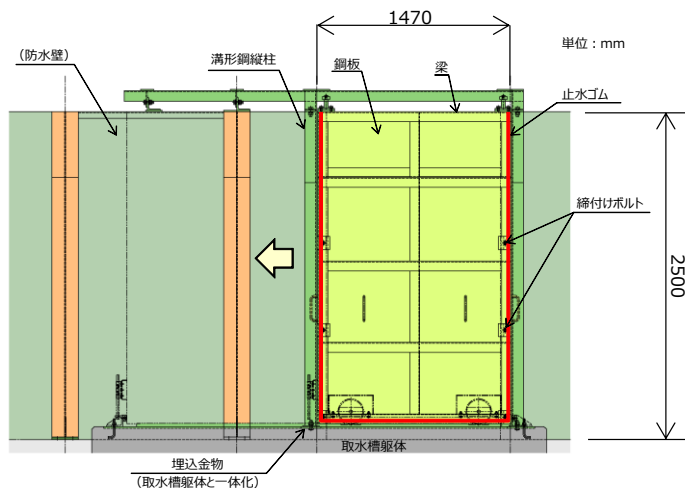
正面图

断面图

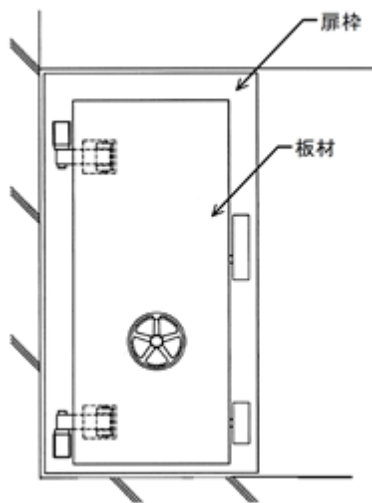
第10.5-8图 屋外排水路逆止弁概念图



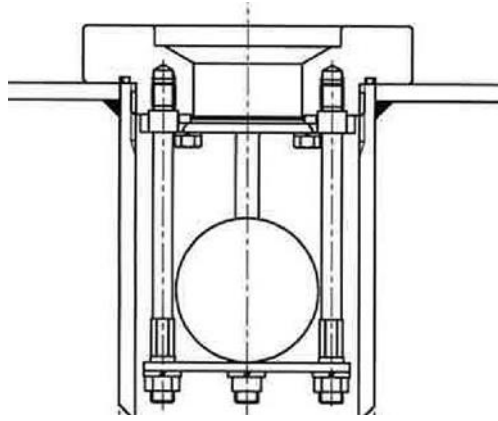
第10.5-9図 取水槽除じん機エリア防水壁概念図



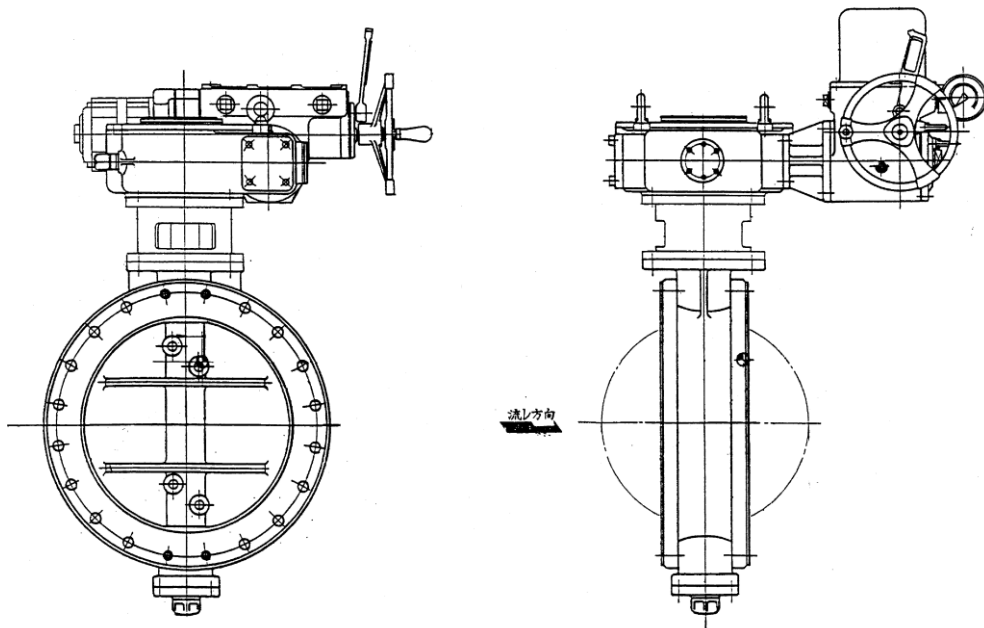
第10.5-10図 取水槽除じん機エリア水密扉概念図



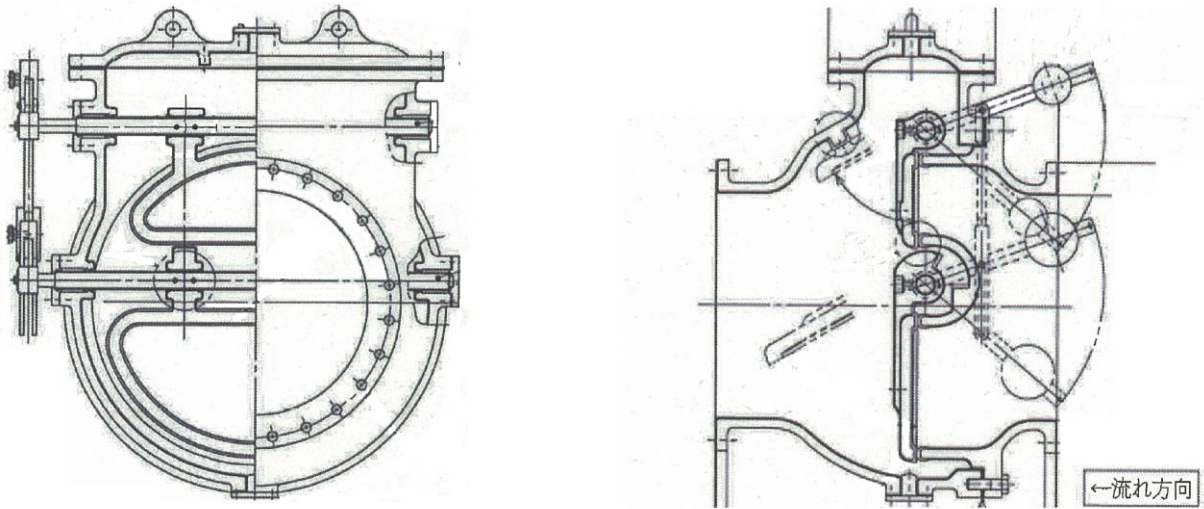
第10.5-11図 復水器エリア水密扉概念図



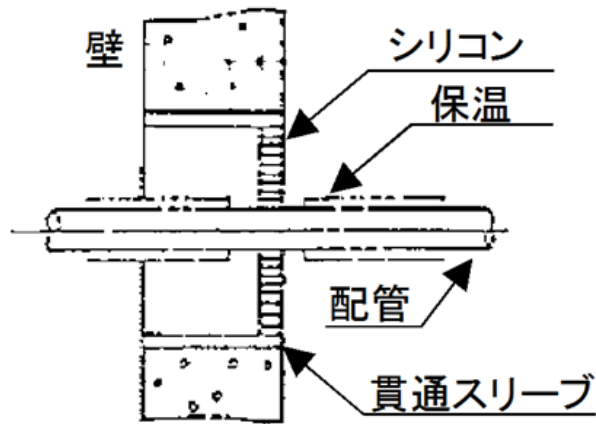
第10.5-12図 床ドレン逆止弁概念図



第10.5-13図 隔離弁（電動弁）概念図

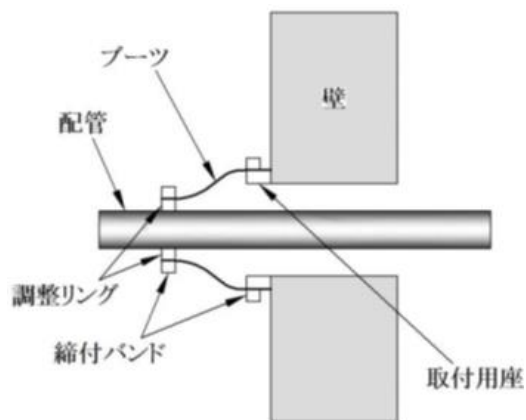


第10.5-14図 隔離弁（逆止弁）概念図

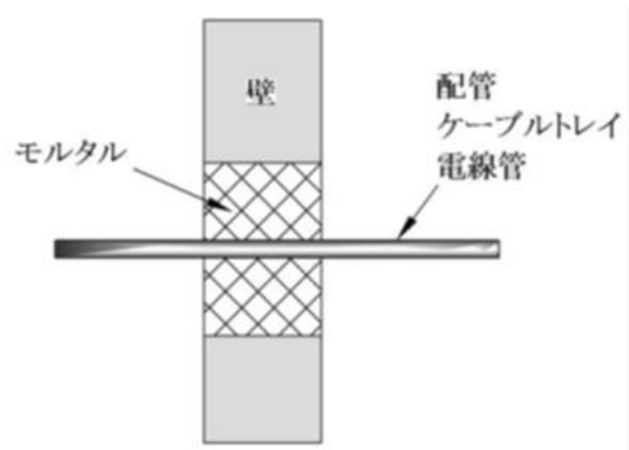


(シリコンシール)

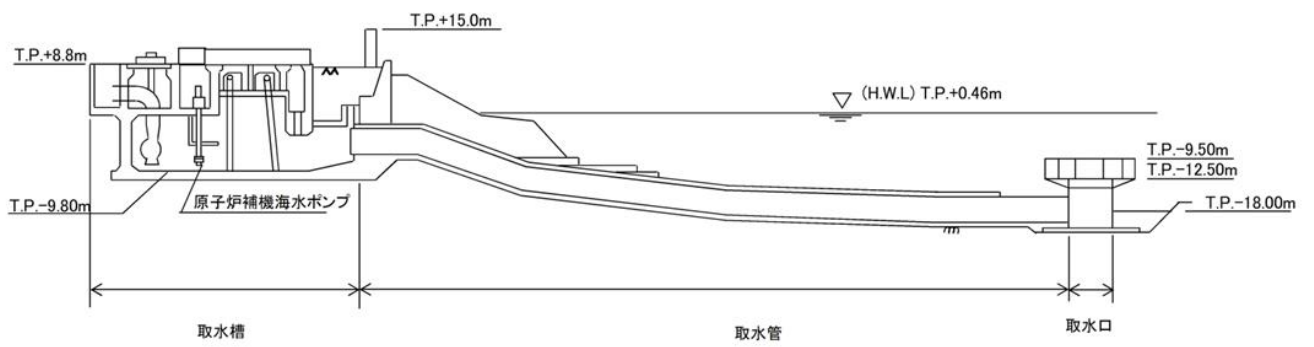
第10.5-15図 貫通部止水処置の概念図



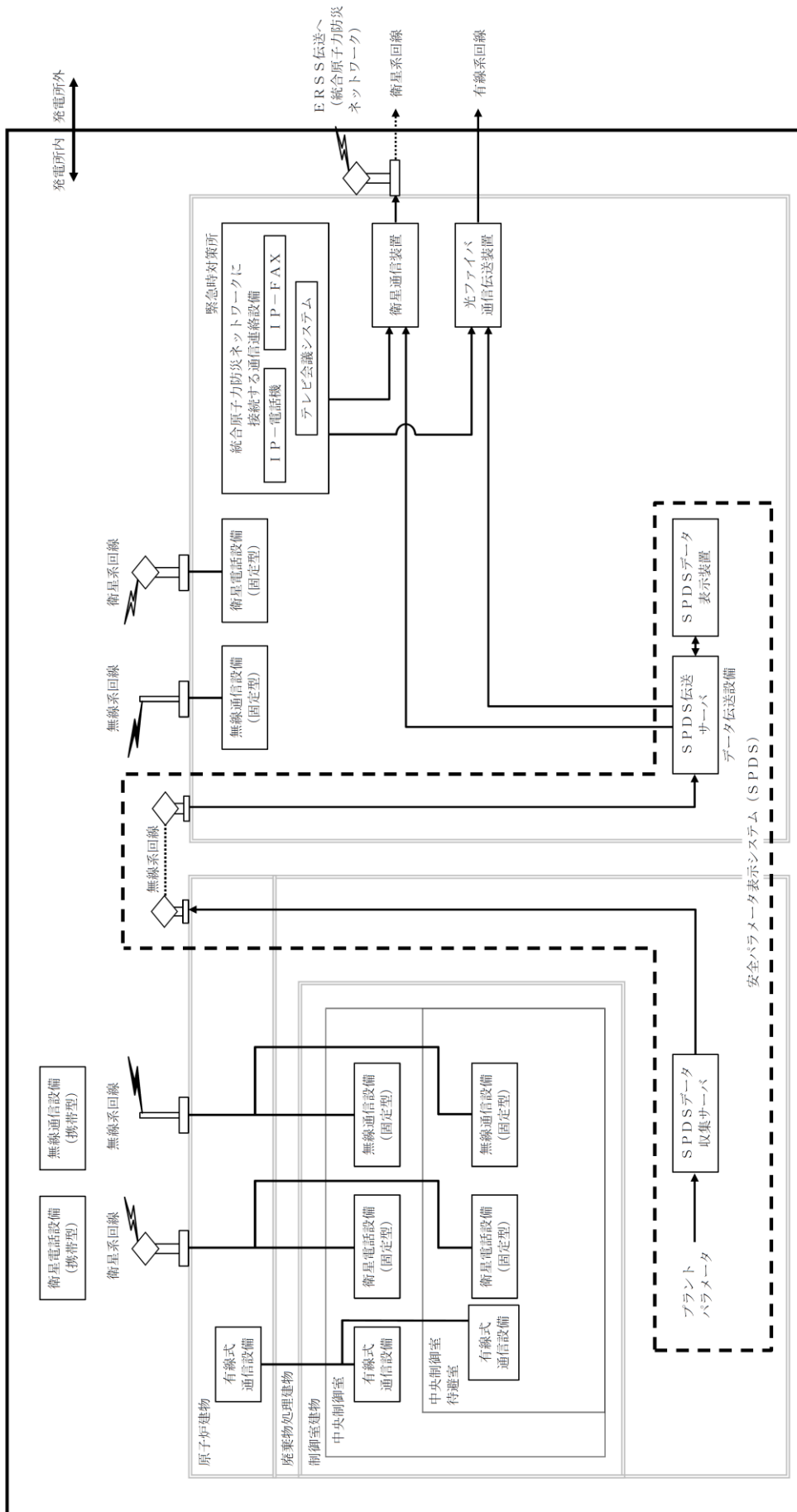
第10.5-16図 貫通部止水処置の概念図



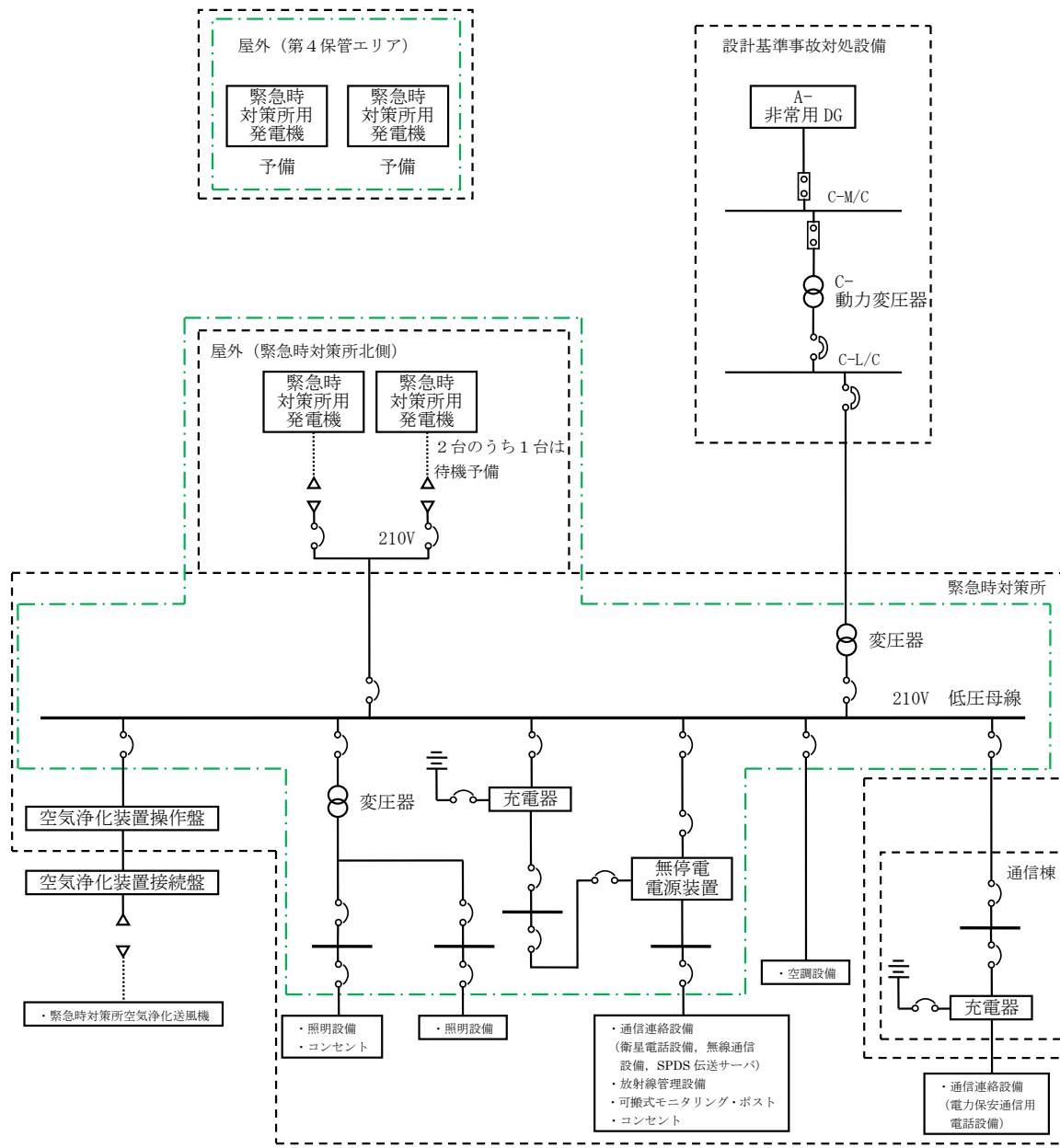
第10.5-17図 貫通部止水処置の概念図



第10.7-1図 非常用取水設備概要図

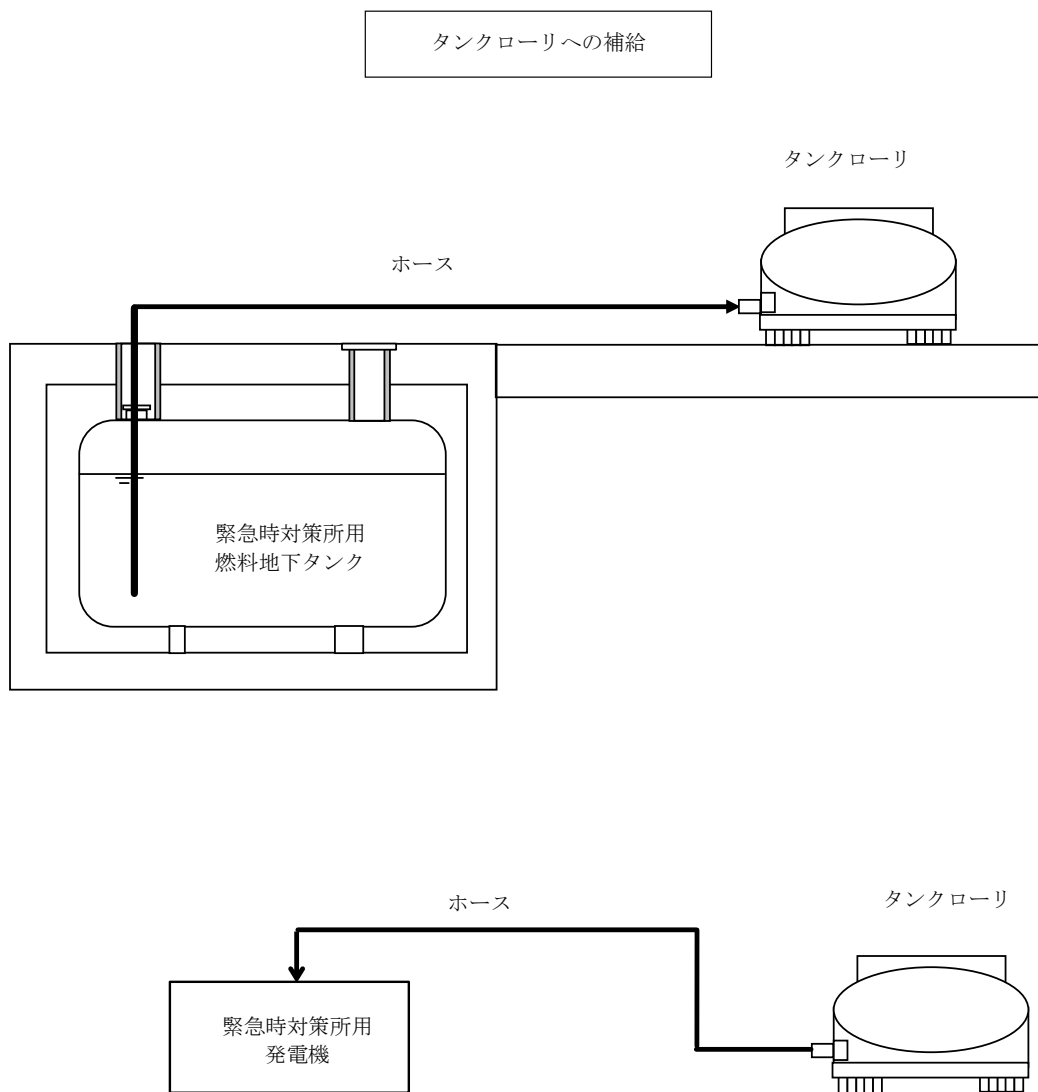


第10.8-3図 緊急時対策所系統概要図(3) (必要な情報の把握及び通信連絡)

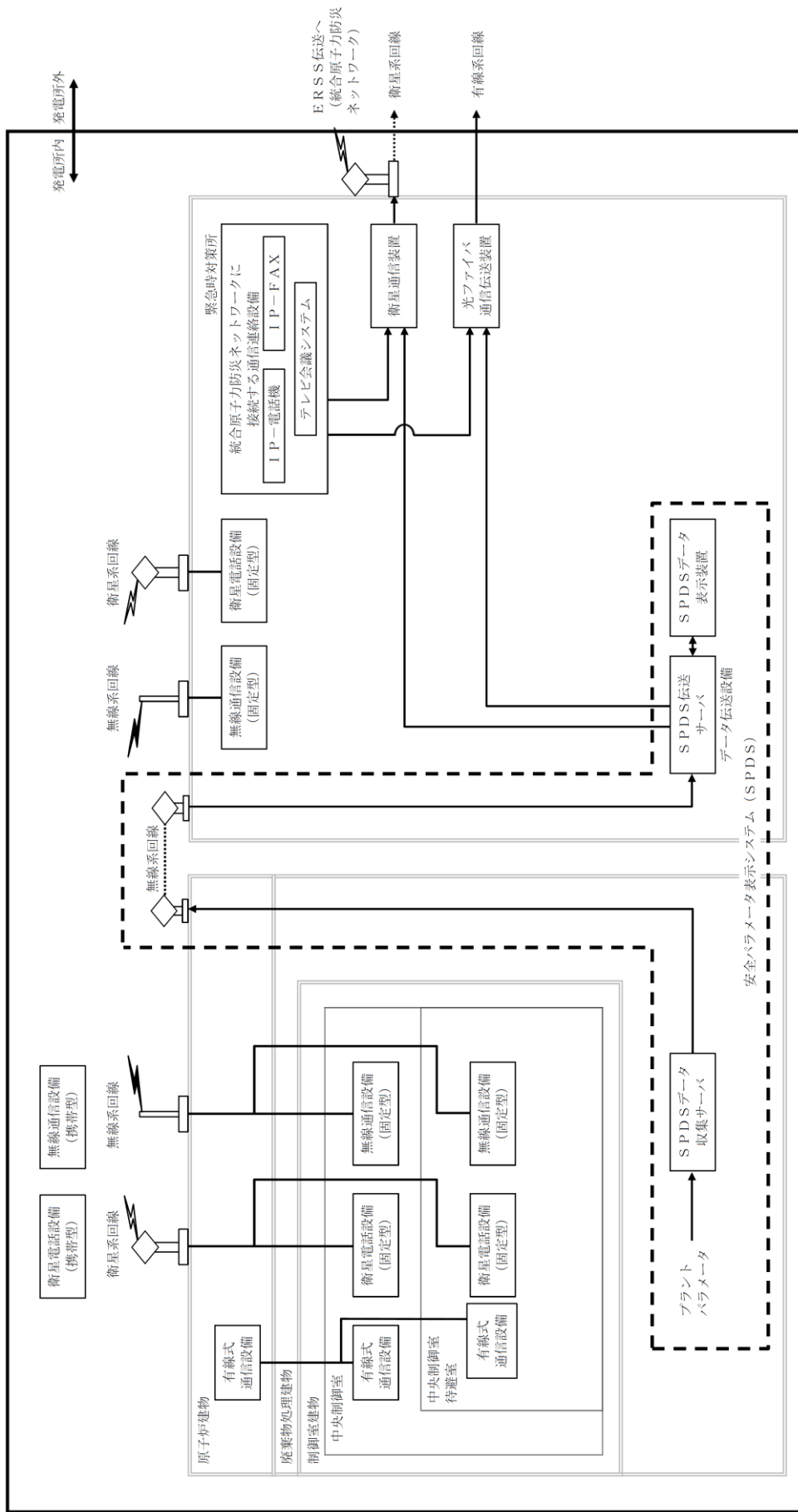


- 【凡例】
- ⊞ : 高圧遮断器
 - ⌋ : 低圧遮断器
 - ⌋ : 配線用遮断器
 - ⬡ : 重大事故等対処設備のうち電源設備
 - ⬡ : 可搬ケーブルのコネクタ
 - M/C : メタルクラッド開閉装置
 - L/C : ロードセンタ

第10.8-4図 緊急時対策所系統概要図(4) (代替電源設備からの給電)



第10.8-5図 緊急時対策所系統概要図(5) (代替電源設備からの給電)



第10.11-1図 通信連絡設備概略系統図

11. 運転保守

11.1 運転保守の基本方針

発電用原子炉施設の運転保守の基本方針は、「原子炉等規制法」第四十三条の三の二十四第一項の規定に基づいて定める島根原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）によるものとする。

11.2 保安管理体制

発電所の保安管理体制は、所長、原子炉主任技術者、品質保証部、総務課、技術部、廃止措置・環境管理部、発電部、保修部をもって構成する。

さらに、発電所における発電用原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項を審議するため原子力発電保安運営委員会を設ける。

11.7 施設管理

発電用原子炉施設の保守は、保安規定に定める施設管理計画に基づき、所定の計画と適切な手順に従って発電用原子炉施設の安全の確保を妨げることがないように行う。