

別添 5

添 付 書 類 八

変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書

下記項目について，以下のとおり変更する。

変 更 前	変 更 後
1.1.7 強度設計の基本方針	1.1.9 強度設計の基本方針
1.1.8 火災防護の基本方針	1.6 火災防護に関する基本方針
1.1.9 品質保証の基本方針	1.11 品質保証の基本方針
1.3 耐震設計	1.4 耐震設計
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 耐震設計上の重要度分類
1.3.3 地震力の算定法	1.4.1.3 地震力の算定方法
1.3.3.1 静的地震力	(1) 静的地震力
1.3.3.2 動的地震力	(2) 動的地震力
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) 耐震設計上考慮する状態
1.3.4.2 荷重の種類	(2) 荷重の種類
1.3.4.3 荷重の組合せ	(3) 荷重の組合せ
1.3.4.4 許容限界	(4) 許容限界
1.3.5 主要施設の耐震構造	1.4.3.5 主要施設の耐震構造
1.3.5.1 原子炉格納施設及び原子炉建屋	1.4.3.1 原子炉格納施設及び原子炉建屋
1.3.5.2 原子炉補助建屋	1.4.3.2 原子炉補助建屋
1.3.5.3 タービン建屋	1.4.3.3 タービン建屋
1.3.5.4 原子炉容器	1.4.3.4 原子炉容器
1.3.5.5 制御棒駆動装置	1.4.3.5 制御棒駆動装置

変 更 前	変 更 後
1.3.5.6 燃料集合体及び炉内構造物	1.4.3.6 燃料集合体及び炉内構造物
1.3.5.7 1次冷却設備	1.4.3.7 1次冷却設備
1.3.5.8 その他	1.4.3.8 その他
1.3.6 その他	1.4.4 その他
1.3.6.1 地震感知器	1.4.4.1 地震感知器
1.3.6.2 耐震性の確認	1.4.4.2 耐震性の確認
1.4 原子炉設置変更許可申請（平成 3年8月14日申請）に係る安 全設計の方針	1.12 原子炉設置変更許可申請（平成 3年8月14日申請）に係る安 全設計の方針
1.4.1 安全設計の基本方針	1.12.1 安全設計の基本方針
1.4.2 「発電用軽水型原子炉施設に 関する安全設計審査指針(平 成2年8月30日改訂)」に対 する適合	1.12.2 「発電用軽水型原子炉施設に 関する安全設計審査指針(平 成2年8月30日改訂)」に対 する適合
1.5 原子炉設置変更許可申請（平成 5年6月22日申請）に係る安 全設計の方針	1.13 原子炉設置変更許可申請（平成 5年6月22日申請）に係る安 全設計の方針
1.5.1 安全設計の基本方針	1.13.1 安全設計の基本方針
1.5.2 「発電用軽水型原子炉施設に 関する安全設計審査指針(平 成2年8月30日改訂)」に対 する適合	1.13.2 「発電用軽水型原子炉施設に 関する安全設計審査指針(平 成2年8月30日改訂)」に対 する適合

変 更 前	変 更 後
1.6 原子炉設置変更許可申請（平成9年8月1日申請）に係る安全設計の方針	1.14 原子炉設置変更許可申請（平成9年8月1日申請）に係る安全設計の方針
1.6.1 安全設計の基本方針	1.14.1 安全設計の基本方針
1.6.2 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」に対する適合	1.14.2 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」に対する適合
1.6.3 安全機能の重要度分類	1.14.3 安全機能の重要度分類
1.7 原子炉設置変更許可申請（平成16年3月30日申請）に係る安全設計の方針	1.15 原子炉設置変更許可申請（平成16年3月30日申請）に係る安全設計の方針
1.7.1 安全設計の基本方針	1.15.1 安全設計の基本方針
1.7.2 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成13年3月29日一部改訂）」に対する適合	1.15.2 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成13年3月29日一部改訂）」に対する適合
1.7.3 安全機能の重要度分類	1.15.3 安全機能の重要度分類
1.8 原子炉設置変更許可申請（平成17年7月28日申請）に係る安全設計の方針	1.16 原子炉設置変更許可申請（平成17年7月28日申請）に係る安全設計の方針
1.8.1 安全設計の基本方針	1.16.1 安全設計の基本方針

変 更 前	変 更 後
1. 8. 2 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）」に対する適合	1. 16. 2 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）」に対する適合
1. 8. 3 安全機能の重要度分類	1. 16. 3 安全機能の重要度分類
4. 1 次冷却設備	5. 1. 1 通常運転時等 { 5. 原子炉冷却系統施設 5. 1 一次冷却材設備 }
4. 1 概 要	5. 1. 1. 1 概 要
4. 2 設計方針	5. 1. 1. 2 設計方針
4. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリとなる系統機器の設計	5. 1. 1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリとなる系統機器の設計
4. 3. 1 系統及び機器の準拠する法令、規格、基準	5. 1. 1. 3. 1 系統及び機器の準拠する法令、規格、基準
4. 3. 2 強度に関する設計の基準	5. 1. 1. 3. 2 強度に関する設計の基準
4. 3. 3 ぜい性破壊の防止	5. 1. 1. 3. 3 ぜい性破壊の防止
4. 3. 4 過圧防護	5. 1. 1. 3. 4 過圧防護
4. 3. 5 1 次冷却材水質	5. 1. 1. 3. 5 1 次冷却材水質
4. 3. 6 材 料	5. 1. 1. 3. 6 材 料
4. 4 1 次冷却設備の設備仕様	5. 1. 1. 4 1 次冷却設備の設備仕様
4. 5 主要設備	5. 1. 1. 5 主要設備
4. 5. 1 原子炉容器	5. 1. 1. 5. 1 原子炉容器
4. 5. 2 蒸気発生器	5. 1. 1. 5. 2 蒸気発生器

変 更 前	変 更 後
4.5.3 1次冷却材ポンプ	5.1.1.5.3 1次冷却材ポンプ
4.5.4 加圧器	5.1.1.5.4 加圧器
4.5.5 配 管	5.1.1.5.5 配 管
4.5.6 弁 類	5.1.1.5.6 弁 類
4.5.7 支持構造物	5.1.1.5.7 支持構造物
4.5.8 漏えい監視設備	5.1.1.5.8 漏えい監視設備
4.6 評 価	5.1.1.6 評 価
4.7 試験検査	5.1.1.7 試験検査
4.7.1 原子炉容器	5.1.1.7.1 原子炉容器
4.7.2 蒸気発生器	5.1.1.7.2 蒸気発生器
4.7.3 1次冷却材ポンプ	5.1.1.7.3 1次冷却材ポンプ
4.7.4 加圧器	5.1.1.7.4 加圧器
4.7.5 1次冷却材管	5.1.1.7.5 1次冷却材管
4.8 参考文献(1)～(6)	5.13 参考文献(1)～(6)
5. 工学的安全施設	削 除
5.1 概 要	削 除
5.1.1 工学的安全施設	削 除
5.1.2 工学的安全施設の設計方針	削 除
5.2 非常用炉心冷却設備	5.3 非常用炉心冷却設備
5.2.1 概 要	5.3.1 概 要
5.2.2 設計方針	5.3.2 設計方針
5.2.3 主要設備の仕様	5.3.3 主要設備の仕様
5.2.4 系統設計及び主要設備	5.3.4 系統設計及び主要設備

変 更 前	変 更 後
5.2.4.1 系統設計	5.3.4.1 系統設計
5.2.4.2 主要設備	5.3.4.2 主要設備
5.2.5 評 価	5.3.5 評 価
5.2.6 試験検査	5.3.6 試験検査
5.3 原子炉格納施設	9.1.1 通常運転時等 { 9. 原子炉格納施設 9.1 原子炉格納施設 }
5.3.1 概 要	9.1.1.1 概 要
5.3.2 設計方針	9.1.1.2 設計方針
5.3.3 主要設備の仕様	9.1.1.3 主要設備の仕様
5.3.4 主要設備	9.1.1.4 主要設備
5.3.4.1 原子炉格納容器及びアニュ ラス	9.1.1.4.1 原子炉格納容器及びアニ ュラス
5.3.4.2 原子炉格納容器付属設備	9.1.1.4.2 原子炉格納容器付属設備
5.3.5 評 価	9.1.1.5 評 価
5.3.6 試験検査	9.1.1.6 試験検査
5.4 原子炉格納容器スプレイ設備	9.2 原子炉格納容器スプレイ設備
5.4.1 概 要	9.2.1 概 要
5.4.2 設計方針	9.2.2 設計方針
5.4.3 主要設備の仕様	9.2.3 主要設備の仕様
5.4.4 系統設計及び主要設備	9.2.4 系統設計及び主要設備
5.4.4.1 系統設計	9.2.4.1 系統設計
5.4.4.2 主要設備	9.2.4.2 主要設備

変 更 前	変 更 後
5.4.5 評 価	9.2.5 評 価
5.4.6 試験検査	9.2.6 試験検査
5.5 アニュラス空気浄化設備	9.3 アニュラス空気浄化設備
5.5.1 概 要	9.3.1 概 要
5.5.2 設計方針	9.3.2 設計方針
5.5.3 主要設備の仕様	9.3.3 主要設備の仕様
5.5.4 主要設備	9.3.4 主要設備
5.5.5 評 価	9.3.5 評 価
5.5.6 試験検査	9.3.6 試験検査
5.6 安全補機室空気浄化設備	8.2.2 安全補機室空気浄化設備
5.6.1 概 要	8.2.2.1 概 要
5.6.2 設計方針	8.2.2.2 設計方針
5.6.3 主要設備の仕様	8.2.2.3 主要設備の仕様
5.6.4 主要設備	8.2.2.4 主要設備
5.6.5 評 価	8.2.2.5 評 価
5.6.6 試験検査	8.2.2.6 試験検査
5.7 参考文献	9.11 参考文献
6. 原子炉補助施設	削 除
6.1 概 要	削 除
6.2 化学体積制御設備	5.8 化学体積制御設備
6.2.1 概 要	5.8.1 概 要
6.2.2 設計方針	5.8.2 設計方針

変 更 前	変 更 後
6.2.3 化学体積制御設備及び主要設備の仕様	5.8.3 化学体積制御設備及び主要設備の仕様
6.2.4 系統設計及び主要設備	5.8.4 系統設計及び主要設備
6.2.4.1 系統設計	5.8.4.1 系統設計
6.2.4.2 主要設備	5.8.4.2 主要設備
6.2.5 評 価	5.8.5 評 価
6.2.6 試験検査	5.8.6 試験検査
6.3 余熱除去設備	5.2 余熱除去設備
6.3.1 概 要	5.2.1 概 要
6.3.2 設計方針	5.2.2 設計方針
6.3.3 主要設備の仕様	5.2.3 主要設備の仕様
6.3.4 系統設計及び主要設備	5.2.4 系統設計及び主要設備
6.3.4.1 系統設計	5.2.4.1 系統設計
6.3.4.2 主要設備	5.2.4.2 主要設備
6.3.5 試験検査	5.2.5 試験検査
6.4 原子炉補機冷却水設備	5.9.1 原子炉補機冷却水設備 〔 5.9 原子炉補機冷却設備 〕
6.4.1 概 要	5.9.1.1 概 要
6.4.2 設計方針	5.9.1.2 設計方針
6.4.3 主要設備の仕様	5.9.1.3 主要設備の仕様
6.4.4 主要設備	5.9.1.4 主要設備
6.4.5 評 価	5.9.1.5 評 価
6.4.6 試験検査	5.9.1.6 試験検査

変 更 前	変 更 後
6.5 原子炉補機冷却海水設備	5.9.2 原子炉補機冷却海水設備
6.5.1 概 要	5.9.2.1 概 要
6.5.2 設計方針	5.9.2.2 設計方針
6.5.3 主要設備の仕様	5.9.2.3 主要設備の仕様
6.5.4 主要設備	5.9.2.4 主要設備
6.5.5 評 価	5.9.2.5 評 価
6.5.6 試験検査	5.9.2.6 試験検査
6.6 使用済燃料ピット水浄化冷却設備（１号及び２号炉共用，既設）	4.2 使用済燃料ピット水浄化冷却設備（１号及び２号炉共用，既設）
6.6.1 概 要	4.2.1 概 要
6.6.2 設計方針	4.2.2 設計方針
6.6.3 主要設備の仕様	4.2.3 主要設備の仕様
6.6.4 主要設備	4.2.4 主要設備
6.6.5 試験検査	4.2.5 試験検査
6.7 燃料取扱及び貯蔵設備	4.1.1 通常運転時等
	4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 4.1 燃料取扱及び貯蔵設備
6.7.1 概 要	4.1.1.1 概 要
6.7.2 設計方針	4.1.1.2 設計方針
6.7.3 主要設備の仕様	4.1.1.3 主要設備の仕様
6.7.4 主要設備	4.1.1.4 主要設備

変 更 前	変 更 後
6.7.5 評 価	4.1.1.5 評 価
6.7.6 試験検査	4.1.1.6 試験検査
6.8 試料採取設備	6.5 試料採取設備
6.8.1 概 要	6.5.1 概 要
6.8.2 設計方針	6.5.2 設計方針
6.8.3 主要設備の仕様	6.5.3 主要設備の仕様
6.8.4 主要設備	6.5.4 主要設備
6.9 参考文献(1)～(4)	5.13 参考文献(7)～(10)
6.9 参考文献(5)，(6)	4.6 参考文献(1)，(2)
7. 計測制御系統施設	6. 計測制御系統施設
7.1 概 要	削 除
7.2 原子炉計装	6.2 原子炉計装
7.2.1 概 要	6.2.1 概 要
7.2.2 炉外核計装	6.2.2 炉外核計装
7.2.2.1 設計方針	6.2.2.1 設計方針
7.2.2.2 主要設備	6.2.2.2 主要設備
7.2.2.3 評 価	6.2.2.3 評 価
7.2.3 炉内計装	6.2.3 炉内計装
7.2.3.1 設計方針	6.2.3.1 設計方針
7.2.3.2 主要設備	6.2.3.2 主要設備
7.2.4 停止余裕監視装置	6.2.4 停止余裕監視装置
7.2.4.1 設計方針	6.2.4.1 設計方針
7.2.4.2 主要設備	6.2.4.2 主要設備

変 更 前	変 更 後
7.2.5 制御棒位置指示計装	6.2.5 制御棒位置指示計装
7.2.5.1 設計方針	6.2.5.1 設計方針
7.2.5.2 主要設備	6.2.5.2 主要設備
7.3 プロセス計装設備	6.3 プロセス計装
7.3.1 概 要	6.3.1 概 要
7.3.2 設計方針	6.3.2 設計方針
7.3.3 主要設備	6.3.3 主要設備
7.3.3.1 安全保護系のプロセス計装	6.3.3.1 安全保護回路のプロセス計装
7.3.3.2 安全保護系以外のプロセス計装	6.3.3.2 安全保護回路以外のプロセス計装
7.3.4 評 価	6.3.4 評 価
7.4 原子炉制御設備	6.1 原子炉制御設備
7.4.1 概 要	6.1.1 概 要
7.4.2 設計方針	6.1.2 設計方針
7.4.3 主要設備	6.1.3 主要設備
7.4.3.1 制御棒制御系	6.1.3.1 制御棒制御系
7.4.3.2 ほう素濃度制御系	6.1.3.2 ほう素濃度制御系
7.4.3.3 加圧器圧力制御系	6.1.3.3 加圧器圧力制御系
7.4.3.4 加圧器水位制御系	6.1.3.4 加圧器水位制御系
7.4.3.5 給水制御系	6.1.3.5 給水制御系
7.4.3.6 タービンバイパス制御系	6.1.3.6 タービンバイパス制御系
7.4.3.7 主蒸気逃がし弁制御系	6.1.3.7 主蒸気逃がし弁制御系

変 更 前	変 更 後
7.4.3.8 制御棒クラスタ引抜き阻止 及びタービンランバック	6.1.3.8 制御棒クラスタ引抜き阻止 及びタービンランバック
7.4.4 評 価	6.1.4 評 価
7.5 原子炉保護設備	6.6 原子炉保護設備
7.5.1 概 要	6.6.1 概 要
7.5.2 設計方針	6.6.2 設計方針
7.5.3 主要設備	6.6.3 主要設備
7.5.3.1 原子炉トリップしゃ断器	6.6.3.1 原子炉トリップしゃ断器
7.5.3.2 原子炉トリップ信号	6.6.3.2 原子炉トリップ信号
7.5.3.3 原子炉トリップ時のインター ロック	6.6.3.3 原子炉トリップ時のインター ロック
7.5.3.4 監視装置	6.6.3.4 監視装置
7.5.4 評 価	6.6.4 評 価
7.6 工学的安全施設作動設備	6.7 工学的安全施設作動設備
7.6.1 概 要	6.7.1 概 要
7.6.2 設計方針	6.7.2 設計方針
7.6.3 主要設備	6.7.3 主要設備
7.6.3.1 作動信号	6.7.3.1 作動信号
7.6.3.2 監視装置	6.7.3.2 監視装置
7.6.4 評 価	6.7.4 評 価
7.7 制御室	6.10 制御室
	6.10.1 通常運転時等
7.7.1 概 要	6.10.1.1 概 要

変 更 前	変 更 後
7.7.2 中央制御室	6.10.1.2 中央制御室
7.7.2.1 設計方針	6.10.1.2.1 設計方針
7.7.2.2 主要設備	6.10.1.2.2 主要設備
7.7.2.3 評 価	6.10.1.2.3 評 価
7.7.3 中央制御室外原子炉停止装置	6.10.1.3 中央制御室外原子炉停止装置
7.7.3.1 設計方針	6.10.1.3.1 設計方針
7.7.3.2 主要設備	6.10.1.3.2 主要設備
7.7.3.3 評 価	6.10.1.3.3 評 価
7.8 参考文献	6.11 参考文献
8. 電気施設	10.1 非常用電源設備
	{ 10. その他発電用原子炉の附属施設
8.1 概 要	10.1.1 概 要
8.2 設計方針	10.1.2 設計方針
8.3 主要設備	10.3 常用電源設備
	10.3.3 主要設備
8.3.1 送電線	10.3.3.1 送電線
8.3.2 275kV 開閉所及び 500kV 開閉所	10.3.3.2 開閉所
8.3.3 発電機及び励磁装置	10.3.3.3 発電機及び励磁装置
8.3.4 主要変圧器	10.3.3.4 主要変圧器
8.3.5 所内高圧系統	10.3.3.5 所内高圧系統

変 更 前	変 更 後
8.3.6 所内低圧系統	10.3.3.6 所内低圧系統
8.3.7 ディーゼル発電機	削 除
8.3.8 直流電源設備	10.3.3.7 直流電源設備
8.3.9 計測制御用電源設備	10.3.3.8 計測制御用電源設備
8.3.10 制御棒駆動装置用電源設備	10.3.3.9 制御棒駆動装置用電源設備
8.3.11 照明及び作業用電源設備	10.3.3.10 作業用電源設備
8.3.12 電線路	10.3.3.11 電線路
8.3.13 通信連絡設備（2号炉で増設，共用）	10.13 通信連絡設備（1号及び2号炉共用，一部既設）
8.3.14 構内出入監視装置	10.11 構内出入監視装置
8.4 事故時母線切替	10.3.3.12 事故時母線切替え
8.5 非常用所内電源設備の試験及び検査	10.3.4 試験検査
8.5.1 ディーゼル発電機	削 除
8.5.2 蓄電池	10.3.4.1 蓄電池
8.6 参考文献	10.14 参考文献
9. タービン及び附属設備	5.11 蒸気タービン及び附属設備
9.1 概 要	5.11.1 概 要
9.2 設計方針	5.11.2 設計方針
9.3 主要設備	5.11.3 主要設備
9.3.1 主蒸気系統設備	5.11.3.1 主蒸気系統設備
9.3.2 蒸気タービン設備	5.11.3.2 蒸気タービン設備

変 更 前	変 更 後
9.3.2.1 概 要	5.11.3.2.1 概 要
9.3.2.2 蒸気タービン	5.11.3.2.2 蒸気タービン
9.3.2.3 湿分分離加熱器	5.11.3.2.3 湿分分離加熱器
9.3.2.4 潤滑油系統	5.11.3.2.4 潤滑油系統
9.3.2.5 タービン制御系統	5.11.3.2.5 タービン制御系統
9.3.2.6 保安装置	5.11.3.2.6 保安装置
9.3.3 復水設備	5.11.3.3 復水設備
9.3.3.1 概 要	5.11.3.3.1 概 要
9.3.3.2 復水器	5.11.3.3.2 復水器
9.3.3.3 復水ポンプ	5.11.3.3.3 復水ポンプ
9.3.3.4 循環水ポンプ	5.11.3.3.4 循環水ポンプ
9.3.3.5 復水器真空ポンプ	5.11.3.3.5 復水器真空ポンプ
9.3.4 給水設備	5.11.3.4 給水設備
9.3.4.1 概 要	5.11.3.4.1 概 要
9.3.4.2 グランド蒸気復水器	5.11.3.4.2 グランド蒸気復水器
9.3.4.3 復水ブースタポンプ	5.11.3.4.3 復水ブースタポンプ
9.3.4.4 給水加熱器	5.11.3.4.4 給水加熱器
9.3.4.5 脱気器	5.11.3.4.5 脱気器
9.3.4.6 主給水ポンプ及びブースタ ポンプ	5.11.3.4.6 主給水ポンプ及びブー スタポンプ
9.3.4.7 補助給水ポンプ	5.11.3.4.7 補助給水ポンプ
9.3.4.8 蒸気発生器水張ポンプ	5.11.3.4.8 蒸気発生器水張ポンプ
9.3.5 2次系補給水設備	5.11.3.5 2次系補給水設備

変 更 前	変 更 後
9.3.6 軸受冷却水設備	5.11.3.6 軸受冷却水設備
9.3.7 軸受冷却海水設備	5.11.3.7 軸受冷却海水設備
9.3.8 蒸気発生器ブローダウン設備	5.11.3.8 蒸気発生器ブローダウン 設備
9.4 評 価	5.11.5 評 価
9.5 試験検査	5.11.6 試験検査
10. 放射性廃棄物廃棄施設	7. 放射性廃棄物廃棄施設
10.1 概 要	7.1 概 要
10.2 気体廃棄物処理設備	7.2 気体廃棄物処理設備
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 主要設備の仕様	7.2.3 主要設備の仕様
10.2.4 主要設備	7.2.4 主要設備
10.2.5 評 価	7.2.5 評 価
10.2.6 試験検査	7.2.6 試験検査
10.3 液体廃棄物処理設備	7.3 液体廃棄物処理設備
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 主要設備の仕様	7.3.3 主要設備の仕様
10.3.4 主要設備	7.3.4 主要設備
10.3.5 評 価	7.3.5 評 価
10.3.6 試験検査	7.3.6 試験検査
10.4 固体廃棄物処理設備	7.4 固体廃棄物処理設備

変 更 前	変 更 後
10.4.1 概 要	7.4.1 概 要
10.4.2 設計方針	7.4.2 設計方針
10.4.3 主要設備の仕様	7.4.3 主要設備の仕様
10.4.4 主要設備	7.4.4 主要設備
10.4.5 試験検査	7.4.5 試験検査
10.5 参考文献	7.5 参考文献
11. 放射線管理施設	8. 放射線管理施設
11.1 遮へい設備	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
11.1.3 主要設備の仕様	8.3.3 主要設備の仕様
11.1.4 主要設備	8.3.4 主要設備
11.1.5 評 価	8.3.5 評 価
11.1.6 試験検査	8.3.6 試験検査
11.2 放射線管理設備	8.1.1 通常運転時等 〔 8.1 放射線管理設備 〕
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 主要設備の仕様	8.1.1.3 主要設備の仕様
11.2.4 主要設備	8.1.1.4 主要設備
11.2.5 評 価	8.1.1.5 評 価
11.2.6 試験検査	8.1.1.6 試験検査
11.3 参考文献	8.4 参考文献

変 更 前	変 更 後
12. 発電所補助施設	削 除
12.1 給水处理設備	5.12 給水处理設備
12.1.1 概 要	5.12.1 概 要
12.1.2 主要設備	5.12.2 主要設備
12.2 換気空調設備	8.2 換気空調設備
12.2.1 概 要	8.2.1.1 概 要
	〔 8.2.1 換気設備 〕
12.2.2 設計方針	8.2.1.2 設計方針
12.2.3 主要設備の仕様	8.2.1.3 主要設備の仕様
12.2.4 主要設備	8.2.1.4 主要設備
12.2.5 評 価	8.2.1.5 評 価
12.2.6 試験検査	8.2.1.6 試験検査
12.3 圧縮空気設備	6.9 圧縮空気設備
12.3.1 制御用圧縮空気設備	6.9.1 制御用圧縮空気設備
12.3.2 所内用圧縮空気設備	6.9.2 所内用圧縮空気設備
12.4 補助蒸気設備	10.4 補助蒸気設備
12.4.1 概 要	10.4.1 概 要
12.4.2 設計方針	10.4.2 設計方針
12.4.3 主要設備の仕様	10.4.3 主要設備の仕様
12.4.4 主要設備	10.4.4 主要設備
12.4.5 評 価	10.4.5 評 価
12.5 消火設備	10.6 消火設備
12.5.1 概 要	10.6.1 概 要

変 更 前	変 更 後
12.5.2 設計方針	10.6.2 設計方針
12.5.3 主要設備	10.6.3 主要設備
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 保守管理	11.7 保守管理
13.8 非常時の措置	11.8 非常時の措置
13.9 保安教育	11.9 保安教育
13.10 健康管理	11.10 健康管理
13.11 所員以外の者に対する保安措置	11.11 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	12. 品質保証活動
追補1 「5. 工学的安全施設」の追補	追補1 「9. 原子炉格納施設」の追補
追補2 「9. タービン及び付属設備」の追補	削 除

(表)

変 更 前	変 更 後
第 1. 3. 1 表	第 1. 4. 1 表
第 1. 6. 1 表	第 1. 14. 1 表
第 1. 6-2 表	第 1. 14. 2 表
第 1. 7. 1 表	第 1. 15. 1 表
第 1. 7. 2 表	第 1. 15. 2 表
第 1. 8. 1 表	第 1. 16. 1 表
第 1. 8. 2 表	第 1. 16. 2 表
第 4. 3. 1 表	第 5. 1. 1 表
第 4. 3. 2 表	第 5. 1. 2 表
第 4. 4. 1 表	第 5. 1. 3 表
第 4. 4. 2 表	第 5. 1. 4 表
第 4. 4. 3 表	第 5. 1. 5 表
第 4. 4. 4 表	第 5. 1. 6 表
第 4. 4. 5 表	第 5. 1. 7 表
第 4. 4. 6 表	第 5. 1. 8 表
第 4. 4. 7 表	第 5. 1. 9 表
第 4. 6. 1 表	第 5. 1. 10 表
第 4. 6. 2 表	第 5. 1. 11 表
第 4. 6. 3 表	第 5. 1. 12 表
第 4. 6. 4 表	第 5. 1. 13 表
第 4. 6. 5 表	第 5. 1. 14 表
第 5. 2. 1 表	第 5. 3. 1 表

変 更 前	変 更 後
第 5.3.1 表	第 9.1.1 表
第 5.4.1 表	第 9.2.1 表
第 5.5.1 表	第 9.3.1 表
第 5.6.1 表	第 8.2.9 表
第 6.2.1 表	第 5.8.1 表
第 6.2.2 表	第 5.8.2 表
第 6.3.1 表	第 5.2.1 表
第 6.4.1 表	第 5.9.1 表
第 6.5.1 表	第 5.9.2 表
第 6.6.1 表	第 4.2.1 表
第 6.7.1 表	第 4.1.1 表
第 6.8.1 表	第 6.5.1 表
第 7.3.1 表	第 6.3.1 表
第 7.3.2 表	第 6.3.2 表
第 7.5.1 表	第 6.6.1 表
第 7.5.2 表	第 6.6.2 表
第 7.6.1 表	第 6.7.1 表
第 7.6.2 表	第 6.7.2 表
第 7.7.1 表	第 6.10.1 表
第 8.3.1 表	第 10.3.1 表
第 8.3.2 表	第 10.3.2 表
第 8.3.3 表	第 10.3.3 表
第 8.3.4 表	第 10.3.4 表

变 更 前	变 更 後
第 8.3.5 表	削 除
第 8.3.6 表	第 10.3.5 表
第 9.3.1 表	第 5.11.1 表
第 9.3.2 表	第 5.11.2 表
第 9.3.3 表	第 5.11.3 表
第 9.3.4 表	第 5.11.4 表
第 9.3.5 表	第 5.11.5 表
第 10.2.1 表	第 7.2.1 表
第 10.3.1 表	第 7.3.1 表
第 10.4.1 表	第 7.4.1 表
第 11.1.1 表	第 8.3.1 表
第 11.2.1 表	第 8.1.1 表
第 12.1.1 表	第 5.12.1 表
第 12.1.2 表	第 5.12.2 表
第 12.2.1 表	第 8.2.1 表
第 12.2.2 表	第 8.2.2 表
第 12.2.3 表	第 8.2.3 表
第 12.2.4 表	第 8.2.4 表
第 12.3.1 表	第 6.9.1 表
第 12.3.2 表	第 6.9.2 表
第 12.4.1 表	第 10.4.1 表
第 12.5.1 表	第 10.6.1 表

(図)

変 更 前	変 更 後
第 4. 1. 1 図	第 5. 1. 1 図
第 4. 1. 2 図	第 5. 1. 2 図
第 4. 5. 1 図	第 5. 1. 3 図
第 4. 5. 2 図	第 5. 1. 4 図
第 4. 5. 3 図	第 5. 1. 5 図
第 4. 5. 4 図	第 5. 1. 6 図
第 4. 5. 5 図	第 5. 1. 7 図
第 4. 5. 6 図	第 5. 1. 8 図
第 4. 5. 7 図	第 5. 1. 9 図
第 4. 5. 8 図	第 5. 1. 10 図
第 4. 5. 9 図	第 5. 1. 11 図
第 4. 5. 10 図	第 5. 1. 12 図
第 4. 5. 11 図	第 5. 1. 13 図
第 4. 5. 12 図	第 5. 1. 14 図
第 4. 5. 13 図	第 5. 1. 15 図
第 4. 5. 14 図	第 5. 1. 16 図
第 4. 6. 1 図	第 5. 1. 17 図
第 5. 2. 1 図	第 5. 3. 1 図
第 5. 2. 2 図	第 5. 3. 2 図
第 5. 3. 1 図	第 9. 1. 1 図
第 5. 3. 2 図	第 9. 1. 2 図
第 5. 4. 1 図	第 9. 2. 1 図

変 更 前	変 更 後
第 5.5.1 図	第 9.3.1 図
第 5.6.1 図	第 8.2.8 図
第 6.2.1 図	第 5.8.1 図
第 6.2.2 図	第 5.8.2 図
第 6.3.1 図	第 5.2.1 図
第 6.4.1 図	第 5.9.1 図
第 6.5.1 図	第 5.9.2 図
第 6.6.1 図	第 4.2.1 図
第 6.7.1 図	第 4.1.1 図
第 6.7.2 図	第 4.1.2 図
第 6.7.3 図	第 4.1.3 図
第 6.8.1 図	第 6.5.1 図
第 7.2.1 図	第 6.2.1 図
第 7.2.2 図	第 6.2.2 図
第 7.2.3 図	第 6.2.3 図
第 7.2.4 図	第 6.2.4 図
第 7.2.5 図	第 6.2.5 図
第 7.2.6 図	第 6.2.6 図
第 7.2.7 図	第 6.2.7 図
第 7.2.8 図	第 6.2.8 図
第 7.4.1 図	第 6.1.1 図
第 7.4.2 図	第 6.1.2 図
第 7.4.3 図	第 6.1.3 図

変 更 前	変 更 後
第 7. 4. 4 図	第 6. 1. 4 図
第 7. 4. 5 図	第 6. 1. 5 図
第 7. 5. 1 図	第 6. 6. 1 図
第 7. 5. 2 図	第 6. 6. 2 図
第 7. 5. 3 図	第 6. 6. 3 図
第 7. 6. 1 図	第 6. 7. 1 図
第 8. 3. 1 図	第 10. 3. 1 図
第 8. 3. 2 図	第 10. 3. 2 図
第 8. 3. 3 図	第 10. 3. 3 図
第 8. 3. 4 図	削 除
第 8. 3. 5 図	第 10. 3. 4 図
第 8. 3. 6 図	第 10. 3. 5 図
第 9. 1. 1 図	第 5. 11. 1 図
第 9. 1. 2 図	第 5. 11. 2 図
第 9. 3. 1 図	第 5. 11. 3 図
第 9. 3. 2 図	第 5. 11. 4 図
第 9. 3. 3 図	第 5. 11. 5 図
第 9. 3. 4 図	第 5. 11. 6 図
第 9. 3. 5 図	第 5. 11. 7 図
第 9. 3. 6 図	第 5. 11. 8 図
第 9. 3. 7 図	第 5. 11. 9 図
第 10. 1. 1 図	第 7. 1. 1 図
第 11. 1. 1 図	第 8. 3. 1 図

変 更 前	変 更 後
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. 2. 1 図	第 8. 1. 1 図
第 12. 1. 1 図	第 5. 12. 1 図
第 12. 2. 1 図	第 8. 2. 1 図
第 12. 2. 2 図	第 8. 2. 2 図
第 12. 2. 3 図	第 8. 2. 3 図
第 12. 2. 4 図	第 8. 2. 4 図
第 12. 2. 5 図	第 8. 2. 5 図
第 12. 2. 6 図	第 8. 2. 6 図
第 12. 2. 7 図	第 8. 2. 7 図
第 12. 3. 1 図	第 6. 9. 1 図
第 12. 4. 1 図	第 10. 4. 1 図
第 12. 5. 1 図	第 10. 6. 1 図

下記項目の記述及び関連図面等を次のとおり変更する。

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

1.1.5 計測制御系統施設設計の基本方針

1.1.6 工学的安全施設設計の基本方針

1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針

1.1.8 物理的分離及び電気的分離に関する基本方針

1.1.9 強度設計の基本方針

1.3 安全機能の重要度分類

1.4 耐震設計

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 竜巻防護に関する基本方針

1.9 火山防護に関する基本方針

1.10 外部火災防護に関する基本方針

1.11 品質保証の基本方針

1.17 原子炉設置変更許可申請（平成 27 年 11 月 5 日申請）に係る安全設計の方針

1.18 参考文献

2. プラント配置

2.3 主要設備

- 4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設
 - 4.1 燃料取扱及び貯蔵設備
 - 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
 - (11) 使用済燃料ピット水位
 - (12) 使用済燃料ピット水位スイッチ
 - (13) 使用済燃料ピット温度
 - (14) 使用済燃料ピット区域エリアモニタ
 - 4.1.1.7 手 順 等
 - 4.1.2 重大事故等時
 - 4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
 - 4.3.1 概 要
 - 4.3.2 設計方針
 - 4.3.2.1 多様性，位置的分散
 - 4.3.2.2 悪影響防止
 - 4.3.2.3 容 量 等
 - 4.3.2.4 環境条件等
 - 4.3.2.5 操作性の確保
 - 4.3.3 主要設備の仕様
 - 4.3.4 試験検査
 - 4.4 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

4.5 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

5. 原子炉冷却系統施設

5.1 一次冷却材設備

5.1.1 通常運転時等

5.1.1.5 主要設備

5.1.1.5.6 弁 類

5.1.1.8 手 順 等

5.1.2 重大事故等時

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

5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

5.11 蒸気タービン及び附属設備

5.11.3 主要設備

5.11.3.2 蒸気タービン設備

5.11.3.2.2 蒸気タービン

(1) 高圧タービン

(2) 低圧タービン

5.11.3.4 給水設備

5.11.3.4.7 補助給水ポンプ

(1) タービン動補助給水ポンプ

5.11.4 タービンミサイルについて

6. 計測制御系統施設

6.3 プロセス計装

6.3.1 概 要

6.3.2 設計方針

6.3.3 主要設備

6.3.3.1 安全保護回路のプロセス計装

6.3.3.2 安全保護回路以外のプロセス計装

(1) 1次冷却系計装

(9) 燃料貯蔵設備計装

(10) そ の 他

(11) 記録及び保存

(12) プラント計算機

6.4 計装設備（重大事故等対処設備）

6.5 試料採取設備

6.5.3 主要設備の仕様

6.5.4 主要設備

(4) 格納容器雰囲気ガス試料採取設備

6.6 原子炉保護設備

6.6.1 概 要

6.6.2 設計方針

6.6.3 主要設備

6.6.3.1 原子炉トリップ遮断器

6.6.5 手 順 等

6.7 工学的安全施設作動設備

6.7.1 概 要

6.7.2 設計方針

6.8 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

6.10 制 御 室

6.10.1 通常運転時等

6.10.1.2 中央制御室

6.10.1.2.1 設計方針

6.10.1.2.2 主要設備

(1) 中央制御盤

(2) 中央制御室

6.10.1.3 中央制御室外原子炉停止装置

6.10.1.4 手 順 等

6.10.2 重大事故等時

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

8.1.1.2 設計方針

8.1.1.3 主要設備の仕様

8.1.1.4 主要設備

(2) 放射線監視設備

b. エリアモニタリング設備

c. 周辺モニタリング設備

(a) 固定モニタリング設備（1号及び2号炉共用）

8.1.1.7 手 順 等

8.1.2 重大事故等時

8.2 換気空調設備

8.2.1 換気設備

8.2.1.1 概 要

8.2.1.2 設計方針

8.2.1.4 主要設備

(2) 補助建屋換気空調設備

e. 中央制御室空調装置

(5) 緊急時対策所換気設備

8.2.2 安全補機室空気浄化設備

8.2.2.2 設計方針

8.3 遮蔽設備

8.3.1 概 要

8.3.2 設計方針

8.3.4 主要設備

(6) 中央制御室遮蔽

(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

9.1.2 重大事故等時

9.3 アニュラス空気浄化設備

9.3.2 設計方針

9.4 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

- 9.5 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- 9.6 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- 9.7 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
- 9.8 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
- 9.9 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- 9.10 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

(その1 275kV 送電線を主回線とする前)

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 概 要

10.1.2 設計方針

10.1.3 主要設備

10.1.4 試験検査

10.1.5 手 順 等

10.2 代替電源設備

10.3 常用電源設備

10.3.1 概 要

10.3.2 設計方針

10.3.3 主要設備

10.3.3.1 送 電 線

10.3.3.2 開 閉 所

10.3.3.3 発電機及び励磁装置

10.3.3.4 主要変圧器

10.3.3.5 所内高圧系統

- 10.3.3.6 所内低圧系統
- 10.3.3.7 直流電源設備
- 10.3.3.8 計測制御用電源設備
- 10.3.3.9 制御棒駆動装置用電源設備
- 10.3.3.10 作業用電源設備
- 10.3.3.11 電 線 路
- 10.3.3.12 事故時母線切替え
- 10.3.4 試験検査
- 10.3.5 手 順 等
- 10.4 補助蒸気設備
- 10.4.2 設計方針
- 10.4.4 主要設備
 - (2) 補助ボイラ（1号及び2号炉共用）
- 10.5 火災防護設備
- 10.7 津波及び内部溢水に対する浸水防護設備
- 10.8 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラに係るものを除く。）
- 10.9 非常用取水設備
- 10.10 緊急時対策所
- 10.12 安全避難通路等
- 10.13 通信連絡設備（1号及び2号炉共用，一部既設）
- 10.14 参考文献

（その2 275kV 送電線を主回線とした後）

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 概 要
 - 10.1.2 設計方針
 - 10.1.3 主要設備
 - 10.1.4 試験検査
 - 10.1.5 手 順 等
- 10.2 代替電源設備
- 10.3 常用電源設備
 - 10.3.1 概 要
 - 10.3.2 設計方針
 - 10.3.3 主要設備
 - 10.3.3.1 送 電 線
 - 10.3.3.2 開 閉 所
 - 10.3.3.3 発電機及び励磁装置
 - 10.3.3.4 主要変圧器
 - 10.3.3.5 所内高圧系統
 - 10.3.3.6 所内低圧系統
 - 10.3.3.7 直流電源設備
 - 10.3.3.8 計測制御用電源設備
 - 10.3.3.9 制御棒駆動装置用電源設備
 - 10.3.3.10 作業用電源設備
 - 10.3.3.11 電線路
 - 10.3.3.12 事故時母線切替え
 - 10.3.4 試験検査
 - 10.3.5 手 順 等

- 10.4 補助蒸気設備
- 10.5 火災防護設備
- 10.7 津波及び内部溢水に対する浸水防護設備
- 10.8 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラに係るものを除く。）
- 10.9 非常用取水設備
- 10.10 緊急時対策所
- 10.12 安全避難通路等
- 10.13 通信連絡設備（1号及び2号炉共用，一部既設）
- 10.14 参考文献

- 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 保守管理

- 12. 品質保証活動

表

第 1.1.1 表	重大事故等対処設備の設備分類等
第 1.3.1 表	安全上の機能別重要度分類
第 1.3.2 表	原子炉施設の安全上の機能別重要度分類
第 1.4.1 表	クラス別施設
第 1.4.2 表	重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類
第 1.5.1 表	入力津波高さ一覧表
第 1.5.2 表	津波防護対策の設備分類と設置目的
第 1.5.3 表	流入経路特定結果
第 1.5.4 表	各経路からの流入評価結果
第 1.5.5 表	津波防護対象範囲の分類
第 1.7.1 表	溢水評価上想定する起因事象（運転時の異常な過渡変化）
第 1.7.2 表	溢水評価上想定する起因事象（設計基準事故）
第 1.7.3 表	溢水評価上想定する事象とその対処系統
第 1.7.4 表	溢水から防護すべき系統設備
第 1.8.1 表	敦賀発電所における設計飛来物
第 1.8.2 表	設計竜巻から防護する施設及び竜巻対策等
第 1.8.3 表	竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設及び竜巻対策等
第 1.9.1 表	降下火砕物に対する主な設計対象施設
第 1.10.1 表	外部火災にて想定する火災
第 1.10.2 表	外部火災防護施設
第 1.10.3 表	評価対象となる危険物タンク
第 1.10.4 表	落下事故のカテゴリと対象航空機
第 1.10.5 表	ばい煙等による影響評価
第 1.17.1 表	試験及び検査が可能な設計とする対象設備

- 第 4.1.1 表 燃料取扱及び貯蔵設備の設備仕様
- 第 4.1.2 表 燃料取扱及び貯蔵設備（重大事故等時）の設備仕様
- 第 4.3.1 表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（常設）の設備仕様
- 第 4.3.2 表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（可搬型）の設備仕様
- 第 5.1.9 表 1 次冷却設備主要弁類の設備仕様
- 第 5.1.15 表 1 次冷却設備（重大事故等時）の設備仕様
- 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（常設）の設備仕様
- 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（常設）の設備仕様
- 第 5.5.2 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（可搬型）の設備仕様
- 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（常設）の設備仕様
- 第 5.6.2 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（可搬型）の設備仕様
- 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（常設）の設備仕様
- 第 5.10.2 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（可搬型）の設備仕様
- 第 5.11.2 表 蒸気タービン設備の設備仕様
- 第 6.3.1 表 安全保護回路のプロセス計装
- 第 6.3.2 表 事故時必要なパラメータ
- 第 6.4.1 表 計装設備（常設）の設備仕様
- 第 6.4.2 表 計装設備（可搬型）の設備仕様

- 第 6.4.3 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）
- 第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定
- 第 6.5.1 表 試料採取設備の設備仕様
- 第 6.8.1 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（常設）の設備仕様
- 第 6.10.2 表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備仕様
- 第 6.10.3 表 中央制御室（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様
- 第 8.1.1 表 放射線管理設備の設備仕様
- 第 8.1.2 表 監視測定設備（常設）の設備仕様
- 第 8.1.3 表 監視測定設備（可搬型）の設備仕様
- 第 8.2.2 表 補助建屋換気空調設備の設備仕様
- 第 8.2.5 表 中央制御室空調装置（重大事故等時）（常設）の設備仕様
- 第 8.2.6 表 中央制御室空調装置（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様
- 第 8.2.7 表 緊急時対策所換気設備（重大事故等時）（常設）の設備仕様
- 第 8.2.8 表 緊急時対策所換気設備（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様
- 第 9.1.2 表 原子炉格納施設（重大事故等時）の設備仕様
- 第 9.4.1 表 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（常設）の設備仕様
- 第 9.4.2 表 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（可搬型）の設備仕様
- 第 9.5.1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（常設）の設備仕様
- 第 9.5.2 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（可搬型）の設備仕様
- 第 9.6.1 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（常設）の設備仕様

第 9.7.1 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（常設）の設備仕様

第 9.7.2 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（可搬型）の設備仕様

第 9.8.1 表 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（常設）の設備仕様

第 9.8.2 表 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（可搬型）の設備仕様

第 9.9.1 表 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（常設）の設備仕様

第 9.9.2 表 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（可搬型）の設備仕様

第 9.10.1 表 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（常設）の設備仕様

第 9.10.2 表 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（可搬型）の設備仕様

（その 1 275kV 送電線を主回線とする前）

第 10.1.1 表 メタルクラッド開閉装置の主要仕様

第 10.1.2 表 パワーセンタの主要仕様

第 10.1.3 表 ディーゼル発電機の主要仕様

第 10.1.4 表 直流電源設備の主要仕様

第 10.1.5 表 計測制御用電源設備の主要仕様

第 10.2.1 表 電源設備（常設）の設備仕様

第 10.2.2 表 電源設備（可搬型）の設備仕様

第 10.3.1 表 送電線の主要仕様

第 10. 3. 2 表	開閉所機器の主要仕様
第 10. 3. 3 表	発電機及び励磁装置の主要仕様
第 10. 3. 4 表	主要変圧器の主要仕様
第 10. 5. 1 表	消火設備の主な故障警報
第 10. 5. 2 表	火災感知設備の火災感知器の概略
第 10. 5. 3 表	消火設備の概略仕様
第 10. 7. 1 表	浸水防護設備の設備仕様
第 10. 8. 1 表	補機駆動用燃料設備の設備仕様
第 10. 9. 1 表	非常用取水設備の設備仕様
第 10. 10. 1 表	緊急時対策所の設備仕様
第 10. 10. 2 表	緊急時対策所（重大事故等時）（常設）の設備仕様
第 10. 10. 3 表	緊急時対策所（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様
第 10. 13. 1 表	通信連絡設備の主要仕様
第 10. 13. 2 表	通信連絡を行うために必要な設備（常設）の設備仕様
第 10. 13. 3 表	通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の設備仕様
（その 2 275kV 送電線を主回線とした後）	
第 10. 1. 1 表	メタルクラッド開閉装置の主要仕様
第 10. 1. 2 表	パワーセンタの主要仕様
第 10. 1. 3 表	ディーゼル発電機の主要仕様
第 10. 1. 4 表	直流電源設備の主要仕様
第 10. 1. 5 表	計測制御用電源設備の主要仕様
第 10. 3. 1 表	送電線の主要仕様
第 10. 3. 2 表	開閉所機器の主要仕様
第 10. 3. 3 表	発電機及び励磁装置の主要仕様
第 10. 3. 4 表	主要変圧器の主要仕様

図

- 第 1.1.1 図 核物質防護に関する緊急時の体制図
- 第 1.1.7.1 図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図（発電所全体）
- 第 1.1.7.2 図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図（地下 3 階）
- 第 1.1.7.3 図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図（地下 2 階）
- 第 1.1.7.4 図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図（地下 1 階）
- 第 1.1.7.5 図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図（1 階）
- 第 1.1.7.6 図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図（2 階）
- 第 1.1.7.7 図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図（3 階）
- 第 1.4.1 図 弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトル
- 第 1.4.2 図 弾性設計用地震動 S_d の時刻歴波形
- 第 1.4.3 図 弾性設計用地震動 S_d と一様ハザードスペクトル
- 第 1.5.1 図(1) 入力津波の時刻歴波形(1)
- 第 1.5.1 図(2) 入力津波の時刻歴波形(2)
- 第 1.5.2 図(1) 基準津波 1 による最高水位分布
- 第 1.5.2 図(2) 基準津波 2 による最高水位分布
- 第 1.5.3 図(1) 基準津波 1 による最大浸水深分布
- 第 1.5.3 図(2) 基準津波 2 による最大浸水深分布
- 第 1.5.4 図 敷地の特性に応じた津波防護の概要
- 第 1.5.5 図 海水ポンプ室の浸水対策の概要
- 第 1.5.6 図 漂流物評価フロー
- 第 1.5.7 図 重大事故等対処施設の津波防護対象範囲
- 第 1.10.1 図 防火帯設置図
- 第 1.10.2 図 評価対象となる危険物タンクの配置図
- 第 1.10.3 図 自衛消防組織体制図

- 第 1.17.1 図 発電所周辺における地滑り地形分布図
- 第 2.4.1 図 発電所全体配置図
- 第 4.1.1 図 燃料取扱設備説明図(1)
- 第 4.1.2 図 燃料取扱設備説明図(2)
- 第 4.3.1 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図(1)
- 第 4.3.2 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図(2)
- 第 4.3.3 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図(3)
- 第 5.1.2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ説明図
- 第 5.1.11 図 弁のステムリークオフ説明図
- 第 5.4.1 図 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概要図(1)
- 第 5.4.2 図 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概要図(2)
- 第 5.4.3 図 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概要図(3)
- 第 5.4.4 図 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概要図(4)
- 第 5.4.5 図 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概要図(5)
- 第 5.4.6 図 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概要図(6)
- 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(1)
- 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(2)

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
(3)

第 5.5.4 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
(4)

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(1)

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(2)

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(3)

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(4)

第 5.6.5 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(5)

第 5.6.6 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(6)

第 5.6.7 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(7)

第 5.6.8 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(8)

第 5.6.9 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(9)

第 5.6.10 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(10)

第 5.6.11 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(11)

第 5.6.12 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(12)

第 5.6.13 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(13)

第 5.6.14 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(14)

第 5.6.15 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(15)

第 5.6.16 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(16)

第 5.6.17 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(17)

第 5.6.18 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(18)

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(1)

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(2)

第 5.10.3 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(3)

第 5.10.4 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(4)

第 5.10.5 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(5)

第 5.11.4 図 蒸気タービン断面説明図

第 6.5.2 図 格納容器雰囲気ガス試料採取系統説明図

第 6.6.1 図 原子炉保護設備説明図 (2 out of 4 の場合)

第 6.8.1 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系統概
要図(1)

- 第 6.8.2 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系統概要図(2)
- 第 6.8.3 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(3)
- 第 6.8.4 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(4)
- 第 6.8.5 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(5)
- 第 6.10.1 図 中央制御室の設備系統概要図
- 第 8.1.2 図 監視測定設備配備概要図
- 第 8.2.1 図 格納容器換気空調設備系統説明図
- 第 8.2.6 図 補助建屋換気空調設備系統説明図（中央制御室）
- 第 8.3.1 図 遮蔽設計区分図（地下 4 階，地下 3 階）
- 第 8.3.2 図 遮蔽設計区分図（地下 2 階）
- 第 8.3.3 図 遮蔽設計区分図（地下 1 階）
- 第 8.3.4 図 遮蔽設計区分図（1 階）
- 第 8.3.5 図 遮蔽設計区分図（2 階）
- 第 8.3.6 図 遮蔽設計区分図（3 階）
- 第 8.3.7 図 遮蔽設計区分図（雑固体処理建屋）
- 第 9.4.1 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図(1)
- 第 9.4.2 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図(2)
- 第 9.4.3 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図(3)
- 第 9.4.4 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図(4)
- 第 9.4.5 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図(5)
- 第 9.4.6 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図(6)

- 第 9.4.7 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図(7)
- 第 9.5.1 図 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(1)
- 第 9.5.2 図 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(2)
- 第 9.5.3 図 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(3)
- 第 9.5.4 図 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(4)
- 第 9.5.5 図 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(5)
- 第 9.5.6 図 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(6)
- 第 9.6.1 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
(1)
- 第 9.6.2 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
(2)
- 第 9.6.3 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
(3)
- 第 9.7.1 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(1)
- 第 9.7.2 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(2)
- 第 9.7.3 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(3)
- 第 9.8.1 図 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概
要図(1)
- 第 9.8.2 図 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概
要図(2)
- 第 9.9.1 図 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概要図
(1)

第 9.9.2 図 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概要図
(2)

第 9.9.3 図 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概要図
(3)

第 9.9.4 図 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概要図
(4)

第 9.9.5 図 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概要図
(5)

第 9.10.1 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図(1)

第 9.10.2 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図(2)

第 9.10.3 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図(3)

第 9.10.4 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図(4)

第 9.10.5 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図(5)

第 9.10.6 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図(6)

第 9.10.7 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図(7)

第 9.10.8 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図(8)

第 9.10.9 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図(9)

第 9.10.10 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図(10)

第 9.10.11 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図(11)

第 9.10.12 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図(12)

第 9.10.13 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図(13)

第 9.10.14 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図(14)

第 9.10.15 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図(15)

第 9.10.16 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図(16)

(その 1 275kV 送電線を主回線とする前)

- 第 10.1.1 図 所内単線結線図
- 第 10.1.2 図 工学的安全施設作動時におけるディーゼル発電機の負荷曲線
- 第 10.1.3 図 直流単線結線図
- 第 10.1.4 図 計測制御用電源設備単線結線図
- 第 10.2.1 図 電源設備系統概要図(1)
- 第 10.2.2 図 電源設備系統概要図(2)
- 第 10.2.3 図 電源設備系統概要図(3)
- 第 10.2.4 図 電源設備系統概要図(4)
- 第 10.3.1 図 送電系統概要図
- 第 10.3.2 図 開閉所単線結線図
- 第 10.5.1 図 系統分離に応じた独立性を考慮したハロゲン化物消火設備概要図
- 第 10.5.2 図 ハロゲン化物消火設備概要図
- 第 10.5.3 図 二酸化炭素消火設備概要図
- 第 10.9.1 図 非常用取水設備概要図
- (その 2 275kV 送電線を主回線とした後)
- 第 10.1.1 図 所内単線結線図
- 第 10.1.2 図 工学的安全施設作動時におけるディーゼル発電機の負荷曲線
- 第 10.1.3 図 直流単線結線図
- 第 10.1.4 図 計測制御用電源設備単線結線図
- 第 10.3.1 図 送電系統概要図
- 第 10.3.2 図 開閉所単線結線図

記号一覧表

	仕切弁, 玉形弁又は ダイヤモンド弁		蝶形弁 (換気系)
	蝶形弁		ダンパ (換気系)
	ニードル弁		ダンパ (換気系)
	逆止弁		蒸気発生器
	電動弁		熱交換器及び冷却器
	電磁弁		遠心式ポンプ
	空気作動弁		"
	直動弁		送風機又は圧縮機
	安全弁又は逃がし弁		送風機
	三方弁		流量計
	アングル弁		水位計
	通常運転時閉鎖弁		圧力計
	通常運転時開放弁		温度計
	フィルタ		放射線モニタ
	ストレーナ		
	絞り (ノズル又はオリフィス)		
	ディスタンスピース		
	接続部		

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

原子炉施設は、以下の基本の方針のもとに安全設計を行い、「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。）等の関係法令の要求を満足するとともに、「実用発電用原子炉及びその附属設備の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に適合する構造とする。

1.1.1.1 放射線被ばく

平常運転時、発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等に対し、「原子炉等規制法」に基づき定められている線量限度を超える放射線被ばくを与えないようにする。さらに、設計に当たっては発電所周辺の一般公衆に対し、「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」に定められている線量目標値を超える放射線被ばくを与えないように努める。

1.1.1.2 異常時過渡時対応

原子炉施設は、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、原子炉の固有の安全性並びに安全保護回路の動作により、過渡変化が安全に終止するよう設計する。

1.1.1.3 多重防護

燃料体から放出される放射性核分裂生成物が、発電所周辺に放散されるの

を防ぐための防壁を何重にも設け、万一事故が起こった場合にも発電所周辺の一般公衆の安全を確保する。

1.1.1.4 外部からの衝撃

安全施設は、発電所敷地で想定される洪水、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、森林火災及び高潮の自然現象（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、高潮に対して安全施設は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。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。

また、自然現象の組合せにおいては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを設計上考慮する。

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、適切に組み合わせる。

また、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飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害により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人為事象のうち、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、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

ここで、想定される自然現象及び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

原子炉施設への人の不法な侵入を防止するため、核物質防護対策として、安全機能を有する構築物、系統及び機器を含む区域を設定し、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防護して、点検、確認等を行うことにより、接近管理及び出入管理を行える設計とする。

また、探知施設を設け、警報、映像監視等、集中監視するとともに、外部との通信連絡を行う設計とする。さらに、防護された区域内においても、施錠管理により、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接近を防止する設計とする。

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、持込み検査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、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

ス行為を受けることがないように、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

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、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. 原子炉施設への人の不法な侵入等のうち、不正アクセス行為を防止することを目的に、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の実施する。

b. 原子炉施設への人の不法な侵入等のうち、不正アクセス行為を防止することを目的に、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、接近管理及び出入管理を実施する。接近管理及び出入管理は、安全機能を有する構築物、系統及び機器を含む区域の設定、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，物品の持込み検査並びに警備員による監視及び巡視を行う。

- ・ 接近管理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。
- ・ 接近管理及び出入管理に係る設備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。
- ・ 接近管理及び出入管理に係る教育を定期的の実施する。

1.1.1.6 共 用

重要安全施設は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には，共用又は相互に接続することを考慮する。

また，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，原子炉施設の安全性を損なうことのないように設計する。

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，重要度の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、重要度の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、若しくは長期間では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、重要度の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とする。

(2) 手 順 等

- a. アニュラス空気浄化設備のダクトの一部、安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部並びに中央制御室換気空調設備の中央制御室非常用循環フィルタユニット及びダクトの一部に要求される機能を維持するため、保守計画に基づき適切に保守管理を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。
- b. アニュラス空気浄化設備のダクトの一部、安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部並びに中央制御室換気空調設備の中央制御室非常用循環フィルタユニット及びダクトの一部に係る保守・点検に関する教育を定期的の実施する。

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、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 誤操作防止及び容易な操作

(1) 設計方針

原子炉施設は、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、原子炉の固有の安全性及び安全保護回路の動作により、過渡変化が安全に終止する設計とする。

原子炉施設は、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現場操作場所において容易に設備を操作することができる設計とする。

(2) 手 順 等

- a. 現場手動弁の色分け及び保守・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. 中央制御室換気空調設備については、閉回路循環運転に関する運転手順を定め運用する。
- 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を定め運用する。
- d. 地震発生時は中央制御室内の手摺にて身体の安全確保に努めるとともに、操作を中止し安全確保に努めるよう規定類に定め運用する。
- e. 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、必要に応じ補修を実施する。
- f. 識別管理、施錠管理に関する教育を実施する。また、換気空調設備、

照明設備に関する運転・操作及び保守・点検についても教育を実施する。

g. 消防訓練を実施し、初期消火活動要員としての資質の向上を図る。

1.1.1.11 避難通路，照明，通信連絡設備

原子炉施設には，標識を設置した安全避難通路，避難用及び作業用照明，通信連絡設備等を設ける設計とする。

1.1.1.12 全交流動力電源喪失対策設備

全交流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約 28 分間，原子炉を安全に停止し，かつ，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必要な容量の蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）を設ける設計とする。

1.1.5 計測制御系統施設設計の基本方針

1.1.5.1 原子炉制御設備

運転及び制御保護動作に必要な中性子束，温度，圧力等を測定する原子炉計装及びプロセス計装を設けるとともに，通常運転時に起こり得る設計負荷変化に対して自動的に原子炉を制御する原子炉制御設備を設ける。

1.1.5.2 監視警報装置

通常運転時に異常，故障が発生した場合は，これを早期に検知し所要の対策が講じられるように中性子束，温度，圧力，放射能等を常時自動的に監視し，警報を発する装置を設ける。

また，誤動作・誤操作による異常，故障の拡大を防止し事故への発展を確実に防止するようにインターロックを設ける。

1.1.5.3 原子炉保護設備

炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損われることのないように異常状態へ接近するのを検知し，原子炉トリップを行うため原子炉保護設備を設ける。原子炉保護設備は，必要な場合に確実に作動するように多重性及び独立性を備え，単一故障によって保護機能を喪失しない設計とするとともに，駆動源が喪失した場合には，最終的に安全な状態に落ち着く設計とする。また，これら保護機能が喪失していないことを運転中に確認できるような設計とする。

1.1.5.4 工学的安全施設作動設備

1 次冷却材喪失等の設計基準事故時に，炉心及び格納容器バウンダリを保護し発電所周辺の一般公衆の安全を確保するため，工学的安全施設を作動さ

せる工学的安全施設作動設備を設ける。工学的安全施設作動設備は，原子炉保護設備と同様に高い信頼性が得られるように設計する。

1.1.5.5 安全保護回路不正アクセス防止

安全保護回路への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。

1.1.6 工学的安全施設設計の基本方針

原子炉施設の損壊又は故障等による原子炉内の燃料体の破損等により、大量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、これを抑制又は防止するための機能を有する施設として、非常用炉心冷却設備、原子炉格納施設、原子炉格納容器スプレイ設備、アニュラス空気浄化設備及び安全補機室空気浄化設備からなる工学的安全施設を設け、次の方針に基づき設計する。

1.1.6.1 外部電源喪失時の多重性又は多様性及び独立性

工学的安全施設の作動が必要となったときに、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機能を発揮できるように、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える。

1.1.6.2 試験検査

工学的安全施設は、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、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。

1.1.6.3 工学的安全施設の環境条件

工学的安全施設は、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ている全ての環境条件においてその機能が発揮できる設計とする。

1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針

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、使用済燃料ピット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必要な措置を講じた設計とする。

重大事故等対処設備については、種別として重大事故等対処設備のうち常設のものと可搬型のものがあるが、以下のとおり分類する。

(1) 重大事故等対処設備のうち常設のもの（常設重大事故等対処設備）

a. 常設重大事故防止設備

重大事故防止設備のうち常設のもの。

「1.4.2.2 重大事故等対処施設の設備分類」の(1)常設重大事故防止設備に同じ。

a-1. 常設耐震重要重大事故防止設備

a. であって耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備を有する機能を代替するもの。

「1.4.2.2 重大事故等対処施設の設備分類」の(1)a. 常設耐震重要重大事故防止設備に同じ。

a-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

a. であってa-1. 以外のもの。

「1.4.2.2 重大事故等対処施設の設備分類」の(1)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に同じ。

b. 常設重大事故緩和設備

重大事故緩和設備のうち常設のもの。

「1.4.2.2 重大事故等対処施設の設備分類」の(2)常設重大事故緩和

設備に同じ。

c. 常設重大事故等対処設備（防止・緩和以外）

常設重大事故等対処設備のうち a. b. 以外の常設設備で、防止又は緩和の機能のないもの。

(2) 重大事故等対処設備のうち可搬型のもの

a. 可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備のうち持ち運びが可能な設備。

「1.4.2.2 重大事故等対処施設の設備分類」の(3)可搬型重大事故等対処設備に同じ。

第 1.1.1 表「重大事故等対処設備の設備分類等」に、重大事故等対処設備の種別、設備分類、重大事故等クラスを示す。

常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故防止設備及び可搬型重大事故等対処設備のうち防止機能を持つものについては、重大事故等対処設備が代替する機能を有する設計基準事故対処設備とその耐震重要度分類を併せて示す。

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、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系を考慮する。

自然現象については、地震、津波、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、森林火災及び高潮を考慮する。

地震、津波以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。

地震，津波を含む自然現象の組合せについては，それぞれ「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」にて考慮する。

外部人為事象については，飛来物（航空機落下），ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮する。

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。

建屋及び地中の配管カルバートについては，地震，津波，火災及び外部からの衝撃による損傷の防止が図られた設計とする。

重大事故緩和設備についても，可能な限り多様性を考慮する。

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に，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た設計とする。ただし，常設重大事故防止設備のうち計装設備について，重要代替パラメータ（当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器を除く。）による推定は，重要な監視パラメータと異なる物理量（水位，注水量等）又は測定原理とすることで，重要な監視パラメータ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。重要代替パラメータは重要な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）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに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。

地震及び地滑りに対して常設重大事故防止設備は、「1.17 原子炉設置変更許可申請（平成 27 年 11 月 5 日申請）に係る安全設計の方針」に基づく地盤上に設置する。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、「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及び使用済燃料ピット水浄化冷却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と位置的分散を図り、溢水量による溢水水位を考慮した高所に設置する。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対して屋内の常設重大事故防止設備は、建屋内に設置する。屋外の常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等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を防護するとともに、設計基準事故対処設備と位置的分散を図り設置する。落雷に対して空冷式非常用発電機は、避雷設備又は接地設備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安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。生物学的事象のうち、くらげ等の海洋生物に対して屋外の常設重大事故等対処設備は、多重性をもつ設計とする。

高潮に対して常設重大事故防止設備（非常用取水設備を除く。）は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。

飛来物（航空機落下）に対して常設重大事故防止設備は、原則として建屋内に設置する。常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等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と位置的分散を図り設置する。

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。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、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、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と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とし、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と可能な限り異なる水源を持つ設計とする。

b. 可搬型重大事故等対処設備

可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処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、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、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た設計とする。

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から 100m 以上の離隔距離を確保した保管場所に保管する。

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）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに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。

地震及び地滑りに対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「1.17 原子炉設置変更許可申請（平成 27 年 11 月 5 日申請）に係る安全設計の方針」に基づき設置された建屋内に保管する。屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管する。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」にて考慮された設計とする。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及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等並びに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、溢水量による溢水水位を考慮した可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管する。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、建屋内に保管する。屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等並びに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を防護するとともに、設計基準事故対処設備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った可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管する。竜巻飛来物に対して屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、可搬型重大事故等対処設備保管用トンネルの竜巻飛来物防護対策設備により影響を受けない設計とする。生物学的事象のうち、くらげ等の海洋生物に対して屋外の可搬型重大事故等対処設備は、複数の取水箇所を選定できる設計とする。

高潮に対して、可搬型重大事故等対処設備は、高潮の影響を受けない敷地高さに保管する。

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対して可搬型重大事故等対処設備は、原則として建屋内に保管する。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った場所に保管する。屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、航空機衝突に対して頑健性を有する可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管、若しくは設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋、屋外の常設重大事故等対処設備のそれぞれから

100m 以上の離隔距離を確保した場所，又は屋外の設計基準事故対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した場所に保管する。

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。

また，発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち，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，可搬型重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源，冷却源を用いる設計とし，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。

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

可搬型重大事故等対処設備のうち，原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と，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，建屋の異なる面の隣接しない位置に，適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。

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，屋内又は建屋面に設置する場合は異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所，屋外に設置する場合は接続口から建屋又は地中の配管カルバートまでの経路について十分な離隔距離を確保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）及び竜巻のうち風荷重，凍結，降水，積雪，火山の影響並びに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。

地震及び地滑りに対して屋内に設置する場合は，「1.17 原子炉設置

変更許可申請（平成 27 年 11 月 5 日申請）に係る安全設計の方針」に基づく地盤上に、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に設置するとともに、接続口から建屋又は地中の配管カルバートまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。地震、津波、溢水及び火災に対しては、「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」に基づく設計とし、溢水量による溢水水位を考慮した高所に設置する。屋内に設置する場合は異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は接続口から建屋又は地中の配管カルバートまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。

風（台風），竜巻，落雷，生物学的事象，森林火災，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス及び船舶の衝突に対して屋内に設置する場合は，異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は，接続口から建屋又は地中の配管カルバートまでの経路について十分な離隔距離を確保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安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。

高潮に対して接続口は，高潮の影響を受けない位置に設置する。

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対しては，損傷状況を考慮して屋内に設置する場合は異なる建屋面の適切な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は接続口から建屋又は地中の配管カルバートまでの経路について

十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。

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。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、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、計測制御回路がないことから影響はうけない。

ただし、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却は、補助給水ポンプへの給水源となる復水タンクの補給により行うが、可搬型代替注水中型ポンプを用いた復水タンクの補給は、その接続口を適切な離隔距離をもって複数箇所設置することができないことから、別の機能である A、B 原子炉補機冷却海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの海水の直接給水により行うため、復水タンクの補給のための接続口と復水タンクから原子炉建屋までの経路と、A、B 原子炉補機冷却海水ポンプから地中の海水管カルバートまでの経路は、独立した経路として設計する。代替炉心注水としての水源である燃料取替用水タンク及び復水タンクは、壁により分離された位置に設置することで位置的分散を図っているが、十分な離隔距離を確保できないことから、別手段として可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水を行うため、可搬型低圧代替注水ポンプの接続口は、原子炉補助建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する設計とする。また、複数の機能で一つの接続口を同時に使用しない設計とする。

(2) 悪影響防止

重大事故等対処設備は原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。）に対して悪影響を及ぼさないように、以下の措置を講じた設計とする。

他の設備への悪影響としては、他設備への系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、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する。

他設備への系統的な影響（電氣的な影響を含む。）に対しては、重大事故等対処設備は、他の設備に悪影響を及ぼさないように、弁の閉止等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離をすること、通常時の分離された状態から接続により重大事故等対処設備としての系統構成をすること、又は他の設備から独立して単独で使用可能なこと、並びに通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての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。特に放射性物質又は海水を含む系統と、含まない系統を分離する場合は、通常時に確実に閉止し、使用時に通水できるようにディスタンススペースを設けることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

同一設備の機能的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、要求される機能が複数ある場合は、原則、同時に複数の機能で使用しない設計とする。ただし、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、被ばく低減を図れるものは、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を合わせた容量とし、兼用できる設計とする。容量の設定根拠については、「1.1.7.2 容量等」に記載する。

地震による影響に対しては、重大事故等対処設備は、地震によりに他設備に悪影響を及ぼさないように、また、地震による火災源、溢水源とならないように、耐震設計を行うとともに、可搬型重大事故等対処設備は、設置場所での固縛等による固定が可能な設計とする。

地震に対する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」に示す。

地震起因以外の火災による影響に対しては、重大事故等対処設備は、火災発生防止、感知、消火による火災防護を行う。

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。

地震起因以外の溢水による影響に対しては、想定する重大事故等対処設備の破損等により生じる溢水により、他設備に悪影響を与えない設計とする。放水砲による建屋への放水により、屋外の設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

風（台風）及び竜巻による影響については、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屋内に設置又は保管することで、他設備に悪影響を及ぼさ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、風荷重を考慮し、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛等の措置をとり、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。（「1.1.7.3 環境条件等」）

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機器の損壊、高速回転機器の破損、ガス爆発及び重量機器の落下を考慮する。重大事故等対処設備としては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器、爆発性ガスを内包する機器及び落下を考慮すべき重量機器はないが、高速回転機器については、飛散物とならない設計とする。

(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、共用対象の施設毎に要求される技術的要件（安全機能）を満たしつつ、2 以上の原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する

場合であって、更に同一の発電所内の他の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。

共用する設備は、通信連絡設備である。

通信連絡設備は、号炉に区別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（事故処置を含む。）を行うことができ、安全性の向上が図れることから、1号及び2号炉で共用する設計とする。

通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないように、必要な容量を確保するとともに、号炉に区別なく通信連絡できる設計とする。

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、これらの系統の組み合わせにより達成する。

「容量等」とは、必要となる機器のポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁放出流量、発電機容量及び蓄電池容量並びに計装設備の計測範囲及び作動信号の設定値とする。

事故対応手段の系統設計において、常設重大事故等対処設備のうち異なる目的を持つ設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するものについては、設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準事故対処設備の容量等の仕様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事故対処設備の系統及び機器を

使用するもので、重大事故等時に設計基準事故対処設備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設計基準事故対処設備以外の系統及び機器を使用するものについては、常設重大事故等対処設備単独で、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。

(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、これらの系統の組み合わせにより達成する。

「容量等」とは、必要となる機器のポンプ流量、タンク容量、発電機容量及びボンベ容量並びに計装設備の計測範囲とする。

可搬型重大事故等対処設備の容量等は、系統の目的に応じて1セットで必要な容量等を有する設計とする。これを複数セット保有することにより、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、被ばく低減を図れるものは、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、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する電源設備及び注水設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備を1基当たり2セット以上持つことに加え、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を発電所全体で確保する。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ボンベ等は、1負荷当たり1セットに、発電所全体で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を加えた容量等を確保する。ただし、保守点検が目視点検等であり保守点検中でも使用可能なものについては、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップを考慮する。

1.1.7.3 環境条件等

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に、その設置（使用）・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。

重大事故等発生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、屋外の天候による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害による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環境圧力を踏まえた圧力、温度、機械的荷重に加えて、自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。地震以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。地震を含む自然現象の組合せについては、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」にて考慮する。

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）・保管する場所に応じて、以下の設備分類毎に、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、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。操作は中央制御室から可能な

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。

中央制御室内、原子炉補助建屋内、原子炉建屋内、緊急時対策所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。このうち、インターフェイスシステム L O C A 時、蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗時又は使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。特に、使用済燃料ピット状態監視カメラは、使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。操作は中央制御室、異なる区画（フロア）又は離れた場所から若しくは設置場所で可能な設計とする。

屋外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。操作は中央制御室から可能な設計又は設置場所で可能な設計とするか、人が携行して使用可能な設計とする。また、地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響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、固縛等の措置をとる。

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。ただし、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。設計基準対処施設として淡水を通水するが、重大事故等時に海水を通水する可能性のある重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計と

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。

電磁的障害による影響に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても電磁的障害によりその機能が損なわれない設計とする。

また、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。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が溢水によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、想定される溢水水位よりも高所に設置し、可搬型重大事故等対処設備は、必要により想定される溢水水位よりも高所に保管する。

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。

重大事故等対処設備の設置場所は、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、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定し、設置場所で操作可能な設計とする。

放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により設置場所で操作可能な設計とするか、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）又は離れた場所から遠隔で、若しく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。

可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、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、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を

選定するが、放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により、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

(1) 操作性の確保

想定される重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備を確実に操作できるように、手順書の整備、訓練・教育による実操作及び模擬操作を行う。

手順に定めた操作を確実なものとするため、操作環境として、重大事故等時の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とする。

(「1.1.7.3 環境条件等」)

操作するすべての設備に対し、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に、必要に応じて常設の足場を設置するか、操作台を近傍に常設又は配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。

操作準備として、一般的に用いられる工具又は取付金具を用いて、確実に作業ができる設計とする。専用工具は、作業場所の近傍又はアクセスルート上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の運搬、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、設置場所にてアウトリガーの設置又は固縛等により固定できる設計とする。

操作内容として、現場の操作スイッチは、運転員の操作性及び人間工学的観点から考慮した設計とし、現場での操作が可能な設計とする。また、電源操作は、感電防止のため電源の露出部への近接防止を考慮した設計とし、操作に際しては手順通りの操作でなければ接続できない構造の設計とする。

現場で操作を行う弁は、手動操作が可能な弁を設置する。現場での接続作業は、ボルト締めフランジ、コネクタ構造又はより簡便な接続規格等、接続規格を統一することにより、確実に接続ができる設計とする。ディスタンスピースはボルト締めフランジで取り付ける構造とする等操作が確実に行える設計とする。また、重大事故等に対処するために急速な手動操作を必要とする機器、弁の操作は、要求時間内に達成できるように中央制御室設置の制御盤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及び人間工学的観点を考慮した設計とする。

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を含めて通常時に使用する系統から系統構成を変更する必要がある設備は、速やかに切替操作可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

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、ケーブルは種別によって規格の統一を考慮したコネクタ又はより簡便な接続規格等を、配管は配管径や内部流体の圧力によって、高圧環境においてはフランジを、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続規格等を用いる設計とする。また、同一ポンプを接続する配管は同口径のフランジ接続とする等、複数の系統での規格の統一も考慮する。

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に、以下の設計とする。

屋内及び屋外アクセスルートは、自然現象、外部人為事象、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に、複数のアクセスルートを確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、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、森林火災及び高潮を考慮し、外部人為事象に対して飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮する。

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。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、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・通路面が直接影響を受けることはないことから屋外及び屋内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、地震及び地滑りによる影響（周辺構造物の倒壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊、道路面のすべり）、その他自然現象による影響（津波による漂流物、風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪及び降下火砕物）を想定し、複数のアクセスルートの中から、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、各水源に応じて障害物を除去可能なホイールローダ 1 台（予備 1 台）、ブルドーザ 1 台（予備 1 台）を保管、使用する。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、道路上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、防潮堤の防護範囲内にアクセスルートを確保する設計とする。高潮に対しては、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確保する設計とする。自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、有毒

ガス及び船舶の衝突に対しては、複数のアクセスルートを確保する設計とする。落雷に対しては避雷設備が必要となる箇所に設定しない設計とする。生物学的事象に対しては、容易に排除可能なことから屋外アクセスルートは影響を受けない。

屋外アクセスルートは、基準地震動に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊に対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する設計とする。

アクセスルートの地盤については、基準地震動による地震力に対して、耐震裕度を有する地盤に設定することで通行性を確保する設計とする、又は、耐震裕度の低い地盤に設定する場合は、道路面のすべりによる崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する設計とする。

不等沈下に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じる設計とする。さらに、地下構造物の損壊が想定される箇所については、陥没対策を講じる設計とする。なお、想定を上回る段差が発生した場合は、土嚢による段差解消対策により対処する。

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は、車両へのスタッドレスタイヤ等装着により通行する。また、地震による薬品タンクからの溢水に対しては、薬品保護具の着用により通行する。なお、車両用のスタッドレスタイヤ等の配備、及び薬品保護具の運用については「添付書類十 5.1 重大事故等対策」に示す。

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は、速やかな消火活動等を実施する。なお、消火活動等の対応については、「添付書類十 5.2 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、及びボンベ口金の通常閉運用）及び火災の拡大防止策については、「火災防護計画」に定める。

屋内アクセスルートは、津波、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、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、高潮）及び外部人為事象（飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、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屋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、溢水等に対して、アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用する。また、地震時に資機材の転倒、散乱により通行が阻害されないように火災の発生防止対策や、通行性確保対策として、撤去出来ない資機材は設置しないこととするとともに、撤去可能な資機材についても必要に応じて固縛等、転倒防止により支障をきたさない措置を講じる。屋内及び屋外アクセスルートにおいては、停電時及び夜間時の確実な運搬や移動のため可搬型照明装置を配備する。なお、これらの運用については「添付書類十 5.1 重大事故等対策」に示す。

(2) 試験・検査等

重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、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（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるように、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮した配置、必要な空間等を備える設計、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設計とするとともに非破壊検査が必要な設備については、試験装置を設置できる設計とする。

これらの試験及び検査については、使用前検査、施設定期検査、定期安

全管理検査，溶接安全管理検査の法定検査を実施できることに加え，保全プログラムに基づく点検，日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。

機能・性能の確認においては，所要の系統機能を確認する設備について，原則，系統試験及び漏えい確認が可能な設計とする。系統試験においては，試験及び検査ができるテストライン等の設備を設置又は必要に応じて準備する。また，悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するため個別に確認を実施するものは，特性及び機能・性能確認が可能な設計とする。

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，運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。ただし，運転中の試験又は検査によって原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は，この限りとしない設計とする。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，その健全性並びに多様性及び多重性を確認するため，各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

運転中における安全保護系に準じる設備である，多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）においては，重大事故等対処設備としての多重性を有さないため，検査実施中に機能自体の維持はできないが，原則として運転中に定期的に健全性を確認するための試験ができる設計とするとともに，原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しない設計とする。

代替電源設備は，系統の重要な部分として適切な定期的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については，原則，分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし，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、分解・開放が不要なものについては、外観の確認が可能な設計とする。

1.1.7.5 各設備の基本設計方針

(1) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、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。使用済燃料ピット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ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の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。

(2) 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット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。

(3) 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

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、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。

(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

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、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。

(5) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

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。

(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

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、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。

(7) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

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。

(8) 計装設備（重大事故等対処設備）

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により、検討した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な原子炉施設の状態を把握するための設備を設置又は保管する。

(9) 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

運転時の異常な過渡変化時において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、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。

(10) 中央制御室（重大事故等時）

中央制御室には、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に必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(11) 放射線管理設備（重大事故等時）

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設置及び保管する。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。

(12) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

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。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、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。

(13) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

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。

(14) 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、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する。

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。

(15) 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

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。

(16) 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

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及び保管する。

(17) 代替電源設備

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、使用済燃料ピット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、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。

(18) 緊急時対策所（重大事故等時）

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に必要な指示を行う発電所災害対策本部要員等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設計とする。

また、緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な要員を収容することができる設計とする。

(19) 通信連絡設備（重大事故等時）

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。

1.1.8 物理的分離及び電氣的分離に関する基本方針

安全保護回路，工学的安全施設等の重要度の特に高い安全機能を有する系統で多重性又は多様性のある系統は，必要に応じて各系列は互いに機器，配管，ケーブル等を適切な離隔距離を取って分離配置，障壁の設置，電氣的に分離する等によって，万一，1つの系列が火災や機器，配管，ケーブル等の破損等により運転不能になっても，他の系列にその影響が波及してその安全機能が喪失しないように，独立性を備えた設計とする。

1.1.9 強度設計の基本方針

発電所の建物，構築物，機器，配管及びそれらの支持構造物は，自重，内圧，外圧，熱荷重，地震荷重等の条件に対し，十分な強度を有し，かつ，その機能を維持できるように設計する。

荷重の組合せと許容応力については，「建築基準法」，「日本建築学会各種構造設計及び計算基準」，「実用発電用原子炉及びその付属設備の技術基準に関する規則」，「実用発電用原子炉及びその付属設備の位置，構造及び設備の基準に関する規則」等に従うものとする。

また，諸外国の規格，基準等を参考にする等，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。

第1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等 (1 / 43)

第43条 重大事故等対処設備

設備 (既設+新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備			設備種別		重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要度分類		常設	可搬	設備分類	重大事故等クラス
ブルドーザ	アクセスルートの確保	—	—		可搬		可搬型重大事故等対処設備	—
ホイールローダ					可搬		可搬型重大事故等対処設備	—

第1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (2/43)
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

設備 (既設+新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
原子炉トリップスイッチ	手動による原子炉 緊急停止	安全保護系シーケンス盤 安全保護系プロセス計装 原子炉計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
制御棒クラスタ				常設 可搬	常設耐震重要重大事故防止設備	—
原子炉トリップしや断器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
多様化自動作動盤 (ATWS緩和 設備)	原子炉出力抑制 (自動)	制御棒クラスタ 原子炉トリップしや断器 安全保護系シーケンス盤 安全保護系プロセス計装 原子炉計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
加圧器逃がし弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
加圧器安全弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
主蒸気逃がし弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
主蒸気安全弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
電動補助給水ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
タービン動補給水ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
復水タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
蒸気発生器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
主蒸気隔離弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第 1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (3 / 4 3)
第 4 4 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

設備 (既設 + 新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
加圧器逃がし弁	原子炉出力抑制 (手動)	制御棒クラスタ 原子炉トリップしや断器 安全保護系シーケンス盤 安全保護系プロセス計装 原子炉計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
加圧器安全弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
主蒸気逃がし弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
主蒸気安全弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
電動補助給水ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
タービン動補助給水ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
復水タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
蒸気発生器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
主蒸気隔離弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
ほう酸タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
ほう酸ポンプ	ほう酸水注入 (ほう酸タンク)	制御棒クラスタ 原子炉トリップしや断器 安全保護系シーケンス盤 安全保護系プロセス計装 原子炉計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
急速ほう酸補給弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
充てん／高圧注入ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
ほう酸フィルタ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
再生熱交換器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等（4／43）
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

設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
充てん／高圧注入ポンプ	ほう酸水注入 （燃料取替用水タン ク（安全注入ライン））	制御棒クラスタ 原子炉トリップしや断器 安全保護系シーケンス盤 安全保護系プロセス計装 原子炉計装	S	常設 可搬	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
ほう酸注入タンク				常設		
燃料取替用水タンク				常設		
充てん／高圧注入ポンプ	ほう酸水注入 （燃料取替用水タン ク（充てんライン））	制御棒クラスタ 原子炉トリップしや断器 安全保護系シーケンス盤 安全保護系プロセス計装 原子炉計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設		
再生熱交換器				常設		

第 1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (5 / 4 3)
第 4 5 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

設備 (既設 + 新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
充てん / 高圧注入ポンプ	1 次冷却系のフュー ドアンドブリード	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 主蒸気逃がし弁 復水タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
加圧器逃がし弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
ほう酸注入タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
高圧注入ポンプ	1 次冷却系のフュー ドアンドブリード	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 主蒸気逃がし弁 復水タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
加圧器逃がし弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉補機冷却海水ポンプ	蒸気発生器 2 次側に よる炉心冷却 (注水)	復水タンク タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
電動補助給水ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
タービン動補助給水ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
主蒸気逃がし弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
蒸気発生器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
海水ストレーナ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第 1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (6 / 4 3)

第 4 5 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

設備 (既設 + 新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
タービン動補給水ポンプ (蒸気 加減弁付)	蒸気発生器 2 次側に よる炉心冷却 (ポンプ) 及び弁の機 能回復)	タービン動補給水ポンプ 電動補給水ポンプ 主蒸気逃がし弁 復水タンク 蒸気発生器 タービン動補給水ポンプ起動 入口弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
電動補給水ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
主蒸気逃がし弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
復水タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
蒸気発生器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
タービン動補給水ポンプ起動 入口弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
蓄圧タンク	蓄圧注入	蓄圧タンク 蓄圧タンク出口弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
蓄圧タンク出口弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
余熱除去ポンプ	炉心冷却 (余熱除去ポンプ)	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
余熱除去冷却器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
余熱除去ポンプ	高圧再循環運転 (余熱除去ポンプ, 高 圧注入ポンプ, 充てん / 高圧注入ポンプ)	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 高圧注入ポンプ 充てん / 高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリー ン	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
余熱除去冷却器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
高圧注入ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
充てん / 高圧注入ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
格納容器再循環サンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
格納容器再循環サンプスクリー ン				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第 1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (7/43)
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

設備 (既設 + 新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
充てん／高圧注入ポンプ	1 次冷却系のフュー ドアンドブリード	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 主蒸気逃がし弁 復水タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
加圧器逃がし弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
ほう酸注入タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
高圧注入ポンプ	1 次冷却系のフュー ドアンドブリード	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 主蒸気逃がし弁 復水タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
加圧器逃がし弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉補機冷却海水ポンプ	蒸気発生器 2 次側に よる炉心冷却 (注水)	復水タンク タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
電動補助給水ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
タービン動補助給水ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
主蒸気逃がし弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
蒸気発生器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
海水ストレーナ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第 1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (8 / 43)
第 4 6 条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

設備 (既設 + 新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
電動補助給水ポンプ	蒸気発生器 2 次側に よる炉心冷却	加圧器逃がし弁	S	常設 可搬	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
タービン動補助給水ポンプ				常設		
復水タンク				常設		
主蒸気逃がし弁				常設		
蒸気発生器				常設		
タービン動補助給水ポンプ (蒸気 加減弁付)	タービン動補助給水 ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ起動 入口弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
タービン動補助給水ポンプ起動 入口弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
主蒸気逃がし弁	主蒸気逃がし弁の 機能回復 (手動)	主蒸気逃がし弁 全交流動力電源 直流電源	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
蓄電池 (重大事故等対処用)	加圧器逃がし弁の 機能回復	全交流動力電源 直流電源 加圧器逃がし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
窒素ポンベ (加圧器逃がし弁用)				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
加圧器逃がし弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第 1.1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (9/43)
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

設備 (既設 + 新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
加圧器逃がし弁	1 次冷却系統の減圧	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
主蒸気逃がし弁	1 次冷却系統の減圧 (インターフェイス システム LOCA 発 生時)	主蒸気逃がし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
加圧器逃がし弁	(蒸気発生器伝熱管 破損発生時)	加圧器逃がし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
余熱除去ポンプ入口弁	余熱除去系統の隔離 (インターフェイス システム LOCA 発 生時)	余熱除去ポンプ入口弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等（10／43）
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

設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
格納容器スプレイポンプ	代替炉心注水 (格納容器スプレイ ポンプ)	余熱除去ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ	S	常設 可搬	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用水タンク		高圧注入ポンプ 余熱除去冷却器		常設		
余熱除去冷却器		燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプスクリーン		常設		
常設低圧代替注水ポンプ				常設		
燃料取替用水タンク	代替炉心注水 (常設低圧代替注水 ポンプ)	余熱除去ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
復水タンク		高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク		常設		
余熱除去冷却器		格納容器再循環サンプスクリーン 全交流動力電源 原子炉補機冷却設備		常設		
可搬型低圧代替注水ポンプ				常設		
中間受槽	代替炉心注水 (可搬型低圧代替注 水ポンプ)	余熱除去ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
余熱除去冷却器		燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプスクリーン 全交流動力電源 原子炉補機冷却設備		可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等 (11/43)
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

設備 (既設+新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
格納容器スプレイポンプ	代替再循環 (格納容器スプレイ ポンプ)	余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク 余熱除去ポンプ側隔離弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
格納容器再循環サンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
格納容器再循環サンプスクリー ン				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
余熱除去冷却器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
充てん/高圧注入ポンプ	炉心注水 (安全注入ライン)	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 格納容器再循環サンプスクリー ン	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
ほう酸注入タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
高圧注入ポンプ	炉心注水 (高圧注入ライン)	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 格納容器再循環サンプスクリー ン	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
充てん/高圧注入ポンプ	代替炉心注水 (自己冷却ライン, 充 てんライン)	全交流動力電源 原子炉補機冷却設備	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
再生熱交換器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第 1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (1 2 / 4 3)
第 4 7 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

設備 (既設 + 新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
余熱除去ポンプ	高圧代替再循環 (余熱除去ポンプ, 高 圧注入ポンプ (代替補 機冷却))	全交流動力電源 原子炉補機冷却設備	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
高圧注入ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
可搬型代替注水大型ポンプ				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
格納容器再循環サンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
格納容器再循環サンプスクリー ン				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
余熱除去冷却器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
海水ストレーナ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉補機冷却水冷却器	蒸気発生器 2 次側に よる炉心冷却	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 全交流動力電源 原子炉補機冷却設備	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
電動補助給水ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
タービン動補助給水ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
復水タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
主蒸気逃がし弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
蒸気発生器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
電動補助給水ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
復水タンク	蒸気発生器 2 次側の フィードアンドブ ード	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 全交流動力電源 原子炉補機冷却設備	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
蒸気発生器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等（13／43）
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

設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
充てん／高圧注入ポンプ	炉心注水 (充てんライン)	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	S	常設 可搬	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設		
再生熱交換器				常設		
余熱除去ポンプ	低圧代替再循環 (余熱除去ポンプ (代 替補機冷却))	全交流動力電源 原子炉補機冷却設備	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
可搬型代替注水大型ポンプ				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
格納容器再循環サン				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
格納容器再循環サンブスクリー				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
余熱除去冷却器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
海水ストレーナ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉補機冷却水冷却器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第 1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (14/43)
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

設備 (既設 + 新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
格納容器スプレイポンプ	格納容器スプレイ (残存溶融デブリ冷却)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
格納容器スプレイ冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
余熱除去ポンプ	代替格納容器 スプレイ (残存溶融デブリ冷却)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
格納容器スプレイ冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
常設低圧代替注水ポンプ	格納容器スプレイ (残存溶融デブリ冷却)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
復水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
格納容器スプレイ冷却器	炉心注水 (安全注入ライン) (溶融炉心の落下遅延及び防止)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
充てん／高圧注入ポンプ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
ほう酸注入タンク	炉心注水 (充てんライン) (溶融炉心の落下遅延及び防止)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
充てん／高圧注入ポンプ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
再生熱交換器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第 1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (15/43)
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

設備 (既設 + 新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
高圧注入ポンプ	炉心注水 (溶融炉心の落下遅 延及び防止)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
余熱除去ポンプ	炉心注水 (溶融炉心の落下遅 延及び防止)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
余熱除去冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
格納容器スプレイポンプ	炉心注水 (溶融炉心の落下遅 延及び防止)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
余熱除去冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
常設低圧代替注水ポンプ	炉心注水 (溶融炉心の落下遅 延及び防止)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
復水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
余熱除去冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
充てん／高圧注入ポンプ	炉心注水 (自己冷却ライン、充 てんライン) (溶融炉心の落下遅 延及び防止)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
再生熱交換器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等（16／43）
第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
電動補助給水ポンプ	蒸気発生器2次側による炉心冷却	原子炉補機冷却海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 全交流動力電源	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
タービン動補給水ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
復水タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
主蒸気逃がし弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
蒸気発生器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
格納容器再循環ユニット	格納容器内 自然対流冷却	原子炉補機冷却海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 全交流動力電源	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
可搬型代替注水大型ポンプ				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
海水ストレーナ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉補機冷却水冷却器	代替補機冷却	原子炉補機冷却海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 全交流動力電源	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
可搬型代替注水大型ポンプ				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
海水ストレーナ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉補機冷却水冷却器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等（17／43）
第49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
格納容器再循環ユニット	格納容器内 自然対流冷却 (原子炉補機冷却水 加圧)	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉補機冷却海水ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉補機冷却水冷却器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉補機冷却水サージタンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
窒素ポンベ(原子炉補機冷却水サ ージタンク用)				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉補機冷却水ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
海水ストレーナ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
常設低圧代替注水ポンプ	代替格納容器 スプレイ	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
格納容器スプレイ冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
復水タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
余熱除去ポンプ	代替格納容器 スプレイ	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
格納容器スプレイ冷却器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第1.1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等（18／43）
第49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
常設低圧代替注水ポンプ	代替格納容器 スプレイ	全交流動力電源 原子炉補機冷却設備	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
格納容器スプレイ冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
復水タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
可搬型代替注水大型ポンプ	格納容器内 自然対流冷却 （可搬型代替注水大 型ポンプ）	全交流動力電源 原子炉補機冷却設備	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
格納容器再循環ユニット				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
海水ストレーナ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉補機冷却水冷却器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
格納容器スプレイポンプ	格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
格納容器スプレイ冷却器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
格納容器スプレイポンプ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
格納容器スプレイ冷却器	格納容器スプレイ 再循環	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク	S	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
格納容器再循環サン				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
格納容器再循環サン				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
格納容器再循環サン				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等（19／43）

第49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
格納容器再循環ユニット	格納容器内 自然対流冷却 (原子炉補機冷却水 加圧)	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク	S	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉補機冷却水ポンプ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉補機冷却水冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉補機冷却水サージタンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
窒素ポンベ(原子炉補機冷却水サ ージタンク用)				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉補機冷却海水ポンプ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
海水ストレーナ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
常設低圧代替注水ポンプ	代替格納容器 スプレイ	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク	S	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
格納容器スプレイ冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
復水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
余熱除去ポンプ	代替格納容器 スプレイ	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク	S	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
格納容器スプレイ冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等（20／43）

第49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
常設低圧代替注水ポンプ	代替格納容器 スプレイ	全交流動力電源 原子炉補機冷却設備	S	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
格納容器スプレイ冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
復水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
可搬型代替注水大型ポンプ	格納容器内 自然対流冷却 (可搬型代替注水大 型ポンプ)	全交流動力電源 原子炉補機冷却設備	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
格納容器再循環ユニット				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
海水ストレーナ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉補機冷却水冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等（21／43）
第50条 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備

設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
格納容器スプレイポンプ	格納容器スプレイ	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
格納容器スプレイ冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
格納容器再循環ユニット	格納容器内 自然対流冷却 (原子炉補機冷却水 加圧)	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉補機冷却水ポンプ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉補機冷却水冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉補機冷却水サージタンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
窒素ポンベ(原子炉補機冷却水サ ージタンク用)				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉補機冷却海水ポンプ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
海水ストレーナ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
常設低圧代替注水ポンプ	代替格納容器 スプレイ	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
復水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
格納容器スプレイ冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等（22／43）
第50条 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備

設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
余熱除去ポンプ	代替格納容器 スプレイ	－	－	常設 可搬	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設		
格納容器スプレイ冷却器				常設		
可搬型代替注水大型ポンプ	格納容器内 自然対流冷却 （可搬型代替注水大 型ポンプ）	－	－	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
格納容器再循環ユニット				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
海水ストレーナ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉補機冷却水冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等（23／43）

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

設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
格納容器スプレイポンプ	格納容器スプレイ	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
格納容器スプレイ冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
常設低圧代替注水ポンプ	代替格納容器 スプレイ	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
復水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
格納容器スプレイ冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
余熱除去ポンプ	代替格納容器 スプレイ	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
格納容器スプレイ冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第 1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (24/43)

第 5 2 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

設備 (既設 + 新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
静的触媒式水素再結合装置	水素濃度低減	—	—	常設 可搬	常設重大事故緩和設備	—
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置				常設		
電気式水素燃焼装置	水素濃度低減	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
電気式水素燃焼装置動作監視装置				常設		
可搬型格納容器水素濃度計測装置	水素濃度監視	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
窒素ボンベ (可搬型格納容器水素濃度計測装置用)				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
可搬型代替注水大型ポンプ				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
海水ストレーナ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉補機冷却水冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (25/43)

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

設備 (既設+新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
アニュラス空気浄化ファン	アニュラスからの 水素排出	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
アニュラス空気浄化フィルタユニット				常設	常設重大事故緩和設備	—
窒素ボンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
排気筒				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
アニュラス水素濃度	水素濃度監視	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—

第1.1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等（26／43）

第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
可搬型代替注水中型ポンプ	使用済燃料ピットへの注水の注水	使用済燃料ピット冷却器 使用済燃料ピットポンプ 燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水タンク	S, B	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
可搬型代替注水中型ポンプ	使用済燃料ピットへのスプレイ	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
使用済燃料ピットスプレイヘッド				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
可搬型代替注水大型ポンプ	使用済燃料ピットへの放水	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
放水砲				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
使用済燃料ピット水位 (AM)	使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位 —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
使用済燃料ピット水位 (広域) (使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む。)					可搬型重大事故等対処設備	—
使用済燃料ピット温度 (AM)		使用済燃料ピット温度 —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
使用済燃料ピット周辺線量率		使用済燃料ピット区域 エリアモニタ			可搬型重大事故等対処設備	—
使用済燃料ピット状態監視カメラ		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—

第1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等（27／43）

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

設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
可搬型代替注水大型ポンプ	大気への拡散抑制 航空機燃料火災への 泡消火	－	－	常設 可搬		
放水砲				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
可搬型代替注水中型ポンプ	大気への拡散抑制	－	－	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
使用済燃料ピットスプレイヘッ ダ				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
小型船舶	海洋への拡散抑制	－	－	可搬	可搬型重大事故等対処設備	－
シルトフェンス（浦底湾側）				可搬	可搬型重大事故等対処設備	－
原子炉補機冷却海水系放出ライ ン隔離弁	原子炉補機冷却海水 系の隔離	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等（28／43）

第56条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
可搬型代替注水中型ポンプ	海から中間受槽への 供給	－	－	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉補機冷却海水ポンプ	原子炉補機冷却海水 ポンプから補助給水 ポンプへの直接供給	復水タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
電動補助給水ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
タービン動補助給水ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
海水ストレーナ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
充てん／高圧注入ポンプ	1次冷却系のフイード アンドブリード	復水タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
高圧注水ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
加圧器逃がし弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
ほう酸注入タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等（29／43）

第56条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
可搬型代替注水中型ポンプ	海から復水タンクへの供給	－	－	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
常設低圧代替注水ポンプ	代替炉心注入及び代替格納容器スプレイの水源	燃料取替用水タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
復水タンク				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
格納容器スプレイ冷却器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等 (30/43)

第56条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

設備 (既設+新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
可搬型低圧代替注水ポンプ	代替炉心注水	燃料取替用水タンク	S	常設 可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
中間受槽				可搬		
復水タンク	復水タンクから燃料 取替用水タンクへの 供給	燃料取替用水タンク	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	SA-2
格納容器スプレイポンプ	代替再循環 (格納容器スプレイ ポンプ)	余熱除去ポンプ 充てん/高圧注入ポンプ 高圧注入ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
格納容器再循環サン				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
格納容器再循環サンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
格納容器再循環スクリー				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
余熱除去冷却器	高圧代替再循環 (余熱除去ポンプ、高 圧注入ポンプ (代替補 機冷却))	全交流動力電源 原子炉補機冷却設備	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
余熱除去ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
高圧注入ポンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
可搬型代替注水大型ポンプ				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
格納容器再循環サン				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
格納容器再循環サンプ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
格納容器再循環スクリー				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
余熱除去冷却器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
海水ストレーナ	原子炉補機冷却水冷却器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉補機冷却水冷却器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等 (31/43)
第56条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

設備 (既設+新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
余熱除去ポンプ	低圧代替再循環 (余熱除去ポンプ (代 替補機冷却))	全交流動力電源 原子炉補機冷却設備	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
可搬型代替注水大型ポンプ				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
格納容器再循環サン				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
格納容器再循環サブスクリー				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
余熱除去冷却器				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
海水ストレーナ				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉補機冷却水冷却器	使用済燃料ピットへ の注水	使用済燃料ピット冷却器 使用済燃料ピットポンプ 燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水タンク	S, B	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
可搬型代替注水中型ポンプ				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
可搬型代替注水中型ポンプ	使用済燃料ピットへ のスプレイ	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
使用済燃料ピットスプレイヘッ				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
可搬型代替注水大型ポンプ	原子炉建屋への放水 燃料取扱棟への放水	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
放水砲				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3

第 1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (32/43)

第 57 条 電源設備

設備 (既設 + 新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
空冷式非常用発電機	代替電源 (交流) から の給電	ディーゼル発電機 (全交流動力電源喪失) —	S —	常設 可搬	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)				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	—
可搬型燃料給油ポンプ				可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
電源車				可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
タンクローリ				可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
蓄電池 (安全上重要な設備に供給する蓄電池)	代替電源 (直流) から の給電	ディーゼル発電機 (全交流動力電源喪失) —	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	—
蓄電池 (重大事故等対処用)				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	—
電源車				可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
充電器 (重大事故等対処用)				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	—
燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)				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	—
タンクローリ				可搬	可搬型重大事故等対処設備	—

第1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等 (33/43)

第57条 電源設備

設備 (既設+新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
空冷式非常用発電機	代替所内電気設備による電源給電	所内電気設備 —	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	—
可搬型燃料給油ポンプ				可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)				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	—
電源車				可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
タンクローリ				可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
重大事故等対処専用電源盤	電源供給	ディーゼル発電機 — 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用) —	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	—
ディーゼル発電機				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	—
燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)				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	—

第 1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (34/43)

第 58 条 計装設備

設備 (既設 + 新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
1 次冷却材高温側温度 (広域)	温度計測	1 次冷却材低温側温度 (広域)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
1 次冷却材低温側温度 (広域)		1 次冷却材高温側温度 (広域)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
1 次冷却材圧力	圧力計測	加圧器圧力 —	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	—
原子炉容器水位	水位計測	加圧器水位	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
加圧器水位		ほう酸注入ライン流量 高圧注入ポンプ出口流量 余熱除去ライン流量	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
ほう酸注入ライン流量	注水量計測	燃料取替用水タンク水位 —	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	—
高圧注入ポンプ出口流量		燃料取替用水タンク水位	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
余熱除去ライン流量		燃料取替用水タンク水位	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	—
常設低圧代替注水ポンプ出口積 算流量		燃料取替用水タンク水位	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	—
格納容器スプレイ積算流量		燃料取替用水タンク水位 —	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	—
格納容器内温度		格納容器圧力 —	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	—
格納容器圧力		格納容器内温度 —	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	—
原子炉格納容器圧力 (AM)	圧力計測	格納容器圧力 —	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	—

第1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等 (35/43)

第58条 計装設備

設備 (既設+新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備			設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬		設備分類	重大事故等 クラス
格納容器再循環サンプ水位(広域)	水位計測	格納容器再循環サンプ水位(狭域)	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防止設備	—
格納容器再循環サンプ水位(狭域)		格納容器再循環サンプ水位(広域)	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防止設備	—
原子炉格納容器水位		—	—	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防止設備	—
原子炉下部キャビティ水位		—	—	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防止設備	—
格納容器エリアモニタ (低レンジ)	線量計測	格納容器エリアモニタ (高レンジ)	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防止設備	—
格納容器エリアモニタ (高レンジ)		格納容器エリアモニタ (低レンジ)	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防止設備	—
出力領域中性子束	出力計測	中間領域中性子束	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防止設備	—
中間領域中性子束		出力領域中性子束	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防止設備	—
中性子源領域中性子束		中間領域中性子束	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防止設備	—
蒸気発生器水位(狭域)	水位計測	蒸気発生器水位(広域)	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防止設備	—
蒸気発生器水位(広域)		蒸気発生器水位(狭域)	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防止設備	—
補助給水流量	注水量計測	復水タンク水位	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防止設備	—

第1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等 (36/43)

第58条 計装設備

設備 (既設+新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
燃料取替用水タンク水位 ほう酸タンク水位 復水タンク水位	水位計測	ほう酸注入ライン流量 高圧注入ポンプ出口流量 余熱除去ライン流量 —	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
		中性子源領域中性子束	S	常設	常設重大事故緩和設備	—
		補助給水流量 —	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	—
主蒸気ライン圧力	圧力計測	1次冷却材低温側温度(広域)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
原子炉補機冷却水サージタンク 水位	水位計測	格納容器再循環ユニット 出口冷却水流量 —	C	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
原子炉補機冷却水サージタンク 圧力(SA)	圧力計測	格納容器再循環ユニット 出口冷却水流量	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
可搬型格納容器水素濃度計測装 置	水素濃度計測	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
アニュラス水素濃度				常設	常設重大事故緩和設備	—

第1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (37/43)

第58条 計装設備

設備 (既設+新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (S A) 用)	温度計測	格納容器再循環ユニット 出口冷却水流量	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
可搬型計測器 (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) 計測用)	温度、圧力、水位及び流量 (注水量) 計測	各計器 (耐震 S クラスの計器含む)	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
可搬型計測器 (原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量 (注水量) 計測用)	圧力、水位及び流量 (注水量) 計測	各計器 (耐震 S クラスの計器含む)	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
SPDS データ表示装置 緊急時データ伝送システム (SPDS)	発電所内の通信連絡	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
				常設	常設重大事故緩和設備	—

第 1.1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (38/43)

第 59 条 原子炉制御室

設備 (既設 + 新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
中央制御室遮蔽	居住性の確保	中央制御室遮蔽 —	S —	常設 可搬	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
中央制御室非常用循環ファン		中央制御室非常用循環ファン —	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	—
中央制御室空調ファン		中央制御室空調ファン —	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	—
中央制御室循環ファン		中央制御室循環ファン —	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	—
中央制御室非常用循環フィルタ ユニット		中央制御室非常用循環フィルタ ユニット —	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	—
窒素ボンベ (中央制御室換気系ダ ンパ用)		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
可搬型照明 (SA)		中央制御室非常用照明 —	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
可搬型照明 (SA)		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
酸素濃度計		酸素濃度計	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
二酸化炭素濃度計		二酸化炭素濃度計	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
中央制御室空調ユニット		中央制御室空調ユニット —	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	—

第1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (39 / 43)

第60条 監視測定装置

設備 (既設+新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
可搬型モニタリングポスト	放射線量の代替測定	モニタリングポスト	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
可搬型モニタリングポスト	放射線量の測定	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
可搬型放射能測定装置	放射性物質の濃度の 代替測定	放射能観測車	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
小型船舶	放射性物質の濃度の 測定及び放射線量の 測定	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
可搬型放射能測定装置	風向・風速その他の 気象条件の代替測定	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
電離箱サーベイメータ		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
可搬型気象観測設備		気象観測設備	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—

第1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等 (40/43)

第61条 緊急時対策所

設備 (既設+新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
緊急時対策所遮蔽	居住性の確保	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
緊急時対策所非常用給気ファン		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
緊急時対策所排気ファン		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
緊急時対策所非常用空気浄化 フィルタユニット		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
緊急時対策所加圧設備		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
緊急時対策所エアモニタ		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
可搬型モニタリングポスト(加圧 判断用)		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
酸素濃度計		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
二酸化炭素濃度計		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
緊急時データ伝送システム(S P D S)		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
S P D Sデータ表示装置	必要な指示及び 情報の把握	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
携帯型有線通話装置		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
衛星携帯電話 (固定型)		—	—	常設	常設重大事故等緩和設備	—
衛星携帯電話 (携帯型)		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
統合原子力防災ネットワークに 接続する通信連絡設備		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
緊急時対策所用発電機	代替電源	—	—	常設	常設重大事故等緩和設備	—
緊急時対策所用発電機燃料油貯 蔵タンク		—	—	常設	常設重大事故等緩和設備	—
緊急時対策所用発電機給油ポン プ		—	—	常設	常設重大事故等緩和設備	—

第1.1.1表 重大事故等対処設備の設備分類等（41／43）

第62条 通信連絡を行うために必要な設備

設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
衛星携帯電話（固定型）	発電所内の通信連絡	運転指令設備等 －	C －	常設	常設重大事故防止設備	－
衛星携帯電話（携帯型）				可搬	常設重大事故緩和設備	－
無線連絡装置（携帯型）				可搬	可搬型重大事故等対処設備	－
携帯型有線通話装置				可搬	可搬型重大事故等対処設備	－
緊急時データ伝送システム（SPDS）				常設	常設重大事故緩和設備	－
SPDSデータ表示装置	発電所外（社内外）の 通信連絡	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	－
衛星携帯電話（固定型）				常設	常設重大事故緩和設備	－
衛星携帯電話（携帯型）				可搬	可搬型重大事故等対処設備	－
無線連絡装置（携帯型）				可搬	可搬型重大事故等対処設備	－
統合原子力防災ネットワークに 接続する通信連絡設備				常設	常設重大事故対処設備 （防止・緩和以外）	－
緊急時データ伝送システム（SPDS）				常設	常設重大事故等対処設備 （防止・緩和以外）	－

第 1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (42/43)

一次冷却材設備

設備 (既設+新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
蒸気発生器	1 次冷却設備	蒸気発生器 —	S —	常設 可搬	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
1 次冷却材ポンプ		1 次冷却材ポンプ —	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
原子炉容器		原子炉容器 —	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	SA-2
加圧器		加圧器 —	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	SA-2

原子炉格納施設

設備 (既設+新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
原子炉格納容器	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 常設重大事故緩和設備	—

燃料取扱及び貯蔵施設

設備 (既設+新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
使用済燃料ピット	使用済燃料貯蔵槽	使用済燃料ピット —	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	—

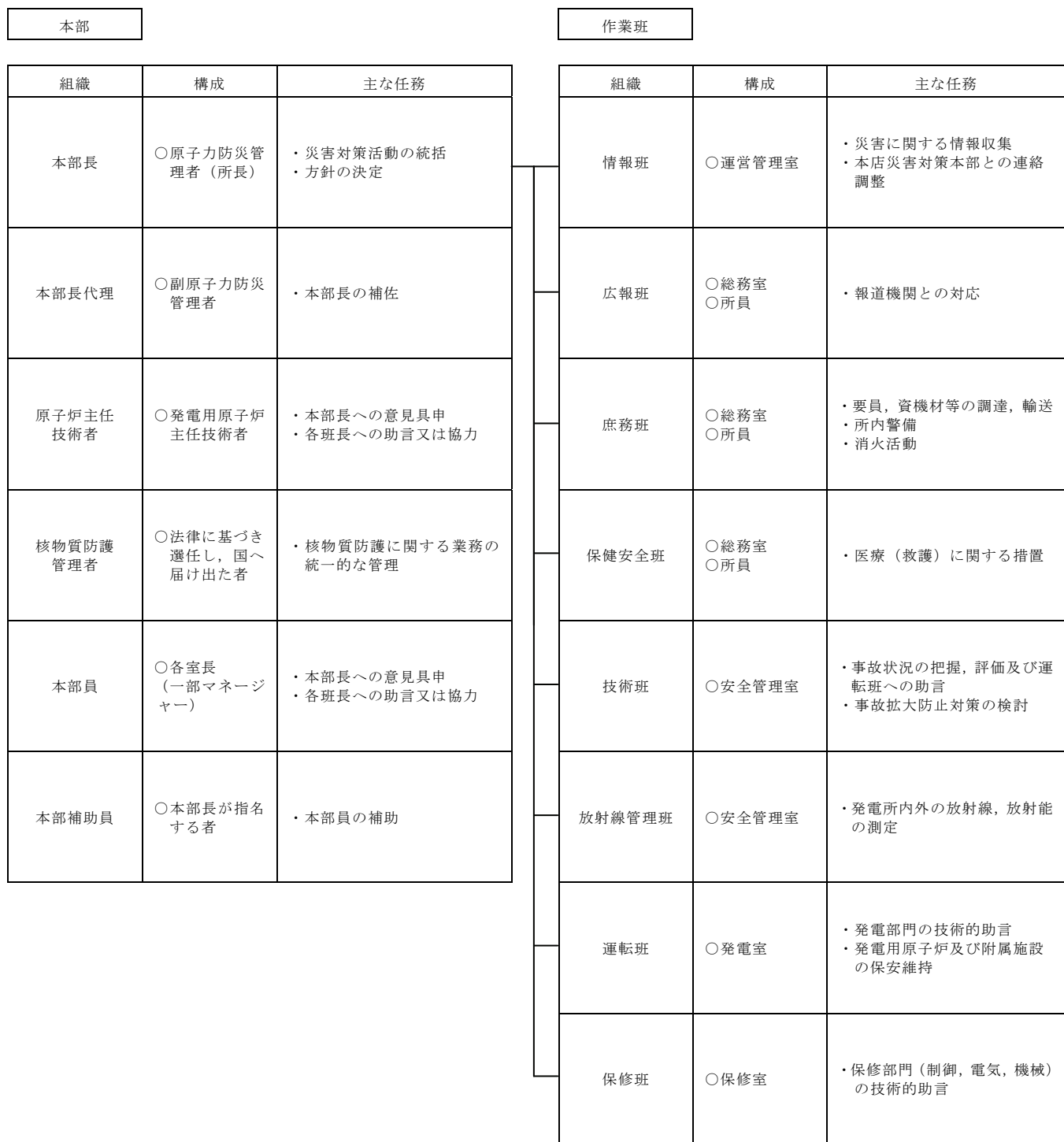
第 1.1.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (4 3 / 4 3)

補機駆動用燃料設備

設備 (既設 + 新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
燃料油貯蔵タンク (北側)	補機駆動用燃料設備	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
燃料油貯蔵タンク (南側)		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
タンクローリ		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—

非常用取水設備

設備 (既設 + 新設)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備 種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要 度分類		設備分類	重大事故等 クラス
原子炉補機冷却海水取水口	非常用取水設備	原子炉補機冷却海水取水口	C	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
貯留堰		貯留堰	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	—
原子炉補機冷却海水取水路		原子炉補機冷却海水取水路	C	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
海水ポンプピット		海水ポンプピット	C	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

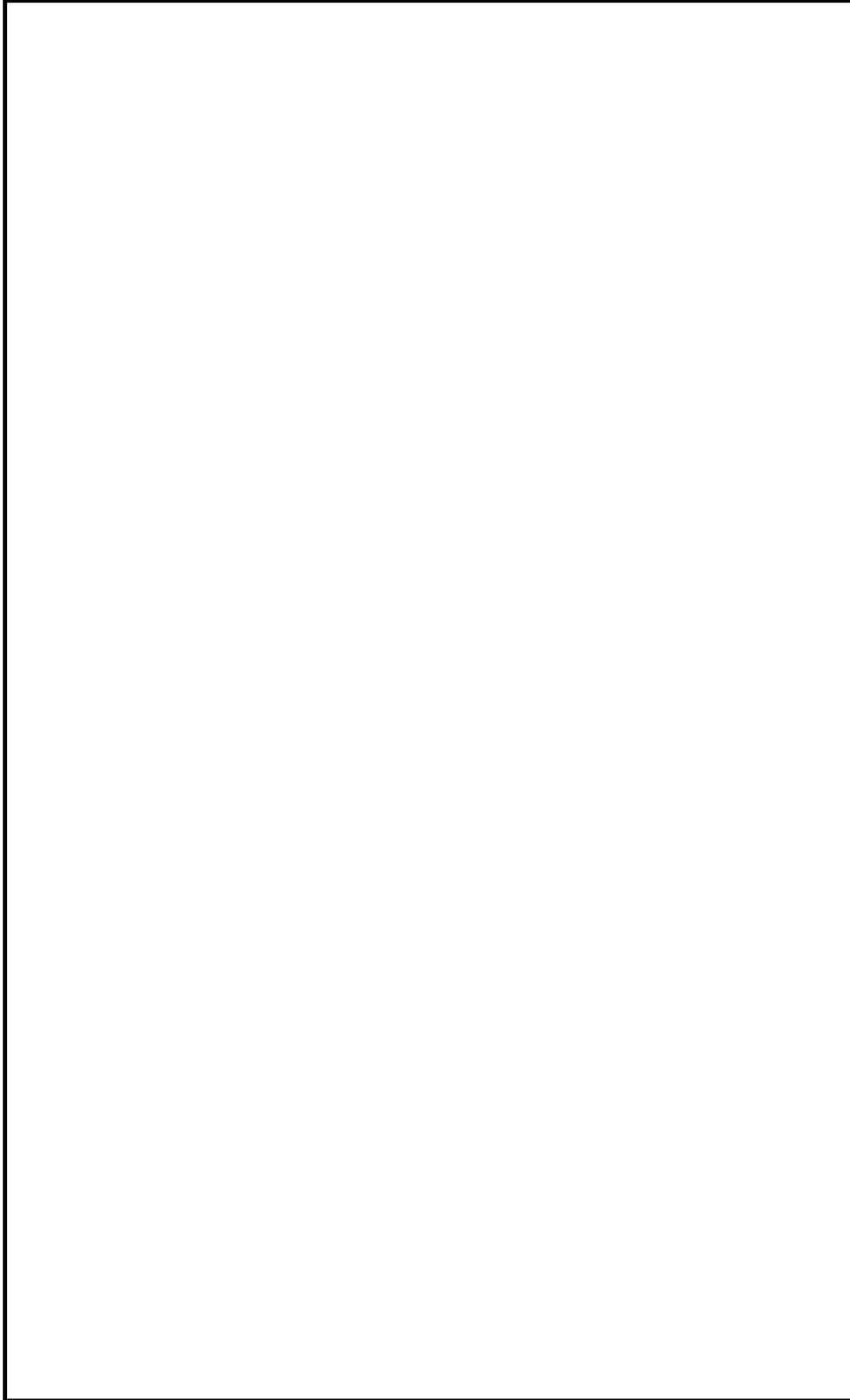


第 1.1.1 図 核物質防護に関する緊急時の体制図



第 1.1.7.1 図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図（発電所全体）

 は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第 1.1.7.2 図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図（地下 3 階）

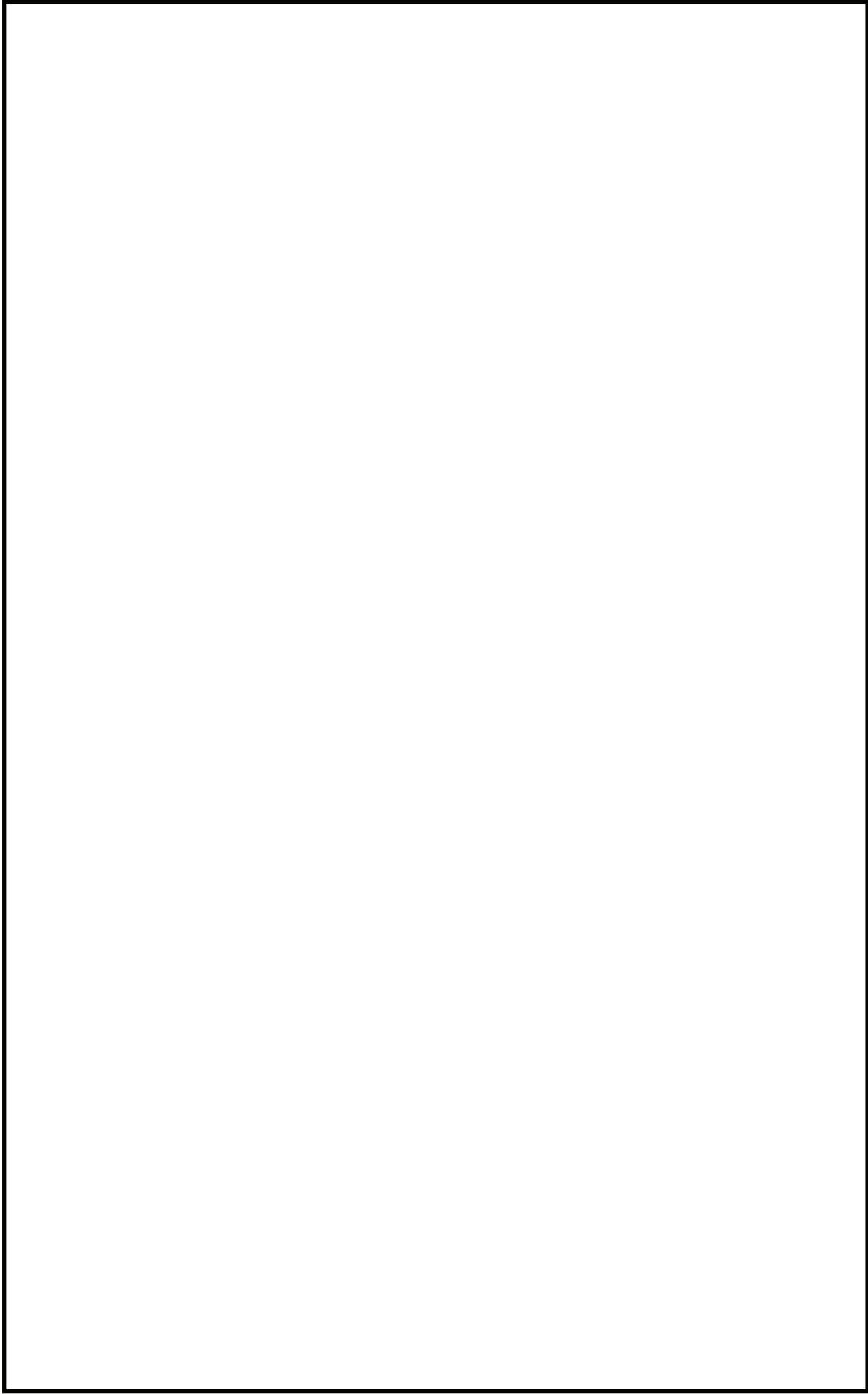
 は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

第 1.1.7.3 図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図（地下 2 階）

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

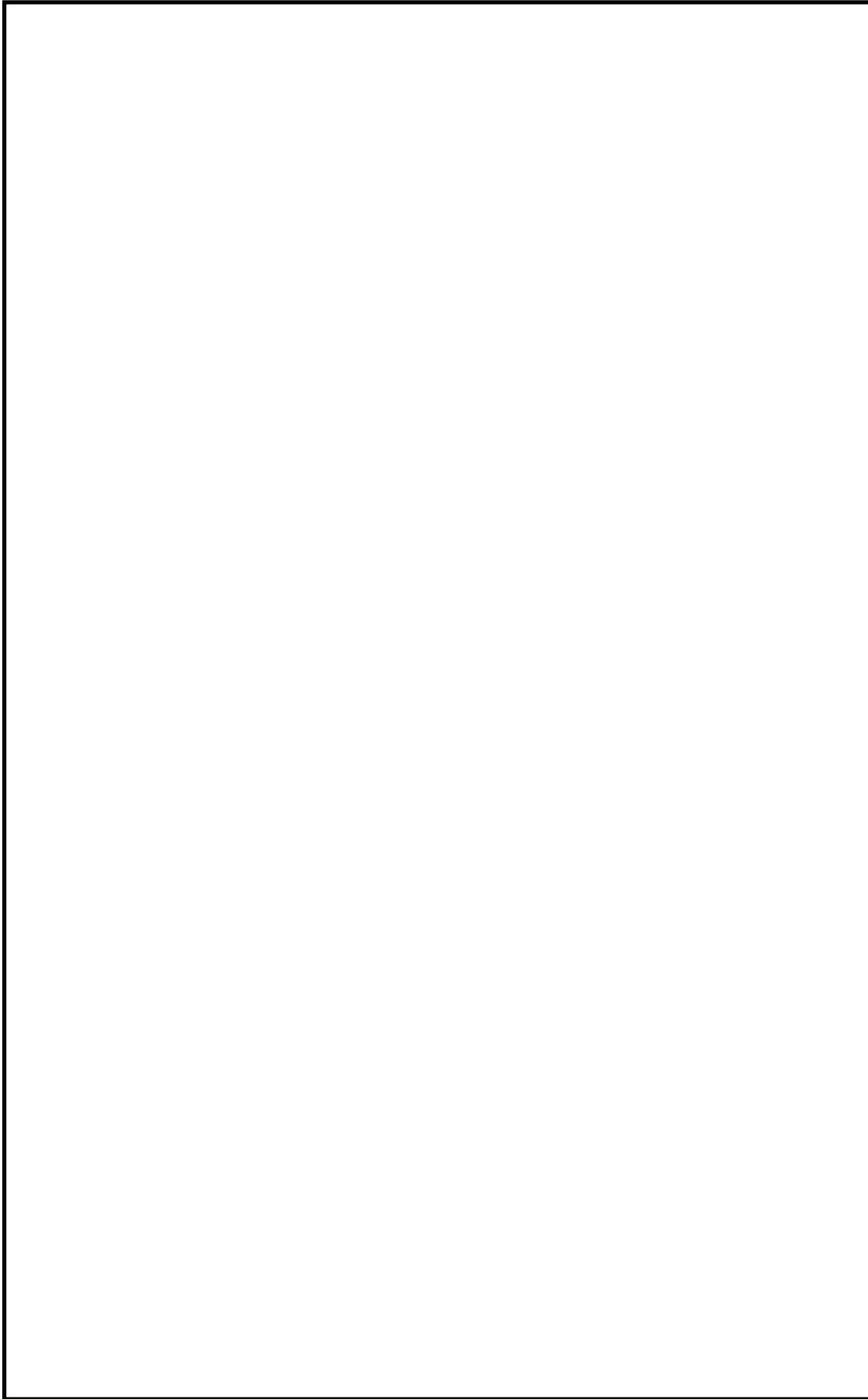
第 1.1.7.4 図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図（地下 1 階）

は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第 1.1.7.5 図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (1 階)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第 1.1.7.6 図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (2 階)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

第 1.1.7.7 図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (3 階)



☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

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」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。

1.3.1 安全上の機能別重要度分類

安全機能を有する構築物，系統及び機器を，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放射線業務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「P S」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放射線業務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「M S」という）。

また，P S及びM Sのそれぞれに属する構築物，系統及び機器を，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。

上記に基づく原子炉施設の安全上の機能別重要度分類を第 1.3.2 表に示す。

なお，各クラスに属する構築物，系統及び機器の基本設計ないし基本的設計方針は，確立された設計，建設及び試験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ようにする。

- 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。

1.3.2 分類の適用の原則

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。

- (1) 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なとする構築物, 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 (以下「直接関連系」という。) 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 (以下「間接関連系」という。) 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。
- (2) 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。
- (3) 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。

- (4) 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。

第 1.3.1 表 安全上の機能別重要度分類

機能による分類 重要度による分類		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）	
安全に関連する構築物，系統及び機器	クラス 1	PS－1	MS－1	
	クラス 2	PS－2	MS－2	
	クラス 3	PS－3	MS－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 原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 (1/8)

分 類	異 常 発 生 防 止 系			
	定 義	機 能	構築物，系統又は機器	特記すべき関連系（注 1）
P S - 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以下の機器・配管系（計装等の小口径配管・機器は除く。） 原子炉容器 蒸気発生器 1 次冷却材ポンプ（原子炉冷却材圧力バウンダリになる範囲） 加圧器 配管及び弁並びに隔離弁（範囲は，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） 制御棒駆動装置圧力ハウジング 炉内計装引出管	
		2) 過剰反応度の印加防止機能	制御棒駆動装置圧力ハウジング	
		3) 炉心形状の維持機能	炉心支持構造物（炉心槽，炉心バッフル，上部炉心支持板，上部炉心支持柱，上部炉心板，下部炉心板，下部炉心支持柱及び下部炉心支持板） 燃料集合体（ただし，燃料を除く。）	

第 1.3.2 表 原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 (2/8)

分 類	異 常 影 響 緩 和 系			
	定 義	機 能	構築物，系統又は機器	特記すべき関連系（注 1）
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（制御棒クラスタ及び制御棒駆動装置（トリップ機能）） 制御棒クラスタ 制御棒クラスタ案内管 制御棒駆動装置（トリップ機能）	燃料集合体の制御棒案内シンブル [MS－1]（注 2）
		2) 未臨界維持機能	原子炉停止系 制御棒クラスタ 化学体積制御設備（ほう酸水注入機能） 非常用炉心冷却設備（ほう酸水注入機能）	制御棒駆動装置及びふた管台 [MS－1]（注 2）
		3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁（開機能）	
		4) 原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統 余熱除去設備 補助給水設備 蒸気発生器 蒸気発生器から主蒸気隔離弁までの主蒸気設備 主蒸気安全弁 主蒸気逃がし弁（手動逃がし機能） 蒸気発生器から主給水隔離弁までの給水設備	
		5) 炉心冷却機能	非常用炉心冷却設備 低圧注入系 高圧注入系 蓄圧注入系	

第 1.3.2 表 原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 (3/8)

分 類	異 常 影 響 緩 和 系			
	定 義	機 能	構築物，系統又は機器	特記すべき関連系（注 1）
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	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（原子炉格納容器貫通部，エアロック及び機器搬入口を含む。） アニュラス 原子炉格納容器隔離弁及び原子炉格納容器バウンダリ配管系（範囲は，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） 原子炉格納容器スプレイ設備 アニュラス空気浄化設備 安全補機室空気浄化設備 外部遮蔽	排気筒〔MS－1〕（注 2）
	2) 安全上必須なその他の構築物，系統及び機器	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	安全保護系 原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備（注 4）	
		2) 安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系 ディーゼル発電機 中央制御室及び中央制御室遮蔽 中央制御室空調装置 原子炉補機冷却水設備 原子炉補機冷却海水設備 直流電源設備 計測制御用電源設備 制御用圧縮空気設備 （いずれも，MS－1 関連のもの）	取水設備（原子炉補機冷却海水設備にかかわるもの）〔MS－1〕（注 2）

第 1.3.2 表 原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 (4/8)

分 類	異 常 発 生 防 止 系			
	定 義	機 能	構築物，系統又は機器	特記すべき関連系（注 1）
P S - 2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって，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。）	化学体積制御設備の抽出ライン 化学体積制御設備の浄化ライン	
		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	気体廃棄物処理設備 ガス減衰タンク 水素再結合ガス減衰タンク 使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。） 新燃料貯蔵ピット（臨界を防止する機能）	使用済燃料ピット浄化冷却設備 [P S - 3] (注 3)
		3) 燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備 燃料取替クレーン 燃料移送装置 使用済燃料ピットクレーン	
	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	加圧器安全弁（吹き止まり機能） 加圧器逃がし弁（吹き止まり機能）	

第 1.3.2 表 原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 (5/8)

分 類	異 常 影 響 緩 和 系			
	定 義	機 能	構築物，系統又は機器	特記すべき関連系（注 1）
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十分小さくするようにする構築物，系統及び機器	1) 燃料ピット水の補給機能	燃料取替用水タンクからの使用済燃料ピット水補給ライン	
		2) 放射性物質放出の防止機能	気体廃棄物処理設備の隔離弁 アニュラス空気浄化設備	
	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物，系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	原子炉計装の一部（注 4） プロセス計装の一部（注 4）	
		2) 異常状態の緩和機能	加圧器逃がし弁（手動開閉機能） 加圧器後備ヒータ 加圧器逃がし弁元弁（閉機能）	
		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装置（安全停止に関連するもの）（注 4）	

第 1.3.2 表 原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 (6/8)

分 類	異 常 発 生 防 止 系			
	定 義	機 能	構築物，系統又は機器	特記すべき関連系（注 1）
P S - 3	1) 異常状態の起因事象となるものであって，P S - 1 及び P S - 2 以外の構築物，系統及び機器	1) 原子炉冷却材保持機能（P S - 1，P S - 2 以外のもの）	計装配管及び弁 試料採取設備の配管及び弁	
		2) 原子炉冷却材の循環機能	1 次冷却材ポンプ 化学体積制御設備の封水注入ライン	
		3) 放射性物質の貯蔵機能	加圧器逃がしタンク 液体廃棄物処理設備（貯蔵機能を有する範囲） 固体廃棄物処理設備（貯蔵機能を有する範囲） 新燃料貯蔵ピット	
		4) 電源供給機能（非常用を除く。）	発電機及び励磁機設備（発電機負荷開閉器を含む。） 蒸気タービン設備 主蒸気設備（主蒸気隔離弁以後） 給水設備（主給水隔離弁以前） 復水設備（復水器及び循環水ラインを含む。） 所内電源系統（M S - 1 以外） 直流電源設備（M S - 1 以外） 計測制御用電源設備（M S - 1 以外） 制御棒駆動装置用電源設備 送電線設備 変圧器設備 開閉所設備	

第 1.3.2 表 原子炉施設の安全上の機能別重要度分類（7／8）

分 類	異 常 発 生 防 止 系			
	定 義	機 能	構築物，系統又は機器	特記すべき関連系（注 1）
P S－3	1) 異常状態の起因事象となるものであって，P S－1 及び P S－2 以外の構築物，系統及び機器	5) プラント計測・制御機能（安全保護機能を除く。）	原子炉制御系の一部（注 4） 原子炉計装の一部（注 4） プロセス計装の一部（注 4）	
		6) プラント運転補助機能	補助蒸気設備 制御用圧縮空気設備（M S－1 以外） 原子炉補機冷却水設備（M S－1 以外） 軸受冷却水設備 給水処理設備	
	2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物，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	燃料被覆管及び端栓	
		2) 原子炉冷却材の浄化機能	化学体積制御設備の浄化ライン（浄化機能）	

第 1.3.2 表 原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 (8/8)

分 類	異 常 影 響 緩 和 系			
	定 義	機 能	構築物，系統又は機器	特記すべき関連系 (注 1)
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) 原子炉圧力の上昇の緩和機能	加圧器逃がし弁（自動操作）	
		2) 出力上昇の抑制機能	タービンランバックインターロック（注 4） 制御棒クラスタ引抜阻止インターロック（注 4）	
		3) 原子炉冷却材の補給機能	化学体積制御設備の充てんライン及びほう酸補給ライン 給水処理設備の 1 次系補給水ライン	
		4) タービントリップ機能	タービン保安装置 主蒸気止め弁（閉機能）	
	2) 異常状態への対応上必要な構築物，系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	緊急時対策所 蒸気発生器ブローダウンライン（サンプリング機能を有する範囲） 試料採取設備（事故時に必要な 1 次冷却材放射性物質濃度及び原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度のサンプリング分析機能を有する範囲） 通信連絡設備 放射線監視設備の一部（注 4） 原子炉計装の一部（注 4） プロセス計装の一部（注 4） 消火設備 安全避難通路 非常用照明	

(注 1) 関連系については，「1.3.2 分類の適用の原則」参照。

(注 2) 直接関連系に相当する。

(注 3) 間接関連系に相当する。

(注 4) 安全機能を有する計測制御装置の設計指針 J E A G 4611-1991 に準拠する。

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」及び「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」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クラス及び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設計とする。

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留まる範囲で耐えられる設計とする。

- (5) Sクラスの施設（(6)に記載のものを除く。）について、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。

- (6) 屋外重要土木構造物、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。）並びに浸水防止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、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。

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浸水防止設備が設置された建物・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留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留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。

1.4.1.2 耐震設計上の重要度分類

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クラスの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，1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，内蔵量が少ないか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。）
- ・ 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場合に，その外部放散を抑制するための施設

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設備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。

重大事故等対処施設については、施設の区分に応じてこれに準ずる。

(1) 静的地震力

静的地震力は、Sクラス（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物を除く。）、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。

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。

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、耐震重要度分類によらず 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 等の割増し係数の適用については、耐震性向上の観点から、一般産業施設及び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。

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浸水防止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。

添付書類六「7.5 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、年超過確率は、 10^{-4} から 10^{-5} 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 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、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⁾を踏まえたものである。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 の年超過確率は、 10^{-3} から 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 図に、弾性設計用地震動 S_d の時刻歴波形を第 1.4.2 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 1.4.3 図に示す。

a. 入力地震動

原子炉建屋設置位置付近は、地質調査の結果から、 0.7km/s 以上の S 波速度を持つ花崗岩が十分な拡がりを持って存在することが確認されているため、解放基盤表面は、原子炉建屋設置位置付近の E. L. -10m に

設定する。

建物・構築物の動的解析モデルに対する水平方向及び鉛直方向の入力地震動は、この解放基盤表面で定義された基準地震動 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。建物・構築物の地震応答解析及び床応答曲線の策定に用いる動的解析は、原則として、線形解析及び非線形解析に適用可能な時刻歴応答解析法による。また、3 次元応答性状等の評価は、線形解析に適用可能な周波数応答解析法等による。

建物・構築物の動的解析にあたっては、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定数は、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歪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不確かさ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。

原子炉建屋及び原子炉補助建屋については、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、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あたっては、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、あるいは実験等の結果に基づき設定する。

機器の解析にあたっては、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 1 質点系、多質点系モデル等に置換し、設計用床応答曲線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、熱的条件及び口径から高温配管又は低温配管に分類し、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答曲線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あたっては、衝突・すべり等の非線形現象を模擬する場合等には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、必要に応じて既設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、屋外重要土木構造物の地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの減衰定数については、地盤と構造物の連成系解析モデルにおける工学的な判断を踏まえて妥当性を検討する。

1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界

設計基準対象施設に適用す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

原子炉施設が運転状態にあり、通常 of 自然条件下におかれている状態。

ただし、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。

(b) 設計基準事故時の状態

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（積雪，風荷重等）。

b. 機器・配管系

(a) 通常運転時の状態

原子炉の起動，停止，出力運転，燃料取替え等が計画的又は頻繁に行われた場合であって運転条件が所定の制限値以内にある運転状態。

(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器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じ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（積雪，風荷重等）。

(2) 荷重の種類

a. 建物・構築物

- (a) 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) 地震力，風荷重，積雪荷重等

ただし，運転時及び設計基準事故時の荷重には，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) 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）に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作用する荷重及び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. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物

- (a) 津波防護施設及び浸水防止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作用する荷重等と基準地震動 S_s による地震力とを組み合わせる。

なお、上記(a)，(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) 上位の耐震クラス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クラス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 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。

(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又は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。

- 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

建物・構築物が構造物全体として十分変形能力（終局耐力時の変形）の余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を持たせることとする。

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、その変形又は歪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)，(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) 耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物（(e)，(f)に記載のものを除く。）

上記(a) ii) を適用するほか、耐震クラスの異なる施設がそれを支持する建物・構築物の変形等に対して、その機能が損なわれないものとする。

なお、当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が維持される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)，(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に応じた適切な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応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

構造部材の曲げについては限界層間変形角または曲げ耐力、構造部材のせん断についてはせん断耐力に対して、妥当な安全余裕をも

たせることとする。

なお、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応力度を許容限界とする。

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留まることとする。

ただし、1次冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せに対しては、下記(a) 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留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すことがないように応力、荷重等を制限する。

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留まることとする。

(c) 燃料集合体

地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の1次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。

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

(a) 津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物

当該施設及び建物・構築物が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，その施設に要求される機能が保持できることを確認する。

(b) 浸水防止設備及び津波監視設備

設備に要求される機能が保持できることを確認する。

d. 基礎地盤の支持性能

(a) Sクラスの建物・構築物，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浸水防止設備が設置された建物・構築物の基礎地盤

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（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浸水防止設備が設置された建物・構築物の基礎地盤を除く。）

接地圧に対して，安全上適切と認められる規格及び基準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及び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) B，Cクラスの建物・構築物，機器・配管系及び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あたっては、施設の配置状況、使用時間等を踏まえて適切に設定する。

波及的影響については、以下の4つの観点をもとに、敷地全体を俯瞰した調査・検討等を行い、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。

なお、原子力発電所の地震被害情報をもとに、4つの観点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相対変位又は不等沈下による影響

a. 不等沈下

耐震重要施設は、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の設置地盤の不等沈下により、その安全機能を損なわないように設計する。

b. 相対変位

耐震重要施設は、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の相対変位により、その安全機能を損なわないように設計する。

(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

耐震重要施設は、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、接続する下位クラス施設が損傷することにより、その安全機能を損なわないように設計する。

(3) 建屋内における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響

耐震重要施設は、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力による建屋内の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等により、その安全機能を損なわないように設計する。

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

a. 施設の損傷、転倒及び落下等

耐震重要施設は、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力による建屋外の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等により、その安全機能を損なわないように設計する。

b. 周辺斜面の崩壊

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、耐震重要施設周辺の斜面が崩壊しないことを確認する。

なお、上記(1)から(4)の検討にあたっては、溢水、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 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。

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。

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か、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、施設区分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) 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、火災等の影響により必要な機能を喪失しない場所に適切に保管する。

- (5) 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。

- (6) 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。

- (7) 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。

- (8) 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浸水防止設備が設置された建物・構築物は、基準地震動 S_g 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浸水防止設備が設置された建物・構築物の設計方針に基づき設計する。
- (9) 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及び常設重大事故緩和設備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。
- (10) 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。
- (11) 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。

1.4.2.2 重大事故等対処施設の設備分類

重大事故等対処施設について、当該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使用済燃料ピット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) 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。

重大事故等対処施設のうち、耐震評価を行う主要設備の設備分類について、第 1.4.2 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、以下のとおりとする。

(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、「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等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上での地震応答解析若しくは加振試験、又はその両方を実施する。

(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

原子炉施設が、重大事故に至るおそれのある事故、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

設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（積雪、風荷重等）。

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

原子炉施設が、重大事故に至るおそれのある事故、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

設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（積雪，風荷重等）。

(2) 荷重の種類

a. 建物・構築物

- (a) 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作用する荷重

- (b) 運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重
- (c) 設計基準事故時の状態で作用する荷重
- (d) 重大事故等時の状態で作用する荷重
- (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が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が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上で設定する。
- (c) 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が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及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち長期的な荷重は，地震力と組み合わせる。

- (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が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が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上で設定する。
- (c) 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が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超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に勘案の上設定する。なお、継続時間については対策

の成立性も考慮した上で設定する。

- (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おいては、支持される施設の施設区分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又は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の建物・構築物

「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。

- (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が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物（(e)，(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) 施設区分の異なる重大事故等対処施設を支持する建物・構築物（(e)，(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」に示す耐震クラス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、適用にあたっては、「耐震クラス」を「施設区分」に読み替える。

- (d) 建物・構築物の保有水平耐力（(e)，(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、適用にあたっては、「耐震重要度」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。

- (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浸水防止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、Cクラスの建物・構築物、機器・配管系及び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、適用にあたっては、「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、「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、下位クラス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、常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備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。

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。

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及び常設重大事故緩和設備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対して離隔をとり配置するか、若しくは基準地震動 S_s に対し構造強度を確保することにより、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。

緊急時対策所の建物については、耐震構造とし、遮蔽性能を担保する。また、緊急時対策所内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できるよう、基準地震動 S_s による地震

力に対し、過度な破損・変形等が生じない設計とする。

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、
「1.4.2.3 地震力の算定方法」及び「1.4.2.4 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。

第1.4.1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	検討用 地震動 (注6)	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Sクラス	(i) 原子炉冷却材圧力バ ウンダリを構成する機 器・配管系	- 原子炉容器 - 原子炉冷却材圧力バ ウンダリに属する容 器・配管・ポンプ・ 弁	S S	隔離弁を閉とするた めに必要な電気計装 設備	S	- 原子炉容器・蒸気発 生器・1次冷却材ボ ンプ・加圧器の支持 構造物 - 機器・配管、電気計 装設備等の支持構造 物	S	- 内部コンクリート - 原子炉建屋 - 原子炉補助建屋	S _s S _s S _s	- 格納容器ボークラ クレーン - タービン建屋	S _s S _s
	(ii) 使用済燃料を貯蔵す るための施設	- 使用済燃料ピット - 使用済燃料ラック	S S	- 使用済燃料ピット水 桶給設備 (非常用) - 非常用電源及び計装 設備	S S	機器・配管、電気計 装設備等の支持構造 物	S	- 原子炉建屋 - 原子炉補助建屋	S _s S _s	- 使用済燃料ピット クレーン - タービン建屋	S _s S _s
	(iii) 原子炉の緊急停止の ために急激に負の反応 度を付加するための施 設、及び原子炉の停止 状態を維持するための 施設	- 制御棒クラススタ及び 制御棒駆動装置 (ト リップ機能に関する 部分) - 化学体積制御設備の うちほう酸注入系	S S	- 炉心支持構造物及び 制御棒クラススタ案内 管 - 非常用電源及び計装 設備	S S	機器・配管、電気計 装設備等の支持構造 物	S	- 内部コンクリート - 原子炉建屋 - 原子炉補助建屋	S _s S _s S _s	- 格納容器ボークラ クレーン - タービン建屋	S _s S _s
	(iv) 原子炉停止後、炉心 から崩壊熱を除去する ための施設	- 主蒸気系統設備及び 給水設備 (主給水逆 止弁より蒸気発生器 2次側を経て、主蒸 気隔離弁まで) - 補助給水系 - 復水タンク - 余熱除去設備	S S S S	- 原子炉補機冷却水設 備 (当該主要設備に 係るもの) - 原子炉補機冷却海水 設備 - 燃料取替用水タンク - 炉心支持構造物 - 非常用電源及び計装 設備	S S S S	機器・配管、電気計 装設備等の支持構造 物	S	- 内部コンクリート - 原子炉建屋 - 原子炉補助建屋 - 当該の屋外設備を 支持する構造物	S _s S _s S _s S _s	- 格納容器ボークラ クレーン - タービン建屋	S _s S _s
	(v) 原子炉冷却材圧力バ ウンダリ破損事故後、 炉心から崩壊熱を除去 するための施設	- 非常用炉心冷却設備 1) 蓄圧注入系 2) 高圧注入系 3) 低圧注入系 - 燃料取替用水タンク	S S	- 原子炉補機冷却水設 備 (当該主要設備に 係るもの) - 原子炉補機冷却海水 設備 - 中央制御室の遮蔽と 空調設備 - 非常用電源及び計装 設備	S S S S	機器・配管、電気計 装設備等の支持構造 物	S	- 内部コンクリート - 原子炉建屋 - 原子炉補助建屋 - 当該の屋外設備を 支持する構造物	S _s S _s S _s S _s	タービン建屋	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	検査用 地震動 (注6)	適用範囲	検査用 地震動 (注6)
Sクラス	(vi) 原子炉冷却材圧力バ ウンダリ破損事故の際 に、圧力障壁となり放 射性物質の放散を直接 防ぐための施設	- 原子炉格納容器 - 原子炉格納容器バウ ンダリに属する配 管・弁	S S	— ・隔離弁を閉とする ために必要な電気 及び計装設備	—	・機器・配管等の支持 構造物 ・電気計装設備の支持 構造物	S	・原子炉建屋 ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋	S _s S _s S _s	・タービン建屋	S _s
	(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 制するための設備であ り、(vi)以外の施設	- 原子炉格納容器スプ レイ設備 - 燃料取替用水タンク - アニュラスシール - アニュラス空気浄化 設備 - 排気筒 - 安全補機室空気浄化 設備	S S S S S S S	・原子炉補機冷却水 設備 (当該主要設 備に係るもの) ・原子炉補機冷却海 水設備 ・非常用電源及び計 装設備	S S S S	・機器・配管、電気計 装設備等の支持構造 物	S	・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・原子炉格納容器 ・当該の屋外設備を 支持する構造物	S _s S _s S _s S _s	・タービン建屋	S _s
	(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 (注7)	- 防潮堤 - 防潮扉 - 貯留堰 1号炉放水路逆流防 止設備 - 放水ピット逆流防止 設備 - 一般排水路逆流防止 設備 - 海水ポンプ室浸水防 止蓋	S S S S S S S	—	—	—	—	・当該の屋外設備を 支持する構造物	S _s	—	—
	(ix) 敷地における津波監 視機能を有する施設 (注 7)	- 津波監視カメラ - 海水ポンプピット水 位計	S S	・非常用電源及び計 装設備	S	・電気計装設備等の支 持構造物	S	・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・当該の屋外設備を 支持する構造物	S _s S _s S _s	・タービン建屋	S _s
その他		・炉内構造物	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	検閲用 地震動 (注6)	適用範囲	検閲用 地震動 (注6)
Bクラス	(i) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続され、一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	・化学体積制御設備のうち抽出系と余剰抽出系	B	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・内部コンクリート ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋	S_B S_B S_B	—	—
	(ii) 放射性廃棄物を内蔵している施設 (ただし、内蔵量がシシない又は貯蔵方式により、その破損による公衆に与える放射線の影響が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)	・放射性廃棄物廃棄施設、ただし、Cクラスに属するものは除く	B	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・雑固体処理建屋	S_B S_B S_B	—	—
	(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のある施設	・使用済燃料ピット ・水浄化施設 ・化学体積制御設備のうちSクラス及びCクラスに属する以外のもの ・放射線低減効果の大きい遮蔽 ・燃料取扱棟クレーン ・使用済燃料ピットクレーン ・燃料取扱クレーン ・燃料移送装置	B B B B B B B B	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・内部コンクリート ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・雑固体処理建屋	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)		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	検閲用 地震動 (注6)	適用範囲	検閲用 地震動 (注6)
Bクラス	(iv) 使用済燃料を冷却 するための施設	・使用済燃料ピット水 浄化冷却設備	B	・原子炉補機冷却水 設備 (当該主要設 備に係るもの) ・原子炉補機冷却海 水設備 ・電気計装設備	B B B	・機器・配管、電気計 装設備等の支持構造 物	B	・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・当該の屋外設備を 支持する構造物	S_B S_B S_B	—	—
	(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	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
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	・制御棒駆動装置 (ト リップ機能に関する 部分を除く)	C	—	—	・電気計装設備の支持 構造物	C	・内部コンクリート ・原子炉建屋	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	・試料採取設備 ・床ドレン廃液処理系 ・洗滌廃液処理系 ・ドラム詰装置より下 流の固体廃棄物処理 設備 (固体廃棄物貯 蔵庫を含む) ・ペイラ ・化学体積制御設備の うちほう酸補給タン ク廻り ・液体廃棄物処理設備 のうち、ほう酸回収 装置及びドレン蒸発 装置の蒸留水側 ・給水処理設備 ・新燃料貯蔵ピット ・その他	C C C C C C C C C C	—	—	・機器・配管、電気計 装設備等の支持構造 物	C	・内部コンクリート ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・固体廃棄物貯蔵庫 ・原子炉容器上部ふ た保管庫	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)		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)
Cクラス	(iii) 原子炉施設ではあるが、放射線安全に関係しない施設	・蒸気タービン設備 ・原子炉補機冷却水設備 ・補助ボイラ及び補助蒸気設備 ・消火設備 ・発電機及び変圧器 ・換気空調設備 ・蒸気発生器ブローダウン設備 ・所内用圧縮空気設備 ・格納容器ボーラクレーン ・その他	C C C C C C C C C C C	—	—	—	—	・タービン建屋 ・内部コンクリート ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・補助ボイラ建屋	S _C S _C S _C S _C S _C	—	—

(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支持構造物をいう。

(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、下位クラスに属する施設の破損によって上位クラスに属する施設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_B：耐震 B クラス施設に適用される地震力

S_C：耐震 C クラス施設に適用される地震力

(注7) 基準地震動 S_S による地震力に対して、機能を保持できるものとする。

第 1.4.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類

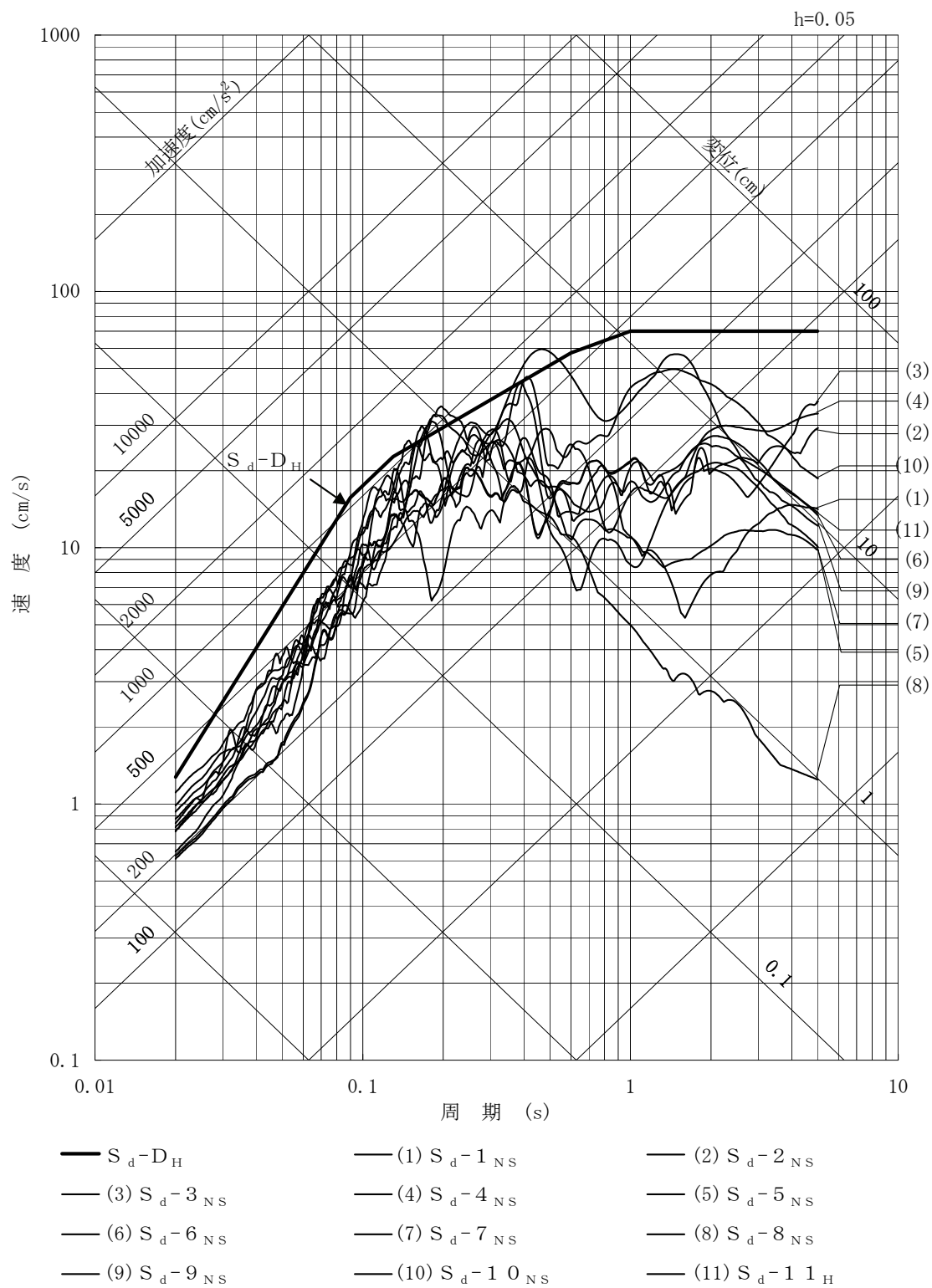
設 備 分 類	定 義	主 要 設 備 (〔 〕内は、代替する機能を有する設計基 事故対処設備の属する耐震重要度分類)
I. 常設重大事故防止設備 (II. を除く。)	重大事故等対処設備のうち、重大事故 に至るおそれがある事故が発生した 場合であって、設計基準事故対処設備 の安全機能又は使用済燃料ピットの 冷却機能若しくは注水機能が喪失し た場合において、その喪失した機能 (重大事故に至るおそれがある事故 に対処するために必要な機能に限 る。)を代替することにより重大事故 の発生を防止する機能を有する設備 であって常設のもの	・使用済燃料ピット水位 (AM) [C] ・使用済燃料ピット温度 (AM) [C] ・原子炉補機冷却水サージタンク水位 [C] ・衛星携帯電話 (固定型) [C] ・原子炉補機冷却海水取水口 [C] ・海水ポンプピット [C] ・原子炉補機冷却海水取水路 [C]
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	・原子炉容器 [S] ・使用済燃料ピット [S] ・蒸気発生器 [S] ・加圧器 [S] ・燃料取替用水タンク [S] ・ほう酸注入タンク [S] ・蓄圧タンク [S] ・原子炉補機冷却水サージタンク [S] ・復水タンク [S] ・海水ストレーナ [S] ・再生熱交換器 [S] ・余熱除去冷却器 [S] ・原子炉補機冷却水冷却器 [S] ・格納容器再循環サンプ [S] ・格納容器再循環サンプスクリーン [S] ・1 次冷却材ポンプ [S] ・余熱除去ポンプ [S] ・充てん／高圧注入ポンプ [S] ・高圧注入ポンプ [S] ・原子炉補機冷却海水ポンプ [S] ・原子炉補機冷却水ポンプ [S] ・タービン動補助給水ポンプ [S] ・電動補助給水ポンプ [S] ・常設低圧代替注水ポンプ [S] ・加圧器逃がし弁 [S] ・加圧器安全弁 [S] ・主蒸気逃がし弁 [S] ・主蒸気隔離弁 [S] ・主蒸気安全弁 [S] ・余熱除去ポンプ入口弁 [S] ・急速ほう酸補給弁 [S] ・蓄圧タンク出口弁 [S] ・タービン動補助給水ポンプ起動入口弁 [S] ・ほう酸タンク [S] ・ほう酸ポンプ [S] ・ほう酸フィルタ [S] ・原子炉トリップスイッチ [S] ・多様化自動作動盤 (ATWS 緩和設備) ・制御棒クラスタ [S] ・原子炉トリップしゃ断器 [S] ・出力領域中性子束 [S] ・中間領域中性子束 [S] ・中性子源領域中性子束 [S] ・1 次冷却材圧力 [S] ・主蒸気ライン圧力 [S] ・格納容器圧力 [S] ・原子炉格納容器圧力 (AM) [S] ・1 次冷却材高温側温度 (広域) [S] ・1 次冷却材低温側温度 (広域) [S] ・格納容器内温度 [S] ・原子炉容器水位 [S] ・加圧器水位 [S] ・燃料取替用水タンク水位 [S] ・ほう酸タンク水位 [S]

(つづき)

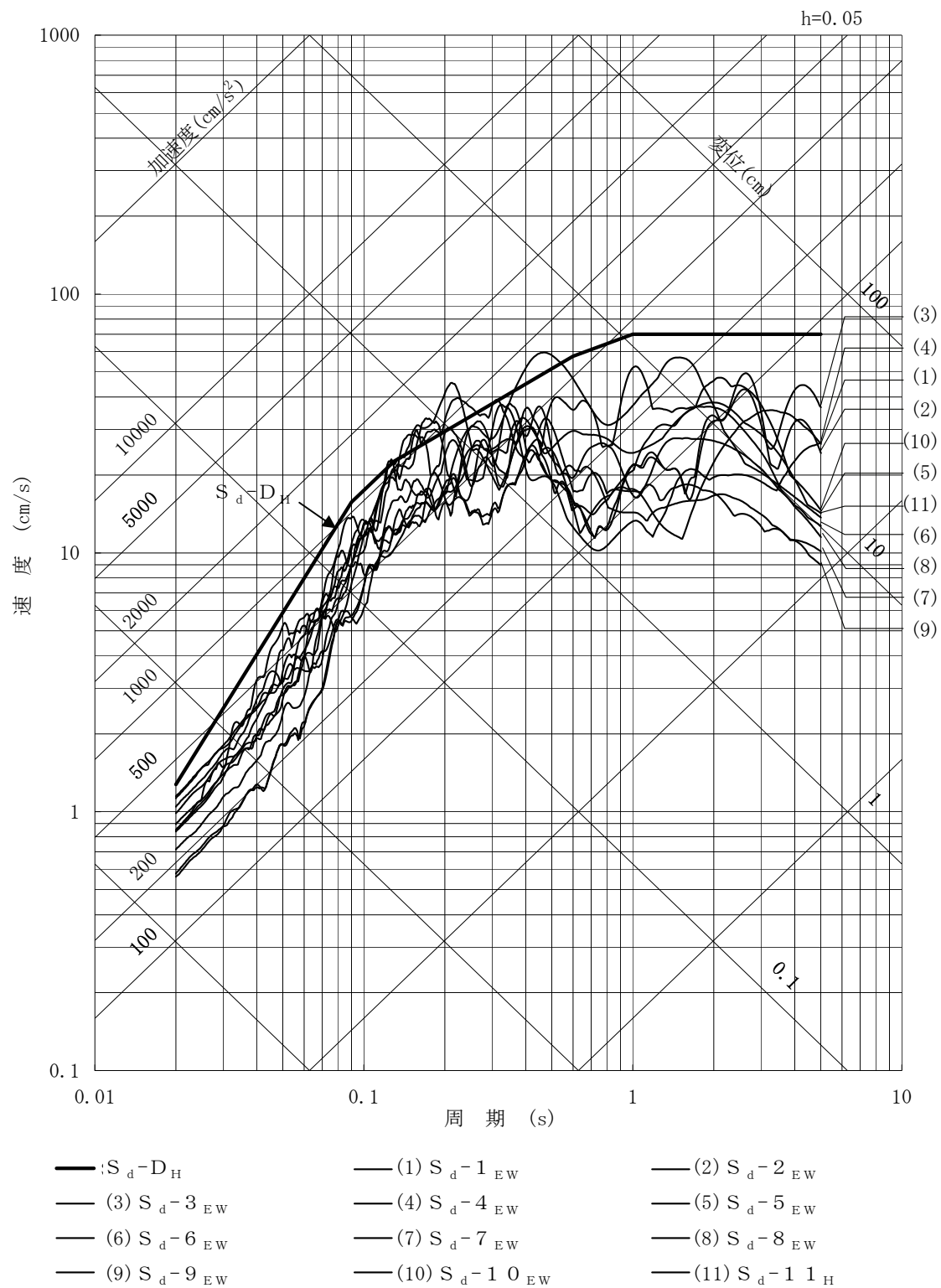
設 備 分 類	定 義	主 要 設 備 (〔 〕 内は、代替する機能を有する設計基 事故対処設備の属する耐震重要度分類)
Ⅱ. 常設耐震重要重大事故防止設備		・復水タンク水位〔S〕 ・蒸気発生器水位（広域）〔S〕 ・蒸気発生器水位（狭域）〔S〕 ・格納容器再循環サンプ水位（広域）〔S〕 ・格納容器再循環サンプ水位（狭域）〔S〕 ・ほう酸注入ライン流量〔S〕 ・高圧注入ポンプ出口流量〔S〕 ・余熱除去ライン流量〔S〕 ・常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量〔S〕 ・格納容器スプレー積算流量〔S〕 ・補助給水流量〔S〕 ・中央制御室空調ユニット〔S〕 ・中央制御室非常用循環フィルタユニット〔S〕 ・中央制御室循環ファン〔S〕 ・中央制御室空調ファン〔S〕 ・中央制御室非常用循環ファン〔S〕 ・格納容器エリアモニタ（低レンジ）〔S〕 ・格納容器エリアモニタ（高レンジ）〔S〕 ・中央制御室遮蔽〔S〕 ・原子炉格納容器〔S〕 ・格納容器スプレー冷却器〔S〕 ・格納容器再循環ユニット〔S〕 ・格納容器スプレーポンプ〔S〕 ・ディーゼル発電機〔S〕 ・空冷式非常用発電機〔S〕 ・重大事故等対処用専用電源盤〔S〕 ・蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）〔S〕 ・蓄電池（重大事故等対処用）〔S〕 ・充電器（重大事故等対処用）〔S〕 ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）〔S〕 ・貯留堰〔S〕
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	・原子炉容器 ・使用済燃料ピット ・使用済燃料ピット水位（AM） ・使用済燃料ピット温度（AM） ・使用済燃料ピット状態監視カメラ ・蒸気発生器 ・加圧器 ・燃料取替用水タンク〔S〕 ・ほう酸注入タンク ・復水タンク〔S〕 ・再生熱交換器 ・余熱除去冷却器 ・格納容器再循環サンプ〔S〕 ・格納容器再循環サンプスクリーン〔S〕 ・1次冷却材ポンプ ・余熱除去ポンプ〔S〕 ・常設低圧代替注水ポンプ〔S〕 ・高圧注入ポンプ ・充てん／高圧注入ポンプ ・原子炉補機冷却水サージタンク〔S〕 ・海水ストレーナ〔S〕 ・原子炉補機冷却水冷却器〔S〕 ・原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕 ・原子炉補機冷却海水ポンプ〔S〕 ・加圧器逃がし弁 ・原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁 ・1次冷却材圧力

(つづき)

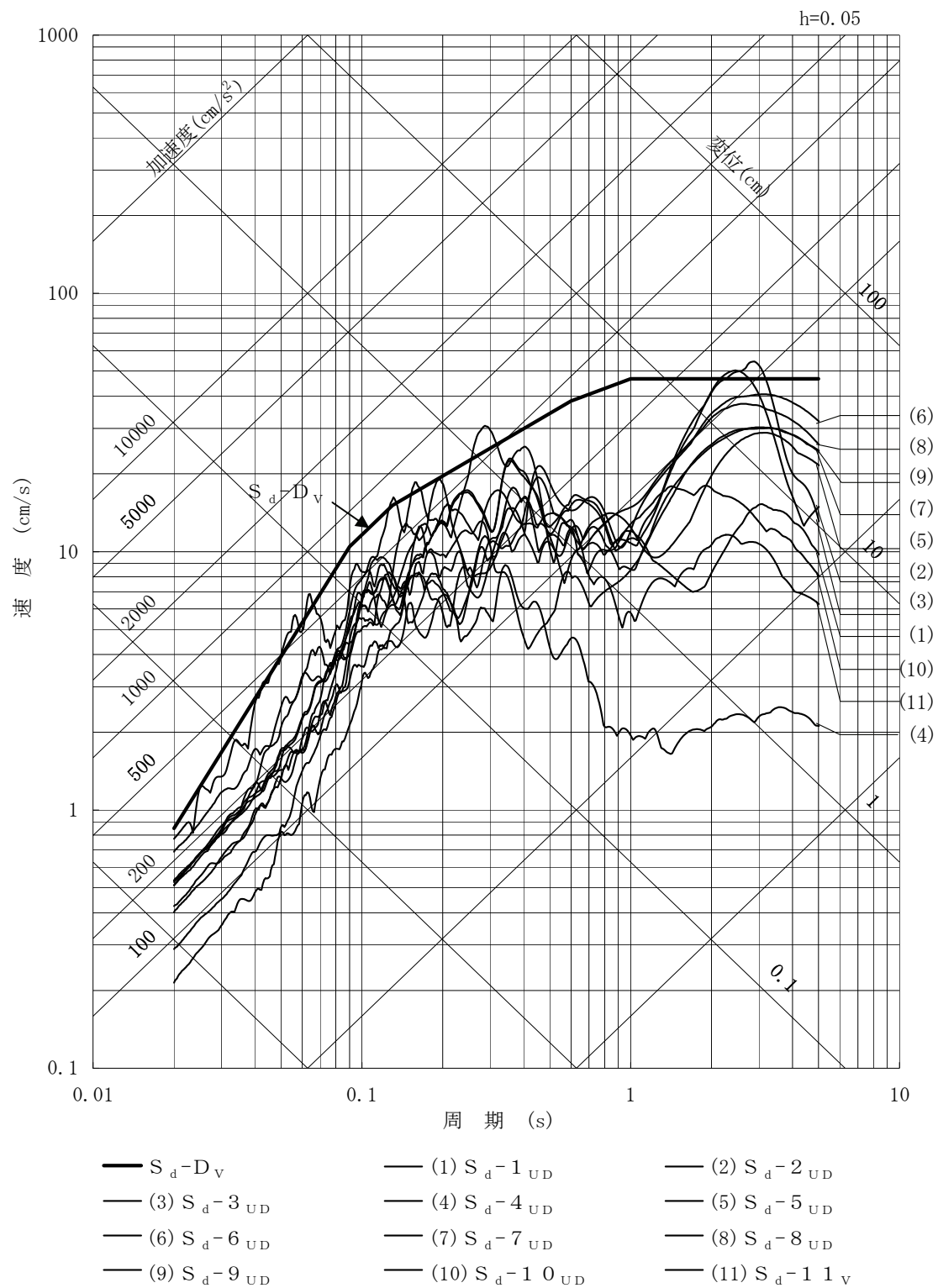
設 備 分 類	定 義	主 要 設 備 (〔 〕 内は、代替する機能を有する設計基 事故対処設備の属する耐震重要度分類)
Ⅲ. 常設重大事故緩和設備		・格納容器圧力 ・原子炉格納容器圧力 (AM) ・格納容器内温度 ・格納容器再循環サンプ水位 (広域) ・格納容器再循環サンプ水位 (狭域) ・燃料取替用水タンク水位 ・復水タンク水位 ・原子炉下部キャビティ水位 ・原子炉格納容器水位 ・原子炉補機冷却水サージタンク水位 ・常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量 ・格納容器スプレイ積算流量 ・ほう酸注入ライン流量 ・余熱除去ライン流量 ・衛星携帯電話 (固定型) ・緊急時データ伝送システム (SPDS) ・SPDSデータ表示装置 ・中央制御室空調ユニット ・中央制御室非常用循環フィルタユニット ・中央制御室循環ファン ・中央制御室空調ファン ・中央制御室非常用循環ファン ・格納容器エリアモニタ (低レンジ) ・格納容器エリアモニタ (高レンジ) ・アニュラス水素濃度 ・中央制御室遮蔽 ・原子炉格納容器 ・格納容器スプレイ冷却器 [S] ・格納容器スプレイポンプ [S] ・格納容器再循環ユニット [S] ・アニュラス空気浄化ファン ・アニュラス空気浄化フィルタユニット ・排気筒 ・電気式水素燃焼装置 ・電気式水素燃焼装置動作監視装置 ・静的触媒式水素再結合装置 ・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 ・燃料油貯蔵タンク (北側) ・燃料油貯蔵タンク (南側) ・ディーゼル発電機 ・空冷式非常用発電機 ・重大事故等対処用専用電源盤 ・蓄電池 (安全上重要な設備に供給する蓄電池) ・蓄電池 (重大事故等対処用) ・充電器 (重大事故等対処用) ・燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用) ・原子炉補機冷却海水取水口 [C] ・貯留堰 [S] ・原子炉補機冷却海水取水路 [C] ・海水ポンプピット [C] ・緊急時対策所遮蔽 ・緊急時対策所非常用給気ファン ・緊急時対策所排気ファン ・緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット ・緊急時対策所用発電機 ・緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク ・緊急時対策所用発電機給油ポンプ



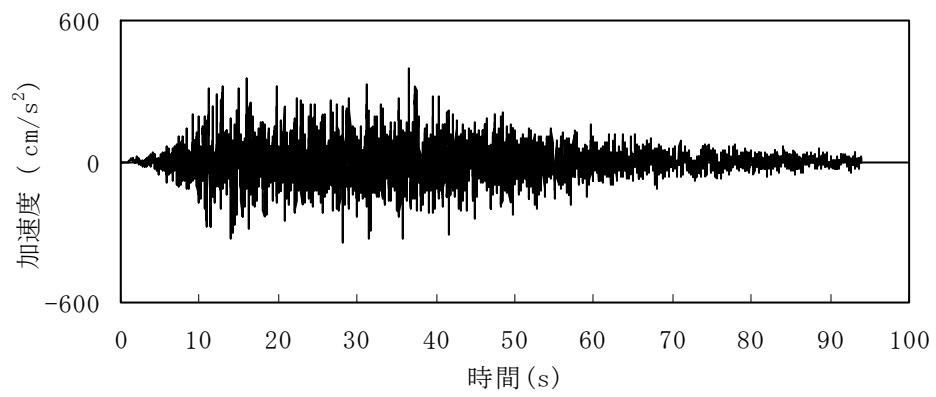
第 1.4.1 図 弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトル (NS 方向) (1/3)



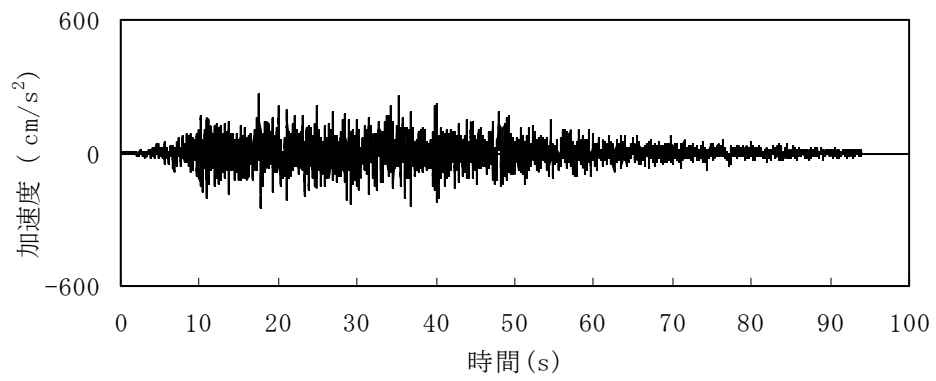
第 1.4.1 図 弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトル (EW 方向) (2/3)



第 1.4.1 図 弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトル (鉛直方向) (3/3)

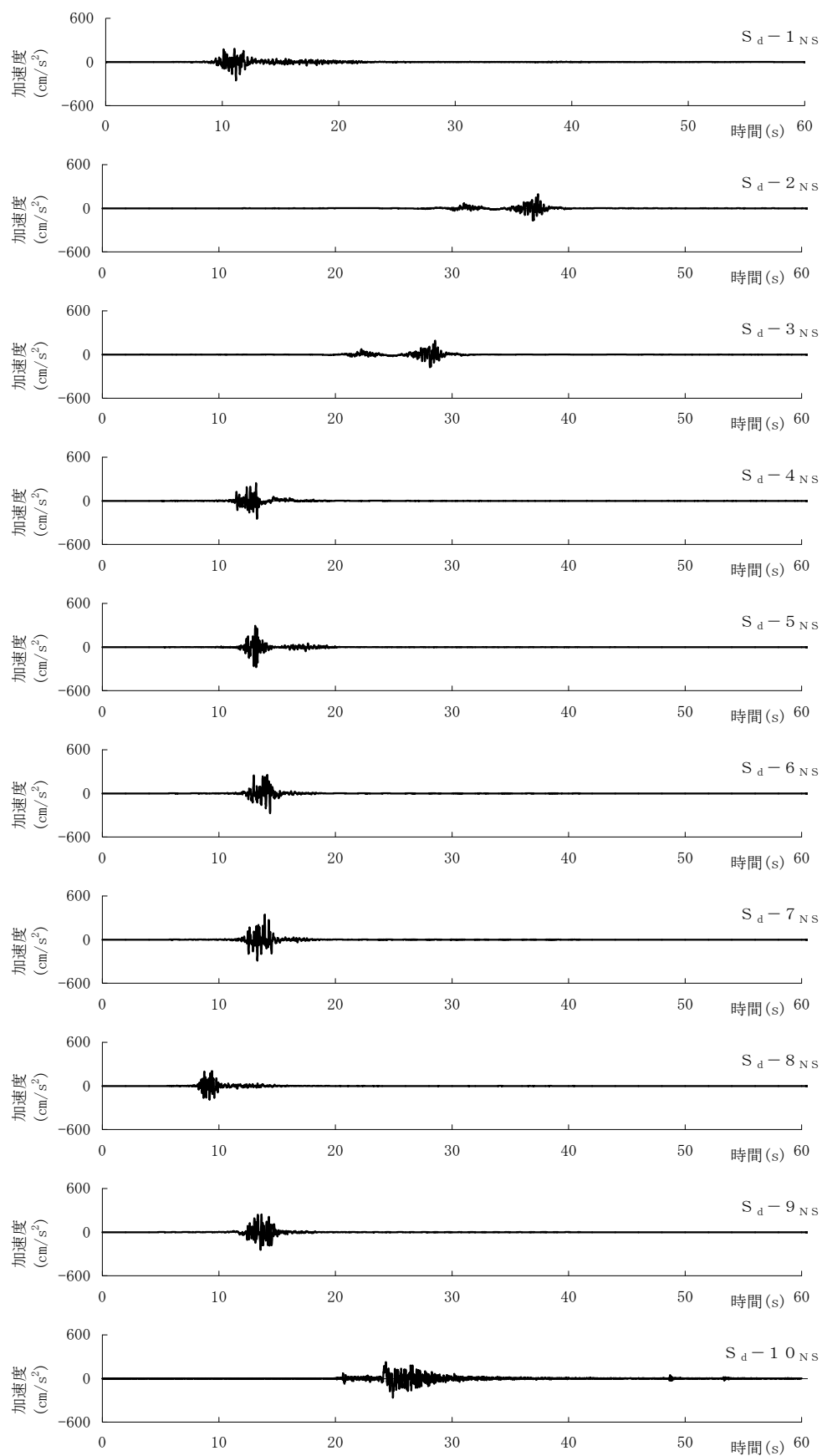


(水平方向: $S_d - D_H$)

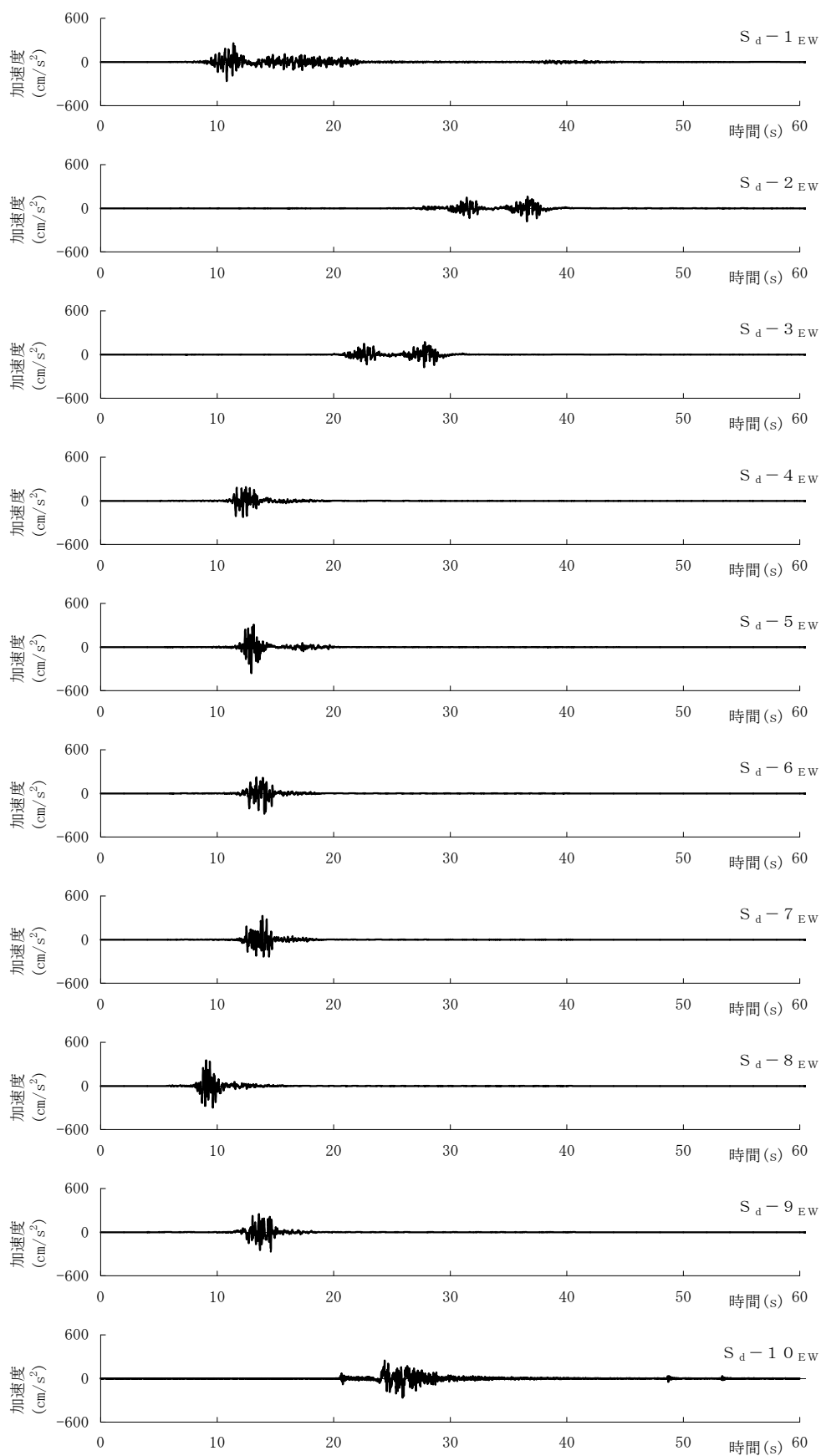


(鉛直方向: $S_d - D_V$)

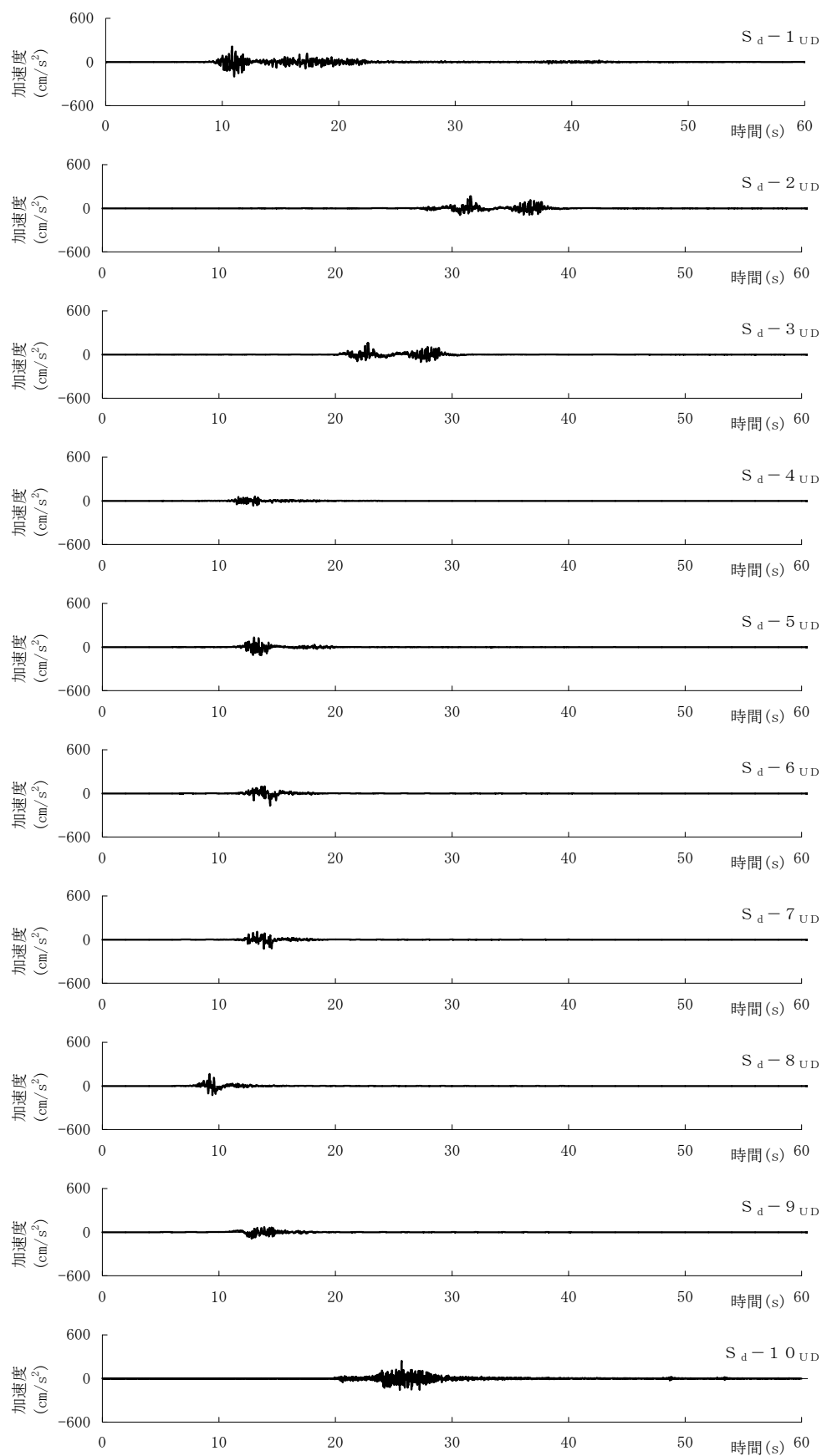
第 1.4.2 図 弾性設計用地震動 S_d の時刻歴波形 (1/5)



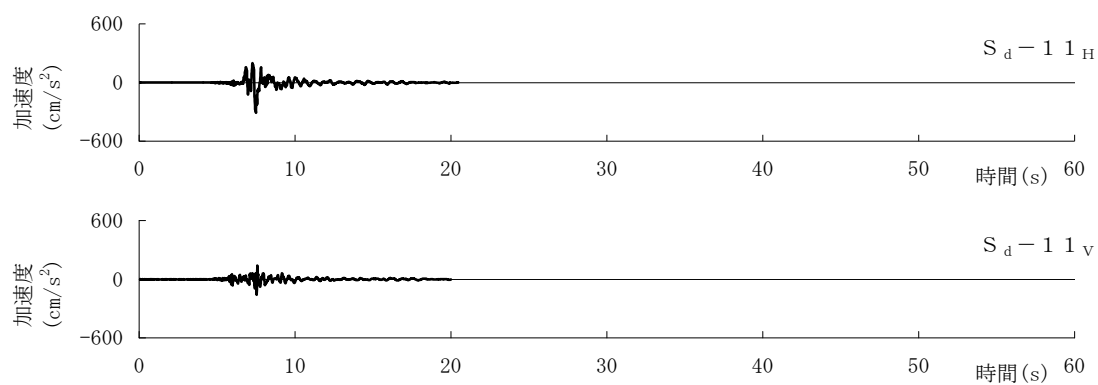
第 1.4.2 図 弾性設計用地震動 S_d の時刻歴波形 (2/5)



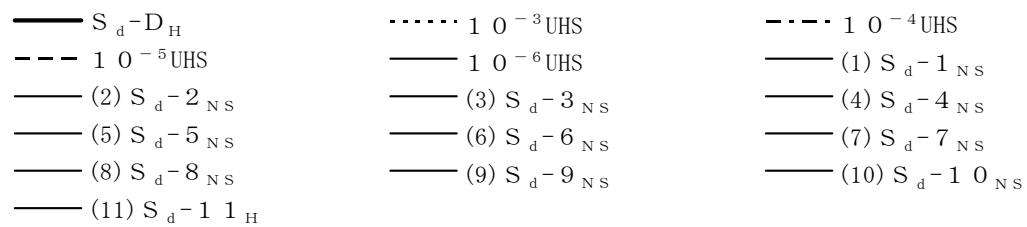
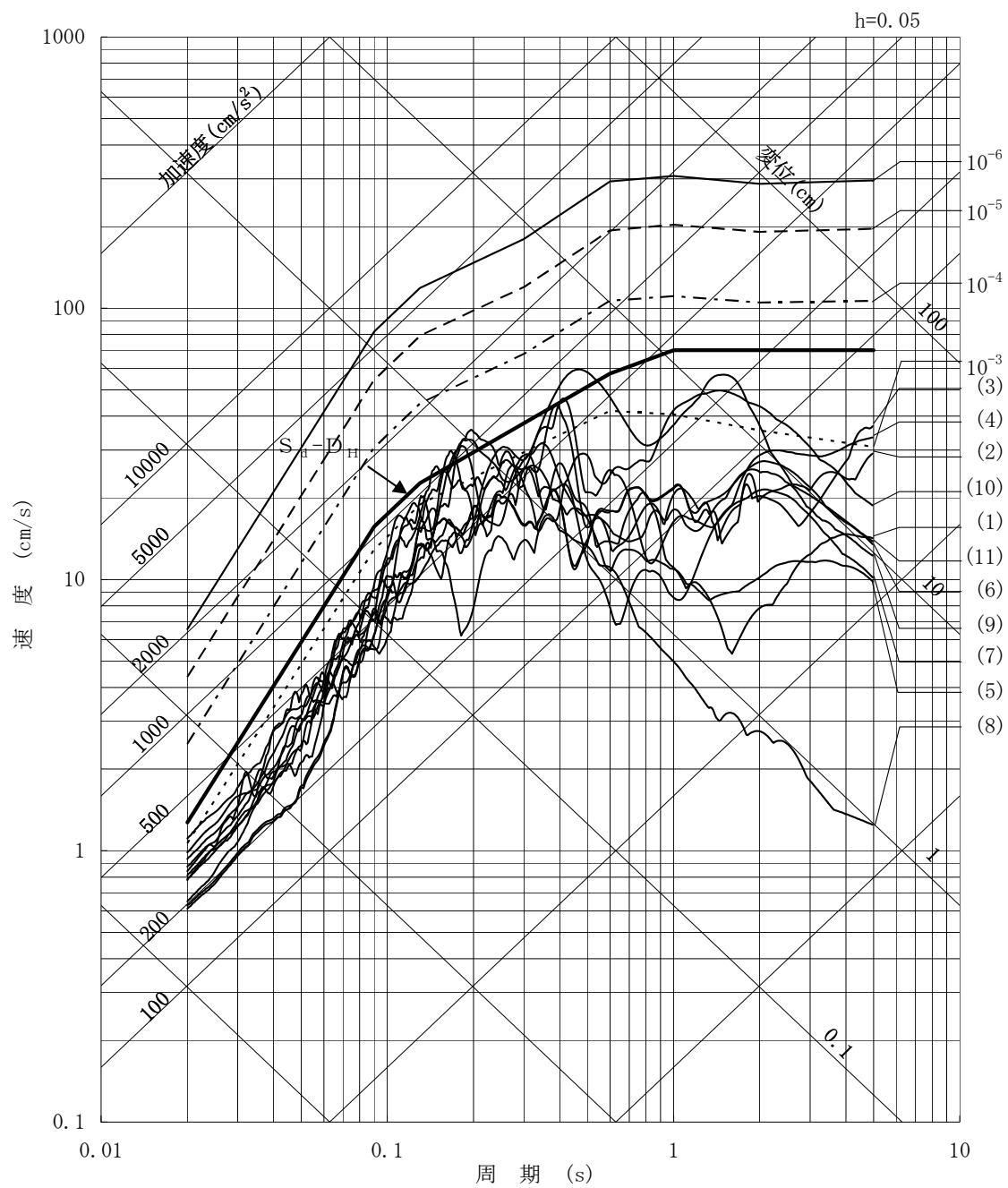
第 1.4.2 図 弾性設計用地震動 S_d の時刻歴波形 (3/5)



第 1.4.2 図 弾性設計用地震動 S_d の時刻歴波形 (4/5)



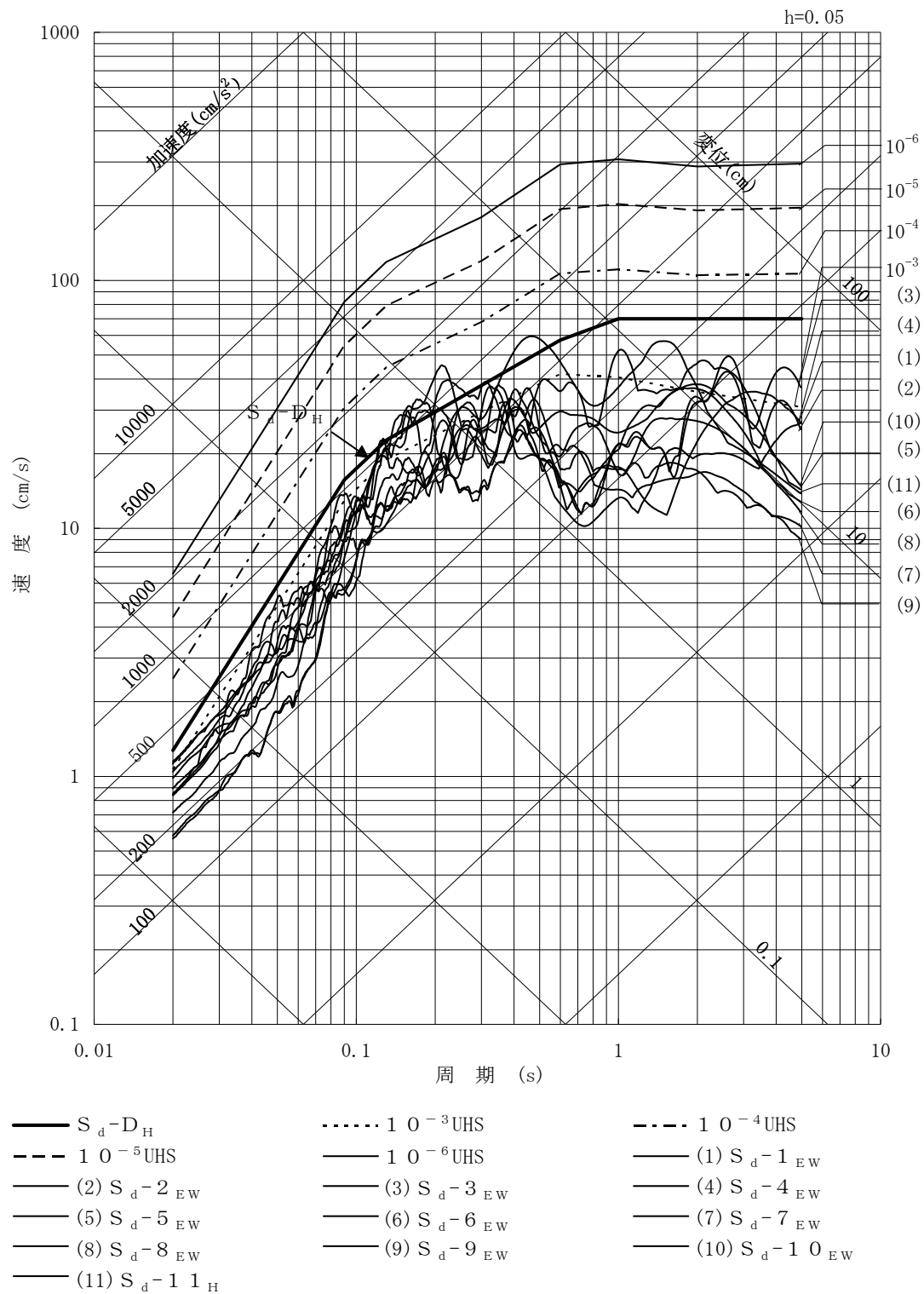
第 1.4.2 図 弾性設計用地震動 S_d の時刻歴波形 (5/5)



・ UHS : 一様ハザードスペクトル

第 1.4.3 図 弾性設計用地震動 S_d と一様ハザードスペクトル (NS 方向)

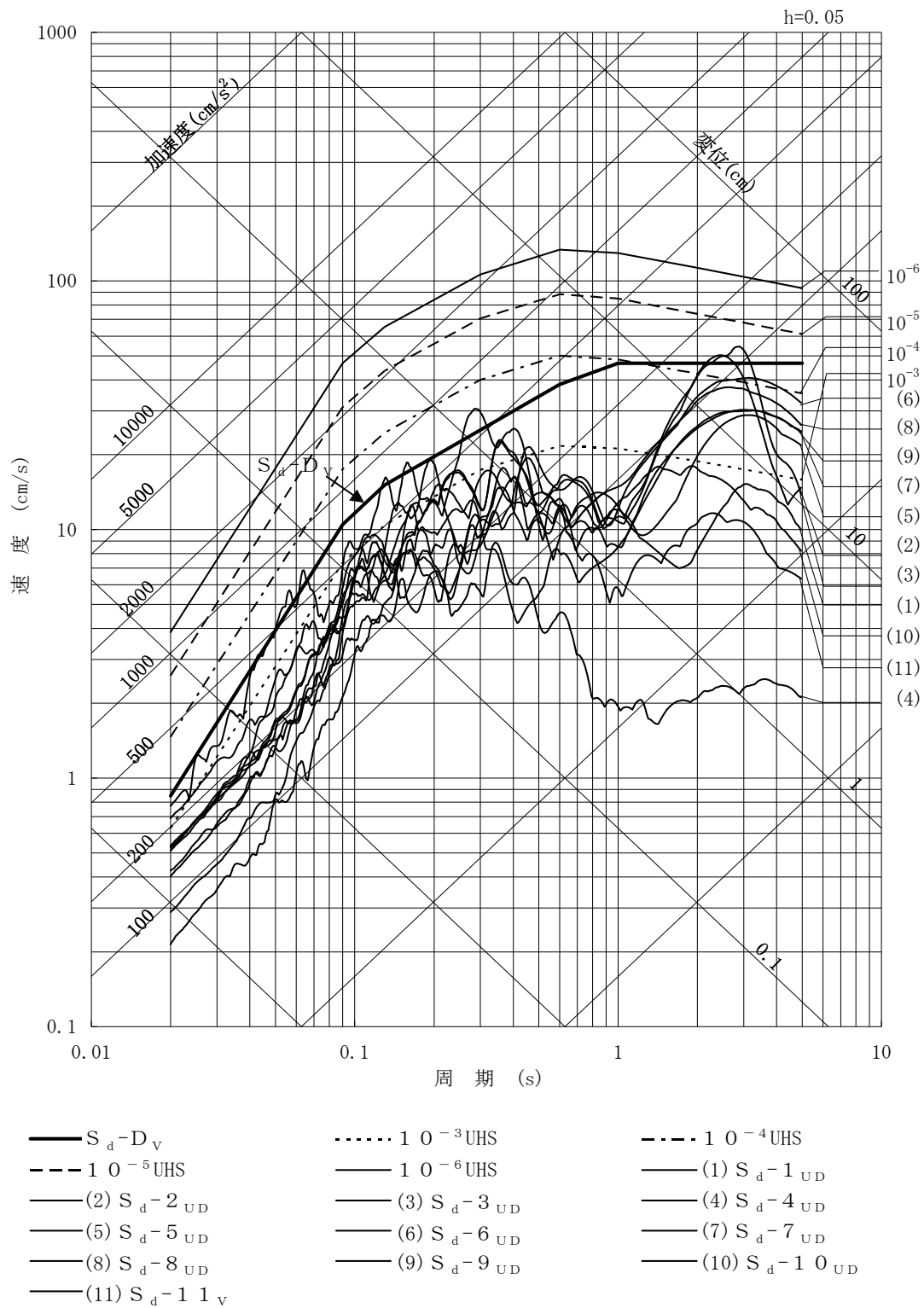
(1/3)



・ UHS : 一様ハザードスペクトル

第 1.4.3 図 弾性設計用地震動 S_d と一様ハザードスペクトル (EW 方向)

(2/3)



・ UHS : 一様ハザードスペクトル

第 1.4.3 図 弾性設計用地震動 S_d と一様ハザードスペクトル (鉛直方向)

(3/3)

1.5 耐津波設計

本原子炉施設の耐津波設計は、「設置許可基準規則」に適合するように、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」及び「1.5.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」に従って行う。

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、基準津波に対して、以下の方針に基づき耐津波設計を行い、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

「設置許可基準規則第五条（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。

「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、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を含む耐震Sクラスに属する設備が要求されている。

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設備並びに津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を含む耐震Sクラスに属する設備とする。このうち、クラス3設備（緊急時対策所を除く。）は、損傷した場合を考慮して、代替設備により必要な安全機能を確保するなどの対応を行う設計とする。

このため、津波から防護する設備は、クラス1、クラス2設備及びクラ

ス 3 設備のうちの緊急時対策所並びに津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備を含む耐震 S クラスに属する設備（以下「設計基準対象施設の津波防護対象設備」という。）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. 敷地及び敷地周辺の地形，標高並びに河川の存在の把握

敦賀発電所を設置する敷地は，福井県敦賀市の北部にある敦賀半島の北端付近に位置している。敷地の地形は，西側，東側及び北側に標高約 70m～約 170m の山地があつて，中央に平地を挟み，敷地前面は浦底湾に面している。敷地は，主に海側より E.L. +3m，E.L. +7m の高さに分かれている。また，発電所付近の河川としては，敷地西側の山地を隔てて西部溪流及び高牧川がある。

なお，発電所敷地内の北側には，国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子炉廃止措置研究開発センター（ふげん）がある。

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を内包する建屋及び区画として，E.L. +3m の敷地に緊急時対策所及び緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク，E.L. +7m の敷地に原子炉建屋（燃料取扱棟及び燃料取替用水タンク含む。），原子炉補助建屋，復水タンク，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用），燃料移送配管カルバート，燃料移送ポンプ室，海水ポンプ室及び原子炉補機冷却海水管カルバートを設置する。また，非常用取水設備として，貯留堰，原子炉補機冷却海水取水口（以下 1.5 において「取水口」という。），原子炉補機冷却海水取水路（以下 1.5 において「取水路」という。）及び海水ポンプピットを設置する。

津波防護施設として、E.L. + 3m の敷地に防潮堤及び防潮扉、取水口の周囲に貯留堰を設置する。また、1号炉放水路、敷地内の一般排水路及び2号炉の放水ピットに対して逆流防止設備を設置する。

浸水防止設備として、海水ポンプ室については、海水ポンプ室床面の点検用開口部に対して浸水防止蓋、海水ポンプ室の床ドレン排水口及び開口部に対して逆止弁を設置するとともに、海水ポンプ室の貫通部に対して止水処置を実施する。放水ピットについては、放水ピットの貫通部に対して止水処置を実施する。タービン建屋と隣接する原子炉建屋及び原子炉補助建屋については、地下階の扉に対して閉止板、タービン建屋サンプに接続する原子炉建屋の床ドレン配管に対して逆止弁を設置するとともに、タービン建屋境界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、原子炉建屋屋上に津波監視カメラ、海水ポンプピットに海水ポンプピット水位計を設置する。

敷地内（防潮堤の外側）の遡上域の建物・構築物としては、E.L. + 3m の敷地にメンテナンス棟、放射線管理センター、資材倉庫等がある。

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、敷地内に物揚用の原電明神栈橋（以下 1.5 において「物揚岸壁」という。）、敷地外の浦底湾内に漁港（浦底，色，手）があり、漁港には防波堤が設置されている。海上設置物としては、上記漁港に船舶・漁船が約 90 隻係留されるとともに、漁港付近に浮き筏が約 160 床設置されている。敷地周辺の状況としては、福井県水産試験場、学校、民家等の建物・構築物がある。海上交通としては、敦賀港から苫小牧東港への定期フェリー航路等があり、発電所から最も近い地点として敷地沖合約 3 km を通過する。

(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 図に示す。

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、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 T.P. +0.48m 及び潮位のばらつき 0.15m を考慮し、下降側の水位変動に対しては朔望平均干潮位 T.P. -0.01m 及び潮位のばらつき 0.16m を考慮する。朔望平均潮位及び潮位のばらつきは、敷地周辺の観測地点「敦賀港本港地区観測所」（国土交通省所管）における潮位観測結果に基づき評価する。

潮汐以外の要因による潮位変動については、観測地点「敦賀港本港地区観測所」における至近約 37 年（1976 年から 2012 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。観測地点「敦賀港本港地区観測所」は敷地周辺にあり、発電所と同様に敦賀湾に面した海に設置されている。高潮要因の発生履歴を考慮して、高潮発生可能性とその程度（ハザード）について検討する。基準津波による水位の年超過確率は $10^{-4} \sim 10^{-6}$ 程度であり、独立事象としての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 T.P. +1.14m と、入力津波で考慮した朔望平均満潮位 T.P. +0.48m

及び潮位のばらつき 0.15m の合計との差である 0.51m 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。広域的な地殻変動を考慮すべき波源は、基準津波 2 の「若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり（エリア B の E s - K 5）の組み合わせ」、基準津波 3 の「F O - A 断層～F O - B 断層～熊川断層」及び基準津波 4 の「秋田県の波源モデル」である。敦賀発電所は、日本海側に位置しており、プレート間地震及び海洋プレート内地震は考慮対象外である。

入力津波については、「日本海における大規模地震に関する調査検討会」の波源モデルを踏まえて、Manshinha et al (1971) の方法により算定した敷地地盤の変動量は、基準津波 2 の「若狭海丘列付近断層」で 0.01m、基準津波 3 の「F O - A 断層～F O - B 断層～熊川断層」で 0.01m～0.02m の隆起が想定されるため、下降側の水位変動に対して安全評価をする際には対象物の高さに隆起量を加算した後で、下降側評価水位と比較する。また、上昇側の水位変動に対して安全評価をする際には隆起しないものと仮定して、対象物の高さとは上昇側水位を直接比較する。基準津波 4 の「秋田県の波源モデル」については、0.03m の沈降が想定されるため、上昇側の水位変動に対して安全評価する際には対象物の高さから沈降量を引算した後で、上昇側評価水位と比較する。また、下降側の水位変動に対して安全評価する際には沈降しないものと仮定して、対象物の高さとは下降側水位を直接比較する。

c. 取水路・放水路等の経路からの流入に伴う入力津波

耐津波設計に用いる入力津波高さとして、後述の「d. 敷地への遡上に伴う入力津波」を含めて第 1.5.1 表に示す。なお、入力津波について

は、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た評価値に基づき、潮位のばらつき、入力津波の数値計算上のばらつき、地殻変動による敷地地盤の隆起・沈降量を考慮し安全側に設定する。

d. 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「遡上解析」という。）に当たっては、遡上解析上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配置状況を考慮し、遡上域のメッシュサイズ（3.125m）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、日本水路協会等による海底地形図、海上音波探査結果並びに取水口及び放水口付近の深淺測量結果を使用する。また、取水路及び放水路等の諸元、敷地標高については、発電所の竣工図を使用する。

伝播経路上の人工構造物については、図面をもとに遡上解析上影響を及ぼす津波防護施設である防潮堤及び防潮扉、遡上経路上の建屋等を考慮し、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。また、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。

遡上解析に当たっては、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、地震による液状化、流動化又はすべり、標高変化を考慮した遡上解析を実施し、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。なお、敷地の周辺斜面が、遡上波

の敷地への到達に対して障壁になっている箇所はない。また、敷地西側に西部溪流及び高牧川が存在するが、発電所とは標高約 70m～約 170m の山地で隔てられており、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 に伴う地形変化、標高変化が生じる可能性について検討を行った結果、1.6m 程度の敷地の沈下が想定されたことから、遡上解析の初期条件として、安全側に 2m の敷地の沈下を考慮した。

一方、津波防護施設である防潮堤及び防潮扉については、改良地盤又は岩盤に設置することから、基準地震動 S_s が作用した場合においても沈下はほとんど生じることはなく、取水口周辺斜面についても基準地震動 S_s により遡上解析に影響するすべりは生じないことを確認していることから、遡上解析の条件として沈下及びすべりを考慮しないこととした。また、初期水位は朔望平均満潮位 T.P. +0.48m とし、潮位のばらつき 0.15m については遡上解析より求めた津波水位に加えることで考慮する。

基準津波による最高水位の分布を第 1.5.2 図、基準津波による最大浸水深分布を第 1.5.3 図に示す。

なお、取水口及び放水口とその周辺で最高水位や傾向に大きな差異はなく、取水口及び放水口近傍で局所的な海面の励起は生じていない。

津波侵入方向に正対した面における敷地の標高の分布と敷地前面の津波の遡上高さの分布を比較すると、遡上波が敷地に地上部から到達、流入する可能性があるため、津波防護施設を設置する。遡上波を津波防護施設の設計に使用する入力津波として設定する場合、津波防護施設周辺の最高水位を安全側に評価したものを入力津波高さとする。入力津波高さを第 1.5.1 表に示す。

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（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。下記(3)において同じ。）を内包する建屋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、取水路及び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屋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。

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、外郭防護として、E.L. +3m の敷地に防潮堤及び防潮扉を設置する。また、取水路及び放水路等の経路から流入させない設計とするため、外郭防護として、1号炉放水路、敷地内の一般排水路及び2号炉の放水ピットに対して逆流防止設備、海水ポンプ室床面の点検用開口部に対して浸水防止蓋、海水ポンプ室の床ドレン排水口及び開口部に対して逆止弁を設置するとともに、海水ポンプ室の貫通部に対して止水処置を実施する。また、放水ピットの貫通部に対して止水処置を実施する。

内郭防護として、タービン建屋から浸水防護重点化範囲への地震による循環水管の損傷箇所からの津波の流入等を防止するため、タービン建屋と隣接する原子炉建屋及び原子炉補助建屋の地下階の扉に対して閉止板、タービン建屋サンプに接続する原子炉建屋の床ドレン配管に対して逆止弁を設置するとともに、タービン建屋境界の貫通部に対して止水処置を実施する。

引き波時の海水ポンプピット水位の低下に対して、原子炉補機冷却海水ポンプの取水性を確保するため、取水口の周囲に貯留堰を設置する。

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、津波監視カメラ及び海水ポンプピット水位計を設置する。

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 1.5.4 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（津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋（緊急時対策所を除く。）及び区画（緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクを除く。）の周辺敷地高さは E.L. +7m であり，津波による遡上波は地上部から到達，流入しない。緊急時対策所及び緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクが設置される周辺敷地高さは E.L. +3m であり，津波による遡上波が地上部から到達，流入する可能性があるため，津波防護施設として，E.L. +3m の敷地に防潮堤及び防潮扉を設置する。防潮堤及び防潮扉の設計に当たっては，入力津波で考慮した潮位変動（潮位のばらつき，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裕度含む。）と比較して，十分に

余裕のある設計とする。

なお、遡上波の地上部からの到達，流入の防止として，津波防護施設を設置する以外に，地山斜面，盛土斜面等の活用はしていない。

(2) 取水路，放水路等の経路からの津波の流入防止

敷地への海水流入の可能性のある経路を第 1.5.3 表に示す。

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，入力津波で考慮した潮位変動（潮位のばらつき，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裕度含む。）と比較して，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 号炉放水路，敷地内の一般排水路及び 2 号炉の放水ピットに対して逆流防止設備を設置する。また，浸水防止設備として，海水ポンプ室については，海水ポンプ室床面の点検用開口部に対して浸水防止蓋，海水ポンプ室の床ドレン排水口及び開口部に対して逆止弁を設置するとともに，海水ポンプ室の貫通部に対して止水処置を実施する。放水ピットについては，放水ピットの貫通部に対して止水処置を実施する。海水ポンプ室の浸水対策の概要について，第 1.5.5 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。

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・放水設備の構造上の特徴等を考慮して，取水・放水施設及び地下部等における漏水の可能性を検討した結果，海水ポンプ室については，基準津波が海水ポンプピットから流入する可能性があるため，浸水想定範囲として想定する。

浸水想定範囲への浸水の可能性のある経路として、海水ポンプ室床面の点検用開口部、海水ポンプ室の床ドレン排水口、開口部及び貫通部が挙げられる。このため、浸水防止設備として、海水ポンプ室床面の点検用開口部に対して浸水防止蓋、海水ポンプ室の床ドレン排水口及び開口部に対して逆止弁を設置するとともに、海水ポンプ室の貫通部に対して止水処置を実施する。これら浸水対策の概要について、第 1.5.5 図に示す。

なお、原子炉補機冷却海水ポンプのグラントドレン配管の行き先は、海水ポンプ室の床ドレン排水口となっている。海水ポンプ室の床ドレン排水口には逆止弁が設置されるため、グラントドレン配管は浸水の可能性がある経路とはならない。

(2) 安全機能への影響確認

浸水想定範囲である海水ポンプ室には、重要な安全機能を有する屋外設備である原子炉補機冷却海水ポンプを設置しているため、当該エリアを防水区画化する。

防水区画化した海水ポンプ室において、浸水防止設備として設置する海水ポンプ室床ドレン排水口逆止弁及び海水ポンプ室開口部逆止弁については、漏水による浸水経路となる可能性があるため、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。

(3) 排水設備設置の検討

上記(2)において、浸水想定範囲である海水ポンプ室が長期間冠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屋及び区画の隔離（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、原子炉建屋（燃料取扱棟及び燃料取替用水タンク含む。）、原子炉補助建屋、復水タンク、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）、燃料移送配管カルバート、燃料移送ポンプ室、海水ポンプ室及び原子炉補機冷却海水管カルバートを設定する。

（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、浸水口を特定し、浸水対策を実施する。具体的には、タービン建屋から浸水防護重点化範囲への地震による循環水管の損傷箇所からの津波の流入等を防止するため、タービン建屋と隣接する原子炉建屋及び原子炉補助建屋の地下階の扉に対して閉止板、タービン建屋サンプに接続する原子炉建屋の床ドレン配管に対して逆止弁を設置するとともに、タービン建屋境界の貫通部に対して止水処置を実施する。

a. 地震に起因するタービン建屋内の循環水管伸縮継手の破損及び耐震性の低い2次系機器の損傷により保有水が溢水するとともに、津波が循環水管内に流れ込み、循環水管の損傷箇所を介して、タービン建屋内に流入することが考えられる。このため、タービン建屋内に流入した津波により、タービン建屋に隣接する浸水防護重点化範囲（原子炉建屋（燃料取扱棟及び燃料取替用水タンク含む。）及び原子炉補助建屋）への影響を評価する。

b. 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。

- (3) 上記(2) a. , b. 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. 建屋内の機器・配管の損傷による津波、溢水等の事象想定

タービン建屋における溢水については、循環水管の伸縮継手の全円周状の破損及び地震に起因する２次系機器の破損を想定し、循環水ポンプを停止するまでの間に生じる溢水量と２次系設備の保有水による溢水量及び循環水管の破損箇所からの津波の流入量を合算した水量が、タービン建屋空間部に滞留するものとして溢水水位を算出する。なお、原子炉建屋（燃料取扱棟及び燃料取替用水タンク含む。）、原子炉補助建屋、タービン建屋等の周辺の地下水は、基礎下に設置している集水配管により、原子炉補助建屋最下層にある湧水サンプルピットに集水し排出されるため、タービン建屋内への集水経路はない。ただし、地震時のタービン建屋の地下部外壁からの地下水の流入が考えられるため、地下水の流入量をタービン建屋内の流入量評価において考慮する。

b. 屋外配管やタンク等の損傷による津波、溢水等の事象想定

屋外タンク等の損傷による溢水は、津波の影響がないことから、別途実施する内部溢水の影響評価において、浸水防護重点化範囲の建屋の開口部である扉下端高さまで溢水水位が到達しないことを確認しており、浸水防護重点化範囲の建屋に浸水することはない。

c. 循環水系機器・配管損傷による津波浸水量の考慮

循環水系機器・配管損傷による津波浸水量については、入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返しの襲来を考慮し、タービン建屋の溢水水位は津波等の流入の都度上昇するものとして計算する。また、循環水ポンプピットの水位が低い場合、流入経路を逆流してタービン建屋外へ流出する可能性があるが、保守的に一度流入したものは流出しないも

のと考える。

d. 機器・配管等の損傷による内部溢水の考慮

機器・配管等の損傷による浸水範囲，浸水量については，損傷箇所を介してのタービン建屋への津波の流入，内部溢水等の事象想定も考慮して算定する。

e. 地下水の流入量の考慮

地下水の流入については，1日当たりの湧水（地下水）の排水量の実績値に対して，湧水サンプポンプの排出量は大きく上回ること，また，湧水サンプポンプは耐震性を有することから，外部の支援を受けることなく排水可能である。

また，地震によるタービン建屋の地下部外壁からの流入については，タービン建屋の想定浸水水位と安全側に設定した地下水位を比較して流入量を算定する。

f. 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屋地下部において，施工上生じうる建屋間の隙間部には，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) 原子炉補機冷却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，原子炉補機冷却海水ポンプが機能保持できる設計とし，冷却に必要な海水が確保できる設計とするため，以下のa.，b.を実施する。

a. 取水路の特性を考慮した管路解析の実施

基準津波による水位の低下に伴う取水路等の特性を考慮した海水ポン

プピットの評価水位を適切に算出するため、非定常の管路流の連続式及び運動方程式を用いた数値計算モデルにより管路解析を実施する。また、その際、取水口の周囲の貯留堰から海水ポンプピット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摩擦損失を考慮するとともに、貝付着やスクリーンの有無を考慮し、計算結果に潮位のばらつきの加算や安全側に評価した値を用いるなど、計算結果の不確実性を考慮した評価を実施する。

b. 水位低下に対する耐性の確保

管路解析により得られた海水ポンプピットの下降側水位は T.P. - 3.42m であり、これに潮位のばらつきや数値計算上のばらつきを安全側に評価した入力津波高さ T.P. - 4.0m に対して、水理実験にて確認した原子炉補機冷却海水ポンプの取水可能水位は T.P. 約 - 4.2m であるため、水位低下に対して原子炉補機冷却海水ポンプは機能保持できる。

(2) 津波の二次的な影響による原子炉補機冷却海水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、取水路及び海水ポンプピット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、原子炉補機冷却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

取水口の周囲に設置する貯留堰の越流部天端高さは T.P. - 1.6m であり、T.P. 約 - 6m の海底面より約 4.4m 高い位置であるため、砂が取水口に到達しにくい構造である。

砂移動に関する遡上解析を実施した結果、基準津波による砂移動に伴う堆積量は、取水口付近において最大約 0.06m であり、取水口及び取水路の構造を考慮すると海水ポンプピットにおける砂の堆積はほとんど生

じない。一方，原子炉補機冷却海水ポンプ下端から海水ポンプピット床面までの距離は 1.1m であるため，砂移動を考慮しても通水性は確保できる。

b．原子炉補機冷却海水ポンプへの浮遊砂の影響

原子炉補機冷却海水ポンプの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，軸受潤滑水ラインに設置されている約 1mm のストレーナで除去できる構造とする。また，仮に砂が混入した場合においても，原子炉補機冷却海水ポンプの軸受に設けられた約 3.7mm の異物逃がし溝から排出できる構造とする。

これに対して，発電所周辺の砂の平均粒径は約 0.2mm で，数ミリ以上の砂はごくわずかであることに加えて，粒径数ミリ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，砂移動に対して原子炉補機冷却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，発電所の敷地近傍においては取水口前面から 3 km の範囲，敷地内については，津波の遡上域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。漂流物の評価フローを第 1.5.6 図に示す。

(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

基準津波の遡上解析結果によると，津波は取水口付近の敷地を含め E. L. + 3m の敷地に遡上する。基準地震動 S_g による液状化等に伴う敷地の変状や潮位のばらつき (0.15m) を考慮した場合，E. L. + 3m の防

潮堤の外側の敷地における浸水深は 4m 程度である。これを踏まえ、基準津波により漂流物となる可能性のある施設・設備が、原子炉補機冷却海水ポンプの取水性確保に影響を及ぼさないことを確認する。

敷地内で漂流する可能性のあるものとして、取水口付近においては、物揚岸壁に設置されているプレハブ、E.L. +3m の敷地においては、タンク、樹木等が挙げられる。しかし、敷地内で漂流する可能性のあるものは、取水口の設置位置及び津波の流向を考慮すると取水口には向かわず、通水機能が損なわれることはない。

なお、敷地内の物揚岸壁に停泊する燃料等輸送船は、津波警報等発表時には緊急退避するため、漂流物とはならない。

敷地外で漂流する可能性があるものとして、発電所近傍で航行不能になる漁船を考慮する。敷地は浦底湾の最奥に位置しているため、敷地前面に到達する津波は、流速は遅いものの取水口側への流向が一部存在する。しかし、取水口の周囲に設置する貯留堰の設計に当たっては、漂流物として衝突する可能性があるもののうち、最も重量の大きい 60t の小型漁船を衝突荷重として考慮することから、通水機能が損なわれることはない。

また、防潮堤及び防潮扉の設計においても同様に、漂流物として 60t の小型漁船を衝突荷重として考慮する。

発電所近傍を通過する定期船に関しては、取水口に最も近い距離として、発電所沖合約 3 km の地点を通過するが、津波襲来までに情報を入手することにより、沖合への緊急退避が可能であることから、発電所に対する漂流物とならない。

除塵装置であるトラベリングスクリーンは、取水口から取水路を経由した E.L. +7m の敷地の海水ポンプピットに設置されており、基準

津波の流速に対する影響は生じないため、損傷することはない漂流物とならないことから、取水性に影響を及ぼさない。

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、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は、津波監視カメラ及び海水ポンプピット水位計を設置する。海水ポンプピット水位計は、海水ポンプピットにおける入力津波高さ $T.P. + 5.5m$ に対して波力、漂流物の影響を受けにくい位置に設置し、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、自然条件（積雪、風荷重等）との組合せを適切に考慮する。

(1) 津波監視カメラ

原子炉建屋屋上 E.L. 約 $+67m$ 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) 海水ポンプピット水位計

E.L. $+7m$ の海水ポンプピットに設置し、上昇側及び下降側の津波高さを計測できるよう、 $T.P. \text{ 約 } -5.0m \sim T.P. \text{ 約 } +6.0m$ を計測範囲とし、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。

「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、
津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備においても、入力津波に対
して当該機能を十分に保持できることを要求している。

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、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備（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
る建屋及び区画について第 1.5.5 表に分類を示す。

(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屋及び区画とし
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. +3m の敷地に燃料油貯蔵タンク（南側）、E.L. +7m の敷地に燃料
油貯蔵タンク（北側）及び空冷式非常用発電機、西側の山地に敷高 E.L.
+7m～E.L. +15m の可搬型重大事故等対処設備保管用トンネルを設置す

る。重大事故等対処施設の津波防護対象範囲を第 1.5.7 図に示す。

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（津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備及び非常用取水設備を除く。下記(3)において同じ。）を内包する建屋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，取水路及び放水路等の経路から施設から流入させない設計とする。
- (2) 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屋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。

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，外郭防護として，E.L. +3m の敷地に防潮堤及び防潮扉を設置する。また，取水路及び放

水路等の経路から流入させない設計とするため、外郭防護として、1号炉放水路、敷地内の一般排水路及び2号炉の放水ピットに対して逆流防止設備、海水ポンプ室床面の点検用開口部に対して浸水防止蓋、海水ポンプ室の床ドレン排水口及び開口部に対して逆止弁を設置するとともに、海水ポンプ室の貫通部に対して止水処置を実施する。また、放水ピットの貫通部に対して止水処置を実施する。

内郭防護として、タービン建屋から浸水防護重点化範囲への地震による循環水管の損傷箇所からの津波の流入等を防止するため、タービン建屋と隣接する原子炉建屋及び原子炉補助建屋の地下階の扉に対して閉止板、タービン建屋サンプに接続する原子炉建屋の床ドレン配管に対して逆止弁を設置するとともに、タービン建屋境界の貫通部に対して止水処置を実施する。

引き波時の海水ポンプピット水位の低下に対して、原子炉補機冷却海水ポンプの取水性を確保するため、取水口の周囲に貯留堰を設置する。

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、津波監視カメラ及び海水ポンプピット水位計を設置する。

燃料油貯蔵タンク（北側）、空冷式非常用発電機及び可搬型重大事故等対処設備保管用トンネルの区画は、津波の影響を受けない位置に設置されており、新たな津波防護対策は必要ない。

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1.5.4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（津波防護施設，浸水防止設備，

津波監視設備及び非常用取水設備を除く。)を内包する建屋(緊急時対策所を除く。)及び区画(緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び燃料油貯蔵タンク(南側)を除く。)の周辺敷地高さは E.L. +7m であり、津波による遡上波は地上部から到達、流入しない。緊急時対策所、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び燃料油貯蔵タンク(南側)が設置される周辺敷地高さは E.L. +3m であり、津波による遡上波が地上部から到達、流入する可能性があるため、津波防護施設として、E.L. +3m の敷地に防潮堤及び防潮扉を設置する。

遡上波の地上部からの到達防止に当たっての検討は、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」を適用する。

(2) 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止

取水路及び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)

取水・放水施設及び地下部等において、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、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」を適用する。

1.5.2.5 重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の 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、E.L. +3m の敷地の燃料油貯蔵タンク（南側）、E.L. +7m の敷地の燃料油貯蔵タンク（北側）、空冷式非常用発電機、西側の山地に設置する敷高 E.L. +7m～E.L. +15m の可搬型重大事故等対処設備保管用トンネルの区画を設定する。

(2) 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策

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。

また、その他の範囲については、津波による溢水の影響を受けない位置に設置する、若しくは津波による溢水の浸水経路がない設計とする。

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) 重大事故時に使用するポンプ等の取水性

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。そのため、原子炉補機冷却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。

また、重大事故時に使用する可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは投げ込み式であり、水位変動に対する追従性があるため、取水性に影響はない。

(2) 津波の二次的な影響による取水性の機能保持確認

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、取水路及び海水ポンプピット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、原子炉補機冷却海水ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型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」を適用する。

1.5.2.7 津波監視

津波の襲来を監視するために設置する津波監視設備の機能については、

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」を適用する。

第 1.5.1 表 入力津波高さ一覧表

水位上昇側					水位下降側
敷地前面	防潮堤位置	1 号炉放水路	放水ピット	海水ポンプ ピット	海水ポンプ ピット
T. P. + 4. 38m	T. P. + 4. 51m	T. P. + 4. 64m	T. P. + 10. 61m	T. P. + 4. 87m	T. P. - 3. 42m
(T. P. + 5. 0m) ※	(T. P. + 5. 0m) ※	(T. P. + 5. 0m) ※	(T. P. + 11. 0m) ※	(T. P. + 5. 5m) ※	(T. P. - 4. 0m) ※

※：（ ）内は各施設・設備において算定された数値を安全側に評価した値であり，①潮位のばらつき（水位上昇側：0. 15m，水位下降側：0. 16m），②入力津波の数値計算上のばらつき，③地殻変動による敷地地盤の隆起・沈降量を考慮している。

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		
防潮堤		津波防護施設	- 基準津波による遡上波が設計基準対象施設の津波防護対象設備及び重大事故等対処施設の津波防護設備（以下本表において「津波防護対象設備」という。）の設置された敷地に到達することを防止する。 1号炉放水路から津波防護対象設備の設置された敷地に津波が流入することを防止する。 - 一般排水路から津波防護対象設備の設置された敷地に津波が流入することを防止する。 - 放水ピットから津波防護対象設備の設置された敷地に津波が流入することを防止する。 - 引き波時において原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却に必要な海水を確保し機能を保持する。		
防潮扉					
1号炉放水路逆流防止設備					
一般排水路逆流防止設備					
放水ピット逆流防止設備					
貯留堰					
海水ポンプ室	海水ポンプ室浸水防止蓋	浸水防止設備	- 海水ポンプピットから海水ポンプ室床面の点検用開口部を経由して、海水ポンプ室に津波が流入することを防止する。 - 海水ポンプピットから海水ポンプ室の床ドレン排水口を経由して、海水ポンプ室に津波が流入することを防止する。 - 海水ポンプピットから海水ポンプ室の開口部を経由して、海水ポンプ室に津波が流入することを防止する。 - 海水ポンプピットから海水ポンプ室の貫通部を経由して、海水ポンプ室に津波が流入することを防止する。 - 放水ピットの貫通部から津波防護対象設備の設置された敷地に津波が流入することを防止する。		
	海水ポンプ室床ドレン排水口逆止弁				
	海水ポンプ室開口部逆止弁				
	貫通部止水処置				
放水ピット	貫通部止水処置				
タービン建屋境界	原子炉建屋閉止板				
	原子炉補助建屋閉止板				
	貫通部止水処置				
原子炉建屋	原子炉建屋床ドレン配管逆止弁				
津波監視カメラ		津波監視設備	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。		
海水ポンプピット水位計					

第 1.5.3 表 流入経路特定結果

系 統		流 入 経 路
取水路	海水系	原子炉補機冷却海水取水口 → 原子炉補機冷却海水取水路 → 海水ポンプピット → 海水ポンプ室内
放水路	海水系	1 号炉放水口 → 1 号炉放水路 → 敷地内
		放水口 → 放水路 → 放水ピット → 敷地内
一般排水路		排水口 → 一般排水路 → 敷地内

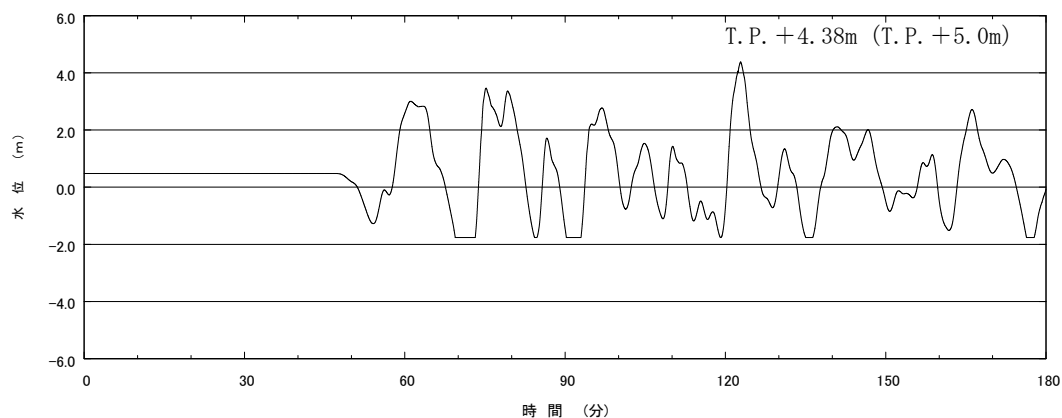
第 1.5.4 表 各経路からの流入評価結果

系 統		流入経路（対策部位）	入力津波高さ	許容津波高さ	裕 度
取水路	海水系	海水ポンプピット	T. P. + 5. 5m	T. P. + 7. 0m	1. 5m
放水路	海水系	1 号炉放水路	T. P. + 5. 0m	T. P. + 7. 0m	2. 0m
		放水ピット	T. P. + 11. 0m	T. P. + 13. 0m	2. 0m
一般排水路		一般排水路	T. P. + 5. 0m	T. P. + 7. 0m	2. 0m

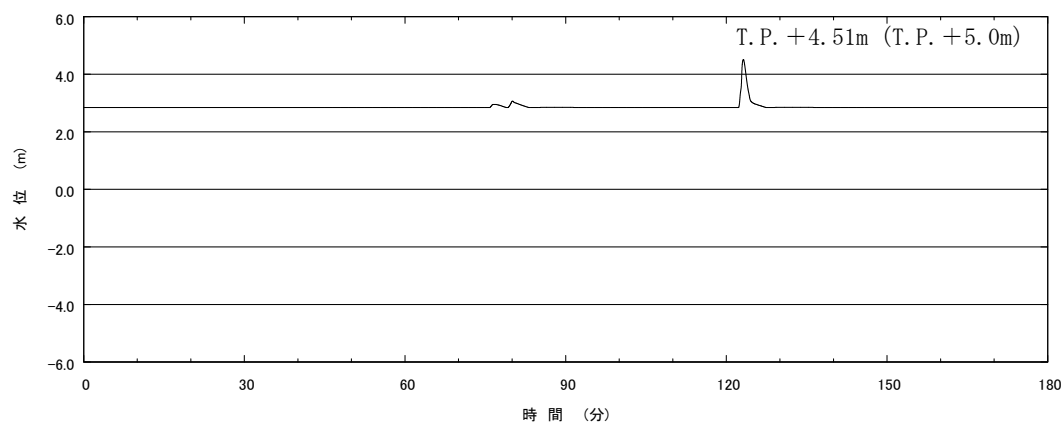
第 1.5.5 表 津波防護対象範囲の分類

津波防護対象範囲	説 明	対 象
(1) 設計基準対象施設の津波防護施設（重大事故等対処施設含む。）	重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画と設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が同一範囲	原子炉建屋（燃料取扱棟及び燃料取替用水タンク含む。）、原子炉補助建屋、緊急時対策所、復水タンク、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）、燃料移送配管カルバート、燃料移送ポンプ室、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク、海水ポンプ室、原子炉補機冷却海水管カルバート、非常用取水設備
(2) 可搬型重大事故等対処設備の津波防護対象範囲	(1)を除く可搬型重大事故等対処設備を内包する建屋及び区画	可搬型重大事故等対処設備 保管用トンネル
(3) 重大事故等対処施設のための津波防護対象範囲	(1)及び(2)を除く重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画	空冷式非常用発電機、燃料油貯蔵タンク（南側）、燃料油貯蔵タンク（北側）
(4) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備	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、入力津波に対して機能保持できることが必要	防潮堤、防潮扉、1号炉放水路逆流防止設備、一般排水路逆流防止設備、放水ピット逆流防止設備、貯留堰、海水ポンプ室浸水防止蓋、海水ポンプ室床ドレン排水口逆止弁、海水ポンプ室開口部逆止弁、原子炉建屋閉止板、原子炉補助建屋閉止板、原子炉建屋床ドレン配管逆止弁、貫通部止水処置、津波監視カメラ、海水ポンプピット水位計

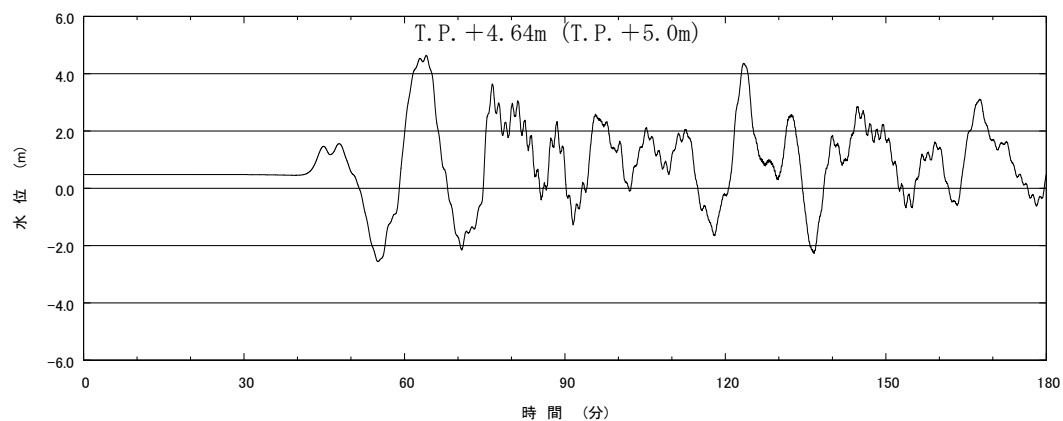
敷地前面（水位上昇側）：隠岐トラフ海底地すべり（エリアBのE s－K 5）



防潮堤位置（水位上昇側）：隠岐トラフ海底地すべり（エリアBのE s－K 5）



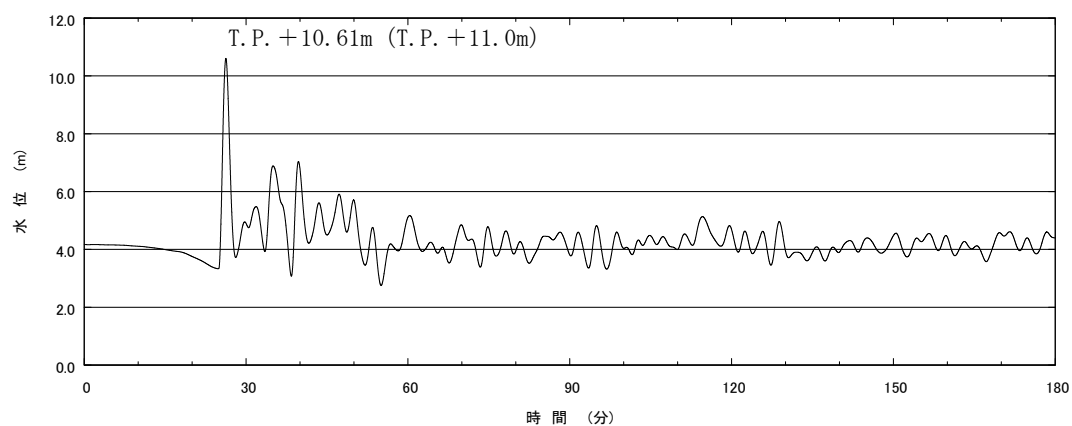
1号炉放水路（水位上昇側）：若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり（エリアBのE s－K 5）の組み合わせ



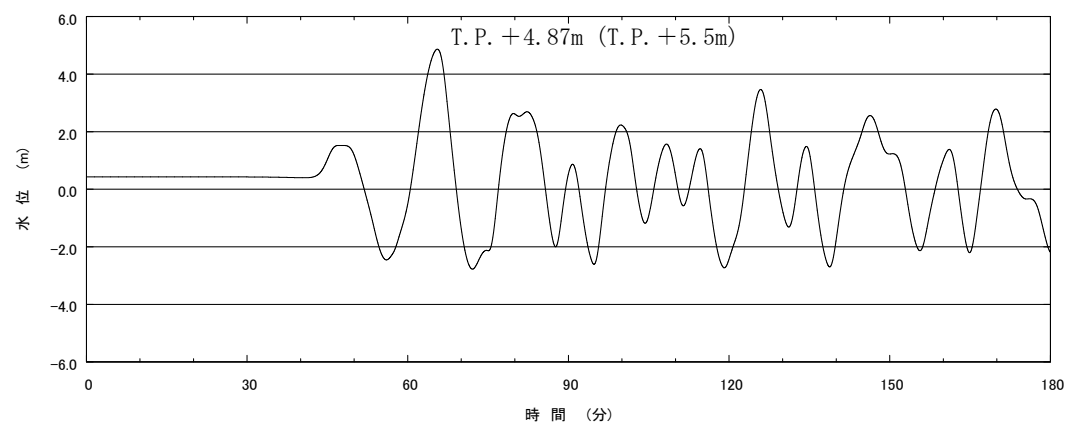
※：（ ）内は各施設・設備において算定された数値を安全側に評価した値

第 1.5.1 図（1） 入力津波の時刻歴波形（1）

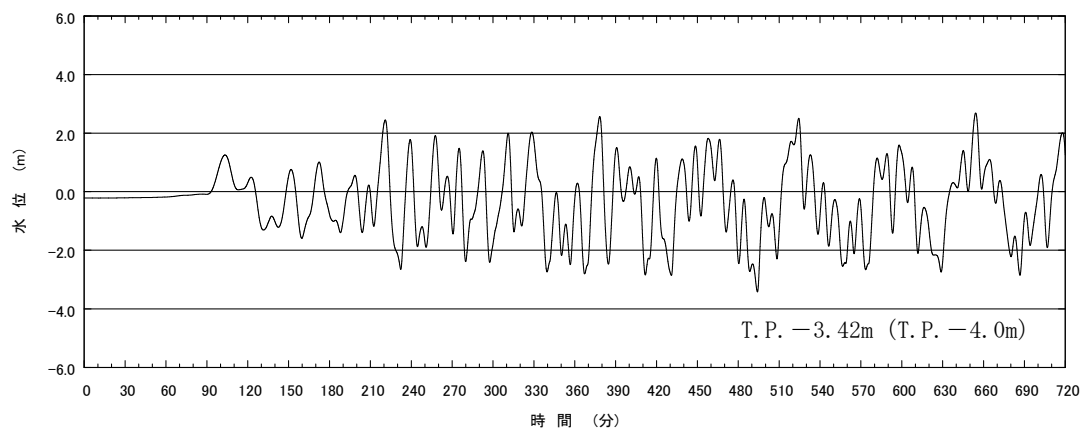
放水ピット（水位上昇側）：F O－A断層～F O－B断層～熊川断層



海水ポンプピット（水位上昇側）：若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり（エリアBのE_s－K5）の組み合わせ

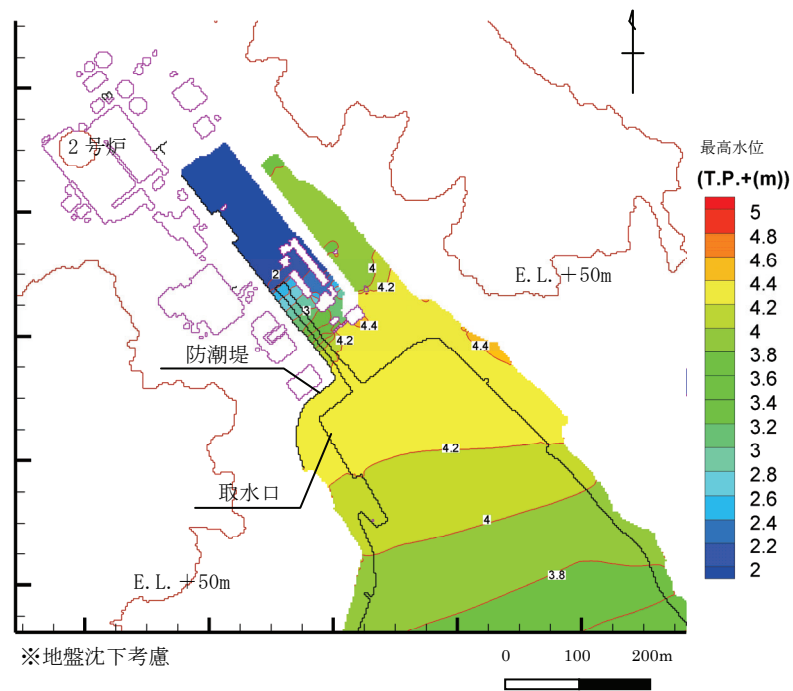


海水ポンプピット（水位下降側）：秋田県の波源モデル

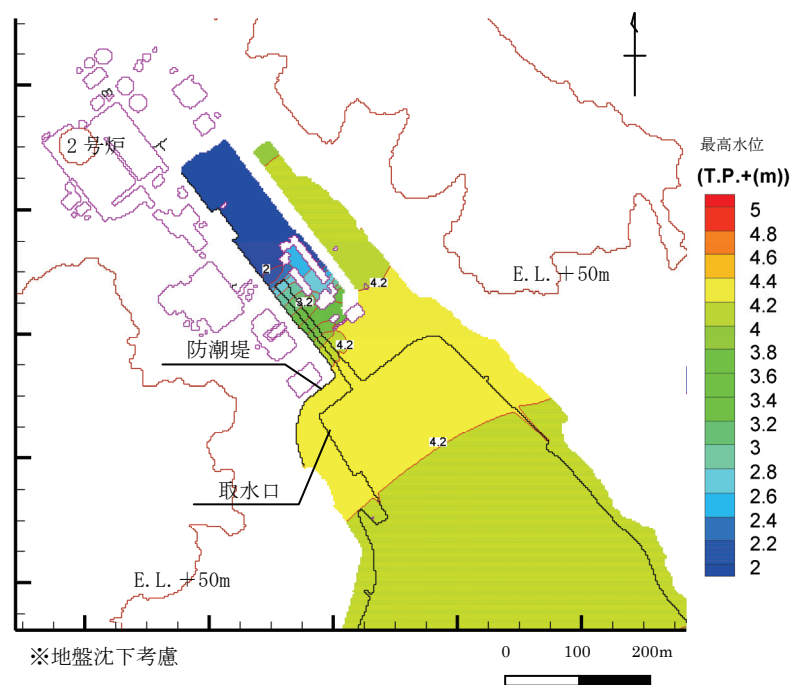


※：（ ）内は各施設・設備において算定された数値を安全側に評価した値

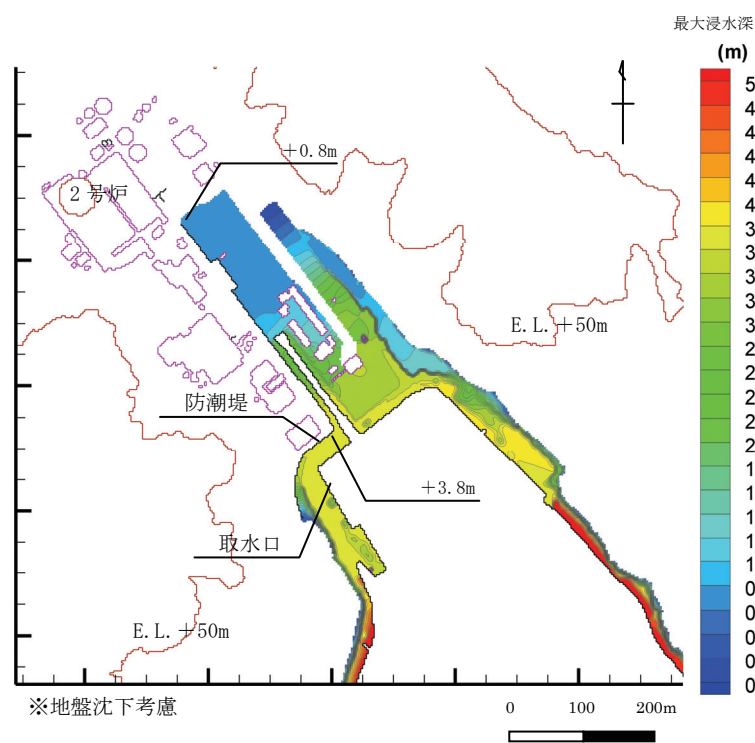
第 1.5.1 図 (2) 入力津波の時刻歴波形 (2)



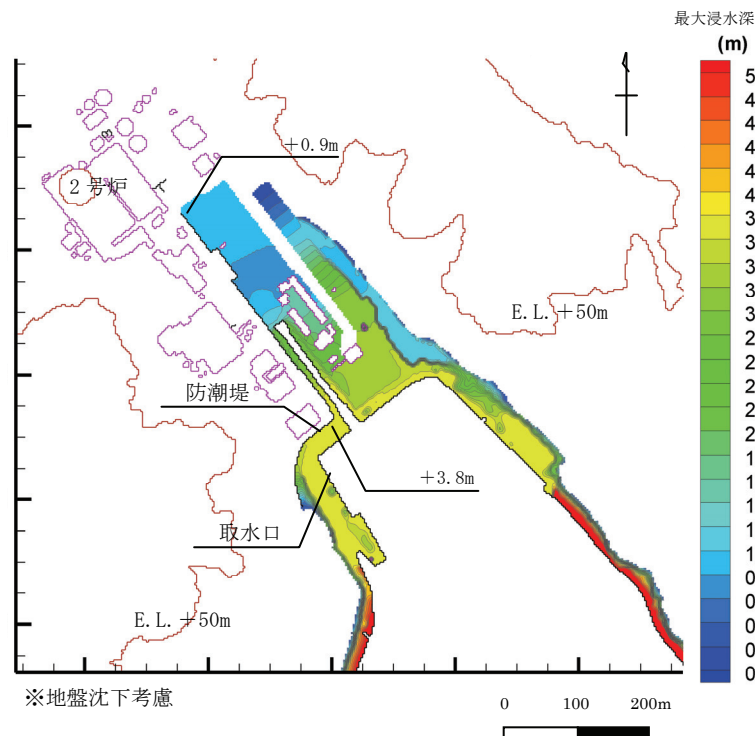
第 1.5.2 図 (1) 基準津波 1 による最高水位分布
(隠岐トラフ海底地すべり (エリア B の E s - K 5))



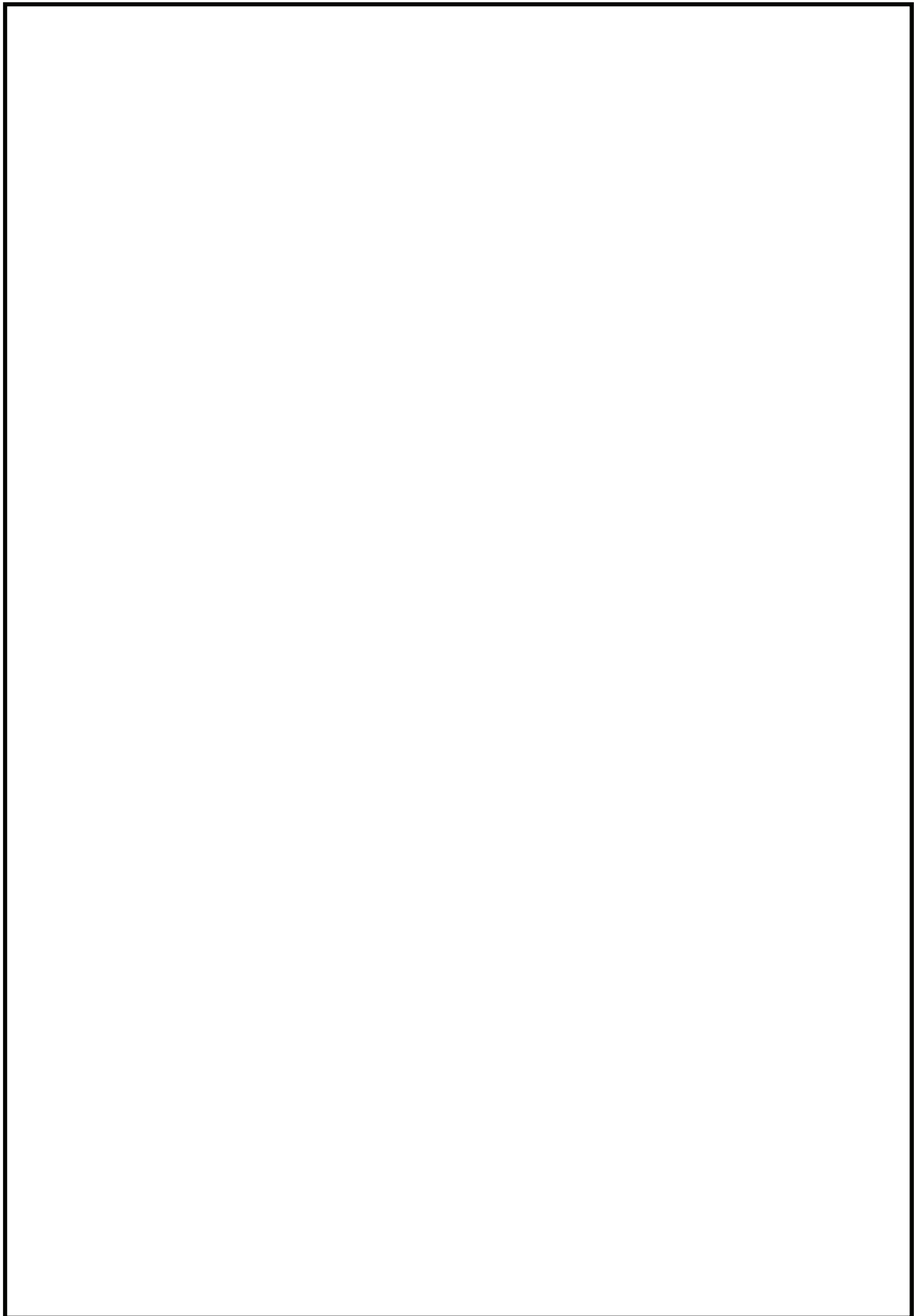
第 1.5.2 図 (2) 基準津波 2 による最高水位分布
(若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり (エリア B の E s - K 5) の組み合わせ)



第 1.5.3 図 (1) 基準津波 1 による最大浸水深分布
(隠岐トラフ海底地すべり (エリア B の E s - K 5))

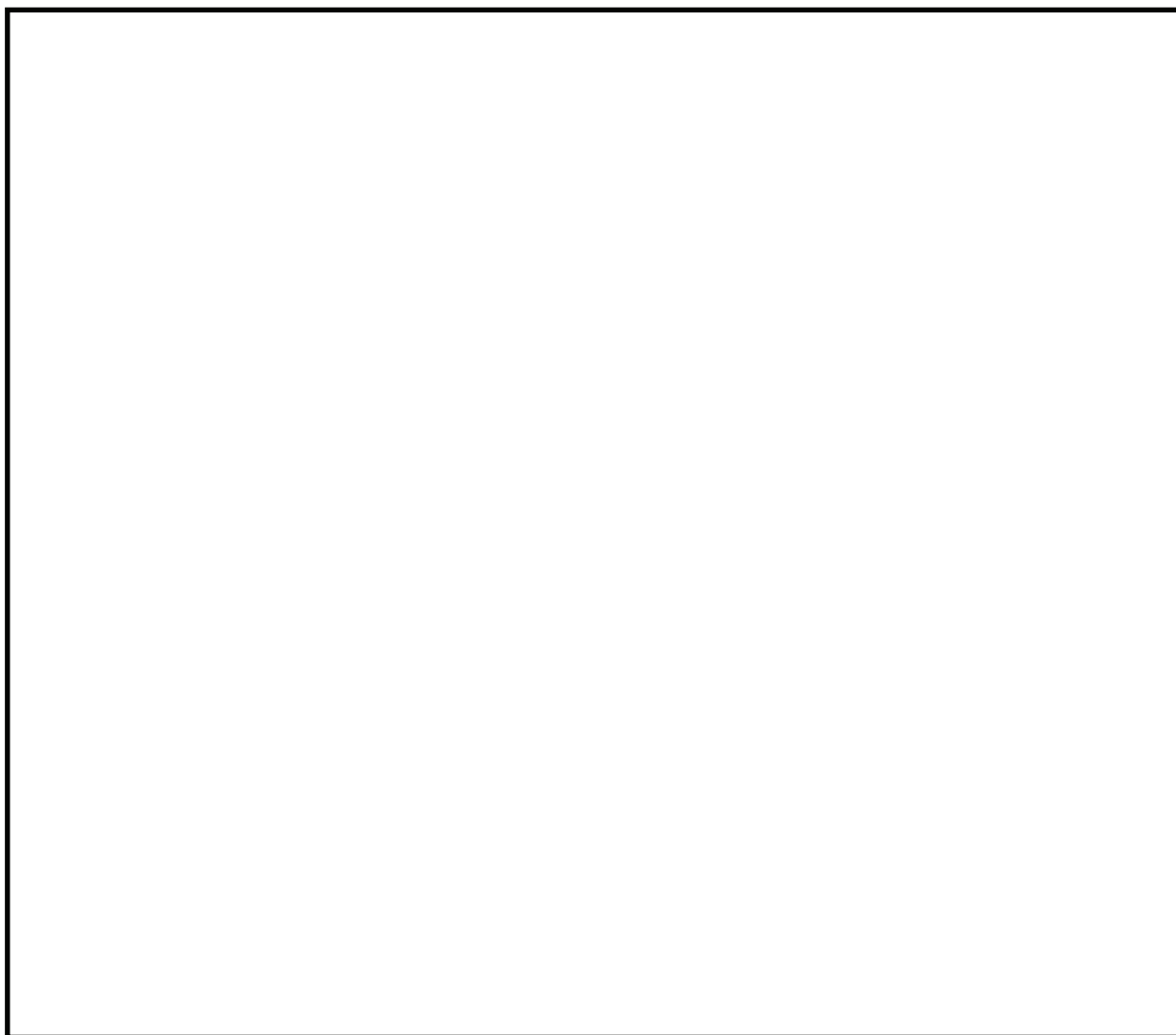


第 1.5.3 図 (2) 基準津波 2 による最大浸水深分布
(若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり (エリア B の E s - K 5) の組み合わせ)



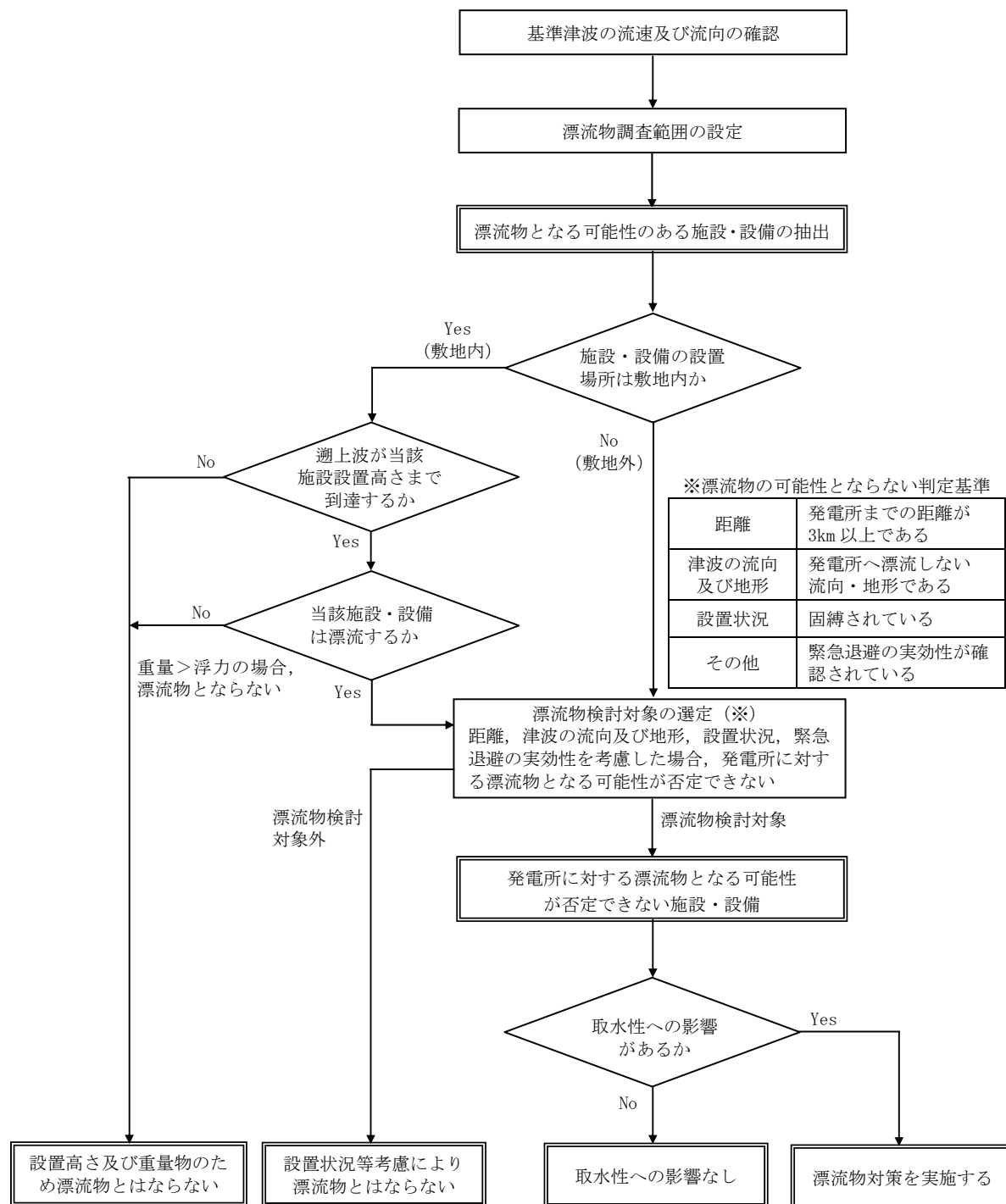
第 1.5.4 図 敷地の特性に応じた津波防護の概要

 は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

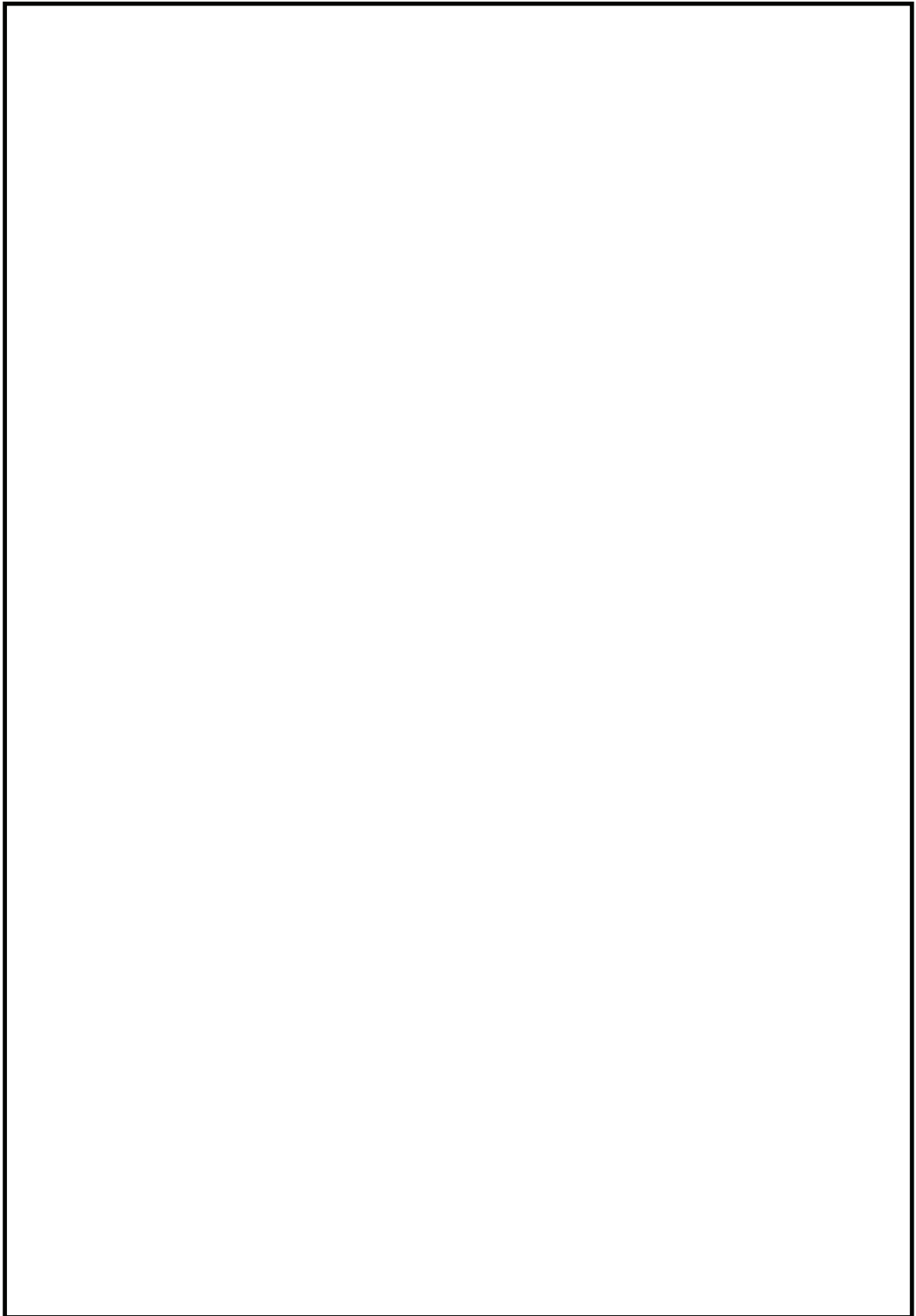


第 1.5.5 図 海水ポンプ室の浸水対策の概要

 は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第 1.5.6 図 漂流物評価フロー



第 1.5.7 図 重大事故等対処施設の津波防護対象範囲



は，商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

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、火災により原子炉施設の安全性を損なわないよう、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設定し、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「1.6.1.1.1 火災区域及び火災区画の設定」から「1.6.1.1.6 火災防護計画」に示す。

1.6.1.1.1 火災区域及び火災区画の設定

建屋内の火災区域は、耐火壁により囲まれ、他の区域と分離されている区域を「1.6.1.1.2 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等の配置も考慮し、火災区域として設定する。建屋内のうち、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、かつ、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 150mm⁽²⁾以上の壁厚を有するコンクリート壁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（貫通部シール、防火扉、防火ダンパ）により他の区域と分離する。

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、
「1.6.1.1.2 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等を設置する区域を，火災区域として設定する。

また，火災区画は，建屋内及び屋外で設定した火災区域を系統分離等に応じて分割して設定する。

1.6.1.1.2 安全機能を有する構築物，系統及び機器

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である設計基準対象施設のうち，以下に示す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，「安全機能を有する構築物，系統及び機器」として選定する。

その他の設計基準対象施設は，設備等に応じた火災防護対策を講じる。

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

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（以下「原子炉の安全停止」という。）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，「原子炉の安全停止に必要な機器等」として選定する。

【原子炉の安全停止に必要な機能】

- ① 反応度制御機能
- ② 1次冷却系のインベントリと圧力の制御機能
- ③ 崩壊熱除去機能

④ プロセス監視機能

⑤ サポート（電源，補機冷却水，制御用空気等）機能

1.6.1.1.4 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

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構築物，系統及び機器を，「放射性物質貯蔵等の機器等」として選定する。

1.6.1.1.5 火災防護対象機器等

原子炉施設において火災が発生した場合に，原子炉を安全停止するために必要な機能を確保するための手段（以下「成功パス」という。）を策定し，この成功パスに必要な機器を火災防護対象機器等として選定する。

1.6.1.1.6 火災防護計画

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，火災発生防止のための活動，火災防護設備の保守点検，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等，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とともに，原子炉施設の安全機能を有する構築物，系統及び機器並びに重大事故等対処施設については，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を定め，可搬型重大事故等対処設備を保管する可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル，重大事故等に柔軟に対応するた

めの多様性拡張設備等のその他の原子炉施設については、設備等に応じた火災防護対策を行うことを定める。

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

1.6.1.2.1 原子炉施設の火災発生防止

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に対して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、水素に対する換気及び漏えい検知対策、放射線分解等により発生する水素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し、具体的な設計を「1.6.1.2.1.1 発火性又は引火性物質」から「1.6.1.2.1.6 過電流による過熱防止対策」に示す。

安全機能を有する機器に使用するケーブルも含めた不燃性材料又は難燃性材料の使用についての具体的な設計について「1.6.1.2.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用」に、落雷、地震等の自然現象による火災発生の防止の具体的な設計について「1.6.1.2.3 落雷、地震等の自然現象による火災発生の防止」に示す。

1.6.1.2.1.1 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、消防法で定められる危険物のうち「潤滑油」及び「燃料油」、高圧ガス保安法で高圧ガスとして定められ

る水素，窒素，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」を対象とする。

(1) 漏えいの防止，拡大防止

a．発火性又は引火性物質である潤滑油及び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及び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り漏えいの防止対策を講じるとともに，オイルパン，ドレンリム又は堰等を設置し，漏えいした潤滑油及び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を内包する設備は，以下に示す漏えいの防止，拡大防止対策を講じる設計とする。

・ 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の漏えいを考慮した溶接構造とし，弁グランド部からの雰囲気への水素漏えいの可能性のある弁は，雰囲気への水素の漏えいを考慮し，ベローズ等を用いる設計とする。

・ 体積制御タンク及びこれに関連する配管，弁

体積制御タンク及びこれに関連する配管，弁は，雰囲気への水素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漏えいの可能性のある弁は，雰囲気への水素の漏えいを考慮し，ベローズ等を用いる設計とする。

なお，火災区域内へ水素を内包するボンベを持ち込む場合は，火災防護計画書に従い，火災の発生防止対策を講じる。

(2) 配置上の考慮

a．発火性又は引火性物質である潤滑油及び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及び燃料油を内包する設備の火災により，原子炉施設の安全機能を損なわないよう，潤滑油及び燃料油を内包する設備と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を内包する設備の火災により，原子炉施設の安全機能を損なわないよう，水素を内包する設備と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。

(3) 換 気

a．発火性又は引火性物質である潤滑油及び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及び燃料油を内包する設備がある火災区域の建屋等は，火災の発生を防止するために，補助建屋給気ファン及び補助建屋排気ファン等，空調機器による機械換気又は自然換気により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を内包する設備

発火性又は引火性物質である水素を内包する設備である蓄電池，気体廃棄物処理設備，体積制御タンク及びこれに関連する配管，弁を設置する火災区域は，火災の発生を防止するために，以下に示す空調機器による機械換気により換気を行う設計とする。

・蓄電池

蓄電池を設置する火災区域は，非常用電源から給電される安全系インバータ室空調ファン及び安全系蓄電池室排気ファン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未満とするよう設

計する。

- ・ 気体廃棄物処理設備

気体廃棄物処理設備を設置する火災区域は，補助建屋給気ファン及び補助建屋排気ファンによる機械換気を行うことにより，水素が漏えいしても，水素濃度を燃焼限界濃度未満とするよう設計する。

- ・ 体積制御タンク及びこれに関連する配管，弁

体積制御タンク及びこれに関連する配管，弁を設置する火災区域は，補助建屋給気ファン及び補助建屋排気ファンによる機械換気を行うことにより，水素が漏えいしても，水素濃度を燃焼限界濃度未満とするよう設計する。

なお，水素を内包する設備のある火災区域は，水素濃度が燃焼限界濃度未満の雰囲気となるように給気ファン及び排気ファンで換気されるが，給気ファン及び排気ファンは，多重化して設置する設計とするため，単一故障を想定しても換気は可能である。

(4) 防 爆

- a． 発火性又は引火性物質である潤滑油及び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及び燃料油を内包する設備は，「(1) 漏えいの防止，拡大防止」で示したように，溶接構造等，潤滑油及び燃料油の漏えいを防止する設計とするとともに，オイルパン等を設置し，漏えいした潤滑油及び燃料油の拡大を防止する設計とする。

潤滑油及び燃料油が設備の外部へ漏えいしても，これらの引火点は，油内包機器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，可燃性蒸気とならないことから，潤滑油及び燃料油が，爆発性の雰囲気を形成するおそれはない。

b. 発火性又は引火性物質である水素を内包する設備

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を内包する設備は、「(1) 漏えいの防止, 拡大防止」で示したように、溶接構造の採用等により水素を容器内に密閉すること、又は「(3) 換 気」に示す機械換気により水素の滞留を防止することにより、爆発性の雰囲気にならない設計とする。

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、当該火災区域に設置する電気・計装品を防爆型とする必要はなく、防爆を目的とした電気設備の接地も必要ない。

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省令」第十条、第十一条に基づく接地を施す設計とする。

(5) 貯 蔵

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、発火性又は引火性物質である潤滑油及び燃料油の貯蔵機器としては、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及び燃料油サービスタンクがある。

燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）は、7 日間の外部電源喪失に対してディーゼル発電機を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。

1.6.1.2.1.2 可燃性の蒸気又は可燃性の微粉の対策

発火性又は引火性物質である潤滑油及び燃料油を内包する設備は、「1.6.1.2.1.1(4) 防 爆」に示すとおり、可燃性の蒸気を発生するおそれはなく、また、火災区域において多量の有機溶剤を使用する場合は、使用する

作業場所の局所排気を行うとともに、建屋の給気ファン及び排気ファンによる機械換気により、滞留を防止する設計とする。

また、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を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・計装品も防爆型とする必要はない。

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ため、静電気を除去する装置を設置する必要はない。

1.6.1.2.1.3 発火源への対策

原子炉施設には、金属製の本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、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加熱防止を行う設計とする。

1.6.1.2.1.4 水素対策

水素を内包する設備を設置する火災区域については、「1.6.1.2.1.1(1) 漏えいの防止、拡大防止」に示すように、溶接構造等、雰囲気への水素の漏えいを防止する設計とするとともに、「1.6.1.2.1.1(3) 換 気」に示すよう

に、機械換気を行うことにより、水素濃度を燃焼限界濃度未満とするよう設計する。

体積制御タンクを設置する火災区域は、通常運転中において体積制御タンクの気相部に水素を封入することを考慮して、水素濃度検知器を設置し、水素の燃焼限界濃度である 4vol% 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。

また、蓄電池を設置する火災区域は、充電時における蓄電池が水素を発生するおそれがあることを考慮して、水素濃度検知器を設置し、水素の燃焼限界濃度である 4vol% 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。

1.6.1.2.1.5 放射線分解等により発生する水素の蓄積防止対策

加圧器以外の 1 次冷却系は高圧水の一相流とし、また、加圧器内も運転中は常に 1 次冷却材と蒸気を平衡状態とすることで、水素や酸素の濃度が高い状態で滞留、蓄積することを防止する設計とする。

蓄電池を設置する火災区域は、空調機器による機械換気により、水素濃度を燃焼限界濃度未満とするよう設計する。

1.6.1.2.1.6 過電流による過熱防止対策

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は以下とする。

- ・ 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であって、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。

1.6.1.2.2.1 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。

ただし、配管のガスケット類は、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炎に晒されることは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し、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。

1.6.1.2.2.2 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、建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。

1. 6. 1. 2. 2. 3 難燃ケーブルの使用

安全機能を有する機器に使用するケーブルは、実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。

ただし、核計装用ケーブルは、微弱電流・微弱パルスを扱うため、耐ノイズ性を確保するために、絶縁体に誘電率の低い架橋ポリエチレンを使用する設計とする。このケーブルは、自己消火性を確認する UL 垂直燃焼試験は満足するが、延焼性を確認する IEEE383 垂直トレイ燃焼試験の要求を満足しない。

したがって、核計装用ケーブルは、火災を想定した場合にも延焼が発生しないように、チャンネルごとに専用電線管に収納するとともに、電線管の両端は、電線管外部からの酸素供給防止を目的とし、難燃性の耐熱シール材を処置する設計とする。

難燃性の耐熱シール材を処置した電線管内は、外気から容易に酸素の供給がない閉塞した状態であるため、核計装用ケーブルに火災が発生してもケーブルの燃焼に必要な酸素が不足し、燃焼の維持ができなくなるので、すぐに自己消火し、ケーブルは延焼しない。このため、チャンネルごとに専用電線管で収納し、難燃性の耐熱シール材により酸素の供給防止を講じた核計装用ケーブルは、IEEE383 垂直トレイ燃焼試験の判定基準を満足するケーブルと同等以上の延焼防止性能を有する。

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

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、ガラス繊維等、「J I S L 1091（繊維製品の燃焼性試験方法）」又は「J A C A No. 11A（空気清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針）」を満足する難燃性のフィルタを使用する設計とする。

1.6.1.2.2.5 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，けい酸カルシウム，ロックウール，グラスウール，金属保温等，平成 12 年建設省告示第 1400 号に定められたもの又は建築基準法で不燃材料として定められたものを使用する設計とする。

1.6.1.2.2.6 建屋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屋の内装材は，建築基準法に基づく不燃材料若しくはこれと同等の性能を有することを試験により確認した材料，又は消防法に基づく防災物品若しくはこれと同等の性能を有することを試験により確認した材料を使用する設計とする。

ただし，原子炉格納容器内部コンクリートの表面に塗布するコーティング剤は，不燃性材料であるコンクリートに塗布すること，火災により燃焼し難く著しい燃焼をしないこと，加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらず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，並びに原子炉格納容器内に設置する原子炉の安全停止に必要な機器は不燃性又は難燃性の材料を使用し周辺には可燃物がないことから，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を生じさせるおそれが小さい設計とする。

1.6.1.2.3 落雷，地震等の自然現象による火災発生の防止

原子炉施設では，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，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮が想定される。

津波，竜巻（風（台風）含む。），森林火災及び高潮は，それぞれの現象に対して，原子炉施設の安全機能を損なわないように，機器をこれらの自然

現象から防護することで、火災の発生防止を行う設計とする。

凍結、降水、積雪及び生物学的事象は、火源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、火源が発生する自然現象ではない。

洪水は、原子炉施設の地形を考慮すると、原子炉施設の安全機能を有する機器に影響を与える可能性がないため、火災が発生するおそれはない。地滑りについては、「1.17.1 「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（平成 25 年 7 月 8 日施行）」に対する適合」の「第六条 外部からの衝撃による損傷の防止」に示すとおり、安全施設の安全機能を損なうことのない設計とすることで、火災の発生防止を行う設計とする。

したがって、落雷、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。

1.6.1.2.3.1 落雷による火災の発生防止

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「J I S A 4201 建築物等の避雷設備（避雷針）」に準拠した避雷設備を設置する設計とする。

送電線については、「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】

- ・原子炉建屋
- ・タービン建屋
- ・原子炉補助建屋

- ・ 補助ボイラ煙突
- ・ 500kV 開閉所（架空地線）
- ・ 275kV 開閉所（架空地線）

1.6.1.2.3.2 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，「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」に従い設計する。

1.6.1.3 火災の感知及び消火

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，火災の影響を限定し，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し，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よる安全機能への影響」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よっても，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 地震等の自然現象の考慮」に，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，原子炉施設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ことを「1.6.1.3.4 消火設備の破損，誤作動又は誤操作による安全機能への影響」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。

1.6.1.3.1.1 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、火災は炎が生じる前に発煙する等の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設計とする。

1.6.1.3.1.2 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、「1.6.1.3.1.1 火災感知器の環境条件等の考慮」の環境条件を考慮し、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、アナログ式でないが、炎が発する赤外線又は紫外線を感知するため、熱や煙が感知器に到達する時間遅れがなく、火災の早期感知に優位性がある炎感知器から異なる種類の感知器を組合せて設置する設計とする。

炎感知器には、赤外線を感知する方式と紫外線を感知する方式の2種類があるが、炎特有の性質を検出することで誤作動が少ない赤外線方式を採用する。炎感知器の誤作動を防止するため、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、太陽光や降雨などの設置環境を考慮した設計とする。

水素発生エリア、可燃性ガス発生エリア及び屋外エリア等には、防爆型の

火災感知器を設置する設計とする。その内容を以下に示す。

a. 水素発生エリア

水素の発生を考慮する必要がある体積制御タンク室及び蓄電池室等は、防爆型の煙感知器と防爆型の熱感知器を設置する。また、感知器の設置位置が高所となる場合は、防爆型の煙感知器と炎感知器を設置する。

b. 可燃性ガス発生エリア

可燃性ガスの発生を考慮する必要がある燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）エリア等は、防爆型の煙感知器と防爆型の熱感知器を設置する。また、感知器の設置位置が高所となる場合は、防爆型の煙感知器と炎感知器を設置する。

c. 天井空間が広く空気拡散のあるエリア

天井空間が広く煙の拡散を考慮する必要がある原子炉格納容器等のエリアは、アナログ式の熱感知器と炎感知器を設置する。なお、水素又は可燃性ガスの発生を考慮する必要がある場合は防爆型の熱感知器と炎感知器を設置する。

d. 屋外エリア

屋外の設置環境を考慮する必要がある原子炉補機冷却海水ポンプエリア等は防水機能のある防爆型の熱感知器と炎感知器を設置する。

中央制御室制御盤内に関しては、構成部品の火災では、炎を伴わないくん焼状態であり、火災区画に設置されている煙や熱、炎感知器では感知できないため、高感度煙感知器を設置する設計とする。

使用済燃料ピット、使用済樹脂タンク及び使用済樹脂貯蔵タンクエリアは、以下に示すとおり火災感知器を設置しない設計とする。

a. 使用済燃料ピット

使用済燃料ピットの側面と底面は金属に覆われており、ピット内は水で満たされていることから、使用済燃料ピット内では火災は発生しない。

このため、使用済燃料ピット内には火災感知器を設置せず、使用済燃料ピット周囲の火災を感知するために、燃料取扱棟に火災感知器を設置する設計とする。

b. 使用済樹脂タンク及び使用済樹脂貯蔵タンクエリア

使用済樹脂タンク及び使用済樹脂貯蔵タンクは、金属製であること、タンク内に貯蔵する樹脂は水に浸かっており、使用済樹脂タンク及び使用済樹脂貯蔵タンクエリアは、可燃物を置かず発火源がない設計とすることから、火災が発生するおそれはない。

したがって、使用済樹脂タンク及び使用済樹脂貯蔵タンクエリアには、火災感知器を設置しない設計とする。

1.6.1.3.1.3 火災受信機盤

中央制御室に設置する火災受信機盤で、アナログ式火災感知器、アナログ式以外の火災感知器及び炎感知器の作動状況を常時監視する設計とする。

火災受信機盤は、火災感知設備を構成する火災感知器に応じて、以下の機能を有するよう設計する。

- (1) 作動したアナログ式の火災感知器を1つずつ特定することで、火災の発生場所を特定する機能
- (2) 作動したアナログ式以外の火災感知器及び炎感知器を1つずつ特定することで、火災の発生場所を特定する機能

1.6.1.3.1.4 火災感知設備の電源確保

火災区域又は火災区画に設置する火災感知設備は、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に消防法を満足する蓄電池を設ける設計とする。この蓄電池は、ディーゼル発電機から電力が供給開始されるまでの容量を有し、また、原子炉の安全停止に必要な機器等を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備については、非常用電源からの受電も可能とし、蓄電池の容量は、全交流電源喪失時に代替電源から給電されるまでの容量も満足するものとする。

1.6.1.3.2 消火設備

消火設備は、以下に示すとおり、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又は火災区画の火災を早期に消火する設計とする。

1.6.1.3.2.1 原子炉の安全停止に必要な機器等を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火設備

原子炉の安全停止に必要な機器等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であるかを考慮して設計する。

(1) 火災発生時の煙の充満等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

屋内の原子炉の安全停止に必要な機器等を設置する火災区域又は火災区画は、基本的に、火災発生時の煙の充満により消火活動が困難となるものとして選定し、このうち、原子炉格納容器内のループ室は、放射線の影響も考慮し消火活動が困難な場所として選定する。

- (2) 火災発生時の煙の充満等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

原子炉の安全停止に必要な機器等を設置する火災区域又は火災区画のうち、火災発生時に煙が充満しないエリアや煙が充満する前に消火活動を開始可能なエリアについては、消火活動が困難とならない火災区域として選定する。

- (3) 火災発生時の煙の充満等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により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画は、中央制御室からの手動操作による固定式消火設備又は自動消火設備を設置し消火を行う設計とする。

ただし、以下の火災区域又は火災区画は、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. ディーゼル発電機室及び燃料油サービスタンク室

ディーゼル発電機室及び燃料油サービスタンク室は、人が常駐する火災区域ではないため、全域ハロン消火設備等は設置せず、二酸化炭素消火設備を設置する設計とする。

b. 原子炉格納容器

中央制御室からの手動操作による固定式消火設備又は自動消火設備を適用する場合は、原子炉格納容器内の自由体積が約 8 万 m^3 あることから、原子炉格納容器内全体に消火剤を充満させるまで時間を要する。このため、原子炉格納容器の消火設備は、火災発生時の煙の充満による消火活動が困難でない場合、早期に消火が可能である、消火要員による消火を行う設計とする。

火災発生時の煙の充満及び放射線の影響のため消火要員による消火活動が困難である場合は、中央制御室からの手動操作が可能であり、原子炉格納容器全域を水滴で覆うことのできる原子炉格納容器スプレイ設備による手動消火を行う設計とする。

- (4) 火災発生時の煙の充満等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

火災発生時の煙の充満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は、消火器又は消火栓で消火を行う設計とする。

1.6.1.3.2.2 放射性物質貯蔵等の機器等を設置する火災区域に設置する消火設備

放射性物質貯蔵等の機器等を設置する火災区域に設置する消火設備は、当該火災区域が、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であるかを考慮して設計する。

- (1) 火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となる火災区域の選定

放射性物質貯蔵等の機器等を設置する火災区域は、基本的に、火災発生時の煙の充満により消火活動が困難となるものとして選定する。

- (2) 火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難とならない火災区域の選定

放射性物質貯蔵等の機器等を設置する火災区域のうち、火災発生時に煙が充満しないエリアや煙が充満する前に消火活動を開始可能なエリアについては、消火活動が困難とならない火災区域として選定する。

- (3) 火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となる火災区域に設置する消火設備

火災発生時の煙の充満により消火活動が困難となる放射性物質貯蔵等の機器等を設置する火災区域の消火設備は、中央制御室からの手動操作による固定式消火設備又は自動消火設備を設置し消火を行う設計とする。

- (4) 火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難とならない火災区域に設置する消火設備

火災発生時の煙の充満により消火活動が困難とならない火災区域は、消火器又は消火栓で消火を行う設計とする。

なお、高線量エリア等で人の出入りが無く、また、持込可燃物等の発火源も無く、火災の発生するおそれの無いエリアについては消火設備を設置しない設計とする。

1.6.1.3.2.3 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、ろ過水タンク及び原水タンクを各 1 基設置し多重性を有する設計とする。

原子炉格納容器スプレイ設備は、格納容器スプレイポンプを 2 台設置する等、系統の多重性を有する設計とし、水源は、使用可能な場合に水源とするろ過水タンク及び原水タンクを各 1 基、ろ過水タンク及び原水タンクが使用できない場合に水源とする燃料取替用水タンクを 1 基設置する設計とする。

なお、燃料取替用水タンクは、原子炉格納容器スプレイ設備により消火を行う時間が 24 時間以内であることから、単一故障を想定しない設計とする。

消火用水供給系の消火ポンプは、電動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプを各 1 台設置し、多様性を有する設計とする。

1.6.1.3.2.4 系統分離に応じた独立性の考慮

原子炉の安全停止に必要な機器等のうち、火災防護対象機器等の系統分離

を行うために設置する自動消火設備は、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、静的機器は 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。
- ・ 動的機器である選択弁等の単一故障を想定し、選択弁等は多重化する設計とし、動的機器である容器弁の単一故障を想定し、容器弁及びボンベも必要本数以上設置する設計とする。

1. 6. 1. 3. 2. 5 火災に対する二次的影響の考慮

手動操作による固定式消火設備及び自動消火設備は、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、煙、流出流体、断線及び爆発等の二次的影響は受けず、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よう、消火対象となる火災区域又は火災区画とは別のエリアにボンベ及び制御盤等を設置する設計とする。

ハロゲン化物消火設備、二酸化炭素消火設備は、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、これら消火設備のボンベは、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等によりボンベの過圧を防止する設計とする。

1. 6. 1. 3. 2. 6 想定火災の性質に応じた消火剤の容量

消火設備に必要な消火剤の容量について、二酸化炭素消火設備は、消防法

施行規則第十九条，ハロゲン化物消火設備は，消防法施行規則第二十条に基づき設計する。

消火剤に水を使用する水消火設備の容量の設計は，「1.6.1.3.2.8 消火用水の最大放水量の確保」に示す。

1.6.1.3.2.7 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1項第五号に基づき，消火ホース等の資機材を備え付けている化学消防車を1台配備する計画とする。また，化学消防車が点検又は故障の場合に備え，水槽付消防車を1台配備する設計とする。

1.6.1.3.2.8 消火用水の最大放水量の確保

消火用水供給系の水源である，ろ過水タンク及び原水タンクは，最大放水量である屋外消火栓から放水するために必要な圧力及び必要な流量を満足する消火ポンプの流量（ $0.7\text{m}^3/\text{min}$ ）で，消火を2時間継続した場合の水量（ 84m^3 ）を確保する設計とする。

水消火設備に必要な消火水の容量について，屋内消火栓は，消防法施行令第十一条（屋内消火栓設備に関する基準），屋外消火栓は消防法施行令第十九条（屋外消火栓設備に関する基準）に基づき設計する。

1.6.1.3.2.9 水消火設備の優先供給

消火用水供給系は，飲料水系や所内用水系等と共用しない運用を行う設計とする。

1.6.1.3.2.10 消火設備の故障警報

消火設備は，電源断等の故障警報を中央制御室に発する設計とする。

1.6.1.3.2.11 消火設備の電源確保

作動に電源が必要な消火設備は、外部電源喪失時にも起動できるように蓄電池により電源が確保される設計とする。

1.6.1.3.2.12 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、屋外は消火栓から半径 40m の範囲における消火活動を考慮した設計とする。

ただし、固体廃棄物貯蔵庫 A 棟及び固体廃棄物貯蔵庫 B 棟については、手動操作による固定式消火設備である二酸化炭素消火設備による消火を実施することから消火栓は配置しない設計とする。

1.6.1.3.2.13 固定式ガス消火設備の退出警報

固定式ガス消火設備として設置するハロゲン化物消火設備、二酸化炭素消火設備は、作動前に放射線業務従事者等の退出ができるように警報を発する設計とする。

1.6.1.3.2.14 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場合には、管理区域外への流出を防止するため、各フロアが目皿や配管により排水及び回収し、液体廃棄物処理設備で処理する設計とする。

1.6.1.3.2.15 消火用の照明器具

建屋内の消火栓，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，蓄電池を内蔵する照明器具を設置する設計とする。原子炉の安全停止に必要な機器等を設置している火災区域又は火災区画の消火栓，消火設備現場盤，出入経路の照明の蓄電池は，ディーゼル発電機から給電できる設計とし，ディーゼル発電機から給電されるまでの容量を有するものとする。

1.6.1.3.3 地震等の自然現象の考慮

火災感知設備及び消火設備は，以下に示す地震等の自然現象を考慮し，機能及び性能が維持される設計とする。

1.6.1.3.3.1 凍結防止対策

屋外消火栓は内部に水が滞留しない構造の設計とするため，凍結するおそれがない。また，屋外の消火配管には保温材を施工することにより，想定される最低気温においても凍結しない設計とする。

また，屋外に設置する火災感知設備については，想定される最低気温においても使用可能な火災感知器を設置する設計とする。

1.6.1.3.3.2 風水害対策

電動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ，手動操作による固定式消火設備及び自動消火設備は，風水害により性能が阻害されないよう，流れ込む水の影響を受けにくい屋内に設置する設計とする。

屋外に消火設備の制御盤やボンベ等を設置する場合には，風水害により性能が阻害されないよう，制御盤やボンベ等の浸水防止対策を講じる設計とす

る。

屋外の火災感知設備は，火災感知器の予備を保有し，風水害の影響を受けた場合にも，早期に取替えを行うことにより性能を復旧する設計とする。

1.6.1.3.3.3 地震対策

(1) 地震対策

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。

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，基準地震動 S_s により漏えいした油が拡大することを防止する設計とする。

(2) 地盤変位対策

消火配管は，地震時における地盤変位対策として，建屋接続部には機械式継手ではなく溶接継手を採用し，地盤変位の影響を直接受けないように，地上化又はトレンチ内に設置する設計とする。

また，建屋外部から建屋内部の消火栓に給水することが可能な送水口を建屋に設置する設計とする。

1.6.1.3.4 消火設備の破損，誤作動又は誤操作による安全機能への影響

二酸化炭素は不活性であること及び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，二酸化炭素消火設備，ハロゲン化物消火設備等を選定する設計とする。

ディーゼル発電機は、ディーゼル発電機室に設置する二酸化炭素消火設備の破損、誤作動又は誤操作により二酸化炭素の放出による窒息を考慮しても機能が喪失しないよう、外気より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は、「1.7 溢水防護に関する基本方針」に基づき、安全機能への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における火災による影響に対し、「1.6.1.4.1.1 火災区域の分離」から「1.6.1.4.1.8 油タンクに対する火災の影響軽減のための対策」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。

1.6.1.4.1.1 火災区域の分離

原子炉の安全停止に必要な機器等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 150mm⁽²⁾ 以上の壁厚を有するコンクリート壁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（貫通部シール、防火扉、防火ダンパ）によって、他の火災区域から分離する設計とする。

なお、火災区域の目皿には、他の火災区域からの煙の流入防止を目的として、煙等流入防止装置を設置する設計とする。

1.6.1.4.1.2 火災防護対象機器等の系統分離

火災が発生しても、原子炉を安全停止するためには、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、成功パスを、手動操作に期待してでも、少なくとも1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、火災防護対象機器等を設置する火災区域又は火災区画に対して、火災区域内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に、以下の対策を講じる設計とする。

ただし、以下の対策と同等の対策を行う中央制御盤及び原子炉格納容器については、「1.6.1.4.1.3 中央制御盤に対する火災の影響軽減のための対策」及び「1.6.1.4.1.4 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」で示す。

(1) 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等

互いに相違する系列の火災防護対象機器等は、火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を有する隔壁等で分離する設計とする。

(2) 水平距離 6m 以上、火災感知設備及び自動消火設備

互いに相違する系列の火災防護対象機器等は、仮置きするものを含めて可燃性物質のない水平距離を6m以上確保する設計とする。

火災感知設備は、自動消火設備を作動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作動させる設計とする。

(3) 1時間耐火隔壁等、火災感知設備及び自動消火設備

互いに相違する系列の火災防護対象機器等について、互いの系列間を分離するために、1時間の耐火能力を有する隔壁等を設置する設計とする。

火災感知設備は、自動消火設備を作動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作動させる設計とする。

自動消火設備は、ハロゲン化物自動消火設備等を設置する設計とする。

1.6.1.4.1.3 中央制御盤に対する火災の影響軽減のための対策

中央制御盤は、「1.6.1.4.1.2 火災防護対象機器等の系統分離」とは異なる火災の影響軽減のための対策を講じる設計とする。

中央制御盤の火災防護対象機器等は、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 6m 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耐火隔壁で分離することが困難である。

また、中央制御盤に火災が発生した場合は、常駐する運転員による早期の消火活動を行うこととし、自動消火設備は設置しない設計とする。

このため、中央制御盤の火災防護対象機器等は、以下に示すとおり、実証試験結果に基づく離隔距離等による分離対策、高感度煙感知器の設置による早期の火災感知及び常駐する運転員による早期の消火活動により火災の影響を軽減し、両系列の火災防護対象機器等が火災により機能を失うことを防止する設計とする。また、火災により中央制御盤の 1 つの区画の安全機能が全て喪失しても、他の区画の制御盤の運転操作や現場の遮断器等の操作により、原子炉の安全停止が可能であることも確認し、火災の影響軽減のための対策を講じる設計とする。

(1) 離隔距離等による系統分離

中央制御盤の操作スイッチ及びケーブルは、火災を発生させて近接する他の構成部品に火災の影響がないことを確認した実証試験の結果に基づき、

以下に示す分離対策を講じる設計とする。

- a. 操作スイッチは、厚さ 2mm の鋼板製筐体で覆い、更に、上下方向 47mm、左右方向 25mm の離隔距離を確保する。
- b. 盤内配線は、相違する系列の端子台間 5mm 以上、相違する系列のテフロン電線間 5mm 以上の離隔距離を確保する。
- c. 相違する系列間を分離するための配線用バリアとしては、金属バリアによる離隔又は離隔距離 25mm を確保した盤内配線ダクトとする。
- d. ケーブルは、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、テフロン電線及び難燃ケーブルを使用する。

(2) 高感度煙感知器の設置による早期の火災感知

- a. 中央制御室内にアナログ式の煙感知器とアナログ式の熱感知器を設置する設計とする。
- b. 中央制御盤内には、火災の早期感知を目的として、高感度煙感知器を設置する設計とする。

(3) 早期の消火活動

- a. 自動消火設備は設置しないが、中央制御盤に火災が発生しても、高感度煙感知器により、常駐する運転員が早期に消火活動を行うことにより、相違する系列の火災防護対象機器への火災の影響を防止する設計とする。
- b. 常駐する運転員が早期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。
- c. 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する。

(4) 原子炉の安全停止

火災により中央制御盤の 1 つの区画の安全機能が全て喪失しても、他の

区画の制御盤の運転操作や現場の遮断器等の操作により、原子炉の安全停止が可能な設計とする。

1.6.1.4.1.4 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、「1.6.1.4.1.2 火災防護対象機器等の系統分離」とは異なる火災の影響軽減のための対策を講じる設計とする。

原子炉格納容器内の火災防護対象ケーブルは、ケーブルトレイが格納容器内で密集して設置されているため、互いに相違する系列の水平距離を 6m 以上確保すること、並びに 1 時間耐火性能を有している耐火ボードや耐火シート等は、1 次冷却材漏えい事故等が発生した場合にデブリ発生 の 要 因 とな り、格納容器再循環サンプの閉塞対策に影響を及ぼすため互いに相違する系列を 1 時間の耐火能力を有する耐火隔壁で分離することが困難である。

また、自動消火設備を適用する場合は、原子炉格納容器内の自由体積が約 8 万 m^3 あることから、原子炉格納容器内全体に消火剤を充満させるまで時間を要する。

このため、原子炉格納容器の消火設備は、火災発生時の煙の充満による消火活動が困難でない場合、早期に消火が可能である、消火要員による消火を行う設計とする。

火災発生時の煙の充満及び放射線の影響のため消火要員による消火活動が困難である場合は、中央制御室からの手動操作が可能であり、原子炉格納容器全域を水滴で覆うことのできる原子炉格納容器スプレー設備による手動消火を行う設計とする。

このため、原子炉格納容器内の火災防護対象機器等は、以下に示す火災の影響軽減のための対策に加え、原子炉格納容器内の動的機器がすべて火災の影響により運転が停止し、かつ、原子炉格納容器内の弁の遠隔操作が可能な

くなることを仮定しても、運転員の操作により原子炉の安全停止が可能であることも確認する設計とする。

- (1) 火災防護対象機器等への延焼を抑制する距離の確保及び火災防護対象機器等に延焼するおそれがある火災を感知する火災感知器の配置

原子炉格納容器内の火災防護対象機器等は、蒸気発生器のループごとに設置する等、延焼を抑制する 6m 以上の距離を確保し、異なる原子炉格納容器貫通部を通して、原子炉格納容器外に布設する。火災感知器は火災防護対象機器等に延焼するおそれがある機器又はケーブルトレイの火災を感知する配置とする。

- ・ 電気盤の筐体
- ・ 油内包機器である格納容器再循環ファンのケーシング
- ・ 1 次冷却材ポンプ油回収タンクのタンク本体

- (2) 火災感知設備

設置する火災感知器は、アナログ式の煙感知器とアナログ式の熱感知器とし、天井までの高さが 8m 以上ある箇所は、煙感知器と炎感知器（赤外線）を設置する設計とする。

- (3) 消火要員又は原子炉格納容器スプレイ設備による消火

a. 自動消火設備は設置しないが、消火要員が原子炉格納容器内へ進入可能な場合は、予め手順を定め、訓練を実施している消火要員により、消火器、消火栓を用いて早期に消火を行う設計とする。

b. 消火要員が原子炉格納容器内へ進入困難な場合は、中央制御室で手動操作可能な原子炉格納容器スプレイ設備を用いた消火活動を実施する設計とする。なお、1 次冷却材ポンプの上部は開口部を有する設計とするため、1 次冷却材ポンプに火災が発生した場合にも、原子炉格納容器スプレイ設備による消火は可能である。

- c. 原子炉格納容器スプレイ設備のポンプは原子炉格納容器外に設置されており、原子炉格納容器内の火災が原子炉格納容器スプレイ設備に影響を及ぼすことはない。

(4) 原子炉の安全停止

火災防護対象機器等への延焼を抑制する距離の確保、火災防護対象機器等に延焼するおそれがある火災を感知する火災感知器の配置並びに消火要員による消火活動又は中央制御室から手動操作可能な原子炉格納容器スプレイ設備を用いた消火活動により、両系列の火災防護対象機器等が火災により機能を失うことを防止する設計とする。

また、以下に示す設計により、原子炉格納容器内の動的機器がすべて火災の影響により運転が停止し、かつ、原子炉格納容器内の弁の遠隔操作ができなくなることを仮定しても、運転員の操作により原子炉の安全停止は可能である。

- ・ 原子炉の高温停止

火災発生時にも原子炉の高温停止が可能となるよう、火災の影響を受けても、制御棒は炉心に全挿入する設計とする。

- ・ 原子炉の高温停止の維持

火災発生時にも原子炉の高温停止の維持が可能となるよう、火災の影響を受けない原子炉格納容器外に補助給水設備と主蒸気系統設備を設置し、これらを用いた蒸気発生器による除熱を可能とする設計とする。

- ・ 原子炉の低温停止への移行

火災鎮火後、原子炉格納容器内の電動弁を手動操作し余熱除去設備を使用することで、低温停止への移行を可能とする設計とする。

1.6.1.4.1.5 放射性物質貯蔵等の機器等に対する火災の影響軽減のための対策

放射性物質の貯蔵，かつ，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 150mm⁽²⁾ 以上の壁厚を有するコンクリート壁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（貫通部シール，防火扉，防火ダンパ）により，他の火災区域と分離する設計とする。

1.6.1.4.1.6 換気設備に対する火災の影響軽減のための対策

安全機能を有する構築物，系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画に関連する換気設備には，他の火災区域又は火災区画へ，火，熱，又は煙の影響が及ばないように，防火ダンパを設置する設計とする。

換気設備のフィルタは，「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。

1.6.1.4.1.7 煙に対する火災の影響軽減のための対策

運転員が常駐している中央制御室は，中央制御盤内に高感度煙感知器を設置することにより，運転員による早期感知及び消火活動が可能であり，中央制御室全体に煙が充満することはない。

したがって，建築基準法により要求される容量の排煙設備は不要であるが，制御盤内の消火活動を考慮し，可搬型の排煙設備を設置する。

また，中央制御室は，管理区域外であるため，排気に伴い放射性物質が環境へ放出されることはない。

電気ケーブルが密集するケーブル処理室は、ハロゲン化物消火設備による消火を行う設計とし、引火性液体が密集する燃料油タンクが屋内に設置される燃料油サービスタンク室は、二酸化炭素消火設備による消火を行う設計とする。

なお、引火性液体が密集する燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）は、屋外に設置するため、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。

1.6.1.4.1.8 油タンクに対する火災の影響軽減のための対策

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、屋外へ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、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、「1.6.1.4.2.1 火災伝播評価」から「1.6.1.4.2.3 火災区画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、中央制御盤及び原子炉格納容器に対しては、「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」で示すとおり、火災が発生しても、原子炉の安全停止は可能である。

また、内部火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、及び原子炉停止系の作動が要求される運転時の異常な過渡変化と設計基準事故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と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、以下の状況を考慮すると、事象が収束して原子炉は支障なく低温停止に移行できる。

- ・制御盤の火災は盤内にとどまる
- ・中央制御盤内の延焼時間内に対応操作が可能である

1.6.1.4.2.1 火災伝播評価

当該火災区域の等価時間が耐火時間以上であれば、火災発生時に、隣接火災区域に火災の影響を与える可能性があるため、自動消火設備を設置する設計とする。

1.6.1.4.2.2 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火災の影響を与えず、かつ、耐震Bクラス及び耐震Cクラス機器の火災も含めた当該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、原子炉の安全停止に必要な成功パスが少なくとも1つ確保され、原子炉の安全停止が可能であることを確認する。

1.6.1.4.2.3 火災区画に対する火災影響評価

「1.6.1.4.2.2 火災区域に対する火災影響評価」により、成功パスが確認されない火災区域については、間取り、機器の配置、系統分離状況等の観点から総合的に勘案し、火災区画として細分化する。

当該火災区画と隣接火災区画の2区画内の火災防護対象機器等の有無の組合せに応じて、耐震Bクラス及び耐震Cクラス機器の火災も含めた火災区画内に設置される全機器の機能喪失を想定しても、原子炉の安全停止に必要な

成功パスが少なくとも 1 つ確保され、原子炉の安全停止が可能であることを確認する。

原子炉の安全停止に必要な成功パスが 1 つも確保されない火災区画については、「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を実施することにより、原子炉の安全停止が可能であることを確認する。

1.6.1.5 そ の 他

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設計とする。

1.6.1.5.1 ケーブル処理室

ケーブル処理室は、ハロゲン化物消火設備により消火する設計としているが、消火活動のため 2 箇所の入口を設置する設計とするとともに、ケーブル処理室内においても消火要員による消火活動が可能である設計とする。

1.6.1.5.2 電 気 室

安全補機開閉器室は、電源供給のみに使用する設計とする。

1.6.1.5.3 蓄電池室

蓄電池室は、以下のとおり設計する。

- (1) 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。
- (2) 蓄電池室の換気設備は、蓄電池室内の水素濃度を 2vol% 以下に維持するため、社団法人電池工業会「蓄電池室に関する設計指針」(S B A 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。

- (3) 蓄電池室の換気設備が停止した場合には、中央制御室に警報を発するよう設計する。

1.6.1.5.4 ポンプ室

ポンプ室は、手動操作による固定式消火設備又は自動消火設備等を設置する設計とするが、消火要員による消火活動も考慮し、煙を排気できる可搬型の排風機を設置できる設計とする。

1.6.1.5.5 中央制御室

中央制御室を含む火災区域の換気空調設備には、防火ダンパを設置する設計とする。また、中央制御室の床面には、防炎性を有するカーペットを使用する設計とする。

1.6.1.5.6 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、消火水が流入しても未臨界となるように使用済燃料を配置する設計とする。

新燃料貯蔵設備は、消火水が噴霧されても臨界とならないよう、新燃料を保管するラックを一定のラック間隔を有する設計とする。

1.6.1.5.7 放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備

- (1) 換気設備は、環境への放射性物質の放出を防ぐために、排気筒に繋がるダンパを閉止し隔離できるよう設計する。

- (2) 放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂，チャコールフィルタ及び HEPA フィルタは，固体廃棄物として処理を行うまでの間，金属製の容器や不燃シートに包んで保管する設計とする。
- (3) 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には，崩壊熱による火災の発生を考慮する放射性物質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「1.6.2.1.1 火災区域及び火災区画の設定」から「1.6.2.1.3 火災防護計画」に示す。

1.6.2.1.1 火災区域及び火災区画の設定

原子炉建屋，原子炉格納容器，原子炉補助建屋，緊急時対策所及び屋外の重大事故等対処施設を設置するエリアについて，火災区域及び火災区画を設定する。

火災区域及び火災区画の設定に当たっては，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。

原子炉建屋，原子炉格納容器，原子炉補助建屋及び緊急時対策所の火災区域は，耐火壁により囲まれ，他の区域と分離されている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，火災区域として設定する。

原子炉建屋，原子炉格納容器，原子炉補助建屋及び緊急時対策所のうち，「1.6.1.1.1 火災区域及び火災区画の設定」において，火災の影響軽減の対策として設定する火災区域は，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 150mm⁽²⁾ 以上の壁厚を有するコンクリート壁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（貫通部シール，防火扉，防火ダンパ）により他の区域と分離する。

原子炉建屋，原子炉格納容器及び原子炉補助建屋の火災区域は，「1.6.1.1.1 火災区域及び火災区画の設定」に基づき設定した火災区域を適用する。

屋外については，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，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として設定する。

屋外の火災区域の設定に当たって，火災区域外への延焼防止を考慮して火災区域内の境界付近に可燃物を置かない管理を実施し，火災区域として設定する。また，火災区域の境界付近においても可燃物を置かない管理を実施する。

原子炉補機冷却海水ポンプ及び燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を設置する火災区域は，「1.6.1.1.1 火災区域及び火災区画の設定」に基づき設定した火災区域を適用する。

また，火災区画は，原子炉建屋，原子炉格納容器，原子炉補助建屋，緊急時対策所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。

1.6.2.1.2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設

重大事故等対処施設である常設重大事故等対処設備及び当該設備に使用しているケーブルを火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設とする。

1.6.2.1.3 火災防護計画

「1.6.1.1.6 火災防護計画」の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に対して火災の発生防止を講じるほか、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、水素に対する換気及び漏えい検知対策、放射線分解等により発生する水素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し、具体的な設計を「1.6.2.2.1.1 発火性又は引火性物質」から「1.6.2.2.1.6 過電流による過熱防止対策」に示す。

重大事故等対処施設に使用するケーブルも含めた不燃性材料又は難燃性材料の使用についての具体的な設計について「1.6.2.2.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用」に、落雷、地震等の自然現象による火災発生の防止の具体的な設計について「1.6.2.2.3 落雷、地震等の自然現象による火災発生の防止」に示す。

1.6.2.2.1.1 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、消防法で定められる危険物のうち「潤滑油」及び「燃料油」、高圧ガス保安法で高圧ガスとして定められる水素、窒素、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」を対象とする。

(1) 漏えいの防止，拡大防止

a．発火性又は引火性物質である潤滑油及び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及び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り漏えいの防止対策を講じるとともに、オイルパン，ドレンリム又は堰を設置し、漏えいした潤滑油及び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を内包する設備は、「(4) 防 爆」に示す漏えいの防止，拡大防止対策を講じる設計とする。

なお、火災区域内へ水素を内包するボンベを持ち込む場合は、火災防護計画書に従い、火災の発生防止対策を講じる。

(2) 配置上の考慮

a．発火性又は引火性物質である潤滑油及び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及び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、潤滑油及び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。

(3) 換 気

a. 発火性又は引火性物質である潤滑油及び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及び燃料油を内包する設備がある火災区域の建屋等は、火災の発生を防止するために、補助建屋給気ファン及び補助建屋排気ファン等、空調機器による機械換気又は自然換気により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を内包する設備

発火性又は引火性物質である水素を内包する設備である蓄電池を設置する火災区域は、火災の発生を防止するために、以下に示す空調機器による機械換気により換気を行う設計とする。

・ 蓄電池

蓄電池を設置する火災区域は、給気ファン及び排気ファン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未満とするよう設計する。

なお、水素を内包する設備のある火災区域は、水素濃度が燃焼限界濃度未満の雰囲気となるように給気ファン及び排気ファンで換気されるが、給気ファン及び排気ファンは、多重化して設置する設計とするため、単一故障を想定しても換気は可能である。

ただし、蓄電池（重大事故等対処用）は、通常時には負荷への給電がなく浮動充電状態で待機している。重大事故等対処時は、負荷に給

電しているため、水素が発生することはほとんどなく、放電後は、排気ファンによる換気を行い、回復充電を実施する。

(4) 防 爆

a. 発火性又は引火性物質である潤滑油及び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及び燃料油を内包する設備は、「(1) 漏えいの防止、拡大防止」で示したように、溶接構造等、潤滑油及び燃料油の漏えいを防止する設計とするとともに、オイルパン等を設置し、漏えいした潤滑油及び燃料油の拡大を防止する設計とする。

潤滑油及び燃料油が設備の外部へ漏えいしても、これらの引火点は、油内包機器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、可燃性蒸気とならないことから、潤滑油及び燃料油が、爆発性の雰囲気を形成するおそれはない。

b. 発火性又は引火性物質である水素を内包する設備

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を内包する設備は、「(3) 換 気」に示す機械換気により水素濃度を燃焼限界濃度未満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はならないため、当該火災区域に設置する電気・計装品を防爆型とする必要はなく、防爆を目的とした電気設備の接地も必要ない。

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省令」第十条、第十一条に基づく接地を施す設計とする。

(5) 貯 蔵

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、発火性又は引火性物質である潤滑油及び燃料油の貯蔵機器としては、燃料油サービスタンク及びディーゼル発電機、空冷式非常用発電機（電源車含む）及び緊急時対策所用発電機の燃料油貯蔵タンクがある。

燃料油サービスタンク及び燃料油貯蔵タンクは、一定時間のディーゼル発電機等の連続運転に必要な量を貯蔵することを考慮した設計とする。

1.6.2.2.1.2 可燃性の蒸気又は可燃性の微粉の対策

「1.6.1.2.1.2 可燃性の蒸気又は可燃性の微粉の対策」の基本方針を適用する。

1.6.2.2.1.3 発火源への対策

重大事故等対処施設には、金属製の本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、重大事故等対処施設には、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加熱防止を行う設計とする。

1.6.2.2.1.4 水素対策

水素を内包する設備を設置する火災区域については、「1.6.2.2.1.1(3) 換 気」に示すように、機械換気を行うことにより、水素濃度を燃焼限界濃度未満とするよう設計する。

また、蓄電池を設置する火災区域は、充電時における蓄電池が水素を発生するおそれがあることを考慮して、水素濃度検知器を設置し、水素の燃焼限

界濃度である 4vol% 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。

1.6.2.2.1.5 放射線分解等により発生する水素の蓄積防止対策

加圧器以外の 1 次冷却系は高压水の一相流とし、また、加圧器内も運転中は常に 1 次冷却材と蒸気を平衡状態とすることで、水素や酸素の濃度が高い状態で滞留、蓄積することを防止する設計とする。

蓄電池を設置する火災区域は、空調機器による機械換気により、水素濃度を燃焼限界濃度未満とするよう設計する。

重大事故時の原子炉格納容器内で発生する水素については、静的触媒式水素再結合装置、電気式水素燃焼装置にて、蓄積防止対策を行う設計とする。

また、重大事故時のアニュラス内の水素については、アニュラス空気浄化ファン等にて、蓄積防止対策を行う設計とする。

1.6.2.2.1.6 過電流による過熱防止対策

「1.6.1.2.1.6 過電流による過熱防止対策」の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であって、当該施設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。

1.6.2.2.2.1 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，配管のガスケット類は，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炎に晒されることは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。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，他の重大事故等対処施設及び設計基準事故対処設備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。

1.6.2.2.2.2 変圧器及び遮断器に対する絶縁油等の内包

原子炉建屋，原子炉格納容器，原子炉補助建屋及び緊急時対策所の重大事故等対処施設に対して，「1.6.1.2.2.2 変圧器及び遮断器に対する絶縁油等の内包」の基本方針を適用する。

1.6.2.2.2.3 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は，実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。

ただし，放射線監視設備用ケーブルは，微弱電流・微弱パルスを扱うため，耐ノイズ性を確保するために，絶縁体に誘電率の低い架橋ポリエチレンを使用する設計とする。このケーブルは，自己消火性を確認する UL 垂直燃焼試

験は満足するが、延焼性を確認する IEEE383 垂直トレイ燃焼試験の要求を満足しない。

また、通信連絡設備の機器本体に使用する専用ケーブルは、通信事業者の指定するケーブルを使用する必要がある場合や製造者等により機器本体とケーブル（電源アダプタ等を含む。）を含めて電気用品としての安全性が確認されている場合、又は電話コード等のように機器本体を移動して使用することを考慮して可とう性が求められる場合は、難燃ケーブルの使用が技術上困難である。

これらのケーブルは、金属製の筐体等に収納する、延焼防止材により保護する、又は専用の電線管に布設するなどの措置を講じることにより、他の重大事故等対処施設及び設計基準事故対処設備において火災が発生することを防止する設計とする。

1.6.2.2.2.4 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

重大事故等対処施設に対して、「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」の基本方針を適用する。

1.6.2.2.2.5 保温材に対する不燃性材料の使用

重大事故等対処施設に対して、「1.6.1.2.2.5 保温材に対する不燃性材料の使用」の基本方針を適用する。

1.6.2.2.2.6 建屋内装材に対する不燃性材料の使用

重大事故等対処施設を設置する建屋の内装材に対して、「1.6.1.2.2.6 建屋内装材に対する不燃性材料の使用」の基本方針を適用する。

1.6.2.2.3 落雷，地震等の自然現象による火災発生の防止

重大事故等対処施設では，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，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮が想定される。

津波，竜巻（風（台風）含む。），森林火災及び高潮は，それぞれの現象に対して，重大事故等対処施設の安全機能を損なわないように，機器をこれらの自然現象から防護することで，火災の発生防止を行う設計とする。

凍結，降水，積雪及び生物学的事象は，火源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，火源が発生する自然現象ではない。

洪水は，原子炉施設の地形を考慮すると，原子炉施設の安全機能を有する機器に影響を与える可能性がないため，火災が発生するおそれはない。地滑りについては，重大事故等に対処する機能に影響を及ぼすおそれがないことを影響評価で確認することで，火災の発生防止を行う設計とする。

したがって，落雷，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。

1.6.2.2.3.1 落雷による火災の発生防止

重大事故等対処施設は，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「J I S A 4201 建築物等の避雷設備（避雷針）」に準拠した避雷設備を設置する設計とする。

送電線については，「1.6.2.2.1.6 過電流による過熱防止対策」に示しており，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】

- ・原子炉建屋

- ・ 原子炉補助建屋
- ・ 500kV 開閉所（架空地線）
- ・ 275kV 開閉所（架空地線）

1.6.2.2.3.2 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「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」に従い設計する。

1.6.2.2.3.3 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、「1.10 外部火災防護に関する基本方針」に基づき評価し、設置した防火帯による防護により、火災発生防止を講じる設計とする。

1.6.2.2.3.4 竜巻及び風（台風）による火災の発生防止

屋外の重大事故等対処施設は、竜巻及び風（台風）に対して、「1.8 竜巻防護に関する基本方針」に基づき設計した竜巻防護ネットの設置、空冷式非常用発電機の固縛、衝突防止を考慮して実施する燃料油等を内包した車両の飛散防止対策や空冷式非常用発電機の燃料油が漏えいした場合の拡散防止対策等により、火災の発生防止を講じる設計とする。なお、空冷式非常用発電機に火災が発生した場合においても、重大事故等に対処する機能を喪失しないよう、代替する機能を有する設備と位置的分散を講じる設計とする。

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、火災の影響を限定し、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し、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よっても、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 地震等の自然現象の考慮」に、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。

1.6.2.3.1.1 火災感知器の環境条件等の考慮

「1.6.1.3.1.1 火災感知器の環境条件等の考慮」の基本方針を適用する。

1.6.2.3.1.2 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、「1.6.2.3.1.1 火災感知器の環境条件等の考慮」の環境条件を考慮し、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、アナログ式でないが、炎が発する赤外線又は紫外線を感知するため、熱や煙が感知器に到達する時間遅れがなく、火災の早期感知に優位性がある炎感知器から異なる種類の感知器を組み合わせる設計とする。

炎感知器には、赤外線を感知する方式と紫外線を感知する方式の2種類があるが、炎特有の性質を検出することで誤作動が少ない赤外線方式を採用する。炎感知器の誤作動を防止するため、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、太陽光や降雨などの設置環境を考慮した設計とする。

水素発生エリア、可燃性ガス発生エリア及び屋外エリア等には、防爆型の火災感知器を設置する設計とする。その内容を以下に示す。

a. 水素発生エリア

水素の発生を考慮する必要がある体積制御タンク室及び蓄電池室等は、防爆型の煙感知器と防爆型の熱感知器を設置する。また、感知器の設置位置が高所となる場合は、防爆型の煙感知器と炎感知器を設置する。

b. 可燃性ガス発生エリア

可燃性ガスの発生を考慮する必要がある燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）エリア等は、防爆型の煙感知器と防爆型の熱感知器を設置する。また、感知器の設置位置が高所となる場合は、防爆型の煙感知器と炎感知器を設置する。

c. 天井空間が広く空気拡散のあるエリア

天井空間が広く煙の拡散を考慮する必要がある原子炉格納容器等のエリアは、アナログ式の熱感知器と炎感知器を設置する。なお、水素又は可燃性ガスの発生を考慮する必要がある場合は防爆型の熱感知器と炎感知器

を設置する。

d. 屋外エリア

屋外の設置環境を考慮する必要がある原子炉補機冷却海水ポンプエリア等は防水機能のある防爆型の熱感知器と炎感知器を設置する。

中央制御室制御盤内に関しては、構成部品の火災では、炎を伴わないくん焼状態であり、火災区画に設置されている煙や熱、炎感知器では感知できないため、高感度煙感知器を設置する設計とする。

1.6.2.3.1.3 火災受信機盤

「1.6.1.3.1.3 火災受信機盤」の基本方針を適用する。

なお、重大事故等に対処する場合を考慮して、緊急時対策所で監視できる設計とする。

1.6.2.3.1.4 火災感知設備の電源確保

火災区域又は火災区画に設置する火災感知設備は、全交流動力電源喪失時においても火災の感知が可能となるように蓄電池を設け、この蓄電池は、代替電源から電力が供給開始されるまでの容量を有した設計とする。

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ついては、非常用電源からの受電も可能とする。

1.6.2.3.2 消火設備

消火設備は、以下に示すとおり、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設計とする。

1.6.2.3.2.1 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であることを考慮して設計する。

(1) 火災発生時の煙の充満等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

屋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、基本的に、火災発生時の煙の充満により消火活動が困難となるものとして選定し、このうち、原子炉格納容器内のループ室は放射線の影響も考慮し消火活動が困難な場所として選定する。

(2) 火災発生時の煙の充満等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

消火活動が困難とならない屋外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及び屋内の火災区域のうち、火災発生時に煙が充満しないエリアや煙が充満する前に消火活動を開始可能なエリアについては、消火活動が困難とならない火災区域として選定する。

(3) 火災発生時の煙の充満等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により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画は、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ハロゲン化物消火設備又はハロゲン化物自動消火設備を設置し消火を行う設計とする。

ただし、以下の火災区域又は火災区画は、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. ディーゼル発電機室及び燃料油サービスタンク室

ディーゼル発電機室及び燃料油サービスタンク室は、人が常駐する火災区域ではないため、全域ハロン消火設備等は設置せず、二酸化炭素消火設備を設置する設計とする。

b. 原子炉格納容器

中央制御室からの手動操作による固定式消火設備又は自動消火設備を適用する場合は、原子炉格納容器内の自由体積が約 8 万 m^3 あることから、原子炉格納容器内全体に消火剤を充満させるまで時間を要する。このため、原子炉格納容器の消火設備は、火災発生時の煙の充満による消火活動が困難でない場合、早期に消火が可能である、消火要員による消火を行う設計とする。

火災発生時の煙の充満及び放射線の影響のため消火要員による消火活動が困難である場合は、中央制御室からの手動操作が可能であり、原子炉格納容器全域を水滴で覆うことのできる原子炉格納容器スプレー設備による手動消火を行う設計とする。

(4) 火災発生時の煙の充満等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

火災発生時の煙の充満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は、消火器又は消火栓で消火を行う設計とする。

1.6.2.3.2.2 消火用水供給系の多重性又は多様性の考慮

「1.6.1.3.2.3 消火用水供給系の多重性又は多様性の考慮」の基本方針を適用する。

1.6.2.3.2.3 火災に対する二次的影響の考慮

「1.6.1.3.2.5 火災に対する二次的影響の考慮」の基本方針を適用する。

1.6.2.3.2.4 想定火災の性質に応じた消火剤の容量

「1.6.1.3.2.6 想定火災の性質に応じた消火剤の容量」の基本方針を適用する。

1.6.2.3.2.5 移動式消火設備の配備

「1.6.1.3.2.7 移動式消火設備の配備」の基本方針を適用する。

1.6.2.3.2.6 消火用水の最大放水量の確保

「1.6.1.3.2.8 消火用水の最大放水量の確保」の基本方針を適用する。

1.6.2.3.2.7 水消火設備の優先供給

「1.6.1.3.2.9 水消火設備の優先供給」の基本方針を適用する。

1.6.2.3.2.8 消火設備の故障警報

「1.6.1.3.2.10 消火設備の故障警報」の基本方針を適用する。

1.6.2.3.2.9 消火設備の電源確保

作動に電源が必要な消火設備は、全交流動力電源喪失時にも起動できるように蓄電池により電源が確保される設計とする。

1.6.2.3.2.10 消火栓の配置

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，屋外は消火栓から半径 40m の範囲における消火活動を考慮した設計とする。

1.6.2.3.2.11 固定式ガス消火設備の退出警報

「1.6.1.3.2.13 固定式ガス消火設備の退出警報」の基本方針を適用する。

1.6.2.3.2.12 管理区域内からの放出消火剤の流出防止

「1.6.1.3.2.14 管理区域内からの放出消火剤の流出防止」の基本方針を適用する。

1.6.2.3.2.13 消火用の照明器具

「1.6.1.3.2.15 消火用の照明器具」の基本方針を適用する。

1.6.2.3.3 地震等の自然現象の考慮

火災感知設備及び消火設備は，以下に示す地震等の自然現象を考慮し，機能及び性能が維持される設計とする。

1.6.2.3.3.1 凍結防止対策

「1.6.1.3.3.1 凍結防止対策」の基本方針を適用する。

1.6.2.3.3.2 風水害対策

「1.6.1.3.3.2 風水害対策」の基本方針を適用する。

1.6.2.3.3.3 地震対策

(1) 地震対策

屋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の火災感知設備及び消火設備は、施設の区分に応じて機能を維持できる設計とする。

屋外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の火災感知設備は、施設の区分に応じて機能を維持できる設計とする。屋外の重大事故等対処施設の消火設備のうち消火器は、固縛による転倒防止対策等により地震では損傷しない設計とし、移動式消火設備で消火活動が可能な設計とする。

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、基準地震動 S_s により漏えいした油が拡大することを防止する設計とする。

(2) 地盤変位対策

「1.6.1.3.3.3(2) 地盤変位対策」の基本方針を適用する。

1.6.2.3.4 消火設備の破損、誤作動及び誤操作による重大事故等対処施設への影響

二酸化炭素は不活性であること及び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、二酸化炭素消火設備、ハロゲン化物消火設備等を選定する設計とする。

ディーゼル発電機は、ディーゼル発電機室に設置する二酸化炭素消火設備の破損、誤作動又は誤操作により二酸化炭素の放出による窒息を考慮しても機能が喪失しないよう、外気より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、重大事故等に対処するために必要な機能への影響がないよう設計する。

1.6.2.4 その他

「1.6.1.5 その他」の基本方針を適用する。

1.7 溢水防護に関する基本方針

1.7.1 溢水防護に関する基本設計方針

「設置許可基準規則」第九条（溢水による損傷の防止等）」の要求事項を踏まえ、安全施設は、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、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。溢水の影響を受けて運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合に、それらに対処するために必要な機器の単一故障を考慮しても異常状態を収束できる設計とする。

さらに使用済燃料ピットにおいては、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能を維持できる設計とする。

ここで、これらの機能を維持するために必要な設備を、以下「防護対象設備」という。「設置許可基準規則」第九条及び第十二条並びに「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「内部溢水影響評価ガイド」という。）の要求事項を踏まえ、以下の設備を防護対象設備とする。

- (1) 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
- (2) 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

原子炉施設内における溢水として、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使用済燃料ピットのスロッシングにより発生した溢水を考慮し、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。評価に当たっては、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が発生した場合、それらに対処するために必要な機器の単一故障を考慮しても事象を収束できる設計とする。

地震、津波、竜巻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、防護対象設備及び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、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。具体的には、屋外にある全てのタンクについて地震起因によるタンクに付属する配管の破損、竜巻による飛来物の衝突による屋外タンクの破損並びに外部火災による溢水を考慮しても、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又は配管が破損することにより、当該容器又は配管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、建屋内の壁、扉、堰等により伝播経路を制限する設計とする。

具体的な溢水影響評価に関する設計方針を、「1.7.2 原子炉施設の溢水評価に関する設計方針」及び「1.7.3 使用済燃料ピットの溢水評価に関する設計方針」にて説明する。

また、溢水防護のために実施する対策について「1.7.4 溢水防護に関する設計方針」にて説明する。

1.7.2 原子炉施設の溢水評価に関する設計方針

1.7.2.1 溢水源及び溢水量の想定

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。

- (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) 原子炉施設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（以下「地震起因による溢水」という。）

防護対象設備が設置されている建屋内において、流体を内包する容器及び配管を溢水源となり得る機器として抽出する。ここで抽出された機器のうち、上記(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考慮する。

なお、原子炉補機冷却海水ポンプエリア及び防護対象設備が設置されている建屋外の溢水源に対する考慮は、「1.7.2.5 原子炉補機冷却海水ポンプエリアの溢水評価に関する設計方針」及び「1.7.2.6 防護対象設備設置建屋外における溢水評価に関する設計方針」にて説明する。

1.7.2.1.1 想定破損による溢水

以下で定義する高エネルギー配管及び低エネルギー配管に分類して破損を想定し、没水、被水及び蒸気による影響を評価する。

- (1) 「高エネルギー配管」は、呼び径 25A (1B) を超える配管で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、蒸気については配管径に関係なく影響を評価する。
- (2) 「低エネルギー配管」は、呼び径 25A (1B) を超える配管でプラントの

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、静水頭圧の配管は除く。

- (3) 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。

配管を想定する位置は、安全機能への影響が最も大きくなる位置とする。

配管の破損形状の想定に当たっては、「内部溢水影響評価ガイド附属書 A」に従い、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「貫通クラック」を想定する。ただし、「内部溢水影響評価ガイド」では、以下のとおり、応力評価の結果により、破損形状を想定できることが定められている。

「内部溢水影響評価ガイド」では、配管の一次＋二次応力 S_n が許容応力 S_a に対し以下の条件を満足すれば、以下で示した破損形状の想定が可能であることを規定している。

「高エネルギー配管（ターミナルエンド部を除く。）」

$S_n \leq 0.4S_a \Rightarrow$ 破損想定不要

$0.4S_a < S_n \leq 0.8S_a \Rightarrow$ 貫通クラック

なお、高エネルギー配管のターミナルエンドは、応力評価の結果にかかわらず「完全全周破断」を想定する。

「低エネルギー配管」

$S_n \leq 0.4S_a \Rightarrow$ 破損想定不要

高エネルギー配管の溢水評価では、応力評価の結果により想定した破損形状による溢水を想定し、異常の検知、事象の判断及び漏えい箇所の特定並びに漏えい箇所の隔離等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を含む。）に保守性を考慮して設定し、溢水量を算出

する。

また、隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を考慮する。想定する破損箇所は防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置とする。

低エネルギー配管の溢水評価では、貫通クラックによる溢水を想定し、隔離による漏えい停止に必要な時間から溢水量を算出する。また、隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を考慮する。想定する破損箇所は防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置とする。ただし、応力評価結果より、配管の一次＋二次応力 S_n が許容応力 S_a に対して、判定条件 ($S_n \leq 0.4S_a$) を満足する配管については破損を想定しない。

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。

1.7.2.1.2 消火水の放水による溢水

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若しくは、火災源が小さい場合においては、その可燃性物質の量及び等価火災時間を考慮した消火活動に伴う放水により想定される溢水量を設定する。

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消火栓以外の設備としては、スプリンクラや格納容器スプレイ系統があるが、防護対象設備が設置されている建屋には、自動作動するスプリンクラは設置されていない。また、防護対象設備が設置されている建屋外のスプリンクラに対しては、その作動による溢水の流入により、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

また、格納容器スプレイ系統の作動により発生する溢水により、原子炉格納容器内の防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。なお、格納容

器スプレイ系統の作動回路は、チャンネルの単一故障を想定しても、その機能を失うことがなく、かつ、偽の信号発生等による誤作動を防止する設計とする。

具体的には、原子炉格納容器内圧力異常高の「2 out of 4」信号による自動作動又は原子炉補助盤上の操作スイッチ 2 個を同時に操作することによる手動作動としていることを確認する。

1.7.2.1.3 地震起因による溢水

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想定する。

耐震 S クラスの機器については、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、C クラス機器のうち、耐震 S クラスの機器と同様に基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性が確保されるもの、又は耐震対策工事により、耐震性を確保するものについては溢水源として想定しない。

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防護対象設備へ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。溢水源となる容器については全保有水量を考慮し、溢水源となる配管については完全全周破断による溢水量を考慮する。また、運転員による手動操作により漏えい停止を行う溢水源に対して、異常の検知、事象の判断及び漏えい箇所の特定並びに漏えい箇所の隔離等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を含む。）に保守性を考慮して、設定し、溢水量を算出するとともに、隔離後の隔離範囲内の系統の保有水量を溢水量に考慮する。

使用済燃料ピット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 3 次元流動解析に

より評価し、使用済燃料ピット外へ漏えいする水量を考慮する。また、使用済燃料ピットの初期水位等の評価条件は保守的となるように設定する。

水密化区画内には防護対象設備が設置されておらず、かつ、地震起因により水密化区画内で発生が想定される溢水は、区画外へ漏えいしない設計とすることから、防護対象設備への溢水の影響はなく、水密化区画内で発生する溢水は溢水源として想定しない。

耐震評価の具体的な考え方を以下に示す。

- (1) 構造強度評価に係る応答解析は、基準地震動 S_g 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。その上で、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。
- (2) 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。
- (3) 応力評価に当たり、簡易的な手法を用いる場合は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。
- (4) 基準地震動 S_g 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。
- (5) 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。

1.7.2.2 防護対象設備の設定

防護対象設備は、原子炉施設内で発生した溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を損なわない設計（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。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
とするために必要な設備とする。

具体的には、原子炉の停止、高温停止、低温停止、及びその維持に必要な
系統設備として、以下を選定する。

- ・ 原子炉停止：原子炉停止系（制御棒）
- ・ ほう酸添加：原子炉停止系（化学体積制御系のほう酸水注入機能）
- ・ 崩壊熱除去：補助給水系，主蒸気系，余熱除去系
- ・ 1次系減圧：1次冷却系統の減圧機能
- ・ 上記系統の関連系（原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却海水系，制御
用空気系，換気空調系，非常用電源系，空調用冷水系，電気盤）

以上の系統設備に加え、原子炉施設の安全評価に関する審査指針を参考に、
運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を対象として、溢水により発生し
得る原子炉外乱及び溢水の原因となり得る原子炉外乱に対処する設備を抽出
する。抽出に当たっては、溢水事象となり得る運転時の異常な過渡変化及び
設計基準事故も評価対象とする。

原子炉外乱としては、以下の溢水により発生し得る原子炉外乱及び溢水の
原因となり得る原子炉外乱を考慮する。地震に対しては溢水だけでなく、地
震に起因する原子炉外乱（主給水流量喪失，外部電源喪失等）も考慮する。

- ・ 想定破損による溢水（単一機器の破損を想定）
- ・ 消火水の放水による溢水（単一の溢水源を想定）
- ・ 地震起因による溢水（耐震B，Cクラス機器の破損を想定）

溢水評価上想定する起因事象として抽出する運転時の異常な過渡変化及び
設計基準事故を第1.7.1表及び第1.7.2表に示す。また、溢水評価上想定す
る事象とその対処系統を第1.7.3表に示す。

なお、抽出された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うことはない。

(1) フェイルポジションで安全機能に影響しない設備

「フェイル アズ イズ」でも安全機能に影響しない電動弁，又は「フェイルポジション」でも安全機能に影響しない空気作動弁，動作機能喪失によっても安全機能に影響しない設備。

(2) 原子炉格納容器内の設備

L O C A時の原子炉格納容器内の状態（温度・圧力及び溢水影響）を考慮した耐環境仕様を有する設備，又は溢水事象が発生した場合のプラント停止操作において必ずしも必要でない設備。

(3) 水の影響を受けない設備

溢水の影響により外部からの電源供給や電気信号を喪失しても機能喪失しない容器，熱交換器，フィルタ，逆止弁，手動弁，配管等の静的機器。

(4) その他設備で代替できる設備

補助給水隔離弁の隔離機能は，補助給水流量調整弁の隔離機能により代替。

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 1.7.4 表に示す。

1.7.2.3 溢水防護区画及び溢水経路の設定

溢水防護に対する評価対象区画は，防護対象設備が設置されている全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。評価対象区画は壁，扉，堰等，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，溢水防護区画内の水位が最も高くなるように保守的に溢水経路を設定する。現場操作が必要な設備に対しては，必要に応じて環境の温度及び放射線量並びに薬品等による影響を考慮しても，

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。

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、床面開口部及び床貫通部、壁貫通部、扉から他区画への流出は想定しない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。また、床ドレン、床面開口部及び床貫通部、壁貫通部、扉から溢水防護区画内への流入を想定した条件で溢水経路を設定し、溢水防護区画内の溢位水位を設定する。ただし、床ドレン、天井面開口部及び貫通部、壁貫通部、扉に流入防止対策が施されている場合は溢水防護区画外からの流入を考慮しない。

上層階の溢水は階段あるいは機器ハッチを経由して下層階へ伝播する。

溢水経路を構成する壁、扉、堰等は、基準地震動 S_s による地震力に対し健全性を確認できる場合は溢水の伝播防止を期待する。溢水が長期間滞留する水密化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。

貫通部に実施した流出及び流入防止対策は、基準地震動 S_s による地震力に対し健全性を確認できる場合は溢水の伝播防止を期待する。

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。

なお、溢水の影響を受けて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。）、溢水防護区画を構成する壁、扉、堰等については、現場の設備等の設置状況踏まえ、評価条件を設定する。

1.7.2.4 防護対象設備設置建屋内における溢水評価に関する設計方針

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に対して、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、安全機能を損なわない設計とする。

また、発生した溢水については、溢水の流入状態、溢水源からの距離、運転員のアクセス等により一時的な水位変動が生じることが考えられることから、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。

具体的には、防護対象設備に対して溢水防護区画ごとに算出される溢水水位にゆらぎの影響を踏まえた裕度を確保する。

1.7.2.4.1 想定破損による溢水影響に対する設計方針

想定される配管の破損形状に基づいた没水、被水及び蒸気の影響により防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

(1) 没水による影響に対する設計方針

高エネルギー配管の没水評価では、完全全周破断による溢水を想定し溢水量を算出する。

低エネルギー配管の没水評価では、貫通クラックによる溢水を想定し溢水量を算出する。ただし、応力評価結果より一次＋二次応力 S_n が許容応力 S_a に対して判定条件 ($S_n \leq 0.4S_a$) を満足する配管については破損を想定しない。

算出された溢水量、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、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

具体的には、以下に示す設計方針のいずれかを満足することで、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。また、いずれの設計方針も満足しない場合は、壁、扉、堰等による没水対策を実施する。

- a. 溢水水位が防護対象設備の機能喪失高さを上回らないこと。
- b. 防護対象設備が多重性又は多様性を有しており、各々が別区画に設置され、同時に機能を損なわないこと。

c. 溢水が到達する前に、自動閉止されるために隔離機能が維持されること。

d. 当該系統の想定破損発生時に没水する防護対象設備に機能要求がないこと。

(2) 被水による影響に対する設計方針

溢水源となる機器からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水又は天井面の開口部若しくは貫通部からの被水による影響を受けて、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

a. 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されていない場合は、防護対象設備に対し被水防護対策がなされていること。

b. 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないこと。

c. 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていること。

d. 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合にあっては、防護対象設備に対し被水対策がなされていること。

e. 上記 a. ～ d. を満足しない場合は、防護対象設備が防滴仕様であること。

f. 上記 a. ～ e. を満足しない場合は、被水防護対象を実施する。

ただし、多重性又は多様性を有し各々が別区画に設置している、防護対象設備で、同時にその機能を失わない場合は、機能が維持されるものとする。

なお、被水評価において、保護カバーやパッキンにより安全機能を損なわない設計としている設備については、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する。

(3) 蒸気による影響に対する設計方針

溢水源となる配管のうち高エネルギー配管に対して、一般部については応力評価に応じて貫通クラック又は完全全周破断、ターミナルエンド部については、完全全周破断を想定し、蒸気の影響を受けて防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

a. 蒸気拡散影響に対する設計方針

防護対象設備に対する、漏えい蒸気の拡散による影響を確認するために、熱流体解析コードを用い、実機を模擬した空調条件や解析区画を設定して解析を実施する。

想定破損発生区画内での漏えい蒸気による防護対象設備への影響及び区画間を拡散する漏えい蒸気による防護対象設備への影響が、蒸気曝露試験又は机上評価によって防護対象設備の健全性が確認されている条件（温度、湿度、圧力）を超えることがなく、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

蒸気影響を緩和するための対策として、蒸気の漏えいを自動検知し、隔離（直ちに環境温度が上昇し健全性が確認されている条件を超えるおそれがある場合は、自動隔離、それ以外は中央制御室からの遠隔手動隔離）を行うために蒸気漏えい検知システムを設置する。システムを構成するものとして、温度センサー、蒸気止め弁、漏えい検知監視制御盤を設置する。さらに、自動検知、遠隔隔離対策だけでは防護対象設備の健全性が確保されない破損想定箇所については、防護カバーを設置し、配管と防護カバーのすき間を流出面積と設定することで漏えい蒸気量を抑

制して、環境への温度影響を軽減する設計とする。

また、信頼性向上の観点から、防護カバー近傍には小規模漏えい検知を目的とした特定配置温度検出器を設置し、蒸気の漏えいを早期自動検知する設計とする。

b. 蒸気の直接噴出影響に対する設計方針

破損想定箇所の近傍に防護対象設備が設置されている場合は、漏えい蒸気の直接噴出による防護対象設備への影響を考慮する。破損想定箇所と防護対象設備との位置関係を踏まえ、漏えい蒸気の直接噴出による影響が、蒸気曝露試験及び机上評価によって防護対象設備の健全性が確認されている条件（温度、湿度、圧力）を超えることがなく、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

蒸気の直接噴出による影響により、防護対象設備が安全機能を損なうおそれがある場合には、蒸気影響を緩和する対策や防護対象設備の配置を見直す対策等を実施することで、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

1.7.2.4.2 消火水の放水による溢水影響に対する設計方針

火災時の消火系統からの放水による没水及び被水の影響を受けて、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

(1) 没水による影響に対する設計方針

消火活動に伴う放水により想定される溢水量を算出する。算出された溢水量、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、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。なお、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して溢水水位を算出する。

具体的には、以下に示す設計方針のいずれかを満足することで、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。また、いずれの設計方針も満足しない場合は、壁、扉、堰等による没水対策を実施する。

- a. 溢水水位が防護対象設備の機能喪失高さを上回らないこと。
- b. 防護対象設備が多重性又は多様性を有しており、各々が別区画に設置され、同時に安全機能を損なわないこと。

なお、防護対象設備の機能喪失高さは、発生した溢水に対して裕度を確保する設計とする。

また、消火水放水時の溢水量が評価条件を満足するように、消火活動における注意事項に関する教育並びに消火活動後の設備点検を行うことにより、防護対象設備が安全機能を損なわない運用を行う設計とする。

(2) 被水による影響に対する設計方針

消火水による被水影響に対しては、防護対象設備が設置されている建屋内に設置されている建屋内の防護対象設備に対して、消火水による不用意な放水を行わないことで、防護対象設備が、被水の影響を受けて安全機能を損なわない運用を行う設計とする。

具体的には、初期消火が困難な場合にはハロン消火設備又は二酸化炭素消火設備を用いて消火するといった消火活動における運用及び留意事項を火災防護計画で明確にする。また、消火活動における運用及び留意事項について教育により周知徹底することで、防護対象設備が、被水の影響を受けて安全機能を損なわない運用を行う設計とする。

また、火災により壁貫通部の流出、及び流入防止対策の止水機能を損なうおそれがある場合には、当該貫通部からの消火水の伝播による溢水影響を考慮する。溢水影響評価の結果、防護対象設備が安全機能を損なうおそれがある場合には、壁、扉、堰等による溢水伝播を制限する対策等を実施

する。

1.7.2.4.3 地震起因による溢水影響に対する設計方針（使用済燃料ピットのスロッシングを含む。）

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 による地震力によって破損が生じる機器を溢水源として溢水を想定し、没水、被水及び蒸気の影響により防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

ただし、耐震 B、C クラス機器のうち、耐震 S クラスの機器と同様に基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性が確保されるもの、又は耐震対策工事により耐震性を確保するものについては溢水源として想定しない。

(1) 没水による影響に対する設計方針

流体を内包する耐震 B、C クラスの機器が、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ものについては、系統や容器内の保有水量に基づき溢水量を算出する。また、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によって、使用済燃料ピット外へ漏えいする水量を溢水量として算出する。

なお、使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水に対しては、発生した溢水が燃料取扱棟から外周建屋へ伝播しない設計とする。

算出された溢水量、設定した溢水防護区画及び溢水経路から出した溢水水位に対し、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

具体的には、以下に示す設計方針のいずれかを満足することで、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。また、いずれの設計方針も満足しない場合は、壁、扉、堰等による没水対策を実施する。

- a. 溢水水位が防護対象設備の機能喪失高さを上回らないこと。
- b. 防護対象設備が多重性又は多様性を有しており、各々が別区画に設置

され、同時に安全機能を損なわないこと。

なお、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。

(2) 被水による影響に対する設計方針

地震による被水影響に対しては、「1.7.2.4.1 想定破損による溢水評価に対する設計方針」と同じ設計とする。

(3) 蒸気による影響に対する設計方針

流体を内包する耐震B，Cクラスの機器のうち、基準地震動 S_s による地震力によって耐震性が確保されないものについては、破損する機器から発生する蒸気の影響を受けて、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

a. 蒸気拡散影響に対する設計方針

防護対象設備に対する、漏えい蒸気の影響を確認するために、熱流体解析コードを用い、実機を模擬した空調条件や解析区画を設定して解析を実施する。

想定破損発生区画内での漏えい蒸気による防護対象設備への影響及び区画間を拡散する漏えい蒸気による防護対象設備への影響が、蒸気曝露試験及び机上評価によって防護対象設備の健全性が確認されている条件（温度、湿度、圧力）を超えることがなく、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

蒸気影響を緩和するための対策として、蒸気の漏えいを自動検知し、隔離（直ちに環境温度が上昇し健全性が確認されている条件を超えるおそれがある場合は自動隔離、それ以外は中央制御室からの遠隔手動隔離）を行うために蒸気漏えい検知システムを設置する。システムを構成するものとして、温度センサー、蒸気止め弁、漏えい検知監視制御盤を設置

する。さらに、自動検知・遠隔隔離対策だけでは防護対象設備の健全性が確保されない破損想定箇所については、防護カバーを設置し、配管と防護カバーのすき間を流出面積と設定することで漏えい蒸気量を抑制して、環境への温度影響を軽減する設計とする。

また、信頼性向上の観点から、防護カバー近傍には小規模漏えい検知を目的とした特定配置温度検出器を設置し、蒸気の漏えいを早期自動検知する設計とする。

b. 蒸気の直接噴出影響に対する設計方針

破損想定箇所の近傍に防護対象設備が設置されている場合は、漏えい蒸気の直接噴出による防護対象設備への影響を考慮する。破損想定箇所と防護対象設備との位置関係を確認し、漏えい蒸気の直接噴出による影響が、蒸気曝露試験及び机上評価によって防護対象設備の健全性が確認されている条件（温度、湿度、圧力）を超えることがなく、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

蒸気の直接噴出による影響により、防護対象設備が安全機能を損なうおそれがある場合には、蒸気影響を緩和する対策や防護対象設備の配置を見直す対策等を実施することで、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

1.7.2.5 原子炉補機冷却海水ポンプエリアの溢水評価に関する設計方針

原子炉補機冷却海水ポンプエリア内にある防護対象設備が、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、原子炉補機冷却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の破損等による溢水が、ポンプエリアの堰の高さに至らない

ことを確認する。

原子炉補機冷却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及び消火水の放水による溢水をポンプ室から排出できる設計とし，ポンプエリア内の防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。なお，「内部溢水影響評価ガイド」に基づき，ドレンのうち排出量が最も大きい配管 1 か所からの流出は期待しないものとして排出量を算出する。

また，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。

1.7.2.6 防護対象設備設置建屋外における溢水評価に関する設計方針

防護対象設備が設置されている建屋に隣接するベイラ建屋，アスファルト固化建屋，サービス建屋及びタービン建屋，屋外タンク及び地下水について，防護対象設備が設置されている建屋に対する溢水経路を特定し，壁，扉，堰又はそれらの組み合わせにより溢水が伝播しない設計とする。

(1) ベイラ建屋，アスファルト固化建屋及びサービス建屋からの溢水影響に対する設計方針

ベイラ建屋，アスファルト固化建屋及びサービス建屋で発生する溢水が，原子炉補助建屋へ流入しない設計とするために，以下の対策を実施する。

- a. ベイラ建屋，アスファルト固化建屋及びサービス建屋から防護対象設備が設置されている原子炉補助建屋への流入経路に原子炉補助建屋水密扉を設置し，また，貫通部に流入防止対策を実施する。

(2) タービン建屋からの溢水影響に対する設計方針

タービン建屋で発生する溢水が，防護対象設備が設置されている原子炉補助建屋，原子炉建屋へ流入しない設計とする。

タービン建屋における溢水評価では、想定破損及び地震起因による影響を考慮し、循環水管の伸縮継手の全円周状の破損及び２次系機器の破損を想定した溢水量を評価する。循環水ポンプを停止するまでの間に生じる溢水量、２次系設備の保有水による溢水量及び循環水管の損傷箇所からの津波の流入量を合算した溢水量が、タービン建屋空間部に滞留するものとして溢水水位を算出する。

なお、防護対象設備が設置されている原子炉補助建屋、原子炉建屋へ溢水が流入しない設計とするために、以下の対策を実施する。

- a. タービン建屋から防護対象設備が設置されている建屋への流入経路には、水密扉及び閉止板を設置する。
- b. タービン建屋と防護対象設備が設置されている建屋との貫通部には流入防止対策を実施する。
- c. 防護対象設備が設置されている建屋からタービン建屋へのドレンラインには逆止弁を設置する。

(3) 屋外タンクからの溢水影響に対する設計方針

屋外タンクにおいて、基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性を有していないタンクからの溢水が、防護対象設備が設置されている原子炉補助建屋及び原子炉建屋へ流入しない設計とする。

また、「1.8 竜巻防護に関する基本方針」において設定した設計竜巻による飛来物により、屋外タンクが破損した場合に発生する溢水水位が、防護対象設備が設置されている原子炉補助建屋及び原子炉建屋に流入しない設計とする。

さらに、「1.10 外部火災防護に関する基本方針」において、森林火災発生時の固体廃棄物貯蔵庫への消火水の放水による溢水については、排水能力を持った構内排水により取水路へ排出されることを確認する。また、

構内排水からあふれた場合においても、固体廃棄物貯蔵庫周辺の地形を踏まえ取水路に流入することを確認する。

なお、屋外タンクからの溢水が、防護対象設備が設置されている原子炉補助建屋及び原子炉建屋へ流入しないようにするために、以下の対策を実施する。

- a. 屋外タンクから防護対象設備が設置されている建屋への流入経路には、水密扉を設置する。

また、地表面以下にある建屋との貫通部は、屋外タンクからの溢水の影響を受けても安全機能を損なわない設計とする。

(4) 地下水による溢水影響に対する設計方針

地下水は、建屋基礎下に設置している集水配管により、建屋最下層にある湧水サンプタンクに集水する設計とする。

また、湧水サンプポンプ、湧水サンプポンプ電源及び吐出ラインは、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ことにより、その機能を損なわない設計とする。

- (5) 原子炉補機冷却海水系の放水配管が破損又は閉塞した場合、隔離弁及び放出ラインにて防潮堤外に排水する設計とする。

1.7.3 使用済燃料ピットの溢水評価に関する設計方針

1.7.3.1 溢水源及び溢水量の想定

溢水源及び溢水量は、「1.7.2.1 溢水源及び溢水量の想定」の溢水源及び溢水量と同じ想定とする。

1.7.3.2 防護対象設備の設定

防護対象設備は、使用済燃料ピットの冷却及び給水に必要な設備とする。

具体的には、使用済燃料ピットを定められた水温（65℃以下）に維持する必要があるため、使用済燃料ピットの冷却系統の機能維持に必要な設備を抽出する。

また、使用済燃料ピットの放射線を遮蔽する機能を維持するための水量を確保する必要があるため、使用済燃料ピットへの給水系統の機能維持に必要な設備を抽出する。

具体的には、燃料取替用水系統設備及び使用済燃料ピット冷却系統設備を抽出する。

1.7.3.3 溢水防護区画及び溢水経路の設定

溢水防護区画及び溢水経路は、「1.7.2.3 溢水防護区画及び溢水経路の設定」と同じ方法で設定する。

1.7.3.4 使用済燃料ピットの冷却及び給水に必要な設備の溢水影響に関する設計方針

使用済燃料ピットの冷却及び給水に必要な設備が、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に対して、以下に示す没水、被水及び蒸気の影響を受けて安全機能を損なわない設計とする。

また、発生した溢水については、溢水の流入状態、溢水源からの距離、運転員のアクセス等により一時的な水位変動が生じることから、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。

具体的には、防護対象設備に対して溢水防護区画毎に算出される溢水水位にゆらぎの影響を踏まえた裕度を確保する。

1.7.3.4.1 想定破損による溢水影響に対する設計方針

想定破損による防護対象設備への溢水影響は、「1.7.2.4.1 想定破損による溢水影響に対する設計方針」と同様の設計とする。

1.7.3.4.2 消火水の放水による溢水影響に対する設計方針

消火水の放水による防護対象設備への溢水影響は、「1.7.2.4.2 消火水の放水による溢水影響に対する設計方針」と同様の設計とする。

1.7.3.4.2 地震起因による溢水影響に対する設計方針（使用済燃料ピットのスロッシングを含む。）

a. 地震起因による防護対象設備への溢水影響

地震起因による防護対象設備への溢水影響は、「1.7.2.4.3 地震起因による溢水影響に対する設計方針」と同様の設計とする。

b. 使用済燃料ピットのスロッシング後の機能維持に関する設計方針

使用済燃料ピット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_g による地震力によって生じるスロッシング現象を3次元流動解析により評価し、使用済燃料ピット外へ漏えいする水量を考慮する。また、使用済燃料ピットの初期水位等は保守的となるように設定する。算出した溢水量からスロッシング後の使用済燃料ピット水位を求め、

使用済燃料ピットの冷却機能（水温 65℃以下）及び使用済燃料の放射線に対する遮蔽機能維持に必要な水位が確保される設計とする。

第 1.7.1 表 溢水評価上想定する起因事象
(運転時の異常な過渡変化)

起因事象	要否 考慮	スクリーンアウトする理由
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	○	
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	○	
制御棒の落下及び不整合	○	
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	○	
原子炉冷却材流量の部分喪失	○	
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	○	
外部電源喪失	—	外部電源喪失により常用電源が喪失するが、常用電源の喪失は「主給水流量喪失」及び「原子炉冷却材流量の喪失」に包絡。
主給水流量喪失	○	
蒸気負荷の異常な増加	—	蒸気負荷が増加した場合、炉心に正の反応度が添加された後の反応度フィードバック効果により原子炉出力は抑制され整定する。このように、本事象では対処設備は不要であるため、溢水評価上考慮不要。
2次冷却系の異常な減圧	○	
蒸気発生器への過剰給水	○	
負荷の喪失	○	
原子炉冷却材系の異常な減圧	○	
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	○	

第 1.7.2 表 溢水評価上想定する起因事象
(設計基準事故)

起因事象	要否 考慮	スクリーンアウトする理由
原子炉冷却材喪失 (LOCA)	○※	
原子炉冷却材流量の喪失	○	
原子炉冷却材ポンプの軸固着	—	溢水の発生によって原子炉冷却材ポンプの回転軸は固着しない。
主給水管破断	○※	
主蒸気管破断	○※	
制御棒飛び出し	○※	
蒸気発生器伝熱管破損	—	溢水の発生によって蒸気発生器の伝熱管は損傷しない。

※：溢水事象であるため対策として考慮する。

第 1.7.3 表 溢水評価上想定する事象とその対処系統

溢水評価上想定する事象	左記事象に対する対処機能	対処機能
①「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」 「制御棒の落下及び不整合」	・原子炉トリップ ・補助給水	・安全保護系 ・原子炉停止系 (制御棒, ほう酸水注入系統) ・補助給水系統 *1 復水ポンプ停止, 主給水制御弁閉, 隔離弁閉 *2 主給水バイパス制御弁閉 *3 タービントリップ
②原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈 (ほう素濃度制御系異常)		
③「原子炉冷却材流量の部分喪失」及び「原子炉冷却材流量の喪失」 (1次冷却材ポンプの停止)		
④原子炉冷却材系の停止ループの誤起動		
⑤主給水流量喪失 (主給水ポンプ停止他*1)		
⑥蒸気発生器への過剰給水 (主給水制御弁閉他*2)		
⑦負荷の喪失 (主蒸気隔離弁閉他*3)		
⑧出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動		
⑨主給水管破断		
⑩2次冷却系の異常な減圧 (タービンバイパス弁閉他*4)	上記機能に加え, ・高圧注入	上記機能に加え, ・高圧注入系統 *4 主蒸気逃がし弁閉, 蒸気加減弁閉 *5 加圧器スプレー弁閉, 加圧器補助スプレー弁閉
⑪原子炉冷却材系の異常な減圧 (加圧器逃がし弁閉他*5)		
⑫主蒸気管破断		
⑬「原子炉冷却材喪失(LOCA)」及び「制御棒飛び出し」	上記機能に加え, ・低圧注入 ・格納容器スプレー ・格納容器隔離	上記機能に加え, ・余熱除去系統 ・格納容器スプレー系統 ・格納容器隔離弁

第 1.7.4 表 溢水から防護すべき系統設備

補助給水系
化学体積制御系
安全注入系
主蒸気系
余熱除去系
原子炉補機冷却水系
原子炉補機冷却海水系
制御用空気系
換気空調系
非常用電源系（非常用ディーゼル発電機含む）
格納容器スプレイ系
空調用冷水系
電気盤（原子炉停止系，原子炉保護系含む）
燃料ピット冷却浄化系
燃料取替用水系

1.8 竜巻防護に関する基本方針

1.8.1 設計方針

1.8.1.1 竜巻に対する設計の基本方針

安全施設は、竜巻に対して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、建屋による防護、構造健全性の維持及び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、設計竜巻による波及的影響によってその安全機能を損なわない設計とする。

- (1) 飛来物の衝突による施設の貫通及び裏面剥離
- (2) 設計竜巻荷重及びその他の荷重（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
- (3) 竜巻による気圧の低下
- (4) 外気と繋がっている箇所への風の流入
- (5) 砂等の粒子状の飛来物による目詰まり、閉塞及び噛込み

1.8.1.2 設計竜巻の設定

「添付書類六 7.9 竜巻」において設定した設計竜巻の最大風速は 92m/s である。

なお、竜巻に対する設計に当たっては、設計竜巻の最大風速 92m/s を安全側に数字を切り上げ、最大風速 100m/s の竜巻の特性値に基づく設計荷重に対し、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。

1.8.1.3 設計竜巻から防護する施設

設計竜巻から防護する施設としては、安全施設が設計竜巻の影響を受ける場合においても原子炉施設の安全性を確保するために、「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」に規定されているクラス1、クラス2及びクラス3に該当する構築物、系統及び機器とする。ただし、竜巻防護施設を内包する建屋は、「1.8.1.4 竜巻防護施設を内包する施設」として抽出する。

ここで、設計竜巻から防護する施設のうちクラス3に属する施設は、損傷する場合を考慮して、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に修復すること等の対応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とから、以後、クラス1及びクラス2に属する施設を竜巻防護施設とする。

なお、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、発生原因が異なる竜巻と津波が偶発的に同時に発生することは考え難いことから、竜巻防護施設として抽出しない。

竜巻防護施設は以下に分類できる。

- (1) 竜巻防護施設を内包（外殻として期待）する施設により防護される施設（外気と繋がっている施設を除く。）
- (2) 屋外施設及び建屋内の施設で外気と繋がっている施設

竜巻防護施設のうち、屋外施設及び建屋内の施設で外気と繋がっている主な施設を、以下のとおり抽出する。

a. 屋外施設

- (a) 原子炉建屋（燃料取扱棟）
- (b) 復水タンク（配管、弁含む。）
- (c) 燃料取替用水タンク

b. 建屋内の施設で外気と繋がっている施設

- (a) 換気空調設備（アニュラス空気浄化系，中央制御室換気空調系，安全補機室空気浄化系，ディーゼル発電機室換気系，制御用空気圧縮装置エリア換気系，電動補助給水ポンプ室換気系，安全補機開閉機室換気空調系，安全系インバータ室換気空調系）

- (b) ディーゼル発電機

(3) 外殻となる施設による防護機能が期待できない施設

竜巻防護施設のうち，建屋等に内包されるが防護が期待できない主な施設を，以下のとおり抽出する。

- a. 使用済燃料ピット
- b. 使用済燃料ラック
- c. ディーゼル発電機室給気ファン
- d. 排気筒
- e. アニュラス区画
- f. 原子炉格納容器

1.8.1.4 竜巻防護施設を内包（外殻として期待）する施設

竜巻防護施設を内包（外殻として期待）する施設を，以下のとおり抽出する。

- (1) 原子炉建屋（原子炉棟及び燃料取扱棟以外）（配管，弁他を内包）
- (2) 原子炉格納容器（原子炉容器他を内包）
- (3) 原子炉補助建屋（余熱除去ポンプ他を内包）
- (4) 海水ポンプエリア防護壁（原子炉補機冷却海水ポンプ他を内包）
- (5) 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）基礎（燃料油貯蔵タンクを内包）及び燃料移送ポンプ室（燃料移送ポンプを内包）

1.8.1.5 竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設

竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設は、当該施設の破損により竜巻防護施設に波及的影響を及ぼして安全機能を損なわせる可能性が否定できない施設、又はその施設の特定の区画とする。

具体的には、竜巻防護施設に機械的影響を及ぼし得る施設及び竜巻防護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。

竜巻防護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、竜巻防護施設及び竜巻防護施設を内包（外殻として期待）する施設との距離を考慮して、これらの施設に隣接している等、倒壊により竜巻防護施設を損傷させる可能性がある施設を抽出する。

また、竜巻防護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（建屋等に内包されるが防護が期待できない場合を含む）竜巻防護施設の附属施設及び竜巻防護施設を内包する区画の換気空調設備を抽出する。

(1) 竜巻防護施設に機械的影響を及ぼし得る施設

a. 竜巻防護施設を内包（外殻として期待）する施設に隣接している施設

- (a) 原子炉建屋（原子炉棟）（原子炉格納容器に隣接する施設）
- (b) タービン建屋（原子炉建屋、原子炉格納容器及び原子炉補助建屋に隣接する施設）
- (c) サービス建屋（原子炉補助建屋に隣接する施設）
- (d) アスファルト固化建屋（原子炉補助建屋に隣接する施設）
- (e) ベイラ建屋（原子炉補助建屋に隣接する施設）
- (f) 1次系純水タンク上屋（原子炉補助建屋に隣接する施設）

(2) 竜巻防護施設に機能的影響を及ぼし得る主な施設

a. 屋外にある（建屋等に内包されるが防護が期待できない場合を含む）

竜巻防護施設の附属設備

- (a) ディーゼル発電機吸気消音器，排気消音器及び排気管（ディーゼル発電機の附属施設）
- (b) 主蒸気逃がし弁消音器（主蒸気逃がし弁の附属施設）
- (c) 主蒸気安全弁排気管（主蒸気安全弁の附属施設）
- (d) タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管（タービン動補助給水ポンプの附属施設）
- (e) 制御用空気圧縮装置エリア換気系吸気口（制御用空気圧縮装置エリア換気設備の附属施設）
- (f) 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）ベント管（燃料油貯蔵タンクの附属施設）

b. 竜巻防護施設を内包する区画の換気空調設備

該当なし

1.8.1.6 設計飛来物の設定

プラントウォークダウンによる敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い，発電所構内の資機材等の設置状況を踏まえ，竜巻防護施設等に衝突する可能性のある物品を抽出する。抽出した物品の寸法，重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，竜巻防護対策によって防護が出来ない可能性があるものは固縛，建屋内収納又は撤去の対策を実施する。

竜巻防護施設等に衝突する可能性がある飛来物のうち，「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」を参考にして鋼製材を設計飛来物として設定する。さらに，竜巻防護ネットや防護板による竜巻飛来物防護設備（以下，「竜巻飛来物防護対策設備」という。）の形状，寸法を考慮して，鋼製材より小さく竜巻飛来物防護対策設備を通過する可能性がある砂利，及び竜巻飛来物防護対策設備を通過しないが竜巻防護施設である使用済燃料ピットに侵入した場合

合に燃料集合体に直接落下する可能性がある鋼製パイプを設計飛来物として設定する。なお、砂利の寸法は竜巻飛来物防護対策設備の網目の寸法を考慮して設定する。第 1.8.1 表に敦賀発電所における設計飛来物を示す。

1.8.1.7 荷重の組合せと許容限界

(1) 竜巻防護施設等に作用する設計竜巻荷重

設計竜巻により竜巻防護施設等に作用する荷重を以下に示す。

a. 風圧力による荷重

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）及び「日本建築学会 建築物荷重指針・同解説」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

$$q = \frac{1}{2} \cdot \rho \cdot V_D^2$$

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ぜい弱と考えられる竜巻防護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

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竜巻防護施設を内包する施設の建屋壁、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竜巻防護施設等の内外の気圧差による圧力荷重が発生し、保守的に「閉じた施設」を想定し次式のとおり算出する。

$$W_P = \Delta P_{MAX} \cdot A$$

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. 飛来物の衝撃荷重

衝突荷重が大きくなる向きで設計飛来物である砂利、鋼製パイプ又は鋼製材が竜巻防護施設等に衝突した場合の衝撃荷重を算出する。

また、貫通評価においても、設計飛来物の貫通力が大きくなる向きで衝突することを考慮して評価を行う。

(2) 設計竜巻荷重の組合せ

竜巻防護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。

$$W_{T1} = W_P$$

$$W_{T2} = W_W + \frac{1}{2} \cdot W_P + W_M$$

なお、竜巻防護施設等には W_{T1} 及び W_{T2} の両荷重をそれぞれ作用させる。

(3) 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、以下のとおりとする。

a. 竜巻防護施設等に常時作用する荷重，運転時荷重等

竜巻防護施設等に常時作用する荷重，運転時荷重等としては，自重，死荷重及び活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がある自然現象は，雷，雪，雹及び大雨である。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。

なお，竜巻と同時に発生する自然現象については，今後も継続的に新たな知見等の収集に取組み，必要な事項については適切に反映を行う。

(a) 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。

(b) 雪

敦賀発電所が立地する地域においては，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や竜巻通過前に積った雪の大部分は竜巻の風により吹き飛ばされるため，雪による荷重は十分小さく設計竜巻荷重に包絡される。

(c) 雹

雹は積乱雲から降る直径 5mm 以上の氷の粒であり、仮に直径 10cm 程度の大型の雹を想定した場合でも、その重量は約 0.5kg である。

竜巻と雹が同時に発生する場合においても、10cm 程度の雹の終端速度は $59\text{m/s}^{(3)}$ 、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、雹の衝突による荷重は設計竜巻荷重に包絡される。

(d) 大雨

竜巻と大雨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

設計竜巻は設計基準事故の起因とはならない設計とするため、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合せは考慮しない。

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を想定しても、竜巻荷重を受ける竜巻防護施設等のうち設計基準事故時荷重が生じる設備はないため、竜巻と設計基準事故時荷重の組合せは考慮しない。

(4) 許容限界

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する限界厚さと部材の最小厚さを比較すること等により行う。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、規準及び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。

- a．建築基準法
- b．日本工業規格
- c．日本建築学会及び土木学会等の規準・指針類
- d．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）
- e．原子力エネルギー協会（N E I）の規準・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、貫通が発生する限界厚さと部材の最小厚さを比較すること等により行う。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、規準及び指針類等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。

- a．日本工業規格
- b．日本機械学会の規準・指針類
- c．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）

1.8.1.8 竜巻防護設計

竜巻防護施設、竜巻防護施設を内包する施設及び竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設の設計竜巻からの防護設計方針を以下に示す。

- (1) 竜巻防護施設を内包（外殻として期待）する施設により防護される施設（外気と繋がっている施設を除く。）

竜巻防護施設のうち、建屋等に内包される施設（外気と繋がっている施設を除く。）は、建屋等による防護により設計荷重及び設計飛来物の衝突による影響を受けない設計とする。

ただし、建屋等による防護が期待できない場合には(3)のとおりとする。

- (2) 竜巻防護施設のうち、屋外施設及び建屋内の施設で外気と繋がっている施設

屋外の竜巻防護施設は、設計荷重又は設計飛来物の衝突による影響により安全機能を損なわない設計とする。安全機能を損なう可能性がある場合には、設備及び運用による竜巻防護対策を実施することにより、安全機能を損なわない設計とする。

建屋に内包され防護される竜巻防護施設のうち、外気と繋がる施設は、設計荷重の影響を受けても、安全機能を損なわない設計とする。

- (3) 竜巻防護施設のうち、外殻となる施設による防護が期待できない施設

建屋等に内包される竜巻防護施設のうち、建屋等が設計竜巻の影響により損傷する可能性があるために、設計竜巻による影響から防護できない可能性のある施設は、設計荷重又は設計飛来物の衝突による影響に対して安全機能を損なわない設計とするが、安全機能を損なう可能性がある場合には設備及び運用による竜巻防護対策を実施することにより、安全機能を損なわない設計とする。

- (4) 竜巻防護施設を内包（外殻として期待）する施設

竜巻防護施設を内包（外殻として期待）する施設は、設計荷重に対して主架構の構造健全性が維持されるとともに、個々の部材の破損により施設内の竜巻防護施設が安全機能を損なわない設計とする。また、設計飛来物の衝突に対しては、貫通及び裏面剥離の発生により施設内の竜巻防護施設が安全機能を損なわない設計とする。

- (5) 竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設

竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設については、設計荷重又は設計飛来物の衝突による影響を受ける場合においても竜巻防護施設に影響を与えないように、設備又は運用による竜巻防護対策を実施すること、若

しくは損傷した場合でも竜巻防護施設に影響を与えないことを確認することにより、竜巻防護施設の安全機能を損なわない設計とする。

以上の竜巻防護設計を考慮して、設計竜巻から防護する施設及び竜巻対策等を第 1.8.2 表に、竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設及び竜巻対策等を第 1.8.3 表に、竜巻防護施設を内包（外殻として期待）する施設及び竜巻対策等を第 1.8.4 表に示す。

1.8.1.9 竜巻防護施設を内包（外殻として期待）する施設の設計

竜巻防護施設を内包（外殻として期待）する施設の設計は、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、自重、死荷重及び活荷重に対して、主架構の構造健全性が維持されるとともに、個々の部材の破損により施設内の竜巻防護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施設内の竜巻防護施設が安全機能を損なわない設計とする。

(1) 原子炉建屋（原子炉棟及び燃料取扱棟以外）、原子炉格納容器及び原子炉補助建屋

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、自重、死荷重及び活荷重に対して、主架構の構造健全性が維持されるとともに、個々の部材の破損により当該建屋内の竜巻防護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屋内の竜巻防護施設が安全機能を損なわない設計とする。

ただし、設計荷重又は設計飛来物の衝突による影響を受け、開口部建具等が損傷し当該建屋内の竜巻防護施設の安全機能を損なう可能性がある場合には、当該建屋内の竜巻防護施設が安全機能を損なわないかを評価し、

安全機能を損なう可能性がある場合には、設備又は運用による竜巻防護対策を実施する。

(2) 海水ポンプエリア防護壁

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、自重、死荷重及び活荷重に対して、主架構の構造健全性が維持されるとともに、個々の部材の破損により当該建屋内の竜巻防護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施設内の竜巻防護施設が安全機能を損なわない設計とする。

(3) 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）基礎及び燃料移送ポンプ室

設計飛来物の衝突時においても、設計飛来物の貫通及び裏面剥離の発生により、当該施設内の竜巻防護施設が安全機能を損なわない設計とする。

1.8.1.10 竜巻防護施設及び竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設の設計

竜巻防護施設は、構造健全性を損なわないこと又は取替・補修が可能なこと等により、安全機能を損なわない設計とする。また、竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設は、構造健全性を維持すること、設計上の要求を維持すること又は安全上支障のない期間に修復することにより、竜巻防護施設の安全機能を損なわない設計とする。

(1) 竜巻防護施設を内包（外殻として期待）す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。）

原子炉建屋（原子炉棟及び燃料取扱棟以外）、原子炉格納容器、原子炉補助建屋、海水ポンプエリア防護壁、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）基礎及び燃料移送ポンプ室に内包され、設計荷重又は設計飛来物の

衝突から防護されることによって、安全機能を損なわない設計とする。

(2) 竜巻防護施設のうち、屋外施設及び建屋内の施設で外気と繋がっている施設

a. 原子炉建屋（燃料取扱棟）

設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが衝突により貫通することを考慮した場合でも、これら施設の安全機能の喪失がプラントの安全性に悪影響を与えない設計とする。

b. 復水タンク（配管、弁含む。）及び燃料取替用水タンク

設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが衝突により貫通することを考慮して、竜巻飛来物防護対策設備による竜巻防護対策を行う。竜巻防護対策においては、風圧力による荷重、気圧差による荷重、竜巻飛来物防護対策設備によって防護できない砂利による衝撃荷重、タンクの自重・死荷重及び配管の自重、運転時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。

なお、開放タンクである復水タンク及び燃料取替用水タンクの水位計は、差圧式水位計とし、竜巻による気圧の低下に対して水位計測信号に大きな変化が生じない設計とする。

c. 換気空調設備（アニュラス空気浄化系，中央制御室換気空調系，安全補機室空気浄化系，ディーゼル発電機室換気系，制御用空気圧縮装置エリア換気系，電動補助給水ポンプ室換気系，安全補機開閉機室換気空調系，安全系インバータ室換気空調系）

換気空調設備が原子炉補助建屋等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突荷重は作用しない。ただし、ディーゼル発電機室換気系及び安全系インバータ室換気空調系は、設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが当該系の空気取入口を貫通し安全

機能を損なう場合を考慮して、空気取入口に竜巻飛来物防護対策設備を設置することにより、設計飛来物の衝突を防止し安全機能を損なわない設計とする。

気圧差による荷重に対しては、換気空調設備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。

d．ディーゼル発電機

竜巻によりディーゼル発電機の吸気口及び排気口の気圧が低下する場合並びに排気口に風が流入して排気が阻害される場合でも、排気ガス温度が許容限界温度に達することではなく、運転継続が可能である設計とする。

(3) 竜巻防護施設のうち、外殻となる施設による防護が期待できない施設

a．使用済燃料ピット

設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが燃料取扱棟を貫通後、使用済燃料ピットに侵入し、使用済燃料ピットのライニング及びコンクリートの一部が損傷した場合を考慮しても、ピット水が漏えいすることはほとんどなく、使用済燃料ピットの安全機能を損なわない設計とする。

b．使用済燃料ラック

設計飛来物である鋼製材が燃料取扱棟を貫通後、使用済燃料ラックに衝突することが考えられるが健全性が維持される、若しくは衝突による影響が有意なものとならない設計とする。

c．ディーゼル発電機室給気ファン

設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプの衝突により貫通する場合を考慮して、竜巻飛来物防護対策設備による竜巻防護対策を行う。竜巻防護対策においては、風圧力による荷重、気圧差による荷重、竜巻飛来物防護対策設備によって防護できない砂利による衝撃荷重、ファンの自

重・死荷重，運転時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。

d．排気筒・アニュラス区画

設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが排気筒を内包する原子炉建屋原子炉棟及び燃料取扱棟の壁の剥落箇所を通過，若しくは原子炉棟及び燃料取扱棟の壁を貫通後排気筒及びアニュラス区画に衝突し，排気筒及びアニュラス区画が損傷した場合を考慮しても，これら施設の安全機能の喪失がプラントの安全性に悪影響を与えない設計とする。

e．原子炉格納容器

「1.8.1.9 竜巻防護施設を内包（外殻として期待）する施設の設計」における方針に従い設計する。

(4) 竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設

a．原子炉建屋（原子炉棟），タービン建屋，サービス建屋，アスファルト固化建屋，ベイラ建屋及び1次系純水タンク上屋

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，自重，死荷重及び活荷重に対して，倒壊により竜巻防護施設へ波及的影響を及ぼさない設計とする。

b．ディーゼル発電機吸気消音器，排気消音器及び排気管

設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプの衝突により貫通する場合を考慮しても，これらの機器が閉塞することはなく，ディーゼル発電機の吸気及び排気機能が維持される設計とする。さらに，風圧力による荷重及び気圧差による荷重に対して，構造健全性を維持し安全機能を損なわない設計とする。

以上より，ディーゼル発電機排気消音器が，竜巻防護施設であるディーゼル発電機に機能的影響を及ぼさず，ディーゼル発電機が安全機能を

損なわない設計とする。

c．主蒸気逃がし弁消音器

設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプの衝突により貫通する場合を考慮しても、主蒸気逃がし弁消音器が閉塞することはなく、主蒸気逃がし弁の排気機能が維持される設計とする。さらに、風圧力による荷重及び気圧差による荷重に対して、構造健全性を維持し安全機能を損なわない設計とする。

以上より、主蒸気逃がし弁消音器が、竜巻防護施設である主蒸気逃がし弁に機能的影響を及ぼさず、主蒸気逃がし弁が安全機能を損なわない設計とする。

d．主蒸気安全弁排気管

設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプの衝突により貫通する場合を考慮しても、主蒸気安全弁排気管が閉塞することはなく、主蒸気安全弁の排気機能が維持される設計とする。さらに、風圧力による荷重及び気圧差による荷重に対して、構造健全性を維持し安全機能を損なわない設計とする。

以上より、主蒸気安全弁排気管が、竜巻防護施設である主蒸気安全弁に機能的影響を及ぼさず、主蒸気安全弁が安全機能を損なわない設計とする。

e．タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管

設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプの衝突により貫通する場合を考慮しても、タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管が閉塞することではなく、タービン動補助給水ポンプの排気機能が維持される設計とする。さらに、風圧力による荷重及び気圧差による荷重に対して、構造健全性を維持し安全機能を損なわない設計とする。

以上より、タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管が、竜巻防護施設であるタービン動補助給水ポンプに機能的影響を及ぼさず、タービン動補助給水ポンプが安全機能を損なわない設計とする。

f．制御用空気圧縮装置エリア換気系吸気口

設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプの衝突により貫通する場合を考慮しても、吸気口が閉塞することではなく、制御用空気圧縮装置エリア換気系の吸気機能が維持される設計とする。さらに、風圧力による荷重及び気圧差による荷重に対して、構造健全性を維持し安全機能を損なわない設計とする。

g．燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）ベント管

設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプの衝突により貫通する場合を考慮しても、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）ベント管が閉塞することではなく、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）のベント機能が維持される設計とする。さらに、風圧力による荷重及び気圧差による荷重に対して、構造健全性を維持し安全機能を損なわない設計とする。

以上より、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）ベント管が、竜巻防護施設である燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）に機能的影響を及ぼさず、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）が安全機能を損なわない設計とする。

1.8.1.11 竜巻随件事象に対する設計

竜巻随件事象は、過去の竜巻被害の状況及び敦賀発電所のプラント配置から想定される以下の事象を抽出し、事象が発生する場合においても、竜巻防護施設が安全機能を損なわない設計とする。

(1) 火災

竜巻防護施設を内包（外殻として期待）する施設内については，設計竜巻により飛来物が侵入する場合でも，建屋開口部付近に，飛来物が衝突する可能性がある潤滑油等を内包する機器がないことから，設計竜巻により建屋内に火災が発生することはない，建屋内の竜巻防護施設が安全機能を損なうことはない。

建屋外については，設計竜巻による火災が発生する場合でも，安全施設の安全機能を損なわない設計とすることを「1.10 外部火災防護に関する基本方針」にて考慮する。また，消火活動を実施する。

(2) 溢水

竜巻防護施設を内包する建屋内については，設計竜巻により飛来物が侵入する場合でも，建屋開口部付近に飛来物が衝突し，原子炉施設の安全機能を損なう可能性がある溢水源がないことから，設計竜巻により建屋内に溢水が発生することはない，建屋内の竜巻防護施設が安全機能を損なうことはない。

建屋外については，設計竜巻により溢水が発生する場合に，溢水防護対象設備の安全機能を損なわない設計とすることを「1.7.2 発電用原子炉施設の溢水評価に関する設計方針」にて考慮する。

(3) 外部電源喪失

設計竜巻と同時に発生する雷又はダウンバーストの影響により外部電源喪失が発生する場合については，設計竜巻に対してディーゼル発電機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竜巻防護施設が安全機能を損なわない設計とする。

1.8.2 手順等

- (1) 飛来時の運動エネルギー，貫通力が設計飛来物である鋼製材よりも大きなものについては，管理規定を定め，設置場所等に応じて固縛，建屋内収納又は撤去により飛来物とならない管理を行う手順等を予め整備し，的確に実施する。
- (2) 車両に関しては入構を管理するとともに，竜巻の襲来が予想される場合には，停車している場所に応じて退避又は固縛することにより飛来物とならない管理を行う手順等を予め整備し，的確に実施する。
- (3) 竜巻飛来物防護対策設備の取付・取外操作については，予め手順等を整備し，的確に操作を実施する。
- (4) 竜巻の襲来が予想される場合には，外殻防護機能を有している扉の閉止状態を確認する手順等を予め整備し，的確に実施する。
- (5) 竜巻の襲来が予想される場合の燃料取扱作業中止については，予め手順等を整備し，的確に操作を実施する。
- (6) 安全施設のうち，竜巻に対して構造健全性が維持できない場合の代替設備又は予備品の確保においては，予め運用等を整備し，的確に実施する。
- (7) 竜巻飛来物防護対策設備について，要求機能を維持するために，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。これらの保守管理，点検に係る教育訓練については，定期的に実施する。
- (8) 竜巻の襲来後については，屋外設備の点検を実施し損傷の有無を確認する手順等を予め整備し，的確に実施する。また，施設に損傷が認められた場合は，保安規定等に則り対応を行う。
- (9) 竜巻に対する運用管理を確実に実施するために必要な技術的能力を維

持，向上させることを目的とし，竜巻に対する運用管理に関する教育及び訓練を定期的に行う。

第 1.8.1 表 敦賀発電所における設計飛来物

飛来物の種類	砂利	鋼製パイプ	鋼製材
寸法 (m)	長さ×幅×奥行き 0.04×0.04×0.04	長さ×直径 2.0×0.05	長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2
質量 (kg)	0.18	8.4	135
最大水平速度 (m/s)	62	49	51
最大鉛直速度 (m/s)	42	33	34

第 1.8.2 表 設計竜巻から防護する施設及び竜巻対策等

設計竜巻から 防護する施設	竜巻の最大 風速条件	飛来物 対策	防護施設	想定する 設計飛来物	竜巻襲来時 の対応
・原子炉建屋（燃料取扱棟）	100m/s	・固縛等の対策 ・車両の退避	—	・鋼製材 ・鋼製パイプ ・砂利	損傷時は保安規定に則り対応
・復水タンク（配管、弁含む。） ・燃料取替用水タンク			・竜巻飛来物防護対策設備	・砂利	—
・換気空調設備（アニュラス空気浄化系，中央制御室換気空調系，安全補機室空気浄化系，ディーゼル発電機室換気系，制御用空気圧縮装置エリア換気系，電動補助給水ポンプ室換気系，安全補機開閉機室換気空調系，安全系インバータ室換気空調系）			・施設を内包（外殻として期待）する施設 ・竜巻飛来物防護対策設備	・砂利	—
・ディーゼル発電機				—	—
・使用済燃料ピット ・使用済燃料ラック			—	・鋼製材 ・鋼製パイプ	燃料取扱作業中止
・ディーゼル発電機室給気ファン			・竜巻飛来物防護対策設備	・砂利	—
・排気筒・アニュラス区画			—	・鋼製材 ・鋼製パイプ ・砂利	損傷時は保安規定に則り対応
・原子炉格納容器			—	・鋼製材 ・鋼製パイプ ・砂利	—
クラス 1 及び 2 のうち上記以外の施設			・施設を内包（外殻として期待）する施設	—	—
クラス 3 に属する施設			—	・鋼製材 ・鋼製パイプ ・砂利	代替設備・予備品の確保又は補修・取替等

第 1.8.3 表 竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設及び竜巻対策等

竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設	竜巻の最大風速条件	飛来物対策	防護施設	想定する設計飛来物	竜巻対策等
・原子炉建屋（原子炉棟） ・タービン建屋 ・サービス建屋 ・アスファルト固化建屋 ・ベイラ建屋	100m/s	・固縛等の対策 ・車両の退避	—	・鋼製材 ・鋼製パイプ ・砂利	—
・1次系純水タンク上屋					補強
・ディーゼル発電機吸気消音器，排気消音器及び排気管 ・主蒸気逃がし弁消音器 ・主蒸気安全弁排気管 ・タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管 ・制御用空気圧縮装置エリア換気系吸気口 ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）ベント管					—

第 1.8.4 表 竜巻防護施設を内包（外殻として期待）する施設及び竜巻対策等

竜巻防護施設を内包（外殻として期待）する施設	竜巻の最大風速条件	飛来物対策	防護施設	想定する設計飛来物	竜巻対策等
・原子炉建屋（原子炉棟及び燃料取扱棟以外） ・原子炉格納容器 ・原子炉補助建屋 ・海水ポンプエリア防護壁 ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）基礎及び燃料移送ポンプ室	100m/s	・固縛等の対策 ・車両の退避	開口想定箇所への竜巻飛来物防護対策設備設置	・鋼製材 ・鋼製パイプ ・砂利	—

1.9 火山防護に関する基本方針

1.9.1 設計方針

1.9.1.1 概 要

火山事象に対しては，安全機能を損なわない設計とする。

具体的には，「添付書類六 7.8 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，直接的影響及び間接的影響評価を行い，降下火砕物により安全施設が安全機能を損なわない設計とする。

1.9.1.2 火山事象に対する設計の基本方針

安全施設における運用期間中の噴火規模を考慮し，発電所の安全機能に影響を及ぼし得る火山事象を抽出した結果，「添付書類六 7.8 火山」に示すとおり降下火砕物のみであり，防護すべき設計対象施設が降下火砕物により安全機能を損なわない設計とする。以下に火山事象に対する防護設計の基本方針を示す。

- (1) 降下火砕物による直接的な影響（荷重，閉塞，摩耗，腐食等）に対して，安全機能を損なわない設計とする。
- (2) 発電所内の構築物，系統及び機器における降下火砕物の除去等の対応を実施できる設計とする。
- (3) 降下火砕物による発電所外での間接的な影響（7 日間の外部電源の喪失及び交通の途絶）を考慮し，ディーゼル発電機の燃料の貯蔵設備を設けることにより，原子炉及び使用済燃料ピットの冷却を継続でき，発電所の安全性を損なわない設計とする。

1.9.1.3 設計条件の設定

1.9.1.3.1 設計条件に用いる降下火砕物の設定

(1) 降下火砕物の特徴

各種文献の調査結果により，降下火砕物の特徴は以下のとおりである。

- a．火山ガラス片，鉱物結晶片から成る⁽⁴⁾。ただし，砂よりもろく硬度は低い⁽⁵⁾。
- 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⁽⁴⁾。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⁽⁶⁾。
- c．水に濡れると導電性を生じる⁽⁴⁾。
- d．湿った降下火砕物は乾燥すると固結する⁽⁴⁾。
- e．降下火砕物の粒子の融点は，一般的な砂と比べ約 1,000℃と低い⁽⁴⁾。

(2) 降下火砕物の厚さ，密度及び粒径の設定

文献調査結果及び地質調査結果から，敦賀発電所の敷地において考慮する降下火砕物は，最大厚さ 10cm，粒径 1mm 以下，密度 0.7g/cm³（乾燥状態）～ 1.5 g/cm³（湿潤状態）の降下火砕物である。

1.9.1.3.2 降下火砕物の特徴から抽出される影響モード

降下火砕物の特徴より，影響モードを以下のとおり抽出した。

- (1) 降下火砕物は，火山ガラス片，鉱物結晶片より成り，粒径は 1mm 以下であることから，降下火砕物による堆積及び衝突に伴う「荷重」，1mm 以下の狭隘部における機械的な「閉塞」，動的機器の摺動部及び流路における機械的な「摩耗」，大量の降下火砕物粒子により作業者の作業環境を悪化させる「大気汚染」，発電所で利用する淡水に降下火砕物粒子を混入し汚染させる「水質汚染」，降下火砕物は，水に濡れると導電性を

生じることから、「絶縁低下」の影響モードを想定する。

- (2) 降下火砕物は、腐食性ガスが付着していることから、降下火砕物又は腐食性ガスを含んだ液体に接することによる「腐食」、腐食性ガスにより作業者の作業環境を劣化させる「大気汚染」及び発電所で使用する淡水に腐食性ガスが溶出することによる「水質汚染」の影響モードを想定する。
- (3) 降下火砕物は、湿ったものが乾燥することで固結するが、一般的に流水等で除去可能であることから影響はない。
- (4) 降下火砕物の粒子の融点は、一般的な砂と比べ約 1,000℃と低いが、発電所内の施設で 1,000℃を超えることはないため、降下火砕物が侵入したとしても融解し、閉塞することはない。

1.9.1.4 設計対象施設

1.9.1.4.1 降下火砕物の影響から防護する施設

降下火砕物の影響から防護する施設としては、発電所の安全性を確保するため、「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」で規定されているクラス1、クラス2及びクラス3に該当する構築物、系統及び機器とする。

1.9.1.4.2 降下火砕物の影響を設計に考慮する施設

上記施設が降下火砕物の影響により安全機能を損なわないように、降下火砕物の影響を設計に考慮する施設（以下「設計対象施設」という。）として、以下を抽出する。

- (1) クラス1及びクラス2に属する施設のうち、屋外に設置されている施設

- (2) クラス 1 及びクラス 2 に属する施設のうち，屋外に開口しており降下火砕物を含む海水の流路となる施設
- (3) クラス 1 及びクラス 2 に属する施設のうち，屋外に開口しており降下火砕物を含む空気の流路となる施設
- (4) クラス 1 及びクラス 2 に属する施設のうち，屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設
- (5) クラス 1 及びクラス 2 に属する施設を内包し，降下火砕物から防護する建屋
- (6) クラス 3 に属する施設のうち降下火砕物の影響を受ける可能性がある施設で，クラス 1 及びクラス 2 に属する施設に影響を及ぼし得る施設

なお，その他のクラス 3 に属する施設は，損傷する場合を考慮して，代替設備により必要な機能を確保すること又は安全上支障のない期間に除灰，修復等の対応を可能とすることにより安全機能を損なわない設計とする。

上記に該当する主な設計対象施設を以下に示すとともに，第 1.9.1 表に示す。

- a．クラス 1 及びクラス 2 に属する施設のうち，屋外に設置されている施設

- (a) 復水タンク
- (b) 燃料取替用水タンク
- (c) 原子炉補機冷却海水ポンプ
- (d) 原子炉補機冷却海水ストレーナ

- b．クラス 1 及びクラス 2 に属する施設のうち，屋外に開口しており降下火砕物を含む海水の流路となる施設

- (a) 原子炉補機冷却海水ポンプ

- (b) 原子炉補機冷却海水ストレーナ（これらの下流設備を含む。）
- c. クラス 1 及びクラス 2 に属する施設のうち、屋外に開口しており降下火砕物を含む空気の流路となる施設
 - (a) ディーゼル発電機
 - (b) 排気筒
 - (c) 換気空調設備（外気取入口）

[中央制御室換気空調系，ディーゼル発電機室換気系，安全補機開閉器室換気空調系，電動補助給水ポンプ室換気系，制御用空気圧縮装置エリア換気系，安全系インバータ室換気空調系]
- d. クラス 1 及びクラス 2 に属する施設のうち、屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設
 - (a) 制御用空気圧縮機
 - (b) 原子炉保護系計器ラック
- e. クラス 1 及びクラス 2 に属する施設を内包し、降下火砕物から防護する建屋
 - (a) 原子炉建屋
 - (b) 原子炉補助建屋
- f. クラス 3 に属する施設のうち、降下火砕物の影響を受ける可能性がある施設で、クラス 1 及びクラス 2 に属する施設の運転に影響を及ぼす施設
 - (a) 原子炉補機冷却海水除塵装置
 - (b) 主蒸気逃がし弁消音器
 - (c) 主蒸気安全弁排気管
 - (d) タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管
 - (e) 換気空調設備（外気取入口）

[格納容器換気空調系，燃料取扱棟換気空調系，補助建屋換気空調系，タービン動補助給水ポンプ室換気系，試料採取室換気系，常用系インバータ室換気空調系，制御棒駆動装置電源室換気空調系，計算機室換気空調系]

1.9.1.5 影響モードに対する設計対象施設への影響因子

1.9.1.5.1 直接的影響因子

降下火砕物の特徴から抽出される影響モードに対し設計対象施設の特徴を考慮し，有意な直接的影響を及ぼす因子を以下のとおり選定する。

(1) 荷 重

影響モード「荷重」について考慮すべき直接的影響因子は，建屋又は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」及び建屋又は屋外設備に対し降灰時に衝撃を与える「粒子の衝突」であり，降下火砕物の荷重は，最大厚さ 10cm の湿潤状態を想定する。

なお，評価に当たっては以下の荷重の組合せ等を考慮する。

a．設計対象施設に常時作用する荷重及び運転時荷重

設計対象施設に常時作用する荷重及び運転時荷重は，自重，死荷重及び活荷重を適切に組み合わせる。

b．設計基準事故時荷重

設計対象施設は，降下火砕物によって設計基準事故の起因とはなら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，降下火砕物と設計基準事故が同時に発生する頻度は十分小さいと考えられること，仮に，設計対象施設への降下火砕物の堆積と設計基準事故が同時に発生する場合，設計対象施設のうち設計基準事故時荷重が生じる施設としては動的機器である海水ポンプが考えられるが，設計

基準事故時においても原子炉補機冷却海水ポンプの圧力、温度が変わらず、機械的荷重が変化することはないため、設計基準事故時に生じる荷重の組合せは考慮しない。

c. 降下火砕物と火山以外の自然現象の荷重の組合せ

降下火砕物と組合せを考慮すべき火山以外の自然現象として、荷重の観点においては風（台風）及び積雪が考えられるため、降下火砕物の荷重と適切に組み合わせる。

(2) 閉 塞

影響モード「閉塞」について考慮すべき直接的影響因子は、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、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞）」である。

(3) 摩 耗

影響モード「摩耗」について考慮すべき直接的影響因子は、降下火砕物を含む海水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を摩耗させる「換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（摩耗）」である。

(4) 腐 食

影響モード「腐食」について考慮すべき直接的影響因子は、降下火砕物に付着した腐食性ガスにより、建屋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、電気系及び計装制御系の降下火砕物を含む空気又は海水の流路等を腐食させる「換気系、電気系及び計装制御系に対する化学的影響（腐食）」及び海水に溶出した腐食性成分により海水管等を腐食させる「水循環系の化学的影響（腐食）」である。

(5) 大気汚染

影響モード「大気汚染」について考慮すべき直接的影響因子は、降下火砕物により汚染された発電所周辺の大気が、運転員が常時滞在する中央制御室内に侵入することにより居住性を悪化させる「発電所周辺の大気汚染」である。

(6) 水質汚染

影響モード「水質汚染」について考慮すべき直接的影響因子は、給水等に使用する発電所周辺の淡水等に降下火砕物が混入することによる影響があるが、発電所では給水処理設備により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淡水等を直接給水として使用していないことから、安全施設の安全機能には影響しない。

(7) 絶縁低下

影響モード「絶縁低下」について考慮すべき直接的影響因子は、湿った降下火砕物が、電気系及び計装制御系に侵入し、絶縁低下を生じさせることによる「短絡」である。

1.9.1.5.2 間接的影響因子

降下火砕物によって原子力発電所周辺にもたらされる影響に伴い、原子力発電所内の構築物、系統及び機器に間接的影響を及ぼす因子は、湿った降下火砕物が送電線の碍子及び特高開閉所施設の充電露出部等に付着し短絡を生じさせることによる広範囲における「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「発電所外の交通の途絶」がある。

1.9.1.6 設計対象施設の設計

降下火砕物が発電所の構築物、系統及び機器に及ぼす影響は、前述した各

影響モードと各々のモードに対して考慮すべき因子から、「直接的影響」と、「間接的影響」に分けられ、各構築物、系統及び機器についてはこれらを適切に考慮して設計を行う。

1.9.1.6.1 直接的影響に対する設計方針

直接的影響については、設計対象施設の特徴（形状、機能、外気吸入や海水の通水の有無等）を考慮し、各影響モードにて想定される各影響因子に対して、以下の通り適切に設計を行う。

(1) 荷 重

a. 構築物への静的負荷

設計対象施設のうち構築物への静的負荷を考慮すべき施設は、降下火砕物が堆積しやすい屋根構造を有する建屋又は屋外施設である原子炉建屋、原子炉補助建屋、復水タンク、燃料取替用水タンク、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ストレーナである。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。

なお、設計対象施設の建屋においては、降下火砕物の降下後適切に除去を行う設計とすることから、降下火砕物の荷重を短期に生じる荷重とし、「鉄筋コンクリート構造計算基準・同解説」により算出した短期許容応力を許容限界とする。

また、建屋を除く設計対象施設においては、許容応力を「日本工業規格」、「日本機械学会の基準・指針類」及び「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）」に準拠する。

b. 粒子の衝突

設計対象施設のうち屋外施設は、降下火砕物の衝突によって構造健全

性が失われないことにより、安全機能を損なわない設計とする。

なお、粒子の衝突による影響については、「1.8 竜巻防護に関する基本方針」に包絡される。

(2) 閉 塞

a. 水循環系の閉塞

設計対象施設のうち水循環系の閉塞を考慮すべき施設は、降下火砕物を含む海水の流路となる原子炉補機冷却海水除塵装置、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ストレーナ（これらの下流の設備を含む。）である。

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幅の流路を設けることにより、流路及びポンプ軸受部の狭隘部等が閉塞しない設計とする。

b. 換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞）

設計対象施設のうち、降下火砕物による機械的影響（閉塞）を考慮すべき施設は、降下火砕物を含む空気を取り入れる施設である原子炉補機冷却海水ポンプ（海水ポンプモータ）、主蒸気逃がし弁消音器、主蒸気安全弁排気管、タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管、ディーゼル発電機、換気空調設備（外気取入口）、排気筒である。

開口部を下向きの構造とすること及び配管の水平化等の降下火砕物が流路にたまりにくい構造とすることにより降下火砕物により閉塞しない設計とする。

主蒸気安全弁排気管及び主蒸気逃がし弁消音器については、配管流路に降下火砕物が侵入した場合でも、弁の吹き出しにより降下火砕物を再び大気へ放出可能な設計とすることで、降下火砕物により閉塞しない設

計とする。

また、換気空調設備は、平型フィルタ等を設置することにより降下火砕物が侵入しにくい設計とし、また、容易に取替え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。

さらに、換気空調設備については、必要に応じて外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止又は閉回路循環運転を可能とすることで、建屋内への降下火砕物の侵入を防止可能な設計とする。

ディーゼル発電機は、仮に数 μm の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。

排気筒は、排気により降下火砕物が侵入しにくい設計とする。また、排気筒内部の閉塞状況の点検及び補修が容易に可能な設計とすることで、降下火砕物により閉塞しない設計とする。

(3) 摩 耗

a. 水循環系の内部における摩耗

設計対象施設のうち、降下火砕物による水循環系の内部における摩耗を考慮すべき施設は、降下火砕物を含む海水を取り込む施設である原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ストレーナ（これらの下流の設備を含む。）である。降下火砕物は砂よりも硬度が低くもろいことから、当該施設の摩耗の影響は小さいが、当該施設については、設備の内部を点検及び補修可能とすることで、摩耗により安全機能を損なわない設計とする。

b. 換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（摩耗）

設計対象施設のうち、降下火砕物による機械的影響（摩耗）を考慮すべき施設は、降下火砕物を含む空気を取り込む施設で摺動部を有するディーゼル発電機及び屋内の空気を取り込む機構を持つ制御用空気圧縮機

である。

降下火砕物は砂よりも硬度が低くもろいことから、当該施設への摩耗の影響は小さい。

また、設備対応として、降下火砕物が侵入しにくい設計とし、耐摩耗性のある材料を使用すること又は設備の内部を点検及び補修可能とすることで、摩耗により安全機能を損なわない設計とする。

(4) 腐食

a. 構造物の化学的影響（腐食）

設計対象施設のうち、構造物の化学的影響（腐食）を考慮すべき施設は、建屋又は屋外施設である原子炉建屋、原子炉補助建屋、復水タンク、燃料取替用水タンク、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ストレーナである。

降下火砕物は金属腐食研究の結果より、直ちに金属腐食等短期的な腐食の進行は考え難いが、外面の塗装の実施等によって短期での腐食により安全機能を損なわない設計とする。なお、長期での腐食については、点検及び補修が可能な設計とする。

b. 水循環系の化学的影響（腐食）

設計対象施設のうち、水循環系の化学的影響（腐食）を考慮すべき施設は、降下火砕物を含む海水を取り込む施設である原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ストレーナ（これらの下流の設備を含む。）である。降下火砕物は金属腐食研究の結果より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、短期での腐食により安全機能を損なわない設計とする。なお、長期での腐食については、点検及び補修が可能な設計とする。

c. 換気系、電気系及び計装制御系に対する化学的影響（腐食）

設計対象施設のうち、降下火砕物による化学的影響（腐食）を考慮すべき施設は降下火砕物を含む空気を取り入れ、かつ腐食により安全機能に有意な影響が発生する原子炉補機冷却海水ポンプ（海水ポンプモータ）、排気筒である。

降下火砕物は金属腐食研究の結果より直ちに金属腐食を生じないが、塗装の実施等によって、短期での腐食により安全機能を損なわない設計とする。また、長期での腐食については、点検及び補修が可能な設計とする。

(5) 大気汚染

a. 発電所周辺の大気汚染

降下火砕物により汚染された発電所周辺の大気が、中央制御室換気空調系の外気取入口を通じて中央制御室に侵入しないよう平型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、一定以上の粒径の降下火砕物の侵入を防止する設計とする。これに加えて下流側にさらに細かな粒子を捕獲・除去が可能な粗フィルタを設置していることから、降下火砕物に対して高い防護性能を有しているが、仮に室内に侵入した場合でも降下火砕物は微量である。

さらに、中央制御室換気空調系については、外気取入ダンパの閉止及び閉回路循環運転を可能とすることにより、居住性を損なわない設計とする。

(6) 絶縁低下

a. 計装盤の短絡

計装盤のうち、空気を取り込む機構を有する原子炉保護系計器ラックについては、屋内に侵入した降下火砕物を取り込むことによる影響を考

慮する。

当該機器の設置場所は安全補機開閉器室換気空調系にて空調管理されており、本空調系統の外気取入口には平型フィルタ及び下流側にさらに細かな粒子を捕獲・除去が可能な粗フィルタを設置していることから、降下火砕物に対して高い防護性能を有しているが、仮に室内に侵入した場合でも降下火砕物は微量で、粒径は極めて小さな粒子である。

このため、降下火砕物の付着による絶縁低下によって短絡を発生させる可能性を極めて小さくすることにより、原子炉保護系計器ラックの安全機能を損なわない設計とする。

1.9.1.6.2 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の、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、発電所外における交通の途絶に対し、原子炉及び使用済燃料ピットの安全性を損なわないよう、以下の設計とする。

外部電源喪失が発生した場合に対して、ディーゼル発電機により電源供給ができる設計とする。

外部電源喪失に加え発電所外における交通の途絶が発生した場合に対して、外部からの支援なしでディーゼル発電機により7日間の電源供給を継続できるよう燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）に燃料を貯蔵できる設計とすることにより、発電所の安全性を損なわない設計とする。

1.9.2 手順等

- (1) 降下火砕物が確認された場合には、外気取入口に設置している平型フィルタ、外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止又は閉回路循環運転により、建屋内への降下火砕物の侵入を防止するよう手順等を整備し、

必要時には的確に実施する。

- (2) 降下火砕物が確認された場合における換気空調設備のフィルタの取替もしくは清掃作業，水循環系のストレーナ清掃作業，碍子洗浄作業，建屋及び構築物等における降下火砕物の除去作業は，予め手順等を整備し，必要時には的確に実施する。
- (3) 降下火砕物が確認された場合における降下火砕物による静的荷重や腐食等の影響について，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。
- (4) 降下火砕物の除去等の屋外作業時に使用する道具や防護具等の確保において，予め運用等を整備し，的確に実施する。
- (5) 火山事象に対する運用管理及び保守・点検に係る教育訓練については，定期的に実施する。

第 1.9.1 表 降下火砕物に対する主な設計対象施設

	設計対象施設
クラス 1 及びクラス 2 に属する施設のうち、屋外に設置されている施設	・ 復水タンク ・ 燃料取替用水タンク ・ 原子炉補機冷却海水ポンプ ・ 原子炉補機冷却海水ストレーナ
クラス 1 及びクラス 2 に属する施設のうち、屋外に開口しており降下火砕物を含む海水の流路となる施設	・ 原子炉補機冷却海水ポンプ ・ 原子炉補機冷却海水ストレーナ（これらの下流設備を含む。）
クラス 1 及びクラス 2 に属する施設のうち、屋外に開口しており降下火砕物を含む空気の流れとなる施設	・ ディーゼル発電機 ・ 排気筒 ・ 換気空調設備（外気取入口） [中央制御室換気空調系，ディーゼル発電機室換気系，安全補機開閉器室換気空調系，電動補助給水ポンプ室換気系，制御用空気圧縮装置エリア換気系，安全系インバータ室換気空調系]
クラス 1 及びクラス 2 に属する施設のうち、屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設	・ 制御用空気圧縮機 ・ 原子炉保護系計器ラック
クラス 1 及びクラス 2 に属する施設を内包し、降下火砕物から防護する建屋	・ 原子炉建屋 ・ 原子炉補助建屋
クラス 3 に属する施設のうち、降下火砕物の影響を受ける可能性がある施設で、クラス 1 及びクラス 2 に属する施設に影響を及ぼし得る施設	・ 原子炉補機冷却海水除塵装置 ・ 主蒸気逃がし弁消音器 ・ 主蒸気安全弁排気管 ・ タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出口 ・ 換気空調設備（外気取入口） [格納容器換気空調系，燃料取扱棟換気空調系，補助建屋換気空調系，タービン動補助給水ポンプ室換気系，試料採取室換気系，常用系インバータ室換気空調系，制御棒駆動装置電源室換気空調系，計算機室換気空調系]

1.10 外部火災防護に関する基本方針

1.10.1 設計方針

安全施設は、外部火災に対して、想定される最も厳しい火災が発生した場合においても安全機能を損なわないように、防火帯の設置、建屋による防護、離隔距離の確保及び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。

外部火災で想定する火災を第 1.10.1 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、必要な場合は対策を行うことで、安全機能を損なわない設計とする。

(1) 外部火災防護施設

安全施設に対して外部火災の影響を受けた場合において、原子炉の安全性を確保するため、「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」で規定されているクラス 1、クラス 2 及びクラス 3 に該当する構築物、系統及び機器を外部火災防護施設とする。外部火災防護施設を第 1.10.2 表に示す。

クラス 1 及びクラス 2 に関しては、安全機能を有する施設を内包する建屋及び屋外施設に対し、必要とされる防火帯を森林との間に設けること等により、外部火災による建屋外壁（天井スラブを含む。）及び屋外施設の温度を許容温度以下とすることで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

また、クラス 3 の安全機能を有する安全施設については、屋内に設置されている施設は、建屋により防護することとし、屋外施設については、防火帯の内側に設置すること、又は消火活動により防護する設計とする。

なお、防火帯の外側にあるクラス 3 施設は、モニタリングポストがある。火災発生時には、代替のモニタリングポストを確保し代替監視が可能であ

る設計とする。

(2) 森林火災

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」（平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061912 号 原子力規制委員会決定）に基づき，過去 10 年間の気象条件を調査し，発電所から直線距離で 10 km 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「F A R S I T E」という。）を用いて影響評価を実施し，防火帯外縁（火炎側）から必要な離隔距離を確保することにより，外部火災防護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，福井県から入手した森林簿及び植生調査を反映したデータを用いる。
- (b) 気象条件は過去 10 年間を調査し，森林火災の発生件数を考慮して，最小湿度，最高気温及び最大風速の組合せとする。
- (c) 風向は最大風速記録時の風向と最多風向の出現回数を調査し，卓越風向を設定する。
- (d) 発火点については，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，防火帯幅及び熱影響評価に際して F A R S I T E より出力される高い値を用いて実施するため，3 地点を設定する。
 - i) たばこ等の人為的行為による火災を想定し，人が多く立ち寄る住宅地及び登山道を発火点として設定する。また，卓越風向（北，南及び南南東）が発電所の風上方向となるように，発火点を 3 地点設定する。

- ・発火点 1：発電所の北約 0.4km の住宅地
- ・発火点 2：発電所の南約 2.8km の登山道

・発火点 3：発電所の南南東約 1.4km の住宅地

(e) 日照による草地及び樹木の乾燥に伴い、火線強度が増大することから、これらを考慮して火線強度が最大となる発火時刻を設定する。

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、植生及び地形等の評価対象範囲は発火点の距離に余裕をみて南北 13km，東西 13km の範囲を対象に評価を行う。

c. 必要データ（F A R S I T E 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地形データについては、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、樹種や生育状況に関する情報を有する森林簿データを福井県より入手する。森林簿の情報をを用いて、土地利用データにおける森林領域を樹種・林齢によりさらに細分化する。

発電所構内の植生データについては、発電所内の樹木を管理している緑化計画書を用いる。

また、発電所周辺の植生データについては、実際の植生を調査し、

F A R S I T E 入力データとしての妥当性を確認する。

(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、過去 10 年間のデータのうち、福井県で発生した森林火災の実績より、発生頻度が高い 3 月から 9 月の気象条件（最多風向，最大風速，最高気温及び最小湿度）の最も厳しい条件を用いる。

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（ 0.07m/s （発火点 3））や火線強度（ $1,275\text{kW/m}$ （発火点 3））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、森林火災が発火位置から防火帯に到達するまでの時間である火炎到達時間^{注 1}（約 5 時間（発火点 1））を算出し、森林火災が防火帯に到達するまでの間に発電所に常駐している自衛消防隊による屋外消火栓等を用いた消火活動が可能であり、万が一の飛び火による火災の延焼を防止することで外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計とする。

なお、防火帯の外側にあるクラス 3 施設は、モニタリングポストがある。火災発生時には、代替のモニタリングポストを確保し代替監視が可能である設計とする。

注 1 火炎が防火帯に到達する時間

f. 防火帯幅の設定

F A R S I T E から出力される最大火線強度（ $1,275\text{kW/m}$ （発火点 3））により算出される評価上必要とされる防火帯幅 16.7m に対し、 18m の防火帯幅を確保することにより外部火災防護施設の安全機能を損

なわない設計とする。ただし，防火帯外縁に樹木が存在しない場所においては，評価上必要とされる防火帯幅 6.6m に対し，8m の防火帯幅を確保する設計とする。

設置する防火帯を第 1.10.1 図に示す。

g. 外部火災防護施設への熱影響

(a) 外部火災防護施設を内包する建屋外壁への熱影響

F A R S I T E から出力される反応強度から算出した火炎輻射発散度 ($531\text{kW}/\text{m}^2$ (発火点 3))^{注1, 2}に基づき，防火帯から最も近い位置 (53m) にある原子炉建屋（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）の表面温度を算出し，コンクリート許容温度 200°C ^{注3 (7)} 以下とすることで外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計とする。

注 1 : F A R S I T E の保守的な入力データから F A R S I T E で
評価した火炎輻射発散度

注 2 : 火炎輻射発散度は反応強度と比例することから，反応強度が
高い発火点 3 の火炎輻射発散度を用いて評価する。

注 3 : 火災時における短期温度上昇を考慮した場合において，コン
クリート圧縮強度が維持される保守的な温度

(b) 原子炉補機冷却海水ポンプへの熱影響

F A R S I T E から出力される反応強度から算出した火炎輻射発散度 ($531\text{kW}/\text{m}^2$ (発火点 3)) に基づき，原子炉補機冷却海水ポンプの冷却空気の入込み温度を算出し，許容温度 75°C ^{注1} 以下とすることで原子炉補機冷却海水ポンプの安全機能を損なわない設計とする。

注 1 : モータ下部軸受許容温度以下となるために必要な冷却空気の入
込み温度

(c) 復水タンクへの熱影響

F A R S I T E から出力される反応強度から算出した火炎輻射発散度 ($531\text{kW}/\text{m}^2$ (発火点 3)) に基づき、タンク内の水の温度を算出し、許容温度 40°C ^{注1} 以下とすることで復水タンクの安全機能を損なわない設計とする。

注 1 : 補助給水ポンプの設計運転温度

(d) 燃料取替用水タンクへの熱影響

燃料取替用水タンクは、周囲を建屋に囲まれた位置にあり、火災の影響を受けるおそれはない。

h. 外部火災防護施設の危険距離の確保

F A R S I T E から出力される反応強度から算出した火炎輻射発散度 ($531\text{kW}/\text{m}^2$ (発火点 3)) に基づき危険距離^{注1}を算出し、防火帯外縁 (火炎側) から最も近くに位置する外部火災防護施設 (原子炉建屋) までの距離 (53m) を危険距離以上確保することで安全施設の安全機能を損なうことのない設計とする。

注 1 : 発電所周囲に設置される防火帯の外縁 (火炎側) から外部火災防護施設の間に必要な離隔距離

(3) 近隣の産業施設の火災・爆発

a. 石油コンビナート等の施設の影響

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に基づき、発電所敷地外 10km 以内の産業施設に対して、必要な離隔距離を確保することで、外部火災防護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、発電所の最も近くに存在する石油コンビナートとして、「石油コンビナート等

災害防止法」第2条第2号の規定に基づく「石油コンビナート等特別防災区域を指定する政令」（昭和51年政令第192号）で指定される福井国家石油備蓄基地等の施設が，発電所の北北東約40kmの位置，福井市と坂井市にわたる沿岸に存在する。

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産業施設を調査した結果，敦賀市に主要な産業施設がある。発電所と産業施設の間には，必要とされる離隔距離が確保されており，火災・爆発の影響を受けるおそれはない。また，発電所と産業施設の間には，山林（標高100m以上）の障壁があり，飛来物の影響を受けるおそれはない。

b．発電所敷地内に存在する危険物タンクへの熱影響

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に基づき，発電所敷地内に存在する危険物タンクを対象に影響評価を実施し，建屋（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で，外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計とする。

(a) 火災の想定

- i) 危険物タンクの貯蔵量は，危険物施設として許可された貯蔵容量とする。
- ii) 離隔距離は，評価上厳しくなるようにタンク位置から外部火災防護施設までの直線距離とする。
- iii) 危険物タンクの破損等による防油堤内の全面火災を想定する。
- iv) 気象条件は無風状態とする。
- v) 火災は円筒火災モデルとし，火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。

(b) 評価対象範囲

評価対象とする危険物タンクは、引火等のおそれがある発電所敷地内の屋外に設置されている危険物タンクとして、燃料の保有量が多く、直接外部火災防護施設を臨むことができる補助ボイラ燃料タンクを評価対象として想定する。

評価対象となる危険物タンクを第 1.10.3 表，第 1.10.2 図に示す。

(c) 直接臨むことができる外部火災防護施設への熱影響

i) 外部火災防護施設を内包する建屋外壁への熱影響

補助ボイラ燃料タンクで火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間，一定の輻射強度 ($1,218\text{W}/\text{m}^2$) で原子炉建屋外壁が昇温されるものとして，建屋（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）の表面温度を算出し，コンクリート許容温度 200°C ^{注1} 以下とすることで外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計とする。

注 1：火災時における短期温度上昇を考慮した場合において，コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度

ii) 復水タンクへの熱影響

補助ボイラ燃料タンクで火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間，一定の輻射強度 ($1,596\text{W}/\text{m}^2$) でタンク内の水の温度を算出し，許容温度 40°C ^{注2} 以下とすることで復水タンクの安全機能を損なわない設計とする。

注 2：補助給水ポンプの設計運転温度

(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」に基づき，航空機墜落による火災について落下カテゴリ毎に選定した航空機を対象に影響評価を実施

し、建屋（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で、外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計とする。

a．対象航空機の選定方法

航空機落下確率評価については、評価条件の違いからカテゴリに分けて落下確率を求めている。評価に考慮している航空機落下事故については、訓練中の事故等、民間航空機と自衛隊機又は米軍機では、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る。選定した落下事故のカテゴリと対象航空機を第 1.10.4 表に示す。

評価対象航空機については、落下事故のカテゴリ毎の評価対象航空機のうち、評価条件が最も厳しくなる燃料積載量が最大の機種を選定する。

b．航空機墜落による火災の想定

- (a) 航空機は、発電所における航空機墜落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) 航空機の墜落は発電所敷地内であって墜落確率が 10^{-7} （回／炉・年）以上になる範囲のうち外部火災防護施設への影響が最も厳しくなる地点で起こることを想定する。
- (d) 航空機の墜落によって燃料に着火し火災が起こることを想定する。
- (e) 気象条件は無風状態とする。
- (f) 火災は円筒火災モデルとし、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外部火災防護施設を中心にして墜落確率が 10^{-7} （回／炉・年）以上になる範囲のうち外部火災防護

施設への影響が最も厳しくなる区域とする。

カテゴリ毎の対象航空機の離隔距離と輻射強度を第 1.10.4 表に示す。

d. 外部火災防護施設への熱影響

(a) 外部火災防護施設を内包する建屋外壁への熱影響

落下事故のカテゴリ毎に選定した航空機を対象に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で外部火災防護施設の建屋外壁が昇温されるものとして、建屋（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）の表面温度を算出し、コンクリート許容温度 200°C ^{注1} 以下とすることで外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計とする。

注1：火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度

(b) 原子炉補機冷却海水ポンプへの熱影響

落下事故のカテゴリ毎に選定した航空機を対象に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で原子炉補機冷却海水ポンプの冷却空気が昇温されるものとして、原子炉補機冷却海水ポンプの冷却空気の入込み温度を算出し、許容温度 75°C ^{注2} 以下とすることで原子炉補機冷却海水ポンプの安全機能を損なわない設計とする。

注2：モータ下部軸受許容温度以下となるために必要な冷却空気の入込み温度

(c) 復水タンクへの熱影響

落下事故のカテゴリ毎に選定した航空機を対象に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で復水タンク内の水が昇温されるものとして、タンク内の水の温度を算出し、許容温度

40℃^{注3}以下とすることで復水タンクの安全機能を損なわない設計とする。

注3：補助給水ポンプの設計運転温度

(d) 燃料取替用水タンクへの熱影響

燃料取替用水タンクは、周囲を建屋に囲まれた位置にあり、火災の影響を受けるおそれはない。

e. 航空機墜落に起因する敷地内危険物タンク火災の熱影響

敷地内危険物タンクである補助ボイラ燃料タンクの火災と航空機墜落による火災のうち評価結果が最も厳しい自衛隊機又は米軍機のC-1について同時に火災が発生した場合を想定する。

(a) 外部火災防護施設を内包する建屋外壁への熱影響

補助ボイラ燃料タンクと自衛隊機又は米軍機のC-1に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で原子炉建屋が昇温されるものとして、建屋（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）の表面温度を算出し、コンクリート許容温度 200℃^{注1}以下とすることで外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計とする。

注1：火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度

(b) 復水タンクへの熱影響

補助ボイラ燃料タンクと自衛隊機又は米軍機のC-1に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で復水タンク内の水が昇温されるものとして、タンク内の水の温度を算出し、許容温度 40℃^{注2}以下とすることで復水タンクの安全機能を損なわない設計とする。

注 2：補助給水ポンプの設計運転温度

(5) 二次的影響（ばい煙等）

森林火災によるばい煙等の発生による外部火災防護施設への影響については、第 1.10.5 表のとおり、外気を取り込む空調系統、外気を設備内に取り込む機器及び室内の空気を取り込む機器に分類して評価を行い、必要な場合は対策を行うことで、安全機能を損なわない設計とする。

a. 換気空調系

外気を取り入れている空調系統として、安全補機開閉器室、中央制御室、原子炉補助建屋、原子炉格納容器、試料採取室、燃料取扱棟、制御用空気圧縮機室、ディーゼル発電機室、電動補助給水ポンプ室、タービン動補助給水ポンプ室、主蒸気配管室の空調系がある。

これらの外気取入口に平型フィルタ（主として粒径が $5\mu\text{m}$ より大きい粒子を捕獲）を設置しているため、一定以上の粒径のばい煙については平型フィルタにより侵入を防止することで外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計とする。

なお、外気取入ダンパが設置されており閉回路循環運転が可能である中央制御室の空調系については、外気取入ダンパを閉止し、閉回路循環運転を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。

また、中央制御室換気空調系及び緊急時対策所換気空調系については、外気取入遮断時の室内に滞在する人員の環境悪化防止のため、酸素濃度及び炭酸ガス濃度の影響評価を実施することにより、安全機能を損なわない設計とする。

b. ディーゼル発電機

ディーゼル発電機機関吸気系統の吸気消音器に付属するフィルタ（粒径 $120\mu\text{m}$ 以上において約 90%捕獲）で比較的大粒径のばい煙粒子が捕

獲され、粒径数 μm ～ $10\mu\text{m}$ 程度のばい煙が過給機、空気冷却器に侵入するものの、機器の隙間は、ばい煙粒子に比べて十分大きく、閉塞に至ることを防止することで、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. 原子炉補機冷却海水ポンプ

原子炉補機冷却海水ポンプ電動機は電動機本体を全閉構造とし、空気冷却器を電動機の側面に設置して外気を直接電動機内部に取り込まない全閉外扇形の冷却方式であるため、ばい煙が電動機内部に侵入することはない。

また、空気冷却器冷却管の内径は約 19mm であり、ばい煙の粒径はこれに比べて十分に小さく、ばい煙粒子による閉塞を防止することにより原子炉補機冷却海水ポンプの安全機能を損なわない設計とする。

d. 主蒸気逃がし弁等

主蒸気逃がし弁は、建屋外部に開口部を有する設備であるが、ばい煙が開口部から侵入した場合でも、主蒸気逃がし弁の吹出力が十分大きいため、微小なばい煙粒子は吹き出されることにより主蒸気逃がし弁の安全機能を損なわない設計とする。

また、排気筒及び主蒸気安全弁については、主蒸気逃がし弁と同様に、建屋外部の配管にばい煙が侵入した場合でも、その動作時には侵入したばい煙は吹き出されることにより排気筒及び主蒸気安全弁の安全機能を損なわない設計とする。

e. 原子炉保護系計器ラック

原子炉保護系計器ラックが設置されている場所は、安全補機開閉器室換気空調系にて空調管理されており、本空調系の外気取入口には平型フィルター（主として粒径が $5\mu\text{m}$ より大きい粒子を捕獲）が設置されてい

るが、これに加えて下流側にさらに細かなばい煙を捕獲可能な粗フィルタ（主として粒径が $5\mu\text{m}$ より小さい粒子を捕獲）が設置されている。このため、他の空調系に比べて、ばい煙に対して高い防護性能を有しており、室内に侵入したばい煙の粒径は極めて細かな粒子である。

したがって、極めて細かな粒子のばい煙が侵入した場合において、ばい煙の付着による短絡等を発生させる可能性は小さいことにより、原子炉保護系計器ラックの安全機能を損なわない設計とする。

f. 制御用空気圧縮機

制御用空気圧縮機が設置されている部屋は、制御用空気圧縮機室換気空調系にて空調管理されており、本空調系の外気取入口には平型フィルタ（主として粒径が $5\mu\text{m}$ より大きい粒子を捕獲）が設置されていることから、一定以上の粒径のばい煙については阻止可能である。

したがって、ばい煙が侵入した場合にも、ばい煙の付着により機器内の損傷を発生させる可能性は小さいことにより、制御用空気圧縮機の安全機能を損なわない設計とする。

(6) 有毒ガスの影響

有毒ガスの発生に伴う居住空間への影響については、中央制御室換気空調系及び緊急時対策所換気空調系における外気取入遮断時の室内に滞在する人員の環境劣化防止のため、酸素濃度及び炭酸ガス濃度の影響評価を実施することにより、安全機能を損なわない設計とする。

外気を取り入れている空調系統として、安全補機開閉器室、中央制御室、原子炉補助建屋、格納容器、試料採取室、燃料取扱棟、制御用空気圧縮機室、ディーゼル発電機室、電動補助給水ポンプ室、タービン動補助給水ポンプ室、主蒸気配管室の空調系がある。

外気取入ダンパが設置されており閉回路循環運転が可能である中央制御

室空調系については、外気取入ダンパを閉止し、閉回路循環運転を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。

上記以外の外気取入ダンパが設置されていない空調系については、空調ファン等を停止すること等により安全機能を損なわない設計とする。

発電所周辺地域の幹線道路としては、発電所から東方向約 6km のところを南北に通る一般国道 8 号線がある。

鉄道路線としては、西日本旅客鉄道会社北陸本線があり、発電所の南南東方向約 12km に最寄りの敦賀駅がある。

発電所周辺海域の船舶の航路としては、発電所沖合約 3km に敦賀から苫小牧へのフェリー航路がある。

また、発電所の北北東約 40km の位置、福井市と坂井市にわたる沿岸に福井国家石油備蓄基地等の石油コンビナート施設がある。さらに、石油コンビナート以外の産業施設として、敦賀市に主要な産業施設がある。

これらの幹線道路、鉄道路線、航路及び石油コンビナート等の施設は発電所から離隔距離を確保することで、危険物を搭載した車両及び船舶を含む事故等による火災に伴う発電所への有毒ガスの影響がない設計とする。

1.10.2 体制

火災発生時の原子炉施設の保全のための活動を行うため、初期消火活動要員が常駐するとともに、放射線業務従事者等により編成する自衛消防隊を設置する。

自衛消防組織の組織体制を、第 1.10.3 図に示す。

1.10.3 手順等

外部火災における手順は、火災発生時の対応、防火帯の維持・管理及びばい煙・有毒ガス発生時の対応を火災防護計画に定める。

- (1) 防火帯の維持・管理においては、手順等を整備し、的確に実施する。
- (2) 初期消火活動においては、手順等を整備し、火災発生現場の確認、中央制御室への連絡、消火栓等を用いた初期消火活動を実施する。
- (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平型フィルタ、外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止又は閉回路循環運転により、建屋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、外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止又は閉回路循環運転により、建屋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侵入阻止に係る教育を定期的の実施する。
- (6) 森林火災から外部火災防護施設を防護するための防火帯の設定に係る火災防護に関する教育を定期的の実施する。
- (7) 近隣の産業施設の火災・爆発から外部火災防護施設を防護するために、離隔距離を確保することについて火災防護に関する教育を定期的の実施する。
- (8) 外部火災発生時の初期消火活動について火災防護に関する教育を定期的の実施する。また、消火活動要員による消防訓練、総合的な訓練、運転操作等の訓練を定期的の実施する。

第 1.10.1 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	発電所敷地外半径 10km で発生する森林火災
近隣の産業施設の火災・爆発	発電所敷地外半径 10km に存在する石油コンビナート等の施設の火災・爆発
	発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災
航空機墜落による火災	発電所敷地内への航空機墜落による火災

第 1.10.2 表 外部火災防護施設

1. 火災に対する直接的な影響を受ける施設

防護対象	外部火災防護施設
安全機能の重要度分類 「クラス 1」「クラス 2」に属する施設を内包する建屋	・ 原子炉建屋 ・ 原子炉補助建屋 ※消火活動による防護手段を期待しない条件のもと、火元からの離隔距離で防護する。
安全機能の重要度分類 「クラス 1」「クラス 2」に属する屋外施設	・ 原子炉補機冷却海水ポンプ ・ 復水タンク ・ 燃料取替用水タンク ※消火活動による防護手段を期待しない条件のもと、火元からの離隔距離で防護する。
安全機能の重要度分類 「クラス 3」に属する施設	・ タービン建屋 ・ 固体廃棄物貯蔵庫 ・ モニタリングポスト他 ※屋内に設置されている施設については、建屋により防護することとし、屋外施設については、防火帯の内側に設置すること又は消火活動等により防護

2. 火災から二次的影響（ばい煙等）を受ける施設

防護対象	外部火災防護施設
安全機能の重要度分類 「クラス 1」「クラス 2」に属する施設	・ 換気空調系 ・ ディーゼル発電機 ・ 原子炉補機冷却海水ポンプ ・ 主蒸気逃がし弁、排気筒等 ・ 原子炉保護系計器ラック ・ 制御用空気圧縮機

第 1.10.3 表 評価対象となる危険物タンク

タンク名	燃料	容量 (数量)	影響先	離隔距離
補助ボイラ 燃料タンク	軽油	490m ³ (1 基)	原子炉建屋	86m
			復水タンク	74m

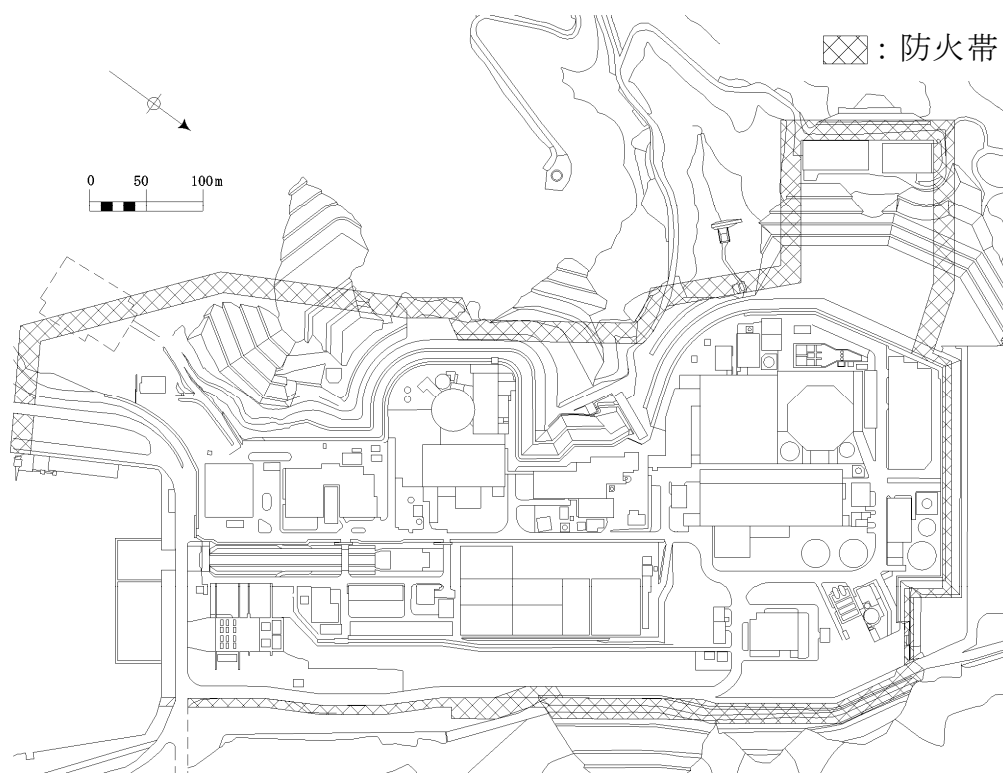
第 1.10.4 表 落下事故のカテゴリと対象航空機

落下事故のカテゴリ			対象 航空機	離隔距離	輻射強度
計器飛行方式 民間航空機	航空路を巡航中		B747-400	192m	595W／m ²
有視界飛行方式 民間航空機	大型機（大型固定翼機及び大型回転翼機）				
	小型機（小型固定翼機及び小型回転翼機）				
自衛隊機又は 米軍機	訓練空域内で訓練中（自衛隊機）		C-1	37m	2,842W／m ²
	訓練空域外を飛行中（米軍機）	空中給油機等、高高度での巡航が想定される大型固定翼機	KC-767	244m	249W／m ²
		その他の大型固定翼機，小型固定翼機及び回転翼機	F-15	103m	157W／m ²

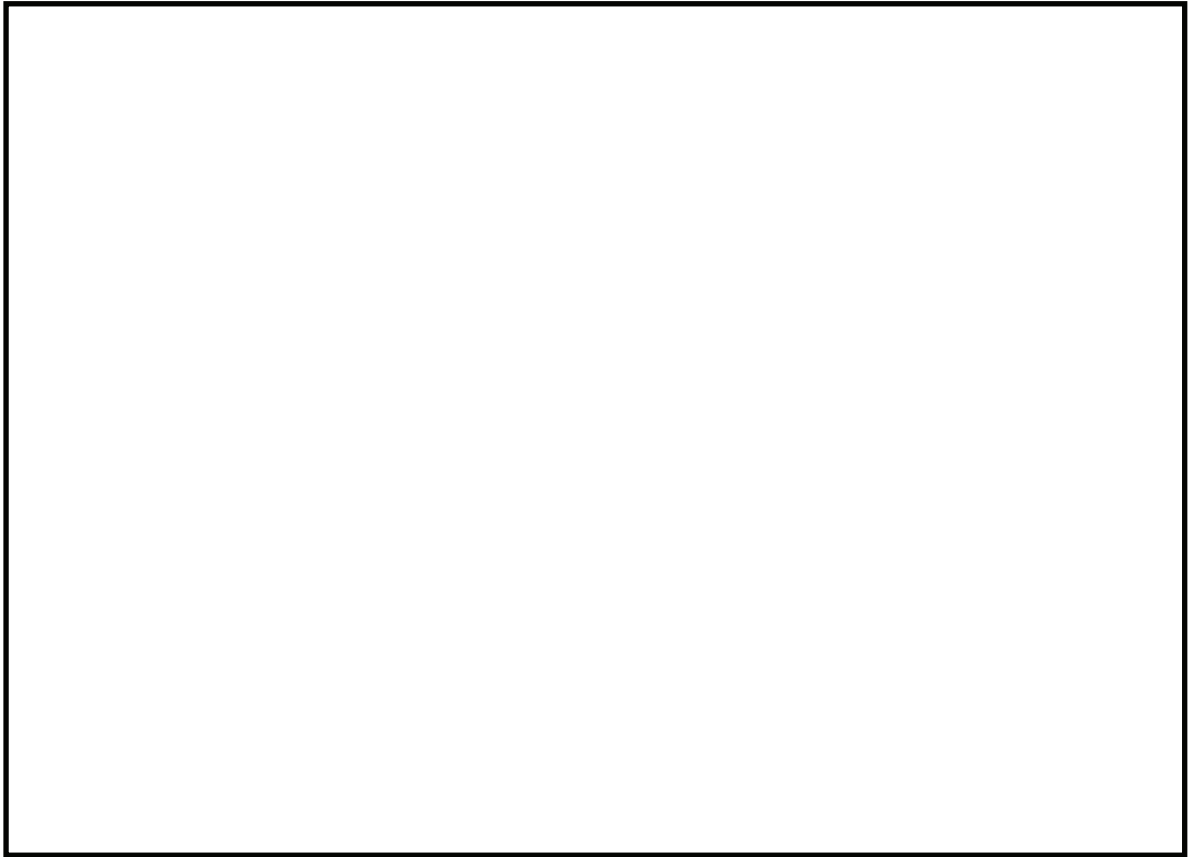
注 1：小型機の評価条件は、離隔距離が 78m，燃料積載量が約 2m³であることから、自衛隊機又は米軍機において離隔距離が 37m，燃料積載量が約 15m³で評価していることを踏まえると、本評価は自衛隊機又は米軍機の落下による火災影響評価に包絡される。

第 1.10.5 表 ばい煙等による影響評価

	分類	影響評価設備
機器への影響	外気を取り込む空調系統	換気空調系
	外気を設備内に取り込む機器	ディーゼル発電機
		原子炉補機冷却海水ポンプ
		主蒸気逃がし弁，排気筒等
	室内の空気を取り込む機器	原子炉保護系計器ラック
		制御用空気圧縮機



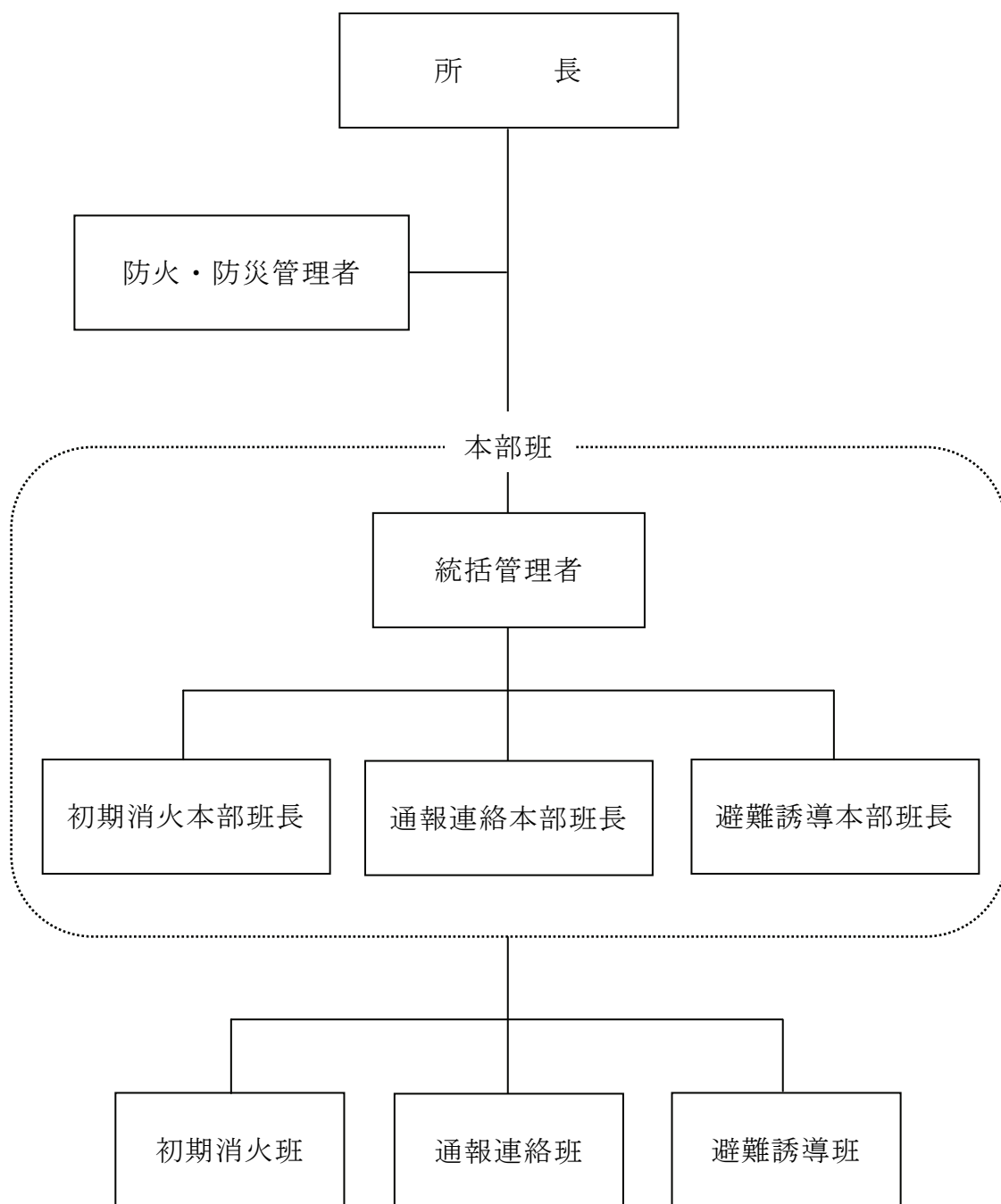
第 1.10.1 図 防火帯設置図



第 1 . 10. 2 図 評価対象となる危険物タンクの配置図



は，商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第 1. 10. 3 図 自衛消防組織体制図

1.11 品質保証の基本方針

原子炉施設の機器、装置の安全性、信頼性の向上のために、設計、製作、据付等の各段階において、以下の方針で適切な品質保証活動を実施する。

- (1) 品質保証活動に参画する組織、業務分担、責任及び権限を明確にし、確実に品質保証活動を遂行する。さらに、品質保証基準を確実なものとするように継続的に見直す。
- (2) 原子炉施設の設計・製作者の分担する品質保証活動が正しく遂行されることを確認するため、これに対する原子炉施設の設計・製作者の体制、要領、能力を事前に確認するとともに、実施状況についても必要に応じて立会検査により確認する。また、原子炉施設製作者、機器製作者等の品質保証活動の調査を行う。
- (3) 原子炉施設の設計・製作者の外注品についても、上記と同様の確認を行うものとし、外注者については、当社の承認の下に決定する。
- (4) 仕様決定、設計、製作、据付、試験及び検査の各段階では、これらに適用される法令、規格、基準の要求及び発電所の機能、安全に係る基本的設計条件を満足することを資料検討、立会検査等により確認の上承認する。
- (5) 立会検査、承認を必要とする項目については、事前に原子炉施設の設計・製作者と協議決定し、確実に実施されることを確認する。
- (6) 文書、図面、仕様書、図書、資料、品質管理記録等については、処理手順、管理方法を明確にし、確実に保管する。
- (7) 新しい知見・技術や国内外の事故・故障等に関する教訓の反映を行う。
- (8) 設計等の変更管理及びヒューマンエラー防止が確実に実施されたことを確認する。

1.17 原子炉設置変更許可申請（平成 27 年 11 月 5 日申請）に係る安全設計の方針

1.17.1 「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（平成 25 年 7 月 8 日施行）」に対する適合

第一条 適用範囲

- | |
|-----------------------------------|
| 1 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

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の設計及び材料の選定に当たっては、工事計画の認可、使用前検査及び施設定期検査等にも配慮して、原則として現行国内法規に基づく規格及び基準によるものとする。ただし、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、国内法規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。

第二条 定 義

- 1 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。

本申請書において用いる用語の定義は、上記当該各号の定めるところによる。

第三条 設計基準対象施設の地盤

- 1 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。）にあっては、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。
- 2 耐震重要施設は、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

第1項について

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。

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。

第2項について

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、液状化及び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。

第3項について

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。

第四条 地震による損傷の防止

- 1 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。

適合のための設計方針

第1項について

設計基準対象施設は、耐震重要度分類をSクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に対しておおむね弾性範囲の設計を行う。

なお、耐震重要度分類及び地震力については、「第2項について」に示すとおりである。

第2項について

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クラス及び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クラスの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並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物を除く。）、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・構築物の振動特性及び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・構築物の振動特性及び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 7.5 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。

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の検討を行う。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。

第 3 項について

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並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物を除く。）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、地盤構造並びに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 7.5 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浸水防止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、耐震重要施設は、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よって、その安全機能を損なわないように設計する。

第4項について

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。

第五条 津波による損傷の防止

- 1 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

基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものとして策定する。

入力津波は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。

耐津波設計としては、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（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋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、取水路及び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、重要な安全機能への影響を防止する設計とする。
- (3) 上記(1)、(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（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、浸水対策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、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設計とする。そのため，津波防護施設を設置することにより，基準津波による海水ポンプピット水位の低下に対して，原子炉補機冷却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原子炉補機冷却海水取水口，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットの通水性が確保でき，かつ，原子炉補機冷却海水取水口からの砂の混入に対して原子炉補機冷却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，津波の伝播特性及び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。
- (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）及び自然条件（積雪，風荷重等）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並びに原子炉補機冷却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。

第六条 外部からの衝撃による損傷の防止

- 1 安全施設は、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。）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

第1項について

安全施設は、発電所敷地又はその周辺で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）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、発電所敷地又はその周辺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、発電所敷地又はその周辺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施設で生じ得る環境条件を考慮する。

自然現象を網羅的に抽出するために国内外の基準等や文献^{(8)～(15)}に基づき事象を収集し、海外の選定基準⁽¹⁵⁾を考慮の上、敷地又はその周辺の

自然環境を基に、発電所敷地又はその周辺で想定される自然現象を選定する。

発電所敷地又はその周辺で想定される自然現象は、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、森林火災及び高潮である。

これらの自然現象による影響は、関連して発生する可能性がある自然現象及び敷地周辺地域で得られる過去の記録等を考慮し決定する。

以下にこれら自然現象に対する設計方針を示す。

(1) 洪水

発電所周辺地域にある河川としては、発電所南方と西方にそれぞれ溪流（高牧川、西部溪流）が、発電所と山を挟んだ地形にある。

敷地の地形及び表流水の状況から判断して、敷地が洪水による被害を受けることはない。

(2) 風（台風）

敷地付近で観測された最大瞬間風速は、敦賀特別地域気象観測所での観測記録（1909 年から 2012 年）によれば、 41.9m/s （1961 年 9 月 16 日）である。

安全施設は、風荷重を建築基準法に基づき設定し、安全機能を損なわない設計とする。

(3) 竜巻

安全施設は、最大風速 100m/s の竜巻が発生した場合においても、竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝突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、竜巻防護施設が

安全機能を損なわないために、以下の対策を行う。

- (a) 飛来物となる可能性のあるものを固縛，建屋内収納又は撤去する。
- (b) 車両の入構の制限，竜巻の襲来が予想される場合の車両の待避又は固縛を行う。

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。

- (a) 竜巻防護施設を内包する施設及び竜巻飛来物防護対策設備により，竜巻防護施設を防護し構造健全性を維持することで，安全機能を損なわない設計とする。
- (b) 竜巻防護施設の構造健全性が維持できない場合には，代替設備又は予備品の確保，損傷した場合の取替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か，損傷した場合でも影響が軽微であることを確認する。

竜巻の発生に伴い，雹の発生が考えられるが，雹による影響は竜巻防護設計にて想定している設計飛来物の影響に包絡される。

さらに，竜巻の発生に伴い，雷の発生も考えられるが，雷は電氣的影響を及ぼす一方，竜巻は機械的影響を及ぼすものであり，竜巻と雷が同時に発生するとしても個別に考えられる影響と変わらないことから，各々の事象に対して安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

(4) 凍結

敷地付近で観測された最低気温は，敦賀特別地域気象観測所の観測記録（1897 年から 2012 年）によれば， -10.9°C （1904 年 1 月 27 日）である。

安全施設は、凍結に対して、上記最低気温を考慮し、屋外機器で凍結のおそれのあるものは保温等の凍結防止対策を行う設計とする。

(5) 降水

敷地付近で観測された日最大 1 時間降水量は、敦賀特別地域気象観測所の観測記録（1937 年から 2012 年）によれば、57.9mm（1956 年 8 月 4 日）である。

安全施設は、降水に対して、構内排水施設を設けて海域に排水を行う設計とする。

なお、構内排水施設（構内排水系統）は、観測記録を上回る降雨強度 60mm/h の排水能力を有している。

(6) 積雪

敷地付近で観測された積雪の深さの月最大値は、敦賀特別地域気象観測所の観測記録（1897 年から 2012 年）によれば、196cm（1981 年 1 月 15 日）である。

安全施設は、積雪荷重を建築基準法に基づき設定し、安全機能を損わない設計とする。

(7) 落雷

安全施設は、落雷に対して、発電所の雷害防止として建屋等に避雷設備を設け、接地網の布設による接地抵抗の低減等の対策を行う設計とする。

(8) 地滑り

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）によると発電所周辺の地滑り地形は第 1.17.1 図に示すとおりである。

第 1.17.1 図に示された地滑り地形は、2 号炉の原子炉施設から十分

離れており，地滑りにより安全施設の安全機能に影響を与えるおそれはない。

第 1.17.1 図に示された急傾斜地の斜面の滑りのうち，2 号炉の原子炉施設に影響を与えるおそれがある急傾斜地の斜面の滑りに対し，斜面の安定性を確保する等により，安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

第 1.17.1 図に示された土石流危険区域は，2 号炉の原子炉施設から十分離れており，これらの土石流により安全施設の安全機能に影響を与えるおそれはない。また，2 号炉の背後山地の溪流（第三溪流）に対し，土石流によって安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

(9) 火山の影響

安全施設は，火山事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。

将来の活動可能性が否定できない火山について，発電所の運用期間中の噴火規模を考慮して抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る火山事象は降下火砕物のみであり，文献調査結果及び地質調査結果より，層厚は 10cm，密度は $0.7\text{g}/\text{cm}^3$ （乾燥密度） $\sim 1.5\text{g}/\text{cm}^3$ （湿潤密度），粒径は 1mm 以下の降下火砕物を考慮する。

降下火砕物による直接的影響と間接的影響のそれぞれに対し，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

安全施設は，直接的影響である降下火砕物の構造物への静的負荷に対して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，電気系及び計装制御系に対する機械的影響に対して降下火砕物が侵入しにくい構造とし，侵入し

でも閉塞しない及び摩耗しにくい設計とすること，発電所周辺の大気汚染に対して中央制御室の換気空調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，構造物等への化学的影響（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等によって，安全機能を損なわないようにする。

また，安全施設は，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若しくは清掃，ストレーナの清掃，中央制御室の閉回路循環運転，降下火砕物による静的負荷や腐食等の影響に対する日常点検，定期点検及び故障時における補修の実施等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

安全施設は，降下火砕物の間接的影響である長期（7 日間）の外部電源喪失及び発電所外の交通の途絶が発生することに対し，原子炉及び使用済燃料ピットの安全性を損なわないようにディーゼル発電機により 7 日間の電源供給が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，生物学的事象に対して，クラゲ等の発生を考慮し，海水取水設備に対して除塵装置を設け，また，小動物の侵入については，屋外設置の端子箱貫通部等にシールを行う設計とする。

除塵装置を通過する貝等の海生生物については，海水ストレーナやスポンジボール洗浄装置等により，原子炉補機冷却水冷却器や復水器等への影響を防止する設計とする。さらに定期的な開放点検，清掃ができるような設計とする。

(11) 森林火災

森林火災については、過去 10 年間の気象条件を調査し、発電所から直線距離で 10km の間に発火点を設定し、F A R S I T E を用いて影響評価を実施し、必要とされる防火帯幅 16.7m に対し、18m の防火帯幅を確保すること等の設計とする。ただし、防火帯外縁に樹木が存在しない場所においては、評価上必要とされる防火帯幅 6.6m に対し、8m の防火帯幅を確保する設計とする。

また、森林火災によるばい煙等の発生により、外気を取り込む空調系統、外気を設備内に取り込む機器及び室内の空気を取り込む機器に対して、必要な場合は対策を行うことで、安全機能を損なわない設計とする。

(12) 高潮

敦賀港湾工事事務所敦賀港検潮所（現敦賀港本港地区観測所）での観測記録（1976 年から 2012 年）によれば、過去最高潮位は T.P.（東京湾平均海面）+0.95m（1998 年 9 月 22 日）である。

安全施設は、敷地高さ（T.P. +3.0m 以上）に設置し、高潮により影響を受けることはない設計とする。

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。）から、敷地の地形等から判断して被害を受けないと評価した洪水及び安全施設の安全機能に影響を及ぼすことがないと評価した地滑り並びに津波に包絡される高潮を除いた事象に、地震及び津波を加え、網羅的に組み合わせる。

組合せの評価に当たっては、個々の自然現象の設計に包絡されるか、同時に発生するとは考えられないか、又は与える影響が自然現象を重ね合わせることで個々の自然現象が与える影響より緩和されるかの観点から評価する。

組合せに当たっては、発生頻度が高い風（台風）、積雪、降水又は凍結に

については、降水と積雪、降水と凍結は同時に発生するとは考えられない又は個々の影響より緩和されることを考慮し、風（台風）及び降水の組合せ並びに風（台風）、積雪及び凍結の組合せをあらかじめ想定する。

上記の評価の結果、荷重について評価が必要とされた風（台風）、積雪及び火山の影響による組合せに対しては、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。その他の組合せに対しては、安全施設の安全機能を損なわないことを確認した。

ただし、上記の評価のうち「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、それぞれの条項で考慮する。

第2項について

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、過去の記録及び現場調査の結果を参考にして、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、第1項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、第1項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する。安全機能が損なわれ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、各々の事象に対して、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。

第3項について

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。

想定される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を網羅的に抽出するために国内外の基準等や文献^{(8)～(15)}に基づき事象を収集し、海外の選定基準⁽¹⁵⁾を考慮の上、敷地及び敷地周辺の状況をもとに、設計上考慮すべき事象を選定する。

発電所敷地又はその周辺で想定される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は、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害である。

(1) 飛来物（航空機落下）

原子炉施設への航空機の落下確率については「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 21・06・25 原院第 1 号）等に基づき評価した結果、約 4.4×10^{-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。

したがって、航空機落下による機械的荷重を考慮する必要はなく、航空機落下により安全施設が安全機能を損なうことはない。

(2) ダムの崩壊

発電所の近くには、崩壊により発電所に影響を及ぼすようなダムはないため、ダムの崩壊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。

(3) 爆発

発電所の近くには、爆発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、石油コンビナート施設の爆発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 以内の範囲において、石油コンビナート施設以外の産業施設を調査した結果、敦賀市及び美浜町に主要な産業施設がある。これらの産業施設と発電所の間には、必要とされる離隔距離が確保されており、爆風圧の影響を受けるおそれはなく、山林（標高 100m 以上）の障壁があり、飛来物の影響を受けるおそれはない。

(4) 近隣工場等の火災

a. 石油コンビナート施設等の火災

発電所の近くには、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、石油コンビナート施設の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 以内の範囲において、石油コンビナート施設以外の産業施設を調査した結果、敦賀市及び美浜町に主要な産業施設が

ある。これらの産業施設と発電所の間には、必要とされる離隔距離が確保されており、火災時に輻射熱の影響を受けるおそれはない。

b. 発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災

発電所敷地内に存在する危険物タンク火災発生時の輻射熱による外部火災防護施設の建屋表面温度等が許容温度以下となる設計とする。

c. 航空機墜落による火災

発電所敷地内への航空機墜落に伴う火災発生時の輻射熱による外部火災防護施設の建屋表面温度等が許容温度以下となる設計とする。

d. 二次的影響（ばい煙等）

発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災及び航空機墜落による火災に伴うばい煙等の発生により、外気を取り込む空調系統、外気を設備内に取り込む機器及び室内の空気を取り込む機器に対して、必要な場合は対策を行うことで、安全機能を損なわない設計とする。

(5) 有毒ガス

発電所の敷地及び敷地周辺の状況をもとに、想定される外部人為事象のうち外部火災により発生する有毒ガスの影響については、適切な防護対策により影響を防止する設計とする。

幹線道路、鉄道路線、船舶航路及び石油コンビナート等の施設による有毒ガスの影響については、発電所から離隔距離が確保されていることから、安全施設が安全機能を損なうことはない。

(6) 船舶の衝突

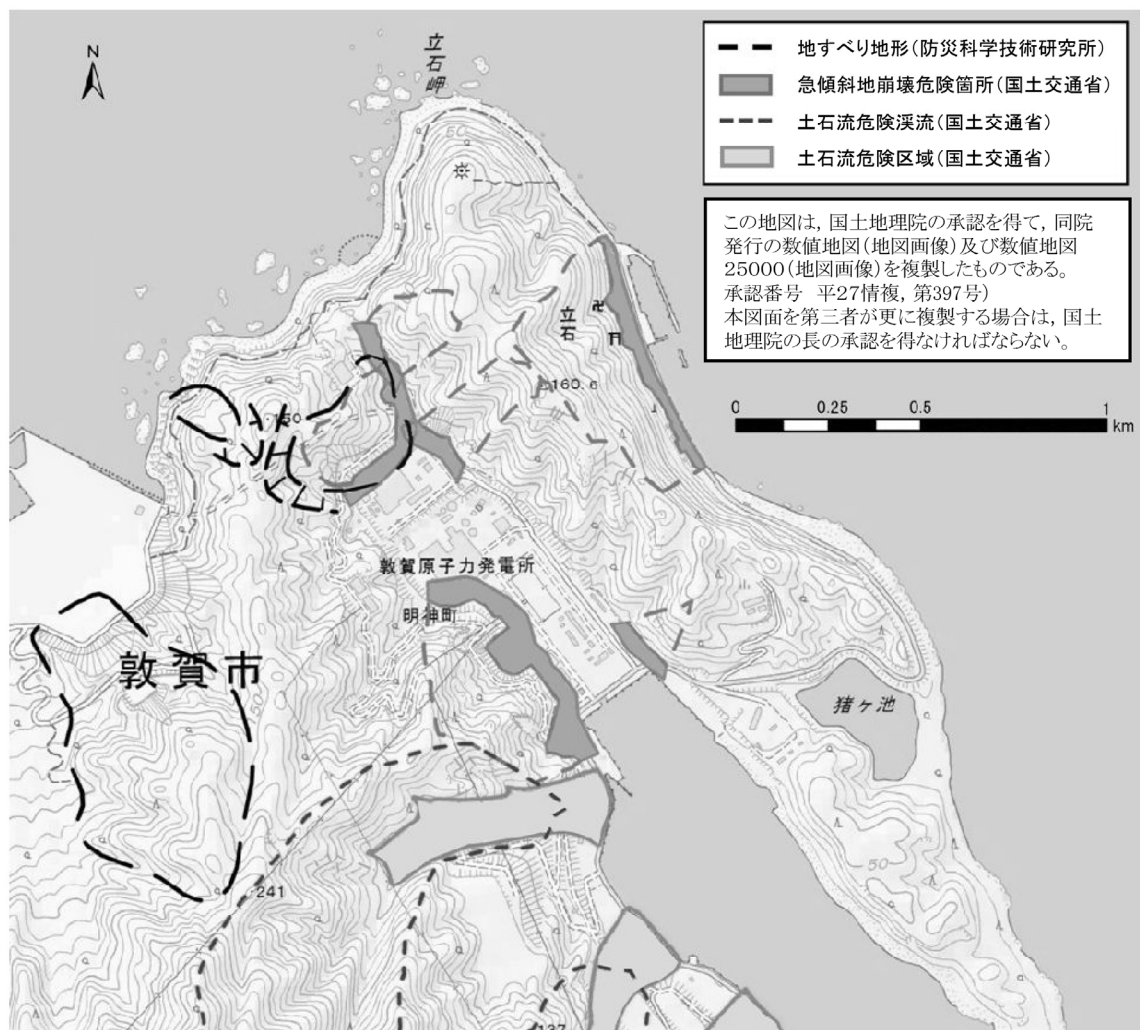
発電所の周辺海域の船舶の航路としては、苫小牧港等までの定期船が運航しているが、航路は発電所から東方向に直線距離で約 3km 離れていること及び発電所がその航路の針路上にないことから、漂流したとしても原子炉補機冷却海水取水口及び 2 号炉取水口に船舶が漂流するおそれ

はない。また、小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも、原子炉補機冷却海水取水口前面の係留施設（ドルフィン）等により侵入経路は阻害され、取水機能に影響はない。さらに、燃料輸送船等が座礁し、重油が流出した場合は、取水機能に影響を与えないようオイルフェンスを設置する。

したがって、船舶の衝突による取水機能への影響はなく、安全施設が安全機能を損なうことはない。

(7) 電磁的障害

安全機能を有する原子炉保護設備が、原子炉施設で発生する電磁干渉や無線電波干渉等により機能が喪失しないよう、計測制御回路を構成する原子炉保護系計器ラック及びケーブルは、日本工業規格（J I S）等に基づき、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計としているため、電磁的障害により安全施設が安全機能を損なうことはない。



第 1. 17. 1 図 発電所周辺における地滑り地形分布図

第七条 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止

- 1 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（平成十一年法律第二百二十八号）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

第1項について

原子炉施設への人の不法な侵入を防止するため、核物質防護対策として、安全機能を有する構築物、系統及び機器を含む区域を設定し、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防護して、点検、確認等を行うことにより、接近管理及び出入管理を行える設計とする。また、探知施設を

設け、警報、映像監視等、集中監視するとともに、外部との通信連絡を行う設計とする。さらに、防護された区域内においても、施錠管理により、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接近を防止する設計とする。

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や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、持込み検査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，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を受けることがないように，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。

第八条 火災による損傷の防止

- 1 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

第1項について

設計基準対象施設は、火災により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機器は、漏えいを防止する構造としている。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ている。

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、不燃性又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若しく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、不燃性又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合せ等により、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。

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、系統及び機器に対する火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火が行えるように異なる種類の感知器を設置する設計とする。

消火設備は、手動操作による固定式消火設備並びに自動消火設備、消火栓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、維持するための安全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であって、火災発生時に煙の充満、放射線の影響により消火活動が困難なところには、手動操作による固定式消火設備又は自動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に係る安全機能を有する構築物、系統及び機器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、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

火災防護対象機器等については、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に係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については，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 150mm⁽²⁾ 以上の壁厚を有するコンクリート壁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によって他の火災区域から分離する設計とする。

火災防護対象機器等は，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等について，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等について，互いの系列間の水平距離が 6m 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等について，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域又は火災区画に設置されていること。

放射性物質の貯蔵，かつ，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 時間以上の耐火能力を有する耐火壁によって他の火災区域から分離された設計とする。

第 2 項について

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。

第九条 溢水による損傷の防止等

- 1 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又は配管の破損によって当該容器又は配管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

第1項について

安全施設は、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、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。さらに使用済燃料ピットにおいては、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能を維持できる設計とする。

なお、原子炉施設内における溢水として、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使用済燃料ピットのスロッシングにより発生した溢水を考慮する。

第2項について

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又は配管の破損によって当該容器又は配管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。

第十条 誤操作の防止

- 1 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

第1項について

運転員の誤操作を防止するため、盤の配置及び操作器具並びに弁等の操作性に留意するとともに、計器表示及び警報表示において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を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又は設計基準事故の発生後、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。

第2項について

原子炉の事故の対応操作に必要な各種指示計、原子炉を安全に停止するために必要な原子炉保護設備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。

また、中央制御盤は盤面機器（操作器、指示計、警報表示）をシステム毎にグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器（コントロールスイッチ）のコード化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）等を行うことで、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。

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

たらされる環境条件及び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，外部電源喪失及びばい煙や有毒ガス，降下火砕物による操作雰囲気の悪化）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とともに，現場操作についても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。

（地震）

中央制御室及び中央制御盤は，原子炉補助建屋（耐震Sクラス）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，中央制御室内に設置する制御盤等は床等に固定することにより，運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計とする。さらに，中央制御室内に手摺を設置し，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への誤接触を防止できる設計とする。

（外部電源喪失）

地震，竜巻，風（台風），積雪，落雷，外部火災，降下火砕物の降下に伴い外部電源が喪失した場合には，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，容易に操作できる設計とする。また，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においても，中央制御室の専用の無停電電源装置あるいは内蔵の蓄電池により運転操作に必要な照明用電源を確保し，容易に操作できる設計とする。

（内部火災）

中央制御室に消火器を設置するとともに，火災が発生した場合の運転員の対応を規定類に定め，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できる設計とする。

(内部溢水)

中央制御室周りには、地震時に溢水源となる機器を設けない設計とする。

また、中央制御室周りの消火作業に伴う溢水についても、運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計とする。

(ばい煙等による中央制御室内雰囲気悪化)

外部火災によるばい煙や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、中央制御室の空調系を閉回路循環運転とし、外気を遮断することにより運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計とする。

さらに、その他の安全施設の操作などについても、プラントの安全上重要な機能に障害をきたすおそれがある機器・弁や外部環境に影響を与えるおそれのある現場弁等に対して、色分けによる識別管理を行い操作を容易にするとともに、施錠管理により誤操作を防止する設計とする。

第十一条 安全避難通路等

- 1 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

第1項第1号について

原子炉施設の建屋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，中央制御室，避難通路等には必要に応じて，標識並びに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。

第1項第2号について

非常灯及び誘導灯は，灯具に蓄電池を内蔵し，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。

第1項第3号について

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作業用照明を設置する。

作業用照明は，外部電源喪失時及び全交流動力電源喪失時から重大事故等

に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源から開始されるまでの間においても点灯できるよう，専用の無停電電源装置あるいは内蔵の蓄電池を備える。この作業用照明は，プラント停止・冷却操作，監視等の操作が必要となる中央制御室，中央制御室退避時に必要な操作を行う中央制御室外原子炉停止盤，設計基準事故が発生した場合に現場操作の可能性のある主蒸気配管室，全交流動力電源喪失発生時に復旧対応が必要となる安全補機開閉器室等，及びこれらへのアクセスルートに設置することにより，昼夜，場所を問わず作業が可能な設計とする。

設計基準事故に対応するための操作が必要な場所は，作業用照明が設置されており作業が可能であるが，現場の作業の緊急性との関連において仮設照明準備に時間的猶予がある場合の対応を考慮し，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等に懐中電灯等の可搬型照明を保管する。

第十二条 安全施設

- 1 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つて、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、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

第1項について

安全施設は、「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分類し、十分高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とする。

第2項について

安全機能を有する系統のうち、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、各系列又は各系列相互間は、離隔距離を取るか必要に応じ障壁を設ける等により、物理的に分離し、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合を仮定しても所定の安全機能を達成できる設計とする。

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、アニュラス空気浄化設備のダクトの一部、安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部並びに中央制御室非常用循環フィルタユニット及びダクトの一部については、単一設計とする。

アニュラス空気浄化設備のダクトの一部、安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、放射性物質が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が喪失する単一故障とし

て、想定される最も過酷な条件となる故障を、ダクトについては全周破断、フィルタユニットについてはフィルタ本体の閉塞を想定する。いずれの故障においても、単一故障による放射性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。安全上支障のない期間については、設計基準事故時に、ダクトの全周破断又はフィルタ本体の閉塞に伴う放射性物質の漏えいを考慮しても、周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクが「添付書類十 3.4 環境への放射性物質の異常な放出」の評価結果と同程度であり、また、修復作業に係る被ばくが緊急時作業に係る線量限度以下とできる期間として、3 日間とする。

中央制御室換気空調設備のうち単一設計とする中央制御室非常用循環フィルタユニット及びダクトの一部については、当該設備に要求される中央制御室非常用換気空調機能が喪失する単一故障として、想定される最も過酷な条件となる故障を、ダクトについては全周破断、フィルタユニットについてはフィルタ本体の閉塞を想定する。いずれの故障においても、単一故障による中央制御室の運転員の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。安全上支障のない期間については、設計基準事故時に、ダクトの全周破断又はフィルタ本体の閉塞に伴う放射性物質の漏えいを考慮しても、中央制御室の運転員の被ばく量は緊急作業時における線量限界に対して十分な裕度を確保でき、また、修復作業に係る被ばくが緊急時作業に係る線量限度以下とできる期間として、3 日間とする。

なお，単一設計箇所については，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。

第3項について

安全施設の設計条件を設定するに当たっては，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，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とともに必要に応じてそれらの変動時間，繰り返し回数等の過渡条件を設定し，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なように設計する。なお，原子炉格納容器内に設置している安全上重要な機器で1次冷却材喪失時に必要なものは，設計基準事故時の環境条件に適合する設計とする。

第4項について

安全施設は，それら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，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 試験及び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，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。
非常用炉心冷却系統	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を制御する系統	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，定期的に試験ができるとともに，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。

第5項について

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及び配管の破断並びに高速回転機器の破損による飛来物が想定される。

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。

1次冷却材ポンプのミサイルについては、フライホイールの限界回転数が、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最大回転数に比べて十分大きく、また、製作段階及び供用期間中における品質管理を十分実施することにより、ポンプミサイルを考慮する必要のない設計とする。また、安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち独立性を要求されているものは、相互の離隔距離又は障壁によって分離し、ある系列で発生が想定される飛来物が他の系列に影響を与えず、かつ、ある系列で発生が想定される飛来物に伴う溢水等の二次的影響が他の系列に波及しない設計とする。

高温高圧の流体を内包する1次冷却材管及び主蒸気・主給水管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、周辺雰囲気の変化又は溢水等により、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・主給水管については配管ホイッ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。

第6項について

重要安全施設のうち、二以上の原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものはない。

第7項について

安全施設のうち、二以上の原子炉施設と共用するのは、通信連絡設備である。

通信連絡設備は、号炉に区別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（事故処置を含む。）を行うことができ、安全性の向上が図れることから、1号及び2号炉で共用する設計とする。

通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないように、必要な容量を確保するとともに、号炉に区別なく通信連絡できる設計とする。

安全施設のうち、二以上の原子炉施設を相互に接続するものは補助蒸気連絡ラインである。

補助蒸気連絡ラインは1号及び2号炉の補助蒸気配管を相互接続するものの、通常は連絡弁を施錠閉とすることにより物理的に分離されることから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡時においても、1号及び2号炉における補助蒸気の圧力等は同じとし、安全性を損なわない設計とする。

第十三条 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

- 1 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ない。
 - 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。
 - 二 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。

第十四条 全交流動力電源喪失対策設備

- 1 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

第1項について

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約 28 分間，原子炉停止系の動作により原子炉を安全に停止し，1次冷却系においては1次冷却材の自然循環，2次冷却系においてはタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気安全弁の動作により一定時間冷却を行えとともに原子炉格納容器の健全性を確保するための工学的安全施設が動作することができるよう，制御電源の確保等これらの設備に必要な容量を有する蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）を設ける設計とする。

第十五条 炉 心 等

- 1 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 通常運転時における発電用原子炉内の最高使用圧力，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。

適合のための設計方針

第 1 項について

濃縮ウラン燃料，軽水減速，軽水冷却，加圧水型の本原子炉は，低濃縮二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り低濃縮二酸化ウラン燃料を使用し，ドップラ係数，減速材温度係数，減速材ボイド係数及び圧力係数を総合した固有の負の反応度フィードバック特性を持たせることにより，固有の出力抑制特性を有する設計とする。

具体的には，原子炉は，高温状態以外で臨界としない設計とする。ドップラ係数は，急激な反応度増加があつた場合でも十分な出力抑制効果を有するように，常に負になる設計とする。減速材温度係数は，高温出力運転状態で負になる設計とする。減速材ボイド係数及び圧力係数は，減速材温度係数と同様，減速材密度の変化に基づく反応度係数であるが，これらによる反応度が炉心に与える効果は，通常，減速材温度の効果に比べ小さい。

これらにより，設計負荷変化及び外乱に起因する反応度変化に対しては，固有の出力抑制特性と原子炉制御設備により原子炉出力の振動が十分な減衰特性を有する設計とするとともに，急激な反応度増加に対しても，固有の出力抑制特性により十分な出力抑制効果を有する設計とする。

原子炉に固有の負の反応度フィードバック特性を持たせることにより，キセノンによる原子炉出力分布の空間振動のうち水平方向振動は減衰特性を有する設計とする。軸方向振動は，炉外核計装で軸方向中性子束偏差を計測す

ることにより確実かつ容易に検出でき、制御棒クラスタを操作して、アキシヤルオフセットを適正な範囲に維持することによって出力振動を抑制できる設計とする。

また、アキシヤルオフセットが運転目標値から大きく逸脱した場合には、原子炉制御設備又は原子炉保護設備が作動し、出力低下あるいは原子炉トリップを行うことにより、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。

第2項について

- (1) 炉心は、それに関連する1次冷却系統、反応度制御系統、原子炉停止系統、計測制御系統、安全保護回路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燃料要素の許容損傷限界を超えないように以下の基準を満足する設計とする。

- a. 最小 DNBR は、許容限界値以上であること。

- b. 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満であること。

すなわち、炉心設計においては、炉内出力分布が平坦になるような燃料取替方式を採用するほか、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用する。

また、計測制御系統により、原子炉運転中の炉内出力分布を監視できる設計とする。

さらに、燃料中心最高温度が二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点を超えるおそれがある場合又は最小 DNBR が許容限界値を下回るおそれがある場合には、安全保護回路の作動により原子炉を自動的に停止できる設計とする。

- (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」に定める燃料材のエンタルピに関する燃料要素の許容損傷限界及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に定める PCMI 破損しきい値のめやすを超えることのない設計とする。

第 3 項について

炉心を構成する燃料要素以外の構成要素及び原子炉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、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。

第 4 項について

燃料体は、1 次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、熱遮蔽材並びに 1 次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、1 次冷却材又は 2 次冷却材の循環、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。

第 5 項及び第 6 項第 1 号について

燃料体は、通常運転時における燃料要素の内外圧差、燃料要素及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力及び温度の変化、化学的效果、静的及び動的荷重、燃料材の変形並びに燃料要素内封入ガスの組成の変化等を考慮して、各構成要素が十分強度を有し、その機能を保持できる設計とし、通

常運転時における原子炉内の最高使用圧力，自重，附加荷重，核分裂生成物の蓄積による燃料被覆材の内圧上昇，熱応力等の荷重に耐える設計とする。

このため，燃料要素は所要の運転期間において，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に，以下の基準を満足できる設計とする。

- (1) 燃料中心最高温度は，二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満であること。
- (2) 燃料要素内圧は，通常運転時において，燃料被覆管材の外向きのクリープ変形により燃料材と燃料被覆材のギャップが増加する圧力を超えないこと。
- (3) 燃料被覆材応力は，燃料被覆管材の耐力以下であること。
- (4) 燃料被覆材に生じる円周方向引張歪の変化量は，各過渡変化に対して1%以下であること。
- (5) 累積疲労サイクルは，設計疲労寿命以下であること。

第6項第2号について

燃料体は，輸送及び取扱中に燃料体に加わる荷重に対して構成部品が十分な強度を有し，燃料体としての機能を阻害することのない設計とする。

また，輸送及び取扱いに当たっては，過度な外力がかからないよう十分な配慮をするとともに，発電所へ搬入後，健全性を確認する。

第十六条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

- 1 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つて、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つて、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い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。

適合のための設計方針

第 1 項について

燃料体等の取扱設備は、下記事項を考慮した設計とする。

- 一 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、燃料取替クレーン、燃料移送装置、使用済燃料ピットクレーン等を連携し、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる設計とする。
- 二 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 燃料体等（新燃料を除く。）の移送は、全て水中で行い、崩壊熱により溶融しない設計とする。
- 四 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。
- 五 燃料取扱設備は、移送操作中の燃料体等の落下を防止するため十分な考慮を払った設計とする。

第 2 項について

- 一 燃料体等の貯蔵設備は、下記事項を考慮した設計とする。
 - イ 燃料の貯蔵設備は、独立の燃料取扱棟に設け、燃料取扱棟内の独立の区画に新燃料貯蔵ピットを設ける。

燃料取扱棟内の使用済燃料ピット水面には、燃料取扱棟給気設備により外気を供給し、使用済燃料ピット水面から上昇する気体が建屋内に拡散するのを防止するとともに、使用済燃料ピット区域からの排気は燃料取扱棟排気設備により排気筒へ排出する設計とする。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、アニュラス空気浄化設備により、排気筒へ排出する設計とする。加えて、使用済燃料ピットには、使

用済燃料ピット水浄化冷却設備を設け、使用済燃料ピット水に含まれる固形分及びイオン性不純物を除去し、使用済燃料ピット水からの放射線量が十分低くなる設計とする。

ロ 新燃料の貯蔵容量は、1回の燃料取替相当数に十分余裕を持たせた容量とする。また、使用済燃料の貯蔵容量は、全炉心及び1回の燃料取替分の燃料数に十分余裕を持たせた容量を有する設計とする。

ハ 新燃料貯蔵ピットの新燃料ラックは、燃料集合体の間隔を十分にとり、設備容量分の燃料を収容しても実効増倍率は、0.95（解析上の不確定さを含む。）以下となる設計とする。

更にいかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても未臨界となる設計とする。

使用済燃料ピット中の使用済燃料ラックは、燃料集合体の間隔を十分にとり、設備容量分の燃料を収容しても実効増倍率は、0.98（解析上の不確定さを含む。）以下となる設計とする。

また、使用済燃料ピットは、地震時に使用済燃料ラックが破損しないように耐震Sクラスで設計し、近接する燃料集合体の間隔を維持する設計とする。

二 使用済燃料の貯蔵設備は、下記事項を考慮した設計とする。

イ 使用済燃料ピットの壁面及び底部はコンクリート壁による遮蔽を有し、使用済燃料の上部には十分な水深を持たせた遮蔽により、放射線業務従事者の受ける線量を合理的に達成できる限り低くする設計とする。

ロ 使用済燃料の貯蔵設備は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピット水を冷却して、使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できるとともに、使用済燃料ピット水を適切な水質に維持できる

設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備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。

ハ 使用済燃料ピットは、冷却水の喪失を防止するため十分耐震性を有する設計とするとともに、冷却水の喪失を引き起こす可能性のあるドレン配管等は設けない設計とする。また、内面はステンレス鋼でライニングし、漏えいを防止する。更に、使用済燃料ピットに接続する配管には、サイフォン現象により冷却水の喪失を招かないよう必要な箇所にはサイフンブレーカを設ける。

また、使用済燃料ピット内張りからの漏えい検知のための漏えい検知装置、使用済燃料ピット水位監視のための水位低及び水位高警報を設ける。

ニ 使用済燃料の貯蔵設備は、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時においても使用済燃料ピット水の著しい減少を引き起こすような損傷が生じない設計とする。

また、使用済燃料ピットクレーン本体等の重量物については、使用済燃料ピットに落下しない設計とする。

第3項について

一 使用済燃料ピットには使用済燃料ピット水漏えい監視のため、漏えい検知装置を設ける。

また、使用済燃料ピットの水位及び温度監視のため、水位低及び水位高並びに温度高の警報を設け、中央制御室に警報を発する設計とする。

燃料取扱場所には周辺の放射線監視のためのエリアモニタを設け、放射線量の異常を検知した時は、中央制御室に警報を発する設計とする。

二 使用済燃料ピットの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の計測設備は、非常用所内電源より受電し、外部電源が利用できない場合においても、監視できる設計とする。

第十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

- 1 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

第1項第一号及び第二号について

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，原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力，温度変化は，一次冷却材設備，工学的安全施設，原子炉補助施設，計測制御系統施設等の作動により，許容される範囲内に制御できる設計とする。

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た設計とする。

なお、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し、設計上考慮する。

- (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（１次冷却材ポンプ、蒸気発生器の水室・管板・管、加圧器、１次冷却系配管及び弁等のうち原子炉側からみて第２隔離弁を含むまでの範囲とする。）
- (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２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余熱除去系統入口ラインは、原子炉側からみて、第２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. 以外のは、原子炉側からみて、第１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開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、通常運転時閉、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. に該当することから、１個の隔離弁を設けるものとする。

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。）となる余熱除去系統入口ラインについては、従来クラス２機器としての対応をしていたが、上記 b. に該当することから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していることを確認する。

拡大範囲については、クラス 1 機器供用期間中検査を行うとともに、拡大範囲のうち配管と管台の溶接継手に対して追加の非破壊検査（浸透探傷検査）を検査間隔にて全数（100％）継続的に行い健全性を確認する。

第 1 項第三号について

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保修時、試験時及び事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリは、ぜい性的挙動を示さず、かつ急速な伝播型破断を生じないように、フェライト系鋼材で製作する機器に対しては、切欠じん性を考慮した材料選択、設計、製作及び運転に留意するものとする。

また、1 次冷却系の加熱時、冷却時の運転に対しては適切な加熱、冷却率を設け運転を制限する。

原子炉容器、蒸気発生器水室、加圧器等はぜい性破壊防止の観点から、最低使用温度を確認し、適切な温度で使用するものとする。

なお、原子炉容器は中性子照射によって破壊じん性値が低下するので、カプセルに収容した試験片を熱遮蔽体と原子炉容器の間に挿入して照射し、計画的に取り出し、最低使用温度を確認する。

鋼板（フェライト系）としては、原子力発電用マンガン・モリブデン・ニッケル鋼圧延鋼板 2 種相当品を、鍛鋼（フェライト系）としては、原子力発電用鍛鋼品 3 種 B 相当品を、鋳鋼としては、原子力発電用炭素鋼鋳鋼品第 3 種相当品を使用する。

第 1 項第四号について

原子炉冷却材圧力バウンダリからの 1 次冷却材の漏えいの早期検出用として、原子炉格納容器内への漏えいに対しては、格納容器ガスモニタ、格納容

器じんあいモニタ，格納容器サンプ水位計，凝縮液量水位計を設ける。

また，1次冷却材の2次系への漏えいに対しては，蒸気発生器ブローダウン水モニタ，復水器排気ガスモニタ及び高感度型主蒸気管モニタを設ける。

これらの検出装置が異常を検出した場合は，中央制御室に警報を発するよう設計する。

第十八条 蒸気タービン

- 1 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

第1項及び第2項について

蒸気タービンについては、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を考慮した設計とする。

また、振動対策、過速度対策等各種の保護装置及び監視制御装置によって、運転状態の監視を行い、原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

第十九条 非常用炉心冷却設備

- 1 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

第1項について

非常用炉心冷却設備としては，蓄圧注入系，高圧注入系及び低圧注入系を設ける。このうち蓄圧注入系は，外部駆動源を必要とせず，1次冷却材喪失事故に伴って1次

冷却材圧力が蓄圧タンク圧力以下に低下すると，逆止弁の自動開放によって，自動的に注水を開始する設計とする。また，高圧注入系，低圧注入系は，非常用炉心冷却設備作動信号によって自動的に起動し，外部電源喪失時にもディーゼル発電機からの給電によって駆動できるように設計する。

非常用炉心冷却設備は，想定されるいかなる配管破断による1次冷却材喪失事故に対しても「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」を十分満足するように設計する。

第二十条 一次冷却材の減少分を補給する設備

- 1 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

第1項について

1 次冷却材喪失事故に至らない原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい及び原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する小口径配管の破断又は小さな機器の損傷による1次冷却材の漏えいに対しては，化学体積制御設備の充てんポンプないしは充てん/高圧注入ポンプを用いて1次冷却材を補給することができる設計とする。

これらのポンプは合計3台設置し，そのうち充てん/高圧注入ポンプ2台は外部電源が喪失した場合でもディーゼル発電機からの給電によって運転可能な設計とする。

第二十一条 残留熱を除去することができる設備

- 1 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

第1項について

通常運転時における原子炉の炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他残留熱は，原子炉停止初期の段階においては蒸気発生器により除去し，発生蒸気は復水器又は大気放出により処理する設計とする。

なお，異常状態においては，その態様により，蒸気発生器による炉心冷却を期待する場合，蒸気発生器は1次冷却材の強制循環又は自然循環により炉心の熱を2次冷却系に伝熱し，必要な除熱ができる設計とする。

また，1次冷却系の圧力・温度が所定の値以下に低下した後の段階においては余熱除去設備により残留熱の除去を行い，2系列運転の場合，原子炉停止後約20時間で1次冷却材温度を60℃まで下げることができるように設計する。

これらの残留熱を除去する設備は，各段階に応じた残留熱を安全に除去する系統構成とし，更に補助給水ポンプ，余熱除去ポンプ等は非常用母線より給電する設計とする。

第二十二条 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備

- 1 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っ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

第1項第1号について

通常運転時，運転時の異常な過度変化時及び設計基準事故時，原子炉で発生した熱は，復水器を経て最終的な熱の逃がし場である海へ放出されるか，又は，大気へ放出される。その他の安全施設の冷却水系としては，原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備がある。

原子炉補機冷却水設備は，余熱除去冷却器，格納容器スプレイ冷却器等の重要安全施設において発生した熱を除去する。

原子炉補機冷却海水設備は原子炉補機冷却水冷却器，ディーゼル発電機等の重要安全施設において発生した熱を除去し，最終的な熱の逃がし場である海に熱を放出する。

これらの冷却水系は，多重性を持たせるとともに非常用母線より給電して，通常運転時，運転時の異常な過度変化時及び設計基準事故時において十分その機能を果たせるように設計する。

第1項第2号について

最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備（原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備）は、津波、溢水若しくはその周辺における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対して安全性を損なわない設計とする。

(1) 津 波

第五条の適合のための設計方針に示すとおり、基準津波に対して、安全機能を損なわない設計とする。

(2) 内部溢水

第九条の適合のための設計方針に示すとおり、原子炉施設内で想定される溢水に対して、安全機能を損なわない設計とする。

(3) 外部人為事象

第六条の適合のための設計方針に示すとおり、想定される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。

第七条の適合のための設計方針に示すとおり、原子炉施設への人の不法な侵入等を防止するため、適切な措置を講じる設計とする。

第二十三条 計測制御系統施設

- 1 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

第1項第1号及び第2号について

計測制御系は，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中性子束，制御棒クラスタ位置，1次冷却材圧力，温度，流量及び水位，蒸気

発生器 2 次側圧力及び水位，原子炉格納容器内圧力及び温度等の重要なパラメータを適切な範囲に維持制御し監視できる設計とする。

第 1 項第 3 号について

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原子炉格納容器内の圧力，温度等のパラメータは，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連続監視できる設計とする。

第 1 項第 4 号について

前号のパラメータのうち，原子炉の停止及び炉心の冷却状態は，2 種類以上のパラメータにより監視あるいは推定するできる設計とする。

第 1 項第 5 号について

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。

第二十四条 安全保護回路

- 1 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

第 1 項第 1 号について

安全保護系には、予想される各種の運転時の異常な過渡変化に対処し得る複数の原子炉トリップ信号及び工学的安全施設作動信号を設け、運転時の異常な過渡変化時に、原子炉の過出力状態や出力の急激な上昇等の異常状態を検知した場合には、原子炉停止系を作動させて原子炉を自動的に停止させるとともに、必要に応じて工学的安全施設作動設備により非常用炉心冷却設備を作動させ、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。

また、制御棒クラスタの連続引抜きのような原子炉停止系の単一の誤動作に対し、炉心を過出力から保護するための「中性子束高原子炉トリップ」信号及び「過大出力 ΔT 高原子炉トリップ」信号を設けるほか、燃料被覆管の損傷を防止するための「過大温度 ΔT 高原子炉トリップ」信号等を設け、これらの信号によって原子炉を自動的に停止させ、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。

第 1 項第 2 号について

安全保護系は、設計基準事故時に対処し得る複数の原子炉トリップ信号及び工学的安全施設作動信号を設け、1 次冷却材喪失等の事故を検知した場合には、原子炉保護設備の動作により原子炉を自動的に停止させるとともに、必要に応じて工学的安全施設作動設備が動作して非常用炉心冷却設備、原子

炉格納容器隔離弁，原子炉格納容器スプレイ設備等の工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。

第1項第3号について

安全保護系は，多重性を有するチャンネル構成とし，チャンネルの単一故障又は使用状態からの単一の取外しを考慮しても，安全保護機能を果たす設計とする。

- (1) 安全保護系は，使用状態からの単一の取外し，あるいは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チャンネルの単一故障を想定しても安全保護機能を失うことがなく，かつ，偽の信号発生等による誤動作を防止するため，“2 out of 3”又は“2 out of 4”構成とする。
- (2) 例外として，プラント起動時等，その安全保護機能を必要とする期間が短期間に限られる場合は，その短期間でのチャンネル故障確率が小さいことから“1 out of 2”構成とする。

第1項第4号について

安全保護回路を構成するチャンネルは，チャンネル毎に専用のケーブルトレイ，計器ラック等を設けるとともに，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物理的，電氣的に分離し，独立性を図る設計とする。また，各チャンネルの電源も無停電電源4母線から独立に供給する設計とする。

第1項第5号について

原子炉保護系の演算処理装置，原子炉トリップしゃ断器の不足電圧コイル

等は，駆動源の喪失，系の遮断に対して，原子炉をトリップさせる方向に作動するように設計する。

その他の安全保護回路は，駆動源の喪失，系の遮断に対して安全保護動作が作動するか，又は，そのまま現在の状態を維持し多重化された他の回路が保護動作を作動することにより，安全上支障がないような設計とする。

第1項第6号について

安全保護系のデジタル計算機は，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し，外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合には，ゲートウェイを介して一方向通信（送信のみ）に制限することで機能的に分離するとともに，計算機固有のプログラム及び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などにより，ウイルス侵入及び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」（JEAC4620-2008）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」（JEAG4609-2008）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を含む。）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及び安全保護系のデジタル計算機のパスワード管理による電氣的アクセスの制限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ぐ設計とする。

第1項第7号について

安全保護系は，計測制御系から分離した設計とする。安全保護系の一部か

ら計測制御系への信号を取り出す場合には，信号の分岐箇所に隔離装置を使用し，計測制御系での回路の短絡，開放等の故障が生じても安全保護系へ影響を与えない設計とする。

第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統

- 1 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。

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第二号から第四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

第1項について

反応度制御系統としては、制御棒クラスタの位置を制御することによって反応度を制御する制御棒制御系と、1次冷却材中のほう素濃度を調整することによって反応度を制御する化学体積制御設備の原理の異なる二つの系統を設け、通常運転時に生じることが予想される反応度変化を制御するのに十分な反応度制御能力を有する設計とする。

第2項について

反応度制御系統のうち、制御棒制御系は主として負荷変動及び零出力から

全出力までの反応度変化を制御し、化学体積制御設備はキセノン濃度変化、高温状態から低温状態までの1次冷却材温度変化及び燃料の燃焼に伴う反応度変化を制御する設計とし、両者の組合せによって所要の運転状態に維持できる設計とする。

制御棒制御系は、制御棒クラスタの炉心への挿入により、高温運転状態から速やかに炉心を高温状態で未臨界にすることができる設計とする。

化学体積制御設備は、燃料の燃焼、キセノン濃度変化、高温状態から低温状態までの温度変化等による比較的穏やかな反応度変化の制御に使用するが、全制御棒クラスタが挿入不能の場合でも、炉心を高温運転状態から高温状態で未臨界にし、その状態を維持できる設計とする。

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する設計とする。さらに、反応度制御系統は以下の能力を有する設計とする。

一 反応度制御系統は、制御棒制御系による制御棒クラスタの炉心への挿入と、化学体積制御設備による1次冷却材中へのほう酸注入の原理の異なる二つの独立した系統を設ける。

二 反応度制御系統に含まれる独立した系統の一つである制御棒制御系による反応度制御は、制御棒クラスタの炉心への挿入により、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料要素の許容損傷限界を超えることなく、高温状態で炉心を未臨界にできる設計とする。また、化学体積制御設備による反応度制御は、1次冷却材中へのほう酸注入により、キセノン濃度変化に対しても高温状態で十分未臨界を維持できる設計とする。

原子炉運転中は、所要の反応度停止余裕を確保するため、制御棒クラスタの位置が挿入限界を超えないことを監視する。

なお、「2次冷却系の異常な減圧」のように炉心が冷却されるような運転時の異常な過渡変化時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの炉心への挿入に加えて、非常用炉心冷却設備による1次冷却材中へのほう酸注入により炉心を未臨界にでき、かつ運転時の異常な過渡変化後において未臨界を維持できる設計とする。

三 反応度制御系統に含まれる独立した系統の一つである化学体積制御設備による反応度制御は、1次冷却材中へのほう酸注入により、キセノン濃度変化に伴う反応度変化及び高温状態から低温状態までの反応度変化を制御し、低温状態で炉心を未臨界に維持できる設計とする。

四 反応度制御系統に含まれる独立した系統の一つである制御棒制御系は、1次冷却材の喪失その他の設計基準事故時において、原子炉トリップ信号により制御棒クラスタを炉心に挿入することにより、高温状態において炉心を未臨界にできる設計とする。

また、反応度制御系統に含まれる独立した系統の一つである化学体積制御設備は、キセノン濃度変化及び1次冷却材温度変化による反応度変化がある場合には、1次冷却材中へのほう酸注入により炉心を未臨界に維持できる設計とする。

なお、「主蒸気管破断」のように炉心が冷却されるような設計基準事故時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの炉心への挿入に加えて、非常用炉心冷却設備による1次冷却材中へのほう酸注入により炉心を未臨界にでき、かつ設計基準事故後において未臨界を維持できる設計とする。

五 制御棒クラスタは、最も反応度価値の大きい制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できないときでも、高温状態で十分な反応度停止余裕を有して炉心を未臨界にできる設計とする。さらに、低温状態でも化学体

積制御設備によるほう酸注入により，十分な反応度停止余裕を有して炉心を未臨界に維持できる設計とする。

第3項について

反応度が大きく，かつ急激に投入される事象として「制御棒飛び出し」があるが，零出力から全出力間の制御棒クラスタの挿入限界を設定することにより，制御棒クラスタの位置を制限し，制御棒クラスタ1本が飛び出した場合でも過大な反応度が添加されない設計とする。

また，反応度が急激に投入される事象として「未臨界状態からの制御棒クラスタバンクの異常な引き抜き」があるが，この場合には制御棒クラスタの引抜最大速度を制限することにより，過度の反応度添加率とならない設計とする。

さらに，これら反応度投入事象に対しては「出力領域中性子束高」等による原子炉トリップ信号を設け，燃料材の最大エンタルピーや原子炉圧力が顕著に上昇する前に，原子炉を自動的に停止し，過渡状態を早く終結させることにより，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及び炉内構造物の破壊を生じない設計とする。

第4項について

制御棒クラスタ，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，必要な耐放射線性，寸法安定性，耐熱性，核性質及び耐食性，化学的安定性を保持する設計とする。

第二十六条 原子炉制御室等

- 1 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。
 - 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。
 - 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。
- 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 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は、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、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、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する換気設備の隔離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

第1項第1号及び第3号について

中央制御室は、原子炉及び主要な関連設備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) 原子炉及び主要な関連設備の運転状況の監視及び操作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、1次冷却材の圧力・温度・流量、加圧器水位、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ず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。

第1項第2号について

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に加え、発電所構内の周辺状況（海側、山側）を、屋外に設置した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昼夜にわたり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 FAX 等も設置し、公的機関からの地震、津波、竜巻情報等を入手できる設計とする。

第 2 項について

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原子炉を急速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) 原子炉は制御棒駆動装置電源室の原子炉トリップしゃ断器を開くか、現場でタービンをトリップすることにより、急速に停止できる設計とする。
- (2) 中央制御室外の適切な場所に制御盤を設け、原子炉の高温停止時に操作頻度が高いか、原子炉トリップ後短時間に操作が必要とされる機器の操作及び必要最小限のパラメータの監視を行うことができる設計とする。

また、その他必要な機器の操作は現場において行えるようにする。さらに必要があれば、適切な手順を用いて原子炉を低温停止状態に導くことができる設計とする。

第 3 項について

原子炉の事故対策操作に必要な各種指示計、並びに原子炉を安全に停止するために必要な原子炉保護設備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極力抑えるように、中央制御室内の主要ケーブル、制御盤等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、事故が発生した際は、次のような対策により中央制御室内の運転員に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、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、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則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。

(2) 中央制御室空調装置は、事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護するように設計する。

中央制御室外で有毒ガスが発生した場合にも、中央制御室空調装置の外気取入を手動で遮断し、閉回路循環方式に切り替えることにより運転員の安全を守ることができる設計とする。

(3) 中央制御室は、中央制御室外の火災により発生するばい煙や有毒ガス及び降下火砕物を想定しても中央制御室空調装置の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環方式に切り替えることにより、運転員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に、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。

第二十七条 放射性廃棄物の処理施設

- 1 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

第1項第一号について

放射性気体廃棄物処理設備は、発電所周辺の一般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」を満足できる設計とする。

起動停止時の体積制御タンクでのガス置換に伴うベントガス及び各タンク、機器からのベントガス等の廃ガス等は、ガス圧縮装置により加圧圧縮し、ガス減衰タンクに一定期間貯留して放射能を減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から排出する設計とする。また、体積制御タンクへ水

素の連続注入を行う場合にパージされる廃ガスは、水素再結合装置で処理し、放射性ガスを水素再結合ガス減衰タンクに一定期間貯留して放射能を減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から排出する設計とする。

雑固体減容処理設備で雑固体廃棄物等の溶融固化に伴い発生する排ガスは、セラミックフィルタ及び高性能粒子フィルタを通し、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減したのち、放射性物質の濃度を監視しつつ専用の排気口から放出する設計とする。

放射性液体廃棄物処理設備の設計に際しては、原子力発電所の運転に伴い周辺環境に放出する液体放射性廃棄物による発電所周辺の一般公衆の被ばく線量を実用可能な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」を満足するように、次のようにろ過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰並びに管理等を行い、濃度及び量を低減できる設計とする。

放射性廃液は、原則として、フィルタ、蒸発器及び脱塩塔で処理した後貯留し、蒸留水は再使用するか、又は試料採取分析を行い、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、放射性液体廃棄物として、放射性物質の濃度を監視しながら排出する設計とする。

また、その際に発生する濃縮廃液は、固化し、放射性固体廃棄物として扱う設計とする。

第1項第二号について

放射性液体廃棄物処理設備は、これらの設備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、装置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。
- (3) 装置を設置する建屋の床及び壁面が漏えいし難い対策がなされ、独立した区画内に設けるか、周辺に堰等を設け、漏えいの拡大防止対策を講ずる。

また、建屋外に通じる出入口等には堰等を設け、敷地外への管理されない放出を防止する。

第1項第三号について

放射性固体廃棄物処理設備の設計に際しては、放射線業務従事者の線量当量を合理的に達成できる限り少なくするように、遮蔽及び遠隔操作を考慮した次のような手順で、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管できる設計とする。

また、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の散逸等の防止を考慮した設計とする。

- (1) 濃縮廃液は、固化材と混合後ドラム詰めし、貯蔵保管する。
- (2) 使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに一時貯蔵保管するものとするが、低レベルの使用済樹脂はドラム詰めも可能なようにする。
- (3) 使用済液体用フィルタは、コンクリート等で内張りしたドラム缶に詰めて貯蔵保管する。
- (4) 布、紙等の雑固体廃棄物は、必要に応じて圧縮、焼却により減容してドラム詰めし、貯蔵保管する。

ドラム詰めが不可能なものについては、梱包し貯蔵保管する。

また、使用済制御棒等の放射化された機器は、放射能の減衰を図るため使用済燃料ピットに貯蔵保管する。

第二十八条 放射性廃棄物の貯蔵施設

- 1 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

第1項について

固体廃棄物貯蔵庫は、ドラム缶等の容器に封入した固体廃棄物を貯蔵することにより、放射性物質による汚染の拡大防止に考慮した設計とする。なお、発電所の運転に伴って発生する固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫に1号炉の発生分とともに貯蔵するが、将来必要に応じて増設する。

原子炉容器上部ふた保管庫は、原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた1基等を貯蔵保管できる容量であるとともに、汚染拡大防止を考慮した設計とする。

第二十九条 工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護

- 1 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ガンマ線及びスカイシャインガンマ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

第1項について

通常運転時において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敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り十分小さい値になるよう施設を設計する。

第三十条 放射線からの放射線業務従事者の防護

- 1 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

第1項第1号について

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放射線業務従事者の被ばくを低く抑えるために原子炉1次遮蔽、原子炉2次遮蔽、外部遮蔽、補助遮蔽、燃料取扱遮蔽等を設ける設計とする。

放射性物質濃度の高い流体を含有するタンク、ポンプ及び熱交換器等は、原則として1基1室設計とし、運転中の機器に隣接する機器の補修が安全に行えるよう設計する。電磁弁及び制御盤等の補修頻度の高い電気計装品は、低放射線区域に配置し、放射線業務従事者の被ばく低減を図る。放射線防護

上必要な機器の操作は實際上可能な限り遠隔自動操作で行う。

1 次冷却材等の放射性物質の濃度が高い流体は、可能な限り系外へ漏えいしない設計とする。

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機器を独立した区画内に配置し、周辺に堰を設けるなどの対策を施し、汚染の拡大防止、漏えいの早期発見が可能な設計とする。

換気系は、各区域の換気に必要な容量とし、発電所内の作業環境の浄化が行える設計とする。

第1項第2号について

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「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則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、遮蔽を設けるなどの放射線防護措置を講じた設計とする。

第2項について

放射線業務従事者等の出入管理、個人線量管理及び汚染管理を行うため、出入管理設備、個人線量管理関係設備（電子式個人線量計）及び汚染管理設備を設けるほか、原子炉施設の放射線を監視、測定するため、エリアモニタリング設備、プロセスモニタリング設備及びサーベイメータを設ける。

第3項について

エリアモニタリング設備は、中央制御室及び管理区域内の主要箇所の空間線量率を、また、プロセスモニタリング設備は、主要系統の放射線レベルを中央制御室に指示、記録し、異常時には中央制御室及びその他必要な箇所に

警報を発する設計とする。

第三十一条 監視設備

- 1 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

第1項について

- (1) 原子炉格納容器雰囲気モニタリングは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時には格納容器じんあいモニタ及び格納容器ガスモニタによって、設計基準事故時には格納容器内線量当量率を格納容器エリアモニタ（低レンジ）及び格納容器エリアモニタ（高レンジ）によって連続的に行い、中央制御室で監視できる設計とする。また、設計基準事故時には原子炉格納容器内の空気をサンプリングすることによって放射性物質の濃度等を把握することができる設計とする。
- (2) 原子炉施設内の放射性物質の濃度は、原子炉補機冷却水モニタ、高感度型主蒸気管モニタ、復水器排気ガスモニタ等のプロセスモニタリング設備にて連続的にモニタリングし、中央制御室で監視できる設計とする。これらのプロセスモニタリング設備は、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに警報を発信し、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設計とする。

放射性物質の放出経路については、下記の場所にモニタを設置し、中

中央制御室で監視できる設計とする。また、必要箇所はサンプリングができるようにしてプラントのすべての状態においてモニタリングできる設計とする。

a．排気筒

b．復水器排気ライン

c．廃棄物処理設備排水ライン等の排水放出ライン

(3) 発電所の周辺には、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、モニタリングポスト専用の無停電電源装置を有し、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。また、モニタリングポストから中央制御室及び緊急時対策所までのデータ伝送系は、有線及び無線により、多様性を有し、指示値は中央制御室及び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、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。

第三十二条 原子炉格納施設

- 1 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ないものとする。

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えいする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の浄化系（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

第1項について

原子炉格納容器は、原子炉格納容器スプレイ設備とあいまって1次冷却材配管の最も過酷な破断を想定し、これにより放出される1次冷却材のエネルギーによる事故時の圧力、温度及び適切な地震力に十分に耐えるよう設計する。

また、1次冷却材喪失事故が発生した場合でも、原子炉格納容器スプレイ設備の作動により、温度及び圧力を速やかに下げ、出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保ち、格納容器バウンダリの健全性を保つように設計する。

第2項について

原子炉格納容器は、プレストレストコンクリート製で、事故時に耐圧機能を有するコンクリートと、漏えい防止機能を有するライナプレートで構成し、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の各荷重に対し、健全性を維持する設計とする。

また、格納容器バウンダリの鋼材のぜい性破壊を防止するため、ライナプレート及び貫通部等については、最低使用温度（－11℃）を考慮した破壊じ

ん性試験を行い規定値を満足した材料を使用する。

第 3 項について

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、隔離弁を設置したのと同等の隔離機能を有するように設計する。

第 4 項について

主要な配管に設ける隔離弁は、原子炉冷却材喪失時に動作を必要とする非常用炉心冷却設備等の配管の隔離弁を除き、原子炉格納容器内外に各 1 個の自動隔離弁を設け、2 つの自動隔離弁の駆動源は互いに独立なものとし、単一故障によって隔離機能を喪失することのない設計とする。

第 5 項について

- 一 自動隔離弁は、原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。
- 二 原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡するか、又は格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、1 次冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計装配管のような特殊な細管を除いて、原則として格納容器の内側に 1 個、外側に 1 個の隔離弁を設ける設計とする。
- 三 原子炉格納容器の内側又は外側において閉じた配管系については、次の方針で隔離弁を設置する。
 - (1) 原子炉格納容器の内側又は外側に 1 個の隔離弁を設ける。
 - (2) 隔離弁は原子炉格納容器に近接した箇所に設置する。

五 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。

第6項について

格納容器熱除去系として原子炉格納容器スプレイ設備を設ける。原子炉格納容器スプレイ設備は，1次冷却材配管の最も苛酷な破断を想定した場合でも放出されるエネルギーによる事故時の原子炉格納容器内圧力及び温度を速やかに下げ，かつ原子炉格納容器の内圧を低く維持することにより，放射性物質の外部への漏えいを少なくする設計とする。

原子炉格納容器スプレイ設備は，外部電源喪失の状態で，事故発生から注入モード終了までの期間は動的機器の単一故障を仮定しても，また再循環モード以降の期間は，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上記の安全機能を満足するよう，多重性及び独立性を有する設計とする。

第7項について

格納施設雰囲気浄化系として，アニュラス空気浄化設備及び原子炉格納容器スプレイ設備を設ける。

アニュラス空気浄化設備は，1次冷却材喪失事故時に想定する原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し，環境に放出される核分裂生成物の濃度を減少させるように設計する。

本設備の動的機器は，多重性を持たせ，また，非常用母線から給電して十

分その機能を果たせるように設計する。

原子炉格納容器スプレイ設備は、1次冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の熱除去系として作動するとともに、よう素吸収効果を持つ添加剤により、原子炉格納容器内のよう素濃度を低減できる機能を持った設計とする。

第8項について

1次冷却材喪失事故後に原子炉格納容器内に蓄積される水素濃度が可燃限界に達するのは、事故後、長期間経過した後であり、水素の蓄積の割合は極めて緩慢である。原子炉格納容器の健全性を維持するのに必要な処置は、水素濃度が可燃限界に達するまでに実施できる設計とする。

第三十三条 保安電源設備

- 1 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に、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

第1項について

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、500kV 送電線 1 ルート 2 回線、275kV 送電線 1 ルート 2 回線及び 77kV 送電線 1 ルート 1 回線で電力系統に連系した設計とする。

第2項について

原子炉施設に、非常用電源設備としてディーゼル発電機及び蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）を設ける設計とする。また、それらの必要な燃料等を備える設計とする。

第3項について

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、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に、発電機、外部電源系、非常用電源系、その他の関連する電気系統機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や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り、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。

なお、変圧器 1 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）又は手動操作で、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。なお、1 相開放故障事象の知見を手順書に反映し、運転員に対して定期的に教育を実施し、可能な限り異常の早期検知に努める。

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、500kV 母線は 1 母線、275kV 母線は 2 母線、77kV 母線は 1 母線で構成する。500kV 送電線、275kV 送電線及び 77kV 送電線は、それぞれ変圧器を介し原子炉施設へ給電する設計とするとともに発電機からの発生電力は、所内変圧器を介し原子炉施設へ給電する設計とする。非常用母線を 2 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、母線、変圧器、非常用電源系、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（J E C）又は日本工業規格（J I S）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、自動切替及び容易に手動で切り替わる設計とする。

第4項について

設計基準対象施設は、関西電力株式会社の 500kV 送電線 1 ルート 2 回線、275kV 送電線 1 ルート 2 回線及び北陸電力株式会社の 77kV 送電線 1 ルート 1 回線の合計 3 ルート 5 回線にて、電力系統に接続する。

500kV 送電線及び 275kV 送電線は、約 22km 離れた関西電力株式会社の嶺南変電所に連系する。また、77kV 送電線は、約 13km 離れた北陸電力株式会社の敦賀変電所に連系する。これらの変電所は、その電力系統における上流側の接続先において異なる変電所に連系し、1 つの変電所が停止することによって、当該原子力施設に接続された送電線がすべて停止する事態に至らない設計とする。

第5項について

設計基準対象施設に連系する電線路は 500kV 送電線 2 回線、275kV 送電線 2 回線及び 77kV 送電線 1 回線は、同一の送電鉄塔に架線しないよう、それぞれ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。

さらに、500kV 送電線、275kV 送電線及び 77kV 送電線の交差箇所の離隔距離については、必要な絶縁距離を確保する設計とする。

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。

第 6 項について

設計基準対象に連系する送電線は、500kV 送電線 1 回線、275kV 送電線 2 回線及び 77kV 送電線 1 回線で構成する。

これらの送電線は 1 回線で原子炉施設の停止に必要な電力を供給し得る容量とし、いかなる 2 回線が喪失しても、原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らない構成とする。

当該開閉所から主発電機側の送受電設備は、十分な支持性能をもつ地盤に設置するとともに、碍子は可とう性のある懸垂碍子を使用し、遮断器等は重心の低いガス絶縁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、津波の影響を受けない防潮堤内又は防護壁内に設置するとともに、碍子に対しては、碍子洗浄装置を設置し、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を採用する。

第 7 項について

ディーゼル発電機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 2 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、各々非常用所内高压母線に接続する。

蓄電池は、非常用 2 系統を各々別の場所に設置し、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又は器具の単一故障が発生した場合にも、その機能が確保される設計とする。

また、ディーゼル発電機は、7 日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるよう、7 日間分の容量以上の燃料を敷地内の燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）に貯蔵する。

第 8 項について

設計基準事故において，原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備は原子炉毎に設置し，他の原子炉施設とは共用しない設計とする。

第三十四条 緊急時対策所

- 1 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。

適合のための設計方針

第1項について

1 次冷却系統に係る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，中央制御室とは離れた別の建屋に緊急時対策所を設置する。

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発電所災害対策本部要員等を収容でき，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緊急時データ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置，並びに発電所内の関係要員への指示，さらには発電所外関係箇所との通信連絡を行うための設備として運転指令設備，電力保安通信用電話設備，衛星携帯電話設備，無線連絡設備，携帯型通話設備，テレビ会議システム（社内），加入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，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配備する。

第三十五条 通信連絡設備

- 1 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

第1項について

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屋，タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作，作業又は退避の指示等の連絡を音声及びブザー鳴動等により行うことができる設備として，警報装置及び多様性を確保した通信設備（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，データ伝送設備（発電所内）を設置する設計とする。

なお，警報装置，通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）については，非常用所内電源系又は無停電電源等に接続し，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。

第2項について

設計基準事故が発生した場合において，発電所外の本店，国，地方公共団

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設備として，通信設備（発電所外）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（発電所外）を設置する設計とする。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については，有線系，無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の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。

なお，通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については，非常用所内電源系又は無停電電源等に接続する設計とし，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。

第三十六条 補助ボイラー

- 1 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

第1項について

補助ボイラーについては，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，必要な蒸気を供給可能な設計とする。

第2項について

補助ボイラーの損傷時においても，原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

第三十七条 重大事故等の拡大の防止等

- 1 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

第1項について

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。

第2項について

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。

第 3 項について

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、使用済燃料ピット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。

第 4 項について

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。

第三十八条 重大事故等対処施設の地盤

- 1 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
- 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、変位が生じるおそれの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

第1項第1号について

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。）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、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。

第1項第2号について

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重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）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。

第1項第3号について

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。）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、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。

第 2 項について

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。

第 3 項について

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，「第 1 項～第 3 項について」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「第 1 項について」における「Ⅰ．設備分類」による。

第三十九条 地震による損傷の防止

- 1 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。
- 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

第1項について

重大事故等対処施設について、当該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．分類」のとおり分類し、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ものを準用する。

なお，「Ⅱ．設計方針」の(1)，(2)，(3)に示す設計方針が，それぞれ第1項の第一，二，三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使用済燃料ピット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。

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、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、常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備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設計とする。

第 2 項について

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については、基準地震動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。

第四十条 津波による損傷の防止

- 1 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) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋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、取水路及び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) 上記(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（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、浸水対策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、原子炉補機冷却海

水ポンプについては、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

また、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプについては、基準津波による海水ポンプピットの水位の変動に対して取水性を確保でき、かつ、原子炉補機冷却海水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) 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原子炉補機冷却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。

第四十一条 火災による損傷の防止

- 1 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機器は、漏えいを防止する構造としている。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ている。

重大事故等対処施設は、不燃性又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若しく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、不燃性又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し、断器の組合せ等により、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。

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) 火災の感知及び消火

重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期の火災感知及

び消火を行えるように異なる種類の感知器を設置する設計とする。

消火設備は、手動操作による固定式消火設備並びに自動消火設備、消火器及び消火栓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であって、火災発生時に煙の充満、放射線の影響等により消火活動が困難なところには、手動操作による固定式消火設備又は自動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、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。

第四十三条 重大事故等対処設備

- 1 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っては、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っては、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、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系を考慮する。

自然現象については、地震、津波、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、森林火災及び高潮を考慮する。

地震、津波以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。

地震、津波を含む自然現象の組合せについては、それぞれ「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」にて考慮する。

外部人為事象については、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮する。

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。

建屋及び地中の配管カルバートについては、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷の防止が図られた設計とする。

重大事故緩和設備についても、可能な限り多様性を考慮する。

(a) 常設重大事故等対処設備（第2項第三号について）

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備の安全機能と、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に、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た設計とする。ただし、常設重大事故防止設備のうち計装設備について、重要代替パラメータ（当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器を除く。）による推定は、重要な監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）又は測定原理とすることで、重要な監視パラメータ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。重要代替パラメータは重要な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）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに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。

地震及び地滑りに対して常設重大事故防止設備は、「1.17 原子炉設置変更許可申請（平成 27 年 11 月 5 日申請）に係る安全設計の方針」に基づく地盤上に設置する。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、「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及び使用済燃料ピット水浄化冷却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と位置的分散を図り、溢水量による溢水水位を考慮した高所に設置する。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対して屋内の常設重大事故防止設備は、建屋内に設置する。屋外の常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等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を防

護するとともに、設計基準事故対処設備と位置的分散を図り設置する。落雷に対して空冷式非常用発電機は、避雷設備又は接地設備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安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。生物学的事象のうち、くらげ等の海洋生物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、多重性をもつ設計とする。

高潮に対して常設重大事故防止設備（非常用取水設備を除く。）は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。

飛来物（航空機落下）に対して常設重大事故防止設備は、原則として建屋内に設置する。常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等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と位置的分散を図り設置する。

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。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、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と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とし、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と可能な限り異なる水源を持つ設計とする。

(b) 可搬型重大事故等対処設備（第3項第五号及び第七号について）

可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処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、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、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た設計とする。

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。

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）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに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。

地震及び地滑りに対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「1.17 原子炉設置変更許可申請（平成27年11月5日申請）に係る安全設計の方針」に基づき設置された建屋内に保管する。屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない可搬型重大事故等対処

設備保管用トンネル等に保管する。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」にて考慮された設計とする。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及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等並びに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，溢水量による溢水水位を考慮した可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管する。

風（台風），竜巻，落雷，生物学的事象，森林火災，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス及び船舶の衝突に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は，建屋内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は，設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等並びに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を防護するとともに，設計基準事故対処設備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った可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管する。竜巻飛来物に対して屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は，可搬型重大事故等対処設備保管用トンネルの竜巻飛来物防護対策設備により影響を受けない設計とする。生物学的事象のうち，くらげ等の海洋生物に対して屋外の可搬型重大事故等対処設備は，複数の取水箇所を選定できる設計とする。

高潮に対して，可搬型重大事故等対処設備は，高潮の影響を受け

ない敷地高さに保管する。

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対して可搬型重大事故等対処設備は、原則として建屋内に保管する。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った場所に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、航空機衝突に対して頑健性を有する可搬型重大事故等対処設備保管トンネル内に保管，若しくは設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋，屋外の常設重大事故等対処設備のそれぞれから 100m 以上の離隔距離を確保した場所，又は屋外の設計基準事故対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した場所に保管する。

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。

また，発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち，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，可搬型重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源，冷却源を用いる設計とし，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。

- (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 項第三号について)

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と、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、建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。

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、屋内又は建屋面に設置する場合は異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所、屋外に設置する場合は接続口から建屋又は地中の配管カルバートまでの経路について十分な離隔距離を確保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）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに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。

地震及び地滑りに対して屋内に設置する場合は、「1.17 原子炉設置変更許可申請（平成 27 年 11 月 5 日申請）に係る安全設計の方針」に基づく地盤上に、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に設置するとともに、接続口から建屋又は地中の配管カルバートまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。地震、津波、溢水及び火災に対しては、「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」に基づく設計とし、溢水

量による溢水水位を考慮した高所に設置する。屋内に設置する場合は異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は接続口から建屋又は地中の配管カルバートまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対して屋内に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は、接続口から建屋又は地中の配管カルバートまでの経路について十分な離隔距離を確保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安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。

高潮に対して接続口は、高潮の影響を受けない位置に設置する。

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対しては、損傷状況を考慮して屋内に設置する場合は異なる建屋面の適切な離隔距離を確保した位置に複数箇所に設置する。屋外に設置する場合は接続口から建屋又は地中の配管カルバートまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。

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。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、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、計測制御回路がないことから影響は受け

ない。

ただし、蒸気発生器２次側による炉心冷却は、補助給水ポンプへの給水源となる復水タンクの補給により行うが、可搬型代替注水中型ポンプを用いた復水タンクの補給は、その接続口を適切な離隔距離をもって複数箇所設置することができないことから、別の機能であるＡ、Ｂ原子炉補機冷却海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの海水の直接給水により行うため、復水タンクの補給のための接続口と復水タンクから原子炉建屋までの経路と、Ａ、Ｂ原子炉補機冷却海水ポンプから地中の海水管カルバートまでの経路は、独立した経路として設計する。代替炉心注水としての水源である燃料取替用水タンク及び復水タンクは、壁により分離された位置に設置することで位置的分散を図っているが、十分な離隔距離を確保できないことから、別手段として可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水を行うため、可搬型低圧代替注水ポンプの接続口は、燃料取替用水タンク及び復水タンクと十分な離隔距離を確保するとともに、原子炉補助建屋の異なる面の隣接しない位置に、複数箇所設置する設計とする。また、複数の機能で一つの接続口を同時に使用しない設計とする。

b．悪影響防止（第１項第五号について）

重大事故等対処設備は原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。）に対して悪影響を及ぼさないように、以下の措置を講じた設計とする。

他の設備への悪影響としては、他設備への系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、

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する。

他設備への系統的な影響（電氣的な影響を含む。）に対しては，重大事故等対処設備は，他の設備に悪影響を及ぼさないように，弁の閉止等によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離をすること，通常時の分離された状態から接続により重大事故等対処設備としての系統構成をすること，又は他の設備から独立して単独で使用可能なこと，並びに通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての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。特に放射性物質又は海水を含む系統と，含まない系統を分離する場合は，通常時に確実に閉止し，使用時に通水できるようにディスタンスピースを設けることにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

同一設備の機能的な影響に対しては，重大事故等対処設備は，要求される機能が複数ある場合は，原則，同時に複数の機能で使わない設計とする。ただし，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，被ばく低減を図れるものは，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を合わせた容量とし，兼用できる設計とする。容量の設定根拠については，「1.1.7.2 容量等」に記載する。

地震による影響に対しては，重大事故等対処設備は，地震により他設備に悪影響を及ぼさないように，また，地震による火災源，溢水源とならないように，耐震設計を行うとともに，可搬型重大事故等対処設備は，設置場所での固縛等による固定が可能な設計とする。

地震起因以外の火災による影響に対しては，重大事故等対処設備は，火災発生防止，感知，消火による火災防護を行う。

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。

地震起因以外の溢水による影響に対しては、想定する重大事故等対処設備の破損等により生じる溢水により、他設備に悪影響を与えない設計とする。放水砲による建屋への放水により、屋外の設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

風（台風）及び竜巻による影響については、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屋等に設置又は保管することで、他設備に悪影響を及ぼさ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、風荷重を考慮し、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛等の措置をとり、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。（「1.1.7.3 環境条件等」）

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機器の損壊、高速回転機器の破損、ガス爆発及び重量機器の落下を考慮する。重大事故等対処設備としては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器、爆発性ガスを内包する機器及び落下を考慮すべき重量機器はないが、高速回転機器については、飛散物とならない設計とする。

c. 共用の禁止（第2項第二号について）

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

ただし、共用対象の施設毎に要求される技術的要件（安全機能）を満たしつつ、2以上の原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、さらに同一の発電所内の他の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。

共用する設備は、通信連絡設備である。

通信連絡設備は、号炉に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（事故処置を含む。）を行うことができ、安全性の向上が図れることから、1号及び2号炉で共用する設計とする。

通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないように、必要な容量を確保するとともに、号炉に区分けなく通信連絡できる設計とする。

(2) 容 量 等

a. 常設重大事故等対処設備（第2項第一号について）

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、これらの系統の組み合わせにより達成する。

「容量等」とは、必要となる機器のポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁放出流量、発電機容量及び蓄電池容量並びに計装設備の計測範囲及び作動信号の設定値とする。

事故対応手段の系統設計において、常設重大事故等対処設備のうち異なる目的を持つ設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するものについては、設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準事故対処設備の容量等の仕様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事故対処設備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事故対処設備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設計基準事故対処設備以外の系統及び機器を使用するものについては、常設重大事故等対処設備単独で、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。

b. 可搬型重大事故等対処設備（第3項第一号について）

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、これらの系統の組み合わせにより達成する。

「容量等」とは、必要となる機器のポンプ流量、タンク容量、発電機容量及びポンベ容量並びに計装設備の計測範囲とする。

可搬型重大事故等対処設備の容量等は、系統の目的に応じて1セットで必要な容量等を有する設計とする。これを複数セット保有することにより、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、被ばく低減を図れるものは、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、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する電源設備及び注水設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備を1基当たり2セット以上持つことに加え、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を発電所全体で確保する。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ポンベ等は、1負荷当たり1セットに、発電所全体で故

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を加えた容量等を確保する。ただし、保守点検が目視点検等であり保守点検中でも使用可能なものについては、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップを考慮する。

(3) 環境条件等

a. 環境条件（第1項第一号について）

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に、その設置（使用）・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。

重大事故等発生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、屋外の天候による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害による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環境圧力を踏まえた圧力、温度、機械的荷重に加えて、自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。地震以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。地震を含む自然現象の組合せについては、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」にて考慮する。

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）・保管する場所に応じて、以下の設備分類毎に、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、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。操作は中央制御室から可能な設計とする。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。

中央制御室内、原子炉補助建屋内、原子炉建屋内、緊急時対策所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。このうち、インターフェイスシステム L O C A 時、蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗時又は使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。特に、使用済燃料ピット状態監視カメラは、使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。操作は中央制御室、異なる区画（フロア）又は離れた場所から若しくは設置場所で可能な設計とする。

屋外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。操作は中央制御室から可能な設計又は設置場所で可能な設計とするか、人が携行して使用可能な設計とする。また、地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響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、固縛等の措置をとる。

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。ただし、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。設計基準対処施設として淡水を通水するが、重大事故等時に海水を通水する可能性のある重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とする。また、淡水又は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。

電磁的障害による影響に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても電磁的障害によりその機能が損なわれない設計とする。

また、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。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が溢水によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、想定される溢水水位よりも高所に設置し、可搬型重大事故等対処設備は、必要により想定される溢水水位よりも高所に保管する。

b. 重大事故等対処設備の設置場所（第1項第六号について）

重大事故等対処設備の設置場所は、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、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定し、設置場所で操作可能な設計とする。

放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により

設置場所で操作可能な設計とするか、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）又は離れた場所から遠隔で、若しく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項第四号について）

可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、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、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定するが、放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により、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項第二号について）

想定される重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備を確実に操作できるように、手順書の整備、訓練・教育による実操作及び模擬操作を行う。

手順に定めた操作を確実なものとするため、操作環境として、重大事故等時の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とする。（「1.1.7.3 環境条件等」）

操作するすべての設備に対し、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に、必要に応じて常設の足場を設置するか、操作台を近傍に常設又は配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。

操作準備として、一般的に用いられる工具又は取付金具を用いて、

確実に作業ができる設計とする。専用工具は、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の運搬、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、設置場所にてアウトリガの設置又は固縛等により固定できる設計とする。

操作内容として、現場の操作スイッチは、運転員の操作性及び人間工学的観点を考慮した設計とし、現場での操作が可能な設計とする。また、電源操作は、感電防止のため電源の露出部への近接防止を考慮した設計とし、操作に際しては手順通りの操作でなければ接続できない構造の設計とする。現場で操作を行う弁は、手動操作が可能な弁を設置する。現場での接続作業は、ボルト締めフランジ、コネクタ構造又はより簡便な接続規格等、接続規格を統一することにより、確実に接続ができる設計とする。ディスタンスピースはボルト締めフランジで取り付ける構造とする等操作が確実に行える設計とする。また、重大事故等に対処するために急速な手動操作を必要とする機器、弁の操作は、要求時間内に達成できるように中央制御室設置の制御盤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及び人間工学的観点を考慮した設計とする。

(b) 系統の切替性（第1項第四号について）

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を含めて通常時に使用する系統から系統構成を変更する必要がある設備は、速やかに切替操作可能なように、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項第二号について）

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、ケーブルは種別によって規格の統一を考慮したコネクタ又はより簡便な接続規格等を、配管は配管径や内部流体の圧力によって、高圧環境においてはフランジを、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続規格等を用いる設計とする。また、同一ポンプを接続する配管は同口径のフランジ接続とする等、複数の系統での規格の統一も考慮する。

(d) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保（第3項第六号について）

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に、以下の設計とする。

屋内及び屋外アクセスルートは、自然現象、外部人為事象、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に、複数のアクセスルートを確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、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、森林火災及び高潮を考慮し、外部人為事象に対して飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮する。

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。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、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・通路面が直接影響を受けることはないことから屋外及び屋内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、地震及び地滑りによる影響（周辺構築物の倒壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊、道路面のすべり）、その他自然現象による影響（津波による漂流物、風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪及び降下火砕物）を想定し、複数のアクセスルートの中から、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、各水源に応じて障害物を除去可能なホイールローダ 1 台（予備 1 台）、ブルドーザ 1 台（予備 1 台）を保管、使用する。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、道路上の自然流下も考慮した上で、溢水による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、防潮堤の防護範囲内にアクセスルートを確保する設計とする。高潮に対しては、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確保する設計とする。自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対しては、複数のアクセスルートを確保する設計とする。落雷に対しては避雷設備が必要となる箇所に設定しない設計とする。生物学的事象に対しては、容易に排除可能なことから屋外アクセスルートは影響を受けない。

屋外アクセスルートは、基準地震動に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊に対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する設計とする。

アクセスルートの地盤については、基準地震動による地震力に対

して、耐震裕度を有する地盤に設定することで通行性を確保する設計とする、又は、耐震裕度の低い地盤に設定する場合は、道路面のすべりによる崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する設計とする。

不等沈下に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じる設計とする。さらに、地下構造物の損壊が想定される箇所については、陥没対策を講じる設計とする。

屋内アクセスルートは、津波、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、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、高潮）及び外部人為事象（飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、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屋内に確保する設計とする。

b. 試験・検査等（第1項第三号について）

重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、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（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるよう、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮した配置、必要な空間等を備える設計、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設計とするとともに非破壊検査が必要な設備については、試験装置を設置できる設計とする。

これらの試験及び検査については、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査、溶接安全管理検査の法定検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検、日常点検の保守点検内容を考慮し

て設計するものとする。

機能・性能の確認においては、所要の系統機能を確認する設備について、原則、系統試験及び漏えい確認が可能な設計とする。系統試験においては、試験及び検査ができるテストラインなどの設備を設置又は必要に応じて準備する。また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するため個別に確認を実施するものは、特性及び機能・性能確認が可能な設計とする。

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、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。ただし、運転中の試験又は検査によって原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りとしない設計とする。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、その健全性並びに多様性及び多重性を確認するため、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

運転中における安全保護系に準じる設備である、多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）においては、重大事故等対処設備としての多重性を有さないため、検査実施中に機能自体の維持はできないが、原則として運転中に定期的に健全性を確認するための試験ができる設計とするとともに、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しない設計とする。

代替電源設備は、系統の重要な部分として適切な定期的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については、原則、分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、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、分解・開放が不要なものについては、外観の確認が可能な設計とする。

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

- 1 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

第 1 項について

A T W S 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、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、原子炉を未臨界とするための設備として、以下の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止及びほう酸水注入）を設ける。また、1 次冷却系の過圧防止及び原子炉出力を抑制するための設備として、以下の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）を設ける。

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、安全保護系シーケンス盤の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止）として、原子炉トリップスイッチは、手動による原子炉緊急停止ができる設計とする。

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、

安全保護系シーケンス盤及び原子炉トリップしゃ断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）は、作動によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、1次冷却系から2次冷却系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計とする。また、多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）は、復水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却系の過圧を防止することで、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できる設計とする。

多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）から自動信号が発信した場合において、原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動動作しなかった場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、中央制御室での操作により、手動で主蒸気隔離弁を閉止することで原子炉出力を抑制するとともに、復水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却系の過圧を防止できる設計とする。

制御棒クラスタ、原子炉トリップしゃ断器及び安全保護系シーケンス盤の故障等により原子炉トリップ失敗した場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、急速ほう酸補給弁を介して充てん／高圧注入ポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

ほう酸ポンプが故障により使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう

酸水注入)として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、ほう酸注入タンクを介して炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

さらに、ほう酸注入タンクが使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入)として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制御系統により炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

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

- 1 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、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以下の重大事故等対処設備（1次冷却系のフィードアンドブリード及び蒸気発生器2次側による炉心冷却）を設ける。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1次冷却系のフィードアンドブリード）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプは、安全注入システムにより炉心へのほう酸水の注入を行い、加圧器逃がし弁を開操作することで1次冷却系のフィードアンドブリードを行う設計とする。

復水タンクへの補給不能により2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）として、海を水

源とした A，B 原子炉補機冷却海水ポンプは，補助給水系統に海水を直接供給でき，電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ給水し，主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器 2 次側による炉心冷却ができる設計とする。蒸気発生器 2 次側による炉心冷却によって，1 次冷却系の十分な冷却及び減圧ができる設計とし，その期間内に 1 次冷却系の減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）として，復水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプは，蒸気発生器へ給水するため，現場での人力による専用の工具を用いたタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の操作と，人力によるタービン動補助給水ポンプ起動入口弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復し，蒸気発生器 2 次側による炉心冷却によって，1 次冷却系の十分な冷却及び減圧ができる設計とし，その期間内に 1 次冷却系の減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。電動補助給水ポンプの電源については空冷式非常用発電機より給電することで機能を回復できる設計とする。主蒸気逃がし弁については，機能回復のため現場において人力で操作できる設計とする。

空冷式非常用発電機については，「10.2 代替電源設備」に記載する。

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

- 1 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，1次冷却系の減圧のための設備及び1次冷却系の減圧と併せて炉心を冷却するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系の減圧及び1次冷却系のフィードアンドブリード）を設ける。また，蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧のための設備として以下の重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）を設ける。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1次冷却系の減圧）として，加圧器逃がし弁は，開操作することにより1次冷却系を減圧できる設計とする。また，燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプは，安全注入系統により炉心へほう酸水を注入できる設

計とする。

復水タンクの補給不能により 2 次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）として、海を水源とした A，B 原子炉補機冷却海水ポンプは、補助給水系統に海水を直接供給でき、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器 2 次側による炉心冷却ができる設計とする。

加圧器逃がし弁の故障により 1 次冷却系の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）として、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器 2 次側での炉心冷却による 1 次冷却系の減圧を行う設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、タービン動補助給水ポンプの機能回復のための設備として重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復）を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復）として、現場での人力による専用の工具を用いたタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の操作と、人力によるタービン動補助給水ポンプ起動入口弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし弁の機能回復のための設備で窒素ポンベ等の可搬型重大事故防止設備と同等以上の効果を有する措置として重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故

等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）として、主蒸気逃がし弁は、現場において可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペ等を接続するのと同様以上の作業の迅速性、駆動軸を人力で直接操作することによる操作の確実性及び空気作動に対する多様性を有するため、手動設備として設計する。

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、全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した加圧器逃がし弁の機能回復のための設備として以下の可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復）及び所内常設蓄電式直流電源設備（加圧器逃がし弁の機能回復）を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した所内常設蓄電式直流電源設備（加圧器逃がし弁の機能回復）として、蓄電池（重大事故対処用）は、加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し、かつ可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復）として、窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁に窒素を供給し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで1次冷却系を減圧できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心溶融時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系の減圧）を設ける。

重大事故等対処設備（1次冷却系の減圧）として、一次冷却材設備の加圧器逃がし弁を使用する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、蒸気発生器伝熱管破損発生時の1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制、インターフェイスシステムLOCA発生時の1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制のための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系の減圧）を設ける。

重大事故等対処設備（１次冷却系の減圧）として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁及び一次冷却材設備の加圧器逃がし弁を使用する。

インターフェイスシステムＬＯＣＡ時において、余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、専用の工具を用いることで離れた場所から弁駆動機構を介して遠隔操作できる設計とする。

想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、減圧用の弁である加圧器逃がし弁は、制御用空気が喪失した場合に使用する窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）の容量の設定も含めて、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。操作は中央制御室から可能な設計とする。

想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、減圧用の弁である主蒸気逃がし弁は、制御用空気が喪失した場合の手動操作も含めて、重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステムＬＯＣＡ時及び蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗時に使用する設備であるため、インターフェイスシステムＬＯＣＡ時の環境影響を受けない原子炉建屋内の区画に設置し、蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗時の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計及び設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

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

- 1 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、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。

(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉の冷却

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うち、炉心を冷却し、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以下の重大事故防止設備（代替炉心注水、代替再循環、炉心注水及び蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）及び可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）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、常設重大事故防止設備（代替炉心注水）を設ける。

運転中の 1 次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心注入機能が喪失

した場合、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに運転停止中において余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注水できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心注入機能が喪失した場合、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合、運転停止中において余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とした常設低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注水できる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。

空冷式非常用発電機、重大事故等対処用専用電源盤については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

運転中の1次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により炉心注入機能が喪失した場合、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪

失した場合、運転停止中において余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）として、中間受槽を水源とした可搬型低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注水できる設計とする。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても可搬型低圧代替注水ポンプは専用のディーゼル機関により駆動できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ及び格納容器再循環サンプ余熱除去ポンプ側隔離弁の故障等により余熱除去設備の再循環による炉心冷却機能が喪失した場合並びに運転停止中において余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替再循環）として、格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイポンプは、余熱除去冷却器を介して代替再循環できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合、運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプ又は高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へ注水できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合並びに運転停止中において全交流動力電源及

び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とするB充てん／高圧注入ポンプは、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注水できる設計とする。B充てん／高圧注入ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

運転中の1次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（高圧代替再循環）として、海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源としたB余熱除去ポンプ及びB高圧注入ポンプは、代替補機冷却を用いることで高圧代替再循環でき、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備の有効吸込水頭を確保できる設計とする。B余熱除去ポンプ及びB高圧注入ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

運転中及び運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに運転中及び運転停止中において全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）として、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生

器 2 次側による炉心冷却ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場での人力による弁の操作ができる設計とする。空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

運転中及び運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに運転中及び運転停止中において全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード）として、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気ドレンラインを使用することで炉心冷却ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制御系統により炉心へ注水できる設計とする。

運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（低圧代替再循環）として、海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B 海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源とした B 余熱除去ポンプは、

代替補機冷却を用いることで低圧代替再循環でき、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備の有効吸込水頭を確保できる設計とする。B余熱除去ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

(2) 炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合における原子炉容器内の残存溶融デブリの冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉容器に残存溶融デブリが存在する場合、格納容器水張り（格納容器スプレイ）により残存溶融デブリを冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

重大事故等対処設備（格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッドのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッドのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプは、格納容

器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッドのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。空冷式非常用発電機、重大事故等対処用専用電源盤については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

(3) 炉心の著しい損傷が発生した場合における熔融炉心の原子炉容器下部への落下遅延及び防止

原子炉の冷却機能が喪失し、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及び防止することで原子炉格納容器の破損を防止する設備として以下の重大事故等対処設備（炉心注水及び代替炉心注水）を設ける。

重大事故等対処設備（炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へ注水できる設計とする。

重大事故等対処設備（炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制御系統により炉心へ注水できる設計とする。

重大事故等対処設備（炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした余熱除去ポンプは、炉心に注水できる設計とする。

重大事故等対処設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注水できる設計とする。

重大事故等対処設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンク又

は復水タンクを水源とした常設低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注水できる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。空冷式非常用発電機、重大事故等対処用専用電源盤については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とするB充てん／高圧注入ポンプは、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注水できる設計とする。B充てん／高圧注入ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

常設低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水は、空冷式非常用発電機からの独立した電源供給ラインから給電することにより、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプと異なる区画に設置し、屋外の復水タンクと屋内の燃料取替用水タンクは壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬型低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水は、可搬型低圧代

替注水ポンプをディーゼル駆動とすることにより、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水並びに格納容器スプレイポンプ及び常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。また、海水を補給できる中間受槽を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注水、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水並びに燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

可搬型低圧代替注水ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、格納容器スプレイポンプ及び常設低圧代替注水ポンプに対し屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した代替炉心注水は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とすることで、格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した再循環並びに格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。

燃料取替用水タンクは屋内に設置し、復水タンクは屋外に設置することで、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプと位置的分散を図る設計とする。

可搬型低圧代替注水ポンプ及び中間受槽を使用した代替炉心注水は、中間受槽を水源とすることで、格納容器再循環サンプスクリーン及び格

納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ，高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した再循環並びに格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環，燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ，高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注水，燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水並びに燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

中間受槽は，屋内の燃料取替用水タンク及び屋外の復水タンク並びに原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプに対し屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管することで，位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水ポンプ，燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した代替炉心注水は，空冷式非常用発電機からの独立した電源供給ラインから給電することにより，余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは，原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び原子炉建屋内の余熱除去冷却器と異なる区画に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

可搬型低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水は，可搬型低圧代替注水ポンプをディーゼル駆動とすることにより，余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能，高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水，格納容器スプレイポンプ及び常設低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水に対して多様性を持った駆動源

により駆動できる設計とする。また、海水を補給できる中間受槽を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注水、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水並びに燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

代替炉心注水時において常設低圧代替注水ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

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。

代替炉心注水時においてB 充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電でき、自己冷却でき、かつ安全注入ラインを介さず充てんラインを用いて原子炉に注水できることで、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注水に対して多様性を持つ設計とする。

B 充てん／高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプと異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

また、B 充てん／高圧注入ポンプの自己冷却は、B 充てん／高圧注入ポンプ出口配管から分岐した自己冷却ラインによりB 充てん／高圧注入ポンプを冷却できることで、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持つ設計とする。

B 充てん／高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置することで、原子炉補機冷却水ポンプ及び屋

外の原子炉補機冷却海水ポンプと位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼル駆動とすることで、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、屋外の原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプに対し屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水配管及び可搬型低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水配管は、水源から安全注入配管との合流点までの系統について、高圧注入ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

B 充てん／高圧注入ポンプを使用した代替炉心注水配管は、B 充てん／高圧注入ポンプ出口の安全注入配管と充てん配管との分岐点からの充てん系統について、高圧注入ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

これらの系統の多様性及び位置的分散によって、高圧注入ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して、重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

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

- 1 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、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として以下の重大事故防止設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）及び重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却）を設ける。

原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプ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並びに全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）として、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水できる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場で人力による操作ができることで、蒸気発生器 2 次側での除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設計とする。全交流動力電源喪失時においても電動補助給水ポンプは代替電源設備である空冷式非常

用発電機から給電できる設計とする。

空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプ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並びに全交流動力電源が喪失した場合における1次冷却材喪失事象時を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、A、B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。

また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））は、A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプ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並びに全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替補機冷却）として、海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、B高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプの補機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却は、タービン動補助給水ポンプを蒸気駆動とし、電動補助給水ポンプの電源を設計基準事故対処設

備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電でき、さらに主蒸気逃がし弁はハンドルを設け、手動操作とすることにより、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した最終ヒートシンクへの熱の輸送に対して、多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する補助給水系統及び主蒸気系統は、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した系統に対して多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置し、復水タンクは屋外の原子炉補機冷却海水ポンプと離れた位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

機器の多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

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。

第四十九条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

- 1 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

第1項及び第2項について

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。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，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。

- (1) 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度低下

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち，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の設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

1 次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、A、B 原子炉補機冷却海水ポンプを用いて A、B 原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し、A、B 原子炉補機冷却水ポンプにより A、B 格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。A、B 格納容器再循環ユニットは、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））は、A、B 格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B 格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

1 次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。空冷式非常用発電機及び重大事故等対処用専用電源盤については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

1 次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ及び燃料取

替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。空冷式非常用発電機及び重大事故等対処用専用電源盤については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、A、B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））は、A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B格納容器再循環ユニットを使

用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

- (2) 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度低下

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の設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ及び格納容器スプレイ再循環）を設ける。

格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクによる原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクによる原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ再循環）として、格納容器再循環サンプを水源とする格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ冷却器を介して原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

- (3) 炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質濃度の低下

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、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の設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

1 次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、A、B 原子炉補機冷却海水ポンプを用いて A、B 原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し、A、B 原子炉補機冷却水ポンプにより A、B 格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。A、B 格納容器再循環ユニットは、重大事故等時ににおいて格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、格納容器内自然対流冷却と併せて代替格納容器スプレイを行うことにより放射性物質濃度を低下できる設計とする。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））は、A、B 格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B 格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

1 次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処専用電源盤を経由して給電できる設計とする。空冷式非常用発電機及び

重大事故等対処用専用電源盤については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

1 次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合を想定した重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。空冷式非常用発電機及び重大事故等対処用専用電源盤については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、A、B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却がで

きる設計とする。また、格納容器内自然対流冷却と併せて代替格納容器スプレイを行うことにより放射性物質濃度を低下できる設計とする。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））は、A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイは、炉心損傷防止目的と原子炉格納容器破損防止目的を兼用する設計とする。

A、B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却は、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクでの格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却に対して多様性を持った設計とする。

A、B格納容器再循環ユニットは原子炉格納容器内に設置し、A、B原子炉補機冷却水ポンプ、A、B原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置し、A、B原子炉補機冷却海水ポンプは屋内の燃料取替用水タンクと異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水ポンプを使用した代替格納容器スプレイは、常設低圧代替注水ポンプを設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源設備から給電することにより、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイに対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した格納容器スプレイに対して異なる水源を持つ設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポン

プと異なる区画に設置し、屋外の復水タンクと屋内の燃料取替用水タンクは壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用する可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼル駆動とすることで、ディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、接続口から地中の海水管カルバートまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に、複数箇所設置する設計とする。

常設低圧代替注水ポンプを使用した代替格納容器スプレイ配管は、水源から格納容器スプレイ配管との合流点までの系統について、格納容器スプレイポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

格納容器内自然対流冷却において使用する原子炉補機冷却水系統は、格納容器スプレイポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

これらの系統の独立性及び位置的分散によって、格納容器スプレイポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

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。

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

- 1 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

第1項について

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，炉心の著しい損傷が発生した場合に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以下の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ，格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

重大事故等対処設備（格納容器スプレイ）として，燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは，原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として，A，B原子炉補機冷却海水ポンプを用いてA，B原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに，原子炉補機冷却水の沸騰防止のため，原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し，A，B原子炉補機冷却水ポンプによりA，B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。A，B格納容器再循環ユニット

は、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））は、A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても、代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。空冷式非常用発電機及び重大事故等対処用専用電源盤については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、A、B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循

環ユニット入口温度／出口温度（S A））は，A，B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け，冷却水温度を監視することにより，A，B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

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

- 1 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、熔融し、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

第1項について

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、熔融し、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する。

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔融炉心が拡がり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熔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原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却するための設備として以下の原子炉格納容器下部注水設備（格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

原子炉格納容器下部注水設備（格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイし、格納容器スプレイ水が格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。

原子炉格納容器下部注水設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッドのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイし、代替格納容器スプレイ水が格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。空冷式非常用発電機及び重大事故等対処用専用電源盤については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

原子炉格納容器下部注水設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッドのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイし、代替格納容器スプレイ水が格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。

なお、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うち、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・防止するための設備として重大事故等対処設備（炉心注水及び代替炉心注水）を設ける。これらの設備は、「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」と同じであり、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。

常設低圧代替注水ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水は、空冷式非常用発電機からの独立した電源供給ラインから給電することにより、格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水とは互いに多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは、原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプ及び余熱除去ポンプと異なる区画に設置し、屋外の復水タンクと屋内の燃料取替用水タンクは、壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

余熱除去ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水は、余熱除去設備の余熱除去ポンプにより格納容器スプレイできることで、格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部注水に対して多重性を持つ設計とする。

余熱除去ポンプは、原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置し、位置的分散を図る設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び余熱除去ポンプは、多重性を持ったディーゼル発電機から給電でき、系統として多重性を持つ設計とする。

常設低圧代替注水ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備と格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備は、系統の多様性及び位置的分散により、原子炉補助建屋内の常設低圧代替注水ポンプ出口配管と格納容器スプレイ配管及び余熱除去配管との合流点から原子炉格納容器内のスプレイヘッダまでの配管を除いて互いに独立性を

持つ設計とする。

連通穴を含む格納容器スプレイノズルから原子炉下部キャビティへの流入経路は、原子炉格納容器内に様々な経路を設けることで、多重性を持った設計とする。

第五十二条 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

- 1 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

第1項について

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、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための設備として以下の水素濃度制御設備（水素濃度低減）を設ける。

水素濃度制御設備（水素濃度低減）として、静的触媒式水素再結合装置は、ジルコニウム－水反応等で短期的に発生する水素及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素を除去することにより、原子炉格納容器内の水素濃度を継続的に低減できる設計とする。静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、中央制御室にて静的触媒式水素再結合装置の動作状況を温度上昇により確認できる設計とする。静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

水素濃度制御設備（水素濃度低減）として、電気式水素燃焼装置は、炉心

の著しい損傷に伴い事故初期に原子炉格納容器内に大量に放出される水素を計画的に燃焼させ、原子炉格納容器内の水素濃度ピークを制御できる設計とする。電気式水素燃焼装置動作監視装置は、中央制御室にて電気式水素燃焼装置の動作状況を温度上昇により確認できる設計とする。電気式水素燃焼装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」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が変動する可能性のある範囲で測定するための設備として以下の監視設備（水素濃度監視）を設ける。

監視設備（水素濃度監視）として、可搬型格納容器水素濃度計測装置及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は、格納容器雰囲気ガス試料採取設備に接続することで、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置にて供給された原子炉格納容器内の雰囲気ガスの水素濃度を可搬型格納容器水素濃度計測装置で測定し、中央制御室にて原子炉格納容器内の水素濃度を監視できる設計とする。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においては、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプを原子炉補機冷却水系に接続することで、サンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却水を供給できる設計とする。窒素ボンベ（可搬型格納容器水素濃度計測装置用）は、格納容器雰囲気ガス試料採取系統空気作動弁に窒素を供給できる設計とする。また、24 時間経過した後のサンプリングガスの冷却として、海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B 海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、補機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。可

搬型格納容器水素濃度計測装置，可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は，ディーゼル発電機に加えて，代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

空冷式非常用発電機については，「10.2 代替電源設備」に記載する。

第五十三条 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

- 1 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

第1項について

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋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及び保管する。

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のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内に水素が発生した場合にアニュラスの水素濃度を低減することで水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する。

格納容器内自然対流冷却、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器の温度及び圧力低下機能と、静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置による水素濃度低減機能とあいまって、水素爆発を防止するとともに、貫通部からアニュラス内に漏えいし、アニュラス内で混合された可燃限界濃度未満の水素を含む空気の放射性物質を低減し、排出できる設備として以下の水素排出設備（アニュラスからの水素排出）を設ける。

水素排出設備（アニュラスからの水素排出）として、アニュラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニュラスへ漏えいする水素等を含む空気を吸入し、アニュラス空気浄化フィルタユニットを介して放射性物質を低減させたのち排出することでアニュラス内に水素が滞留しない設計とする。アニ

ュラス空気浄化ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。また、アニュラス空気浄化系弁は、窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）により代替空気を供給し、空冷式非常用発電機によりアニュラス空気浄化系弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作できる設計とする。空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」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のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器からアニュラスに漏えいした水素濃度を測定するため、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設備として以下の監視設備（水素濃度監視）を設ける。

監視設備（水素濃度監視）として、アニュラス水素濃度は、アニュラス内の水素濃度を測定し、中央制御室で監視できる設計とする。また、アニュラス水素濃度は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

第五十四条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

- 1 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

第1項について

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し，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。

使用済燃料ピット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ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の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。

- (1) 使用済燃料ピット水位の低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の冷却，放射線の遮蔽及び臨界防止

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備のうち，使用済燃料ピット内

燃料集合体等を冷却し、使用済燃料ピットに接続する配管が破損しても、放射線の遮蔽が維持される水位を確保するための設備として以下の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）を設ける。

使用済燃料ピットに接続する配管の破損については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えい時は、遮蔽必要水位以下に水位が低下することを防止するため、入口配管上端部にサイフオンブレーカを設ける設計とする。使用済燃料ピット出口配管からの漏えい時は、遮蔽必要水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。

なお、冷却及び水位確保により使用済燃料ピットの機能を維持し、純水冠水状態で未臨界を維持できる設計とする。

使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失、燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水タンク、２次系補給水ポンプ及び２次系純水タンクの故障等により使用済燃料ピットの注水機能が喪失又は使用済燃料ピットに接続する配管の破損等により使用済燃料ピット水の小規模な漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）として、海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプは、使用済燃料ピットへ注水する設計とする。

- (2) 使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和、臨界防止及び放射性物質の放出低減

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和し、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置において、スプレイや蒸気条件においても未臨

界を維持できることにより臨界を防止し、燃料損傷時に使用済燃料ピット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設備として以下の可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）を設ける。

可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）として、海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプは、可搬型ホースにより使用済燃料ピットスプレーヘッドを介して使用済燃料ピットへスプレーを行う設計とする。

(3) 使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和及び放射性物質の放出低減

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和し、燃料損傷時に燃料取扱棟に大量の水を放水することにより、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設備として以下の放水設備（燃料取扱棟への放水）を設ける。

放水設備（燃料取扱棟への放水）として、放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプと接続することにより、燃料取扱棟に大量の水を放水することによって、一部の水が使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

(4) 使用済燃料ピットに係るパラメータの監視

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備のうち、重大事故等時に使用済燃料ピットに係る監視に必要な設備として、以下のパラメータを計測する計測設備（使用済燃料ピットの監視）を設ける。

使用済燃料ピット水位（AM），使用済燃料ピット水位（広域），使用済燃料ピット温度（AM）及び使用済燃料ピット周辺線量率は，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。

使用済燃料ピットに係る重大事故等時の使用済燃料ピットの状態を監視カメラにより監視できる設計とする。

これらの設備は，ディーゼル発電機に加えて，代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率は，あらかじめ複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所間での関係性を把握し，測定結果の傾向を確認することで，使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。

空冷式非常用発電機については，「10.2 代替電源設備」に記載する。

第五十五条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

- 1 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

第1項について

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット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。

工場等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使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合におけ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として以下の放水設備（大気への拡散抑制）を設ける。

放水設備（大気への拡散抑制）として、放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプと接続することにより、原子炉建屋へ放水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。

放水設備（大気への拡散抑制）として、海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプは、可搬型ホースにより使用済燃料ピットスプレイヘッダを介して使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

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使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備として以下の重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）を設ける。

重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）として、シルトフェンス（浦底湾側）は、汚染水が発電所から海洋に流出する 2 箇所（取水口付近及び 1 号炉放水口付近）に小型船舶により連結して設置できる設計とする。

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使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水口側の海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備として以下の重大事故等対処設備（原子炉補機冷却海水系の隔離）を設ける。

重大事故等対処設備（原子炉補機冷却海水系の隔離）として、原子炉補機冷却海水放出ライン隔離弁は、汚染水が原子炉補機冷却海水系を通して放水口へ流出する可能性がある場合に原子炉補機冷却海水系を隔離することにより非常用放出ラインから汚染水を排出し取水口側のシルトフェンス（浦底湾側）により拡散を抑制できる設計とする。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、原子炉格納容器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設備として以下の放水設備（航空機燃料火災への泡消火）を設ける。

放水設備（航空機燃料火災への泡消火）として、放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプと接続し、泡消火薬剤と混合しながら原子炉格納容器周辺へ放水できる設計とする。

第五十六条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

- 1 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

第1項について

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，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，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，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の設備として以下の重大事故等対処設備（海から中間受槽への供給，原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給，1次冷却系のフィードアンドブリード，海から復水タンクへの供給，燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替，燃料取替用水タンクから代替水源への水源切替，復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給，代替再循環，可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水，使用済燃料ピッ

トへのスプレイ，原子炉建屋への放水，燃料取扱棟への放水）及び代替水源を設ける。

重大事故等において炉心注水の水源となる燃料取替用水タンクの枯渇又は破損に対する代替炉心注水の水源として中間受槽を使用する。

重大事故等対処設備（海から中間受槽への供給）として，中間受槽は，海を水源として水源からの移送ルートを確保する。海を水源とする可搬型代替注水中型ポンプにより，可搬型ホースを介して中間受槽へ水を供給できる設計とする。可搬型代替注水中型ポンプは専用のディーゼル機関により駆動できる設計とする。

重大事故等により，蒸気発生器２次側への注水手段の水源となる復水タンクへの補給が不能となった場合の代替手段である重大事故等対処設備（原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給）として，海を水源とした原子炉補機冷却海水設備のＡ，Ｂ原子炉補機冷却海水ポンプを使用する。

重大事故等により，蒸気発生器２次側への注水手段の水源となる復水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である１次冷却系のフィードアンドブリードの水源として，代替水源である燃料取替用水タンクを使用する。

重大事故等により，蒸気発生器２次側への注水手段の水源となる復水タンクが枯渇した場合の重大事故等対処設備（海から復水タンクへの供給）として，海を水源とする可搬型代替注水中型ポンプにより，可搬型ホースを介して復水タンクへ水を供給できる設計とする。可搬型代替注水中型ポンプは専用のディーゼル機関により駆動できる設計とする。

重大事故等により，炉心注水及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水及び代替格納容器スプレイの水源として，代替水源で

ある復水タンクを使用する。

重大事故等により、炉心注水の水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水の水源として、代替水源である中間受槽を使用する。

重大事故等により、炉心注水及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇した場合の重大事故等対処設備（復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給）として、復水タンクは、復水タンクから燃料取替用水タンクへ水頭圧にて供給できる設計とする。

余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により再循環機能が喪失した場合の代替再循環設備（代替再循環）として、格納容器再循環サンプを水源とする格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイライン及び余熱除去冷却器を介して代替再循環できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

1 次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した代替再循環設備（高圧代替再循環）として、海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B 海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源とする B 余熱除去ポンプ及び B 高圧注入ポンプは、代替補機冷却を用いることで高圧代替再循環でき、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。B 余熱除去ポンプ及び B 高圧注入ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備の有効吸込水頭を確保できる設計とする。

運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した代替再循環設備（低圧代替再循環）として、海を水源する可搬型代替注水大型ポンプは、A、B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源とするB余熱除去ポンプは、代替補機冷却を用いることで低圧代替再循環でき、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。B余熱除去ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備の有効吸込水頭を確保できる設計とする。

使用済燃料ピットの冷却機能が喪失、使用済燃料ピットの注水機能が喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合の可搬型代替注水設備（可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水）として、海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプは、可搬型ホースを介して使用済燃料ピットへ注水できる設計とする。可搬型代替注水中型ポンプは専用のディーゼル機関により駆動できる設計とする。

重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に使用済燃料ピットへ十分な量の水を供給するための設備として、以下の可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）を設ける。

可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）として、海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプは、可搬型ホースにより使用済燃料ピットスプレイヘッダを介して使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。可搬型代替注水中型ポンプは専用のディーゼル機関により駆動できる設計とす

る。

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備のうち、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合におけ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として、以下の放水設備（原子炉建屋への放水）を設ける。

放水設備（原子炉建屋への放水）として、放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプと接続することにより、原子炉建屋へ放水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉建屋へ向けて放水できる設計とする。

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備のうち、使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合におけ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として、以下の放水設備（燃料取扱棟への放水）を設ける。

放水設備（燃料取扱棟への放水）として、放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプと接続することにより燃料取扱棟に大量の水を放水することによって、一部の水が使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

重大事故等時の代替淡水源としては、燃料取替用水タンクに対しては復水タンク、2次系純水タンク、原水タンク、ろ過水タンク、1次系純水タンク及びほう酸タンクを確保し、復水タンクに対しては燃料取替用水タンク、2次系純水タンク、原水タンク、ろ過水タンク及び脱気器タンクを確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

代替水源からの移送ルートを確保し、可搬型のホース及びポンプについては、屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管する。

格納容器スプレイポンプによる代替再循環は、格納容器スプレイポンプにより再循環できることで、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプによる再循環に対して多重性を持つ設計とする。

代替再循環時においてB余熱除去ポンプ及びB高圧注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

また、可搬型代替注水大型ポンプを使用するB余熱除去ポンプ及びB高圧注入ポンプへの代替補機冷却は、可搬型代替注水大型ポンプをディーゼル駆動とすることで、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

電源設備の多様性については「10.2 代替電源設備」に記載する。

海から中間受槽への供給にて使用する中間受槽、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型ホースは、屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで位置的分散を図る設計とする。

海から復水タンクへの供給にて使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型ホースは、屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水にて使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型ホースは、屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで位置的分散を図る設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイで使用する可搬型代替注水中型ポンプ、使用済燃料ピットスプレイヘッド及び可搬型ホースは、屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで位置的分散を図る設計

とする。

原子炉建屋又は燃料取扱棟への放水にて使用する可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び可搬型ホースは、屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管することで位置的分散を図る設計とする。

空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

第五十七条 電源設備

- 1 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。

適合のための設計方針

第1項について

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，使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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。

重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給するための設備として以下の代替電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備を設ける。

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に，重大事故等時に想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，原子炉補機冷却機能の喪失及び1次冷却材ポンプ軸封部からの一次冷却材の流出が発生する事故」時に必要な交流負荷へ電力を供給する常設代替電源設備として空冷式非常用発電機を使用する。

空冷式非常用発電機は，中央制御室の操作にて速やかに起動し，重大事故

等対処用専用高圧母線を経由し非常用高圧母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

空冷式非常用発電機は、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）から可搬型燃料給油ポンプにより可搬型ホースを介して燃料を補給できる設計とする。

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に最低限必要な設備に電力を供給する可搬型代替電源設備として電源車を使用する。

電源車は、重大事故等対処用専用低圧母線を経由し非常用低圧母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

電源車は、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）よりタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する所内常設蓄電式直流電源設備として、蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）を使用する。これらの設備は、負荷の切離しを行わずに 8 時間（ただし、「負荷切離しを行わずに」には、中央制御室又は隣接する電気室において簡易な操作で負荷の切離しを行う場合を含まない。）、その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり電力の供給を行うことが可能な設計とする。

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池の枯渇）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する可搬型代替直流電源設備として、電源車及び充電器（重大事故等対処用）を使用する。これらの設備は、重大事故等対処用専用直流母線を経由し非常用直流母線へ接続することにより、24 時間にわたり電力を供給できる設計とする。

電源車は、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）よりタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

所内電気設備は、2 系統の非常用母線等により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも 1 系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。これとは別に上記 2 系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給する代替所内電気設備として、空冷式非常用発電機、重大事故等対処専用電源盤及び電源車を使用する。

代替所内電気設備は、空冷式非常用発電機又は電源車を重大事故等対処専用電源盤に接続することにより、電力を供給できる設計とする。

空冷式非常用発電機は、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）から可搬型燃料給油ポンプにより可搬型ホースを介して燃料を補給できる設計とする。

電源車は、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）よりタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

空冷式非常用発電機は、空冷式のディーゼル発電機とし、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して、屋外の適切な離隔距離を持った位置に設置することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

電源車は、空冷式のディーゼル発電機とし、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して、原子炉補助建屋から 100m 以上の離隔距離を確保した可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

電源車は、空冷式のディーゼル発電機とし、屋外の空冷式非常用発電機から 100m 以上の離隔距離を確保した可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

電源車の接続箇所は、原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する設計とする。

蓄電池（重大事故等対処用）は、原子炉補助建屋内の蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）に対して、異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

電源車及び充電器（重大事故等対処用）を使用した直流電源は、空冷式のディーゼル発電機を使用し、原子炉補助建屋内の蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）に対して、電源車は原子炉補助建屋から 100m 以上の離隔距離を確保した可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管し、充電器（重大事故等対処用）は原子炉補助建屋内の異なる区画に設置することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

重大事故等対処用専用電源盤を使用した代替所内電気設備は、電源を空冷式非常用発電機又は電源車とし、原子炉補助建屋内の所内電気設備である 2 系統の非常用母線と異なる区画に設置することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

可搬型燃料給油ポンプ及びタンクローリは、屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して位置的分散を図る設計とする。

空冷式非常用発電機を使用した代替電源系統は、空冷式非常用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、ディーゼル発電機を使用した電源系統に対して独立した設計とする。

電源車を使用した代替電源系統は、電源車から非常用低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、ディーゼル発電機を使用した電源系統に対して独立した設計とする。

蓄電池（重大事故等対処用）を使用した直流電源は、蓄電池（重大事故等

対処用) から直流コントロールセンタ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、蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）を使用した電源系統に対して独立した設計とする。

電源車及び充電器（重大事故等対処用）を使用した可搬型直流電源設備は、電源車から直流コントロールセンタ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、蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）に対して独立した設計とする。

重大事故等対処用専用電源盤を使用した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、所内電気設備である 2 系統の非常用母線に対して独立した設計とする。

第五十八条 計装設備

- 1 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

第1項について

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に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主要パラメータにより，検討した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な原子炉施設の状態を把握するための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は，「添付書類十 第5.1.1表」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータとする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な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 第5.1.1表」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータとする。

重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータは，設計基準を超える状態において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。

原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要な監視パラメータ又は有効な監視パラメータ（原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压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の推定は、「添付書類 十 第 5.1.1 表」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時のパラメータ推定又は計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの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、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測するとともに、重要代替パラメータが複数ある場合は、推定する重要な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。

現場の操作時に監視が必要なパラメータ及び常設の重大事故等対処設備の代替の機能を有するパラメータは、可搬型の重大事故等対処設備により計測できる設計とする。

直流電源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、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器については、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。

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 つの適切なパラメータを選定し、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。

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な監視パラメータ及び重要代替パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とする。

第五十九条 原子炉制御室

- 1 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は、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

第1項について

中央制御室には、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。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として、以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、重大事故等時において、中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。中央制御室空調装置用ダンパは、窒素ボンベ（中央制御室換気系ダンパ用）及び手動により開操作できる設計とする。また、中央制御室遮蔽は、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないように施設する。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等時に全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置及び中央制御室遮蔽の機能とあわせて、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計と

する。可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、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できる設計とする。外気との遮断が長期にわたり、室内の環境が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。照明については、可搬型照明（S A）により確保できる設計とする。中央制御室空調装置及び可搬型照明（S A）は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

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室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、身体の汚染検査、放射線防護具類の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。また、以下の重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）を設ける。

重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）として、照明については、可搬型照明（S A）により確保できる設計とする。身体の汚染検査の結果、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、身体の汚染検査を行う区画に隣接して設けることができるよう考慮する。

可搬型照明（S A）は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

第六十条 監視測定設備

- 1 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

第1項について

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設ける。

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において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以下の重大事故等対処設備（放射性物質の濃度及び放射線量の測定）を設ける。

重大事故等対処設備（放射線量の測定）として、可搬型モニタリングポストを使用する。可搬型モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、モニタリングポストが機能喪失した場合の代替手段として、周辺監視区域境界付近の放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、「原子力災害対策特別措置法第10条及び第15条」に定められた事象

を判断できる設計とする。

また、可搬型モニタリングポストは、原子炉施設を囲む 8 方位において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。

可搬型モニタリングポストの指示値は、衛星回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。可搬型モニタリングポストで測定した放射線量は、原則、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設計とする。また、記録は必要なデータ量を保存できる設計とする。可搬型モニタリングポストの電源は、充電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・可搬型モニタリングポスト

放射能観測車のダスト・よう素サンプラ、ダストモニタ、よう素モニタが機能喪失した場合を代替する重大事故等対処設備（放射性物質の濃度の測定）として、可搬型放射能測定装置を使用する。

可搬型放射能測定装置は、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、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、放射能観測車の測定機能を代替し得る十分な個数を保管する。可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、 β 線サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ）の電源は、乾電池又は充電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、 β 線サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ）

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度及び放射線量の測定）として、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において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に、可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイメータ、小型船舶を使用する。可搬型放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において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。また、周辺海域においては、小型船舶を使用する。可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、 β 線サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ）、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する。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、 β 線サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ）
- ・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。

第2項について

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設け

る。

重大事故等時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以下の重大事故等対処設備（風向，風速その他の気象条件の測定）を設ける。

気象観測設備が機能喪失した場合を代替する重大事故等対処設備（風向，風速その他の気象条件の測定）として，可搬型気象観測設備を使用する。可搬型気象観測設備は，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する。可搬型気象観測設備の指示値は，衛星回線により伝送し，緊急時対策所で監視できる設計とする。可搬型気象観測設備で測定した風向，風速その他の気象条件は，原則，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設計とする。また，記録は必要なデータ量を保存できる設計とする。可搬型気象観測設備の電源は，充電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・可搬型気象観測設備

第六十一条 緊急時対策所

- 1 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

第1項第1号、第2号、第3号及び第2項について

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に必要な指示を行う発電所災害対策本部要員等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られるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動に対する地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに、基準

津波の影響を受けない位置に設置する。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」，「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を喪失しないよう，中央制御室との独立性を有し，離れた位置に設置又は保管する設計とする。

重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員に加えて原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制対処するために必要な発電所災害対策本部要員を含め，重大事故等への対処に必要な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，現場作業を行う発電所災害対策本部要員等が緊急時対策所の外側から室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，身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画を設け，身体の汚染検査の結果，汚染が確認された場合において，除染を行うことができる区画を，身体の汚染検査の区画に隣接して設置する設計とする。

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，重大事故等が発生した場合において，緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の取り込みを低減又は防止するため，適切な遮蔽設計と換気設計を行い，緊急時対策所でのマスクの着用等を考慮しない要件において緊急時対策所にとどまる発電所災害対策本部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。

なお，換気設計にあたっては，緊急時対策所の建物の気密性に対して十分な裕度を考慮した設計とし，換気設備として，緊急時対策所非常用給気ファン，緊急時対策所排気ファン，緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット及

び緊急時対策所加圧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とともに、室内への希ガス等の放射性物質の取り込み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、測定する緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）を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として、以下の重大事故等対処設備（情報の把握）を設ける。

重大事故等対処設備（情報の把握）として、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情報収集設備を使用する。

緊急時対策所の情報収集設備として、事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し、緊急時対策所で表示できるように、緊急時データ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を設置する設計とする。

緊急時データ伝送システム（SPDS）については、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空冷式非常用発電機又は緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。

重大事故等が発生した場合においても、発電所内の関係要員への指示や発電所外関係箇所との通信連絡など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の設備として、携帯型通話設備、衛星携帯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。

緊急時対策所は，全交流動力電源が喪失した場合に給電を可能とするよう，緊急時対策所用発電機を設置し，当該発電機を含めて多重性又は多様性を有する設計とする。

第六十二条 通信連絡を行うために必要な設備

- 1 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

第1項について

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に必要な通信設備（発電所内）及び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データ伝送設備（発電所内）を設置する。

通信設備（発電所内）として、重大事故等が発生した場合に必要な衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備は、中央制御室、原子炉補助建屋及び緊急時対策所に設置又は保管する設計とする。

データ伝送設備（発電所内）として、緊急時データ伝送システム（SPDS）は、原子炉補助建屋及び緊急時対策所に設置し、SPDSデータ表示装置は、緊急時対策所に設置する設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で利用できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、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

ある空冷式非常用発電機又は緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（携帯型）、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備の電源は、充電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電池を用いるものについては、予備の充電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電池は、中央制御室、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。

緊急時データ伝送システム（SPDS）については、ディーゼル発電機に加えて、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空冷式非常用発電機又は緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。また、SPDSデータ表示装置については、ディーゼル発電機に加えて、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給電できる設計とする。

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設備（発電所外）及び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（発電所外）を設置する設計とする。

通信設備（発電所外）として、重大事故等が発生した場合に必要な衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）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、原子炉補助建屋又は緊急時対策所に設置又は保管する設計とする。

データ伝送設備（発電所外）として、緊急時データ伝送システム（SPD

S) は、原子炉補助建屋及び緊急時対策所に設置する設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で利用できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、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給電できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（携帯型）及び無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）の電源は、充電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電池を用いるものについては、予備の充電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電池は、中央制御室、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。

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、ディーゼル発電機に加えて、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給電できる設計とする。

緊急時データ伝送システム（SPDS）については、ディーゼル発電機に加えて、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、空冷式非常用発電機又は緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。

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については、固縛又は転倒防止処置を講じ、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

空冷式非常用発電機については、「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、「10.10 緊急時対策所」に記載する。

1.18 参考文献

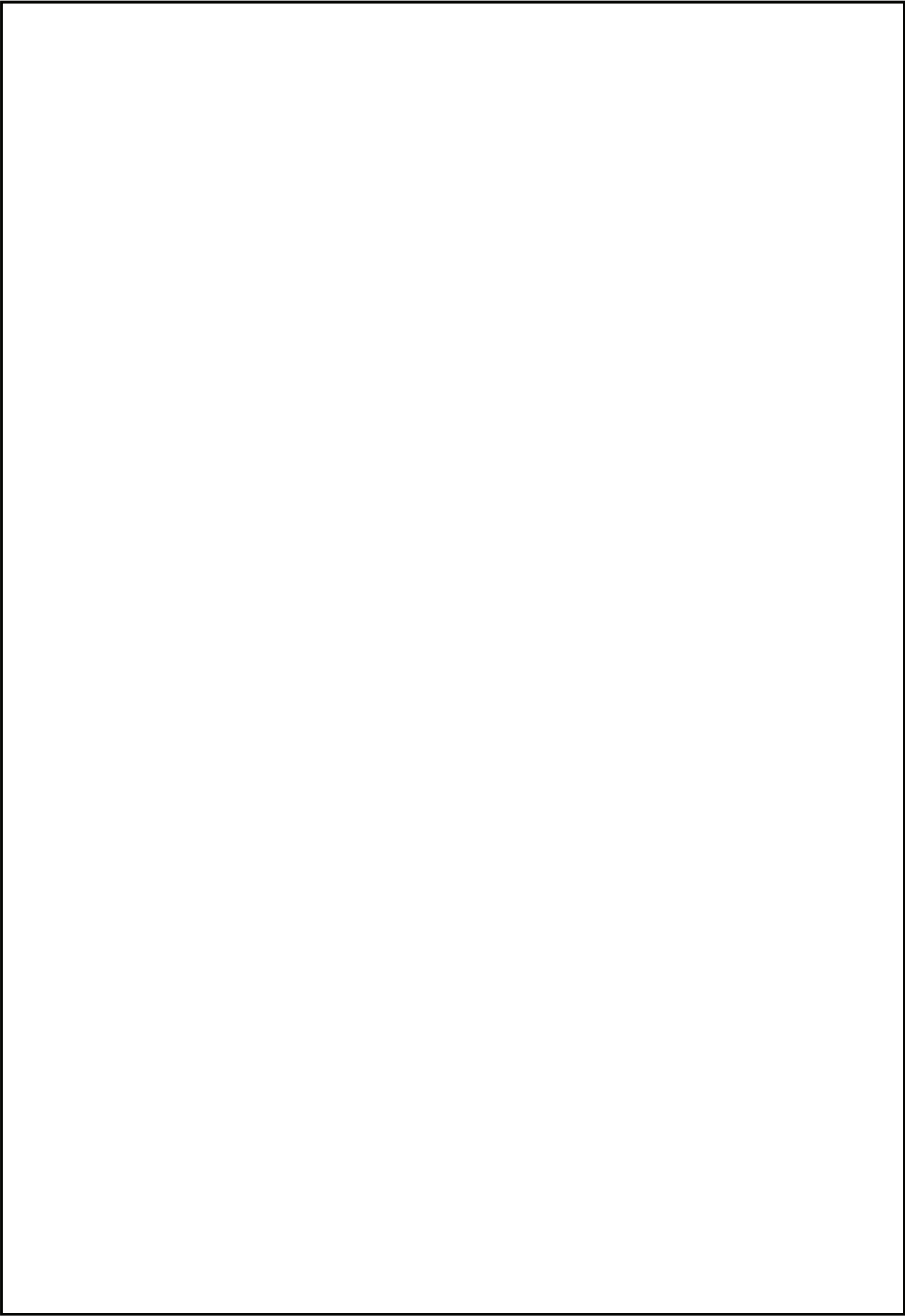
- (1) 「静的地震力の見直し（建築編）に関する調査報告書（概要）」社団法人日本電気協会電気技術基準調査委員会原子力発電耐震設計特別調査委員会建築部会（平成 6 年 3 月）
- (2) 「原子力発電所の火災防護指針 J E A G 4607-2010」社団法人日本電気協会 2010
- (3) 「一般気象学」小倉義光，東京大学出版会
- (4) 「広域的な火山防災対策に係る検討会（第 3 回）（資料 2）」
- (5) 「シラスコンクリートの特徴とその実用化の現状」武若耕司，コンクリート工学，Vol. 42，2004
- (6) 「火山環境における金属材料の腐食」出雲茂人，末吉秀一他，防食技術 Vol. 39，1990
- (7) 「原田和典 建築火災のメカニズムと火災安全設計」財団法人 日本建築センター
- (8) DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI-12-06 August 2012)
- (9) 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998 年
- (10) Specific Safety Guide (SSG-3) “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants ” , I A E A, April 2010
- (11) 「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」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）
- (12) NUREG/CR-2300 “PRA Procedures Guide” , N R C , January 1983
- (13) 「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」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）

- (14) B. 5. b Phase2&3 Submittal Guideline (NEI-06-12 December 2006) –
2011.5 N R C 公表
- (15) A S M E / A N S RA-Sa-2009 “Addenda to A S M E / A N S RA-S-2008
Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic
Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”

2. プラント配置

2.3 主要設備

- (1) 原子炉建屋
- (2) 原子炉補助建屋
- (3) タービン建屋
- (4) サービス建屋
- (5) アスファルト固化建屋
- (6) 275kV 開閉所（1号及び2号炉共用，既設）及び500kV 開閉所
- (7) 雑固体処理建屋（1号及び2号炉共用）
- (8) 固体廃棄物貯蔵庫（1号及び2号炉共用）
- (9) 原子炉容器上部ふた保管庫
- (10) 給水処理設備
- (11) 補助蒸気設備（1号及び2号炉共用）
- (12) 港湾施設（1号及び2号炉共用）
- (13) 取水施設
- (14) 放水施設
- (15) 事務所（1号及び2号炉共用）
- (16) 緊急時対策所



第 2.4.1 図 発電所全体配置図



は，商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

4.1 燃料取扱及び貯蔵設備

4.1.1 通常運転時等

4.1.1.1 概 要

燃料取扱及び貯蔵設備は、新燃料を発電所内に搬入してから使用済燃料を発電所外に搬出するまでの燃料取扱い及び貯蔵を安全かつ確実に行うものである。

燃料取扱設備の配置を第 4.1.1 図及び第 4.1.2 図に示す。

発電所に搬入した新燃料は、受入検査後、燃料取扱棟内の新燃料貯蔵ピット又は使用済燃料ピットに貯蔵する。

原子炉停止後、原子炉より取り出す使用済燃料は、燃料取替クレーン、燃料移送装置、使用済燃料ピットクレーン等を使用して、ほう酸水を張った原子炉キャビティ、燃料取替チャンネル及び燃料移送管を通して使用済燃料ピットへ移動する。

これらの使用済燃料の移送は、遮蔽及び冷却のため、すべて水中で行う。

使用済燃料は、使用済燃料ピットに貯蔵するが、必要に応じて使用済燃料ピット内で別に用意した容器に入れて貯蔵する。

使用済燃料は、使用済燃料ピット内で通常 6 カ月以上冷却し、冷却を終えた使用済燃料は、使用済燃料ピットクレーン等を使用して水中で使用済燃料輸送容器に入れ、再処理工場へ搬出する。

使用済燃料ピットの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を中央制御室で監視できるとともに、異常時は警報を発信する。

4.1.1.2 設計方針

燃料取扱及び貯蔵設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取り

扱い及び貯蔵を安全かつ確実に行うことができるよう、以下の方針により設計する。

- (1) 燃料取扱及び貯蔵設備のうち安全上重要な機器は、適切な定期的試験及び検査ができる設計とする。
- (2) 貯蔵設備は、適切な格納性と空気浄化系を有する区画として設計する。
- (3) 新燃料貯蔵設備は、1回の燃料取替えに必要なとする燃料集合体数に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有し、また、使用済燃料貯蔵設備は、全炉心及び1回の燃料取替えに必要なとする燃料集合体数に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有する設計とする。
- (4) 燃料取扱設備は、移送操作中の燃料体等の落下を防止するため二重ワイヤ等の適切な保持装置を有する設計とする。
- (5) 使用済燃料取扱及び貯蔵設備は、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設計とする。
- (6) 使用済燃料貯蔵設備は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピット水を冷却して使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できるとともに、使用済燃料ピット水を適切な水質に維持できる設計とする。
- (7) 使用済燃料ピットは、冷却用の使用済燃料ピット水の保有量が著しく減少することを防止するため、十分耐震性を有する設計とするとともに、使用済燃料ピットに接続する配管は、使用済燃料ピット水の減少を引き起こさない設計とする。また、使用済燃料ピットの水位は、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、中央制御室で監視できる設計とする。使用済燃料ピット水位スイッチは、水位の異常な低下又は上昇時に警報を発信する設計とする。使用済燃料ピット温度は、使用済

燃料ピット水の過熱状態を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常な温度上昇時に警報を発信する設計とする。燃料取扱場所の放射線量を測定する使用済燃料ピット区域エリアモニタは、管理区域境界における線量当量率限度から設置区域における立入り制限値を包絡する計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常時に警報を発信する設計とする。さらに、使用済燃料ピット内張りからの漏えい検知のための装置を有する設計とする。

外部電源が利用できない場合においても、非常用所内電源からの給電により使用済燃料ピットの水位、水温及び放射線量が監視可能な設計とする。

さらに、万一漏えいが生じた場合には、燃料取替用水タンクからほう素濃度 2,500ppm 以上のほう酸水を補給できる設計とする。

- (8) 使用済燃料貯蔵設備は、燃料体等の取り扱い中に想定される燃料体等の落下時においても著しい使用済燃料ピット水の減少を引き起こすような損傷が生じない設計とする。
- (9) 使用済燃料貯蔵設備は、ほう素濃度 2,500ppm 以上のほう酸水で満たし、定期的にほう素濃度を分析する。また、設備容量分の燃料収容時に純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は 0.98 以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。

新燃料貯蔵設備は、浸水することのないようにするが、設備容量分の燃料収容時に純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は 0.95 以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。さらに、いかなる密度の水分雰囲気でも満たされたと仮定しても未臨界性を確保できる設計とする。

- (10) 落下時に使用済燃料ピットの機能に影響を及ぼす重量物については、使用済燃料ピット周辺の状況、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、気中落下試験時の燃料集合体の

落下エネルギー（約 39.3kJ）以上となる設備等を抽出する。抽出された設備等については、地震時にも落下しない設計とする。

使用済燃料ピットからの離隔を確保し、床面や壁面へ固定する重量物については、使用済燃料ピットへ落下するおそれはない。

a．燃料取扱棟

燃料取扱棟の屋根を支持する鉄骨梁は、基準地震動 S_s に対して、使用済燃料ピット内に落下しない設計とする。また、屋根は鋼板の上に鉄筋コンクリート造の床を設け、地震による剥落のない構造とする。

また、壁を構成する鋼材は、基準地震動 S_s に対して耐震性を有する主柱や間柱に溶接又はボルトで接続された一体構造とし、地震により落下しない設計とする。

b．使用済燃料ピットクレーン

使用済燃料ピットクレーンは、基準地震動 S_s 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、使用済燃料ピットへの落下物とならない設計とする。

c．燃料取扱棟クレーン

燃料取扱棟クレーンは、使用済燃料ピットの上部に走行レールが無く、仮に脱落したとしても建屋の構造上、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料ピットへの落下物とならない設計とする。

d．新燃料取扱クレーン

新燃料取扱クレーンは、使用済燃料ピットの上部を走行しないよう安全装置を取付け、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料ピットへの落下物とならない設計とする。

4.1.1.3 主要設備の仕様

燃料取扱及び貯蔵設備の主要設備の仕様を第 4.1.1 表に示す。

4.1.1.4 主要設備

(11) 使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位は、通常水位からの水位の低下及び上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視可能とする。

(12) 使用済燃料ピット水位スイッチ

使用済燃料ピット水位スイッチは、使用済燃料ピットの水位の異常を検知した場合は、中央制御室において警報を発する。

(13) 使用済燃料ピット温度

使用済燃料ピット温度は、使用済燃料ピット水の水温を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常を検知した場合は警報を発する。

(14) 使用済燃料ピット区域エリアモニタ

使用済燃料ピット区域エリアモニタは、使用済燃料ピット周辺の放射線を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常を検知した場合は警報を発する。

4.1.1.7 手 順 等

(1) 使用済燃料ピットへの重量物落下防止対策

a. 使用済燃料ピット周辺に設置する設備や取扱う吊荷については、予め定めた評価フローに基づき評価を行い、使用済燃料ピット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. 使用済燃料ピット上において、使用済燃料ピットクレーンにおける最

も重い吊荷は、燃料取扱工具を使用した使用済燃料及び新燃料を上限とし、燃料集合体取扱作業において、燃料集合体下端の吊上げの上限高さはピット底部より約 4.9m とすることを予め手順等で整備し、的確に操作を実施する。

c. 使用済燃料ピットの健全性を維持するため、吊荷に対するワイヤ 2 重化や可動範囲制限等の落下防止対策について、あらかじめ手順等を整備し、的確に実施する。

d. 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、玉掛は有資格者が実施する。

e. 使用済燃料ピットの健全性を維持するため、重量物落下防止に係る設備等については、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。

f. 使用済燃料ピットへの重量物落下防止に係る落下防止措置及び当該設備の保守、点検に関する教育を行う。

(2) 使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット水位スイッチ、使用済燃料ピット温度及び使用済燃料ピット区域エリアモニタに要求される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。

(3) 使用済燃料ピットの計測設備に係る保守、点検に関する教育を行う。

4.1.2 重大事故等時

4.1.2.1 概 要

燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットは、使用済燃料ピットの冷却機能喪失、使用済燃料ピットの注水機能喪失、使用済燃料ピット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、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいにより使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置においてスプレイや蒸気条件においても臨界を防止する設計とする。

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。

使用済燃料ピットは、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。

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。

使用済燃料ピットは、重大事故等時における燃料取扱棟内の環境条件を考慮した設計とする。

使用済燃料ピットは、代替水源として淡水又は海水から選択可能であるため、海水影響を考慮した設計とする。

4.1.2.3 主要設備の仕様

燃料取扱及び貯蔵設備（重大事故等時）の主要設備の仕様を第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」に示す。

使用済燃料ピットは、外観の確認が可能な設計とする。また、漏えい等の確認が可能な設計とする。

4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

4.3.1 概 要

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、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。

使用済燃料ピット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ピットの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料ピット内の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。

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図を第 4.3.1 図から第 4.3.3 図に示す。

4.3.2 設計方針

- (1) 使用済燃料ピット水位の低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の冷却、放射線の遮蔽及び臨界防止

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピット内燃料集合体等を冷却し、使用済燃料ピットに接続する配管が破損しても、放射線の遮蔽が維持される水位を確保するための設備として以下の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）を設ける。

使用済燃料ピットに接続する配管の破損については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えい時は、遮蔽必要水位以下に水位が低下することを防止するため、入口配管上端部にサイフォンブレーカを設ける設計とする。

使用済燃料ピット出口配管からの漏えい時は、遮蔽必要水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。

なお、冷却及び水位確保により使用済燃料ピットの機能を維持し、純水冠水状態で未臨界を維持できる設計とする。

使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失、燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水タンク、２次系補給水ポンプ及び２次系純水タンクの故障等により使用済燃料ピットの注水機能が喪失又は使用済燃料ピットに接続する配管の破損等により使用済燃料ピット水の小規模な漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）として、可搬型代替注水中型ポンプ、燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリを使用する。

海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプは、使用済燃料ピットへ注水する設計とする。可搬型代替注水中型ポンプの燃料は、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）

燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては、「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口、原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては、「10.9 非常用取水設備」に記載する。燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットについては、「4.1 燃料取扱及び貯蔵設備 4.1.2 重大事故等時」に記載する。

(2) 使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和、臨界防止及び放射性物質の放出低減

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和し、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置において、スプレーや蒸気条件においても未臨界を維持できることにより臨界を防止し、燃料損傷時に使用済燃料ピット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設備として以下の可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）を設ける。

可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）として、可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレーヘッド並びに燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリを使用する。

海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプは、可搬型ホースにより使用済燃料ピットスプレーヘッドを介して使用済燃料ピットへスプレーを行う設計とする。可搬型代替注水中型ポンプの燃料は、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ・使用済燃料ピットスプレーヘッド
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）

- ・タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）

燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては，「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては，「10.9 非常用取水設備」に記載する。燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットについては，「4.1 燃料取扱及び貯蔵設備 4.1.2 重大事故等時」に記載する。

(3) 使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和及び放射性物質の放出低減

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備のうち，使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し，可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に，燃料損傷の進行を緩和し，燃料損傷時に燃料取扱棟に大量の水を放水することにより，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設備として以下の放水設備（燃料取扱棟への放水）を設ける。

放水設備（燃料取扱棟への放水）として，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲並びに燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリを使用する。

放水砲は，可搬型ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプと接続することにより，燃料取扱棟に大量の水を放水することによって，一部の水が使用済燃料ピットに注水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプの燃料は，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

- ・放水砲
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）

燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては，「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては，「10.9 非常用取水設備」に記載する。燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットについては，「4.1 燃料取扱及び貯蔵設備 4.1.2 重大事故等時」に記載する。

(4) 使用済燃料ピットに係るパラメータの監視

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備のうち，重大事故等時に使用済燃料ピットに係る監視に必要な設備として，以下のパラメータを計測する計測設備（使用済燃料ピットの監視）を設ける。

使用済燃料ピット水位（AM），使用済燃料ピット水位（広域），使用済燃料ピット温度（AM）及び使用済燃料ピット周辺線量率は，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。

使用済燃料ピットに係る重大事故等時の使用済燃料ピットの状態を監視カメラにより監視できる設計とする。

これらの設備は，ディーゼル発電機に加えて，代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）は，使用済燃料ピット内に設置するホース，エアパージセット及びその他のホースを可搬型とすることにより，使用済燃料ピット内の構造等に影響を受けない設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率は，あらかじめ複数の設置場所での線量率

の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所間での関係性を把握し，測定結果の傾向を確認することで，使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）の測定及び使用済燃料ピット状態監視カメラの耐環境性向上に必要な空気は，使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムより供給する設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 使用済燃料ピット水位（AM）
- ・ 使用済燃料ピット水位（広域）（使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む。）
- ・ 使用済燃料ピット温度（AM）
- ・ 使用済燃料ピット周辺線量率
- ・ 使用済燃料ピット状態監視カメラ
- ・ 空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電機については，「10.2 代替電源設備」に記載する。
その他，重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては，ディーゼル発電機があり，多様性，位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが，詳細については「10.2 代替電源設備」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。

可搬型代替注水中型ポンプを使用した使用済燃料ピットへの注水は，ディーゼル駆動とすることにより，使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピット冷却器を使用した使用済燃料ピットの冷却機能並びに燃料取替用水ポンプ，

又は２次系補給水ポンプを使用した使用済燃料ピットの注水機能の電源に対して多様性を持った設計とする。また、海を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする燃料取替用水ポンプ、又は２次系純水タンクを水源とする２次系補給水ポンプを使用した使用済燃料ピットの注水機能に対して異なる水源を持つ設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは、屋内の燃料取替用水タンク、屋外の２次系純水タンク及びタービン建屋内の２次系補給水ポンプ並びに原子炉建屋内の使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット冷却器及び燃料取替用水ポンプに対し、屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプの接続口は、原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する設計とする。

使用済燃料ピット水位（ＡＭ）、使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット温度（ＡＭ）及び使用済燃料ピット周辺線量率並びに使用済燃料ピット状態監視カメラは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。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。

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。

使用済燃料ピットへの注水に使用する可搬型代替注水中型ポンプは、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で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイに使用する可搬型代替注水中型ポンプと使用済燃料ピットスプレイヘッダは、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で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料取扱棟への放水に使用する可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲は、他の設備から独立して一体で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプ、使用済燃料ピットスプレイヘッダ、可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、固縛等によって固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットの監視に使用する使用済燃料ピット水位（AM）、使用済燃料ピット温度（AM）及び使用済燃料ピット状態監視カメラは、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットの監視に使用する使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット周辺線量率及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、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で、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。

可搬型代替注水中型ポンプは、使用済燃料ピットの冷却機能の喪失、注水機能の喪失及び小規模の漏えいによりピット水位が低下した場合の補給設備として使用する。冷却機能の喪失及び注水機能の喪失による水位低下を防止

するためには、使用済燃料ピットの蒸散量を上回る補給量を有する必要がある。また、小規模の漏えいによる水位低下については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えいの場合は、サイフォンブレーカの効果によりサイフォンブレーカ開口部の高さで水位低下は止まり、最も水位が低下する使用済燃料ピット出口配管からの漏えいの場合は、出口配管の高さまで水位が低下することで漏えいは止まるため、出口配管の水位から遮へい基準値に相当する水位に到達するまでは余裕があることから、使用済燃料ピットの蒸散量を上回る補給量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、2セット2台、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台の合計4台を保管する設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合において、使用済燃料ピット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、2セット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2台の合計4台を保管する設計とする。

使用済燃料ピットスプレーヘッダは、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合において、使用済燃料ピット全面にスプレーすることで、できる限り環境への放射性物質の放出を低減することができるものを1セット2基使用する。保有数は、2セット4基、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1基の合計5基を保管する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、放射性物質の拡散を抑制するため放水砲に

よる霧状放水により広範囲において燃料取扱棟に放水できるものを1セット1台使用する。保有数は、1セット1台を保管する設計とする。故障時の待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する設計とする。

放水砲は、放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による霧状放水により、広範囲において燃料取扱棟に放水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、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する設計とする。

使用済燃料ピット水位（AM）及び使用済燃料ピット温度（AM）は、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できる設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）は、重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料ピット上部から底部近傍までの範囲にわたり測定できる設計とする。保有数は、1セット2個、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。

使用済燃料ピット水位（広域）の測定に必要な空気を供給する使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、使用済燃料ピット状態監視カメラの耐環境性向上用にも空気を供給し、1セット1個使用する。保有数は1セット1個、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。

使用済燃料ピット周辺線量率は、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できる設計とし、あらかじめ複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所間での関係性を把握し、測定結果の傾向を確認することで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。使用済燃料ピット周辺線量率は1セット2個使用する。保有数は1セット2個、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。

使用済燃料ピット状態監視カメラは、重大事故等時において赤外線サーモグラフィにより使用済燃料ピットの状態及び使用済燃料ピットの水温の傾向を監視できる設計とする。

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。

可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲は、可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管し、屋外に設置するため、重大事故等時における可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッダは、可搬型重大事故等対処設備保管用トンネルに保管し、燃料取扱棟内に設置するため、重大事故等時における可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内及び燃料取扱棟内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用する設備であるため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダは、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。

可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲は、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。

可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプは、海水から取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

使用済燃料ピット水位（AM）及び使用済燃料ピット温度（AM）は、重大事故等時における燃料取扱棟内の環境条件を考慮した設計とする。使用済

燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）は、原子炉補助建屋内に保管し、燃料取扱棟内に設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内及び燃料取扱棟内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率 1 台は、緊急時対策所内に保管し、原子炉補助建屋内に設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率 1 台は、緊急時対策所内に保管し、屋外に設置するため、重大事故等時における屋外及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

使用済燃料ピット状態監視カメラは、重大事故等時における燃料取扱棟内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用する設備であるため、その環境を考慮して空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。

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」に示す。

可搬型代替注水中型ポンプは、車両により運搬、移動ができる設計とする

とともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。使用済燃料ピットスプレイヘッドは車両等により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にて固縛等により固定できる設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプを使用した使用済燃料ピットへの注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。可搬型代替注水中型ポンプの接続口との接続は可搬型ホースを用いて確実に接続できる設計とする。可搬型代替注水中型ポンプは、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイを行う場合に使用する、使用済燃料ピットスプレイヘッドと可搬型代替注水中型ポンプの接続は、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。使用済燃料ピットスプレイヘッドは、人力により運搬し、所定の場所に配置できる設計とする。可搬型代替注水中型ポンプは、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、車両により運搬、移動ができる設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。放水砲は、車両等により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にてアウトリガの設置等により固定できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプと放水砲の接続は、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。放水砲は、複数の方向から燃料取扱棟に向けて放水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）の使用済燃料ピット内に設置する可搬型ホース、エアパージセット、その他の可搬型ホース及び使用済燃料ピット周辺線量率は、人力により運搬、移動ができる設計とする。使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、人力により運搬、移動ができる設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）のエアパージセットの取付架台への取付けは、取付金具を用いて確実に取り付けできる設計とする。使用済燃料ピット水位（広域）の差圧式水位検出器、エアパージセット及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムのそれぞれの接続は、確実に接続ができる設計とする。使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、現場での操作が可能な設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率の取付架台への取付けは、あらかじめ複数の場所での線量率の相関（減衰率）関係进行评估及び各場所間での関係性を把握している場所のうち設置場所としている箇所では、取付金具を用いて確実に取付けできる設計とする。使用済燃料ピット周辺線量率の計装ケーブル及び電源ケーブルの接続はコネクタ接続とし、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。使用済燃料ピット周辺線量率は、現場での操作が可能な設計とする。

4.3.3 主要設備の仕様

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要設備の仕様を第 4.3.1 表及び第 4.3.2 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」に示す。

使用済燃料ピットへの注水に使用する系統（可搬型代替注水中型ポンプ）は、他系統と独立した試験系統により機能、性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。また、可搬型代替注水中型ポンプは分解が可能な構造とする。

使用済燃料ピットへのスプレイに使用する系統（可搬型代替注水中型ポン

プ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダ）は，他系統と独立した試験系統により機能，性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッダは，使用済燃料ピット全面にスプレイできることの確認が可能な設計とする。また，可搬型代替注水中型ポンプは分解が可能な構造とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッダは，外観の確認が可能な設計とする。

燃料取扱棟への放水に使用する系統（可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲）は，試験系統により独立して機能，性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは分解が可能な構造とする。また，外観の確認が可能な設計とする。

放水砲は，外観の確認が可能な設計とする。

使用済燃料ピットの監視に使用する使用済燃料ピット水位（広域）は，使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの機能・性能の確認ができる系統設計とする。

使用済燃料ピット水位（AM），使用済燃料ピット温度（AM），使用済燃料ピット水位（広域）及び使用済燃料ピット周辺線量率は，特性の確認が可能なように，模擬入力による校正又は線源校正ができる設計とする。

使用済燃料ピット状態監視カメラは，機能・性能の確認が可能なように，模擬入力による校正ができる設計とする。

4.4 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

「9.9 工場等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。

4.5 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

「9.10 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。

第 4.1.1 表 燃料取扱及び貯蔵設備の設備仕様

(11) 使用済燃料ピット水位

個 数	1
計 測 範 囲	E. L. +6.05～E. L. +7.30m
検 出 器	浮力式

(12) 使用済燃料ピット水位スイッチ

個 数	1
検 出 器	浮子式

(13) 使用済燃料ピット温度

個 数	1
計 測 範 囲	0～100℃
検 出 器	測温抵抗体

(14) 使用済燃料ピット区域エリアモニタ

個 数	1
計 測 範 囲	$10^{-3} \sim 10^2 \text{mSv/h}$
検 出 器	半導体式検出器

第 4.1.2 表 燃料取扱及び貯蔵設備（重大事故等時）の設備仕様

(1) 使用済燃料ピット（1 号及び 2 号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 燃料取扱及び貯蔵設備（通常運転時等）
- ・ 燃料取扱及び貯蔵設備（重大事故等時）

個 数	1
ラック容量	燃料集合体約 1,730 体分 (全炉心燃料の約 900%相当分)
ラック材料	ボロン添加 (0.95～1.05wt%) ステンレス鋼
ライニング材料	ステンレス鋼

第 4.3.1 表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（常設）の設備仕様

(1) 使用済燃料ピット水位（AM）

個	数	1
種	類	電波式水位検出器
計測範囲		E. L. -0.45m～+E. L. 7.30m

(2) 使用済燃料ピット温度（AM）

個	数	1
種	類	測温抵抗体
計測範囲		0～100℃

(3) 使用済燃料ピット状態監視カメラ

個	数	1
種	類	赤外線カメラ

第 4.3.2 表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（可搬型）の設備仕様

(1) 可搬型代替注水中型ポンプ

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
- ・ 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	横置うず巻式
個	数	4（予備 2）
容	量	約 155m ³ ／h／個
揚	程	約 120m

(2) 使用済燃料ピットスプレイヘッダ

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
- ・ 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

個	数	4（予備 1）

(3) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水砲用）

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
- ・工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	横置うず巻式
個	数	1（予備 1※1）
容	量	約 1,320m ³ /h
揚	程	約 140m

※1 「可搬型代替注水大型ポンプ（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却用）」と兼用

(4) 放水砲

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
- ・工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	移動式ノズル
個	数	1（予備 1）

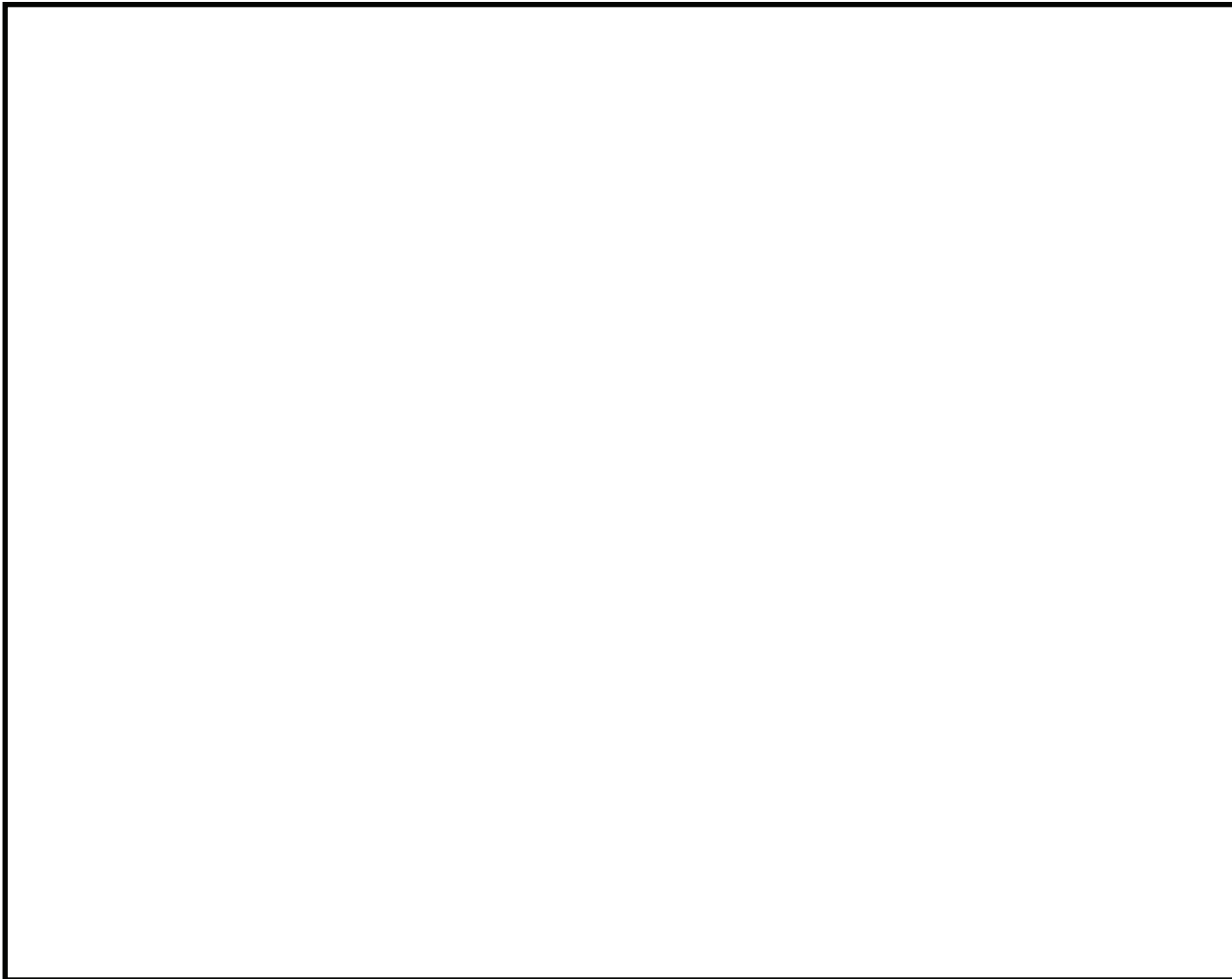
(5) 使用済燃料ピット水位（広域）※²

種 類	差圧式水位検出器（バブラ式）
計 測 範 囲	E. L. - 5. 15m～E. L. + 7. 30m
個 数	2（予備 1）

※² 計測に必要な空気は使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムより供給

(6) 使用済燃料ピット周辺線量率

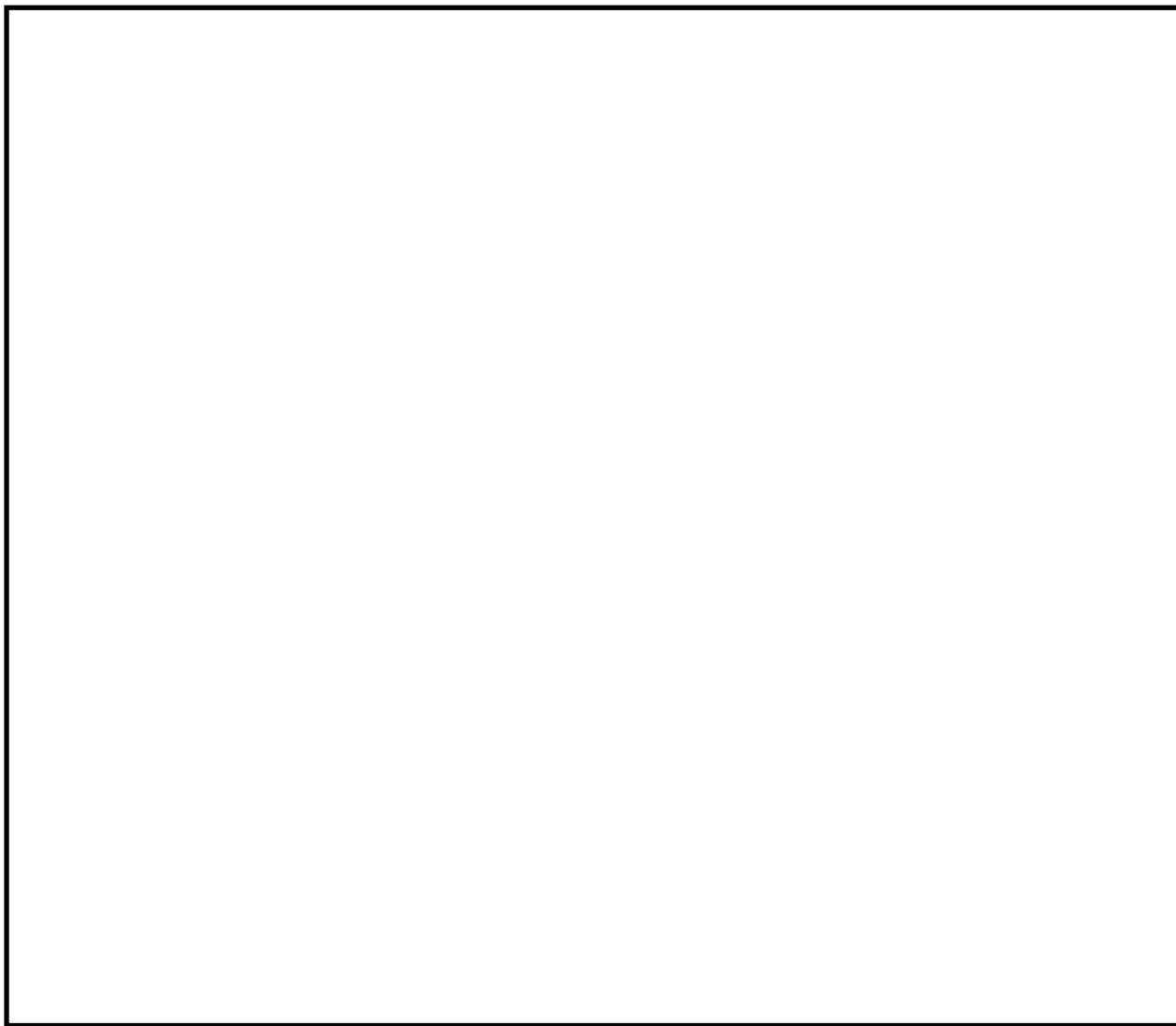
種 類	半導体式検出器
計 測 範 囲	0. 1 μ Sv／h～999. 9mSv／h
個 数	2（予備 1）



第 4.1.1 図 燃料取扱設備説明図（１）



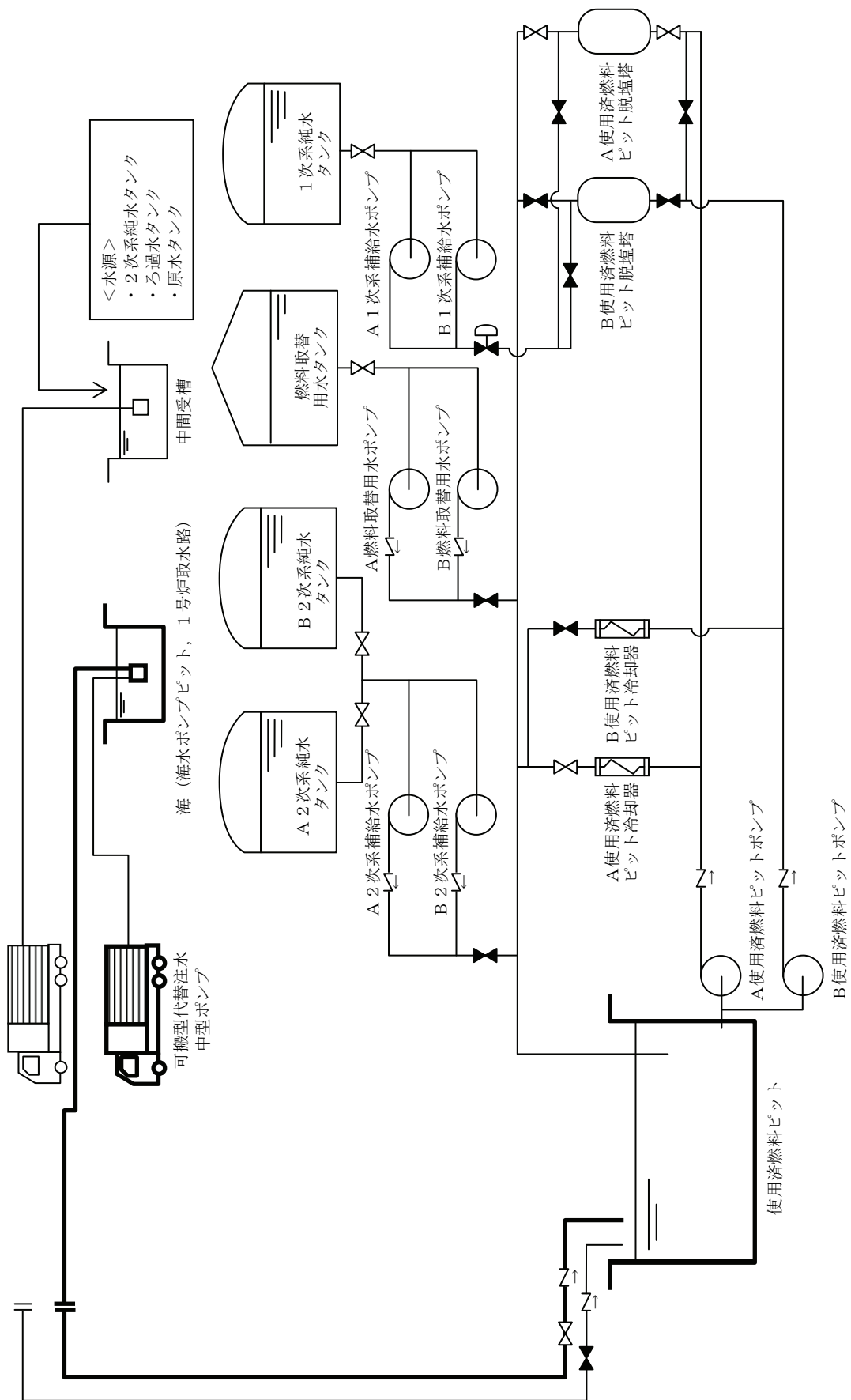
は，商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第 4.1.2 図 燃料取扱設備説明図（2）

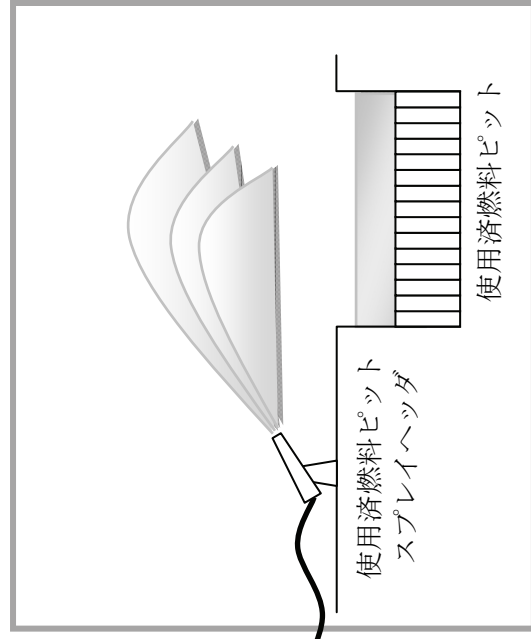


は，商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

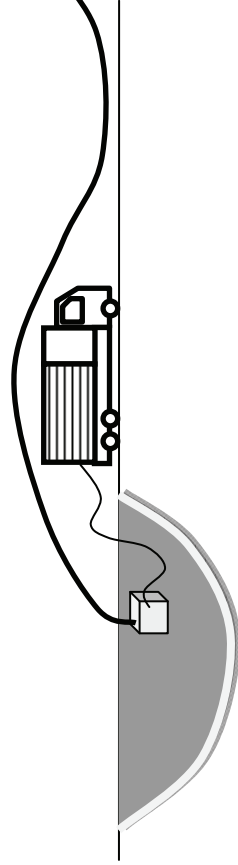


第 4.3.1 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図 (1)

燃料取扱棟

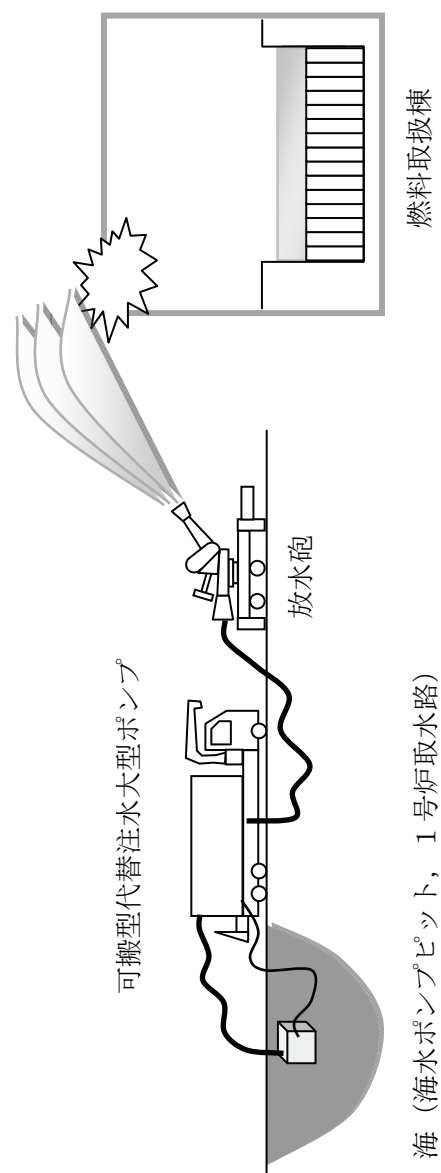


可搬型代替注水中型ポンプ



海（海水ポンプピット，1号炉取水路）

第 4.3.2 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図（2）



第 4.3.3 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図（3）

5. 原子炉冷却系統施設

5.1 一次冷却材設備

5.1.1 通常運転時等

5.1.1.5 主要設備

5.1.1.5.6 弁 類

一次冷却材設備の弁類として、加圧器安全弁、加圧器逃がし弁、加圧器スプレイ弁、ベント弁、ドレン弁、逆止弁等を設ける。

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は、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、1次冷却材の流出を制限するため、その配管系を通じての漏えいが、通常時の充てんポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる充てん流量等を考慮し許容できる程度に小さいものを除いて、次のとおり隔離弁を設ける。

- a. 通常時開、事故時閉の場合は2個の隔離弁
- b. 通常時閉、事故時閉の場合は1個の隔離弁
- c. 通常時閉、原子炉冷却材喪失時開の非常用炉心冷却系等はa. に準ずる。

なお、b. に準ずる隔離弁において、通常時又は事故時に開となるおそれのある場合は、2個の隔離弁を設ける。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。また、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b. に該当することから、1個の隔離弁を設けるものとする。

弁が1次冷却材に接する主要部分は、全てステンレス鋼を使用する。

大口徑の弁類は、バックシート及び第 5.1.11 図に示すようにステムリー

クオフを設け、下部グランドパッキンの漏えい水を液体廃棄物処理設備に送る。また、小口径の弁類についても、可能な限りグランド部にベローズや金属ダイヤフラムを用いて漏えいのない構造とした弁を採用し、一次冷却材設備から原子炉格納容器内への漏えいを実質的に零とする。

加圧器安全弁は、ばね式で加圧器逃がしタンクからの背圧変動が安全弁の設定圧力に影響を与えない背圧補償型を使用する。安全弁の上流側配管には、ループシールを設け、安全弁の弁座から、水素ガスや蒸気等が漏えいしない設計とする。

加圧器安全弁の吹き出し圧力は、一次冷却材設備の最高使用圧力に設定し、容量はプラント負荷喪失時のサージ流量以上とする。加圧器安全弁により、1次冷却系の圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に抑えることができる。

加圧器逃がし弁は、負荷減少時に1次冷却系の圧力を最高運転圧力以下に制限するために設置する。万一、逃がし弁に漏えいが起こった場合に、この逃がし弁を隔離するため遠隔操作の元弁を設ける。

加圧器スプレイ弁は、加圧器スプレイ流量を自動調節して、1次冷却系の圧力が過大となることを防止する。スプレイ管及びサージ管内の温度維持並びに加圧器内とそれ以外の1次冷却材のほう素濃度に差が生じないようにするため、加圧器スプレイ弁と並行に手動のバイパス弁を設けて、少量のスプレイ水を連続的に流す。

各配管系には、水張り及び水抜きのために、ベント弁及びドレン弁を設け、各ベントの先端にはプラグを設ける。

一次冷却材設備の主要弁類の設備仕様の概略を第5.1.9表に示す。

5.1.1.8 手 順 等

- (1) R C S ループドレン弁、加圧器ベント弁及び加圧器安全弁入口ループ

シールドレン弁については、通常時又は事故時開となるおそれがないようにハンドルロックによる施錠管理を実施する。

- (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ設定に係る弁等については、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。

5.1.2 重大事故等時

5.1.2.1 概 要

一次冷却材設備の蒸気発生器，１次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器については，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。

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。

流路として使用する蒸気発生器，１次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器から構成される一次冷却材設備は，重大事故等対処設備として構成される系統以外の他の系統，設備へ流入しないよう，隔離弁を設けることにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.1.2.2.2 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。

蒸気発生器，１次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器は，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。

蒸気発生器，１次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器は，淡水だけでな

く海水も使用するため、海水影響を考慮した設計とする。

5.1.2.3 主要設備の仕様

一次冷却材設備（重大事故等時）の主要設備の仕様を第 5.1.15 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」に示す。

流路として使用する系統（蒸気発生器，1 次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器）は，通常時の系統構成により機能，性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また，蒸気発生器及び加圧器は，内部の確認が可能なように，マンホールを設ける設計とする。

1 次冷却材ポンプは，分解が可能な設計とする。

原子炉容器は，内部の確認が可能なように，フランジを設ける設計とする。

蒸気発生器は，伝熱管の非破壊検査が可能なように，試験装置を設置できる設計とする。

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、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を第 5.4.1 図から第 5.4.6 図に示す。

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以下の重大事故等対処設備（1次冷却系のフィードアンドブリード及び蒸気発生器2次側による炉心冷却）を設ける。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により、2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1次冷却系のフィードアンドブリード）として、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンク並びに一次冷却材設備の加圧器逃がし弁を使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へのほう酸水の注入を行い、加圧器逃がし弁を開操作することで1次冷却系のフィードアンドブリードを行う設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 充てん／高圧注入ポンプ
- ・ 高圧注入ポンプ
- ・ 加圧器逃がし弁
- ・ 燃料取替用水タンク

非常用炉心冷却設備を構成するほう酸注入タンクは，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。その他，重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては，ディーゼル発電機があり，多様性，位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが，詳細については「10.2 代替電源設備」に記載する。一次冷却材設備を構成する蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器については，「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。

復水タンクへの補給不能により，2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）として，原子炉補機冷却海水設備のA，B原子炉補機冷却海水ポンプ並びに給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを使用する。

海を水源としたA，B原子炉補機冷却海水ポンプは，補助給水系統に海水を直接供給でき，電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ給水し，主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器2次側による炉心冷却ができる設計とする。蒸気発生器2次側による炉心冷却によって，1次冷却系の十分な冷却及び減圧ができる設計とし，その期間内に1次冷却系の減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕を取れる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ A， B 原子炉補機冷却海水ポンプ
- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 主蒸気逃がし弁
- ・ 蒸気発生器

原子炉補機冷却海水設備を構成する A， B 海水ストレーナは，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。

その他，重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては，ディーゼル発電機があり，多様性，位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが，詳細については「10.2 代替電源設備」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口，貯留堰，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては，「10.9 非常用取水設備」に記載する。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）として，給水設備のうち補助給水系のタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプ，主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁，2 次系補給水設備の復水タンク並びにタービン動補助給水ポンプ起動入口弁及びタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を使用する。また，代替電源として，空冷式非常用発電機を使用する。復水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプは，蒸気発生器へ給水するため，現場での人力による専用の工具を用いたタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の操作と，人力によるタービン動補助給水ポンプ起動入口弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復し，蒸気発生器 2 次側による炉心冷却によって，1 次冷却系の十分な冷却及び減圧ができる設計とし，その期間内に 1 次冷却系の減圧対策及び低圧時の冷却対策が

可能な時間的余裕を取れる設計とする。

電動補助給水ポンプの電源については空冷式非常用発電機より給電することで機能を回復できる設計とする。主蒸気逃がし弁については、機能回復のため現場において人力で操作できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）
- ・電動補助給水ポンプ
- ・主蒸気逃がし弁
- ・復水タンク
- ・蒸気発生器
- ・タービン動補助給水ポンプ起動入口弁
- ・空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、非常用炉心冷却設備のうち蓄圧注入系の蓄圧タンク及び蓄圧タンク出口弁、非常用炉心冷却設備のうち低圧注入系の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプ、並びに非常用炉心冷却設備の格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンがあり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。

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。

充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を使用した

1次冷却系のフィードアンドブリードは、タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却に対して多様性を持つ設計とする。また、燃料取替用水タンクを水源とすることで、復水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却に対して異なる水源を持つ設計とする。

加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置し、充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプは原子炉建屋内のタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁と異なる区画に設置し、燃料取替用水タンクは屋外の復水タンクと壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

蒸気発生器2次側による炉心冷却は、補助給水ポンプへの給水源となる復水タンクの補給により行うが、可搬型代替注水中型ポンプを用いた復水タンクの補給は、その接続口を適切な離隔距離をもって複数箇所設置することができないことから、別の機能であるA、B原子炉補機冷却海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの海水の直接給水により行うため、復水タンクの補給のための接続口と復水タンクから原子炉建屋までの経路と、A、B原子炉補機冷却海水ポンプから地中の海水管カルバートまでの経路は、適切な離隔距離を確保した上で独立した経路として設計する。

A、B原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給に使用するA、B原子炉補機冷却海水ポンプは、海を水源とすることで、蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する復水タンクに対して系統の異なる水源として設計する。

A、B原子炉補機冷却海水ポンプは、屋外の復水タンクと離れた位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

タービン動補助給水ポンプの機能回復においてタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、専用の工具を用いて手動で操作できる設計とし、タービン動補助給水ポンプ起動入口弁はハンドルを設けることで、常設直流電源を用いた弁操作に多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプの機能回復において電動補助給水ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。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。主蒸気逃がし弁の機能回復において主蒸気逃がし弁は、ハンドルを設け、空気作動に対して手動操作とすることで多様性を持つ設計とする。

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。

1次冷却系のフィードアンドブリードに使用する充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。

蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用するA、B原子炉補機冷却海水ポンプ、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、A、B海水ストレーナ、復水タンク及びタービン動補助給水ポンプ起動入口弁は、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。また、A、B原子炉補機冷却海水ポンプより供給される海水を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には原子炉補機冷却海水系

統と補助給水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。

その他、重大事故等時に使用する蓄圧タンク、蓄圧タンク出口弁、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。

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。

2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合における1次冷却系のフィードアンドブリードとして使用する充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時のほう酸水を1次冷却系へ注入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注入流量及びタンク容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系を冷却するために必要な注入流量及びタンク容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合における1次冷却系のフィードアンドブリードとして使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の1次冷却系の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の放出流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要な放出流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

復水タンクの破損等により2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合における蒸気発生器2次側による炉心冷却の水源として、海水を補助給水ポンプに直接供給する設備として使用するA、B原子炉補機冷却海水ポンプは、設

計基準事故時の原子炉補機冷却海水系統の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，蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に必要な補助給水流量に対して十分であることを確認しているため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却として使用する電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は，設計基準事故時の蒸気発生器 2 次側による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補助給水流量及び蒸気流量が，炉心崩壊熱により加熱された 1 次冷却系を冷却するために必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認しているため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却として使用する復水タンクは，蒸気発生器への給水量に対し，海水を補給するまでの間，水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

非常用炉心冷却設備のうち蓄圧注入系として使用する蓄圧タンクは，設計基準事故時の蓄圧注入系の機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の保持圧力及び保有水が，炉心崩壊熱により加熱された 1 次冷却系を冷却するために必要な保持圧力及び保有水に対して十分であることを確認しているため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

1 次冷却系のフィードアンドブリード継続により 1 次冷却系の圧力が低下し余熱除去設備が使用可能となれば，余熱除去系による冷却を開始する。余熱除去系として使用する余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は，設計基準事故時の余熱除去系による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余熱除去流量及び伝熱容量が，炉心崩壊熱により加熱された 1 次冷却系を冷却するために必要な余熱除去流量及び伝熱容量に対して十分であることを確認しているため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

再循環運転が使用可能となれば、非常用炉心冷却設備による高圧再循環運転を開始する。再循環運転として使用する充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、設計基準事故時の再循環運転による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注入流量及び伝熱容量が、炉心崩壊熱により加熱された１次冷却系を冷却するために必要な注入流量及び伝熱容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

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。

充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ、電動補助給水ポンプ及び余熱除去ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内及び原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

加圧器逃がし弁及び蓄圧タンク出口弁は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。操作は中央制御室から可能な設計とする。

燃料取替用水タンク及び復水タンクは、重大事故等時における原子炉建屋内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

ほう酸注入タンク及び余熱除去冷却器は、重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

A、B原子炉補機冷却海水ポンプは、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。操作は中央制御室から可能な設計とする。

タービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ起動入口弁は、重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作

は設置場所で可能な設計とする。

主蒸気逃がし弁は、重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

蒸気発生器、蓄圧タンク、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、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。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び復水タンクは、淡水だけでなく海水も使用するため、海水影響を考慮した設計とする。

格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、再循環運転時における保温材等のデブリの影響及び海水注入を行った場合の影響を考慮し、閉塞しない設計とする。

A、B海水ストレーナは、重大事故等時における使用条件及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

A、B原子炉補機冷却海水ポンプ及びA、B海水ストレーナは、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。

5.4.2.5 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」に示す。

加圧器逃がし弁、充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した1次冷却系のフィードアンドブリードを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。加圧器逃がし弁及び充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプは、中央制御室から操作が可能な設計とする。

A, B 原子炉補機冷却海水ポンプ, 電動補助給水ポンプ, タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器 2 次側により炉心冷却する系統は, 重大事故等が発生した場合でも, 通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また, 切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については, 一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。A, B 原子炉補機冷却海水ポンプ, 電動補助給水ポンプ, タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は, 中央制御室から操作が可能な設計とする。

タービン動補助給水ポンプ, 電動補助給水ポンプ, 主蒸気逃がし弁及び復水タンクを使用した蒸気発生器 2 次側により炉心冷却する系統は, 重大事故等が発生した場合でも, 通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また, 主蒸気逃がし弁は, 現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け, 足場を用いて, 現場で人力により確実に操作できる設計とする。

タービン動補助給水ポンプ起動入口弁は, 手動ハンドルを設け, 現場で人力により確実に操作できる設計とする。また, タービン動補助給水ポンプは, 現場で専用の工具を用いて, 人力で蒸気加減弁を操作することにより起動が可能な設計とする。

専用工具は, 作業場所近傍又はアクセスルート近傍に保管できる設計とする。

蓄圧タンク出口弁は, 中央制御室から操作が可能な設計とする。

余熱除去ポンプ, 充てん／高圧注入ポンプ, 高圧注入ポンプ及び格納容器再循環サンプを使用した高圧再循環運転を行う系統は, 重大事故等が発生した場合でも, 通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。余熱除去ポンプは, 中央制御室から操作が可能な設計とする。

5.4.3 主要設備の仕様

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設備の仕様を第 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」に示す。

1 次冷却系のフィードアンドブリードに使用する系統（充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンク）は、他系統と独立した試験系統により機能、性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁は、分解が可能な設計とする。

燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する系統（A、B 原子炉補機冷却海水ポンプ及び A、B 海水ストレーナ）は、独立して機能、性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。試験系統に含まれない配管については、悪影響防止のため、海水を含む原子炉補機冷却海水系統と、海水を含まない補助給水系統とを個別に通水確認及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

また、A、B 原子炉補機冷却海水ポンプは、分解が可能な設計とする。

A、B 海水ストレーナは、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、ボンネットを取り外すことができる設計とする。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する系統（電動補助給水ポンプ、

タービン動補助給水ポンプ，主蒸気逃がし弁，蒸気発生器，復水タンク及びタービン動補助給水ポンプ起動入口弁）は，他系統と独立した試験系統により機能，性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

また，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水ポンプ起動入口弁は，分解が可能な設計とする。

復水タンク及び蒸気発生器は，内部の確認が可能なように，マンホールを設ける設計とする。

蒸気発生器は，伝熱管の非破壊検査が可能なように，試験装置を設置できる設計とする。

その他，重大事故等時に使用する系統（蓄圧タンク及び蓄圧タンク出口弁）は，試験系統により機能，性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

蓄圧タンクは，内部の確認が可能なように，マンホールを設ける設計とする。

蓄圧タンク出口弁は，分解が可能な設計とする。

その他，重大事故等時に使用する系統（余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器）は，他系統と独立した試験系統により機能，性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

また，余熱除去ポンプは，分解が可能な設計とする。

余熱除去冷却器は，内部の確認が可能なように，フランジを設ける設計とする。

その他，重大事故等時に使用する格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは，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系統概要図を第 5.5.1 図から第 5.5.4 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、1 次冷却系の減圧のための設備及び 1 次冷却系の減圧とあわせて炉心を冷却するための設備として以下の重大事故等対処設備（1 次冷却系の減圧及び 1 次冷却系のフィードアンドブリード）を設ける。また、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧のための設備として以下の重大事故等対処設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）を設ける。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1 次冷却系の減圧）として、一次冷却材設備の加圧器逃がし弁を使用する。また、これとあわせて重大事故等対処設備（1 次冷却系のフィードアンドブリード）である、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

加圧器逃がし弁は、開操作することにより 1 次冷却系を減圧できる設計とする。また、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプ及び

高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・加圧器逃がし弁
- ・充てん／高圧注入ポンプ
- ・高圧注入ポンプ
- ・燃料取替用水タンク

非常用炉心冷却設備を構成するほう酸注入タンクは、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」に記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。

復水タンクの補給不能により2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）として、原子炉補機冷却海水設備のA、B原子炉補機冷却海水ポンプ並びに給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを使用する。

海を水源としたA、B原子炉補機冷却海水ポンプは、補助給水系統に海水を直接供給でき、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器2次側による炉心冷却ができる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・A、B原子炉補機冷却海水ポンプ

- ・電動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・主蒸気逃がし弁
- ・蒸気発生器

原子炉補機冷却海水設備を構成する A，B 海水ストレーナは，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。

その他，重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては，ディーゼル発電機があり，多様性，位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが，詳細については，「10.2 代替電源設備」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口，貯留堰，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては，「10.9 非常用取水設備」に記載する。

加圧器逃がし弁の故障により 1 次冷却系の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）として，給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプ，2 次系補給水設備の復水タンク並びに主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。

復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは，蒸気発生器へ給水し，主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器 2 次側での炉心冷却による 1 次冷却系の減圧を行う設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・電動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・復水タンク
- ・主蒸気逃がし弁

- ・ 蒸気発生器

その他，重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては，ディーゼル発電機があり，多様性，位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが，詳細については，「10.2 代替電源設備」に記載する。

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，タービン動補助給水ポンプの機能回復のための設備として以下の重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復）を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復）として，タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及びタービン動補助給水ポンプ起動入口弁を使用する。

現場での人力による専用の工具を用いたタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の操作と，人力によるタービン動補助給水ポンプ起動入口弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）
- ・ タービン動補助給水ポンプ起動入口弁

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，主蒸気逃がし弁の機能回復のための設備で窒素ポンプ等の可搬型重大事故防止設備と同等以上の効果を有する措置として以下の重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）として，手動にて主蒸気逃がし弁を使用する。

主蒸気逃がし弁は，現場において可搬型コンプレッサ又は窒素ポンプ等を

接続するのと同様以上の作業の迅速性，駆動軸を人力で直接操作することによる操作の確実性及び空気作動に対する多様性を有するため，手動設備として設計する。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・主蒸気逃がし弁

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，全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した，加圧器逃がし弁の機能回復のための設備として以下の可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復）及び所内常設蓄電式直流電源設備（加圧器逃がし弁の機能回復）を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復）として，窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用），所内常設蓄電式直流電源設備（加圧器逃がし弁の機能回復）として蓄電池（重大事故等対処用）を使用する。

蓄電池（重大事故等対処用）は，加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し，かつ窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は，加圧器逃がし弁に窒素を供給し，空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで1次冷却系を減圧できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）
- ・蓄電池（重大事故等対処用）
- ・加圧器逃がし弁

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，炉心溶融時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系の減圧）を設ける。

重大事故等対処設備（１次冷却系の減圧）として、一次冷却材設備の加圧器逃がし弁を使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・加圧器逃がし弁

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、蒸気発生器伝熱管破損発生時の１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制、インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制のための設備として、以下の重大事故等対処設備（１次冷却系の減圧）を設ける。

重大事故等対処設備（１次冷却系の減圧）として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁及び一次冷却材設備の加圧器逃がし弁を使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・主蒸気逃がし弁

- ・加圧器逃がし弁

インターフェイスシステムＬＯＣＡ時において、余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、専用の工具を用いることで離れた場所から弁駆動機構を介して遠隔操作できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・余熱除去ポンプ入口弁

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。

充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を使用した１次冷却系の減圧及びフィードアンドブリードは，電動補助給水ポンプ，タ

タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧に対して、多様性を持つ設計とする。また、燃料取替用水タンクを水源とすることで、復水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧に対して異なる水源を持つ設計とする。

加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置し、充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプは、原子炉建屋内の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁と異なる区画に設置し、燃料取替用水タンクは屋外の復水タンクと壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却は、補助給水ポンプへの給水源となる復水タンクの補給により行うが、可搬型代替注水中型ポンプを用いた復水タンクの補給は、その接続口を適切な離隔距離をもって複数箇所設置することができないため、別の機能である A、B 原子炉補機冷却海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの海水の直接給水により行うため、復水タンクの補給のための接続口と復水タンクから原子炉建屋までの経路と、A、B 原子炉補機冷却海水ポンプと地中の海水管カルバートまでの経路は、適切な離隔距離を確保した上で独立した経路として設計する。

原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給に使用する原子炉補機冷却海水ポンプは、海を水源とすることで、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する復水タンクに対して系統の異なる水源として設計する。

原子炉補機冷却海水ポンプは、屋外の復水タンクと離れた位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気

逃がし弁を使用した，蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧は，加圧器逃がし弁を使用した 1 次冷却系の減圧に対して多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は，原子炉建屋内に設置し，復水タンクは屋外に設置することで，原子炉格納容器内の加圧器逃がし弁と位置的分散を図る設計とする。

タービン動補助給水ポンプの機能回復においてタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は，専用の工具を用いて手動で操作できる設計とし，タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁はハンドルを設けることで，常設直流電源を用いた弁操作に対して多様性を持つ設計とする。

主蒸気逃がし弁の機能回復において主蒸気逃がし弁は，ハンドルを設け，空気作動に対して手動操作とすることで多様性を持つ設計とする。

加圧器逃がし弁の機能回復において加圧器逃がし弁は，電磁弁の電源を蓄電池（重大事故等対処用）から給電し，駆動用空気を窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）から供給することで，制御用空気及び常設直流電源を用いた弁操作に対して蓄電池（重大事故等対処用）及び窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を用いた弁操作が多様性を持つ設計とする。

蓄電池（重大事故等対処用）は，原子炉補助建屋内の蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）に対して異なる区画に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）は，通常時接続せず原子炉建屋内の制御用空気圧縮機と異なる区画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。

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。

1 次冷却系の減圧に使用する加圧器逃がし弁，充てん／高圧注入ポンプ，燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクは，弁操作等によって，通常時の系統構成から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。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する A，B 原子炉補機冷却海水ポンプ，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，主蒸気逃がし弁，蒸気発生器，A，B 海水ストレーナ及び復水タンクは，弁操作等によって，通常時の系統構成から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。また，A，B 原子炉補機冷却海水ポンプより供給される海水を含む系統と含まない系統を区分するため，通常運転時には原子炉補機冷却海水系統と補助給水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。

タービン動補助給水ポンプは，タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及びタービン動補助給水ポンプ起動入口弁の操作等によって，通常時の系統構成から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。

蓄電池（重大事故等対処用）は，遮断器操作によって通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

加圧器逃がし弁の機能回復に使用する窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）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で，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

インターフェイスシステム L O C A 時において、余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。

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。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧機能が喪失した場合における 1 次冷却系のフィードアンドブリードとして使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の 1 次冷却系の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の放出流量が、炉心崩壊熱により加圧された 1 次冷却系を減圧するために必要な放出流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

炉心溶融時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止するために使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の 1 次冷却系の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の放出流量が、炉心溶融時に 1 次冷却系を減圧させるために必要な放出流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器伝熱管破損発生時の 1 次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するため、又はインターフェイスシステム L O C A 発生時の 1 次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するために使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の 1 次冷却系の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の放出流量が、蒸気発生器伝熱管破損発生時の 1 次冷却材の漏えい量を抑制するために必要な放出流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧機能が喪失した場合における 1 次冷却系のフィードアンドブリードとして使用する充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時にほう酸水を 1 次冷却系に注入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注入流量及びタンク容量が、炉心崩壊熱により加熱された 1 次冷却系を冷却するために必要な注入流量及びタンク容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

復水タンクの破損等により 2 次冷却系からの除熱機能が喪失した場合における蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の水源として、海水を補助給水ポンプに直接供給する設備として使用する原子炉補機冷却海水ポンプは、設計基準事故時の原子炉補機冷却海水系統の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、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に必要な補助給水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧機能として使用するタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、設計基準事故時の蒸気発生器 2 次側による 1 次冷却系の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補助給水流量及び蒸気流量が、炉心崩壊熱により加圧された 1 次冷却系を冷却することで減圧させるために必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧機能として使用する復水タンクは、蒸気発生器への給水量に対し、海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、供給先の加圧器逃がし弁が空気作動

式であるため、重大事故等時に想定される原子炉格納容器圧力と弁全開に必要な圧力の和を設定圧力とし、配管分の加圧、弁作動回数及びリークしないことを考慮した容量に対して十分な容量を有したものを1セット8個（A系統4個、B系統4個）使用する。保有数は1セット8個、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として8個を保有し、合計16個を保管する設計とする。

蓄電池（重大事故等対処用）は、加圧器逃がし弁の作動時間を考慮した電力を供給できる容量に対して十分であることを確認した蓄電池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。

想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、減圧用の弁である加圧器逃がし弁は、制御用空気が喪失した場合に使用する窒素ポンプ（加圧器逃がし弁用）の容量の設定も含めて、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。操作は、中央制御室から可能な設計とする。

充てん／高圧注入ポンプ及び電動補助給水ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内又は原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない原子炉補助建屋内及び原子炉建屋内の区画に設置し、操作は中央制御室から可能な設計とする。

燃料取替用水タンク及び復水タンクは、重大事故等時における原子炉建屋及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

ほう酸注入タンクは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

A，B 原子炉補機冷却海水ポンプは、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。操作は中央制御室から可能な設計とする。

タービン動補助給水ポンプは、重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステム L O C A 時及び蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない原子炉建屋内の区画に設置し、操作は中央制御室及び設置場所で可能な設計とする。

想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、減圧用の弁である主蒸気逃がし弁は、制御用空気が喪失した場合の手動操作も含めて、重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステム L O C A 時及び蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗時に使用する設備であるため、インターフェイスシステム L O C A 時の環境影響を受けない原子炉建屋内の区画に設置し、蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗時の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計及び設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

蒸気発生器は、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。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，蒸気発生器及び復水タンクは、淡水だけでなく海水も使用するため、海水影響を考慮した設計とする。

A，B 海水ストレーナは、重大事故等時における使用条件及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

A， B 原子炉補機冷却海水ポンプ及びA， B 海水ストレーナは， 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。

タービン動補助給水ポンプ起動入口弁は， 重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。 操作は設置場所で可能な設計とする。

蓄電池（重大事故等対処用）は， 重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。 操作は設置場所で可能な設計とする。

窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）は， 原子炉補助建屋内に保管及び設置するため， 重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。 操作は設置場所で可能な設計とする。

余熱除去ポンプ入口弁は， 重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。 インターフェイスシステム L O C A 時に使用する設備であるため， その環境条件を考慮した設計とする。 操作は設置場所と異なる区画から専用の工具を用いることで離れた場所から弁駆動機構を介して遠隔操作できる設計とする。

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」に示す。

加圧器逃がし弁， 高圧注入ポンプ， 充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した 1 次冷却系のフィードアンドブリードを行う系統は， 重大事故等が発生した場合でも， 通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。 加圧器逃がし弁， 高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプは， 中央制御室から操作が可能な設計とする。

A， B 原子炉補機冷却海水ポンプ， 電動補助給水ポンプ， タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器 2 次側により炉心冷却する系統は， 重大事故等が発生した場合でも， 通常時の系統から弁操作等に

て速やかに切り替えられる設計とする。また、切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。A，B原子炉補機冷却海水ポンプ，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は，中央制御室から操作が可能な設計とする。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器２次側により炉心冷却する系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また，主蒸気逃がし弁は，現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け，足場を用いて，現場で人力により確実に操作できる設計とする。

タービン動補助給水ポンプ起動入口弁は，現場操作も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できる設計とする。また，タービン動補助給水ポンプは，現場で専用の工具を用いて，人力で蒸気加減弁を操作することにより起動が可能な設計とする。専用工具は，作業場所近傍又はアクセスルート近傍に保管できる設計とする。

窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を使用した加圧器逃がし弁への代替空気供給を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）の出口配管と制御用空気配管の接続は，簡便な接続規格による接続とし，確実に接続できる設計とする。窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）の接続口は，ボンベ取付継手による接続とし，窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用，原子炉補機冷却水サージタンク用及びアニュラス空気浄化ファン弁用）の取付継手は同一形状とする。また，窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）の接続口は，一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに，必要により窒素ボ

ンベの交換が可能な設計とする。

蓄電池（重大事故等対処用）は、重大事故等が発生した場合でも、加圧器逃がし弁への給電を通常の系統から蓄電池（重大事故等対処用）による電源供給へ現場にて電源操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

余熱除去ポンプ入口弁は、現場で専用の工具を用いて確実に操作できる設計とする。専用工具は、作業場所近傍又はアクセスルート近傍に保管できる設計とする。

5.5.3 主要設備の仕様

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設備の仕様を第 5.5.1 表及び第 5.5.2 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」に示す。

1 次冷却系の減圧に使用する系統（加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁）は、多重性のある通常時の系統構成により機能、性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。

1 次冷却系の減圧に使用する系統（充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンク）は、他系統と独立した試験系統により機能、性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプは、分解が可能な設計とする。

燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、内部の確認が可能なように、マンホールを設

ける設計とする。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する系統（A，B 原子炉補機冷却海水ポンプ及び A，B 海水ストレーナ）は，独立して機能，性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。試験系統に含まれない配管については，悪影響防止のため，海水を含む原子炉補機冷却海水系統と，海水を含まない補助給水系統とを個別に通水確認及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

また，A，B 原子炉補機冷却海水ポンプは，分解が可能な設計とする。

A，B 海水ストレーナは，差圧確認が可能な系統設計とする。

また，内部の確認が可能なように，ボンネットを取り外すことができる設計とする。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する系統（電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，蒸気発生器，復水タンク及びタービン動補助給水ポンプ起動入口弁）は，他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

また，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ起動入口弁は，分解が可能な設計とする。

蒸気発生器及び復水タンクは，内部の確認が可能なように，マンホールを設ける設計とする。

蒸気発生器は，伝熱管の非破壊検査が可能なように，試験装置を設置できる設計とする。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する系統（主蒸気逃がし弁）は，多重性のある通常時の系統構成により機能，性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また，主蒸気逃がし弁は，分解が可能な設計とする。

加圧器逃がし弁の機能回復に使用する窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）は，

加圧器逃がし弁駆動用空気配管への窒素供給により，弁の開閉試験が可能な設計とする。窒素ポンペは規定圧力が確認できる設計とする。

また，外観の確認が可能な設計とする。

加圧器逃がし弁の機能回復に使用する蓄電池（重大事故等対処用）は，電磁弁を駆動可能なように，加圧器逃がし弁用電磁弁へ電源供給ができる設計とする。また，機能・性能確認が可能なように電圧，比重測定が可能な系統設計とする。

インターフェイスシステム L O C A 時において，余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は，手動による開閉確認及び可搬型弁開閉機で規定トルクによる開閉確認が可能な設計とする。

また，分解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、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系統概要図を第 5.6.1 図から第 5.6.18 図に示す。

5.6.2 設計方針

(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉の冷却

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うち、炉心を冷却し、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以下の重大事故防止設備（代替炉心注水、代替再循環、炉心注水及び蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）及び可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）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、常設重大事故防止設備（代替炉心注水）を設ける。

運転中の 1 次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心注入機能が喪失した場合、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる再循環又は格納容器スプレイポンプによる代替再循環で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに運転停止中において余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し

た場合の重大事故防止設備（代替炉心注水）として、原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 格納容器スプレイポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク

余熱除去設備を構成する余熱除去冷却器は、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」に記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。

運転中の1次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心注入機能が喪失した場合、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる再循環又は格納容器スプレイポンプによる代替再循環で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合、運転停止中において余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した常設重大事

故防止設備（代替炉心注水）として、常設低圧代替注水ポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク又は２次系補給水設備の復水タンクを使用する。

燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とした常設低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注水できる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設低圧代替注水ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）
- ・ 重大事故等対処用専用電源盤（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電機、重大事故等対処用専用電源盤については、「10.2 代替電源設備」に記載する。余熱除去設備を構成する余熱除去冷却器は、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」に記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。

運転中の１次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ、高圧注入ポン

プ、充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により炉心注入機能が喪失した場合、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる再循環又は格納容器スプレイポンプによる代替再循環で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合、運転停止中において余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）として、可搬型低压代替注水ポンプ、燃料油貯蔵タンク（北側）及びタンクローリを使用する。

中間受槽を水源とした可搬型低压代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注水できる設計とする。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても可搬型低压代替注水ポンプは専用のディーゼル機関により駆動できる設計とする。可搬型低压代替注水ポンプの燃料は、燃料油貯蔵タンク（北側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型低压代替注水ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・中間受槽

燃料油貯蔵タンク（北側）及びタンクローリについては、「（10.8 補機駆動用燃料設備）」に記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器については，「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。余熱除去設備を構成する余熱除去冷却器は，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。

運転中の 1 次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ及び格納容器再循環サンプ余熱除去ポンプ側隔離弁の故障等により余熱除去設備の再循環による炉心冷却機能が喪失した場合並びに運転停止中において余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替再循環）として，原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ，余熱除去設備の余熱除去冷却器，非常用炉心冷却設備の格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用する。格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイポンプは，余熱除去冷却器を介して代替再循環できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは，非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 格納容器スプレイポンプ
- ・ 格納容器再循環サンプ
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン
- ・ 余熱除去冷却器

その他，重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては，ディーゼル発電機があり，多様性，位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが，詳細については，「10.2 代替電源設備」に記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器，1 次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器については，「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。

運転中の 1 次冷却材喪失事象時において格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合，運転停止中において余熱除去ポンプ及び余

熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（炉心注水）として、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 充てん／高圧注入ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク

非常用炉心冷却設備を構成するほう酸注入タンクは、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、

「10.2 代替電源設備」に記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器については，「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。

運転中の1次冷却材喪失事象時において格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合，運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（炉心注水）として，非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは，安全注入系統により炉心へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 高圧注入ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク

重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」に記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器については，「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。

運転中の1次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合並びに運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として，化学体積制御設備のB充てん／高圧注入ポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とするB充てん／高圧注入ポンプは，自己冷却ラインを用いることにより運転でき，炉心へ注水できる設計とする。B充てん／高圧注入ポンプは，代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ B充てん／高圧注入ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は，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。空冷式非常用発電機については，「10.2 代替電源設備」に記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器，1次冷却材ポ

ンプ，原子炉容器及び加圧器については，「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。

運転中の1次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（高圧代替再循環）として，非常用炉心冷却設備のB余熱除去ポンプ，B高圧注入ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用する。

海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，A，B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し，代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源としたB余熱除去ポンプ及びB高圧注入ポンプは，代替補機冷却を用いることで高圧代替再循環でき，原子炉格納容器内の冷却とあわせて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは，非常用炉心冷却設備の有効吸込水頭を確保できる設計とする。B余熱除去ポンプ及びB高圧注入ポンプは，代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプの燃料は，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ B余熱除去ポンプ
- ・ B高圧注入ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・ タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）

- ・ 格納容器再循環サンプ
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン
- ・ 空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

余熱除去設備を構成する余熱除去冷却器，原子炉補機冷却海水設備を構成する A，B 海水ストレーナ，並びに原子炉補機冷却水設備を構成する A 原子炉補機冷却水冷却器は，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。燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては，「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。

空冷式非常用発電機については，「10.2 代替電源設備」に記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器，1 次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器については，「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては，「10.9 非常用取水設備」に記載する。

運転中及び運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに運転中及び運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）として，給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ，2 次系補給水設備の復水タンク並びに主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。

復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは，蒸気発生器へ給水し，主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器 2 次側による炉心冷却ができる設計とする。電動補助給水ポンプは，ディーゼル発電機に加えて，全交流動力電源喪失時においても代替電源設

備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場での人力による弁の操作ができる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・電動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・復水タンク
- ・主蒸気逃がし弁
- ・蒸気発生器
- ・空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」に記載する。

運転中及び運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに運転中及び運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード）として、給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ、2 次系補給水設備の復水タンクを使用する。

復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気ドレンラインを使用することで炉心冷却ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・電動補助給水ポンプ
- ・復水タンク
- ・蒸気発生器
- ・空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（炉心注水）として、化学体積制御設備の充てん／高圧注入ポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制御系統により炉心へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・充てん／高圧注入ポンプ
- ・燃料取替用水タンク

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」に記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器については、「5.1 一次冷却材設備

5.1.2 重大事故等時」に記載する。

運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（低圧代替再循環）として、非常用炉心冷却設備のB余熱除去ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリを使用する。

海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源としたB余熱除去ポンプは、代替補機冷却を用いることで低圧代替再循環でき、原子炉格納容器内の冷却とあわせて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備の有効吸込水頭を確保できる設計とする。B余熱除去ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプの燃料は、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ B余熱除去ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・ タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・ 格納容器再循環サンプ
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン
- ・ 空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

非常用炉心冷却設備を構成するB余熱除去冷却器，原子炉補機冷却海水設備を構成するA，B海水ストレーナ，並びに原子炉補機冷却水設備を構成するA原子炉補機冷却水冷却器は，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。燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては，「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。

空冷式非常用発電機については，「10.2 代替電源設備」に記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器については，「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては，「10.9 非常用取水設備」に記載する。

(2) 炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合における原子炉容器内の残存溶融デブリの冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉容器に残存溶融デブリが存在する場合，格納容器水張り（格納容器スプレイ）により残存溶融デブリを冷却し，原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

重大事故等対処設備（格納容器スプレイ）として，原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは，原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッドのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 格納容器スプレイポンプ

- ・燃料取替用水タンク

原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納施設のうち原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、余熱除去設備の余熱除去ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした余熱除去ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッドのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・余熱除去ポンプ
- ・燃料取替用水タンク

原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」

に記載する。

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、常設低圧代替注水ポンプ、原子炉格納容器スプレイ設備の燃料取替用水タンク又は２次系補給水設備の復水タンクを使用する。

燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設低圧代替注水ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）
- ・ 重大事故等対処用専用電源盤（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電機、重大事故等対処用専用電源盤については、「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。

(3) 炉心の著しい損傷が発生した場合における熔融炉心の原子炉容器下部への落下遅延及び防止

原子炉の冷却機能が喪失し、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及び防止することで原子炉格納容器の破損を防止する設備として以下の重大事故等対処設備（炉心注水及び代替炉心注水）を設ける。

重大事故等対処設備（炉心注水）として、非常用炉心冷却設備のうち高压注入系の充てん／高压注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高压注入ポンプは、安全注入系統により炉心へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 充てん／高压注入ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク

非常用炉心冷却設備を構成するほう酸注入タンクは、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」に記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。

重大事故等対処設備（炉心注水）として、非常用炉心冷却設備のうち高压注入系の高压注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした高压注入ポンプは、安全注入系統により炉心へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 高圧注入ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク

重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」に記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器については、「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。

重大事故等対処設備（炉心注水）として、化学体積制御設備の充てん／高圧注入ポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制御系統により炉心へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 充てん／高圧注入ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」に記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器については、「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。

重大事故等対処設備（炉心注水）として、非常用炉心冷却設備のうち低圧注入系の余熱除去ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした余熱除去ポンプは、炉心に注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 余熱除去ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク

非常用炉心冷却設備を構成する余熱除去冷却器は、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、

「10.2 代替電源設備」に記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器については，「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。

重大事故等対処設備（代替炉心注水）として，原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは，格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注水できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 格納容器スプレイポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク

余熱除去設備を構成する余熱除去冷却器は，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。その他，重大事故等時に使用する設計基準事

故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」に記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。

重大事故等対処設備（代替炉心注水）として、常設低圧代替注水ポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク又は2次系補給水設備の復水タンクを使用する。

燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とした常設低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注水できる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設低圧代替注水ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）
- ・ 重大事故等対処用専用電源盤（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電機、重大事故等対処用専用電源盤については、「10.2 代替電源設備」に記載する。余熱除去設備を構成する余熱除去冷却器は、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、

多様性，位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが，詳細については「10.2 代替電源設備」に記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器については，「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替炉心注水）として，化学体積制御設備のB充てん／高圧注入ポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とするB充てん／高圧注入ポンプは，自己冷却ラインを用いることにより運転でき，炉心へ注水できる設計とする。B充てん／高圧注入ポンプは，代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ B充てん／高圧注入ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は，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。空冷式非常用発電機については，「10.2 代替電源設備」に記載する。

一次冷却材設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器については，「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。

その他，重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては，非常用炉心冷却設備のうち蓄圧注入系の蓄圧タンク，非常用炉心冷却設備のうち低圧注入系の余熱除去ポンプ，余熱除去冷却器，格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンがあり，多様性，位置的分散等以外

の重大事故等対処設備としての設計を行う。

5.6.2.1 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。

格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水は，格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプにより炉心注水できることで，余熱除去ポンプ，高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入に対して多重性を持つ設計とする。

格納容器スプレイポンプは原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ，高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプと異なる区画に設置し，位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水は，空冷式非常用発電機からの独立した電源供給ラインから給電することにより，余熱除去ポンプ，高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また，燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とすることで，燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ，高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは，原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ，高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプと異なる区画に設置し，屋外の復水タンクと屋内の燃料取替用水タンクは壁で分離された位置に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

可搬型低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水は，可搬型低圧代替注水ポンプをディーゼル駆動とすることにより，余熱除去ポンプ，高圧注入ポ

ンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水並びに格納容器スプレイポンプ及び常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。また、海水を補給できる中間受槽を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注水、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水並びに燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

可搬型低圧代替注水ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、格納容器スプレイポンプ及び常設低圧代替注水ポンプに対し屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

代替炉心注水としての水源である燃料取替用水タンク及び復水タンクは、壁により分離された位置に設置することで位置的分散を図っているが、十分な離隔距離を確保できないことから、別手段として可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水を行うため、可搬型低圧代替注水ポンプの接続口は、原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び余熱除去冷却器を使用した代替再循環は、格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ及び余熱除去設備の余熱除去冷却器により再循環できることで、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器による再循環に対して多重性を持つ設計とする。

格納容器スプレイポンプは原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプと異なる区画に設置し、位置的分散を図る設計とする。

高圧注入ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用

した炉心注水は、燃料取替用水タンクを水源とすることで、格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した再循環並びに格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。

燃料取替用水タンクは原子炉建屋内に設置することで、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプと位置的分散を図る設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した代替炉心注水は、燃料取替用水タンクを水源とすることで格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した再循環並びに格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。

常設低圧代替注水ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した代替炉心注水は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とすることで、格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した再循環並びに格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。

燃料取替用水タンクは屋内に設置し、復水タンクは屋外に設置することで、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプと位置的分散を図る設計とする。

可搬型低圧代替注水ポンプ及び中間受槽を使用した代替炉心注水は、中間受槽を水源とすることで、格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧

注入ポンプを使用した再循環並びに格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環，燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ，高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注水，燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水並びに燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

中間受槽は，屋内の燃料取替用水タンク及び屋外の復水タンク並びに原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプに対し屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管することで，位置的分散を図る設計とする。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器２次側による炉心冷却は，余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は，原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び原子炉建屋内の余熱除去冷却器と異なる区画に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

高圧注入ポンプ，充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した炉心注水は，余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多様性を持つ設計とする。

高圧注入ポンプ，充てん／高圧注入ポンプは，原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び原子炉建屋内の余熱除去冷却器と異なる区画に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した代替炉心注水は，余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多様性を持つ設計とする。

格納容器スプレイポンプは原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び原子炉建屋内の余熱除去冷却器と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した代替炉心注水は、空冷式非常用発電機からの独立した電源供給ラインから給電することにより、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び原子炉建屋内の余熱除去冷却器と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬型低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水は、可搬型低圧代替注水ポンプをディーゼル駆動とすることにより、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水、格納容器スプレイポンプ及び常設低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。また、海水を補給できる中間受槽を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注水、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水並びに燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び余熱除去冷却器を使用した代替再循環は、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多重性を持つ設計とする。

格納容器スプレイポンプは原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプと異なる区

画に設置し、位置的分散を図る設計とする。

代替炉心注水時において常設低圧代替注水ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

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。

代替炉心注水時においてB充てん／高圧注入ポンプは設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電でき、自己冷却でき、かつ安全注入ラインを介さず充てんラインを用いて原子炉に注水できることで、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注水に対して多様性を持つ設計とする。

B充てん／高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプと異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

また、B充てん／高圧注入ポンプの自己冷却は、B充てん／高圧注入ポンプ出口配管から分岐した自己冷却ラインによりB充てん／高圧注入ポンプを冷却できることで、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持つ設計とする。

B充てん／高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置することで、原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の原子炉補機冷却海水ポンプと位置的分散を図る設計とする。

代替再循環時においてB余熱除去ポンプ及びB高圧注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

また、可搬型代替注水大型ポンプを使用するB余熱除去ポンプ及びB高圧注入ポンプへの代替補機冷却は、可搬型代替注水大型ポンプをディーゼル駆動とすることで、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを

使用する補機冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、屋外の原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプに対し屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

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」に記載する。

可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、複数箇所、十分な離隔距離を確保した位置する設計とする。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用するタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁の駆動源は、タービン動補助給水ポンプは常設直流電源系統によりタービン動補助給水ポンプ非常用油ポンプを運転し、かつタービン動補助給水ポンプ起動入口弁が開弁することで蒸気を駆動源とし、電動補助給水ポンプは駆動源を空冷式非常用発電機から給電でき、主蒸気逃がし弁は手動操作用のハンドルを設けることにより、ディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。

タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

代替再循環時において B 余熱除去ポンプ及び B 高圧注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

また、可搬型代替注水大型ポンプを使用する B 余熱除去ポンプ及び B 高圧注入ポンプへの代替補機冷却は、可搬型代替注水大型ポンプをディーゼル駆

動とすることで、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持つ設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、屋外の原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプに対し屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

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」に記載する。

常設低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水配管及び可搬型低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水配管は、水源から安全注入配管との合流点までの系統について、高圧注入ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

B 充てん／高圧注入ポンプを使用した代替炉心注水配管は、B 充てん／高圧注入ポンプ出口の安全注入配管と充てん配管との分岐点からの充てん系統について、高圧注入ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

これらの系統の多様性及び位置的分散によって、高圧注入ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して、重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

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。

代替炉心注水に使用する格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、常設低圧代替注水ポンプ、復水タンク、高圧注入ポンプ、充てん／高圧注入

ポンプ及び再生熱交換器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。また、放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には燃料取替用水タンクと復水タンク、及び化学体積制御系統と原子炉補機冷却水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。

代替炉心注水に使用する可搬型低圧代替注水ポンプ及び中間受槽は、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で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替再循環に使用する格納容器スプレイポンプ、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、B余熱除去ポンプ、B高圧注入ポンプ、余熱除去冷却器、A、B海水ストレーナ及びA原子炉補機冷却水冷却器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。

代替再循環に使用する可搬型代替注水大型ポンプは、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で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプより供給される海水を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には原子炉補機冷却水系統と原子炉補機冷却海水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、アウトリガ等によって固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

炉心注入に使用する充てん／高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、ほう酸注入タンク、再生熱交換器、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。

格納容器スプレイに使用する格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。

代替格納容器スプレイに使用する常設低圧代替注水ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクは、弁操作等によって、残存溶融デブリ冷却のための代替炉心注水から代替格納容器スプレイへの切替えの際においても、他の設備に悪影響を及ぼさないよう系統構成が可能な設計とする。

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。

余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障により炉心注入機能が喪失した場合における代替炉心注水として使用する格納容器スプレイポンプは、設計基準事故時の格納容器スプレイ注水機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のスプレイ流量が、炉心崩壊熱により加熱された 1 次冷却系を冷却するために必要な炉心注入流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

余熱除去設備の再循環による炉心冷却機能が喪失した場合における代替再循環として使用する格納容器スプレイポンプは、設計基準事故時の格納容器スプレイ再循環と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のスプレイ

流量が、炉心崩壊熱により加熱された 1 次冷却系を冷却するために必要な炉心注入流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

格納容器水張り（格納容器スプレイ）により残存溶融デブリを冷却するために使用する格納容器スプレイポンプは、設計基準事故時の格納容器スプレイ注水機能と兼用しており、設計基準事故時に使用するスプレイ流量が、炉心が溶融した場合の残存溶融デブリを冷却するために必要な注水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉格納容器の破損を防止するための代替炉心注水として使用する格納容器スプレイポンプは、設計基準事故時の格納容器スプレイ注水機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のスプレイ流量が、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要な炉心注水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

代替炉心注水及び炉心注水として使用する燃料取替用水タンクは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のタンク容量が、崩壊熱により加熱された 1 次冷却系を冷却するために必要なタンク容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

格納容器スプレイ注水及び代替格納容器スプレイとして使用する燃料取替用水タンクは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のタンク容量が、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要なタンク容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障により炉心注入機能が喪失した場合における代替炉心注水として使用する常設低圧代替注水ポンプは、炉心崩壊熱により加熱された１次冷却系を冷却するために必要な炉心注水流量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。

残存溶融デブリを冷却するために代替格納容器スプレイとして使用する常設低圧代替注水ポンプは、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に原子炉容器の残存溶融デブリを冷却するために必要な注水流量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。

原子炉格納容器の破損を防止するために代替炉心注水として使用する常設低圧代替注水ポンプは、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要な炉心注入流量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。

代替炉心注水、蒸気発生器２次側での炉心冷却及び代替格納容器スプレイとして使用する復水タンクは、炉心への注水量のための注水量及び蒸気発生器への給水量に対し、海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

可搬型低圧代替注水ポンプは、重大事故等時において、代替炉心注水として炉心冷却に必要な流量を確保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、２セット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２台の合計４台を保管する設計とする。

中間受槽は、重大事故等時において、炉心への注水量に対し、海水を補給することにより水源を確保できる容量を有するものを１セット１個使用する。保有数は、２セット２個、保守点検は目視点検であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障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。

代替再循環及び低圧再循環として使用する格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、設計基準事故時の水源として格納容器内に溜まった水を各ポンプへ供給する槽及びろ過装置としての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等の仕様が、再循環運転時の水源として必要な容量等の仕様に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉を冷却するための炉心注水として使用する高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故時の高圧注入系としてほう酸水を 1 次冷却系に注入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注入流量が、炉心崩壊熱により加熱された 1 次冷却系を冷却するために必要な注入流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉格納容器の破損を防止するための炉心注水として使用する高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故時の高圧注入系としてほう酸水を 1 次冷却系に注入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注入流量が、炉心崩壊熱により加圧された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に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉格納容器の破損を防止するための炉心注入として使用する充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故時の化学体積制御設備としてほう酸水を 1 次冷却系に注入する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注入流量が、炉心崩壊熱により加圧された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に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合の代替再循環として使用する B 高圧注入ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備として格納容器に溜まった水を 1 次冷却系に注水する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注入流量が、炉心崩壊熱により加熱された 1 次冷却系を冷却するために必要な注入流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合の代替再循環として使用する B 余熱除去ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備として格納容器に溜まった水を 1 次冷却系に注水する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注入流量が、炉心崩壊熱により加熱された 1 次冷却系を冷却するために必要な注入流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉格納容器の破損を防止するための炉心注水として使用する余熱除去ポンプは、設計基準事故時の低圧注入系として 1 次冷却系にほう酸水を注入する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注入流量が、炉心崩壊熱により加圧された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に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

低圧再循環として使用する余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、設計基準事故時の低圧再循環として原子炉格納容器に溜まった水を炉心冷却として 1 次冷却系に注入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注入流量及び伝熱容量が、炉心崩壊熱により加熱された 1 次冷却系を冷却するために必要な注入流量及び伝熱容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

可搬型代替注水大型ポンプは、代替補機冷却として 1 セット 1 台使用する。

保有数は、2 セット 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 台を保管する設計とする。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却として使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、設計基準事故時の蒸気発生器 2 次側による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補助給水流量及び蒸気流量が、炉心崩壊熱により加熱された 1 次冷却系を冷却するために必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

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。

格納容器スプレイポンプ及び余熱除去ポンプは重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

燃料取替用水タンク及び復水タンクは、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。

格納容器スプレイ冷却器、ほう酸注入タンク及び余熱除去冷却器は、重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計及び設置場所と異なる区画から可能な設計とする。

可搬型低圧代替注水ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管し、屋外に設置するため、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。操作は設置場所で可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、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。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。

中間受槽は、可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管し、屋外に設置するため、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。また、操作が設置場所で可能となるように放射線量の低い場所を選定して設置する。

可搬型代替注水大型ポンプ及び中間受槽は、水源として海を使用するため、海水影響を考慮した設計とする。

格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、再生熱交換器及び蒸気発生器は、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。

格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、再循環運転時における保温材等のデブリの影響及び海水注入を行った場合の影響を考慮し、閉塞しない設計とする。

高圧注入ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内又は原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステム L O C A 時及び蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない各建屋内の区画に設置し、操作は中央制御室から可能な設計とする。

格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、格納容器スプレイ冷却器、常設低圧代替注水ポンプ、復水タンク、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク、再生熱交換器、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、余熱除去冷却器、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び蒸気発生器は、水

源として海を使用するため、海水影響を考慮した設計とする。

A, B 海水ストレーナは、重大事故等時における使用条件及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

A 原子炉補機冷却水冷却器は、重大事故等時における使用条件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

A, B 海水ストレーナ及び A 原子炉補機冷却水冷却器は、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。

主蒸気逃がし弁は、重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステム L O C A 時及び蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗時に使用する設備であるため、インターフェイスシステム L O C A 時の環境影響を受けない原子炉建屋内の区画に設置し、蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗時の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計及び設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

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」に示す。

格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した代替炉心注水を行う系統、並びに格納容器スプレイポンプ及び格納容器再循環サンプを使用した代替再循環運転を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。格納容器スプレイポンプは、中央制御室での操作が可能な設計とする。

常設低圧代替注水ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した代替炉心注水を行う系統、及び残存溶融デブリを冷却するために代替格納容器スプレイを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統か

ら弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また、重大事故時の代替炉心注水から代替格納容器スプレイへの切替えについても、弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは、中央制御室での操作又は現場の操作スイッチによる操作が可能な設計とする。

可搬型低圧代替注水ポンプ及び中間受槽は、車両等により運搬、移動ができる設計とするとともに、可搬型低圧代替注水ポンプは、設置場所にてアウトリガの設置等により固定できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは、車両により移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。中間受槽は、一般的に使用される工具を用いて確実に組み立てられる設計とする。

可搬型低圧代替注水ポンプ及び中間受槽を使用した代替炉心注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。

可搬型低圧代替注水ポンプの接続口との接続はボルト締めフランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。接続口は、同一ポンプを接続する配管は同口径のフランジ接続とする。可搬型低圧代替注水ポンプは、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した炉心注入を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。充てん／高圧注入ポンプは、中央制御室での操作が可能な設計とする。

B 充てん／高圧注入ポンプの自己冷却ラインは、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。

代替補機冷却による B 余熱除去ポンプ及び B 高圧注入ポンプを使用した代替再循環運転を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。代替補機冷却への切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。

B 余熱除去ポンプ及び B 高圧注入ポンプは、中央制御室での操作が可能な設計とする。

代替補機冷却に使用する可搬型代替注水大型ポンプと A，B 海水ストレーナのドレンライン及び原子炉補機冷却海水供給配管と可搬型ホースとの接続口については、ボルト締めフランジ構造により可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。

A，B 海水ストレーナドレンラインフランジ及び原子炉補機冷却海水供給配管フランジは、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

タービン動補助給水ポンプ，電動補助給水ポンプ，復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器 2 次側により炉心冷却する系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。タービン動補助給水ポンプ，電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は、中央制御室での操作が可能な設計とする。また，主蒸気逃がし弁は，現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け，足場を用いて，

現場で人力により確実に操作できる設計とする。

余熱除去ポンプ及び格納容器再循環サンプを使用した再循環運転を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。余熱除去ポンプは、中央制御室での操作が可能な設計とする。

残存溶融デブリを冷却するために格納容器スプレイを行う格納容器スプレイポンプは、中央制御室での操作が可能な設計とする。

5.6.3 主要設備の仕様

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設備の仕様を第 5.6.1 表及び第 5.6.2 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」に示す。

代替炉心注水に使用する系統（格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、格納容器スプレイ冷却器、高圧注入ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び再生熱交換器）は、他系統と独立した試験系統により機能、性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

また、格納容器スプレイポンプ、高圧注入ポンプ、及び充てん／高圧注入ポンプは、分解が可能な設計とする。

再生熱交換器は、機能、性能の確認ができる設計とする。また、構造については応力腐食割れ対策、伝熱管の磨耗対策により健全性が確保でき、開放

が不要な設計であることから、外観の確認が可能な設計とする。

代替炉心注水に使用する系統（常設低圧代替注水ポンプ及び復水タンク）は、運転中に試験系統を用いて独立して機能、性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。試験系統に含まれない配管については、悪影響防止のため、放射性物質を含む系統と、含まない系統とを個別に通水確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、常設低圧代替注水ポンプは、分解が可能な設計とする。

復水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

代替炉心注水に使用する系統（可搬型低圧代替注水ポンプ及び中間受槽）は、多重性のある試験系統により独立して機能、性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、可搬型低圧代替注水ポンプは、分解が可能な設計とする。

中間受槽は、組立て及び水張りが可能な設計とする。

代替再循環に使用する系統（余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及びほう酸注入タンク）は、格納容器再循環サンプを含まない循環ラインを用いた試験系統により機能、性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

ほう酸注入タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。

また、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

また、余熱除去ポンプは、分解が可能な設計とする。

余熱除去冷却器は、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。

格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、外観の確認が可能な設計とする。

代替再循環に使用する系統（A、B海水ストレーナ及びA原子炉補機冷却

水冷却器)は、独立して機能、性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。試験系統に含まれない配管については、悪影響防止のため、海水を含む原子炉補機冷却海水系統と、海水を含まない原子炉補機冷却水系統とを個別に通水確認及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

また、A、B海水ストレーナは、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、ボンネットを取り外すことができる設計とする。

A原子炉補機冷却水冷却器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

代替再循環に使用する系統（可搬型代替注水大型ポンプ）は、試験系統により独立して機能、性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、可搬型代替注水大型ポンプは、分解が可能な設計とする。

さらに、車両により移動可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する系統（電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び蒸気発生器）は、他系統と独立した試験系統により機能、性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、分解が可能な設計とする。

蒸気発生器は、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する系統（主蒸気逃がし弁）は、通常時の系統構成により機能、性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また，主蒸気逃がし弁は，分解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

「9.10 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に記載する。

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系統概要図を第 5.10.1 図から第 5.10.5 図に示す。

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、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として以下の重大事故防止設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）及び重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却）を設ける。

原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプ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並びに全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）として、給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、2 次系補給水設備の復水タンク並びに主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。

復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水できる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場で人力による操作ができることで、蒸気発生器 2 次側での除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設計とする。全交流動力電源喪失時においても電動補助給水ポンプは代替電源設備である空冷式非常用発電機か

ら給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 復水タンク
- ・ 主蒸気逃がし弁
- ・ 蒸気発生器
- ・ 空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプ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並びに全交流動力電源が喪失した場合における1次冷却材喪失事象時を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、格納容器換気空調設備のうち格納容器再循環装置のA，B格納容器再循環ユニット，可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）），燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリを使用する。

海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，A，B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで，原子炉補機冷却水系統を介して，A，B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。A，B格納容器再循環ユニットは，重大事故等時において格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。

また，可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））は，A，B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け，冷却水温度を監視することにより，A，B格納容器再循環ユニットを

使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプの燃料は、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ A，B 格納容器再循環ユニット
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・ タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））

原子炉補機冷却海水設備を構成する A，B 海水ストレーナ並びに原子炉補機冷却水設備を構成する A 原子炉補機冷却水冷却器は、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。燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては、「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））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。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口、原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては、「10.9 非常用取水設備」に記載する。

原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプ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並びに全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替補機冷却）として、可搬

型代替注水大型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリを使用する。

海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，A，B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで，原子炉補機冷却水系統を介して，B高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプの補機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプの燃料は，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）

原子炉補機冷却海水設備を構成するA，B海水ストレーナ並びに原子炉補機冷却水設備を構成するA原子炉補機冷却水冷却器は，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。燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては，「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては，「10.9 非常用取水設備」に記載する。

5.10.2.1 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。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器２次側による炉心冷却は，タービン動補助給水ポンプを蒸気駆動とし，電動補助給水ポンプの電源を設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電でき，さらに主蒸気逃がし弁はハンドルを設け，手動操作とすることにより，原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した最終ヒートシンクへの熱の輸送に対して，多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する補助給水系統及び主蒸気系統は，原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した系統に対して多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置し，復水タンクは屋外の原子炉補機冷却海水ポンプと離れた位置に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

機器の多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって，原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

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。

可搬型代替注水大型ポンプを使用した格納容器内自然対流冷却は，可搬型代替注水大型ポンプをディーゼル駆動とすることで，原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した最終ヒートシンクへの熱の輸送に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，屋外の原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプに対し屋外の離れた可搬型重大事故

等対処設備保管用トンネル内に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替補機冷却は、可搬型代替注水大型ポンプをディーゼル駆動とすることで、原子炉補機冷却水ポンプを使用した最終ヒートシンクへの熱の輸送に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、接続口から地中の海水管カルバートまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する設計とする。

格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却に使用する可搬型代替注水大型ポンプの駆動源は、ディーゼル駆動とすることで、ディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型ホース等は、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対し屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

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。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，復水タンク，主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は，弁操作等によって，通常時の系統構成から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。

格納容器内自然対流冷却に使用するＡ，Ｂ格納容器再循環ユニット，Ａ，Ｂ海水ストレーナ及びＡ原子炉補機冷却水冷却器は，弁操作等によって，通

常時の系統構成から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。

格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却に使用する可搬型代替注水大型ポンプは、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並びに車輪止めによって固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプより供給される海水を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には原子炉補機冷却水系統と原子炉補機冷却海水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。

代替補機冷却に使用する A，B 海水ストレーナ及び A 原子炉補機冷却水冷却器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。

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。

原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障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おける蒸気発生器 2 次側での炉心冷却として使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、設計基準事故時の蒸気発生器 2 次側による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補助給水流量及び蒸気流量が、炉心崩壊熱により加熱された 1 次冷却系を冷却するために必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障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おける蒸気発生器 2 次側

での炉心冷却として使用する復水タンクは、蒸気発生器への給水量に対し、海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障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おける格納容器内自然対流冷却として使用するA、B格納容器再循環ユニットは、重大事故等時に崩壊熱による原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇に対して、格納容器再循環ユニットに海水を通水させることで、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても原子炉格納容器内の温度及び圧力を低下させることができる容量を有する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却として同時に使用し、1セット1台使用する。保有数は、2セット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台を保管する設計とする。

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。

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

復水タンクは、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。

主蒸気逃がし弁は、重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

蒸気発生器は、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。

A，B 格納容器再循環ユニットは，重大事故等時における使用条件及び原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，復水タンク，蒸気発生器及びA，B 格納容器再循環ユニットは，水源として海を使用するため，海水影響を考慮した設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内で保管し，屋外に設置するため，重大事故等時における可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。また，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。

A，B 海水ストレーナは，重大事故等時における使用条件及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

A 原子炉補機冷却水冷却器は，重大事故等時における使用条件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

A，B 海水ストレーナ及びA 原子炉補機冷却水冷却器は，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。

5.10.2.5 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」に示す。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側により炉心冷却する系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また，主蒸気逃がし弁は，現場操作も可能となるように手

動ハンドルを設け、足場を用いて、現場で人力により確実に操作できる設計とする。電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、中央制御室での操作が可能な設計とする。

A，B 格納容器再循環ユニット及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した格納容器内自然対流冷却を行う系統，及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替補機冷却を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また，切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については，一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，車両により移動可能な設計とするとともに，車輪止めを搭載し，設置場所にて固定できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプと A，B 海水ストレーナドレンライン及び原子炉補機冷却海水供給配管と仮設ホースとの接続口については，ボルト締めフランジ構造により可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。

A，B 海水ストレーナドレンライン及び原子炉補機冷却海水供給配管のフランジは，一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは，付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

5.10.3 主要設備の仕様

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要設備の仕様を第 5.10.1 表及び第 5.10.2 表に示す。

5.10.4 試験検査

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する系統（電動補助給水ポンプ，

タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び蒸気発生器）は、他系統と独立した試験系統により機能、性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、分解が可能な設計とする。

復水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

蒸気発生器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する系統（主蒸気逃がし弁）は、通常時の系統構成により機能、性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用する系統（A、B 格納容器再循環ユニット、A、B 海水ストレーナ及び A 原子炉補機冷却水冷却器）は、独立して機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。試験系統に含まれない配管については、悪影響防止のため、海水を含む原子炉補機冷却海水系統と、海水を含まない原子炉補機冷却水系統とを個別に通水確認及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

また、A、B 格納容器再循環ユニットは、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。また、差圧確認が可能な系統設計とする。

A、B 海水ストレーナは、差圧確認が可能な系統設計とする。

また、内部の確認が可能なように、ボンネットを取り外すことができる設計とする。

A 原子炉補機冷却水冷却器は、内部の確認が可能なように、マンホールを

設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却に使用する系統（可搬型代替注水大型ポンプ）は、試験系統により独立して機能、性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、可搬型代替注水大型ポンプは、分解が可能な設計とする。

さらに、車両により移動可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

5.11 蒸気タービン及び附属設備

5.11.3 主要設備

5.11.3.2 蒸気タービン設備

5.11.3.2.2 蒸気タービン

(1) 高圧タービン

高圧タービンは、複流式であり、スラストを完全につり合わせる事が出来る。

蒸気は、4 個の蒸気加減弁から 4 本の入口蒸気管を通して高圧タービンの中央部に流入する。入口蒸気管のうち 2 本は車室上半部に、他の 2 本は車室下半部に、それぞれ連結する。

車室に流入した蒸気は、車室の中央で 2 つに分かれ、反動段静翼を通過する。

反動段静翼を植え込んだ内部車室、翼環は、外部車室によりその水平面上で支持する。したがって、負荷及び運転条件が変化しても、翼環の中心は常に不変で、回転部と静止部との間隙を常に一定に保つことが出来る。高圧タービン排気は、車室上部及び下部からクロスアンダ管を経て湿分分離加熱器に送られる。

(2) 低圧タービン

低圧タービンは、3 車室で構成され高圧タービンと同じく複流式であり、ロータ、車室共左右対称である。

翼は高効率の反動翼であり、また、排気端にはディフューザを設けてリーピングロスの減少をはかる。

蒸気は、湿分分離加熱器で再熱され、6 系統のクロスオーバ管によって、再熱蒸気止め弁、インターセプト弁を通り、各低圧タービンの中央部に導かれる。

低圧タービン車室は、鋼板溶接製で外圧及び内部車室の重量に耐えうるようステー、リブ等を設け、十分に剛性の高い構造とする。内部車室は、第2内部車室、第1内部車室及び翼環の3部分からなる。

最終動翼を出た蒸気は、ディフューザで速度エネルギーを静圧として有効に回収し、効率の向上をはかるとともに、最終動翼の励振力を極力減少させる。

5.11.3.4 給水設備

5.11.3.4.7 補助給水ポンプ

補助給水ポンプは、外部電源喪失時等により通常の給水系統の機能が失われた場合に、蒸気発生器に給水する。

補助給水ポンプは、タービン動1台、電動2台を設ける。各ポンプとも水源は、復水タンクを使用するが、後備用として2次系純水タンクも使用することができる。

(1) タービン動補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプは、主蒸気管から分岐した蒸気で駆動する。

なお、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、このポンプ及び主蒸気安全弁の動作により原子炉停止後の冷却が可能である。

5.11.4 タービンミサイルについて

蒸気タービン及び発電機は、設計、製作、据付から運転に至るまで、適切な品質保証活動を行うことにより、信頼性の向上が図られ、また、調速装置及び蒸気弁を多重化し、かつ振動管理を行うとともに保安装置の作動試験等を行うことにより破損防止対策が十分実施される。したがって、タービンミ

サイルが発生するような事故は極めて起こりにくいと考えられるが、ここでは仮想的タービンミサイルの発生を想定し、原子炉施設の健全性を評価する。

この場合、安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、系統の多重性、配置等の関連で評価の対象となるものは原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットであり、これらについて評価する。

その結果、低圧タービン最終段動翼（低圧タービン羽根）及び第3低圧タービンから発電機間のカップリングのミサイルについては、タービン建屋を飛び出したとしても原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットに到達しない。蒸気タービンの低圧ロータの円板の破損確率は極めて小さいと考えられるが、仮に過去の事故例に基づいた破損発生率を用いても、2号炉の低圧タービンディスクが原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットに到達する確率は、それぞれ約 2×10^{-8} /年、約 1×10^{-8} /年であり、判定基準の 10^{-7} /年に比べ極めて小さい値となる。また、蒸気タービンの高圧ロータ等は、仮に破損したとしても、車室内にとどまりミサイルとならない。

したがって、タービンミサイルによる影響は無視できると考えられる。

第 5.1.9 表 一次冷却材設備主要弁類の設備仕様

(1) 加圧器安全弁

型 式	ばね式（背圧補償型）
個 数	3
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	360℃
吹 出 容 量	約 190t/h/個
材 料	ステンレス鋳鋼

(2) 加圧器逃がし弁

型 式	空気作動式
個 数	3
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	360℃
吹 出 容 量	約 95t/h/個
材 料	ステンレス鋳鋼

(3) 加圧器逃がし弁元弁

型 式	電動式
個 数	3
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	360℃
材 料	ステンレス鋳鋼

(4) 加圧器スプレイ弁

型 式	空気作動式
個 数	2
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	343℃
材 料	ステンレス鋳鋼

第 5.1.15 表 一次冷却材設備（重大事故等時）の設備仕様

(1) 蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 一次冷却材設備（通常運転時等）
- ・ 一次冷却材設備（重大事故等時）
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型 式	たて置U字管式熱交換器型
個 数	4
胴側最高使用圧力	8.17MPa[gage] 約 8.8MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage] 約 18.6MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
材 料	
本 体	低合金鋼，低合金鍛鋼及び鋳鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金

水室肉盛り

ステンレス鋼

(2) 1 次冷却材ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 一次冷却材設備（通常運転時等）
- ・ 一次冷却材設備（重大事故等時）

型 式	漏えい制御軸封式たて置斜流型
個 数	4
最高使用圧力	17.16MPa[gage] 約 18.6MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	343℃ 約 360℃（重大事故等時における使用時の値）
材 料	ステンレス鋳鋼

(3) 原子炉容器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・一次冷却材設備（通常運転時等）
- ・一次冷却材設備（重大事故等時）

型 式	たて置円筒上下半球鏡容器型
最高使用圧力	17.16MPa[gage] 約 18.6MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	343℃ 約 360℃（重大事故等時における使用時の値）
材 料	
母 材	低合金鋼及び低合金鍛鋼
肉 盛 り	ステンレス鋼
スタッドボルト	低合金高張力鋼

(4) 加圧器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 一次冷却材設備（通常運転時等）
- ・ 一次冷却材設備（重大事故等時）

型 式	たて置円筒上下半球鏡容器型
個 数	1
最高使用圧力	17.16MPa[gage] 約 18.6MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	360℃
材 料	
本 体	低合金鋼
肉 盛 り	ステンレス鋼

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（常設）の設備仕様

(1) 充てん／高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 化学体積制御設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置うず巻式
個 数	2
容 量	約 125m ³ ／h／個（安全注入時）
揚 程	約 800m（安全注入時）
最高使用圧力	20.0MPa[gage]
最高使用温度	150℃
本 体 材 料	炭素鋼

(2) 高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置うず巻式
個 数	2
容 量	約 153m ³ ／h／個
揚 程	約 503m
最高使用圧力	12.1MPa[gage]
最高使用温度	150℃
本 体 材 料	炭素鋼

(3) 加圧器逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 一次冷却材設備（通常運転時等）
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	空気作動式
個 数	3
最高使用圧力	17.16MPa[gage] 約 18.6MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	360℃
材 料	ステンレス鋳鋼

(4) 燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 火災防護設備

型 式	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約 2,100m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	約 2,500ppm
材 料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	E. L. +8.7m
距 離	約 39m(炉心より)

(5) ほう酸注入タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約 3.4m ³
最高使用圧力	20.0MPa[gage]
最高使用温度	150℃
ほう酸濃度	約 21,000ppm
材 料	炭素鋼（ステンレス内張り）
ヒ ー タ 数	2
ヒータ型式	電気ヒータ
ヒータ容量	約 5kW／個

(6) 原子炉補機冷却海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却海水設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	たて置斜流型
個 数	2（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却時 A， B 号機使用）
容 量	約 3, 400m ³ ／h／個
揚 程	約 32m
本 体 材 料	低合金鋳鉄

(7) 電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	横置多段うず巻式
個 数	2
容 量	約 110m ³ ／h／個
揚 程	約 950m
電 動 機	約 500kW
本 体 材 料	合金鋼

(8) タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	横置多段うず巻式
個 数	1
容 量	約 250m ³ /h
揚 程	約 950m
本 体 材 料	炭素鋼

(9) 主蒸気逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 主蒸気系統設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型 式	空気作動式
個 数	4
容 量	約 177t/h/個
最高使用圧力	8. 17MPa[gage] 約 8. 8MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	298℃ 約 347℃（重大事故等時における使用時の値）
本 体 材 料	炭素鋼

(10) 蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 一次冷却材設備（通常運転時等）
- ・ 一次冷却材設備（重大事故等時）
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型 式	たて置U字管式熱交換器型
個 数	4
胴側最高使用圧力	8.17MPa[gage] 約 8.8MPa[gage]（重大事故等時に おける使用時の値）
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage] 約 18.6MPa[gage]（重大事故等時に おける使用時の値）
1 次冷却材流量	約 $15.0 \times 10^3 \text{ t/h}$ ／個
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約 6.03MPa[gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約 277℃
蒸気発生量（定格出力時）	約 $1.69 \times 10^3 \text{ t/h}$ ／個
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝 熱 面 積	

(A号機)	約 4,591m ²
(B号機)	約 4,698m ²
(C号機)	約 4,538m ²
(D号機)	約 4,552m ²
伝熱管本数	
(A号機)	3,260 本
(B号機)	3,329 本
(C号機)	3,226 本
(D号機)	3,234 本
伝熱管外径	約 22.2mm
伝熱管厚さ	約 1.3mm
胴部外径 (上部)	約 4.5m
胴部外径 (下部)	約 3.4m
全 高	約 20.6m
材 料	
本 体	低合金鋼, 低合金鍛鋼及び鋳鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

(11) 海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却海水設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	たて置円筒型
個 数	2（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却時 A， B 号機使用）
最高使用圧力	0.7MPa[gage] 約 1.4MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	50℃
本 体 材 料	炭素鋼

(12) 復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 2 次系補給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約 1,200m ³
本 体 材 料	炭素鋼
設 置 高 さ	E. L. +7.3m
距 離	約 36m (炉心より)

(13) タービン動補助給水ポンプ起動入口弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 給水設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型 式	電気式
個 数	2
最高使用圧力	8.17MPa[gage] 約 8.8MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	298℃ 約 347℃（重大事故等時における使用時の値）
本 体 材 料	低炭素鋼

(14) 蓄圧タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 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
- ・ 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

型 式	たて置円筒型
個 数	4
容 量	約 38m ³ ／個
最高使用圧力	4. 9MPa[gage]
最高使用温度	150℃
保 持 圧 力	約 4. 4MPa[gage]
運 転 温 度	約 49℃
ほう素濃度	約 2, 500ppm 以上
材 料	炭素鋼（ステンレス内張り）

(15) 蓄圧タンク出口弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 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

型 式	電気式
個 数	4
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	150℃
材 料	ステンレス鋼

(16) 余熱除去ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 余熱除去設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶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	横置うず巻式
個 数	2
容 量	約 1,020m ³ /h/個 (安全注入時及び再循環運転時) 約 681m ³ /h/個 (余熱除去運転時)
揚 程	約 91m (安全注入及び再循環運転時) 約 107m (余熱除去運転時)
最高使用圧力	4.5MPa[gage]
最高使用温度	200℃
本 体 材 料	炭素鋼

(17) 余熱除去冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 余熱除去設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	たて置U字管式

個	数	2

伝 熱 容 量	約 11MW／個

最高使用圧力

管	側	4. 5MPa [gage]

胴	側	1. 4MPa [gage]

最高使用温度

管	側	200℃

胴	側	95℃

材 料

管	側	ステンレス鋼

胴	側	炭素鋼

(18) 格納容器再循環サンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	プール形
材	料	鉄筋コンクリート
個	数	2

(19) 格納容器再循環サンプスクリーン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	ディスク型
容 量	約 2,220m ³ ／h／個
最高使用温度	144℃ 約 145℃（重大事故等時における使用時の値）
材 料	ステンレス鋼
個 数	2

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（常設）の設備仕様

(1) 加圧器逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 一次冷却材設備（通常運転時等）
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	空気作動式
個 数	3
最高使用圧力	17.16MPa[gage] 約 18.6MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	360℃
材 料	ステンレス鋳鋼

(2) 充てん／高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 化学体積制御設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置うず巻式
個 数	2
容 量	約 125m ³ ／h／個(安全注入時)
揚 程	約 800m (安全注入時)
最高使用圧力	20.0MPa[gage]
最高使用温度	150℃
本 体 材 料	炭素鋼

(3) 高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置うず巻式
個 数	2
容 量	約 153m ³ ／h／個
揚 程	約 503m
最高使用圧力	12.1MPa[gage]
最高使用温度	150℃
本 体 材 料	炭素鋼

(4) 燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 火災防護設備

型 式	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約 2,100m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	約 2,500ppm
材 料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	E. L. +8.3m
距 離	約 39m (炉心より)

(5) ほう酸注入タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約 3.4m ³
最高使用圧力	20.0MPa[gage]
最高使用温度	150℃
ほう酸濃度	約 21,000ppm
材 料	炭素鋼（ステンレス内張り）
ヒ ー タ 数	2
ヒータ型式	電気ヒータ
ヒータ容量	約 5kW／個

(6) 原子炉補機冷却海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却海水設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	たて置斜流型
個 数	2（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却時 A， B 号機使用）
容 量	約 3, 400m ³ ／h／個
揚 程	約 32m
本 体 材 料	低合金鋳鉄

(7) 電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	横置多段うず巻式
個 数	2
容 量	約 110m ³ ／h／個
揚 程	約 950m
電 動 機	約 500kW
本 体 材 料	合金鋼

(8) タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	横置多段うず巻式
台 数	1
容 量	約 250m ³ /h
揚 程	約 950m
本 体 材 料	炭素鋼

(9) 主蒸気逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 主蒸気系統設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型 式	空気作動式
個 数	4
容 量	約 177t/h/個
最高使用圧力	8. 17MPa[gage] 約 8. 8MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	298℃ 約 347℃（重大事故等時における使用時の値）
本 体 材 料	炭素鋼

(10) 蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 一次冷却材設備（通常運転時等）
- ・ 一次冷却材設備（重大事故等時）
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型 式	たて置U字管式熱交換器型
個 数	4
胴側最高使用圧力	8.17MPa[gage] 約 8.8MPa[gage]（重大事故等時に おける使用時の値）
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage] 約 18.6MPa[gage]（重大事故等時に おける使用時の値）
1 次冷却材流量	約 $15.0 \times 10^3 \text{ t/h}$ ／個
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約 6.03MPa[gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約 277℃
蒸気発生量（定格出力時）	約 $1.69 \times 10^3 \text{ t/h}$ ／個
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝 熱 面 積	

(A号機)	約 4,591m ²
(B号機)	約 4,698m ²
(C号機)	約 4,538m ²
(D号機)	約 4,552m ²
伝熱管本数	
(A号機)	3,260 本
(B号機)	3,329 本
(C号機)	3,226 本
(D号機)	3,234 本
伝熱管外径	約 22.2mm
伝熱管厚さ	約 1.3mm
胴部外径 (上部)	約 4.5m
胴部外径 (下部)	約 3.4m
全 高	約 20.6m
材 料	
本 体	低合金鋼, 低合金鍛鋼及び鋳鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

(11) 海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却海水設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	たて置円筒型
個 数	2（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却時 A， B 号機使用）
最高使用圧力	0.7MPa[gage] 約 1.4MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	50℃
本 体 材 料	炭素鋼

(12) 復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 2 次系補給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約 1,200m ³
本 体 材 料	炭素鋼
設 置 高 さ	E. L. +7.3m
距 離	約 36m (炉心より)

(13) タービン動補助給水ポンプ起動入口弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 給水設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型 式	電気式
個 数	2
最高使用圧力	8.17MPa[gage] 約 8.8MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	298℃ 約 347℃（重大事故等時における使用時の値）
本 体 材 料	低炭素鋼

(14) 余熱除去ポンプ入口弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 余熱除去設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型 式	手動式（専用の工具で遠隔操作可能）
個 数	2
最高使用圧力	4.5MPa[gage]
最高使用温度	200℃
本 体 材 料	ステンレス鋼

(15) 蓄電池（重大事故等対処用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替電源設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型 式	鉛蓄電池
組 数	1
容 量	約 2,500A・h
電 圧	129V（浮動充電時）
セ ル 数	60 セル

第 5.5.2 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（可搬型）の
設備仕様

(1) 窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）

種 類	鋼製容器
個 数	8（予備 8）
容 量	約 7Nm ³ ／個
最高使用圧力	14.7MPa[gage]
供 給 圧 力	0.79MPa[gage]（減圧後圧力）

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（常設）の設備仕様

(1) 格納容器スプレイポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶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
- ・ 火災防護設備

型 式	横置うず巻式
個 数	2
容 量	約 1,200m ³ ／h／個
揚 程	約 175m
最高使用圧力	2.7MPa[gage]
最高使用温度	150℃
本 体 材 料	炭素鋼

(2) 燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 火災防護設備

型 式	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約 2, 100m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	約 2, 500ppm
材 料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	E. L. +8. 3m
距 離	約 39m (炉心より)

(3) 格納容器スプレイ冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 火災防護設備

型 式	たて置U字管式

個 数	2

伝 熱 容 量	約 27MW／個

最高使用圧力

管 側	2. 7MPa [gage]

胴 側	1. 4MPa [gage]

最高使用温度

管 側	150℃

胴 側	95℃

材 料

管 側	ステンレス鋼

胴 側	炭素鋼

(4) 常設低圧代替注水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	横置うず巻式
個 数	1
容 量	約 130m ³ ／h
揚 程	約 150m
本 体 材 料	ステンレス鋼

(5) 復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 2次系補給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約 1,200m ³
本 体 材 料	炭素鋼
設 置 高 さ	E. L. +7.3m
距 離	約 36m (炉心より)

(6) 格納容器再循環サンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	プール形
個	数	2
材	料	鉄筋コンクリート

(7) 格納容器再循環サンプスクリーン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	ディスク型
個 数	2
容 量	約 2,220m ³ ／h／個
最高使用温度	144℃ 約 145℃（重大事故等時における使用時の値）
材 料	ステンレス鋼

(8) 充てん／高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 化学体積制御設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置うず巻式
個 数	2
容 量	約 45m ³ ／h／個（充てん使用時） 約 125m ³ ／h／個（安全注入時）
最高使用圧力	20.0MPa[gage]
最高使用温度	150℃
揚 程	約 1,770m（充てん使用時） 約 800m（安全注入時）
本 体 材 料	炭素鋼

(9) ほう酸注入タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約 3.4m ³
最高使用圧力	20.0MPa[gage]
最高使用温度	150℃
ほう酸濃度	約 21,000ppm
材 料	炭素鋼（ステンレス内張り）
ヒ ー タ 数	2
ヒータ型式	電気ヒータ
ヒータ容量	約 5kW

(10) 高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置うず巻式
個 数	2（代替再循環運転時 B 号機使用）
容 量	約 153m ³ ／h／個
揚 程	約 503m
最高使用圧力	12.1MPa[gage]
最高使用温度	150℃
本 体 材 料	炭素鋼

(11) 再生熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 化学体積制御設備
- ・ 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
- ・ 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

型	式	多胴横置U字管式

個	数	1

伝熱容量	約 5.2MW

最高使用圧力

管	側	20.0MPa[gage]

胴	側	17.16MPa[gage]

最高使用温度

管	側	343℃

胴	側	343℃

材 料

管	側	ステンレス鋼

胴	側	ステンレス鋼

(12) 余熱除去ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 余熱除去設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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となる水の供給設備

型 式	横置うず巻式
個 数	2（代替再循環運転時 B 号機使用）
容 量	約 1,020m ³ /h/個（安全注入時及び再循環運転時）
揚 程	約 91m（安全注入及び再循環運転時）
最高使用圧力	4.5MPa[gage]
最高使用温度	200℃
本 体 材 料	炭素鋼

(13) 余熱除去冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 余熱除去設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	たて置U字管式

個	数	2

伝 熱 容 量	約 11MW／個

最高使用圧力

管	側	4. 5MPa [gage]

胴	側	1. 4MPa [gage]

最高使用温度

管	側	200℃

胴	側	95℃

材 料

管	側	ステンレス鋼

胴	側	炭素鋼

(14) 海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却海水設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	たて置円筒型
個 数	2（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却時 A，B 号機使用）
最高使用圧力	0.7MPa[gage] 約 1.4MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	50℃
本 体 材 料	炭素鋼

(15) 原子炉補機冷却水冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却水設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	横置直管式
個	数	1（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却時A号機使用）
伝熱容量		約 10.1MW／個
最高使用圧力		
管側		0.7MPa[gage]
胴側		1.4MPa[gage]
最高使用温度		
管側		50℃
胴側		95℃
		約 175℃（重大事故等時における使用時の値）
材	料	
管側		アルミブラス
胴側		炭素鋼

(16) 電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置多段うず巻式
個 数	2
容 量	約 110m ³ ／h／個
揚 程	約 950m
電 動 機	約 500kW
本 体 材 料	合金鋼

(17) タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	横置多段うず巻式
個 数	1
容 量	約 250m ³ /h
揚 程	約 950m
本 体 材 料	炭素鋼

(18) 主蒸気逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 主蒸気系統設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型 式	空気作動式
個 数	4
容 量	約 177t/h/個
最高使用圧力	8. 17MPa[gage] 約 8. 8MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	298℃ 約 347℃（重大事故等時における使用時の値）
本 体 材 料	炭素鋼

(19) 蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 一次冷却材設備（通常運転時等）
- ・ 一次冷却材設備（重大事故等時）
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型 式	たて置U字管式熱交換器型
個 数	4
胴側最高使用圧力	8.17MPa[gage] 約 8.8MPa[gage]（重大事故等時に おける使用時の値）
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage] 約 18.6MPa[gage]（重大事故等時に おける使用時の値）
1 次冷却材流量	約 15.0×10^3 t/h/個
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約 6.03MPa[gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約 277℃
蒸気発生量（定格出力時）	約 1.69×10^3 t/h/個
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝 熱 面 積	

(A号機)	約 4,591m ²
(B号機)	約 4,698m ²
(C号機)	約 4,538m ²
(D号機)	約 4,552m ²
伝熱管本数	
(A号機)	3,260 本
(B号機)	3,329 本
(C号機)	3,226 本
(D号機)	3,234 本
伝熱管外径	約 22.2mm
伝熱管厚さ	約 1.3mm
胴部外径 (上部)	約 4.5m
胴部外径 (下部)	約 3.4m
全 高	約 20.6m
材 料	
本 体	低合金鋼, 低合金鍛鋼及び鋳鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

(20) 蓄圧タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 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
- ・ 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

型 式	たて置円筒型
個 数	4
容 量	約 38m ³ ／個
最高使用圧力	4. 9MPa[gage]
最高使用温度	150℃
保 持 圧 力	約 4. 4MPa[gage]
運 転 温 度	約 49℃
ほう素濃度	約 2, 500ppm 以上
材 料	炭素鋼（ステンレス内張り）

第 5.6.2 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（可搬型）の設備仕様

(1) 可搬型低圧代替注水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	横置うず巻式
個 数	2（予備 2）
容 量	約 150m ³ ／h／個
揚 程	約 150m

(2) 中間受槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	組立式水槽
個 数	2（予備 1）
容 量	約 50m ³ ／個
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	40℃

(3) 可搬型代替注水大型ポンプ（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	横置うず巻式
個	数	2（予備 1※1）
容	量	約 1,320m ³ ／h／個
揚	程	約 140m

※1 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水
砲用）」と兼用

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（常設）の設備仕様

(1) 電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置多段うず巻式
個 数	2
容 量	約 110m ³ ／h／個
揚 程	約 950m
電 動 機	約 500kW
本 体 材 料	合金鋼

(2) タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	横置多段うず巻式
個 数	1
容 量	約 250m ³ ／h
揚 程	約 950m
本 体 材 料	炭素鋼

(3) 復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 2 次系補給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約 1,200m ³
本 体 材 料	炭素鋼
設 置 高 さ	E. L. +7.3m
距 離	約 36m (炉心より)

(4) 主蒸気逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 主蒸気系統設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型 式	空気作動式
個 数	4
容 量	約 177t/h/個
最高使用圧力	8. 17MPa[gage] 約 8. 8MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	298℃ 約 347℃（重大事故等時における使用時の値）
本 体 材 料	炭素鋼

(5) 蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 一次冷却材設備（通常運転時等）
- ・ 一次冷却材設備（重大事故等時）
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型 式	たて置U字管式熱交換器型
個 数	4
胴側最高使用圧力	8.17MPa[gage] 約 8.8MPa[gage]（重大事故等時に おける使用時の値）
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage] 約 18.6MPa[gage]（重大事故等時に おける使用時の値）
1 次冷却材流量	約 $15.0 \times 10^3 \text{ t/h}$ ／個
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約 6.03MPa[gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約 277℃
蒸気発生量（定格出力時）	約 $1.69 \times 10^3 \text{ t/h}$ ／個
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝 熱 面 積	

(A号機)	約 4,591m ²
(B号機)	約 4,698m ²
(C号機)	約 4,538m ²
(D号機)	約 4,552m ²
伝熱管本数	
(A号機)	3,260 本
(B号機)	3,329 本
(C号機)	3,226 本
(D号機)	3,234 本
伝熱管外径	約 22.2mm
伝熱管厚さ	約 1.3mm
胴部外径 (上部)	約 4.5m
胴部外径 (下部)	約 3.4m
全 高	約 20.6m
材 料	
本 体	低合金鋼, 低合金鍛鋼及び鋳鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

(6) 格納容器再循環ユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器換気空調設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

型 式	原子炉補機冷却水冷却コイル内蔵型
個 数	2（格納容器内自然対流冷却時 A，B 号機使用）
伝 熱 容 量	約 0.73MW／個
最高使用圧力	
管 側	1.4MPa [gage]
最高使用温度	
管 側	144℃
	約 175℃（重大事故等時における使用時の値）

(7) 海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却海水設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

型 式	たて置円筒型
個 数	2（格納容器内自然対流冷却時 A，B 号機使用）
最高使用圧力	0.7MPa[gage] 約 1.4MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	50℃
本 体 材 料	炭素鋼

(8) 原子炉補機冷却水冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却水設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	横置直管式
個	数	1（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却時A号機使用）
伝熱容量		約 10.1MW
最高使用圧力		
管側		0.7MPa[gage]
胴側		1.4MPa[gage]
最高使用温度		
管側		50℃
胴側		95℃
		約 175℃（重大事故等時における使用時の値）
材	料	
管側		アルミブラス
胴側		炭素鋼

第 5.10.2 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（可搬型）の設備
仕様

(1) 可搬型代替注水大型ポンプ（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

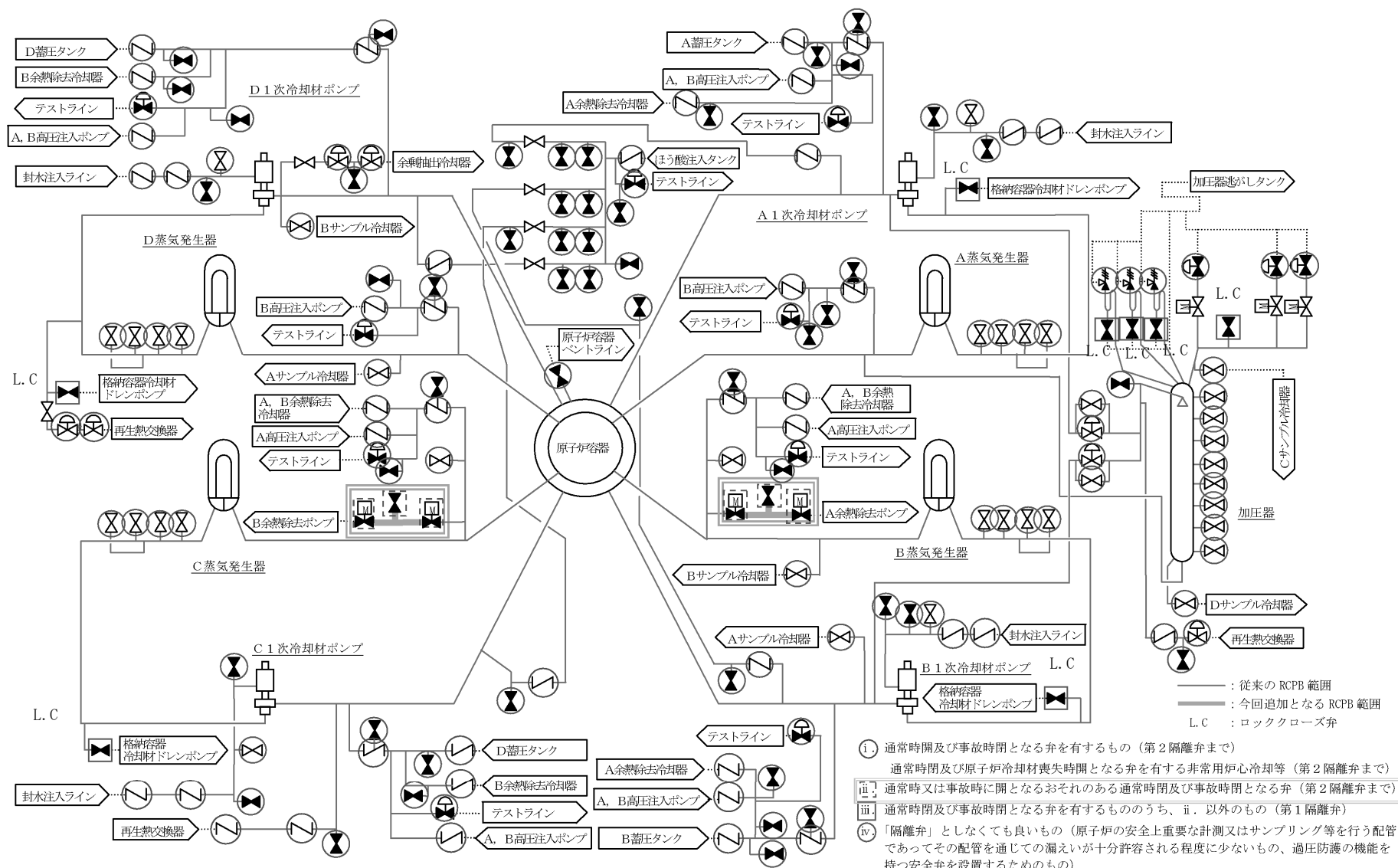
型	式	横置うず巻式
個	数	2（予備 1※1）
容	量	約 1,320m ³ ／h／個
揚	程	約 140m

※1 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水
砲用）」と兼用

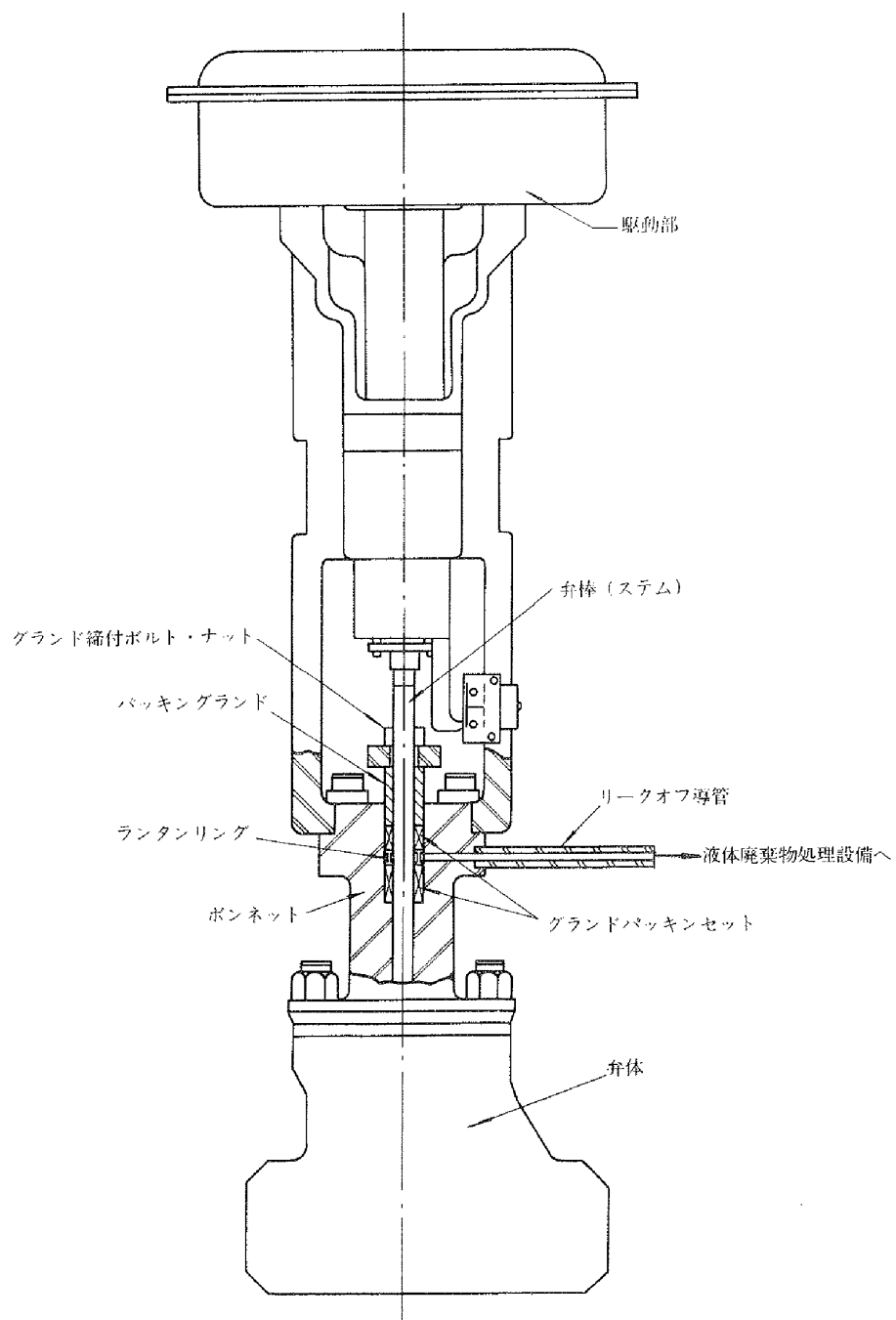
第 5.11.2 表 蒸気タービン設備の設備仕様

(1) 蒸気タービン

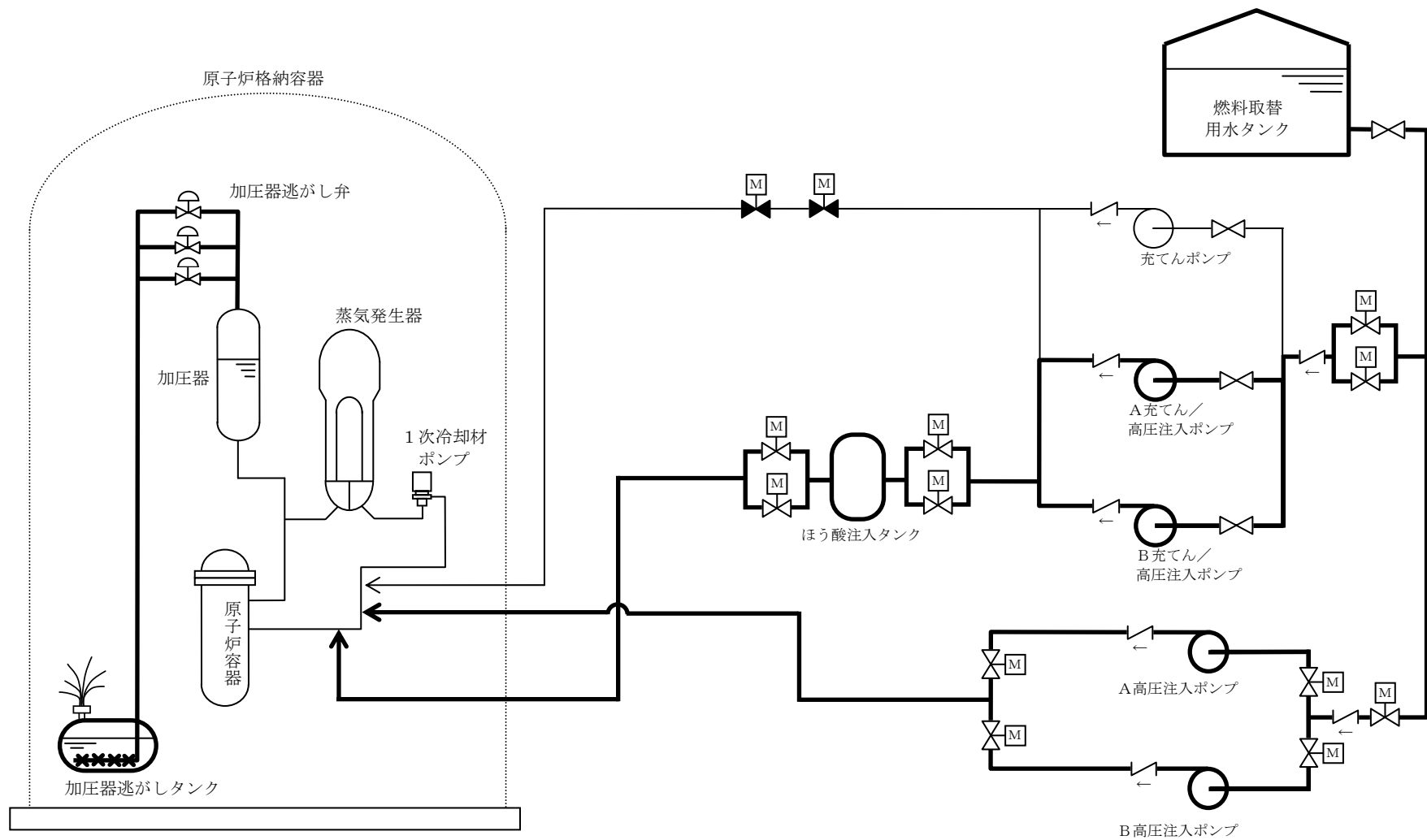
型 式	串型 4 車室 6 分流排気再熱再生式
個 数	1
出 力	約 1,160,000kW (発電端)
回 転 数	1,800rpm
主蒸気止め弁前蒸気 圧 力	約 5.76MPa[gage]
〃 温 度	約 274℃
〃 湿り度	約 0.4%以下
タービン流入蒸気量	約 6,620t/h
排気真空度	約-96.3kPa
タービン段落数	
高圧タービン 反動段	8 段×2
低圧タービン 反動段	8 段×6
低圧タービン最終翼	約 1,375 mm (54 インチ)



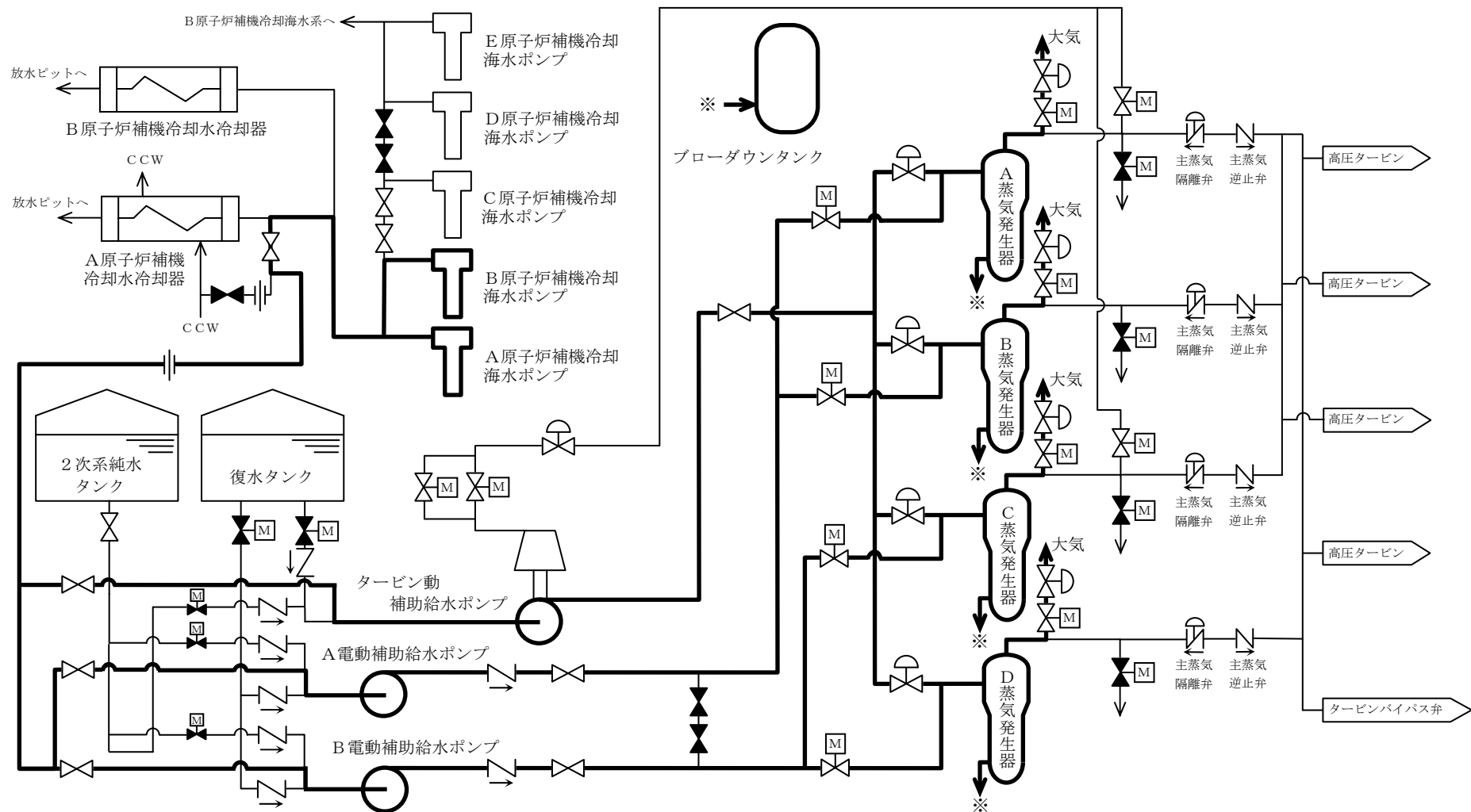
第 5.1.2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ説明図



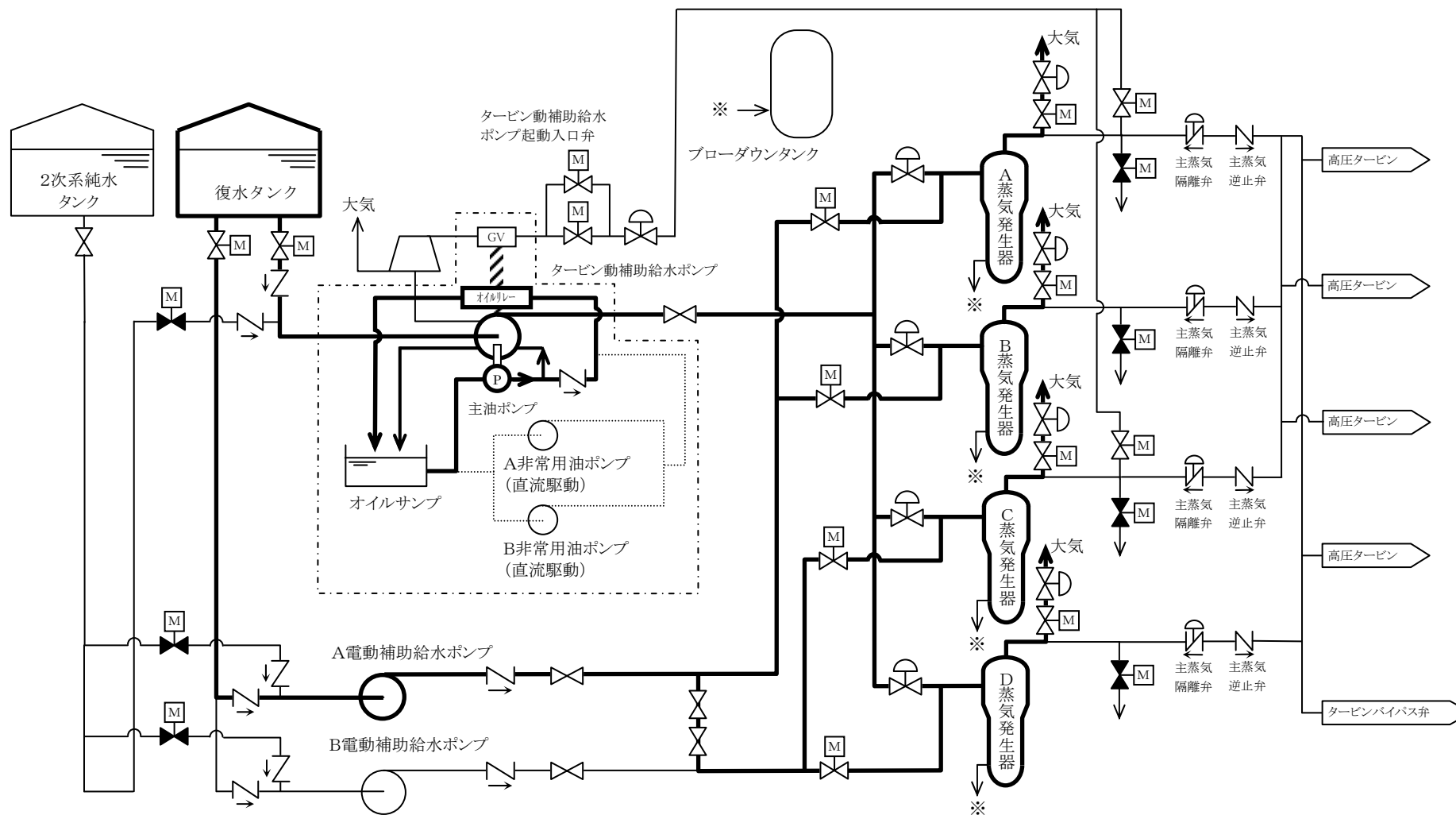
第 5. 1. 11 図 弁のステムリークオフ説明図



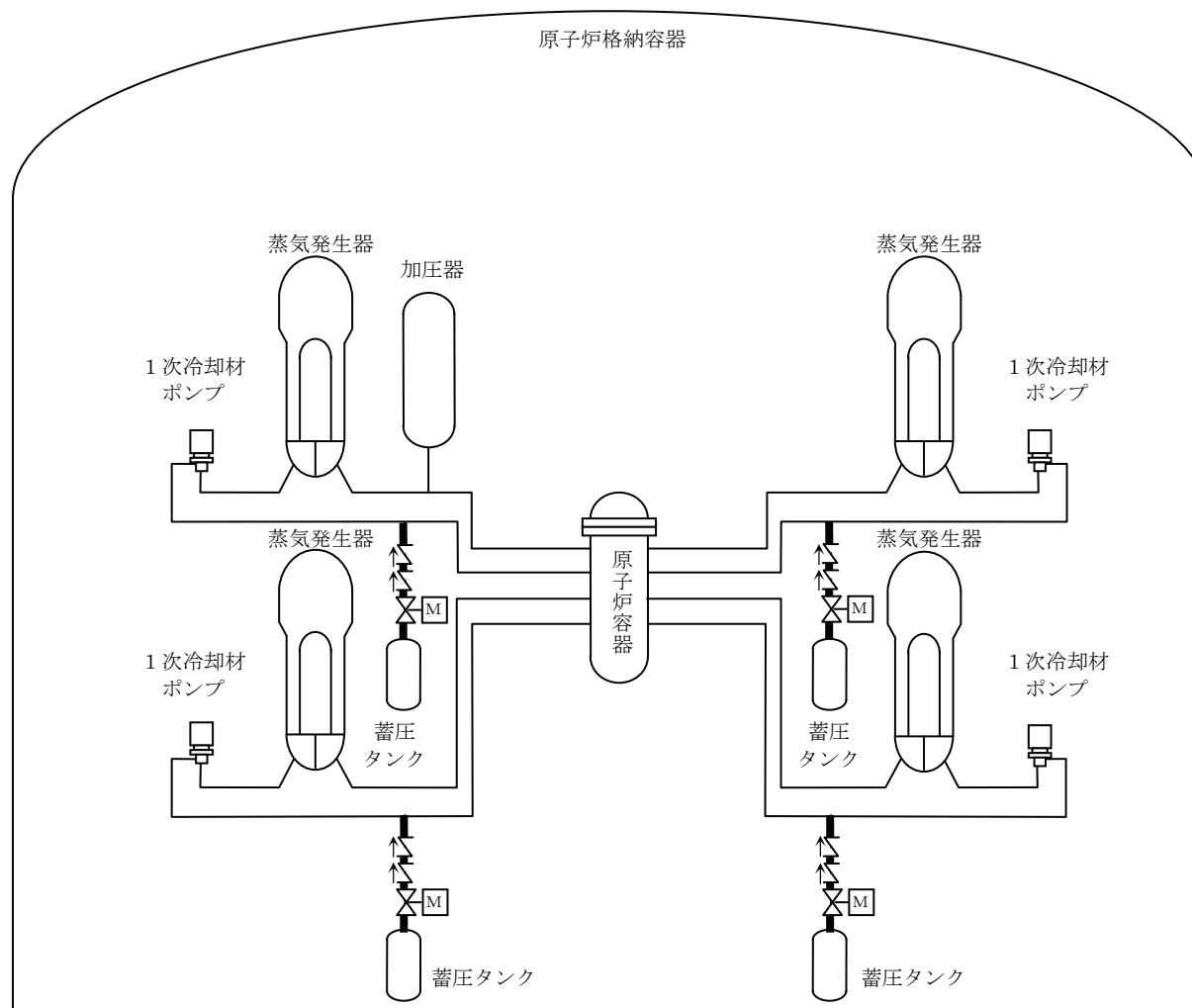
第 5. 4. 1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (1)



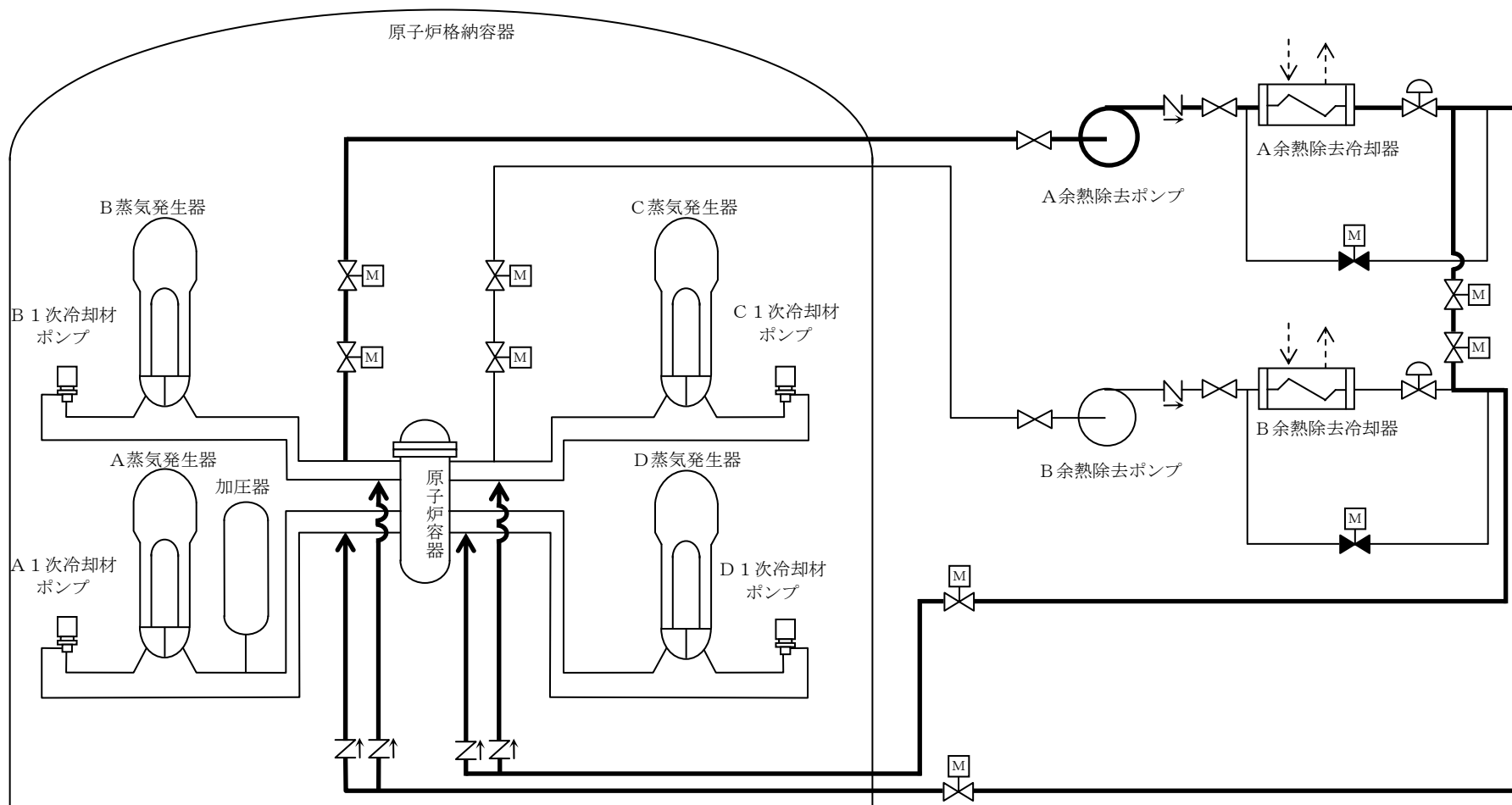
第 5.4.2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (2)



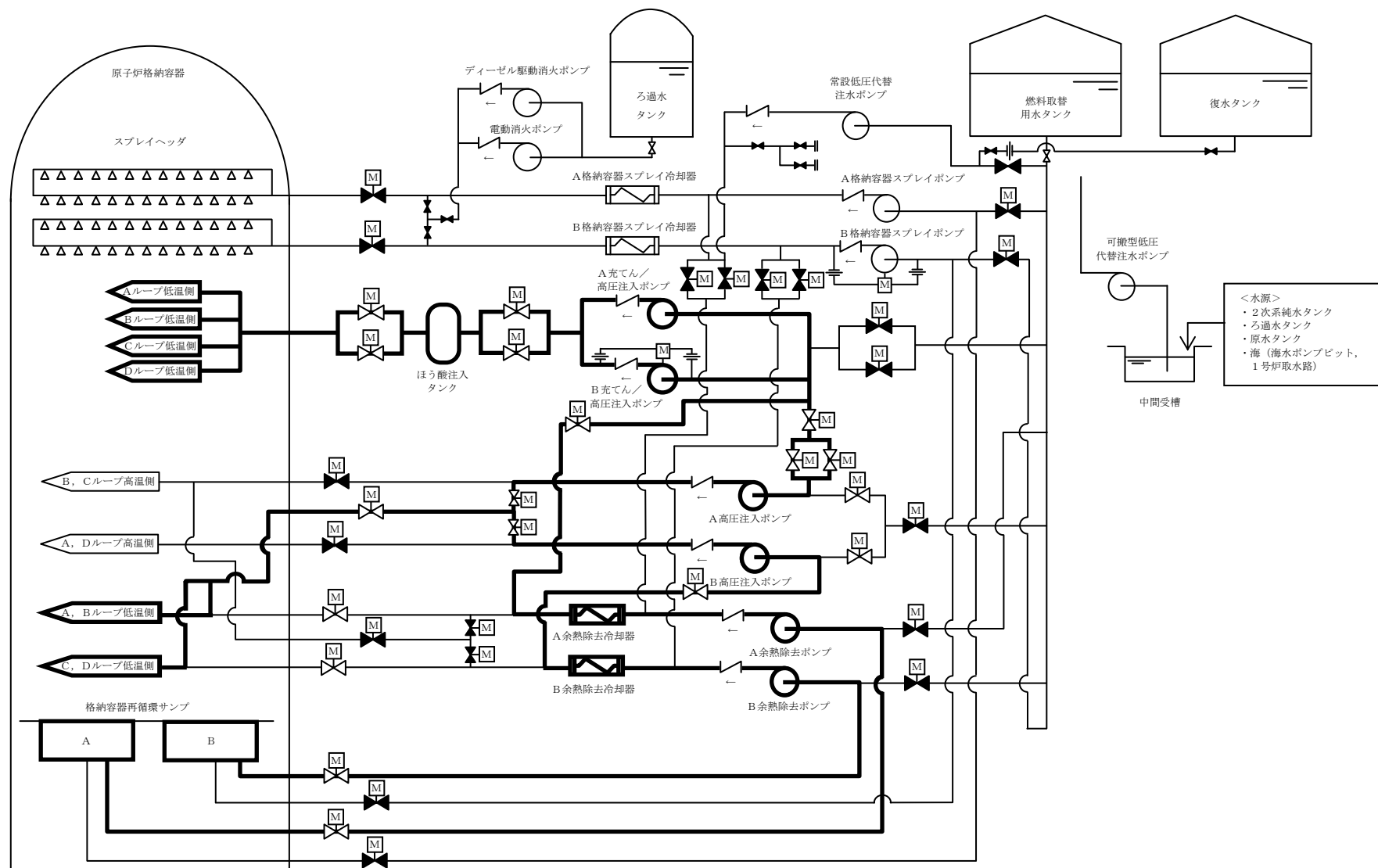
第 5. 4. 3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (3)



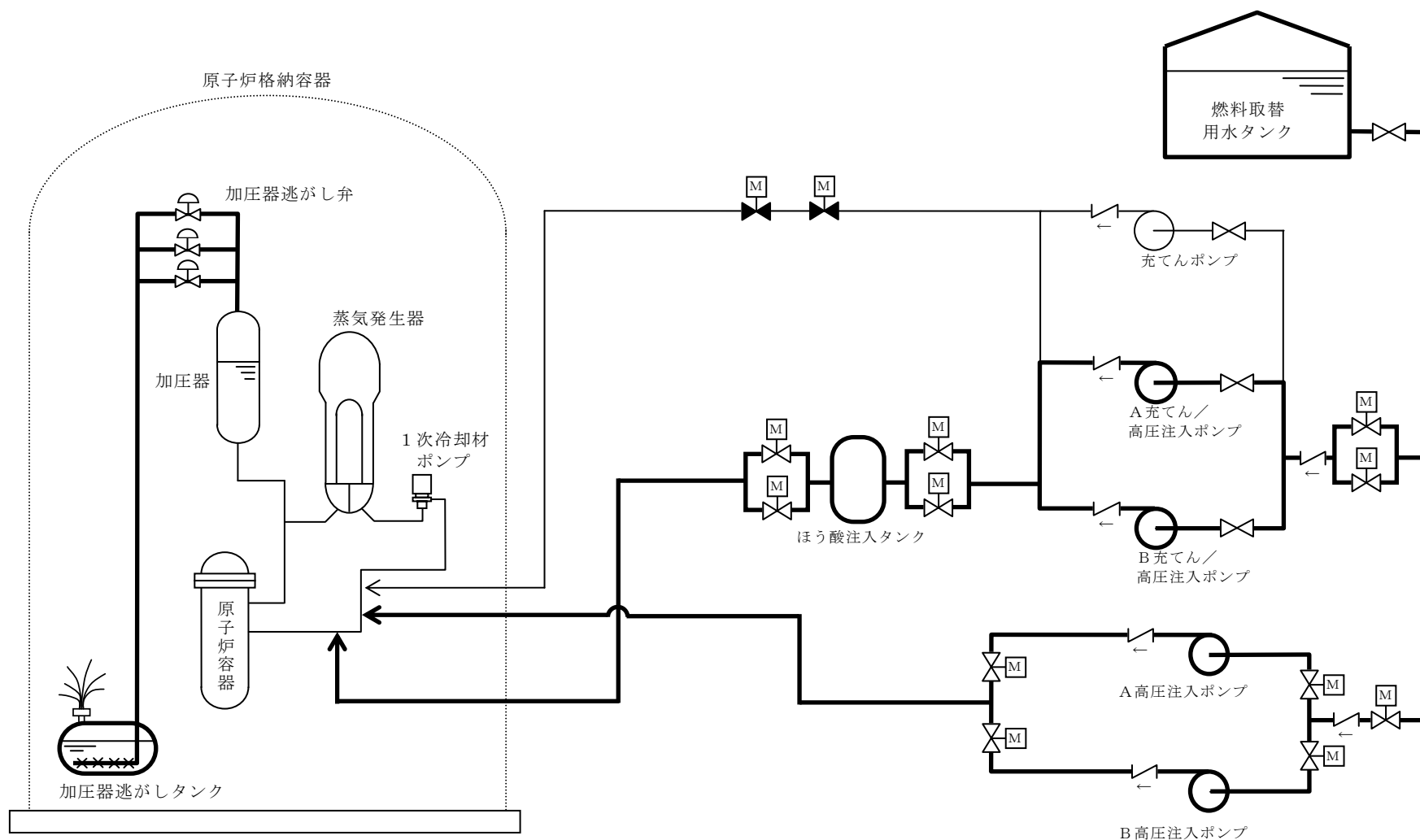
第 5. 4. 4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (4)



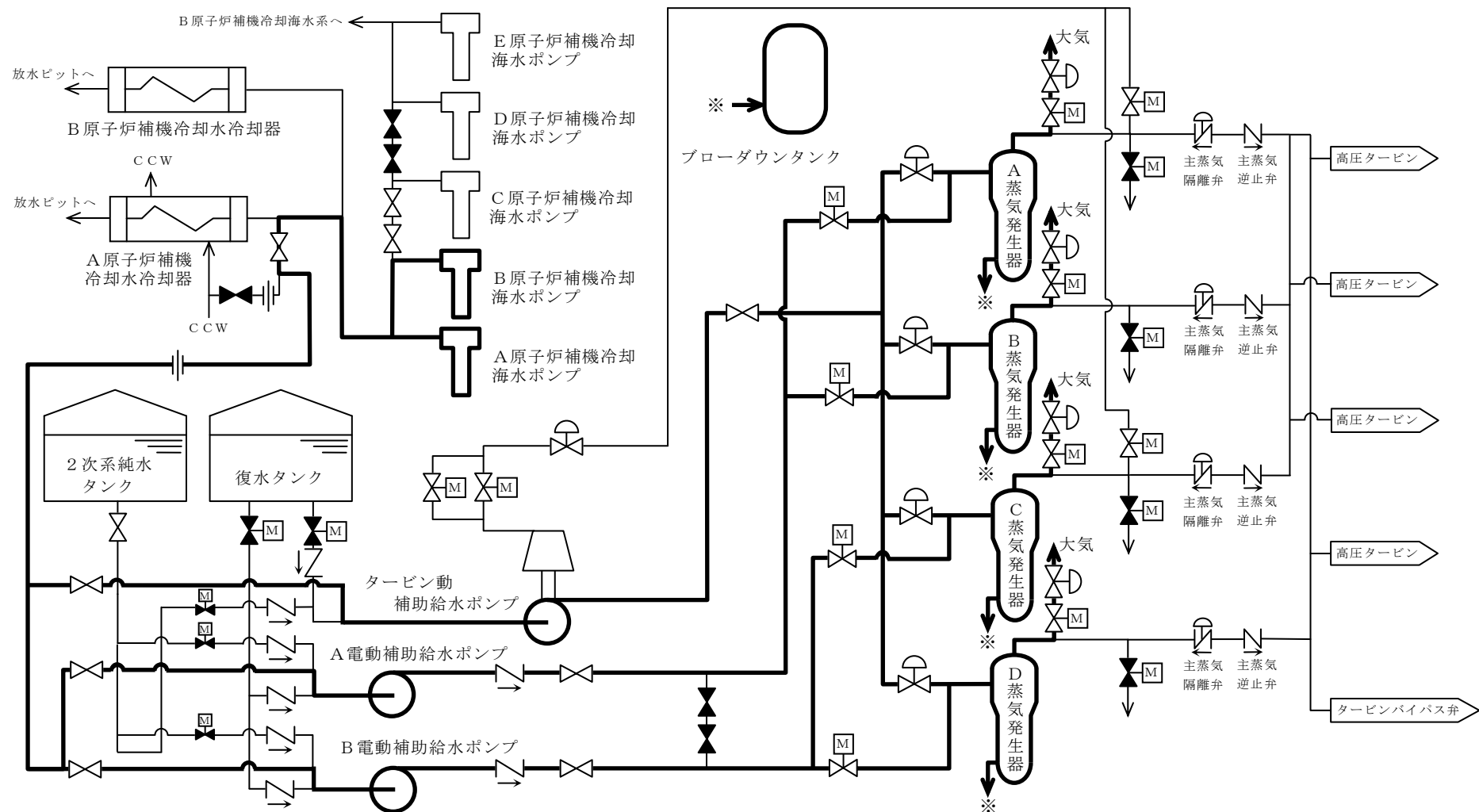
第 5. 4. 5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (5)



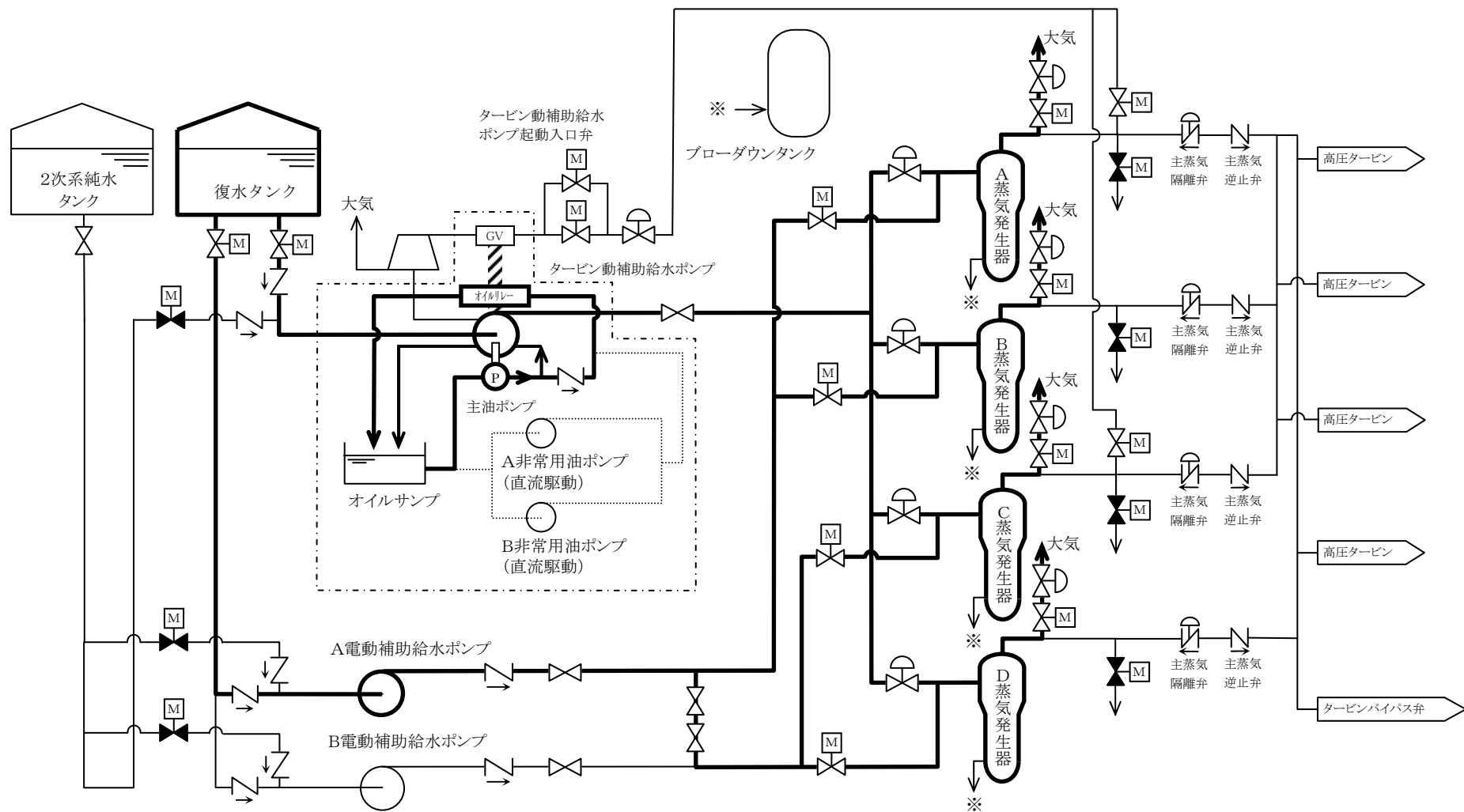
第 5. 4. 6 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（6）



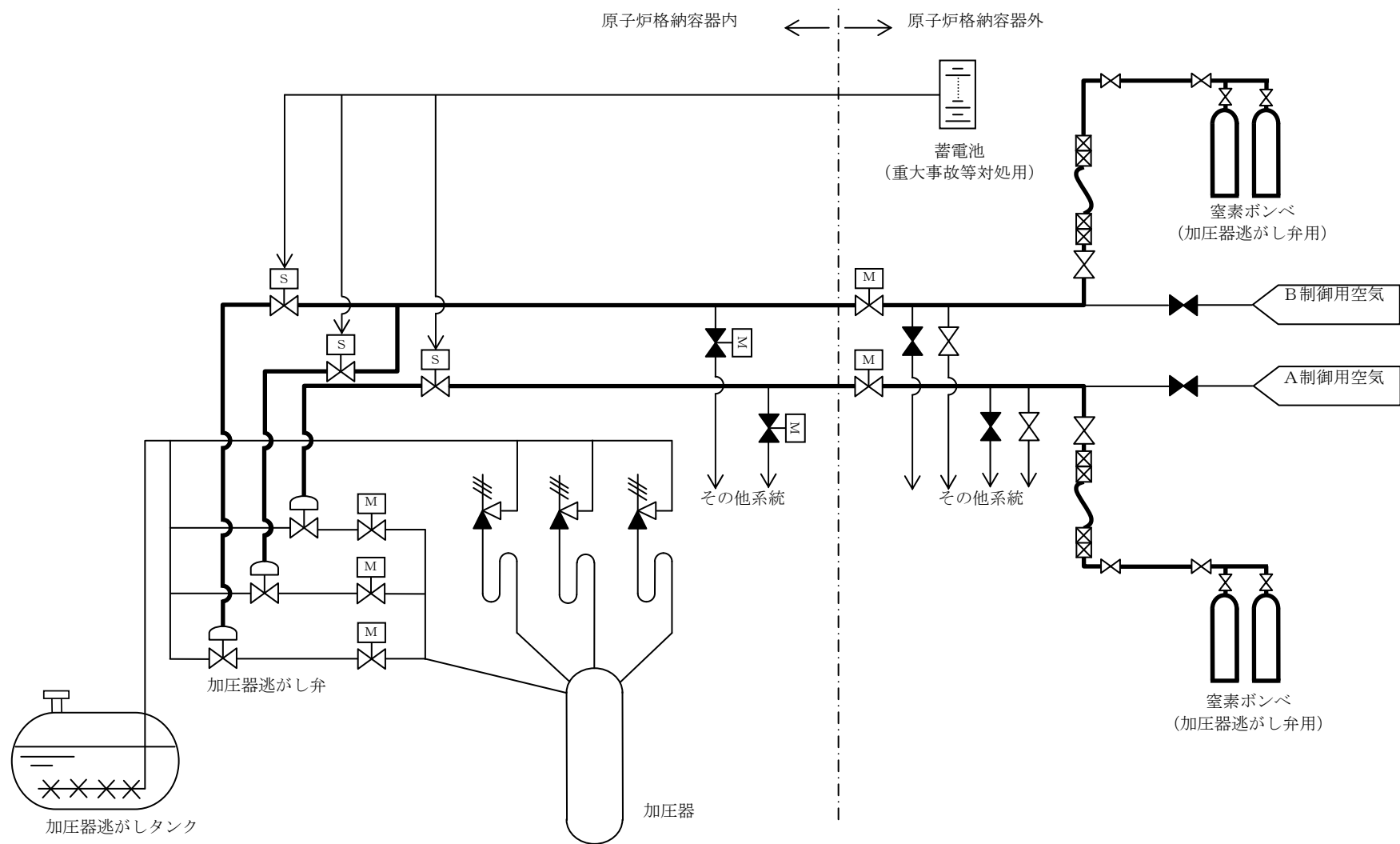
第 5.5.1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（1）



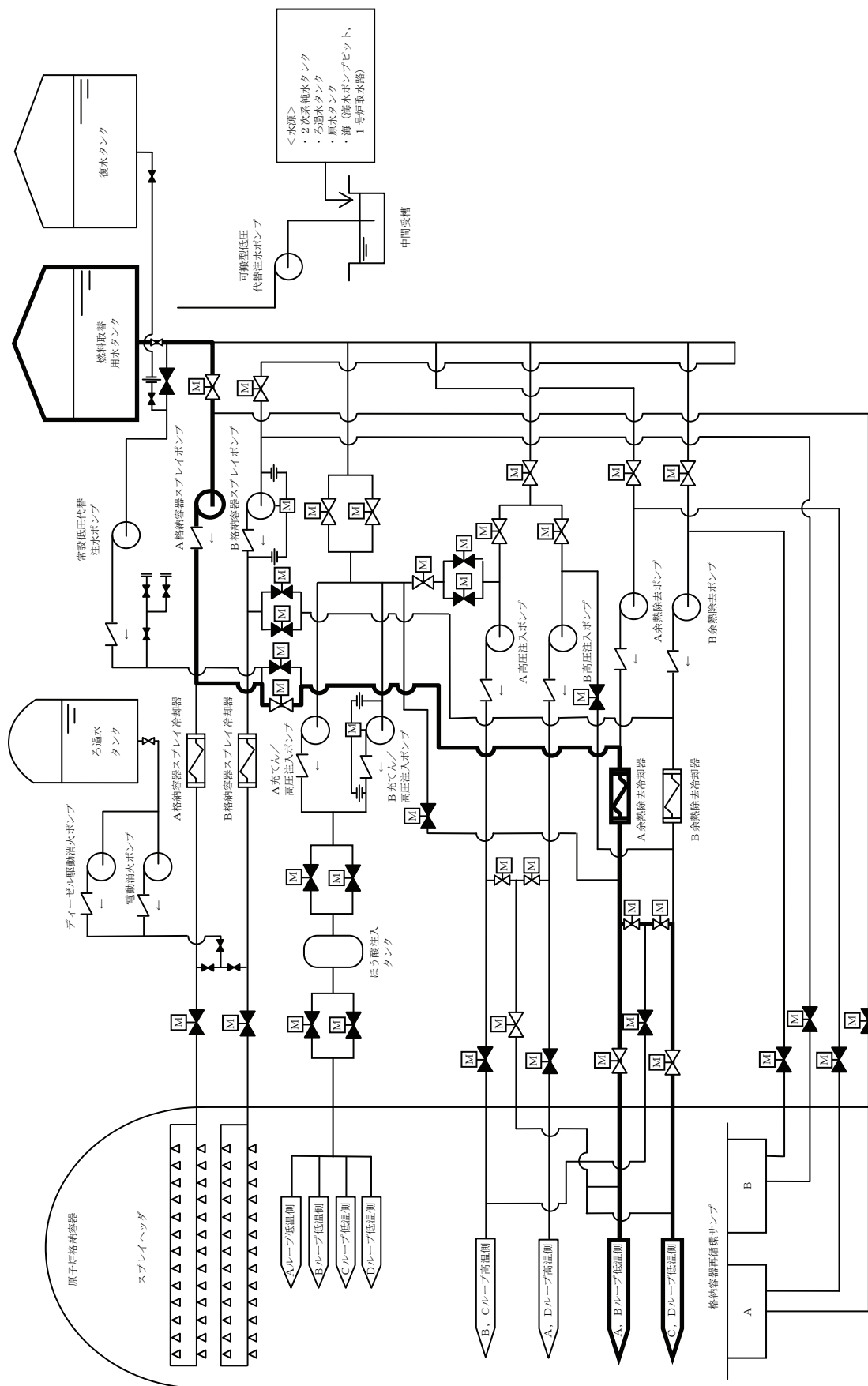
第 5.5.2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図 (2)



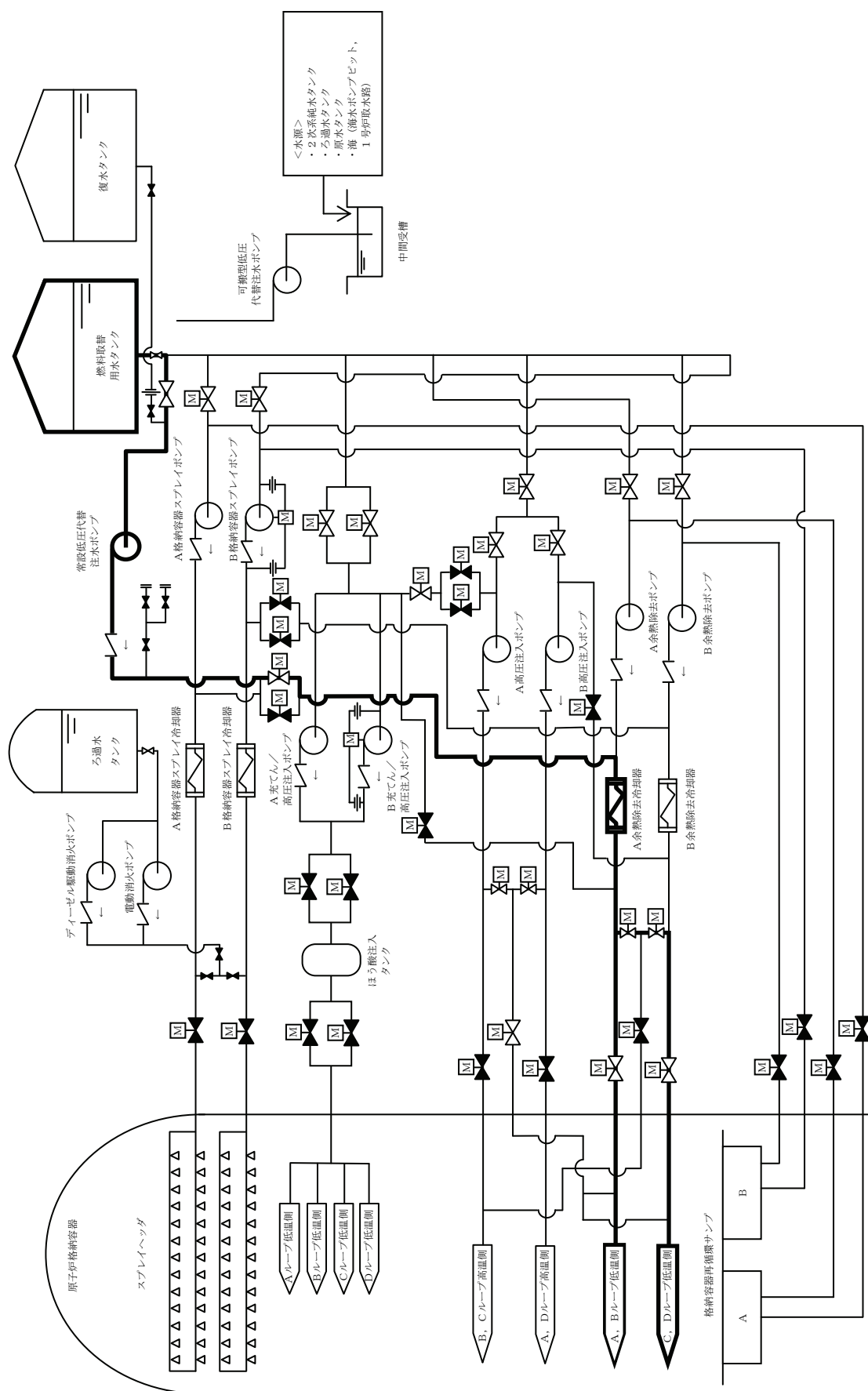
第 5.5.3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図 (3)



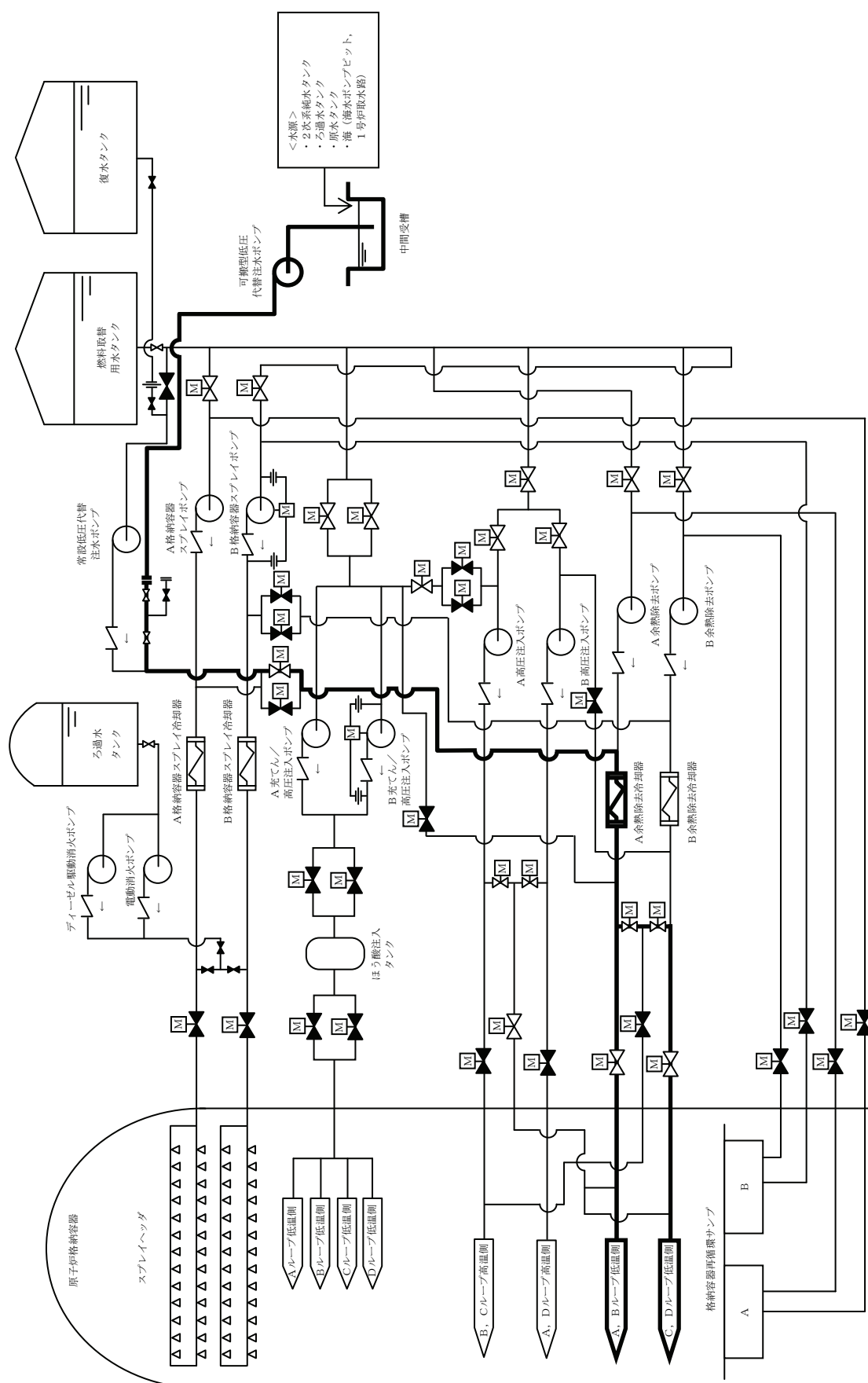
第 5.5.4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図 (4)



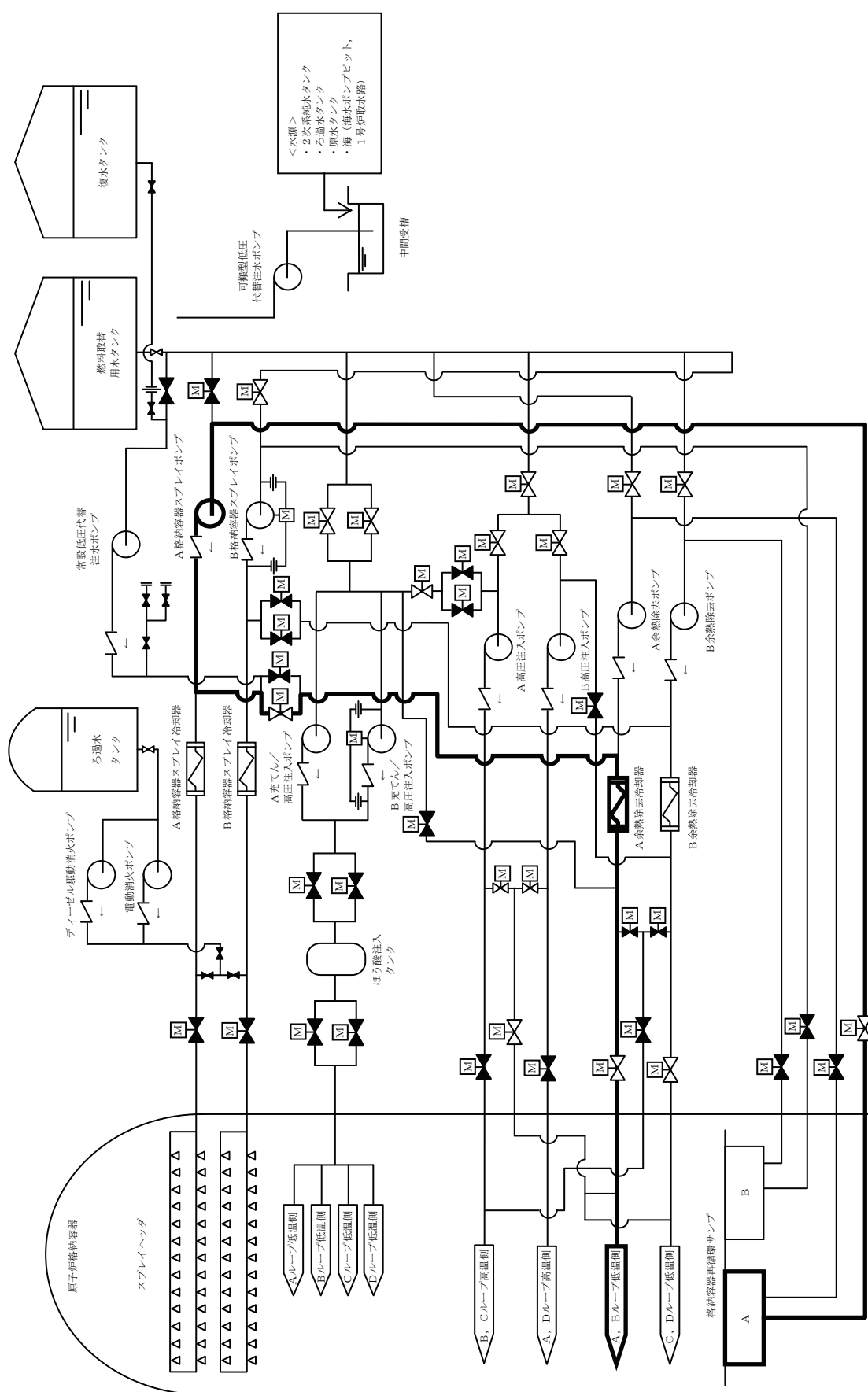
第 5.6.1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (1)



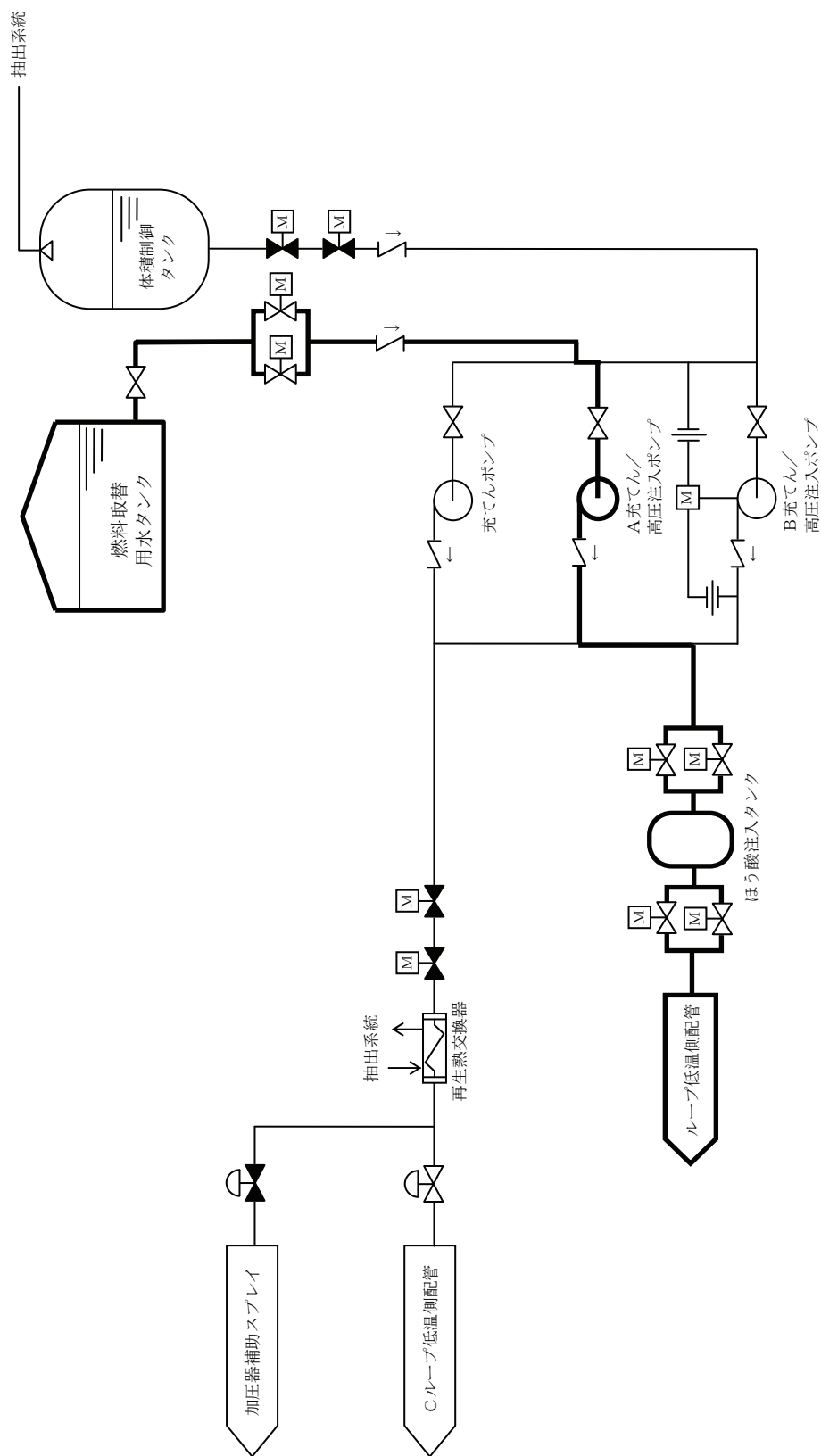
第 5.6.2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (2)



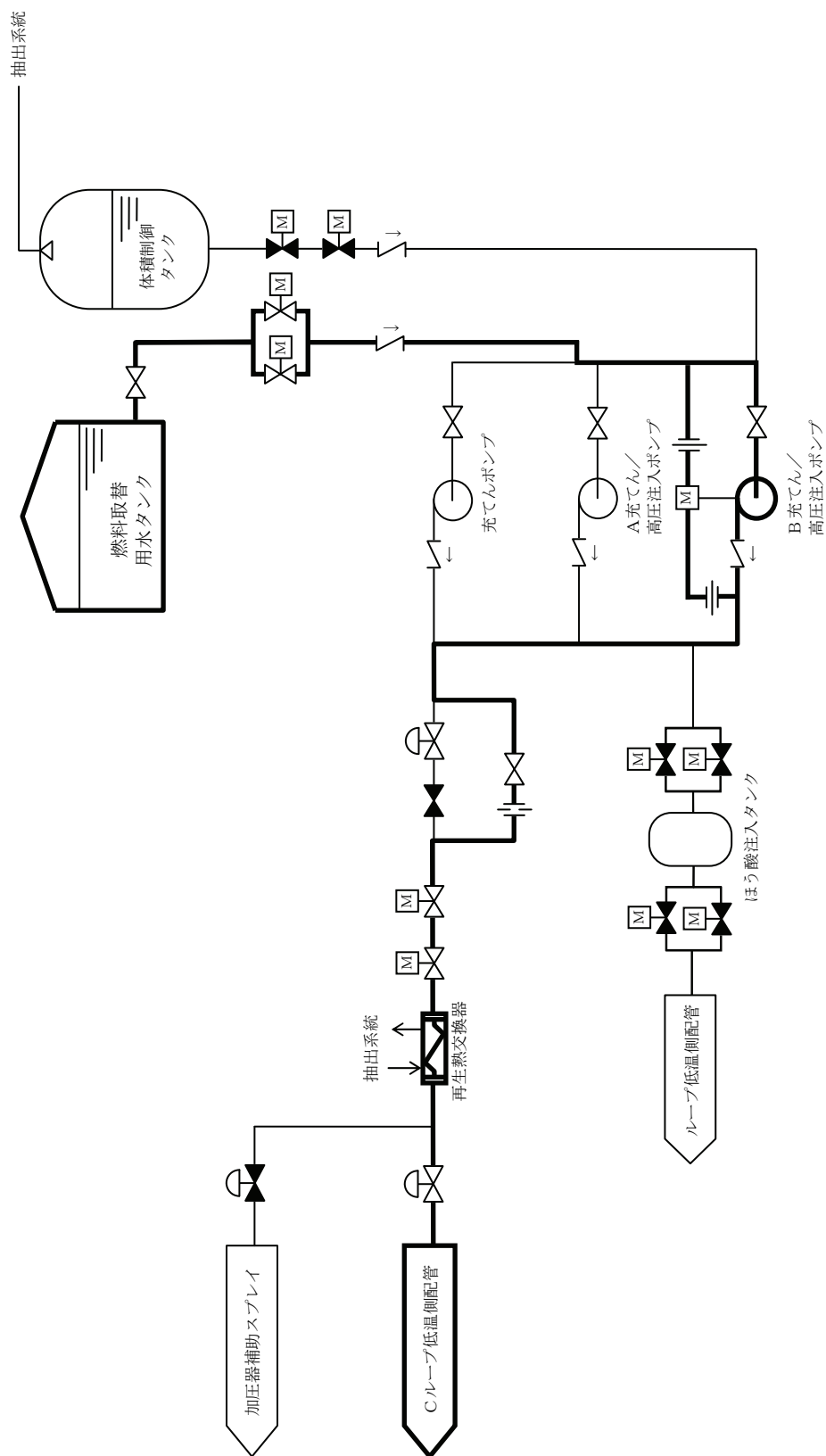
第5.6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要



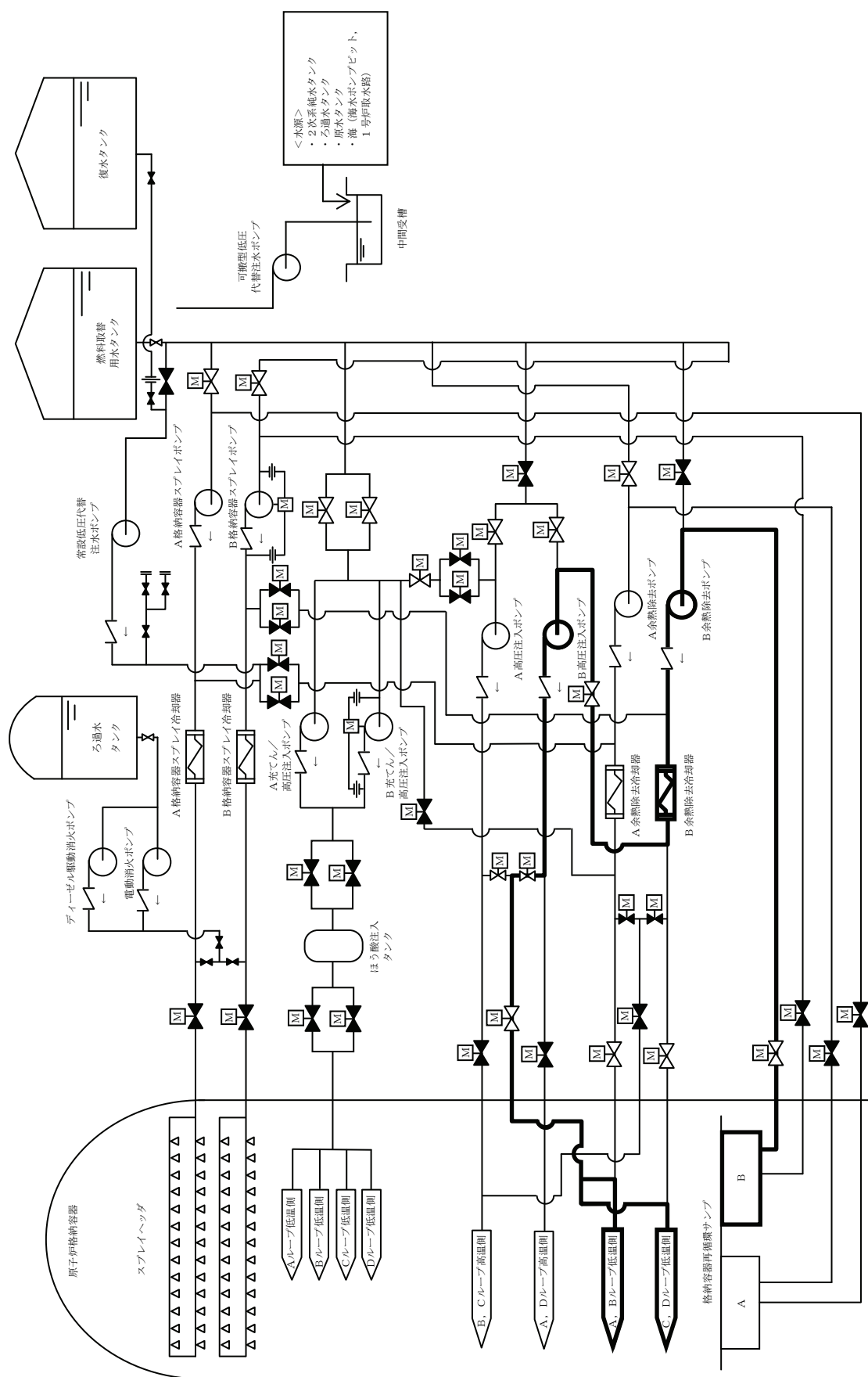
第 5. 6. 4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (4)



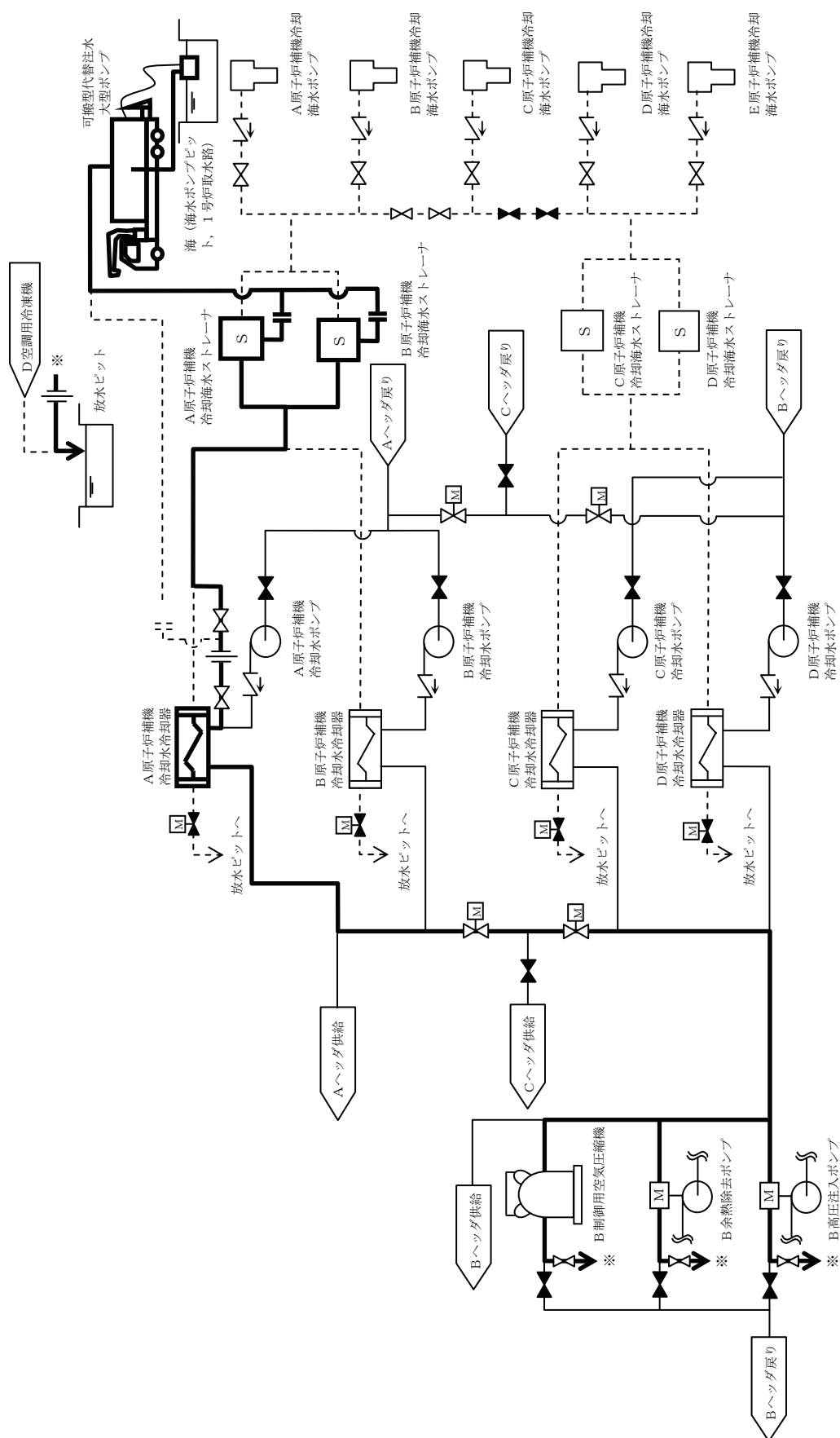
第 5.6.5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (5)



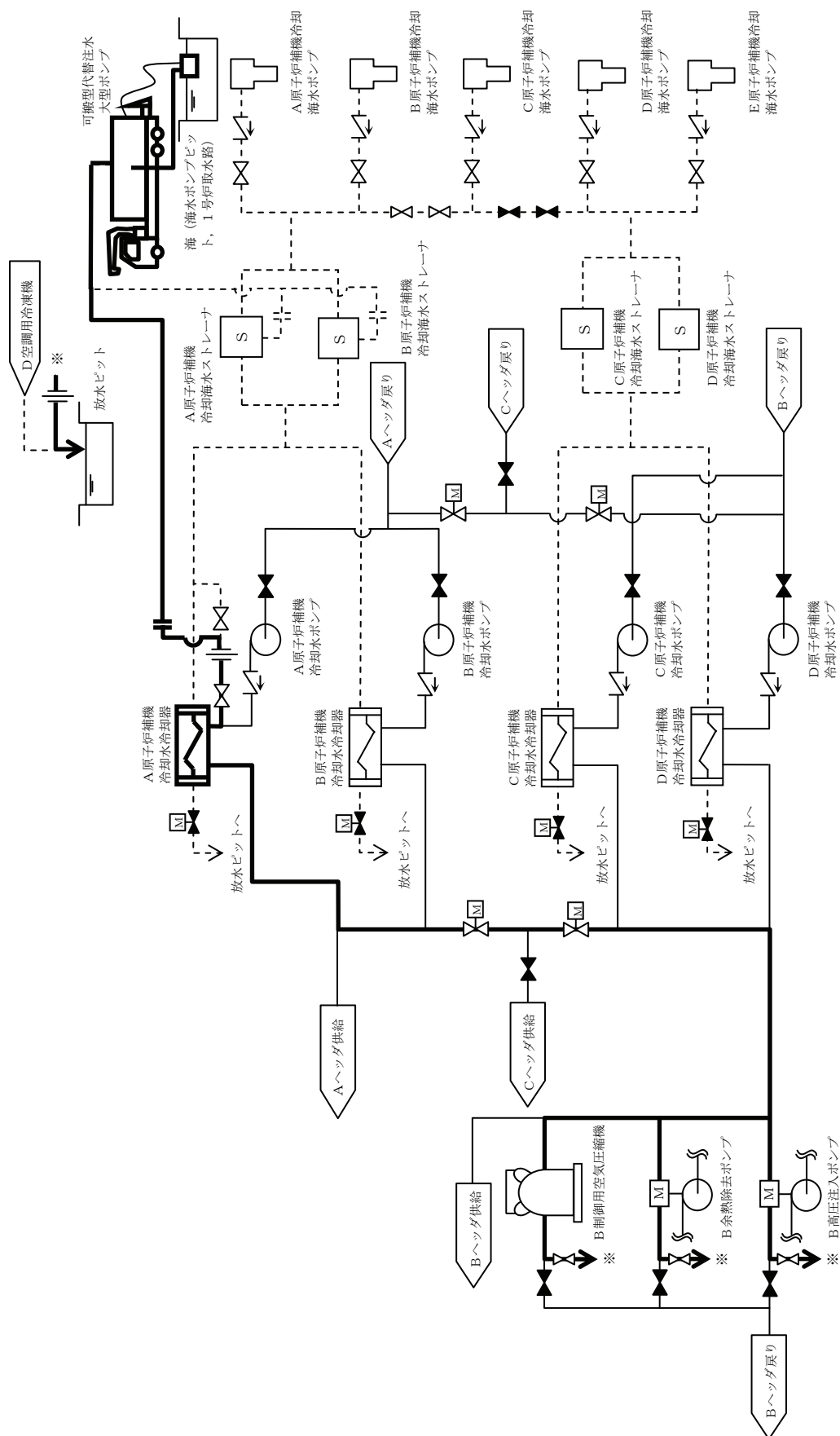
第 5. 6. 6 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（6）



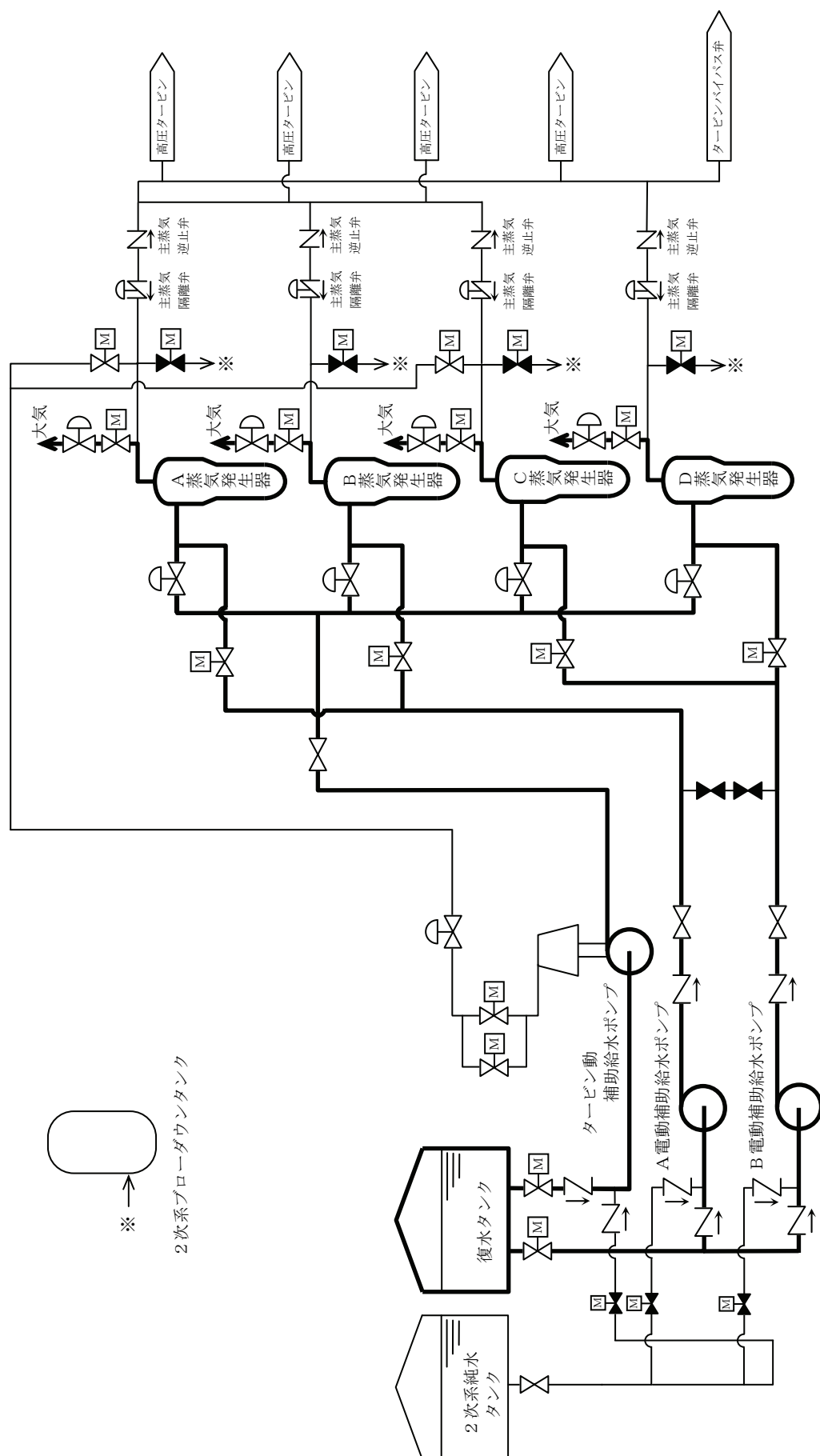
第5.6.7 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（7）



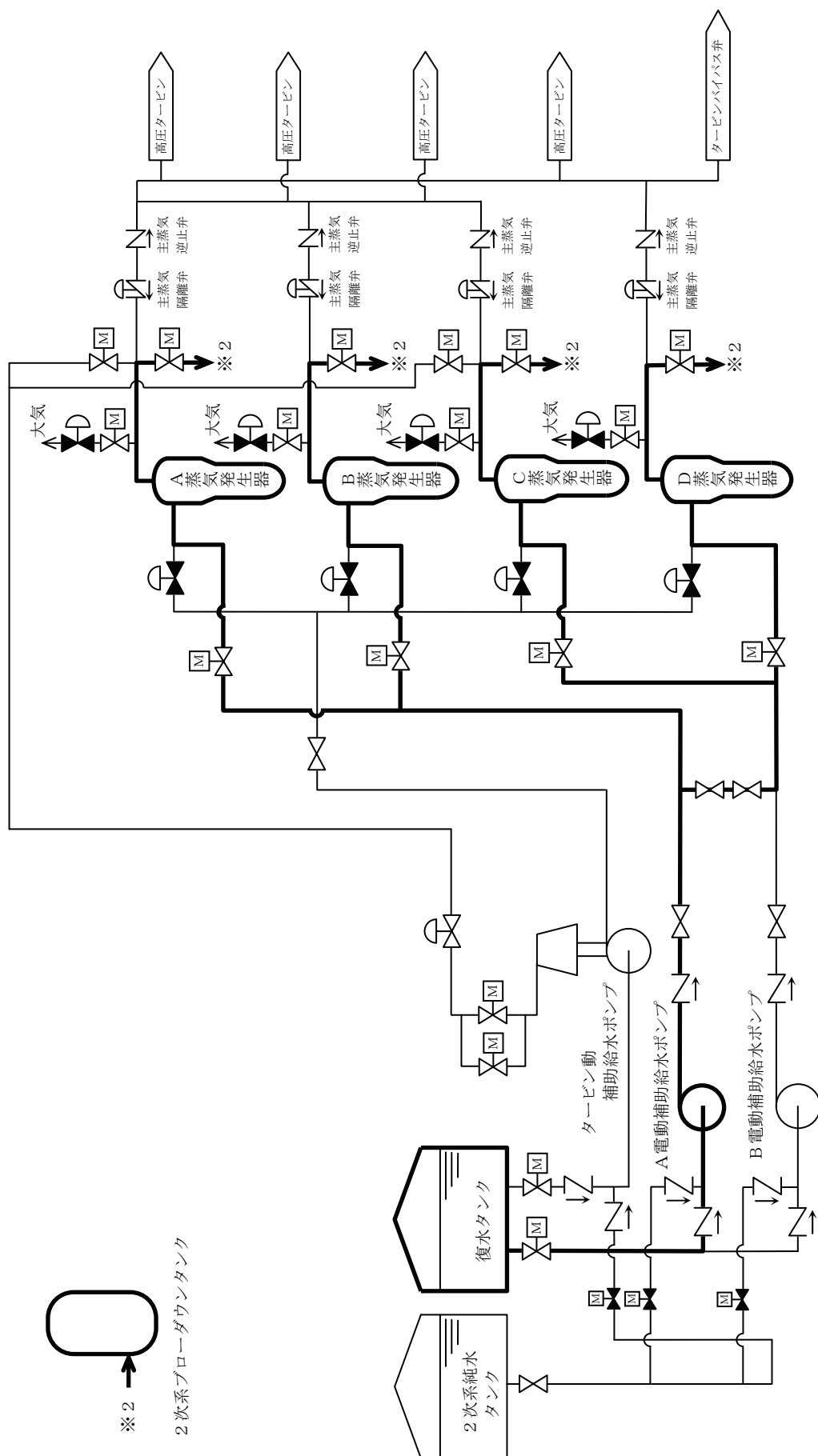
第5.6.8図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (8)



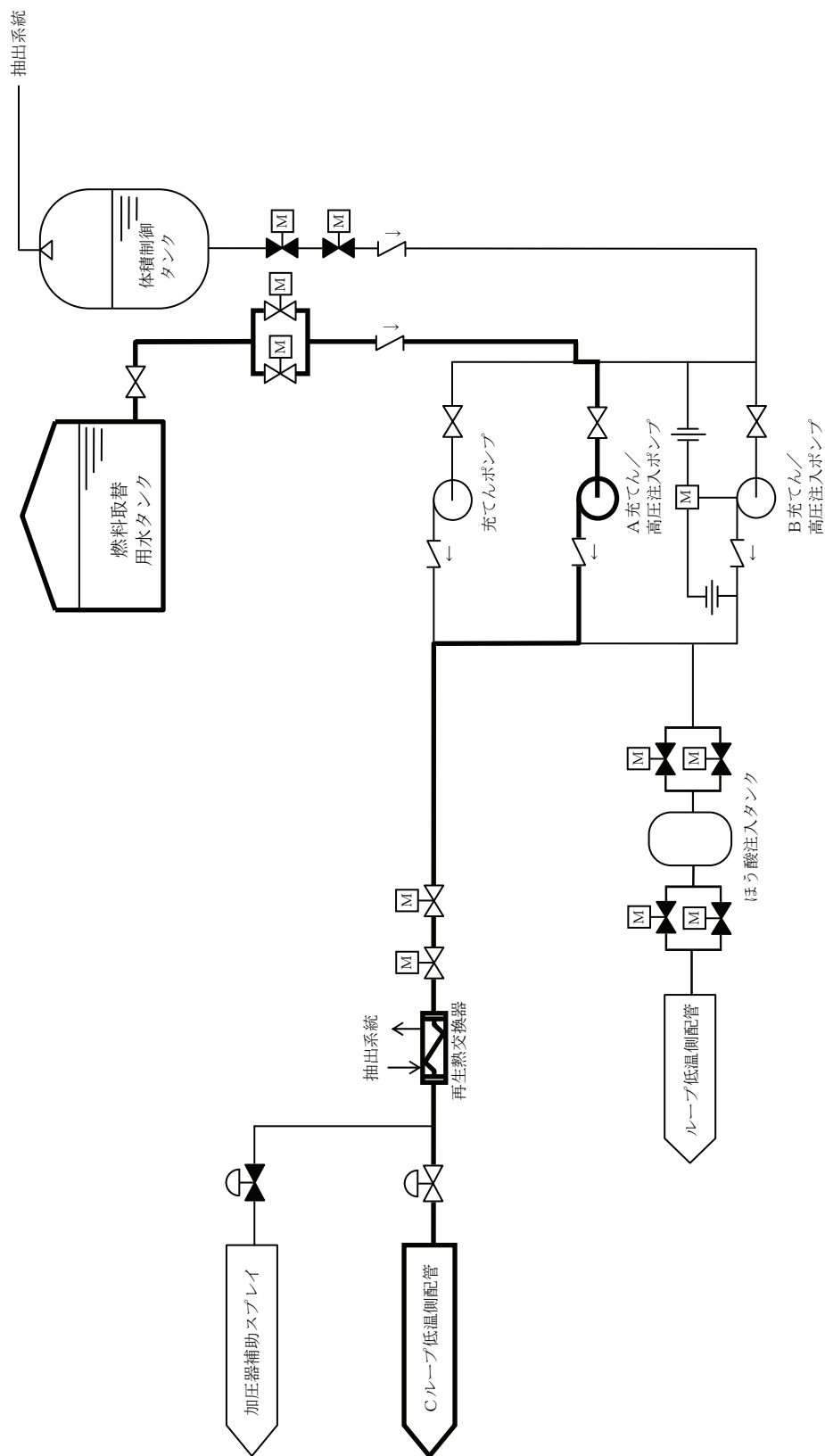
第 5.6.9 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (9)



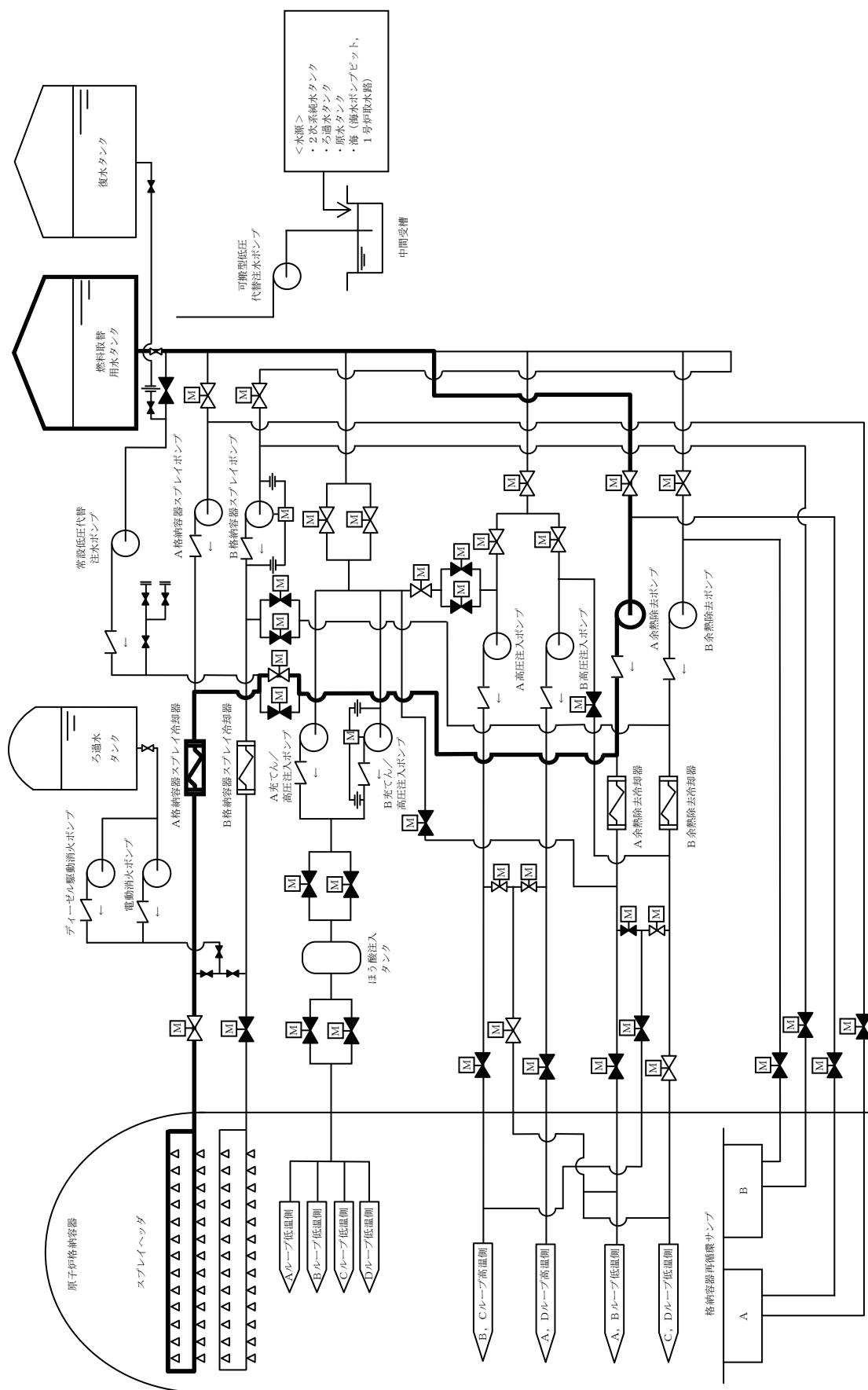
第5.6.10 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（10）



第5.6.11 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（1 1）

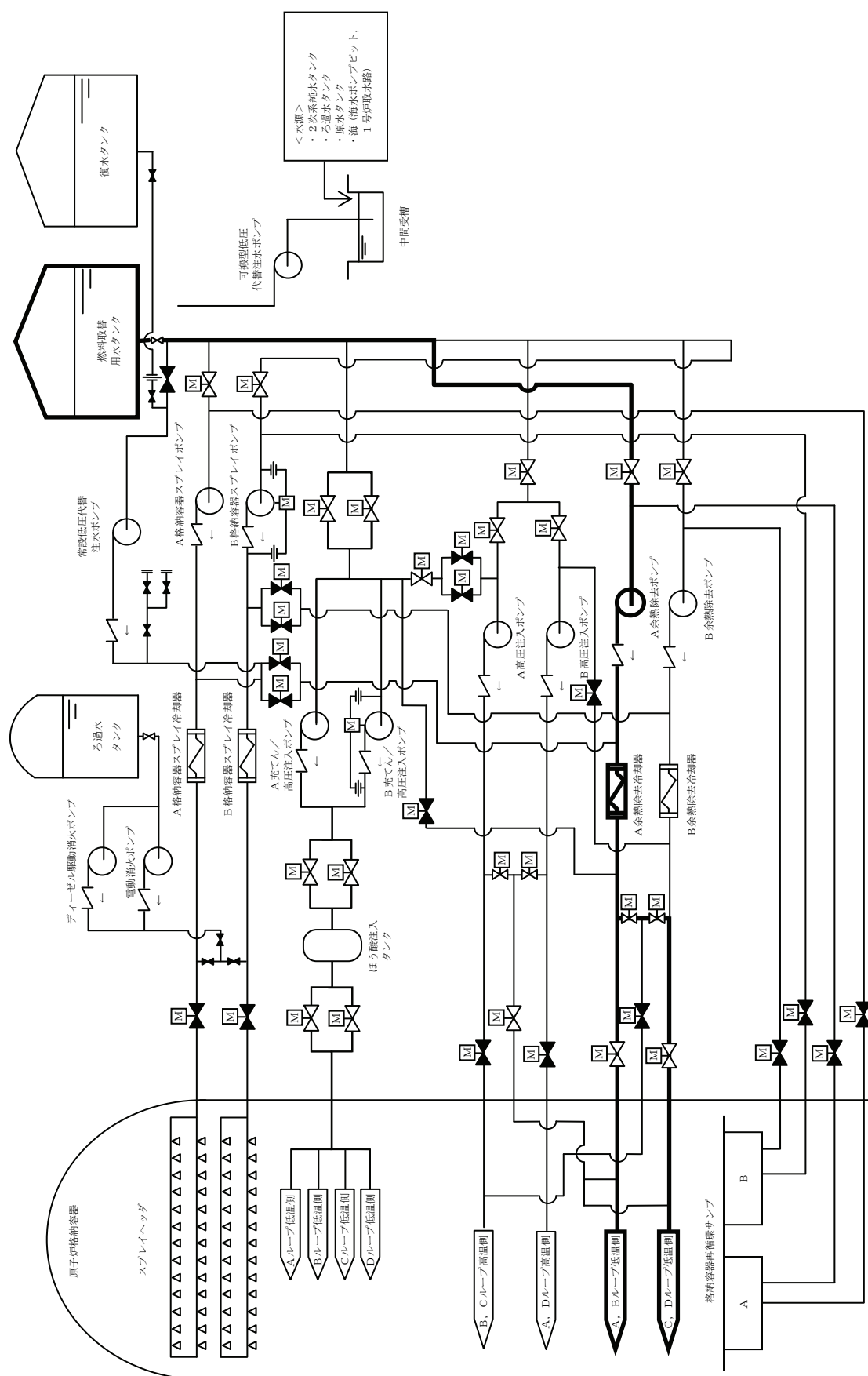


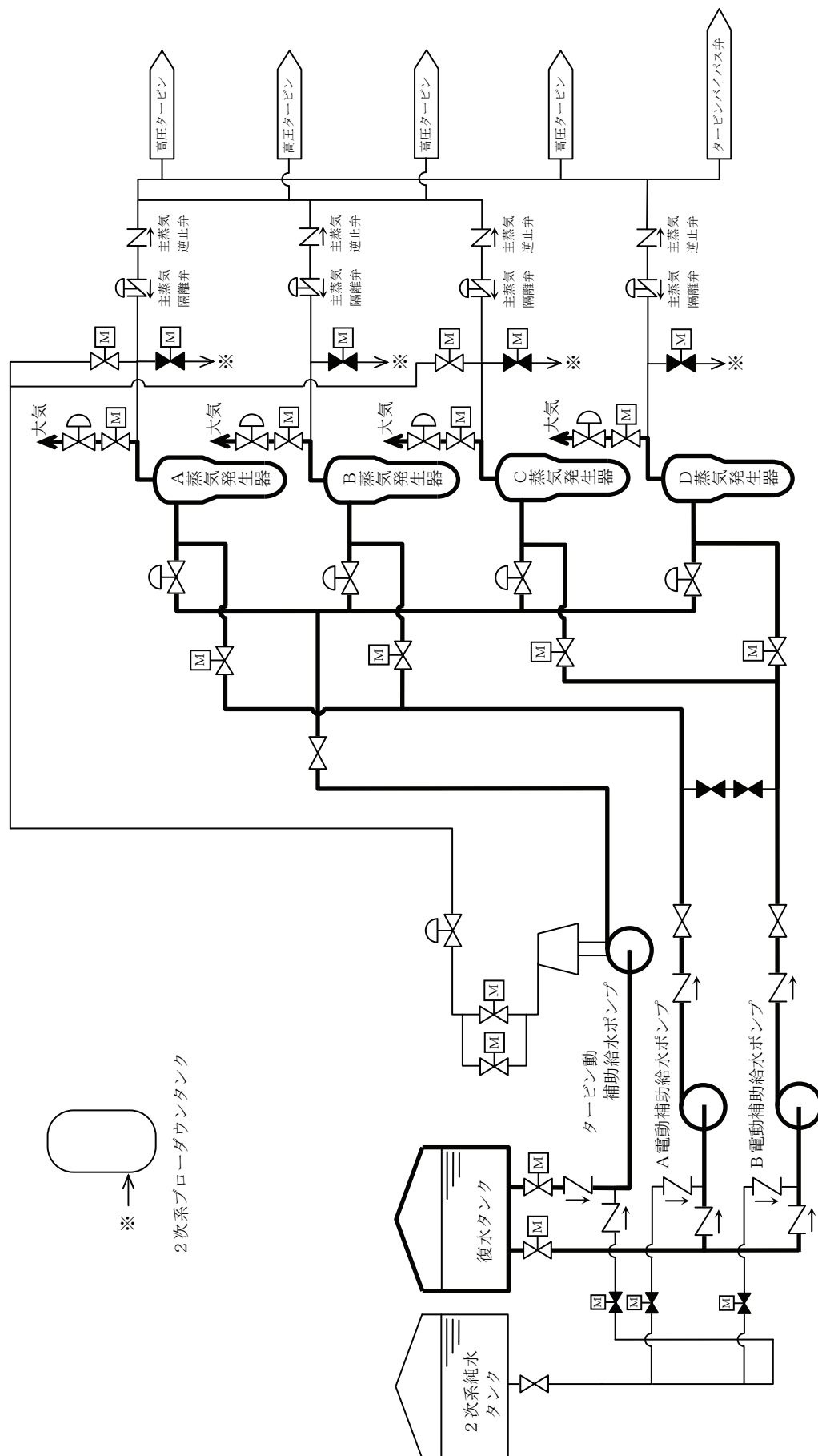
第 5.6.12 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (1/2)



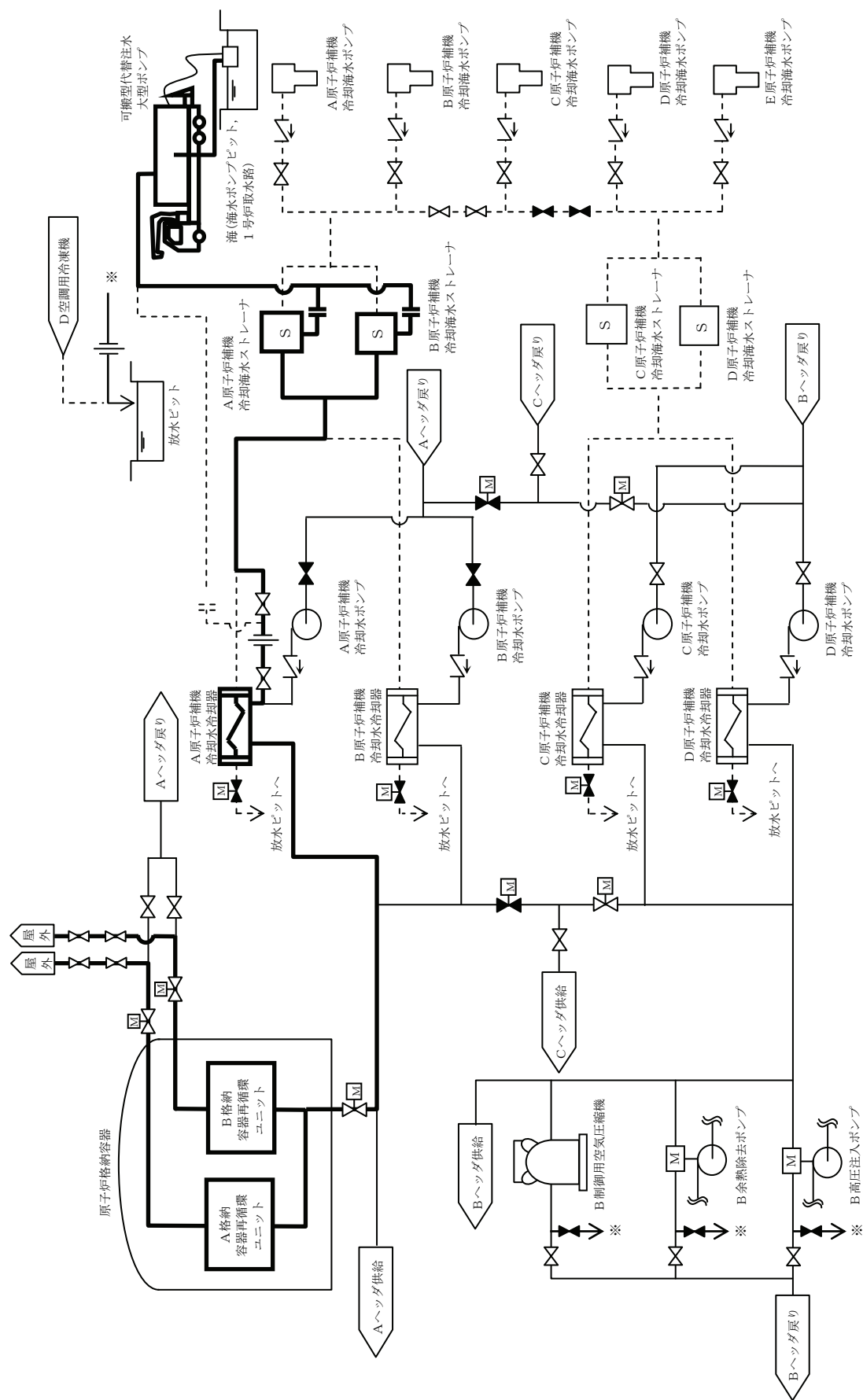
第 5.6.15 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (15)



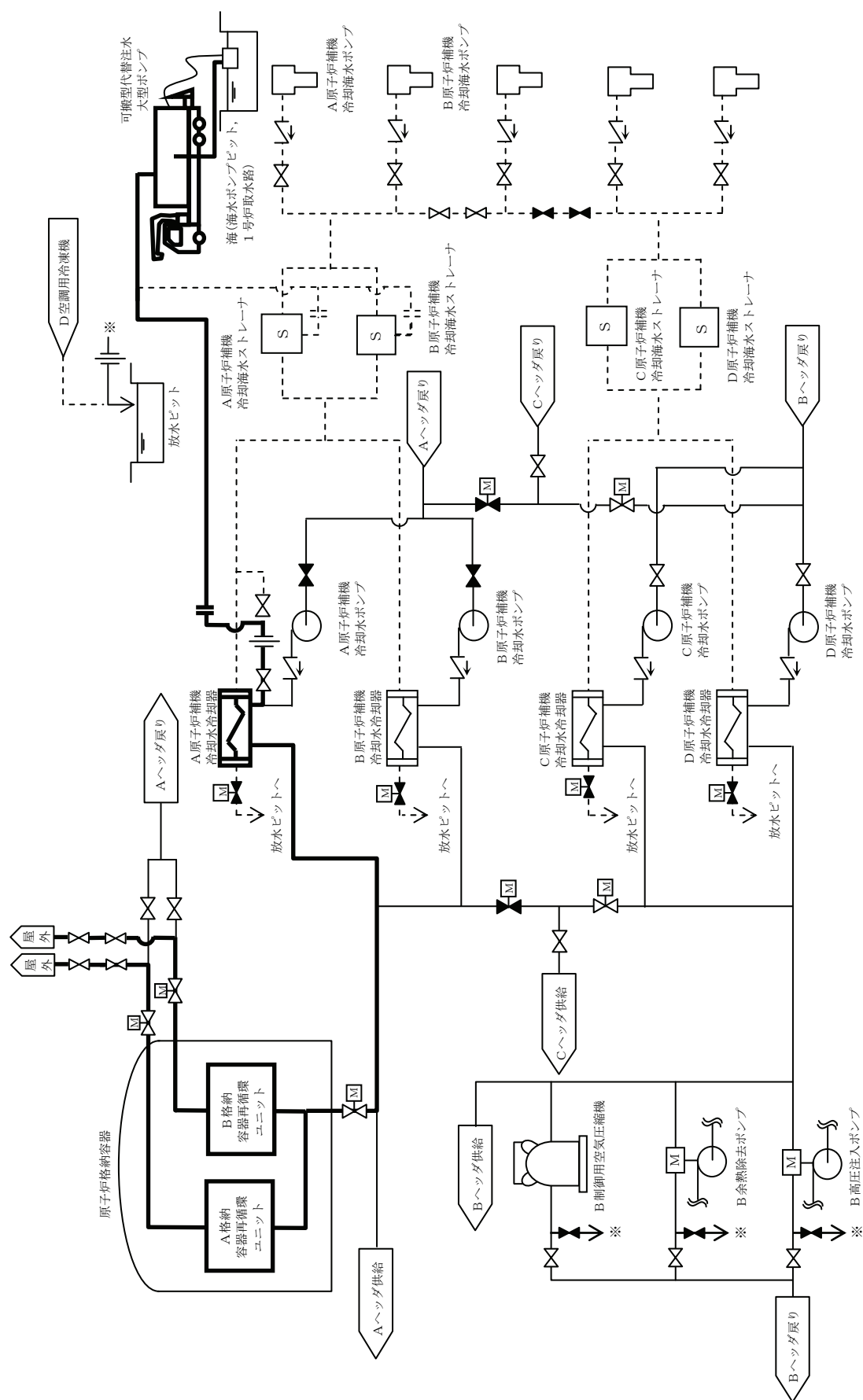




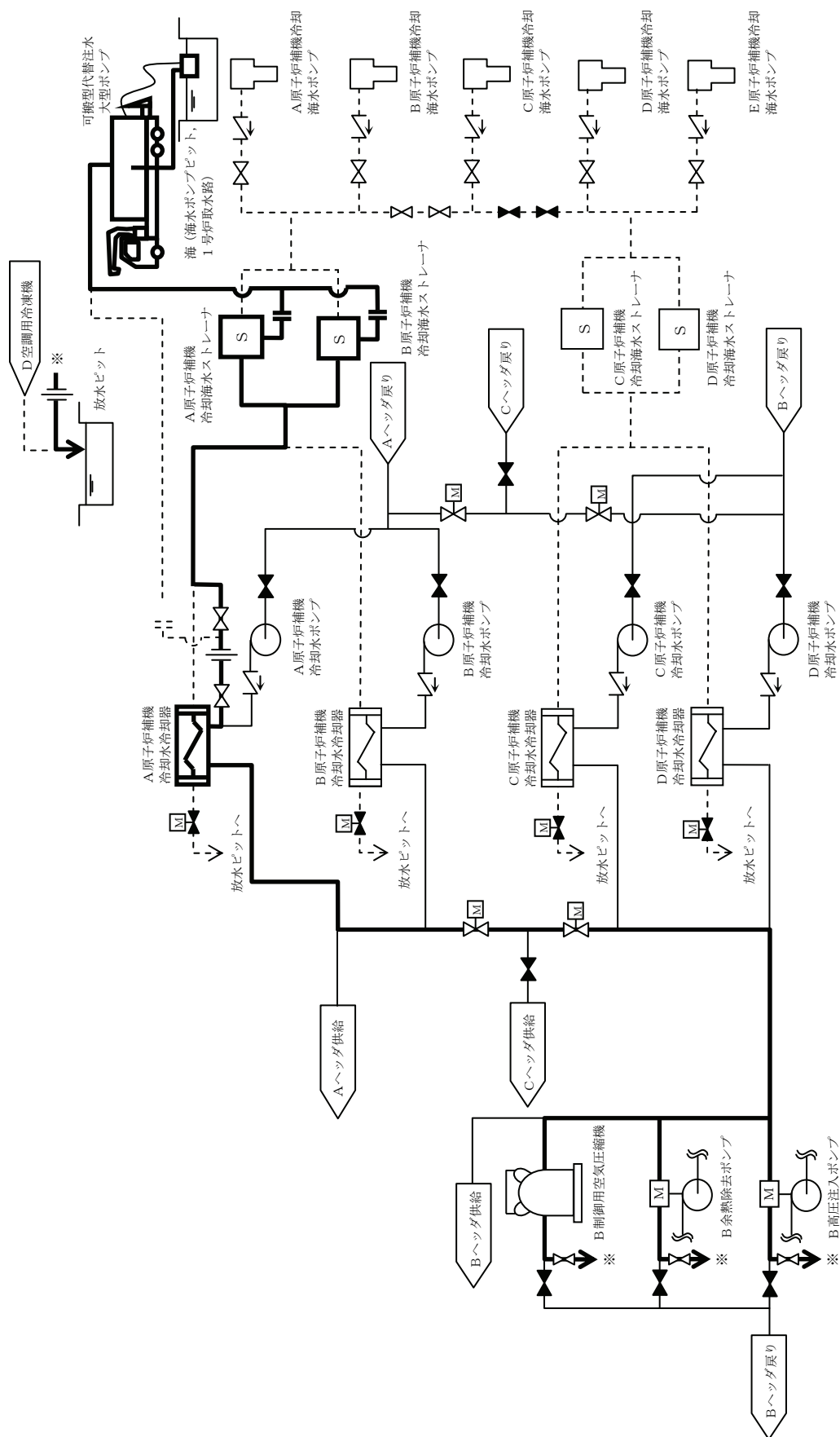
第 5.10.1 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (1)



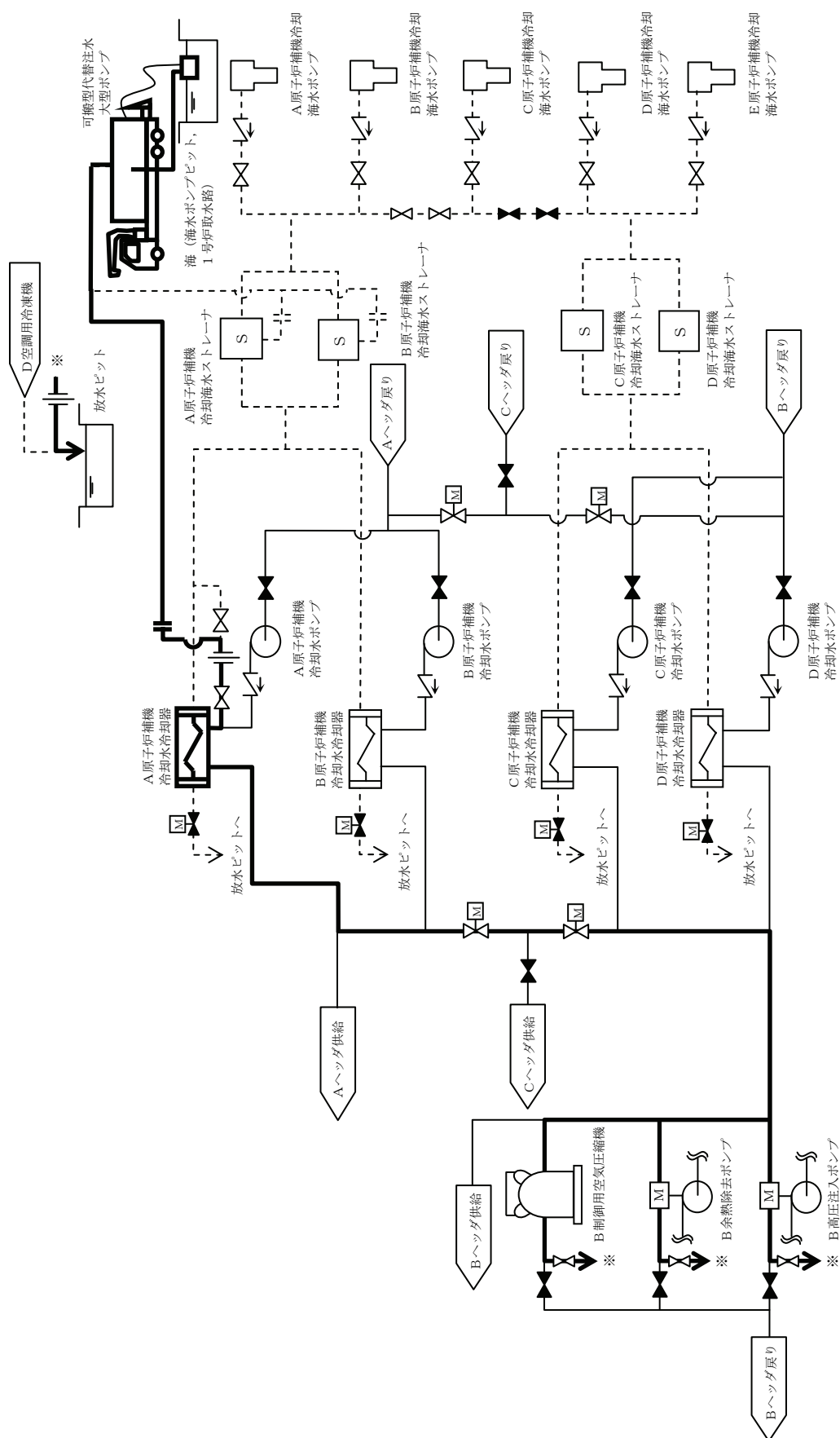
第 5.10.2 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (2)



第 5. 10. 3 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 (3)



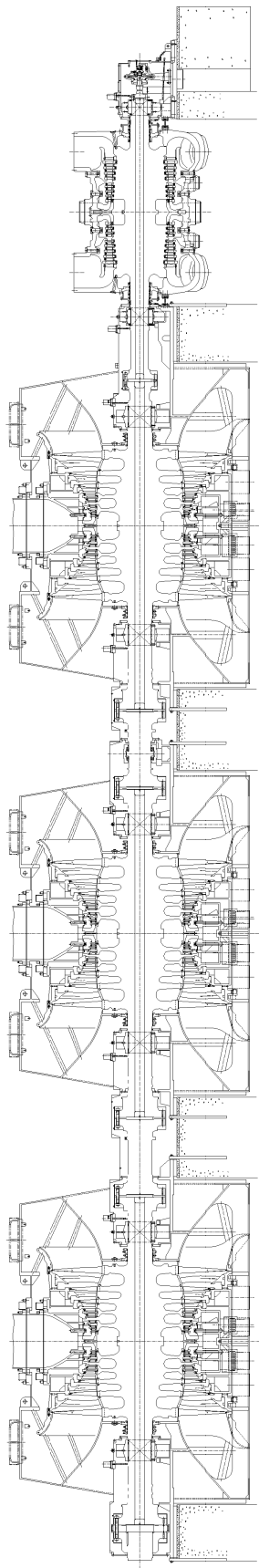
第5.10.4 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（4）



第 5. 10. 5 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 (5)

くし形4車室6分流排気再熱再生式

定格出力	1,160,000kW
回転速度	1,800rpm
蒸気圧力	主蒸気止め弁入口 5.76MPa [gage]
蒸気温度	主蒸気止め弁入口 274.0℃
排気圧力	-96.3kPa [gage]



第 5.11.4 図 蒸気タービン断面説明図

6. 計測制御系統施設

6.3 プロセス計装

6.3.1 概 要

プラントの適切かつ安全な運転のために 1 次冷却系をはじめとし、各補助系における必要なプロセス量の計測を行い、その信号の一部は、原子炉保護設備、工学的安全施設作動設備、原子炉制御設備に用いる。

プロセス計装設備は、検出器のほかに演算処理装置等を収納する計器ラックから構成し、主要なパラメータは、中央制御盤に指示又は記録し、必要なものは警報を行う。

原子炉の停止及び炉心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監視でき確実に記録及び保存ができる。

6.3.2 設計方針

(1) 安全保護回路のプロセス計装は以下の方針で設計する。

- a. 安全保護回路のプロセス計装は、運転時の異常な過渡変化が生じた場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び必要な工学的安全施設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設計とする。
- b. 安全保護回路のプロセス計装は、設計基準事故時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び必要な工学的安全施設を含む適切な系統を自動で作動させる設計とする。
- c. 安全保護回路のプロセス計装は、単一故障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、安全保護機能を喪失しないように多重性を確保する設計とする。

- d. 安全保護回路のプロセス計装は、チャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間において独立性を確保する設計とする。
 - e. 安全保護回路のプロセス計装は、駆動源の喪失、系統の遮断その他考慮すべき不利な状況に対して最終的に安全な状態に落ち着くような設計とする。
 - f. 安全保護回路のプロセス計装は、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。
 - g. 安全保護回路のプロセス計装は、計測制御系と分離した設計とし、安全保護回路の一部を計測制御系と共用する場合には、計測制御系の故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取外しが波及し、その安全保護機能を失わないように、機能的に分離する設計とする。
 - h. 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。
 - i. 安全保護回路のプロセス計装は、原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できるような設計とする。
- (2) 安全保護回路以外の主要なプロセス計装としては、1 次冷却系計装、補助給水系計装、燃料取替用水系計装等があり、これらは、以下の方針で設計する。
- a. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において主要なパラメータは、予想変動範囲での監視、記録ができるように設計する。

また、事故時において、事故の状態を知り対策を講じるに必要なパラ

メータは監視，記録できるようにする。

b．プロセス計装の主要なパラメータは，中央制御盤で監視できるようにする。

c．主要なプロセス計装の電源は，無停電電源装置より給電する。

6.3.3 主要設備

6.3.3.1 安全保護回路のプロセス計装

原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備に信号を供給する安全保護回路のプロセス計装は，検出器のほかに演算処理装置等を収納する計器ラックから構成される。安全保護回路のプロセス計装を第 6.3.1 表に示す。

ここにも示すとおり，これらの計装は単一故障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，安全保護機能を喪失しないように多重化しており，それぞれのチャンネルは，独立した計器ラックに収納することにより物理的に分離している。

また，これらの計装に必要な電源は，4 台の無停電電源装置からそれぞれ独立に給電するとともに，検出器と計器ラック間等の関連する配線もチャンネル相互に分離し電氣的にも独立性を保つようにする。

さらに，安全保護回路のプロセス計装の信号を制御系に使用する場合には，隔離装置により両者の間を絶縁し，制御系に生じた短絡，地絡又は断線による故障が安全保護回路に影響を与えることのないようにする。

これらの計装の機能をテストする場合には，検出器の出力信号回路に模擬入力を印加することにより，規定の設定値において必要な動作をすることを確認することができる。また，多重化した検出器は，チャンネル相互の信号を比較することにより，原子炉運転中にもその健全性を確認できる。なお，安全保護回路のプロセス計装の計測信号はすべて中央制御盤上に指示又は記

録し、プラントの適切かつ安全な運転ができるようにする。

計器ラック、配線は、実用上可能な限り難燃性あるいは不燃性材料を使用する。

なお、中性子束、加圧器水位、主蒸気ライン圧力、原子炉格納容器圧力及び蒸気発生器水位については、事故時において監視、記録できるものとする。

6.3.3.2 安全保護回路以外のプロセス計装

安全保護回路以外の主要なパラメータとしては、1次冷却系ループの温度、圧力、サブクール度、補助給水流量、燃料取替用水タンク水位、原子炉格納容器内温度等があり、これらは次の計装により監視、記録できるようにする。また、これら主要なパラメータのうち事故時において事故の状態を知り対策を講じるに必要なパラメータは第6.3.2表に示すとおりであり、これらは監視、記録できるようにする。

(1) 1次冷却系計装

1次冷却系計装では、ループの温度、圧力、加圧器スプレイラインの温度、加圧器逃がしラインの温度、加圧器逃がしタンクの温度、圧力、水位、1次冷却材ポンプの振動、軸受温度、冷却水温度等を連続的に指示又は記録し、必要なものは設定値に達すれば警報を発する。さらに、サブクール監視装置を設けサブクール度を指示し、設定値に達すれば警報を発する。

なお、炉心冷却状態監視を補助するものとして原子炉容器水位計を設ける。

(9) 燃料貯蔵設備計装

使用済燃料ピットの水位及び温度の異常な状態を検知し、中央制御室に警報を発する。

また、外部電源が利用できない場合でも温度、水位その他使用済燃料ピ

ットの状態を示す事項を監視できる設計とする。

(10) その他

上記の他に，放射性廃棄物処理系，使用済燃料ピット水浄化冷却系，試料採取系，蒸気発生器ブローダウン系，原子炉補機冷却海水系等のプロセス計装を設ける。

(11) 記録及び保存

安全保護回路以外のプロセス計装で必要なものについては記録及び保存を行う。

(12) プロセス計算機

中央制御盤によるプラントの状態把握を補助するものとして，所要の処理能力及び記憶容量を有するプロセス計算機を設け，主にプロセス計装からの信号を入力し，圧力，温度，流量，放射線レベル等の印字及び画面表示を行う。

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により、検討した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な原子炉施設の状態を把握するための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は、「添付書類十 第 5.1.1 表」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータとする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な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 第 5.1.1 表」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータとする。

重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータは、設計基準を超える状態における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 表及び第 6.4.2 表に、設計基準最大値等を第 6.4.3 表に示す。

6.4.2 設計方針

原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要な監視パラメータ又は有効な監視パラメータ（原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压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の推定は、「添付書類
十 第 5.1.1 表」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障
時のパラメータの推定又は計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定
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、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場
合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計
測するとともに、重要代替パラメータが複数ある場合は、推定する重要な監
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 6.4.4 表に示す。

現場の操作時に監視が必要なパラメータ及び常設の重大事故等対処設備の
代替の機能を有するパラメータは、可搬型の重大事故等対処設備により計測
できる設計とする。

具体的なパラメータは、以下のとおりとする。

- ・ 格納容器水素濃度
- ・ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（S A）
- ・ 格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）

直流電源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、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計
器については、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。計測できるパラメータ
の最大値等を第 6.4.3 表に示す。

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。

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となる重要な監視パラメータ及び重要代替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となるパラメータは、原則、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る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。重大事故等の対応に必要となる現場のパラメータについても、記録できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・緊急時データ伝送システム（SPDS）
- ・SPDSデータ表示装置
- ・可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））

全交流動力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空冷式非常用発電機、電源車、緊急時対策所用発電機、蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）、蓄電池（重大事故等対処用）及び充電器（重大事故等対処用）を使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）
- ・電源車（10.2 代替電源設備）
- ・緊急時対策所用発電機（10.10 緊急時対策所）
- ・蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）（10.2 代替電源設備）
- ・蓄電池（重大事故等対処用）（10.2 代替電源設備）

- ・充電器（重大事故等対処用）（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電機，電源車，蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池），蓄電池（重大事故等対処用）及び充電器（重大事故等対処用）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，「10.10 緊急時対策所」に記載する。

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。

常設の重大事故等対処設備のうち重要代替パラメータ（当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器を除く。）による推定は，重要な監視パラメータと異なる物理量（水位，注水量等）又は測定原理とすることで，重要な監視パラメータ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。重要代替パラメータは，重要な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。

重要な監視パラメータの計測，重要代替パラメータの他チャンネルの計測及び重要代替パラメータの計測における電源は，設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。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。

常設の重大事故等対処設備のうち，多重性を有するパラメータ（アニュラス水素濃度を除く。）はチャンネル相互を物理的，電氣的に分離し，チャン

ネル間の独立性を図るとともに、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ間においてもパラメータ相互を分離し、パラメータ間の独立性を図ることで、他の設備に悪影響を及ぼさないように独立した設計とする。

アニュラス水素濃度は、他の設備から独立して使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

緊急時データ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置は、電源操作によって、通常の状態構成から重大事故等対処設備として状態構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型格納容器水素濃度計測装置、原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））並びに可搬型計測器は、通常時に接続先の状態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状態構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.4.2.3 容量等

基本方針については「1.1.7.2 容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備は、必要な計測範囲を有する計器により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原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

可搬型の重大事故等対処設備は、設計基準を超える状態において、原子炉施設の状態を推定するための計測範囲及び十分に余裕のある個数を有する設計とする。

可搬型格納容器水素濃度計測装置は、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 個の合計2 個を分散して保管する設計とする。

可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク圧力（S A）は、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 個の合計 2 個を分散して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）計測用として 10 個、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用として 28 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）計測用を 10 個の合計 20 個、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用を 28 個の合計 56 個を分散して保管する設計とする。

また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））は、4 個（計測時の故障を想定した予備として 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 4 個の合計 8 個を分散して保管する設計とする。

6.4.2.4 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。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、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。

- ・ 1 次冷却材高温側温度（広域）
- ・ 1 次冷却材低温側温度（広域）
- ・ 1 次冷却材圧力
- ・ 加圧器水位
- ・ 原子炉容器水位

- ・ 格納容器内温度
- ・ 格納容器再循環サンプ水位（広域）
- ・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
- ・ 原子炉格納容器水位
- ・ 原子炉下部キャビティ水位
- ・ 格納容器エリアモニタ（低レンジ）
- ・ 格納容器エリアモニタ（高レンジ）
- ・ 出力領域中性子束
- ・ 中間領域中性子束
- ・ 中性子源領域中性子束
- ・ 蒸気発生器水位（狭域）
- ・ 蒸気発生器水位（広域）

なお，出力領域中性子束，中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束については，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。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは，重大事故等時におけるアニュラス内の環境条件を考慮した設計とする。

- ・ アニュラス水素濃度
- ・ 格納容器圧力
- ・ 原子炉格納容器圧力（AM）

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは，重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 燃料取替用水タンク水位
- ・ 余熱除去ライン流量
- ・ 補助給水流量

- ・主蒸気ライン圧力
- ・ほう酸タンク水位

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェースシステム L O C A 時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。

- ・ほう酸注入ライン流量
- ・高圧注入ポンプ出口流量

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

- ・常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量
- ・格納容器スプレイ積算流量
- ・原子炉補機冷却水サージタンク水位

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、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。

- ・復水タンク水位

可搬型格納容器水素濃度計測装置、原子炉補機冷却水サージタンク圧力（S A）及び可搬型計測器は、原子炉補助建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））は、原子炉補助建屋内に保管し、原子炉建屋及び原子炉補助建屋に設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋及び原子炉建屋の環境条件を考慮した設計とする。作業は計測場所で可能な設計とする。

緊急時データ伝送システム（S P D S）及びS P D Sデータ表示装置は、重大事故等時における原子炉補助建屋及び緊急時対策所の環境条件を考慮した設計とする。

6.4.2.5 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」に示す。

可搬型格納容器水素濃度計測装置の計装ケーブル接続は、コネクタ接続とし、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。

可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク圧力（S A）の接続はコネクタ接続とし、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。

可搬型の格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）の検出器と温度計本体の接続はコネクタ接続とし、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。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、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。

6.4.3 主要設備及び仕様

計装設備の主要設備及び仕様を第 6.4.1 表及び第 6.4.2 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」に示す。

重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器は、特性の確認が可能なように、模擬入力による校正、標準器による校正又は線源校正ができる設計とする。また、警報動作を有するパラメータについては、特性の確認が可能なように、模擬入力による設定値確認ができる設計とする。

6.5 試料採取設備

6.5.3 主要設備の仕様

試料採取設備の主要設備の仕様を第 6.5.1 表に示す。

6.5.4 主要設備

(4) 格納容器雰囲気ガス試料採取設備

事故時に原子炉格納容器内の雰囲気ガスサンプリングのため、ガスサンプリング冷却器、ガスサンプリング圧縮機及び試料採取管を設ける。第 6.5.2 図に概略を示す。

6.6 原子炉保護設備

6.6.1 概 要

原子炉保護設備は、原子炉計装あるいは、安全保護回路のプロセス計装からの信号により、運転時の異常な過渡変化時あるいは、事故時に際し工学的安全施設の作動とあいまって燃料の健全性を維持し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器バウンダリを保護するため原子炉停止系を動作させ、原子炉を自動停止させる設備である。

原子炉保護設備は、原子炉プラントの種々のパラメータを監視する原子炉計装あるいは安全保護回路のプロセス計装からの信号を受信し、原子炉トリップ信号及びインターロック回路動作信号を発生する 2 重トレインの論理回路と原子炉トリップ信号により自動的に開く原子炉トリップしゃ断器とで構成する。

6.6.2 設計方針

(1) 原子炉保護設備は、運転時の異常な過渡変化が生じた場合において、

その異常な状態を検知し、原子炉停止系統を含む適切な設備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ることがない設計とする。

- (2) 原子炉保護設備は、設計基準事故時にその異常な状態を検知し、原子炉停止系統を自動的に作動させ、また、必要な場合には手動でも作動できる設計とする。
- (3) 原子炉保護設備は、単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行った場合において、安全保護機能を喪失しないように多重性を確保する設計とする。
- (4) 原子炉保護設備は、チャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間の独立性を確保する設計とする。
- (5) 原子炉保護設備は、駆動源の喪失、系統の遮断、その他考慮すべき不利な状況に対して、最終的に安全な状態に落ち着くような設計とする。
- (6) 原子炉保護設備は、原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できる設計とする。
- (7) 原子炉保護設備は、作動状況が確認できる設計とする。
- (8) 原子炉保護設備のデジタル計算機は、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

6.6.3.1 原子炉トリップしゃ断器

原子炉トリップしゃ断器は、第 6.6.1 図に示すように、直列に 2 台設け、制御棒駆動装置用 M-G セットの発生電力を制御棒制御装置を介し制御棒駆動装置に接続する。各ロジックトレインは、独立の原子炉トリップしゃ断器

を、それぞれ開くことができる。

原子炉をトリップさせるには、2 台中 1 台の原子炉トリップしゃ断器を開けばよく、いずれかのトリップしゃ断器が開くと、制御棒駆動装置への電源は遮断され、制御棒クラスタは、自重で炉心に挿入される。各原子炉トリップしゃ断器の不足電圧コイルは、プラント出力運転中励磁して、スプリングに抗してトリッププランジャを保持している。

原子炉計装あるいは、安全保護回路のプロセス計装によって監視している変数が設定値に達し、所要の演算処理装置等が動作すると、原子炉トリップしゃ断器の不足電圧コイルへの直流回路を開く。不足電圧コイルの直流電源が喪失すると、トリッププランジャを開放し、遮断器を開く。

制御棒クラスタは、運転員が原子炉トリップしゃ断器をリセットするまで引抜きはできない。原子炉トリップしゃ断器は、トリップ信号が復帰しないとリセットできない。また、運転中に原子炉トリップしゃ断器のテストができるようにバイパス遮断器を設ける。

原子炉トリップしゃ断器は、原子炉建屋内の制御棒駆動装置電源室に設置し、必要な場合には、現場手動遮断が可能である。

6.6.5 手 順 等

- (1) 安全保護系のデジタル計算機が収納された盤については、施錠管理方法を定め運用する。
- (2) 発電所への出入については、出入管理方法を定め運用する。
- (3) 安全保護系の保守ツールの使用については、パスワードの管理及び入力操作に関する手順等並びに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) 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。

- (5) 保守・点検や盤の施錠管理，出入管理，パスワード管理等の管理手順に関する教育を実施する。

6.7 工学的安全施設作動設備

6.7.1 概 要

工学的安全施設作動設備は、1 次冷却材喪失事故、主蒸気管破断事故等において、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器バウンダリを保護し、発電所周辺の一般公衆の安全を確保するための設備を起動するものである。

工学的安全施設作動設備は、安全保護回路のプロセス計装から信号を受けて、工学的安全施設を作動させる 2 トレインの論理回路で構成する。

6.7.2 設計方針

- (1) 工学的安全施設作動設備は、単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても、安全保護機能を喪失しないような多重性を有する設計とする。
- (2) 工学的安全施設作動設備は、チャンネル相互を分離し、チャンネル間の独立性を図る設計とする。
- (3) 工学的安全施設作動設備は、駆動源の喪失又は系の遮断に対して、最終的に安全な状態に落ち着くような設計とする。
- (4) 工学的安全施設作動設備は、自動的に作動し、また、必要な場合には手動でも作動でき運転員の手動操作を期待するものは容易に操作可能な設計とする。

なお、手動操作に必要な指示及び操作が正しく行われたことを示す指示が明確に表示できるようにする。

- (5) 工学的安全施設作動設備は、原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できる設計とする。
- (6) 工学的安全施設作動設備は、作動状況が確認できる設計とする。
- (7) システムの導入段階、更新段階、試験段階でコンピュータウイルスが

混入することを防止し，システムへのアクセス管理ができる設計とすることで，承認されていない動作や変更を防ぐ設計とする。

6.8 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

6.8.1 概 要

A T W S 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、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系統概要図を第 6.8.1 図から第 6.8.5 図に示す。

6.8.2 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、原子炉を未臨界とするための設備として、以下の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止及びほう酸水注入）を設ける。また、1 次冷却系の過圧防止及び原子炉出力を抑制するための設備として、以下の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）を設ける。

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、安全保護系シーケンス盤の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止）として、原子炉トリップスイッチを使用する。

原子炉トリップスイッチは、手動による原子炉緊急停止ができる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉トリップスイッチ

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、制御棒クラスタ及び原子炉トリップしゃ断器があり、多様性、位置的分散等以外の

重大事故等対処設備としての設計を行う。

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、安全保護系シーケンス盤及び原子炉トリップしゃ断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）、主蒸気系統設備の主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁、給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、2次系補給水設備の復水タンク並びに一次冷却材設備の加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用する。

多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）は、作動によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、1次冷却系から2次冷却系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計とする。また、多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）は、復水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却系の過圧を防止することで、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できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）
- ・ 主蒸気隔離弁
- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 復水タンク
- ・ 加圧器逃がし弁
- ・ 加圧器安全弁

- ・主蒸気逃がし弁
- ・主蒸気安全弁

その他，重大事故等時に使用する設計基準事故対象設備としては，一次冷却材設備の蒸気発生器及びディーゼル発電機があり，多様性，位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。また，ディーゼル発電機の詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器については，「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

多様化自動作動盤（A T W S緩和設備）から自動信号が発信した場合において，原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動動作しなかった場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として，主蒸気系統設備の主蒸気隔離弁，主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁，給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ，2次系補給水設備の復水タンク並びに一次冷却材設備の加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用する。

中央制御室での操作により，手動で主蒸気隔離弁を閉止することで原子炉出力を抑制するとともに，復水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し，補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し，加圧器逃がし弁，加圧器安全弁，主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により，1次冷却系の過圧を防止できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・主蒸気隔離弁
- ・電動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ

- ・復水タンク
- ・加圧器逃がし弁
- ・加圧器安全弁
- ・主蒸気逃がし弁
- ・主蒸気安全弁

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、一次冷却材設備の蒸気発生器及びディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。また、ディーゼル発電機の詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

制御棒クラスタ、原子炉トリップしゃ断器及び安全保護系シーケンス盤の故障等により原子炉トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、化学体積制御設備のほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁、ほう酸タンク及び充てん／高圧注入ポンプを使用する。

ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、急速ほう酸補給弁を介して充てん／高圧注入ポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ほう酸ポンプ
- ・急速ほう酸補給弁
- ・ほう酸タンク
- ・充てん／高圧注入ポンプ

化学体積制御設備を構成するほう酸フィルタ及び再生熱交換器は、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。一次冷却材設備を構成する蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

ほう酸ポンプが故障により使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、ほう酸注入タンクを介して炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 充てん／高圧注入ポンプ
- ・ ほう酸注入タンク
- ・ 燃料取替用水タンク

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。一次冷却材設備を構成する蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

さらに、ほう酸注入タンクが使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、化学体積制御設備の充てん／高圧注入ポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制

御系統により炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 充てん／高圧注入ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。一次冷却材設備を構成する蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

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。

多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）を使用した自動での1次冷却系の過圧防止及び原子炉出力抑制は、安全保護系設備と部分的に設備を共用するため、安全保護系設備から電氣的・物理的に分離することで安全保護系設備と同時に機能喪失しない設計とする。また、多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）は、原子炉補助建屋内の安全保護系設備と異なる区画に設置し、位置的分散を図る設計とする。

安全保護系設備からの原子炉トリップと多様性を持つ原子炉トリップスイッチを使用することで、手動により原子炉トリップできる設計とする。

主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを使用

した手動での1次冷却系の過圧防止及び原子炉出力抑制は、原子炉保護系計器ラックからの自動信号に対して多様性を持ち、原子炉補助建屋内の原子炉保護系計器ラックと異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクを使用したほう酸水注入は、制御棒クラスタ、原子炉トリップしゃ断器及び安全保護系シーケンス盤に対して多様性を持つ設計とする。

ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクは、原子炉建屋内又は原子炉補助建屋内の原子炉トリップしゃ断器、安全保護系シーケンス盤及び制御棒クラスタと異なる区画に設置することで、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。

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップスイッチは、独立して信号を発信することができる設計とする。

また、制御棒クラスタ及び原子炉トリップしゃ断器は、遮断器操作等によって、通常時の系統構成から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。

原子炉出力抑制に使用する多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）は、他の設備に悪影響を及ぼさないように系統から分離が可能な設計とする。原子炉トリップ信号が安全保護系設備より正常に発信した場合は、不必要な信号の発信を阻止できる設計とする。また、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、

タービン動補助給水ポンプ，復水タンク，加圧器逃がし弁，加圧器安全弁，主蒸気逃がし弁，主蒸気安全弁及び蒸気発生器は，弁操作等によって，通常時の系統構成から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。

ほう酸水注入に使用するほう酸ポンプ，急速ほう酸補給弁，ほう酸タンク，充てん／高圧注入ポンプ，ほう酸フィルタ，再生熱交換器，ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクは，弁操作等によって，通常時の系統構成から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。

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。

手動による原子炉緊急停止として使用する原子炉トリップスイッチは，設計基準事故対処設備の原子炉手動停止機能と兼用しており，中央制御室での操作を可能とするため，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多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）は，重大事故等時に「蒸気発生器水位異常低」の原子炉トリップ信号の計装誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）の作動による主蒸気隔離弁の閉止に伴う 1 次冷却系の過圧のピークを抑えるために使用する加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は，設計基準事故対処設備の 1 次冷却系の過圧防止機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の放出流量が，主蒸気隔離弁の閉止による 1 次冷却系の過圧防止に必要な放出流量に対して十分であることを確認していることから，設計基準事故対処設備として同仕様で設計する。

また、その後の 1 次冷却系を安定させるために使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁及び蒸気発生器は、設計基準事故対処設備の蒸気発生器 2 次側による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補助給水流量及び蒸気流量が、主蒸気隔離弁の閉止による 1 次冷却系の過圧防止に必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認していることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉トリップに失敗した場合における原子炉を未臨界状態へ移行するためにほう酸水を炉心注入する設備として使用するほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時のほう酸水を 1 次冷却系に注入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注入流量及びタンク容量が、原子炉トリップ失敗の場合に原子炉を未臨界状態とするために必要な注入流量及びタンク容量に対して十分であることを確認していることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

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。

原子炉トリップスイッチは、重大事故等時における中央制御室内の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。

制御棒クラスタ、加圧器安全弁、蒸気発生器及び再生熱交換器は、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。

原子炉トリップしゃ断器、多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）、主蒸気安全弁、ほう酸タンク、ほう酸フィルタ、燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクは、重大事故等時における原子炉補助建屋内及び原子炉建屋内の

環境条件を考慮した設計とする。

多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）は，A T W S 緩和機能以外に，デジタル安全保護設備の共通要因故障対策の機能も有しているが，これらの回路は，それぞれハードウェアのみでシステムを構築した回路とすることにより，同一筐体内にあるが，他機能からの影響を考慮した設計とする。

主蒸気隔離弁，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，主蒸気逃がし弁，ほう酸ポンプは，重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

急速ほう酸補給弁及び充てん／高圧注入ポンプは，重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

復水タンクは，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。

加圧器逃がし弁は，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。操作は中央制御室から可能な設計とする。

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」に示す。

原子炉トリップスイッチを使用した手動による原子炉緊急停止は，中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

主蒸気隔離弁を使用した原子炉出力抑制を行う系統及び復水タンク，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，加圧器逃がし弁，加圧器安全弁，主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を使用した1次冷却系の過圧防止を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。主蒸気隔離弁，電動補助給水ポンプ及

びタービン動補助給水ポンプは，中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

ほう酸ポンプ，急速ほう酸補給弁及びほう酸タンクを使用したほう酸水注入を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。急速ほう酸補給弁及びほう酸ポンプは，中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

充てん／高圧注入ポンプ，ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクを使用したほう酸水注入を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。充てん／高圧注入ポンプは，中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

6.8.3 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設備及び仕様は第 6.8.1 表のとおり。

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」に示す。

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップスイッチは，機能・性能の確認が可能なように，手動操作による原子炉トリップしゃ断器開放ができる設計とする。

手動による原子炉緊急停止に使用する制御棒クラスタは，機能・性能の確認が可能なように，動作確認ができる設計とする。

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップしゃ断器は，機能・性能の確認が可能なように，試験装置を接続し動作の確認ができる設計とする。

原子炉出力抑制に使用する多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）は、運転中に機能・性能の確認が可能なように、模擬入力によるロジック回路動作確認が可能な設計とする。この場合、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系統の不必要な動作が発生しない設計とする。また、特性の確認が可能なように、模擬入力による校正及び設定値確認ができる設計とする。

原子炉出力抑制に使用する系統（主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。

復水タンク及び蒸気発生器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

蒸気発生器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

原子炉出力抑制に使用する系統（加圧器安全弁及び主蒸気安全弁）は、通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁は、分解が可能な設計とする。

ほう酸水注入に使用する系統（ほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁、ほう酸タンク、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸フィルタ、再生熱交換器、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンク）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

ほう酸フィルタは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。

また、ほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁及び充てん／高圧注入ポンプは、

分解が可能な設計とする。

再生熱交換器は，機能・性能の確認ができる設計とする。また，構造については応力腐食割れ対策，伝熱管の磨耗対策により健全性が確保でき，開放が不要な設計であることから，外観の確認が可能な設計とする。

ほう酸タンク，ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクは，ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また，内部の確認が可能なように，マンホールを設ける設計とする。

6.10 制御室

6.10.1 通常運転時等

6.10.1.2 中央制御室

6.10.1.2.1 設計方針

- (1) 原子炉施設の通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時の対応に必要な計測制御装置を，中央制御盤等で集中監視及び制御が行えるように設計する。
- (2) 中央制御盤の配置及び操作器具の盤面配置等については人間工学的な操作性を考慮し設計する。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，外部電源喪失及びばい煙や有毒ガス，降下火砕物による操作雰囲気の悪化）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。
- (3) 昼夜にわたり，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する。
- (4) 「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」を満足するように，1次冷却材系に係る原子炉施設の損壊又は故障その他の異常等が生じた場合，放射線業務従事者等が支障なく中央制御室に入れるとともに，一定期間放射線業務従事者等が中央制御室内にとどまって所要の操作及び措置をとることができる設計する。
- (5) 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設計とする。

6.10.1.2.2 主要設備

- (1) 中央制御盤

中央制御盤は、原子炉制御設備、プロセス計装設備、原子炉保護設備、工学的安全施設、タービン設備、電気設備等の計測制御装置を設けた原子炉盤、タービン発電機盤等で構成し、プラントの通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に必要な操作器、指示計、記録計及び警報装置を運転員の操作性を考慮して設置する。

なお、中央制御盤は盤面機器（操作器、指示計、警報表示）をシステム毎にグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器（コントロールスイッチ）のコード化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）等を行うことで、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ものとする。

(2) 中央制御室

中央制御室は、原子炉補助建屋内に設置し、1次冷却系に係る原子炉施設の損壊又は故障が発生した場合に、放射線業務従事者等が支障なく中央制御室に入ることができるように、これに連絡する通路及び出入するための区域を多重化するとともに、中央制御室内にとどまり必要な操作及び措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないように施設し、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、中央制御室空調装置等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその付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付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。換気系統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、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし運転員を内部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、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニット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設計とする。

中央制御室は、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及び暗視機能を持った監視カメラを設置する。

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、外部電源喪失及びばい煙や燃焼ガス又は有毒ガス、降下火砕物による操作雰囲気悪化）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。

また、現場操作が必要な添付書類十の設計基準事故（蒸気発生器伝熱管破断）時の操作場所である主蒸気管室における環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失及びばい煙や燃焼ガス又は有毒ガス、降下火砕物による操作雰囲気悪化）を想定しても容易に操作ができるとともに、操作に必要な照明（アクセスルート上の照明含む）は、内蔵電池からの給電により外部電源喪失時においても点灯を継続する。さらに、その他の安全施設の操作などについても、プラントの安全上重要な機能に障害をきたすおそれがある機器・弁や外部環境に影響を与えるおそれのある現場弁等に対して、色分けによる識別管理を行い、操作を容易にするとともに、施錠管理により誤操作を防止する。

想定される環境条件とその措置は以下のとおり。

(地 震)

中央制御室及び中央制御盤は、原子炉補助建屋（耐震Ｓクラス）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ものとする。また、運転員席に手摺を設置し、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への誤接触を防止するとともに天井照明設備には落下防止措置を講じる。

(内部火災)

中央制御室に消火器を設置するとともに、火災が発生した場合の運転員の対応を規定類に定め、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ものとする。

(内部溢水)

中央制御室周りには、地震時に溢水源となる機器を設けない設計とする。また、中央制御室周りの火災のための消火栓による溢水についても、運転操作に影響を与えず容易に操作ができるものとする。

(外部電源喪失)

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、降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には、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ものとする。また、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においても、専用の無停電電源装置あるいは内蔵の蓄電池により運転操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作ができるものとする。

(ばい煙等による中央制御室内雰囲気悪化)

中央制御室外の火災により発生するばい煙や燃焼ガス又は有毒ガス並びに降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気悪化を想定しても、中央

制御室換気設備の外気取入を手動で遮断し、閉回路循環方式に切り替えることにより、運転操作に影響を与えず容易に操作ができるものとする。

なお、原子炉施設の外の状況を把握するため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、洪水、風（台風）・竜巻通過後の設備周辺における飛散状況、降水、積雪、落雷、地滑り、降下火砕物、火災、飛来物）に加え昼夜にわたり発電所構内の周辺状況（海側、山側）を把握するために屋外に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

津波、風（台風）、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（海水ポンプピット水位、風向・風速等）を入手するために、気象観測装置等を設置する。

c．FAX等の設置

公的機関からの地震、津波、竜巻、雷雨、降雨予報、天気図、台風情報等を入手するために、中央制御室にFAX、テレビ、ラジオ等を設置する。

6.10.1.3 中央制御室外原子炉停止装置

6.10.1.3.1 設計方針

- (1) 火災その他の異常な状態により、中央制御室が使用できない場合には、中央制御室外原子炉停止装置を設け、中央制御室外の適切な場所から原子炉を停止し、高温停止状態に直ちに移行し、その後、原子炉を低温停止状態に導き維持することができる設計とする。
- (2) 高温停止時に、操作が時間的に急を要する機器及び停止中に操作を行う頻度の高い機器の操作機器は、中央制御室での操作に優先する中央制

御室外原子炉停止盤から操作を行うことができる設計とする。

- (3) 現場操作を必要とするものについては、非常用照明設備及び通信設備を設ける。

6.10.1.4 手 順 等

- (1) 手順に基づき、監視カメラ及び気象観測装置等により原子炉施設の外の状況を把握するとともに、FAX等により公的機関から必要な情報を入手する。
- (2) 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。
- (3) 監視カメラ、気象観測装置等に要求される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。

また、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計についても同様に保守管理、点検及び補修を行う。

- (4) 保守・点検・運転に関する教育を行う。

6.10.2 重大事故等時

6.10.2.1 概 要

中央制御室には、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。

中央制御室の設備系統概要図を第 6.10.1 図に示す。

6.10.2.2 設計方針

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として、

以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、中央制御室遮蔽及び原子炉補助建屋換気空調設備のうち中央制御室空調装置の中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット等、窒素ポンベ（中央制御室換気系ダンパ用）並びに可搬型照明（S A）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。

また、代替電源として空冷式非常用発電機を使用する。

重大事故等時において、中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。中央制御室空調装置用ダンパは、窒素ポンベ（中央制御室換気系ダンパ用）及び手動により開操作できる設計とする。また、中央制御室遮蔽は、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないように施設する。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等時に全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置及び中央制御室遮蔽の機能とあわせて、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、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できる設計とする。外気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、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。照明については、可搬型照明（S A）により確保できる設計とする。中央制御室空調装置及び可搬型照明（S A）

は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 中央制御室遮蔽
- ・ 中央制御室非常用循環ファン
- ・ 中央制御室空調ファン
- ・ 中央制御室循環ファン
- ・ 中央制御室非常用循環フィルタユニット
- ・ 窒素ポンベ（中央制御室換気系ダンパ用）
- ・ 可搬型照明（S A）
- ・ 酸素濃度計
- ・ 二酸化炭素濃度計
- ・ 空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、原子炉補助建屋空調設備のうち中央制御室空調装置の中央制御室空調ユニット及びディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。また、ディーゼル発電機の詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

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室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、身体汚染検査、放射線防護具類の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。また、以下の重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）を設ける。

重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）として、可搬型照明（S A）

及び空冷式非常用発電機を使用する。

照明については、可搬型照明（S A）により確保できる設計とする。身体
の汚染検査の結果、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、身体の汚染検査を行う区画に隣接して設けることがで
きるように考慮する。

可搬型照明（S A）は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失
時においても代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計と
する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型照明（S A）
- ・空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディー
ゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備として
の設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。空
冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

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。

中央制御室空調装置は、多重性を持ったディーゼル発電機から給電でき、
系統として多重性を持つ設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環フ
ァン及び可搬型照明（S A）は、設計基準事故対処設備としての電源に対し
て多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。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，原子炉補助建屋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。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室非常用循環ファン，中央制御室空調ファン，中央制御室循環ファン，中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは，ダンパ操作等によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室空調装置ダンパ操作に使用する窒素ボンベ（中央制御室換気系ダンパ用）は，通常時の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することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，他の設備から独立して単独で使用可能なことにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室の居住性の確保及び汚染の持ち込み防止に使用する可搬型照明（S A）は，他の設備から独立して単独で使用可能なことにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として使用する中央制御室非常用循環ファン，中央制御室空調ファン，中央制御室循環ファン，中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは，重大事故等時に運転員の内部被ばくを防止するために必要な浄化機能に対して，設計基準事故対処設備としてのフィルタユニットが持つ浄化能力を使用することにより達成できることを確認した上で，同仕様で設計する。

窒素ボンベ（中央制御室換気系ダンパ用）は，供給先のダンパが空気作動式であるため，ダンパ全開に必要な圧力を設定圧力とし，配管分の加圧，ダンパ作動回数，減圧弁からのリークを考慮した容量に対して十分な容量を有したものを1セット2本使用する。保有数は1セット2本，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本の合計4本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，中央制御室内の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものそれぞれ1個を1セットとし，1セット使用する。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の1セットを含め合計2セットを分散して保管する。

可搬型照明（SA）は，重大事故等時に中央制御室の制御盤での操作に必要な照度を有するものを6個，重大事故等時に身体の汚染検査、放射線防護具類服の着替え等に必要な照度を有するものを3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個の合計10個を分散して保管する。

6.10.2.2.4 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。

中央制御室遮蔽は，コンクリート構造物として原子炉補助建屋と一体であ

り、建屋として重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

窒素ボンベ（中央制御室換気系ダンパ用）は、原子炉補助建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は、設置場所で可能な設計とする。

可搬型照明（S A）は、中央制御室内及び原子炉補助建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における中央制御室内及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室及び身体の汚染検査、放射線防護具類の着替え等を行うための区画で可能な設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内で保管及び使用するため、重大事故等時における中央制御室内の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。

6.10.2.2.5 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」に示す。

中央制御室換気空調設備の運転モード切替えは、中央制御室換気空調系隔離信号による自動動作のほか、中央制御室の制御盤での手動切替操作も可能な設計とする。中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン及び中央制御室非常用循環ファンは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。窒素ボンベ（中央制御室換気系ダンパ用）を使用した中央制御室換気系ダンパへの代替空気供給を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時

の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。窒素ポンベ（中央制御室換気系ダンパ用）の出口配管と制御用空気配管の接続は、簡便な接続方法による接続とし、確実に接続できる設計とする。窒素ポンベ（中央制御室換気系ダンパ用）の接続口は、ポンベ取付継手による接続とし、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用，原子炉補機冷却水サージタンク用，可搬型格納容器水素濃度計測装置用，アニュラス空気浄化ファン弁用及び中央制御室換気系ダンパ用）の取付継手は同一形状とする。また，窒素ポンベ（中央制御室換気系ダンパ用）の接続口は，一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに，必要により窒素ポンベの交換が可能な設計とする。

酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型照明（S A）は，汎用品を用いる等容易かつ確実に操作ができる設計とする。

6.10.2.3 主要設備及び仕様

中央制御室の主要設備及び仕様を第 6.10.2 表，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，主要部分の断面寸法が確認できる設計とする。また，外観の確認が可能な設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する系統（中央制御室（気密性），中央制御室非常用循環ファン，中央制御室空調ファン，中央制御室循環ファン，中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニット）は，通常ラインにて機能・性能確認が可能な設計とする。

また，中央制御室非常用循環ファン，中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは，分解が可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。

窒素ポンベ（中央制御室換気系ダンパ用）は、中央制御室空調装置ダンパ用空気配管へ窒素供給することにより機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。ポンベは規定圧力及び外観の確認ができる設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、特性の確認が可能なように、標準器等による校正ができる設計とする。

中央制御室の居住性の確保及び汚染の持ち込み防止に使用する可搬型照明（S A）は、内蔵蓄電池容量の確認が可能なように、点灯状態の継続により機能・性能の確認ができる設計とする。

第 6.3.1 表 安全保護回路のプロセス計装

項 目	チャンネル数	検 出 器
原子炉圧力	4	圧力伝送器
加圧器水位	4	差圧伝送器
1 次冷却材温度	4	測温抵抗式温度計
蒸気発生器水位	4／蒸気発生器	差圧伝送器
主蒸気流量	2／ループ	差圧伝送器
主蒸気ライン圧力	3／ループ	圧力伝送器
主給水流量	2／ループ	差圧伝送器
タービン第 1 段圧力	3	圧力伝送器
1 次冷却材流量	3／ループ	差圧伝送器
原子炉格納容器圧力	4	圧力伝送器

第 6.3.2 表 事故時必要なパラメータ

項 目	名 称
1 次冷却系計装	1 次冷却材温度（高温側，低温側） 1 次冷却材圧力
化学体積制御系計装	ほう酸タンク水位
主蒸気，給水及び 補助給水計装	補助給水流量 復水タンク水位
燃料取替用水系計装	燃料取替用水タンク水位
原子炉格納容器関連計装	格納容器内温度 格納容器水位（広域，狭域）
原子炉補機冷却系計装	原子炉補機冷却水サージタンク水位
制御用空気系計装	制御用空気圧力
非常用炉心冷却系計装	高圧注入流量 低圧注入流量

第 6.4.1 表 計測設備（常設）の設備仕様

(1) 1 次冷却材高温側温度（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	4
計 測 範 囲	0～400℃

(2) 1 次冷却材低温側温度（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	4
計 測 範 囲	0～400℃

(3) 1 次冷却材圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計 測 範 囲	0～20.6MPa [gage]

(4) 加圧器水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ プロセス計装
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計 測 範 囲	0～100%

(5) 原子炉容器水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ プロセス計装
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	1
計 測 範 囲	0～100%

(6) ほう酸注入ライン流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ プロセス計装
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計 測 範 囲	0～225m ³ ／h

(7) 高圧注入ポンプ出口流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	4
計 測 範 囲	0～200m ³ ／h

(8) 余熱除去ライン流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	4
計 測 範 囲	0～1,300m ³ ／h

(9) 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量

個 数	1
計 測 範 囲	0～190m ³ ／h（積算：0～10,000m ³ ）

(10) 格納容器スプレイ積算流量

個 数	2
計 測 範 囲	0～1,700m ³ ／h（積算：0～10,000m ³ ）

(11) 格納容器内温度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計 測 範 囲	0～220℃

(12) 格納容器圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計 測 範 囲	－25～440kPa [gage]

(13) 原子炉格納容器圧力（AM）

個 数	1
計 測 範 囲	0～1.5MPa [gage]

(14) 格納容器再循環サンプ水位（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計 測 範 囲	0～100%

(15) 格納容器再循環サンプ水位（狭域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計 測 範 囲	0～100%

(16) 原子炉格納容器水位

個 数	1
計 測 範 囲	ON－OFF

(17) 原子炉下部キャビティ水位

個 数	1
計 測 範 囲	ON－OFF

(18) 格納容器エリアモニタ（低レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・放射線管理設備（通常運転時）
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計 測 範 囲	$10^{-1} \sim 10^4 \text{mSv/h}$

(19) 格納容器エリアモニタ（高レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・放射線管理設備（通常運転時）
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計 測 範 囲	$10^3 \sim 10^8 \text{mSv/h}$

(20) 出力領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

- ・炉外核計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	4（上部と下部の中性子束平均値）
計 測 範 囲	0～120%

(21) 中間領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

- ・炉外核計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計 測 範 囲	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{A}$

(22) 中性子源領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 炉外核計装
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 2

計 測 範 囲 $1 \sim 10^6 \text{ cps}$

(23) 蒸気発生器水位（狭域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ プロセス計装
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 8

計 測 範 囲 $0 \sim 100\%$

(24) 蒸気発生器水位（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ プロセス計装
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 4

計 測 範 囲 $0 \sim 100\%$

(25) 補助給水流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ プロセス計装
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	4
計 測 範 囲	0～210m ³ ／h

(26) 主蒸気ライン圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ プロセス計装
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	8
計 測 範 囲	0～9.3MPa [gage]

(27) 原子炉補機冷却水サージタンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ プロセス計装
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計 測 範 囲	0～100%

(28) 燃料取替用水タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ プロセス計装
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計 測 範 囲	0～100%

(29) ほう酸タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ プロセス計装
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	4
計 測 範 囲	0～100%

(30) 復水タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ プロセス計装
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計 測 範 囲	0～100%

(31) 緊急時データ伝送システム（SPDS）

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）
- ・ 通信連絡設備（通常運転時等）
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）
- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）
- ・ 通信連絡設備（重大事故等時）

個	数	一式

(32) SPDSデータ表示装置

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）
- ・ 通信連絡設備（通常運転時等）
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）
- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）
- ・ 通信連絡設備（重大事故等時）

個	数	一式

(33) アニュラス水素濃度

個	数	2

計測範囲	0～20vol%

第 6.4.2 表 計装設備（可搬型）の設備仕様

(1) 可搬型格納容器水素濃度計測装置

個 数	1（予備 1）
計 測 範 囲	0～20vol%

(2) 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（S A）

個 数	1（予備 1）
計 測 範 囲	0～1MPa [gage]

(3) 可搬型温度計測装置

個 数	4 ^{注 1} （予備 4）

注 1 格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）

(4) 可搬型計測器（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）計測用）

個 数	10（予備 10）

(5) 可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力，水位及
び流量（注水量）計測用）

個 数	28（予備 28）

第6.4.3表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（1/7）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	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
原子炉圧力容器内の 温度	1 次冷却材高温側温度（広域）※ ¹	4	0～400℃	最大値：約 345℃	1 次冷却系最高使用温度（343℃）及び炉心損傷の判断基準である 350℃を超える温度を監視可能。なお、1 次冷却材高温側温度（広域）で炉心損傷を判断する際は、炉心出口温度に比べ 1 次冷却材高温側温度（広域）がやや低めの値を示すものの、炉心損傷を判断する時点（350℃）において大きな温度差は見られないことから、1 次冷却材高温側温度（広域）により炉心損傷を判断することが可能である。	4
	1 次冷却材低温側温度（広域）※ ¹	4	0～400℃	最大値：約 344℃		
原子炉圧力容器内の の圧力	1 次冷却材圧力※ ¹	2	0～20.6MPa [gage]	最大値：約 17.9 MPa [gage]	1 次冷却系最高使用圧力（17.16MPa [gage]）の 1.2 倍（事故時の判断基準）である 20.59MPa [gage] を監視可能。	1
	1 次冷却材高温側温度（広域）※ ² 1 次冷却材低温側温度（広域）※ ²	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
原子炉圧力容器内の の水位	加圧器水位※ ¹	2	0～100%	最大値：約 97% 最小値：0%以下 (注 1)	原子炉容器上部に位置する加圧器上部胴上端近傍から下部胴下端近傍までの水位を監視可能。通常運転時及び事故時の 1 次冷却材保有水を制御し、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	原子炉容器水位※ ¹	1	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%	加圧器の下部に位置し、加圧器の計測範囲とラップしないが、原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能。重大事故等時において、加圧器水位による監視ができない場合、原子炉容器内の水位及び保有水が監視可能であり、事故対応が可能。	4
	1 次冷却材圧力※ 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				
原子炉圧力容器へ の注水量	1 次冷却材高温側温度（広域）※ ² 1 次冷却材低温側温度（広域）※ ²	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
	ほう酸注入ライン流量	2	0～225m ³ /h	125m ³ /h	充てん／高圧注入ポンプの流量（125m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	1
	高圧注入ポンプ出口流量	4	0～200m ³ /h	153m ³ /h	高圧注入ポンプの流量（153m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	1

第 6.4.3 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（2/7）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	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
原子炉圧力容器への注水量	余熱除去ライン流量	4	0～1,300m ³ /h	1,250m ³ /h	余熱除去ポンプの流量（1,250m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	1
	常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量	1	0～190m ³ /h (0～10,000m ³)	－（注 2）	重大事故等時において，常設低圧代替注水ポンプの流量（130m ³ /h）を監視可能。	1
	燃料取替用水タンク水位※ ² 復水タンク水位※ ²	水源を監視するパラメータと同じ				
	加圧器水位※ ² 原子炉容器水位※ ²	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ				
	1 次冷却材圧力※ 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 次冷却材低温側温度（広域）※ ²	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
	格納容器再循環サンブ水位（広域）※ ²	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ				
	格納容器スプレイ積算流量※ ¹	2	0～1,700m ³ /h (0～10,000m ³)	－（注 2）	重大事故等時において，格納容器スプレイポンプの流量（1,640m ³ /h）を監視可能。	1
	常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量	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 (計測範囲は，重大事故等時において，常設低圧代替注水ポンプによる原子炉格納容器への注水流量（130m ³ /h）を監視可能。)				
	ほう酸注入ライン流量 高圧注入ポンプ出口流量 余熱除去ライン流量	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				
原子炉格納容器への注水量	燃料取替用水タンク水位※ ² 復水タンク水位※ ²	水源を監視するパラメータと同じ				
	格納容器再循環サンブ水位（広域）※ ²	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ				

第 6.4.3 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（3/7）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	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
原子炉格納容器内 の温度	格納容器内温度	2	0～220℃	最大値：約 135℃	格納容器最高使用温度（144℃）及び重大事故等時の格納容器最高温度（145℃）を超える温度を監視可能。	1
	格納容器圧力※ ²				原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ	
	原子炉格納容器圧力（AM）※ ²					
原子炉格納容器内 の圧力	格納容器圧力※ ¹	2	－25～440kPa [gage]	最大値：約 0.332MPa [gage]	設計基準事故時の格納容器最高使用圧力（0.392MPa [gage]）を監視可能。重大事故等時の格納容器最高圧力（0.428MPa [gage]）を監視可能。	1
	原子炉格納容器圧力（AM）※ ¹	1	0～1.5MPa [gage]	－（注 2）	重大事故等時の格納容器最高使用圧力（0.784MPa [gage] 以下）を監視可能。	1
	格納容器内温度※ ²				原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ	
原子炉格納容器内 の水位	格納容器再循環サンプ水位（広域）※ ¹	2	0～100%	100%	再循環可能水位（61%）を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	格納容器再循環サンプ水位（狭域）※ ¹	2	0～100%	100%以上	格納容器再循環サンプ上端（約 100%）を監視可能。狭域水位の 100%は、広域水位の約 54%に相当。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	
	原子炉格納容器水位※ ¹	1	ON－OFF	－（注 2）	重大事故等時において、格納容器内への注水量の制限レベルに達したことを監視可能。	1
	原子炉下部キャビティ水位※ ¹	1	ON－OFF	－（注 2）	重大事故等時において、原子炉下部キャビティに溶融炉心の冷却に必要な水量があることを監視可能。	
	燃料取替用水タンク水位※ ² 復水タンク水位※ ²				水源を監視するパラメータと同じ	
	格納容器スプレイ積算流量※ ²				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	
原子炉格納容器内 の水素濃度	常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量※ ²				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 (計測範囲は、重大事故等時において、常設低圧代替注水ポンプによる原子炉格納容器への注水流量（130m ³ /h）を監視可能。)	
	格納容器水素濃度	1	0～20vol%	－（注 2）	重大事故等時において、水素濃度 13vol%を監視可能。	－

第 6.4.3 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ (重大事故等対処設備) (4/7)

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	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
原子炉格納容器内 の放射線量率	格納容器エリアモニタ (低レンジ) ※ ¹	2	$10^{-1} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	10^5 mSv/h 以下 (注 3)	炉心損傷判断の値である 10^5 mSv/h を超える放射線量率を監視可能。(低レンジ) と (高レンジ) の計測範囲はオーバーラップするように設定。	—
	格納容器エリアモニタ (高レンジ) ※ ¹	2	$10^3 \sim 10^8 \text{ mSv/h}$			—
未臨界の維持又は 監視	出力領域中性子束 ※ ¹	4 ※ ³	0～120% ($3.3 \times 10^5 \sim 1.2 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$)	定格出力の約 38 倍 設計基準事故 「制御棒飛び出し」 (注 4)	設計基準事故時、事象初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され急峻に低下するため、現状の計測範囲でも、同計測範囲により事故対応が可能。また、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	—
	中間領域中性子束 ※ ¹	2	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{ A}$ ($1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$)		通常運転時の変動範囲 $10^{-11} \sim$ 約 10^{-3} A に対し、 $10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{ A}$ を監視可能。	—
	中性子源領域中性子束 ※ ¹	2	$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ ($10^{-1} \sim 10^5 \text{ n/cm}^2 \text{ s}$)		通常運転時の変動範囲 $1 \sim 10^5 \text{ cps}$ に対し、 $1 \sim 10^6 \text{ cps}$ を監視可能。	—
	1 次冷却材高温側温度 (広域) ※ ² 1 次冷却材低温側温度 (広域) ※ ²			原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ		
	ほう酸タンク水位 ※ ²			水源を監視するパラメータと同じ		

第 6.4.3 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（5/7）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	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
最終ヒートシンク の確保	格納容器圧力※ ¹			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ		
	蒸気発生器水位（狭域）※ ¹	8	0～100%	最大値：100%以上（注 5） 最小値：0%以下（注 6）	湿分離器下端から伝熱管上端まで監視可能。「蒸気発生器水位（広域）」とあいまって、重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。	4
	蒸気発生器水位（広域）※ ¹	4	0～100%	最大値：100%以上（注 5） 最小値：0%以下（注 6）	湿分離器下端から管板付近まで監視可能。重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。（注 7）	
	補助給水流量※ ¹	4	0～210m ³ /h	60m ³ /h	補助給水流量（60m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	4
	主蒸気ライン圧力※ ¹	8	0～9.3MPa [gage]	最大値：約 8.5MPa [gage]	2 次系最高使用圧力（8.17MPa [gage]）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	4
	原子炉補機冷却水サージタンク水位	2	0～100%	100%	変動範囲 0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (S A) ※ ²	1	0～1MPa [gage]	－（注 2）	原子炉補機冷却水サージタンクの加圧目標 0.3MPa [gage] を監視可能。	－
	格納容器再循環ユニット入口温度／ 出口温度 (S A) ※ ¹	3 ※ ⁴	0～200℃を計 測可能（汎用 温度計）	－（注 2）	格納容器最高使用温度（144℃）及び重大事故等時の格納容器最高温度（145℃）を超える温度を監視可能。	3
	原子炉格納容器圧力 (A M) ※ ²			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ		
	格納容器内温度※ ²			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 次冷却材高温側温度（広域）※ ² 1 次冷却材低温側温度（広域）※ ²			原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ		
	復水タンク水位※ ²			水源を監視するパラメータと同じ		

第 6.4.3 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（6/7）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	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
格納容器パイパス の監視	蒸気発生器水位（狭域）※ ¹ 蒸気発生器水位（広域）※ ² 主蒸気ライン圧力※ ¹ 補助給水流量※ ²				最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同じ	
	1 次冷却材圧力※ ¹				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 次冷却材高温側温度（広域）※ ² 1 次冷却材低温側温度（広域）※ ²				原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ	
	加圧器水位※ ²				原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ	
	格納容器再循環サンプ水位（広域）※ ²				原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ	
	燃料取替用水タンク水位	2	0～100%	100%	変動範囲 0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	ほう酸タンク水位	4	0～100%	100%	変動範囲 0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	復水タンク水位	2	0～100%	100%	変動範囲 0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	格納容器再循環サンプ水位（広域）※ ²				原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ	
	格納容器スプレイ積算流量※ ²				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	
水源の確保	ほう酸注入ライン流量※ ² 高圧注入ポンプ出口流量※ ² 余熱除去ライン流量※ ² 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量※ ²				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	
	補助給水流量※ ²				最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同じ	
	出力領域中性子束※ ² 中間領域中性子束※ ² 中性子源領域中性子束※ ²				未臨界の維持又は監視をするパラメータと同じ	

第 6.4.3 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（7/7）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	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
アニュラス内の 水素濃度	アニュラス水素濃度	2	0～20vol%	－（注 2）	重大事故等時に於いて、水素濃度 13vol%を監視可能。	－

※ 1：重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ，※ 2：重要代替パラメータ，※ 3：上部と下部の中性子束平均値，

※ 4：入口用 1 個，出口用 2 個

（注 1）計測範囲を一時的に超えるが，このときには 1 次冷却材圧力と 1 次冷却材温度によって原子炉の冷却状態を監視する。

（注 2）重大事故等時に使用するため，設計基準事故時は値なし。

（注 3）炉心損傷判断の値は 10⁵mSv/h 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。

（注 4）120%定格出力を超えるのは短時間であり，かつ出力上昇及び下降は急峻であるため運転監視上影響はない。

（注 5）計測範囲を一時的に超えるが，100%以上であることで冷却されていることを監視可能。

（注 6）計測範囲を一時的に超えるのは，破断側の蒸気発生器においてであり，破断のない側の蒸気発生器の水位は監視可能。

（注 7）蒸気発生器水位（広域）下端を一時的に下回る重大事故等の事象があるが，下回っていることで蒸気発生器がドライアウトしている又はそのおそれがあることを監視可能。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (1/10)

分類	重要な監視パラメータ [有効な監視パラメータ]	重要代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	1 次冷却材高温側温度 (広域)	① 主要パラメータの他ループ ② 1 次冷却材低温側温度 (広域) ③ [炉心出口温度]	・ 1 次冷却材高温側温度 (広域) の 1 ループが故障した場合は、他ループの 1 次冷却材高温側温度 (広域) により推定する。 ・ 1 次冷却材高温側温度 (広域) の計測が困難となった場合は、1 次冷却材低温側温度 (広域) により推定する。また、使用可能であれば炉心出口温度 (多様性拡張設備) により、原子炉圧力容器内の温度を推定する。
	1 次冷却材低温側温度 (広域)	① 主要パラメータの他ループ ② 1 次冷却材高温側温度 (広域) ③ [炉心出口温度]	・ 1 次冷却材低温側温度 (広域) の 1 ループが故障した場合は、他ループの 1 次冷却材低温側温度 (広域) により推定する。 ・ 1 次冷却材低温側温度 (広域) の計測が困難となった場合は、1 次冷却材高温側温度 (広域) により推定する。また、使用可能であれば炉心出口温度 (多様性拡張設備) により、原子炉圧力容器内の温度を推定する。
	[炉心出口温度]	① 主要パラメータの他検出器 ② 1 次冷却材高温側温度 (広域) ③ 1 次冷却材低温側温度 (広域)	・ 炉心出口温度 (多様性拡張設備) の 1 つの検出器が故障した場合は、他検出器の炉心出口温度により推定する。 ・ 炉心出口温度 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1 次冷却材高温側温度 (広域) 又は 1 次冷却材低温側温度 (広域) により推定する。推定は、炉心出口のより直接的なパラメータである 1 次冷却材高温側温度 (広域) を優先する。
原子炉圧力容器内の圧力	1 次冷却材圧力	① 主要パラメータの他チャンネル ② [加圧器圧力] ③ 1 次冷却材高温側温度 (広域) ④ 1 次冷却材低温側温度 (広域)	・ 1 次冷却材圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの 1 次冷却材圧力により推定する。 ・ 1 次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、原子炉圧力容器内が飽和状態であれば、1 次冷却材高温側温度 (広域) 又は 1 次冷却材低温側温度 (広域) により、圧力を推定する。推定は、1 次冷却材高温側温度 (広域)、1 次冷却材低温側温度 (広域) の順で優先し使用する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は、不確からしさが生じることを考慮する。また、使用可能で計測範囲内であれば、加圧器圧力 (多様性拡張設備) にて推定する。
	[加圧器圧力]	① 主要パラメータの他チャンネル ② 1 次冷却材圧力	・ 加圧器圧力 (多様性拡張設備) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの加圧器圧力により推定する。 ・ 加圧器圧力 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、計測範囲が広い 1 次冷却材圧力により原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉容器水位 ③ [サブクール度 (CRT)] ③ 1 次冷却材圧力 ③ 1 次冷却材高温側温度 (広域)	・ 加圧器水位の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの加圧器水位により推定する。(多様性拡張設備を含む) ・ 加圧器水位の計測が困難となった場合は、原子炉容器水位により、原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、原子炉圧力容器内がサブクール状態か過熱状態かを監視することで、原子炉容器内の水位が炉心上で冠水状態であることを確認する。 - また、推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測している原子炉容器水位を優先するが、加圧器下部に位置しているため、加圧器水位の計測範囲を考慮する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (2/10)

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉容器水位	① 加圧器水位 ② [サブクール度 (C R T)] ② 1 次冷却材圧力 ② [炉心出口温度] ② 1 次冷却材高温側温度 (広域) ② 1 次冷却材低温側温度 (広域)	- 原子炉容器水位の計測が困難となった場合は、加圧器水位により、原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、サブクール度 (C R T) (多様性拡張設備)、1 次冷却材圧力及び炉心出口温度 (多様性拡張設備)、1 次冷却材高温側温度 (広域)、1 次冷却材低温側温度 (広域) によりサブクール状態か過熱状態かを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が炉心上端以上で冠水状態であることを確認する。 - また、推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測している加圧器水位を優先するが、原子炉容器水位の計測範囲の上部に位置しているため、原子炉容器水位の計測範囲を考慮する。
		① 1 次冷却材高温側温度 (広域) ① 1 次冷却材低温側温度 (広域) ② [余熱除去ポンプ出口圧力]	1 次冷却系ループ水位 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1 次冷却材高温側温度 (広域) 又は 1 次冷却材低温側温度 (広域) の傾向監視又は余熱除去ポンプ出口圧力 (多様性拡張設備) の傾向監視により水位変化を推定する。
原子炉圧力容器への注水量	ほう酸注入ライン流量	① 主要パラメータの他チャネル ② 燃料取替用水タンク水位 ③ 加圧器水位 ④ 原子炉容器水位 ⑤ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	- ほう酸注入ライン流量の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルのほう酸注入ライン流量により推定する。 - ほう酸注入ライン流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。 - また、原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。 - L O C A が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。
		① 主要パラメータの他チャネル ② 燃料取替用水タンク水位 ③ 加圧器水位 ④ 原子炉容器水位 ⑤ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	- 高圧注入ポンプ出口流量の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルの高圧注入ポンプ出口流量により推定する。 - 高圧注入ポンプ出口流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。 - また、原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。 - L O C A が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。
	余熱除去ライン流量	① 主要パラメータの他チャネル ② 燃料取替用水タンク水位 ③ 加圧器水位 ④ 原子炉容器水位 ⑤ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	- 余熱除去ライン流量の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルの余熱除去ライン流量により推定する。 - 余熱除去ライン流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。 - また、原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。 - L O C A が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (3/10)

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	常設低圧代替注水ポンプ出口 積算流量	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位の傾向監視により注水量を推定する。 ・可搬型の中間受槽を水源とする場合及び復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、ポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。 ・LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。
	〔充てんライン流量〕	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・充てんライン流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、燃料取替用水タンク水位又は加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の加圧器水位の順で優先し使用する。また、原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ・LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。
	〔蓄圧タンク圧力〕 〔蓄圧タンク水位〕	①主要パラメータの他チャンネル ②1次冷却材圧力 ②1次冷却材低温側温度 (広域)	・蓄圧タンク圧力及び蓄圧タンク水位 (多様性拡張設備) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蓄圧タンク圧力及び蓄圧タンク水位により推定する。 ・蓄圧タンク圧力及び蓄圧タンク水位 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力及び1次冷却材低温側温度 (広域) の傾向監視により蓄圧タンクからの注水開始を推定する。
原子炉格納容器への注水量	格納容器スプレイ積算流量	①〔格納容器スプレイ流量〕 ②燃料取替用水タンク水位 ②復水タンク水位 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・格納容器スプレイ積算流量の計測が困難となった場合は、使用可能であれば格納容器スプレイ流量 (多様性拡張設備) により、原子炉格納容器内への注水量を推定する。 ・格納容器スプレイ積算流量の計測が困難となった場合は、水源の燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。
	常設低圧代替注水ポンプ出口 積算流量	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。
	ほう酸注入ライン流量	①主要パラメータの他チャンネル ②燃料取替用水タンク水位 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・ほう酸注入ライン流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのほう酸注入ライン流量により推定する。 ・ほう酸注入ライン流量の計測が困難となった場合は、水源の燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (4/10)

分類	重要な監視パラメータ [有効な監視パラメータ]	重要代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	高圧注入ポンプ出口流量	①主要パラメータの他チャレンネル ②燃料取替用水タンク水位 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・高圧注入ポンプ出口流量の1チャレンネルが故障した場合は、他チャレンネルの高圧注入ポンプ出口流量により推定する。 ・高圧注入ポンプ出口流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位(広域)の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位(広域)の順で優先し使用する。
	余熱除去ライン流量	①主要パラメータの他チャレンネル ②燃料取替用水タンク水位 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・余熱除去ライン流量の1チャレンネルが故障した場合は、他チャレンネルの余熱除去ライン流量により推定する。 ・余熱除去ライン流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位(広域)の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位(広域)の順で優先し使用する。
	[充てんライン流量]	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・充てんライン流量(多様性拡張設備)の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位(広域)の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位(広域)の順で優先し使用する。
	[格納容器スブレイ流量]	①格納容器スブレイ積算流量 ②燃料取替用水タンク水位 ②復水タンク水位 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・格納容器スブレイ流量(多様性拡張設備)の計測が困難となった場合は、格納容器スブレイ積算流量により、原子炉格納容器内への注水量を推定する。 ・格納容器スブレイ流量(多様性拡張設備)の計測が困難となった場合は、燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位又は格納容器再循環サンプ水位(広域)の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位を優先する。
	格納容器内温度	①主要パラメータの他チャレンネル ②格納容器圧力 ③原子炉格納容器圧力 (AM)	・格納容器内温度の1チャレンネルが故障した場合は、他チャレンネルの格納容器内温度により推定する。 ・格納容器内温度の計測が困難となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器圧力又は原子炉格納容器圧力 (AM) により、温度を推定する。推定は、詳細な値を把握できる格納容器圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることがあることを考慮する。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器圧力	①主要パラメータの他チャレンネル ②原子炉格納容器圧力 (AM) ③格納容器内温度	・格納容器圧力の1チャレンネルが故障した場合は、他チャレンネルの格納容器圧力により推定する。 ・格納容器圧力の計測が困難となった場合は、原子炉格納容器圧力 (AM) により圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、原子炉格納容器圧力 (AM) を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることがあることを考慮する。
	原子炉格納容器圧力 (AM)	①格納容器圧力 ②格納容器内温度	・原子炉格納容器圧力 (AM) の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器圧力により推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることがあることを考慮する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (5/10)

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器再循環サンプ水位 (狭域) ③原子炉下部キャビティ水位 ③原子炉格納容器水位 ④燃料取替用水タンク水位 ④復水タンク水位 ④格納容器スプレイ積算流量 ④常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量	・格納容器再循環サンプ水位 (広域) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器再循環サンプ水位 (広域) により推定する。 ・格納容器再循環サンプ水位 (広域) の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器再循環サンプ水位 (狭域)、原子炉下部キャビティ水位、原子炉格納容器水位及び水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、注水積算流量である格納容器スプレイ積算流量及び常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は、計測範囲内であれば、連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ水位 (狭域) を優先する。
		①格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・格納容器再循環サンプ水位 (狭域) の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) との相関関係により水位を推定する。
		①格納容器再循環サンプ水位 (広域) ②燃料取替用水タンク水位 ②復水タンク水位 ②格納容器スプレイ積算流量 ②常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量	・原子炉下部キャビティ水位の計測が困難となった場合、格納容器再循環サンプ水位 (広域) 又は注水元である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレイ積算流量及び常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量により求めた注水量により原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) を優先する。
		①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ①格納容器スプレイ積算流量 ①常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量	・原子炉格納容器水位の計測が困難となった場合は、注水元である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレイ積算流量及び常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量により求めた注水量により原子炉格納容器内の水位を推定する。
	原子炉格納容器水位		
原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器水素濃度	①主要パラメータの予備 ②静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 ②電気式水素燃焼装置動作監視装置 ③〔ガス分析計による水素濃度〕	・可搬型格納容器水素濃度計測装置が故障した場合は、予備の可搬型格納容器水素濃度計測装置により、格納容器水素濃度を推定する。 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置の計測が困難となった場合は、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置の動作特性の監視により原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であることを確認する。 ・使用可能であればガス分析計 (多様性拡張設備) により水素濃度を確認し、ガス分析計の結果に基づき水素濃度を推定する。
		①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器水素濃度 ②格納容器エリアマニタ (高レンジ) ②〔排気筒ガスマニタ (高レンジ)〕	・アニュラス水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのアニュラス水素濃度により推定する。 ・アニュラス水素濃度の計測が困難となった場合は、格納容器エリアマニタ (高レンジ) 及び排気筒ガスマニタ (高レンジ) (多様性拡張設備) の放射線量率の比によりアニュラスへの漏えい率を求め、可搬型格納容器水素濃度計測装置により計測した格納容器水素濃度を基に、評価した格納容器水素濃度とアニュラスへの漏えい率の関係をもとにアニュラス水素濃度を推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (6/10)

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器エリアモニタ (高レンジ)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器エリアモニタ (低レンジ) ② 〔モニタリングポスト〕	・格納容器エリアモニタ (高レンジ) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器エリアモニタ (高レンジ) により推定する。 ・格納容器エリアモニタ (高レンジ) の計測が困難となった場合は、格納容器エリアモニタ (低レンジ) 及びモニタリングポスト (多様性拡張設備) の指示の上昇を傾向監視し、急上昇 (バックグラウンド値より数倍から 1 桁急上昇) により、炉心損傷のおそれが生じているかを推定する。
	格納容器エリアモニタ (低レンジ)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器エリアモニタ (高レンジ) ③ 〔格納容器地下 1 階入口エリアモニタ〕 ③ 〔炉内計装区域エリアモニタ〕	・格納容器エリアモニタ (低レンジ) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器エリアモニタ (低レンジ) により推定する。 ・格納容器エリアモニタ (低レンジ) の計測が困難となった場合は、格納容器エリアモニタ (高レンジ)、格納容器地下 1 階入口エリアモニタ (多様性拡張設備) 及び炉内計装区域エリアモニタ (多様性拡張設備) の指示の上昇を傾向監視することにより、炉心損傷のおそれが生じていない放射線量率であることを推定する。なお、格納容器エリアモニタ (高レンジ) の計測範囲より低く、格納容器地下 1 階入口エリアモニタ及び炉内計装区域エリアモニタの計測範囲より高い場合は、その間の放射線量と推定する。
	〔格納容器地下 1 階入口エリアモニタ〕 〔炉内計装区域エリアモニタ〕 〔格納容器じんあいモニタ〕 〔格納容器ガスモニタ〕 〔格納容器排気ガスモニタ〕	① 格納容器エリアモニタ (低レンジ)	・格納容器地下 1 階入口エリアモニタ (多様性拡張設備)、炉内計装区域エリアモニタ (多様性拡張設備)、格納容器じんあいモニタ (多様性拡張設備)、格納容器ガスモニタ (多様性拡張設備) 及び格納容器排気ガスモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器エリアモニタ (低レンジ) により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (7/10)

分類	重要な監視パラメータ [有効な監視パラメータ]	重要代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	出力領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域中性子束 ③1次冷却材高温側温度(広域) ③1次冷却材低温側温度(広域) ④ほう酸タンク水位	- 出力領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの出力領域中性子束により推定する。 - 出力領域中性子束の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束、1次冷却材低温側温度(広域)と1次冷却材高温側温度(広域)の差により推定する。推定は出力領域中性子束の計測範囲をカバーしている中間領域中性子束を優先する。 - ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することと未臨界状態の維持を推定する。
	中間領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル ②出力領域中性子束 ②中性子源領域中性子束 ③ほう酸タンク水位	- 中間領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの中間領域中性子束により推定する。 - 中間領域中性子束の計測が困難となった場合は、出力領域中性子束の計測範囲であれば、出力領域中性子束による推定を行い、中性子源領域中性子束の計測範囲であれば、中性子源領域中性子束により推定する。なお、出力領域中性子束の計測範囲下限と中性子源領域中性子束の計測範囲上限の間である場合は、互いの計測範囲外の範囲にあると推定する。 - ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することと未臨界状態の維持を推定する。
	中性子源領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域中性子束 ③ほう酸タンク水位	- 中性子源領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの中性子源領域中性子束により推定する。 - 中性子源領域中性子束の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束の計測範囲であれば、中間領域中性子束により推定を行う。なお、中間領域中性子束の計測範囲下限以下の場合は、計測範囲下限より低い範囲であると推定する。 - ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することと未臨界状態の維持を推定する。
	[中間領域起動率]	①中間領域中性子束 ②中性子源領域中性子束 ②[中性子源領域起動率]	中間領域起動率(多様性拡張設備)の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束により起動率を推定する。なお、中性子源領域中性子束の計測範囲の場合、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率(多様性拡張設備)により推定する。
	[中性子源領域起動率]	①中性子源領域中性子束 ②中間領域中性子束 ②[中間領域起動率]	中性子源領域起動率(多様性拡張設備)の計測が困難となった場合は、中性子源領域中性子束により起動率を推定する。なお、中間領域中性子束の計測範囲の場合、中間領域中性子束及び中間領域起動率(多様性拡張設備)により推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (8/10)

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力	① 主要パラメータの他チャネル ② 原子炉格納容器圧力 (AM) ③ 格納容器内温度	- 格納容器圧力の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルの格納容器圧力により推定する。 - 格納容器圧力の計測が困難となった場合は、原子炉格納容器圧力 (AM) により、圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、原子炉格納容器圧力 (AM) を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。
	原子炉補機冷却水サージタンク水位	① 主要パラメータの他チャネル ② 格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度 (SA)	- 原子炉補機冷却水サージタンク水位の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルの原子炉補機冷却水サージタンク水位により推定する。 - 原子炉補機冷却水サージタンク水位の計測が困難な場合は、格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度 (SA) の傾向監視により、原子炉格納容器内の除熱のために原子炉補機冷却水系統が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	[原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM)]	① 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (SA)	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM) (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (SA) により推定する。
	格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度 (SA)	① 格納容器内温度 ① 格納容器圧力	格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度 (SA) の計測が困難となった場合は、格納容器内温度及び格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	主蒸気ライン圧力	① 主要パラメータの他チャネル又は他ループ ② 1 次冷却材低温側温度 (広域) ③ 1 次冷却材高温側温度 (広域)	- 主蒸気ライン圧力の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネル又は他ループの主蒸気ライン圧力により推定する。 - 主蒸気ライン圧力の計測が困難となった場合は、1 次冷却系が満水状態で蒸気発生器 2 次側が飽和状態であれば、1 次冷却材低温側温度 (広域) 及び 1 次冷却材高温側温度 (広域) により圧力を推定する。推定は、1 次冷却材低温側温度 (広域) を優先する。なお、蒸気発生器 2 次側が飽和状態になるまで (未飽和状態) は不確かさが生じることを考慮する。
	蒸気発生器水位 (狭域)	① 主要パラメータの他チャネル ② 蒸気発生器水位 (広域) ③ 1 次冷却材低温側温度 (広域) ③ 1 次冷却材高温側温度 (広域)	- 蒸気発生器水位 (狭域) の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルの蒸気発生器水位 (狭域) により推定する。(多様性拡張設備を含む) - 蒸気発生器水位 (狭域) の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位 (広域)、1 次冷却材低温側温度 (広域)、1 次冷却材高温側温度 (広域) の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器水位 (狭域) を推定する。推定は、相関係のある蒸気発生器水位 (広域) を優先する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (9/10)

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	蒸気発生器水位 (広域)	①蒸気発生器水位 (狭域) ② 1 次冷却材低温側温度 (広域) ② 1 次冷却材高温側温度 (広域)	・蒸気発生器水位 (広域) の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば蒸気発生器水位 (狭域) にて推定する。また、1 次冷却材低温側温度 (広域)、1 次冷却材高温側温度 (広域) の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器水位 (広域) を推定する。推定は計測範囲内であれば、蒸気発生器水位 (狭域) を優先する。なお、蒸気発生器がドライアウトした場合、1 次冷却材低温側温度 (広域) 及び 1 次冷却材高温側温度 (広域) が上昇傾向となることで推定することができる。
	補助給水流量	①復水タンク水位 ②蒸気発生器水位 (広域) ③蒸気発生器水位 (狭域)	・補助給水流量の計測が困難となった場合は、復水タンク水位、蒸気発生器水位 (広域) 及び蒸気発生器水位 (狭域) を傾向監視することにより推定する。推定は、復水タンク水位を優先する。
	〔主蒸気流量〕	①主要パラメータの他チャネル ②主蒸気ライン圧力 ③蒸気発生器水位 (狭域) ③蒸気発生器水位 (広域) ③補助給水流量	・主蒸気流量 (多様性拡張設備) の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルの主蒸気流量により推定する。 ・主蒸気流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、主蒸気ライン圧力の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器 2 次側による除熱状況を監視する。また、蒸気発生器水位 (狭域) 及び蒸気発生器水位 (広域) の変化傾向と補助給水流量を監視することにより主蒸気流量を推定する。
		①主要パラメータの他チャネル ②蒸気発生器水位 (広域) ③主蒸気ライン圧力 ③補助給水流量	・蒸気発生器水位 (狭域) の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルの蒸気発生器水位 (狭域) により推定する。 ・蒸気発生器水位 (狭域) の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位 (広域) の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、主蒸気ライン圧力及び補助給水流量により傾向監視する。
格納容器バイパスの監視	主蒸気ライン圧力	①主要パラメータの他チャネル ②蒸気発生器水位 (広域) ②補助給水流量	・主蒸気ライン圧力の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルの主蒸気ライン圧力により推定する。 ・主蒸気ライン圧力の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位 (広域) の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することで蒸気発生器伝熱管破損を推定する。
	1 次冷却材圧力	①主要パラメータの他チャネル ②〔加圧器圧力〕 ③蒸気発生器水位 (狭域) ③主蒸気ライン圧力 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域) ④ 1 次冷却材高温側温度 (広域) ④ 1 次冷却材低温側温度 (広域)	・ 1 次冷却材圧力の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルの 1 次冷却材圧力により推定する。 ・ 1 次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば、加圧器圧力 (多様性拡張設備) により推定する。また、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の傾向監視により蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の上昇がないことでインターフェースシステム LOCA を推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態であれば、1 次冷却材高温側温度 (広域) 又は 1 次冷却材低温側温度 (広域) により、圧力を推定する。推定は、計測範囲内であれば、圧力を直接計測している加圧器圧力を優先する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (10/10)

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	[復水器排気ガスモニタ] [蒸気発生器プロワードウン水モニタ] [高感度型主蒸気管モニタ]	① 蒸気発生器水位 (狭域) ① 主蒸気ライン圧力	・ 復水器排気ガスモニタ (多様性拡張設備), 蒸気発生器プロワードウン水モニタ (多様性拡張設備) 及び高感度型主蒸気管モニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は, 蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。
	[排気筒ガスモニタ] [安全補機室排気ガスモニタ] [一般補機室排気ガスモニタ] [周辺補機棟排気ガスモニタ] [補助建屋サンプタンク水位] [原子炉建屋サンプタンク水位] [余熱除去ポンプ出口圧力]	① 1 次冷却材圧力 ① 加圧器水位 ① 格納容器再循環サンプ水位 (広域) ① 蒸気発生器水位 (狭域) ① 主蒸気ライン圧力	・ 排気筒ガスモニタ (多様性拡張設備), 安全補機室排気ガスモニタ (多様性拡張設備), 一般補機室排気ガスモニタ (多様性拡張設備), 周辺補機棟排気ガスモニタ (多様性拡張設備), 補助建屋サンプタンク水位 (多様性拡張設備), 原子炉建屋サンプタンク水位 (多様性拡張設備) 及び余熱除去ポンプ出口圧力 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は, 1 次冷却材圧力, 加圧器水位, 原子炉再循環サンプ水位 (広域), 蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により, インターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。
	[加圧器逃がしタンク圧力] [加圧器逃がしタンク水位] [加圧器逃がしタンク温度]	① 1 次冷却材圧力 ① 加圧器水位 ② [格納容器サンプ水位]	・ 加圧器逃がしタンク圧力 (多様性拡張設備), 加圧器逃がしタンク水位 (多様性拡張設備) 及び加圧器逃がしタンク温度 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は, 1 次冷却材圧力及び加圧器水位の低下, 格納容器サンプ水位 (多様性拡張設備) の上昇がないことの確認により, インターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。
	燃料取替用水タンク水位	① 主要パラメータの他チャネル ② 格納容器再循環サンプ水位 (広域) ③ 格納容器スプレイン積算流量 ③ ほう酸注入ライン流量 ③ 高圧注入ポンプ出口流量 ③ 余熱除去ライン流量 ③ [充てんライン流量] ③ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量	・ 燃料取替用水タンク水位の 1 チャネルが故障した場合は, 他チャネルの燃料取替用水タンク水位により推定する。 ・ 燃料取替用水タンク水位の計測が困難となった場合は, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 又は格納容器スプレイン積算流量等の燃料取替用水タンクを水源とするポンプの注水量の合計により, 水源の有無や使用量を推定する。推定は, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) を優先するが, 燃料取替用水タンク以外からの注水がないことを前提とする。
水源の確保	復水タンク水位	① 主要パラメータの他チャネル ② 補助給水流量 ③ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量	・ 復水タンク水位の 1 チャネルが故障した場合は, 他チャネルの復水タンク水位により推定する。 ・ 復水タンク水位の計測が困難となった場合は, 補助給水流量等の復水タンクを水源とするポンプの注水量の合計により, 使用量を推定する。
	ほう酸タンク水位	① 主要パラメータの他チャネル ② [ほう酸急速注入ライン流量] ③ 出力領域中性子束 ③ 中間領域中性子束 ③ 中性子源領域中性子束	・ ほう酸タンク水位の 1 チャネルが故障した場合は, 他チャネルのほう酸タンク水位により推定する。 ・ ほう酸タンク水位の計測が困難となった場合は, ほう酸急速注入ライン流量 (多様性拡張設備) により水位を推定する。また, 炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が添加されていることを出力領域中性子束, 中間領域中性子束, 中性子源領域中性子束の指示低下により推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.5.1 表 試料採取設備の設備仕様

(1) サンプル冷却器

個 数	3
伝 熱 容 量	約 $5.3 \times 10^4 \text{ kcal/h}$
材 料	
内 側 管	ステンレス鋼
外 側 管	ステンレス鋼

(2) 試料採取管

個 数	3
容 量	約 75ml
材 料	ステンレス鋼

(3) 格納容器雰囲気ガス試料採取設備

a. ガスサンプリング圧縮装置

型 式	空冷 2 段式単動
個 数	1
容 量	$2 \text{ Nm}^3/\text{h}$

b. ガスサンプリング冷却器

型 式	2 重管式
個 数	1
容 量	約 $1.26 \times 10^7 \text{ J/h}$
最高使用圧力（管側）	0.98MPa
（胴側）	1.4MPa

最高使用温度（管側）	144℃
（胴側）	95℃
本体材料（管側）	ステンレス鋼
（胴側）	ステンレス鋼

c．試料採取管

個 数	1
容 量	約 10ml
材 料	ステンレス鋼

第 6.8.1 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（常設）
の設備仕様

(1) 原子炉トリップスイッチ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉保護設備
- ・ 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

個 数	2

(2) 制御棒クラスタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 反応度制御設備
- ・ 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

クラスタの数	53
クラスタ当たり制御棒本数	24
制御棒有効長さ	約 3.6m
吸収材直径	約 8.7mm
吸収材材料	銀・インジウム・カドミウム (80%, 15%, 5%) 合金
被ふく管厚さ	約 0.5mm
被ふく管材料	ステンレス鋼

(3) 原子炉トリップしゃ断器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉保護設備
- ・ 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

型 式	低圧気中遮断器
台 数	2
定格使用電圧	460V
定 格 電 流	1,600A

(4) 多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）

個 数	1

工学的安全施設等の作動信号の種類

- a. タービントリップ信号
- b. 主蒸気ライン隔離信号
- c. 補助給水ポンプ起動信号

(5) 主蒸気隔離弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 主蒸気系統設備
- ・ 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

型 式	スウィングディスク式
個 数	4
最高使用圧力	8.17MPa
最高使用温度	298℃
本 体 材 料	炭素鋼

(6) 電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置き多段うず巻式
個 数	2
容 量	約 110m ³ ／h／個
揚 程	約 950m
電 動 機	約 500kW
本 体 材 料	合金鋼

(7) タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

- ・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
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置多段うず巻式
個 数	1
容 量	約 250m ³ ／h
揚 程	約 950m
本 体 材 料	炭素鋼

(8) 復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・2次系補給水設備
- ・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
- ・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
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・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
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・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	たて置き円筒型

個 数	1
容 量	約 1,200m ³
本 体 材 料	炭素鋼
設 置 高 さ	E. L. + 7.8m
距 離	約 36m (2号炉心より)

(9) 加圧器逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 一次冷却材設備 (通常運転時等)
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	空気作動式
個 数	3
最高使用圧力	17.16MPa [gage]
最高使用温度	360℃
材 料	ステンレス鋳鋼

(10) 加圧器安全弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 一次冷却材設備 (通常運転時等)
- ・ 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

型 式	ばね式

個 数	3
最高使用圧力	17.16MPa [gage]
最高使用温度	360℃
吹 出 容 量	約 190t/h/個
材 料	ステンレス鋳鋼

(11) 主蒸気逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 主蒸気系統設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型 式	空気作動玉形弁
個 数	4
容 量	約 177t/h/個
最高使用圧力	8.17MPa [gage]
最高使用温度	298℃
本 体 材 料	炭素鋼

(12) 主蒸気安全弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気系統設備
- ・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

型	式	スプリング式
個	数	20
容	量	約 360t／h／個
最高使用圧力		8.17MPa [gage]
最高使用温度		298℃
本 体 材 料		炭素鋼

(13) 蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・一次冷却材設備（通常運転時等）
- ・一次冷却材設備（重大事故等時）
- ・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
- ・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
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・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
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型	式	たて置U字管式熱交換器型
個	数	4
胴側最高使用圧力		8.8MPa [gage]
管側最高使用圧力		18.6MPa [gage]
1 次 冷 却 材 流 量		約 15.0×10 ³ t／h／個

主蒸気運転圧力（定格出力時）	約 6.03MPa [gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約 277℃
蒸気発生量（定格出力時）	約 1.69×10^3 t/h／個
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝熱面積	
（A号機）	約 4,591m ²
（B号機）	約 4,698m ²
（C号機）	約 4,538m ²
（D号機）	約 4,552m ²
伝熱管本数	
（A号機）	3,260 本
（B号機）	3,329 本
（C号機）	3,226 本
（D号機）	3,234 本
伝熱管外径	約 22.2mm
伝熱管厚さ	約 1.3mm
胴部外径（上部）	約 4.5m
胴部外径（下部）	約 3.4m
全 高	約 20.6m
材 料	
本 体	低合金鋼，低合金鍛鋼及び鋳鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

(14) ほう酸ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・化学体積制御設備
- ・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

型	式	横置うず巻式
個	数	2
容	量	約 17m ³ ／h／個
最高使用圧力		0.98MPa [gage]
最高使用温度		95℃
本 体 材 料		ステンレス鋼

(15) 急速ほう酸補給弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・化学体積制御設備
- ・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

型	式	電気交流作動式
個	数	1
最高使用圧力		1.37MPa [gage]
最高使用温度		95℃
本 体 材 料		ステンレス鋼

(16) ほう酸タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・化学体積制御設備
- ・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

個	数	2
容	量	約 100m ³ ／個
最高使用圧力		大気圧
最高使用温度		95℃
ほう素濃度		約 7,000ppm
材	料	ステンレス鋼

(17) 充てん／高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 化学体積制御設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	横置うず巻式
個	数	2
容	量	約 45m ³ ／h／個（充てん使用時） 約 125m ³ ／h／個（安全注入時）
最高使用圧力		18.8MPa [gage]
最高使用温度		150℃
揚	程	約 1,770m（充てん使用時）

約 800m (安全注入時)

本 体 材 料

ステンレス鋼

(18) ほう酸フィルタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 化学体積制御設備
- ・ 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

型 式	カートリッジ型
個 数	1
流 量	約 34m ³ /h
最 高 使 用 圧 力	0.98MPa [gage]
最 高 使 用 温 度	95℃
圧力損失 (初期)	約 34kPa [gage]
25 μ m 粒子除去率	約 98%

(19) 再生熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 化学体積制御設備
- ・ 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
- ・ 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

型 式	多胴横置U字管式
個 数	1
最高使用圧力	
管 側	18.8MPa [gage]

胴	側	17.16MPa [gage]
最高使用温度		
管	側	343℃
胴	側	343℃
材 料		
管		ステンレス鋼
胴		ステンレス鋼

(20) ほう酸注入タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	たて置円筒型
個	数	1
容	量	約 3.4m ³
最高使用圧力		18.8MPa [gage]
最高使用温度		150℃
ほう 素 濃 度		約 21,000ppm
材	料	炭素鋼（ステンレス内張り）

ヒータ基数	2
ヒータ型式	電気ヒータ式
ヒータ容量	約 5kW (1／基)

(21) 燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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となる水の供給設備

型	式	たて置円筒型
個	数	1
容	量	約 2,100m ³
最高使用圧力		大気圧
最高使用温度		95℃
ほう素濃度		約 2,500ppm
材	料	ステンレス鋼
設	置	高
さ		E. L. +8.3m

距 離 約 39m（2 号炉心より）

第 6.10.2 表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備仕様

(1) 中央制御室遮蔽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・遮蔽設備
- ・中央制御室（重大事故等時）

個 数 一式

(2) 中央制御室非常用循環ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・換気設備
- ・中央制御室

個 数 2

(3) 中央制御室空調ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・換気設備
- ・中央制御室

個 数 2

(4) 中央制御室循環ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・換気設備
- ・中央制御室

個 数 2

(5) 中央制御室非常用循環フィルタユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・換気設備
- ・中央制御室（重大事故等時）

型	式	微粒子フィルタ及びよう素フィルタ 内蔵型
個	数	1

(6) 中央制御室空調ユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・換気設備
- ・中央制御室（重大事故等時）

型	式	粗フィルタ，冷水冷却コイル内蔵型
個	数	2

第 6.10.3 表 中央制御室（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様

(1) 窒素ボンベ（中央制御室換気系ダンパ用）

個 数	2（予備 2）
容 量	約 7Nm ³ ／個

(2) 可搬型照明（S A）

個 数	9（予備 1）

(3) 酸素濃度計

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）

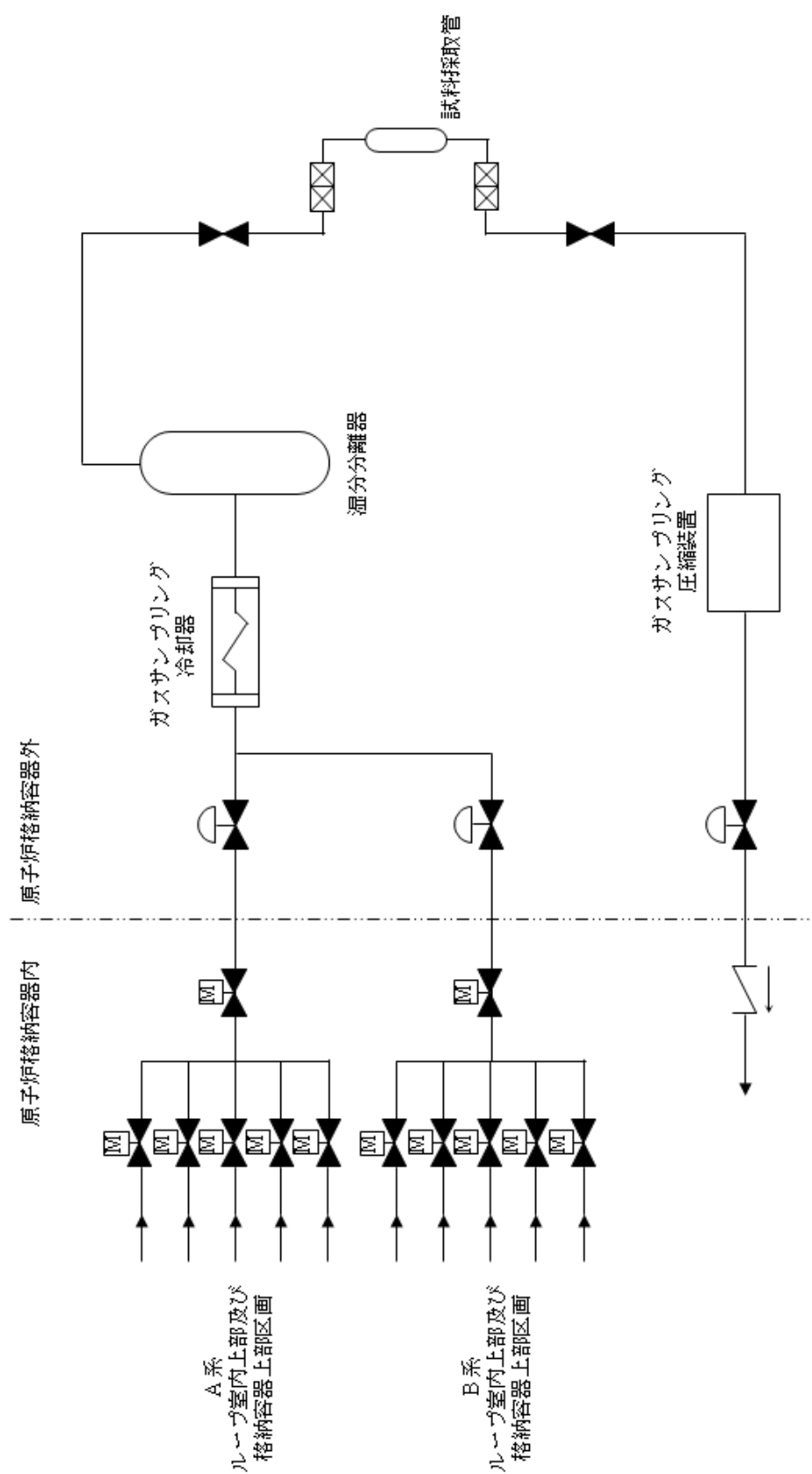
測 定 範 囲	0～25vol%
個 数	1（予備 1）

(4) 二酸化炭素濃度計

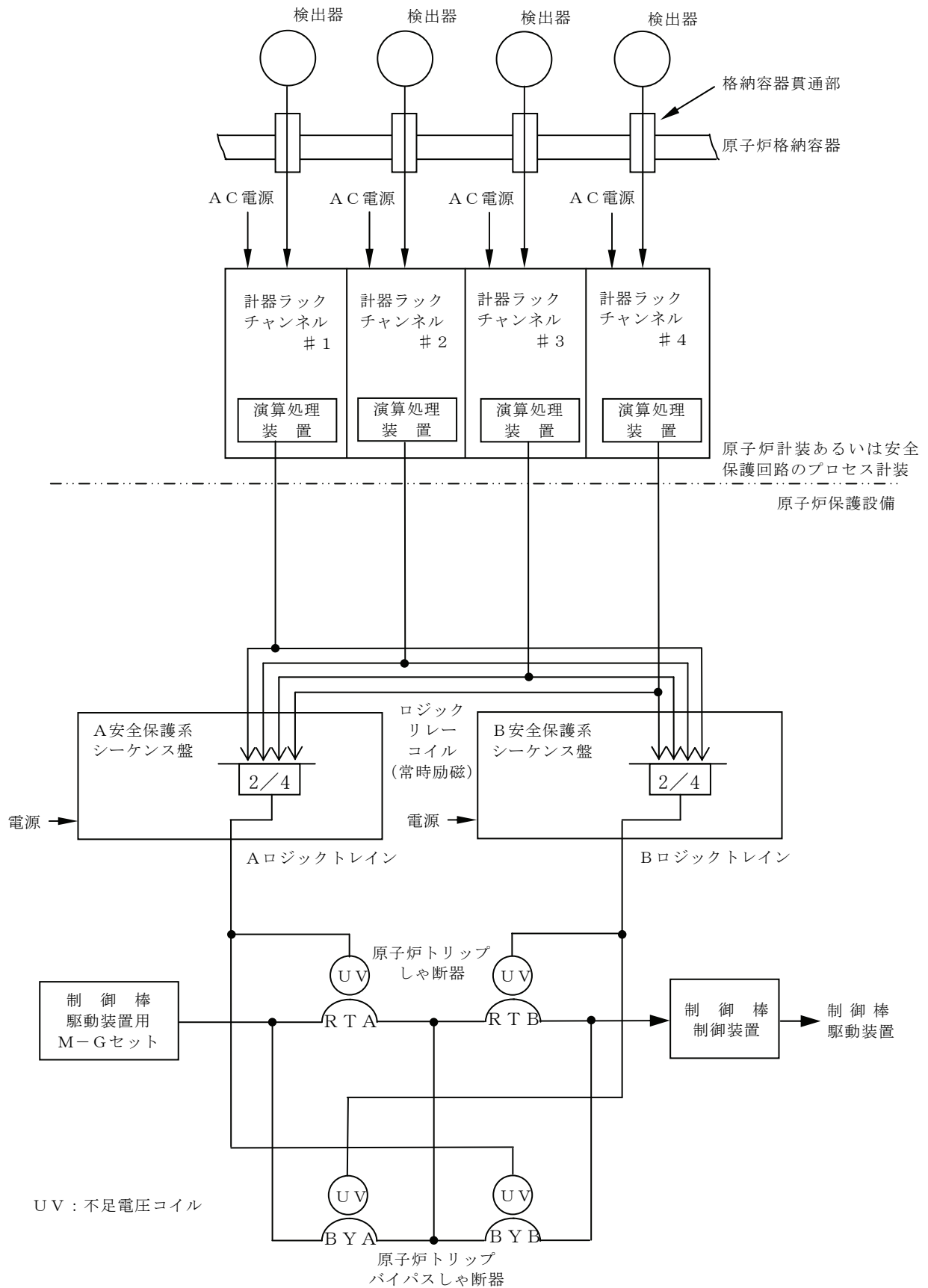
兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）

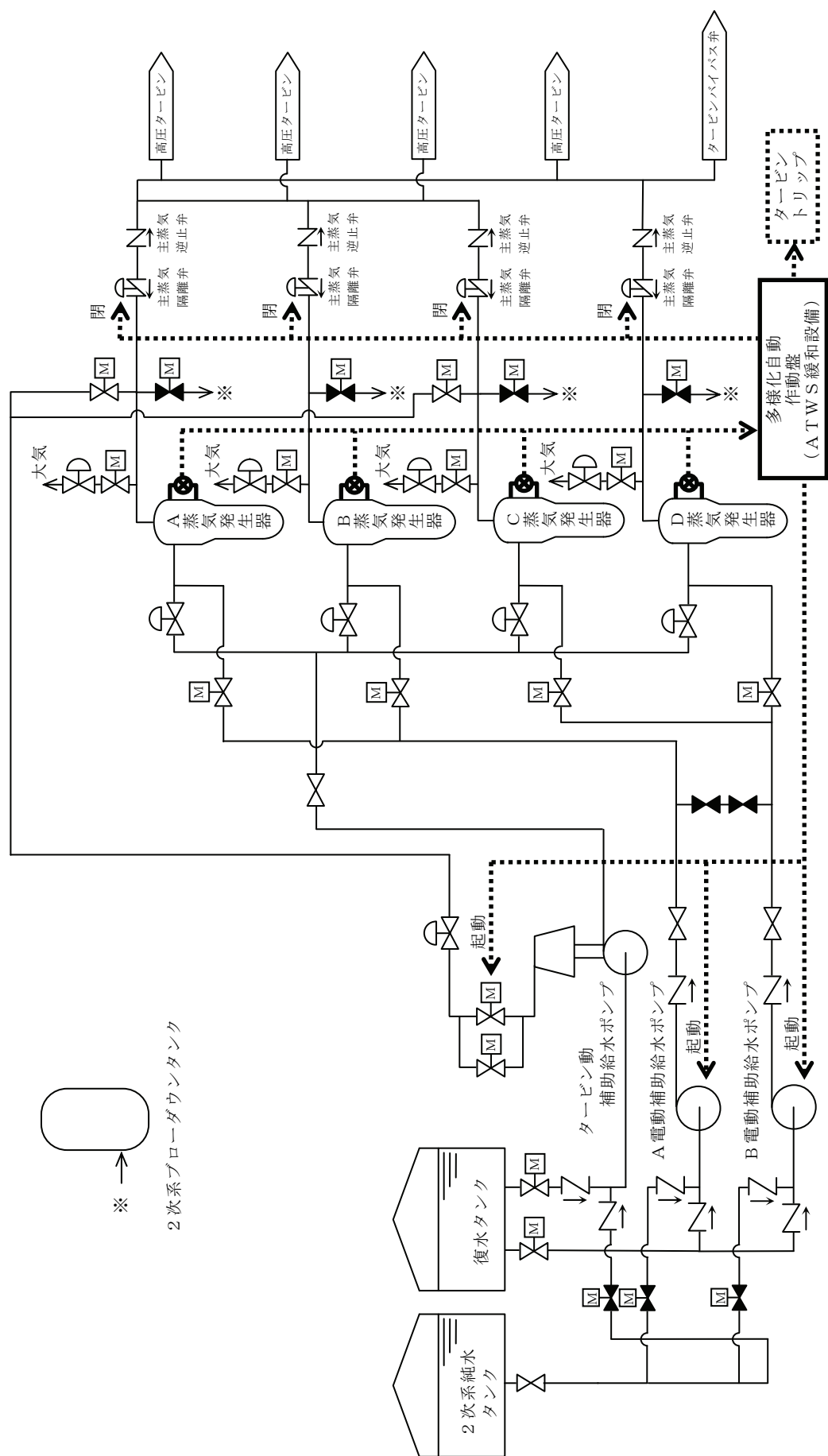
測 定 範 囲	0～5vol%
個 数	1（予備 1）



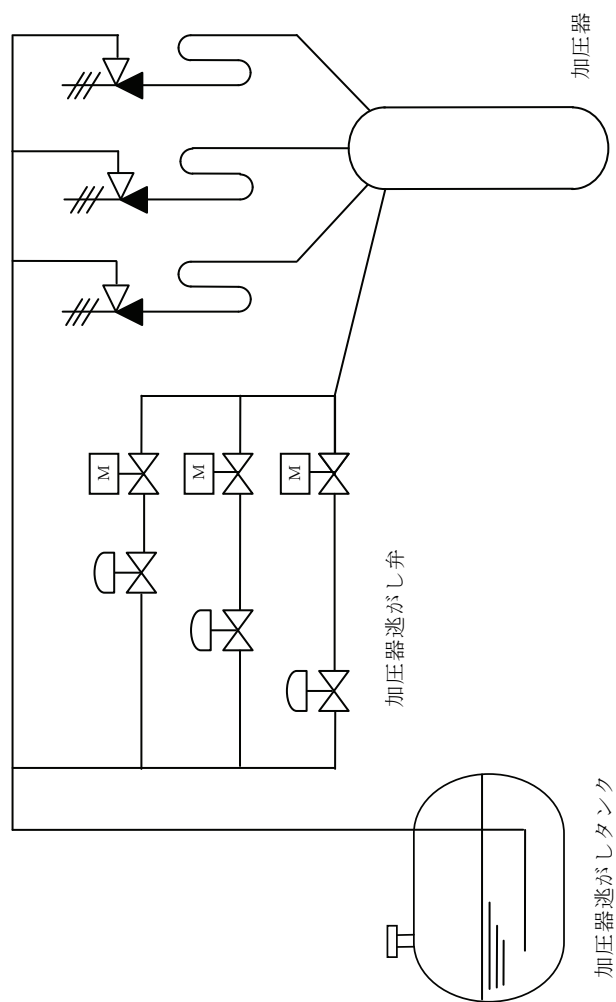
第 6.5.2 図 格納容器雰囲気ガス試料採取系統説明図



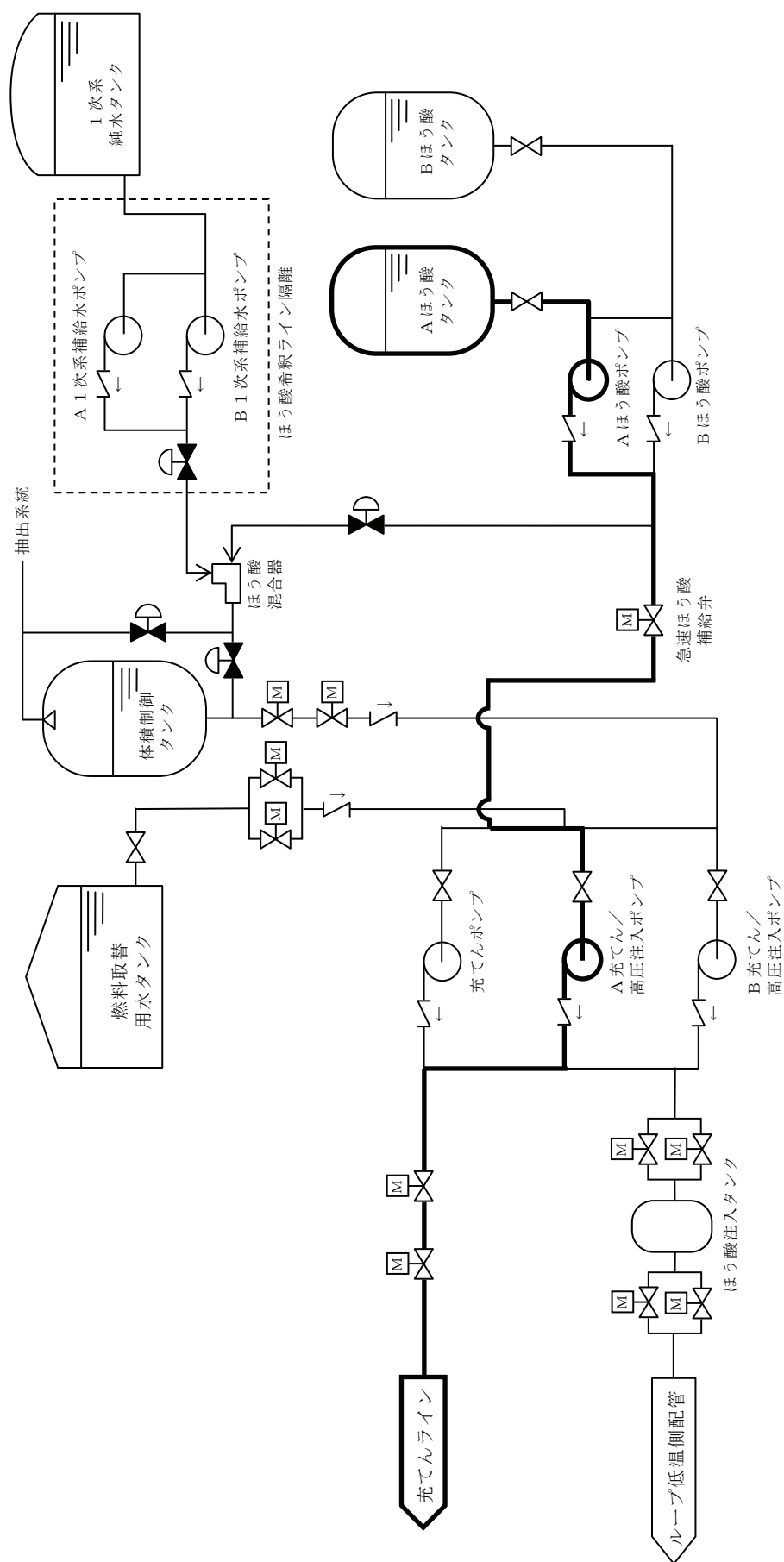
第 6.6.1 図 原子炉保護設備説明図 (2 out of 4 の場合)



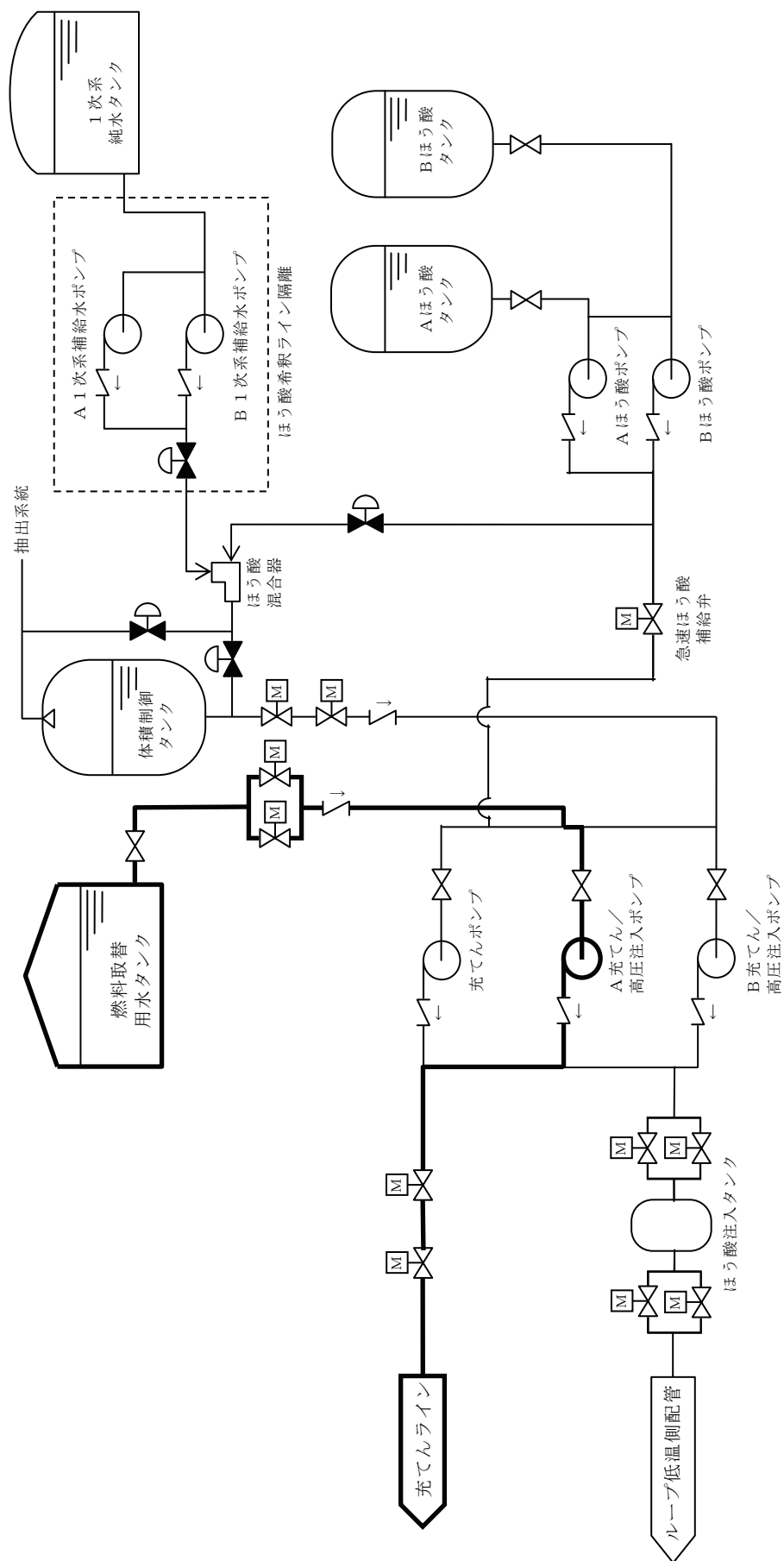
第 6.8.1 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図 (1)



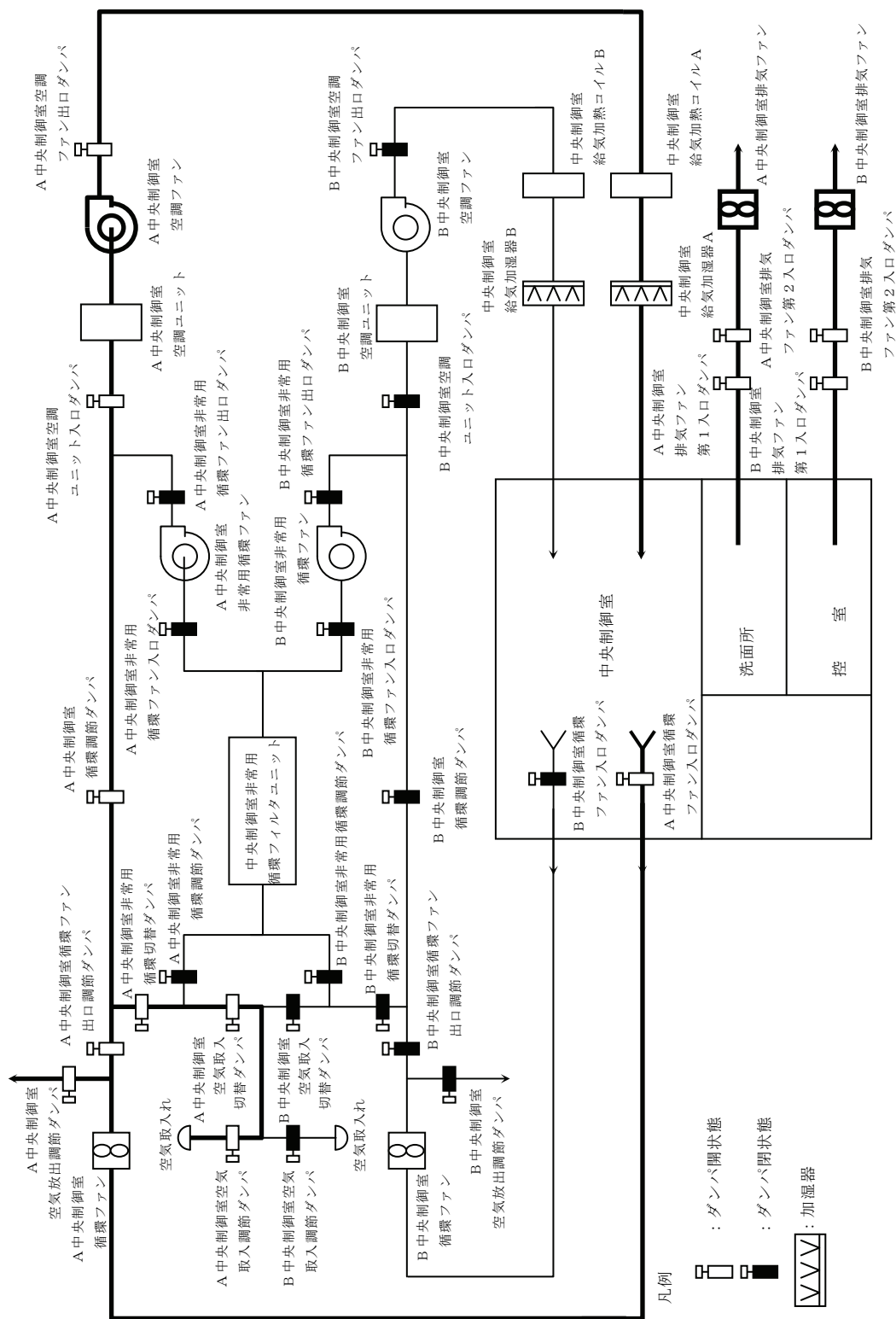
第 6.8.2 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図 (2)



第 6.8.3 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 (3)



第 6.8.5 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 (5)



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

8.1.1.2 設計方針

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、敷地周辺の一般公衆、放射線業務従事者が業務に従事する場所等における放射線量を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の出入管理、被ばく線量管理及び汚染管理ができるような設計とする。

また、物品の搬出に対しても放射線量率管理及び汚染管理ができるような設計とする。

- (2) 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、放射性物質の放出、発電所内外の空間放射線量率、放射性物質の濃度等を測定及び監視できるような設計とする。

- (3) 通常運転時及び万一の事故に備えて、必要な放射線計測器及び防護作業器材を備える。

- (4) 中央制御室又は適切な管理場所に必要な情報の通報が可能である設計とする。

- (5) 通常運転時に環境に放出される放射性物質を監視す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」に適合する設計とする。

- (6) 設計基準事故時に監視が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、モニタリングポスト専用の無停電電源装置を有し、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。また、モニタリングポストから中央制御室及び緊急時対策所までのデータ伝送系は、有線及び無線により、多様性を有し、指示値は中央制御室及び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、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 主要設備の仕様

放射線管理設備の主要設備の仕様を第 8.1.1 表に示す。

8.1.1.4 主要設備

(2) 放射線監視設備

b. エリアモニタリング設備

中央制御室及び管理区域内の主要箇所の放射線量を連続的に測定するために、エリアモニタを設ける。

この設備は、中央制御室で指示又は記録を行い、放射線レベルが設定値以上になると、現場及び中央制御室に警報を発する。また、雑固体処理建屋内のエリアモニタは、雑固体処理建屋制御室で指示又は記録を行い、放射線レベルが設定値以上になると、現場、雑固体処理建屋制御室及び中央制御室に警報を発する。

エリアモニタを設ける区域は、次のとおりである。

- (a) 中央制御室
- (b) ドラム詰室
- (c) 放射化学室
- (d) 充てんポンプ室
- (e) 使用済燃料ピット付近
- (f) 原子炉系試料採取室
- (g) 原子炉格納容器内（エアロック付近）
- (h) 原子炉格納容器内（炉内核計装付近）
- (i) 廃棄物処理制御室
- (j) 雑固体処理建屋雑固体分別エリア

また、燃料取扱中の原子炉格納容器内（運転操作床面付近）及び保守中の機器室の付近には、可搬式エリアモニタ装置を必要に応じて設ける。

さらに、事故時において、十分な測定範囲を有する格納容器エリアモニタ（低レンジ）、格納容器エリアモニタ（高レンジ）及び補助建屋エリアモニタを設ける。

c. 周辺モニタリング設備

発電所周辺監視区域境界付近の放射線量を監視するために、次の周辺モニタリング設備を設ける。

- (a) 固定モニタリング設備（1号及び2号炉共用）

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発電所周辺監視区域境界付近の空間放射線量率を連続的に監視するために、モニタリングポストを、また、空間放射線量を測定するために、モニタリングポイントを共用する。

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，モニタリングポスト専用の無停電電源装置を有し，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。また，モニタリングポストから中央制御室及び緊急時対策所までのデータ伝送系は，有線及び無線により多様性を有し，指示値は中央制御室及び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，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。

8.1.1.7 手順等

- (1) モニタリングポストの電源機能及びデータ伝送系の多様性を維持するため，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。
- (2) モニタリングポストの電源，警報及びデータ伝送系の保守・点検に関する教育を定期的に実施する。

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，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重大事故等対処設備を設ける。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ことができる必要な重大事故等対処設備を保管する。

監視測定設備配備概要図を第 8.1.2 図に示す。

使用済燃料ピットに係る重大事故等により，使用済燃料ピット区域の放射

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保管する。

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ができる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取り込みを低減又は防止するための確実な判断ができるように放射線量を監視、測定する緊急時対策所エリアモニタを保管する。

8.1.2.2 設計方針

重大事故等対処設備（放射線量の測定）として、可搬型モニタリングポストを使用する。可搬型モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、モニタリングポストが機能喪失した場合の代替手段として、周辺監視区域境界付近の放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、「原子力災害対策特別措置法第 10 条及び第 15 条」に定められた事象を判断できる設計とする。

また、可搬型モニタリングポストは、原子炉施設を囲む 8 方位において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。

可搬型モニタリングポストの指示値は、衛星回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。可搬型モニタリングポストで測定した放射線量は、原則、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設計とする。また、記録は必要なデータ量を保存できる設計とする。可搬型モニタリングポストの電源は、充電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・可搬型モニタリングポスト

設計基準事故対処設備であるモニタリングポストは、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

放射能観測車のダスト及びよう素サンプラ，ダストモニタ，よう素モニタが機能喪失した場合に代替する重大事故等対処設備（放射性物質の濃度の測定）として，可搬型放射能測定装置を使用する。

可搬型放射能測定装置は，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，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，放射能観測車の測定機能を代替し得る十分な台数を保管する設計とする。可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaIシンチレーションサーベイメータ，β線サーベイメータ，ZnSシンチレーションサーベイメータ）の電源は，乾電池又は充電池を使用する。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaIシンチレーションサーベイメータ，β線サーベイメータ，ZnSシンチレーションサーベイメータ）

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度及び放射線量の測定）として，重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において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，土壤中）

及び放射線量を測定するために、可搬型放射能測定装置、電離箱サーベイメータ及び小型船舶を使用する。

可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイメータは、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において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、土壤中）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。周辺海域においては、小型船舶を使用する。可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、 β 線サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ）、電離箱サーベイメータの電源は、乾電池又は充電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、 β 線サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ）
- ・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。

重大事故等時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、以下の重大事故等対処設備（風向、風速その他の気象条件を測定）を設ける。

気象観測設備が機能喪失した場合を代替する重大事故等対処設備（風向、風速その他の気象条件を測定）として、可搬型気象観測設備を使用する。

可搬型気象観測設備は、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する。可搬型気象観測設備の指示値は、無線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。可搬型気象観測設備で測定した風向、風速その他の気象条件は、原則、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設計とする。また、記録は必要なデータ量を保存できる設計とする。可搬型気象観測設備の電源は、充電電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・可搬型気象観測設備

使用済燃料ピット周辺線量率は、使用済燃料ピット区域の放射線量率について、使用済燃料ピット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。使用済燃料ピット周辺線量率は、あらかじめ複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所での関係を把握し、測定結果の傾向を確認することで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とするとともに、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・使用済燃料ピット周辺線量率

格納容器エリアモニタ（低レンジ）及び格納容器エリアモニタ（高レンジ）は、原子炉格納容器内の放射線量率を想定される重大事故等時に計測又は監視及び記録ができる設計とする。

格納容器エリアモニタ（低レンジ）及び格納容器エリアモニタ（高レンジ）は、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・格納容器エリアモニタ（低レンジ）
- ・格納容器エリアモニタ（高レンジ）

緊急時対策所エリアモニタは、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の取り込みを低減又は防止するための確実な判断ができるように放射線量を監視、測定できる設計とする。

緊急時対策所エリアモニタの悪影響防止、容量等、環境条件等、操作性の確保、試験検査については、「10.10 緊急時対策所」にて記載する。

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。

設計基準事故対処設備であるモニタリングポストは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。空冷式非常用発電機の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

放射線量の測定における空冷式非常用発電機を使用した代替電源は、使用済燃料ピット周辺線量率、格納容器エリアモニタ（低レンジ）、格納容器エリアモニタ（高レンジ）及びモニタリングポストに給電でき、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

格納容器エリアモニタ（低レンジ）及び格納容器エリアモニタ（高レンジ）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に、主要パラメータ及び代替パラメータに対して可能な限り多様性を考慮した設計とする。

格納容器エリアモニタ（低レンジ）及び格納容器エリアモニタ（高レンジ）の計測における電源車及び充電器（重大事故等対処用）を使用した可搬型直流電源設備は、空冷式のディーゼル発電機を使用し、電源車は原子炉補助建

屋から 100m 以上の離隔距離を確保した頑健性を有する可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管し，充電器（重大事故等対処用）は原子炉補助建屋内の異なる区画に設置することで，多様性及び位置的分散を図る設計とする。

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」に記載する。

可搬型モニタリングポスト，可搬型放射能測定装置及び可搬型気象観測設備は，モニタリングポスト，放射能観測車及び気象観測設備と異なる場所で，かつ耐震性を有する緊急時対策所内に保管することで，同時に機能喪失しない設計とする。

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。

可搬型モニタリングポスト，可搬型放射能測定装置，電離箱サーベイメータ，小型船舶及び可搬型気象観測設備は，他の設備から独立して単独で使用する可能なことにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率は，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時は，重大事故等対処設備として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。

格納容器エリアモニタ（低レンジ）及び格納容器エリアモニタ（高レンジ）は，チャンネル相互を物理的，電氣的に分離し，チャンネル間の独立性を図るとともに，主要パラメータ及び代替パラメータ間においてもパラメータ相互を分離し，パラメータ間の独立性を図り他の設備に悪影響を及ぼさないように独立した設計とする。

8.1.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

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する可搬型モニタリングポスト、可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイメータは、「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」に定める測定上限値を満足する設計とする。

可搬型気象観測設備は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める通常観測の観測項目を測定できる設計とする。

可搬型モニタリングポストは、モニタリングポストが機能喪失した場合の代替手段として「原子力災害対策特別措置法第10条及び第15条」に定められた事象を判断し得る十分な台数として3台、原子炉施設を囲む8方位の放射線量を測定し得る十分な台数として7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2台の合計12台を保管する。

可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、 β 線サーベイメータ）は、放射能観測車の代替測定並びに発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において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台数として各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各1台の合計各3台を保管する。

電離箱サーベイメータは、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において放射線量を測定し得る十分な台数として1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2台を保管する。

小型船舶は、発電所の周辺海域において、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台数として1隻、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隻の合計2隻を保管する。また、小型船舶は、発電所の周辺海域において、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測定装置及び要員を搭載できる設計とする。

可搬型気象観測設備は、気象観測設備が機能喪失しても代替し得る台数として1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2台を保管する。

可搬型モニタリングポスト、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、 β 線サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ）、電離箱サーベイメータ及び可搬型気象観測設備の電源は、乾電池又は充電電池を使用し、予備品と交換することで、重大事故時の必要な期間測定できる設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率は、1セット2個使用する。保有数は1セット2個、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。

格納容器エリアモニタ（低レンジ）及び格納容器エリアモニタ（高レンジ）は、設計基準を超える状態において原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有する設計とする。

8.1.2.2.4 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。

可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測設備は、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。操作は設置場所で可能な設計とする。

可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイメータは、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。人が携行して測定が可能な設計とする。

小型船舶は、可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等で保管及び屋外で使用するため、重大事故等時における可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。また、海で使用するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率 1 台は、緊急時対策所内に保管し、原子炉補助建屋内に設置するため、重大事故等時における緊急時対策所及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率 1 台は、緊急時対策所内に保管し、屋外に設置するため、重大事故等時における緊急時対策所及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

格納容器エリアモニタ（低レンジ）及び格納容器エリアモニタ（高レンジ）は、重大事故等時の原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

8.1.2.2.5 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」に示す。

可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測設備は、接続をコネクタ接続とし、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。付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイメータは、接続がなく単体で使

用し付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

可搬型モニタリングポスト，可搬型放射能測定装置，電離箱サーベイメータ及び可搬型気象観測設備は，人力による運搬，移動ができる設計とする。

小型船舶は，容易に操縦ができ，車両等により運搬，移動ができる設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率の取付架台への取付けは，あらかじめ複数の場所での線量率の相関（減衰率）関係进行评估及び各場所間での関係性を把握している場所のうち設置場所としている箇所で，取付金具を用いて確実に取付けできる設計とする。使用済燃料ピット周辺線量率の計装ケーブル及び電源ケーブルの接続はコネクタ接続とし，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。使用済燃料ピット周辺線量率は，現場での操作が可能な設計とする。

8.1.2.3 主要設備及び仕様

重大事故等対処設備の主要設備及び仕様を第 8.1.2 表及び第 8.1.3 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」に示す。

放射線量の測定に使用する可搬型モニタリングポスト，電離箱サーベイメータ，放射性物質の濃度の測定に使用する可搬型放射能測定装置（NaIシンチレーションサーベイメータ， β 線サーベイメータ，ZnSシンチレーションサーベイメータ）は，校正用線源による特性の確認ができる設計とする。

試料採取に使用する可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプ

ラ) は、外観点検及び機能・性能確認ができる設計とする。

小型船舶は、外観点検及び機能・性能の確認が可能な設計とする。

風向、風速その他の気象条件の測定に使用する可搬型気象観測設備は、特性の確認が可能な設計とする。

可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測設備は、データ伝送機能確認ができる設計とする。

8.2 換気空調設備

8.2.1 換気設備

8.2.1.1 概 要

換気空調設備は、通常運転時及び設計基準事故時に放射線業務従事者等
新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質を除去低減するもので、格
納容器換気空調設備、補助建屋換気空調設備等及び緊急時対策所換気設備等
で構成する。

アニュラス空気浄化設備及び安全補機室空気浄化設備は、「9.3 アニュ
ラス空気浄化設備」及び「8.2.2 安全補機室空気浄化設備」の節に述べて
いるので、ここでは省略する。

8.2.1.2 設計方針

- (1) 換気空調設備は、管理区域内と管理区域外の別により、また、それぞ
れの区域内でも機能の別により系統を分ける。
- (2) 換気は清浄区域に新鮮な空気を供給して、放射性物質濃度の高い区域
に向かって流れるようにし、排気は適切なフィルタを通して行う。
- (3) 各換気系統は、その容量が区域及び室の換気並びに除熱を十分に行え
るようにする。なお、換気回数は、1回/h以上とする。
- (4) 各換気空調設備のフィルタは、点検及び交換ができるように設計する。
また、よう素フィルタには、温度感知設備を設ける。
- (5) 中央制御室空調装置は、事故時には外気との連絡口を遮断し、よう素
フィルタを通る閉回路循環方式とし、運転員等を放射線被ばくから防護
するように設計する。
- (6) 重要度が特に高い安全機能を有する換気空調設備においては、単一故
障を仮定しても、その安全機能を失うことのないように原則として多重

性を備える設計とする。また、中央制御室換気空調設備のうち単一設計とする中央制御室非常用給気系統のフィルタユニット及びダクトの一部については、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。

(7) 火災の延焼防止が必要な換気ダクトには防火ダンパを設置する。

8.2.1.4 主要設備

(2) 補助建屋換気空調設備

補助建屋換気空調設備は、補助建屋空調装置、燃料取扱棟空調装置、試料採取室空調装置、アスファルト固化建屋空調装置、中央制御室空調装置等で構成する。

補助建屋換気空調設備の系統構成を第 8.2.2 図～第 8.2.6 図に、主要設備の仕様を第 8.2.2 表に示す。

e. 中央制御室空調装置

中央制御室空調装置は、中央制御室給気系統、中央制御室循環系統及び中央制御室非常用循環系統で構成する。

(a) 通常運転時等

中央制御室の換気及び冷暖房は、冷却コイルを内蔵した中央制御室空調ユニット、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット、中央制御室非常用循環ファン等から構成する中央制御室空調装置により行う。

中央制御室空調装置等には、通常のラインの他、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、事

故時には外部との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部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、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室外の火災により発生する燃焼ガス等に対し、中央制御室空調装置の外気取り入れを手動で遮断し、閉回路循環方式に切り替えることが可能な設計とする。

(b) 重大事故等時

(b-1) 設計方針

重大事故等時において、中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。また、中央制御室空調装置用ダンパは、窒素ボンベ（中央制御室換気系ダンパ用）及び手動により開操作できる設計とする。

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等時に全面マスクの着用および運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室遮蔽の機能と併せて、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

外部との遮断が長期にわたり、室内の環境が悪くなった場合には、

外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、中央制御室空調装置の中央制御室空調ユニットがあり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。

中央制御室空調装置は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

空冷式非常用発電機は、「10.2 代替電源設備」に記載する。

(b-1-1) 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。

中央制御室空調装置は、多重性を持ったディーゼル発電機から給電でき、系統として多重性を持つ設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファンは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。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」にて記載する。

(b-1-2) 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。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室排気ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、ダンパ操作等

によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離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。

窒素ポンベ（中央制御室換気系ダンパ用）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で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(b-1-3) 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として使用する中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、重大事故等時に運転員の内部被ばくを防止するために必要な浄化機能に対して、設計基準事故対処設備としてのフィルタユニットが持つ浄化能力を使用することにより達成できることを確認した上で、同仕様で設計する。

窒素ポンベ（中央制御室換気系ダンパ用）は、供給先の中央制御室空調装置の空気作動ダンパが空気作動式であるため、弁全開に必要な圧力を設定圧力とし、配管分の加圧、弁作動回数、減圧弁からのリークを考慮した容量に対して十分な容量を有したものを1セット2本使用する。保有数は1セット2本、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本、合計4本を保管する設計とする。

(b-1-4) 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。

中央制御室非常用循環ファン，中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは，重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは，重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

窒素ボンベ（中央制御室換気系ダンパ用）は，原子炉補助建屋内に保管及び設置するため，重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

(b-1-5) 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」に示す。

中央制御室空調装置の運転モードの切替えは，中央制御室換気系隔離信号による自動作動のほか，中央制御室の制御盤での手動操作も可能な設計とする。中央制御室空調ファン，中央制御室循環ファン及び中央制御室非常用循環ファンは，中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

窒素ボンベ（中央制御室換気系ダンパ用）を使用した中央制御室空調装置の空気作動ダンパへの代替空気供給を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。窒素ボンベ（中央制御室換気系ダンパ用）の出口配管と制御用空気配管の接続は，簡便な接続

方法による接続とし、確実に接続できる設計とする。窒素ポンベ（中央制御室換気系ダンパ用）の接続口は、ポンベ取付継手による接続とし、他の窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用、原子炉補機冷却水サージタンク用、可搬型格納容器水素濃度計測装置用、アニユラス空気浄化ファン弁用）と同一形状とする。また、窒素ポンベ（中央制御室換気系ダンパ用）の接続口は、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により窒素ポンベの交換が可能な設計とする。

中央制御室空調装置の空気作動ダンパは、ダンパ駆動用空気配管へ窒素ポンベによる空気供給又は手動により開操作が可能な構造とし、一般的に使用される工具を用いて開操作が可能な構造とする。

(b-2) 主要設備及び仕様

中央制御室空調装置の主要設備及び仕様を、第 8.2.5 表及び第 8.2.6 表に示す。

(b-3) 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。

中央制御室の居住性の確保のために使用する系統（中央制御室（気密性）、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用フィルタユニット及び中央制御室空調ユニット）は、通常ラインにて機能・性能確認が可能な系統設計とする。

また、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、分解が可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。

窒素ポンベ（中央制御室換気系ダンパ用）は、中央制御室空調装置の空気作動ダンパ駆動用空気配管へ窒素供給することにより、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。ポンベは規定圧力及び外観の確認ができる設計とする。

(5) 緊急時対策所換気設備

(a) 重大事故等時

(a-1) 設計方針

緊急時対策所換気設備は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の取り込みを低減又は防止するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮蔽の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる発電所災害対策本部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。なお、換気設計にあたっては、緊急時対策所の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。

緊急時対策所換気設備として、緊急時対策所非常用給気ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所加圧設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所換気設備の多様性、位置的分散、悪影響防止、容量等、環境条件等、操作性の確保、試験検査については、「10.10 緊急時対策所」にて記載する。

(a-2) 主要設備及び仕様

緊急時対策所換気設備の主要設備及び仕様は、第 8.2.7 表及び第 8.2.8 表に示す。

8.2.2 安全補機室空気浄化設備

8.2.2.2 設計方針

- (1) 1 次冷却材喪失事象時に動的機器の単一故障及び外部電源喪失を想定した場合でも、本設備の機能を保つように設計する。
- (2) 安全補機室空気浄化フィルタユニットによるよう素除去効率は、95% 以上となるように設計する。
- (3) 安全補機室の負圧を 10 分以内に達成できるように設計する。
- (4) 安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、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。

8.3 遮蔽設備

8.3.1 概 要

遮蔽設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、発電所周辺の一般公衆、放射線業務従事者等の線量を低減するもので、次のものから構成される。

- (1) 原子炉 1 次遮蔽
- (2) 原子炉 2 次遮蔽
- (3) 外部遮蔽
- (4) 補助遮蔽
- (5) 燃料取扱遮蔽
- (6) 中央制御室遮蔽
- (7) 一時的遮蔽
- (8) 緊急時対策所遮蔽

8.3.2 設計方針

- (1) 発電所周辺の一般公衆が受ける線量については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則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値より十分小さくなるようにするとともに、通常運転時における直接線量及びスカイシャイン線量については、人の居住の可能性のある敷地境界外において年間 $50 \mu\text{Gy}$ を超えないような遮蔽設計とする。
- (2) 燃料取替時、補修時等を含む通常運転時において、放射線業務従事者等が受ける線量が、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則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のはもちろん、不必要な放射線被ばくを防止するような遮蔽設

計とする。

- (3) 発電所周辺の一般公衆の受ける線量が、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「原子炉立地審査指針」を十分満足する遮蔽設計とする。

重大事故等の発生時に緊急時対策所内の発電所災害対策本部要員に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、事故対処に必要な措置を行うことができる遮蔽設計とする。

- (4) 遮蔽設計に際しては、関係各場所への立入頻度、滞在時間等を考慮した上で、放射線業務従事者等の線量が十分安全に管理できるように、外部放射線に係る線量率が次の基準を満足するように設計する。

遮蔽設計基準

区 分		設計基準線量率
管理区域外	第Ⅰ区分：管理区域外	$\leq 0.006 \text{ mSv/h}$
管理区域内	第Ⅰc区分：常駐場所	$\leq 0.006 \text{ mSv/h}$
	第Ⅱ区分：週 48 時間以内立入り	$\leq 0.01 \text{ mSv/h}$
	第Ⅲ区分：週 7 時間以内立入り	$\leq 0.15 \text{ mSv/h}$
	第Ⅳ区分：通常は立入不要のところ	$> 0.15 \text{ mSv/h}$

通常運転時の区分概略を第 8.3.1 図～第 8.3.7 図に示す。

また、事故時に中央制御室内の放射線業務従事者等に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、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ような遮蔽設計とする。

8.3.4 主要設備

(6) 中央制御室遮蔽

(a) 通常運転時等

中央制御室遮蔽は、原子炉補助建屋内に設置し、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に施設し、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、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置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。

(b) 重大事故等時

(b-1) 設計方針

中央制御室遮蔽は、重大事故等時に、中央制御室内にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないように施設する。運転員の被ばく防止の観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスク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ことで、中央制御室空調装置の機能と併せて、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないように設計する。

(b-1-1) 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。

中央制御室遮蔽は、原子炉補助建屋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。

(b-1-2) 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。

中央制御室遮蔽は、コンクリート構造物として原子炉補助建屋と一体であり、建屋として重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

(b-2) 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。

中央制御室遮蔽は、主要部分の断面寸法が確認できる設計とする。

また、外観の確認が可能な設計とする。

(8) 緊急時対策所遮蔽

(a) 重大事故等時

(a-1) 設計方針

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設備の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる発電所災害対策本部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。

緊急時対策所遮蔽の多様性、位置的分散、試験検査については、「10.10 緊急時対策所」にて記載する。

第 8.1.1 表 放射線管理設備の設備仕様

(2) 放射線監視設備

o. モニタリングポスト（1 号及び 2 号炉共用）

種 類	N a I （T l）シンチレーション式 検出器 電離箱検出器
計 測 範 囲	10～10 ⁸ nGy／h
個 数	3
伝 送 方 式	有線及び無線

p. モニタリングポスト専用無停電電源装置（1 号及び 2 号炉共用）

容 量	約 3kV・A／個
電 源	鉛蓄電池
電 圧	100V
個 数	3

q. 放射能観測車（1 号及び 2 号炉共用）

個 数	1

r. 気象観測設備（1 号及び 2 号炉共用）

観 測 項 目	風向，風速，日射量，放射収支量， 雨量，大気温度
個 数	1
伝 送 方 式	有線

第 8.1.2 表 監視測定設備(常設)の設備仕様

(1) 格納容器エリアモニタ (低レンジ)

計 測 範 囲	$10^{-1} \sim 10^4 \text{mSv/h}$
個 数	2

(2) 格納容器エリアモニタ (高レンジ)

計 測 範 囲	$10^3 \sim 10^8 \text{mSv/h}$
個 数	2

第 8.1.3 表 監視測定設備（可搬型）の設備仕様

(1) 可搬型モニタリングポスト

種 類	N a I (T 1) シンチレーション式 検出器 半導体検出器
計 測 範 囲	B. G. $\sim 1\text{Gy/h}$
個 数	10 (予備 2) ^{注 1}
伝 送 方 法	衛星回線

注 1 10 台のうち 1 台及び予備 2 台のうち 1 台は緊急時対策所と兼用

(2) 可搬型放射能測定装置

a. 可搬型ダスト・よう素サンプラ

個 数	2 (予備 1)

b. 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) シンチレーション式 検出器
計 測 範 囲	B. G. $\sim 30 \mu\text{Sv/h}$
個 数	2 (予備 1)

c. β 線サーベイメータ

種 類	G M 管検出器
計 測 範 囲	B. G. $\sim 99.9\text{kmin}^{-1}$
個 数	2 (予備 1)

d. Z n S シンチレーションサーベイメータ

種 類	Z n S (A g) シンチレーション式 検出器
計 測 範 囲	B. G. ～99.9kmin ⁻¹
個 数	1 (予備 1)

(3) 小型船舶

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・ 監視測定設備

個 数	1 (予備 1)

(4) 電離箱サーベイメータ

種 類	電離箱式検出器
計 測 範 囲	1 μ Sv／h～300mSv／h
個 数	1 (予備 1)

(5) 可搬型気象観測設備

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	衛星回線

(6) 使用済燃料ピット周辺線量率

種 類	半導体検出器
計 測 範 囲	0.1 μ Sv／h～999.9mSv／h

個 数	2 (予備 1)

(7) 緊急時対策所エリアモニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所
- ・ 監視測定設備

種 類	半導体式検出器

個 数	1 (予備 1)

計 測 範 囲	0.001～99.99mSv/h

第 8.2.2 表 補助建屋換気空調装置の設備仕様

(5) 中央制御室空調装置

a. 中央制御室給気系統

(a) 中央制御室空調ユニット（既設）

型 式	粗フィルタ及び冷水冷却コイル内蔵型
個 数	2
容 量	約 580m ³ ／min／個

(b) 中央制御室空調ファン（既設）

個 数	2
容 量	約 580m ³ ／min／個

(c) 中央制御室給気加熱コイル（既設）

個 数	10

(d) 中央制御室加湿器（既設）

個 数	2

b. 中央制御室循環系統

(a) 中央制御室循環ファン（既設）

個 数	2
容 量	約 570m ³ ／min／個

c. 中央制御室非常用循環系統

(a) 中央制御室非常用循環フィルタユニット（既設）

型 式	電気加熱コイル，微粒子フィルタ及び よう素フィルタ内蔵型
個 数	1
容 量	約 170m ³ ／min

チャコール厚さ	約 50mm
よう素除去効率	95%以上
粒子除去効率	99%以上 (0.7 μ m 粒子)

(b) 中央制御室非常用循環ファン（既設）

個 数	2
容 量	約 170m ³ ／min／個

d. 中央制御室排気系統

(a) 中央制御室排気ファン（既設）

個 数	2
容 量	約 10m ³ ／min／個

第 8.2.5 表 中央制御室空調装置（重大事故等時）（常設）の設備仕様

(1) 中央制御室空調ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・換気空調設備
- ・中央制御室（重大事故等時）

個	数	2

(2) 中央制御室空調ユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・換気空調設備
- ・中央制御室（重大事故等時）

型	式	粗フィルタ及び冷水冷却コイル内蔵型
個	数	2

(3) 中央制御室循環ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・換気空調設備
- ・中央制御室（重大事故等時）

個	数	2

(4) 中央制御室非常用循環フィルタユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・換気空調設備
- ・中央制御室（重大事故等時）

型	式	電気加熱コイル，微粒子フィルタ及び よう素フィルタ内蔵型

個	数	1

(5) 中央制御室非常用循環ファン
兼用する設備は以下のとおり。

- ・換気空調設備
- ・中央制御室（重大事故等時）

個	数	2

第 8.2.6 表 中央制御室空調装置（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様

(1) 窒素ポンプ（中央制御室換気系ダンパ用）

個	数	2（予備 2）
容	量	約 7Nm ³ ／個

第 8.2.7 表 緊急時対策所換気設備（重大事故等時）（常設）の設備仕様

(1) 緊急時対策所

a. 緊急時対策所非常用給気ファン

個	数	2
容	量	2,400m ³ /h 以上/個

b. 緊急時対策所排気ファン

個	数	2
容	量	2,400m ³ /h 以上/個

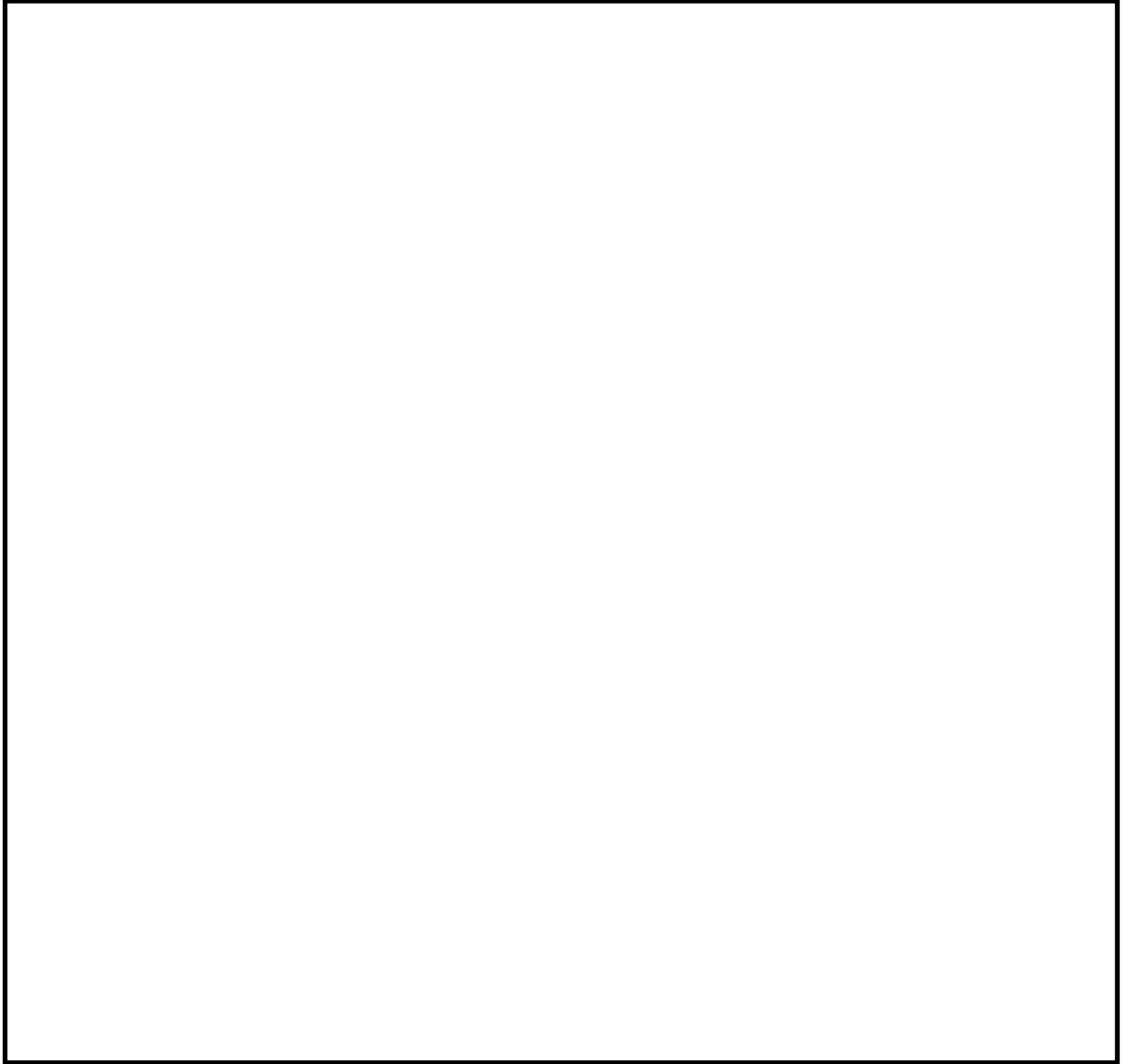
c. 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット

型	式	微粒子フィルタ/よう素フィルタ
個	数	2
効	率	
単体除去効率		99.97%以上 (0.15 μ m 粒子) / 95% 以上
総合除去効率		99.99%以上 (0.7 μ m 粒子) / 99.75%以上

第 8.2.8 表 緊急時対策所換気設備（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様

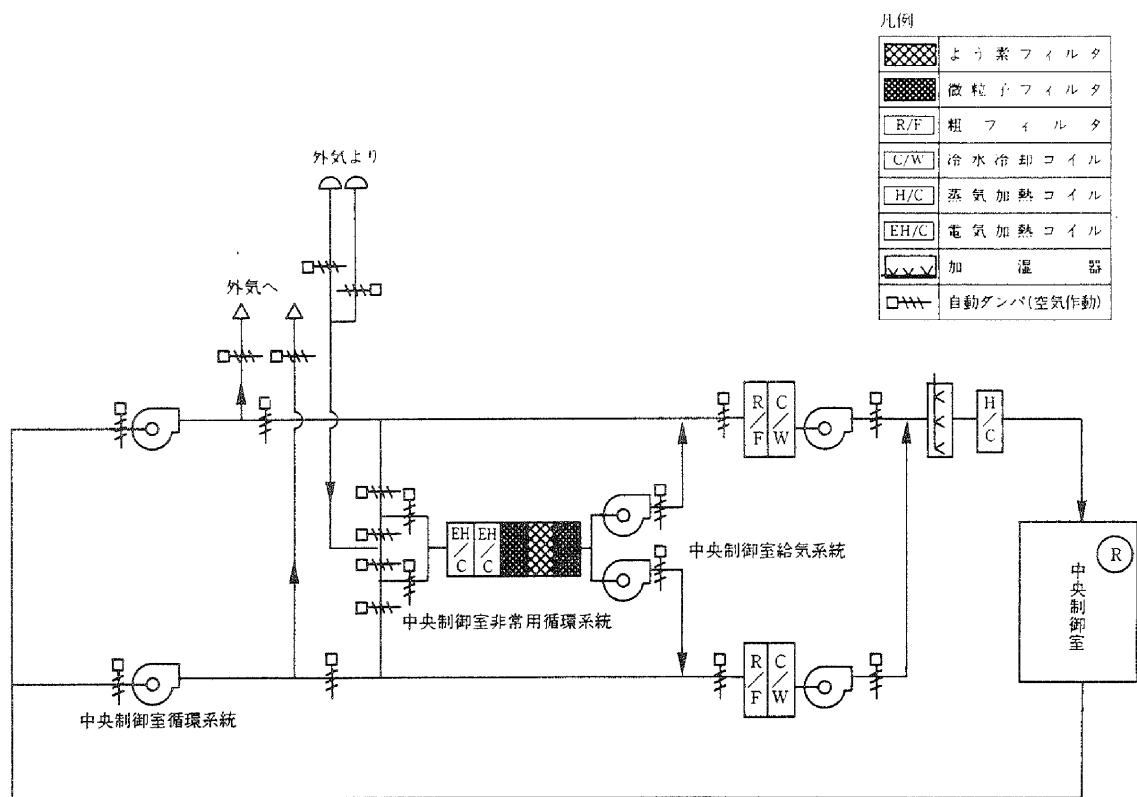
(1) 緊急時対策所加圧設備

型	式	空気ポンベ
個	数	388

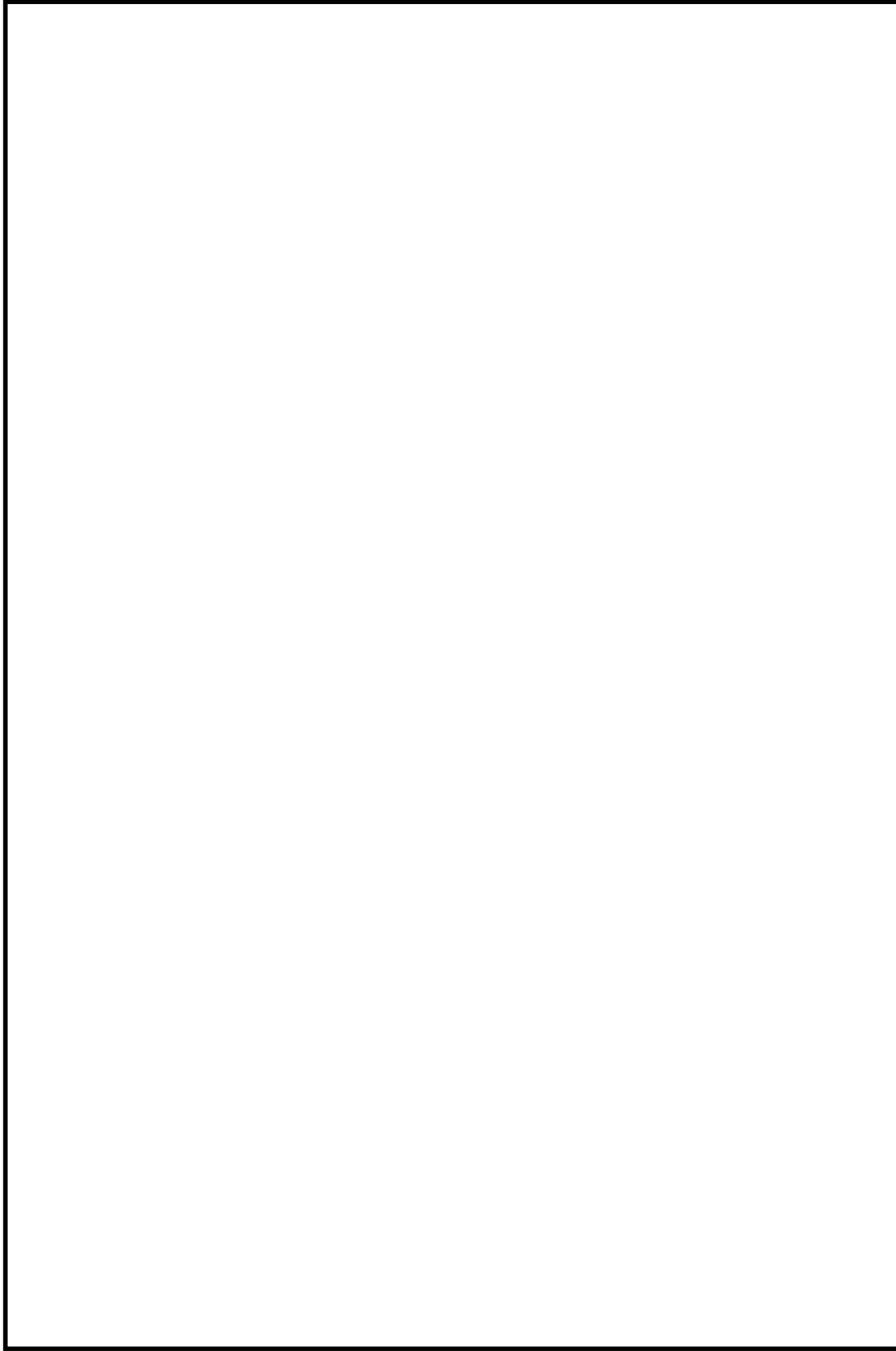


第 8.1.2 図 監視測定設備配備概要図

 は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

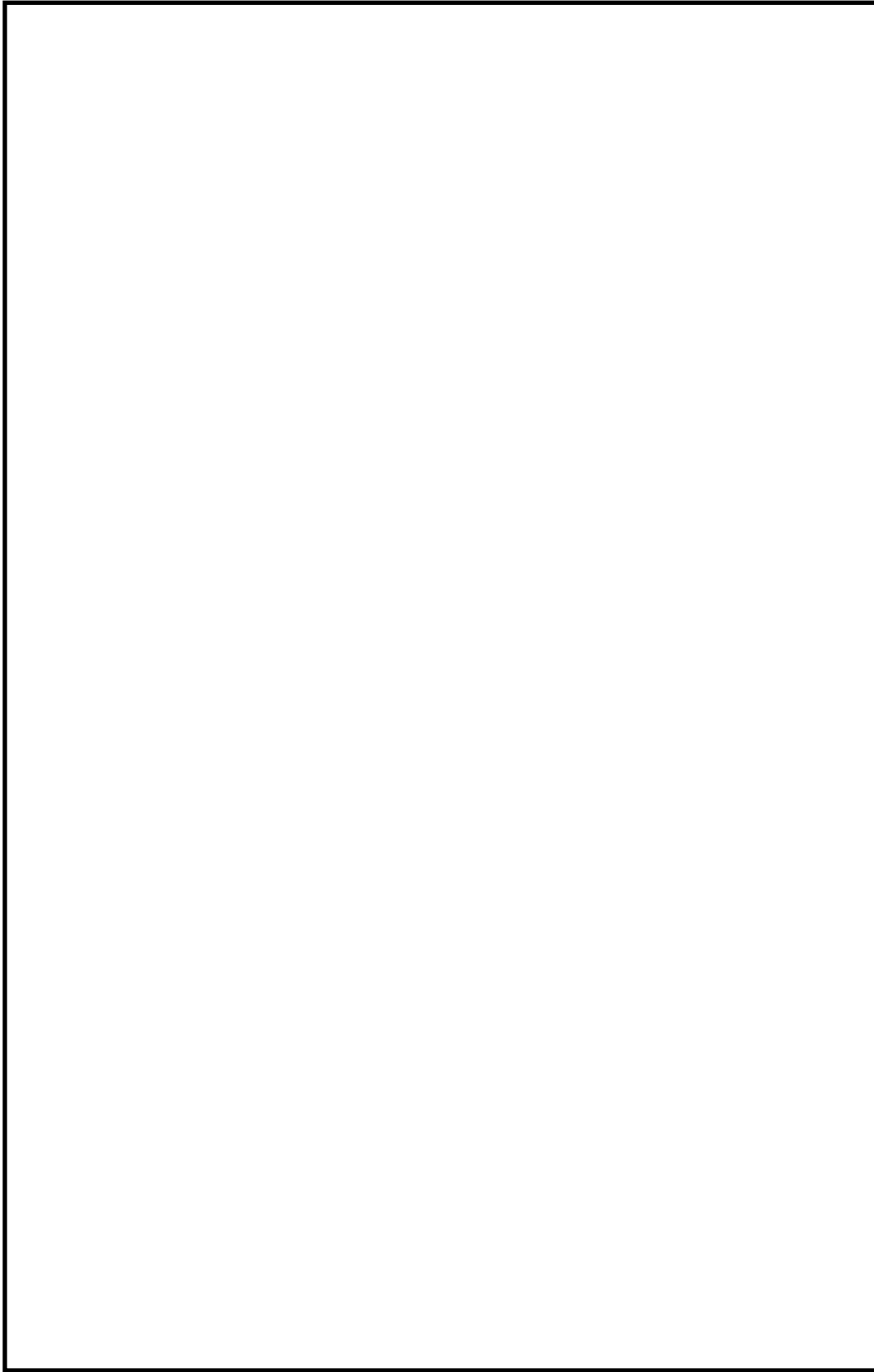


第 8.2.6 図 補助建屋換気空調設備系統説明図（中央制御室）



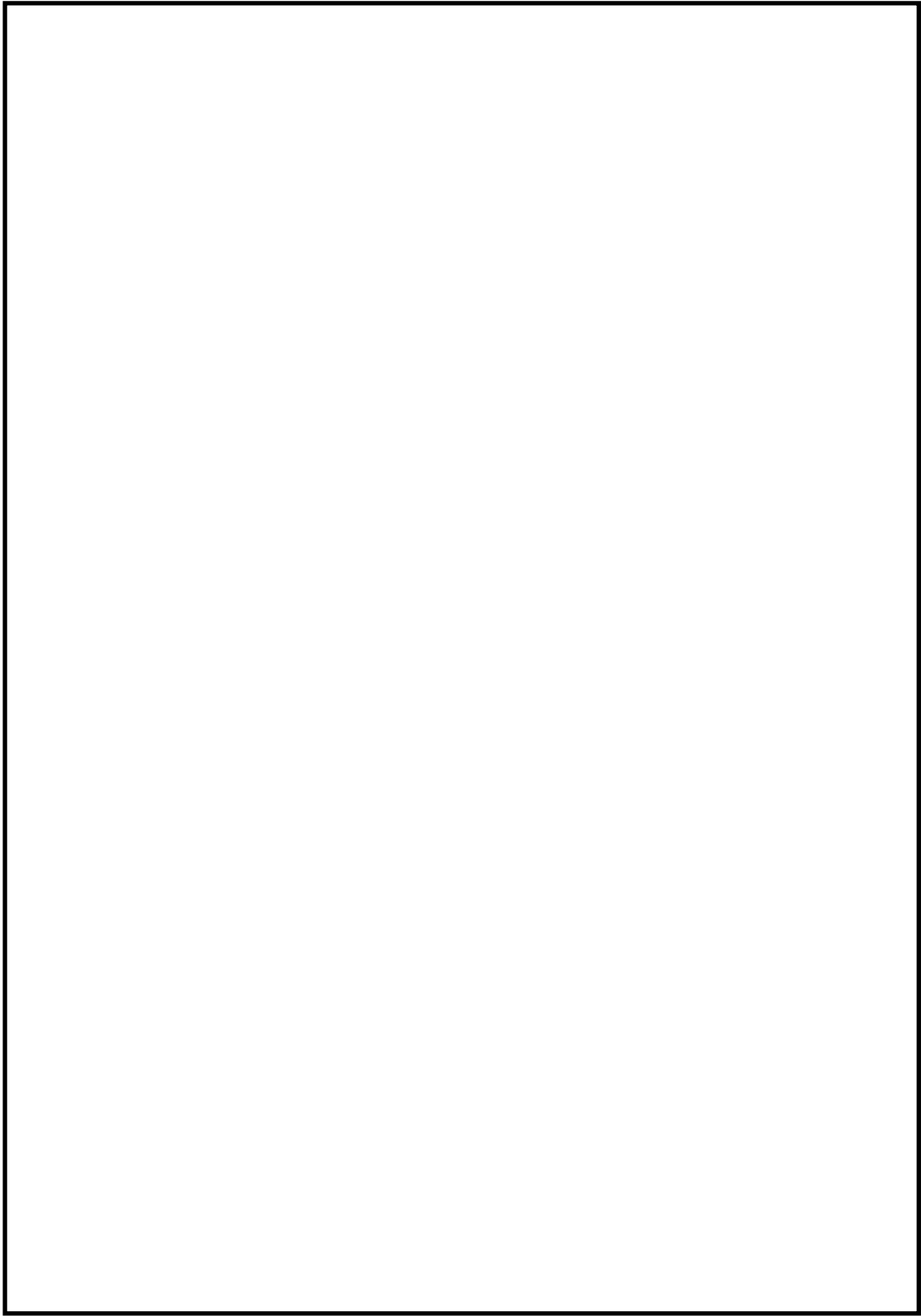
第 8.3.1 図 遮蔽設計区分図 (地下 4 階, 地下 3 階)

☐ は, 商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



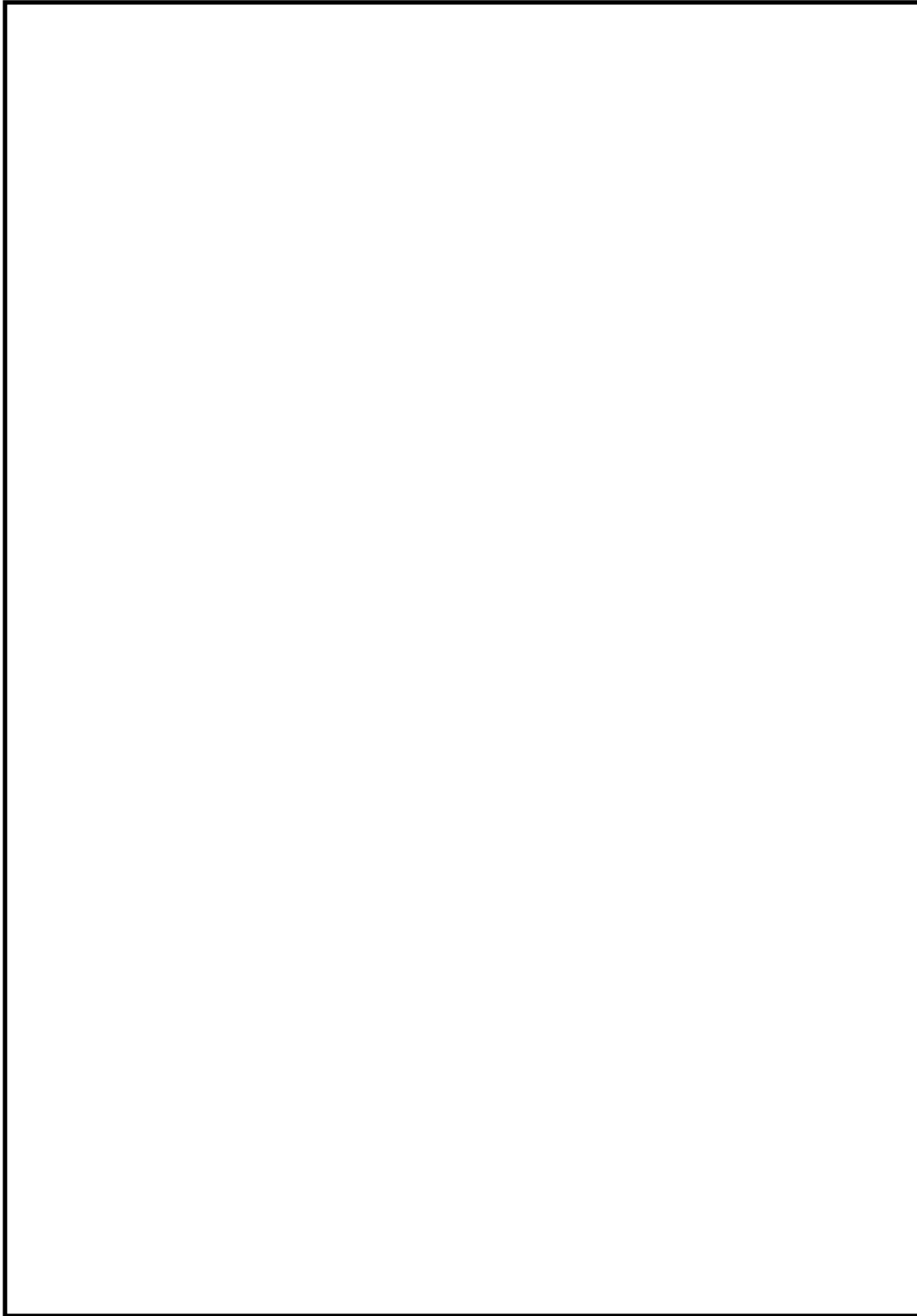
第 8.3.2 図 遮蔽設計区分図 (地下 2 階)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



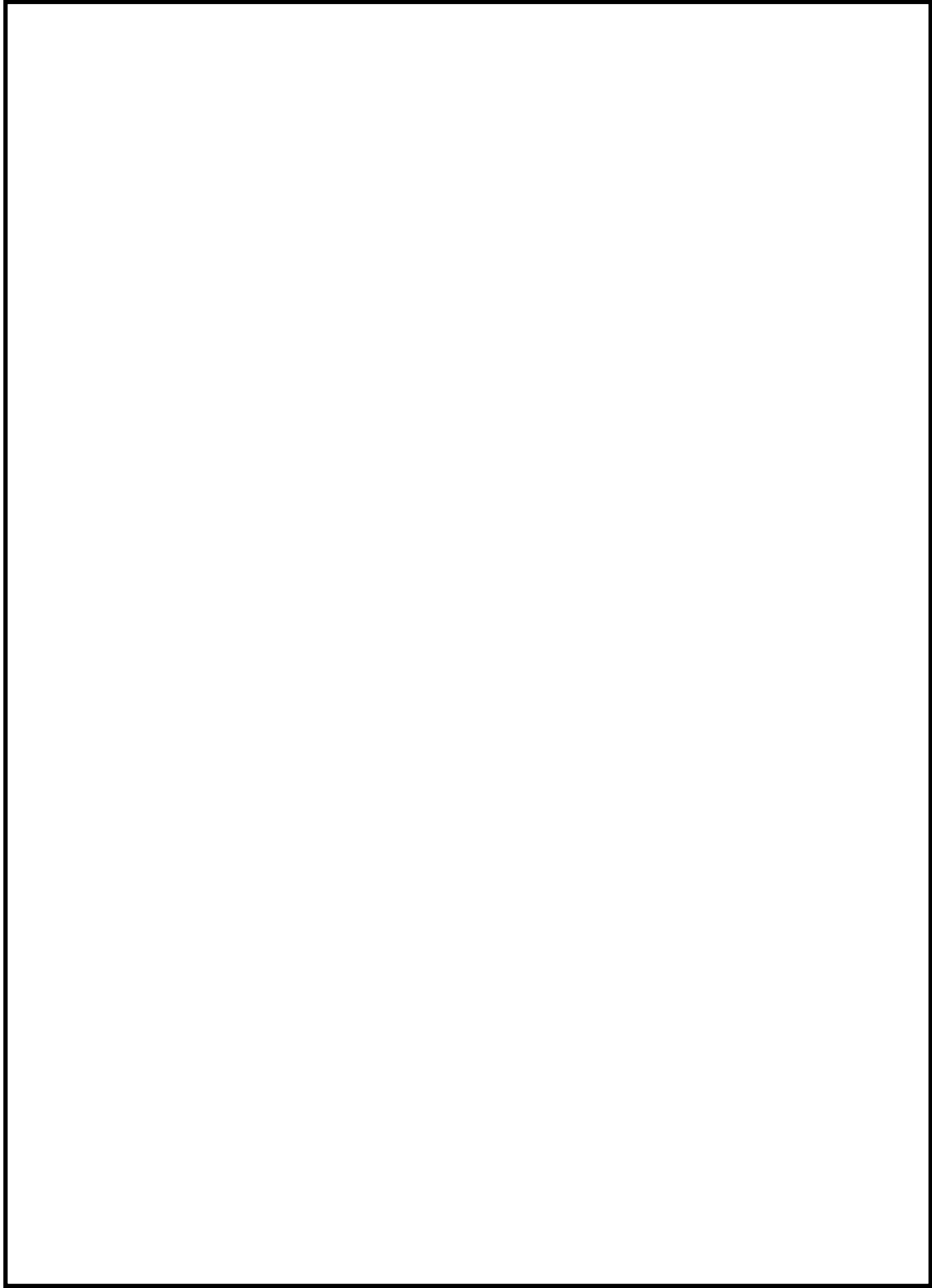
第 8.3.3 図 遮蔽設計区分図（地下 1 階）

☐ は，商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



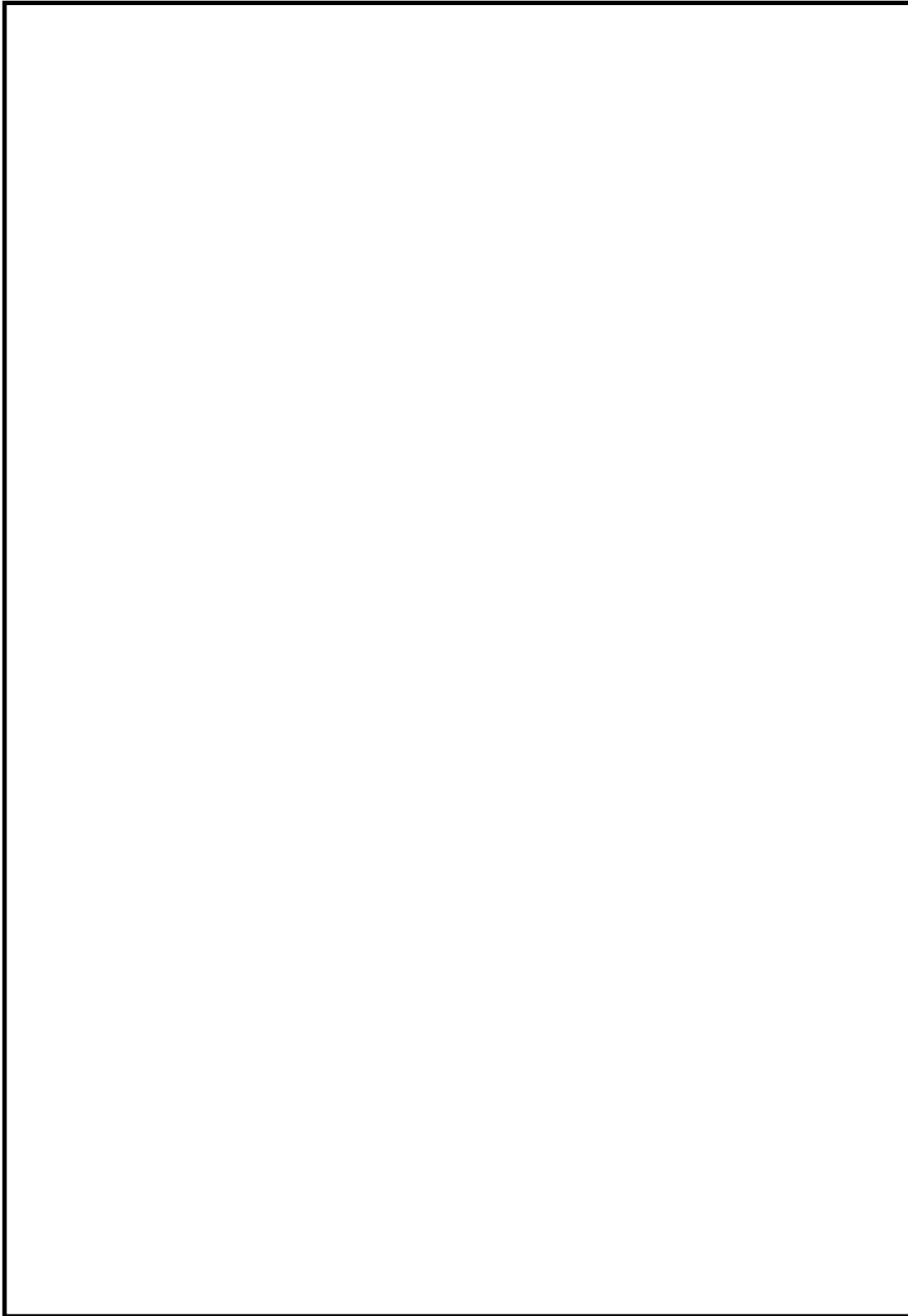
第 8.3.4 図 遮蔽設計区分図（1 階）

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



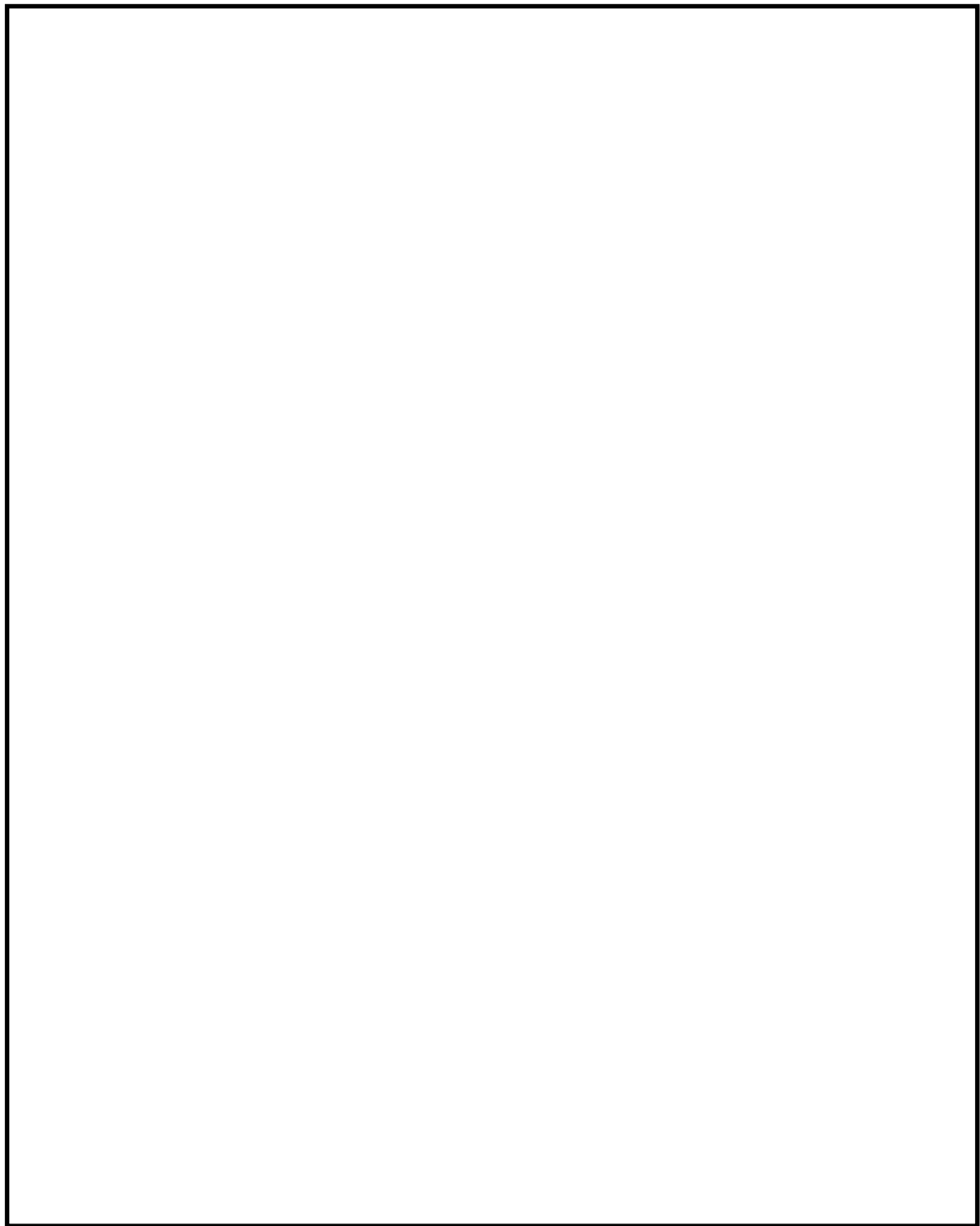
第 8.3.5 図 遮蔽設計区分図（2 階）

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第 8.3.6 図 遮蔽設計区分図（3 階）

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第 8.3.7 図 遮蔽設計区分図（雑固体処理建屋）

 は，商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

9. 原子炉格納施設

9.1 原子炉格納施設

9.1.2 重大事故等時

9.1.2.1 概 要

原子炉格納容器は、重大事故時において設計圧力、設計温度を超えることが想定されるが、その機能が損なわれることのないよう、原子炉格納容器限界圧力、限界温度までに至らない設計とする。

9.1.2.2 設計方針

9.1.2.2.1 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。

原子炉格納容器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。

9.1.2.2.2 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。

原子炉格納容器は、重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。

原子炉格納容器は、淡水だけでなく海水も使用するため、海水影響を考慮した設計とする。

9.1.2.3 主要設備の仕様

原子炉格納施設（重大事故等時）の主要設備の仕様を第 9.1.2 表に示す。

9.1.2.4 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」に示す。

原子炉格納容器は、外観の確認が可能な設計とする。また、漏えいの確認が可能な設計とする。

9.3 アニュラス空気浄化設備⁽⁴⁾⁽⁵⁾⁽⁶⁾⁽⁷⁾⁽⁸⁾

9.3.2 設計方針

- (1) 1次冷却材喪失事故時に、短期間では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アニュラス部の負圧を1.5分以内に達成できる設計とする。

また、長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の故障を仮定しても、当該設備に要求される格納容器内又は放射性物質が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を達成できる設計とする。

なお、単一設計とする格納容器排気筒手前のダクトの一部については、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。

- (2) アニュラス空気浄化フィルタユニットによるよう素除去効率は、95%以上となる設計とする。

9.4 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

9.4.1 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。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、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

- (1) 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度低下

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、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の設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

1 次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、格納容器換気空調設備のうち格納容器再循環装置の A，B 格納容器再循環ユニット，原子炉補機冷却水設備の A，B 原子炉補機冷却水ポンプ，A，B 原子炉補機冷却水冷却器，原子炉補機冷却水サージタンク及び窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用），原子炉補機冷却海水設備の A，B 原子炉補機冷

却海水ポンプ並びに可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））を使用する。

A，B原子炉補機冷却海水ポンプを用いてA，B原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに，原子炉補機冷却水の沸騰防止のため，原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し，A，B原子炉補機冷却水ポンプによりA，B格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。A，B格納容器再循環ユニットは，重大事故等時において格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また，可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））は，A，B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け，冷却水温度を監視することにより，A，B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ A，B格納容器再循環ユニット
- ・ A，B原子炉補機冷却水ポンプ
- ・ A，B原子炉補機冷却水冷却器
- ・ 原子炉補機冷却水サージタンク
- ・ 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）
- ・ A，B原子炉補機冷却海水ポンプ
- ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））

原子炉補機冷却海水設備を構成するA，B海水ストレーナは，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。その他，重大事故等時に使

用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」に記載する。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））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。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口、貯留堰、原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては、「10.9 非常用取水設備」に記載する。

1 次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、常設低圧代替注水ポンプ、原子炉格納容器スプレイ設備の燃料取替用水タンク及び2次系補給水設備の復水タンクを使用する。

燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイできる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設低圧代替注水ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

- ・ 重大事故等対処用専用電源盤（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電機，重大事故等対処用専用電源盤については，「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は，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。その他，重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては，ディーゼル発電機があり，多様性，位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが，詳細については，「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については，「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。

1 次冷却材喪失事象時において，格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として，余熱除去設備の余熱除去ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプは，格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 余熱除去ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク

原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は，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。その他，重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては，ディーゼル発電機があり，

多様性，位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが，詳細については，「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については，「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として，常設低圧代替注水ポンプ，原子炉格納容器スプレイ設備の燃料取替用水タンク及び2次系補給水設備の復水タンクを使用する。

燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプは，格納容器スプレイ系統を介して，原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは，代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 常設低圧代替注水ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）
- ・ 重大事故等対処用専用電源盤（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電機及び重大事故等対処用専用電源盤については，「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については，「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は，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。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、可搬型代替注水大型ポンプ、燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）、タンクローリ、格納容器換気空調設備のうち格納容器再循環装置のA、B格納容器再循環ユニット及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））を使用する。

海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、A、B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））は、A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの燃料は、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・A、B格納容器再循環ユニット
- ・可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））

原子炉補機冷却海水設備を構成する A, B 海水ストレーナ並びに原子炉補機冷却水設備を構成する A 原子炉補機冷却水冷却器は、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。燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては、「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））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。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口、原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては、「10.9 非常用取水設備」に記載する。

(2) 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度低下

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の設備として、以下の重大事故等対処設備（格納容器スプレー及び格納容器スプレー再循環）を設ける。

格納容器スプレーポンプ及び燃料取替用水タンクによる原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（格納容器スプレー）として、原子炉格納容器スプレー設備の格納容器スプレーポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレーポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレーヘッダのスプレーノズルより原子炉格納容器内へスプレーできる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 格納容器スプレーポンプ

- ・燃料取替用水タンク

原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は、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。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクによる原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ再循環）として、原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用する。

格納容器再循環サンプを水源とする格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ冷却器を介して原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッドのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・格納容器スプレイポンプ
- ・格納容器スプレイ冷却器
- ・格納容器再循環サンプ
- ・格納容器再循環サンプスクリーン

原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設

9.1.2 重大事故等時」に記載する。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」に記載する。

- (3) 炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質濃度の低下

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、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の設備として、以下の重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

1 次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、格納容器換気空調設備のうち格納容器再循環装置のA、B格納容器再循環ユニット、原子炉補機冷却水設備のA、B原子炉補機冷却水ポンプ、A、B原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）、原子炉補機冷却海水設備のA、B原子炉補機冷却海水ポンプ並びに可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））を使用する。

A、B原子炉補機冷却海水ポンプを用いてA、B原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し、A、B原子炉補機冷却水ポンプによりA、B格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。A、

B 格納容器再循環ユニットは、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、格納容器内自然対流冷却とあわせて代替格納容器スプレイを行うことにより放射性物質濃度を低下できる設計とする。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））は、A，B 格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A，B 格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ A，B 格納容器再循環ユニット
- ・ A，B 原子炉補機冷却水ポンプ
- ・ A，B 原子炉補機冷却水冷却器
- ・ 原子炉補機冷却水サージタンク
- ・ 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）
- ・ A，B 原子炉補機冷却海水ポンプ
- ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））

原子炉補機冷却海水設備を構成する A，B 海水ストレーナは、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」に記載する。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））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。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載す

る。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口，貯留堰，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては，「10.9 非常用取水設備」に記載する。

1 次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し，炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として，常設低圧代替注水ポンプ，原子炉格納容器スプレイ設備の燃料取替用水タンク及び2次系補給水設備の復水タンクを使用する。

燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプは，格納容器スプレイ系統を介して，原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは，ディーゼル発電機に加えて，代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を經由して給電できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 常設低圧代替注水ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）
- ・ 重大事故等対処用専用電源盤（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電機及び重大事故等対処用専用電源盤については，「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は，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。その他，重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備と

しては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。

1 次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、余熱除去設備の余熱除去ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした余熱除去ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・余熱除去ポンプ
- ・燃料取替用水タンク

原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が

発生した場合を想定した重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、常設低圧代替注水ポンプ、原子炉格納容器スプレイ設備の燃料取替用水タンク及び2次系補給水設備の復水タンクを使用する。

燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設低圧代替注水ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）
- ・ 重大事故等対処用専用電源盤（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電機及び重大事故等対処用専用電源盤については、「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は、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。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、可搬型代替注水大型ポンプ、燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）、タンクローリ、格納容器換気空調設備のうち格納容器再循環装置のA、B格納容器再循環ユニット並びに可搬型温度計測装置

（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））を使用する。

海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B海水ストレーナのドレンライン及び原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、A、B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、格納容器内自然対流冷却とあわせて代替格納容器スプレーを行うことにより放射性物質濃度を低下できる設計とする。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））は、A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプの燃料は、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・A、B格納容器再循環ユニット
- ・可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））

原子炉補機冷却海水設備を構成するA、B海水ストレーナ並びに原子炉補機冷却水設備を構成するA原子炉補機冷却水冷却器は、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。燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては、「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））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。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口、原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては、「10.9 非常用取水設備」に記載する。

格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイは、炉心損傷防止目的と原子炉格納容器破損防止目的を兼用する設計とする。

9.4.2.1 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。

A，B 格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却は，格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクでの格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却に対して多様性を持った設計とする。

A，B 格納容器再循環ユニットは原子炉格納容器内に設置し，A，B 原子炉補機冷却水ポンプ，A，B 原子炉補機冷却水冷却器，原子炉補機冷却水サージタンク及び窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は，原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置し，A，B 原子炉補機冷却海水ポンプは屋内の燃料取替用水タンクと異なる区画に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水ポンプを使用した代替格納容器スプレイは，常設低圧代替注水ポンプを設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った

代替電源設備から給電することにより、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイに対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した格納容器スプレイに対して異なる水源を持つ設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置し、屋外の復水タンクと屋内の燃料取替用水タンクは壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用する可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼル駆動とすることで、ディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、接続口から地中の海水管カルバートまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に、複数箇所設置する設計とする。

常設低圧代替注水ポンプを使用した代替格納容器スプレイ配管は、水源から格納容器スプレイ配管との合流点までの系統について、格納容器スプレイポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

格納容器内自然対流冷却において使用する原子炉補機冷却水系統は、格納容器スプレイポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

これらの系統の独立性及び位置的分散によって、格納容器スプレイポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

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。

9.4.2.2 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。

格納容器内自然対流冷却に使用する A，B 格納容器再循環ユニット，A，B 原子炉補機冷却水ポンプ，A，B 原子炉補機冷却水冷却器，原子炉補機冷却水サージタンク，A，B 原子炉補機冷却海水ポンプ及び A，B 海水ストレーナは，弁操作等によって，通常時の系統構成から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。

格納容器内自然対流冷却に使用する窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）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で，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用する可搬型代替注水大型ポンプは，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並びに車輪止めによって固定をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，可搬型代替注水大型ポンプより供給される海水を含む系統と含まない系統を区分するため，通常運転時には原子炉補機冷却水系統と原子炉補機冷却海水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。

代替格納容器スプレイに使用する常設低圧代替注水ポンプ，余熱除去ポンプ，燃料取替用水タンク及び復水タンクは，弁操作等によって，通常時の系統構成から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。また、放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には燃料取替用水タンクと復水タンクをディスタンスピースで分離する設計とする。

格納容器スプレイに使用する格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。

格納容器スプレイ再循環に使用する格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。

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。

格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により、原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合における格納容器内自然対流冷却として使用するA、B格納容器再循環ユニットは、重大事故等時に崩壊熱による原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇に対して、格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水又は海水を通水させることで、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても原子炉格納容器内の温度及び圧力を低下させることができる容量を有する設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により、原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合における格納容器内自然対流冷却として使用するA、B原子炉補機冷却水ポンプ、A、B原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及びA、B原子炉補機冷却海水ポンプは、設

計基準事故時の原子炉補機冷却水系統の機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の原子炉補機冷却水流量が、炉心崩壊熱により加圧及び加熱された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原子炉補機冷却水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は、格納容器内自然対流冷却を実施する際に、原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため原子炉補機冷却水サージタンク気相部を必要な圧力まで加圧できる容量を有するものを 1 セット 2 本使用する。保有数は、1 セット 2 本、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 セット 2 本を保有し、合計 4 本を保管する設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合における代替格納容器スプレイとして使用する常設低圧代替注水ポンプは、炉心崩壊熱により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に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により、原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合における代替格納容器スプレイとして使用する燃料取替用水タンク及び復水タンクは、原子炉格納容器への注水量に対し、海水を補給するまでの間、十分な容量を有する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、格納容器内自然対流冷却として使用し、1 セット 1 台使用する。保有数は、2 セット 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 台を保管する設計とする。

炉心の著しい損傷を防止及び原子炉格納容器の破損を防止するための格納容器スプレイ注水及び格納容器スプレイ再循環として使用する格納容器スプ

レイポンプは、設計基準事故時の格納容器スプレイ注水機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のスプレイ流量が、炉心崩壊熱による炉心の著しい損傷を防止及び原子炉格納容器の損傷を防止するために必要なスプレイ流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

格納容器スプレイ注水として使用する燃料取替用水タンクは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のタンク容量が、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要なタンク容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器内自然対流冷却として使用するA、B格納容器再循環ユニット、A、B原子炉補機冷却水ポンプ、A、B原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、A、B原子炉補機冷却海水ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水又は海水を通水させることで、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても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容量を有する設計とする。また、代替格納容器スプレイとして使用する常設低圧代替注水ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクは、炉心の著しい損傷が発生した場合の圧力及び温度を低下させるために必要なスプレイ流量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。さらに、格納容器内自然対流冷却と代替格納容器スプレイの両方の機能により、原子炉格納容器内の放射性物質の濃度を低下させることができる容量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。

A，B 格納容器再循環ユニットは，重大事故等時における使用条件及び原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

A，B 原子炉補機冷却水ポンプ及び格納容器スプレイポンプは，重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

A，B 原子炉補機冷却水冷却器は，重大事故等時における使用条件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

原子炉補機冷却水サージタンク及び格納容器スプレイ冷却器は，重大事故等時における原子炉補助建屋又は原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は，原子炉補助建屋内に保管及び設置するため，重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

A，B 原子炉補機冷却海水ポンプは，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。操作は中央制御室から可能な設計とする。

A，B 海水ストレーナは，重大事故等時における使用条件及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

A，B 原子炉補機冷却水冷却器，A，B 原子炉補機冷却海水ポンプ及び A，B 海水ストレーナは，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。

常設低圧代替注水ポンプは，重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計及び設置場所と異なる区画から可能な設計とする。

燃料取替用水タンク及び復水タンクは，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。

可搬型代替注水大型ポンプは、可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管し、屋外に設置するため、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。操作は設置場所で可能な設計とする。また、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。

格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、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、再循環運転時における保温材等のデブリの影響及び海水注入を行った場合の影響を考慮し、閉塞しない設計とする。

A，B格納容器再循環ユニット，常設低圧代替注水ポンプ，燃料取替用水タンク及び復水タンクは，淡水だけでなく海水も使用するため，海水影響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」に示す。

A，B格納容器再循環ユニット，A，B原子炉補機冷却水ポンプ及びA，B原子炉補機冷却海水ポンプを使用した格納容器内自然対流冷却を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。A，B原子炉補機冷却水ポンプ及びA，B原子炉補機冷却海水ポンプは，中央制御室での操作が可能な設計とする。

窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を使用した原子炉補機冷却水サージタンクへの窒素加圧を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）の出口配管と窒素ガス供給配

管の接続は、簡便な接続規格による接続とし、確実に接続できる設計とする。窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）の接続口は、ポンベ取付継手による接続とし、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用、原子炉補機冷却水サージタンク用、可搬型格納容器水素濃度計測装置用、アニュラス空気浄化ファン弁用及び中央制御室換気系ダンパ用）の取付継手は同一形状とする。また、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）の接続口は、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により窒素ポンベの交換が可能な設計とする。

常設低圧代替注水ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した代替格納容器スプレイを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また、切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、中央制御室での操作又は現場の操作スイッチによる操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ及びA、B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また、切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、車両により移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプとA、B海水ストレーナのドレンライン及び原子炉補機冷却海水供給配管との接続口については、ボルト締めフランジ接続により一般的に使用される工具を用いて可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び格納容器再循環サンプを使用した格納容器再循環スプレイを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。格納容器スプレイポンプは、中央制御室での操作が可能な設計とする。

9.4.3 主要設備の仕様

原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要設備の仕様を第 9.4.1 表及び第 9.4.2 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」に示す。

格納容器内自然対流冷却に使用する系統（A，B 格納容器再循環ユニット，A，B 原子炉補機冷却水ポンプ，A，B 原子炉補機冷却水冷却器，原子炉補機冷却水サージタンク，A，B 原子炉補機冷却海水ポンプ及び A，B 海水ストレーナ）は、独立して機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。試験系統に含まれない配管については、悪影響防止のため、海水を含む原子炉補機冷却海水系統と、海水を含まない原子炉補機冷却水系統とを個別に通水確認及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

A，B 格納容器再循環ユニットは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。

A，B 原子炉補機冷却水ポンプ及び A，B 原子炉補機冷却海水ポンプは、分解が可能な設計とする。

A，B 原子炉補機冷却水冷却器及び原子炉補機冷却水サージタンクは、内

部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

A, B 原子炉補機冷却水冷却器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

A, B 海水ストレーナは、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、ボンネットを取り外すことができる設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用する窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ラインへ窒素供給することにより機能・性能の確認が可能な設計とする。ポンベは規定圧力が確認できる設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用する系統（可搬型代替注水大型ポンプ）は、試験系統により独立して機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、分解が可能な設計とする。さらに、車両により移動可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイに使用する系統（常設低圧代替注水ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンク）は、運転中に試験系統を用いて独立して機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。試験系統に含まれない配管については、悪影響防止のため、放射性物質を含む系統と、含まない系統とを個別に通水確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、復水タンク及び燃料取替用水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは、分解が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイに使用する系統（格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器）は、多重性のある試験系統により独立して機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。また、格納容器スプレイポンプ

は、分解が可能な設計とする。

格納容器スプレイ冷却器は、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。

格納容器スプレイ再循環に使用する格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、外観の確認が可能な設計とする。

9.5 原子炉格納容器の過圧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系統概要図を第 9.5.1 図から第 9.5.6 図に示す。

9.5.2 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、炉心の著しい損傷が発生した場合に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以下の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

重大事故等対処設備（格納容器スプレイ）として、原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 格納容器スプレイポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク

原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、

位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。

重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、格納容器換気空調設備のうち格納容器再循環装置のA，B格納容器再循環ユニット，原子炉補機冷却水設備のA，B原子炉補機冷却水ポンプ，A，B原子炉補機冷却水冷却器，原子炉補機冷却水サージタンク及び窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用），原子炉補機冷却海水設備のA，B原子炉補機冷却海水ポンプ並びに可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））を使用する。

A，B原子炉補機冷却海水ポンプを用いてA，B原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに，原子炉補機冷却水の沸騰防止のため，原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し，A，B原子炉補機冷却水ポンプによりA，B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。A，B格納容器再循環ユニットは，重大事故等時において格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また，可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））は，A，B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け，冷却水温度を監視することにより，A，B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ A，B格納容器再循環ユニット
- ・ A，B原子炉補機冷却水ポンプ
- ・ A，B原子炉補機冷却水冷却器

- ・原子炉補機冷却水サージタンク
- ・窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）
- ・A，B原子炉補機冷却海水ポンプ
- ・可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））

原子炉補機冷却海水設備を構成するA，B海水ストレーナは，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。その他，重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては，ディーゼル発電機があり，多様性，位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが，詳細については，「10.2 代替電源設備」に記載する。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））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。原子炉格納施設の原子炉格納容器については，「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口，貯留堰，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては，「10.9 非常用取水設備」に記載する。

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として，常設低圧代替注水ポンプ，原子炉格納容器スプレイ設備の燃料取替用水タンク及び2次系補給水設備の復水タンクを使用する。

燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプは，格納容器スプレイ系統を介して，原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは，ディーゼル発電機に加えて，全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても，代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計

とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設低圧代替注水ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）
- ・ 重大事故等対処専用電源盤（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電機及び重大事故等対処用専用電源盤については、「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、余熱除去設備の余熱除去ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 余熱除去ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク

原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、格納容器換気空調設備のうち格納容器再循環装置のA、B格納容器再循環ユニット、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））、燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリを使用する。

海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、A、B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））は、A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプの燃料は、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ A, B 格納容器再循環ユニット
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・ タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）

原子炉補機冷却海水設備を構成する A, B 海水ストレーナ, 原子炉補機冷却水設備を構成する A 原子炉補機冷却水冷却器は, 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。燃料油貯蔵タンク（北側）, 燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては, 「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））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。原子炉格納施設の原子炉格納容器については, 「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口, 原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては, 「10.9 非常用取水設備」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。

余熱除去ポンプを使用した代替格納容器スプレイは, 余熱除去設備の余熱除去ポンプにより格納容器スプレイできることで, 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイに対して多重性を持つ設計とする。

余熱除去ポンプは原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置し、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用した格納容器内自然対流冷却は、可搬型代替注水大型ポンプをディーゼル駆動とすることで、A、B原子炉補機冷却海水ポンプ及びA、B原子炉補機冷却水ポンプを使用した格納容器内自然対流冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは屋外のA、B原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補助建屋内のA、B原子炉補機冷却水ポンプに対し、屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

代替格納容器スプレイ時において常設低圧代替注水ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。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。

可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、接続口から地中の海水管カルバートまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に、複数箇所設置する設計とする。

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。

格納容器スプレイに使用する格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。

格納容器内自然対流冷却に使用する A，B 格納容器再循環ユニット，A，B 原子炉補機冷却水ポンプ，A，B 原子炉補機冷却水冷却器，原子炉補機冷却水サージタンク，A，B 原子炉補機冷却海水ポンプ及び A，B 海水ストレーナは，弁操作等によって，通常時の系統構成から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。

格納容器内自然対流冷却に使用する窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）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で，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用する可搬型代替注水大型ポンプは，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並びに車輪止めによって固定をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，海水を含む系統と含まない系統を区分するため，通常運転時には原子炉補機冷却水系統と原子炉補機冷却海水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。

代替格納容器スプレイに使用する余熱除去ポンプ，常設低圧代替注水ポンプ，燃料取替用水タンク及び復水タンクは，弁操作等によって，通常時の系統構成から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。また，放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため，通常運転時には燃料取替用水タンクと復水タンクをディスタンスピースで分離する設計とする。

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。

炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器の破損を防止す

るために格納容器スプレイ注水として使用する格納容器スプレイポンプは、設計基準事故時の原子炉格納容器の冷却による減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のスプレイ流量が、炉心の著しい損傷が発生した場合の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スプレイ流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器の破損を防止するために格納容器スプレイ注水として使用する燃料取替用水タンクは、設計基準事故時の原子炉格納容器の冷却による減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のタンク容量が、炉心の著しい損傷が発生した場合の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タンク容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

代替格納容器スプレイとして使用する余熱除去ポンプは、設計基準事故時の代替格納容器スプレイ機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のスプレイ流量が、炉心の著しい損傷が発生した場合の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スプレイ流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

代替格納容器スプレイとして使用する燃料取替用水タンク及び復水タンクは、原子炉格納容器への注水量に対し、海水を補給するまでの間、十分な容量を有する設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器の破損を防止するために格納容器内自然対流冷却として使用するA、B格納容器再循環ユニットは、格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水又は海水を通水させることで、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても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容量を有する設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器の破損を防止するために格納容器内自然対流冷却として使用する A，B 原子炉補機冷却水ポンプ，A，B 原子炉補機冷却水冷却器，原子炉補機冷却水サージタンク及び A，B 原子炉補機冷却海水ポンプは，設計基準事故時の原子炉補機冷却水系統の機能と兼用しており，設計基準事故時の原子炉補機冷却水流量が，炉心の著しい損傷が発生した場合の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原子炉補機冷却水流量に対して十分であることを確認しているため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は，格納容器内自然対流冷却を実施する際に，原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため原子炉補機冷却水サージタンク気相部を必要な圧力まで加圧できる容量を有するものを 1 セット 2 本使用する。保有数は，1 セット 2 本，保守点検中でも使用可能であるため，保守点検用は考慮せずに，故障時のバックアップ用として 2 本を保有し，合計 4 本を保管する設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器の破損を防止するために代替格納容器スプレイとして使用する常設低圧代替注水ポンプは，炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるために必要なスプレイ流量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，格納容器内自然対流冷却として使用し，1 セット 1 台使用する。保有数は，2 セット 2 台，故障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。

余熱除去ポンプ，格納容器スプレイポンプ及びA，B原子炉補機冷却水ポンプは，重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

燃料取替用水タンク及び復水タンクは，重大事故等時における原子炉建屋内又は屋外の環境条件を考慮した設計とする。

格納容器スプレイ冷却器及び原子炉補機冷却水サージタンクは，重大事故等時における原子炉補助建屋又は原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

A，B格納容器再循環ユニットは，重大事故等時における使用条件及び原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

A，B原子炉補機冷却水冷却器は，重大事故等時における使用条件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は，原子炉補助建屋内に保管及び設置するため，重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

A，B原子炉補機冷却海水ポンプは，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。操作は中央制御室から可能な設計とする。

A，B海水ストレーナは，重大事故等時における使用条件及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

A，B原子炉補機冷却水冷却器，A，B原子炉補機冷却海水ポンプ及びA，B海水ストレーナは，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。

常設低圧代替注水ポンプは，重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計及び設置場

所と異なる区画から可能な設計とする。

格納容器スプレイポンプ，燃料取替用水タンク，格納容器スプレイ冷却器，A，B格納容器再循環ユニット，常設低圧代替注水ポンプ及び復水タンクは，淡水だけでなく海水も使用するため，海水影響を考慮した設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内で保管し，屋外に設置するため，重大事故等時における可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。また，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。

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」に示す。

格納容器スプレイを行う格納容器スプレイポンプは，中央制御室での操作が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイを行う余熱除去ポンプは，中央制御室での操作が可能な設計とする。

A，B格納容器再循環ユニット，A，B原子炉補機冷却水ポンプ及びA，B原子炉補機冷却海水ポンプを使用した格納容器内自然対流冷却を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。A，B原子炉補機冷却水ポンプ及びA，B原子炉補機冷却海水ポンプは，中央制御室での操作が可能な設計とする。窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を使用した原子炉補機冷却水サージタンクへの窒素加圧を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。窒素ポン

ベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）の出口配管と窒素ガス供給配管の接続は、簡便な接続規格による接続とし、確実に接続できる設計とする。窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）の接続口は、ポンベ取付継手による接続とし、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用，原子炉補機冷却水サージタンク用，可搬型格納容器水素濃度計測装置用，アニュラス空気浄化ファン弁用及び中央制御室換気系ダンパ用）の取付継手は同一形状とする。また、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）の接続口は、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により窒素ポンベの交換が可能な設計とする。

常設低圧代替注水ポンプ，燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した代替格納容器スプレイを行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また，切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については，一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。常設低圧代替注水ポンプは，中央制御室での操作又は現場の操作スイッチによる操作が可能な設計とする。

A，B 格納容器再循環ユニット及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した格納容器内自然対流冷却を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また，切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については，一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，車両により移動可能な設計とするとともに，車輪止めを搭載し，設置場所にて固定できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプと A，B 海水ストレーナのドレンライン及び原子炉補機冷却海水供給配管との接続口については，ボルト締めフランジ接続により一般的に使用される工具を用いて可搬型ホースを確実に接続できる設

計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

9.5.3 主要設備の仕様

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設備の仕様を第 9.5.1 表及び第 9.5.2 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」に示す。

格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイに使用する系統（格納容器スプレイポンプ、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、格納容器スプレイポンプ、余熱除去ポンプは、分解が可能な設計とする。

格納容器スプレイ冷却器は、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。

燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用する系統（A，B 格納容器再循環ユニット，A，B 原子炉補機冷却水ポンプ，A，B 原子炉補機冷却水冷却器，原子炉補機冷却水サージタンク，A，B 原子炉補機冷却海水ポンプ及び A，B 海水ストレーナ）は、独立して機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。試験系統に含まれない配管については、悪影響防止のため、海水を含む

原子炉補機冷却海水系統と、海水を含まない原子炉補機冷却水系統とを個別に通水確認及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

また、A、B格納容器再循環ユニットは、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。

A、B原子炉補機冷却水ポンプ及びA、B原子炉補機冷却海水ポンプは、分解が可能な設計とする。

A、B原子炉補機冷却水冷却器及び原子炉補機冷却水サージタンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

A、B海水ストレーナは、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、ボンネットを取り外すことができる設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用する窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ラインへ窒素供給することにより機能・性能の確認が可能な設計とする。ポンベは規定圧力が確認できる設計とする。

また、外観の確認が可能な設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用する系統（可搬型代替注水大型ポンプ）は、試験系統により独立して機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、可搬型代替注水大型ポンプは、分解が可能な設計とする。さらに、車両として運転状態の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイに使用する系統（常設低圧代替注水ポンプ及び復水タンク）は、運転中に試験系統を用いて独立して機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。試験系統に含まれない配管については、悪影響防止のため、放射性物質を含む系統と、含まない系統とを個別に通水確認及

び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、常設低圧代替注水ポンプは、分解が可能な設計とする。

復水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

9.6 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

9.6.1 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、溶融炉心が拡がり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

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原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するための設備として、以下の原子炉格納容器下部注水設備（格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

原子炉格納容器下部注水設備（格納容器スプレイ）として、原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイし、格納容器スプレイ水が格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、溶融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 格納容器スプレイポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク

原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。

原子炉格納容器下部注水設備（代替格納容器スプレイ）として、常設低圧代替注水ポンプ、原子炉格納容器スプレイ設備の燃料取替用水タンク及び2次系補給水設備の復水タンクを使用する。

燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイし、代替格納容器スプレイ水が格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設低圧代替注水ポンプ

- ・燃料取替用水タンク
- ・復水タンク
- ・空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）
- ・重大事故等対処用専用電源盤（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電機及び重大事故等対処用専用電源盤については、「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。

原子炉格納容器下部注水設備（代替格納容器スプレイ）として、余熱除去設備の余熱除去ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイし、代替格納容器スプレイ水が格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・余熱除去ポンプ
- ・燃料取替用水タンク

原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。

なお、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うち、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・防止するための設備として重大事故等対処設備（炉心注水及び代替炉心注水）を設ける。これらの設備は、「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」と同じであり、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。

9.6.2.1 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。

常設低圧代替注水ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水は、空冷式非常用発電機からの独立した電源供給ラインから給電することにより、格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水とは互いに多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは、原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプ及び余熱除去ポンプと異なる区画に設置し、屋外の復水タンクと屋内の燃料取替用水タンクは、壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

余熱除去ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水は、余熱除去設備の余熱除去ポンプにより格納容器スプレイできることで、格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部注水に対して多重性を持つ設計とする。

余熱除去ポンプは、原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置し、位置的分散を図る設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び余熱除去ポンプは、多重性を持ったディーゼル発電機から給電でき、系統として多重性を持つ設計とする。

原子炉格納容器下部注水において常設低圧代替注水ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。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。

常設低圧代替注水ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備と格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備は、系統の多様性及び位置的分散により、原子炉補助建屋内の常設低圧代替注水ポンプ出口配管と格納容器スプレイ配管及び余熱除去配管との合流点から原子炉格納容器内のスプレイヘッドまでの配管を除いて互いに独立性を持つ設計とする。

連通穴を含む格納容器スプレイノズルから原子炉下部キャビティへの流入経路は、原子炉格納容器内に様々な経路を設けることで、多重性を持った設計とする。

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。

格納容器スプレイに使用する格納容器スプレイポンプ，燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器は，弁操作等によって，通常時の系統構成から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。

代替格納容器スプレイに使用する余熱除去ポンプ，常設低圧代替注水ポンプ，燃料取替用水タンク及び復水タンクは，弁操作等によって，通常時の系統構成から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。代替炉心注水から代替格納容器スプレイへの切替えの際においても，他の設備に悪影響を及ぼさないよう系統構成が可能な設計とする。また，放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため，通常運転時には燃料取替用水タンクと復水タンクをディスタンスピースで分離する設計とする。

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。

炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するために使用する格納容器スプレイポンプは，設計基準事故時の格納容器スプレイ注水機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合は格納容器スプレイ流量が，炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器へスプレイすることで，格納容器最下階フロアから原子炉下部キャビティへの流入経路として設置している連通穴からスプレイ水が流入することにより，熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水で

きる容量に対して十分であることを確認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。

炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために代替格納容器スプレイとして使用する余熱除去ポンプは、設計基準事故時の代替格納容器スプレイと兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のスプレイ流量が、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器へスプレイすることで、格納容器最下階フロアから原子炉下部キャビティへの流入経路として設置している連通穴からスプレイ水が流入することにより、溶融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイとして使用する燃料取替用水タンク及び復水タンクは、原子炉格納容器への注水量に対し、海水を補給するまでの間、十分な容量を有する設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために代替格納容器スプレイとして使用する常設低圧代替注水ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において代替格納容器スプレイとして、原子炉格納容器の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に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。

また、代替炉心注水として炉心冷却に必要な注水流量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。

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。

余熱除去ポンプ及び格納容器スプレイポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

燃料取替用水タンク及び復水タンクは、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。

格納容器スプレイ冷却器は、重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計及び設置場所と異なる区画から可能な設計とする。

格納容器スプレイポンプ、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク、格納容器スプレイ冷却器、常設低圧代替注水ポンプ及び復水タンクは、淡水だけでなく海水も使用するため、海水影響を考慮した設計とする。

原子炉格納容器最下階から原子炉下部キャビティへ通じる連通穴は、重大事故等時における溶融炉心の堆積及び保温材等のデブリの影響を考慮し、閉塞しない設計とする。

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」に示す。

原子炉格納容器下部注水設備として、格納容器スプレイを行う格納容器スプレイポンプ及び代替格納容器スプレイを行う余熱除去ポンプは、中央制御室での操作が可能な設計とする。

常設低圧代替注水ポンプ、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した代替格納容器スプレイを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計と

する。また、切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、中央制御室での操作又は現場の操作スイッチによる操作が可能な設計とする。

9.6.3 主要設備の仕様

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設備の仕様を第 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」に示す。

格納容器スプレイに使用する系統（格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器）は、多重性のある試験系統により独立して機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

代替格納容器スプレイに使用する系統（余熱除去ポンプ）は、多重性のある試験系統により独立して機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び余熱除去ポンプは、分解が可能な設計とする。格納容器スプレイ冷却器は、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。

格納容器スプレイに使用する系統（常設低圧代替注水ポンプ及び復水タンク）は、運転中に試験系統を用いて独立して機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。試験系統に含まれない配管については、悪影響防止

のため、放射性物質を含む系統と、含まない系統とを個別に通水確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、常設低圧代替注水ポンプは、分解が可能な設計とする。

復水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

格納容器最下階フロアから原子炉下部キャビティへ通じる連通穴は、閉塞していないことが確認できる設計とする。

9.7 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

9.7.1 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爆発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系統概要図を第 9.7.1 図から第 9.7.3 図に示す。

9.7.2 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、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための設備として以下の水素濃度制御設備（水素濃度低減）を設ける。

水素濃度制御設備（水素濃度低減）として、静的触媒式水素再結合装置を使用し、動作状況確認のため静的触媒式水素再結合装置動作監視装置を使用する。また、代替電源設備として空冷式非常用発電機を使用する。

静的触媒式水素再結合装置は、ジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素を除去することにより、原子炉格納容器内の水素濃度を継続的に低減できる設計とする。静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、中央制御室にて静的触媒式水素再結合装置の動作状況を温度上昇により確認できる設計とする。静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 静的触媒式水素再結合装置
- ・ 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

- ・空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」に記載する。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。

水素濃度制御設備（水素濃度低減）として、電気式水素燃焼装置を使用し、動作状況確認のため電気式水素燃焼装置動作監視装置を使用する。また、代替電源設備として空冷式非常用発電機を使用する。

電気式水素燃焼装置は、炉心の著しい損傷に伴い事故初期に原子炉格納容器内に大量に放出される水素を計画的に燃焼させ、原子炉格納容器内の水素濃度ピークを制御できる設計とする。電気式水素燃焼装置動作監視装置は、中央制御室にて電気式水素燃焼装置の動作状況を温度上昇により確認できる設計とする。電気式水素燃焼装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・電気式水素燃焼装置
- ・電気式水素燃焼装置動作監視装置
- ・空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」に記載する。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉

格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」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が変動する可能性のある範囲で測定するための設備として以下の監視設備（水素濃度監視）を設ける。

監視設備（水素濃度監視）として、可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置、窒素ボンベ（可搬型格納容器水素濃度計測装置用）、可搬型代替注水大型ポンプ、燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリを使用する。また、代替電源設備として空冷式非常用発電機を使用する。

可搬型格納容器水素濃度計測装置及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は、格納容器雰囲気ガス試料採取設備に接続することで、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置にて供給された原子炉格納容器内の雰囲気ガスの水素濃度を可搬型格納容器水素濃度計測装置で測定し、中央制御室にて原子炉格納容器内の水素濃度を監視できる設計とする。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においては、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプを原子炉補機冷却水系に接続することで、サンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却水を供給できる設計とする。窒素ボンベ（可搬型格納容器水素濃度計測装置用）は、格納容器雰囲気ガス試料採取系統空気作動弁に窒素を供給できる設計とする。また、24 時間経過した後のサンプリングガスの冷却として、海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B 海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、補機冷却水系統

へ海水を直接供給できる設計とする。可搬型格納容器水素濃度計測装置，可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は，ディーゼル発電機に加えて，代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・可搬型格納容器水素濃度計測装置
- ・可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ
- ・可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置
- ・窒素ポンベ（可搬型格納容器水素濃度計測装置用）
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

原子炉補機冷却海水設備を構成するA，B海水ストレーナ並びに原子炉補機冷却水設備を構成するA原子炉補機冷却水冷却器は，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。燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては，「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。

その他，重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては，ディーゼル発電機があり，多様性，位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが，詳細については，「10.2 代替電源設備」に記載する。空冷式非常用発電機については，「10.2 代替電源設備」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口，原子炉補機冷却海水取水路及び海水

ポンプピットについては、「10.9 非常用取水設備」に記載する。その他、重大事故等時には格納容器雰囲気ガス試料採取設備を使用する。

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。

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置，電気式水素燃焼装置，電気式水素燃焼装置動作監視装置，可搬型格納容器水素濃度計測装置，可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は，ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。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。

9.7.2.2 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。

水素濃度低減に使用する静的触媒式水素再結合装置は，他の系統から独立した設計とする。また，重大事故等時の原子炉格納容器内における作動時の水素燃焼による温度上昇が他の重大事故等対処に重要となる設備に悪影響のない設計とする。静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は，静的触媒式水素再結合装置の水素処理性能へ悪影響を及ぼさない設計とするとともに，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

水素濃度低減に使用する電気式水素燃焼装置は，他の設備に悪影響を及ぼさないよう遮断器にて他の系統と分離が可能で，使用時に短絡及び地絡等による過電流が発生した場合でも安全系の電源系統に悪影響を及ぼさない設計

とする。また、重大事故等時の原子炉格納容器内における作動時の水素燃焼による温度上昇が他の重大事故等対処に重要となる設備に悪影響のない設計とする。電気式水素燃焼装置動作監視装置は、電気式水素燃焼装置の水素処理性能へ悪影響を及ぼさない設計とするとともに、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

水素濃度監視に使用する可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は、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並びに設置場所にて固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

水素濃度監視設備に使用する窒素ポンペ（可搬型格納容器水素濃度計測装置用）は、通常時に接続先の系統と分離すること、重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

水素濃度監視に使用する可搬型代替注水大型ポンプは、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並びに車輪止めによって固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプより供給される海水を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には原子炉補機冷却水系統と原子炉補機冷却海水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。

水素濃度監視に使用するA、B海水ストレーナ及びA原子炉補機冷却水冷却器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。

9.7.2.3 共用の禁止

共用しない設計とする。

9.7.2.4 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の水素濃度を低減するために使用する静的触媒式水素再結合装置は、原子炉格納容器内の水素の効率的な除去を考慮して原子炉格納容器内に分散させた配置とし、水素再結合反応開始の不確実さを考慮しても重大事故等時の原子炉格納容器内の水素濃度を低減できることを確認した容量を有する設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の水素濃度を低減するために使用する電気式水素燃焼装置は、炉心の著しい損傷に伴い事故初期に原子炉格納容器内に大量に放出される水素を計画的に燃焼させ、原子炉格納容器内の水素濃度ピークを抑制するため、水素放出の想定箇所に加えその隣接区画、水素の主要な通過経路及び上部ドーム部に配置し、重大事故等時の原子炉格納容器内の一層の水素濃度を低減できる設計とする。

静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置の動作状況確認のために使用する静的触媒式水素再結合装置動作監視装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置は、炉心損傷時の静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置の動作時に想定される温度範囲を計測できる設計とする。

可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は、原子炉施設の設計基準を超えた場合の、原子炉格納容器内の水素濃度を測定ができる計測範囲を有する設計とする。

可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプは、原子炉補機冷却水機能が

喪失した場合に、原子炉補機冷却水系統の保有水を格納容器雰囲気ガス試料採取設備に送水することでサンプリングガスを冷却し、計測可能な温度範囲に収めることができる容量を有する設計とし、原子炉補機冷却系はサンプリングガスを 24 時間以上冷却可能な保有水量を有する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、格納容器雰囲気ガス試料採取設備への海水が供給可能となった以降の冷却機能を担い、計測可能な温度範囲に収めることができる容量を有する設計とする。

可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は、採取後のサンプリングガスを原子炉格納容器内に戻すことができる吐出圧力を有する設計とする。

可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は、1 個使用する。保有数は 1 個、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。

窒素ボンベ（可搬型格納容器水素濃度計測装置用）は、弁全開に必要な圧力を設定圧力とし、配管容積分の加圧及び弁作動回数を考慮した容量に対して十分な容量を有したものととして 1 セット 1 本使用する。保有数は 1 セット 1 本、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 本の合計 2 本を保管する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、格納容器雰囲気ガス試料採取設備への海水が供給可能となった以降の冷却機能を担い、サンプリングガスを計測可能な温度範囲に収めることができる容量を有する設計とする。水素濃度監視に使用する可搬型代替注水大型ポンプは 1 セット 1 台使用する。保有数は 2 セット 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 台を保管する設計とする。

9.7.2.5 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。

静的触媒式水素再結合装置、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置は、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。

電気式水素燃焼装置は、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。操作は中央制御室から可能な設計とする。

可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は、原子炉補助建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における使用条件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

窒素ポンベ（可搬型格納容器水素濃度計測装置用）は、原子炉補助建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管し、屋外に設置するため、重大事故等時における可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。また、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。

A、B海水ストレーナは、重大事故等時における使用条件及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

A、B原子炉補機冷却水冷却器は、重大事故等時における使用条件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

A、B海水ストレーナ及びA原子炉補機冷却水冷却器は、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。

9.7.2.6 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」に示す。

電気式水素燃焼装置は、中央制御室での操作が可能な設計とする。

可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を使用した原子炉格納容器内の水素濃度の監視を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また、切替えに伴う接続作業は、簡便な接続方法による接続とし、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。

可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置の電源ケーブルの接続はコネクタ接続とし、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。可搬型格納容器水素濃度計測装置の計装ケーブルの接続はコネクタ接続とし、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。

可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は、現場の操作スイッチによる操作が可能な設計とし、可搬型格納容器水素濃度計測装置の指示値は、中央制御室にて確認できる設計とする。可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は、台車により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にて固定できる設計とする。

窒素ボンベ（可搬型格納容器水素濃度計測装置用）を使用した空気供給を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。窒素ボンベ（可搬型格納容器水素濃

度計測装置用)の出口配管と制御用空気供給配管の接続は、簡便な接続方法による接続とし、確実に接続できる設計とする。

また、窒素ポンベ（可搬型格納容器水素濃度計測装置用）の取付継手は、他の窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用，原子炉補機冷却水サージタンク用，アンユラス空気浄化ファン弁用及び中央制御室換気系ダンパ用）と同一形状とし、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに，必要により窒素ポンベの交換が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替補機冷却を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また，切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については，一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，車両により移動可能な設計とするとともに，車輪止めを搭載し，設置場所にて固定できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプとA，B海水ストレーナのドレンライン及び原子炉補機冷却海水供給配管との接続口については，ボルト締めフランジ接続により一般的に使用される工具を用いて可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

9.7.3 主要設備の仕様

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設備の仕様を第9.7.1表及び第9.7.2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」に示す。

水素濃度低減に使用する静的触媒式水素再結合装置は、触媒の外観の確認及び機能・性能の確認を行うため、触媒が取り出しできる設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、特性の確認が可能なように、模擬入力による校正ができる設計とする。

水素濃度低減に使用する電気式水素燃焼装置は、機能・性能の確認が可能なように、抵抗測定及び電圧を測定できる設計とする。

電気式水素燃焼装置動作監視装置は、特性の確認が可能なように、模擬入力による校正ができる設計とする。

水素濃度監視に使用する系統（可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置）は、試験系統での運転が可能なように、試験装置を配備及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置及び可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプは、分解が可能な設計とする。

水素濃度監視に使用する可搬型格納容器水素濃度計測装置は、特性の確認が可能なように、模擬入力による校正ができる設計とする。

水素濃度監視に使用する窒素ボンベ（可搬型格納容器水素濃度計測装置用）は、格納容器雰囲気ガス試料採取系統空気作動弁駆動用空気配管への窒素供給により、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。窒素ボンベは規定圧力及び外観の確認が可能な設計とする。

水素濃度監視に使用する系統（可搬型代替注水大型ポンプ）は、試験系統により独立して機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、分解が可能な設計とする。さらに、車両と

して運転状態の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

水素濃度監視に使用する系統（A，B海水ストレーナ及びA原子炉補機冷却水冷却器）は，独立して機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。試験系統に含まれない配管については，悪影響防止のため，海水を含む原子炉補機冷却海水系統と，海水を含まない原子炉補機冷却水系統を個別に通水確認及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

A，B海水ストレーナは，差圧確認が可能な系統設計とする。また，内部の確認が可能なように，ボンネットを取り外すことができる設計とする。

A原子炉補機冷却水冷却器は，内部の確認が可能なように，マンホールを設ける設計とする。また，伝熱管の非破壊検査が可能なように，試験装置を設置できる設計とする。

9.8 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

9.8.1 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屋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及び保管する。

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系統概要図を第 9.8.1 図から第 9.8.2 図に示す。

9.8.2 設計方針

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のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内に水素が発生した場合にアニュラスの水素濃度を低減することで水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する。

格納容器内自然対流冷却、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器の温度及び圧力低下機能と、静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置による水素濃度低減機能とあいまって、水素爆発を防止するとともに、貫通部からアニュラス内に漏えいし、アニュラス内で混合された可燃限界濃度未満の水素を含む空気の放射性物質を低減し、排出できる設備として以下の水素排出設備（アニュラスからの水素排出）を設ける。

水素排出設備（アニュラスからの水素排出）として、アニュラス空気浄化設備のアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット及び窒素ポンプ（アニュラス空気浄化ファン弁用）を使用する。また、代替電源設備として空冷式非常用発電機を使用する。

アニュラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニュラスへ漏えいする水素等を含む空気を吸入し、アニュラス空気浄化フィルタユニットを介して放射性物質を低減させたのち排出することでアニュラス内に水素が滞留しない設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、ディーゼル発電機に加えて、

代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。また、アニュラス空気浄化系弁は、窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）により代替空気を供給し、空冷式非常用発電機によりアニュラス空気浄化系弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・アニュラス空気浄化ファン
- ・アニュラス空気浄化フィルタユニット
- ・窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）
- ・空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」に記載する。換気設備を構成する排気筒は、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。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」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のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器からアニュラスに漏えいした水素濃度を測定するため、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設備として以下の監視設備（水素濃度監視）を設ける。

監視設備（水素濃度監視）として、アニュラス水素濃度を使用する。また、代替電源設備として空冷式非常用発電機を使用する。

アニュラス水素濃度は、アニュラス内の水素濃度を測定し、中央制御室で監視できる設計とする。アニュラス水素濃度は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

具体的なパラメータ及び設備は以下のとおりとする。

- ・アニュラス水素濃度
- ・空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」に記載する。空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」に記載する。アニュラス水素濃度については、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」に記載する。

9.8.2.1 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。

アニュラス空気浄化ファンは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

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。

9.8.2.2 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。

アニュラスからの水素排出に使用するアニュラス空気浄化ファン，アニュラス空気浄化フィルタユニット及び排気筒は，ダンパ操作等によって，通常時の系統構成から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。

アニュラスからの水素排出に使用する窒素ポンベ（アニュラス空気浄化フ

アン弁用)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で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.8.2.3 共用の禁止

共用はしない設計とする。

9.8.2.4 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内で発生した水素が、原子炉格納容器外に漏えいした場合において、水素を排出するために使用するアニュラス空気浄化ファン及びアニュラス空気浄化フィルタユニットは、原子炉格納容器外に漏えいした可燃限界濃度未満の水素を含む空気を排出させる機能に対して、設計基準事故対処設備としてのアニュラスの負圧達成能力及び負圧維持能力を使用することにより、アニュラス内の水素を屋外に排出することができするため、同仕様で設計するが、格納容器内自然対流冷却、格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の温度・圧力低下機能と、静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置による原子炉格納容器内の水素濃度低減機能とあいまって、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する容量を有する設計とする。

窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）は、供給先のアニュラス空気浄化ファン弁は空気作動式であるため、弁全開に必要な圧力を設定圧力とし、配管分の加圧、弁作動回数、減圧弁からのリークを考慮した容量に対して十分な容量を有したものを1セット1本使用する。保有数は、1セット1本、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本、合

計 2 本を保管する設計とする。

アニュラス水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合の、アニュラス部の水素濃度を測定できる計測範囲を有する設計とする。

9.8.2.5 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。

アニュラス空気浄化ファンは、重大事故等時における使用条件及び原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

アニュラス空気浄化フィルタユニットは、重大事故等時における使用条件及び原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）は、原子炉建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

排気筒は、重大事故等時における屋外及び原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

アニュラス水素濃度は、アニュラス内に設置するため、重大事故等時における使用条件及びアニュラス内の環境条件を考慮した設計とする。

9.8.2.6 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」に示す。

アニュラス空気浄化ファンを使用した水素排出を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）を使用したアニュラス空気浄化ファン弁への代替空気供給を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）の出口配管と制御用空気配管の接続は、簡便な接続方法による接続とし、確実に接続できる設計とする。窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）の接続口は、ポンベ取付継手による接続とし、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用、原子炉補機冷却水サージタンク用、可搬型格納容器水素濃度計測装置用、アニュラス空気浄化ファン弁用及び中央制御室換気系ダンパ用）の取付継手は同一形状とする。また、窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）の接続口は、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により窒素ポンベの交換が可能な設計とする。

9.8.3 主要設備の仕様

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の主要設備の仕様を第 9.8.1 表及び第 9.8.2 表に示す。

9.8.4 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」に示す。

アニュラスからの水素排出に使用する系統（アニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット）は、多重性のある試験系統により独立して機能・性能確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

アニュラス空気浄化フィルタユニットはフィルタ取り出しができる設計とし、排気筒は、外観の確認が可能な設計とする。

アニュラス空気浄化ファンは、分解が可能な設計とする。

アニュラス空気浄化フィルタユニットは、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。

アニュラスからの水素排出に使用する窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）は、アニュラス空気浄化ファン弁駆動用空気配管へ窒素供給することにより機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。ポンベは規定圧力及び外観の確認ができる設計とする。

水素濃度監視に使用するアニュラス水素濃度は、特性の確認が可能なように、模擬入力による校正ができる設計とする。

9.9 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

9.9.1 概 要

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット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。

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概要図を第 9.9.1 図から第 9.9.5 図に示す。

9.9.2 設計方針

工場等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使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合におけ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として以下の放水設備（大気への拡散抑制）を設ける。

放水設備（大気への拡散抑制）として、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲並びに燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリを使用する。

放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプと接続することにより、原子炉建屋へ放水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉建屋へ向けて放水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプの燃料は、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・放水砲

- ・燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）

燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては，「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては，「10.9 非常用取水設備」に記載する。

放水設備（大気への拡散抑制）として，可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダ並びに燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリを使用する。

海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプは，可搬型ホースにより使用済燃料ピットスプレイヘッダを介して使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。可搬型代替注水中型ポンプの燃料は，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ・使用済燃料ピットスプレイヘッダ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）

燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては，「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットについては，「4.1 燃料取扱及び貯蔵設備 4.1.2 重大事故等時」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使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備として以下の重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）を設ける。

重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）として、シルトフェンス（浦底湾側）は、汚染水が発電所から海洋に流出する２箇所（取水口付近及び１号炉放水口付近）に小型船舶により連結して設置できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・シルトフェンス（浦底湾側）
- ・小型船舶

工場等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使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水口側の海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備として以下の重大事故等対処設備（原子炉補機冷却海水系の隔離）を設ける。

重大事故等対処設備（原子炉補機冷却海水系の隔離）として、原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁は、汚染水が原子炉補機冷却海水系を通して放水口へ流出する可能性がある場合に原子炉補機冷却海水系を隔離することにより非常用放出ラインから汚染水を排出し取水口側のシルトフェンス（浦底湾側）により拡散を抑制できる設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁

重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」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のうち、原子炉格納容器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設備として以下の放水設備（航空機燃料火災への泡消火）を設ける。

放水設備（航空機燃料火災への泡消火）として、可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲、燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリを使用する。

放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプと接続し、泡消火薬剤と混合しながら原子炉格納容器周辺へ放水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプの燃料は、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・放水砲
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）

燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては、「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口、原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては、「10.9 非常用取水設備」に記載する。

9.9.2.1 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。

大気への拡散抑制及び航空機燃料火災への泡消火に使用する可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲は、他の設備から独立して一体で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大気への拡散抑制に使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダは、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。

可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲、可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダは、アウトリガ等によって固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

海洋への拡散抑制に使用するシルトフェンス（浦底湾側）及び小型船舶は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.9.2.2 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

可搬型代替注水大型ポンプは、放射性物質の拡散を抑制するため、又は航空機燃料火災に対応するため、放水砲による棒状放水により原子炉建屋の最高点である頂部に、又は霧状放水により広範囲において燃料取扱棟に放水できる十分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、故障時の待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する設計とする。

放水砲は、放射性物質の拡散を抑制するため、又は航空機燃料火災に対応するため、放水砲による棒状放水により原子炉格納容器の最高点である頂部に、又は霧状放水により広範囲において燃料取扱棟に放水できる容量を有す

るものを 1 セット 1 台使用する。保有数は、1 セット 1 台、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 台の合計 2 台を保管する設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至った場合において、使用済燃料ピット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、2 セット 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 2 台の合計 4 台を保管する設計とする。

使用済燃料ピットスプレーヘッダは、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至った場合において、使用済燃料ピット全面にスプレーすることで、できる限り環境への放射性物質の放出を低減することができるものを 1 セット 2 台使用する。保有数は、2 セット 4 台、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 台の合計 5 台を保管する設計とする。

シルトフェンス（浦底湾側）は、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に必要な幅に対して、シルトフェンス（浦底湾側）をつなげた場合に必要な約 440m の 1 組及び約 520m の 1 組の合計 2 組、約 20m の 1 組及び約 40m の 1 組の合計 2 組並びに各設置場所の故障時のバックアップ用としてそれぞれに予備約 20m を保管する設計とする。

小型船舶は、海洋への放射性物質の流出箇所にシルトフェンス（浦底湾側）を運搬、設置するために必要な隻数として、1 セット 1 隻、故障時のバックアップとして 1 隻の合計 2 隻（監視測定設備と兼用）を保管する設計とする。

9.9.2.3 環境条件等

基本方針として、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲、可搬型代替注水中型ポンプ及びシルトフェンス（浦底湾側）は、可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管し屋外に設置するため、重大事故等時における可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲は、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。可搬型代替注水大型ポンプは、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。

シルトフェンス（浦底湾側）は、海に設置するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁は、常時海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッダは、可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管し、燃料取扱棟内に設置するため、重大事故等時における可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内及び燃料取扱棟内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用する設備であるため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダは、水源として海を使用するため、海水影響を考慮した設計とする。可搬型代替注水中型ポンプは、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。

小型船舶は、可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内で保管及び屋外

で使用するため、重大事故等時における可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。また、海で使用するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

9.9.2.4 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」に示す。

可搬型代替注水大型ポンプは、車両により移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。

放水砲は、車両等により運搬、移動ができる設計とするとともに、放水砲は、設置場所にて固定できる設計とする。

シルトフェンス（浦底湾側）は、車両及び小型船舶により運搬が可能な設計とし、確実に設置できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプと放水砲の接続は、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。放水砲は、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

小型船舶は、容易に操縦ができ、車両等により運搬、移動ができる設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドは、車両等により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にてアウトリガの設置又は固縛等により固定できる設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイを行う場合に使用する、使用済燃料ピットスプレイヘッドと可搬型代替注水中型ポンプの接続は、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。使用済燃料ピットスプレイヘッドは、人力により運搬し、所定の場所に配置できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは、

付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁は、中央制御室で操作が可能な設計とする。

9.9.3 主要設備の仕様

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要設備の仕様を第 9.9.1 表及び第 9.9.2 表に示す。

9.9.4 試験検査

大気への拡散抑制及び航空機燃料火災への泡消火に使用する系統（可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲）は試験系統により独立して機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、可搬型代替注水大型ポンプは分解が可能な設計とする。さらに、車両により移動が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

放水砲は、外観の確認が可能な設計とする。

大気への拡散抑制に使用する系統（可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッド）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッドは、使用済燃料ピット全面へスプレイできることの確認が可能な系統設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは分解が可能な設計とする。さらに、可搬型代替注水中型ポンプは、車両により移動が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッドは、外観の確認が可能な設計とする。

海洋への拡散抑制に使用する小型船舶は、機能・性能の確認が可能な設計

とする。

原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁は，外観の確認が可能な設計とする。また，機能・性能の確認ができる設計とする。

シルトフェンス（浦底湾側）及び小型船舶は，外観の確認が可能な設計とする。

9.10 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

9.10.1 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となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，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となる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となる水の供給設備系統概要図を第 9.10.1 図から第 9.10.16 図に示す。

9.10.2 設計方針

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備のうち，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となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，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となる十分な量の水を供給するための設備として以下の重大事故等対処設備（海から中間受槽への供給，原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給，1次冷却系のフィードアンドブリード，海から復水タンクへの供給，燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替，燃料取替用水タンクから代替水源への水源切替，復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給，代替再循環，可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水，使用済燃料ピットへのスプレイ，原子炉建屋への放水，燃料取扱棟への放水）及び代替水源を設ける。

重大事故等において炉心注水の水源となる燃料取替用水タンクの枯渇又は破損に対する代替炉心注水の水源として中間受槽を使用する。

重大事故等対処設備（海から中間受槽への供給）として、中間受槽，可搬型代替注水中型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリを使用する。

中間受槽は，海を水源として水源からの移送ルートを確認する。海を水源とする可搬型代替注水中型ポンプにより，可搬型ホースを介して中間受槽へ水を供給できる設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは専用のディーゼル機関により駆動できる設計とし，燃料は，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）

燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては，「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては，「10.9 非常用取水設備」に記載する。

重大事故等により，蒸気発生器２次側への注水手段の水源となる復水タンクへの補給が不能となった場合の代替手段である重大事故等対処設備（原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給）として，海を水源とした原子炉補機冷却海水設備のA，B原子炉補機冷却海水ポンプを使用する。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・A，B原子炉補機冷却海水ポンプ

- ・電動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ

原子炉補機冷却海水設備を構成する A，B 海水ストレーナは，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。

その他，重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては，ディーゼル発電機があり，多様性，位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが，詳細については，「10.2 代替電源設備」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口，貯留堰，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては，「10.9 非常用取水設備」に記載する。

重大事故等により，蒸気発生器 2 次側への注水手段の水源となる復水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である 1 次冷却系のフィードアンドブリードの水源として，代替水源である非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・充てん／高圧注入ポンプ
- ・高圧注入ポンプ
- ・加圧器逃がし弁
- ・燃料取替用水タンク

非常用炉心冷却設備を構成するほう酸注入タンクは，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。その他，重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては，ディーゼル発電機があり，多様性，位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが，詳細については，「10.2

代替電源設備」に記載する。一次冷却材設備を構成する蒸気発生器，１次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器については，「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。

重大事故等により，蒸気発生器２次側への注水手段の水源となる復水タンクが枯渇した場合の重大事故等対処設備（海から復水タンクへの供給）として，可搬型代替注水中型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリを使用する。

海を水源とする可搬型代替注水中型ポンプにより，可搬型ホースを介して復水タンクへ水を供給できる設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは専用のディーゼル機関により駆動できる設計とし，燃料は，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）

燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては，「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては，「10.9 非常用取水設備」に記載する。

重大事故等により，炉心注水及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水及び代替格納容器スプレイの水源として，代替水源である２次系補給水設備の復水タンクを使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設低圧代替注水ポンプ
- ・ 復水タンク
- ・ 重大事故等対処用専用電源盤（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電機，重大事故等対処用専用電源盤については，「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は，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。その他，重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては，ディーゼル発電機があり，多様性，位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが，詳細については，「10.2 代替電源設備」に記載する。

重大事故等により，炉心注水の水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水の水源として，代替水源である中間受槽を使用する。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 可搬型低圧代替注水ポンプ
- ・ 中間受槽
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・ タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）

燃料油貯蔵タンク（北側）及びタンクローリについては，「（10.8 補機駆動用燃料設備）」に記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器については，「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。

重大事故等により，炉心注水及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇した場合の重大事故等対処設備（復水タンクから燃料取替

用水タンクへの供給)として、2次系補給水設備の復水タンクを使用する。

復水タンクは、復水タンクから燃料取替用水タンクへ水頭圧にて燃料取替用水タンクへ水頭圧にて供給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・復水タンク

余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により再循環機能が喪失した場合の代替再循環設備（代替再循環）として、原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ及び余熱除去設備の余熱除去冷却器並びに非常用炉心冷却設備の格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用する。

格納容器再循環サンプを水源とする格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイライン及び余熱除去冷却器を介して代替再循環できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・格納容器スプレイポンプ
- ・余熱除去冷却器
- ・格納容器再循環サンプ
- ・格納容器再循環サンプスクリーン

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」に記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に記載する。

1次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が

喪失した場合を想定した代替再循環設備（高圧代替再循環）として、非常用炉心冷却設備のB余熱除去ポンプ、B高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーン並びに可搬型代替注水大型ポンプ、燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリを使用する。海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源とするB余熱除去ポンプ及びB高圧注入ポンプは、代替補機冷却を用いることで高圧代替再循環でき、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。B余熱除去ポンプ及びB高圧注入ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプの燃料は、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備の有効吸込水頭を確保できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ B余熱除去ポンプ
- ・ B高圧注入ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・ タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・ 格納容器再循環サンプ
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン
- ・ 空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

非常用炉心冷却設備を構成する余熱除去冷却器，原子炉補機冷却海水設備を構成するA，B海水ストレーナ，並びに原子炉補機冷却水設備を構成するA原子炉補機冷却水冷却器は，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。燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては，「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。

空冷式非常用発電機については，「10.2 代替電源設備」に記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器については，「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては，「10.9 非常用取水設備」に記載する。

運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した代替再循環設備（低圧代替再循環）として，非常用炉心冷却設備のB余熱除去ポンプ，格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーン並びに可搬型代替注水大型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリを使用する。

海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，A，B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで，原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し，代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源とするB余熱除去ポンプは，代替補機冷却を用いることで低圧代替再循環でき，原子炉格納容器内の冷却とあわせて炉心を冷却できる設計とする。B余熱除去ポンプは，代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプの燃料は，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリー

ンは、非常用炉心冷却設備の有効吸込水頭を確保できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ B 余熱除去ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・ タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・ 格納容器再循環サンプ
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン
- ・ 空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

非常用炉心冷却設備を構成する B 余熱除去冷却器，原子炉補機冷却海水設備を構成する A，B 海水ストレーナ，並びに原子炉補機冷却水設備を構成する A 原子炉補機冷却水冷却器は，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。燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては，「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。

空冷式非常用発電機については，「10.2 代替電源設備」に記載する。一次冷却材設備の蒸気発生器，1 次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器については，「5.1 一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては，「10.9 非常用取水設備」に記載する。

使用済燃料ピットの冷却機能が喪失，使用済燃料ピットの注水機能が喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合の可搬型代替注水設備（可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水）として，海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ

は、可搬型ホースを介して使用済燃料ピットへ注水できる設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは専用のディーゼル機関により駆動できる設計とし、燃料は、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）

燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては、「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットについては、「4.1 燃料取扱及び貯蔵設備 4.1.2 重大事故等時」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口、原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては、「10.9 非常用取水設備」に記載する。

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に使用済燃料ピットへ十分な量の水を供給するための設備として、以下の可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）を設ける。

可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）として、可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッド並びに燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリを使用する。

海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプは、可搬型ホースにより使用済燃料ピットスプレイヘッドを介して使用済燃料ピットへスプレイを行う設計

とする。

可搬型代替注水中型ポンプは専用のディーゼル機関により駆動できる設計とし、燃料は、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ・使用済燃料ピットスプレイヘッダ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）

燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては，「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットについては，「4.1 燃料取扱及び貯蔵設備 4.1.2 重大事故等時」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては，「10.9 非常用取水設備」に記載する。

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備のうち，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合におけ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として，以下の放水設備（原子炉建屋への放水）を設ける。

放水設備（原子炉建屋への放水）として，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲並びに燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリを使用する。

放水砲は，可搬型ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプと接続することにより，原子炉建屋へ放水できる設計とする。可搬型代替注

水大型ポンプ及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉建屋へ向けて放水できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの燃料は、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・放水砲
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）

燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては、「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口、原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては、「10.9 非常用取水設備」に記載する。

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備のうち、使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合におけ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として、以下の放水設備（燃料取扱棟への放水）を設ける。

放水設備（燃料取扱棟への放水）として、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲並びに燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリを使用する。

放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプと接続することにより、燃料取扱棟に大量の水を放水することによって、一部の水が使用済燃料ピットに注水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプの燃料は、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）よ

りタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・放水砲
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）（10.8 補機駆動用燃料設備）
- ・タンクローリ（10.8 補機駆動用燃料設備）

燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリについては，「10.8 補機駆動用燃料設備」に記載する。非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットについては，「10.9 非常用取水設備」に記載する。

重大事故等時の代替淡水源としては，燃料取替用水タンクに対しては復水タンク，2次系純水タンク，原水タンク，ろ過水タンク，1次系純水タンク及びほう酸タンクを確保し，復水タンクに対しては燃料取替用水タンク，2次系純水タンク，原水タンク，ろ過水タンク及び脱気器タンクを確保する。また，海を水源として使用できる設計とする。

代替水源からの移送ルートを確保し，可搬型のホース及びポンプについては，屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管する。

9.10.2.1 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。

代替水源として1次冷却系のフィードアンドブリードに使用する燃料取替用水タンクは，蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する復水タンクに対して異なる系統の水源として設計する。

燃料取替用水タンクは、屋外の復水タンクと壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給に使用する原子炉補機冷却海水ポンプは、海を水源とすることで、蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する復水タンクに対して系統の異なる水源として設計する。

A，B原子炉補機冷却海水ポンプは、屋外の復水タンクと離れた位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

蒸気発生器２次側による炉心冷却は、補助給水ポンプへの給水源となる復水タンクの補給により行うが、可搬型代替注水中型ポンプを用いた復水タンクの補給は、その接続口を適切な離隔距離をもって複数箇所設置することができないことから、別の機能であるA，B原子炉補機冷却海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの海水の直接給水により行うため、復水タンクの補給のための接続口と復水タンクから原子炉建屋までの経路と、原子炉補機冷却海水ポンプと原子炉補機冷却海水ポンプから地中の海水管カルバートまでの経路は、適切な離隔距離を確保した上で独立した経路として設計する。

原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給に使用する原子炉補機冷却海水ポンプは、海を水源とすることで、蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する復水タンクに対して系統の異なる水源として設計する。

原子炉補機冷却海水ポンプは、屋外の復水タンクと離れた位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

代替水源として代替炉心注水及び代替格納容器スプレイに使用する復水タンクは、炉心注水及び格納容器スプレイに使用する燃料取替用水タンクに対して異なる系統の水源として設計する。

復水タンクは、原子炉建屋内の燃料取替用水タンクと壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

代替水源として代替炉心注水に使用する中間受槽は、海水を補給できることで、炉心注水及び格納容器スプレイに使用する燃料取替用水タンク並びに代替炉心注水及び代替格納容器スプレイに使用する復水タンクに対して異なる系統の水源として設計する。

中間受槽は、燃料取替用水タンク及び復水タンクと離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

格納容器スプレイポンプによる代替再循環は、原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプにより再循環できることで、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプによる再循環に対して多重性を持つ設計とする。

格納容器スプレイポンプは原子炉補助建屋の余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプと異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

代替再循環時においてB余熱除去ポンプ及びB高圧注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

また、可搬型代替注水大型ポンプを使用するB余熱除去ポンプ及びB高圧注入ポンプへの代替補機冷却は、可搬型代替注水大型ポンプをディーゼル駆動とすることで、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

B余熱除去ポンプ及びB高圧注入ポンプは原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の原子炉補機冷却海水ポンプと異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

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」に記載する。

可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、接続口から地中の海水管カルバートまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に、複数箇所設置する設計とする。

B余熱除去ポンプによる代替再循環は、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電し、可搬型代替注水大型ポンプを用いて原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給する代替補機冷却により、余熱除去ポンプによる再循環に対して多様性を持つ設計とする。

B余熱除去ポンプは原子炉補助建屋内のA余熱除去ポンプと異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

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」に記載する。

海から中間受槽への供給にて使用する中間受槽、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型ホースは、屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで位置的分散を図る設計とする。

海から復水タンクへの供給にて使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型ホースは、屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水にて使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型ホースは、屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで位置的分散を図る設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレーで使用する可搬型代替注水中型ポンプ、使用済燃料ピットスプレーヘッド及び可搬型ホースは、屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで位置的分散を図る設計とする。

原子炉建屋又は燃料取扱棟への放水にて使用する可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び可搬型ホースは、屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管することで位置的分散を図る設計とする。

9.10.2.2 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。

可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水の水源に使用する中間受槽への供給に使用する可搬型代替注水中型ポンプは、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で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

1次冷却系のフィードアンドブリードの水源に使用する燃料取替用水タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。

A、B原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給に使用するA、B原子炉補機冷却海水ポンプは、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。また、A、B原子炉補機冷却海水ポンプより供給される海水を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には原子炉補機冷却海水系統と補助給水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。

海から復水タンクへの供給に使用する可搬型代替注水中型ポンプは、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で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水及び代替格納容器スプレイの水源に使用する復水タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。また、放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には燃料取替用水タンクと復水タンクをディスタンスピースで分離する設計とする。

使用済燃料ピットへの注水に使用する可搬型代替注水中型ポンプは、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で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給に使用する復水タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。また、放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には燃料取替用水タンクと復水タンクをディスタンスピースで分離する設計とする。

代替再循環に使用する格納容器スプレイポンプ、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、B 高圧注入ポンプ、B 余熱除去冷却器、A、B 海水ストレーナ及び A、B 原子炉補機冷却水冷却器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から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。

代替再循環に使用する可搬型代替注水大型ポンプは、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で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプより供給される海水を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には原子炉補機冷却水系統と原子炉補機冷却海水

系統をディスタンスピースで分離する設計とする。

可搬型低圧代替注水ポンプに使用する中間受槽は、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で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイに使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダは、他の設備から独立して一体で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉建屋又は燃料取扱棟への放水に使用する可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲は、他の設備から独立して一体で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型低圧代替注水ポンプ、使用済燃料ピットスプレイヘッダ及び放水砲は、アウトリガの設置又は固縛等によって固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.10.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

中間受槽は、燃料取替用水タンクの枯渇又は破損に対する代替炉心注水の水源として使用する。中間受槽は、補給量と送水量のバランスにより満水状態で運用するが、中間受槽への補給が停止しても可搬型低圧代替注水ポンプ停止まで中間受槽が枯渇しない容量を有するものを1セット1個使用する。保有数は、2セット2個、保守点検は目視点検であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障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。

中間受槽へ送水する可搬型代替注水中型ポンプは、復水タンク枯渇に対する補給の水源、燃料取替用水タンクの枯渇又は破損に対する代替炉心注水の

水源として使用するため、十分な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、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台の合計4台を保管する設計とする。

移送ホースは、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、保守点検用のバックアップは考慮せず、故障時のバックアップを考慮した数量を保管する。

復水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である1次冷却系のフィードアンドブリードの水源として使用する燃料取替用水タンクは、復水タンクが枯渇又は破損した場合の代替淡水源として十分な容量を有する設計とする。

復水タンクへの補給が不能となった場合における蒸気発生器2次側による炉心冷却の水源として、海水を補助給水ポンプに直接供給する設備として使用するA、B原子炉補機冷却海水ポンプは、設計基準事故時の原子炉補機冷却海水系統と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、蒸気発生器2次側による炉心冷却に必要な補助給水流量に対し十分な容量を有することを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

可搬型代替注水中型ポンプは、復水タンクへ重大事故等時の収束に必要なとなる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、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台の合計4台を保管する設計とする。

移送ホースは、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、保守点検用のバックアップは考慮せず、故障時のバックアップを考慮した数量を保管する。

代替炉心注水及び代替格納容器スプレイの水源として使用する復水タンクは、燃料取替用水タンクに対し、海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障により再循環機能が喪失した場合における代替再循環として使用する格納容器スプレイポンプ及び余熱除去冷却器は、設計基準事故時の代替再循環と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の炉心注水流量が、炉心崩壊熱により加熱された 1 次冷却系を冷却するために必要な炉心注水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障により再循環機能が喪失した場合における代替再循環として使用する格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、設計基準事故時の水源として格納容器内に溜まった水を各ポンプへ供給する槽及びろ過装置としての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等の仕様が、再循環運転時の水源として必要な容量等の仕様に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

1 次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合における代替再循環設備として使用する B 余熱除去ポンプ及び B 高圧注入ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備として格納容器に溜まった水を 1 次冷却系に注水する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注水流量が、炉心崩壊熱により加熱された 1 次冷却系を冷却するために必要な注水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において代替補機冷却として使用し、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、2 セット 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 台保管する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、放射性物質の拡散を抑制するため放水砲に

よる棒状放水により原子炉建屋の最高点である頂部に、又は霧状放水により広範囲において燃料取扱棟に放水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、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台保管する設計とする。

移送ホースは、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、保守点検用のバックアップは考慮せず、故障時のバックアップを考慮した数量を保管する。

可搬型代替注水中型ポンプは、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至った場合において、使用済燃料ピット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、2セット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2台の合計4台を保管する設計とする。

使用済燃料ピットスプレーヘッダは、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至った場合において、使用済燃料ピット全面にスプレーすることで、できる限り環境への放射性物質の放出を低減することができるものを1セット2台使用する。保有数は、2セット4台、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台の合計5台を保管する設計とする。

放水砲は、放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による棒状放水により原子炉建屋の最高点である頂部に、又は霧状放水により広範囲において燃料取扱棟に放水できる十分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、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する設計とする。

9.10.2.4 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。

中間受槽は、可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管し、屋外に設置するため、重大事故等時における可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。また、操作が設置場所で可能となるように放射線量の低い場所を選定して設置する。

可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型低圧代替注水ポンプ及び放水砲は、可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管し、屋外に設置するため、重大事故等時における可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲は、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。

可搬型代替注水大型ポンプは、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。

燃料取替用水タンク及び復水タンクは、重大事故等時における原子炉建屋内又は屋外の環境条件を考慮した設計とする。

A、B原子炉補機冷却海水ポンプは、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。操作は中央制御室から可能な設計とする。

格納容器スプレイポンプ、B余熱除去ポンプ及びB高圧注入ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

余熱除去冷却器は、重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、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、再循環運転時における保温材等のデブリの影響及び海水注入を行った場合の影響を考慮し、閉塞しない設計とする。

燃料取替用水タンク、復水タンク、格納容器スプレイポンプ、B余熱除去ポンプ、B高圧注入ポンプ及び余熱除去冷却器は、淡水だけでなく海水も使用するため、海水影響を考慮した設計とする。

A、B海水ストレーナは、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。

A原子炉補機冷却水冷却器は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

A、B原子炉補機冷却海水ポンプ、A、B海水ストレーナ及びA原子炉補機冷却水冷却器は、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。

使用済燃料ピットスプレイヘッダは、可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管し、燃料取扱棟内に設置するため、重大事故等時における可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内及び燃料取扱棟内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用する設備であるため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

中間受槽、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型低圧代替注水ポンプは、水源として海を水源とするため、海水影響を考慮した設計とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッダ水源として海水から選択可能であるため、海水影響を考慮した設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは、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。

9.10.2.5 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」に示す。

中間受槽，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型低圧代替注水ポンプ，使用済燃料ピットスプレイヘッダ及び放水砲は，車両等により運搬，移動ができる設計とするとともに，設置場所にてアウトリガの設置又は固縛等により固定できる設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは，可搬型ホースにより中間受槽へ確実に水を供給できる設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは，付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

中間受槽は，一般的に使用される工具を用いて確実に組み立てられる設計とする。

A，B原子炉補機冷却海水ポンプを使用した，蒸気発生器2次側への注水手段として補助給水ポンプに海水を直接供給する系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また，切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については，一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。A，B原子炉補機冷却海水ポンプは，中央制御室での操作が可能な設計とする。

復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また，切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については，一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び格納容器再循環サンプを使用した代替再循環

運転を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。格納容器スプレイポンプは、中央制御室での操作が可能な設計とする。

代替補機冷却による B 余熱除去ポンプ、B 高圧注入ポンプ及び格納容器再循環サンプを使用した高圧代替再循環運転を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。代替補機冷却への切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。B 余熱除去ポンプ及び B 高圧注入ポンプは、中央制御室での操作が可能な設計とする。

代替補機冷却に使用する可搬型代替注水大型ポンプと A、B 海水ストレーナのドレンライン及び原子炉補機冷却海水供給配管との接続口については、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。

A、B 海水ストレーナのドレンライン及び原子炉補機冷却海水供給配管のフランジは、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイを行う場合に使用する、使用済燃料ピットスプレイヘッドと可搬型代替注水中型ポンプの接続は、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。使用済燃料ピットスプレイヘッドは、人力により運搬し、所定の場所に配置できる設計とする。可搬型代替注水中型ポンプは、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプと放水砲の接続は、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。放水砲は、複数の方向から原子炉建屋又は燃料取扱棟に向けて放水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは、付属の操作ス

イッチにより現場での操作が可能な設計とする。

9.10.3 主要設備の仕様

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備の主要設備の仕様を第 9.10.1 表及び第 9.10.2 表に示す。

9.10.4 試験検査

中間受槽は、他系統と独立した試験系統により機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

中間受槽は、組立て及び水張りが可能な設計とする。

1 次冷却系のフィードアンドブリードの水源に使用する系統（燃料取替用水タンク）は、機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給に使用する系統（A，B 原子炉補機冷却海水ポンプ）は、悪影響防止のため、独立して機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。試験系統に含まれない配管については、悪影響防止のため、海水を含む原子炉補機冷却海水系統と、海水を含まない補助給水系統とを個別に通水確認及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

また、A，B 原子炉補機冷却海水ポンプは分解が可能な設計とする。

また、可搬型代替注水中型ポンプは分解が可能な設計とする。

常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水及び代替格納容器スプレイの水源に使用する復水タンクは、漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、復水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設

計とする。

代替再循環に使用する系統（格納容器スプレイポンプ，B余熱除去ポンプ，B余熱除去冷却器，B高圧注入ポンプ，A原子炉補機冷却水冷却器及びA，B海水ストレーナ）は，格納容器再循環サンプを含まない循環ラインを用いた試験系統により機能・性能確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また，格納容器スプレイポンプ，B余熱除去ポンプ，余熱除去冷却器及びB高圧注入ポンプは，分解が可能な設計とする。

A原子炉補機冷却水冷却器は，内部の確認が可能なように，マンホールを設ける設計とする。また，伝熱管の非破壊検査が可能なように，試験装置を設置できる設計とする。

A，B海水ストレーナは，差圧確認が可能な系統設計とする。

また，内部の確認が可能なように，ボンネットを取り外すことができる設計とする。

格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは，外観の確認が可能な設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイに使用する系統（可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッド）は，独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッドは，使用済燃料ピット全面へスプレイできることの確認が可能な設計とする。

また，可搬型代替注水中型ポンプは分解が可能な設計とする。さらに，車両により運転状態の確認が可能な設計とする。また，外観の確認が可能な設計とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッドは，外観の確認が可能な設計とする。

原子炉建屋又は燃料取扱棟への放水に使用する可搬型代替注水大型ポンプ

及び放水砲は，独立した試験系統によりポンプの機能・性能，漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また，可搬型代替注水大型ポンプは分解が可能な設計とする。さらに，車両により運転状態の確認が可能な設計とする。また，外観の確認が可能な設計とする。

放水砲は，外観の確認が可能な設計とする。

第 9.1.2 表 原子炉格納施設（重大事故等時）の設備仕様

(1) 原子炉格納容器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納施設（通常運転時等）
- ・ 原子炉格納施設（重大事故等時）

型 式	上部半球円筒型 (プレストレストコンクリート造) (底部鉄筋コンクリート造)
最高使用圧力	0.392MPa[gage] 約 0.428MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	144℃ 約 145℃（重大事故等時における使用時の値）
材 料	
本 体	プレストレストコンクリート及び鉄筋コンクリート
ライナプレート	炭素鋼

第 9.4.1 表 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（常設）の設備仕様

(1) 格納容器再循環ユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器換気空調設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

型 式	原子炉補機冷却水冷却コイル内蔵型
個 数	2（格納容器内自然対流冷却時 A，B 号機使用）
伝 熱 容 量	約 0.73MW／個
最高使用圧力	
管 側	1.4MPa[gage]
最高使用温度	
管 側	144℃
	約 175℃（重大事故等時における使用時の値）

(2) 原子炉補機冷却水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却水設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

型 式	横置うず巻式
個 数	2（原子炉補機冷却系健全時の格納容器内自然対流冷却時 A，B 号機使用）
容 量	約 1,700m ³ ／h／個
揚 程	約 55m
最高使用圧力	1.4MPa[gage]
最高使用温度	95℃ 約 175℃（重大事故等時における使用時の値）
本 体 材 料	炭素鋼

(3) 原子炉補機冷却水冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却水設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置直管式
個 数	2（原子炉補機冷却系健全時の格納容器内自然対流冷却時A，B号機使用，原子炉補機冷却系機能喪失時の格納容器内自然対流冷却時A号機）
伝 熱 容 量	約 10.1MW／個
最高使用圧力	
管 側	0.7MPa[gage]
	約 1.4MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
胴 側	1.4MPa[gage]
最高使用温度	
管 側	50℃
胴 側	95℃
	約 175℃（重大事故等時における使用時

の値)

材	料	
管	側	アルミブラス
胴	側	炭素鋼

(4) 原子炉補機冷却水サージタンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却水設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

型	式	横置円筒型
個	数	1 (原子炉補機冷却系健全時の格納容器 内自然対流冷却時 A 号機使用)
容	量	約 4m ³
通常水容量		約 2m ³
最高使用圧力		0.34MPa [gage]
最高使用温度		95℃
材	料	炭素鋼

(5) 原子炉補機冷却海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却海水設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	たて置斜流型
個 数	2（原子炉補機冷却系健全時の格納容器内自然対流冷却時 A，B 号機使用）
容 量	約 3,400m ³ ／h／個
揚 程	約 32m
本 体 材 料	低合金鋳鉄

(6) 海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却海水設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

型 式	たて置円筒型
個 数	2（格納容器内自然対流冷却時 A，B 号機使用）
最高使用圧力	0.7MPa[gage] 約 1.4MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	50℃
本 体 材 料	炭素鋼

(7) 常設低圧代替注水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	横置うず巻式
個 数	1
容 量	約 130m ³ ／h
揚 程	約 150m
本 体 材 料	ステンレス鋼

(8) 燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 火災防護設備

型 式	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約 2,100 m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	2,500ppm 以上
材 料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	E. L. +8.3m
距 離	約 39m (炉心より)

(9) 復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 2 次系補給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約 1,200m ³
本 体 材 料	炭素鋼
設 置 高 さ	E. L. +7.3m
距 離	約 36m (炉心より)

(10) 格納容器スプレイポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶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
- ・ 火災防護設備

型 式	横置うず巻式
個 数	2
容 量	約 1,200m ³ ／h／個
揚 程	約 175m
最高使用圧力	2.7MPa[gage]
最高使用温度	150℃
本 体 材 料	炭素鋼

(11) 格納容器スプレイ冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備
- ・ 火災防護設備

型 式	たて置U字管式

個 数	2

伝 熱 容 量	約 27MW／個

最高使用圧力

管 側	2. 7MPa [gage]

胴 側	1. 4MPa [gage]

最高使用温度

管 側	150℃

胴 側	95℃

材 料

管 側	ステンレス鋼

胴 側	炭素鋼

(12) 格納容器再循環サンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	プール形
個	数	2
材	料	鉄筋コンクリート

(13) 格納容器再循環サンプスクリーン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	ディスク型
個 数	2
容 量	約 2,220m ³ ／h／個
最高使用温度	144℃ 約 145℃（重大事故等時における使用時の値）
材 料	ステンレス鋼

(14) 余熱除去ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 余熱除去設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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	横置うず巻式
個 数	2
容 量	約 1,020m ³ /h/個（代替格納容器スプレイ時）
揚 程	約 91m（代替格納容器スプレイ時）
最高使用圧力	4.5MPa[gage]
最高使用温度	200℃
本 体 材 料	炭素鋼

第 9.4.2 表 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（可搬型）の設備仕様

(1) 窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）

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
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

種 類	鋼製容器
個 数	2（予備 2）
容 量	約 7Nm ³ ／個
最高使用圧力	14.7MPa[gage]
供 給 圧 力	0.3MPa[gage]（減圧後圧力）

(2) 可搬型代替注水大型ポンプ（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	横置うず巻式
個	数	2（予備 1※1）
容	量	約 1,320m ³ ／h／個
揚	程	約 140m

※1 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水砲用）」と兼用

第 9.5.1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（常設）の設備
仕様

(1) 格納容器スプレイポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶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
- ・ 火災防護設備

型 式	横置うず巻式
個 数	2
容 量	約 1,200m ³ ／h／個
揚 程	約 175m
最高使用圧力	2.7MPa[gage]
最高使用温度	150℃
本 体 材 料	炭素鋼

(2) 余熱除去ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 余熱除去設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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	横置うず巻式
個 数	2
容 量	約 1,020m ³ ／h／個（代替格納容器スプレイ時）
揚 程	約 91m（代替格納容器スプレイ時）
最高使用圧力	4.5MPa[gage]
最高使用温度	200℃
本 体 材 料	炭素鋼

(3) 燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 火災防護設備

型 式	たて置円筒型
基 数	1
容 量	約 2, 100m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	約 2, 500ppm
材 料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	E. L. +8. 3m
距 離	約 39m (炉心より)

(4) 格納容器スプレイ冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶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
- ・ 火災防護設備

型	式	たて置U字管式

個	数	2

伝	熱	容	量	約 27MW／個

最高使用圧力

管	側	2. 7MPa [gage]

胴	側	1. 4MPa [gage]

最高使用温度

管	側	150℃

胴	側	95℃

材

料

管	側	ステンレス鋼

胴	側	炭素鋼

(5) 格納容器再循環ユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器換気空調設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

型 式	原子炉補機冷却水冷却コイル内蔵型
個 数	2（格納容器内自然対流冷却時 A，B 号機使用）
伝 熱 容 量	約 0.73MW／個
最高使用圧力	
管 側	1.4MPa [gage]
最高使用温度	
管 側	144℃
	約 175℃（重大事故等時における使用時の値）

(6) 原子炉補機冷却水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却水設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

型 式	横置うず巻式
個 数	2（原子炉補機冷却系健全時の格納容器 内自然対流冷却時 A， B 号機使用）
容 量	約 1,700m ³ ／h／個
揚 程	約 55m
最高使用圧力	1.4MPa[gage]
最高使用温度	95℃ 約 175℃（重大事故等時における使用時 の値）
本 体 材 料	炭素鋼

(7) 原子炉補機冷却水冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却水設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置直管式
個 数	2（原子炉補機冷却系健全時の格納容器内自然対流冷却時A，B号機使用，原子炉補機冷却系機能喪失時の格納容器内自然対流冷却時A号機使用）
伝 熱 容 量	約 10.1MW／個
最高使用圧力	
管 側	0.7MPa[gage]
	約 1.4MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
胴 側	1.4MPa[gage]
最高使用温度	
管 側	50℃
胴 側	95℃
	約 175℃（重大事故等時における使用時

の値)

材	料	
管	側	アルミブラス
胴	側	炭素鋼

(8) 原子炉補機冷却水サージタンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却水設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

型	式	横置円筒型
個	数	1 (原子炉補機冷却系健全時の格納容器 内自然対流冷却時 A 号機使用)
容	量	約 4m ³
通常水容量		約 2m ³
最高使用圧力		0. 34MPa [gage]
最高使用温度		95℃
材	料	炭素鋼

(9) 原子炉補機冷却海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却海水設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	たて置斜流型
個 数	2（原子炉補機冷却系健全時の格納容器内自然対流冷却時 A，B 号機使用）
容 量	約 3,400m ³ ／h／個
揚 程	約 32m
本 体 材 料	低合金鋳鉄

(10) 海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却海水設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	たて置円筒型
個 数	2（格納容器内自然対流冷却時 A，B 号機使用）
最高使用圧力	0.7MPa[gage] 約 1.4MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	50℃
本 体 材 料	炭素鋼

(11) 常設低圧代替注水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	横置うず巻式
個 数	1
容 量	約 130m ³ ／h
揚 程	約 150m
本 体 材 料	ステンレス鋼

(12) 復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 2 次系補給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約 1,200m ³
本 体 材 料	炭素鋼
設 置 高 さ	E. L. +7.3m
距 離	約 36m (炉心より)

第 9.5.2 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（可搬型）の設備仕様

(1) 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）

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
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

種 類	鋼製容器
個 数	2（予備 2）
容 量	約 7Nm ³ ／個
最高使用圧力	14.7MPa[gage]
供給圧力	0.3MPa[gage]（減圧後圧力）

(2) 可搬型代替注水大型ポンプ（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	横置うず巻式
個	数	2（予備 1※1）
容	量	約 1,320m ³ ／h／個
揚	程	約 140m

※1 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水砲用）」と兼用

第 9.6.1 表 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（常設）の
設備仕様

(1) 格納容器スプレイポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備
- ・ 火災防護設備

型 式	横置うず巻式
個 数	2
容 量	約 1,200m ³ ／h／個
揚 程	約 175m
最高使用圧力	2.7MPa[gage]
最高使用温度	150℃
本 体 材 料	炭素鋼

(2) 余熱除去ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 余熱除去設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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	横置うず巻式
個 数	2
容 量	約 1,020m ³ ／h／個（代替格納容器スプレイ時）
揚 程	約 91m（代替格納容器スプレイ時）
最高使用圧力	4.5MPa[gage]
最高使用温度	200℃
本 体 材 料	炭素鋼

(3) 燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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となる水の供給設備
- ・ 火災防護設備

型 式	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約 2,100m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	約 2,500ppm
材 料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	E. L. +8.3m
距 離	約 39m (炉心より)

(4) 格納容器スプレイ冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶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
- ・ 火災防護設備

型 式	たて置U字管式

個 数	2

伝 熱 容 量	約 27MW／個

最高使用圧力

管 側	2.7MPa[gage]

胴 側	1.4MPa[gage]

最高使用温度

管 側	150℃

胴 側	95℃

材 料

管 側	ステンレス鋼

胴 側	炭素鋼

(5) 常設低圧代替注水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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となる水の供給設備

型 式	横置うず巻式
個 数	1
容 量	約 130m ³ ／h
揚 程	約 150m
本 体 材 料	ステンレス鋼

(6) 復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 2 次系補給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約 1,200m ³
本 体 材 料	炭素鋼
設 置 高 さ	E. L. +7.3m
距 離	約 36m (炉心より)

第 9.7.1 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（常設）の設備仕様

(1) 静的触媒式水素再結合装置

再結合効率	約 1.2kg/h/個（水素濃度 4vol%, 圧力 0.15MPa [abs] 時）
個 数	5
本 体 材 料	ステンレス鋼

(2) 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

計 測 範 囲	0～800℃

(3) 電気式水素燃焼装置

方 式	ヒーティングコイル式
個 数	13（予備 1（ドーム部））
容 量	約 550W/個

(4) 電気式水素燃焼装置動作監視装置

計 測 範 囲	0～800℃

(5) 海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却海水設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

型 式	たて置円筒型
個 数	2（代替補機冷却時 A， B 号機使用）
最高使用圧力	0.7MPa[gage]
	約 1.4MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	50℃
本 体 材 料	炭素鋼

(6) 原子炉補機冷却水冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却水設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置直管式
個 数	1（代替補機冷却時 A 号機使用）
伝 熱 容 量	約 10.1MW
最高使用圧力	
管 側	0.7MPa[gage]
	約 1.4MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
胴 側	1.4MPa[gage]
最高使用温度	
管 側	50℃
胴 側	95℃
	約 175℃（重大事故等時における使用時の値）
材 料	
管 側	アルミブラス

胴 側 炭素鋼

第 9.7.2 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（可搬型）の設備仕様

(1) 可搬型格納容器水素濃度計測装置

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
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	1（予備 1）
計 測 範 囲	0～20vol%

(2) 可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ

個 数	1（予備 1）
容 量	約 1m ³ /h

(3) 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置

個 数	1（予備 1）
容 量	約 0.6Nm ³ /min
吐 出 圧 力	約 0.8MPa[gage]

(4) 窒素ボンベ（可搬型格納容器水素濃度計測装置用）

種 類	鋼製容器
個 数	1（予備 1）
容 量	約 7Nm ³

(5) 可搬型代替注水大型ポンプ（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	横置うず巻式
個	数	2（予備 1※1）
容	量	約 1,320m ³ ／h／個
揚	程	約 140m

※1 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水砲用）」と兼用

第 9.8.1 表 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（常設）
の設備仕様

(1) アニュラス空気浄化ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ アニュラス空気浄化設備
- ・ 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
容	量	約 170m ³ ／min／個

(2) アニュラス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。

- ・ アニュラス空気浄化設備
- ・ 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

型	式	除湿フィルタ，電気加熱コイル，微粒子 除去フィルタ及びよう素除去フィルタ内 蔵型
個	数	2
容	量	約 170m ³ ／min／個
チャコール層厚さ		約 50mm
よう素除去効率		95%以上
粒子除去効率		99%以上（0.7 μ m 粒子）

(3) 排気筒

兼用する設備は以下のとおり。

- ・換気設備
- ・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
地 上 高 さ	約 58m

(4) アニュラス水素濃度

個 数	2
測 定 範 囲	0～20vol%

第 9.8.2 表 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（可搬型）の設備仕様

(1) 窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）

種	類	鋼製容器
個	数	1（予備 1）
容	量	約 7Nm ³

第 9.9.1 表 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（常設）の
設備仕様

(1) 原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁

型 式	電動式
個 数	2
最高使用圧力	0.7MPa [gage]
最高使用温度	50℃
本 体 材 質	炭素鋼

第 9.9.2 表 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（可搬型）
の設備仕様

(1) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水砲用）

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
- ・ 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	横置うず巻式
個 数	1（予備 1※1）
容 量	約 1,320m ³ /h
揚 程	約 140m

※1 「可搬型代替注水大型ポンプ（格納
容器内自然対流冷却及び代替補機冷
却用）」と兼用

(2) 放水砲

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
- ・ 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	移動式ノズル
個 数	1（予備 1）

(3) 可搬型代替注水中型ポンプ

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
- ・工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	横置うず巻式
個	数	4（予備 2）
容	量	約 155m ³ ／h／個
揚	程	約 120m

(4) 使用済燃料ピットスプレイヘッダ

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
- ・工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

個	数	4（予備 1）

(5) シルトフェンス（浦底湾側）

a. 取水口付近

型 式	フロート式（カーテン付）
組 数	2※2
幅	約 440m 及び約 520m
	※2 予備約 20m を含む

b. 1号炉放水口付近

型 式	フロート式（カーテン付）
組 数	2※3
幅	約 20m 及び約 40m
	※3 予備約 20m を含む

(6) 小型船舶

兼用する設備は以下のとおり。

- ・工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・監視測定設備

隻 数	1（予備 1）

第 9.10.1 表 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（常設）の設備仕様

(1) 充てん／高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 化学体積制御設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置うず巻式
個 数	2
容 量	約 45m ³ ／h／個（充てん使用時） 約 125m ³ ／h／個（安全注入時）
最高使用圧力	20.0MPa[gage]
最高使用温度	150℃
揚 程	約 1,770m（充てん使用時） 約 800m（安全注入時）
本 体 材 料	ステンレス鋼

(2) 高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置うず巻式
個 数	2（代替再循環時 B 号機使用）
容 量	約 153m ³ ／h／個
揚 程	約 503m
最高使用圧力	12.1MPa[gage]
最高使用温度	150℃
本 体 材 料	炭素鋼

(3) 加圧器逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 一次冷却材設備（通常運転時等）
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	空気作動式
個 数	3
最高使用圧力	17.16MPa[gage] 約 18.6MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	360℃
材 料	ステンレス鋳鋼

(4) 燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 火災防護設備

型 式	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約 2,100m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	約 2,500ppm
材 料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	E. L. +8.3m
距 離	約 39m (炉心より)

(5) 原子炉補機冷却海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却海水設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	たて置斜流型
個 数	2（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却時 A， B 号機使用）
容 量	約 3, 400m ³ ／h／個
揚 程	約 32m
本 体 材 料	低合金鋳鉄

(6) 電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	横置多段うず巻式
個 数	2
容 量	約 110m ³ ／h／個
揚 程	約 950m
電 動 機	約 500kW
本 体 材 料	合金鋼

(7) タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	横置多段うず巻式
個 数	1
容 量	約 250m ³ /h
揚 程	約 950m
本 体 材 料	炭素鋼

(8) 常設低圧代替注水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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となる水の供給設備

型 式	横置うず巻式
個 数	1
容 量	約 130m ³ ／h
揚 程	約 150m
本 体 材 料	ステンレス鋼

(9) 復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 2 次系補給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約 1,200m ³
本 体 材 料	炭素鋼
設 置 高 さ	E. L. +7.3m
距 離	約 36m (炉心より)

(10) 格納容器スプレイポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶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
- ・ 火災防護設備

型 式	横置うず巻式
個 数	2
容 量	約 1,200m ³ ／h／個
揚 程	約 175m
最高使用圧力	2.7MPa[gage]
最高使用温度	150℃
本 体 材 料	炭素鋼

(11) 余熱除去冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 余熱除去設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	たて置U字管式

個	数	2

伝	熱	容	量	約 11MW／個

最高使用圧力

管	側	4. 5MPa [gage]

胴	側	1. 4MPa [gage]

最高使用温度

管	側	200℃

胴	側	95℃

材 料

管	側	ステンレス鋼

胴	側	炭素鋼

(12) 格納容器再循環サンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	プール形
個	数	2
材	料	鉄筋コンクリート

(13) 格納容器再循環サンプスクリーン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	ディスク型
個 数	2
容 量	約 2,220m ³ ／h／個
最高使用温度	144℃ 約 145℃（重大事故等時における使用時の値）
材 料	ステンレス鋼

(14) 余熱除去ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 余熱除去設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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となる水の供給設備

型 式	横置うず巻式
個 数	1（代替再循環時 B 号機使用）
容 量	約 1,020m ³ /h/個（安全注入時及び再循環運転時）
揚 程	約 91m（安全注入及び再循環運転時）
最高使用圧力	4.5MPa[gage]
最高使用温度	200℃
本 体 材 料	炭素鋼

(15) 格納容器スプレイ冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備
- ・ 火災防護設備

型	式	たて置U字管式

個	数	2

伝	熱	容	量	約 27MW／個

最高使用圧力

管	側	2. 7MPa [gage]

胴	側	1. 4MPa [gage]

最高使用温度

管	側	150℃

胴	側	95℃

材

料

管	側	ステンレス鋼

胴	側	炭素鋼

(16) ほう酸注入タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約 3.4m ³
最高使用圧力	20.0MPa[gage]
最高使用温度	150℃
ほう酸濃度	約 21,000ppm
材 料	炭素鋼（ステンレス内張り）
ヒ ー タ 数	2
ヒータ型式	電気ヒータ
ヒータ容量	約 5kW／個

(17) 海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却海水設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

型 式	たて置円筒型
個 数	2（代替補機冷却時 A， B 号機使用）
最高使用圧力	0.7MPa[gage] 約 1.4MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	50℃
本 体 材 料	炭素鋼

(18) 原子炉補機冷却水冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却水設備
- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置直管式
個 数	1（代替補機冷却時 A 号機使用）
伝 熱 容 量	約 10.1MW
最高使用圧力	
管 側	0.7MPa[gage]
	約 1.4MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
胴 側	1.4MPa[gage]
最高使用温度	
管 側	50℃
胴 側	95℃
	約 175℃（重大事故等時における使用時の値）
材 料	
管 側	アルミブラス

胴 側 炭素鋼

第 9.10.2 表 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（可搬型）の設備
仕様

(1) 中間受槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	組立式水槽
個 数	2（予備 1）
容 量	約 50m ³ ／個
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	40℃

(2) 可搬型代替注水中型ポンプ

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
- ・ 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置うず巻式
個 数	4（予備 2）
容 量	約 155m ³ ／h／個
揚 程	約 120m

(3) 可搬型代替注水大型ポンプ（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	横置うず巻式
個	数	2（予備 1※1）
容	量	約 1,320m ³ ／h／個
揚	程	約 140m

※1 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水砲用）」と兼用

(4) 可搬型低圧代替注水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	横置うず巻式
個	数	2（予備 2）
容	量	約 150m ³ ／h／個
揚	程	約 150m

(5) 使用済燃料ピットスプレイヘッダ

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
- ・工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

個	数	4（予備 1）

(6) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水砲用）

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
- ・工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	横置うず巻式
個	数	1（予備 1※ ² ）
容	量	約 1,320m ³ /h
揚	程	約 140m

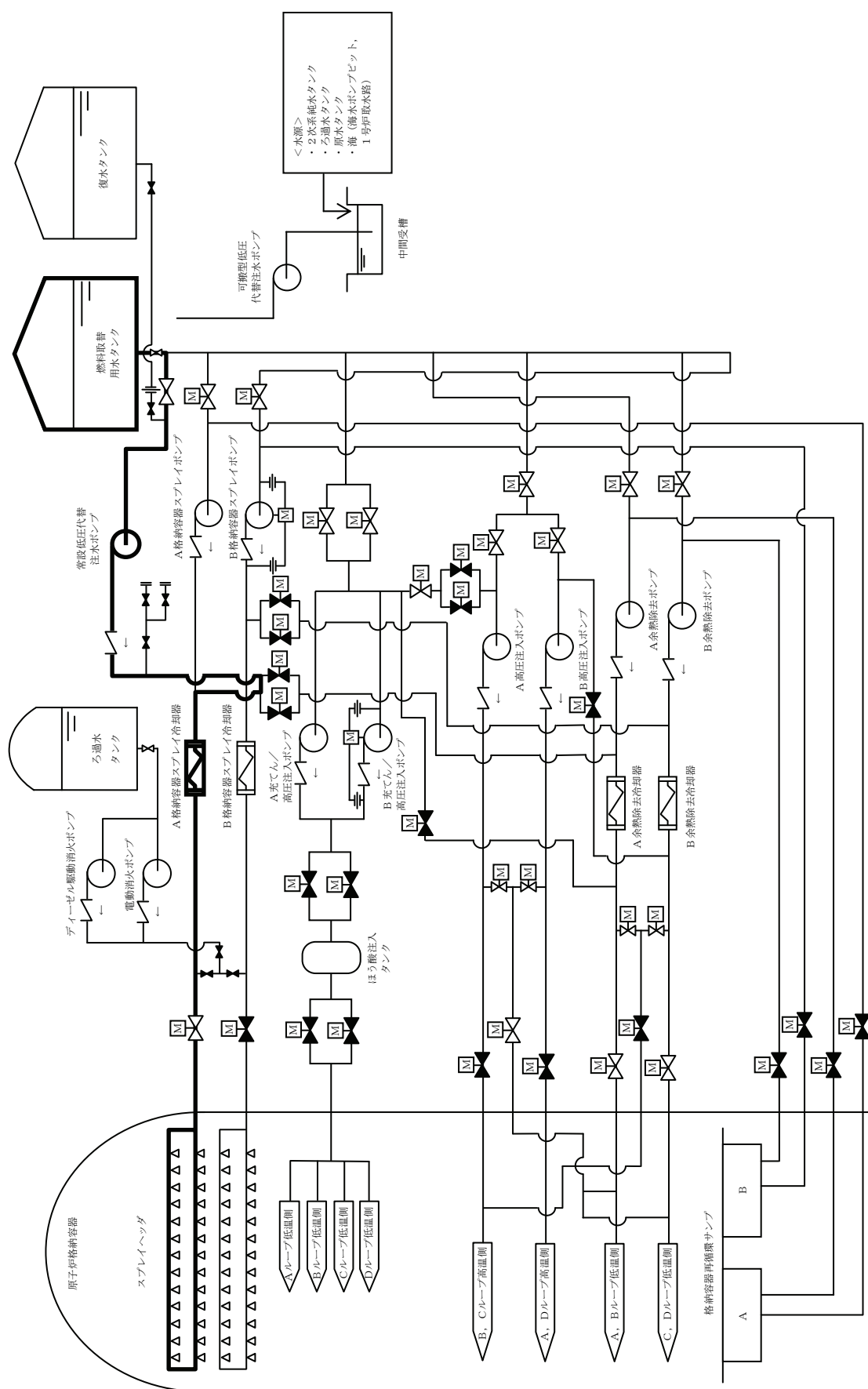
※2 「可搬型代替注水大型ポンプ（格納
容器内自然対流冷却及び代替補機冷
却用）」と兼用

(7) 放水砲

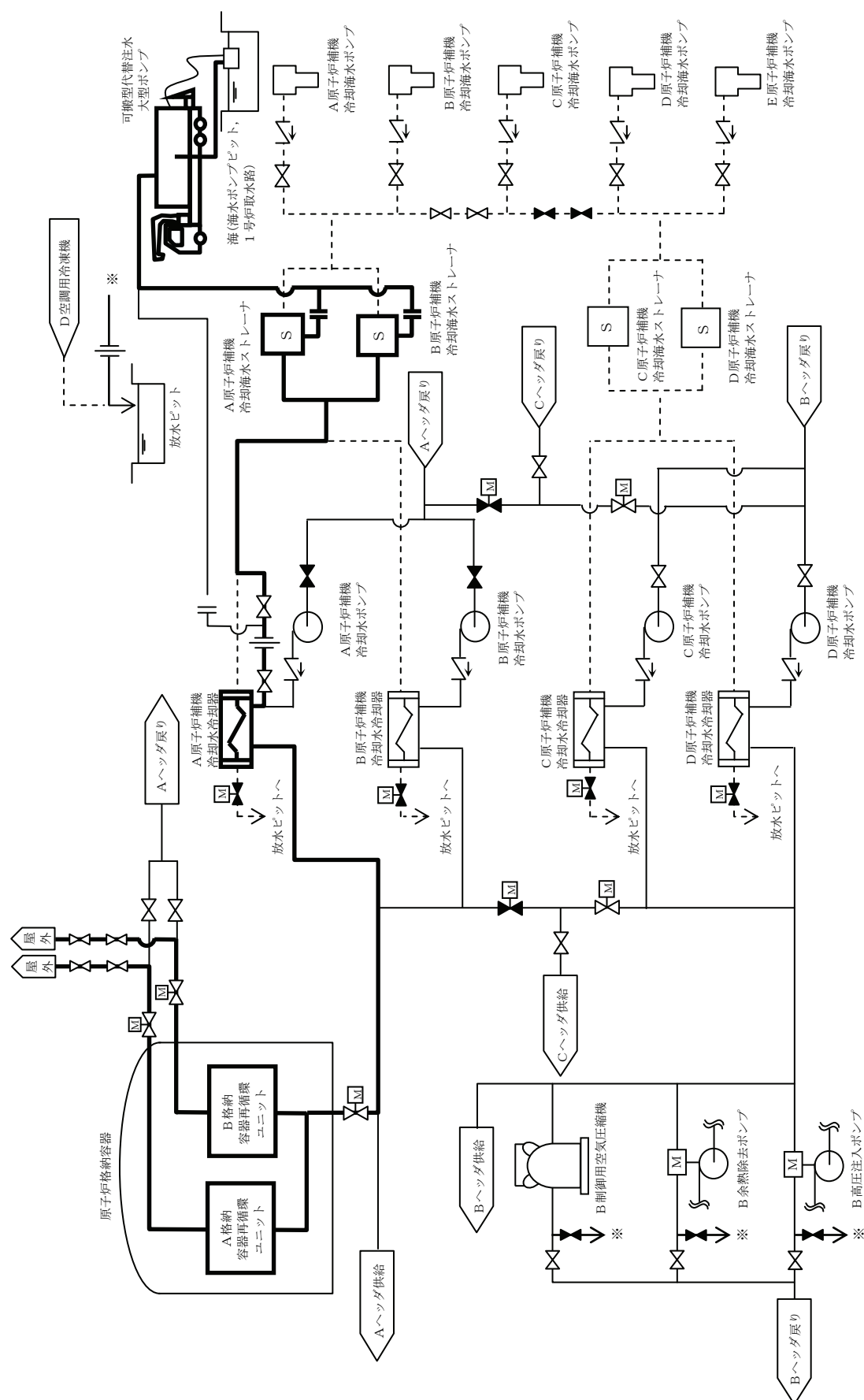
兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

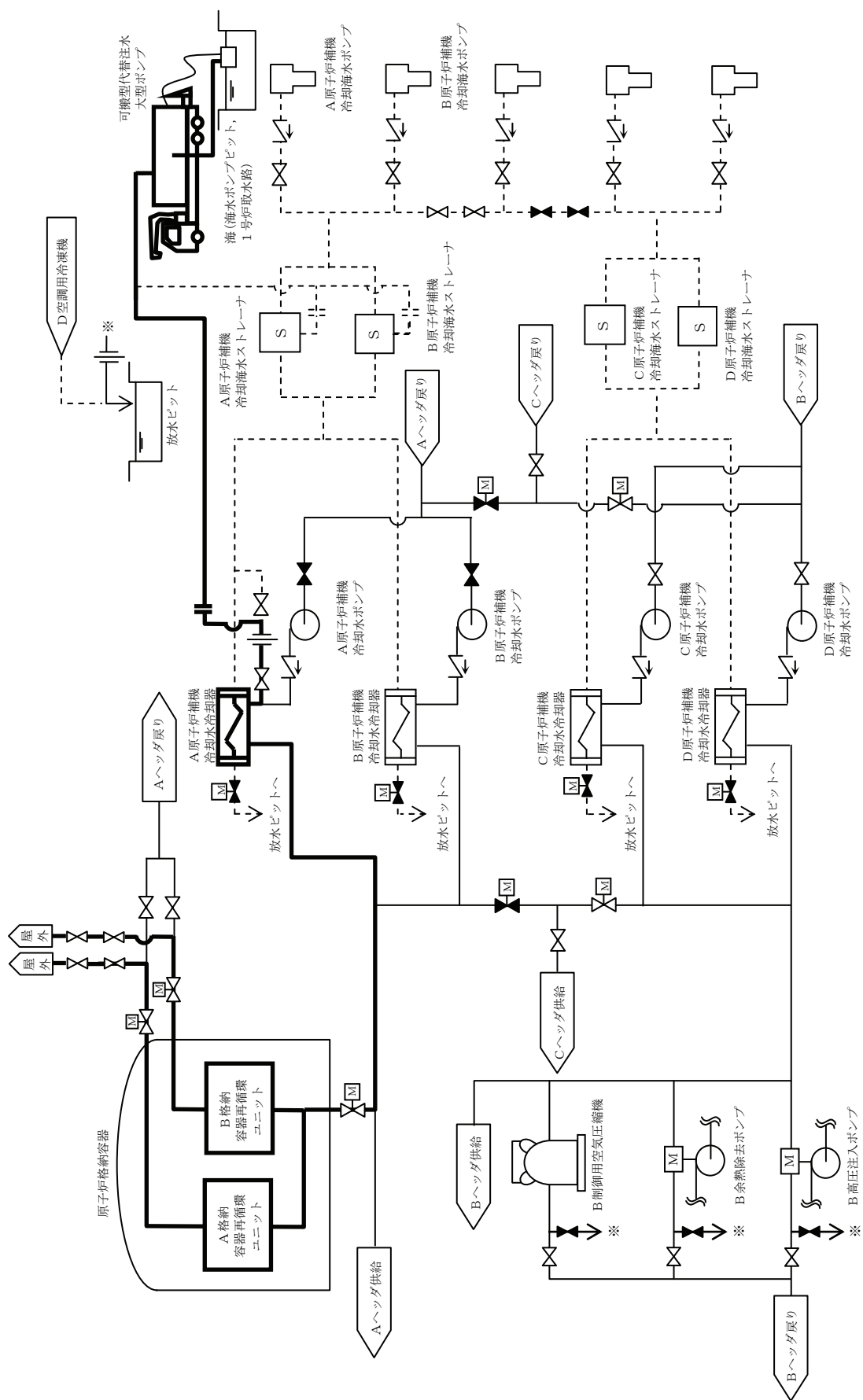
型	式	移動式ノズル
個	数	1（予備 1）



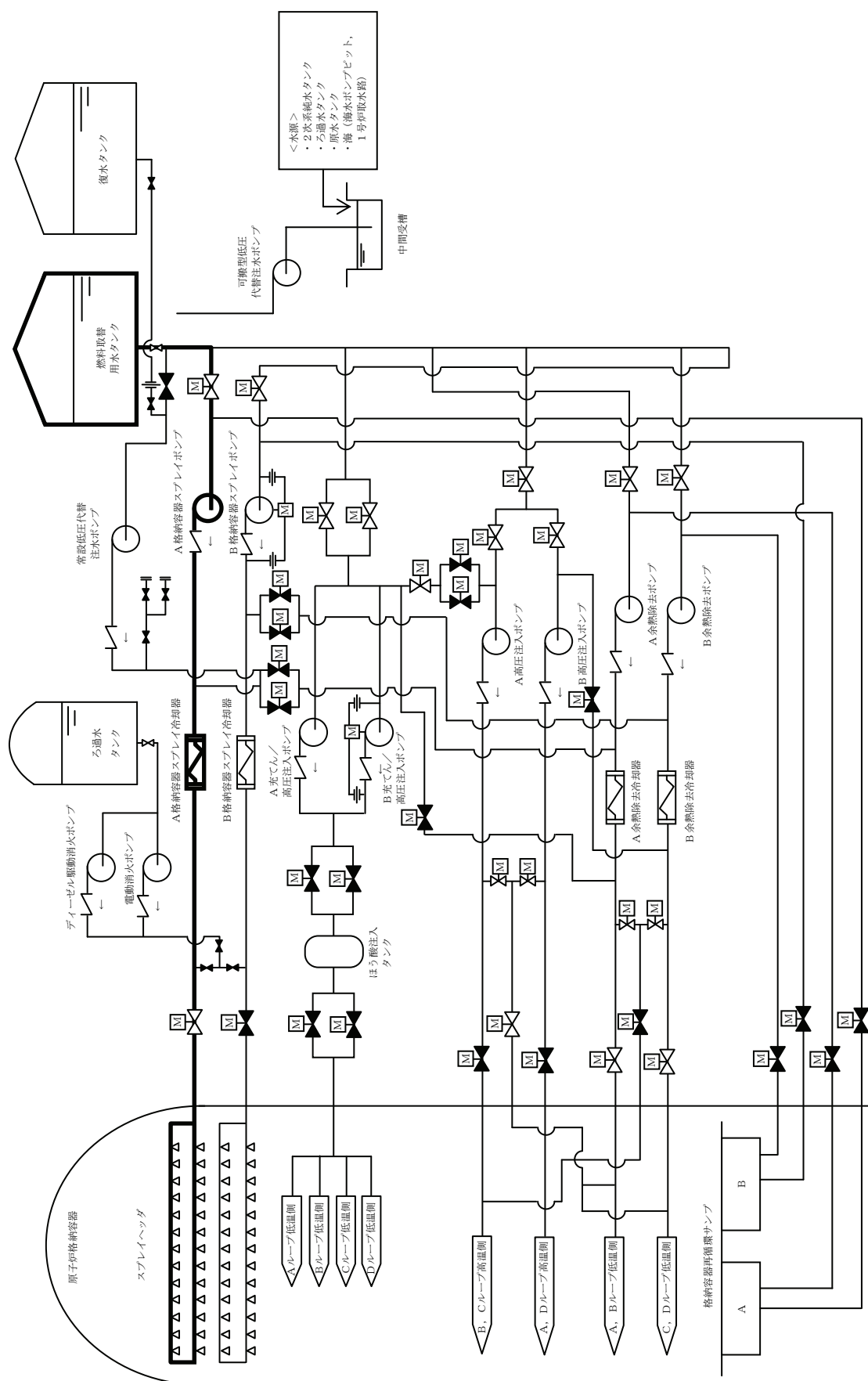
第9.4.2図 原子炉格納容器内の冷却のための設備系統概要図(2)



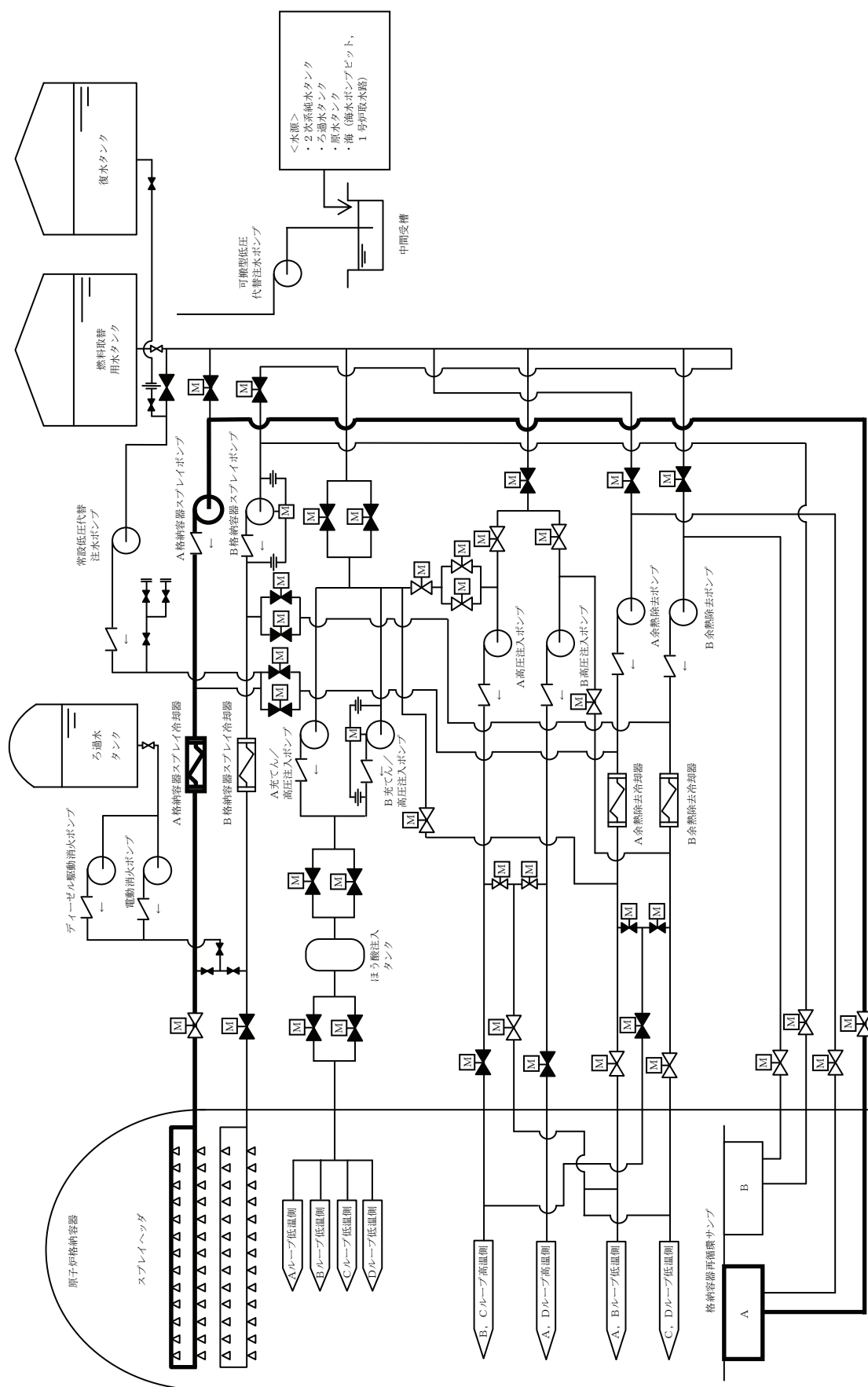
第9.4.3図 原子炉格納容器内の冷却のための設備系統概要図 (3)



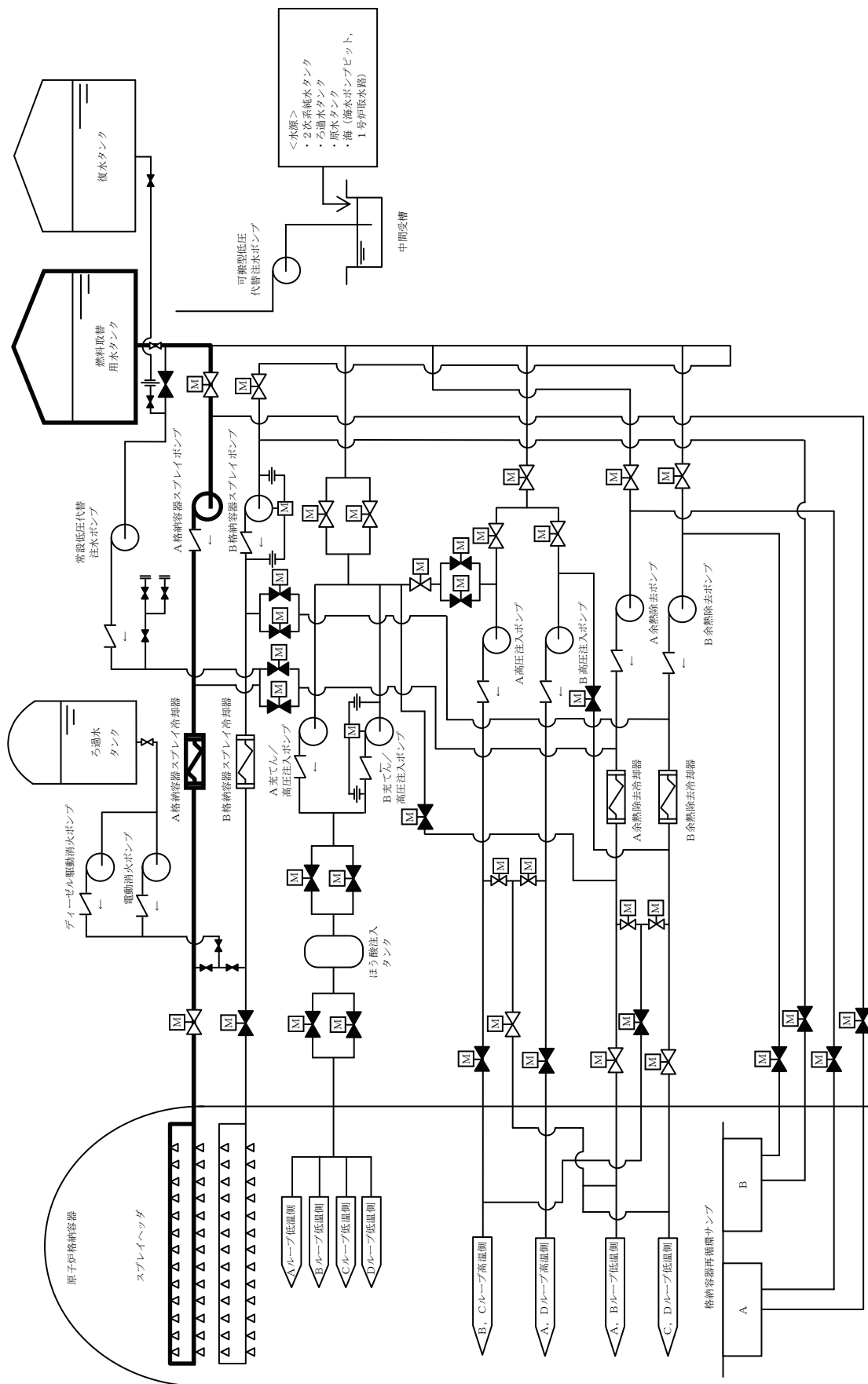
第 9.4.4 図 原子炉格納容器内の冷却のための設備系統概要図 (4)



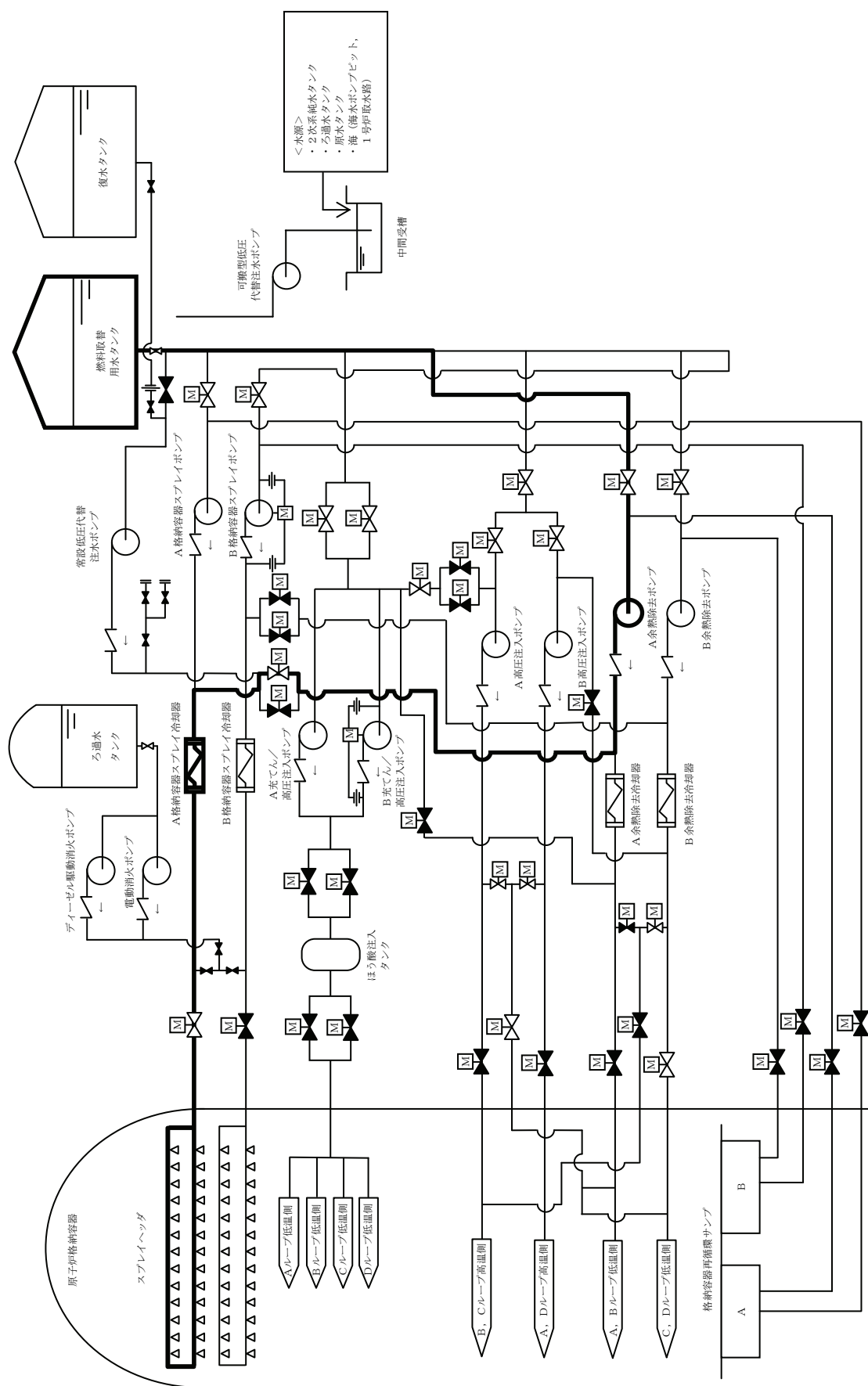
第9.4.6図 原子炉格納容器内の冷却のための設備系統概要図 (6)



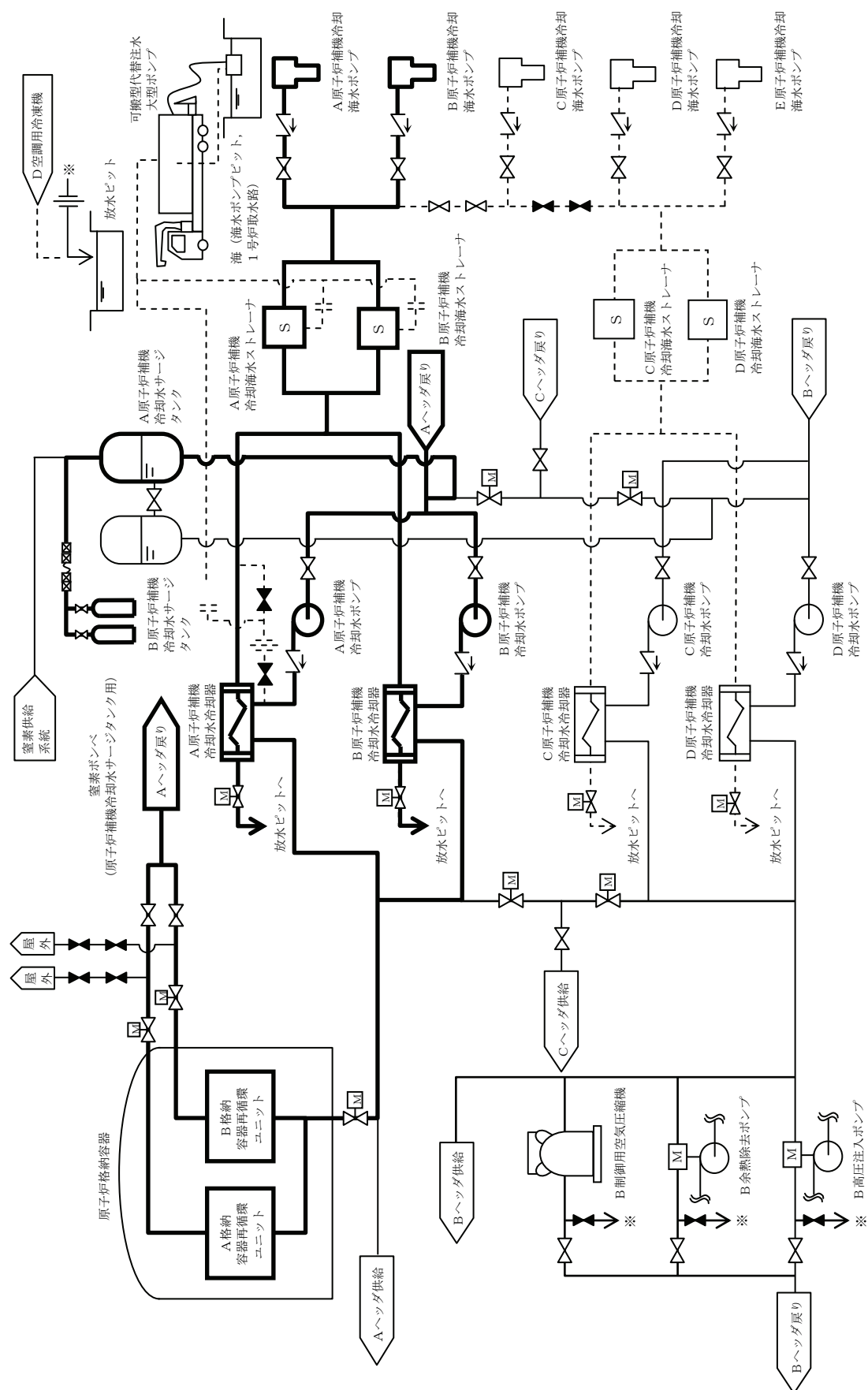
第 9.4.7 図 原子炉格納容器内の冷却のための設備系統概要図 (7)



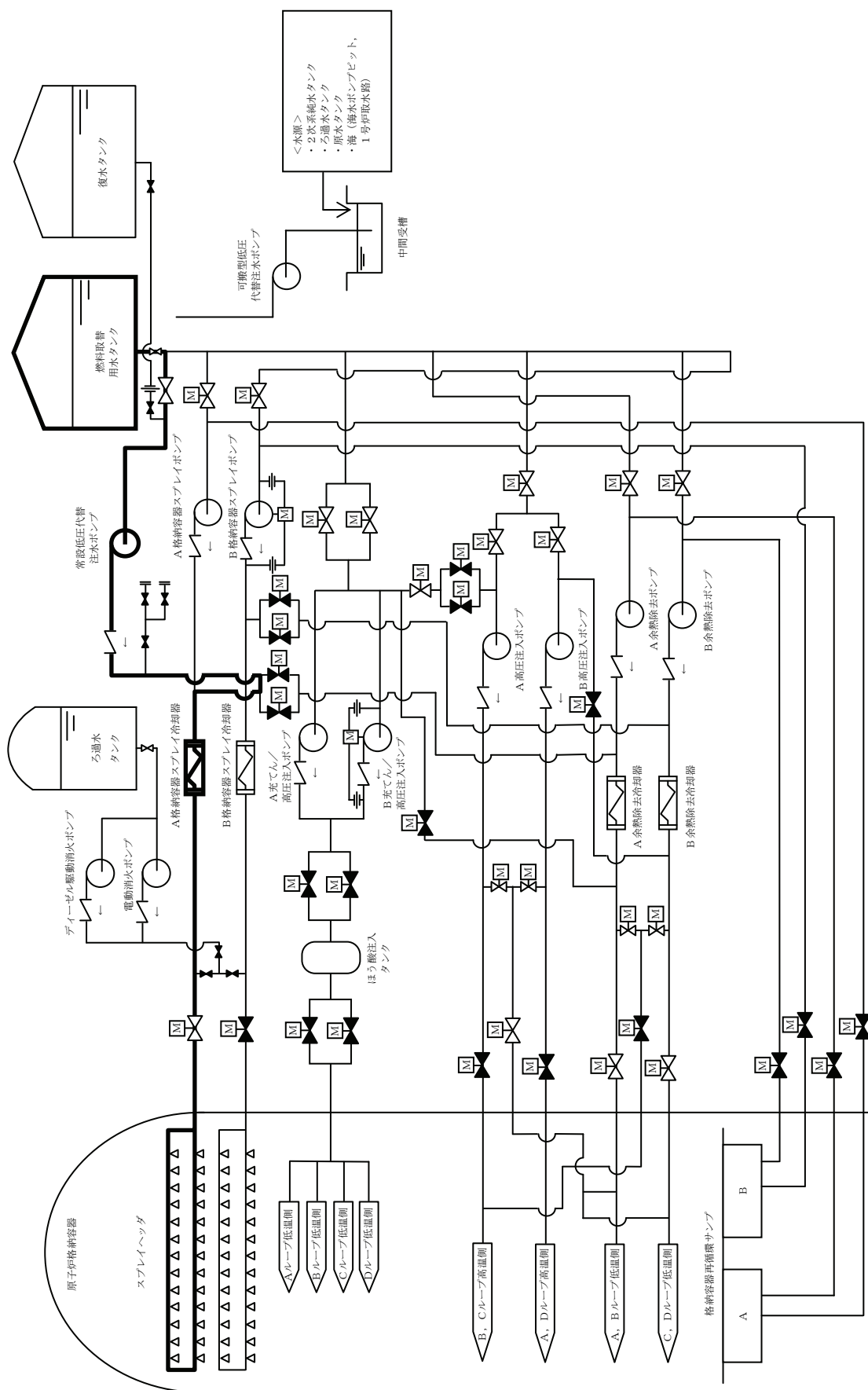
第 9.5.1 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (1)



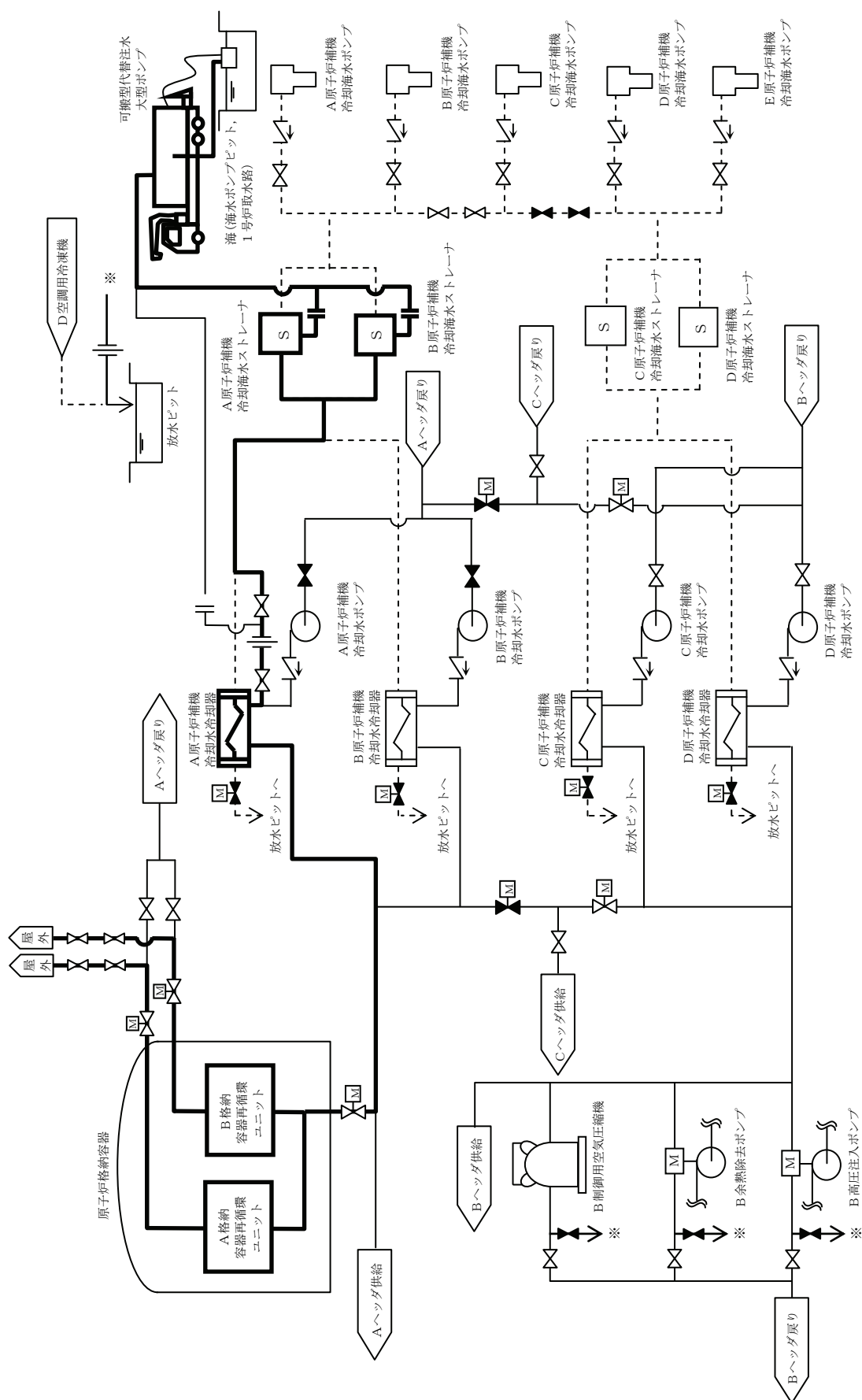
第9.5.2 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (2)

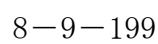


第9.5.3 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (3)

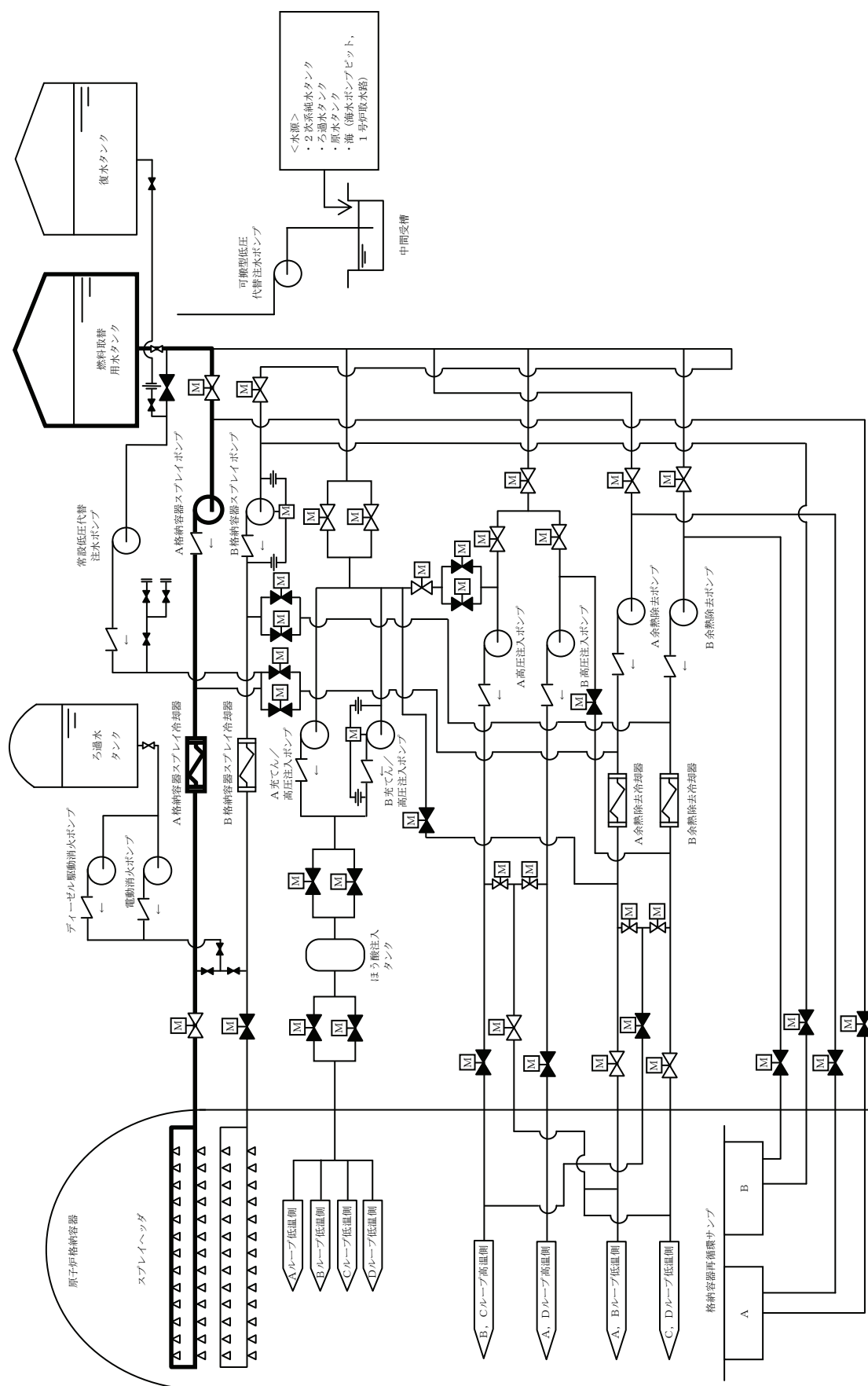


第 9.5.4 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (4)

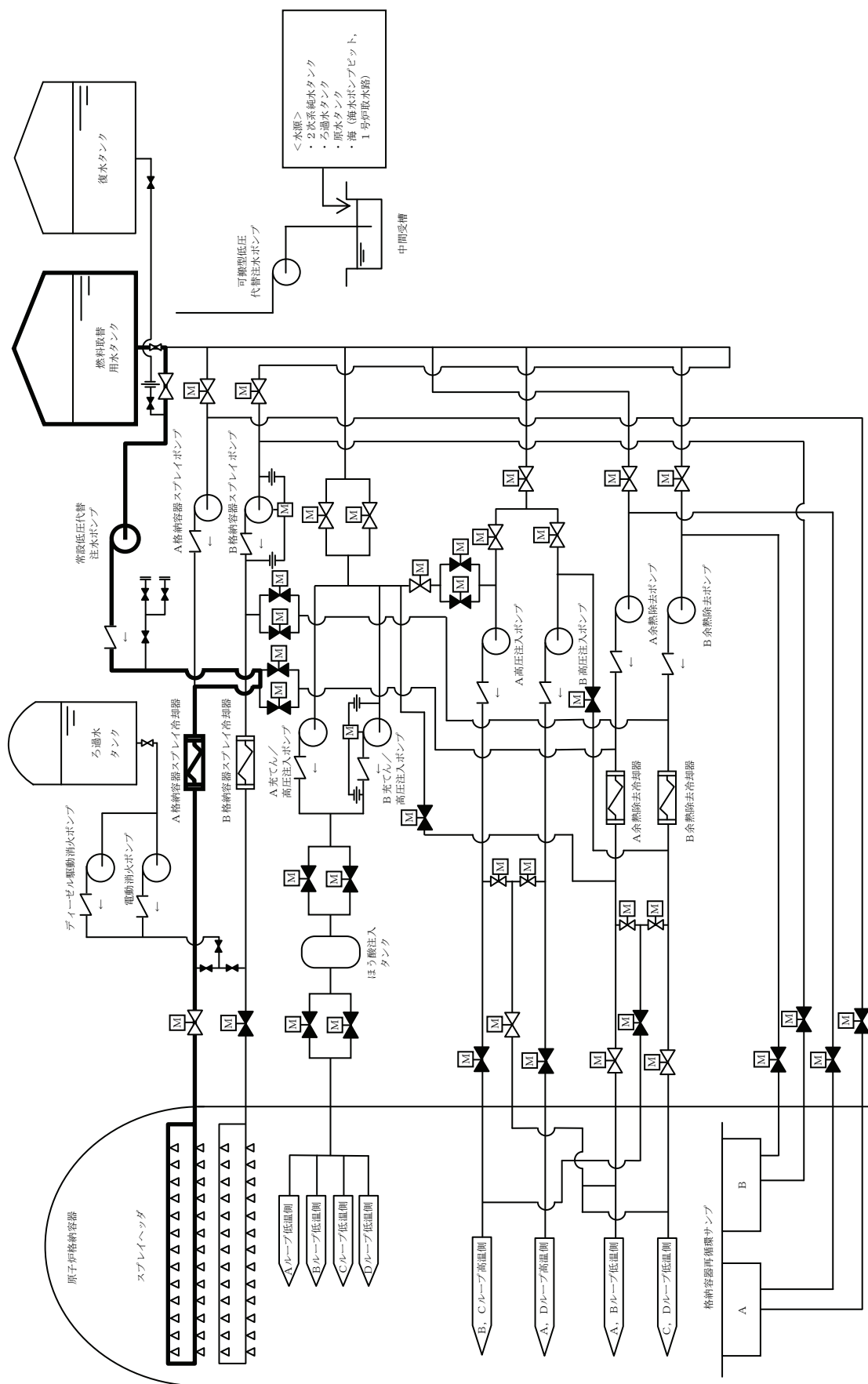




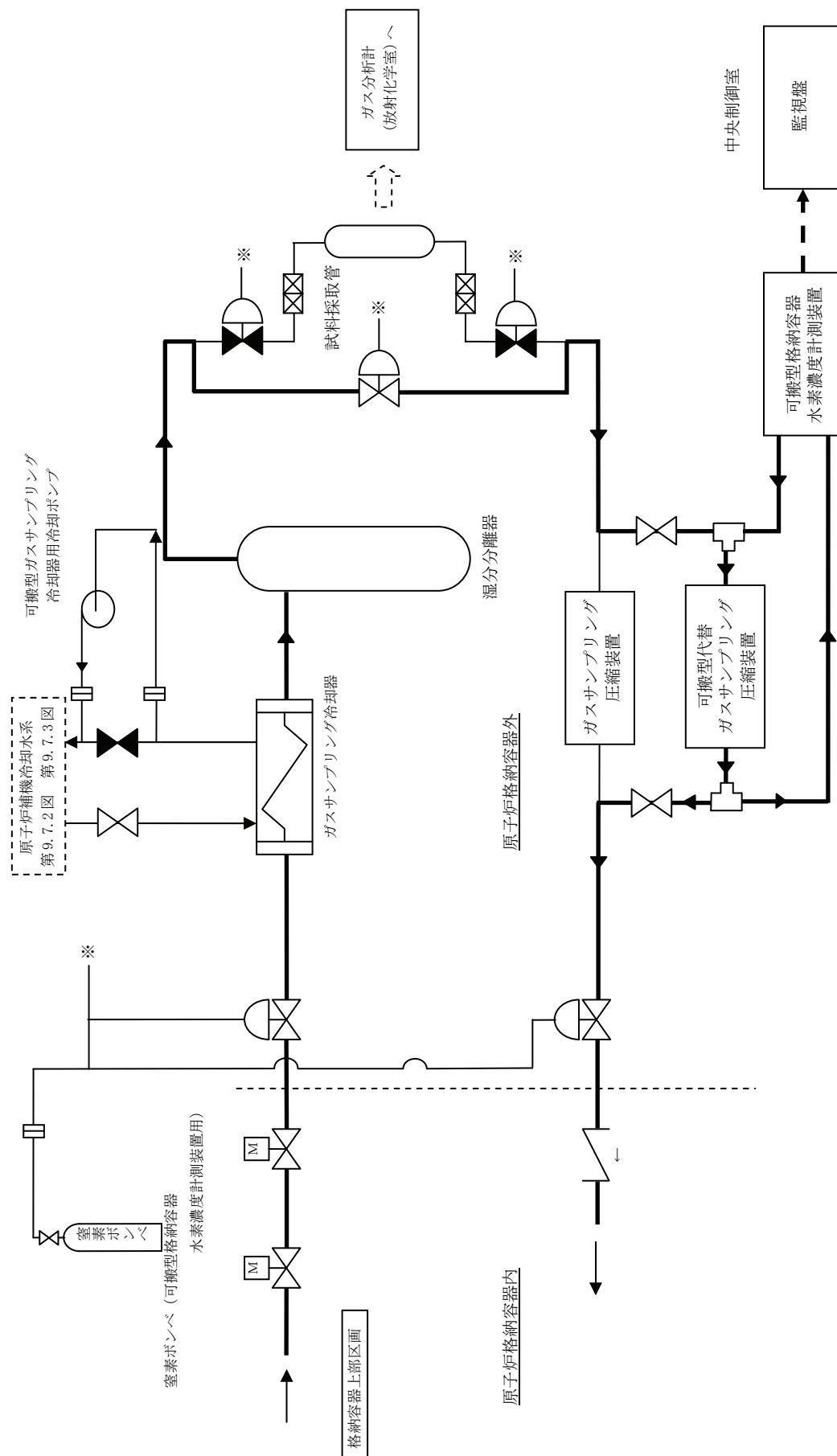
第9.5.6図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (6)



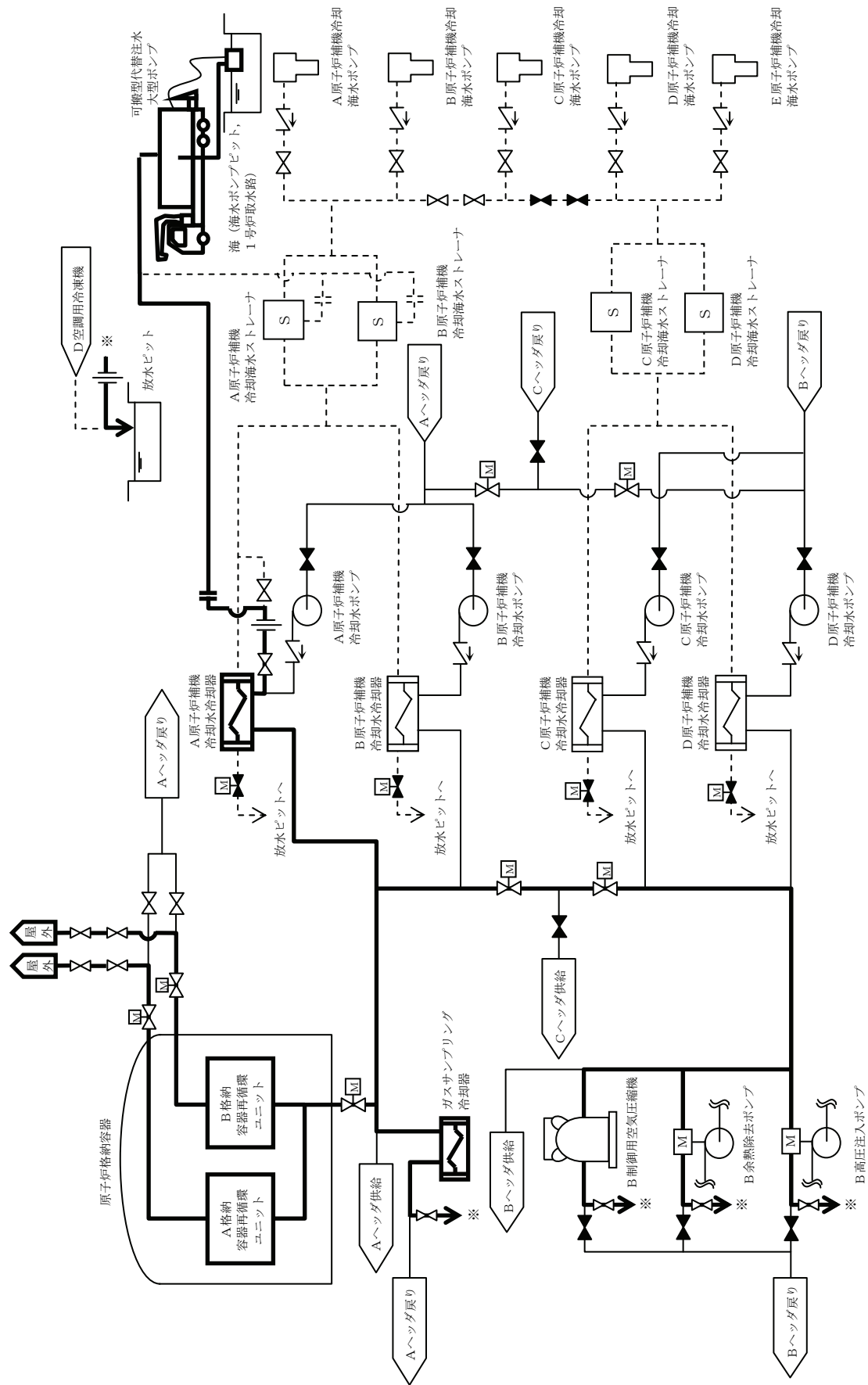
第9.6.1図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図（1）

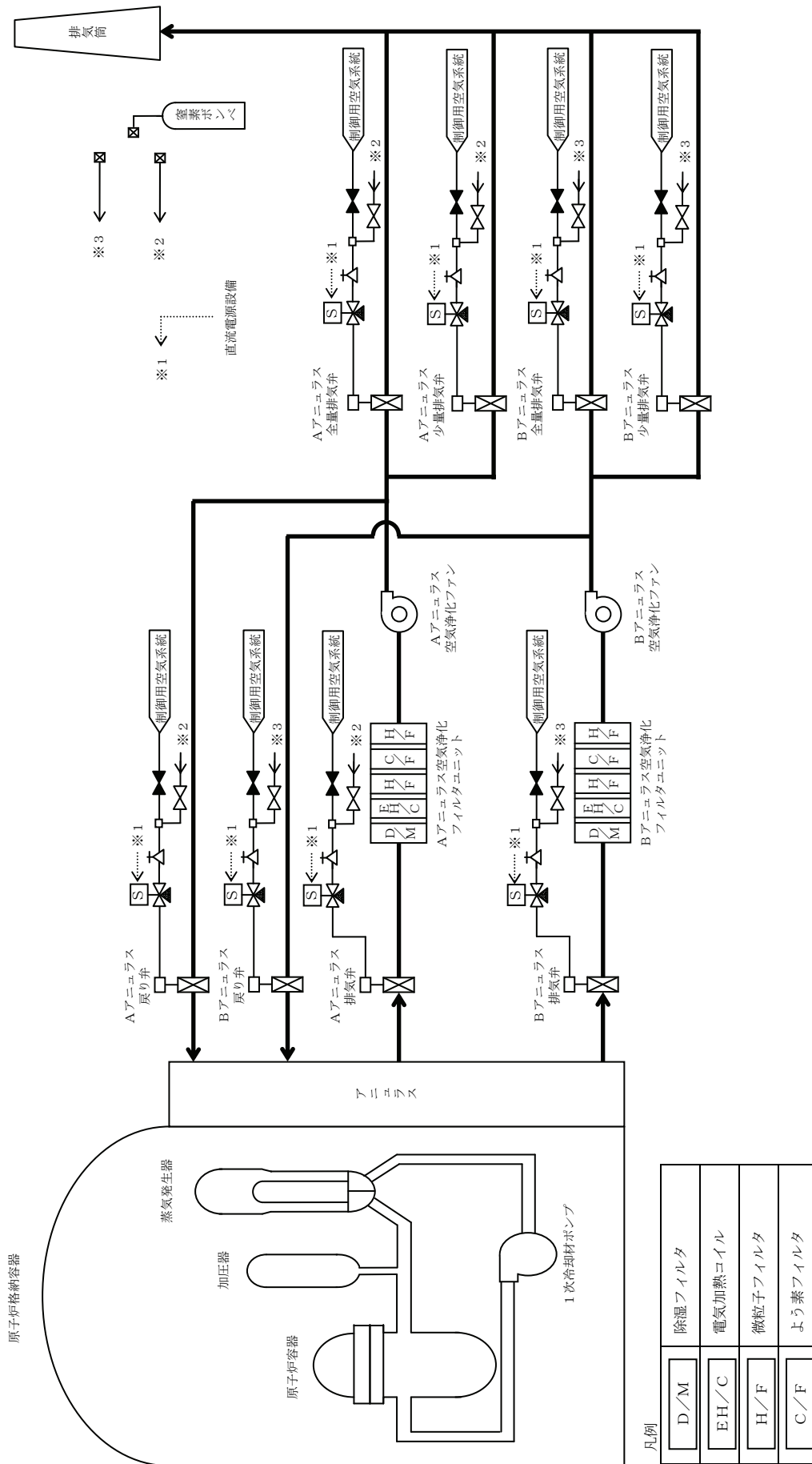


第 9.6.2 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図 (2)

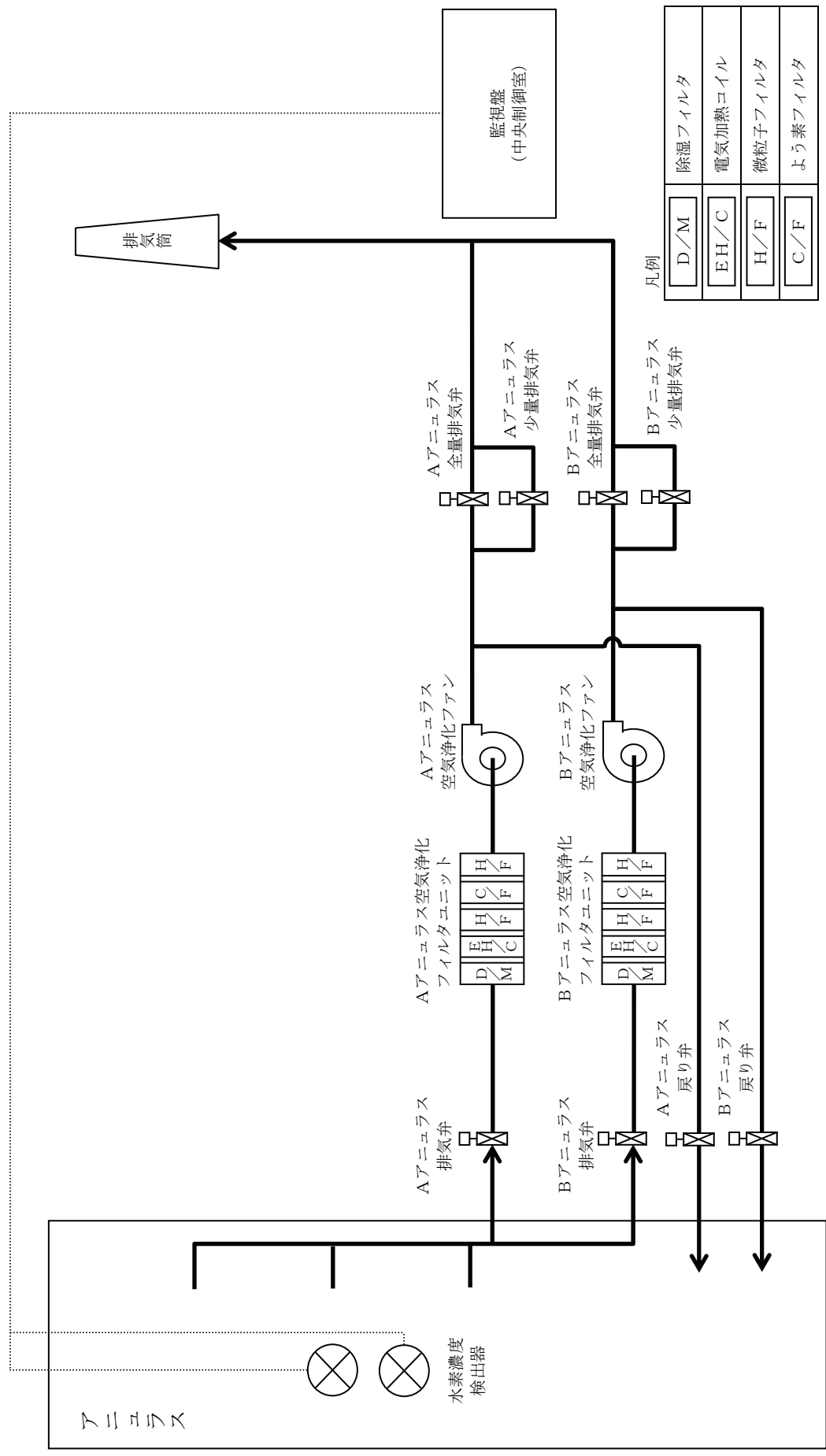


第9.7.1図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図 (1)

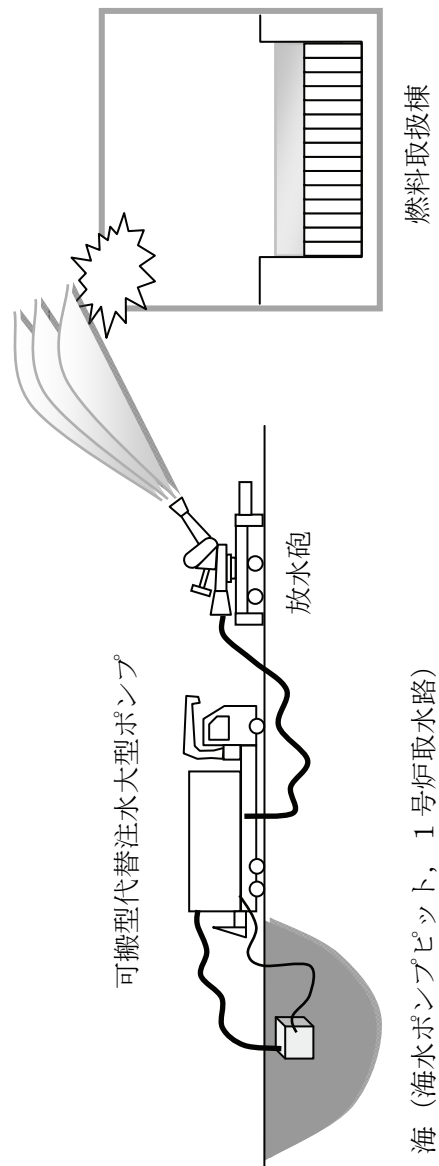
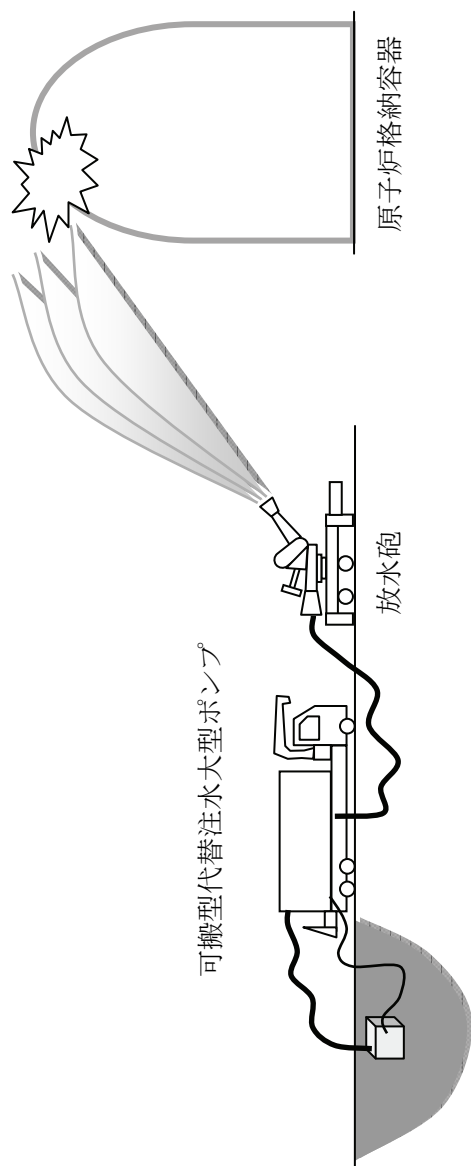




第 9.8.1 図 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備系統概要図（1）

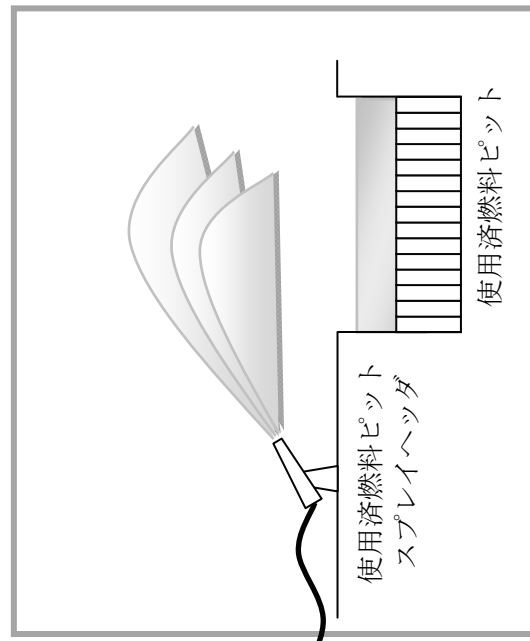


第 9. 8. 2 図 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備系統概要図 (2)

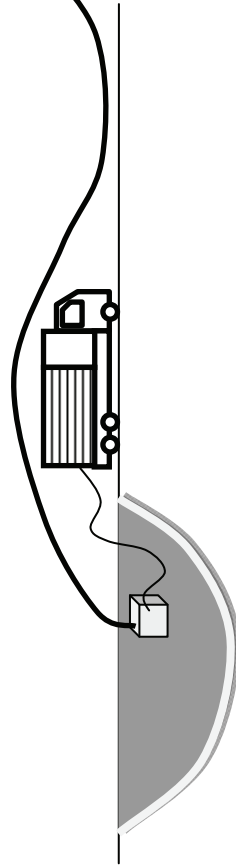


第9.9.1図 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概要図（1）

燃料取扱棟

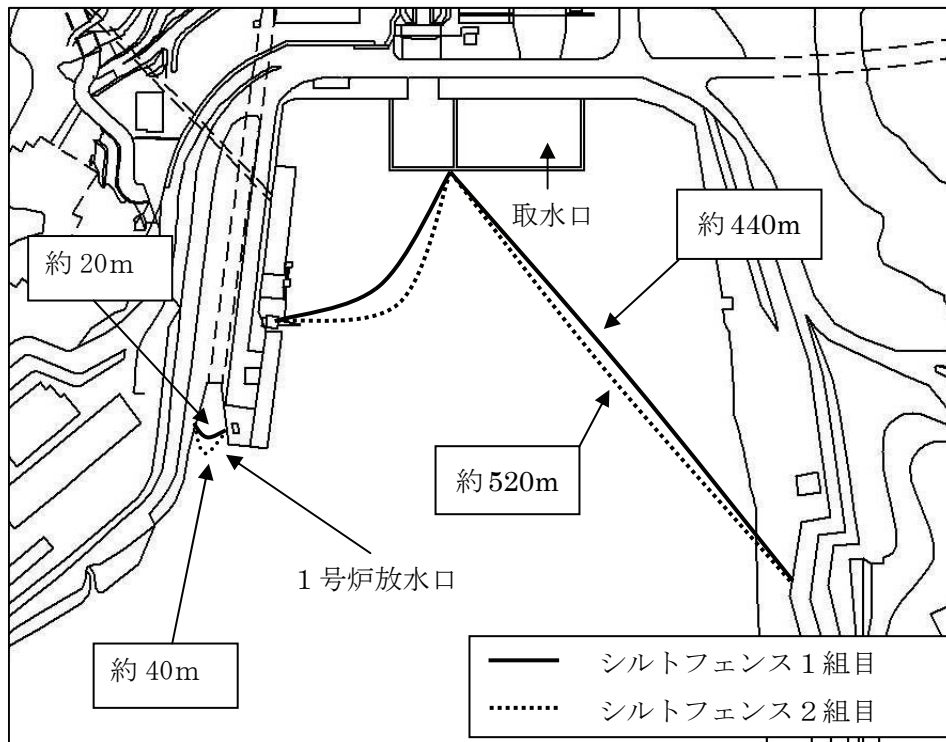


可搬型代替注水中型ポンプ



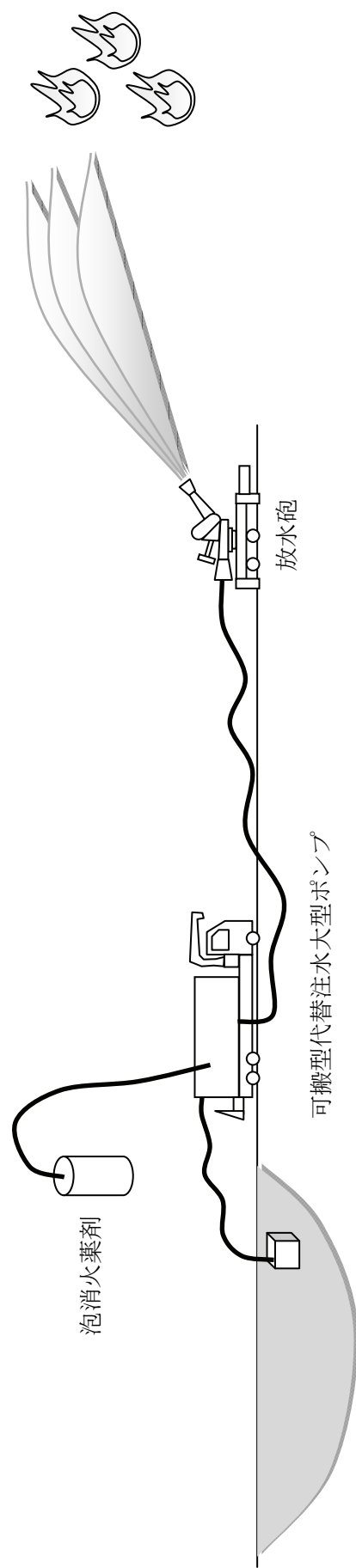
海（海水ポンプピット，1号炉取水路）

第9.9.2図 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概要図（2）

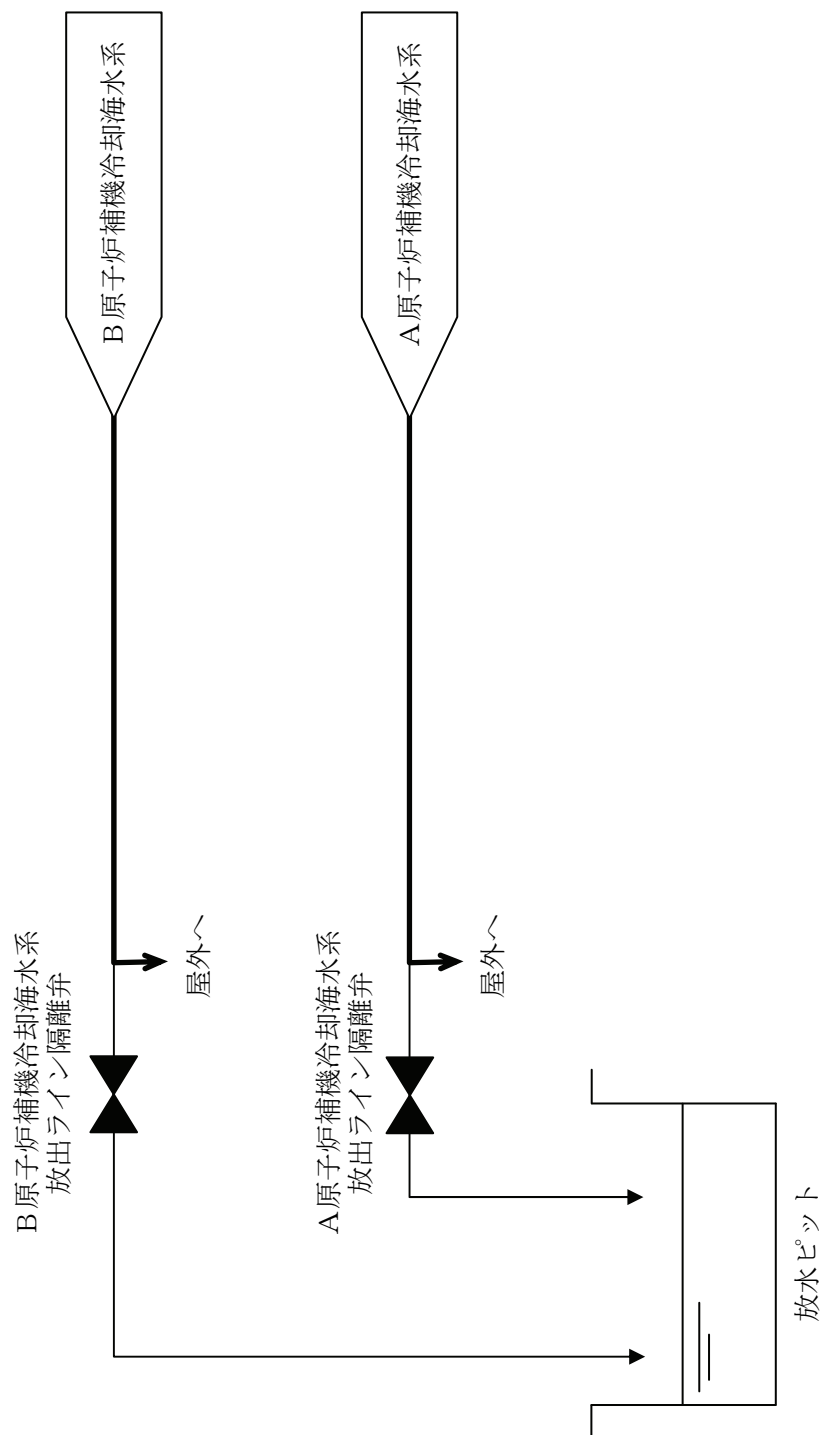


【取水口付近及び1号炉放水口付近平面図／シルトフェンス（浦底湾側）】

第 9.9.3 図 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概要図（3）

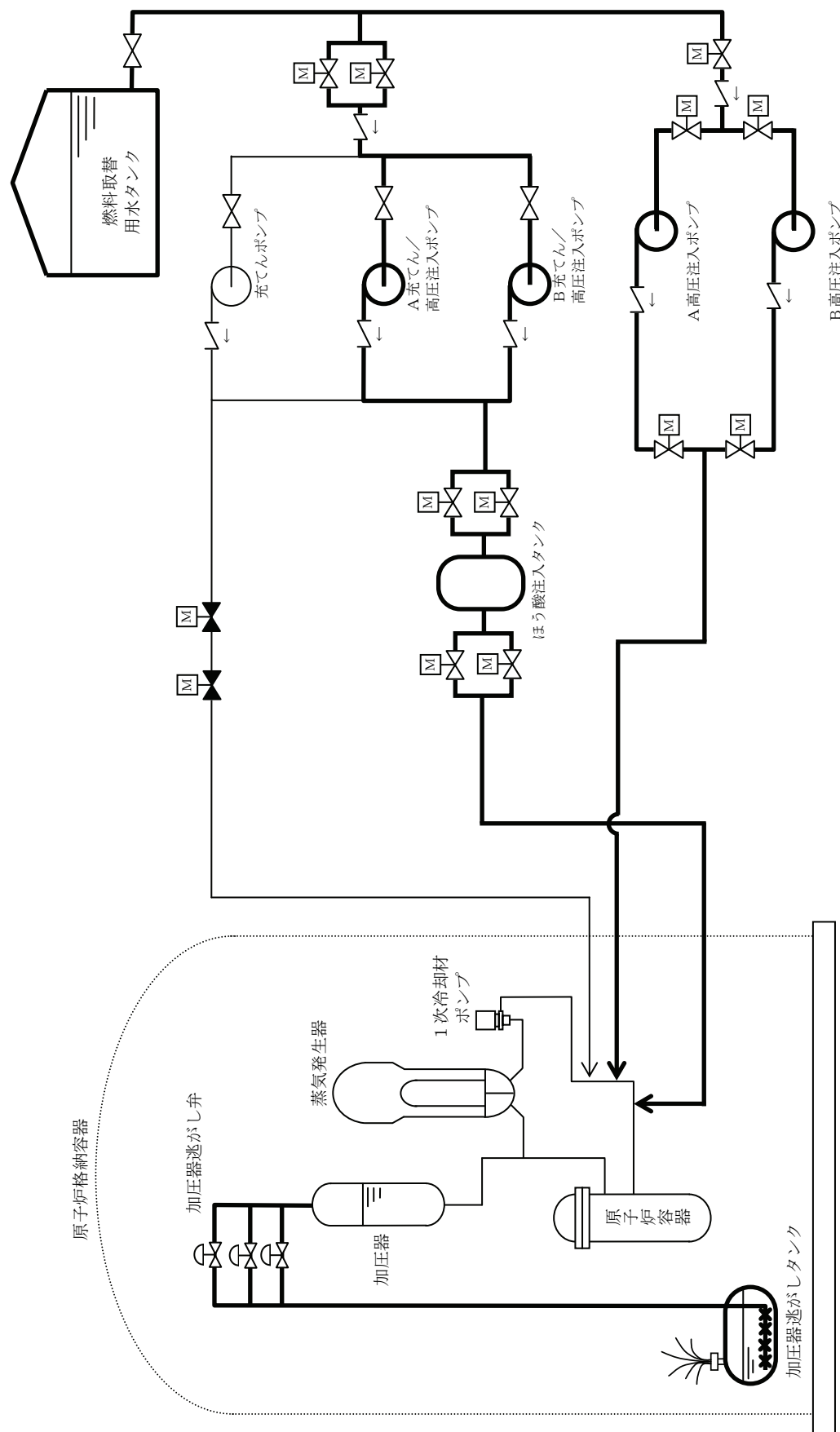


第9.9.4図 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概要図 (4)

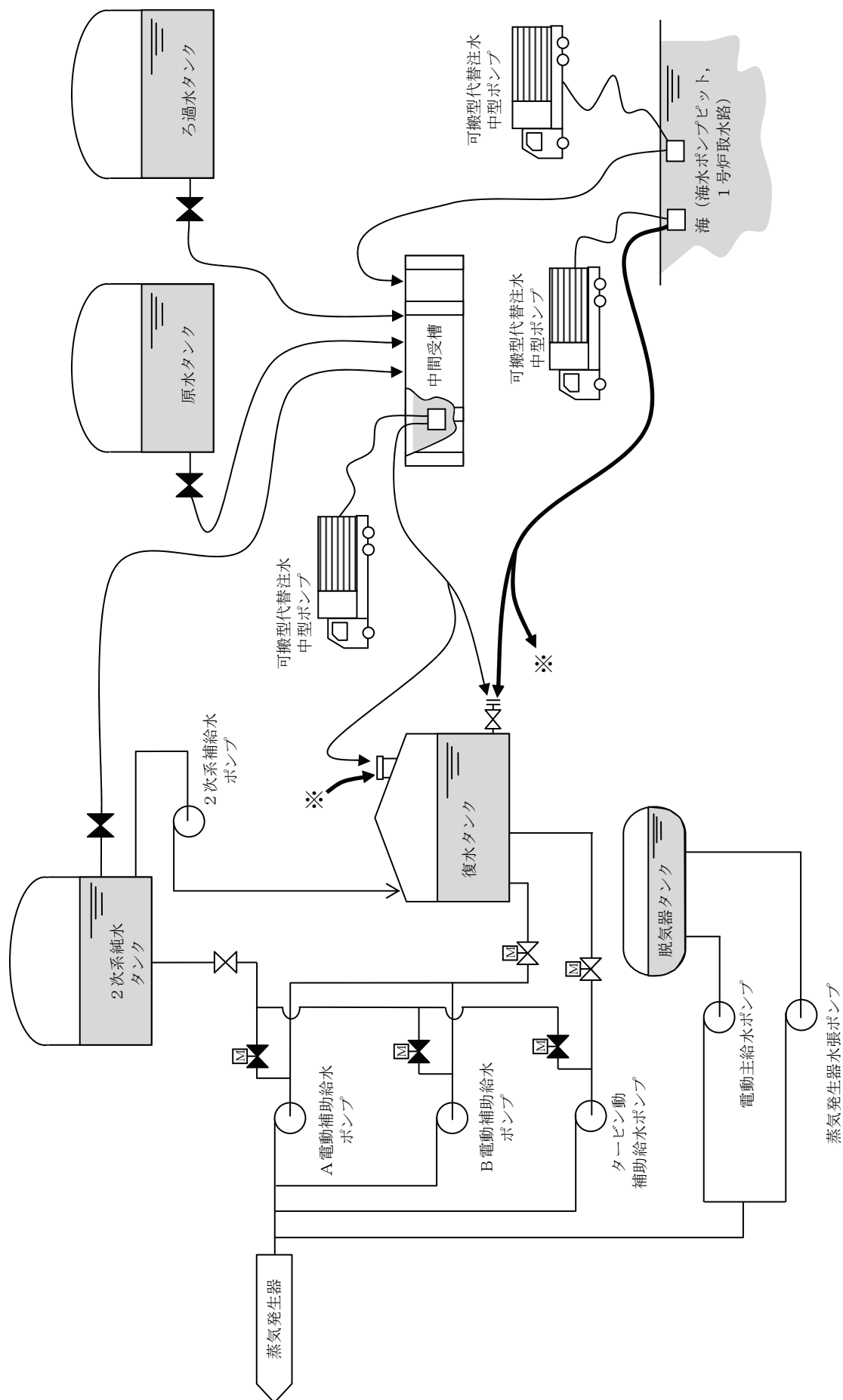


第9.9.5図 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概要図（5）

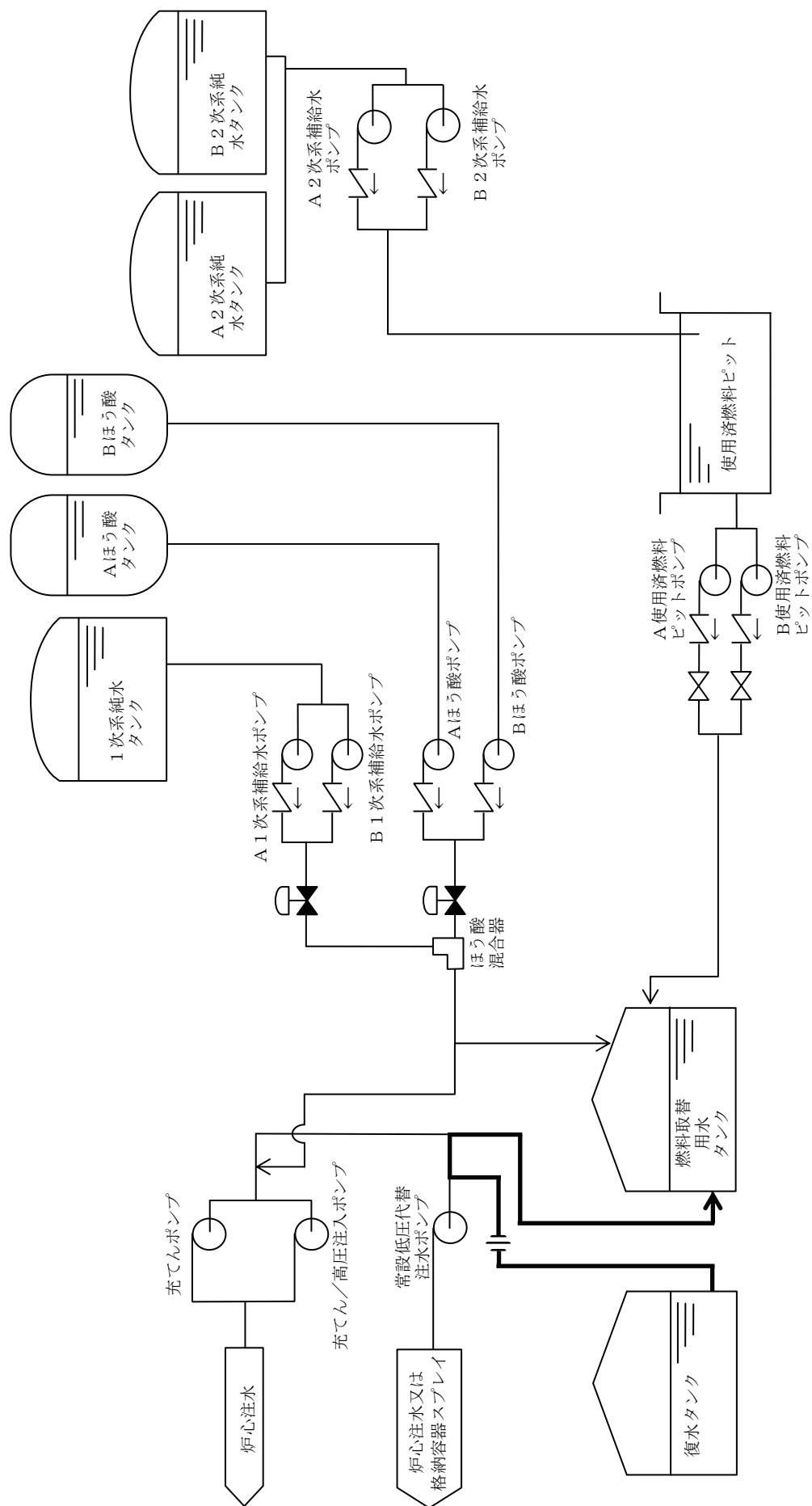
第9.10.2 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図 (2)



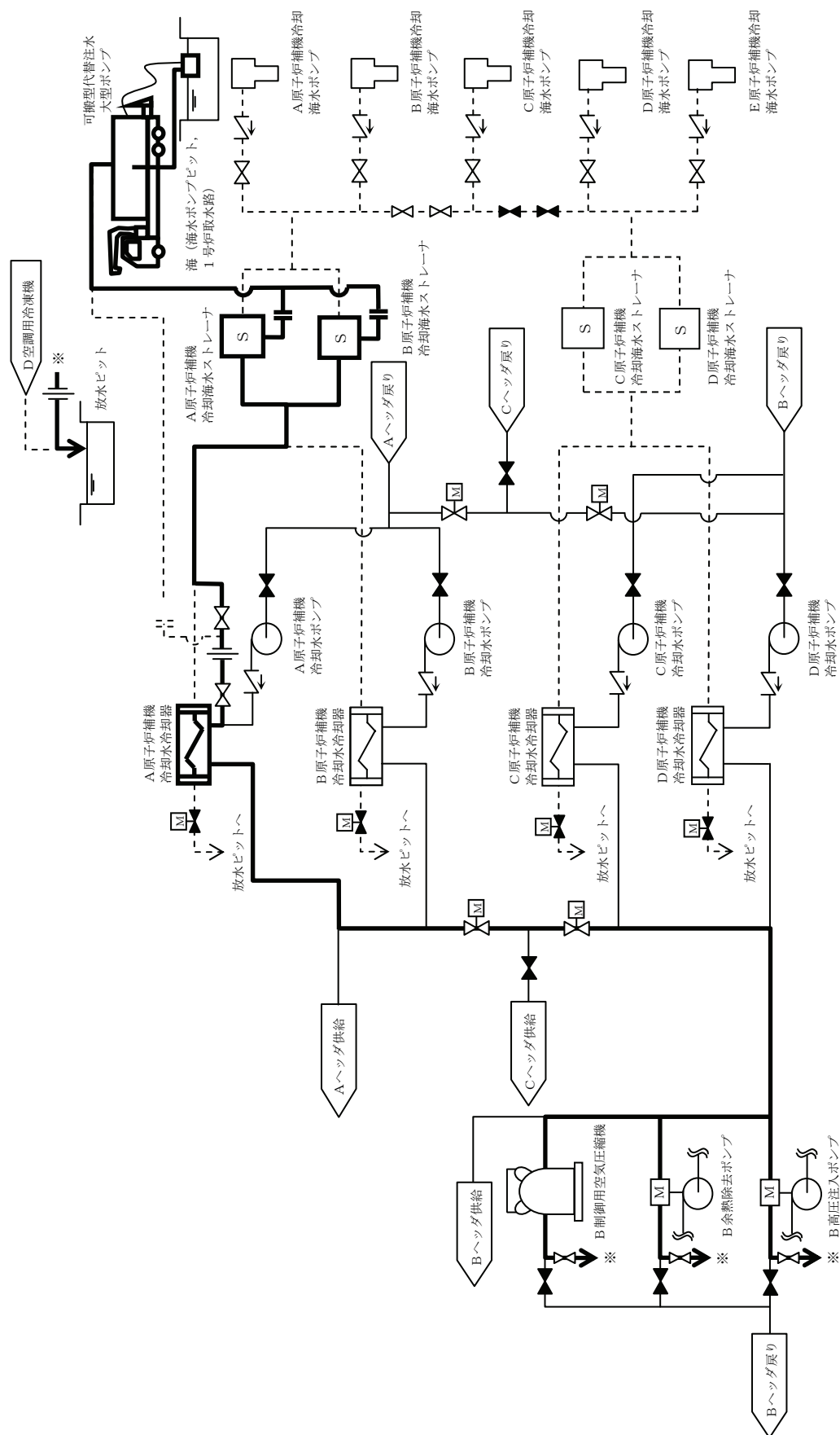
第 9.10.3 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図 (3)



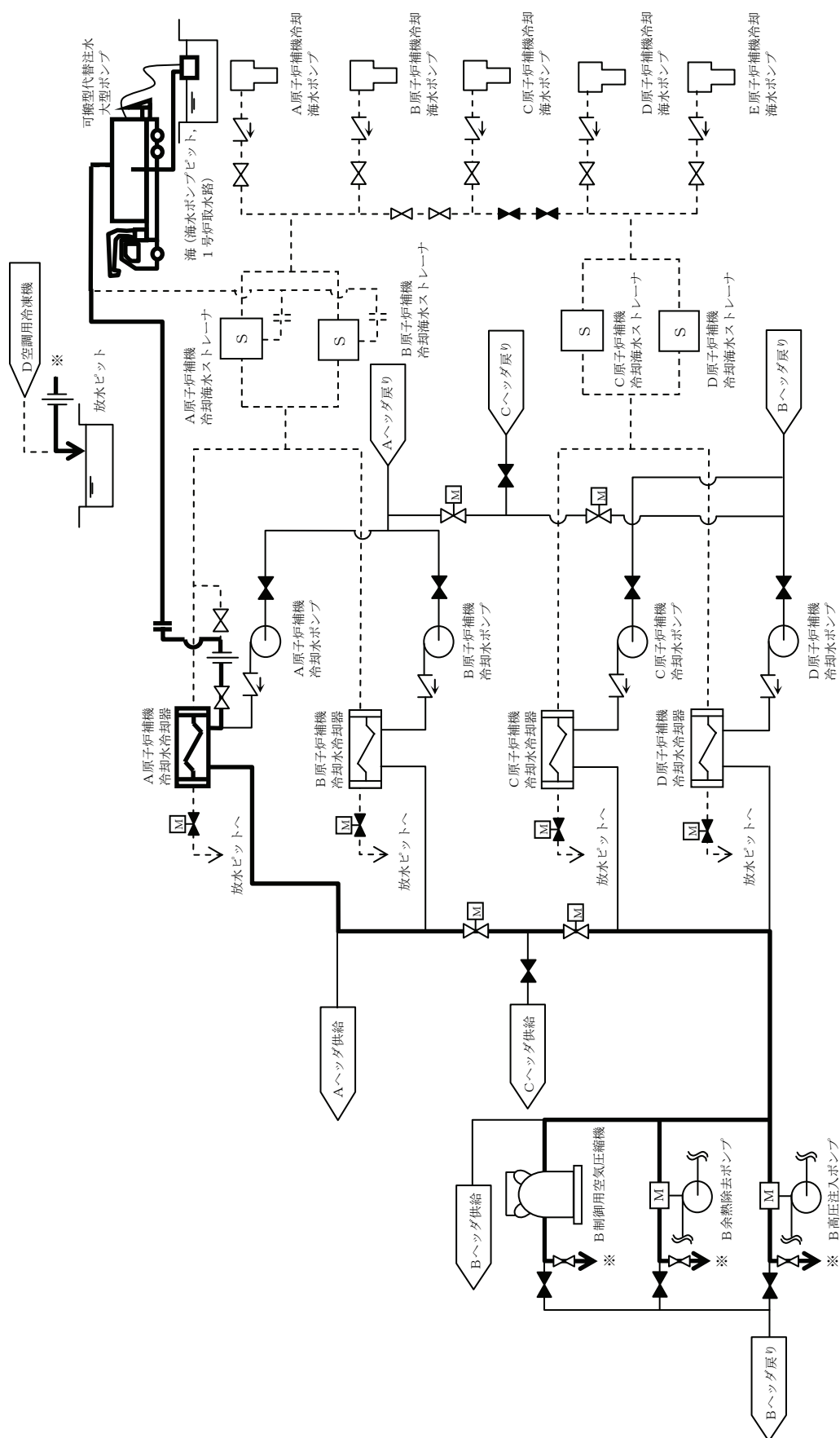
第 9.10.4 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図 (4)



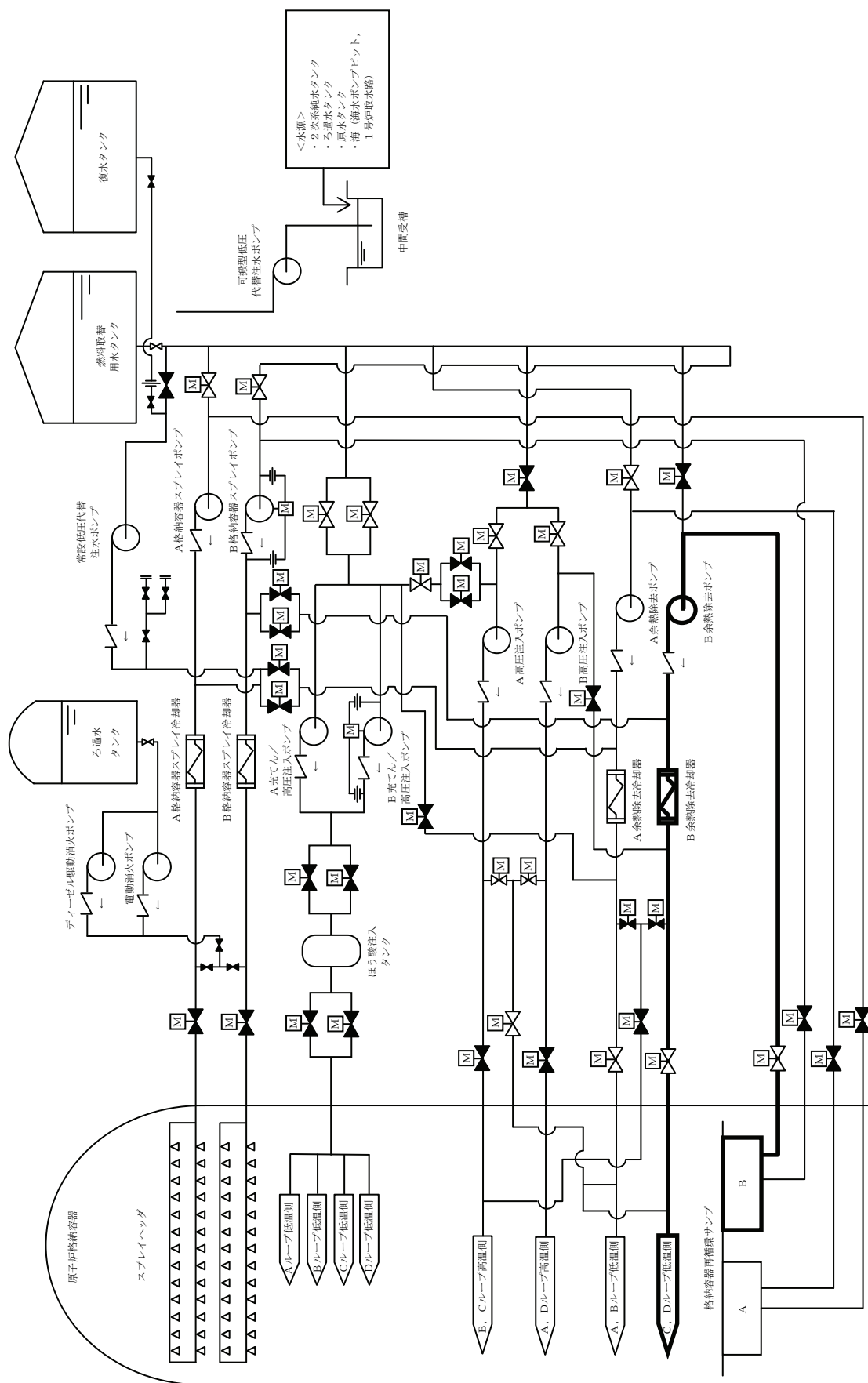
第 9.10.8 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図 (8)



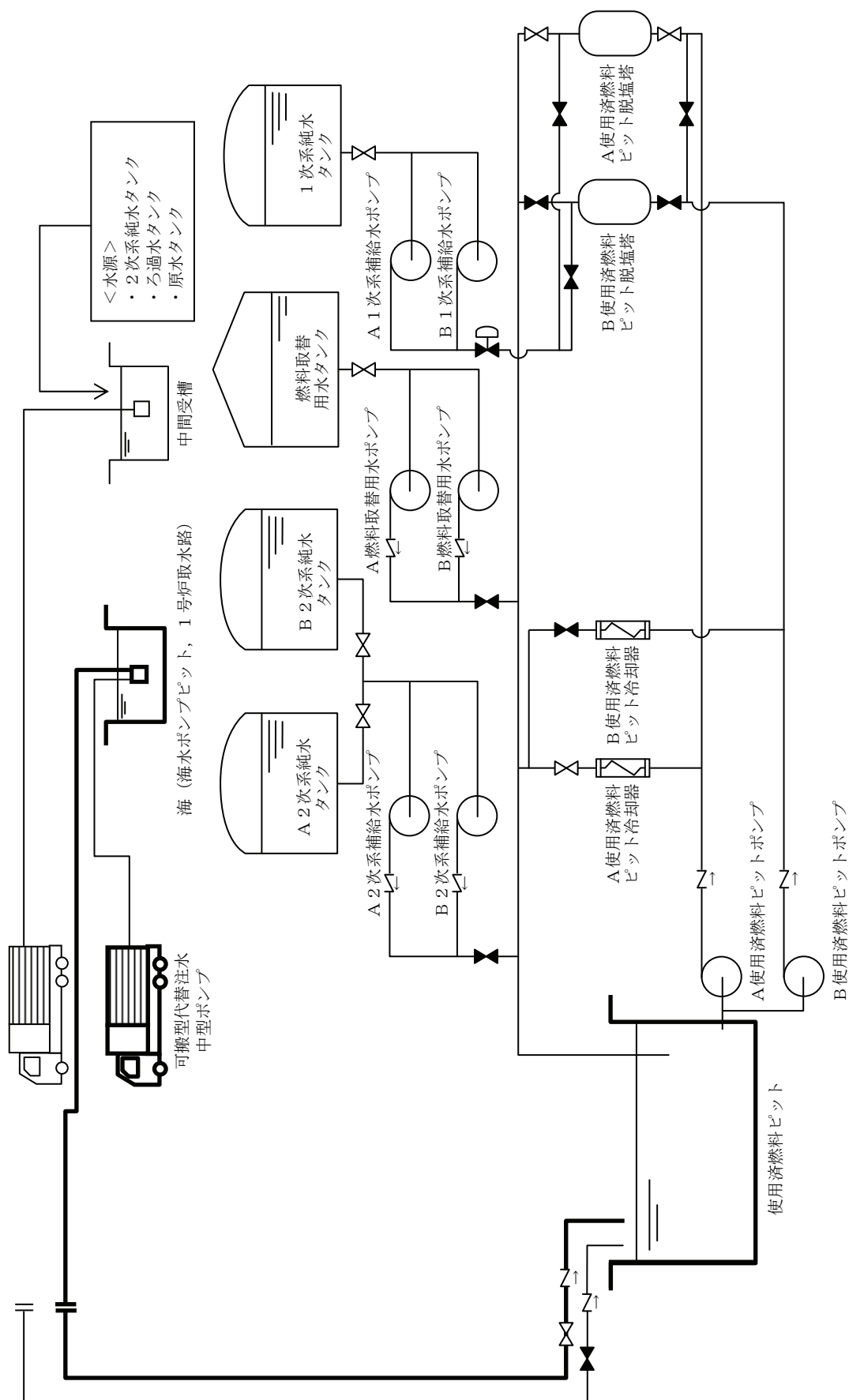
第9.10.11 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図 (11)



第9.10.12図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図 (12)

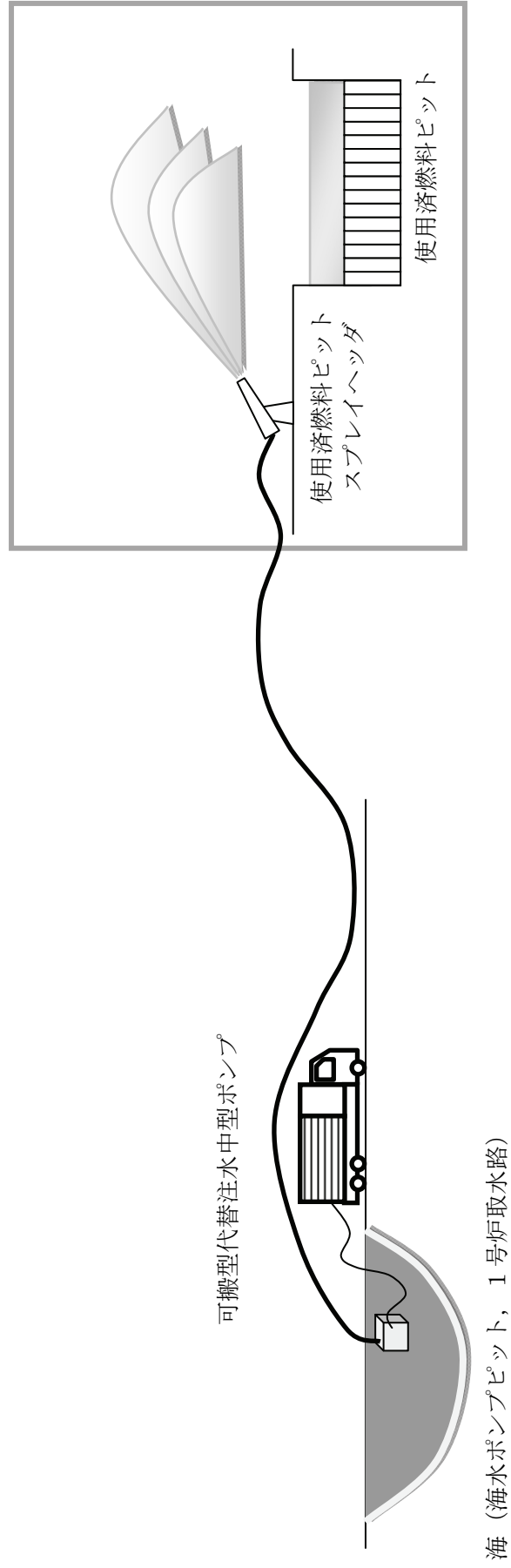


第 9.10.13 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備系統概要図 (13)

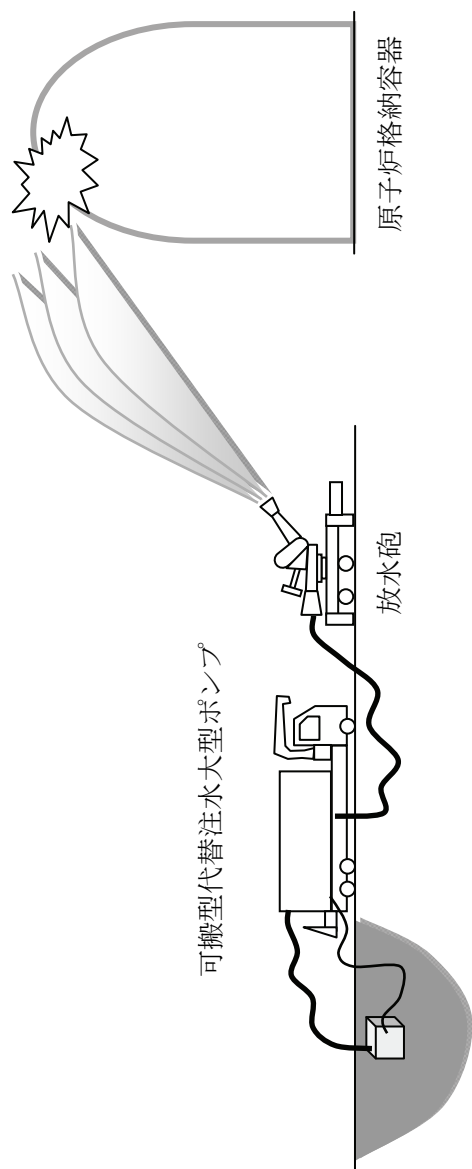


第 9.10.14 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備系統概要図 (14)

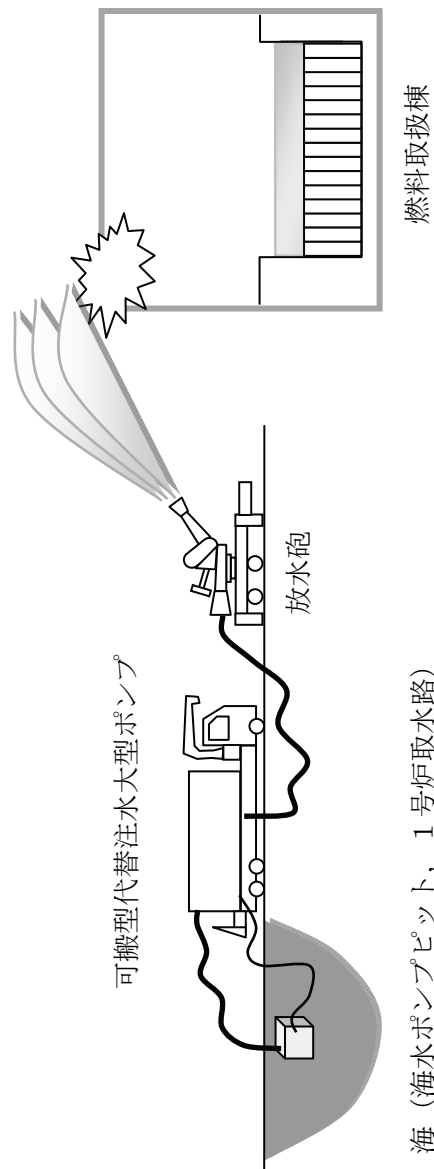
燃料取扱棟



第 9. 10. 15 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図 (1 5)



海（海水ポンプピット，1号炉取水路）



海（海水ポンプピット，1号炉取水路）

第9.10.16図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備系統概要図（16）

(その 1 275kV 送電線を主回線とする前)

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 概 要

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。

所内高圧母線は、常用 4 母線と非常用 2 母線で構成する。非常用 2 母線は、起動変圧器、予備変圧器及びディーゼル発電機並びに後備変圧器のいずれからも受電できる設計とする。

所内低圧母線は、常用 7 母線、非常用 2 母線で構成する。非常用 2 母線は、それぞれの非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。

所内補機は、工学的安全施設に関係する補機と一般補機とに分け、それぞれ非常用、常用母線に接続する。所内補機で 2 台以上設置するものは非常用、常用ともに各母線に分割接続し所内電力供給の安定を図る。

ディーゼル発電機は 2 台設け、500kV 送電線が停電し、かつ、275kV 送電線も停電した場合にそれぞれの非常用母線に電力を供給し、1 台のディーゼル発電機で発電所を安全に停止するために必要な補機を運転するのに十分な容量を有するとともに、たとえ同時に工学的安全施設作動設備が作動しても対処できる容量とする。

また、原子炉施設の安全に必要な直流電源を確保するため蓄電池を設置し、安定した交流電源を必要とするものに対しては無停電電源装置を設置する。直流電源設備は、非常用電源として 2 系統及び常用所内電源として 1 系統から構成する。

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機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や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し、他の安全機能への影響を限定し、非常用所内電源系からの受電時に、容易に母線切替操作が可能な設計とする。

10.1.2 設計方針

10.1.2.1 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、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や地絡又は母線の低電圧や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し、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また、非常用所内電源系からの受電時に、容易に母線切替操作が実施可能な設計とする。

非常用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される設計とする。

また、ディーゼル発電機については、7 日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるように、7 日間分の容量以上の燃料を敷地内に貯蔵する設計とする。

10.1.2.2 全交流動力電源喪失

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約 28 分間、原子炉を安全に停止し、かつ、原子炉の停止後に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に、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）を設ける設計とする。

10.1.3 主要設備

10.1.3.1 所内高压系統

所内高压系統を第 10.1.1 図に示す。非常用高压母線は次の 2 母線で構成する。

非常用高压母線（2A, 2B） 起動変圧器，予備変圧器，ディーゼル発電機又は後備変圧器のいずれからも受電できる母線。

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ガス絶縁遮断器を使用する。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り、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。

非常用高压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補助建屋内に設置する。

非常用高压母線は、起動変圧器，予備変圧器，ディーゼル発電機及び後備変圧器に接続し、工学的安全施設に係る補機と本原子炉施設の保安に必要な非常用補機に給電する。

通常は、500kV 送電線から起動変圧器を通して受電し、500kV 送電線が使用できない場合には、275kV 送電線から予備変圧器を通して受電するが、275kV 送電線が使用できない場合には、ディーゼル発電機又は 77kV 送電線から後備変圧器を通して受電する。

メタルクラッド開閉装置の主要仕様の概略を第 10.1.1 表に示す。

10.1.3.2 所内低圧系統

所内低圧系統を第 10.1.1 図に示す。非常用低圧母線は次の 2 母線で構成する。

非常用低圧母線（2A，2B） 非常用高圧母線から受電する母線。

これらの母線は、一連のキュービクルで構成し遮断器に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り、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。

非常用低圧母線のパワーセンタは、耐震性を有した原子炉補助建屋内に設置する。

工学的安全施設関係の補機と本原子炉施設の保安に必要な非常用補機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給電する。また、通常時、非常用低圧母線には、500kV 送電線から起動変圧器、非常用高圧母線を通して給電し、また、起動変圧器から受電できない場合には、275kV 送電線から予備変圧器及び非常用高圧母線を通して給電するが、予備変圧器から受電できない場合には、ディーゼル発電機又は 77kV 送電線から後備変圧器及び非常用高圧母線を通して給電する。

パワーセンタの主要仕様の概略を第 10.1.2 表に示す。

10.1.3.3 ディーゼル発電機

ディーゼル発電機は、外部電源（500kV 送電線及び 275kV 送電線）が喪失した場合に、発電所の保安を確保し、安全に停止するために必要な電源を供給し、さらに、工学的安全施設の電力も供給する。

ディーゼル発電機は、多重性を考慮して、必要な容量のものを 2 台備え、

各々非常用高圧母線に接続する。

各ディーゼル発電機は、原子炉補助建屋内のそれぞれ独立した室に設置する。

また、ディーゼル発電機は、それぞれ定格出力で7日間以上連続運転できる燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を発電所内に設置する設計とする。

ディーゼル発電機は、非常用高圧母線低電圧信号又は非常用炉心冷却設備作動信号で起動し、約10秒で電圧を確立した後は、各非常用高圧母線に接続し負荷に給電する。

外部電源（500kV送電線及び275kV送電線）喪失のみが発生した場合、各ディーゼル発電機に自動的に負荷する主要補機は、次のとおりである。

中央制御室空調ファン	1台
中央制御室循環ファン	1台
空調用冷水ポンプ	1台
原子炉補機冷却水ポンプ	2台
電動補助給水ポンプ	1台
原子炉補機冷却海水ポンプ	2台
原子炉容器室冷却ファン	1台
制御棒駆動装置冷却ファン	1台
格納容器再循環ファン	2台
空調用冷凍機	2台
制御用空気圧縮機	1台
充てん／高圧注入ポンプ	1台

上記以外にも、必要に応じて補機を起動できる。

また、1次系冷却材喪失事故と外部電源（500kV送電線及び275kV送電線）

喪失が同時に起こった場合、各ディーゼル発電機に自動的に負荷する主要補機は次のとおりである。

工学的安全施設の弁類	数十台
アニュラス空気浄化ファン	1 台
中央制御室非常用循環ファン	1 台
中央制御室空調ファン	1 台
中央制御室循環ファン	1 台
空調用冷水ポンプ	1 台
充てん／高圧注入ポンプ	1 台
高圧注入ポンプ	1 台
余熱除去ポンプ	1 台
原子炉補機冷却水ポンプ	1 台
電動補助給水ポンプ	1 台
原子炉補機冷却海水ポンプ	1 台
格納容器スプレイポンプ	1 台
空調用冷凍機	1 台
制御用空気圧縮機	1 台
安全補機室空気浄化ファン	1 台

上記以外にも必要に応じて補機を起動できる。

ディーゼル発電機負荷が最も大きくなる 1 次冷却材喪失事故と外部電源（500kV 送電線及び 275kV 送電線）喪失が同時に起こった場合の負荷曲線例を第 10.1.2 図に示す。ディーゼル発電機の主要仕様の概略を第 10.1.3 表に示す。

10.1.3.4 直流電源設備

直流電源設備は、第 10.1.3 図に示すように 3 組（非常用 2 組及び常用 1 組）のそれぞれ独立した蓄電池，充電器，直流コントロールセンタ等で構成し，非常用 2 組のいずれの 1 組が故障しても残りの 1 系統でプラントの安全性を確保する。

また，これらは，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 125V であり，うち非常用 2 組の電源の負荷は，工学的安全施設等の継電器，開閉器，電磁弁，計装用電源装置（無停電電源装置）等である。

非常用 2 組の蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）は，非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器で浮動充電する。

また，蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）の容量は 1 組あたり 2,500A・h であり，原子炉を安全に停止し，かつ，原子炉の停止後に炉心を一定時間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に，これら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，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及びパワーセンタ（約 30A），原子炉停止後の炉心冷却のためのタービン動補助給水ポンプ起動盤（約 110A），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源供給を行う計器用電源（無停電電源装置）（約 310A）及びその他制御盤の待機電力等（約 240A）の負荷へ電源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交流動力電源設備から開始されるまでの約 28 分間に対し，1 時間以上電源供給が可能な容量である。

直流電源設備の主要仕様の概略を第 10.1.4 表に示す。

10.1.3.5 計測制御用電源設備

計測制御用電源系統は、非常用として計器用交流母線 4 母線及び計器用後備母線 4 母線、また、常用として計器用交流母線 5 母線で構成し、母線電圧は 115V である。

非常用の計測制御用電源設備は、非常用低圧母線と非常用直流母線に接続する計器用電源（無停電電源装置）等で構成する。計器用電源（無停電電源装置）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に必要な電力の供給が交流動力電源から開始されるまでの約 28 分間においても、直流電源設備である蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）から直流電源が供給されることにより、計器用電源（無停電電源装置）内の変換器を介し直流を交流へ変換し、非常用の計器用交流母線に対し電源供給を確保する。そのため、炉外核計装の監視による原子炉の安全停止状態の確認、1 次冷却材温度等の監視による原子炉の冷却状態の確認及び格納容器圧力、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。

原子炉保護設備等の重要度の特に高い安全機能を有する設備に関する負荷は、非常用の計器用交流母線に接続する。多重チャンネル構成の原子炉保護設備への給電は、チャンネル毎に分離し、独立性を確保する。

なお、非常用の計器用交流母線 4 母線は、後備用変圧器からも受電できる。計測制御用電源設備の単線結線図を第 10.1.4 図に示す。

計測制御用電源設備の主要仕様の概略を第 10.1.5 表に示す。

10.1.3.6 電線路

原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備に関連する多重性を持つ動力回路、制御回路、計装回路のケーブルは、それぞれ相互に電氣的・物理的分

離を図るため、適切な離隔距離又は必要に応じて隔壁を設けたケーブルトレイ及びコンジット（電線貫通部を含む）を使用して布設し、相互の独立性を侵害することがないようにする。特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。

ケーブルは難燃性ケーブルを使用するとともに、格納容器を貫通する電線貫通部は 1 次冷却材喪失時の環境条件に適合するものを使用する。⁽¹⁾

10.1.3.7 事故時母線切替

常時は 500kV 送電線 2 回線を使用して運転するが、500kV 送電線 1 回線停止時でも残りの送電線 1 回線のみで、2 号炉を全出力運転できる。

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機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や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り、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、500kV 送電線 2 回線停止時には、原子炉を安全に停止するために必要な所内電力は、275kV 送電線に接続する予備変圧器から受電する。

500kV 送電線 2 回線停止時に、万一 275kV 送電線も停止した場合には、ディーゼル発電機又は 77kV 送電線に接続する後備変圧器から原子炉を安全に停止するために必要な電力を受電する。

(1) 予備変圧器への切替え

500kV 送電線が 2 回線とも停止し、275kV 送電線に電圧がある場合、非常用高圧母線は自動的に予備変圧器から受電し、原子炉の安全停止に必要な補機を運転する。

(2) ディーゼル発電機への切替え

非常用高圧母線が停電するとディーゼル発電機が自動起動するとともに、

非常用高圧母線に接続する負荷及び非常用低圧母線に接続する負荷をすべて遮断し、ディーゼル発電機の電圧が定格値になるとディーゼル発電機を非常用高圧母線に接続し、原子炉を安全に停止するために必要な負荷を順次投入する。

(3) 後備変圧器への切替え

万一、ディーゼル発電機からの受電も失敗し、77kV 送電線に電圧がある場合、非常用高圧母線は手動で後備変圧器から受電し、原子炉を安全に停止するために必要な補機を運転する。

(4) 500kV 送電線又は 275kV 送電線電圧回復後の切替え

ディーゼル発電機又は後備変圧器で所内負荷運転中、500kV 送電線又は 275kV 送電線の電圧が回復すれば、所内負荷を元の状態に戻す。

(5) 計測制御用交流母線の切替え

計器用電源（無停電電源装置）からの非常用の計器用交流 4 母線には、2 台の後備用変圧器を設け、440V 交流電源に切り替えることができる。

10.1.4 試験検査

10.1.4.1 ディーゼル発電機

(1) 手動起動試験

ディーゼル発電機は、定期的に手動で起動し、非常用高圧母線に接続して、必要な負荷をかけた状態で、健全性を確認する。

(2) 自動起動試験

原子炉停止時に、非常用高圧母線低電圧信号又は非常用炉心冷却設備作動信号を模擬し、信号発信後 10 秒以内に電圧が確立することを確認する。

10.1.4.2 蓄電池

蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）は定期的に電解液面の検査と補水，電解液の比重とセル電圧の測定及び浮動充電電圧の測定を行い，健全性を確認する。

10.1.5 手順等

- (1) 電気設備に要求される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。
- (2) 電気設備に係る保守・点検に関する教育を行う。

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、使用済燃料ピット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、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。

電源設備系統概要図を第 10.2.1 図～第 10.2.4 図に示す。

10.2.2 設計方針

重大事故等の対応に必要な電力を供給するための設備として以下の代替電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備を設ける。

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等時に想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び1次冷却材ポンプ軸封部からの一次冷却材の流出が発生する事故」時に必要な交流負荷へ電力を供給する常設代替電源設備として、空冷式非常用発電機を使用する。

空冷式非常用発電機は、中央制御室の操作にて速やかに起動し、重大事故等対処用専用高圧母線を経由し非常用高圧母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

空冷式非常用発電機は、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）から可搬型燃料給油ポンプにより可搬型ホースを介して燃料を補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 空冷式非常用発電機
- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ 可搬型燃料給油ポンプ

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に最低限必要な設備に電力を供給する可搬型代替電源設備として電源車を使用する。

電源車は、重大事故等対処用専用低圧母線を経由し非常用低圧母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

電源車は、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）よりタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 電源車
- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ タンクローリ

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する所内常設蓄電式直流電源設備として、蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）を使用する。

これらの設備は、負荷の切り離しを行わずに 8 時間（ただし、「負荷の切り離しを行わずに」には、中央制御室又は隣接する電気室において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）、さらに必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり電力の供給を行うことが可能な設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）
- ・蓄電池（重大事故等対処用）

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池の枯渇）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する可搬型直流電源設備として、電源車及び充電器（重大事故等対処用）を使用する。

これらの設備は、重大事故等対処用専用直流母線を経由し非常用直流母線へ接続することにより、24 時間にわたり電力を供給できる設計とする。

電源車は、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）よりタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・電源車
- ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・タンクローリ
- ・充電器（重大事故等対処用）

所内電気設備は、2 系統の非常用母線等により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも 1 系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

これとは別に上記 2 系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給する代替所内電気設備として、空冷式非常用発電機、重大事故等対処用専用電源盤、電源車を使用する。

代替所内電気設備は、空冷式非常用発電機又は電源車を重大事故等対処用専用電源盤に接続することにより電力を供給できる設計とする。

空冷式非常用発電機は、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）から可搬型燃料給油ポンプにより可搬型ホースを介して燃料を補給できる設計とする。

電源車は、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）よりタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 空冷式非常用発電機
- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ 可搬型燃料給油ポンプ
- ・ 重大事故等対処用専用電源盤
- ・ 電源車
- ・ タンクローリ

電動補助給水ポンプ，ほう酸ポンプ，急速ほう酸補給弁，高圧注入ポンプ，充てん／高圧注入ポンプ，余熱除去ポンプ，原子炉補機冷却海水ポンプ，格納容器スプレイポンプ，常設低圧代替注水ポンプ，原子炉補機冷却水ポンプ，静的触媒式水素再結合装置動作監視装置，電気式水素燃焼装置，電気式水素燃焼装置動作監視装置，可搬型格納容器水素濃度計測装置，可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ，可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置，アニユラス水素濃度，アニユラス空気浄化ファン，使用済燃料ピット水位（AM），使用済燃料ピット水位（広域），使用済燃料ピット温度（AM），使用済燃料ピット周辺線量率，使用済燃料ピット状態監視カメラ，中央制御室非常用循環ファン，中央制御室空調ファン，中央制御室循環ファン，可搬型照明（SA），衛星携帯電話（固定型），緊急時データ伝送システム（SPDS）及び蓄圧タンク出口弁は，ディーゼル発電機より電力を供給できる設計とする。

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。

空冷式非常用発電機は、空冷式のディーゼル発電機とし、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して屋外の適切な離隔距離を持った位置に設置することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

電源車は、空冷式のディーゼル発電機とし、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して、原子炉補助建屋から 100m 以上の離隔距離を確保した可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

電源車は、空冷式のディーゼル発電機とし、屋外の空冷式非常用発電機から 100m 以上の離隔距離を確保した可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

電源車の接続箇所は、原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する設計とする。

蓄電池（重大事故等対処用）は、原子炉補助建屋内の蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）に対して異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

電源車及び充電器（重大事故等対処用）を使用した直流電源は、空冷式のディーゼル発電機等を使用し、原子炉補助建屋内の蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）に対して、電源車は原子炉補助建屋から 100m 以上の離隔距離を確保した頑健性を有する可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管し、充電器（重大事故等対処用）は原子炉補助建屋内の異なる区画に設置することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

電源車の接続箇所は、原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する設計とする。

重大事故等対処用専用電源盤を使用した代替所内電気設備は、電源を空冷

式非常用発電機又は電源車とし、原子炉補助建屋内の所内電気設備である 2 系統の非常用母線と異なる区画に設置することにより、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

可搬型燃料給油ポンプ及び可搬型ホースは、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管することで位置的分散を図る設計とする。

タンクローリは、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

空冷式非常用発電機を使用した代替電源系統は、空冷式非常用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、ディーゼル発電機を使用した電源系統に対して独立した設計とする。

電源車を使用した代替電源系統は、電源車から非常用低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、ディーゼル発電機を使用した電源系統に対して独立した設計とする。

蓄電池（重大事故等対処用）を使用した直流電源系統は、独立した電路で系統構成することにより、蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）を使用した電源系統に対して独立した設計とする。

電源車及び充電器（重大事故等対処用）を使用した可搬型直流電源設備は、電源車から直流コントロールセンタ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、蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）を使用した電源系統に対して独立した設計とする。

重大事故等対処用専用電源盤を使用した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、所内電気設備である 2 系統の非常用母線に対して独立した設計とする。

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。

空冷式非常用発電機及びディーゼル発電機は，遮断器操作によって通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池），蓄電池（重大事故等対処用），充電器（重大事故等対処用）及び重大事故等対処用専用電源盤は，通常の系統構成を変えことなく重大事故等対処設備として系統構成することで，他の設備に影響を及ぼさない設計とする。

燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用），可搬型燃料給油ポンプ及びタンクローリは，他の設備から独立して使用可能なことより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

電源車は，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時は重大事故等対処設備として系統構成することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型重大事故等対処設備であるタンクローリ，可搬型燃料給油ポンプ及び電源車を設置する時は，車輪止めや固縛等によって固定することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

空冷式非常用発電機は，常設代替電源として，重大事故等時に想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる「外部電源喪失時に非常用所内交流電

源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び1次冷却材ポンプ軸封部からの一次冷却材の流出が発生する事故」の対処のために必要な負荷容量に対して十分であることを確認した発電機容量を有する設計とする。

燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）は、重大事故等発生後7日間、重大事故等対処設備の連続運転に必要な燃料に対して十分であることを確認したタンク容量を有する設計とする。

可搬型燃料給油ポンプは、空冷式非常用発電機の連続運転に必要な燃料を補給できる容量を有するものとして1台使用する。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台の合計2台を保管する設計とする。

タンクローリは、電源車、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型低圧代替注水ポンプの重大事故等対処設備の連続運転に必要な燃料を補給できる容量を有するものとして3台使用する。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台の合計4台を保管する設計とする。

電源車は、設計基準事故対処設備の電源が喪失する重大事故等時に最低限必要な交流負荷へ電力を供給するために必要な容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、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台の合計4台を保管する設計とする。

ディーゼル発電機は、重大事故等の収束に必要な容量が設計基準事故対処設備の容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備の容量と同仕様の設計とする。

蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）は、負荷の切り離しを行わずに8時間（ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、中央制御室又は隣接する電気室において簡易な操作で負荷の

切り離しを行う場合を含まない。），さらに必要な負荷以外の切り離しを行うことで残り 16 時間の合計 24 時間にわたって電力を供給できる容量に対して十分であることを確認した蓄電池容量を有する設計とする。

可搬型直流電源設備を構成する電源車及び充電器（重大事故等対処用）は、それぞれ 1 台で重大事故等の対処に必要な容量を有する設計とする。電源車は、1 セット 1 台使用する。

代替所内電気設備である重大事故等対処用専用電源盤は、所内電気設備である 2 系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に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。

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。

空冷式非常用発電機は、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。操作は中央制御室及び設置場所から可能な設計とする。

燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）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。操作は設置場所で可能な設計とする。

可搬型燃料給油ポンプ，タンクローリ及び電源車は、可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管し屋外に設置するため、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。操作は設置場所で可能な設計とする。

重大事故等対処用専用電源盤は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

ディーゼル発電機は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室及び設置場所で可能な設計とする。

蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）は、重大事故等時における

原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。負荷切り離し操作のうち、8 時間以内に実施するものについては、中央制御室又は隣接する電気室で可能な設計とし、8 時間以降に実施するものは設置場所で可能な設計とする。

蓄電池（重大事故等対処用）は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。負荷切り離し操作のうち、8 時間以内に実施するものについては、中央制御室で可能な設計とし、8 時間以降に実施するものは設置場所で可能な設計とする。

充電器（重大事故等対処用）は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は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」に示す。

空冷式非常用発電機及びディーゼル発電機を使用した電源系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から遮断器操作にて速やかに切り替えられる設計とする。遮断器操作は、操作に際して手順通りの操作でなければ接続できない構造の設計とする。

空冷式非常用発電機及びディーゼル発電機の操作は、中央制御室及び設置場所で可能な設計とする。

燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）に保管する燃料は、可搬型燃料給油ポンプにより可搬型ホースを介して確実に移送できる設計とする。

燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）に保管する燃料は、タンクローリにて確実に移送できる設計とする。電源車に給油する場合、電源車の近傍に設置することにより、確実に給油が可能な設計とする。

電源車は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めにより設

置場所にて固定できる設計とする。また、容易かつ確実に接続できるように、接続口は、同一規格のコネクタで接続を行う設計とする。

蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）の負荷切り離し操作のうち 8 時間以内に実施する操作については、中央制御室又は隣接する電気室にて可能な設計とし、8 時間以降に実施するものは設置場所で可能な設計とする。

蓄電池（重大事故等対処用）の負荷切り離し操作のうち 8 時間以内に実施する操作については、中央制御室にて可能な設計とし、8 時間以降に実施するものは設置場所で可能な設計とする。

充電器（重大事故等対処用）の操作は設置場所で可能な設計とする。

重大事故等対処用専用電源盤の操作は設置場所で可能な設計とする。

10.2.3 主要設備及び仕様

電源設備の主要設備及び仕様は第 10.2.1 表、第 10.2.2 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」に示す。

常設代替電源設備にて使用する系統（空冷式非常用発電機）は、模擬負荷による機能及び性能確認が可能な設計とする。

空冷式非常用発電機は、分解点検が可能な設計とする。

可搬型代替電源設備にて使用する系統（電源車）は、模擬負荷による機能及び性能確認が可能な設計とする。

電源車は、分解点検が可能な設計とする。さらに、電源車は、車両として、運転状態の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

電源設備に燃料を補給する燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及びタンクローリは、油量、漏えいの確認が可能なように油面計又は検尺口を設

け、内部の確認が可能なようにマンホールを設ける設計とする。さらに、タンクローリは、車両として、運転状態の確認が可能な設計とし、外観の確認が可能な設計とする。

ディーゼル発電機は、分解点検が可能な設計とし、系統負荷により性能確認が可能な系統設計とする。

可搬型燃料給油ポンプ及びタンクローリ付ポンプは、通常ラインにて機能及び性能確認ができる設計とし、分解点検が可能な設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備である蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）は、機能及び性能確認が可能なように電圧、比重測定が可能な設計とする。

可搬型直流電源設備にて使用する系統（電源車及び充電器（重大事故等対処用））は、模擬負荷により機能及び性能確認が可能な系統設計とする。

代替所内電気設備に使用する重大事故等対処用専用電源盤は、機能及び性能確認が可能なように、絶縁抵抗測定が可能な設計とする。また、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、500kV 送電線 2 回線及び 275kV 送電線 2 回線（1 号及び 2 号炉共用，一部既設）並びに 77kV 送電線 1 回線（1 号及び 2 号炉共用，一部既設）に連系する。

500kV 送電線 2 回線及び 275kV 送電線 2 回線は、約 22km 離れた関西電力株式会社の嶺南変電所に、77kV 送電線 1 回線は約 13km 離れた北陸電力株式会社の敦賀変電所にそれぞれ接続し、1 つの変電所が停止することにより発電所に接続された送電線がすべて停止する事態に至らない構成とする。

なお、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。

500kV 送電線は、1 回線で 2 号炉の全発生電力を送電する容量があり、1 回線事故が発生しても、2 号炉を全出力運転できる設計とする。

所内電力のうち常用母線は、発電機並列中には、発電機から所内変圧器を通して受電し、発電機解列中は、500kV 送電線から起動変圧器を通して受電する。さらに、500kV 送電線停止の場合には、275kV 送電線から予備変圧器を通し受電出来る設計とする。また、非常用母線は、常時 500kV 送電線から起動変圧器を通して受電する。500kV 送電線停止の場合には、275kV 送電線から予備変圧器を通し、さらに 275kV 送電線が停止した場合には、ディーゼル発電機又は 77kV 送電線に接続する後備変圧器を通し、発電所を安全に停止するために必要な電力を受電できる設計とする。

所内高圧母線は、常用 4 母線と非常用 2 母線で構成する。常用 4 母線は、所内変圧器から直接受電するほか、起動変圧器及び予備変圧器からも受電できる設計とする。

所内低圧母線は、常用 7 母線、非常用 2 母線で構成する。常用 7 母線は、

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。常用低圧母線間は、相互に連絡できる設計とする。

所内補機は、工学的安全施設に関する補機と一般補機とに分け、それぞれ非常用、常用母線に接続する。所内補機で2台以上設置するものは非常用、常用ともに各母線に分割接続し所内電力供給の安定を図る。

また、必要な直流電源を確保するため蓄電池を設置する。直流電源設備は、非常用所内電源として2系統及び常用所内電源として1系統から構成する。

安定した交流電源を必要とするものに対しては計器用電源（無停電電源装置）を設置する。計測制御用電源設備は非常用として計器用交流母線4母線及び計器用後備母線4母線、また、常用として計器用交流母線5母線で構成する。

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、供給信頼性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、500kV 母線を1母線、275kV 母線を2母線、77kV 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や地絡、母線の低電圧や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り、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、変圧器 1 次側において 3 相のうち 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。なお、運転員の 1 相開放故障発生時の対応を確実にするために、本事象に関する知見を手順書等に反映するとともに、運転員に対して定期的に教育を実施する。

500kV 送電線 2 回線及び 275kV 送電線 2 回線と 77kV 送電線 1 回線は互いに独立した関西電力株式会社の嶺南変電所と北陸電力株式会社の敦賀変電所に接続されており、万一、送電線の上流側接続先である変電所が停止しても、異なる変電所から電力を供給することが可能な設計とする。

少なくとも 1 回線は他の回線と物理的に分離した設計とし、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これらの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。

開閉所から主発電機側の送受電設備は、十分な支持性能をもつ地盤に設置する。

碍子、遮断器等は耐震性の高いものを使用する。さらに、津波に対して隔離又は防護するとともに、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

500kV 送電線 1 ルート 2 回線，受電専用の回線として 275kV 送電線 1 ルート 2 回線（1 号及び 2 号炉共用，一部既設）及び 77kV 送電線 1 ルート 1 回線（1 号及び 2 号炉共用，一部既設）の合計 3 ルート 5 回線で電力系統に連系する。

500kV 送電線 2 回線は，約 22km 離れた関西電力株式会社の嶺南変電所に連系している。275kV 送電線は，2 回線のうち 1 回線は国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の高速増殖原型炉もんじゅ，関西電力株式会社の美浜発電所を経由して，他の 1 回線は直接，関西電力株式会社の嶺南変電所に連系する。また，77kV 送電線 1 回線は約 13km 離れた北陸電力株式会社の敦賀変電所に連系し，万一，送電線の上流側接続先である変電所が停止しても，異なる変電所から電力を供給することが可能な構成としている。

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な電力を供給できる容量とするとともに，常時，重要安全施設に連系する 500kV 送電線は，単一故障時の影響を考慮し，2 回線とする。

500kV 送電線系統については，短絡，地絡検出用保護装置を設置する設計とする。また，送電線両端の電気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り，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 相の電路の開放が生じた際には，500kV 送電線は，電力送受電時，275kV 送電線及び 77kV 送電線は，所内負荷へ給電している場合，保護装置により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 500kV 送電線 2 回線，275kV 送電線 2 回線及

び 77kV 送電線 1 回線の 3 系統 5 回線で構成される各々の系統は、同一の送電鉄塔に架線しないように、それぞれに送電鉄塔を備える設計とする。

送電線については、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がない。

さらに、500kV 送電線、275kV 送電線及び 77kV 送電線の交差箇所の離隔距離については、必要な絶縁距離を確保する設計とする。

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である。

送電線の主要仕様を第 10.3.1 表に示す。

10.3.3.2 開閉所

500kV 開閉所は、500kV 送電線と主変圧器及び起動変圧器を連系する遮断器等で構成する。275kV 開閉所（1 号及び 2 号炉共用、一部既設）は、275kV 送電線（1 号及び 2 号炉共用、一部既設）と予備変圧器を連系する遮断器等で構成する。また、77kV 開閉所（1 号及び 2 号炉共用）は、77kV 送電線（1 号及び 2 号炉共用、一部既設）と後備変圧器を連系する遮断器等で構成する。

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り、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。

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。

碍子、遮断器は耐震性の高い懸垂碍子、ガス絶縁開閉装置を使用する。

塩害を考慮し、碍子に対しては、碍子洗浄装置を設置し、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を採用する。

開閉所単線結線図を第 10.3.2 図に、また、開閉所機器の主要仕様を第 10.3.2 表に示す。

10.3.3.3 発電機及び励磁装置

発電機は 1,365,000kVA, 1,800rpm で蒸気タービンに直結される横置、円筒回転界磁形、全閉自己通風、固定子水冷却、回転子水素内部冷却、三相同期発電機で、励磁機はブラシレス励磁機である。

発電機及び励磁装置の主要仕様を第 10.3.3 表に示す。

10.3.3.4 主要変圧器

本原子炉施設では、次のような主要変圧器を設ける。

主変圧器	発電機電圧 (24kV) を送電線電圧 (500kV) に昇圧する。

所内変圧器	発電機電圧 (24kV) を所内高圧母線電圧 (6.6kV) に降圧する。

起動変圧器	送電線電圧 (500kV) を所内高圧母線電圧 (6.6kV) に降圧する。

予備変圧器	送電線電圧 (275kV) を所内高圧母線電圧 (6.6kV) に降圧する。

後備変圧器	送電線電圧 (77kV) を所内高圧母線電圧 (6.6kV) に降圧する。

発電機の発生電力は、主変圧器から 500kV 送電線へ送電する。

常用高圧母線は、発電機並列中には発電機から所内変圧器を通して受電し、

発電機解列中は、500kV 送電線から起動変圧器を通して受電するが、500kV 送電線が停止した場合は、275kV 送電線から予備変圧器を通して受電する。また、非常用高圧母線は、常時 500kV 送電線から起動変圧器を通して受電し、500kV 送電線停電の場合は、275kV 送電線から予備変圧器を通し、さらに、275kV 送電線が停止した場合には、ディーゼル発電機又は 77kV 送電線に接続する後備変圧器を通し、発電所を安全に停止するために必要な電力を受電できる設計とする。

主要変圧器の主要仕様を第 10.3.4 表に示す。

10.3.3.5 所内高圧系統

所内高圧系統を第 10.1.1 図に示す。常用高圧母線は次の 4 母線で構成する。

常用高圧母線 (2C1, 2C2, 2D1, 2D2)

所内変圧器、起動変圧器又は予備変圧器から受電できる母線
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ガス絶縁遮断器を使用する。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り、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、タービン建屋内に設置する。

常用高圧母線は、発電機並列中には発電機から所内変圧器を通して受電し、発電機解列中は、500kV 送電線から起動変圧器を通して受電し通常運転時に必要な負荷を振り分け給電する。また、500kV 送電線が停止した場合には、275kV 送電線から予備変圧器を通して受電する。

メタルクラッド開閉装置の主要仕様の概略を第 10.1.1 表に示す。

10.3.3.6 所内低圧系統

所内低圧系統を第 10.1.1 図に示す。常用低圧母線は次の 7 母線で構成する。

常用低圧母線 (2C1, 2C2, 2C3, 2C4, 2D1, 2D2, 2D3)

常用高圧母線から受電できる母線

これらの母線は、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り、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。

常用低圧母線のパワーセンタは、タービン建屋等に設置する。

パワーセンタの主要仕様の概略を第 10.1.2 表に示す。

10.3.3.7 直流電源設備

直流電源設備は、第 10.1.3 図に示すように 3 組（常用 1 組及び非常用 2 組）のそれぞれ独立した蓄電池、充電器、直流コントロールセンタ等で構成する。直流母線は 125V であり、うち常用 1 組の電源の負荷は、タービン発電機関係の継電器、タービンの非常用油ポンプ、発電機の非常用密封油ポンプ、電磁弁等である。

3 組の蓄電池は、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。

直流電源設備の主要仕様の概略を第 10.1.4 表に示す。

10.3.3.8 計測制御用電源設備

計測制御用電源系統は、非常用として計器用交流母線 4 母線及び計器用後備母線 4 母線、また、常用として計器用交流母線 5 母線で構成し、母線電圧

は 115V である。

常用の計測制御用電源設備は、非常用低圧母線等に接続する計器用電源（無停電電源装置）等で構成する。

計器用電源（無停電電源装置）は、外部電源喪失等により交流入力が喪失しても、蓄電池からの直流入力により計器用交流母線の電源を確保する。

また、計器用電源（無停電電源装置）からの常用の計器用交流 4 母線には、1 台の計器用変圧器又は 2 台の後備用変圧器からも受電できる。

計測制御用電源設備の単線結線図を第 10.1.4 図に示す。

計測制御用電源設備の主要仕様の概略を第 10.1.5 表に示す。

10.3.3.9 制御棒駆動装置用電源設備

制御棒駆動装置用電源は、電動発電機を使用する。

電動発電機は、100%容量のものを 2 台備え、各々別個に 440V 母線から給電する。また、フライホイールを取付け、瞬間的な電源変動による発電機出力のじょう乱を極力抑制し、制御棒駆動装置用電源の確保を図る。

10.3.3.10 作業用電源設備

作業用電源としてはパワーセンタ、所内コントロールセンタから変圧器を通して、交流 200V 及び 100V に変圧し、給電する。

また、分電盤、スイッチ、コンセント等を所要場所に設置する。

10.3.3.11 電線路

動力回路、制御回路、計装回路のケーブルは、それぞれ相互に電氣的・物理的分離を図るため、適切な分離距離又は必要に応じて隔壁を設けたケーブルトレイ及びコンジット（電線貫通部含む）を使用して布設する。

特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構造とする。

ケーブルは難燃性ケーブルを使用するとともに、格納容器を貫通する電線貫通部は 1 次冷却材喪失時の環境条件に適合するものを使用する。⁽¹⁾

10.3.3.12 事故時母線切替え

通常時は 500kV 送電線 2 回線を使用して送電するが、500kV 送電線 1 回線事故時でも残りの送電線 1 回線のみで発電所の発生電力を送電できる。また、500kV 送電線 2 回線停止時には、原子炉を安全に停止するために必要な所内電力は、275kV 送電線に接続する予備変圧器から受電する。

万一、電気系統の短絡や地絡、母線の低電圧や過電流等が発生した場合も、それらを検知できる設計としており、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離し、故障による影響を局所化し、他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

(1) 起動変圧器（500kV 系）への切替え

所内変圧器から受電している常用高圧母線は発電機トリップ時には起動変圧器に切替えを行う。本切替えは自動切替えであり容易に実施可能である。

(2) 予備変圧器への切替え

500kV 送電線が 2 回線とも停止し、275kV 送電線に電圧がある場合、常用高圧母線は予備変圧器から受電する。本切替えは自動切替えであり容易に実施可能である。

(3) 500kV 送電線電圧回復後の切替え

予備変圧器で所内負荷運転中、500kV 送電線の電圧が回復すれば、所内負荷を元の状態に戻す。

(4) 計測制御用交流母線の切替え

計器用電源（無停電電源装置）からの常用の計器用交流 4 母線には、1 台の計器用変圧器又は 2 台の後備用変圧器を設け、440V 交流電源に切り替えることができる。

10.3.4 試験検査

10.3.4.1 蓄電池

蓄電池は定期的な電解液面の検査と補水、電解液の比重とセル電圧の測定及び浮動充電電圧の測定を行い、健全性を確認する。

10.3.5 手順等

- (1) 外部電源系統切替え操作を実施する際は、予め手順を定め、給電操作指令伝票等を活用し、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 1 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に切替えを実施する。
- (4) 上記(3)対応の 1 相開放故障が検知されない状態において、安全系機器に悪影響が生じた場合にも、運転員がそれを検知し、適切な対応を行えるよう手順書等を整備し、運転員に対して定期的に教育を実施する。
- (5) 電気設備に要求される機能を維持するため、保守計画に基づき適切な保守管理を行うとともに、必要に応じ補修を行う。
- (6) 外部電源切替操作に関する教育及び訓練を実施する。
- (7) 電気設備に係る保守・点検に関する教育を行う。

10.4 補助蒸気設備

10.4.2 設計方針

補助蒸気設備は、次のような方針で設計する。

- (1) 通常時は、主蒸気及びスチームコンバータ発生蒸気を使用する。
- (2) 主蒸気及びスチームコンバータ発生蒸気が利用できないときは、補助ボイラを使用する。
- (3) 補助ボイラは、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を有する設計とする。また、補助ボイラは、原子力施設の安全性に影響を及ぼすおそれのない設計とする。

10.4.4 主要設備

- (2) 補助ボイラ（1号及び2号炉共用）

発電所停止時又は、スチームコンバータ停止時には、補助ボイラを使用し、必要な箇所に補助蒸気を供給する。

10.5 火災防護設備

10.5.1 設計基準対象施設

10.5.1.1 概 要

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。

火災の発生防止は，発火性又は引火性物質等に対して火災の発生防止対策を講じるほか，水素に対する換気及び漏えい検知対策，電気系統の過電流による過熱，焼損の防止対策等を行う。

火災の感知及び消火は，安全機能を有する構築物，系統及び機器に対して，火災の影響を限定し，早期の火災感知及び消火を行えるように，火災感知設備及び消火設備を設置する。

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，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，原子炉の高温停止及び低温停止が達成できることを，火災影響評価により確認する。

10.5.1.2 設計方針

原子炉施設内の火災区域及び火災区画に設置される，原子炉の高温停止，低温停止を達成し，維持する機能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，系統及び機器に対する火災の影響を限定し，早期の火災感知及び消火を行う。

(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。

10.5.1.3 主要設備

10.5.1.3.1 火災発生防止設備

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 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のためのオイルパン，ドレンリム又は堰等の設備を設置する。

10.5.1.3.2 火災感知設備

火災感知設備の火災感知器は，アナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器の組合せを基本として，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，火災は炎が生じる前に発煙する等の予想される火災の性質から，アナログ式以外の炎感知器や防爆型の感知器の選択も考慮し，以下のとおり設置する。

(1) 一般エリア

一般エリアは，アナログ式の煙感知器とアナログ式の熱感知器又は炎感知器を設置する。

(2) 水素発生エリア

水素の発生を考慮する必要がある体積制御タンク室及び蓄電池室等は，防爆型の煙感知器と防爆型の熱感知器を設置する。また，感知器の設置位置が高所となる場合は，防爆型の煙感知器と炎感知器を設置する。

(3) 可燃性ガス発生エリア

可燃性ガスの発生を考慮する必要がある燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）エリア等は，防爆型の煙感知器と防爆型の熱感知器を設置する。また，感知器の設置位置が高所となる場合は，防爆型の煙感知器と炎感知器を設置する。

(4) 天井空間が広く空気拡散のあるエリア

天井空間が広く煙の拡散を考慮する必要があるエリアはアナログ式の熱感知器と炎感知器を設置する。なお，水素又は可燃性ガスの発生を考慮する必要がある場合は防爆型の熱感知器と炎感知器を設置する。

(5) 屋外エリア

屋外の設置環境を考慮する必要がある原子炉補機冷却海水ポンプエリア等は防水機能のある防爆型の熱感知器と炎感知器を設置する。

(6) 中央制御室制御盤内

中央制御室の制御盤内には，高感度煙感知器を設置する。

10.5.1.3.3 消火設備

消火設備は、原子炉の安全停止に必要な機器等を設置する火災区域又は火災区画並びに放射性物質貯蔵等の機器等を設置する火災区域の火災を早期に消火するために、火災発生時の煙の充満等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。

また、消火設備は、第 10.5.1 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。

10.5.1.3.3.1 原子炉の安全停止に必要な機器等を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火設備

(1) 火災発生時の煙の充満等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、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ハロゲン化物消火設備又は自動消火設備であるハロゲン化物自動消火設備を設置する。

また、系統分離に応じた独立性を考慮したハロゲン化物自動消火設備の概要図を第 10.5.1 図に示す。

ただし、以下の火災区域又は火災区画は、上記と異なる消火設備を設置する。

a. ディーゼル発電機室及び燃料油サービスタンク室

ディーゼル発電機室及び燃料油サービスタンク室は、二酸化炭素消火設備を設置する。

b. 原子炉格納容器内

原子炉格納容器内は、消火器又は消火栓で消火を行うとともに、ろ過

水タンク，原水タンク及び燃料取替用水タンクを水源とする原子炉格納容器スプレイ設備を設置する。

ハロゲン化物消火設備の概要図を第 10.5.2 図，二酸化炭素消火設備の概要図を第 10.5.3 図に示す。

- (2) 火災発生時の煙の充満等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

火災発生時の煙の充満等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は，消火器又は消火栓で消火を行う設計とする。

10.5.1.3.3.2 放射性物質貯蔵等の機器等を設置する火災区域に設置する消火設備

- (1) 火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となる火災区域に設置する消火設備

火災発生時の煙の充満により消火活動が困難となる放射性物質貯蔵等の機器等を設置する火災区域には，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ハロゲン化物消火設備又は自動消火設備であるハロゲン化物自動消火設備を設置する。

- (2) 火災発生時の消火活動が困難とならない火災区域に設置する消火設備

火災発生時の煙の充満等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は，消火器又は消火栓で消火を行う設計とする。

10.5.1.3.4 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。

10.5.1.3.4.1 火災区域の分離を実施する設備

他の火災区域又は火災区画と分離するために、以下の耐火能力を有する耐火壁を設置する。

- (1) 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 150mm⁽²⁾ 以上の壁厚のコンクリート壁
- (2) 3 時間以上の耐火能力を有する耐火壁

10.5.1.3.4.2 火災防護対象機器等の火災の影響軽減のための対策を実施する設備

火災防護対象機器等を設置する火災区域及び火災区画に対して、火災区域内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、以下の設備を設置する。

火災の影響を軽減するための対策を実施するために設置する火災感知設備及び自動消火設備は、「10.5.1.3.2 火災感知設備」及び「10.5.1.3.3 消火設備」の設備を設置する。

- (1) 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
- (2) 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

10.5.1.4 主要仕様

10.5.1.4.1 火災感知設備

火災感知設備の火災感知器の概略を第 10.5.2 表に示す。

10.5.1.4.2 消火設備

消火設備の概略仕様を第 10.5.3 表に示す。

10.5.1.5 試験検査

10.5.1.5.1 火災感知設備

アナログ式の火災感知器など自動試験機能を持った火災感知設備は、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の実施する。

10.5.1.5.2 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。

ただし、原子炉格納容器スプレイ設備は、原子炉格納容器スプレイ機能を定期的に確認する作動試験において、その機能を確認する。

10.5.1.6 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。

火災発生時の原子炉施設の保全のための活動を行うため、初期消火活動要員が常駐するとともに、所長があらかじめ指名した放射線業務従事者等により編成する自衛消防隊を設置する。

自衛消防組織体制図を第 1.10.3 図に示す。

10.5.1.7 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とともに、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が、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、以下の手順を予め整備し、的確に操作を行う。
 - a. 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常時監視する。
 - 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、以下の手順を予め整備し、的確に操作を行う。
 - 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、以下の手順を予め整備し、的確に操作を行う。
 - a. 火災感知器が作動し、火災を確認した場合は、消火活動を行う。
 - b. 消火活動が困難な場合は、放射線業務従事者等の退避を確認後、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

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手順を予め整備し，的確に操作を行う。

a．発電長が局所火災と判断し，かつ，原子炉格納容器内への進入が可能であると判断した場合は，消火器又は消火栓による消火活動を実施するとともに，消火状況の確認，プラント運転状況の確認等を行う。

b．発電長が原子炉格納容器内へ進入できないと判断した場合又は広範囲な火災と判断した場合は，プラントを停止するとともに，原子炉格納容器スプレイ設備を使用した消火を実施し，消火状況の確認，プラント運転状況の確認等を行う。

- (5) 中央制御盤内における火災発生時の対応においては，以下の手順を予め整備し，的確に操作を行う。

中央制御盤の1つの区画の安全機能が全て喪失した場合における原子炉の安全停止に関する手順についても予め整備する。

a．高感度煙感知器により火災を感知し，火災を確認した場合は，常駐する運転員による二酸化炭素消火器を用いた消火活動，プラント運転状況の確認等を行う。

b．制御盤内の消火活動に支障がある場合は，火災発生時の煙を排気するため，可搬型排煙設備を設置し，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，換気設備の運転状態の確認，換気設備の切り替え等を実施する手順を予め整備し，的確に操作を行う。

- (7) 火災発生時の煙の充満により消火活動に支障がある場合を考慮し，ポンプ室等の消火活動時には可搬式の排風機を準備することを定めた手順を予め整備し，的確に操作を行う。

- (8) 火災の影響軽減のための対策を実施するために、火災区域又は火災区画における点検等で使用する資機材（可燃物）に対する持込みと保管に係る手順を予め整備し、的確に実施する。
- (9) 火災の発生を防止するために、火災区域又は火災区画における溶接等の火気作業に対する以下の手順を予め整備し、的確に実施する。
- a. 火気作業前の計画策定
 - b. 火気作業時の養生、消火器等の配備、監視人の配置等
- (10) 火災防護に必要な設備は、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) 火災区域、火災防護対象機器等、火災の影響軽減のための隔壁等の設計変更にあたっては、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。
- (12) 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造物、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の実施する。
- 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造物、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

- (13) 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、放射線業務従事者、初期消火活動要員等による消防訓練、自衛消防隊による総合的な訓練及び運転員による運転操作等の訓練を定期的実施する。

10.5.2 重大事故等対処施設

10.5.2.1 概 要

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。

火災の発生防止は、発火性、引火性物質等に対して火災の発生防止対策を講じるほか、水素に対する換気及び漏えい検知対策、電気系統の過電流による過熱、焼損の防止対策等を行う。

火災の感知及び消火は、重大事故等対処施設に対して、火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行えるように、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の設置に当たっては、地震等の自然現象によっても、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、機能を維持できるように設置する。また、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。

10.5.2.2 設計方針

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する火災の影響を限定し，早期の火災感知及び消火を行う。

10.5.2.3 主要設備

10.5.2.3.1 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 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のためのオイルパン，ドレンリム又は堰等の設備を設置する。

10.5.2.3.2 火災感知設備

火災感知設備の火災感知器は，アナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器の組合せを基本として，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，火災は炎が生じる前に発煙する等の予想される火災の性質から，アナログ式以外の炎感知器や防爆型の感知器の選択も考慮し，以下のとおり設置する。

(1) 一般エリア

一般エリアは，アナログ式の煙感知器とアナログ式の熱感知器又は炎感知器を設置する。

(2) 水素発生エリア

水素の発生を考慮する必要がある体積制御タンク室及び蓄電池室等は，

防爆型の煙感知器と防爆型の熱感知器を設置する。また、感知器の設備位置が高所となる場合は、防爆型の煙感知器と炎感知器を設置する

(3) 可燃性ガス発生エリア

可燃性ガスの発生を考慮する必要がある燃料油貯蔵タンク(ディーゼル発電機用)エリア等は、防爆型の煙感知器と防爆型の熱感知器を設置する。また、感知器の設置位置が高所となる場合は、防爆型の煙感知器と炎感知器を設置する。

(4) 天井空間が広く空気拡散のあるエリア

天井空間が広く煙の拡散を考慮する必要があるエリアはアナログ式の熱感知器と炎感知器を設置する。なお、水素又は可燃性ガスの発生を考慮する必要がある場合は防爆型の熱感知器と炎感知器を設置する。

(5) 中央制御室制御盤内

中央制御室の制御盤内には、高感度煙感知器を設置する。

(6) 屋外エリア

屋外の設置環境を考慮する必要がある原子炉補機冷却海水ポンプエリア等は防水機能のある防爆型の熱感知器と炎感知器を設置する。

10.5.2.3.3 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するために、火災発生時の煙の充満等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。

また、消火設備は、第 10.5.1 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。

10.5.2.3.3.1 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

- (1) 火災発生時の煙の充満等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、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ハロゲン化物消火設備又は自動消火設備であるハロゲン化物自動消火設備を設置する。

ただし、以下の火災区域又は火災区画は、上記と異なる消火設備を設置する。

a. ディーゼル発電機室及び燃料油サービスタンク室

ディーゼル発電機室及び燃料油サービスタンク室は、二酸化炭素消火設備を設置する。

b. 原子炉格納容器内

原子炉格納容器内は、消火器及び消火栓で消火を行うとともに、ろ過水タンク、原水タンク及び燃料取替用水タンクを水源とする原子炉格納容器スプレイ設備を設置する。

ハロゲン化物消火設備の概要図を第 10.5.2 図、二酸化炭素消火設備の概要図を第 10.5.3 図に示す。

- (2) 火災発生時の煙の充満等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

火災発生時の煙の充満等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は、消火器又は消火栓で消火を行う設計とする。

10.5.2.4 主要仕様

10.5.2.4.1 火災感知設備

火災感知設備の火災感知器の概略を第 10.5.2 表に示す。

10.5.2.4.2 消火設備

消火設備の概略仕様を第 10.5.3 表に示す。

10.5.2.5 試験検査

10.5.2.5.1 火災感知設備

「10.5.1.5.1 火災感知設備」の基本方針を適用する。

10.5.2.5.2 消火設備

「10.5.1.5.2 消火設備」の基本方針を適用する。

10.5.2.6 体 制

「10.5.1.6 体 制」の基本方針を適用する。

10.5.2.7 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とともに、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が、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、以下の手順を予め整

備し，的確に操作を行う。

a．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常時監視する。

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，火災区画又は可搬型重大事故等対処設備保管用トンネルにおける火災発生時の対応においては，以下の手順を予め整備し，的確に操作を行う。

a．火災感知器が作動した場合は，火災区域，火災区画又は可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル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，以下の手順を予め整備し，的確に操作を行う。

a．火災感知器が作動し，火災を確認した場合は，消火活動を行う。

b．消火活動が困難な場合は，放射線業務従事者等の退避を確認後，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，以下の手順を予め整備し，的確に操作を行う。

a．発電長が局所火災と判断し，かつ，原子炉格納容器内への進入が可能であると判断した場合は，消火器又は消火栓による消火活動を実施する

とともに、消火状況の確認、プラント運転状況の確認等を行う。

- b. 発電長が原子炉格納容器内へ進入できないと判断した場合又は広範囲な火災と判断した場合は、プラントを停止するとともに、原子炉格納容器スプレイ設備を使用した消火を実施し、消火状況の確認、プラント運転状況の確認等を行う。

- (5) 中央制御盤内における火災発生時の対応においては、以下の手順を予め整備し、的確に操作を行う。

- a. 高感度煙感知器により火災を感知し、火災を確認した場合は、常駐する運転員による二酸化炭素消火器を用いた消火活動、プラント運転状況の確認等を行う。

- b. 制御盤内の消火活動に支障がある場合は、火災発生時の煙を排気するため、可搬型排煙設備を設置し、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、換気設備の運転状態の確認、換気設備の切り替え等を実施する手順を予め整備し、的確に操作を行う。

- (7) 火災発生時の煙の充満により消火活動に支障がある場合を考慮し、ポンプ室等の消火活動時には可搬式の排風機を準備することを定めた手順を予め整備し、的確に操作を行う。

- (8) 火災の発生を防止するために、火災区域又は火災区画における溶接等の火気作業に対する以下の手順を予め整備し、的確に実施する。

- a. 火気作業前の計画策定

- b. 火気作業時の養生、消火器等の配備、監視人の配置等

- (9) 火災防護に必要な設備は、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。

- (10) 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、

及び可搬型重大事故等対処設備を保管する可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル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のそれぞれを考慮した以下の教育を定期的の実施する。

- a．火災区域及び火災区画の設定
- b．火災から防護すべき重大事故等対処施設
- c．火災の発生防止対策
- d．火災感知設備
- e．消火設備

- (11) 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、及び可搬型重大事故等対処設備を保管する可搬型重大事故等対処設備保管用トンネルを火災から防護することを目的として、放射線業務従事者、初期消火活動要員等による消防訓練、自衛消防隊による総合的な訓練及び運転員による運転操作等の訓練を定期的の実施する。

10.7 津波及び内部溢水に対する浸水防護設備

10.7.1 津波に対する防護設備

10.7.1.1 設計基準対象施設

10.7.1.1.1 概 要

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、クラス2設備及びクラス3設備のうちの緊急時対策所並びに津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を含む耐震Sクラスに属する設備（以下「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（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋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、流入の防止及び取水路、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・放水施設及び地下部等において、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（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画において、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。

10.7.1.1.2 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（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋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、取水路及び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（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋（緊急時対策所を除く。）及び区画（緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクを除く。）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。また、緊急時対策所及び緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクの設置された敷地については、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. 上記 a. の遡上波については、敷地、敷地周辺の地形及びその標高、河川等の存在、設備等の配置状況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、地震による変状又は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. 取水路又は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、必要に応じ津波防護施設及び浸水防止設備による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。
- (2) 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・放水設備の構造上の特徴等を考慮して、取水・放水施設及び地下部等における漏水の可能性を検討した上で、浸水想定範囲を設定するとともに、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（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び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冠水が想定される場合は、必要に応じ排水設備を設置する。
- (3) 上記(1)、(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（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、浸水対策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、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設計とする。そのため、原子炉補機冷却海水取水口の周囲に貯留堰を設置することにより、基準津波による海水ポンプピット水位の低下に対して、原子炉補機冷却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原子炉補機冷却海水取水口、原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットの通水性が確保でき、かつ、原子炉補機冷却海水取水口からの砂の混入に対して原子炉補機冷却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、防潮堤、防潮扉、1号炉放水路逆流防止設備、一般排水路逆流防止設備、2号炉の放水ピット逆流防止設備及び貯留堰とする。「浸水防止設備」は、海水ポンプ室浸水防止蓋、海水ポンプ室床ドレン排水口逆止弁、海水ポンプ室開口部逆止弁、海水ポンプ室貫通部止水処置、放水ピット貫通部止水処置、原子炉建屋閉止板、原子炉補助建屋閉止板、原子炉建屋床ドレン配管逆止弁、原子炉建屋貫通部止水処置及び原子炉補助建屋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海水ポンプピット水位計とする。

b. 入力津波については、基準津波の波源からの数値計算により、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。

数値計算に当たっては、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・伝播の効果及び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による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冠水時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・構築物及び設置物等が破損，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に，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。

h. 津波防護施設及び浸水防止設備の設計に当たって、津波影響軽減施設・設備の効果を考慮する場合は、このような各施設・設備についても、入力津波に対して津波による影響の軽減機能が保持される設計とするとともに、上記 f. 及び g. を満たすこととする。

(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及び津波の二次的な影響（洗掘、砂移動、漂流物等）及び自然条件（積雪、風荷重等）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並びに原子炉補機冷却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、想定される地震の波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。

10.7.1.1.3 主要設備

(1) 防潮堤及び防潮扉（1号及び2号炉共用）

E.L. + 3m の敷地を超える津波が襲来した場合に、津波が敷地に到達、流入することを防止し、防護対象設備が機能喪失することのない設計とするため、E.L. + 3m の敷地に防潮堤及び防潮扉を設置する。防潮堤及び防潮扉の設計においては、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、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。設計に当たっては、漂流物による荷重及び自然条件（積雪、風荷重等）との組合せを適切に考慮する。

(2) 1号炉放水路逆流防止設備及び一般排水路逆流防止設備（1号及び2号炉共用）

E.L. + 3m の敷地を超える津波が襲来した場合に、津波が1号炉放水路及び一般排水路の経路から流入することを防止し、防護対象設備が機能喪失することのない設計とするため、1号炉放水路に対して放水路逆流防止設備、一般排水路に対して一般排水路逆流防止設備を設置する。1号炉放水路逆流防止設備及び一般排水路逆流防止設備の設計においては、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全性を評価し、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。設計に当たっては、自然条件（積雪、風荷重等）との組合せを適切に評価する。

(3) 放水ピット逆流防止設備

放水口からの津波が放水ピットから E.L. + 7m の敷地に流入することを防止し、防護対象設備が機能喪失することのない設計とするため、放水ピットに中央制御室から遠隔閉止信号により閉止可能な放水ピット逆流防止設備を設置する。放水ピット逆流防止設備の設計においては、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、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。設計に当たっては、自然条件（積雪、風荷重等）との組合せを適切に考慮する。

放水ピット逆流防止設備は、重要安全施設（MS－1）とし、閉止機構に関する電源系、制御系については多重性又は多様性及び独立性を確保するとともに、単一故障に対して津波防護機能を失わない設計とする。また、原子炉の運転中又は停止中に作動試験又は検査が可能な設計とする。

(4) 貯留堰

基準津波による海水ポンプピット水位の低下に対して、原子炉補機冷却海水ポンプが機能喪失することのない設計とするため、原子炉補機冷却海水取水口の周囲に貯留堰を設置する。貯留堰の設計においては、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、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。設計に当たっては、漂流物による荷重及び自然条件（積雪、風荷重等）との組合せを適切に考慮する。

(5) 海水ポンプ室浸水防止蓋

基準津波により海水ポンプピット水位が上昇した場合に、海水ポンプ室床面の点検用開口部から海水ポンプ室に流入することを防止し、防護対象設備が機能喪失することのない設計とするため、海水ポンプ室浸水防止蓋を設置する。海水ポンプ室浸水防止蓋の設計においては、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保持できる設計とする。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、自然条件（積雪、風荷重等）との組合せを適切に評価する。

上記(1)から(5)の各施設・設備の設計における許容限界は、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、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に、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。各施設・設備の設計，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計算上の不確かさ及び施設・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計算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，衝撃力等を安全側に評価することで，不確かさを考慮する。

10.7.1.1.4 主要仕様

主要設備の仕様を第 10.7.1 表に示す。

10.7.1.1.5 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，原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査を実施する。

10.7.1.1.6 手順等

- (1) 防潮扉については，原則閉運用とするが，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予め整備し，的確に実施する。
- (2) 放水ピットから E.L. +7m の敷地への津波の流入を防ぐため，発電所を含む地域に大津波警報が発表された場合の循環水ポンプ停止（プラント停止）及び中央制御室から放水ピット逆流防止設備の閉止操作手順等を

予め整備し，的確に実施する。

- (3) 燃料等輸送船に関し，津波警報等が発表された場合において，荷役作業を中断し，陸側作業員及び輸送物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等を予め整備し，的確に実施する。
- (4) 津波監視カメラ及び海水ポンプピット水位計による津波の襲来状況の監視に係る運用手順を予め整備し，的確に実施する。
- (5) 津波防護施設，浸水防止設備，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する。
- (6) 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・点検に関する教育を定期的の実施する。

10.7.1.2 重大事故等対処施設

10.7.1.2.1 概要

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施設（津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋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，流入の防止及び取水路，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ぐ対策を講じる。

津波防護の多重化は、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（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画において、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。

10.7.1.2.2 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、可搬型重大事故等対処設備、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備（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。

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（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋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、取水路及び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（津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋（緊急時対策所を除く。）及び区画（緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び燃料油貯蔵タンク（南側）を除く。）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。また，緊急時対策所，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び燃料油貯蔵タンク（南側）の設置された敷地については，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. 上記 a. の遡上波の到達防止に当たっての検討は，「10.7.1.1 設計基準対象施設」を適用する。
- c. 取水路又は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，「10.7.1.1 設計基準対象施設」を適用する。
- (2) 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できる設計とする。具体的には，「10.7.1.1 設計基準対象施設」を適用する。
- (3) 上記(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（津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については，浸水対策を行うことにより津波による影響等から隔離可能な設計する。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，「10.7.1.1 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できる設計とする。そのため，原子炉補機冷却海水

ポンプについては、「10.7.1.1 設計基準対象施設」を適用する。

また、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプについては、基準津波による海水ポンプピットの水位変動に対して取水性を確保でき、かつ、原子炉補機冷却海水取水口からの砂の混入に対して、各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、「10.7.1.1 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並びに原子炉補機冷却海水ポンプ等の取水性の評価に当たっては、「10.7.1.1 設計基準対象施設」を適用する。

10.7.1.2.3 主要設備

「10.7.1.1 設計基準対象施設」と同じ。

10.7.1.2.4 主要仕様

主要設備の仕様を第 10.7.1 表に示す。

10.7.1.2.5 試験検査

「10.7.1.1 設計基準対象施設」と同じ。

10.7.1.2.6 手順等

「10.7.1.1 設計基準対象施設」と同じ。

10.7.2 内部溢水に対する防護設備

10.7.2.1 概 要

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、防護対象設備が、その安全機能を損なわない設計とする。

溢水影響評価に当たっては、溢水防護区画を設定し区画内の溢水評価が保守的になるように溢水経路を設定する。発生を想定する溢水に対し、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とする。

10.7.2.2 設計方針

原子炉施設内で溢水が発生した場合において、施設内に設ける壁、扉、堰等の浸水防護設備により、防護対象設備がその安全機能を損なわない設計とする。

10.7.2.2.1 原子炉施設の溢水評価に関する設計方針

(1) 溢水源及び溢水量の想定

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。

- a．想定破損による溢水
- b．消火水の放水による溢水
- c．地震起因による溢水

(2) 防護対象設備の設定

防護対象設備は、原子炉施設内で発生した溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を損なわない設計（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。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。) とするために必要な設備とする。

さらに、原子炉施設の安全評価に関する審査指針を参考に、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を対象として、溢水により発生し得る原子炉外乱及び溢水の原因となり得る原子炉外乱に対処する設備を抽出する。抽出に当たっては溢水事象となり得る運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故も対象とする。

(3) 溢水防護区画及び溢水経路の設定

溢水防護に対する評価対象区画は、防護対象設備が設置されている全ての区画、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。評価対象区画は壁、扉、堰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、溢水防護区画内の水位が最も高くなるように保守的に溢水経路を設定する。

(4) 防護対象設備設置建屋内における溢水評価に関する設計方針

溢水の影響を評価するために、想定破損による溢水、消火水の放水による溢水及び地震起因による溢水に対して、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安全機能を損なわない設計とする。

また、溢水評価において現場や中央制御室での操作を必要としている場合は、溢水の影響によりアクセス性が失われない設計とする。

a. 想定破損による溢水影響に対する設計方針

想定される配管の破損形状に基づいた溢水の影響を受けて防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

b. 消火水の放水による溢水影響に対する設計方針

火災時の消火系統からの放水による溢水を想定し、溢水の影響を受けて、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

また、格納容器スプレイ系統の作動により、原子炉格納容器内の防護

対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

- c. 地震起因による溢水影響に対する設計方針（使用済燃料ピットのスロッシングを含む。）

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 による地震力によって破損が生じる機器からの溢水を想定し，溢水の影響を受けて防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

- (5) 原子炉補機冷却海水ポンプエリアにおける溢水評価に関する設計方針

原子炉補機冷却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，ポンプエリア内にある防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

- (6) 防護対象設備設置建屋外における溢水評価に関する設計方針

防護対象設備が安全機能を損なわない設計とするため，ベイラ建屋，アスファルト固化建屋，サービス建屋，タービン建屋及び屋外タンクからの溢水は，防護対象設備が設置される建屋へ流入しない設計とする。また，原子炉補助建屋内に流入する地下水は建屋最下層にある湧水サンプタンクに集水する設計とする。

10.7.2.2.2 使用済燃料ピットの溢水評価に関する設計方針

- (1) 溢水源及び溢水量の想定

溢水源及び溢水量は，「10.7.2.2.1 原子炉施設の溢水評価に関する設計方針」と同じ想定とする。

- (2) 防護対象設備の設定

防護対象設備は，使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水に必要な設備とする。

- (3) 溢水防護区画及び溢水経路の設定

溢水防護区画及び溢水経路は、「10.7.2.2.1 原子炉施設の溢水評価に関する設計方針」と同じ設定とする。

(4) 溢水影響に対する設計方針

溢水影響に対する設計方針は、「10.7.2.2.1 原子炉施設の溢水評価に関する設計方針」と同様とする。

なお、基準地震動 S_s での使用済燃料ピットのスロッシングにより、使用済燃料ピット外へ漏えいする溢水量を考慮しても、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料の放射線に対する遮蔽機能の維持に必要な水位が確保される設計とする。

10.7.2.3 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、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。

10.7.2.4 手 順 等

溢水評価において、溢水量を制限するために漏えい停止操作に期待する場合は、その手順を明確にする。また、溢水発生時に、防護対象設備が、安全機能を損なわないようにするために継続的な保守点検及び教育訓練を実施する。

- (1) 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おいては、予め手順等を整備し、的確に操作を行う。
- (2) 溢水評価区画において、資機材の持込み等により評価条件としている可燃性物質の量及び床面積に見直しがある場合は、溢水評価への影響確認を行う。

- (3) 水密扉については、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予め整備し、的確に実施する。
- (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の運転時間実績管理を行う。
- (5) 機能喪失高さが低い防護対象設備について、消火水放水時における注意喚起をするため、機能喪失高さ及び注意事項の表示を行う。
- (6) 火災時に消火水を放水した場合は、消火水による防護対象設備の安全機能への影響の有無を確認するために、放水後に適切な保守点検を行う。
- (7) 防護対象設備が蒸気環境に曝された場合は、防護対象設備が要求される安全機能を維持するため、適切な保守点検を行う。
- (8) 原子炉補機冷却海水ポンプエリア内で溢水が発生した場合に、排水を期待する床ドレンラインが閉塞しないように、日常点検又は定期点検により適切な保守管理を実施する。
- (9) 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。
- (10) 浸水防護設備及び「1.7 溢水防護に関する基本方針」で示す防護対象設備の機能維持に必要な設備に対して、要求される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) 内部溢水全般（評価内容並びに溢水経路、防護対象設備、水密扉及び堰等の設置の考え方等）について教育を定期的の実施する。

- (12) 火災が発生した場合の初期消火活動及び自衛消防隊による消火活動時の放水に関する注意事項について、定期的に教育を実施する。
- (13) 発電室運転員が内部溢水発生時に的確な判断・操作等が実施できるように、内部溢水発生時の対処に係る訓練を定期的に実施する。

10.8 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラに係るものを除く。）

10.8.1 概 要

重大事故等に対処するために使用する可搬型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燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリを設ける。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・タンクローリ

10.8.2 設計方針

燃料油貯蔵タンク（北側）及び燃料油貯蔵タンク（南側）は、設計基準事故対処設備の機能が喪失した場合等に使用する重大事故等対処設備である可搬型低圧代替注水ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ等の動作に必要な駆動燃料は、補機駆動用燃料設備に貯蔵できる設計とする。

10.8.2.1 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。

燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）から燃料を補給する可搬型低圧代替注水ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプは専用のディーゼル機関で駆動源することで、ディーゼル発電機を使用する重大事故等対処設備に対して、多様性を有する設計となってい

る。

頑健性を有する地下埋設とすることで、位置的分散を図る設計とする。

10.8.2.2 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。

燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリは，他の設備から独立して使用可能なことにより，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，車輪止めや固縛等によって固定することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

10.8.2.3 容 量 等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

燃料油貯蔵タンク（北側）及び燃料油貯蔵タンク（南側）は，重大事故等発生後 7 日間，可搬型重大事故等対処設備の連続定格運転に必要な燃料に対して十分であることを確認したタンク容量を有する設計とする。

タンクローリは，可搬型重大事故等対処設備の連続運転に必要な燃料を補給できる容量を有するものとして 3 台使用する。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 台の合計 4 台を保管する設計とする。

10.8.2.4 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。

燃料油貯蔵タンク（北側）及び燃料油貯蔵タンク（南側）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。

タンクローリは、可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管し、屋外に設置するため、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

10.8.2.5 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」に示す。

燃料油貯蔵タンク（北側）及び燃料油貯蔵タンク（南側）に保管する燃料は、タンクローリにて確実に移送できる設計とする。重大事故対処設備に給油する場合、給油対象の近傍に設置することにより、確実に給油が可能な設計とする。

10.8.3 主要設備及び仕様

補機駆動用燃料設備の主要設備の仕様を第10.8.1表に示す。

10.8.4 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」に示す。

燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリは、油量、漏えいの確認が可能なように油面計又は検尺口を設け、内部の確認が可能なようにマンホールを設ける設計とする。さらに、タンクローリは、車両として、運転状態の確認が可能な設計とし、外観の確認が可能な設計とする。

10.9 非常用取水設備

10.9.1 通常運転時等

10.9.1.1 概 要

設計基準事故の収束に必要な原子炉補機冷却海水系の冷却用の海水を確保するための設備を設置する。

非常用取水設備の設備概要図を第 10.9.1 図に示す。

10.9.1.2 設計方針

設計基準事故時に必要な原子炉補機冷却海水系に使用する海水を取水し、原子炉補機冷却海水ポンプへ導水するための流路を構築するために、原子炉補機冷却海水取水口、原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットを設置することで、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、原子炉補機冷却海水ポンプが引き波時においても機能維持できるように、原子炉補機冷却海水取水口の周囲に貯留堰を設置することで、原子炉補機冷却海水系の冷却に必要な海水が確保できる設計とする。

10.9.1.3 主要設備

(1) 原子炉補機冷却海水取水口

原子炉補機冷却海水系に使用する海水を取水するために原子炉補機冷却海水取水口を設ける。

(2) 貯留堰

引き波時において、原子炉補機冷却海水系の冷却に必要な海水の流出を防止するために貯留堰を設ける。

(3) 原子炉補機冷却海水取水路

原子炉補機冷却海水取水口で取込んだ海水を海水ポンプピットまで導入するために原子炉補機冷却海水取水路を設ける。

(4) 海水ポンプピット

原子炉補機冷却海水取水路から取込んだ海水を原子炉補機冷却海水ポンプまで導入するために海水ポンプピットを設ける。

10.9.1.4 主要設備及び仕様

非常用取水設備の主要設備の仕様を第 10.9.1 表に示す。

10.9.1.5 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」に示す。

原子炉補機冷却海水取水口，貯留堰，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットは，外観の確認が可能な設計とする。海水ポンプピットは非破壊検査が可能なように，試験装置を配備できる設計とする。

10.9.2 重大事故時等

10.9.2.1 概要

非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口，貯留堰，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットは，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。

10.9.2.2 設計方針

10.9.2.2.1 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。

原子炉補機冷却海水取水口，貯留堰，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットは，通常時の系統構成を変えることなく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。

10.9.2.2.2 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。

非常用取水設備である原子炉補機冷却海水取水口，貯留堰，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットは共用しない設計とする。

容量に制限がなく 2 号炉に必要な取水容量を十分に有している。

10.9.2.3 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。

原子炉補機冷却海水取水口，貯留堰，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットは，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。原子炉補機冷却海水取水口及び貯留堰は，常時海水を通水するため海水影響を考慮した設計とする。また，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットは，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。

10.9.2.4 主要設備及び仕様

非常用取水設備の主要設備の仕様を第 10.9.1 表に示す。

10.9.2.5 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」に示す。

原子炉補機冷却海水取水口，貯留堰，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットは，外観の確認が可能な設計とする。また，海水ポンプピットは非破壊検査が可能なように，試験装置を配備できる設計とする。

10.10 緊急時対策所

10.10.1 通常運転時等

10.10.1.1 概 要

1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、中央制御室とは離れた別の建屋に緊急時対策所を設置する。

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発電所災害対策本部要員等を収容でき、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緊急時データ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置、並びに発電所内の関係要員への指示さらには発電所外関係箇所との通信連絡を行うための設備として電力保安通信用電話設備、衛星携帯電話設備、無線連絡設備、携帯型通話設備、テレビ会議システム、加入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、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配備する。

10.10.1.2 設計方針

緊急時対策所は、以下のとおりの設計とする。

- (1) 1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に必要な指示を行う発電所災害対策本部要員等を収容できる設計とする。
- (2) 1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に対処するために必要な指示ができるように、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ように考慮する。

- (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するように考慮する。
- (4) 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ように考慮する。

10.10.1.3 主要設備

緊急時対策所の主要設備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発電所災害対策本部要員等を収容できるように、緊急時対策所を設ける。

(2) 情報収集設備

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、緊急時データ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を設置する。

(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

室内の酸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、酸素濃度計を配備する。

(5) 二酸化炭素濃度計

室内の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、二酸化炭素濃度計を配備する。

10.10.1.4 手順等

緊急時対策所に要求される機能を維持するため、日常点検、定期点検により適切な保守管理を行うとともに、必要に応じて補修を行う。また、当該保守・点検に関する教育を定期的を実施する。

10.10.1.5 主要設備の仕様

緊急時対策所主要設備仕様を第 10.10.1 表に示す。

10.10.2 重大事故等時

10.10.2.1 概 要

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発電所災害対策本部要員等がとどまることができるように、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設計とする。また、重大事故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。

10.10.2.2 設計方針

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られるように、その機能に係る設備を含め、基準地震動 S_s に対する地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する。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」、「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

同時に機能を喪失しないように、中央制御室との独立性を有し、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する設計とする。

重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害本部対策要員に加えて原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制対処するために必要な発電所災害対策本部要員を含め、重大事故等への対処に必要な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、現場作業を行う発電所災害対策本部要員等が緊急時対策所の外側から室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、身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画を設け、身体の汚染検査の結果、汚染が確認された場合において、除染を行うことができる区画を、身体の汚染検査の区画に隣接して設置する設計とする。

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、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の取り込みを低減又は防止するため、適切な遮蔽設計と換気設計を行い、緊急時対策所でのマスクの着用等を考慮しない要件において緊急時対策所にとどまる発電所災害対策本部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。なお、換気設計にあたっては、緊急時対策所の建物の気密性に対して十分な裕度を考慮した設計とし、換気設備として、緊急時対策所非常用給気ファン、緊急時対策所排気ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所加圧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に酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管するとともに、室内への希ガス等の放射性物質の取り込みを低減又は防止

するための確実な判断ができるように放射線量を監視，測定する緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）を保管する。

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備として，緊急時データ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を設置する設計とする。

緊急時データ伝送システム（SPDS）については，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空冷式非常用発電機又は緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。

重大事故等が発生した場合においても，発電所内の関係要員への指示や発電所外関係箇所との通信連絡など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の設備として，携帯型通話設備，衛星携帯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。

緊急時対策所は，全交流動力電源が喪失した場合に給電を可能とするように，緊急時対策所用発電機を設置し，当該発電機を含めて多重性又は多様性を有する設計とする。

これらの具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・ 緊急時対策所遮蔽
- ・ 緊急時対策所非常用給気ファン
- ・ 緊急時対策所排気ファン
- ・ 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット
- ・ 緊急時対策所加圧設備
- ・ 酸素濃度計
- ・ 二酸化炭素濃度計

- ・ 緊急時対策所エリアモニタ
- ・ 緊急時データ伝送システム（S P D S）
- ・ S P D S データ表示装置
- ・ 携帯型通話設備
- ・ 衛星携帯電話設備
- ・ 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備
- ・ 緊急時対策所用発電機
- ・ 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク
- ・ 緊急時対策所用発電機給油ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電機
- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ 可搬型燃料給油ポンプ

可搬型モニタリングポスト(加圧判断用)は「8.1 放射線管理設備」にて記載する。

空冷式非常用発電機，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及び可搬型燃料給油ポンプは「10.2 代替電源設備」にて記載する。

10.10.2.2.1 多重性，多様性，位置的分散

緊急時対策所は，独立した建屋とそれと一体の緊急時対策所遮蔽並びに緊急時対策所非常用給気ファン，緊急時対策所排気ファン，緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットからなる換気設備を設置し，当該換気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。また，これらの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。

緊急時対策所は，中央制御室とは離れた場所に設置し，位置的分散を図る。

緊急時対策所の緊急時対策所非常用給気ファン，緊急時対策所排気ファン，

緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所用発電機は、中央制御室とは離れた緊急時対策所建屋内に、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプは、緊急時対策所建屋の近傍に設置することで、位置的分散を図る設計とする。緊急時対策所非常用給気ファン、緊急時対策所排気ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットは、緊急時対策所内を換気するために必要な容量を有する予備設備を緊急時対策所建屋内に設置することで多重性を図る設計とする。

緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプは、緊急時対策所に給電するために必要な容量を有する予備機、設備を設置することで多重性を図る設計とする。

10.10.2.2.2 悪影響防止

緊急時対策所遮蔽は、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。

緊急時対策所の緊急時対策所非常用給気ファン、緊急時対策所排気ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプは、電源操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての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。

緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタは、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

緊急時データ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置は、電源操作等によって、通常時の系統構成から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。

10.10.2.2.3 容量等

緊急時対策所の本部スペースは、重大事故等に対処するために必要な指示をする発電所災害対策本部要員及び原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散の抑制に必要な現場活動等に従事する発電所災害対策本部要員として、最大 100 名を収容できる設計とする。また、発電所災害対策本部要員が緊急時対策所に 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。

緊急時対策所の緊急時対策所非常用給気ファン、緊急時対策所排気ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所加圧設備は、緊急時対策所内にとどまる発電所災害対策本部要員の線量を低減し、かつ、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がなく維持できる設計とする。

緊急時対策所の緊急時対策所非常用給気ファン、緊急時対策所排気ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットは、1 台で緊急時対策所内を換気するために必要な容量を有するものを 1 台使用することとし、使用する 1 台とは別に故障時及び保守点検を考慮して予備設備を設置する設計とする。また、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットは、身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画を含め緊急時対策所内に対し、放射線による悪影響を及ぼさないように、十分な放射性物質の除去効率及び吸着能力を有する設計とする。

緊急時対策所加圧設備は「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る線量評価に関する審査ガイド」における放射性物質の放出時間が 10 時間であることを踏まえ、緊急時対策所内を加圧するために必要な容量を確保するだけでなく、予測困難なプルームの通過に対して十分な余裕を持つ量を保管する。

緊急時対策所に給電するための常用電源系統は発電所内の常用系統より受電することとし、代替電源であ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とともに、同容量の予備機を設置することにより多重性を持つ設計とする。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、1 台で緊急時対策所用発電機の 7 日分の連続定格運転に必要な燃料を供給できる容量を有するとともに、同容量の予備タンクを設置することにより多重性を持つ設計とする。

緊急時対策所用発電機給油ポンプは、1 台で緊急時対策所用発電機の連続定格運転に必要な燃料を供給できる容量を有するとともに、同容量の予備機を設置することにより多重性を持つ設計とする。

緊急時対策所内の放射線量の測定に用いる緊急時対策所エリアモニタは室内への希ガス等の放射性物質の取り込みを低減又は防止するための確実な判断ができるように放射線量を監視、測定する十分な台数として 1 台、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 台の合計 2 台を保管する。

緊急時データ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置は、発電所内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できる設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、緊急時対策所内の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを設置するとともに、故障時及び保守点検時のバックアップとして予備機を保管する設計とする。

10.10.2.2.4 環境条件等

緊急時対策所遮蔽は、コンクリート構造物として緊急時対策所と一体であ

り、建屋として重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。

緊急時対策所の緊急時対策所非常用給気ファン、緊急時対策所排気ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所加圧設備及び緊急時対策所用発電機は、建屋内に設置し、重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタは、重大事故等時における緊急時対策所内の環境条件を考慮した設計とする。操作は緊急時対策所内で可能な設計とする。

緊急時データ伝送システム（SPDS）については、重大事故等時における原子炉補助建屋及び緊急時対策所の環境条件を考慮した設計とする。また、SPDSデータ表示装置（計装設備（重大事故等対処設備）及び通信連絡設備と兼用）については、重大事故等時における緊急時対策所の環境条件を考慮した設計とする。

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、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。

緊急時対策所用発電機給油ポンプは、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。操作は緊急時対策所建屋内から可能な設計とする。

10.10.2.2.5 操作性の確保

緊急時対策所の緊急時対策所非常用給気ファン、緊急時対策所排気ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットは、緊急時対策所建屋内に設置する。また、外気中の放射性物質の濃度に応じてこれらの設備を切り替える必要があるため、緊急時対策所建屋内の操作スイッチによる操作が可能な設計とする。

緊急時対策所加圧設備は、速やかに系統構成できるように、緊急時対策所

建屋内に配備する設計とするとともに、容易に交換ができる設計とする。また、外気中の放射性物質の濃度に応じて緊急時対策所内を加圧するため、緊急時対策所建屋内での操作により空気加圧操作ができる設計とする。

緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所建屋内に、緊急時対策所用発電機給油ポンプは屋内に設置し、緊急時対策所建屋内からの起動、停止スイッチにより起動・停止できる設計とする。

緊急時対策所エリアモニタは、人力により容易に運搬でき、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。また、測定結果は、緊急時対策所にて容易かつ確実に把握できるように考慮する。

緊急時データ伝送システム（SPDS）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。

SPDS データ表示装置、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、汎用品を用いる等容易かつ確実に操作ができる設計とする。

10.10.2.3 主要設備及び仕様

緊急時対策所（重大事故等時）の主要設備及び仕様は第 10.10.2 表及び第 10.10.3 表に示す。

10.10.2.4 試験検査

居住性の確保として使用する緊急時対策所遮蔽は、主要部分の断面寸法が確認できる設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

居住性の確保として使用する緊急時対策所の緊急時対策所非常用給気ファン、緊急時対策所排気ファン及び緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットは、分解が可能な設計とする。また、緊急時対策所非常用空気浄化フィ

ルタユニットは、性能の確認が可能なようにフィルタの取り出しが可能な設計とする。

居住性の確保として使用する緊急時対策所加圧設備は、通気による機能、性能の確認が可能な設計とする。

代替電源設備として使用する緊急時対策所用発電機は、分解点検が可能な設計とする。

代替電源設備として使用する緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、内部の確認が可能なようにマンホールを設けるとともに、油量、漏えいの確認が可能な設計とする。

代替電源設備として使用する緊急時対策所用発電機給油ポンプは、試験系統により、機能・性能の確認が可能な設計とする。また、分解が可能な設計とする。

放射線量の測定に使用する緊急時対策所エリアモニタは、校正用線源による特性の確認が可能な設計とする。

必要な情報を把握するために使用する情報収集設備は、機能・性能の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定に使用する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、標準器による校正により特性の確認が可能な設計とする。

10.12 安全避難通路等

10.12.1 概 要

照明用電源は、所内低圧系統より、原子炉建屋内、原子炉補助建屋内、タービン建屋内等及び水中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用照明は、非常用母線から給電する。さらに、居室、避難通路を照明するための蓄電池内蔵型の非常灯及び誘導灯を設ける。

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作業用照明を設置する。作業用照明は、非常用電源又は常用電源のいずれかより受電する。また、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に必要な電力の供給が交流動力電源から開始されるまでの間においても、中央制御室及びその他機器へのアクセスルート等は専用の無停電電源装置あるいは内蔵の蓄電池からの給電により点灯を継続し、昼夜、場所を問わず作業が可能となる設計とする。

また、その他現場作業が必要となった場合を考慮し、可搬型照明を保管する。

10.12.2 設計方針

安全避難通路は、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、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。

10.12.3 主要設備

10.12.3.1 照明設備

照明用電源は、パワーセンタ、原子炉コントロールセンタ、タービンコントロールセンタ及び所内コントロールセンタから変圧器を通して、交流200V及び100Vに変圧し、原子炉建屋内、原子炉補助建屋内、タービン建屋内等及び水中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用照明は、非常用母線から給電する。さらに、居室及び避難通路に設置される非常灯及び誘導灯は、交流電源喪失時に内蔵の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作業用照明を設置する。

作業用照明のうち、中央制御室は非常用電源から、機器へのアクセスルート等は非常用電源あるいは常用電源いずれかより受電する。また、外部電源喪失時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に必要な電力の供給が交流動力電源から開始されるまでの間においても、中央制御室及びその他機器へのアクセスルート等は専用の無停電電源装置あるいは蓄電池からの給電により点灯を継続する。

この作業用照明により、設計基準事故で操作が必要となる中央制御室等の照明を確保し、その他機器へのアクセスルート等の照明を一定時間確保でき、昼夜、場所を問わず作業を可能とする設計とする。

また、設計基準事故に対応するための操作が必要な場所は、作業用照明が設置されており作業が可能であるが、現場の作業の緊急性との関連において仮設照明準備に時間的猶予がある場合の対応を考慮し、初動操作に対応する運転員が滞在する中央制御室等に懐中電灯等の可搬型照明を保管する。

10.12.4 手順等

- (1) 可搬型照明は、予め定められた所定の箇所に保管することとしており、必要時、迅速に使用する。
- (2) 可搬型照明及び作業用照明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。
- (3) 作業用照明に係る保守、点検に関する教育を行う。
- (4) 可搬型照明の使用等に関する教育、訓練を行う。

10.13 通信連絡設備（１号及び２号炉共用、一部既設）

10.13.1 通常運転時等

10.13.1.1 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に、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に、多様性を確保した専用通信回線に接続する。

通信連絡設備の主要仕様を第 10.13.1 表に示す。

10.13.1.2 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屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、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設備として、警報装置及び多様性を確保した通信設備（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、データ伝送設備（発電所内）を設置する設計とする。

なお、警報装置及び通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）については、非常用所内電源又は無停電電源等に接続し、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) 設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店、国、地方公共団体、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行うための通信設備（発電所外）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（発電所外）を設置する設計とする。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の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。

なお、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、非常用所内電源又は無停電電源等に接続し、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。

10.13.1.3 主要設備

10.13.1.3.1 通信連絡設備（1号及び2号炉共用）

- (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屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、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、事故一斉放送設備による警報装置及び運転指令設備、電力保安通信用電話設備等の多様性を確保した通信設備（発電所内）を設置又は保管する。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データ伝送設備（発電所内）として、緊急時データ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を設置する。

なお、警報装置、通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）については、非常用所内電源又は無停電電源等に接続し、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) 設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店、国、地方公

共同体，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設備として，加入電話設備，衛星携帯電話設備等の通信設備（発電所外）を設置又は保管する。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データ伝送設備（発電所外）として，緊急時データ伝送システム（S P D S）を設置する。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については，有線系，無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の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。

なお，通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については，非常用所内電源又は無停電電源等に接続し，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。

さらに，通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については，定期的に点検を行うとともに，専用通信回線及びデータ伝送設備（発電所外）の常時監視を行うことにより，常時使用できることを確認する。

10.13.1.4 主要仕様

通信連絡設備の一覧を第 10.13.1 表に示す。

10.13.1.5 試験検査

警報装置及び通信設備（発電所内）及び通信設備（発電所外）は，通話通信の確認が可能な設計とする。また，外観の確認が可能な設計とする。

データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）は，機能・

性能の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

10.13.1.6 手順等

- (1) 通信連絡設備の操作については、予め手順を整備し、的確に実施する。
- (2) 専用通信回線及びデータ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）については、常時監視を行うとともに、異常時の対応に関する手順を整備する。また、異常時の対応手順に関する教育を定期的の実施する。
- (3) 通信連絡設備に要求される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。
- (4) 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に、原子力防災訓練等を定期的の実施する。

10.13.2 重大事故等時

10.13.2.1 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。

10.13.2.2 設計方針

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行う必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信設備（発電所内）及び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データ伝送設備（発電所内）を設ける。

通信設備（発電所内）として、重大事故等が発生した場合に必要な衛星携帯電話設備、無線連絡設備及び携帯型通話設備は、中央制御室、原子炉補助

建屋又は緊急時対策所に設置又は保管する設計とする。

データ伝送設備（発電所内）として、緊急時データ伝送システム（SPDS）は、原子炉補助建屋及び緊急時対策所に設置する設計とし、SPDSデータ表示装置は、緊急時対策所に設置する設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で利用できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、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空冷式非常用発電機又は緊急時対策所用発電機より給電できる設計とする。

衛星携帯電話のうち衛星携帯電話（携帯型）、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備の電源は、充電電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電電池を用いるものについては、予備の充電電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電電池は、中央制御室又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。

緊急時データ伝送システム（SPDS）については、ディーゼル発電機に加えて、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空冷式非常用発電機又は緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。また、SPDSデータ表示装置については、ディーゼル発電機に加えて、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給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・衛星携帯電話設備（衛星携帯電話（固定型、携帯型））（１号及び２号炉共用）
- ・無線連絡設備（無線通話装置（携帯型））（１号及び２号炉共用）
- ・携帯型通話設備（携帯型有線通話装置）（１号及び２号炉共用）
- ・緊急時データ伝送システム（ＳＰＤＳ）
- ・ＳＰＤＳデータ表示装置
- ・空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）
- ・緊急時対策所用発電機（10.10 緊急時対策所）

空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

緊急時対策所用発電機については、「10.10 緊急時対策所」にて記載する。

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設備（発電所外）及び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（発電所外）を設置する設計とする。

通信設備（発電所外）として、重大事故等が発生した場合に必要な衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）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、緊急時対策所に設置又は保管する設計とする。

データ伝送設備（発電所外）として、緊急時データ伝送システム（ＳＰＤＳ）は、原子炉補助建屋及び緊急時対策所に設置する設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で利用できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、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給電できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（携帯型）及び無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）の電源は、充電電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電電池を用いるものについては、予備の充電電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電電池は、中央制御室又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。

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、ディーゼル発電機に加えて、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給電できる設計とする。

緊急時データ伝送システム（SPDS）については、ディーゼル発電機に加えて、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空冷式非常用発電機又は緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。

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については、固縛又は転倒防止処置を講じ、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・衛星携帯電話設備（衛星携帯電話（固定型、携帯型））（1号及び2号炉共用）
- ・無線連絡設備（無線通話装置（携帯型））（1号及び2号炉共用）
- ・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、IP-FAX）（1号及び2号炉共用）
- ・緊急時データ伝送システム（SPDS）
- ・空冷式非常用発電機（10.2 代替電源設備）

- ・緊急時対策所用発電機（10.10 緊急時対策所）

空冷式非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

緊急時対策所用発電機については、「10.10 緊急時対策所」にて記載する。

10.13.2.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.1.8.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

通信設備（発電所内），データ伝送設備（発電所内），通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）は，設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

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」及び「10.10 緊急時対策所」にて記載する。

また，通信設備（発電所内），データ伝送設備（発電所内），通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）は，異なる通信方式を使用し，多様性を持つ設計とする。

10.13.2.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.8.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（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，緊急時データ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置は，電源操作等によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備として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。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（携帯型）、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

10.13.2.2.3 共用の禁止

基本方針については、「1.1.8.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

通信連絡設備は、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、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことができ、安全性の向上が図れることから、1号及び2号炉で共用する設計とする。

通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないように、1号及び2号炉に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できる設計とする。

10.13.2.2.4 容量等

基本方針については、「1.1.8.2 容量等」に示す。

衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備は、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できるように、必要な個数を設置又は保管する。

衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）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、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できるように、必要な個数を設置又は保管する。

緊急時データ伝送システム（SPDS）（計装設備（重大事故等対処設

備），緊急時対策所及び通信連絡設備と兼用）は，発電所の内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できる設計とする。

10.13.2.2.5 環境条件等

基本方針については，「1.1.8.3 環境条件等」に示す。

携帯型通話設備は，重大事故等時における建屋内（原子炉格納容器内を除く。）及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。人が携行して使用が可能な設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（携帯型）及び無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）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。人が携行して使用が可能な設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（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，緊急時データ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置は，重大事故等時における原子炉補助建屋又は緊急時対策所のそれぞれの環境条件を考慮した設計とする。

10.13.2.2.6 操作性の確保

基本方針については，「1.1.8.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（携帯型）及び無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）は，特別な技量を要することなく，容易に操作ができるとともに，使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡ができる設計とする。

携帯型通話設備は，乾電池を使用し，使用場所において端末と中継コードを容易かつ確実に接続できるとともに，通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡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及び衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）は、特別な技量を要することなく、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接続及び通信連絡ができる設計とする。

緊急時データ伝送システム（S P D S）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。

S P D S データ表示装置は、容易かつ確実に操作ができる設計とする。

10.13.2.3 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設備及び仕様は第 10.13.2 表及び第 10.13.3 表のとおり。

10.13.2.4 試験検査

通信設備（発電所内）及び通信設備（発電所外）は、通話通信の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）は、機能・性能の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

10.14 参考文献

- (1) 「PWR型原子力発電用電線貫通部の環境試験」

火力原子力発電 Vol.28, No.252, 1977

- (2) 「原子力発電所の火災防護指針 J E A G 4607-2010」 社団法人日本電気協会 2010

第 10.1.1 表 メタルクラッド開閉装置の主要仕様（1 / 2）

(1) 構成及び仕様

項目	受電盤	き電盤	計器用変圧器盤
個数	21 面	71 面	11 面
型式	屋内用鋼板製単位閉鎖垂直自立形		
母線電圧	6.9kV		
電気方式	60Hz 3 相 3 線 変圧器接地式		
電源引込方式	バスダクト又はケーブルによる		
フィーダ引出方式	ケーブルによる		
母線電流容量	3,000A 2,000A		

(2) 遮断器

項目	受電用	き電用
個数	21 台	71 台
型式	S F ₆ ガス屋内形	
極数	3 極	
操作方式	バネ投入操作	
絶縁階級	6 号 A	
定格電圧	7.2kV	
定格電流	3,000A 2,000A 1,200A	
遮断電流	63kA	
定格遮断時間	5 サイクル	
引きはずし自由方式	電氣的，機械的	
投入方式	バネ式	

第 10.1.1 表 メタルクラッド開閉装置の主要仕様（2／2）

(3) 動力変圧器

項目	非常用母線用	常用母線用
個数	2	7
型式	屋内用 3 相乾式変圧器	
冷却方式	自冷／風冷	自冷
周波数	60Hz	
容量	2,000kVA／2,800kVA	2,500kVA
結線	1 次：星形 2 次：三角形	
定格電圧	1 次：6.6kV（5 タップ） （6.9, 6.75, 6.6, 6.45, 6.3kV） 2 次：460V	
絶縁	H 種	

第 10.1.2 表 パワーセンタの主要仕様

(1) 構成及び仕様

項目	受電盤	母線連絡盤	き電盤	変圧器盤
個数	9 面	7 面	37 面	9 面
型式	屋内用鋼板製閉鎖垂直自立盤			
定格電圧	600V			
電気方式	60Hz 3 相 3 線 非接地式			
電源引込方式	バスダクト又はケーブルによる			
フィーダ引出方式	ケーブルによる			
母線電流容量	4,000A（主母線） 1,600A（分岐母線）			

(2) 遮断器

項目	受電用	母線連絡用	き電用
個数	9 台	7 台	105 台
型式	低圧気中遮断器		
極数	3 極		
操作方式	バネ投入操作		
定格電圧	600V		
定格電流	4,000A	4,000A	1,600A
遮断電流 (交流分実効値)	90kA	90kA	50kA
定格遮断時間	3 サイクル		
引きはずし自由方式	電氣的，機械的		

第 10.1.3 表 ディーゼル発電機の主要仕様

(1) エンジン

個 数	2
出 力	約 7,150kW (連続)
起 動 時 間	約 10s
起 動 方 法	圧縮空気起動
使 用 燃 料	軽油

(2) 発電機

型 式	横置突極回転界磁形・開放防滴自己通風・三相同期発電機
個 数	2
容 量	8,625kVA／個
力 率	0.8 (遅れ)
電 圧	6.9kV
周 波 数	60Hz

(3) 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)

型 式	横置円筒型地下タンク
個 数	4
容 量	約 200k l ／個

第 10.1.4 表 直流電源設備の主要仕様

(1) 蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）

型 式	鉛蓄電池
組 数	2
容 量	2,500A・h／組
電 圧	129V（浮動充電時）
セ ル 数	60 セル／組

(2) 蓄電池（安全上重要な設備以外の設備に供給する蓄電池）

型 式	鉛蓄電池
組 数	1
容 量	5,000A・h
電 圧	129V（浮動充電時）
セ ル 数	120 セル

(3) 直流配電盤

型 式	屋内用鋼板製閉鎖垂直自立形
個 数	3
母 線 容 量	約 1,000A×2 個 (安全上重要な設備に供給) 約 3,000A×1 個 (安全上重要な設備以外の設備に供給)

第 10.1.5 表 計測制御用電源設備の主要仕様

(1) 非常用

計器用電源（無停電電源装置）

型 式	静止形インバータ
個 数	4
容 量	20kVA／個
出 力 電 圧	115V

(2) 常 用

a．計器用電源（無停電電源装置）

型 式	静止形インバータ
個 数	2
容 量	40kVA／個
出 力 電 圧	115V

b．計器用電源（無停電電源装置）

型 式	静止形インバータ
個 数	1
容 量	50kVA
出 力 電 圧	115V

c．計器用変圧器

型 式	H種乾式単相変圧器
個 数	1
容 量	70kVA
出 力 電 圧	115V

第 10.2.1 表 電源設備（常設）の設備仕様

(1) 空冷式非常用発電機

エンジン

個 数 3

使 用 燃 料 軽油

発電機

個 数 3

型 式 防滴保護，空気冷却自己自由通風型

容 量 約 1,825kVA／個

力 率 0.8

電 圧 6.6kV

周 波 数 60Hz

(2) 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備
- ・代替電源設備

型 式 横置円筒型地下タンク

個 数 4

容 量 約 200k l ／個

使 用 燃 料 軽油

(3) 可搬型燃料給油ポンプ

台 数 1（予備 1）

容 量	1.2m ³ ／h 以上

(4) ディーゼル発電機

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用電源設備
- ・ 代替電源設備

エンジン

個 数	2
出 力	約 7,150kW（連続）
起 動 方 式	圧縮空気起動
使 用 燃 料	軽油

発電機

型 式	横置突極回転界磁形・開放防滴自己通風・三相同期発電機
個 数	2
容 量	8,625kVA／個
力 率	0.8（遅れ）
電 圧	6.9kV
周 波 数	60Hz

(5) 蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用電源設備
- ・ 代替電源設備

型 式	鉛蓄電池
組 数	2

容 量	2,500A・h／組
電 圧	129V(浮動充電時)
セ ル 数	60 セル／組

(6) 蓄電池（重大事故等対処用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替電源設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型 式	鉛蓄電池
組 数	1
容 量	約 2,500A・h
電 圧	129V（浮動充電時）
セ ル 数	60 セル

(7) 重大事故等対処用専用電源盤

個 数	1

(8) 充電器（重大事故等対処用）

個 数	1
電 圧	129V（浮動充電時）
出 力	約 400A

第 10.2.2 表 電源設備(可搬型)の設備仕様

(1) タンクローリ

兼用する設備は以下のとおり。

・ 代替電源設備

・ 補機駆動用燃料設備

個	数	3 (予備 1)
容	量	4kl／個

(2) 電源車

エンジン

個	数	2 (予備 2)

使 用 燃 料	軽油

発電機

個	数	2 (予備 2)

型	式	保護自由通風型

容	量	約 500kVA／個

電	圧	440V

周 波 数	60Hz

第 10.3.1 表 送電線の主要仕様

(1) 500kV 送電線

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用電源設備
- ・ 常用電源設備

公 称 電 圧	500kV
回 線 数	2

(2) 275kV 送電線（1 号及び 2 号炉共用，既設）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用電源設備
- ・ 常用電源設備

公 称 電 圧	275kV
回 線 数	2

(3) 77kV 送電線（1 号及び 2 号炉共用，一部既設）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用電源設備
- ・ 常用電源設備

公 称 電 圧	77kV
回 線 数	1

第 10.3.2 表 開閉所機器の主要仕様

(1) 母 線

	500kV 母線	275kV 母線	77kV 母線
型 式	相分離 S F ₆ ガス絶縁	S F ₆ ガス絶縁	S F ₆ ガス絶縁
定 格 電 圧	550kV	300kV	84kV
定 格 電 流	2, 000A	2, 000A	800A
定格短時間耐電流	50kA, 2s	50kA, 2s	20kA, 2s
備 考	—	—	1 号及び 2 号炉共用

(2) 遮 断 器

	主変圧器用 遮断器	500kV 送電線用 遮断器	起動変圧器用遮 断器	275kV 送電線用 遮断器	予備変圧器用遮 断器	後備変圧器用 遮断器
定 格 電 圧	550kV	550kV	550kV	300kV	300kV	84kV
定 格 電 流	2, 000A	2, 000A	2, 000A	4, 000A	2, 000A	800A
定格遮断電流	50kA	50kA	50kA	50kA	50kA	20kA
個 数	1	2	1	2	1	1
備 考	—	—	—	—	—	1 号及び 2 号炉 共用

第 10.3.3 表 発電機及び励磁装置の主要仕様

(1) 発電機

型 式	横置・円筒回転界磁形・全閉自己通風・三相同期発電機
容 量	1,365,000kVA
力 率	0.9 (遅れ)
電 圧	24,000V
相	3
周 波 数	60Hz
回 転 速 度	1,800rpm
結 線 法	星形
冷 却 法	回転子 水素内部冷却
	固定子 水冷却

(2) 励磁機

名 称	主励磁機	副励磁機
型 式	ブラシレス励磁機	永久磁石回転界磁形
容 量	5,500kW	70kVA
電 圧	DC 525V	125V
回転速度	1,800rpm	1,800rpm
駆動方法	発電機と直結	発電機と直結
個 数	1	1

第 10.3.4 表 主要変圧器の主要仕様

		主変圧器	所内変圧器	起動変圧器	予備変圧器	後備変圧器
種	類	油入変圧器 (無圧密封式)	油入変圧器 (無圧密封式)	油入変圧器 (無圧密封式)	ガス絶縁変圧器	ガス絶縁変圧器
容	量	1, 260, 000kVA	77, 000kVA	77, 000kVA	約 55, 000kVA	約 15, 000kVA
電	1 次	24kV	24kV	515kV	約 275kV	約 77kV
	2 次	515kV	6. 9kV, 6. 9kV	6. 9kV, 6. 9kV	6. 9kV, 6. 9kV	6. 9kV
相		3	3	3	3	3
周 波 数		60Hz	60Hz	60Hz	60Hz	60Hz
結 線 法	1 次	三角	三角	星形	星形	星形
	2 次	星形	星形, 星形	星形, 星形	星形	三角
	3 次	—	—	三角	三角	—
冷却方式		導油風冷	導油風冷	導油風冷	導ガス風冷	導ガス自冷
個	数	1	1	1	1	1

第 10.5.1 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	電動消火ポンプ	電動機過負荷
	ディーゼル駆動消火ポンプ	ポンプ自動停止，装置異常
消火設備	・ ハロゲン化物消火設備 ・ 二酸化炭素消火設備	設備異常(電源断等)

第 10.5.2 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	
一般エリア	煙感知器	熱感知器
		炎感知器（赤外線） ※
	熱感知器	炎感知器（赤外線） ※
原子炉格納容器	煙感知器	熱感知器
		炎感知器（赤外線） ※
	防爆型煙感知器 ※	防爆型熱感知器 ※
		防爆型炎感知器（赤外線） ※
体積制御タンク室及び 蓄電池室	防爆型煙感知器 ※	防爆型熱感知器 ※
燃料油貯蔵タンク （ディーゼル発電機用） エリア	防爆型煙感知器 ※	防爆型熱感知器 ※
原子炉補機冷却 海水ポンプエリア	防爆型熱感知器 ※	防爆型炎感知器（赤外線） ※
中央制御室制御盤内	高感度煙感知器	

※：アナログ式以外の火災感知器

第 10.5.3 表 消火設備の概略仕様

(1) ハロゲン化物消火設備

- ・ 消火剤：ハロゲン化物消火剤
- ・ 消火剤量：消防法施行規則第 20 条に基づき算出される量以上
- ・ 設置箇所：火災発生時の煙の充満等による消火活動が困難な火災区域
又は火災区画

(2) 二酸化炭素消火設備

- ・ 消火剤：二酸化炭素
- ・ 消火剤量：消防法施行規則第 19 条に基づき，開口部を考慮して算出
される量以上
- ・ 設置箇所：ディーゼル発電機室，燃料油サービスタンク室

(3) 移動式消火設備

(3-1) 化学消防車

- ・ 消火剤：水又は泡水溶液
- ・ 消火剤量：水槽／薬槽量 $1.3\text{m}^3 / 0.5\text{m}^3$
- ・ 設置箇所：正門監視所

(3-2) 水槽付消防車

- ・ 消火剤：水
- ・ 消火剤量：水槽 2.0m^3
- ・ 設置箇所：構内車庫

第 10.7.1 表 浸水防護設備の設備仕様

(1) 防潮堤

種 類	鋼管及び鉄筋コンクリート壁
材 料	鋼材 鉄筋コンクリート
個 数	1

(2) 防潮扉

種 類	スライド扉
材 料	鋼材
個 数	3

(3) 1号炉放水路逆流防止設備

種 類	スイング式ゲート
材 料	鋼材
個 数	1

(4) 一般排水路逆流防止設備

種 類	スイング式ゲート
材 料	鋼材
個 数	1

(5) 放水ピット逆流防止設備

種 類	スイング式ゲート

材	料	鋼材
個	数	1

(6) 海水ポンプ室浸水防止蓋

種	類	閉止蓋
材	料	鋼材
個	数	3

(7) 貯留堰（「非常用取水設備」と兼用）

種	類	鋼管矢板式貯留堰
材	料	鋼材
個	数	1

第 10.8.1 表 補機駆動用燃料設備の設備仕様

(1) 燃料油貯蔵タンク（北側）

型	式	横置円筒型地下タンク
個	数	1
容	量	約125k1

(2) 燃料油貯蔵タンク（南側）

型	式	横置円筒型地下タンク
個	数	1
容	量	約 125k1

(3) タンクローリ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替電源設備
- ・ 補機駆動用燃料設備

個	数	3（予備1）
容	量	4k1／個

第 10.9.1 表 非常用取水設備の設備仕様

(1) 原子炉補機冷却海水取水口

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）
- ・ 非常用取水設備（重大事故等時）

種	類	鋼管矢板式取水口
材	料	鋼材
個	数	1

(2) 原子炉補機冷却海水取水路

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）
- ・ 非常用取水設備（重大事故等時）

種	類	トンネル
材	料	鉄筋コンクリート
個	数	1

(3) 海水ポンプピット

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）
- ・ 非常用取水設備（重大事故等時）

種	類	取水槽
材	料	鉄筋コンクリート
個	数	1

(4) 貯留堰

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 津波に対する防護設備
- ・ 非常用取水設備（通常運転時等）
- ・ 非常用取水設備（重大事故等時）

種	類	鋼管矢板式貯留堰
材	料	鋼材
個	数	1

第 10.10.1 表 緊急時対策所の設備仕様

(1) データ収集装置

・ 緊急時データ伝送システム（S P D S）	一式
・ S P D S データ表示装置	一式

(2) 通信連絡設備

・ 電力保安通信用電話設備	一式
・ 衛星携帯電話設備	一式
・ 無線連絡設備	一式
・ 携帯型通話設備	一式
・ テレビ会議システム	一式
・ 加入電話設備	一式
・ 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	一式

(3) 酸素濃度計 一式

(測定範囲：0～25%)

(4) 二酸化炭素濃度計 一式

(測定範囲：0～5%)

第 10.10.2 表 緊急時対策所（重大事故等時）常設設備仕様

(1) 緊急時対策所遮蔽

個	数	一式

(2) 緊急時対策所情報収集設備

（「計装設備（重大事故等対処設備）」及び「通信連絡設備」）と兼用）

設 備 名	緊急時データ伝送システム（S P D S）

個	数	一式

設 備 名	S P D S データ表示装置

個	数	一式

(3) 通信連絡設備

設 備 名	衛星携帯電話設備

個	数	一式

設 備 名	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

個	数	一式

(4) 緊急時対策所非常用給気ファン

個	数	2

容 量	2,400m ³ ／h 以上／個

(5) 緊急時対策所排気ファン

個	数	2
容	量	2,400m ³ ／h 以上／個

(6) 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット

型	式	微粒子フィルタ／よう素フィルタ
個	数	2
効	率	
単体除去効率		99.97％以上（0.15μm 粒子）／95％以上
総合除去効率		99.99％以上（0.7μm 粒子）／99.75％以上

(7) 緊急時対策所用発電機

個	数	2
容	量	500kVA 以上／個
電	圧	440V

(8) 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク

型	式	地下タンク
個	数	2
容	量	44kl 以上／個

(9) 緊急時対策所用発電機給油ポンプ

個	数	2
容	量	1,740 l／h／個

第 10.10.3 表 緊急時対策所（重大事故等時）可搬型設備仕様

(1) 緊急時対策所エリアモニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所
- ・ 監視測定設備

型 式	半導体式検出器
個 数	1 台（予備 1 台）
計 測 範 囲	0.001～99.99mSv/h

(2) 可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所
- ・ 監視測定設備

型 式	NaI（Tl）シンチレーション式検出器 半導体式検出器
個 数	1 台（予備 1 台）
計 測 範 囲	B. G. ～1Gy/h

(3) 酸素濃度計

個 数	1（予備 1）
計 測 範 囲	0～25%

(4) 二酸化炭素濃度計

個 数	1（予備 1）

計測範囲	0～5vol%

(5) 緊急時対策所加圧設備

型 式	空気ポンベ

個 数	388

(6) 通信連絡設備

設 備 名	携帯型通話設備

個 数	一式

第 10.13.1 表 通信連絡設備の主要仕様

送信種別		主要設備		電源		通信回線
警報装置	所内	事故一斉放送設備	事故一斉放送装置	非常用所内電源、無停電電源	—	通信回線
		運転指令設備	ベージング装置	非常用所内電源、無停電電源		
		電力保安通信用電話設備	構内電話 (注 1)	固定型：非常用所内電源 (1 号炉)，無停電電源 携帯型：非常用所内電源 (1 号炉)，無停電電源、充電電池		
		携帯型通話設備	携帯型有線通話装置	乾電池		
		無線連絡設備	無線通話装置 (注 1)	固定型：常用所内電源、無停電電源 携帯型：充電電池、乾電池 放射能観測車：車載電源		
データ伝送設備 (発電所内)	所内	衛星携帯電話設備	衛星携帯電話 (注 1)	固定型：非常用所内電源系、無停電電源 携帯型：充電電池	—	通信回線
		緊急時データ伝送システム (SPDS) (注 1)		非常用所内電源、無停電電源		
		SPDS データ表示装置		非常用所内電源、無停電電源		
		電力保安通信用電話設備	保安電話、構内電話 (FAX を含む。) (注 1)	固定型：非常用所内電源 (1 号炉)，無停電電源 携帯型：非常用所内電源 (1 号炉)，無停電電源、充電電池		
		テレビ会議システム (社内)		常用所内電源、無停電電源		
通信設備 (発電所外)	社内	無線連絡設備	無線通話装置 (注 1)	固定型：常用所内電源、無停電電源 携帯型：充電電池、乾電池 放射能観測車：車載電源	—	無線系回線 (通信事業者回線)
		衛星携帯電話設備	衛星携帯電話	固定型：非常用所内電源、無停電電源 携帯型：充電電池		
		加入電話設備	加入電話 (FAX を含む。)	固定型：通信事業者回線から給電 (電話) 非常用所内電源 (1 号炉)，無停電電源 (FAX) 携帯型：充電電池		
		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 I P - F A X	非常用所内電源、無停電電源		
		衛星携帯電話設備	衛星携帯電話 (注 1)	固定型：非常用所内電源、無停電電源 携帯型：充電電池		
データ伝送設備 (発電所外)	所外	緊急時データ伝送システム (SPDS) (注 1)		非常用所内電源、無停電電源	—	有線系回線、衛星系回線 (通信事業者回線)

注 1：発電所内用と発電所外用で共用

注 2：災害時優先回線含む

表 10.13.2 表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の設備仕様

(1) 衛星携帯電話設備（1号及び2号炉共用）

設 備 名	衛星携帯電話（固定型）
使 用 回 線	衛星系回線
個 数	一式

(2) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（1号及び2号炉共用）

設 備 名	テレビ会議システム
使 用 回 線	有線系回線，衛星系回線
個 数	一式

設 備 名	I P 電話
使 用 回 線	有線系回線
個 数	一式

設 備 名	I P 電話
使 用 回 線	衛星系回線
個 数	一式

設 備 名	I P－F A X
使 用 回 線	有線系回線
個 数	一式

設 備 名	I P－F A X

使用回線
個 数

衛星系回線
一式

(3) 緊急時データ伝送システム（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
- ・通信連絡設備

使用回線
個 数

有線系回線，無線系回線
一式

(4) SPDSデータ表示装置

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
- ・通信連絡設備

個 数

一式

第 10.13.3 表 通信連絡を行うために必要な設備(可搬型)の設備仕様

(1) 衛星携帯電話設備（1号及び2号炉共用）

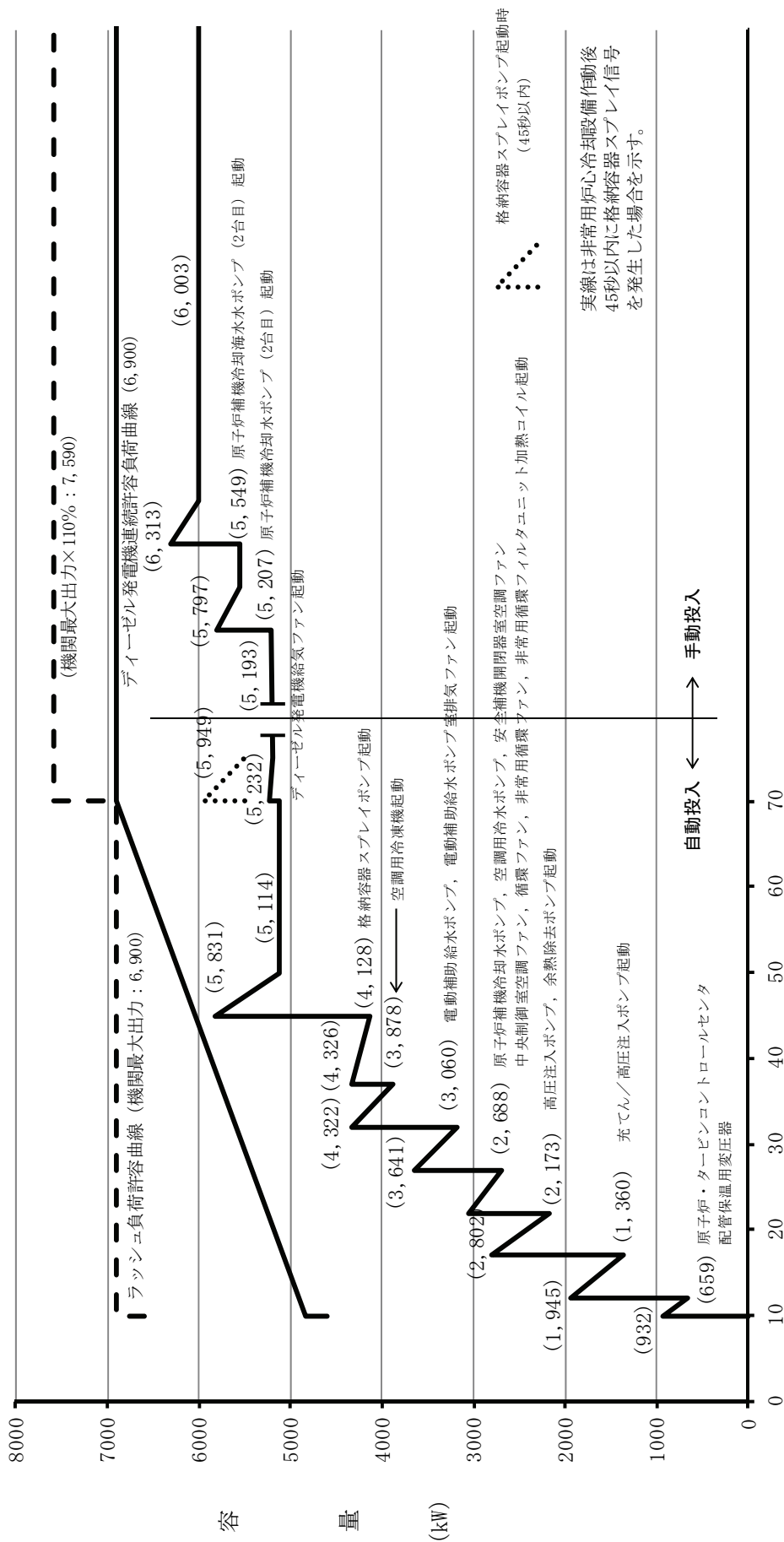
設 備 名	衛星携帯電話（携帯型）
使 用 回 線	衛星系回線
個 数	一式

(2) 無線連絡設備（1号及び2号炉共用）

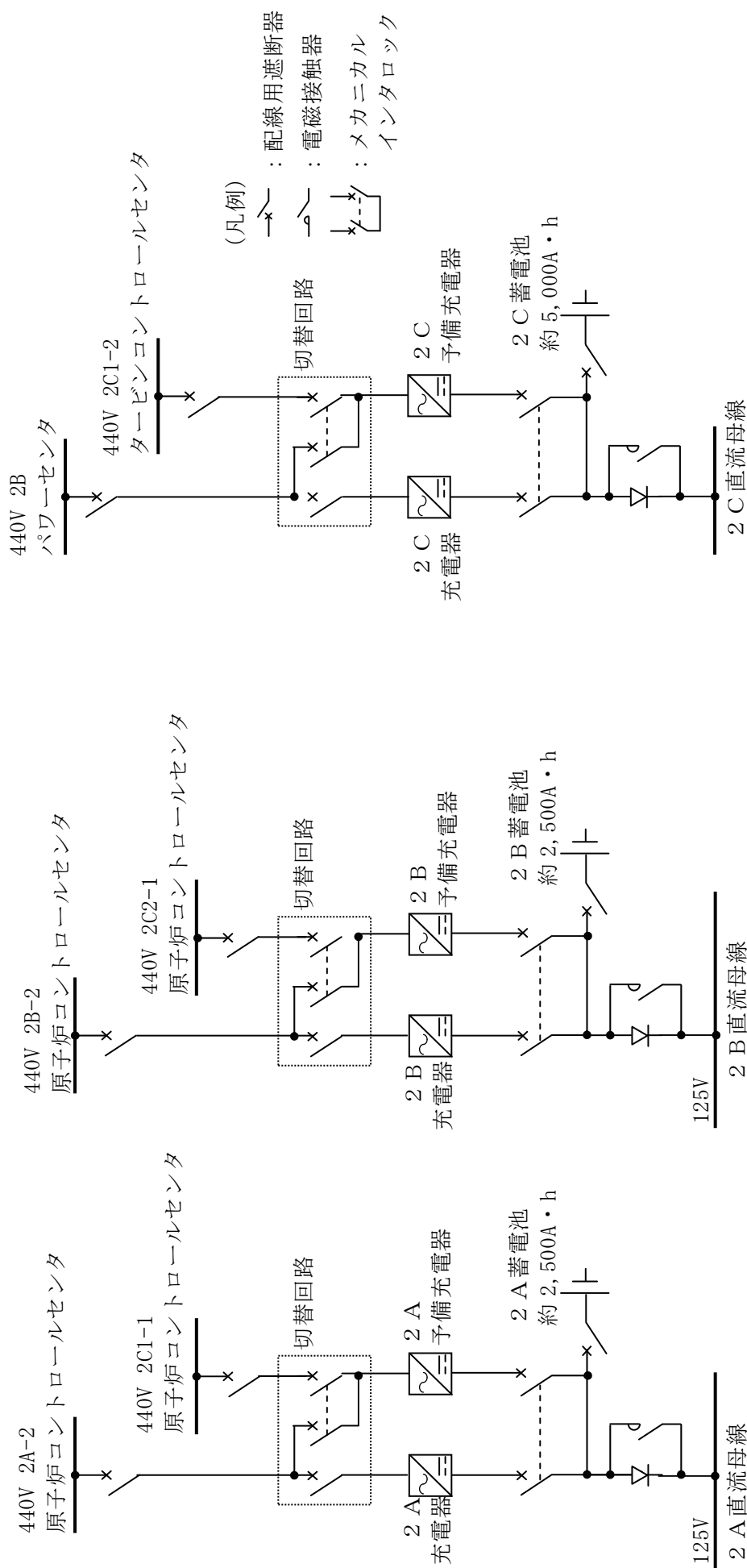
設 備 名	無線通話装置（携帯型）
使 用 回 線	無線系回線
個 数	一式

(3) 携帯型通話設備（1号及び2号炉共用）

設 備 名	携帯型有線通話装置
使 用 回 線	有線系回線
個 数	一式



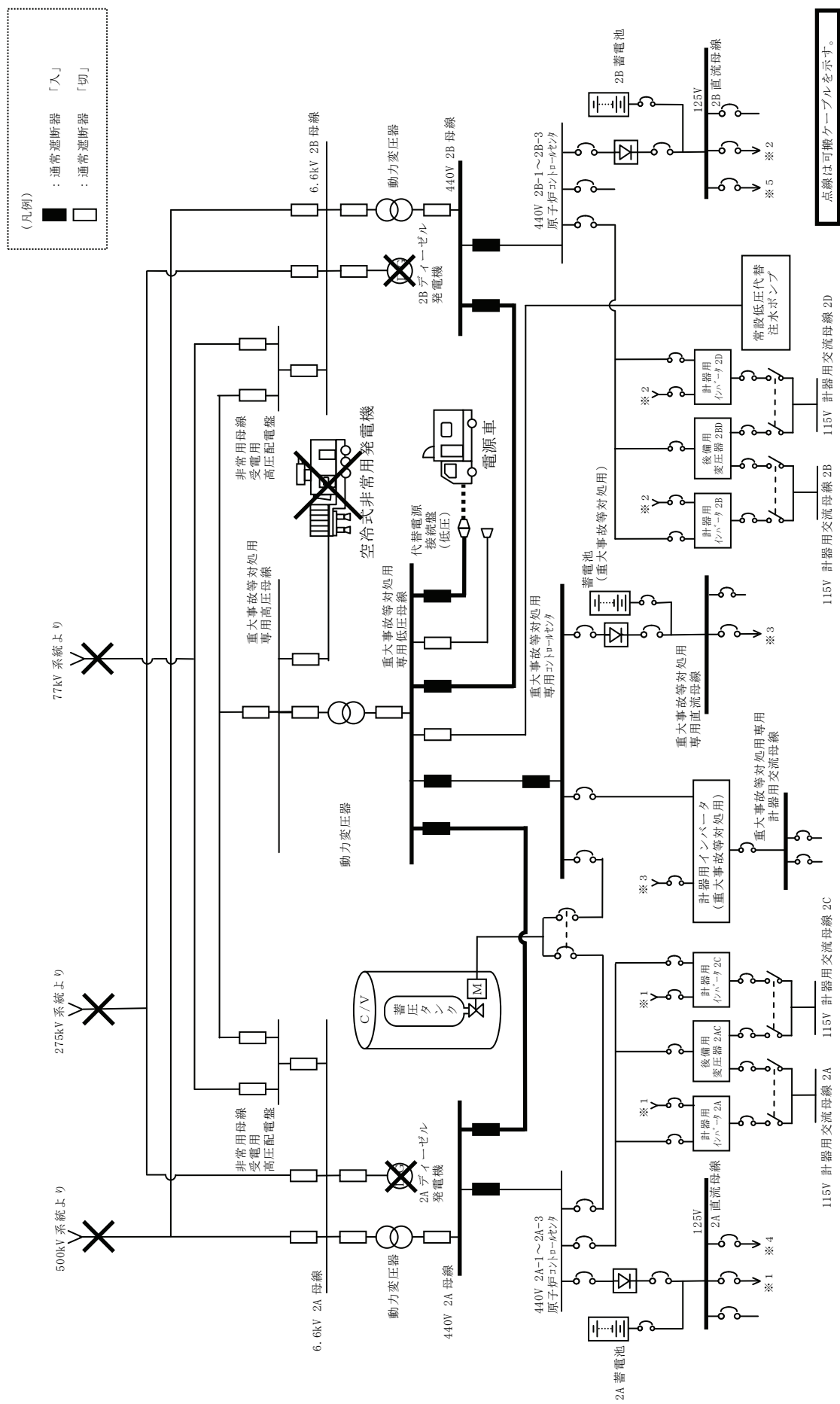
第 10.1.2 図 工学的安全施設作動時におけるディーゼル発電機の負荷曲線



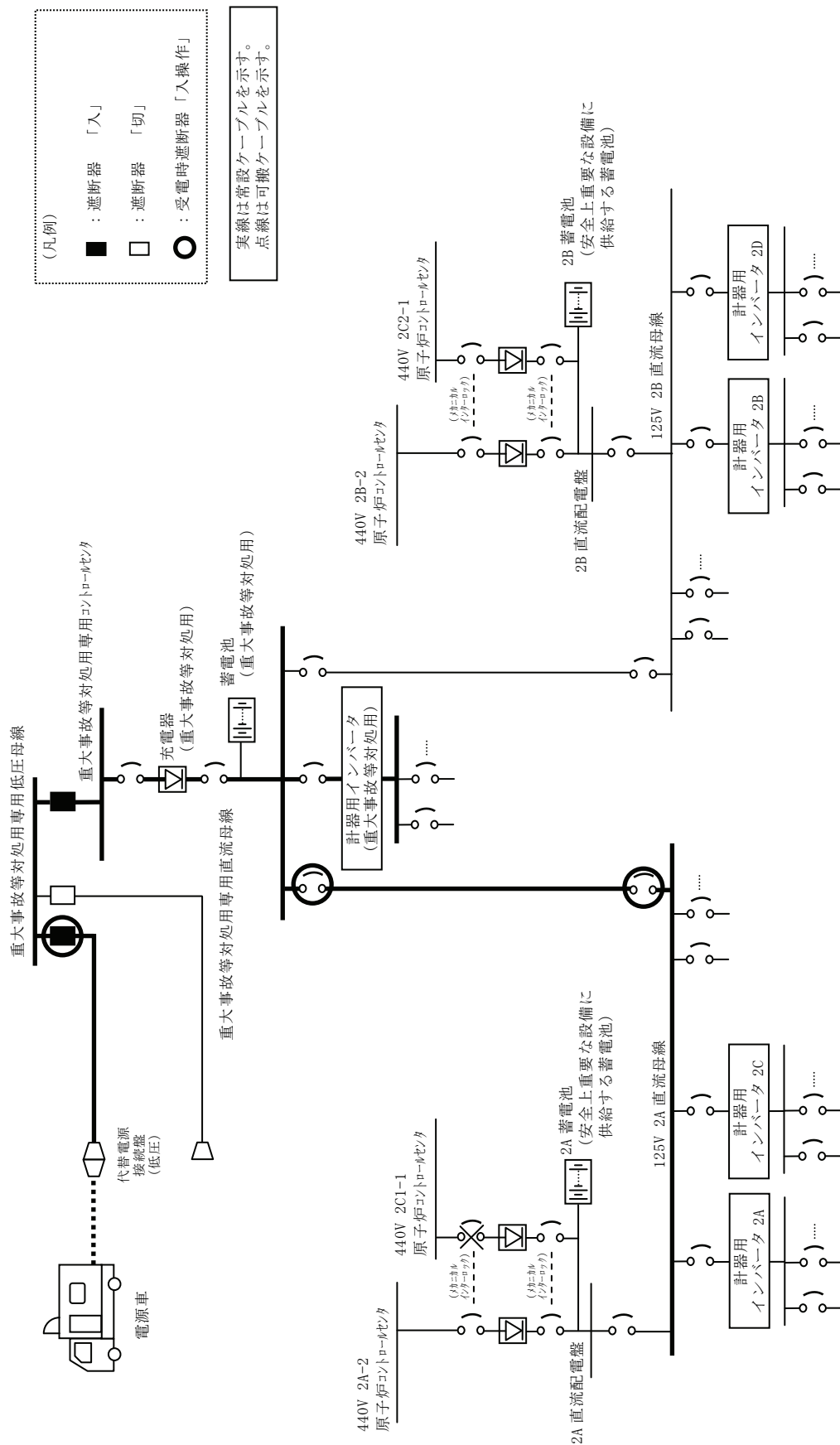
安全上重要な設備に供給

第 10.1.3 図 直流単線結線図

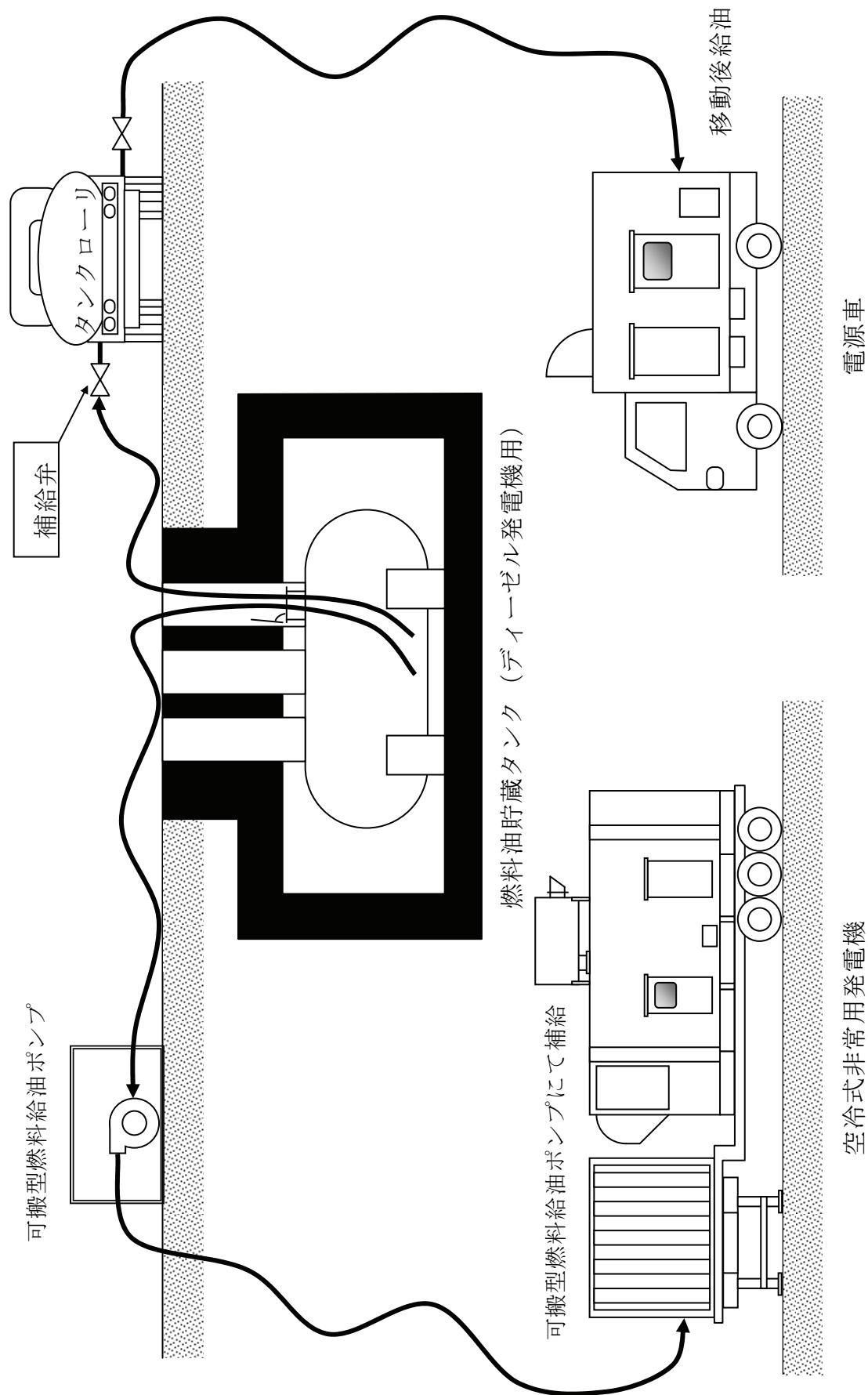
安全上重要な設備以外の設備に供給



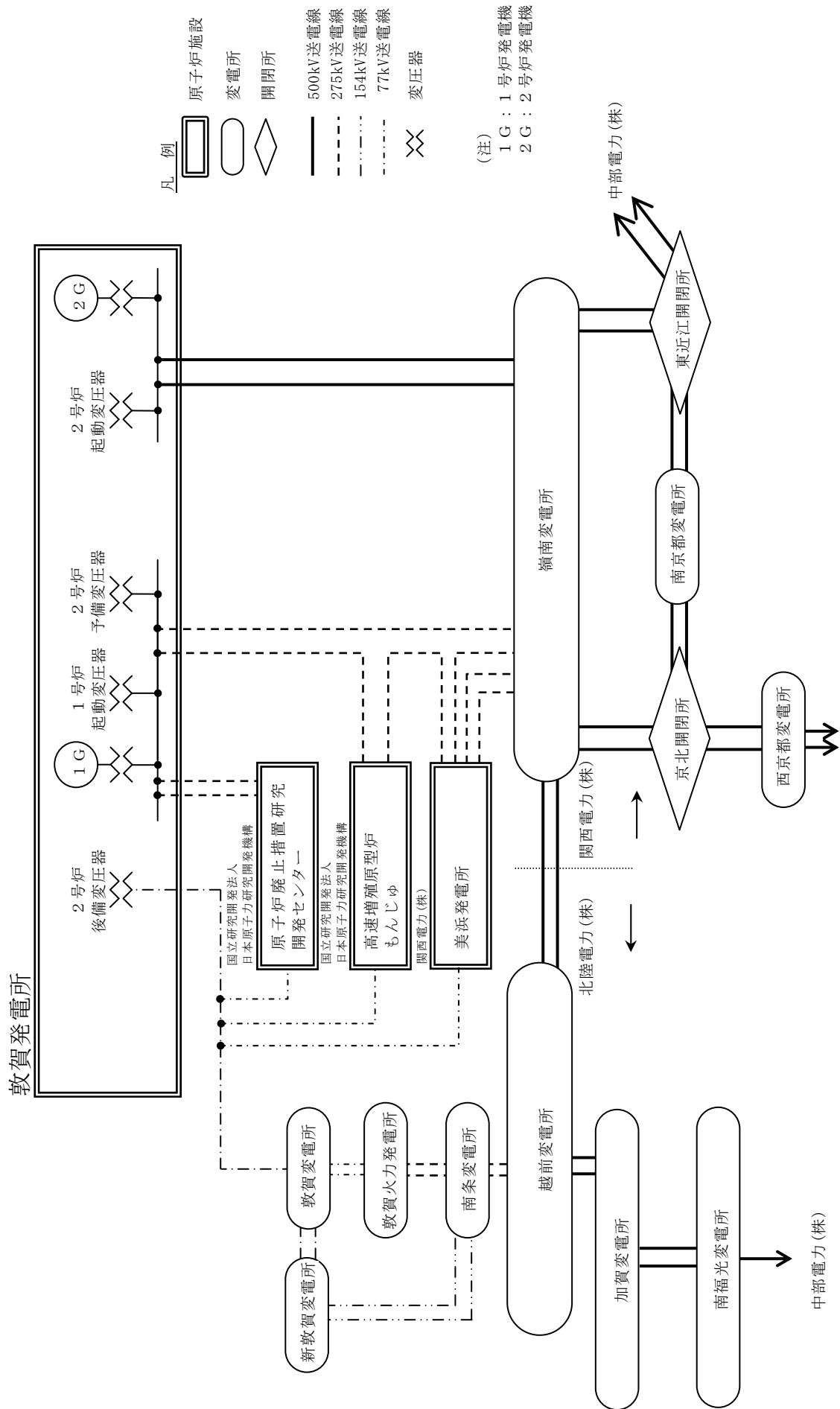
第 10.2.2 図 電源設備系統概要図 (2)



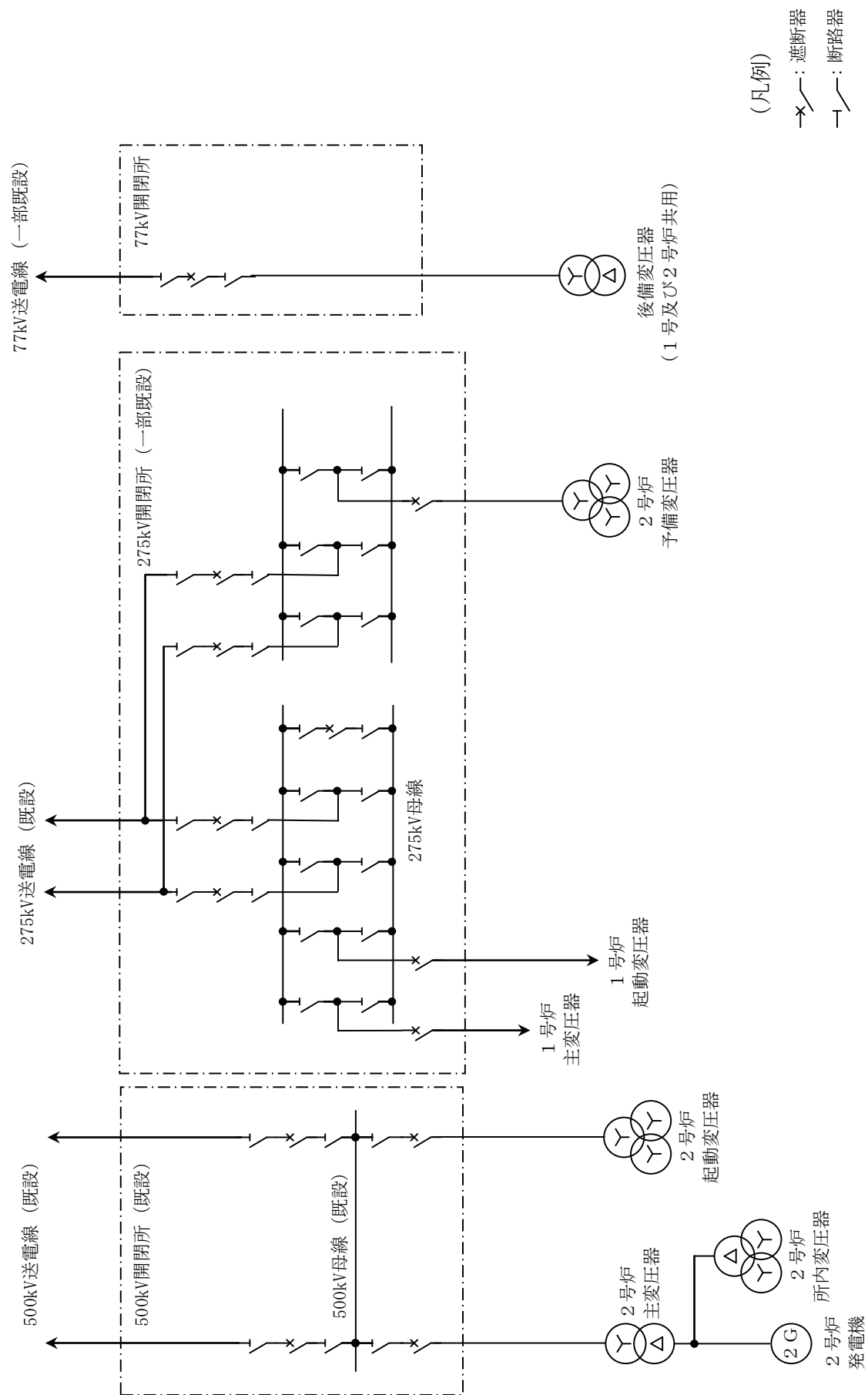
第 10.2.3 図 電源設備系統概要図 (3)



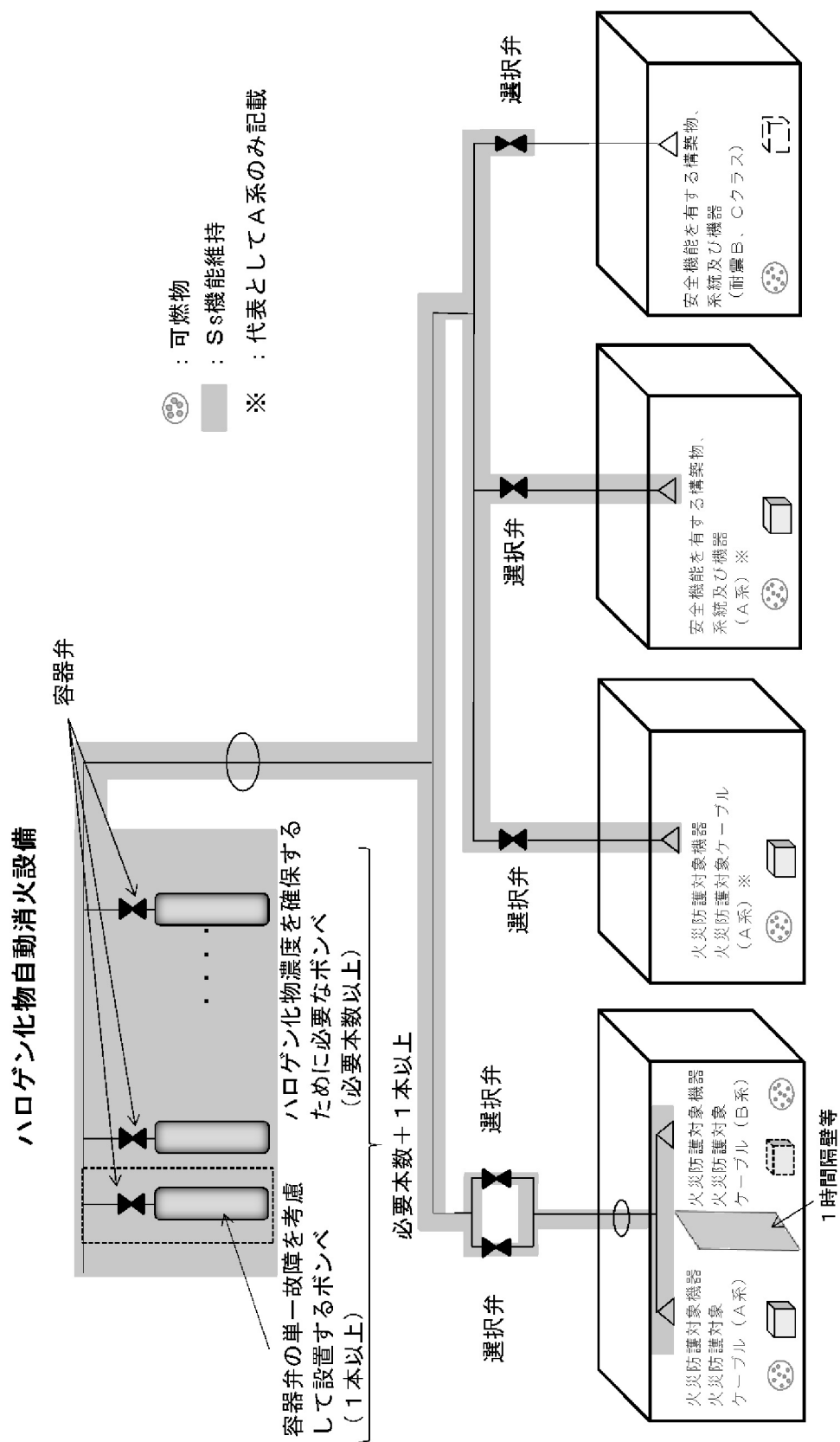
第 10.2.4 図 電源設備系統概要図 (4)



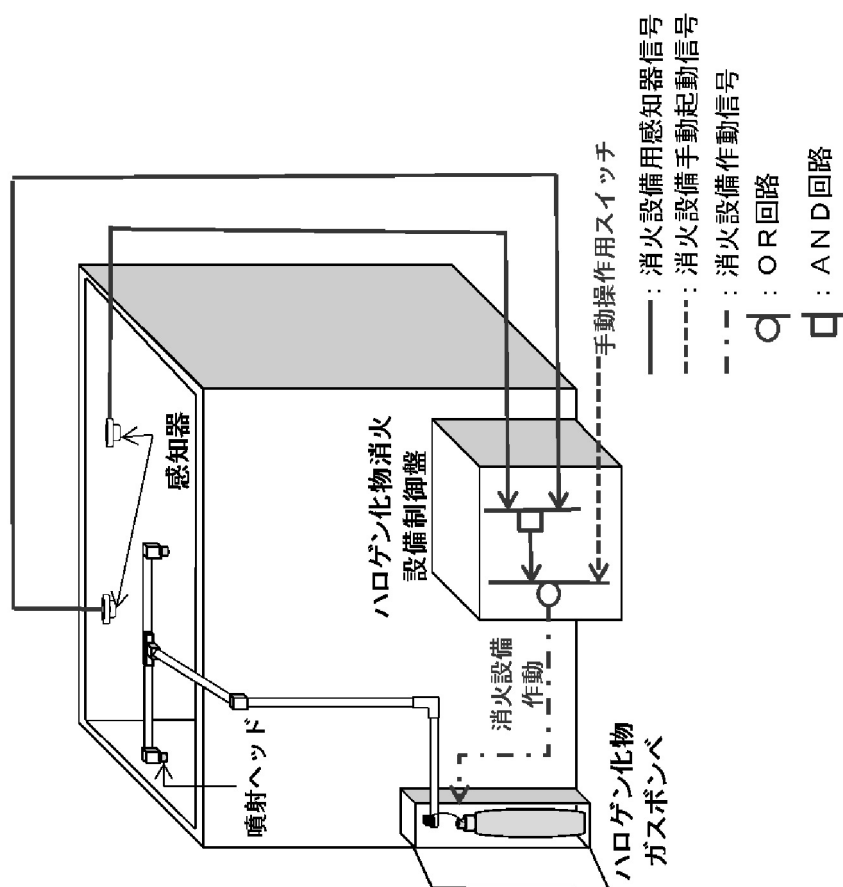
第10.3.1図 送電系統概要図



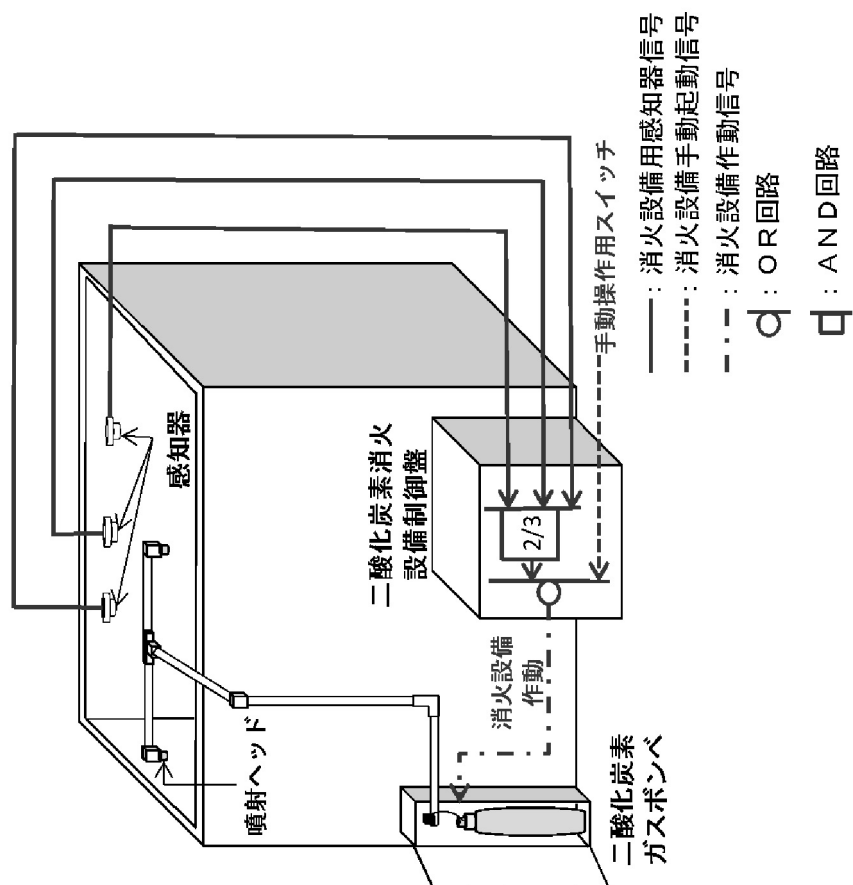
第 10.3.2 図 開閉所単線結線図



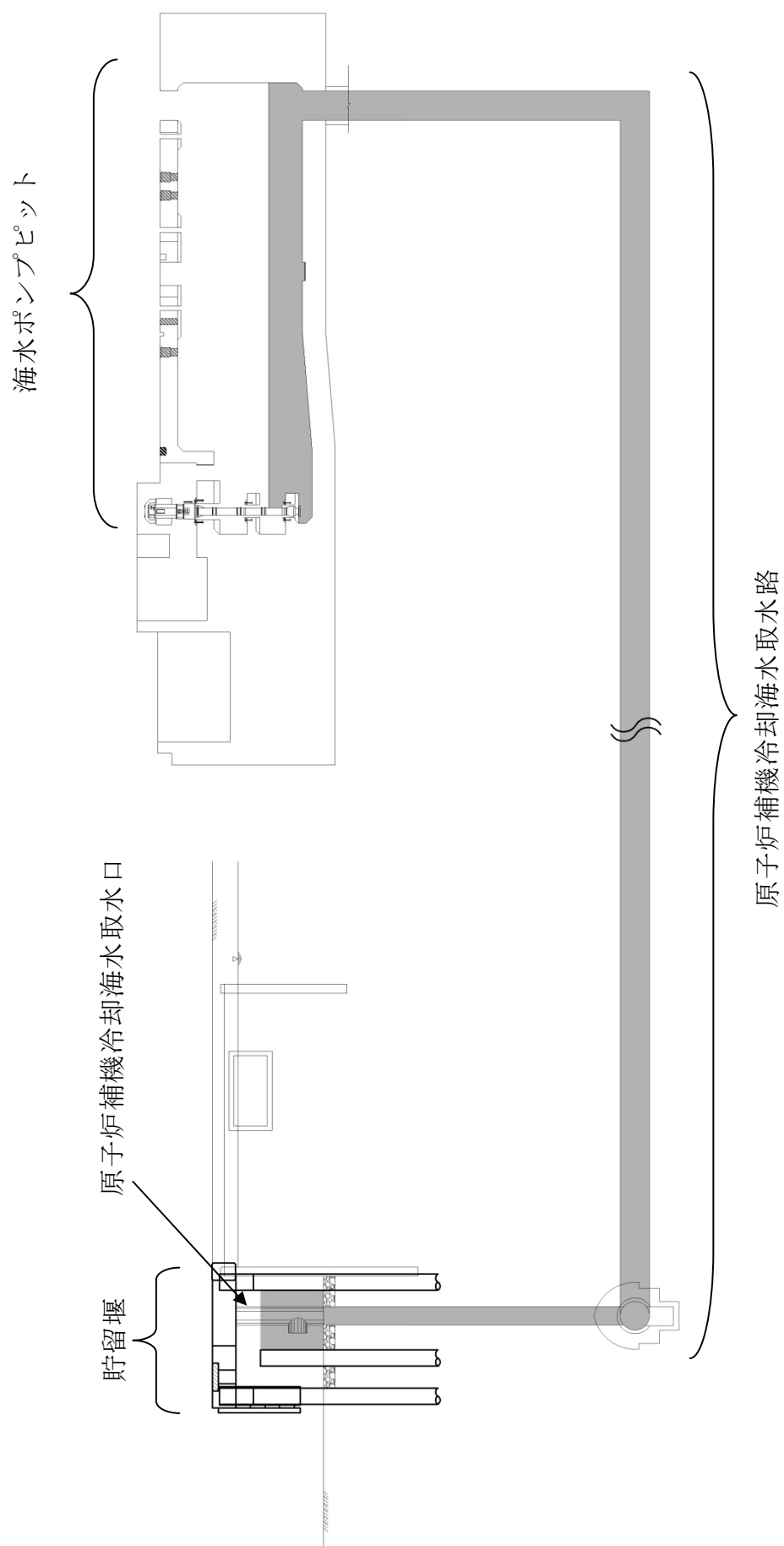
第 10.5.1 図 系統分離に応じた独立性を考慮したハロゲン化物消火設備概要図



第10.5.2図 ハロゲン化物消火設備概要図



第 10.5.3 図 二酸化炭素消火設備概要図



第10.9.1図 非常用取水設備概要図

(その2 275kV 送電線を主回線とした後)

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 概要

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。

所内高圧母線は、常用4母線と非常用2母線で構成する。非常用2母線は、起動変圧器、予備変圧器及びディーゼル発電機並びに後備変圧器のいずれからも受電できる設計とする。

所内低圧母線は、常用7母線、非常用2母線で構成する。非常用2母線は、それぞれの非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。

所内補機は、工学的安全施設に関係する補機と一般補機とに分け、それぞれ非常用、常用母線に接続する。所内補機で2台以上設置するものは非常用、常用ともに各母線に分割接続し所内電力供給の安定を図る。

ディーゼル発電機は2台設け、275kV送電線が停電し、かつ、500kV送電線も停電した場合にそれぞれの非常用母線に電力を供給し、1台のディーゼル発電機で発電所を安全に停止するために必要な補機を運転するのに十分な容量を有するとともに、たとえ同時に工学的安全施設作動設備が作動しても対処できる容量とする。

また、原子炉施設の安全に必要な直流電源を確保するため蓄電池を設置し、安定した交流電源を必要とするものに対しては無停電電源装置を設置する。

直流電源設備は、非常用電源として2系統及び常用所内電源として1系統から構成する。

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機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や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し、他の安全機能への影響を限定し、非常用所内電源系からの受電時に、容易に母線切替操作が可能な設計とする。

10.1.2 設計方針

10.1.2.1 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、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や地絡又は母線の低電圧や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し、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また、非常用所内電源系からの受電時に、容易に母線切替操作が実施可能な設計とする。

非常用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される設計とする。

また、ディーゼル発電機については、7 日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるように、7 日間分の容量以上の燃料を敷地内に貯蔵する設計とする。

10.1.2.2 全交流動力電源喪失

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約 28 分間、原子炉を安全に停止し、かつ、原子炉の停止後に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に、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）を設ける設計とする。

10.1.3 主要設備

10.1.3.1 所内高压系統

所内高压系統を第 10.1.1 図に示す。非常用高压母線は次の 2 母線で構成する。

- ・非常用高压母線（2A, 2B）：所内変圧器，予備変圧器，ディーゼル発電機又は後備変圧器のいずれからも受電できる母線。

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ガス絶縁遮断器を使用する。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り、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。

非常用高压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補助建屋内に設置する。

非常用高压母線は、所内変圧器，予備変圧器，ディーゼル発電機及び後備変圧器に接続し、工学的安全施設に関係する補機と本原子炉施設の保安に必要な非常用補機に給電する。

発電機並列中には発電機から所内変圧器を通して受電し、発電機解列中は、275kV 送電線から主変圧器及び所内変圧器を通して受電する。また、275kV 送電線が使用できない場合には、500kV 送電線から予備変圧器を通して受電するが、500kV 送電線が使用できない場合には、ディーゼル発電機又は 77kV 送電線から後備変圧器を通して受電する。

メタルクラッド開閉装置の主要仕様の概略を第 10.1.1 表に示す。

10.1.3.2 所内低圧系統

所内低圧系統を第 10.1.1 図に示す。非常用低圧母線は次の 2 母線で構成する。

- ・非常用低圧母線（2A，2B）：非常用高圧母線から受電する母線。

これらの母線は、一連のキュービクルで構成し遮断器に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り、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。

非常用低圧母線のパワーセンタは、耐震性を有した原子炉補助建屋内に設置する。

工学的安全施設関係の補機と本原子炉施設の保安に必要な非常用補機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給電する。

また、通常時、非常用低圧母線には、発電機並列中には発電機から所内変圧器及び非常用高圧母線を通して給電し、発電機解列中は 275kV 送電線から主変圧器、所内変圧器及び非常用高圧母線を通して給電する。また、275kV 送電線が使用できない場合には、500kV 送電線から予備変圧器及び非常用高圧母線を通して給電するが、予備変圧器から受電できない場合には、ディーゼル発電機又は 77kV 送電線から後備変圧器及び非常用高圧母線を通して給電する。

パワーセンタの主要仕様の概略を第 10.1.2 表に示す。

10.1.3.3 ディーゼル発電機

ディーゼル発電機は、外部電源（275kV 送電線及び 500kV 送電線）が喪失した場合に、発電所の保安を確保し、安全に停止するために必要な電源を供給し、さらに、工学的安全施設の電力も供給する。

ディーゼル発電機は、多重性を考慮して、必要な容量のものを 2 台備え、各々非常用高圧母線に接続する。

各ディーゼル発電機は、原子炉補助建屋内のそれぞれ独立した室に設置する。

また、ディーゼル発電機は、それぞれ定格出力で 7 日間以上連続運転できる燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を発電所内に設置する設計とする。

ディーゼル発電機は、非常用高圧母線低電圧信号又は非常用炉心冷却設備作動信号で起動し、約 10 秒で電圧を確立した後は、各非常用高圧母線に接続し負荷に給電する。

外部電源（275kV 送電線及び 500kV 送電線）喪失のみが発生した場合、各ディーゼル発電機に自動的に負荷する主要補機は、次のとおりである。

・ 中央制御室空調ファン	1 台
・ 中央制御室循環ファン	1 台
・ 空調用冷水ポンプ	1 台
・ 原子炉補機冷却水ポンプ	2 台
・ 電動補助給水ポンプ	1 台
・ 原子炉補機冷却海水ポンプ	2 台
・ 原子炉容器室冷却ファン	1 台
・ 制御棒駆動装置冷却ファン	1 台
・ 格納容器再循環ファン	2 台
・ 空調用冷凍機	2 台

- ・制御用空気圧縮機 1 台
- ・充てん／高圧注入ポンプ 1 台

上記以外にも，必要に応じて補機を起動できる。

また，1次系冷却材喪失事故と外部電源（275kV 送電線及び 500kV 送電線）喪失が同時に起こった場合，各ディーゼル発電機に自動的に負荷する主要補機は次のとおりである。

- ・工学的安全施設の弁類 数十台
- ・アニュラス空気浄化ファン 1 台
- ・中央制御室非常用循環ファン 1 台
- ・中央制御室空調ファン 1 台
- ・中央制御室循環ファン 1 台
- ・空調用冷水ポンプ 1 台
- ・充てん／高圧注入ポンプ 1 台
- ・高圧注入ポンプ 1 台
- ・余熱除去ポンプ 1 台
- ・原子炉補機冷却水ポンプ 1 台
- ・電動補助給水ポンプ 1 台
- ・原子炉補機冷却海水ポンプ 1 台
- ・格納容器スプレイポンプ 1 台
- ・空調用冷凍機 1 台
- ・制御用空気圧縮機 1 台
- ・安全補機室空気浄化ファン 1 台

上記以外にも必要に応じて補機を起動できる。

ディーゼル発電機負荷が最も大きくなる 1 次冷却材喪失事故と外部電源（275kV 送電線及び 500kV 送電線）喪失が同時に起こった場合の負荷曲線例

を第 10.1.2 図に示す。ディーゼル発電機の主要仕様の概略を第 10.1.3 表に示す。

10.1.3.4 直流電源設備

直流電源設備は、第 10.1.3 図に示すように 3 組（非常用 2 組及び常用 1 組）のそれぞれ独立した蓄電池、充電器、直流コントロールセンタ等で構成し、非常用 2 組のいずれの 1 組が故障しても残りの 1 系統でプラントの安全性を確保する。

また、これらは、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 125V であり、うち非常用 2 組の電源の負荷は、工学的安全施設等の継電器、開閉器、電磁弁、計器用電源（無停電電源装置）等である。

非常用 2 組の蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）は、非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器で浮動充電する。

また、蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）の容量は 1 組あたり 2,500A・h であり、原子炉を安全に停止し、かつ、原子炉の停止後に炉心を一定時間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に、これら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、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及びパワーセンタ（約 30A）、原子炉停止後の炉心冷却のためのタービン動補助給水ポンプ起動盤（約 110A）、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源供給を行う計器用電源（無停電電源装置）（約 310A）及びその他制御盤の待機電力等（約 240A）の負荷へ電源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交流動力電源設備から開始されるまでの約 28 分間に対し、1 時間以上電源供給が可能な容量である。

直流電源設備の主要仕様の概略を第 10.1.4 表に示す。

10.1.3.5 計測制御用電源設備

計測制御用電源系統は、非常用として計器用交流母線 4 母線及び計器用後備母線 4 母線、また、常用として計器用交流母線 5 母線で構成し、母線電圧は 115V である。

非常用の計測制御用電源設備は、非常用低圧母線と非常用直流母線に接続する計器用電源（無停電電源装置）等で構成する。計器用電源（無停電電源装置）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に必要な電力の供給が交流動力電源から開始されるまでの約 28 分間においても、直流電源設備である蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）から直流電源が供給されることにより、計器用電源（無停電電源装置）内の変換器を介し直流を交流へ変換し、非常用の計装用交流母線に対し電源供給を確保する。そのため、炉外核計装の監視による原子炉の安全停止状態の確認、1 次冷却材温度等の監視による原子炉の冷却状態の確認及び格納容器圧力、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。

原子炉保護設備等の重要度の特に高い安全機能を有する設備に関する負荷は、非常用の計器用交流母線に接続する。多重チャンネル構成の原子炉保護設備への給電は、チャンネル毎に分離し、独立性を確保する。

非常用の計器用交流母線 4 母線は、後備用変圧器からも受電できる。

計測制御用電源設備の単線結線図を第 10.1.4 図に示す。

計測制御用電源設備の主要仕様の概略を第 10.1.5 表に示す。

10.1.3.6 電線路

原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備に関連する多重性を持つ動力回路、制御回路、計装回路のケーブルは、それぞれ相互に電氣的、物理的分離を図るため、適切な離隔距離又は必要に応じて隔壁を設けたケーブルトレイ及びコンジット（電線貫通部を含む）を使用して布設し、相互の独立性を侵害することがないようにする。特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。

ケーブルは難燃性ケーブルを使用するとともに、格納容器を貫通する電線貫通部は 1 次冷却材喪失時の環境条件に適合するものを使用する。⁽¹⁾

10.1.3.7 事故時母線切替え

常時は 275kV 送電線 2 回線を使用して運転するが、275kV 送電線 1 回線停止時でも残りの送電線 1 回線のみで、2 号炉を全出力運転できる。

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機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や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り、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、275kV 送電線 2 回線停止時には、原子炉を安全に停止するために必要な所内電力は、500kV 送電線に接続する予備変圧器から受電する。

275kV 送電線 2 回線停止時に、万一 500kV 送電線も停止した場合には、ディーゼル発電機又は 77kV 送電線に接続する後備変圧器から原子炉を安全に停止するために必要な電力を受電する。

(1) 予備変圧器への切替え

275kV 送電線が 2 回線とも停止し、500kV 送電線に電圧がある場合、非常用高圧母線は自動的に予備変圧器から受電し、原子炉の安全停止に必要な

な補機を運転する。

(2) ディーゼル発電機への切替え

非常用高圧母線が停電するとディーゼル発電機が自動起動するとともに、非常用高圧母線に接続する負荷及び非常用低圧母線に接続する負荷をすべて遮断し、ディーゼル発電機の電圧が定格値になるとディーゼル発電機を非常用高圧母線に接続し、原子炉を安全に停止するために必要な負荷を順次投入する。

(3) 後備変圧器への切替え

万一、ディーゼル発電機からの受電も失敗し、77kV 送電線に電圧がある場合、非常用高圧母線は手動で後備変圧器から受電し、原子炉を安全に停止するために必要な補機を運転する。

(4) 275kV 送電線又は 500kV 送電線電圧回復後の切替え

ディーゼル発電機又は後備変圧器で所内負荷運転中、275kV 送電線又は 500kV 送電線の電圧が回復すれば、所内負荷を元の状態に戻す。

(5) 計測制御用交流母線の切替え

計器用電源（無停電電源装置）からの非常用の計器用交流 4 母線には、2 台の後備用変圧器を設け、440V 交流電源に切り替えることができる。

10.1.4 試験検査

10.1.4.1 ディーゼル発電機

(1) 手動起動試験

ディーゼル発電機は、定期的に手動で起動し、非常用高圧母線に接続して、必要な負荷をかけた状態で、健全性を確認する。

(2) 自動起動試験

原子炉停止時に、非常用高圧母線低電圧信号又は非常用炉心冷却設備作

動信号を模擬し，信号発信後 10 秒以内に電圧が確立することを確認する。

10.1.4.2 蓄電池

蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）は定期的な電解液面の検査と補水，電解液の比重とセル電圧の測定及び浮動充電電圧の測定を行い，健全性を確認する。

10.1.5 手順等

- (1) 電気設備に要求される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。
- (2) 電気設備に係る保守，点検に関する教育を行う。

10.2 代替電源設備

その1 275kV 送電線を主回線とする前と同じ。

10.3 常用電源設備

10.3.1 概 要

設計基準対象施設は、275kV 送電線 2 回線（1 号及び 2 号炉共用，一部既設）及び 500kV 送電線 2 回線並びに 77kV 送電線 1 回線（1 号及び 2 号炉共用，一部既設）に連系する。

275kV 送電線 2 回線及び 500kV 送電線 2 回線は約 22km 離れた関西電力株式会社の嶺南変電所に，77kV 送電線 1 回線は約 13km 離れた北陸電力株式会社の敦賀変電所にそれぞれ接続し，1 つの変電所が停止することにより発電所に接続された送電線がすべて停止する事態に至らない構成とする。

なお，これらの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。

275kV 送電線は，1 回線で 2 号炉の全発生電力を送電する容量があり，1 回線事故が発生しても，2 号炉を全出力運転できる設計とする。

所内電力は，発電機並列中には，発電機から所内変圧器を通して受電し，発電機解列中は，275kV 送電線から主変圧器及び所内変圧器を通して受電できる設計とする。また 275kV 送電線停止の場合には 500kV 送電線から予備変圧器を通し，さらに，非常用母線は 500kV 送電線が停止した場合には，ディーゼル発電機又は 77kV 送電線に接続する後備変圧器を通し，発電所を安全に停止するために必要な電力を受電する。

所内高圧母線は，常用 4 母線と非常用 2 母線で構成する。常用 4 母線は，所内変圧器から直接受電するほか，起動変圧器及び予備変圧器からも受電できる設計とする。

所内低圧母線は、常用 7 母線、非常用 2 母線で構成する。常用 7 母線は、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。常用低圧母線間は、相互に連絡できる設計とする。

所内補機は、工学的安全施設に係る補機と一般補機とに分け、それぞれ非常用、常用母線に接続する。所内補機で 2 台以上設置するものは非常用、常用ともに各母線に分割接続し所内電力供給の安定を図る。

また、必要な直流電源を確保するため蓄電池を設置する。直流電源設備は、非常用所内電源として 2 系統及び常用所内電源として 1 系統から構成する。

安定した交流電源を必要とするものに対しては計器用電源（無停電電源装置）を設置する。計測制御用電源設備は非常用として計器用交流母線 4 母線及び計器用後備母線 4 母線、また、常用として計器用交流母線 5 母線で構成する。

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、供給信頼性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、275kV 母線を 2 母線、500kV 母線を 1 母線、77kV 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や地絡、母線の低電圧や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り、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、変圧器 1 次側において 3 相のうち 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。なお、運転員の 1 相開放故障発生時の対応を確実にするために、本事象に関する知見を手順書等に反映するとともに、運転員に対して定期的に教育を実施する。

275kV 送電線 2 回線及び 500kV 送電線 2 回線と 77kV 送電線 1 回線は互いに独立した関西電力株式会社の嶺南変電所と北陸電力株式会社の敦賀変電所に接続されており、万一、送電線の上流側接続先である変電所が停止しても、異なる変電所から電力を供給することが可能な設計とする。

少なくとも 1 回線は他の回線と物理的に分離した設計とし、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これらの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。

開閉所から主発電機側の送受電設備は、十分な支持性能をもつ地盤に設置する。

碍子、遮断器等は耐震性の高いものを使用する設計とする。さらに、津波に対して隔離又は防護するとともに、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 275kV 送電線 1 ルート 2 回線（1 号及び 2 号炉共用、一部既設）、受電専用の回線として 500kV 送電線 1 ルート 2 回線及び 77kV 送電線 1 ルート 1 回線（1 号及び 2 号炉共用、一部既設）の合計 3 ルート 5 回線で電力系統に連系する。

275kV 送電線は、2 回線のうち 1 回線は国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の高速増殖原型炉もんじゅ、関西電力株式会社の美浜発電所を經由して、他の 1 回線は直接、関西電力株式会社の嶺南変電所に連系している。500kV 送電線 2 回線は、約 22km 離れた関西電力株式会社の嶺南変電所に連系している。また、77kV 送電線 1 回線は約 13km 離れた北陸電力株式会社の敦賀変電所に連系し、万一、送電線の上流側接続先である変電所が停止しても、異なる変電所から電力を供給することが可能な構成としている。

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な電力を供給可能な容量とするとともに、常時、重要安全施設に連系する 275kV 送電線は、単一故障時の影響を考慮し、2 回線とする。

275kV 送電系統については、短絡、地絡検出用保護装置を設置する設計とする。また、送電線両端の電気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り、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は、275kV 送電線は、電力送受電時、500kV 送電線及び 77kV 送電線は、所内負荷へ給電している場合、保護装置により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 275kV 送電線 2 回線，500kV 送電線 2 回線及び 77kV 送電線 1 回線の 3 系統 5 回線で構成される各々の系統は，同一の送電鉄塔に架線しないよう，それぞれに送電鉄塔を備える設計とする。

送電線については，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がない設計とする。

さらに，275kV 送電線，500kV 送電線及び 77kV 送電線の交差箇所の離隔距離については，必要な絶縁距離を確保する設計とする。

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である。

送電線の主要仕様を第 10.3.1 表に示す。

10.3.3.2 開閉所

275kV 開閉所（1 号及び 2 号炉共用，一部既設）は，275kV 送電線（1 号及び 2 号炉共用，一部既設）と主変圧器を連系する遮断器等で構成する。500kV 開閉所は，500kV 送電線と予備変圧器を連系する遮断器等で構成する。また，77kV 開閉所（1 号及び 2 号炉共用）は，77kV 送電線（1 号及び 2 号炉共用，一部既設）と後備変圧器を連系する遮断器等で構成する。

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り，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。

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。

碍子、遮断器は耐震性の高い懸垂碍子、ガス絶縁開閉装置を使用する。

塩害を考慮し、碍子に対しては、碍子洗浄装置を設置し、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を採用する。

開閉所単線結線図を第 10.3.2 図に、また、開閉所機器の主要仕様を第 10.3.2 表に示す。

10.3.3.3 発電機及び励磁装置

発電機は 1,365,000kVA, 1,800rpm で蒸気タービンに直結される横置、円筒回転界磁形、全閉自己通風、固定子水冷却、回転子水素内部冷却、三相同期発電機で、励磁機はブラシレス励磁機である。

発電機主回路には、発電機負荷開閉器を設置する。

発電機及び励磁装置の主要仕様を第 10.3.3 表に示す。

10.3.3.4 主要変圧器

本原子炉施設では、次のような主要変圧器を設ける。

- ・主変圧器 : 発電機並列中は、発電機電圧 (24kV) を送電線電圧 (275kV) に昇圧する。また、発電機解列中は、送電線電圧 (275kV) を発電機電圧 (24kV) に降圧する。
- ・所内変圧器 : 発電機電圧 (24kV) を所内高圧母線電圧 (6.6kV) に降圧する。
- ・予備変圧器 : 送電線電圧 (500kV) を所内高圧母線電圧 (6.6kV) に降圧する。
- ・後備変圧器 : 送電線電圧 (77kV) を所内高圧母線電圧 (6.6kV) に降圧する。

発電機の発生電力は、主変圧器を通して 275kV 送電線へ送電する。

常用高圧母線は、発電機並列中には発電機から所内変圧器を通して受電し、発電機解列中は、発電機負荷開閉器を開としておくことにより、275kV 送電線から主変圧器及び所内変圧器を通して受電するが、275kV 送電線が停止した場合は、500kV 送電線から予備変圧器を通して受電する。また、非常用高圧母線は、発電機並列中には発電機から所内変圧器を通して受電し、発電機解列中は、発電機負荷開閉器を開としておくことにより、275kV 送電線から主変圧器及び所内変圧器を通して受電するが、275kV 送電線が停止した場合は、500kV 送電線から予備変圧器を通し、さらに、500kV 送電線が停止した場合には、ディーゼル発電機又は 77kV 送電線に接続する後備変圧器を通し、発電所を安全に停止するために必要な電力を受電できる設計とする。

主要変圧器の主要仕様を第 10.3.4 表に示す。

10.3.3.5 所内高圧系統

所内高圧系統を第 10.1.1 図に示す。常用高圧母線は次の 4 母線で構成する。

常用高圧母線 (2C1, 2C2, 2D1, 2D2)

所内変圧器又は予備変圧器から受電できる母線

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ガス絶縁遮断器を使用する。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り、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、タービン建屋内に設置する。

常用高圧母線は、発電機並列中には発電機から所内変圧器を通して受電し、発電機解列中は、275kV 送電線から主変圧器及び所内変圧器を通して受電し、通常運転時に必要な負荷を振り分け給電する。また、275kV 送電線が停止し

た場合には，500kV 送電線から予備変圧器を通して受電する。

メタルクラッド開閉装置の主要仕様の概略を第 10.1.1 表に示す。

10.3.3.6 所内低圧系統

所内低圧系統を第 10.1.1 図に示す。常用低圧母線は次の 7 母線で構成する。

常用低圧母線（2C1，2C2，2C3，2C4，2D1，2D2，2D3）

常用高圧母線から受電できる母線

これらの母線は，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り，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。

常用低圧母線のパワーセンタは，タービン建屋等に設置する。

パワーセンタの主要仕様の概略を第 10.1.2 表に示す。

10.3.3.7 直流電源設備

直流電源設備は，第 10.1.3 図に示すように 3 組（常用 1 組及び非常用 2 組）のそれぞれ独立した蓄電池，充電器，直流コントロールセンタ等で構成する。直流母線は 125V であり，うち常用 1 組の電源の負荷は，タービン発電機関係の継電器，タービンの非常用油ポンプ，発電機の非常用密封油ポンプ，電磁弁等である。3 組の蓄電池は，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。

直流電源設備の主要仕様の概略を第 10.1.4 表に示す。

10.3.3.8 計測制御用電源設備

計測制御用電源系統は、非常用として計器用交流母線 4 母線及び計器用後備母線 4 母線、また、常用として計器用交流母線 5 母線で構成し、母線電圧は 115V である。

常用の計測制御用電源設備は、非常用低圧母線等に接続する計器用電源（無停電電源装置）等で構成する。

計器用電源（無停電電源装置）は、外部電源喪失等により交流入力が喪失しても、蓄電池からの直流入力により計器用交流母線の電源を確保する。

また、計器用電源（無停電電源装置）からの常用の計器用交流 4 母線には、1 台の計器用変圧器又は 2 台の後備用変圧器からも受電できる。

計測制御用電源設備の単線結線図を第 10.1.4 図に示す。

計装制御用電源設備の主要仕様の概略を第 10.1.5 表に示す。

10.3.3.9 制御棒駆動装置用電源設備

制御棒駆動装置用電源は、電動発電機を使用する。

電動発電機は、100%容量のものを 2 台備え、各々別個に 440V 母線から給電する。また、フライホイールを取付け、瞬間的な電源変動による発電機出力のじょう乱を極力抑制し、制御棒駆動装置用電源の確保を図る。

10.3.3.10 作業用電源設備

作業用電源としてはパワーセンタ、所内コントロールセンタから変圧器を通して、交流 200V 及び 100V に変圧し、給電する。

また、分電盤、スイッチ、コンセント等を所要場所に設置する。

10.3.3.11 電線路

動力回路、制御回路、計装回路のケーブルは、それぞれ相互に電氣的・物

理的分離を図るため、適切な分離距離又は必要に応じて隔壁を設けたケーブルトレイ及びコンジット（電線貫通部含む）を使用して布設する。

特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構造とする。

ケーブルは難燃性ケーブルを使用するとともに、格納容器を貫通する電線貫通部は 1 次冷却材喪失時の環境条件に適合するものを使用する。⁽¹⁾

10.3.3.12 事故時母線切替え

通常時は 275kV 送電線 2 回線を使用して送電するが、275kV 送電線 1 回線停止時でも残りの送電線 1 回線のみで、発電所の発生電力を送電できる。また、275kV 送電線 2 回線停止時には、原子炉を安全に停止するために必要な所内電力は、500kV 送電線に接続する予備変圧器から受電する。

万一、電気系統の短絡や地絡、母線の低電圧や過電流等が発生した場合も、それらを検知できる設計としており、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離し、故障による影響を局所化し、他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

(1) 予備変圧器への切替え

275kV 送電線が 2 回線とも停止し、500kV 送電線に電圧がある場合、常用高圧母線は予備変圧器から受電する。本切替えは自動切替えであり容易に実施可能である。

(2) 275kV 送電線電圧回復後の切替え

予備変圧器で所内負荷運転中、275kV 送電線の電圧が回復すれば、所内負荷を元の状態に戻す。

(3) 計測制御用交流母線の切替え

計器用電源（無停電電源装置）からの常用の計器用交流 4 母線には、1

台の計器用変圧器又は 2 台の後備用変圧器を設け、440V 交流電源に切替えることができる。

10.3.4 試験検査

10.3.4.1 蓄電池

蓄電池は定期的な電解液面の検査と補水、電解液の比重とセル電圧の測定及び浮動充電電圧の測定を行い、健全性を確認する。

10.3.5 手順等

- (1) 外部電源系統切替操作を実施する際は、予め手順を定め、給電操作指令伝票等を活用し、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 1 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) 上記(3)対応の 1 相開放故障が検知されない状態において、安全系機器に悪影響が生じた場合にも、運転員がそれを検知し、適切な対応を行えるよう手順書等を整備し、運転員に対して定期的に教育を実施する。
- (5) 電気設備に要求される機能を維持するため、保守計画に基づき適切な保守管理を行うとともに、必要に応じ補修を行う。
- (6) 外部電源切替操作に関する教育及び訓練を実施する。
- (7) 電気設備に係る保守、点検に関する教育を行う。

10.4 補助蒸気設備

その1 275kV 送電線を主回線とする前と同じ。

10.5 火災防護設備

その1 275kV 送電線を主回線とする前と同じ。

10.7 津波及び内部溢水に対する浸水防護設備

その1 275kV 送電線を主回線とする前と同じ。

10.8 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラに係るものを除く。）

その1 275kV 送電線を主回線とする前と同じ。

10.9 非常用取水設備

その1 275kV 送電線を主回線とする前と同じ。

10.10 緊急時対策所

その1 275kV 送電線を主回線とする前と同じ。

10.12 安全避難通路等

その1 275kV 送電線を主回線とする前と同じ。

10.13 通信連絡設備

その1 275kV 送電線を主回線とする前と同じ。

10.14 参考文献

その1 275kV 送電線を主回線とする前と同じ。

第 10.1.1 表 メタルクラッド開閉装置の主要仕様（1 / 2）

(1) 構成及び仕様

項目	受電盤	き電盤	計器用変圧器盤
個数	21 面	71 面	11 面
型式	屋内用鋼板製単位閉鎖垂直自立形		
母線電圧	6.9kV		
電気方式	60Hz 3 相 3 線 変圧器接地式		
電源引込方式	バスダクト又はケーブルによる		
フィーダ引出方式	ケーブルによる		
母線電流容量	3,000A 2,000A		

(2) 遮断器

項目	受電用	き電用
個数	21 台	71 台
型式	S F ₆ ガス屋内形	
極数	3 極	
操作方式	バネ投入操作	
絶縁階級	6 号 A	
定格電圧	7.2kV	
定格電流	3,000A 2,000A 1,200A	
遮断電流	63kA	
定格遮断時間	5 サイクル	
引きはずし自由方式	電氣的，機械的	
投入方式	バネ式	

第 10.1.1 表 メタルクラッド開閉装置の主要仕様（2 / 2）

(3) 動力変圧器

項目	非常用母線用	常用母線用
個数	2	7
型式	屋内用 3 相乾式変圧器	
冷却方式	自冷／風冷	自冷
周波数	60Hz	
容量	2,000kVA／2,800kVA	2,500kVA
結線	1 次：星形 2 次：三角形	
定格電圧	1 次：6.6kV（5 タップ） （6.9, 6.75, 6.6, 6.45, 6.3kV） 2 次：460V	
絶縁	H 種	

第 10.1.2 表 パワーセンタの主要仕様

(1) 構成及び仕様

項目	受電盤	母線連絡盤	き電盤	変圧器盤
個数	9 面	7 面	37 面	9 面
型式	屋内用鋼板製閉鎖垂直自立盤			
定格電圧	600V			
電気方式	60Hz 3 相 3 線 非接地式			
電源引込方式	バスダクト又はケーブルによる			
フィーダ引出方式	ケーブルによる			
母線電流容量	4,000A（主母線） 1,600A（分岐母線）			

(2) 遮断器

項目	受電用	母線連絡用	き電用
個数	9 台	7 台	105 台
型式	低圧気中遮断器		
極数	3 極		
操作方式	バネ投入操作		
定格電圧	600V		
定格電流	4,000A	4,000A	1,600A
遮断電流 (交流分実効値)	90kA	90kA	50kA
定格遮断時間	3 サイクル		
引きはずし自由方式	電氣的，機械的		

第 10.1.3 表 ディーゼル発電機の主要仕様

(1) エンジン

個 数	2
出 力	約 7,150kW (連続)
起 動 時 間	約 10s
起 動 方 式	圧縮空気起動
使 用 燃 料	軽油

(2) 発 電 機

型 式	横置突極回転界磁形・開放防滴自己通風・三相同期発電機
個 数	2
容 量	8,625kVA／個
力 率	0.8 (遅れ)
電 圧	6.9kV
周 波 数	60Hz

(3) 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)

型 式	横置円筒型地下タンク
個 数	4
容 量	約200k l ／個

第 10.1.4 表 直流電源設備の主要仕様

(1) 蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）

型 式	鉛蓄電池
組 数	2
容 量	2,500A・h／組
電 圧	129V（浮動充電時）
セ ル 数	60 セル／組

(2) 蓄電池（安全上重要な設備以外の設備に供給する蓄電池）

型 式	鉛蓄電池
組 数	1
容 量	5,000A・h
電 圧	129V（浮動充電時）
セ ル 数	120 セル

(3) 直流配電盤

型 式	屋内用鋼板製閉鎖垂直自立形
個 数	3
母 線 容 量	約 1,000A×2 個
	（安全上重要な設備に供給）
	約 3,000A×1 個
	（安全上重要な設備以外の設備に供給）

第 10.1.5 表 計測制御用電源設備の設備仕様

(1) 非常用

計器用電源（無停電電源装置）

型 式	静止形インバータ
個 数	4
容 量	20kVA／個
出 力 電 圧	115V

(2) 常 用

a．計器用電源（無停電電源装置）

型 式	静止形インバータ
個 数	2
容 量	40kVA／個
出 力 電 圧	115V

b．計器用電源（無停電電源装置）

型 式	静止形インバータ
個 数	1
容 量	50kVA
出 力 電 圧	115V

c．計器用変圧器

型 式	H種乾式単相変圧器
個 数	1
容 量	70kVA
出 力 電 圧	115V

第 10.3.1 表 送電線の主要仕様

(1) 275kV 送電線（1 号及び 2 号炉共用，一部既設）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用電源設備
- ・ 常用電源設備

公 称 電 圧	275kV
回 線 数	2

(2) 500kV 送電線

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用電源設備
- ・ 常用電源設備

公 称 電 圧	500kV
回 線 数	2

(3) 77kV 送電線（1 号及び 2 号炉共用，一部既設）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用電源設備
- ・ 常用電源設備

公 称 電 圧	77kV
回 線 数	1

第 10.3.2 表 開閉所機器の主要仕様

(1) 母 線

	275kV 母線	500kV 母線	77kV 母線
型 式	S F ₆ ガス絶縁	相分離 S F ₆ ガス絶縁	S F ₆ ガス絶縁
定 格 電 圧	300kV	550kV	84kV
定 格 電 流	4, 000A	2, 000A	800A
定格短時間耐電流	50kA, 2 s	50kA, 2 s	20kA, 2 s
備 考	—	—	1 号及び 2 号炉共用

(2) 遮 断 器

	主変圧器用 遮断器	275kV 送電線用 遮断器	275kV 母線 連絡用遮断器	500kV 送電線用 遮断器	予備変圧器用 遮断器	後備変圧器用 遮断器
定 格 電 圧	300kV	300kV	300kV	550kV	550kV	84kV
定 格 電 流	4, 000A	4, 000A	4, 000A	2, 000A	2, 000A	800A
定格遮断電流	50kA	50kA	50kA	50kA	50kA	20kA
個 数	1	2	1	2	1	1
備 考	—	—	—	—	—	1 号及び 2 号炉 共用

第 10.3.3 表 発電機及び励磁装置の主要仕様

(1) 発電機

型 式	横置・円筒回転界磁形・全閉自己通風・ 三相同期発電機
容 量	1,365,000kVA
力 率	0.9 (遅れ)
電 圧	24,000V
相	3
周 波 数	60Hz
回 転 速 度	1,800rpm
結 線 法	星形
冷 却 法	回転子 固定子
	水素内部冷却 水冷却

(2) 励磁機

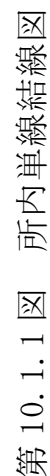
名 称	主励磁機	副励磁機
型 式	ブラシレス励磁機	永久磁石回転界磁形
容 量	5,500kW	70kVA
電 圧	DC 525V	125V
回転速度	1,800rpm	1,800rpm
駆動方法	発電機と直結	発電機と直結
個 数	1	1

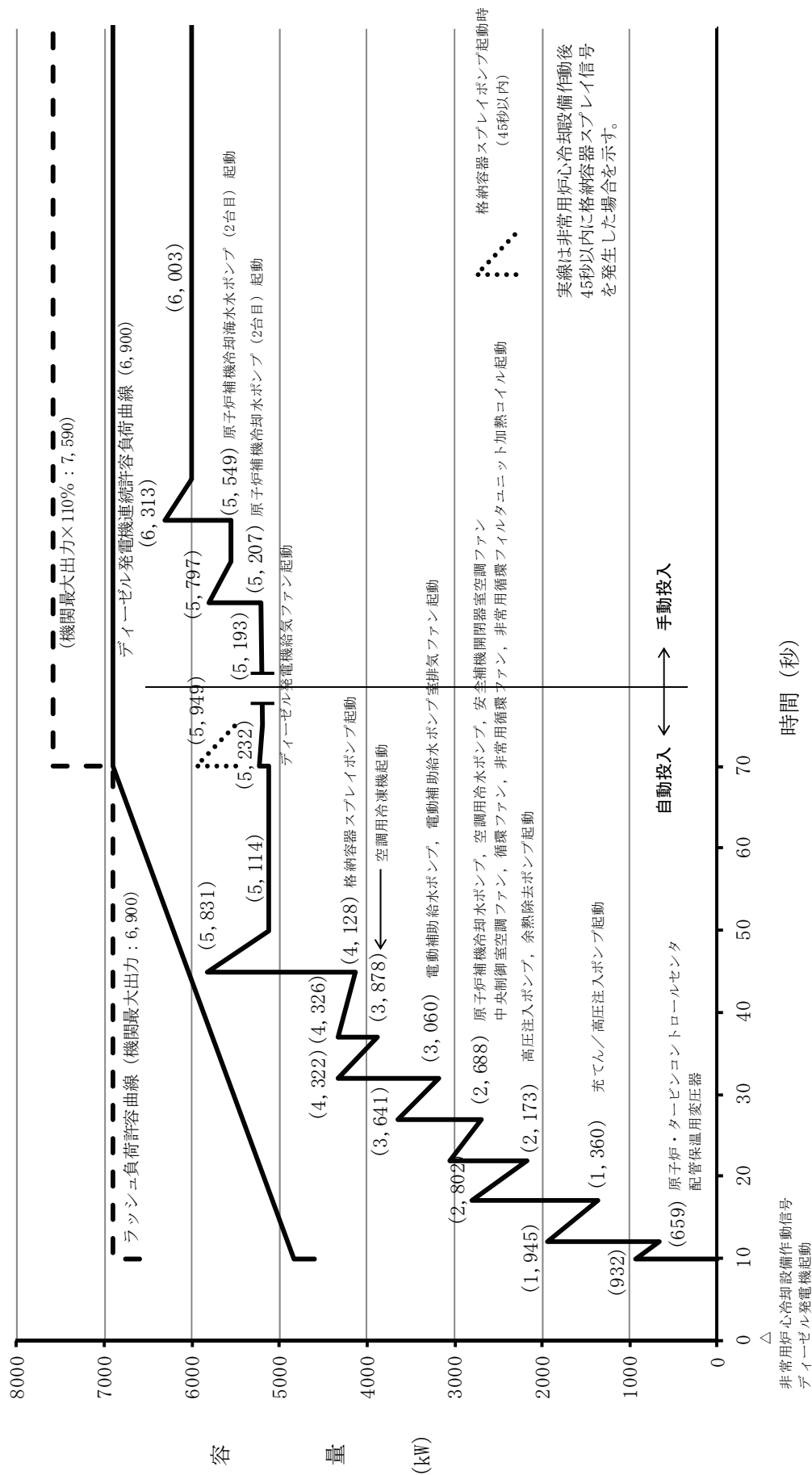
(3) 発電機負荷開閉器

定 格 電 圧	26,000V
定 格 電 流	33,000A
個 数	1

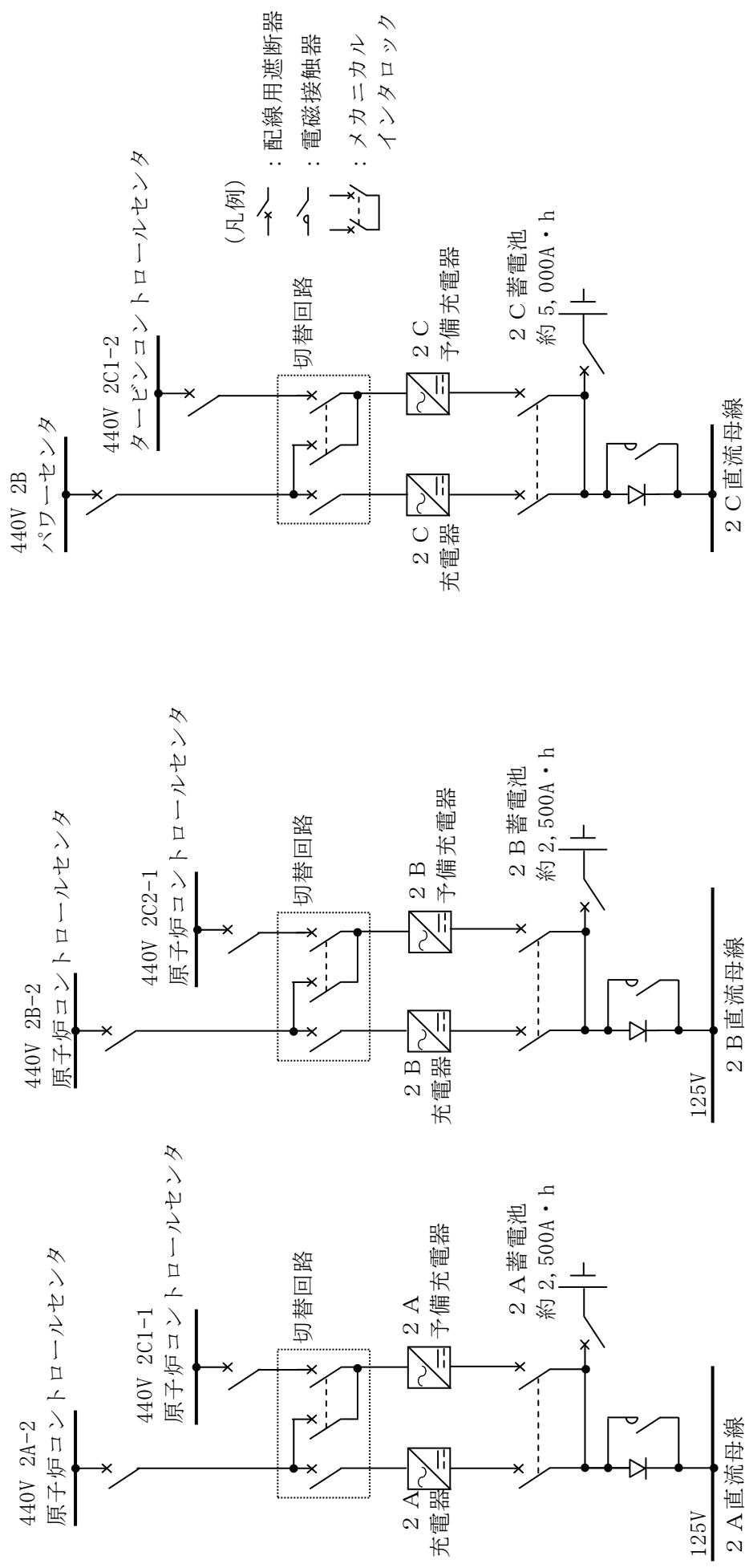
第 10.3.4 表 主要変圧器の主要仕様

		主変圧器	所内変圧器	予備変圧器	後備変圧器
種	類	油入変圧器 (無圧密封式)	油入変圧器 (無圧密封式)	油入変圧器 (無圧密封式)	ガス絶縁変圧器
容	量	約 1,324,000kVA	約 95,000kVA	77,000kVA	約 15,000kVA
電	1 次	約 24kV	約 24kV	515kV	約 77kV
	2 次	約 275kV	6.9kV, 6.9kV, 6.9kV, 6.9kV	6.9kV, 6.9kV	6.9kV
相		3	3	3	3
周 波 数		60Hz	60Hz	60Hz	60Hz
結 線 法	1 次	三角	三角	星形	星形
	2 次	星形	星形, 星形, 星形, 星形	星形, 星形	三角
	3 次	—	—	三角	—
冷却方式		導油風冷	導油風冷	導油風冷	導ガス自冷
個 数		1	1	1	1





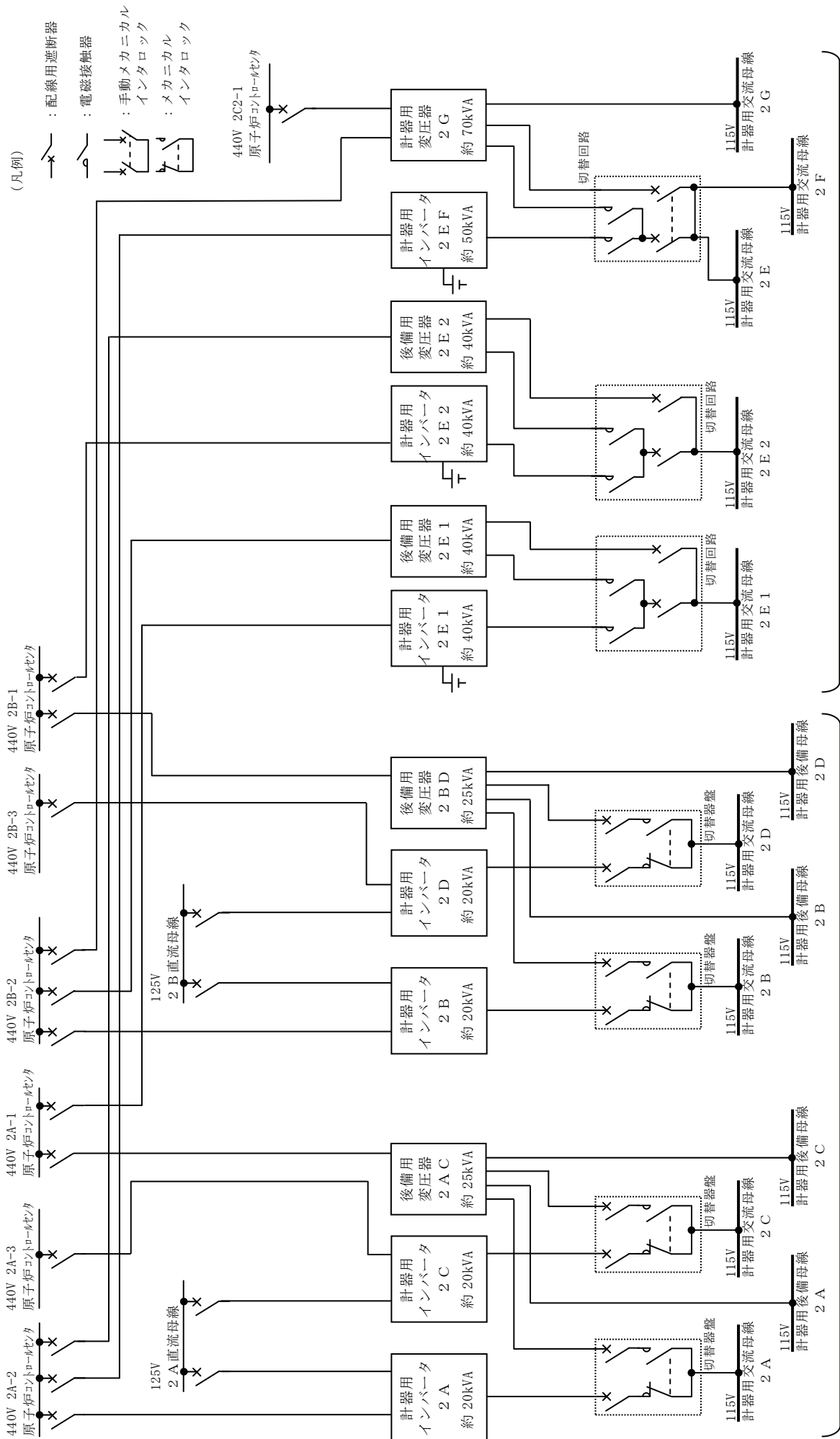
第 10.1.2 図 工学的安全施設作動時におけるディーゼル発電機の負荷曲線



安全上重要な設備に供給

安全上重要な設備以外の設備に供給

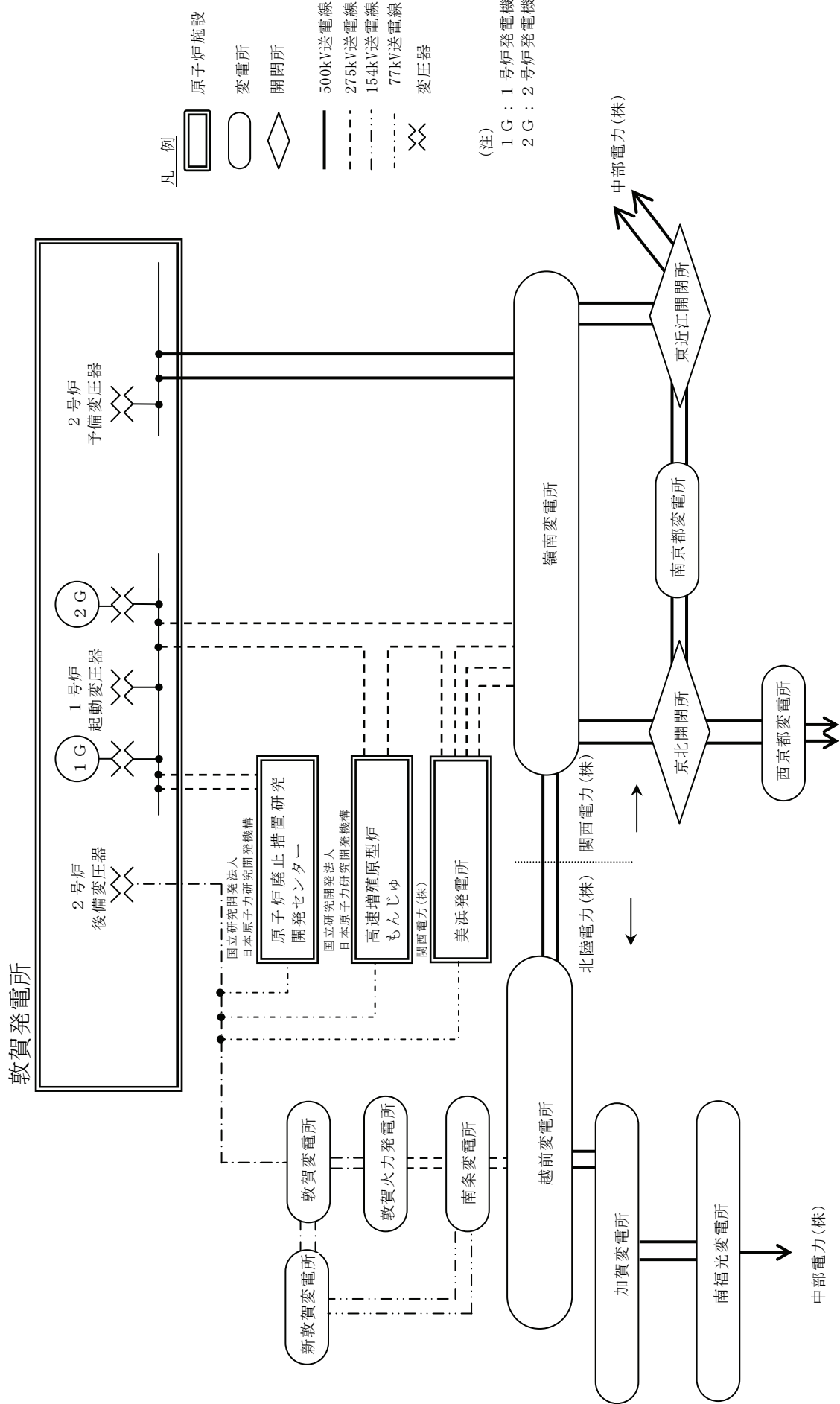
第 10.1.3 図 直流単線結線図



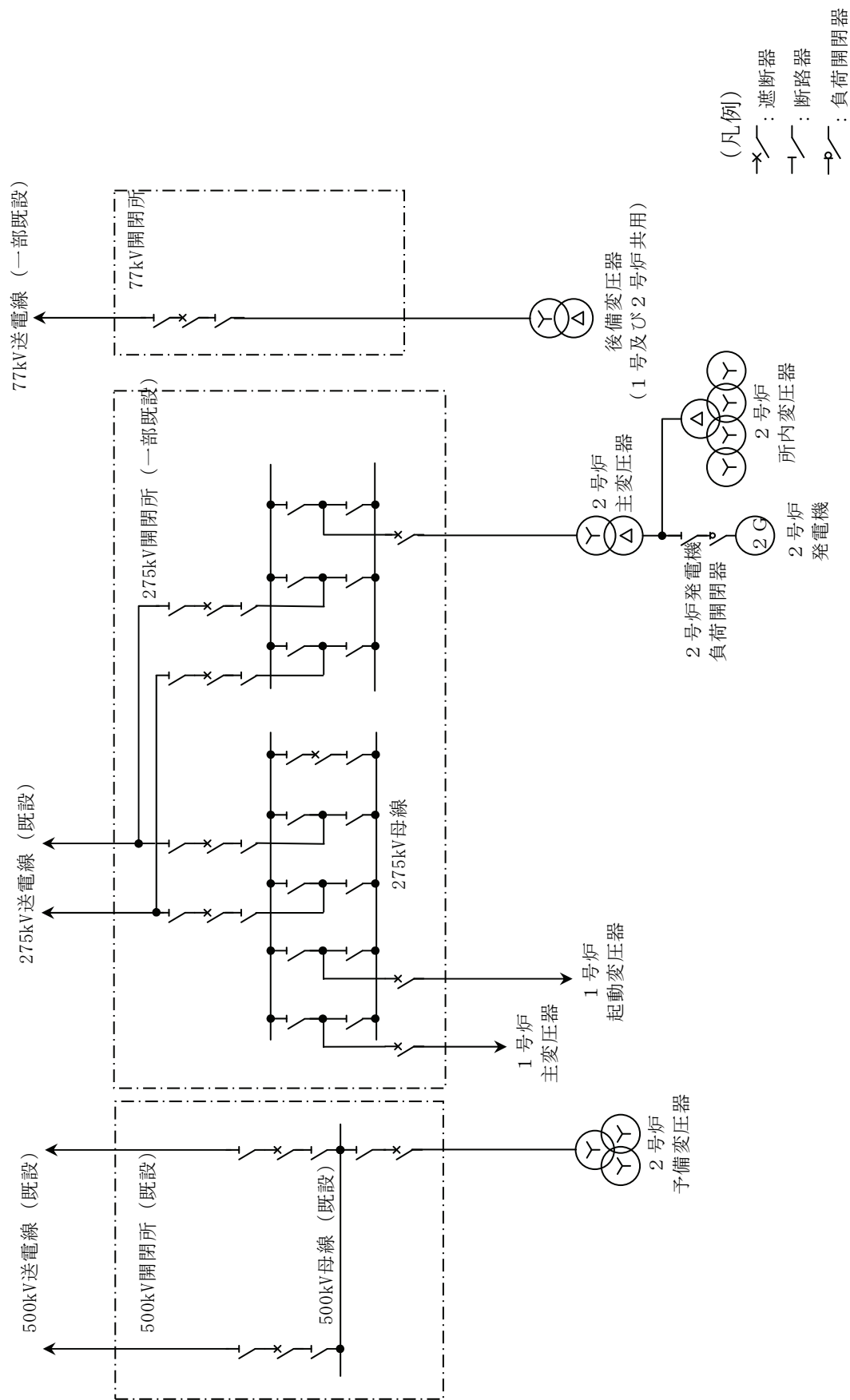
非常用

常用

第 10.1.4 図 計測制御用電源設備単線結線図



第 10.3.1 図 送電線系統概略図



第 10.3.2 図 開閉所単線結線図

11. 運転保守

11.1 運転保守の基本方針

原子炉施設の運転保守の基本方針及び基本設計で前提とした運転管理事項は、「原子炉等規制法」第43条の3の24の規定に基づく保安規定等において規定する。

11.2 保安管理体制

敦賀発電所の保安管理体制は、所長、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者、発電室、安全管理室、保守室、技術センター、総務室、安全・防災室、品質保証室及び運営管理室並びに本店に所属する発電用原子炉主任技術者（発電所駐在）をもって構成する。

さらに、発電所における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、本店に原子炉施設保安委員会、敦賀発電所に原子炉施設保安運営委員会を設ける。

11.7 保守管理

原子炉施設の保守管理は、保守管理計画を定め、原子炉施設を構成する構築物、系統及び機器について、保守管理の重要度分類を行い、この重要度に応じて行う。

原子炉施設の性能を維持するために、保全が必要な対象構築物、系統及び機器を定め、保全の実施とその結果の確認及び評価等を適切に行う。また、保守管理の定期的な評価の記録を保存する。

12. 品質保証活動

原子力発電所の安全性及び信頼性を確保するため、設計、製作、据付、運転、保守等の各段階において、以下の方針で品質保証活動を実施する。

- (1) 適切な品質保証活動を実施するため、品質保証計画を策定するとともに、活動結果を評価し継続的な改善を行う。
- (2) 責任と権限の範囲及び業務分担を明確にした組織を確立し、品質保証計画の策定、実施、評価及び改善を継続的に行う仕組みを設け、品質保証活動を恒常的に実施する。
- (3) 品質保証活動に関するプロセス及びそれらの相互関係を明確にする。
- (4) 品質保証活動の計画策定に当たっては、安全上の重要度に応じて実施すべき内容を定める。
- (5) 適切かつ正しい文書を品質保証活動に使用するため、品質保証活動に関する重要な文書の作成、審査及び承認、発行及び配布並びに変更についての管理を行う。
- (6) 品質保証活動が、適切かつ効果的に実施されたことを示すため、必要な記録を作成し確実に保管を行う。
- (7) 品質保証活動を行う者に対する必要な教育・訓練の体系を定め、適切に教育・訓練を行う。
- (8) 品質保証活動を行う個別の業務ごとに、目標及び要求事項を明確にし、実施計画を策定し、これに基づき業務を実施するとともに、実施結果が要求事項を満たしていることを適切な段階で確認する。
- (9) 原子力発電所の設計者、機器製作者及び工事実施者並びにこれらと契約関係にある外注者が分担する品質保証活動が、正しく遂行されることを確認するため、体制、要領、能力等を事前に確認するとともに、実施状況についても必要に応じて立会等により確認する。また、品質保証活動の調査

を行い、品質保証活動の徹底及び改善を図る。なお、外注者については、当社の承認の下に決定する。

- (10) 設計に当たっては、適用される法令、規格、基準、基本的設計条件等の要求事項を満足するため、適切な管理を行う。
- (11) 製作から運転保守の段階において、適正な材料、部品及び機器を使用するため、識別、取扱い等の管理を行う。
- (12) 製作、据付等に当たっては、法令、規格、基準、設計文書等の要求事項に適合する機器、装置等の品質を確保するため、作業管理、治工具類の管理等を確実に実施するとともに、機器、装置等が要求事項に適合していることを検査及び試験により確認する。
- (13) 立会検査及び承認を必要とする項目については、事前に設計者及び製作者と協議の上決定し、これらが確実に実施されるように管理する。
- (14) 運転に当たっては、関係法令、規格、基準等に基づき安全運転を維持するため、適切な運転管理を行う。
- (15) 保守に当たっては、構築物、系統及び機器の品質を維持するため、巡視及び点検を実施するとともに、保守を行う場合は計画を確立して適切に実施する。
- (16) 発電部門とは独立した組織により内部監査を実施し、品質保証活動の徹底及び改善を図る。
- (17) 不適合な製品又は役務が発生した場合は、これらの不注意な使用又は受入を防止するため適切に管理を行うとともに、不適合の原因を明確にし、再発防止を図る。
- (18) 信頼性をより高めるため、国内外の事故、故障等に関する教訓の反映を行う。また、新しい知見及び技術、運転経験等の情報の反映要否の定期的な検討も継続的に進める。

- (19) ヒューマンエラーの防止についても，発生事例の要因分析を行い，再発防止を図る。