

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

下記項目の記述及び関連図面等を次のとおり変更，追加又は削除する。

ただし，「4.3.8 破損燃料検出装置」を「4.3.7 破損燃料検出装置」に，
「第4.4-3表 燃料プール浄化冷却系主要仕様」を「第4.6-1表 燃料プール冷却浄化系主要仕様」に，「第4.1-3図 燃料プール浄化冷却系」を「第4.6-1図 燃料プール冷却浄化系系統概要図」に，「9.3.1 発電機」を「9.4.1 発電機」に，「9.4.2 事故時の母線切替」を「9.5.2 事故時の母線切替」に変更する。

1. 安全設計の考え方

1.10 発電用原子炉設置変更許可申請（平成26年5月20日申請）に係る
安全設計の方針（追加）

第1.10-1表 クラス別施設（追加）

2. プラント配置並びに建屋，構築物の概要

2.1 全体配置

第2.1-1図 構内配置図

2.2 建物及び構築物

2.2.8 緊急時対策所（追加）

4. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備

4.1 概 要

4.2 設計方針

(2) 冷却浄化能力

(6) 漏えい防止及び漏えい監視

(8) 構造強度

(13) 燃料取扱場所のモニタリング

4.3 主要設備

4.3.4 使用済燃料プール

4.3.7 燃料プール浄化冷却系（削除）

4.4 主要仕様

4.5 試験検査

4.6 核燃料物質貯蔵用冷却設備（追加）

第 4.6－2 表 代替燃料プール注水系（常設）主要仕様（追加）

第 4.6－3 表 代替燃料プール注水系（可搬型）主要仕様（追加）

第 4.6－2 図 代替燃料プール注水系（常設）系統概要図（追加）

第 4.6－3 図 代替燃料プール注水系（可搬型）系統概要図（追加）

5. 再循環系および主蒸気系

5.3 主蒸気系

(2) 主蒸気隔離弁

a. 設置目的

(3) 逃がし安全弁

c. 自動減圧機能

5.4 弁 類（追加）

6. 原子炉補助系

6.4 残留熱除去系

6.4.1 原子炉停止時冷却系

第 6.4－1 表 代替残留熱除去系海水系主要仕様（追加）

第 6.4－4 図 代替残留熱除去系海水系系統概要図（追加）

6.5 非常用炉心冷却系

6.5.1 低圧炉心スプレイ系

6.5.2 低圧注水系

6.5.3 高圧炉心スプレイ系

6.5.4 自動減圧系

第 6.5-1 表 低圧代替注水系主要機器仕様（追加）

第 6.5-2 表 高圧代替注水系主要機器仕様（追加）

第 6.5-3 図 低圧代替注水系（常設）系統概要図（追加）

第 6.5-4 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図（追加）

第 6.5-5 図 高圧代替注水系系統概要図（追加）

6.9 耐圧強化ベント系（追加）

第 6.9-1 表 耐圧強化ベント系主要設備仕様（追加）

第 6.9-1 図 耐圧強化ベント系系統概要図（追加）

6.10 格納容器圧力逃がし装置（追加）

8. 計装および制御

8.2 中央制御室

8.3 原子炉計測制御系

8.3.1 原子炉出力制御系

(2) 出力運転

f. 原子炉給水制御系（追加）

8.3.2 安全保護系

8.3.4 原子炉プラント・プロセス計装

第 8.3-2 表 その他の主要な安全保護系作動信号一覧表（追加）

第 8.3-3 表 重大事故等対処設備作動信号一覧表（追加）

- 第 8.3-4 表 重大事故等対処設備一覧表（1 / 3）（追加）
- 第 8.3-4 表 重大事故等対処設備一覧表（2 / 3）（追加）
- 第 8.3-4 表 重大事故等対処設備一覧表（3 / 3）（追加）
- 第 8.3-5 図 原子炉緊急停止系機能説明図（追加）
- 第 8.3-6 図 その他の主要な安全保護系機能説明図（その 1）（追加）
- 第 8.3-7 図 その他の主要な安全保護系機能説明図（その 2）（追加）
- 第 8.3-8 図 代替制御棒挿入及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能説明図（追加）
- 第 8.3-9 図 過渡時自動減圧機能説明図（追加）

9. 電気系

9.1 概 要

9.1.2 所内電気設備関係

9.1.3 通信連絡設備及び照明設備

9.2 電気系統構成

第 9.2-1 図 送電系統一覧図（平成 10 年度現在）（削除）

第 9.2-2 図 所内単線結線図（削除）

9.3 主要設備

第 9.3-1 表 直流電源設備の主要機器仕様（追加）

第 9.3-1 図 送電系統一覧図（追加）

第 9.3-2 図 所内電源系の単線結線図（追加）

第 9.3-3 図（1） 直流電源系統の単線結線図（追加）

第 9.3-3 図（2） 直流電源系統の単線結線図（追加）

9.4 非常用電源設備および事故時電源切替

第 9.4-1 表 変圧器の主要機器仕様（追加）

9.5 非常用電源設備及び事故時電源切替（追加）

9.6 重大事故等対処設備（追加）

第 9.6－1 表 常設代替交流電源設備の主要機器仕様（追加）

第 9.6－2 表 可搬型代替交流電源設備の主要機器仕様（追加）

第 9.6－3 表 可搬型代替直流電源設備の主要機器仕様（追加）

第 9.6－4 表 常設代替直流電源設備の主要機器仕様（追加）

9.7 非常用所内電源設備の試験及び検査（追加）

11. 放射線管理施設

11.1 生体しゃへい

第 11.1－1 表 遮蔽設計基準（1）（追加）

表 11.1－2 表 遮蔽設計基準（2）（追加）

第 11.1－1 図 原子炉建屋内しゃへい配置図

第 11.1－2 図 遮蔽設計上の区域区分（1 階平面）（追加）

第 11.1－3 図 遮蔽設計上の区域区分（タービン室及び原子炉補機室平面）（追加）

第 11.1－4 図 遮蔽設計上の区域区分（原子炉建屋各階平面）（追加）

第 11.1－5 図 遮蔽設計上の区域区分（廃棄物処理建屋 地下 1, 2, 3 階平面）（追加）

第 11.1－6 図 遮蔽設計上の区域区分（廃棄物処理建屋 1, 2, 3, 4 階平面）（追加）

第 11.1－7 図 遮蔽設計上の区域区分（使用済燃料乾式貯蔵建屋 1 階平面）（追加）

第 11.1－8 図 遮蔽設計上の区域区分（固体廃棄物作業建屋 1, 2, 3 階平面）（追加）

第 11.1－9 図 原子炉建屋内遮蔽配置図（追加）

11.3 放射線計測器

11.3.3 発電所外の放射線監視設備（東海発電所と共用）

(1) 外部放射線量測定用の固定モニタ及び機器

11.3.4 個人管理用測定設備及び測定機器

11.4 重大事故時屋内放射線管理設備（追加）

11.5 重大事故時屋外放射線管理設備（追加）

12. 原子炉格納施設

12.6 圧力抑制形格納容器の補助系

12.6.3 格納容器スプレイ冷却系

12.6.4 格納容器頂部注水系（追加）

12.6.5 格納容器圧力逃がし装置（追加）

12.6.6 格納容器下部注水系（追加）

第 12.6－1 表 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）主要設備仕様（追加）

第 12.6－2 表 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）主要設備仕様（追加）

第 12.6－3 表 格納容器頂部注水系（常設）主要設備仕様（追加）

第 12.6－4 表 格納容器頂部注水系（可搬型）主要設備仕様（追加）

第 12.6－5 表 格納容器圧力逃がし装置主要設備仕様（追加）

第 12.6－6 表 格納容器下部注水系（常設）主要設備仕様（追加）

第 12.6－7 表 格納容器下部注水系（可搬型）主要設備仕様（追加）

第 12.6－2 図 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）系統概要図（追加）

第 12.6－3 図 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）系統概要図（追

加)

第 12.6-4 図 格納容器頂部注水系（常設）系統概要図（追加）

第 12.6-5 図 格納容器頂部注水系（可搬型）系統概要図（追加）

第 12.6-6 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図（追加）

第 12.6-7 図 格納容器下部注水系（常設）系統概要図（追加）

第 12.6-8 図 格納容器下部注水系（可搬型）系統概要図（追加）

12.8 原子炉建屋の補助系

12.8.3 静的触媒式水素再結合器（追加）

第 12.8-1 表 静的触媒式水素再結合器主要設備仕様（追加）

第 12.8-2 図 静的触媒式水素再結合器概要図（追加）

13. 発電所補助系

13.1 給水処理系及び補給水系

13.1.2 補給水系

第 13.1-1 表 補給水系主要設備仕様（追加）

13.2 換気系

13.2.2 中央制御室換気系

第 13.2-1 表 中央制御室換気系主要設備仕様（追加）

13.3 消火装置

13.5 所内ボイラ

第 13.5-1 表 所内ボイラ主要機器仕様（追加）

13.6 緊急時対策所（追加）

第 13.6-1 表 緊急時対策所主要設備仕様（追加）

13.7 燃料設備（追加）

第 13.7-1 表 燃料設備主要機器仕様（追加）

13.8 代替淡水源（追加）

第 13.8－1 表 代替淡水源主要機器仕様（追加）

13.9 原子炉建屋放水設備（追加）

第 13.9－1 表 原子炉建屋放水設備主要機器仕様（追加）

第 13.9－2 表 海洋への拡散抑制設備主要機器仕様（追加）

第 13.9－1 図 海洋への拡散抑制設備配置図（追加）

13.10 高圧窒素ガス供給系（追加）

第 13.10－1 表 高圧窒素ガス供給系主要機器仕様（追加）

16. 運転保守

16.1 運転保守の基本方針

16.2 保安管理体制

17. 品質保証活動

1. 安全設計の考え方

1.10 発電用原子炉設置変更許可申請（平成 26 年 5 月 20 日申請）に係る安全設計の方針

1.10.1 安全設計の基本方針

今回の発電用原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、以下の基本方針のもとに安全設計を行い、「原子炉等規制法」等の関係法令の要求を満足するとともに、「設置許可基準規則」に適合する構造とする。また、適合のための設計においては上記に加え、「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」、「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」、「放射性液体廃棄物処理施設の安全審査に当たり考慮すべき事項ないしは基本的な考え方」、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」、「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」等についても参照する。

- (1) 平常運転時、発電所従業員及び発電所周辺の一般周辺公衆に対し、「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設計する。

また、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。

- (2) 設計基準対象施設は、設計、製作、建設、試験及び検査を通じて信頼性の高いものとし、運転員の誤操作など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、もしこれらが不成功となった場合にも、原子炉の固有の安全性並びに安全保護系の動作により、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（以下添付書類 八において「事故」という。）の発生を防止し、又はこれらの拡大を防止するように設計する。

- (3) 燃料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多重に設け、万一事故が起こっても発電所周辺の一般公衆の安全を確保する。
- (4) 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、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とともに、重大事故が発生した場合において、格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止する設計とする。
- (5) 原子炉施設のうち安全施設は、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、生物学的事象又は森林火災等の自然現象、発電所内又はその周辺において想定される航空機落下、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等の人為によるもの（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。

1.10.2 火災防護の基本方針

- (1) 設計基準対象施設は、火災により原子炉の安全性を損なうおそれがないようにするため、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設計とする。

- (2) 重大事故等対処設備が設置される施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように、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設計とする。
- (3) 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原子炉の安全性を損なわない設計とする。また、火災感知設備の破損、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、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。

1.10.3 溢水に対する基本方針

- (1) 安全施設は、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プールのスロッシングによって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ように設計する。

また、原子炉が停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように設計する。

さらに、使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を維持できるように設計する。

- (2) 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ように設計する。

1.10.4 耐震設計

1.10.4.1 耐震設計の基本方針

原子炉施設の耐震設計は、「設置許可基準規則」に適合するように以下の項目に従って行う。

- (1) 耐震重要施設は、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ものとして策定される基準地震動 S_s による地震力に対して、その安全機能が損なわれること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に起因する放射線による公衆への影響を防止する観点から、耐震設計上の重要度を 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状態に留まる範囲で耐えられるように設計を行う。
- (3) 設計基準対象施設は、耐震設計上の重要度に応じた地震力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置する。
- (4) S クラスの施設は、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、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く S クラスの施設は、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。

なお、B クラスの機器・配管系についても共振するおそれのあるものについては、その影響についての検討を行う。

- (5) Sクラスの施設に対し、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、水平方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて作用するものとする。
- (6) 重大事故等対処施設については、以下のとおり施設の区分に応じた耐震設計を行う。

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は、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。

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設計上の重要度に応じて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。

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、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。

- (7) 原子炉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。

1.10.4.2 耐震設計上の重要度分類

設計基準対象施設の耐震設計上の重要度を、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。

(2) Bクラスの施設

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

(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。

上記に基づくクラス別施設を第 1.10-1 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。

1.10.4.3 地震力の算定法

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，Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし，それぞれ耐震設計上の重要度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設計

上の重要度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設計上の重要度に応じた係数は，耐震設計上の重要度によらず 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

水平地震力は，上記 a. に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の耐震設計上の重要度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。

なお，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。

(2) 動的地震力

動的地震力は、Sクラスの施設の設計に適用することとする。

添付書類六の「6.4 地震」に示す基準地震動 S_s による地震力は、基準地震動 S_s 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。

また、弾性設計用地震動 S_d による地震力は、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。ここで、弾性設計用地震動 S_d は、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。

なお、Bクラスの機器・配管系のうち支持構造物の振動と共振のおそれのあるものについては、上記Sクラスの施設に適用する弾性設計用地震動 S_d から定める入力地震動の振幅を $1/2$ にしたものを入力として、動的解析により算定される地震力を適用する。

a. 入力地震動

原子炉建屋設置位置付近は、地盤調査の結果、新第三紀の砂質泥岩からなる久米層が分布し、EL. -370m 以深ではS波速度が 0.7km/s 以上であることが確認されている。したがって、EL. -370m の位置を解放基盤表面として設定する。

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 に対して建物・構築物及び地盤が地震波動に及ぼす影響を適切に考慮して定めることとする。

b. 動的解析法

(a) 建物・構築物

動的解析は、原則として、時刻歴応答解析法による。

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

動的解析には、建物・構築物と地盤との相互作用を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばね定数は、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レベルを考慮して定める。

動的解析において、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。

(b) 機器・配管系

動的解析は、機器・配管系の形状を考慮して、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、適切なモデルを作成し、設計用床応答曲線を用いたスペクトル・モーダル解析法等により実施する。

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。

動的解析に用いる減衰定数は、既往の振動実験等を考慮して適切な値を定める。

1.10.4.4 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を以下に示す。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) 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。

b. 機器・配管系

(a) 通常運転時の状態

原子力発電所の起動、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

原子炉の運転状態において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一誤操作によって外乱が加えられた状態及びこれらと類似の頻度で発生し、原子炉施設の運転状態が計画されていない状態。

(c) 設計基準事故時の状態

運転時の異常な過渡変化時の状態を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定される事故事象が発生した状態。

(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) 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

ただし，運転時及び事故時の荷重には，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) 事故時の状態で施設に作用する荷重
- (d) 地震力

(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) 地震力と常時作用している荷重及び運転時（通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時）に施設に作用する荷重とを組み合わせる。

- (b) 常時作用している荷重及び事故時の状態で施設に作用する荷重のうちの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。

b. 機器・配管系

- (a) 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) 運転時の異常な過渡変化時及び事故時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) 運転時の異常な過渡変化時及び事故時のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象によって作用する荷重で、その作用が長時間続く原子炉冷却材喪失時の荷重である場合には、その荷重と弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力とを組み合わせる。

なお、地震によって引き起こされるおそれがなく、かつ、その事象によって作用する荷重が短時間で終結する場合には地震力とは組み合わせない。

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

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 による地震力を組み合わせる。

また、地震と津波が同時に作用する可能性を検討し、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。

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は、水平方向と鉛直方向の地震力とを適切に組み合わせて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、運転時に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 1.10-1 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

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する。

a. 建物・構築物

(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

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（ねばり）の余裕を有し、終局耐力に対して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

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

上記(a) ii) の項を適用するほか，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。

(d) 建物・構築物の保有水平耐力

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。

b. 機器・配管系

(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

降伏応力又はこれと同等の安全性を有する応力を許容限界とする。

ただし，原子炉冷却材喪失時の長時間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

構造物の相当部分が降伏し，塑性変形する場合でも過大な変形，亀裂，破損等が生じ，その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力を制限する。

(b) Bクラス及びCクラスの機器・配管系

降伏応力又はこれと同等の安全性を有する応力を許容限界とする。

(c) チャンネル・ボックス

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

(d) 動的機器

地震時及び地震後に動作を要求される機器については、解析、実験等により動的機能が阻害され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、機器・配管系を支持する基礎地盤

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

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

基準地震動 S_s により生じる基礎地盤の接地圧に対して、安全上適切と認められる規格及び基準による地盤の極限支持力度を許容限界とする。

- (b) B, Cクラスの建物・構築物, 機器・配管系を支持する基礎地盤
上記(a) i) による許容支持力度を許容限界とする。

(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 考慮すべき設備 (注5)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Sクラス	(vi) 原子炉冷却材圧力バ ウンダリ破壊事故の際 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	S	—	—	・機器・配管等の支持 構造物	S	・原子炉建屋	S _s	・原子炉ウエル用遮蔽 ブロック	S _s
		・原子炉格納容器バウ ンダリに属する配 管・弁	S			・電気計装設備等の支 持構造物	S	・原子炉建屋	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	・残留熱除去系（格納 容器スプレイ冷却モ ード運転に必要な設 備）	S	・非常用電源及び計装 設備（非常用デー ゼルの冷却系、補助施設 を含む）	S	・機器・配管、電気計 装設備等の支持構造 物	S	・原子炉建屋 ・海水ポンプ基礎等の 海水系を支持する構 造物 ・排気筒 ・軽油貯蔵タンクの基 礎	S _s S _s S _s S _s	—	—
		・可燃性ガス濃度制御 系	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10)	・非常用ガス処理系 ・非常用ガス再循環系 ・原子炉格納容器圧力 低減装置（ダイヤフ ラムフロア、ベント 管） ・冷却水源としてのサ プレッション・プー ル	S	—	—	—	—	—	—	—	—
	(ix) 敷地における津波監 視機能を有する施設 (注10)	・津波防護施設	S	—	—	・機器等の支持構造物	S	・原子炉建屋	S _s	—	—
		・浸水防止設備	S	—	—	・機器・配管、電気計 装設備等の支持構造 物	S	・原子炉建屋 ・海水ポンプ基礎等の 海水系を支持する構 造物	S _s S _s	—	—

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	主 要 設 備 (注1)		補 助 設 備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)		波及的影響を 考慮すべき設備 (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)
Bクラス	(i) 原子炉冷却材圧力バ ウンダリに直接接続さ れていて、一次冷却材 を内蔵しているか又は 内蔵し得る施設	- 主蒸気系 (外側主蒸 気隔離弁より主塞 止弁まで) - 主蒸気逃がし安全弁 排気管	B (注11) B (注12)	—	—	機器・配管等の支持 構造物	B	- 原子炉建屋 - タービン建屋 (外側 主蒸気隔離弁より 主塞止弁までの配 管・弁を支持する部 分)	S _d S _d	—	—
	(ii) 放射性廃棄物を内蔵 している施設 (ただし、 内蔵量が少ない又は貯 蔵方式により、その破損 による公衆に与える放 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。)	- 主蒸気系及び給水系 - 原子炉冷却材浄化系 - 放射性廃棄物処理施 設 (Cクラスに属す るものは除く)	B B B	—	—	- 機器・配管等の支持 構造物 - 機器・配管等の支持 構造物	B B B	- 原子炉建屋 - タービン建屋 - 原子炉建屋 - 廃棄物処理建屋	S _B 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	- タービン、復水器、 給水加熱器及びそ の主要配管 - 復水脱塩装置 - 復水貯蔵タンク - 燃料プール冷却浄 化系 - 放射線低減効果の 大きい遮蔽 - 制御棒駆動水圧系 (放射性流体を内 蔵する部分) - 原子炉建屋クレー ン - 燃料取扱機 - 使用済燃料棒貯蔵 建屋天井クレーン - 制御棒貯蔵ラック	B B B B B B B B B B B	—	—	機器・配管等の支持 構造物	B	- 原子炉建屋 - タービン建屋 - 廃棄物処理建屋	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 考慮すべき設備 (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)
Bクラス	(iv) 使用済燃料を冷却 するための施設	・燃料プール冷却浄化 系	B	・原子炉補機冷却系 ・補機冷却海水系 ・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 ・海水ポンプ基礎等の 海水系を支持する 構造物	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	・再循環流量制御系 ・制御棒駆動水圧系 (S クラス及びBクラス に属さない部分)	C C	—	—	—	—	・原子炉建屋	S _C	—	—
	(ii) 放射線物質を内蔵 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	・試料採取系 ・液體廃液処理系 ・固化装置より下流の 固 体 廃 棄 物 処 理 系 (貯蔵庫を含む) ・雑固体減容処理設備 ・放射性廃棄物処理施 設のうち濃縮装置の 凝縮水側 ・新燃料貯蔵庫 ・その他	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	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 ・固体廃棄物貯蔵庫 ・給水力熱器保管庫 ・固体廃棄物作業建屋	S _C S _C S _C S _C S _C S _C	—	—

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	主 要 設 備 (注1)		補 助 設 備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)		波及的影響を 考慮すべき設備 (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	・循環水系 ・タービン補機冷却系 ・所内ボイラ及び炉内蒸気系 ・消火系 ・主発電機・変圧器 ・空調設備 ・タービン建屋クレーン ・所内用空気系及び計器用空気系 ・その他	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	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋	S _C S _C S _C		検討用 地震動 (注6)

(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設備とは、下位クラスに属する設備の破損によって上位クラスに属する設備に波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。

(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) 原子炉建屋クレーンは、通常時は使用済燃料プール上ではなく、運転中に基準地震動S_Sが発生して使用済燃料プールを損傷する可能性は少ないため、弾性設計用地震動S_dに対し落下しないことを確認する。

(注8) 使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは、通常時は貯蔵エリア上ではなく、運転中に基準地震動S_Sが発生して使用済燃料乾式貯蔵容器を損傷する可能性は少ないため、弾性設計用地震動S_dに対し落下しないことを確認する。

(注9) ほう酸水注入系は、安全機能の重要度を考慮して、構造強度についてはSクラスに準じて取り扱う。

(注10) 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。

(注11) Bクラスではあるが、弾性設計用地震動S_dに対して破損しないことの検討を行うものとする。

(注12) 地震により主蒸気逃がし安全弁排気管が破損したとしても、ドラワイエル内に放出された蒸気はベント管を通してサブプレッション・プールに導かれて凝縮するため、原子炉格納容器の内圧が有意に上昇することはないと考えられるが、念のため基準地震動S_Sに対し破損しないことを確認する。

1.10.5 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」に適合するように以下の項目に従って行う。

1.10.5.1 設計基準対象施設

(1) 耐津波設計の基本方針

- a. 設計基準対象施設の耐津波設計上の重要度を、津波により発生するおそれがある安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響を防止する観点から、耐津波設計上重要な施設とそれ以外の施設に分類し、耐津波設計上重要な施設は、基準津波に対して、その安全機能が損なわれることがないように設計する。
- b. 耐津波設計上重要な施設の耐津波設計においては、当該施設を、想定される津波による影響に対して、次のいずれかの施策あるいはその組合せにより防護することを基本とする。
 - (a) 津波の敷地への流入防止
 - (b) 漏水による安全機能への影響防止
 - (c) 津波防護の多重化
 - (d) 水位低下による安全機能への影響防止
 - (e) 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
- c. 前項のほか、耐津波設計上重要な施設は、津波に随伴して発生すると想定し得る漂流物によっても、その安全機能が重大な影響を受けるおそれがないように設計する。

(2) 耐津波設計上の重要度及び機能分類

設計基準対象施設のうち耐津波設計上重要な施設は、次の a. のとおりとする。また、耐津波設計に係わる施設・設備を、その機能に応じ、次の

b. ～d. のとおり分類する。

a. 耐津波設計上重要な施設

津波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であって、その影響が大きいもの。

なお、上記の施設は、耐震設計上の重要度がSクラスの施設のうち、以下の津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除くものと同一とする。

b. 津波防護施設

防潮堤、盛土構造物、防潮壁等の耐津波設計上重要な施設を津波による影響から防護することを目的とした土木、建築構造物。

c. 浸水防止設備

水密扉、開口部・貫通部の浸水対策設備等の耐津波設計上重要な施設を津波による影響から防護することを目的とした設備。

d. 津波監視設備

取水ピット水位計及び津波の襲来状況を把握できる屋外監視カメラ等の津波の挙動を把握することを目的とした設備。

(3) 耐津波対策の設計方針

a. 津波の敷地への流入防止

耐津波設計上重要な施設を設置する敷地において、以下の方針により基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。

また、海と接続する取水口、放水路等の経路から、同敷地及び耐津波設計上重要な施設を内包する建屋に流入させない設計とする。

(a) 耐津波設計上重要な施設を内包する建屋及び屋外に設置する耐津波

設計上重要な施設は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い敷地に設置するか、到達する敷地に設置する場合は、当該の敷地に流入することを防止する津波防護施設、浸水防止設備を設置する。

(b) 上記(a)の遡上波の到達防止に当たっては、敷地及び敷地周辺の地

形及びその標高、河川等の存在並びに地震による広域的な隆起・沈降を考慮して、遡上波の回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) 海と接続する取水口、放水路等から、津波が流入する可能性につい

て検討した上で、同敷地及び耐津波設計上重要な施設を内包する建屋への流入の可能性のある経路（扉、開口部及び貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を実施する。

b. 漏水による安全機能への影響防止

取水・放水施設、地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、以下の方針により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。

(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、地

下部等における漏水の可能性を検討した上で、漏水が継続することによる浸水範囲を想定（以下「浸水想定範囲」という。）するとともに、耐津波設計上重要な施設を内包する建屋及び区画への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部及び貫通口等）を特定し、それらに

対して浸水対策を施すことにより浸水範囲を限定する。

- (b) 浸水想定範囲及び周辺に耐津波設計上重要な施設がある場合は、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、排水設備を設置する。

c. 津波防護の多重化

上記 a. , b. の方針のほか、耐津波設計上重要な施設は、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離する。そのため、耐津波設計上重要な施設を内包する建屋及び区画については、浸水防護重点化範囲として明確化するとともに、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部及び貫通口等）を特定し、それらに対しても浸水対策を施す設計とする。

d. 水位低下による安全機能への影響防止

水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止するため、非常用海水冷却系は、基準津波による水位の低下に対して非常用海水ポンプが機能保持でき、かつ、冷却に必要な海水が確保できる設計とする。また、基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積及び漂流物に対して取水口の通水性が確保でき、かつ、取水口からの砂の混入に対して非常用海水ポンプが機能保持できる設計とする。

e. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の機能保持

津波防護施設及び浸水防止設備は、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝播特性及び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ように、また、津波監視設備は、入力津波に対して津波監視機能が保持できるように、以下の方針により設計する。

- (a) 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・設備等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の励起を適切に評価し考慮する。
- (b) 津波防護施設は、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。
- (c) 浸水防止設備は、浸水想定範囲等における浸水時及び冠水後の波圧等に対する耐性等を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。
- (d) 津波監視設備は、津波の影響（波力及び漂流物の衝突等）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。
- (e) 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、防潮堤等の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。
- (f) 上記(b)，(c)及び(e)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、洗掘力及び浮力等）について、入力津波から十分な余裕を考慮して設定する。また、余震の発生の可能性を検討した上で、必要に応じて余震による荷重と入力津波による荷重との組合せを考慮する。さらに、入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返しの襲来による作用が津波防護機能及び浸水防止機能へ及ぼす影響について検討する。

- (g) 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(e)及び(f)を満たすこととする。

f. 地震による敷地の隆起・沈降，地震による影響等

地震による敷地の隆起・沈降，地震による影響，津波の繰り返しの襲来による影響及び津波による二次的な影響（洗掘，砂移動及び漂流物等）を考慮する。

g. 津波防護施設及び浸水防止設備の設計並びに非常用海水冷却系の評価

津波防護施設及び浸水防止設備の設計並びに非常用海水冷却系の評価に当たっては、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。

1.10.5.2 重大事故等対処施設

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ことがないように耐津波設計を行う。

また、重大事故等対処設備のうち可搬型のものは、津波による影響，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のものと異なる保管場所に保管する。

1.10.6 重大事故等に対する対策の基本方針

- (1) 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、使用済燃料プール内の燃料体等及び運転停止中における発電用原子炉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た設計とする。

また、重大事故が発生した場合においても、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。

- (2) 重大事故等の発生時においては、重大事故等対処設備以外の設備を本来の用途と異なる目的で使用することも考慮する。

1.10.7 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。

1.10.8 「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

今回の発電用原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、「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（平成 25 年 7 月 8 日施行）」に十分適合するように設計する。

各条に対する適合のための設計方針は、次のとおりである。

ただし、本項において用いる用語の定義は、同規則 2 条「定義」に従い、それぞれ当該各号の定めるところによる。

第一条 適用範囲

この規則は、実用発電用原子炉及びその附属設備について適用する。

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

設計基準対象施設は、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力（耐震重要施設にあっては、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施設を十分に支持することができる地盤に設置する。

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不等沈下、液状化や揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、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

耐震重要施設は変位が生じるおそれがない地盤に設置する。

添付書類六の下記項目参照

6.3 地盤

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、第2項及び第3項について

- (1) 設計基準対象施設は、以下に示すS，B及びCの3クラスに分類し、それぞれに応じた耐震設計を行う。

Sクラス 地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するため

に必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの

Bクラス 安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響が
Sクラス施設と比べ小さい施設

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

(2) S、B及びCクラスの設計基準対象施設は、以下に示す地震層せん断力係数 C_i に基づく地震力に対しておおむね弾性範囲に留まる設計とする。

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設計上の重要度に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。

Sクラス 3.0

Bクラス 1.5

Cクラス 1.0

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

Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。

鉛直地震力は、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定するものとする。た

だし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

b. 機器・配管系

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 に施設の耐震設計上の重要度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、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させる。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

- (3) Sクラスの施設は、添付書類六の「6.4 地震」に示す基準地震動 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、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く Sクラスの施設は、弾性設計用地震動 S_d による地震力に対しておおむね弾性範囲に留まる設計とする。

なお、基準地震動 S_s による地震力は、水平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、弾性設計用地震動 S_d による地震力についても水平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。

第4項について

Sクラスの施設は、基準地震動 S_s 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ように配慮する。

添付書類六の下記項目参照

6.3 地盤

添付書類八の下記項目参照

1. 安全設計の考え方

第五条 津波による損傷の防止

設計基準対象施設は、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

適合のための設計方針

設計基準対象施設のうち耐津波設計上重要な施設は、基準津波に対して、その安全機能が損なわれることがないように次のとおり設計する。

(1) 基準津波の策定

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、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を策定する。

また、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して策定する。

なお、基準津波は、時刻歴波形に対して施設からの反射波の影響が微少となるように施設から離れた沿岸域における津波を用いる。

(2) 基準津波に対する設計基準対象施設の設計

耐津波設計上重要な施設を設置する敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、海と接続する取水口、放水路等の経路から、同敷地及び耐津波設計上重要な施設を内包する建屋に流入させない設計とする。

取水・放水施設、地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止する設計

とする。

上記の方針のほか，耐津波設計上重要な施設は，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。

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。

津波防護施設及び浸水防止設備は，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。

上記の検討に際しては，地震による敷地の隆起・沈降，地震による影響，津波の繰り返しの襲来による影響及び津波による二次的影響を考慮して設計を行う。

津波防護施設及び浸水防止設備の設計並びに非常用海水冷却系の評価に当たっては，入力津波による水位変動に対して朔望平均潮位やその他の要因による潮位変動を考慮した設計とする。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。

添付書類六の下記項目参照

6.5 津波

添付書類八の下記項目参照

1. 安全設計の考え方

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項及び第2項について

安全施設は、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ように設計する。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事故が発生した場合に生じる応力の因果関係及び時間的变化を適切に考慮して設計する。

自然現象としては、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、森林火災及び高潮を想定する。

(1) 洪水

敷地の地形及び表流水の状況から判断して、安全施設に洪水による被害が生じることはないと考えられる。

(2) 風（台風）

水戸で観測された最大瞬間風速の記録（1937年～2012年），小名浜で観測された最大瞬間風速の記録（1940年～2012年）及び銚子で観測された最大瞬間風速の記録（1937年～2012年）によれば，最大瞬間風速は52.2m/s（銚子：2002年10月1日）である。

安全施設は，この実績値を考慮した設計とする。

(3) 竜巻

気象庁の観測記録（1961年～2012年）によれば，関東地方の太平洋沿岸において観測された過去最大竜巻規模は藤田スケールにおけるF 3（風速70m/s～92m/s）である。

竜巻防護施設及び同施設に波及的影響を及ぼし得る施設について，この実績値を考慮した最大風速等から設定した風速荷重に対して，安全機能を維持する設計とする。また，飛来物に対して，安全機能を維持する設計とする。

(4) 凍結

水戸で観測された最低気温の記録（1897年～2012年），小名浜で観測された最低気温の記録（1910年～2012年）及び銚子で観測された最低気温の記録（1887年～2012年）によれば，最低気温は-12.7℃（水戸：1952年2月5日）である。

安全機能を有する機器で，凍結によって機能が損なわれる可能性があるものに対しては，この実績値を考慮した設計とする。

(5) 降水

水戸で観測された日最大1時間降水量の記録（1906年～2012年），小名浜で観測された日最大1時間降水量の記録（1937年～2012年）及び銚子で観測された日最大1時間降水量の記録（1912年～2012年）によれば，

日最大1時間降水量は140mm（銚子：1947年8月28日）である。

発電所構内の降雨水は構内排水路で集水し、海域へ排水する設計とする。

(6) 積雪

水戸で観測された積雪の深さの記録（1897年～2012年）、小名浜で観測された積雪の深さの記録（1916年～2008年）及び銚子で観測された積雪の深さの記録（1887年～2012年）によれば、最大の積雪の深さは32cm（水戸：1945年2月26日）である。

安全施設は、この実績値を考慮した設計とする。

(7) 落雷

安全施設は、避雷設備の設置や接地網の布設による接地抵抗の低減等の措置により、落雷によって安全機能を損なわないように設計する。

(8) 地滑り

原子炉施設の設置位置及びその付近の地盤は、地形、地質・地質構造等から、安全施設の安全機能に影響を及ぼすような地滑り等が生ずることはないと考えられる。

(9) 火山の影響

火山の活動時期や噴出物の種類と分布、敷地との位置関係から、発電所に対して考慮すべき火山事象は、降下火砕物である。

安全機能を有する機器が、降下火砕物の堆積荷重や閉塞等により機能を喪失しないこと、中央制御室における居住環境が維持できることなどを評価し、必要に応じて降下火砕物の除去等の対応を行う。

(10) 生物学的事象

生物学的事象としてクラゲ等の海生生物の発生を考慮し、残留熱除去系海水系等の設備に対して除塵装置を設け、安全機能を損なわないよう

に設計する。

(11) 森林火災

安全施設は、森林との間に適切な離隔距離を設けるなどの措置により、森林火災によって安全機能を損なわないように設計する。

(12) 高潮

茨城港日立港区で観測された潮位は、最高潮位が東京湾平均海面（以下「T.P.」という。）+1.46m、朔望平均満潮位がT.P.+0.61mである。

安全施設は高潮の影響を受けないように設置し、安全機能を損なわないように設計する。

第3項について

安全施設は、発電所内又はその周辺において想定される人為による事象（故意によるものを除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないように設計する。

人為による事象（故意によるものを除く。）としては、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を想定する。

(1) 航空機落下

原子炉施設への航空機の落下確率は、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成21・06・25 原院第1号）等に基づき評価した結果、約 5.8×10^{-8} 回／炉・年であり、防護設計の要否を判断する基準である 10^{-7} 回／炉・年を超えないため、航空機の落下を考慮する必要はない。

(2) ダムの崩壊

原子炉施設周辺には、ダムの崩壊により安全施設の安全機能を損なう

ような河川はないことから、ダムの崩壊を考慮する必要はない。

(3) 爆発

原子炉施設周辺には、石油コンビナート等、爆発により安全施設の安全機能を損なうような爆発物の製造及び貯蔵設備はないことから、爆発を考慮する必要はない。

また、爆発による飛来物の発生を考慮する必要はない。

(4) 近隣工場等の火災

原子炉施設周辺には、石油コンビナート等、火災により安全施設の安全機能を損なうような施設はないことから、近隣工場等の火災を考慮する必要はない。

航空機落下に伴う火災及び発電所敷地内に存在する危険物タンク火災については、安全施設への火災の影響を評価し、安全施設の安全機能を損なわないように設計する。

(5) 有毒ガス

原子炉施設周辺には、石油コンビナート等の有毒物質を貯蔵する固定施設はなく、陸上輸送等の可動施設についても幹線道路や航路から安全施設は離れているため、有毒ガスを考慮する必要はない。

(6) 船舶の衝突

海水取水口は防波堤内に設けられており、取水口と防波堤の位置関係を考慮すると、船舶の衝突を考慮する必要はない。

(7) 電磁的障害

安全機能を有する安全保護回路は、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、安全機能を損なわないように設計する。

添付書類六の下記項目参照

6.1 気象

6.2 水理

6.3 地盤

6.6 火山

6.7 社会環境

6.8 生物

添付書類八の下記項目参照

1. 安全設計の考え方

第七条 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止

工場等には、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。第二十四条第六号において同じ。）を防止するための設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

安全機能を有する原子炉施設への人の不法な接近に対しては、これを防御するため、適切な措置を講じる設計とする。

妨害破壊行為及び特定核燃料物質の不法な移動に対しては、以下の措置を講じる設計とする。

- (1) 安全機能を有する原子炉施設を含む区域を設定し、それを取り囲む物的障壁を持つ防護された区域を設けて、これらの区域への接近管理、出入管理を行える設計とする。
- (2) 探知装置を設け、警報、映像監視等、集中監視する設計とする。
- (3) 外部との通信設備を設ける設計とする。

また、安全機能を有する原子炉施設へ不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他、人に危害を加え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持ち込み（郵便物等による敷地外からの爆発物又は有害物質の持ち込みを含む。）については、持ち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。）に対しては、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て妨害行為又は破壊行為を受けることがないように、電気通信回線を通じた当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。

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、設計基準において発生する火災により原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するために、原子炉の高温停止及び冷温停止を達成し、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造物、系統及び機器に対して、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各防護対策を考慮した設計とする。

(1) 火災発生防止

材料規格、機械的・電氣的な特性、信頼性（使用実績）、保守性、放射線等の環境条件への耐性等を勘案し、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を使用する。

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する。万一、潤滑油が漏えいした場合に備え、漏えいの拡大を防止する堰等を設置する。

電気系統については、必要に応じて、過電流継電器等の保護装置と遮断器の組み合わせ等により、過電流による過熱、焼損の防止を図るとともに、必要な電気設備を設置する。

落雷や地震により火災が発生する可能性を低減するため、避雷設備を設け、安全上の重要度に応じた耐震設計とする。

(2) 火災感知及び消火

原子炉の高温停止及び冷温停止を達成し、維持するための安全機能を有する機器等を設置している区域には、中央制御室に警報を発する火災感知設備及び消火設備を設置する。

電動機駆動及びディーゼル駆動の消火ポンプや複数の消火水源を設置し、消火栓、消火器を必要な箇所に配置する。

(3) 火災の影響軽減

原子炉の高温停止及び冷温停止を達成し、維持するための安全機能を有する系統及びこれらの運転に必要な系統は、耐火壁、隔壁あるいは離隔等により系統分離し、火災の影響を軽減する。

第2項について

固定式消火装置の誤作動防止、消火水配管のサポート設計等により、原子炉の高温停止及び冷温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器の安全性を損なわない設計とする。

添付書類八の下記項目参照

- 8. 計装および制御
- 9. 電気系
- 13. 発電所補助系

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

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プールのスロッシングによって溢水が発生した場合においても、溢水の伝播経路及び滞留を考慮した障壁の設置等により、原子炉を高温停止でき、引き続き冷温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように設計する。

また、原子炉が停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように設計する。

さらに、使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を維持できるように設計する。

第2項について

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溢水が発生した場合において、管理区域境界の障壁等により、当該液体の管理区域外への漏えいを防止する設計とする。

添付書類八の下記項目参照

1. 安全設計の考え方

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、操作器具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より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に留意した設計とする。

運転時の異常な過渡変化又は事故発生後、ある時間までは、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保される設計とする。

第2項について

安全施設は、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を想定しても、運転員が容易に設備を運転できる設計とする。

添付書類八の下記項目参照

8. 計装および制御

添付書類十の下記項目参照

3. 事故解析

第十一条 安全避難通路等

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号及び第2号について

中央制御室及びその他必要な場所の非常灯は、非常用低圧母線から給電するが、交流電源喪失時には、中央制御室等を直流非常灯で照明するように直流電源設備を設ける設計とする。

また、避難階段等によって安全避難通路を確保し、それらの通路の照明、誘導灯は、非常用低圧母線あるいは直流電源から供給するとともに、誘導標識を設ける設計とする。

第1項第3号について

本原子炉施設には、原子炉施設内で事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となるようバッテリー内蔵型の可搬型照明を配備する。

添付書類八の下記項目参照

2. プラント配置

9. 電気設備

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って、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、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、この限りではない。

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

安全施設を、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて、次の2種に分類する。

- (1) その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの（異常発生防止系。以下「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安全施設を、その有する安全機能の重要度に応じ、それぞれクラス1、クラス2及びクラス3に分類する。それぞれのクラスの呼称は第1表に掲げるとおりとする。

なお、各クラスに属する安全施設の基本設計ないし基本的設計方針は、確立された設計、建設、試験及び検査の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、次の各号に掲げる基本的目標を達成できるものとする。

- a. クラス1：合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

b. クラス 2：高度の信頼性を確保し，かつ，維持すること。

c. クラス 3：一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し，かつ，維持すること。

第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		安全施設		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 (P S)	異常の影響緩和の機能を有するもの (M S)	
安全に関連する構築物，系統及び機器	クラス 1	P S－1	M S－1	
	クラス 2	P S－2	M S－2	
	クラス 3	P S－3	M S－3	
安全に関連しない構築物，系統及び機器				安全機能以外の機能のみを行うもの

第 2 項について

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が発生した場合で

あって、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性及び独立性を有する設計とする。単一故障は、短期間では動的機器の単一故障を仮定し、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を仮定するものとする。ここで、長期間とは24時間以上を基本とする。

ただし、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を仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間内に除去若しくは修復ができることが確実であれば、必ずしも単一故障を仮定しない。さらに、単一故障の発生の可能性が極めて小さいことを合理的に説明できる場合、あるいは単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、必ずしも多重性又は多様性を備えた設計としない。

第3項について

安全施設は、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、さらされると考えられ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。

第4項について

安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、必要性及びプラントに与える影響を考慮して適切な方法により発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

第5項について

- (1) 格納容器内の配管の破損（破断又は漏えい）時に、破損した配管がジェット反力によるホッピングによって他の主要配管、格納容器を損傷しないよう、必要に応じて適宜破損した配管の動きを制限する構造物を設ける設計とする。
- (2) 格納容器は、流出流体のジェット力及び流出流体の加熱による熱応力に対して耐えられるように設計する。
- (3) 安全施設のうち、独立性を要求されているものは、各系統相互の隔離距離又は障壁によって分離し、ある区分で発生した飛散物が他の区分の構築物、系統及び機器に影響を与えず、かつ、ある区分の内部発生飛散物による配管の破損、機器の故障等の二次的影響が他の区分に波及しないこと、及び1区分の損傷により安全機能が喪失されない設計とする。
- (4) 非常用炉心冷却系の各ポンプ等が配置してある原子炉建屋最下階（地下2階）は、何らかの原因で原子炉建屋内に溢水事故が発生したとしても、非常用炉心冷却系の機能が喪失しないように、区分毎（区分Ⅰ、Ⅱ及びⅢ）に隔壁を設ける設計とする。
- (5) タービンミサイルについては、蒸気タービン及び発電機破損防止対策を行うことにより、蒸気タービン及び発電機の破損事故の発生確率を低くするとともに、ミサイルの発生を仮に想定しても安全施設の損傷確率を低くすることによって、発電用原子炉の安全を損なう可能性を極めて低くする設計とする。
- (6) 再循環ポンプは、原子炉再循環配管破断を想定しても、ポンプミサイルが生じないように、破壊限界に対し十分な強度をもつ設計とする。
- (7) ガス爆発、重量機器の落下等については、原子炉冷却材喪失時の水素濃度が燃焼限度以下であることの確認や、クレーン落下防止設計等によ

り飛来物が発生しないことの確認，あるいは飛来物が発生しても原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

第6項及び第7項について

今回の変更申請においては該当しない。

添付書類八の下記項目参照

2. プラント配置並びに建屋，構築物の概要
3. 原子炉及び炉心
4. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備
5. 再循環系および主蒸気系
6. 原子炉補助系
7. タービン設備
8. 計装および制御
9. 電気系
10. 放射性廃棄物の廃棄施設
11. 放射線管理施設
12. 原子炉格納施設
13. 発電所補助系

添付書類十の下記項目参照

2. 運転時の異常な過渡変化の解析
3. 事故解析

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

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。

ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・一倍以下となること。

二 設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。

ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。

ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・二倍以下となること。

ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウン

ダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。

ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

適合のための設計方針

設計基準対象施設は、その安全設計の基本方針の妥当性を確認するため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」等に基づき、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」について解析を行い、判断基準を満足する設計とする。

添付書類十の下記項目参照

2. 運転時の異常な過渡変化の解析
3. 事故解析

第十四条 全交流動力電源喪失対策設備

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

重大事故等に対処する電源設備から電力が供給されるまでの間の全交流動力電源喪失時においても発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に冷却するための設備が動作するとともに、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必要な容量の蓄電池等の設備を設ける。

添付書類八の下記項目参照

- 5. 再循環系および主蒸気系
- 6. 原子炉補助系
- 9. 電気系
- 12. 原子炉格納施設

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。

- | |
|--|
| <ul style="list-style-type: none">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、第2項及び第3項について

平成21年11月17日付け平成20・12・24原第3号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

第4項について

燃料体及び炉心支持構造物並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材の挙動により生じ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の挙動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項について

平成21年11月17日付け平成20・12・24原第3号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

添付書類八の下記項目参照

- 3. 原子炉及び炉心
- 5. 再循環系および主蒸気系
- 8. 計装および制御
- 14. 核熱設計及び動特性

添付書類十の下記項目参照

- 2. 運転時の異常な過渡変化の解析
- 3. 事故解析

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。）にあっては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。
- イ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
- ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであって、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする。
- ハ 使用済燃料貯蔵槽（安全施設に属するものに限る。以下この項及び次項において同じ。）から放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであって、使用済燃料貯蔵槽から水が漏れ出した場合において水の漏れ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。

- 4 キャスクを設ける場合には、そのキャスクは、第二項第一号に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
- 一 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
 - 二 使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるものとする。
 - 三 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができるものとする。

適合のための設計方針

第1項第1号について

燃料の取扱設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる設計とする。

第1項第2号について

燃料の取扱設備は、燃料集合体を一体ずつ取り扱う構造とすることにより臨界を防止する設計とする。

第1項第3号について

使用済燃料の移送は、すべて水中で行う設計とする。

第1項第4号について

使用済燃料プールの壁面及び底部はコンクリート壁による遮蔽を施すとともに、使用済燃料の上部は十分な遮蔽効果を有する水深を確保する設計とする。

第1項第5号について

燃料取替機の燃料つかみ具は二重のワイヤや種々のインターロックを設け、燃料移動中の燃料集合体の落下を防止できる設計とする。

また、原子炉建屋クレーンの主要要素は、吊り荷の落下防止措置を施すとともに使用済燃料輸送容器を吊った場合は、使用済燃料プール上を走行できないなどのインターロックを設ける設計とする。

第2項第1号イについて

貯蔵設備は、原子炉建屋内に設置し、適切な雰囲気を換気空調系で維持する設計とする。また、燃料集合体落下等により放射性物質が放出された場合は、原子炉建屋（二次格納施設）で、その放散を防ぎ、原子炉建屋ガス処理系で処理する設計とする。

第2項第1号ロについて

新燃料貯蔵庫の貯蔵能力は、全炉心燃料の約30%とする。使用済燃料プールの貯蔵能力は、全炉心燃料の約290%とする。

第2項第1号ハについて

燃料の貯蔵設備としては、新燃料貯蔵庫、使用済燃料プール及び使用済燃料乾式貯蔵設備がある。

- (1) 新燃料貯蔵庫は、浸水を防止し、かつ、水が入ったとしても排水可能な構造とする。
- (2) 新燃料貯蔵ラックは、燃料間距離を十分とることにより、新燃料を貯蔵能力最大に収容した状態で万一新燃料貯蔵庫が水で満たされるという厳しい状態を仮定しても、実効増倍率は0.95以下に保つことができる設

計とする。

- (3) 使用済燃料プール及び使用済燃料貯蔵ラックは、耐震Ｓクラスで設計し、使用済燃料プール中の使用済燃料貯蔵ラックは、適切な燃料間距離をとることにより燃料が相互に接近しないようにする。また貯蔵能力最大に燃料を収容し、使用済燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料位置等について想定されるいかなる場合でも、実効増倍率を0.95以下に保つことができる設計とする。
- (4) 使用済燃料乾式貯蔵設備については、平成21年11月17日付け平成20・12・24原第3号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

第2項第2号イについて

使用済燃料の貯蔵設備は、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。

また、使用済燃料プールの壁面及び底部はコンクリート壁による遮蔽を施すとともに、使用済燃料の上部は十分な遮蔽効果を有する水深を確保する設計とする。

第2項第2号ロについて

使用済燃料プールの崩壊熱は、燃料プール冷却浄化系の熱交換器で使用済燃料プール水を冷却して除去するが、必要に応じて残留熱除去系の熱交換器を併用する。燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系等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。

また、燃料プール冷却浄化系は、ろ過脱塩装置を設置して使用済燃料プール水の浄化を行う設計とする。

第2項第2号ハについて

使用済燃料プールの耐震設計は、Sクラスで設計し、内面はステンレス鋼でライニングし漏えいを防止する。また使用済燃料プールには排水口を設けないとともに、使用済燃料プールに入る配管には真空破壊弁を設けサイフォン効果により使用済燃料プール水が流出しない設計とする。

また、万一の使用済燃料プールライニングの破損による漏えいを監視するため、漏えい検知装置及び使用済燃料プール水位計を設ける設計とする。

第2項第2号ニについて

燃料取替機の燃料つかみ具は、二重のワイヤや種々のインターロックを設け、かつ、ワイヤ、インターロック等は、その使用前に必ず機能試験、検査を実施するので燃料集合体取扱中に燃料集合体が落下することはないと考えるが、万一の落下時にも使用済燃料プールのライニングは、落下した燃料集合体によって使用済燃料プールの機能を失うような損傷は生じない設計とする。

なお、使用済燃料輸送容器落下については、キャスクピットは使用済燃料プールとは障壁で分離し、かつ、原子炉建屋クレーンは吊り荷の落下防止措置を施すとともに使用済燃料輸送容器を吊った場合は、使用済燃料プール上を走行できない等のインターロックを設ける設計とするので、使用済燃料輸送容器が使用済燃料プールに落下することを想定する必要はない。

第3項について

本原子炉施設の使用済燃料プールには、水位計、温度計及び燃料取扱場所のエリア放射線モニタを設け、異常が検知された場合には、中央制御室に警報を発することができる設計とする。また、原子炉建屋換気排気モニタによ

り，過度の放射線レベルを検出した場合は，原子炉建屋ガス処理系を自動的に起動させる設計とする。

なお，これら計器については非常用電源から受電し，外部電源が利用できない場合においても，監視機能を確保できる設計とする。

第4項について

平成21年11月17日付け平成20・12・24原第3号をもって，設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

添付書類八の下記項目参照

- 4. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備
- 8. 計装および制御
- 11. 放射線管理施設
- 12. 原子炉格納施設

添付書類十の下記項目参照

- 3. 事故解析

第十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

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、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1号について

原子炉冷却材圧力バウンダリに属する機器及び配管は、原子炉施設の寿命中を通じて高い信頼性を得るように材料を選択するとともに、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生じると考えられる圧力、熱荷重、地震荷重等の必要な組み合わせに耐え、かつ、機能を維持できる設計とする。

通常運転時において、出力運転中、圧力制御系により原子炉圧力を一定に保持する設計とする。原子炉起動、停止時の原子炉冷却材の加熱・冷却速度

を一定の値以下に抑え、また原子炉再循環ポンプに適切なインターロックを設けて誤作動による熱衝撃を抑えること等ができる設計とする。

タービントリップ、主蒸気隔離弁閉止等の運転時の異常な過渡変化時において、「主蒸気止め弁閉」、「主蒸気隔離弁閉」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護回路を設け、また主蒸気逃がし安全弁を設けるなどにより、原子炉冷却材圧力バウンダリ過渡最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.1倍以下となる設計とする。

事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性があるものとして、制御棒落下がある。これについては「原子炉出力ペリオド短」、「中性子束高」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護回路を設け、制御棒落下速度リミッタ、制御棒価値ミニマイザなどの対策とあいまって、事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピーを抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力は、事故時において最高使用圧力の1.2倍以下となる設計とする。

第1項第2号について

原子炉圧力容器及び一次冷却材設備に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系に関しては、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、原子炉冷却材の喪失を停止するため、配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、以下のとおり適切な隔離弁を設けた設計とする。

- (1) 通常時開及び事故時閉の場合は2個の隔離弁
- (2) 通常時又は事故時開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉の場合は原子炉側からみて2個の隔離弁

- (3) 通常時閉及び事故時閉のうち、(2)以外の場合は1個の隔離弁
- (4) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開の非常用炉心冷却系等は(1)に準じる。

ここで、「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

ただし、原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの、過圧防護の機能を持つ安全弁を設置するためのものについては、この限りではない。

第1項第3号について

通常運転時、運転時の異常な過渡変化及び事故時における原子炉冷却材圧力バウンダリの脆性的挙動及び急速な伝播型破断の発生を防止するために、フェライト系鋼で製作する機器に対しては、設計、製作及び水圧試験時に特別の注意を払う。

設計及び製作においては、溶接部を含む使用材料に起因する不適合や欠陥の介在を防止するため、材料仕様、溶接及び熱処理の管理を行うとともに、非破壊検査及び破壊靱性の確認を行う。

比較的低温で加圧する水圧試験時には、加える圧力に応じ、最低温度の制限を加える。

供用期間中検査（溶接部等の非破壊検査、耐圧部の漏えい試験等）を実施し、構成機器の構造や気密の健全性を評価し、また欠陥の発生の早期発見のため漏えい検出系を設置して監視を行えるよう設計する。

また、原子炉圧力容器の母材、熱影響部及び溶着金属については、試験片を原子炉圧力容器内に挿入して、原子炉圧力容器と同様な条件で照射し、定期的に取り出し衝撃試験を行い破壊靱性の確認を行う。

第1項第4号について

通常運転時，原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいは，格納容器床ドレン流量計及び格納容器機器ドレン流量計の測定により検知できる設計とする。

また，格納容器内雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定及びドライウェル内ガス冷却装置のドレン量の測定によっても漏えいを検知できる設計とする。

添付書類八の下記項目参照

- 5. 再循環系および主蒸気系
- 8. 計装および制御

添付書類十の下記項目参照

- 2. 異常な過渡変化
- 3. 事故解析

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項について

タービンは、想定される環境条件において材料に及ぼす化学的及び物理的影響に対し耐性を有する材料を用いるとともに、振動対策及び過速度対策を含み、十分な構造強度を有する設計とする。

また、万一破損や故障が発生しても、原子炉施設の安全性に影響を与えない設計とする。

第2項について

タービンは、損壊又は故障した場合においても、その運転状態を中央制御室及び現場において監視可能となるように設計する。

添付書類八の下記項目参照

2. プラント配置並びに建屋、構築物の概要
7. タービン設備
8. 計装および制御

第十九条 非常用炉心冷却設備

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、非常用炉心冷却設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

- 一 一次冷却材を喪失した場合においても、燃料被覆材の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい損傷を生ずる温度を超えて上昇することを防止できるものとする。
- 二 一次冷却材を喪失した場合においても、燃料被覆材と冷却材との反応により著しく多量の水素を生じないものとする。

適合のための設計方針

非常用炉心冷却系として、次の系統を設ける。

- | | |
|---------------|-------------|
| (1) 低圧注水系 | 3系統 |
| (2) 高圧炉心スプレイ系 | 1系統 |
| (3) 低圧炉心スプレイ系 | 1系統 |
| (4) 自動減圧系 | 主蒸気逃がし安全弁7個 |

原子炉冷却材圧力バウンダリのいかなる配管破断に対しても、上記の非常用炉心冷却系は、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針について」の基準を満足する設計とする。

上記の系統のうち、低圧注水系、高圧炉心スプレイ系及び低圧炉心スプレイ系は、独立3系統の母線、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機に接続する。自動減圧系は、蓄電池に接続する。

また、これらの非常用炉心冷却系は、その起動信号、電源及び海水系を含めて区分Ⅰ、区分Ⅱ及び区分Ⅲに分離しており、各区分ごとに独立の電源及び冷却系を確保する。

以上のとおり，多重性，独立性のある設計とすることにより，非常用所内電源系のみの運転下で単一故障を仮定しても，「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針について」を満足する。

非常用炉心冷却系の各ポンプは，定期的に作動試験を行うことができるように設計する。弁については，単体で開閉試験が行えるように設計する。

また，自動減圧系は，作動信号により本機能を有する主蒸気逃がし安全弁の作動試験を行うことができるように設計する。

第1項第1号について

一次冷却材を喪失した場合においても，上述の(1)～(4)の設備により燃料被覆管の温度が燃料体の著しい破損を生じる温度を超えて上昇することを防止できる設計とする。

第1項第2号について

一次冷却材を喪失した場合においても，上述の(1)～(4)の設備により燃料被覆管と冷却材との反応により発生する水素の量は十分低い値に抑制できる設計とする。

添付書類八の下記項目参照

- 6. 原子炉補助系
- 8. 計装および制御
- 9. 電気系

添付書類十の下記項目参照

- 3. 事故解析

第二十条 一次冷却材の減少分を補給する設備

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

一次冷却材の漏えいが生じた場合、その漏えい量が少量の場合は制御棒駆動水ポンプで補給できる設計とする。

また、上記を超える漏えい量の場合は、原子炉隔離時冷却系を起動させ、燃料の許容設計限界を超えることなく原子炉の冷却を行える設計とする。

添付書類八の下記項目参照

6. 原子炉補助系

第二十一条 残留熱を除去することができる設備

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

通常の停止操作の場合、原子炉停止直後は復水器で原子炉圧力を十分下げ、その後原子炉停止時冷却系で炉心の崩壊熱及び機器等の保有熱を除去し、原子炉温度を約 52℃に下げこの温度に維持できるように設計する。

また、冷却速度は、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度変化率の制限値（55℃／h）を超えないように制限する。

何らかの原因で復水器が使用できない場合には、主蒸気逃がし安全弁により原子炉発生蒸気をサプレッション・プールに逃がして原子炉圧力を減圧させるとともに、原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系で原子炉水位を維持し、原子炉圧力が十分に低下した後には原子炉停止時冷却系で原子炉冷却材を冷却することにより、燃料の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えずに残留熱を除去できる設計とする。

添付書類八の下記項目参照

6. 原子炉補助系

第二十二條 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備

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

第十六条への適合のための設計方針に記載のとおりである。また、以下のとおりの設計とする。

原子炉圧力容器内において発生した残留熱については、残留熱除去系の熱交換器又は復水器で除去され、海水系により最終的な熱の逃がし場である海に輸送される設計とする。

なお、補機類から発生する熱については、原子炉補機冷却系の熱交換器により除去され、海水系により最終的な熱の逃がし場である海に輸送される設計とする。

第1項第2号について

第五条、第六条及び第九条への適合のための設計方針に記載のとおりである。

添付書類八の下記項目参照

6. 原子炉補助系

第二十三条 計測制御系統施設

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

原子炉施設における計測制御装置は、通常運転時に起こり得る運転条件の変化、負荷の変化及び外乱に対して、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、

格納容器バウンダリ及びそれらに関連する系統の健全性を確保するため，炉心の中性子束，中性子束分布，原子炉水位，原子炉冷却材系の圧力，温度，流量，原子炉冷却材の水質及び格納容器内の圧力，温度，雰囲気ガス濃度等を予想変動範囲内で監視及び制御を行うことができる設計とする。

第1項第3号について

原子炉冷却材喪失のような事故時においても，格納容器内の圧力，温度，水素ガス濃度，放射線物質の濃度等は，事故の状態を把握するために監視できる設計とする。

第1項第4号について

原子炉の停止状態については，起動領域モニタ，制御棒位置等により，また，炉心の冷却状態については，原子炉水位，原子炉圧力及び原子炉冷却材温度等により監視又は推定できる設計とする。

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況を監視するために必要なパラメータを，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。

添付書類八の下記項目参照

- 8. 計装および制御
- 11. 放射線管理施設
- 13. 発電所補助系

第二十四条 安全保護回路

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

安全保護回路は、運転時の異常な過渡変化時に、中性子束及び原子炉圧力等の変化を検出し、原子炉停止系を含む適切な系統の作動を自動的に開始させ、燃料の許容設計限界を超えることがないように設計する。

第1項第2号について

安全保護回路は、事故時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系の作動を自動的に開始させる設計とする。また、主蒸気隔離弁の閉鎖、非常用炉心冷却系の起動、原子炉建屋ガス処理系の起動等の作動を自動的に開始させる設計とする。

(1) 原子炉は、下記の条件の場合にスクラムする。

- a. 原子炉圧力高
- b. 原子炉水位低
- c. ドライウェル圧力高
- d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
- e. 中性子束高（起動及び出力領域計装）
- f. 中性子束指示低（出力領域計装）
- g. 中性子計装動作不能（起動及び出力領域計装）

h. スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高

i. 主蒸気隔離弁閉

j. 主蒸気管放射能高

k. 主蒸気止め弁閉

l. 蒸気加減弁急速閉（EHC油圧低）

m. 地震

n. 原子炉モード・スイッチ「停止」の位置

o. 手動

(2) 主蒸気隔離弁の閉鎖，非常用炉心冷却系の起動，原子炉建屋ガス処理系の起動等を作動させる安全保護回路には，次のようなものを設ける。

a. 主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気流量高，原子炉水位異常低下，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖

b. ドライウェル圧力高あるいは原子炉水位異常低下信号による高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動

c. 原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

d. ドライウェル圧力高及び原子炉水位異常低下の同時信号による自動減圧系の作動

e. ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動

第1項第3号について

安全保護回路は，十分に信頼性のある少なくとも2チャンネルの保護回路で構成し，機器若しくはチャンネルに単一故障が起きた場合，又は使用状態

からの単一の取外しを行った場合においても、その安全保護機能を失わないように、多重性を備えた設計とする。

具体例は下記のとおりである。

- (1) 原子炉緊急停止系は、検出器、トリップ接点、論理回路、主トリップ継電器等で構成し、基本的に二重の「1 out of 2」方式とする。

安全保護機能を維持するため、原子炉緊急停止系は、運転中すべて励磁状態であり、電源の喪失、継電器の断線及び検出器を取外した場合、回路が無励磁状態で、チャンネル・トリップになるようにする。

したがって、これらの単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取外しを行った場合においても、その安全保護機能を維持できる。

核計装系は、安全保護回路として必要な最小チャンネル数よりも一つ以上多いチャンネルを持ち、運転中でもバイパスして保守、調整及び校正できる。

したがって、これが故障の場合、故障チャンネルはバイパスし、残りのチャンネルにより安全保護回路の機能が維持できる。

- (2) 第1項第2号の(2)項に示す工学的安全施設等を作動させるチャンネル（検出器を含む。）は、多重性をもった構成とする。したがって、これらの単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取外しを行った場合においても、その安全保護機能を維持できる。

第1項第4号について

安全保護回路は、通常運転時、保守時、試験時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、その安全保護機能を失わないように、その系統を構成するチャンネル相互が分離され、また、計測制御系からも原則として分離し、それぞれのチャンネル間の独立性を持たせた設計とする。

具体例は下記のとおりである。

- (1) 格納容器を貫通する計装配管は、物理的に独立した貫通部を有する2系列を設ける。
- (2) 検出器からのケーブル及び電源ケーブルは、独立に中央制御室の各盤に導く。各チャンネルの論理回路は、盤内で独立して設ける。
- (3) 原子炉緊急停止系の電源は、分離・独立した母線から供給する。

第1項第5号について

安全保護回路は、駆動源として電源あるいは計器用空気を使用する。本系統に使用する弁等は、フェイル・セーフの設計とするか、又は故障と同時に現状維持になるようにし、この現状維持の場合でも多重化された他の回路によって保護動作を行うことができる設計とする。

フェイル・セーフとなる主要なものは次のとおりである。

- (1) 電源喪失
 - a. スクラム
 - b. 主蒸気隔離弁閉
 - c. 格納容器ベント弁閉
- (2) 計器用空気喪失
 - a. スクラム
 - b. 格納容器ベント弁閉

また、主蒸気隔離弁以外の工学的安全施設を作動させる安全保護回路の場合、駆動源である電源の喪失時には、系統を現状維持とする設計とする。

系統の遮断やその他、火災、浸水等不利な状況が発生した場合でも、この工学的安全施設作動回路及び工学的安全施設自体が多重性、独立性を持つことで原子炉施設を十分に安全な状態に導くように設計する。

第1項第6号について

ソフトウェアを有する安全保護回路は設置していない。

第1項第7号について

安全保護回路と計測制御系とは、電源、検出器、ケーブル・ルート及び格納容器を貫通する計装配管を、原則として分離する設計とする。

計装配管は、2系列で独立性があり、更に1系列内に安全保護回路と共用している計測制御系の配管は、安全保護回路と同等の設計としている。

また、核計装系等の検出部が表示、記録計用検出部と共用しているが、計測制御系の短絡、地絡又は断線によって安全保護回路に影響を与えない設計とする。

添付書類八の下記項目参照

- 6. 原子炉補助系
- 8. 計装および制御
- 9. 電気系
- 12. 原子炉格納施設

添付書類十の下記項目参照

- 2. 運転時の異常な過渡変化の解析

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

第2項第1号、第2号、第3号、第4号及び第5号のとおりである。

第2項第1号について

原子炉停止系としては、原理の全く異なる二つの独立の系である制御棒及び制御棒駆動系並びにほう酸水注入系を設ける。

制御棒は、炉心の持つ過剰反応度を制御できる設計とする。

原子炉は低温状態において反応度が最も高くなり、その状態における原子炉の過剰増倍率は約 $0.14 \Delta k$ 以下である。

これに対し、制御棒による反応度制御能力は、約 $0.18 \Delta k$ （最大過剰増倍率約 $0.14 \Delta k$ の場合）とするので、低温状態において原子炉を十分臨界未満に維持できる。したがって、高温停止を対象とする場合は、更に余裕を持って臨界未満に維持できる。

制御棒駆動機構は、水圧駆動式のものであり、各制御棒に独立して設ける。

ほう酸水注入系は、単独で定格出力運転中の原子炉を低温状態において十分臨界未満に維持できる設計とする。したがって、高温停止を対象とする場合は、更に余裕を持って臨界未満に維持できる。

また、制御棒及び制御棒駆動系並びにほう酸水注入系は、作動試験が行える設計とする。

第2項第2号、第3号、第4号、第5号、第3項及び第4項について

平成21年11月17日付け平成20・12・24原第3号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

添付書類八の下記項目参照

- 3. 原子炉及び炉心
- 5. 再循環系および主蒸気系
- 8. 計装および制御
- 14. 核熱設計及び動特性

添付書類十の下記項目参照

- 2. 運転時の異常な過渡変化の解析
- 3. 事故解析

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項について

中央制御室は、原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータが監視できるとともに、安全性を確保するために、急速な手動操作を要する場合には、これを行うことができる設計とする。また、原子炉施設の外の状況の把握が可能な設計とする。

- (1) 原子炉及び主要な関連施設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、格納容器バウンダリ及びそれらの関連する系統の健全性を確保するため、炉心の中性子束、制御棒位置、原子炉水位、原子炉冷却材系の圧力、温度、流量、格納容器内の圧力、温度、雰囲気ガス濃度等の主要パラメータの監視が可能な設計とする。
- (3) 事故時において、事故の状態を知り対策を講じるために必要なパラメータである格納容器内の圧力、温度、水素ガス濃度、放射性物質の濃度等の監視が可能な設計とする。
- (4) 中央制御室から、原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等の状況を把握できる設計とする。

第2項について

中央制御室において操作が困難な場合、中央制御室外から原子炉をスクラムさせ、中央制御室外原子炉停止装置により、原子炉をスクラム後の高温状態から低温状態に安全かつ容易に導くことができる設計とする。

- (1) 中央制御室外において、原子炉をスクラムさせることにより原子炉を急速に停止し、中央制御室外原子炉停止装置により、主蒸気逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系等を操作し、原子炉を高温停止状態に安全に維持できる設計とする。
- (2) 中央制御室外原子炉停止装置により、原子炉の高温停止状態から残留熱除去系等を適切な手順を用いて操作し、冷温停止できる設計とする。

第3項について

中央制御室については、次に示す、遮蔽及び換気等の設計を行う。

- (1) 中央制御室は、原子炉施設の損壊又は故障が発生した場合に、一定期間中央制御室内にとどまっても、中央制御室換気系とあいまって、「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当量限度等を定める告示」に定める線量限度を下回るように遮蔽を設けるとともに、防護マスク等の防護具類を備える設計とする。
- (2) 中央制御室の換気系については、他の換気系とは独立にして、中央制御室外での火災又は事故が発生した場合には、外気との連絡口を遮断することにより、火災又は事故によって放出することがあり得る有毒ガス及び気体状放射性物質が中央制御室に直接侵入することを防ぎ、運転員等を内部被ばくから防護するため、チャコールフィルタを通して再循環することができる設計とする。また、必要に応じて外気をチャコールフィルタを通して取り入れることができる設計とする。

添付書類八の下記項目参照

- 8. 計装および制御
- 9. 電気系
- 11. 放射線管理施設
- 13. 発電所補助系

第二十七条 放射性廃棄物の処理施設

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1号について

気体廃棄物処理系及び液体廃棄物処理系は、放射性物質の濃度を低減し、周辺公衆の線量当量を合理的に、できる限り低く保つ設計とし、原子力安全委員会の「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」において定める線量目標値を達成できるように設計する。

第1項第2号について

液体廃棄物処理系は、放射性廃液の漏えいの発生を防止するため適切な材

料を使用するとともに適切な計測制御設備を有する設計とする。漏えいが生じた場合、漏えいを早期検出するため漏えい検出器等により検出し、警報を廃棄物処理操作室に個別に表示するとともに、一括して中央制御室に表示する設計とし、かつ、漏えいの拡大を防止するため主要な設備は、独立した区画内に設けるか、周辺に堰等を設ける設計とする。

液体廃棄物処理系及び関連する施設は、建屋及び連絡暗渠外への漏えい並びに敷地外への放出経路の形成を防止する設計とする。

第1項第3号について

固体廃棄物処理系は、処理する過程において放射性物質が散逸し難い設計とする。

添付書類八の下記項目参照

10. 放射性廃棄物の廃棄施設

第二十八条 放射性廃棄物の貯蔵施設

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。
- 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。

適合のための設計方針

第1項第1号について

放射性廃棄物を貯蔵する施設（安全施設に係るものに限る。）は、適切な材料を使用することで、放射性廃液の漏えいの発生を防止する設計とする。

第1項第2号について

固体廃棄物は、タンク内に貯蔵するか、適切な容器等に入れ、固体廃棄物貯蔵庫等に保管することで、放射性廃棄物による汚染が広がることを防止する設計とする。

添付書類八の下記項目参照

10. 放射性廃棄物の廃棄施設

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

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

通常運転時において原子炉建屋，タービン建屋，固体廃棄物貯蔵庫等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に施設を設計する。

添付書類八の下記項目参照

11. 放射線管理施設

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

原子炉施設は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に基づいて管理区域を定めるとともに通常運転時、保守時等において放射線業務従事者が受ける線量が「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」に定める線量限度を超えないようにし、さらに、放射線業務従事者等の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計とする。

なお、遮蔽設計に当たっては、放射線業務従事者等の立入頻度、滞在時間等を考慮して外部放射線に係る設計基準線量率を設け、これを満足するようにする。

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過度の被ばくを受けないように、遮蔽を設ける等の放射線防護措置を講じた設計とする。

第2項について

放射線業務従事者等の出入管理、個人被ばく管理及び汚染管理を行うため、出入管理室、汚染管理関係施設を設けるほか、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・モニタは、中央制御室で監視を行い、放射線レベルが設定値以上になると警報を発する設計とする。また、放射線業務従事者等が特に頻繁に立ち入る箇所については、定期的及び必要の都度、サーベイ・メータによる外部放射線に係る線量当量率、サンプリング等による空气中放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度の測定を行い、適当な場所に表示する設計とする。

添付書類八の下記項目参照

- 8. 計装および制御
- 11. 放射線管理施設

第三十一条 監視設備

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

発電所内外の放射線監視のために、プロセス・モニタ，エリア・モニタ，モニタリング・ポスト等を設置し，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化並びに設計基準事故時に必要箇所をモニタリングでき，必要な情報は中央制御室等に表示できる設計とする。

なお，通常運転時の放射線監視設備については，「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」を，また，設計基準事故時の放射線監視設備については，「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」を満たす設計とする。

放射線監視の具体例は以下のとおりである。

- (1) 原子炉格納容器内雰囲気放射線レベルを測定し，中央制御室に指示及び警報を出す。
- (2) 原子炉施設内放射性物質濃度の連続監視は，主蒸気管モニタ等のプロセス・モニタにて行い，中央制御室にて指示する。

排気筒から放出する気体廃棄物は排気筒モニタで監視する。

また，液体廃棄物処理系から復水器冷却水放水路へ放出する場合は，

放出前にサンプリングにより測定確認し、放出時は液体廃棄物処理系排水モニタで監視する。また、復水器冷却水放水路で定期的にサンプリングを行う。

- (3) 周辺監視区域境界付近には、外部放射線量率を連続的に監視するためのモニタリング・ポスト、外部放射線量を監視するためのモニタリング・ポイント及び空気中の粒子状放射性物質濃度を監視するためのダスト・サンプラを備える。さらに、周辺地域の環境試料の分析等により環境放射能を監視する。

モニタリング・ポストについては、非常用電源に接続するとともに、無停電電源装置によっても給電を可能とする。また、伝送系については、有線及び無線によるデータ伝送機能により、多様性を有した設計とする。

設計基準事故時には、放射能観測車により発電所周辺の外部放射線量率及び空気中の放射線物質の濃度を測定する。

添付書類八の下記項目参照

- 8. 計装および制御
- 10. 放射性廃棄物の廃棄施設
- 11. 放射線管理施設

添付書類九の下記項目参照

- 3. 発電所内の区域区分
- 4. 放射性廃棄物処理

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間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

格納容器は、格納容器設計用の想定事象に対し、その事象に起因する荷重（圧力、温度、動荷重）及び適切な地震荷重に耐える設計とする。

また、格納容器出入口及び貫通部を含めて全体漏えい率は、適切に作動する隔離機能とあいまって、格納容器空間部体積の $0.5\%/d$ 以下（常温、空気、設計圧力において。）となる設計とする。

なお、格納容器設計用の想定事象時の圧力、温度を考慮した漏えい率についても十分安全側になることを解析により確認する。

格納容器は、全体漏えい率が設計値を超えないことを確認するための試験が施設定期検査時にできるように設計する。

全体漏えい率試験以外にも重要な電線及び出入口貫通部は二重シールにし、漏えい試験のための加圧用の取付口を設け施設定期検査時に個々に試験ができるように設計する。

第2項について

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

変化時及び事故時において、脆性的挙動をせず、かつ急速な伝播型破断を生じないように下記の配慮を行う。

設計に当たっては、応力解析等を行い、予測される発生応力による急速な伝播型破断が生じない設計とする。

非延性破壊防止のため、格納容器バウンダリを構成する鋼製の機器については、最低使用温度を考慮して非延性破壊を防止するように設計する。

第3項について

格納容器を貫通する配管には、自動隔離弁（事故時に十分な隔離機能を発揮するよう配慮された逆止弁を含む。）、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁を設ける。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はない。

第4項について

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、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設計とする。

第5項第1号について

格納容器隔離弁は、実用上可能な限り格納容器に接近して設ける設計とする。

第5項第2号について

格納容器の内側において開口しているか又は原子炉冷却材圧力バウンダリ

に連絡している配管系のうち、格納容器の外側で閉じていない配管系については、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設計とする。ただし、その一方の側の設置箇所における配管の隔離弁の機能が、湿気、その他の環境条件によって著しく低下するおそれがある場合は、貫通箇所の外側で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。

第5項第3号について

前号以外の配管系のうち、格納容器の内側又は外側において閉じている配管系については、原則として格納容器の外側に一個の格納容器隔離弁を設ける設計とする。ただし、外側に隔離弁を設けることが困難である場合には、内側に一個の隔離弁を設けることによって、これに代える。

第5項第4号について

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、格納容器の外側で閉じていない配管に圧力開放板を設ける場合には、格納容器の内側又は外側に通常時において閉止された隔離弁を少なくとも一個設ける設計とする。

第5項第5号について

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。

第6項について

格納容器設計用の想定事象時の格納容器熱除去系として、格納容器スプレィ冷却系を設ける設計とする。格納容器スプレィ冷却系は、残留熱除去系を

格納容器スプレイ冷却系として作動させる設計とする。本系は、残留熱除去系ポンプ、熱交換器とその冷却系等からなり、単一故障を仮定しても安全機能を果たし得るように独立２系統を設ける。

格納容器スプレイ冷却系は、格納容器設計用の想定事象に起因して放出されるエネルギーによって生じる格納容器内の圧力、温度が格納容器の最高使用圧力、最高使用温度を超えないような除熱容量を持つ設計とし、冷却水であるサプレッション・プール水を残留熱除去系熱交換器で冷却し、格納容器内に設けたスプレイノズルからスプレイし、格納容器内の熱を除去する設計とする。

また、残留熱除去系熱交換器で除去された熱は、残留熱除去系海水系を経て最終的に海に輸送される設計とする。

第 7 項について

格納施設雰囲気浄化系として、原子炉建屋ガス処理系及び格納容器スプレイ冷却系を設け、格納容器設計用の想定事象に対し、その事象に起因して環境に放出される放射性物質の濃度を減少させることができる設計とする。

原子炉冷却材喪失が生じた場合、自動的に常用の換気空調系を閉止するとともに、原子炉建屋ガス処理系を起動する設計とする。また、原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系からなり、格納容器から漏えいしてきた放射性物質をフィルタにて除去した後、排気筒高さから放出する設計とする。

格納容器スプレイ冷却系は、中央制御室から手動で起動し、格納容器内に浮遊する放射性物質の漏えいを抑制できる設計とする。

第8項について

原子炉冷却材系統に係る原子炉施設が損壊し、又は故障した際に生じる水素及び酸素により格納容器の健全性を損なわないように、可燃性ガス濃度制御系を設置する。可燃性ガス濃度制御系は、中央制御室から手動にて作動させることにより、格納容器設計用の想定事象に対し、その事象に起因して格納容器内に存在する水素濃度を 4vol%以下あるいは酸素濃度を 5vol%以下に維持し、可燃限界に達しないようにすることができる設計とする。

添付書類八の下記項目参照

- 5. 再循環系および主蒸気系
- 6. 原子炉補助系
- 8. 計装および制御
- 12. 原子炉格納施設
- 13. 発電所補助系

添付書類十の下記項目参照

- 3. 事故解析

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、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項及び第4項について

本原子炉施設に接続する送電線の構成は、東京電力株式会社の275kV送電線2回線と154kV送電線1回線であり、275kV送電線2回線は、東京電力株式会社の那珂変電所に、154kV送電線1回線は、東京電力株式会社の茨城変電所にそれぞれ接続している。

第2項について

重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器において、その機能を達成するために電力を必要とするものについては、非常用所内電源系からの給電が可能な構成とし、非常用所内電源系は常用高圧母線、非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機のいずれからも受電することができる設計とする。

第3項について

外部電源系及び非常用所内電源系の機器の故障又は発電所に接続している送電線の短絡や地絡、母線の低電圧や過電流等の異常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、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設計とする。

また、電気系統についても系統分離を考慮して母線を構成し、非常用電源系からの受電時の母線切替操作なども容易にできるように設計されている。

第5項について

外部電源系のうち、154kV送電線1回線は、本原子炉施設内で275kV送電線2回線と異なる開閉所に接続され、他の回線と物理的に分離した設計とする。

なお、275kV送電線2回線と154kV送電線1回線は各々別の送電鉄塔に架線されている。

第6項について

本原子炉施設は単基プラントであるが、開閉所及び送受電設備は、十分な支持性能をもつ地盤に設置し、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。

第7項について

非常用所内電源系は非常用ディーゼル発電機2台、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台、蓄電池4組、高圧炉心スプレイ系用蓄電池1組、非常用電源2系統及び高圧炉心スプレイ系用電源1系統、その他関連する開閉器及びケーブルで構成されており、いずれかの1系統が失われた場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は事故時において、工学的安全施設等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設計とする。なお、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の燃料についても、敷地内に7日分の運転に必要な容量以上を耐震性を有する貯蔵設備に貯蔵で

きる設計とする。

添付書類八の下記項目参照

9. 電気系

第三十四条 緊急時対策所

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

本原子炉施設において、一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中央制御室以外の場所からも必要な対策指令又は連絡を行うため、発電所敷地内に緊急時対策所を設ける。

添付書類八の下記項目参照

13. 発電所補助系

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

本原子炉施設内の通信連絡設備は、中央制御室及びその他建屋内外各所に送受話器、電力保安通信用電話設備等を設置し、事故時に迅速な連絡を可能にするとともに、中央制御室から各所に指示及び警報を発することができる設計とする。

なお、本原子炉施設では、送受話器（一斉通報装置）により退避の指示等の連絡をサイレンにて行うことができる設計とする。

これらの通信連絡設備は、非常用所内電源系又は無停電電源に接続することで、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

発電所と所外必要箇所との通信連絡設備は、加入電話設備、電力保安通信用電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備のほか、衛星電話設備を設ける設計とする。

発電所と所外必要箇所との通信に用いる電力保安通信用電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、ケーブル及び無線を用いた専用の通信回線を設け、事故時に必要のある場所と通信連絡を行うことができる設計とする。

これらの通信設備は、非常用所内電源系に接続することで、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。

添付書類八の下記項目参照

9. 電気系

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

事故に至るまでの間に想定される使用条件に応じ、安全施設が使用するだけの必要な蒸気を供給する能力を有する所内ボイラを設置する。

第2項について

所内ボイラの損傷時においても原子炉施設の安全性に影響を与えないように設計する。

添付書類八の下記項目参照

13. 発電所補助系

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、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する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の適切な措置を講じる。

- (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の解釈」に定める、必ず想定する事故シーケンスグループを、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスグループ

プとして評価する。なお、内部事象に対して確率論的リスク評価（以下「P R A」という。）を実施した結果、「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」に定める，想定する事故シーケンスグループに追加すべき事故シーケンスグループは抽出されていない。

また，外部事象のP R Aの知見からは，追加すべき事故シーケンスは抽出されていない。

- (2) 想定する事故シーケンスグループのうち，格納容器の機能に期待できる高圧・低圧注水機能喪失，高圧注水・減圧機能喪失，全交流動力電源喪失については，炉心の著しい損傷を防止するための対策，原子炉冷却材喪失時注水機能喪失については，想定する範囲内の破断規模に対して炉心の著しい損傷を防止するための対策を講じ，その有効性を確認する。
- (3) 想定する事故シーケンスグループのうち格納容器の機能に期待することが困難な崩壊熱除去機能喪失，原子炉停止機能喪失，格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）にあっては，炉心の著しい損傷を防止する対策を講じ，その有効性を確認する。
- (4) 炉心の著しい損傷を防止するための対策の有効性は，次の評価項目を満足することにより確認する。
 - a．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。
 - b．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1.2倍又は限界圧力を下回ること。
 - c．原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
 - d．原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温

度を下回ること。

(5) 炉心の著しい損傷を防止するための対策は、国内外の先進的な対策と同等のものを講じる。

(6) 評価項目のうち、「炉心の著しい損傷が発生するおそれのないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、次に掲げる要件を満たすものとする。

a. 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。

b. 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。

(7) 上記(4)及び第2項において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示す。

第2項について

重大事故が発生した場合において、想定する格納容器破損モードに対して、格納容器破損及び敷地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適切な措置を講じる。

(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の解釈」に定める、必ず想定する格納容器破損モードを、想定する格納容器破損モードとして選定する。なお、内部事象に対してPRAを実施した結果、「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」に定める、想定する格納容器破損モードに追加すべき格納容器破損モードは抽出されていない。また、外部事象のPRAの知見からは、追加すべき事故シーケンスは抽出されていない。

- (2) 想定する格納容器破損モードである雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用，水素燃焼，格納容器直接接触（シェルアタック），熔融炉心・コンクリート相互作用については，格納容器の破損を防止するための対策，かつ，放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するための対策を講じ，その有効性を確認する。
- (3) 格納容器の破損を防止するための対策の有効性は，次の評価項目を満足することにより確認する。
- a．格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
 - b．格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。
 - c．放射性物質の総放出量は，放射性物質による環境への汚染の視点も含め，環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
 - d．原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。
 - e．急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
 - f．格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。
 - g．可燃性ガスの蓄積，燃焼が生じた場合においても，a．の要件を満足すること。
 - h．格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拡がり格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。
 - i．熔融炉心による侵食によって，格納容器の構造部材の支持機能が喪

失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

- (4) 評価項目のうち、「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」とは、次に掲げる要件を満たすものとする。

a. 格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること

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、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故に対して、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の著しい損傷を防止するための適切な措置を講じる。

- (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の解釈」に定める、想定事故1及び想定事故2を、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故として選定する。
- (2) 使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の著しい損傷を防止するための適切な措置の有効性は、次の評価項目を満足することにより確認する。
- a. 燃料有効長頂部が冠水していること。
- b. 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- c. 未臨界が維持されていること。

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、運転停止中に原子炉において燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーク

ンスグループに対して、運転停止中に原子炉において燃料の著しい損傷を防止するための適切な措置を講じる。

(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の解釈」に定める、必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループを、運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスグループとして選定する。なお、PRAを実施した結果、「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」に定める、想定する運転停止中事故シーケンスグループに追加すべき運転停止中事故シーケンスグループは抽出されていない。

(2) 運転停止中に原子炉において燃料の著しい損傷を防止するための適切な措置の有効性は、次の評価項目を満足することにより確認する。

- a. 燃料有効長頂部が冠水していること。
- b. 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- c. 未臨界が維持されていること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

添付書類八の下記項目参照

- 6. 原子炉補助系
- 8. 計装および制御
- 9. 電気系
- 12. 原子炉格納施設
- 13. 発電所補助系

添付書類十の下記項目参照

- 4. 重大事故に至るおそれ
がある事故又は重大事故

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
 - 四 特定重大事故等対処施設 第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合及び基準地震動による地震力が作用した場合においても当該特定重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤
- 2 重大事故等対処施設（前項第二号の重大事故等対処施設を除く。次項及び次条第二項において同じ。）は、変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けな

ければならない。

- 3 重大事故等対処施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

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。）及び常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、基準地震動による地震力が作用した場合においても当該施設を十分に支持することができる地盤に設置するものとする。

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（特定重大事故等対処施設を除く。）は、耐震重要度分類に応じて算定する地震力が作用した場合においても当該施設を十分に支持することができる地盤に設置するものとする。

なお、特定重大事故等対処施設については、今回の変更申請対象外とする。

第2項について

規則第三十八条第1項第二号の重大事故等対処施設を除く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、揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状が起こっ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置するものとする。

なお、特定重大事故等対処施設については、今回の変更申請対象外とする。

第3項について

重大事故等対処施設は、変位が生じるおそれがない地盤に設置するものとする。

なお、特定重大事故等対処施設については、今回の変更申請対象外とする。

添付書類六の下記項目参照

6.3 地盤

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。
 - 四 特定重大事故等対処施設第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。
- 2 重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

適合のための設計方針

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施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、基準地震動 S_s による地震力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。

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施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備の耐震設計上の重要度に応じた地震力に十分耐えることができるように設計する。

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施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、基準地震動 S_s による地震力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。

第1項第4号について

特定重大事故等対処施設については、今回の変更申請対象外とする。

第2項について

重大事故等対処施設は、基準地震動 S_s 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ように配慮する。

添付書類六の下記項目参照

3. 地盤

添付書類八の下記項目参照

1. 安全設計の考え方

第四十条 津波による損傷の防止

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

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ように耐津波設計を行う。

なお、特定重大事故等対処施設については、今回の変更申請対象外とする。

添付書類六の下記項目参照

6.5 津波

添付書類八の下記項目参照

1. 安全設計の考え方

第四十一条 火災による損傷の防止

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

火災が発生した場合に重大事故等に対処するために必要な機能を損なうことを防止するために、重大事故等対処施設は、火災発生防止、火災感知及び消火の各防護対策を考慮した設計とする。

なお、特定重大事故等対処施設については、今回の変更申請対象外とする。

添付書類八の下記項目参照

- 8. 計装および制御
- 9. 電気系
- 13. 発電所補助系

第四十二条 特定重大事故等対処施設

工場等には、次に掲げるところにより、特定重大事故等対処施設を設けなければならない。

- 一 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。
- 二 原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を有するものであること。
- 三 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであること。

適合のための設計方針

特定重大事故等対処施設については、今回の変更申請対象外とする。

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

第1項第1号について

重大事故等対処設備は、想定す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ことができる設計とする。

第1項第2号について

重大事故等対処設備は、想定する重大事故等が発生した場合に確実に操作できる設計とする。

第1項第3号について

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試験又は検査ができる設計とする。

第1項第4号について

重大事故等に対処するため、設計基準対象施設を本来の用途以外の用途として使用する場合には、通常使用する系統から速やかに切り替えられる設計とする。

第1項第5号について

重大事故等対処設備は、他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

第1項第6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に、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所の遮蔽物の設置その他適切な措置を講じる。

第2項第1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必要な容量を有する設計とする。

第2項第2号について

今回の変更申請においては該当しない。

第2項第3号について

常設重大事故防止設備は、代替する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、可能な限り多様性を考慮した設計とする。

第3項第1号について

- (1) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型代替電源設備及び可搬型代替注水設備の容量は、必要な容量を賄うことができる可搬型重大事故等対処設備を2セット以上配備する。

上記に加え、故障時のバックアップ及び点検保守による待機除外時のバックアップを考慮する。

- (2) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型直流電源設備等であって負荷に直接接続するものにあつては、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を配備する。

第3項第2号及び第3号について

可搬型重大事故等対処設備は、接続する常設設備と容易かつ確実に接続でき、規格の統一等の措置を講じた接続口をそれぞれ異なる複数の場所に設置（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）することにより、共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

複数の機能で一つの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容

量（同時に使用する可能性のある場合は、合計の容量。）を確保することができるよう接続口を設計する。

第3項第4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に、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適切な措置を講じる。

第3項第5号について

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波等の影響を受けにくい保管場所に保管する。なお、保管場所は、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も原子炉建屋と同時に影響をうけることのないように、原子炉建屋から100m以上離隔を設けるとともに、常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する。

第3項第6号について

重大事故等時に、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に、発電所内の道路及び通路が確保できるように、重機を配備する。

第3項第7号について

可搬型の重大事故防止設備は、代替する設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料プール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に，可能な限り多様性を考慮した設計とする。

添付書類八の下記項目参照

- 6. 原子炉補助系
- 8. 計装および制御
- 9. 電気系
- 13. 発電所補助系

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

発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

運転時の異常な過渡変化時において、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の設備を設ける。当該設備は以下の方針に基づいて設計を行う。

(1) 代替制御棒挿入機能

原子炉緊急停止系から独立した代替制御棒挿入機能を設け、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下の信号により全制御棒を挿入させることができる設計とする。なお、スクラム失敗時は手動により代替制御棒挿入機能を動作させることができる設計とする。

(2) 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能

原子炉緊急停止系から独立した代替原子炉再循環ポンプトリップ機能を設け、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下の信号により、原子炉再循環ポンプを自動で停止させることができる設計とする。

(3) ほう酸水注入系

ほう酸水注入系は、制御棒の挿入不能により原子炉が冷温停止できない

い場合に，中性子吸収材を炉心底部から注入して負の反応度を与え，原子炉を未臨界にすることができる設計とする。

添付書類八の下記項目参照

- 6. 原子炉補助系
- 8. 計装および制御

添付書類十の下記項目参照

- 4. 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故

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

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つて、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

(1) 原子炉隔離時冷却系の機能喪失対策

全交流動力電源喪失時、高圧状態で原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却を行っている際、所内常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備からの給電により、原子炉隔離時冷却系の起動及び高圧注水が必要な期間にわたって運転を継続することができる設計とする。

(2) 原子炉隔離時冷却系の現場操作

原子炉隔離時冷却系が健全ながらも、これらの電源喪失対策が達成できない場合は、現場での手動操作により、原子炉隔離時冷却系を起動し、高圧注水が必要な期間にわたって運転を継続することができる設計とする。

(3) 更なる信頼性向上

高圧代替注水系により、全交流動力電源が喪失し、さらに所内常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備からの給電により、高圧状態の原子炉に注水できる設計とする。なお、現場での手動操作も可能な設計とする。

添付書類八の下記項目参照

- 6. 原子炉補助系
- 9. 電気系
- 13. 発電所補助系

添付書類十の下記項目参照

- 4. 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故

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

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自動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格納容器の破損を防止するため、以下の主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な措置を講じた設計とする。

(1) 過渡時自動減圧機能

設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が期待できない場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するため、原子炉水位異常低下及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが利用可能な場合に、主蒸気逃がし安全弁2個を作動させる減圧自動化ロジックを設ける。

(2) 電源対策

主蒸気逃がし安全弁の駆動に必要な所内常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(3) 主蒸気逃がし安全弁の駆動空気喪失対策

主蒸気逃がし安全弁の駆動に必要な高圧窒素ガス供給系の供給圧力が喪失した場合に備え、予備の高圧窒素ガスボンベを配備する。

(4) 主蒸気逃がし安全弁の駆動条件と背圧対策

想定される重大事故等の環境条件において確実に主蒸気逃がし安全弁を作動させることができるように、供給圧力を調整することが可能な設計とする。

添付書類八の下記項目参照

- 6. 原子炉補助系
- 8. 計装および制御
- 9. 電気系
- 13. 発電所補助系

添付書類十の下記項目参照

- 4. 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故

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

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つて、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設計基準事故対処設備の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格納容器破損を防止するための設備として、低圧代替注水系を設ける。

(1) 低圧代替注水系（常設）

低圧代替注水系（常設）は、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕がない場合に対応するため、復水貯蔵タンク水を原子炉へ注水することにより、炉心を冷却する設計とする。

また、低圧代替注水系（常設）は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(2) 低圧代替注水系（可搬型）

低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水消防ポンプ等を用い、代替淡水源の水又は海水を原子炉へ注水することにより、炉心を冷却する設計とする。

(3) 上記の(1)及び(2)の設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

添付書類八の下記項目参照

- 6. 原子炉補助系
- 8. 計装および制御
- 9. 電気系
- 13. 発電所補助系

添付書類十の下記項目参照

- 4. 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故

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

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

炉心の著しい損傷及び格納容器の破損（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、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の代替設備として、代替残留熱除去系海水系を設ける。

代替残留熱除去系海水系は、津波の影響を受けない場所に配備した可搬型代替注水中型ポンプ等で構成し、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性並びに位置的分散を図った設計とする。

また、サプレッション・プールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に系統へ繋ぎ込み、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送ができる設計とする。

さらに、格納容器から大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する設備として、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を設置する。

添付書類八の下記項目参照

6. 原子炉補助系

添付書類十の下記項目参照

4. 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故

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項について

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、格納容器内の圧力及び温度を低下させる設備として、代替格納容器スプレイ冷却系を設ける。

(1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、原子炉建屋に配置された常設低圧代替注水ポンプを用い、復水貯蔵タンク水を格納容器にスプレイできる設計とする。

また、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性並びに位置的分散を図った設計とする。

(2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポン

プを用い、代替淡水源の水又は海水を格納容器にスプレイできる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性並びに位置的分散を図った設計とする。

第 2 項について

本項の格納容器破損防止目的の設備は、第 1 項に示す炉心損傷防止目的の設備と同一設備である。

添付書類八の下記項目参照

9. 電気系

12. 原子炉格納施設

添付書類十の下記項目参照

4. 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故

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

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

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置を設置する。

格納容器圧力逃がし装置は、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし、以下の機能を備える。

- (1) 格納容器圧力逃がし装置には、排気中に含まれる放射性物質を低減することができるフィルタ装置を設ける。
- (2) 格納容器圧力逃がし装置は、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機することで、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐ設計とする。
- (3) 格納容器圧力逃がし装置は、他の系統の機器と隔離することで、他への悪影響を防ぐ設計とする。
- (4) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、空気駆動弁と電動駆動弁からなる。空気駆動弁については、あらかじめ設置されているポンベの窒素を手動により駆動シリンダへ供給することにより、短時間で容易に遠隔操作できる設計とする。電動駆動弁については、駆動部にエクステンションを設け、手動にて容易に遠隔操作ができる設計とする。なお、空気駆動弁及び電動駆動弁は、原子炉棟の外から操作が可能であり、重大事故等時の作業員の放射線防護を考慮した設計とする。

- (5) 格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換する際の大気との隔壁として圧力開放板を設置する。ただし、当該圧力開放板は格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力で開放する設定とし、排気の妨げにならない設計とする。
- (6) 格納容器の接続位置は、サプレッション・チェンバ及びドライウエルに設ける。これにより、いずれからも格納容器圧力逃がし装置を用いた排気操作を実施することができ、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。
- (7) 格納容器圧力逃がし装置のうちフィルタ装置の周囲には遮蔽体を設置し、使用後に高線量となるフィルタ装置等から作業員が受ける被ばくを低減できる設計とする。
- (8) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際して、格納容器内の圧力を監視し、格納容器スプレイ冷却系の運転・停止操作を実施することができ、格納容器内の負圧による破損を防止できる設計とする。

添付書類八の下記項目参照

12. 原子炉格納施設

添付書類十の下記項目参照

4. 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故

第五十一条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器の破損を防止するため、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する設備として、格納容器下部注水系を設ける。

- (1) 格納容器下部注水系（常設）は、原子炉建屋に配置された常設低圧代替注水ポンプを用い、復水貯蔵タンクを水源として格納容器下部に注水できる設計とする。

また、格納容器下部注水系（常設）は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

- (2) 格納容器下部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプを用い、代替淡水源の水又は海水を専用の注水配管を経由して格納容器下部に注水することで、格納容器下部注水系（常設）に対して多様性及び独立性並びに位置的分散を図った設計とする。

また、格納容器下部注水系（常設）の配管を経由して格納容器下部に注水することも可能な設計とする。

添付書類八の下記項目参照

9. 電気系

12. 原子炉格納施設

添付書類十の下記項目参照

4. 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故

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

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

- (1) 炉心の著しい損傷が発生し、格納容器内の空気を窒素ガスで置換した状態においても水素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合には、水素ガスを格納容器外に排出できる設計とする。この場合、水素爆発を防止するために排出経路を窒素ガスで置換するとともに、水素及び放射性物質濃度を測定できる設備を設ける。また、排気中に含まれる放射性物質をフィルタ装置により低減できる設計とする。
- (2) 炉心の著しい損傷時に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できる設計とする。
- (3) 上記の設備については、代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

添付書類八の下記項目参照

- 6. 原子炉補助系
- 8. 計装および制御
- 9. 電気系
- 12. 原子炉格納施設

添付書類十の下記項目参照

- 4. 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故

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

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

- (1) 水素濃度制御設備として、原子炉建屋6階に静的触媒式水素再結合器を設置する。
- (2) 原子炉建屋への水素漏えいを低減するために、原子炉ウェルに注水することで格納容器頂部を冷却する格納容器頂部注水系（常設及び可搬型）を設置する。
- (3) 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監視設備を原子炉建屋6階に設置する。
- (4) 格納容器頂部注水系の設備は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
- (5) 水素濃度を監視する設備は、代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

添付書類八の下記項目参照

8. 計装および制御
9. 電気系
12. 原子炉格納施設

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項及び第2項について

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は小規模な使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール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の設備として、代替燃料プール注水系を設ける。

(1) 代替燃料プール注水系（常設）

代替燃料プール注水系（常設）は、原子炉建屋に配置された常設低圧代替注水ポンプを用い、復水貯蔵タンク水を使用済燃料プールへ注水できる設計とする。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持ができない場合には、使用済燃料プール内

の燃料体の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質放出を可能な限り低減するため、復水貯蔵タンク水を使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイし、燃料等の崩壊熱を除去する。

代替燃料プール注水系（常設）は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(2) 代替燃料プール注水系（可搬型）

代替燃料プール注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水消防ポンプ等を用い、代替淡水源の水又は海水を使用済燃料プールへ注水できる設計とする。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持ができない場合には、使用済燃料プール内の燃料体の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質放出を可能な限り低減するため、代替淡水源の水又は海水を使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイし、燃料等の崩壊熱を除去する。

使用済燃料プールの状態を監視するため、以下の設備を設ける。

(1) 計測設備

使用済燃料プールの水位、水温及び使用済燃料プール付近の空間線量率について、使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計とする。

また、上記の計測設備は、代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

(2) カメラ

使用済燃料プールの状態を監視できる設計とする。

添付書類八の下記項目参照

- 4. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備
- 6. 原子炉補助系
- 8. 計装および制御
- 9. 電気系

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

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

(1) 原子炉建屋への放水

炉心の著しい損傷及び格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、原子炉建屋から発電所敷地外への放射性物質の拡散を抑制するために、原子炉建屋へ放水できる設備（原子炉建屋放水設備）を配備する。

(2) 航空機燃料火災への対応

落下した航空機に積載されていた燃料が発火することにより発生する大規模火災へ対応するため、(1)にて配備する原子炉建屋放水設備は、水に替えて油火災に有効な泡放射が可能な設計とする。

(3) 複数方向からの放水

原子炉建屋放水設備は、移動等により複数の方向から原子炉建屋に放水できる設計とする。また、ホースの延長、取水場所の変更により水源を確保できる設計とする。

(4) 海洋への拡散抑制

海洋への拡散抑制設備は、原子炉建屋へ放水した後、発電所敷地内の港湾に流れ込む排水口等に設置し、放射性物質を含む水が海洋へ拡散することを防ぐことが可能な設計とする。

添付書類八の下記項目参照

13. 発電所補助系

第五十六条 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、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

重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源は、設計基準事故対処設備以外に複数確保し、これらの水源から注水が必要な場所への供給設備を配備する。

(1) 水源の確保について

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複数確保する。

淡水については、淡水貯水池を2基設置する。

海水については、護岸や取水口等の複数箇所から取水することが可能な設計とする。

(2) 水の移送手段及び注水手段について

代替淡水源の水，若しくは海水の移送手段及び移送ルートを確保し，いずれの水源からでも水を供給することができる設計とする。

復水貯蔵タンクへの補給についても，淡水貯水池及び海水を水源として，移送ホース，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水消防ポンプ等により復水貯蔵タンクに補給できる設計とする。

添付書類八の下記項目参照

13. 発電所補助系

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。
- 2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

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、格納容器破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中の原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、位置的分散を図った常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、可搬型代替直流電源設備、常設代替直流電源設備及び所内常設直流電源設備を設置又は配備する。

このうち可搬型代替直流電源設備については、24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電源を供給できる設計とする。

また、所内常設直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、必要な

負荷以外を切離して，残り16時間の合計24時間にわたり給電できる設計とする。

第2項について

今回の変更申請対象外とする。

添付書類八の下記項目参照

9. 電気系

第五十八条 計装設備

発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難になった場合においても、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る。

(1) 原子炉施設の状態の推定手段

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（原子炉圧力容器内の温度、圧力、水位、原子炉圧力容器及び格納容器への注水量）の把握能力（最高計測可能範囲）を明確にし、これを超えた場合の原子炉施設の状態を推定するために有効な情報を把握できる設備を設ける。

なお、推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定める。

(2) 想定される重大事故等の対応に必要なパラメータの計測又は監視及び記録

想定される重大事故等の対応に必要なパラメータ（格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率）が計測又は監視及び記録

できる設計とする。

添付書類八の下記項目参照

8. 計装および制御

第五十九条 原子炉制御室

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

中央制御室には、重大事故が発生した場合においても、運転員がとどまることができるように以下の措置を講じた設計とする。

- (1) 中央制御室用の空調、照明等、運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備は、代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
- (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室にとどまる運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないように、遮蔽及び換気設備を設け、マスク等の放射線防護用資材を整備し、運転員等を放射線被ばくから防護する設計とする。
- (3) 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、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等ができるようにする。

添付書類八の下記項目参照

8. 計装および制御
9. 電気系
11. 放射線管理施設
13. 発電所補助系

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原子炉施設及びその周辺（原子炉施設の周辺海域を含む。）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外部放射線量率を監視、測定、記録することができる設備を設ける。当該設備については、以下の方針に基づいて設計する。

- (1) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損が発生した場合に、放出される放射性物質の濃度及び外部放射線量率を測定することができる設計とする。
- (2) モニタリング・ポストが機能喪失しても、代替し得る十分な台数の可搬型モニタリング・ポスト又は放射能観測車を配備する。
- (3) モニタリング・ポストは、代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

第 2 項について

- (1) 重大事故等が発生した場合に原子炉施設において，風向，風速等を測定，記録することができる気象観測設備を設ける。
- (2) 気象観測設備が機能喪失しても，代替し得る放射能観測車又は可搬型気象観測設備を配備する。

添付書類八の下記項目参照

8. 計装および制御
9. 電気系
11. 放射線管理施設

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項及び第2項について

重大事故等が発生し、「設置許可基準規則」第34条の規定により設置される緊急時対策所は、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、以下の方針で設計する。

- (1) 基準地震動による地震力に対し、緊急時対策所の機能を喪失しない耐震性を確保するとともに、津波による浸水影響を受けない場所に設置する。
- (2) 緊急時対策所と中央制御室は共通要因により同時に機能喪失しないように設計する。

- (3) 外部電源が喪失した場合であっても、緊急時対策所専用の交流電源により給電可能な設計とする。また、当該電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有した設計とする。
- (4) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計とする。
- (5) 緊急時対策所の居住性については、次のとおり評価する。
- a. 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とする。
 - b. プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価する。
 - c. 交代要員体制、安定よう素剤の服用、仮設設備等を適切に考慮する。
 - d. 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこととする。
- (6) 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、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等ができるようにする。
- (7) 緊急時対策所に、プラントのデータ表示システムを設置し、プラントデータの収集、確認ができる設計とする。
- 中央制御室との通信連絡については、送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備及び無線連絡設備の通信連絡設備を設けるとともに、所外必要箇所とは、加入電話設備、電力保安通信用電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び衛星電話設備を設けることにより連絡可能とする。
- (8) 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ように設計する。

添付書類八の下記項目参照

13. 発電所補助系

第六十二条 通信連絡を行うために必要な設備

発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡設備として、中央制御室及び緊急時対策所に送受話器、電力保安通信用電話設備のほか、衛星電話設備及び無線連絡設備を設置又は配備し、必要のある場所と通信連絡を行うことができる設計とする。

また、発電所と所外必要箇所との通信連絡設備として、緊急時対策所に加入電話設備、電力保安通信用電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備のほか、衛星電話設備を設置し、必要のある場所と通信連絡を行うことができる設計とする。

これらの通信連絡設備は、非常用所内電源系又は無停電電源からの給電を可能にするとともに、これらの通信連絡設備のうち携帯型の機器等については、代替電源設備から給電された蓄電池等の電源を用いることが可能な設計とする。

添付書類八の下記項目参照

- 8. 計装および制御
- 9. 電気系
- 13. 発電所補助系

2. プラント配置並びに建屋，構築物の概要

2.1 全体配置

発電所全体の配置は第 2.1-1 図に示すとおりである。原子炉建屋，タービン建屋等を設置する敷地は標高約 8m に整地されている。東海発電所の北側に原子炉及びその補機，廃棄物処理施設，ディーゼル発電機並びに中央制御室等を収容する原子炉建屋を設置する。原子炉建屋の北側には海岸線にほぼ直角にタービン建屋を設置する。タービン建屋の北側に接して主要変圧器を設置し，さらにその北側に屋内開閉所を設置する。また，タービン建屋の南側，原子炉建屋の西側に接してサービス建屋を設置する。原子炉建屋の南東側には廃棄物処理建屋及び固体廃棄物作業建屋を，タービン建屋の北東側には固体廃棄物貯蔵庫及び給水加熱器保管庫を設置する。また，原子炉建屋の南西側には使用済燃料乾式貯蔵建屋を設置する。緊急時対策所は屋内開閉所の北側に設置する。

配置計画に当たっては，予想される波浪，高潮に対して各建屋及び構築物の安全の確保，循環水ポンプの安全運転等のため，北及び南防波堤を設けその内部に復水器冷却水の取水口及び物揚場を設置する。

また，原子炉建屋等の設置された敷地に津波を流入させないため，防潮堤を設置する。

原子炉建屋の設置場所は比較的岩盤の浅い地点を選び，マンメイドロックにより砂質泥岩上に直接支持される。

2.2 建物及び構築物

2.2.8 緊急時対策所

本建屋は，屋内開閉所の北に位置し，事故又は重大事故等が発生した場合に，中央制御室以外の場所から必要な対策指令又は連絡を行うための緊急時

対策所を設置する。



第 2.1-1 図 構内配置図

4. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備

4.1 概 要

燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、新燃料貯蔵庫、使用済燃料プール（以下 4. では「燃料プール」という。）、使用済燃料乾式貯蔵設備（以下 4. では「乾式貯蔵設備」という。）、燃料取替機、原子炉建屋クレーン、除染設備等で構成する。

なお、使用済燃料の事業所外への搬出には、使用済燃料輸送容器（以下 4. では「キャスク」という。）を使用する。

新燃料貯蔵庫及び燃料プールの概要図を第 4.1-1 図に、使用済燃料乾式貯蔵容器及び支持構造物概要図を第 4.1-2 図に示す。

燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、新燃料を原子炉建屋に搬入してから炉心に装荷するまで、及び使用済燃料を炉心から取り出し事業所外へ搬出するまでの貯蔵及び取扱いを行うものである。

4.2 設計方針

(2) 冷却浄化能力

乾式貯蔵設備は、貯蔵する使用済燃料の崩壊熱を最終的な熱の逃がし場である大気に放出できる設計とする。

(6) 漏えい防止及び漏えい監視

燃料プール水の漏えいを防止するため、燃料プールには排水口を設けない設計とする。

万一の燃料プール水の漏えいを監視するため、漏えい検知装置及び燃料プール水位計を設ける設計とする。

なお、重大事故等時における燃料プールの状態を監視するため、燃料プールの水位、水温及び燃料プール付近の空間線量率が測定できる設計とす

る。これらの設備は、代替電源設備からの給電を可能とする。また、燃料プールの状態をカメラにより監視できる設計とする。

燃料プールは、原子炉建屋内に配置し、適切な雰囲気換気空調設備で維持する設計とする。また、燃料集合体落下等により放射性物質が放出された場合には、原子炉建屋で、その放散を防ぎ、原子炉建屋ガス処理系で処理する設計とする。

燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、放射線業務従事者の被ばくを合理的に達成できる限り低減する設計とする。

(8) 構造強度

燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐え得る設計とする。

また、燃料プールは、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時にも燃料プールの機能を失うような損傷を生じない設計とする。

(13) 燃料取扱場所のモニタリング

燃料取扱場所は、崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態を監視するため、放射線量の異常を検知する装置を設け、これを適切に放射線業務従事者へ伝えることができる設計とする。

4.3 主要設備

4.3.4 使用済燃料プール

燃料プールは、原子炉建屋内にあって、全炉心燃料の約 290%相当分の燃料の貯蔵が可能であり、さらに放射化された機器等の貯蔵及び取扱いができるスペースをもたせる。壁の厚さは遮蔽を考慮して十分とり、内面はステンレス鋼でライニングし、漏えいを防止する。燃料プールの水深は約 11.5m で

ある。

なお、燃料プールは通常運転中、全炉心の燃料を貯蔵できる容量を確保する。

使用済燃料貯蔵ラックは、中性子吸収材であるほう素を添加したステンレス鋼を使用するとともに適切な燃料間距離をとることにより、燃料を貯蔵容量最大で貯蔵し、かつ燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料貯蔵位置等について、想定されるいかなる場合でも実効増倍率を 0.95 以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止する。

燃料プール水の漏えいを防止するため、燃料プールには排水口を設けない。万一の燃料プール水の漏えい、又は崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態を監視するため、漏えい検知装置、燃料プール水位計、燃料プール温度計及び燃料プールエリア放射線モニタを設け、異常が検出された場合には中央制御室に警報を発する。

なお、重大事故等時における燃料プールの状態を監視するため、燃料プール水位、水温及び燃料プール付近の空間線量率を変動する可能性のある範囲にわたり測定できる。これらの設備は、代替電源設備から給電できる。また、燃料プールの状態をカメラにより監視できる。

また、燃料プール水の補給に復水貯蔵タンク水が使用できない場合には、残留熱除去系を用いてサプレッション・プール水を補給する。

キャスクピットは、燃料プールの横に別個に設け、万一のキャスク等の落下事故の場合にも、燃料プールの機能を喪失しないようにする。

なお、新燃料を燃料プールに貯蔵することもある。

4.4 主要仕様

燃料プールの主要仕様を第 4.4-1 表に、乾式貯蔵設備の主要仕様を第

4.4-2 表に示す。

4.5 試験検査

- (1) 燃料の貯蔵設備及び取扱設備の機器は、その使用前に必ず機能試験、検査を実施する。
- (2) 乾式貯蔵設備は、定期的に点検を行い、その健全性を確認する。

4.6 核燃料物質貯蔵用冷却設備

4.6.1 概要

4.6.1.1 設計基準対象施設

燃料プール冷却浄化系は、使用済燃料からの崩壊熱を熱交換器で除去して燃料プール水を冷却するとともに、ろ過脱塩装置で燃料プール水をろ過脱塩して、燃料プール、原子炉ウェル及び気水分離器等貯蔵プール水の純度、透明度を維持する。

4.6.1.2 重大事故等対処設備

代替燃料プール注水系は、燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失、又は小規模な燃料プール水の漏えいを伴う事故が発生した場合において、燃料プール内の燃料体を冷却し、放射線を遮蔽するとともに臨界を防止するために、復水貯蔵タンク水、代替淡水源の水又は海水を燃料プールへ注水する。

また、燃料プールから大量の水が漏えいし、燃料プールの水位を維持できない場合に、燃料体の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するとともに環境への放射性物質放出を可能な限り低減するため、復水貯蔵タンク水、代替淡水源の水又は海水を燃料プールへスプレイし、スプレイ水の蒸発潜熱で使用済燃料の崩壊熱を除去する。

4.6.2 設計方針

4.6.2.1 設計基準対象施設

(1) 冷却浄化能力

燃料プール冷却浄化系は、燃料プール内に貯蔵する使用済燃料からの崩壊熱を除去でき、かつ燃料プールの水中及び水面上の不純物を除去できる設計とする。

計画取り出し量以上の使用済燃料を燃料プールに貯蔵した場合、又は燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した場合等には残留熱除去系を使用できる設計とする。

燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系等を経て、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。

(2) 漏えい防止

燃料プールに接続された配管には真空破壊弁を設け、配管が破損しても、燃料プール水が流出しない設計とする。

(3) 構造強度

燃料プール冷却浄化系は、地震荷重等適切な組合せを考慮しても強度上耐え得る設計とする。

(4) 試験又は検査

燃料プール冷却浄化系のうち安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査を行うことができる設計とする。

4.6.2.2 重大事故等対処設備

(1) 耐環境性

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できる設計とする。

(2) 操作性

重大事故等が発生した場合においても、確実に操作できる設計とする。

(3) 試験又は検査

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試験又は検査ができる設計とする。

(4) 系統切り替え

重大事故等に対処するため、設計基準事故対処設備を本来の用途以外に使用する場合は、通常使用する系統から速やかに切り替えられるように考慮する。

(5) 悪影響防止

他の設備に悪影響を及ぼさないように考慮する。

(6) 設置場所の選定及び遮蔽物の設置

重大事故等時に必要な操作及び復旧作業を行うことができるように、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適切な措置を講じる。

(7) 容量

想定する重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とする。

(8) 多様性

代替する設備の機能が喪失した場合にも、それらの機能を代替できるよう可能な限り多様性を有する設計とする。

(9) 接続口

可搬型重大事故等対処設備は、容易かつ確実に接続でき、接続口をそれぞれ異なる複数の場所に設置することにより共通の要因によって接続する

ことができなくなること防止する設計とする。

(10) 保管場所

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波による影響を考慮した上で、常設重大事故等対処設備と異なる場所に保管する。

(11) アクセスルートの確保

重大事故等時に、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に、発電所内の道路及び通路が確保できるように、重機を配備する。

(12) 全交流動力電源が喪失した場合でも、代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(13) 燃料プール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燃料プールへ注水する設計とする。

(14) 燃料プール内の燃料体の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するとともに、環境への放射性物質放出を可能な限り低減するため、燃料プール内の燃料体等に直接スプレイし、燃料等の崩壊熱を除去する設計とする。

4.6.3 主要設備の仕様

4.6.3.1 設計基準対象施設

燃料プール冷却浄化系主要仕様を第 4.6-1 表に示す。

4.6.3.2 重大事故等対処設備

代替燃料プール注水系（常設）主要仕様を第 4.6-2 表に、代替燃料プール注水系（可搬型）主要仕様を第 4.6-3 表に示す。

4.6.4 主要設備

4.6.4.1 設計基準対象施設

燃料プール冷却浄化系は、ポンプ、熱交換器、ろ過脱塩装置、計測制御装置等で構成され、使用済燃料からの崩壊熱を熱交換器で除去して燃料プール水を冷却するとともに、ろ過脱塩装置で燃料プール水をろ過脱塩して、燃料プール、原子炉ウェル及び気水分離器等貯蔵プール水の純度、透明度を維持する。

燃料プール冷却浄化系は、原子炉ウェルと燃料プールを仕切るプールゲートを閉じた時点で炉心から取り出した燃料1回分の取替量から発生する崩壊熱とそれ以前の燃料取替で取り出した使用済燃料から発生する崩壊熱の合計として定義する通常最大熱負荷をこの系の熱交換器で除去し、プール水温が52℃を超えないようにする。また、サイクル末期における全炉心の崩壊熱とそれ以前の燃料取替により取り出した使用済燃料から発生する崩壊熱の合計として定義する最大熱負荷は、残留熱除去系を併用して除去し、プール水温を65℃以下に保つようにする。

燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系等を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。

燃料プールからスキマ堰を越えてスキマサージタンクに流出する燃料プール水は、ポンプで昇圧し、熱交換器、ろ過脱塩装置を通した後、燃料プールのディフューザから吐出する。また、原子炉ウェルのディフューザからも吐出できる。燃料プールに入る配管には真空破壊弁を設け、サイフォン効果により、燃料プール水が流出しないようにする。

燃料プール冷却浄化系は、スキマ堰を越えてスキマサージタンクに流出する水をポンプで循環させるので、この系の破損時にも燃料プール水位はスキマ堰より低下することはない。

スキマサージタンクには、補給水ラインを設け、補給できるようにする。

燃料プール冷却浄化系の系統概要図を第 4.6-1 図に示す。

4.6.4.2 重大事故等対処設備

4.6.4.2.1 代替燃料プール注水系（常設）

代替燃料プール注水系（常設）は、常設低圧代替注水ポンプ等で構成し、燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失、又は燃料プール水の漏えいを伴う事故が発生した場合に、復水貯蔵タンク水を燃料プールへ注水し、燃料プールの水位を維持する機能を有する。

また、燃料プールから大量の水が漏えいし、燃料プールの水位を維持できない場合に、燃料プール内の燃料体の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質放出を可能な限り低減するため、復水貯蔵タンク水を燃料プールへスプレイし、スプレイ水の蒸発潜熱で使用済燃料の崩壊熱を除去する機能を有する。

本系統は、全交流動力電源が喪失した場合でも、常設代替交流電源設備から給電が可能である。

なお、本系統で使用する常設低圧代替注水ポンプは、「6.5 非常用炉心冷却系」に記載する低圧代替注水系（常設）、「12.6 圧力抑制形格納容器の補助系」に記載する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器頂部注水系（常設）、並びに格納容器下部注水系（常設）と兼用する。

代替燃料プール注水系（常設）の系統概要を第 4.6-2 図に示す。

4.6.4.2.2 代替燃料プール注水系（可搬型）

代替燃料プール注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水消防ポンプ、接続口、スプレイノズル等で構成し、燃料プールの冷

却機能若しくは注水機能が喪失，又は小規模な燃料プール水の漏えいを伴う事故が発生した場合に，代替淡水源の水又は海水を燃料プールへ注水し，燃料プールの水位を維持する機能を有する。

また，燃料プールから大量の水が漏えいし，燃料プールの水位を維持できない場合に，燃料プール内の燃料体の著しい損傷の進行を緩和し，及び臨界を防止するとともに，環境への放射性物質放出を可能な限り低減するため，代替淡水源の水又は海水を燃料プールへスプレイし，スプレイ水の蒸発潜熱で使用済燃料の崩壊熱を除去する機能を有する。

可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水消防ポンプの接続口は，共通の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に，複数の場所に設置する。

なお，本システムで使用する可搬型代替注水中型ポンプは，「6.4 残留熱除去系」に記載する代替残留熱除去系海水系，「6.5 非常用炉心冷却系」に記載する低圧代替注水系（可搬型），「12.6 圧力抑制形格納容器の補助系」に記載する代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器頂部注水系（可搬型），並びに格納容器下部注水系（可搬型）と兼用する。また，本システムで使用する可搬型代替注水消防ポンプは，「6.5 非常用炉心冷却系」に記載する低圧代替注水系（可搬型）と兼用する。

代替燃料プール注水系（可搬型）の系統概要を第 4.6-3 図に示す。

4.6.5 試験検査

4.6.5.1 設計基準対象施設

燃料プール冷却浄化系については，定期的な試験又は検査を行うことにより，その機能の健全性を確認する。

4.6.5.2 重大事故等対処設備

代替燃料プール注水系については、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

第 4.6-2 表 代替燃料プール注水系（常設）主要仕様

(1) 常設低圧代替注水ポンプ

台	数	2
容	量	約 200m ³ ／h／台
揚	程	約 200m

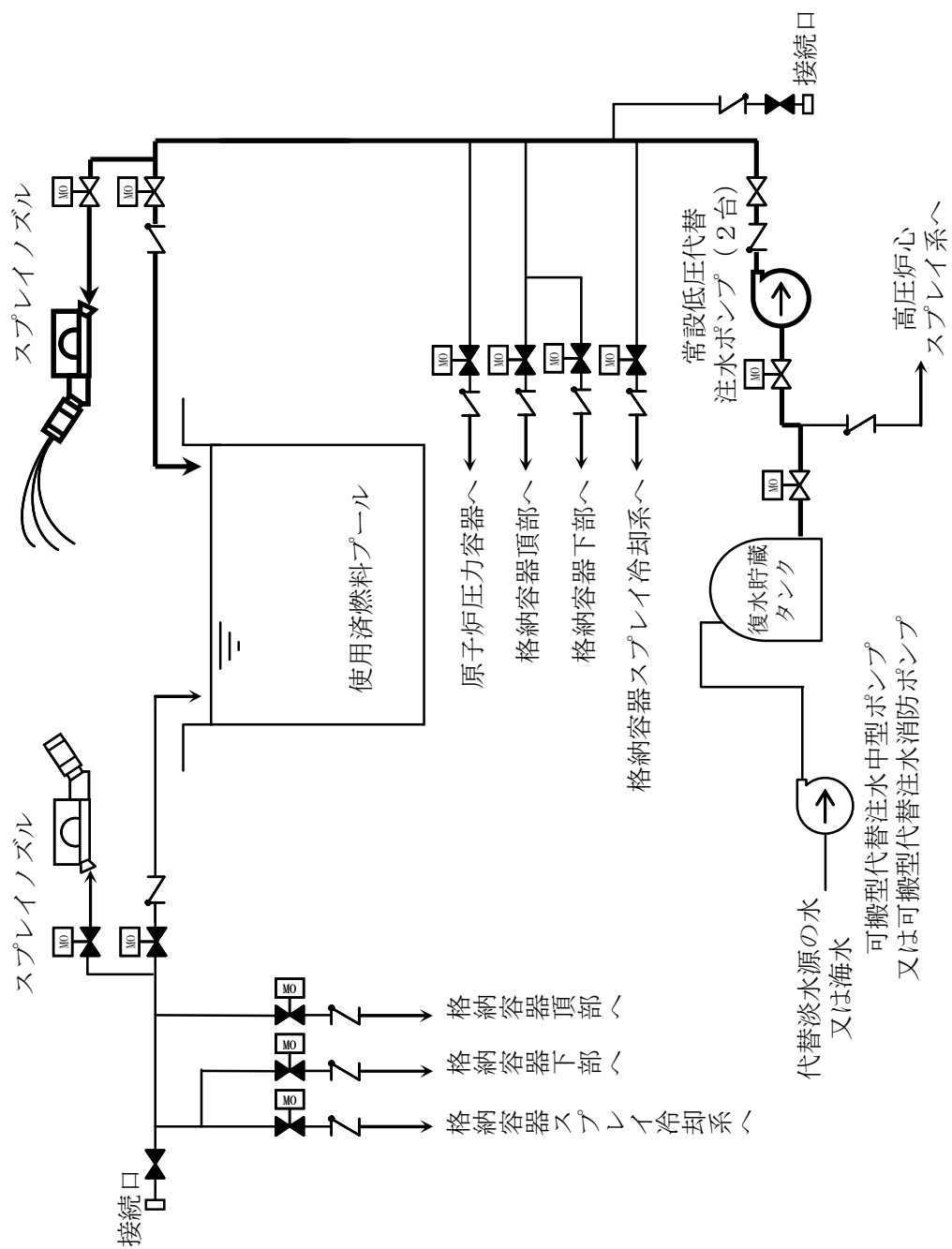
第 4.6-3 表 代替燃料プール注水系（可搬型）主要仕様

(1) 可搬型代替注水中型ポンプ

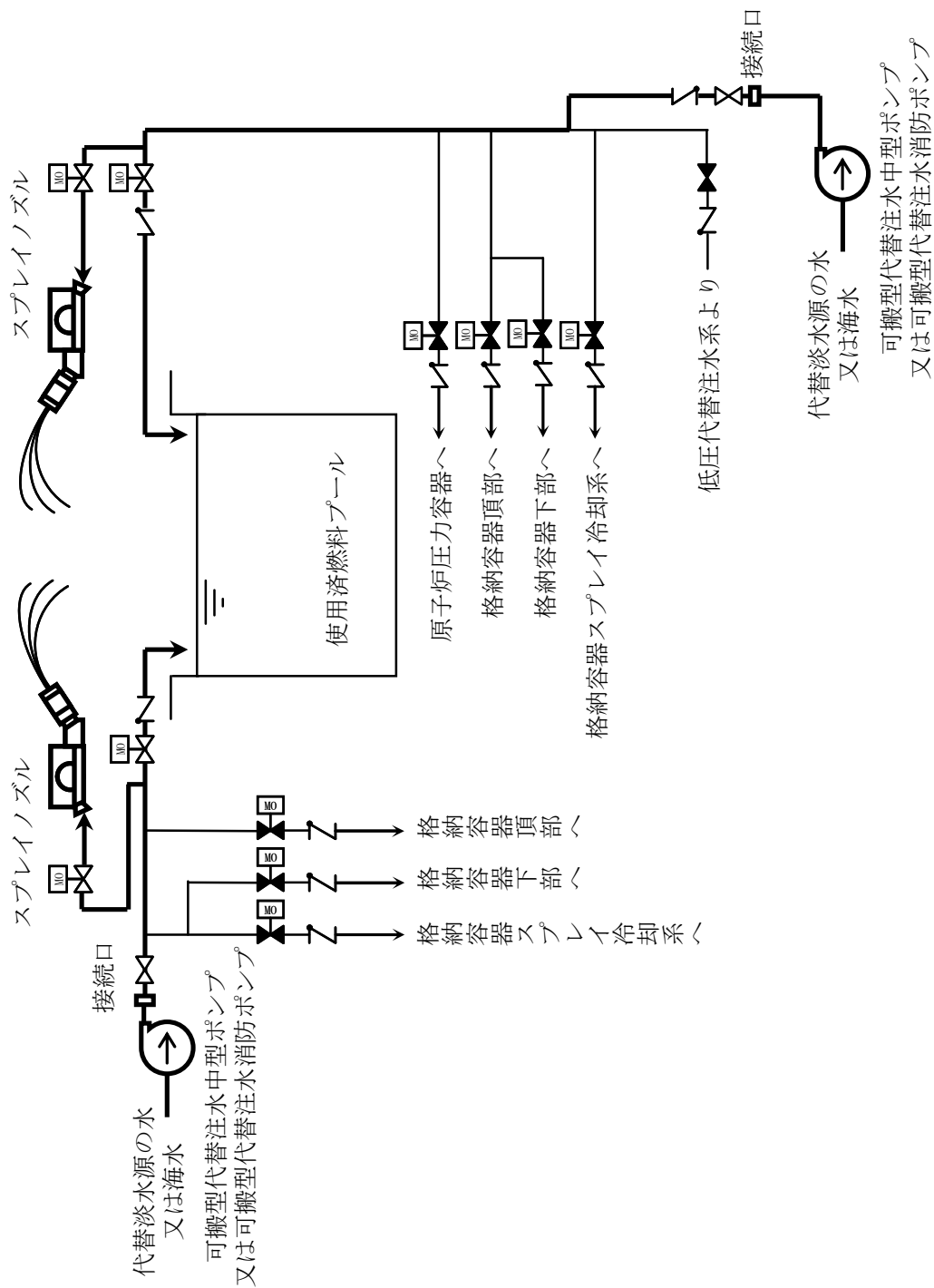
台	数	8（うち 7 台は予備）
容	量	〔標準型〕 約 240m ³ ／h／台 (吐出圧力 0.8MPa [gage] において)

(2) 可搬型代替注水消防ポンプ

台	数	2
容	量	約 168m ³ ／h／台 (吐出圧力 0.85MPa [gage] において)



第 4.6-2 図 代替燃料プール注水系（常設）系統概要図



第 4.6-3 図 代替燃料プール注水系（可搬型）系統概要図

5. 再循環系および主蒸気系

5.3 主蒸気系

(2) 主蒸気隔離弁

a. 設置目的

次のような場合、主蒸気隔離弁を閉鎖する必要がある。

- i) ドライウェル内で再循環回路破断のような事故があった場合に、燃料の破損により放射性気体が主蒸気管を通して復水器空気抽出器から大気中へ放出されるのを防ぐため主蒸気回路を閉鎖する。
- ii) 主蒸気管が破断した場合、原子炉冷却材が過剰に放出され、冷却材喪失事故とならないように主蒸気回路を閉鎖する。
- iii) 運転中原子炉炉心内の被覆材に欠陥を持った燃料があると、放射性核分裂生成物が主冷却材中に漏出し、タービン－復水器－空気抽出器を通して大気中へ放出されることになる。したがって、欠陥を持った燃料が多くなると隔離弁を閉鎖する。
- iv) 運転中圧力制御装置の誤動作により、タービン蒸気加減弁あるいはタービン・バイパス弁が全開し、原子炉圧力が急速に低下するのを防ぐため、隔離弁を閉鎖する。
- v) 復水器の真空度が低下した場合、タービン、復水器の保護及び放射性物質の外部への放出を防ぐため、隔離弁を閉鎖する。

上記のような弁の閉鎖が必要になった場合は、次のような現象を検出し、弁閉鎖の信号が出される。

- i) の場合：原子炉水位異常低下
- ii) の場合：主蒸気流量高、主蒸気管トンネル温度高
- iii) の場合：主蒸気管放射能高
- iv) の場合：主蒸気管圧力低

v) の場合：復水器真空度低

(3) 逃がし安全弁

c. 自動減圧機能

自動減圧機能は、「6.5 非常用炉心冷却系」の一部であり、原子炉水位異常低下とドライウェル圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して弁を強制的に開放し、中小破断事故時に原子炉圧力をすみやかに低下させて、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系の早期の注水をうながす（「6.5.4 自動減圧系」参照）。18 個の逃がし安全弁のうち、7 個がこの機能を有している。

さらに、自動減圧機能が期待できない場合においても、原子炉水位異常低下の信号から時間遅れで逃がし安全弁 2 個を作動させる過渡時自動減圧機能を有する。

また、上記機能とは別に、原子炉停止後、熱除去源としての復水器が何らかの原因で使用不能の場合に、原子炉の崩壊熱により発生した蒸気を除去するため、中央制御室からの遠隔手動操作で弁を開放し、原子炉圧力を制御することができる。

逃がし安全弁

型 式 バネ式（アクチュエータ付）

個 数 18 個

吹出し圧力

弁個数

容量／個

（吹出し圧力×1.03 において）

（安全弁）	7.79MPa [gage]	2 個	385.2t／h
	8.10 "	4 個	400.5 "
	8.17 "	"	403.9 "
	8.24 "	"	407.2 "
	8.31 "	"	410.6 "

吹出し圧力

弁個数

容量／個

（吹出し圧力において）

（逃がし弁）	7.37MPa [gage]	2 個	354.6t／h
	7.44 "	4 個	357.8 "
	7.51 "	"	361.1 "
	7.58 "	"	364.3 "
	7.65 "	"	367.6 "

5.4 弁類

圧力容器及び一次冷却材設備に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系に関して原則として、次のとおり隔離弁を設ける。

- a. 通常時開及び事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- b. 通常時又は事故時開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉の場合は原子炉側からみて 2 個の隔離弁
- c. 通常時閉及び事故時閉のうち b. 以外の場合は 1 個の隔離弁
- d. 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開の非常用炉心冷却系等は a. に準じる。

ここで「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

6. 原子炉補助系

6.4 残留熱除去系

6.4.1 原子炉停止時冷却系

6.4.1.1 概 要

6.4.1.1.1 設計基準対象施設

原子炉停止時冷却系は、原子炉停止後、炉心崩壊熱及び原子炉容器、配管、冷却材中の保有熱を除去して、原子炉を冷却するためのものである。炉心は原子炉停止直後には復水器で冷却され、原子炉温度が十分低下した後、原子炉停止時冷却系によって冷却される。

6.4.1.1.2 重大事故等対処設備

代替残留熱除去系海水系は、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格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するために、海水を残留熱除去系海水系に送水し、最終的な熱の逃がし場に熱を輸送する。

6.4.1.2 設計方針

6.4.1.2.1 設計基準対象施設

(1) 冷却浄化能力

原子炉停止時冷却系は、原子炉温度を約 52℃に下げこの温度に維持することができるように設計されている。52℃の温度は燃料装荷、取替え、あるいは原子炉 1 次系機器の保守が行われるための最高温度である。

6.4.1.2.2 重大事故等対処設備

(1) 耐環境性

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できる設計とする。

(2) 操作性

重大事故等が発生した場合においても，確実に操作できる設計とする。

(3) 試験又は検査

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試験又は検査ができる設計とする。

(4) 系統切り替え

重大事故等に対処するため，設計基準事故対処設備を本来の用途以外に使用する場合は，通常使用する系統から速やかに切り替えられるように考慮する。

(5) 悪影響防止

他の設備に悪影響を及ぼさないように考慮する。

(6) 設置場所の選定及び遮蔽物の設置

重大事故等時に必要な操作及び復旧作業を行うことができるように，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適切な措置を講じる。

(7) 容 量

想定する重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とする。

(8) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

多重性又は多様性及び独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

(9) 接続口

可搬型重大事故等対処設備は、容易かつ確実に接続でき、接続口をそれぞれ異なる複数の場所に設置することにより共通の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設計とする。

(10) 保管場所

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波の影響の受けない場所に保管する。

(11) アクセスルートの確保

重大事故等時に、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に、発電所内の道路及び通路が確保できるように、重機を配備する。

(12) 残留熱除去系熱交換器で交換する熱を最終ヒートシンクである海に輸送できる設計とする。

(13) サプレッション・プールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に系統へ繋ぎ込み、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送ができる設計とする。

6.4.1.3 主要設備の仕様

6.4.1.3.1 設計基準対象施設

設備の主要機器仕様は、「6.4 残留熱除去系」に記載の設計仕様のとおり。

6.4.1.3.2 重大事故等対処設備

代替残留熱除去系海水系主要仕様を第 6.4-1 表に示す。

6.4.1.4 主要設備

6.4.1.4.1 設計基準対象施設

原子炉停止時冷却系の運転系統は第 6.4-1 図のようになっており，原子炉水は再循環回路再循環ポンプ入口側から残留熱除去系のポンプ及び熱交換器を経て再循環回路再循環ポンプ出口側に戻される。熱交換器は残留熱除去系海水ポンプによって冷却される。原子炉圧力容器頂部冷却系が原子炉停止時冷却系から分岐され原子炉圧力容器の頂部を冷却する。

6.4.1.4.2 重大事故等対処設備

代替残留熱除去系海水系は，可搬型代替注水中型ポンプ等で構成する。

残留熱除去系海水系の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，地震，津波の影響を受けない場所に配備する可搬型代替注水中型ポンプ等を原子炉施設の近傍に運搬し，専用の接続口に接続し，現場での手動操作により運転を開始する。

なお，本系統で使用する可搬型代替注水中型ポンプ（標準型）は，「4.6 核燃料物質貯蔵用冷却設備」に記載する代替燃料プール注水系（可搬型），「6.5 非常用炉心冷却系」に記載する低圧代替注水系（可搬型），「12.6 圧力抑制形格納容器の補助系」に記載する代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器頂部注水系（可搬型），並びに格納容器下部注水系（可搬型）と兼用する。

代替残留熱除去系海水系の系統概要を第 6.4-4 図に示す。

6.4.1.5 試験検査

6.4.1.5.1 設計基準対象施設

原子炉停止時冷却系は，定期的な試験又は検査を行うことにより，その機

能の健全性を確認する。

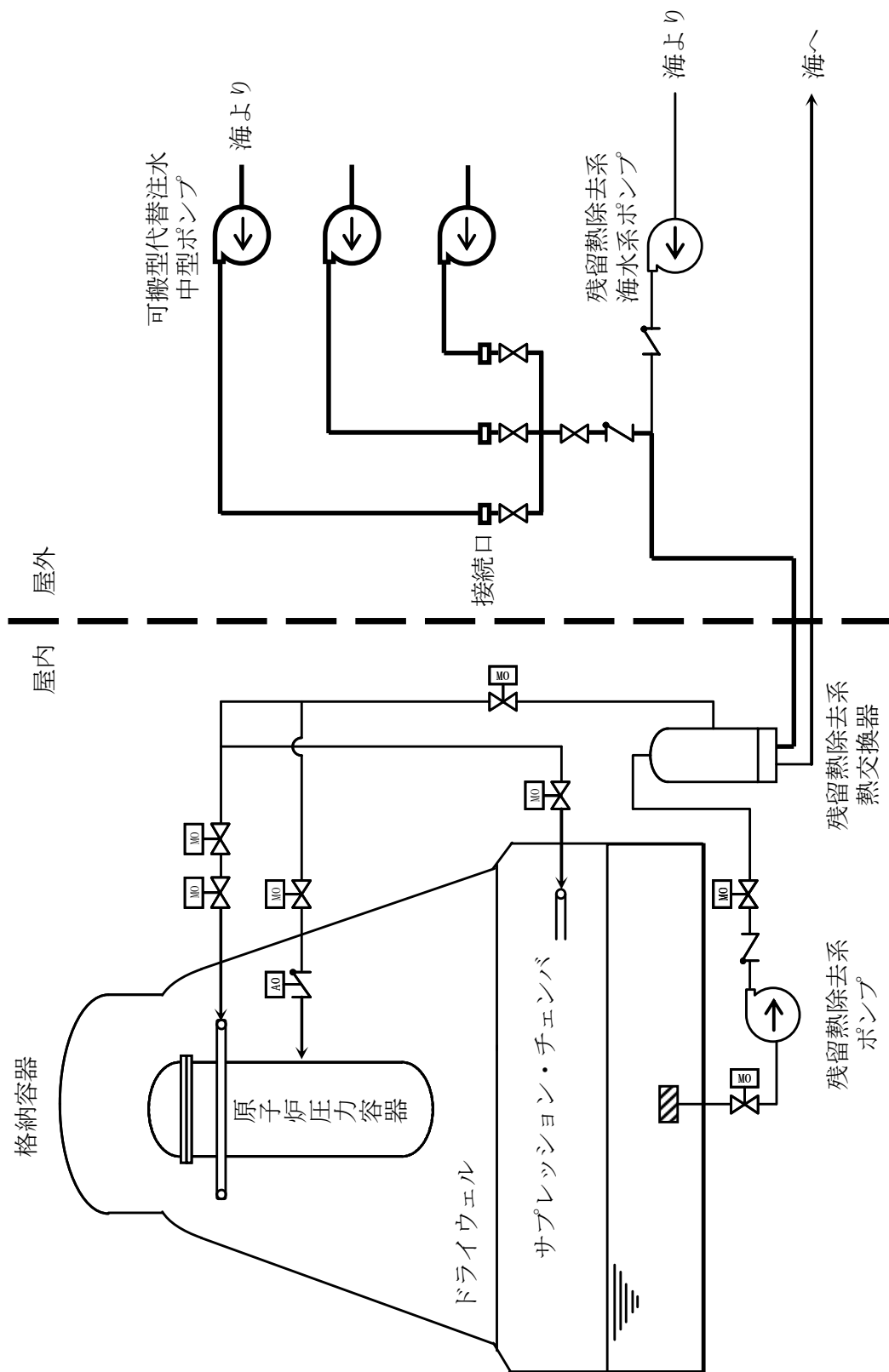
6.4.1.5.2 重大事故等対処設備

代替残留熱除去系海水系は、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

第 6.4-1 表 代替残留熱除去系海水系主要仕様

可搬型代替注水中型ポンプ

台 数	9（うち 3 台は予備）
容 量	〔標準型〕 約 $240\text{m}^3/\text{h}$ ／台 (吐出圧力 0.8MPa [gage] において) 〔大容量型〕 約 $270\text{m}^3/\text{h}$ ／台 (吐出圧力 0.7MPa [gage] において)



第 6.4-4 図 代替残留熱除去系海水系系統概要図

6.5 非常用炉心冷却系

6.5.1 低圧炉心スプレイ系

6.5.1.1 概 要

6.5.1.1.1 設計基準対象施設

低圧炉心スプレイ系は、サプレッション・プール水を炉心上にとりつけられたスパージャ・ヘッダのノズルから、燃料集合体上にスプレイすることによって、炉心を冷却する。この後の崩壊熱等の除去は、「12.6.3 格納容器スプレイ冷却系」に記述するように残留熱除去系の熱交換器によって行なわれる。

6.5.1.1.2 重大事故等対処設備

低圧代替注水系は、設計基準事故対処設備の有する原子炉の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために、復水貯蔵タンク水、代替淡水源の水、若しくは海水を原子炉に注水する。

6.5.1.2 設計方針

6.5.1.2.1 設計基準対象施設

低圧炉心スプレイ系は、燃料被覆材の大破損及びジルコニウム－水反応を無視しうる程度におさえる容量をもっている。

本系統には、ポンプ吐出側からサプレッション・プールへ戻す配管が設けられているので、原子炉運転中でも、ポンプを運転してサプレッション・プール水を循環することによって、循環試験が定期的にできる。

6.5.1.2.2 重大事故等対処設備

(1) 耐環境性

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できる設計とする。

(2) 操作性

重大事故等が発生した場合においても，確実に操作できる設計とする。

(3) 試験又は検査

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試験又は検査ができる設計とする。

(4) 系統切り替え

重大事故等に対処するため，設計基準事故対処設備を本来の用途以外に使用する場合は，通常使用する系統から速やかに切り替えられるように考慮する。

(5) 悪影響防止

他の設備に悪影響を及ぼさないように考慮する。

(6) 設置場所の選定及び遮蔽物の設置

重大事故等に必要な操作及び復旧作業を行うことができるように，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適切な措置を講じる。

(7) 容量

想定する重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とする。

(8) 多様性及び独立性並びに位置的分散

多様性及び独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

(9) 接続口

可搬型重大事故等対処設備は、容易かつ確実に接続でき、接続口をそれぞれ異なる複数の場所に設置することにより共通の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設計とする。

(10) 保管場所

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波による影響を考慮した上で、常設重大事故等対処設備と異なる場所に保管する。

(11) アクセスルートの確保

重大事故等時に、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に、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、重機を配備する。

(12) 全交流動力電源が喪失した場合でも、代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

6.5.1.3 主要設備の仕様

6.5.1.3.1 設計基準対象施設

設備の主要機器仕様を以下に示す。

系統数	1
系統設計流量	約 1,440t/h
系統最高使用温度	100℃
系統最高使用圧力	4.1MPa [gage]
ポンプ	
形 式	たて形電動うず巻式
台 数	1
流 量	約 1,440t/h

全 揚 程	約 205m
材 質	ケーシング：鋳 鋼
	軸：ステンレス鋼
	翼：ステンレス鋼

6.5.1.3.2 重大事故等対処設備

低圧代替注水系主要機器仕様を第 6.5-1 表に示す。

6.5.1.4 主要設備

6.5.1.4.1 設計基準対象施設

低圧炉心スプレイ系は、第 6.5-1 図に示すように、サプレッション・プール水を炉心上にとりつけられたスパージャ・ヘッダのノズルから、燃料集合体上にスプレイすることによって、炉心を冷却する。スプレイされた水は炉心の約 2/3 を再び浸す。その後ジェット・ポンプ混合室上端から溢れ出た水は、破断口から溢流しドライウェル底部にたまり、水位がベント管口に達すると、サプレッション・プールにもどり、再びスプレイ水として循環する。

6.5.1.4.2 重大事故等対処設備

6.5.1.4.2.1 低圧代替注水系（常設）

低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水ポンプ等で構成し、全交流動力電源が喪失した場合でも、常設代替交流電源設備からの給電により、中央制御室からの手動操作によって運転が可能であり、復水貯蔵タンクを水源に原子炉へ注水する。本系統は、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）が機能しない場合に、炉心を冷却する機能を有する。

なお、本系統で使用する常設低圧代替注水ポンプは、「4.6 核燃料物質

貯蔵用冷却設備」に記載する代替燃料プール注水系（常設），「12.6 圧力抑制形格納容器の補助系」に記載する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器頂部注水系（常設），並びに格納容器下部注水系（常設）と兼用する。

低圧代替注水系（常設）の系統概要を第 6.5－3 図に示す。

6.5.1.4.2.2 低圧代替注水系（可搬型）

低圧代替注水系（可搬型）は，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水消防ポンプ，接続口等からなり，全交流動力電源が喪失した場合でも，代替淡水源の水，若しくは海水を原子炉に注水し，炉心を冷却する機能を有する。

可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水消防ポンプの接続口は，共通の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に，複数の場所に設置する。

なお，本系統で使用する可搬型代替注水中型ポンプは，「4.6 核燃料物質貯蔵用冷却設備」に記載する代替燃料プール注水系（可搬型），「6.4 残留熱除去系」に記載する代替残留熱除去系海水系，「12.6 圧力抑制形格納容器の補助系」に記載する代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器頂部注水系（可搬型），並びに格納容器下部注水系（可搬型）と兼用する。また，本系統で使用する可搬型代替注水消防ポンプは，「4.6 核燃料物質貯蔵用冷却設備」に記載する代替燃料プール注水系（可搬型）と兼用する。

低圧代替注水系（可搬型）の系統概要を第 6.5－4 図に示す。

6.5.1.5 試験検査

6.5.1.5.1 設計基準対象施設

低圧炉心スプレイ系については、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

6.5.1.5.2 重大事故等対処設備

低圧代替注水系については、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

6.5.2 低圧注水系

6.5.2.1 概要

6.5.2.1.1 設計基準対象施設

低圧注水系は、サブプレッション・プール水をポンプを介して直接圧力容器シュラウド内に注入し、炉心水位を炉心の約 $2/3$ の高さまで回復させ水浸けすることにより炉心を冷却する。

6.5.2.1.2 重大事故等対処設備

「6.5.1 低圧炉心スプレイ系」に記載する低圧代替注水系のとおり。

6.5.2.2 設計方針

6.5.2.2.1 設計基準対象施設

低圧注水系ポンプは、原子炉水位異常低下信号あるいはドライウェル圧力高信号で作動を開始し、炉心が $2/3$ まで冠水されると、注水量はジェット・ポンプ等からの漏えいに出ていくものを補う程度でよく、このためには再循環配管破断の場合でもポンプ1台で十分である。

本系統には残留熱除去系として、ポンプ吐出側からサブプレッション・プールに戻す配管が設けられていて、原子炉運転中でもポンプを運転して、サブプレッション・プール水を循環する試験が定期的に行えるようになっている。

また、外部電源喪失時でも各ポンプは非常用ディーゼル発電機によって起動することができる。

6.5.2.2.2 重大事故等対処設備

「6.5.1 低圧炉心スプレイ系」に記載する低圧代替注水系のとおり。

6.5.2.3 主要設備の仕様

6.5.2.3.1 設計基準対象施設

設備の主要機器仕様は、「6.4 残留熱除去系」に記載の設計仕様のとおり。

6.5.2.3.2 重大事故等対処設備

「6.5.1 低圧炉心スプレイ系」に記載する低圧代替注水系のとおり。

6.5.2.4 主要設備

6.5.2.4.1 設計基準対象施設

低圧注水系の運転系統は第 6.4-2 図のようになっており、低圧注水系はサブプレッション・プール水をポンプを介して直接圧力容器シュラウド内に注入し、炉心水位を炉心の約 2/3 の高さまで回復させ水浸けすることにより炉心を冷却する。

6.5.2.4.2 重大事故等対処設備

「6.5.1 低圧炉心スプレイ系」に記載する低圧代替注水系のとおり。

6.5.2.5 試験検査

6.5.2.5.1 設計基準対象施設

低圧注水系については、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

6.5.2.5.2 重大事故等対処設備

「6.5.1 低圧炉心スプレイ系」に記載する低圧代替注水系のとおり。

6.5.3 高圧炉心スプレイ系

6.5.3.1 概 要

6.5.3.1.1 設計基準対象施設

高圧炉心スプレイ系は、サプレッション・プール水を炉心上にとりつけられたスパージャ・ヘッダのノズルから、燃料集合体上にスプレイすることによって、炉心を冷却する。

高圧炉心スプレイ系は、専用の母線及びディーゼル発電機により作動する。

6.5.3.1.2 重大事故等対処設備

原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系は、設計基準事故対処設備の有する原子炉の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために、復水貯蔵タンク水又はサプレッション・プール水を原子炉に注水する。

6.5.3.2 設計方針

6.5.3.2.1 設計基準対象施設

高圧炉心スプレイ系は、小配管破断から最大配管破断に至るまでのすべての破断面積に対して単独で被覆材の大破損及びジルコニウム－水反応を防止できる容量をもっている。すなわち中小破断に対しては、水位の確保と減圧、大破断に対してはスプレイ冷却によってその機能を果す。

水源としては、復水貯蔵タンクを使用するが、復水貯蔵タンク水位が低下すると自動的にサブプレッション・プール水に切替るようになっている。

高圧炉心スプレイ系には、ポンプ吐出側から復水貯蔵タンクへ戻す配管が設けられていて、原子炉運転中でもポンプを運転して水を循環させ試験が定期的にできる。

6.5.3.2.2 重大事故等対処設備

(1) 耐環境性

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できる設計とする。

(2) 操作性

重大事故等が発生した場合においても、確実に操作できる設計とする。

(3) 試験又は検査

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試験又は検査ができる設計とする。

(4) 系統切り替え

重大事故等に対処するため、設計基準事故対処設備を本来の用途以外に使用する場合は、通常使用する系統から速やかに切り替えられるように考

慮する。

(5) 悪影響防止

他の設備に悪影響を及ぼさないように考慮する。

(6) 設置場所の選定及び遮蔽物の設置

重大事故等に必要な操作及び復旧作業を行うことができるように、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適切な措置を講じる。

(7) 容量

想定する重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とする。

(8) 多様性

代替する設備の機能が喪失した場合にも、それらの機能を代替できるよう可能な限り多様性を有する設計とする。

(9) 機能喪失対策

全交流動力電源が喪失し、さらに所内常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により、原子炉隔離時冷却系の起動及び高圧注水が必要な期間にわたって運転を継続することができる設計とする。

(10) 現場操作

現場での手動操作により、原子炉隔離時冷却系を起動し、高圧注水が必要な期間にわたって運転を継続することができる設計とする。

(11) 更なる信頼性向上

高圧代替注水系により、全交流動力電源が喪失し、さらに所内常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により、高圧状態の原子炉に注水できる設計とする。なお、現場での手動操作も可能な設計とする。

6.5.3.3 主要設備の仕様

6.5.3.3.1 設計基準対象施設

設備の主要機器仕様を以下に示す。

系統数	1
系統設計流量	約 1,440t/h
系統最高使用温度	100℃
系統最高使用圧力	10.6MPa [gage]
ポンプ	
形 式	多段たて形式
台 数	1
流 量	約 1,440t/h
全 揚 程	約 257m
材 質	ケーシング：鋳 鋼
	軸：ステンレス鋼
	翼：ステンレス鋼

6.5.3.3.2 重大事故等対処設備

高圧代替注水系主要機器仕様を第 6.5-2 表に示す。

6.5.3.4 主要設備

6.5.3.4.1 設計基準対象施設

高圧炉心スプレイ系は、第 6.5-2 図に示すように、サブプレッション・プール水を炉心上にとりつけられたスパージャ・ヘッダのノズルから、燃料集合体上にスプレイすることによって、炉心を冷却する。

6.5.3.4.2 重大事故等対処設備

6.5.3.4.2.1 原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源が喪失し、さらに所内常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により、高圧注水が必要な期間にわたって運転を継続することができる。仮に、これらの代替電源設備が機能しない場合であっても、現場での手動操作により、高圧注水が必要な期間にわたって運転を継続することができる。

6.5.3.4.2.2 高圧代替注水系

高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプ1台、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合において、炉心を冷却する機能を有する。

本系統は、全交流動力電源が喪失し、さらに所内常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により、中央制御室から手動操作によって、復水貯蔵タンク水又はサプレッション・プール水を原子炉へ注水する。仮に、これらの代替電源設備が機能しない場合でも、現場での手動操作により、高圧注水が必要な期間にわたって、運転を継続する機能を有する。

高圧代替注水系の系統概要を第6.5-5図に示す。

6.5.3.5 試験検査

6.5.3.5.1 設計基準対象施設

高圧炉心スプレイ系については、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

6.5.3.5.2 重大事故等対処設備

原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系については、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

6.5.4 自動減圧系

自動減圧系は「5.3 主蒸気系」で述べた逃がし安全弁 7 個からなり、このうち 6 個の逃がし安全弁が作動すれば、中小破断の原子炉冷却材喪失時に原子炉蒸気をサブプレッション・プールへ逃がし原子炉圧力をすみやかに低下させて低圧炉心スプレイ系あるいは低圧注水系による注水を早期に可能とし、燃料被覆材の大破損を防止しジルコニウム-水反応を無視しうる程度に抑えることができる。この系統は原子炉水位異常低下、ドライウェル圧力高の同時信号により作動する。

さらに、自動減圧機能が期待できない場合においても、原子炉水位異常低下の信号から時間遅れで逃がし安全弁 2 個を作動させる過渡時自動減圧機能を有する。

以下に自動減圧系の主要な設計仕様を示す。

弁個数 7 個（各々約 16.7%容量）

弁容量 （各々）約 360t/h（7.76MPa・d において）

第 6.5-1 表 低圧代替注水系主要機器仕様

(1) 常設低圧代替注水ポンプ

台	数	2
容	量	約 200m ³ ／h／台
揚	程	約 200m

(2) 可搬型代替注水中型ポンプ

台	数	8（うち 7 台は予備）
容	量	〔標準型〕 約 240m ³ ／h／台 (吐出圧力 0.8MPa [gage] において)

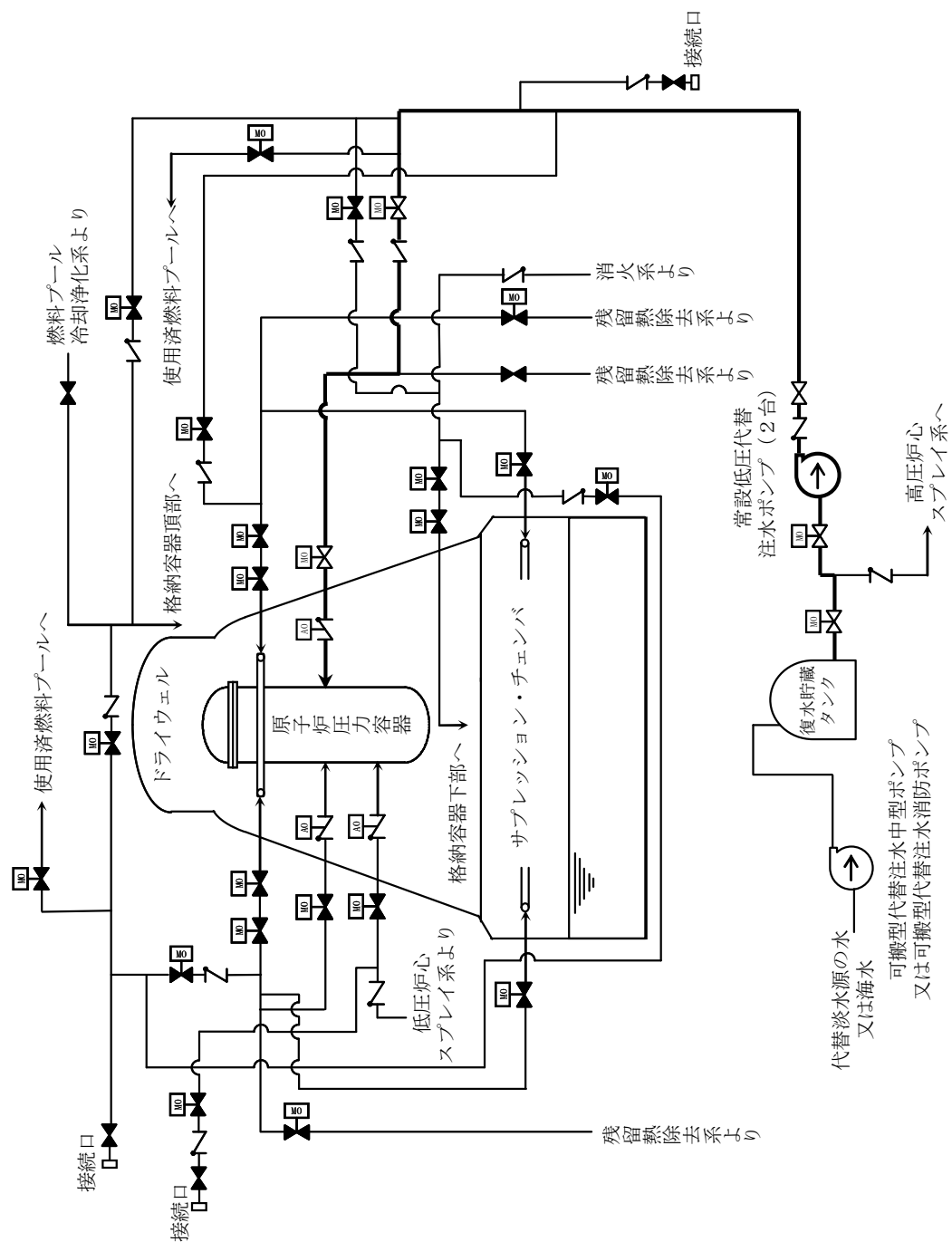
(3) 可搬型代替注水消防ポンプ

台	数	2
容	量	約 168m ³ ／h／台 (吐出圧力 0.85MPa [gage] において)

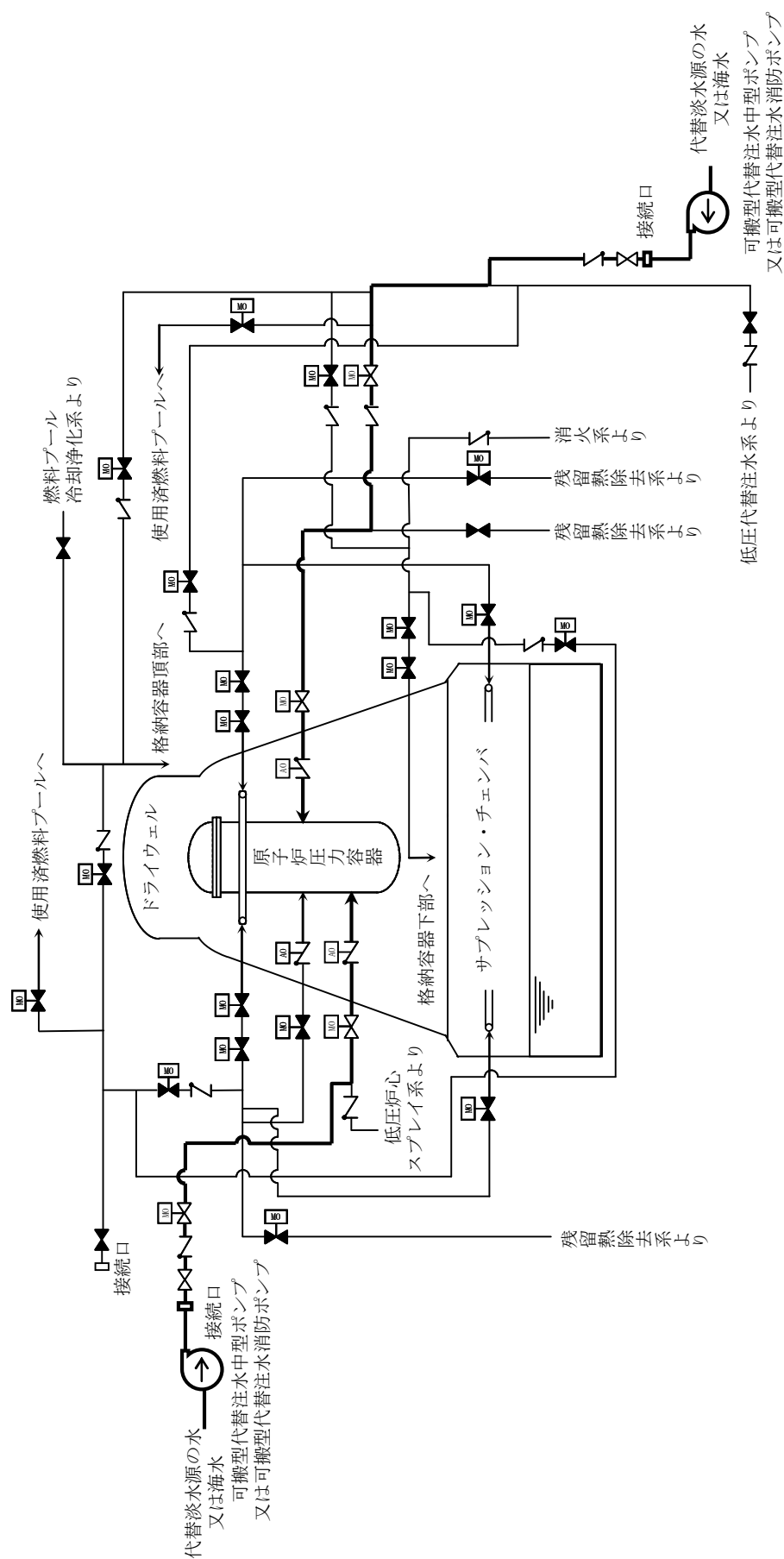
第 6.5-2 表 高压代替注水系主要機器仕様

常設高压代替注水ポンプ

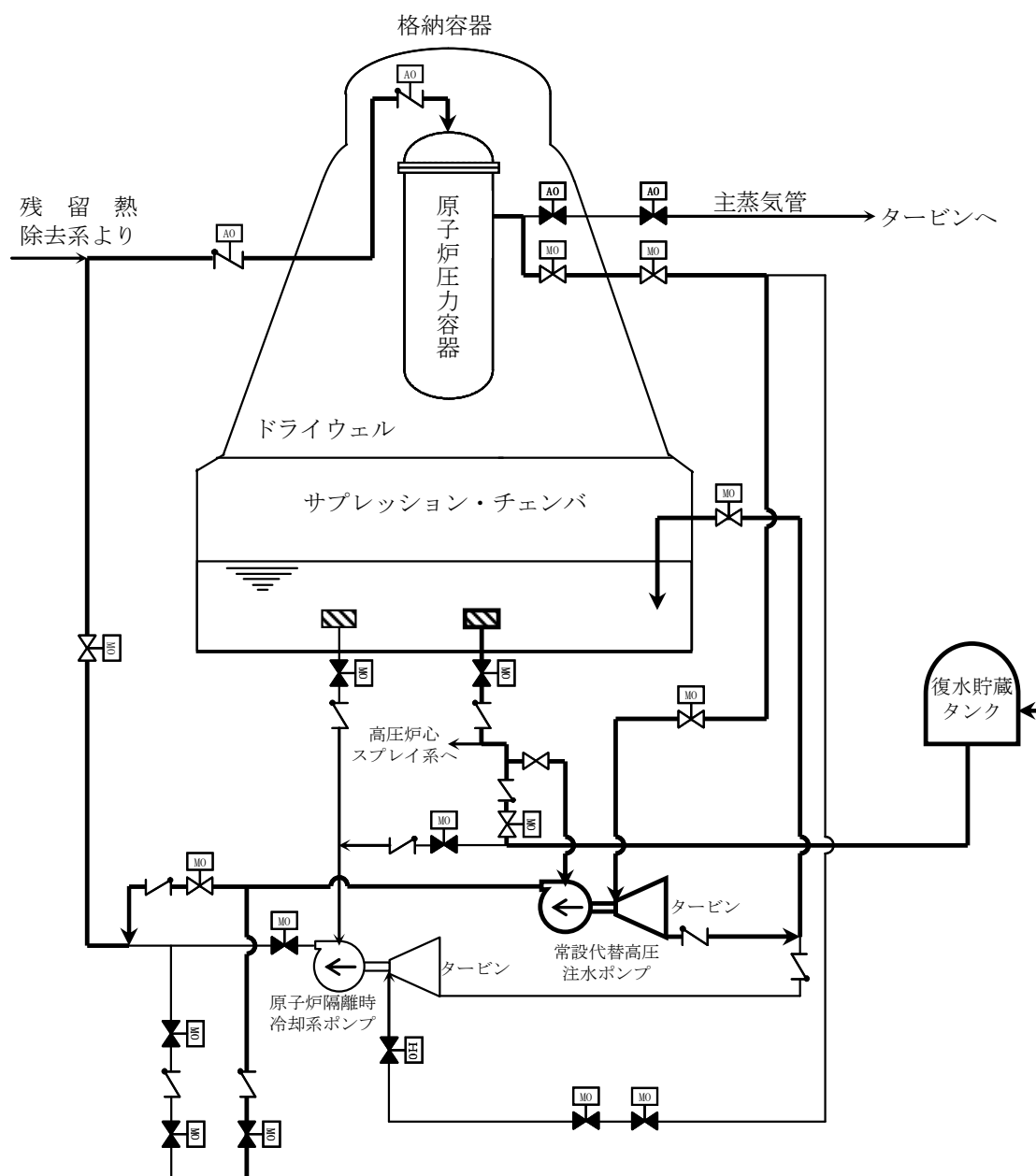
台	数	1
容	量	約 $136\text{m}^3/\text{h}$ 以上
揚	程	約 869m～約 186m



第 6.5-3 図 低圧代替注水系 (常設) 系統概要図



第 6.5-4 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図



第 6.5-5 図 高圧代替注水系系統概要図

6.9 耐圧強化ベント系

6.9.1 概 要

耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備の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、炉心の著しい損傷及び格納容器破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するために、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する。

本系統は、全交流動力電源及び直流電源が喪失した場合でも、代替交流電源設備及び代替直流電源設備からの給電が可能である。

6.9.2 設計方針

(1) 耐環境性

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できる設計とする。

(2) 操作性

重大事故等が発生した場合においても、確実に操作できる設計とする。

(3) 試験又は検査

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試験又は検査ができる設計とする。

(4) 系統切り替え

重大事故等に対処するため、設計基準事故対処設備を本来の用途以外に使用する場合は、通常使用する系統から速やかに切り替えられるように考慮する。

(5) 悪影響防止

他の設備に悪影響を及ぼさないように考慮する。

(6) 設置場所の選定及び遮蔽物の設置

重大事故等に必要な操作及び復旧作業を行うことができるように、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適切な措置を講じる。

(7) 容量

想定する重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とする。

(8) 多様性及び独立性並びに位置的分散

多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(9) サプレッション・チェンバ又はドライウェルに蓄積した熱を除去できる設計とする。

6.9.3 主要設備の仕様

設備の主要機器仕様を第 6.9-1 表に示す。

6.9.4 主要設備

耐圧強化ベント系は、不活性ガス系のドライウェル及びサプレッション・チェンバの排気ラインから非常用ガス処理系排気筒への排気ラインを連絡する配管、弁類から構成する。

耐圧強化ベント系の系統概要を第 6.9-1 図に示す。

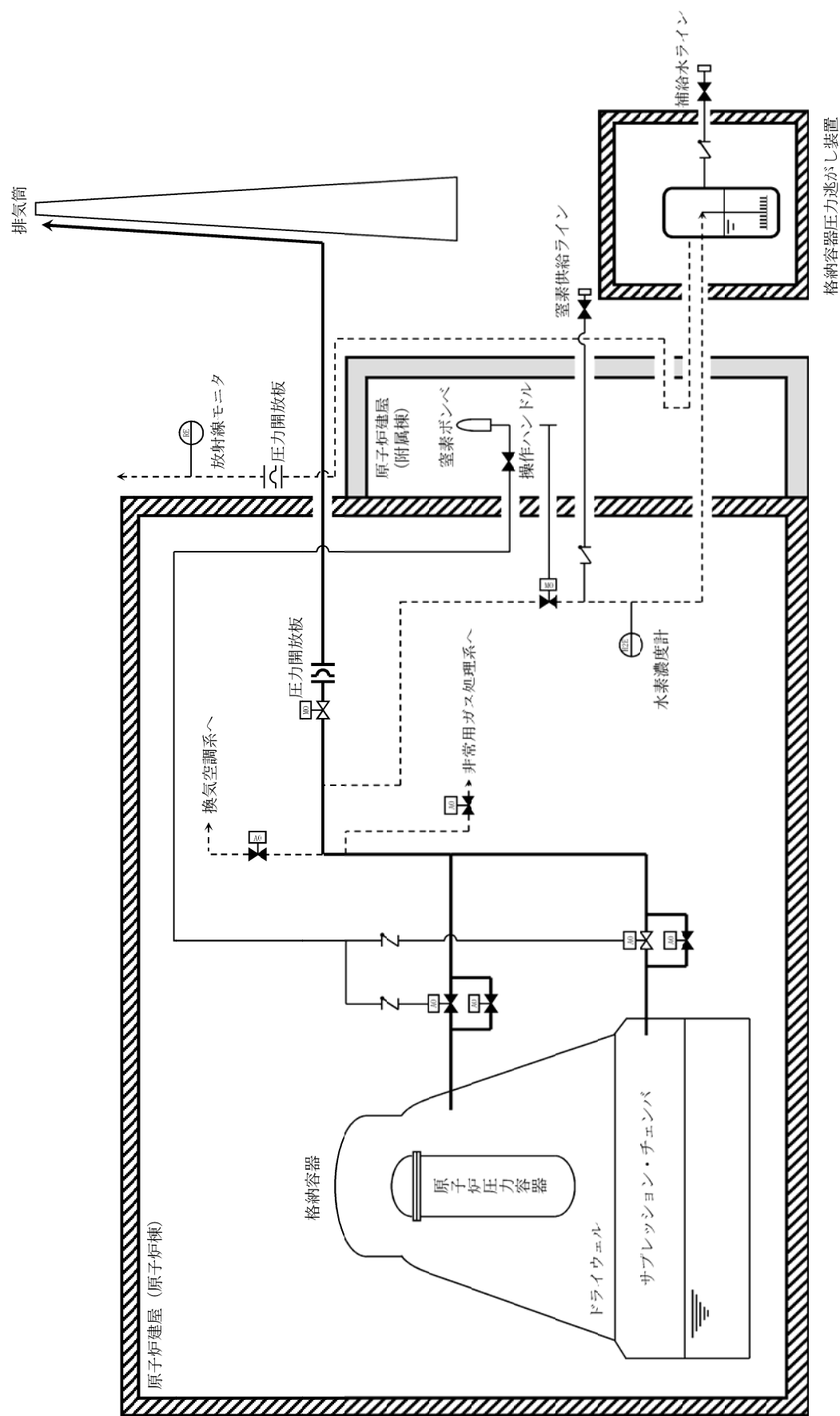
6.9.5 試験検査

耐圧強化ベント系は、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

第 6.9-1 表 耐圧強化ベント系主要設備仕様

系統設計流量 約 48,000kg/h

(格納容器圧力 310kPa [gage] において)



第 6.9-1 図 耐圧強化ベント系統概要図

6.10 格納容器圧力逃がし装置

6.10.1 概 要

格納容器圧力逃がし装置は、設計基準事故対処設備の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、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するために、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する。

格納容器圧力逃がし装置の詳細は、「12.6.5 格納容器圧力逃がし装置」で記述する。

8. 計装および制御

8.2 中央制御室

8.2.1 概 要

8.2.1.1 設計基準対象施設

計測制御装置のうち、本原子炉の主要な系統の運転・制御に必要な監視及び制御装置は、集中的に監視及び制御が行えるよう中央制御室に設置する。

また、中央制御室内での操作が困難な場合に、原子炉をスクラム後の高温状態から低温状態に導くことのできる中央制御室外原子炉停止装置を設置する。

8.2.1.2 重大事故等対処設備

重大事故等が発生した場合においても運転員が中央制御室内にとどまるために必要な設備を設ける。

8.2.2 設計方針

8.2.2.1 設計基準対象施設

- (1) 原子炉施設の主要な計測及び制御装置は、中央制御室に配置し、集中的に監視及び制御が行えるようにする。また、制御盤は誤操作、誤判断を防止でき、かつ、操作が容易に行えるよう配慮した設計とする。
- (2) 原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータについて、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中央制御室において連続的に監視できる設計とする。
- (3) 中央制御室は想定される事故の際にも、従事者が中央制御室内にとどまり所要の操作、措置がとれるような遮蔽設計及び換気設計とする。
- (4) 中央制御室から原子炉施設内の必要な箇所に指示・連絡を行うことがで

きる設計とする。また、中央制御室の照明は、通常の照明用電源喪失時においても、その機能を失うことのない設計とする。

- (5) 中央制御室内での操作が困難な場合には、中央制御室以外からも、原子炉をスクラム後の高温状態から低温状態に導くことができる設計とする。
- (6) 中央制御室から、原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等の状況を把握することができる設計とする。

8.2.2.2 重大事故等対処設備

- (1) 重大事故等が発生した場合において、必要のある場所と通信連絡を行うことができるよう、中央制御室に通信連絡設備を設置又は配備する。
- (2) 中央制御室用の空調、照明等、運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備は、代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
- (3) 炉心の著しい損傷が発生した場合であって、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスにおいても、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないように遮蔽及び換気を考慮した設計とする。
- (4) 中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等を行うための区画を設ける。

8.2.3 主要設備の仕様

- | | |
|-------------------|----|
| (1) 中央制御室、制御盤 | 一式 |
| (2) 中央制御室外原子炉停止装置 | 一式 |

8.2.4 主要設備

8.2.4.1 中央制御室

(1) 計測制御装置

中央制御室内には，発電所を安全に運転するために必要とされる，おおむね以下の計測制御装置を設置する。

a．原子炉補助設備関係

高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系，原子炉隔離時冷却系，隔離弁，再循環系，原子炉冷却材浄化系等の計測制御装置

b．原子炉制御関係

中性子計装，制御棒操作系，ほう酸水注入系等の計測制御装置

c．タービン補機関係

給水系，復水系，循環水系，補機冷却水系等の計測制御装置

d．タービン発電機関係

タービン及び発電機の計測制御装置

e．所内電気回路関係

所内電気回路及びディーゼル発電機の計測制御装置

f．放射線計装関係

エリア・モニタ，プロセス・モニタ等の計測制御装置

g．中性子計装関係

中性子計測制御装置，電源装置等

h．タービン発電機の保護及び記録関係

タービン，発電機，所内電気回路の保護継電器，記録計等

i．原子炉プラントプロセス計装関係

再循環系，ジェット・ポンプ系，給水系等の計測制御装置

j．原子炉緊急停止系関係

原子炉緊急停止系用継電器等

k．制御棒操作系関係

制御棒操作系用継電器等

l．格納容器内ガス濃度制御系及び原子炉建屋ガス処理系関係

格納容器内ガス濃度制御系，原子炉建屋ガス処理系の継電器及び格納容器内水素，酸素濃度モニタ計測装置等

m．送電線関係

275kV，154kV 開閉所及び送電線の計測制御装置

n．運転監視用計算機関係

計算機コンソール，プリンター等

o．消火装置関係

火災感知設備等

p．気象観測関係

風向風速計，日射計，放射収支計等の監視記録計

q．屋外監視関係

工業用テレビ（I T V）

(2) 中央制御室換気系

中央制御室の換気系統は，事故又は重大事故等が発生した場合においても，運転員が中央制御室内にとどまり，必要な運転操作を継続することができるように外気取入口を遮断して，チャコールフィルタ等を通る閉回路循環方式とし得るものであり，必要に応じて，外気をチャコールフィルタ等を通して取り入れることができるように設計する。（「13.2.2 中央制御室換気系」参照）

(3) 中央制御室遮蔽

中央制御室には、事故又は重大事故等が発生した場合においても、運転員が中央制御室内にとどまり、必要な操作、措置を行う運転員が過度な被ばくを受けないように遮蔽を設ける。（「11.1 遮蔽設備」参照）

(4) 通信連絡設備及び照明設備

中央制御室には、通信連絡設備及び照明設備を設ける。通信連絡設備は、建屋内外に指示が行えるように、送受話器、電力保安通信用電話設備等を設けるとともに、重大事故等が発生した場合においても、発電所内外の必要な箇所と通信連絡が行えるようにする。（「9.1.3 通信連絡設備及び照明設備」参照）

(5) 出入管理関係設備

中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、チェック・ポイント、更衣場所、除染場所、汚染検査場所等を設ける。また、汚染サーベイ・メータ、汚染除去用器材を備える。

(6) 線量計，防護マスク等

緊急時対策要員の線量管理，内部被ばく及び汚染の防止を行うため，電子式個人線量計，防護マスク及び保護衣類を備える。

8.2.4.2 中央制御室外原子炉停止装置

中央制御室外原子炉停止装置は，中央制御室から離れた場所に設置し，中央制御室で操作が困難な場合に，原子炉をスクラム後の高温状態から低温状態に安全かつ容易に導くためのものである。

中央制御室外原子炉停止装置は，その盤面に設ける切換スイッチを本装置側に切換えることにより，中央制御室とは独立して使用できる。また，本装置には，主蒸気逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系，残留熱除去系等の計測

制御装置を設ける。

8.2.5 試験検査

中央制御室及び中央制御室外原子炉停止装置の監視及び制御装置は、定期的に試験又は検査を行い、その機能の健全性を確認する。

8.3 原子炉計測制御系

8.3.1 原子炉出力制御系

(2) 出力運転

f. 原子炉給水制御系

原子炉水位は、出力運転中常に一定に保持されるように自動制御する。

この目的のために、三要素給水制御方式による原子炉給水制御系を設ける。

三要素給水制御方式は、原子炉給水流量、主蒸気流量及び原子炉水位の3種類の信号を取り入れた制御方式で、タービン駆動給水ポンプの速度調整、あるいは電動機駆動給水ポンプ吐出側に設ける給水調整弁の開度調整により、原子炉給水流量を自動的に調整し、あらかじめ定めた原子炉水位を保つように制御する。

なお、通常、給水流量が定格の136%を超えないようにするため、原子炉給水制御系の流量制限器により、水位制御器の出力信号の最大値を制限する。

8.3.2 安全保護系

8.3.2.1 概 要

8.3.2.1.1 設計基準対象施設

安全保護系は、原子炉の安全性を損なうおそれのある過渡状態や誤動作が生じた場合、あるいはこのような事態の発生が予想される場合には、原子炉及び発電所の保護のための制御棒の緊急挿入（スクラム）機能、その他の保護動作（非常用炉心冷却系起動等を含む。）を有する。また、安全保護系を構成するチャンネルは、各チャンネル相互を可能な限り、物理的、電氣的に分離し、独立性を持たせるように設計するとともに、原子炉運転中においても試験が可能な設計とする。

8.3.2.1.2 重大事故等対処設備

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に必要な設備を設ける。

また、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自動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格納容器の破損を防止するために必要な設備を設ける。

8.3.2.2 設計方針

8.3.2.2.1 設計基準対象施設

- (1) 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常状態を検知し、原子炉停止系を自動的に作動させ、燃料の許容設計限界を超えないようにする。
- (2) 安全保護系は、偶発的な制御棒引き抜きのような原子炉停止系のいかな

る単一の誤動作に対しても、燃料の許容設計限界を超えないようにする。

- (3) 安全保護系は、事故時にあっては、直ちにこれを検知し、原子炉停止系及び工学的安全施設の作動を自動的に開始させる。
- (4) 安全保護系は、多重性及び電氣的・物理的な独立性を有する設計とし、機器の単一故障若しくは使用状態からの単一の取外しによっても、その安全保護機能が妨げられないようにする。
- (5) 安全保護系は、系統の遮断、駆動源の喪失においても、安全上許容される状態（フェイル・セーフ）になるようにする。
- (6) 安全保護系は、計測制御系とは極力分離し、部分的に共用した場合でも計測制御系の故障が安全保護系に影響を与えないようにする。
- (7) 安全保護系は、通常運転中においても、定期的に機能試験を行うことができるようにする。
- (8) 安全保護系は、監視装置、警報等によりその作動状況が確認できる設計とする。

8.3.2.2.2 重大事故等対処設備

- (1) 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、代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能により、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び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ことができるようにする。
- (2) 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自動減圧機能が期待できない場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、過渡時自動減圧機能により、主蒸気逃がし安全弁を作動させることができるようにする。

8.3.2.3 主要設備の仕様

8.3.2.3.1 設計基準対象施設

- | | |
|------------------|---|
| (1) 原子炉緊急停止系 | 第 8.3-1 表, 第 8.3-2 図,
第 8.3-3 図及び第 8.3-5 図 |
| (2) その他の主要な安全保護系 | 第 8.3-2 表,
第 8.3-6 図及び第 8.3-7 図 |

8.3.2.3.2 重大事故等対処設備

- | | |
|-----------------------|----------------------|
| (1) 代替制御棒挿入回路 | 第 8.3-3 表, 第 8.3-8 図 |
| (2) 代替原子炉再循環ポンプトリップ回路 | 第 8.3-3 表, 第 8.3-8 図 |
| (3) 過渡時自動減圧回路 | 第 8.3-3 表, 第 8.3-9 図 |

8.3.2.4 主要設備

8.3.2.4.1 設計基準対象施設

(1) 原子炉緊急停止系の機能

原子炉緊急停止系は, 第 8.3-2 図に示すように 2 チャンネルで構成され各チャンネルには, 1 つの測定変数に対して少なくとも 2 つ以上の独立したトリップ接点があり, いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし, 両チャンネルの同時のトリップに対して, 原子炉がスクラムされるようになっている。

原子炉は, 下記の条件の場合にスクラムされる。

- a. 原子炉圧力高
- b. 原子炉水位低
- c. ドライウェル圧力高
- d. 原子炉出力ペリオド短 (起動領域計装)

- e. 中性子束高（起動及び出力領域計装）
- f. 中性子束指示低（出力領域計装）
- g. 中性子計装動作不能（起動及び出力領域計装）
- h. スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉（EHC油圧低）
- m. 地震
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」の位置
- o. 手動

検出器の形式、配置場所及びスクラム設定値は、第 8.3-1 表に示しておりである。

この他、原子炉停止回路の電源喪失の場合にも原子炉はスクラムする。

なお、原子炉モード・スイッチによって安全保護系の回路は以下のよう
にバイパスされる。

- (a) 「停止」このモードでは、スクラム信号が出され、全制御棒が炉内に挿入される。このモードにしてから約 10 秒程度で自動的にスクラム信号のリセットが可能となる。また、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.13MPa [gage] 以下のときには自動的にバイパスされ、スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高によるスクラム信号も手動でバイパス可能である。
- (b) 「燃料取替」このモードではスクラム回路は動作状態にあるが、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.13MPa [gage] 以下のときには自動的にバイパスされる。さらに、スクラム・ディスチャー

ジ・ボリューム水位高によるスクラム信号も手動でバイパス可能であるが、この場合には制御棒を引き抜くことはできない。

- (c) 「起動」このモードは原子炉を起動し、最高で定格の約 5%まで出力をあげる場合に適用される。また、主蒸気隔離弁が閉で、かつタービン補機が動作している状態で、原子炉を臨界に保つ時にも適用される。このモードでは、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.13MPa [gage] 以下のときには自動的にバイパスされる。
- (d) 「運転」このモードでは、バイパスはすべて解除され、運転手順の上で特に許される場合にのみ保守上の目的で、個々の計器をバイパスさせることができる。

(2) その他の主要な安全保護系の種類

その他の主要な安全保護系には、次のようなものが設けられる。

- a. 主蒸気管放射能高、主蒸気管圧力低、主蒸気流量高、原子炉水位異常低下、主蒸気管トンネル温度高、復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
- b. ドライウェル圧力高あるいは原子炉水位異常低下信号による高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動
- c. 原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動
- d. ドライウェル圧力高及び原子炉水位異常低下の同時信号による自動減圧系の作動
- e. ドライウェル圧力高、原子炉水位低、原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動

(3) 原子炉緊急停止系の動作

原子炉緊急停止系は二重チャンネル、継電器方式の構成で、論理回路及

びスクラム・パイロット弁のソレノイドを制御する主トリップ継電器には、特に高信頼度の継電器を用いている。

チャンネル・トリップあるいは原子炉スクラムに関連する継電器は、すべて運転中励磁状態にあり、コイルの断線又は短絡、あるいは導線の断線等の継電器の故障の大部分は、継電器自体を非励磁状態に戻し、回路が不動作状態になるように働くので、このような回路構成は、大部分の故障条件に対して“フェイル・セーフ”になっている。

一方、接点の焼損又は溶着等“フェイル・セーフ”に反する方向の故障に対しては、各接点を流れる電流が定格の50%以下であるように制限することによって、その発生を防止するようにしている。

第8.3-2図に示すように、論理回路の継電器接点はすべて直列につながれているので、どの継電器でも1個が非励磁の状態になれば、その継電器接点が属している論理回路の主トリップ継電器の電源は阻止されることになる。主トリップ継電器の接点は、各ソレノイド・グループ回路ごとに2つずつ直列につないで、継電器接点が1つ単独で故障して開かない場合でも、スクラム動作を妨げないようにしている。

主蒸気隔離弁の閉鎖及びそのほかの補助保護機能の作動開始には、別の継電器が使用されている。

主スクラム弁への計器用空気の制御には、ソレノイド作動スクラム・パイロット弁を使用する。このパイロット弁は、3方向形で、各制御棒駆動機構のスクラム弁に対して、2つのソレノイドの1つあるいは両方が励磁状態にある場合は、スクラム弁のダイヤフラムに空気圧がかかって、弁を閉鎖状態に保つようになっている。両パイロット弁のソレノイドが非励磁になれば、スクラム弁ダイヤフラムの空気圧がなくなって弁は開き、制御棒を挿入することになる。各駆動機構に2つずつあるソレノイドは、2チ

チャンネルに接続されるので、両チャンネルがトリップすれば、原子炉はスクラムされるが、単一チャンネルのトリップではスクラムされない。

緊急停止システムの試験は、一度に1つずつのチャンネルを各検出器でトリップさせることによって、原子炉運転中でも定期的に行うことができる。この試験によって、スクラム・パイロット弁までのあらゆる機能をチェックすることができる。

(4) リセット及び警報

いずれか一方のチャンネルがトリップすれば、ロック・アウトされ警報が出る。この場合スクラム・パイロット弁を再励磁するためには、手動でリセットしなければならない。個々のトリップ信号の警報によって、運転員はチャンネル・トリップあるいはスクラムの原因を確認することが可能であり、また運転監視補助装置が、各検出器トリップの時間的順序を記録する。

(5) 後備緊急停止系統

スクラム・パイロット弁の一つが故障によって動作しないという事態が生じた場合、制御棒が確実に挿入されるように、計器用空気系統に2個の3方向ソレノイド後備緊急停止弁を設けている。このソレノイドは直流回路に接続されていて、通常時は無励磁状態にある。原子炉緊急停止系の2チャンネルの主トリップ継電器の消勢によって、2個の後備緊急停止弁のソレノイドが励磁される。パイロット弁が故障で動作しない場合には、後備緊急停止弁の動作によってスクラム弁への空気圧がなくなる。この場合の制御棒の挿入時間は、通常の挿入時間より長いが原子炉を停止させる場合、1本の制御棒の挿入が遅れても、他の制御棒が挿入できれば十分なので、たとえ後備緊急停止弁がなくても安全に停止することができる。

(6) 原子炉緊急停止系の電源回路

原子炉緊急停止系の電源回路は、第 8.3-3 図に示されている。原子炉緊急停止系の各チャンネルは、原子炉保護系用M-G装置（はずみ車付）に接続されていて、各電動機は所内電気系の別々の 480V 交流電源に接続されている。はずみ車の保有エネルギーが大きいので、瞬間的な電圧降下では原子炉スクラムは生じない。

MGセットを保守のため取り外すことができるように、バイパス変圧器からも電力を供給できるようになっている。

8.3.2.4.2 重大事故等対処設備

(1) 代替制御棒挿入機能

原子炉の運転を緊急停止していなければならない状況にも係わらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合に、原子炉を未臨界にするため以下の機能を有する。

a. 原子炉緊急停止系とは独立した原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下の信号による代替制御棒挿入

b. 制御棒挿入手動スイッチによる代替制御棒挿入

第8.3-3表に代替制御棒挿入回路の作動信号を示す。また、第8.3-8図に代替制御棒挿入機能の説明図を示す。

(2) 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能

原子炉の運転を緊急停止していなければならない状況にも係わらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合に、原子炉出力を制御するため以下の機能を有する。

a. 原子炉緊急停止系とは独立した原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下の信号による原子炉再循環ポンプの停止

第8.3-3表に代替原子炉再循環ポンプトリップ回路の作動信号を示す。

また、第8.3-8図に代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の説明図を示す。

(3) 過渡時自動減圧機能

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自動減圧機能が期待できない場合においても、炉心の著しい損傷及び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以下の機能を有する。

- a. 原子炉水位異常低下及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが利用可能な場合における主蒸気逃がし安全弁2個の作動

第8.3-3表に過渡時自動減圧回路の作動信号を示す。また、第8.3-9図に過渡時自動減圧機能の説明図を示す。

8.3.2.5 試験検査

8.3.2.5.1 設計基準対象施設

- (1) 原子炉緊急停止系は、原則として原子炉運転中でも次の試験ができ、定期的にその機能が喪失していないことを確認できる。

- a. 手動スクラム・パイロット弁作動試験：各チャンネルの手動スクラム・スイッチによるスクラム・パイロット弁の作動の確認
- b. 自動スクラム・パイロット弁作動試験：各チャンネルごとの鍵付テスト・スイッチによるスクラム・パイロット弁の作動の確認
- c. 検出器作動試験：各検出器の校正用タップ及び各検出器の信号入力回路から校正用模擬信号を入れることによるスクラム・パイロット弁の作動の確認

また、各制御棒のスクラム時間の確認のための制御棒スクラム試験は、施設定期検査時に行うことができる。

- (2) その他の主要な安全保護系は、原則として原子炉運転中でも各検出器の校正用タップ及び各検出器の信号入力回路から校正用模擬信号を入れることにより、各チャンネルの作動の確認を行うことができ、定期的にその機能が喪失していないことを確認できる。なお、論理回路を含む全系統の試験については、施設定期検査時に行うことができる。

8.3.2.5.2 重大事故等対処設備

代替制御棒挿入回路、代替原子炉再循環ポンプトリップ回路及び過渡時自動減圧回路は、定期的に試験を行い、その健全性を確認する。

8.3.4 原子炉プラント・プロセス計装

8.3.4.1 概 要

8.3.4.1.1 設計基準対象施設

原子炉の適切かつ安全な運転のため、核計装のほかに、原子炉施設の重要な部分には、すべてプロセス計装を設ける。原子炉プラント・プロセス計装は、温度、圧力、流量、水位等を測定及び指示するものであるが、一部を除き必要な指示及び記録計器は、すべて中央制御室に設置する。

原子炉プラント・プロセス計装は、原子炉圧力容器計装、再循環回路計装、原子炉給水系及び蒸気系計装、制御棒駆動機構計装及びそのほかの計装から構成されている。

8.3.4.1.2 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有効な

情報を把握できる設備を設ける。

8.3.4.2 設計方針

8.3.4.2.1 設計基準対象施設

- (1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータは、予想変動範囲内での監視が可能であるようプロセス計装を設ける。
- (2) 事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視できるように、プロセス計装を設ける。
- (3) 安全保護系に関連する原子炉プラント・プロセス計装は、「8.3.2 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(8)を満足するように設計する。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを検出するのに必要なプロセス計装を設ける。

8.3.4.2.2 重大事故等対処設備

- (1) 重大事故等時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要な以下のプロセス計装を設ける。
 - a. 水素爆発による格納容器の損傷を防止するための計装
 - b. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための計装
 - c. 使用済燃料プール内の燃料損傷を防止するための計装
- (2) 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の把握能力（最高計測可能範囲）を明確にし、これを超えた場合及び計測機器（非常用のものを含む。）の故障により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原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

- (3) 重大事故等が発生した場合に、格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録できる設計とする。

8.3.4.3 主要設備

8.3.4.3.1 設計基準対象施設

(1) 原子炉圧力容器計装

原子炉圧力容器について計測する必要のある項目は、水位、圧力、容器胴部の温度及びフランジ・シール漏えいである。

原子炉水位は差圧形検出器で連続的に測定され、指示及び記録される。水位高及び水位低で警報が出され、水位低下が更に大きい場合には、原子炉スクラム信号が出される。原子炉圧力は圧力検出器で測定され、指示及び記録される。原子炉圧力高でスクラム信号が出される。

原子炉圧力容器壁の温度は熱電対によって測定され、記録される。この記録を基にして、原子炉冷却材の加熱及び冷却を行う。

原子炉容器上蓋のフランジ部シールの漏えいは、2 個の O リング間のフランジ面に接続されたドレン・ラインで連続的にモニタされる。通常ドレン・ラインは閉鎖されているが、内側 O リングからの漏えい水は、レベル・スイッチ・チェンバに集められ、水位高で警報が出される。また、ドレン・ラインの圧力が測定及び指示され、圧力高で警報が出される。

(2) 再循環回路計装

外部の再循環回路では、再循環流量、冷却材温度、ポンプ出入口差圧及び流量制御弁開度が連続的に測定され指示される。また炉心流量はジェット・ポンプのディフューザの差圧によって測定される。再循環ポンプについては、シール漏えい量、冷却水流量及び温度が計測され、シール漏えい

流量高及び低，並びに原子炉補機冷却系流量低で警報が出される。

(3) 原子炉給水系及び蒸気系計装

原子炉給水流量及び蒸気流量は，フロー・ノズルによって連続的に測定され，指示及び記録される。これらは温度及び圧力補償が行われた後，三要素式原子炉水位制御用の信号として用いられる。

そのほか，給水温度，タービン第一段圧力などが測定され，指示及び記録される。

(4) 制御棒駆動機構計装

制御棒駆動機構計装は，駆動冷却材の供給系，通常の駆動水压系，スクラム・アキュムレータ及びスクラム・ディスチャージ・ボリューム，並びに制御棒位置の指示に対して，それぞれ適当なプロセス計装が設けられている。

駆動冷却材の供給系では，駆動ポンプ出口圧力，フィルタでの圧力降下などが計測される。

通常の駆動水压系では，原子炉と駆動水压系との差圧，駆動ヘッダの流量と制御棒駆動機構の温度（位置指示用計器ウェル内）などが計測される。

スクラム・アキュムレータ及びディスチャージ・ボリューム系では，アキュムレータ窒素圧力，アキュムレータの漏えい水量，ディスチャージ・ボリューム水位などが計測され，アキュムレータの圧力低と水位高，ディスチャージ・ボリュームの水位高で警報が出される。ディスチャージ・ボリュームの水位が更に高くなれば，原子炉はスクラムされる。

制御棒位置は，駆動機構の中心部に設けられた計器ウェル内のリード・スイッチによって測定指示される。

(5) 漏えい検出系計装

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は、ドライウェル内ガス冷却装置のドレン量、格納容器内サンプル水量の測定により約 3.8L/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるようにする。また、格納容器内雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定によっても漏えいを検出できるようにする。測定値は、指示するとともに、原子炉冷却材の漏えい量が多い場合には警報を出す。

(6) その他の原子炉プラント・プロセス計装

ドライウェル及びサブプレッション・チェンバ系では、ドライウェル圧力及びサブプレッション・プールの水温及び水位が計測され、ドライウェル圧力高で原子炉はスクラムされる。

ほう酸水注入系では、ほう酸水貯蔵タンク水位、ほう酸水温度及びポンプ出口圧力が計測され、タンク水位低、ポンプ出口圧力低等で警報が出される。

高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系では、ポンプ出口圧力及びサブプレッション・プール水位が計測される。

8.3.4.3.2 重大事故等対処設備

(1) 重大事故等が発生した場合に、事故の状態を知り対策を講じるのに必要な計装

a. 水素爆発による格納容器の損傷を防止するための計装

格納容器圧力逃がし装置の系統において、水素濃度、放射性物質濃度を測定し、指示又は記録する。

b. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための計装

原子炉建屋6階の水素濃度を測定し、指示又は記録する。

c. 使用済燃料プール内の燃料損傷を防止するための計装

使用済燃料プールの水位、水温及び使用済燃料プール付近の空間線量を測定し、指示又は記録する。

上記（1）の a. から c. は、代替電源設備からの給電が可能である。

(2) 原子炉施設の状態を推定するための計装

原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合及び計測機器（非常用のものを含む。）の故障により原子炉圧力容器内の温度、圧力、水位等の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以下の手段を整備する。

なお、主機器は当該パラメータを監視する計装設備とし、主な代替機器は、主機器がすべて故障した場合に当該パラメータを推定するために活用する計装設備とする。

第 8.3-4 表に重大事故等対処設備一覧表を示す。

a. 原子炉圧力容器内の温度

原子炉圧力容器内の温度の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力計又は原子炉水位計により原子炉圧力容器内の温度を推定する。

- ・ 主機器 : 原子炉圧力容器表面温度計
- ・ 主な代替機器 : 原子炉圧力計, 原子炉水位計

b. 原子炉圧力容器内の圧力

原子炉圧力計の監視が不可能となった場合には、原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力計、原子炉水位計又は原子炉圧力容器表面温度計により原子炉圧力容器内の圧力を推定する。

- ・ 主機器 : 原子炉圧力計
- ・ 主な代替機器 : 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力計, 原子炉水位計, 原子炉圧力容器表面温度計

c. 原子炉圧力容器内の水位

原子炉水位計の監視が不可能となった場合には、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、高圧代替注水系及び低圧代替注水系のうち、機器動作状態にある流量計により原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、高圧代替注水系及び低圧代替注水系のうち、動作中の機器の吐出圧力計及び原子炉圧力計により原子炉圧力容器内の水位を推定する。

- ・ 主機器 : 原子炉水位計
- ・ 主な代替機器 : 高圧炉心スプレイ系系統流量計、原子炉隔離時冷却系系統流量計、低圧炉心スプレイ系系統流量計、残留熱除去系系統流量計、高圧代替注水系系統流量計、低圧代替注水系系統流量計（原子炉圧力容器）
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力計、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力計、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力計、残留熱除去系ポンプ吐出圧力計、高圧代替注水系ポンプ吐出圧力計、低圧代替注水系ポンプ吐出圧力計、原子炉圧力計

d. 原子炉圧力容器への注水量

原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合には、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、高圧代替注水系及び低圧代替注水系のうち、動作中の機器の吐出圧力計及び原子炉圧力計により原子炉圧力容器への注水量を推定する。ま

た，原子炉水位計又は外部水源である復水貯蔵タンクの水位計により原子炉圧力容器への注水量を推定する。

- ・主機器 : 高圧炉心スプレイ系系統流量計，原子炉隔離時冷却系系統流量計，低圧炉心スプレイ系系統流量計，残留熱除去系系統流量計，高圧代替注水系系統流量計，低圧代替注水系系統流量計（原子炉圧力容器）
- ・主な代替機器 : 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力計，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力計，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力計，残留熱除去系ポンプ吐出圧力計，高圧代替注水系ポンプ吐出圧力計，低圧代替注水系ポンプ吐出圧力計，原子炉圧力計，原子炉水位計，復水貯蔵タンク水位計

e．格納容器への注水量

格納容器への注水量の監視が不可能となった場合には，残留熱除去系ポンプ吐出圧力計，低圧代替注水系ポンプ吐出圧力計及び格納容器内圧力計により格納容器内への注水量を推定する。また，格納容器内水位計又は外部水源である復水貯蔵タンクの水位計により格納容器への注水量を推定する。

- ・主機器 : 残留熱除去系系統流量計，低圧代替注水系系統流量計（格納容器）
- ・主な代替機器 : 残留熱除去系ポンプ吐出圧力計，低圧代替注水系ポンプ吐出圧力計，格納容器内圧力計，格納容器内水位計，復水貯蔵タンク水位計

なお，（2）の a．から e．の推定に必要なパラメータは，複数のパラメ

ータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定める。

(3) 格納容器内に係るパラメータ

格納容器に係るパラメータは、計測又は監視及び記録できる設備を設ける。

第 8.3-4 表に重大事故等対処設備一覧表を示す。

a. 格納容器内の温度

格納容器内の温度は、格納容器内温度計により計測又は監視及び記録する。

b. 格納容器内の圧力

格納容器内の圧力は、格納容器内圧力計により計測又は監視及び記録する。

c. 格納容器内の水位

格納容器内の水位は、格納容器内水位計により計測又は監視及び記録する。

d. 格納容器内の水素濃度

格納容器内の水素濃度は、格納容器雰囲気水素濃度計により計測又は監視及び記録する。

e. 格納容器内の線量当量率

格納容器内の線量当量率は、格納容器雰囲気放射線モニタにより計測又は監視及び記録する。

8.3.4.4 試験検査

設計基準対象施設、重大事故等対処設備にあたる原子炉プラント・プロセス計装は、定期的に試験又は検査を行い、その機能の健全性を確認する。

第 8.3-2 表 その他の主要な安全保護系作動信号一覧表

信 号 の 種 類	保 護 機 能 の 種 類	設 定 値
原 子 炉 水 位 低	原子炉建屋ガス処理系起動	1,370cm (ベッセルゼロより上) (レベル 3)
原 子 炉 水 位 異 常 低 下	主蒸気隔離弁閉鎖 高圧炉心スプレイ系起動 原子炉隔離時冷却系起動	1,245cm (ベッセルゼロより上) (レベル 2)
	低圧炉心スプレイ系起動 低圧注水系起動 自動減圧系作動	960cm (ベッセルゼロより上) (レベル 1)
ド ラ イ ウ ェ ル 圧 力 高	低圧炉心スプレイ系起動 低圧注水系起動 高圧炉心スプレイ系起動 自動減圧系作動 原子炉建屋ガス処理系起動	13.7kPa [gage]
主 蒸 気 管 圧 力 低	主蒸気隔離弁閉鎖	5.89MPa [gage]
主 蒸 気 流 量 高	主蒸気隔離弁閉鎖	定格流量の 140%相当
復 水 器 真 空 度 低	主蒸気隔離弁閉鎖	真空度 24.0kPa
主 蒸 気 管 放 射 能 高	主蒸気隔離弁閉鎖	通常運転時の放射能の 10 倍以下
主蒸気管トンネル温度高	主蒸気隔離弁閉鎖	93℃
原 子 炉 建 屋 放 射 能 高	原子炉建屋ガス処理系起動	通常運転時の放射能の 10 倍以下

第 8.3-3 表 重大事故等対処設備作動信号一覧表

信号の種類	保護機能の種類	設定値
原子炉水位異常低下	代替制御棒挿入回路作動 代替原子炉再循環ポンプトリップ回路作動	1, 245cm (ベッセルゼロより上) (レベル 2)
	過渡時自動減圧回路作動	960cm (ベッセルゼロより上) (レベル 1)
原子炉圧力高	代替制御棒挿入回路作動 代替原子炉再循環ポンプトリップ回路作動	7. 39MPa [gage]
手 動	代替制御棒挿入回路作動	

第 8.3-4 表 重大事故等対処設備一覧表（1／3）

項 目	名 称
原 子 炉 圧 力 容 器 計 装	原子炉压力容器温度 原子炉圧力 原子炉水位
原子炉压力容器、格納容器 への注水計装	高圧炉心スプレイ系流量 原子炉隔離時冷却系流量 低圧炉心スプレイ系流量 残留熱除去系流量 高圧代替注水系流量 低圧代替注水系流量（原子炉压力容器、格納容器）
格 納 容 器 内 雰 囲 気 計 装	格納容器内温度 格納容器内圧力 格納容器内水位 格納容器内水素濃度 格納容器内線量当量率
そ の 他 の 計 装	格納容器圧力逃がし装置水素濃度 格納容器圧力逃がし装置放射性物質濃度 原子炉建屋水素濃度 使用済燃料プール水位 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール線量当量率

第 8.3-4 表 重大事故等対処設備一覧表 (2 / 3)

原子炉施設の状態を推定する計装

項 目	主機器	計測範囲	主な代替機器
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器表面温度計	0～300℃	原子炉圧力計 原子炉水位計
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力計	0～10. 5MPa	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力計 原子炉水位計 原子炉圧力容器表面温度計
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位計	-3, 800～+1, 500mm * -3, 800～+1, 300mm **	高圧炉心スプレイ系系統流量計及びポンプ吐出圧力計 原子炉隔離時冷却系系統流量計及びポンプ吐出圧力計 低圧炉心スプレイ系系統流量計及びポンプ吐出圧力計 残留熱除去系系統流量計及びポンプ吐出圧力計 高圧代替注水系系統流量計及びポンプ吐出圧力計 低圧代替注水系系統流量計 (原子炉圧力容器) 及びポンプ吐出圧力計 原子炉圧力計
原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量計 原子炉隔離時冷却系系統流量計 低圧炉心スプレイ系系統流量計 残留熱除去系系統流量計 高圧代替注水系系統流量計 低圧代替注水系系統流量計 (原子炉圧力容器)	0～500L/s 0～ 50L/s 0～600L/s 0～600L/s 0～ 50L/s 0～500m ³ /h	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力計 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力計 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力計 残留熱除去系ポンプ吐出圧力計 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力計 低圧代替注水系ポンプ吐出圧力計 原子炉圧力計 原子炉水位計 復水貯蔵タンク水位計
格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量計 低圧代替注水系系統流量計 (格納容器)	0～600L/s 0～500m ³ /h 0～200m ³ /h ***	残留熱除去系ポンプ吐出圧力計 低圧代替注水系ポンプ吐出圧力計 格納容器内圧力計 格納容器内水位計 復水貯蔵タンク水位計

* 基準点は蒸気乾燥器スカーフト下部 (ベッセルゼロレベルより 1, 340cm)

** 基準点は有効燃料頂部 (ベッセルゼロレベルより 915cm)

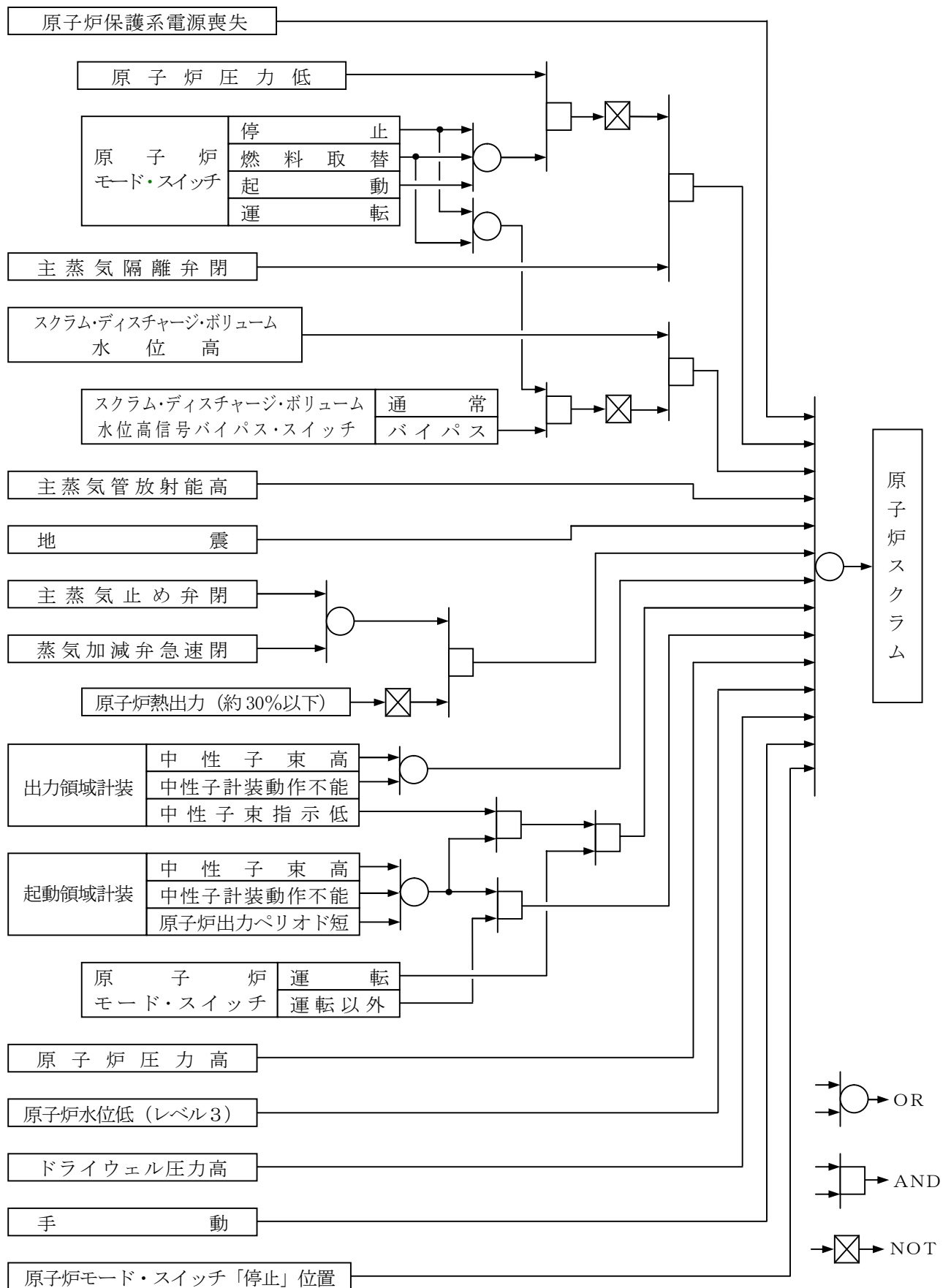
*** 下部ペデスタル注水流量

第8.3-4 表 重大事故等対処設備一覧表 (3 / 3)

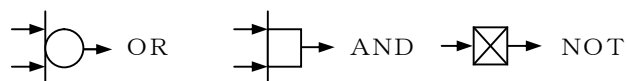
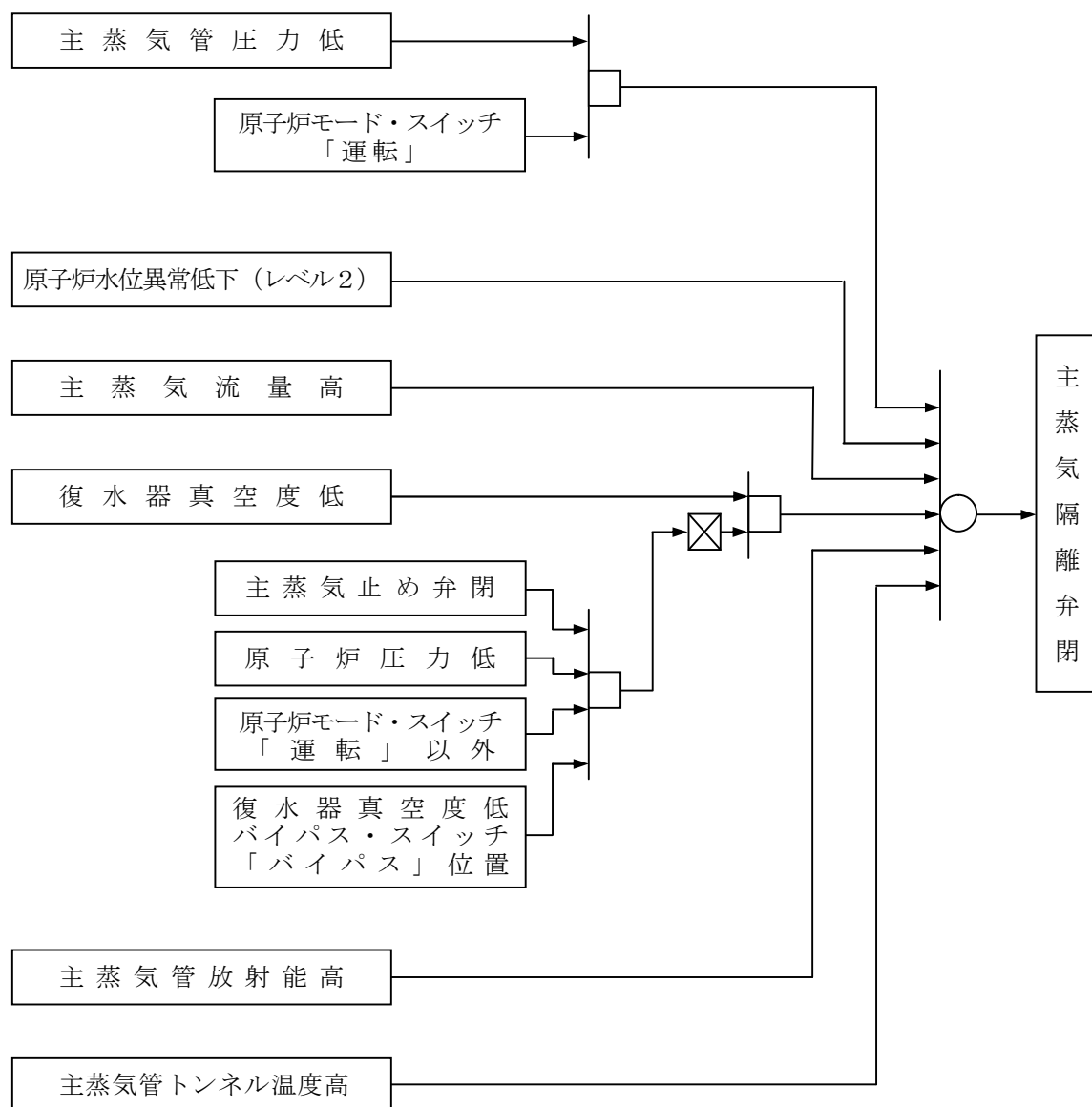
格納容器内に係るパラメータ

項 目	主機器	計測範囲	監視／記録
格 納 容 器 内 の 温 度	格納容器内温度計	0～200℃	指示計，記録計
格 納 容 器 内 の 圧 力	格納容器内圧力計	0～1MPa abs	指示計，記録計
格 納 容 器 内 の 水 位	格納容器内水位計	－4～＋16m (T. P. －970mm～＋19, 030mm) *	指示計，記録計
格 納 容 器 内 の 水 素 濃 度	格納容器雰囲気気水素濃度計	0～20% (狭域) 0～100% (広域)	指示計，記録計
格納容器内の線量当量率	格納容器雰囲気放射線モニタ	$10^1 \sim 10^8 \text{ mSv/h}$	指示計，記録計

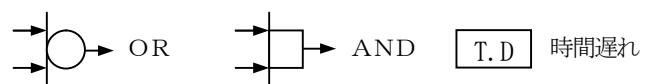
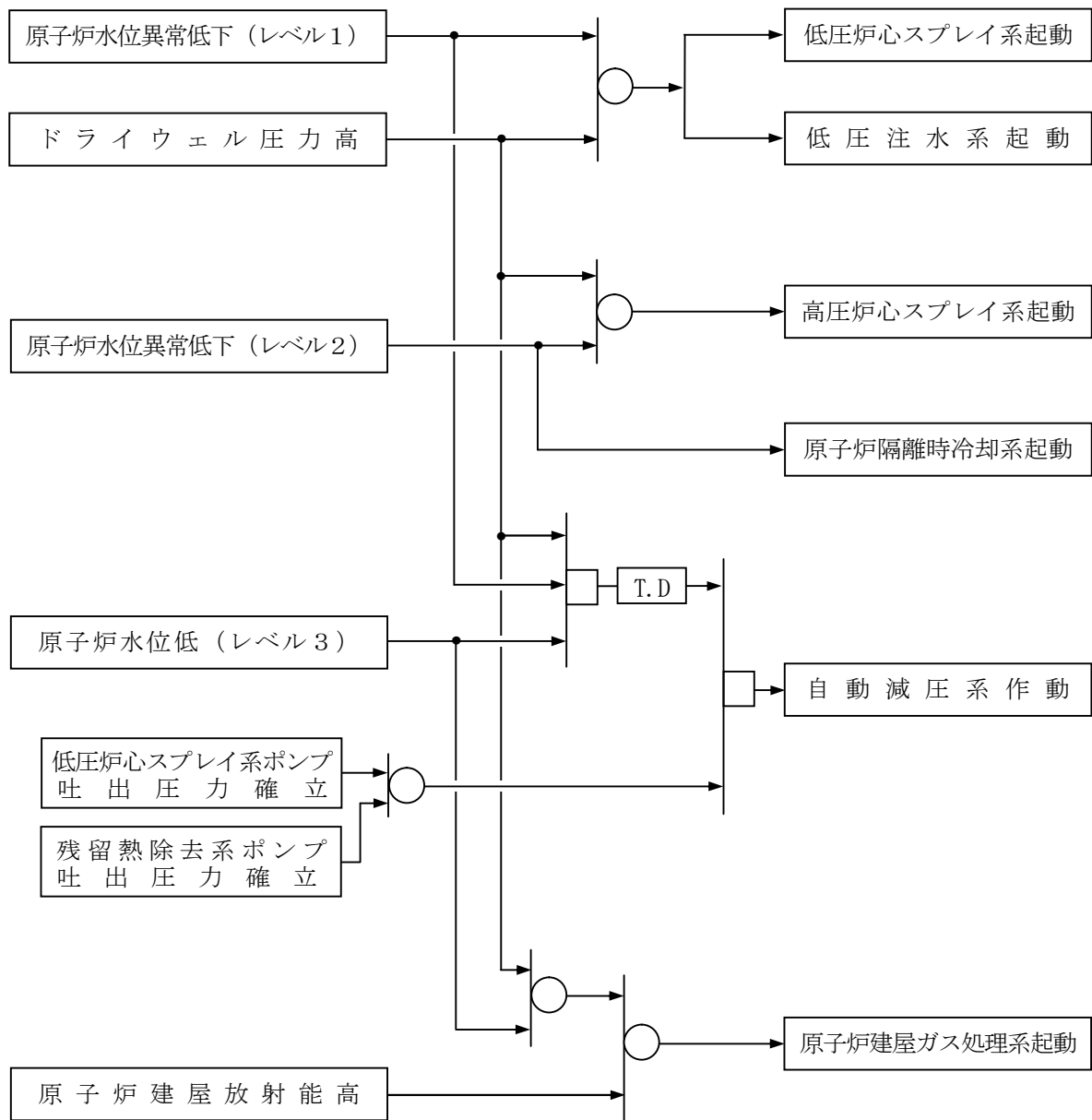
* T. P. = 東京湾平均海面



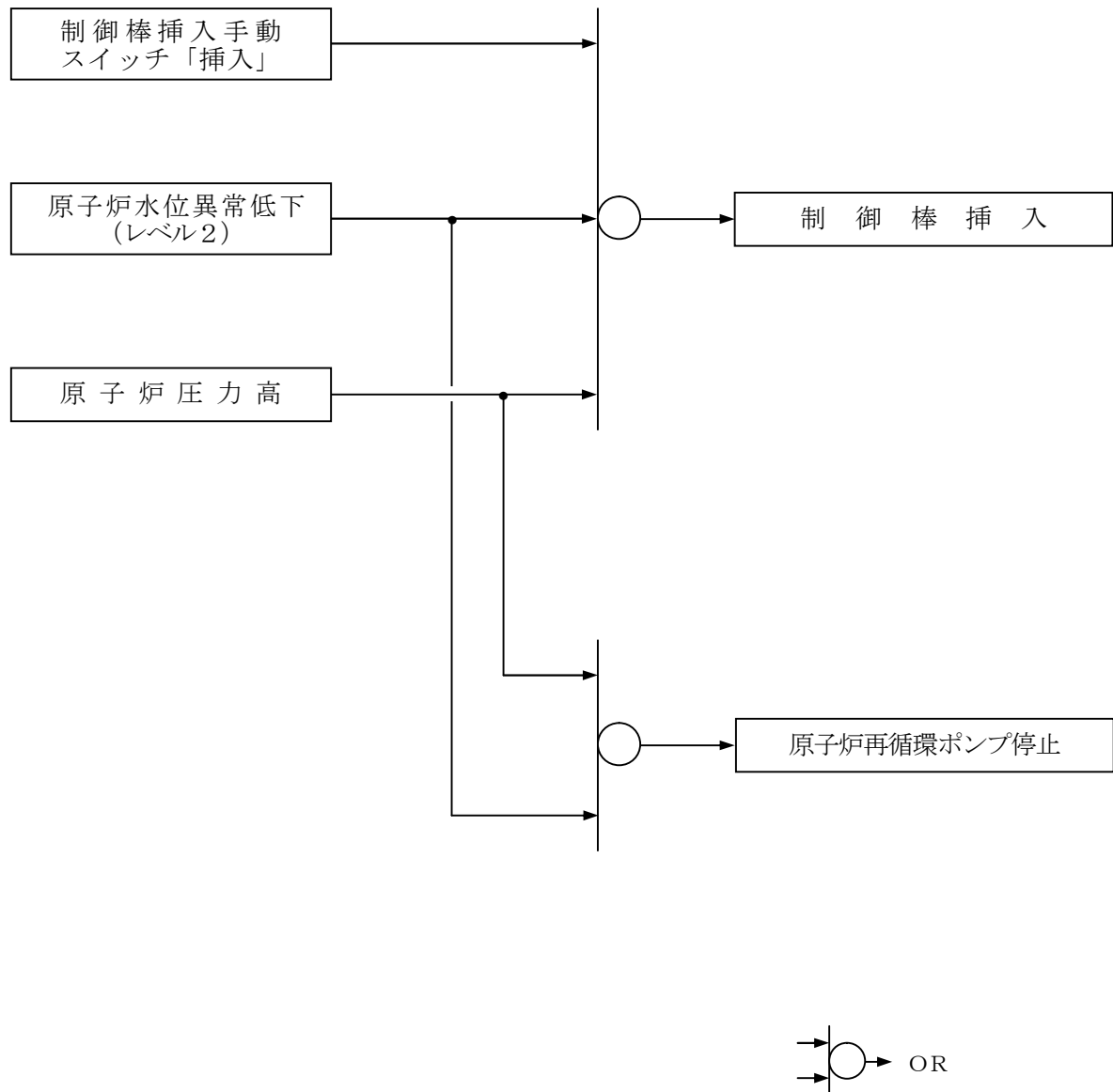
第 8.3-5 図 原子炉緊急停止系機能説明図



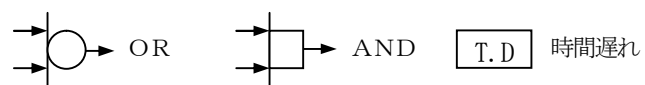
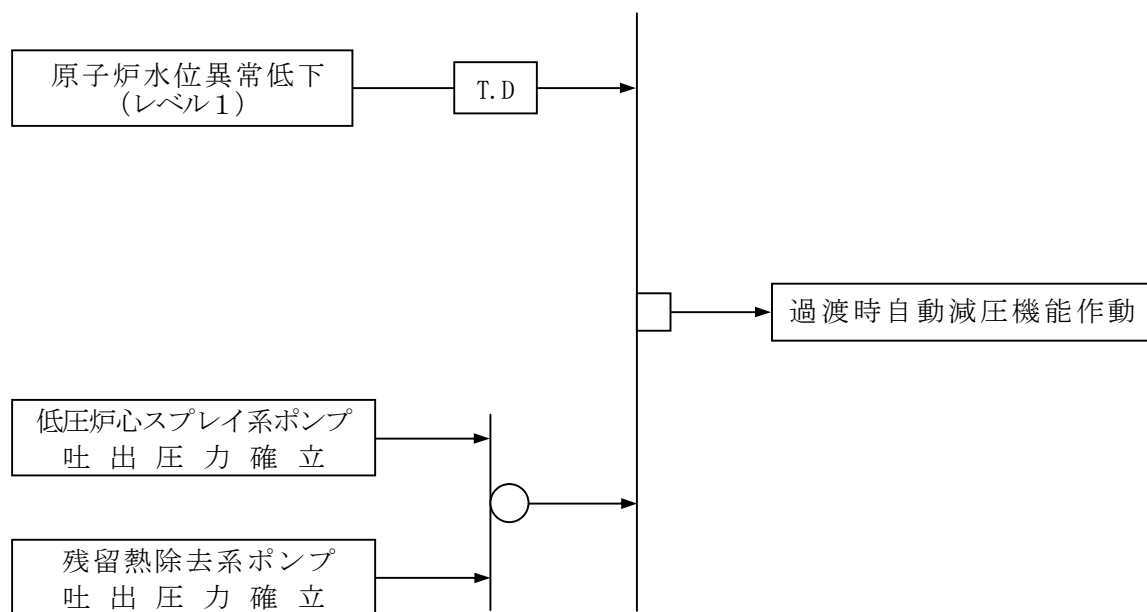
第 8.3-6 図 その他の主要な安全保護系機能説明図（その 1）



第 8.3-7 図 その他の主要な安全保護系機能説明図 (その 2)



第 8.3-8 図 代替制御棒挿入及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能説明図



第 8.3-9 図 過渡時自動減圧機能説明図

9. 電気系

9.1 概 要

9.1.2 所内電気設備関係

所内電気系統は、次の諸設備から構成される。

発電機及び励磁装置

主要変圧器 発電機電圧（約 19kV）を超高圧開閉所電圧（約 275kV）に昇圧する。

所内変圧器 発電機電圧（約 19kV）を所内高圧母線電圧（約 6.9kV）に降圧する。

起動変圧器 超高圧開閉所電圧（約 275kV）を所内高圧母線電圧（約 6.9kV）に降圧する。

予備変圧器 特別高圧開閉所電圧（約 154kV）を所内高圧母線電圧（約 6.9kV）に降圧する。

発電機の発生電力は主要変圧器を通して超高圧開閉所に送られる。

所内電力は、通常運転時は発電機から 2 台の所内変圧器を通して供給されるが起動あるいはプラントの停止中は超高圧開閉所から 2 台の起動変圧器を通して供給する。

6.9kV 所内高圧母線は常用母線 7、非常用母線 3（高圧炉心スプレイ系用母線 1 を含む。）及び緊急用母線 1 により構成され、常用母線は通常運転時は所内変圧器から、起動時及び停止時には起動変圧器からそれぞれ受電できるように遮断器回路が構成されている。

また非常用母線（高圧炉心スプレイ系用母線を含む。）は、起動変圧器より常用母線を経由しての受電や、154kV 送電線から予備変圧器を経て受電することもできる。

480V 所内低圧母線は常用母線 11、非常用母線 2 及び緊急用母線 1 で構成

されている。

2 台以上ある補機は原則として、高圧受電、低圧受電のものともそれぞれの母線に分割して接続され、電力供給の安定をはかっている。

ディーゼル発電機設備は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台と非常用ディーゼル発電機 2 台の計 3 台より構成される。

非常用ディーゼル発電機 1 台の容量は、外部電源が停電した場合に冷却材喪失事故が発生しても発電所を安全に停止するのに必要な補機を運転するのに必要な容量より決める。

発電所の安全のため、常に確実なる電源を必要とするものに対しては、蓄電池を設置し、また安定した交流の計測制御用電源を必要とするものに対しては、バイタル交流電源装置を設置している。

直流電源設備は、非常用所内電源として 125V 3 系統（高圧炉心スプレイ系用 1 系統を含む。）及び中性子モニタ用±24V 2 系統、常用所内電源として直流 250V 1 系統から構成する。

また、設計基準事故対処設備の電源喪失により重大事故等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、格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中の原子炉の燃料体の著しい損傷を防止するため、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、可搬型代替直流電源設備、所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備を設ける。

9.1.3 通信連絡設備及び照明設備

所内通信設備は、中央制御室及びその他建屋内外の必要な箇所に送受話器、電力保安通信用電話設備等を設置し、事故時に迅速な連絡を可能にするとともに、中央制御室から発電所内に的確な指示及び警報、並びに緊急時対

策所からの的確な指示を発することができる。また、発電所と所外必要箇所との通信連絡用として、発電所には、加入電話設備、電力保安通信用電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び衛星電話設備を設ける。

発電所と所外必要箇所との通信連絡に用いる電力保安通信用電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、ケーブル及び無線を用いた専用の通信回線を設け、事故時に必要のある場所と通信連絡を行うことができる。

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設備は必要のある場所と通信連絡を行うことができるように、中央制御室及び緊急時対策所に送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備及び無線連絡設備を設ける。また、発電所と所外必要箇所との通信連絡設備は、必要のある場所と通信連絡を行うことができるように、緊急時対策所に加入電話設備、電力保安通信用電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び衛星電話設備を設ける。

なお、これらの通信連絡設備は、非常用所内電源系又は無停電電源に接続するとともに、携帯型の機器等については、代替電源設備から給電された蓄電池等の電源を用いることが可能とする。

照明設備は、常用低圧母線から必要箇所に給電する。中央制御室及び避難通路その他必要な場所の非常灯は、非常用低圧母線から給電する。さらに、通常の照明用電源喪失時に蓄電池から給電する直流非常灯を設ける。また、上記照明とは別に、設計基準事故対策のための現場作業が生じた場合に作業が可能となるように、可搬型照明装置を配備する。

9.2 設計方針

9.2.1 送電線関係

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の必要な電源として外部電源系を有する設計とする。

- (1) 外部電源系は，独立した異なる 2 つの変電所に接続する 3 回線の送電線により電力系統に接続され，かつ，これらの回線のうち少なくとも 1 回線は他の回線と物理的に分離し，一つの変電所の停止によって原子炉施設に接続された送電線が全て停止しないように設計する。
- (2) 外部電源系の機器の故障又は発電所に接続している送電線の短絡や地絡，母線の低電圧や過電圧に対し，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，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設計とする。

9.2.2 所内電気設備関係

- (1) 通常運転に必要な機器及び原子炉を安全に停止させるのに必要な機器への電源を確保する。
- (2) 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必要な電源として非常用所内電源系を有する設計とする。
 - a. 非常用所内電源設備（非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び蓄電池）は，設計基準事故対処設備の機能を確保し得る容量及び機能を有する設計とする。
 - b. 非常用所内電源系の機器の故障又は発電所に接続している送電線の短絡や地絡，母線の低電圧や過電圧に対し，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，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設計とする。

- (3) 安全保護系及び設計基準事故対処設備への電源として、電氣的、物理的に相互に分離した電源を準備する。
- (4) 電気系統は、一定時間の全交流動力電源喪失に対して原子炉を安全に停止し、かつ停止後の冷却を確保できる設計とする。
- (5) 電気系統は、非常用所内電源系のみ又は外部電源系のための運転状態で、単一故障を仮定しても、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設計基準事故対処設備がその機能を確保するのに十分な容量を有する設計とする。
- (6) 通常時及び事故時の監視制御用として、計測制御用電源設備を設ける。
- (7) 所内ケーブル等の材料は、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を使用する。
- (8) 建屋内に設置する変圧器類は、原則として乾式又は難燃性油を使用する設計とする。
- (9) 安全上重要な構築物、系統及び機器のうち電気機器は、必要に応じ環境条件を模擬した試験により健全性が確認されたものを使用する。
- (10) 安全上重要な電気系統は、系統の重要な部分が適切な定期試験及び検査を行える設計とする。
- (11) 開閉所及び送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置し、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。
- (12) 非常用ディーゼル発電機等の燃料を貯蔵する設備は、7日間の連続運転に必要な容量以上を敷地内に貯蔵できる設計とする。
- (13) 設計基準事故対処設備の所内電気設備については、溢水等の共通要因により1系統は機能を失わない設計とする。

9.2.3 通信連絡設備及び照明設備

- (1) 中央制御室及び避難通路の照明は、通常の照明用電源喪失時においても、その機能を失うことのない設計とする。
- (2) 発電所内の通信連絡設備は、中央制御室及びその他建屋内外各所に送受話器、電力保安通信用電話設備等を設置し、事故時に迅速な連絡を可能にするとともに、中央制御室から各所に指示及び警報並びに緊急時対策所からの確な指示を発することができる設計とする。
- (3) 発電所と所外必要箇所との通信連絡用として、発電所には、加入電話設備、電力保安通信用電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び衛星電話設備を設ける設計とする。
- (4) 発電所と所外必要箇所との通信連絡に用いる電力保安通信用電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、ケーブル及び無線を用いた専用の通信回線を設け、事故時に必要のある場所と通信連絡を行うことができる設計とする。
- (5) 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設備は必要のある場所と通信連絡を行うことができるように、中央制御室及び緊急時対策所に送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備及び無線連絡設備を設置又は配備する設計とする。

また、発電所と所外必要箇所との通信連絡設備は、必要のある場所と通信連絡を行うことができるように、緊急時対策所に加入電話設備、電力保安通信用電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び衛星電話設備を設ける設計とする。

- (6) これらの通信連絡設備は、非常用所内電源系又は無停電電源からの給電を可能にするとともに、これらの通信連絡設備のうち携帯型の機器等については、代替電源設備から給電された蓄電池等の電源を用いることができ

る設計とする。

9.2.4 重大事故等対処設備

設計基準事故対処設備の電源喪失により重大事故等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、格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中の原子炉の燃料体の著しい損傷を防止するため、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、可搬型代替直流電源設備、所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備を設ける設計とする。

9.3 電気系統構成

9.3.1 送電関係一覧

本原子炉施設に接続する送電線は、275kV 送電線 2 回線と 154kV 送電線 1 回線であり、275kV 送電線 2 回線は、東京電力株式会社の那珂変電所に、154kV 送電線 1 回線は、東京電力株式会社の茨城変電所にそれぞれ接続している。

本原子炉施設で発生した電力は、275kV 送電線 2 回線で、東京電力株式会社の電力系統に送電する。

275kV 送電線は、1 回線で本原子炉施設の全発生電力を送電する容量があり、1 回線停止時においても本原子炉施設を全出力運転できる。また、275kV 送電線が 2 回線とも停止した場合には、原子炉を安全に停止するための電力を 154kV 送電線、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）のいずれかより受電する。

送電系統一覧図を第 9.3-1 図に示す。

9.3.2 発電所結線

所内の電源系統は、以下の母線等からなる。

超高圧開閉所 約 275kV 2 回線

特別高圧開閉所 約 154kV 1 回線

所内高圧母線 常用母線 約 6.9kV 7 母線

非常用母線 約 6.9kV 3 母線

(高圧炉心スプレイ系用高圧母線 1 母線を含む。)

安全保護系母線 原子炉保護系母線 約 120V 2 母線

バイタル交流電源母線 約 120V／約 240V 2 母線

計装用母線 約 120V／約 240V 2 母線

常用高圧母線には、通常運転時に必要な負荷を振り分け、これらの母線は、原子炉の起動又は停止中は、起動変圧器から受電するが、発電機並列中は所内変圧器から受電する。

外部電源が喪失した場合には、非常用高圧母線に非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)を接続し、設計基準事故対処設備に給電する。

所内電源系の単線結線図を第 9.3-2 図に示す。

9.3.3 直流電源設備

直流電源系統は、非常用所内電源として 125V 3 系統(高圧炉心スプレイ系用 1 系統を含む。)及び中性子モニタ用±24V 2 系統、常用所内電源として 250V 1 系統から構成する。

直流母線

・非常用

非常用電源母線 約 125V 3 母線

(高圧炉心スプレイ系用 1 母線を含む。)

中性子モニタ用母線 約±24V 2 母線

・ 常用

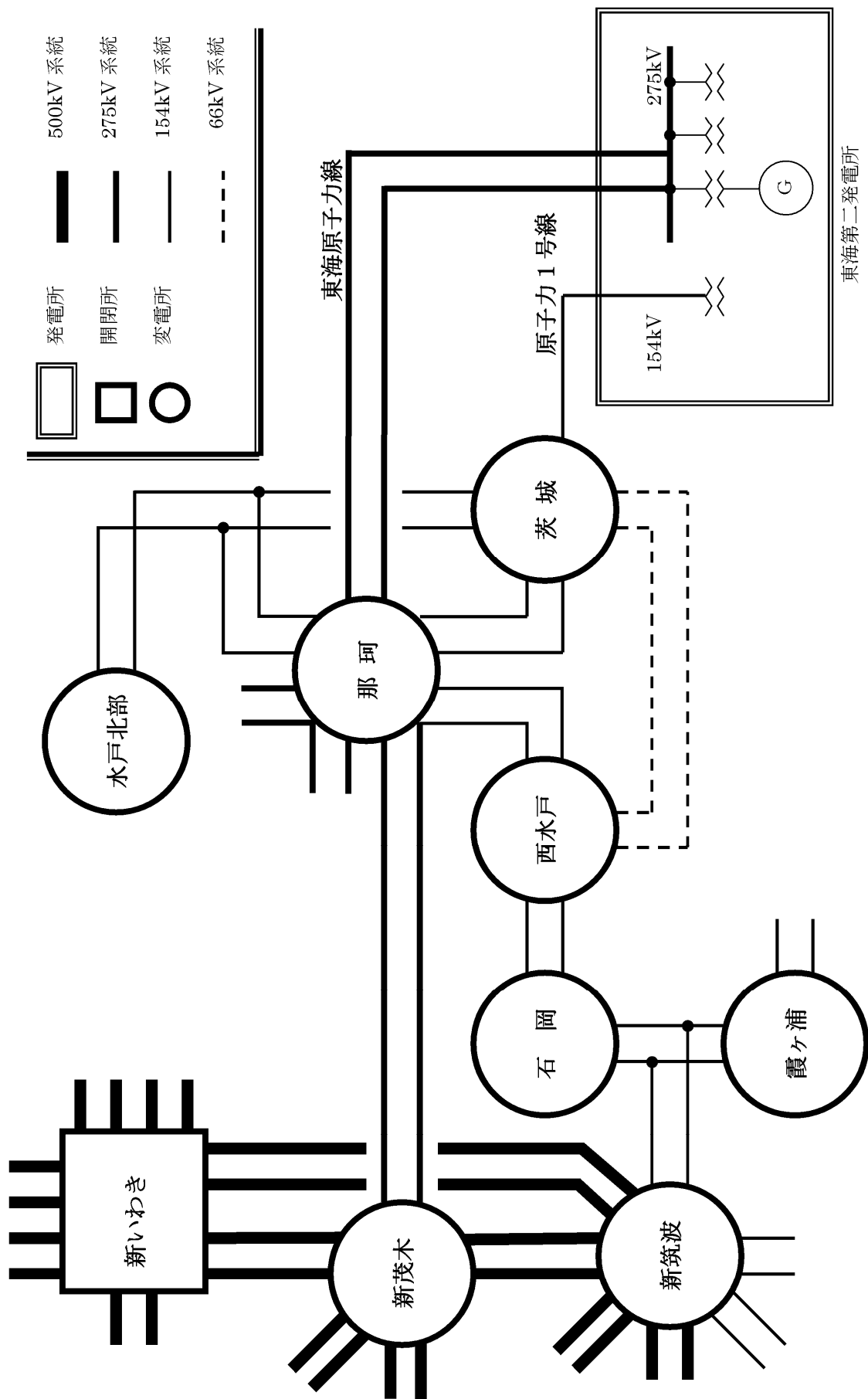
常用電源母線 約 250V 1 母線

直流電源設備の主要機器仕様を第 9.3-1 表に示す。

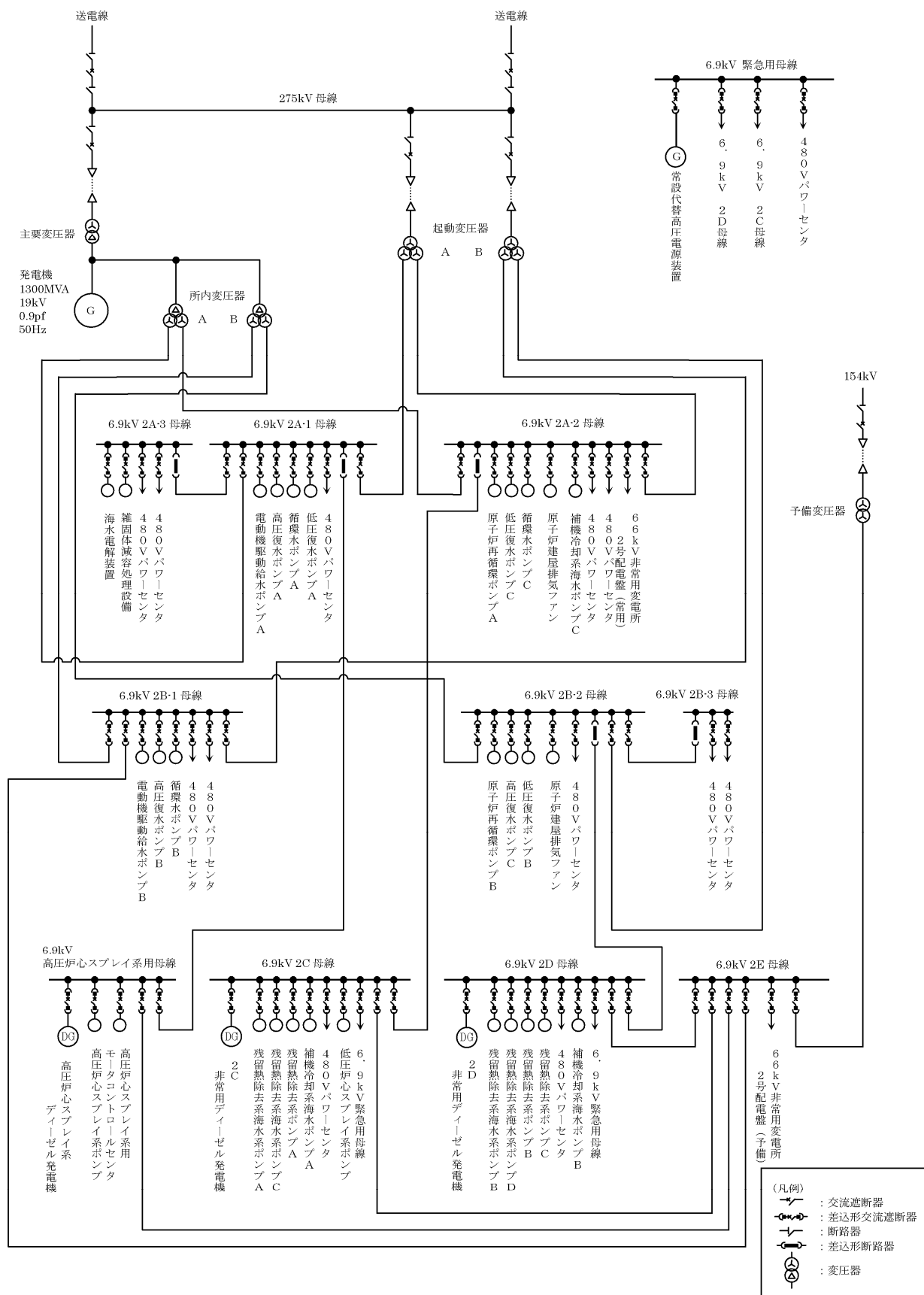
直流電源系統の単線結線図を第 9.3-3 図に示す。

第 9.3－1 表 直流電源設備の主要機器仕様

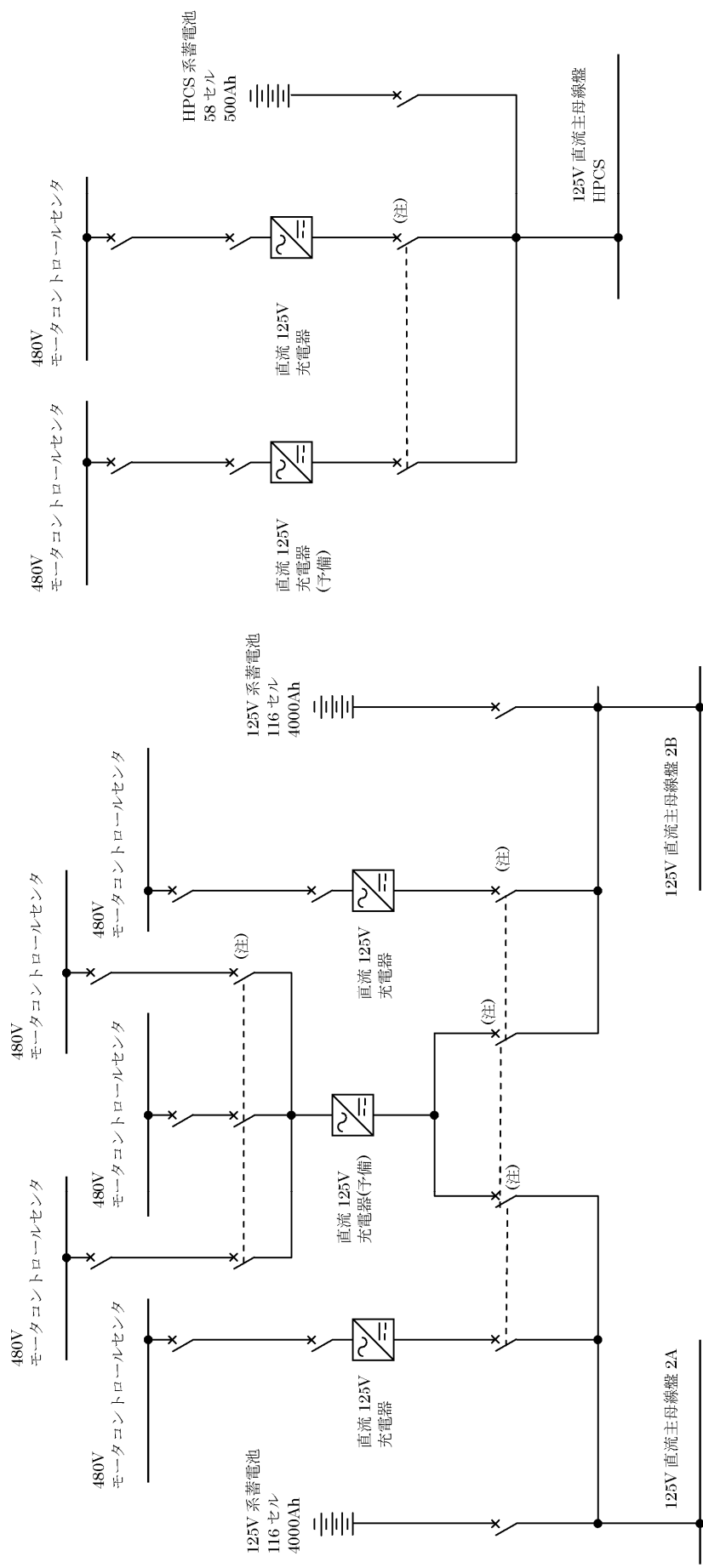
	125V 系 蓄電池	中性子モニタ用 蓄電池	250V 系 蓄電池
蓄電池			
個 数	3 組	2 組	1 組
電 圧	約 125V	約 ±24V	約 250V
容 量	A 系 4,000Ah B 系 4,000Ah HPCS 系 500Ah (高圧炉心スプレ イ系用)	A 系 150Ah B 系 150Ah	2,000Ah
充電器			
台 数	5 (うち 2 台は予備)	4	2 (うち 1 台は予備)
充電方式	浮動	浮動	浮動



第 9.3-1 図 送電系統一覽図

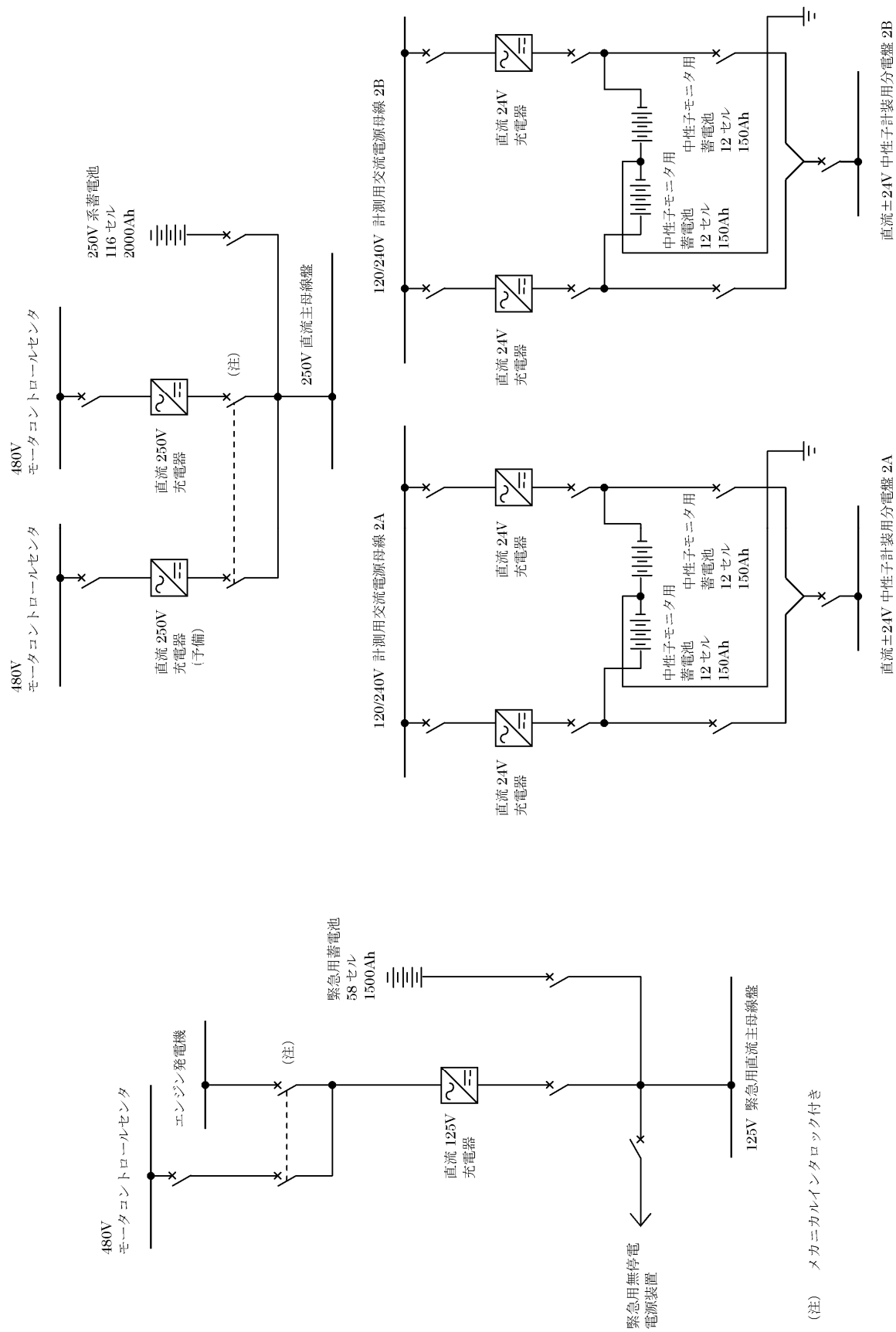


第 9.3-2 図 所内電源系の単線結線図



(注) メカニカルロック付き

第 9.3-3 図 (1) 直流電源系統の単線結線図



第 9.3-3 図 (2) 直流電源系統の単線結線図

9.4 主要設備

9.4.2 変圧器

本原子炉施設では、次のような変圧器を設ける。

主要変圧器 発電機電圧（約 19kV）を送電線電圧（約 275kV）に昇圧する。

所内変圧器 発電機電圧（約 19kV）を所内高圧母線電圧（約 6.9kV）に降圧する。

起動変圧器 超高圧開閉所電圧（約 275kV）を所内高圧母線電圧（約 6.9kV）に降圧する。

予備変圧器 送電線電圧（約 154kV）を所内高圧母線電圧（約 6.9kV）に降圧する。

上記変圧器の主要機器仕様を第 9.4-1 表に示す。

第 9.4－1 表 変圧器の主要機器仕様

	容量	電圧比	台数
主要変圧器	約 1,300MVA	約 18.525kV／約 275kV	1
所内変圧器	約 50MVA	約 18.525kV／約 6.9kV	2
起動変圧器	約 50MVA	約 275kV／約 6.9kV	2
予備変圧器	約 38MVA	約 147kV／約 6.9kV	1

9.5 非常用電源設備及び事故時電源切替

9.5.1 非常用電源設備

(1) 非常用ディーゼル発電機

エンジン

形 式	V 形
台 数	2
定格容量	約 5,500kW (1 台当たり)
回 転 数	429min ⁻¹
起動方式	圧縮空気起動
起動時間	10 秒以内
使用燃料	軽 油

発電機

形 式	横軸回転界磁三相交流発電機
台 数	2
定格容量	約 6,500kVA (1 台当たり)
力 率	約 0.8
電 圧	約 6.9kV
周 波 数	50Hz
回 転 数	429min ⁻¹

(2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

エンジン

形 式	V 形
台 数	1
定格容量	約 3,050kW
回 転 数	429min ⁻¹

起動方式	圧縮空気起動
起動時間	10 秒以内
使用燃料	軽 油

発電機

形 式	横軸回転界磁三相交流発電機
台 数	1
定格容量	約 3,500kVA
力 率	約 0.8
電 圧	約 6.9kV
周 波 数	50Hz
回 転 数	429min ⁻¹

(3) 安全保護系電源

a. バイタル交流電源装置

形 式	静止形無停電装置
台 数	1
定格容量	約 50kVA
電 圧	約 120V／約 240V
周 波 数	50Hz

b. 原子炉保護系用M－G装置

電動機

形 式	三相誘導電動機
台 数	2
定格容量	約 45kW (1 台当たり)
電 圧	約 440V

発電機

形 式	単相同期発電機
台 数	2
定格容量	約 18.75kVA (1 台当たり)
電 圧	約 120V
周波数	50Hz

(4) 直流電源装置

a . 125V 系蓄電池

蓄電池

形 式	制御弁式据置鉛蓄電池
個 数	2 組 (1 組当たり 116 個)
電 圧	約 125V
容 量	約 4,000Ah／組

充電装置

形 式	静止形 (シリコン整流器)
台 数	3 (うち 1 台予備)
容 量	A 系 約 59kW B 系 約 45kW 予備 約 59kW

充電方式 浮動

b . HPCS 系蓄電池 (高圧炉心スプレイ系用)

蓄電池

形 式	制御弁式据置鉛蓄電池
個 数	1 組 (1 組当たり 58 個)
電 圧	約 125V
容 量	約 500Ah／組

充電装置

形 式	静止形（シリコン整流器）
台 数	2（うち 1 台は予備）
容 量	約 14kW（1 台当たり）
充電方式	浮動

c．250V 系蓄電池

蓄電池

形 式	制御弁式据置鉛蓄電池
個 数	1 組（1 組当たり 116 個）
電 圧	約 250V
容 量	約 2,000Ah／組

充電装置

形 式	静止形（シリコン整流器）
台 数	2（うち 1 台予備）
容 量	約 98kW（1 台当たり）
充電方式	浮動

d．中性子モニタ用蓄電池

蓄電池

形 式	制御弁式据置鉛蓄電池
個 数	2 組（1 組当たり 24 個）
電 圧	約±24V
容 量	約 150Ah／組

充電装置

形 式	静止形（シリコン整流器）
台 数	4

容 量	約 0.84kW (1 台当たり)
充電方式	浮動

9.6 重大事故等対処設備

9.6.1 常設代替交流電源設備

常設代替交流電源設備として、常設代替高圧電源装置を設ける。

常設代替高圧電源装置は、全交流動力電源が喪失した場合でも、重大事故等の対応に必要な設備を運転できる容量とする。

常設代替高圧電源装置は、設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図っている。

常設代替高圧電源装置に接続する主要な負荷は、以下のとおりである。

残留熱除去系

重大事故等対処設備

換気空調系（中央制御室換気空調系）

蓄電池充電装置

計測制御設備

常設代替交流電源設備の主要機器仕様を第 9.6-1 表に示す。

9.6.2 可搬型代替交流電源設備

可搬型代替交流電源設備として、可搬型代替低圧電源車（可搬型代替直流電源設備の機能を兼用）を配備する。

可搬型代替低圧電源車は、全交流動力電源が喪失した場合でも、重大事故等の対応に必要な設備を運転できる容量とする。

可搬型代替低圧電源車は、設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図っている。

可搬型代替低圧電源車に接続する主要な負荷は、以下のとおりである。

重大事故等対処設備

換気空調系（中央制御室換気空調系）

蓄電池充電装置

計測制御設備

可搬型代替交流電源設備の主要機器仕様を第 9.6－2 表に示す。

9.6.3 可搬型代替直流電源設備

可搬型代替直流電源設備として、可搬型代替低圧電源車（可搬型代替交流電源設備の機能を兼用）及び可搬型整流器を配備する。

可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、所内常設直流電源設備の電源喪失により重大事故等に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な電力を供給する。

可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図っている。

可搬型代替直流電源設備に接続する主要な負荷は、以下のとおりである。

重大事故等対処設備

原子炉隔離時冷却系

高圧代替注水系

逃がし安全弁

計測制御設備

可搬型代替直流電源設備の主要機器仕様を第 9.6－3 表に示す。

9.6.4 所内常設直流電源設備

所内常設直流電源設備として、非常用蓄電池（9.5.1 非常用電源設備
(4)直流電源装置 a. の機能を兼用）を設置する。

所内常設直流電源設備は、全交流動力電源喪失により重大事故等に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な電力を供給する。

非常用蓄電池に接続する主要な負荷は、以下のとおりである。

原子炉隔離時冷却系

高圧代替注水系

逃がし安全弁

非常用ガス処理系

9.6.5 常設代替直流電源設備

常設代替直流電源設備として、緊急用蓄電池を設置する。

緊急用蓄電池は、全交流動力電源及び所内常設直流電源の喪失により重大事故等に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な電力を供給する。

緊急用蓄電池に接続する主要な負荷は、以下のとおりである。

重大事故等対処設備

原子炉隔離時冷却系

高圧代替注水系

逃がし安全弁

非常用ガス処理系

常設代替直流電源設備の主要機器仕様を第 9.6-4 表に示す。

第 9.6－1 表 常設代替交流電源設備の主要機器仕様

	常設代替高圧電源装置
エンジン	
台 数	5（予備を含む）
使用燃料	軽油
発電機	
台 数	5（予備を含む）
種 類	防滴保護，空気冷却自己自由通風型
容 量	約 1,725kVA（1 台当たり）
力 率	0.8
電 圧	6,600V
周波数	50Hz

第 9.6－2 表 可搬型代替交流電源設備の主要機器仕様

	可搬型代替低圧電源車
エンジン	
台 数	4（うち 2 台は予備）
使用燃料	軽油
発電機	
台 数	4（うち 2 台は予備）
種 類	三相交流発電機
容 量	約 500kVA（1 台当たり）
力 率	0.8
電 圧	440V
周波数	50Hz

第 9.6－3 表 可搬型代替直流電源設備の主要機器仕様

	可搬型整流器等
(1) 可搬型代替低圧 電源車	第 9.6－2 表参照
(2) 可搬型整流器	
台 数	8（うち 2 台は予備）
最大出力	15kW（1 台当たり）

第 9.6－4 表 常設代替直流電源設備の主要機器仕様

	緊急用蓄電池
蓄電池	
形 式	制御弁式据置鉛蓄電池
個 数	1 組（1 組当たり 58 個）
電 圧	約 125V
容 量	約 1,500Ah／組
充電装置	
型 式	静止形（シリコン整流器）
台 数	1
容 量	約 19.4kW
充電方式	浮動

9.7 非常用所内電源設備の試験及び検査

9.7.1 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，母線に接続して，必要な負荷をかける。

(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。

9.7.2 蓄電池

蓄電池は，定期的に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。

9.7.3 常設代替交流電源設備

常設代替高圧電源装置は，定期的な試験を行うことにより，その健全性を確認する。

9.7.4 可搬型代替交流電源設備

可搬型代替低圧電源車は，定期的な試験を行うことにより，その健全性を確認する。

9.7.5 可搬型代替直流電源設備

可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器等は，定期的な試験を行うことにより，その健全性を確認する。

9.7.6 所内常設直流電源設備

所内常設直流電源装置は、定期的に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。

9.7.7 常設代替直流電源設備

常設代替直流電源装置は、定期的に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。

11. 放射線管理施設

11.1 遮蔽設備

11.1.1 概要

遮蔽設備は、発電所敷地周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等が受ける線量を低減するもので、1次遮蔽、2次遮蔽等で構成する。

放射線源には、原子炉本体、原子炉冷却系、燃料取扱系、タービン系、廃棄物処理系及びこれらの補助系があり、原子炉運転時、燃料取扱時及び原子炉停止時において、それぞれの線源の強さ及び接近頻度等を勘案して、設計基準を満足する遮蔽を設ける。特に原子炉本体まわりには、建屋外への遮蔽効果を十分考慮して、1次遮蔽、2次遮蔽を設けている。また、その他の系には、運転員を保護するために補助遮蔽を設けてある。

11.1.2 設計方針

11.1.2.1 遮蔽設計の基準

遮蔽は、通常運転時、施設定期検査時等において、発電所敷地周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等が受ける線量が経済産業省告示「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」に定める線量限度を十分下回るように設計する。

また、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人の居住の可能性のある地域における空気カーマが年間 $50\mu\text{Gy}$ 以下となるように設計する。

11.1.2.2 遮蔽設計に際してとられる区域の区分

建屋内の遮蔽は、放射線業務従事者の関係各場所への立入頻度、滞在時間等を考慮した上で、外部放射線に係る線量率が第11.1-1表の基準を満足す

る設計とする。

なお、固体廃棄物作業建屋については、第11.1-2表の基準を満足する設計とする。

遮蔽設計上の区域区分を第11.1-1図～第11.1-8図に示す。

立入りに対する制限は、線量当量率、作業時間、個人の線量等を考慮して定める。

また、中央制御室については、事故時においても、中央制御室内にとどまり各種の操作を行う運転員が、過度な被ばくを受けないように遮蔽を行う設計とする。さらに、重大事故等が発生した場合においても、運転員がとどまることができる遮蔽とする。

緊急時対策所については、重大事故等が発生した場合においても、緊急時対策要員等がとどまることができる遮蔽とする。

11.1.3 主要設備

11.1.3.1 1次遮蔽

1次遮蔽は、第11.1-9図に示すように、原子炉圧力容器を取り囲むコンクリート壁、ドライウェル・シェルの外側を取り囲むコンクリートからなり、後者の厚さは約1.9mである。

その他の遮蔽効果をもたらすものとして、原子炉圧力容器、ドライウェル・シェルがある。

11.1.3.2 2次遮蔽

2次遮蔽は、原子炉建屋側面のコンクリート壁で、構造材を兼用する。その高さは地上約55mで、厚さは底部約1.5m、頂部約0.3mである。

11.1.3.3 燃料取扱遮蔽

燃料取替時は、原子炉運転時に、原子炉ウェル上に遮蔽として設けられている遮蔽ブロックを外すが、炉内構造物のうち気水分離器等遮蔽を必要とする物及び照射済燃料の移動の際には、原子炉ウェルに水を満して遮蔽とする。その水深は約7mである。

原子炉から取り出した燃料は、原子炉ウェルから水中を移動させて使用済燃料プールへ入れる。プールは厚さ約2mのコンクリート壁からなり、その水深は約11mである。

なお、取り外した気水分離器等は、気水分離器等貯蔵プールに入れ水で遮蔽を行う。

11.1.3.4 補助遮蔽

補助遮蔽は、原子炉補助系、タービン補助系、廃棄物処理系等からの放射線に対し、運転員を保護するためのものであり、主として機器まわりのコンクリート壁からなるが、運転員の接近が必要な配管等には、必要に応じて鉛又は鉄板で遮蔽する。また、ところによっては、保守の観点より、取り外し可能なコンクリートブロック又は鉄板を用いる。

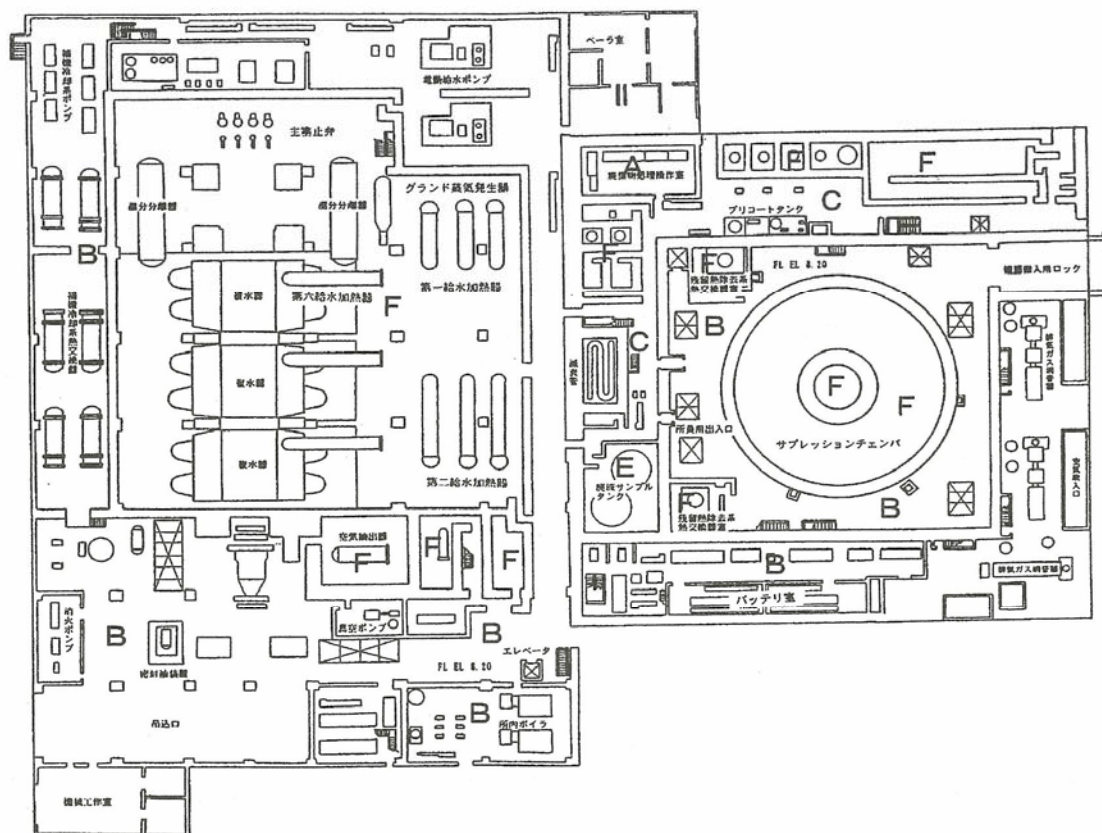
第11.1-1表 遮蔽設計基準 (1)

区 分	外部放射線に係る 設計基準線量率	例
A	0.006mSv/h以下*	中央制御室
B	0.01 mSv/h以下	一般通路
C	0.06 mSv/h以下	高圧復水ポンプ
D	0.12 mSv/h以下	タービン室
E	1 mSv/h未満	廃液サンプルタンク室
F	1 mSv/h以上	使用済樹脂貯蔵タンク室

* 管理区域境界については、経済産業省告示「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」に基づき1.3mSv/3月間を超えないように管理する。

表11.1-2表 遮蔽設計基準 (2)

区 分	外部放射線に係る 設計基準線量率	例
管理区域外	A 0.0026mSv/h以下	
管理区域内	B 0.01 mSv/h未満	一般通路
	C 0.05 mSv/h未満	機器・予備品エリア
	D 0.25 mSv/h未満	
	E 1 mSv/h未満	仕分け・切断作業エリア
	F 1 mSv/h以上	廃棄体搬出作業エリア

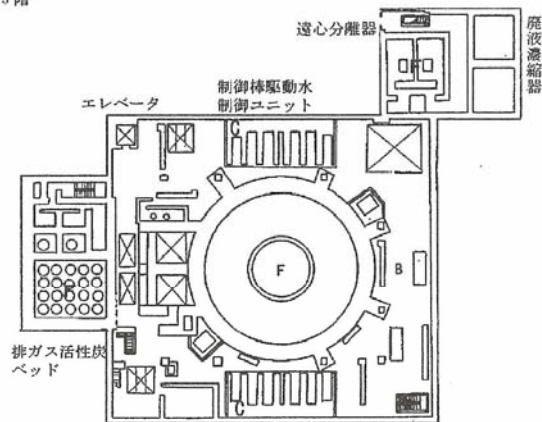


- A : 0.006mSv/h 以下
 B : 0.01 mSv/h 以下
 C : 0.06 mSv/h 以下
 D : 0.12 mSv/h 以下
 E : 1 mSv/h 未満
 F : 1 mSv/h 以上

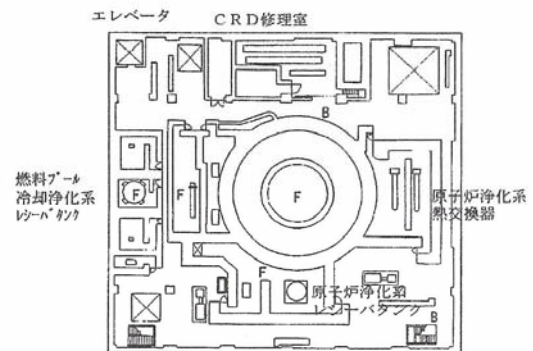
注) 告示に基づき, 1.3mSv/3 月間を超えるか
 又は超えるおそれのある区域を管理区域に
 設定する。

第 11.1-2 図 遮蔽設計上の区域区分 (1 階平面)

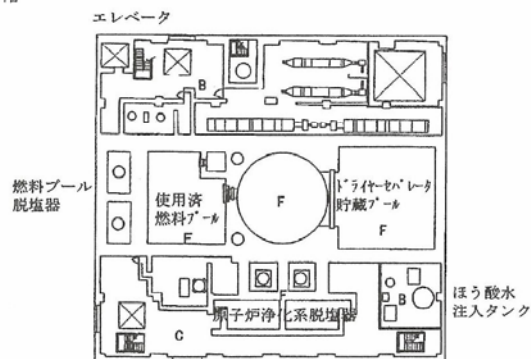
3階



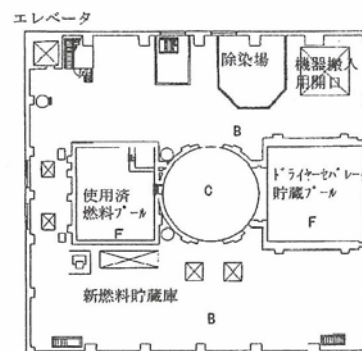
4階



5階



6階

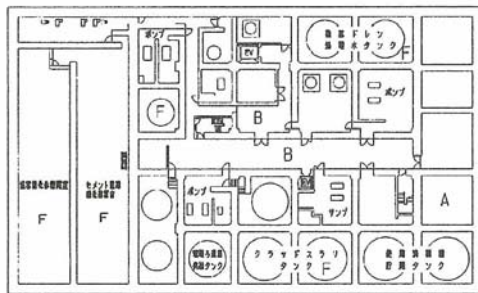


- A : 0.006mSv/h 以下
 B : 0.01 mSv/h 以下
 C : 0.06 mSv/h 以下
 D : 0.12 mSv/h 以下
 E : 1 mSv/h 未満
 F : 1 mSv/h 以上

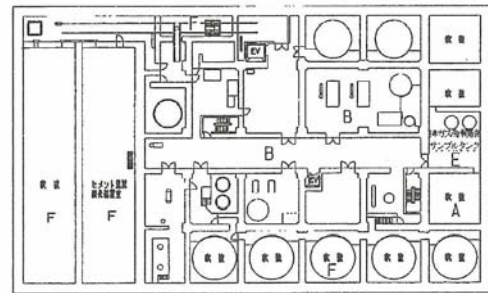
注) 告示に基づき, 1.3mSv/3月間を超えるか又は超えるおそれのある区域を管理区域に設定する。

第 11.1-4 図 遮蔽設計上の区域区分 (原子炉建屋各階平面)

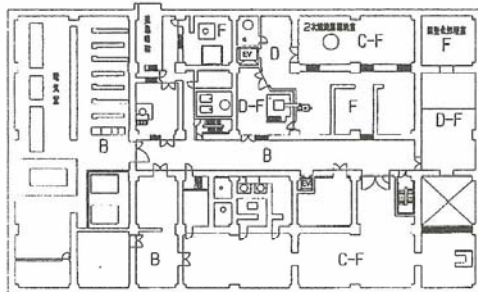
地下 3 階



地下 2 階



地下 1 階



A : 0.006mSv/h 以下

B : 0.01 mSv/h 以下

C : 0.06 mSv/h 以下

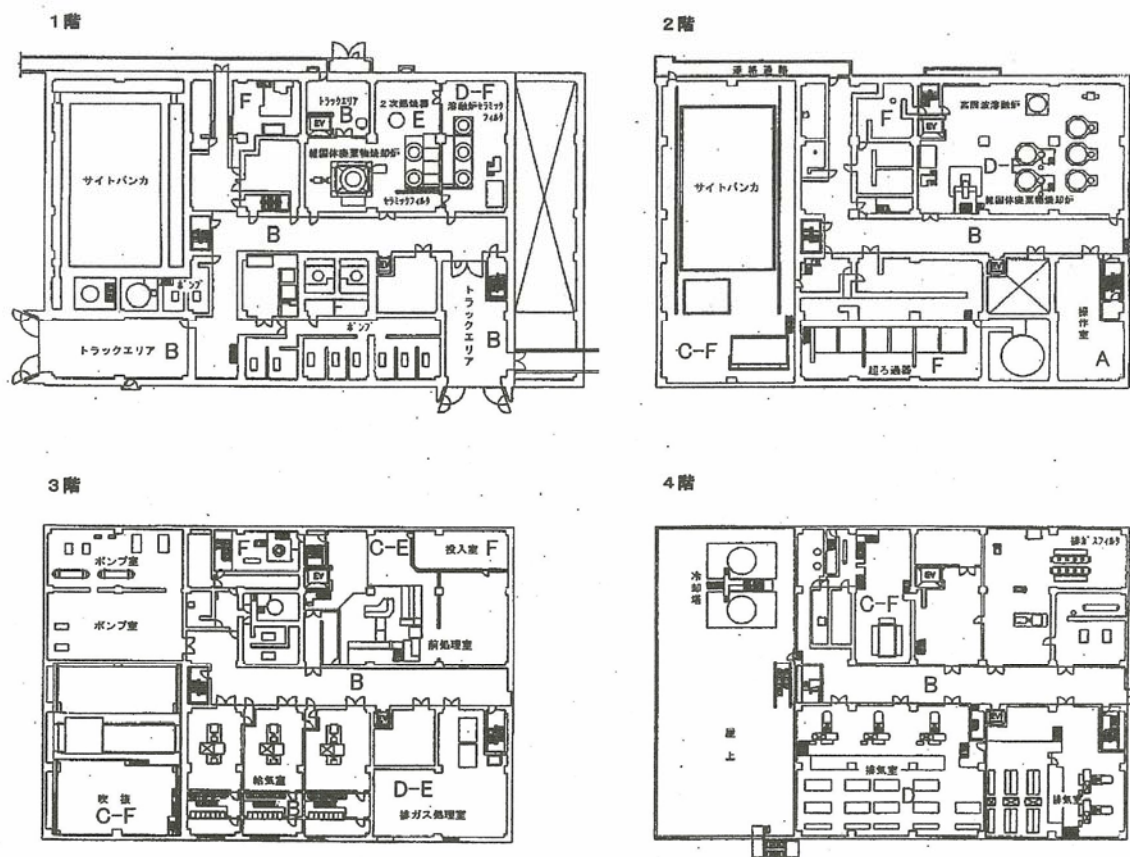
D : 0.12 mSv/h 以下

E : 1 mSv/h 未満

F : 1 mSv/h 以上

注) 告示に基づき、1.3mSv/3 月間を超えるか
又は超えるおそれのある区域を管理区域に
設定する。

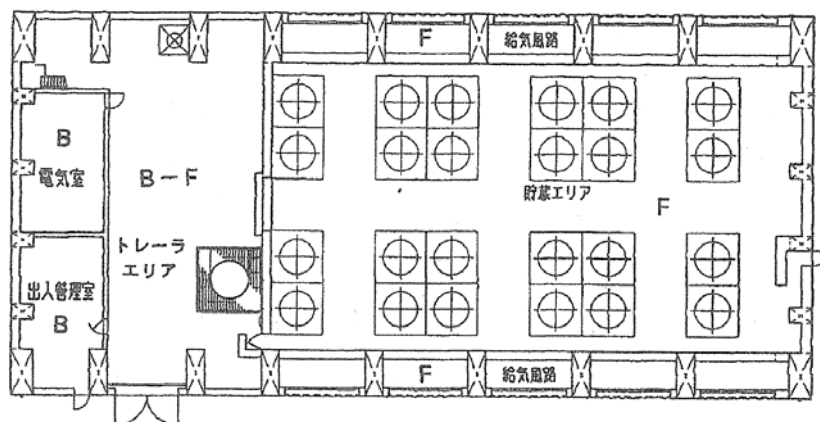
第 11.1-5 図 遮蔽設計上の区域区分
(廃棄物処理建屋 地下 1, 2, 3 階平面)



A : 0.006mSv/h 以下
 B : 0.01 mSv/h 以下
 C : 0.06 mSv/h 以下
 D : 0.12 mSv/h 以下
 E : 1 mSv/h 未満
 F : 1 mSv/h 以上

注) 告示に基づき, 1.3mSv/3月間を超えるか
 又は超えるおそれのある区域を管理区域に
 設定する。

第 11.1-6 図 遮蔽設計上の区域区分
 (廃棄物処理建屋 1, 2, 3, 4 階平面)



A : 0.006mSv/h 以下

B : 0.01 mSv/h 以下

C : 0.06 mSv/h 以下

D : 0.12 mSv/h 以下

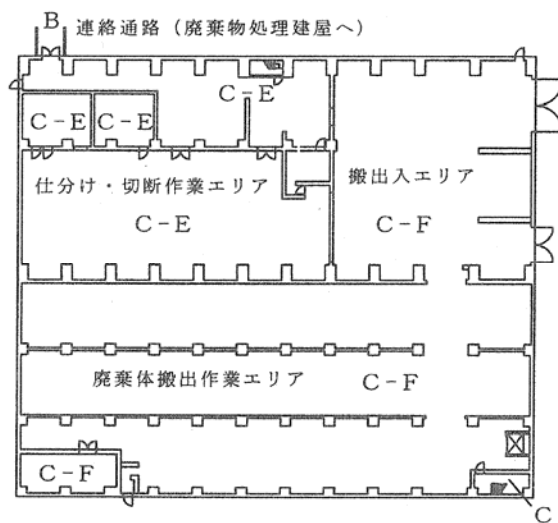
E : 1 mSv/h 未満

F : 1 mSv/h 以上

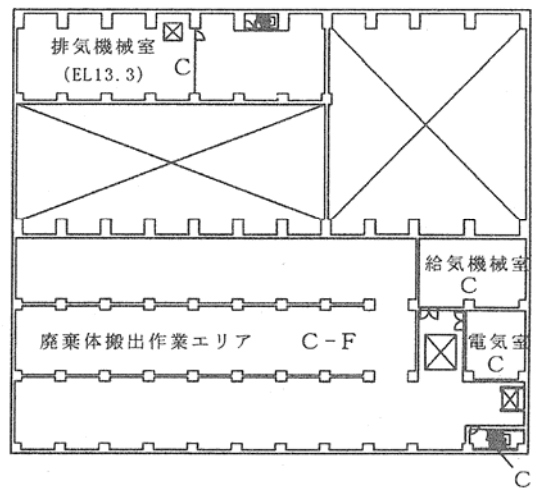
注) 告示に基づき, 1.3mSv/3 月間を超えるか
又は超えるおそれのある区域を管理区域に
設定する。

第 11.1-7 図 遮蔽設計上の区域区分
(使用済燃料乾式貯蔵建屋 1 階平面)

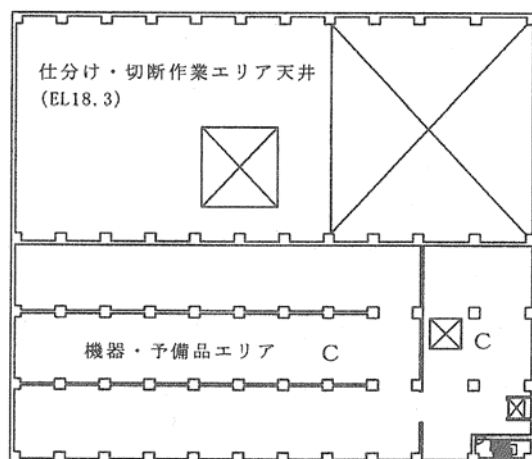
1 階



2 階

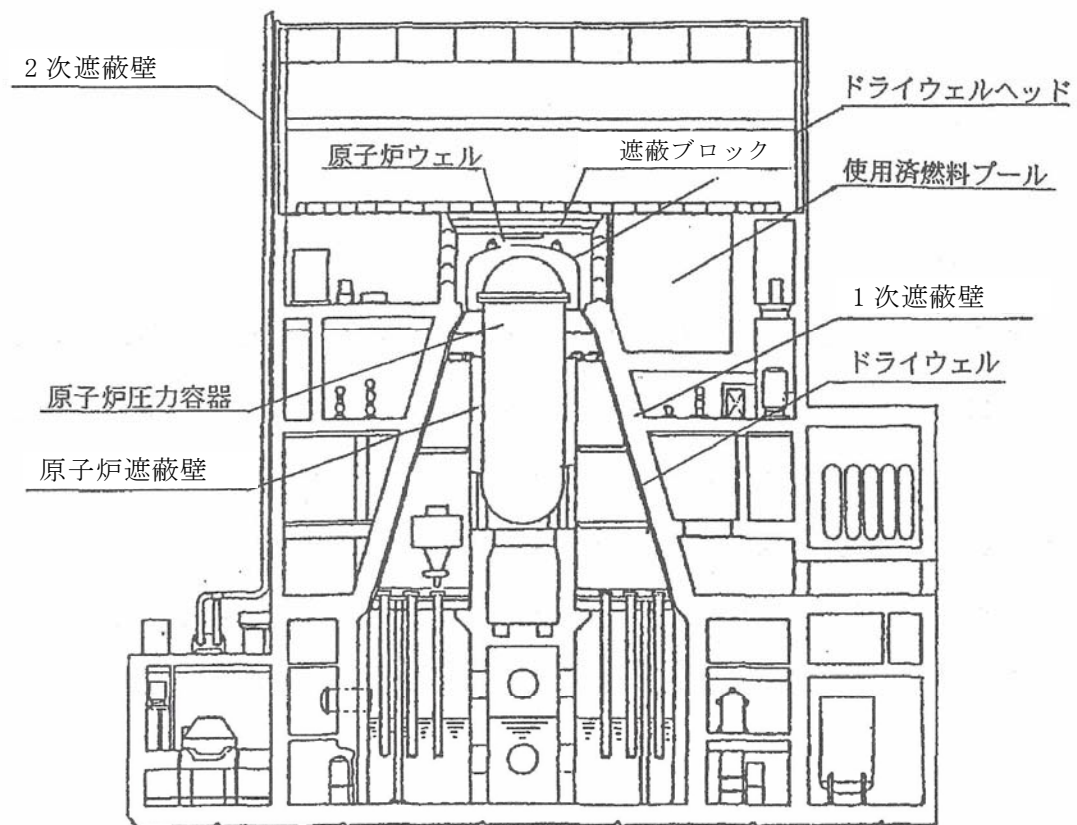


3 階



A	: 0.0026	mSv/h 以下
B	: 0.01	mSv/h 未満
C	: 0.05	mSv/h 未満
D	: 0.25	mSv/h 未満
E	: 1	mSv/h 未満
F	: 1	mSv/h 以上

第 11.1-8 図 遮蔽設計上の区域区分
(固体廃棄物作業建屋 1, 2, 3 階平面)



第 11.1-9 図 原子炉建屋内遮蔽配置図

11.3 放射線計測器

11.3.3 発電所外の放射線監視設備（東海発電所と共用）

発電所外の外部放射線量，空気・水・食物・土壌等の環境試料の放射性物質濃度を測定するための設備及び測定機器として次のものを設ける。

(1) 外部放射線量測定用の固定モニタ及び機器

発電所周辺監視区域境界付近数箇所に外部放射線量率を測定するモニタリング・ポストを設置し，中央制御室で常時監視する。また，周辺監視区域境界付近及びその周辺数箇所に外部放射線量率を測定するためのモニタリング・ポイントを設定する。

モニタリング・ポストについては，非常用電源に接続するとともに，無停電電源装置によっても給電を可能とする。また，伝送系については，有線及び無線によるデータ伝送機能により多様性を有している。

11.3.4 個人管理用測定設備及び測定機器

個人の被ばく線量管理のため，外部被ばく線量を測定する電子式個人線量計等と，内部被ばくを評価するためのホール・ボディ・カウンタ（東海発電所と共用）を備える。

また，汚染管理区域に出入りする者の汚染検査を行う汚染検査モニタ及び汚染サーベイ・メータを備える。

11.4 重大事故時屋内放射線管理設備

11.4.1 概 要

重大事故時屋内放射線管理設備は、原子炉施設の重大事故等が発生した場合において、災害対策の実施を統括するための機能を維持する緊急時対策所に居住性を確保するとともに、重大事故等時に必要な箇所の放射線を測定するためのもので、出入管理関係設備、線量計、防護マスク等及び放射線監視設備からなる。

11.4.2 設計方針

原子炉施設の重大事故等が発生した場合において、災害対策の実施を統括するための機能を維持する緊急時対策所に居住性を確保するとともに、重大事故等時に必要な箇所の放射線を測定することとし、次の設計方針に基づき、重大事故時屋内放射線管理設備を設ける。

- (1) 中央制御室及び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、緊急時対策要員が常駐する場所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等ができるようにする。
- (2) 緊急時対策要員の放射線管理を行うための設備（線量計、防護マスク等）を備える。
- (3) 放射線監視設備は、格納容器内の線量当量率、水素ガスを格納容器外に排出する場合の排出経路における放射性物質濃度及び使用済燃料プール付近の空間線量率を測定することができる設計とする。

11.4.3 主要設備の仕様

重大事故時屋内放射線管理設備の仕様を以下に示す。

- (1) 出入管理関係設備 一式

- (2) 線量計，防護マスク等 一式
- (3) 放射線監視設備 一式

11.4.4 主要設備

11.4.4.1 出入管理関係設備

出入管理，汚染管理のため，次の設備を設ける。

(1) 出入管理設備

中央制御室及び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，中央制御室及び緊急時対策所の出入口をチェック・ポイントとし，ここで人員，物品等の出入管理を行う。

(2) 汚染管理設備

人の出入りに伴う汚染の管理を行うため，チェック・ポイントに隣接して更衣場所，除染場所，汚染検査場所等を設ける。また，汚染サーベイメータ，汚染除去用器材を備える。

11.4.4.2 線量計，防護マスク等

緊急時対策要員の放射線管理を行うために次の設備を設ける。

(1) 線量計

緊急時対策要員の線量管理のため，中央制御室及び緊急時対策所に外部被ばくによる線量当量を測定する電子式個人線量計等を備える。

(2) 防護マスク等

緊急時対策要員の内部被ばく及び汚染の防止のため，中央制御室及び緊急時対策所に防護マスク及び保護衣類を備える。

11.4.4.3 放射線監視設備

放射線監視設備は、格納容器雰囲気放射線モニタ、格納容器圧力逃がし装置放射性物質濃度測定装置及び使用済燃料プールエリア放射線モニタからなる。

(1) 格納容器雰囲気放射線モニタ

重大事故等時における放射性物質に対する放射能障壁の健全性を把握するため、格納容器内の線量当量率の監視を行い、中央制御室にて指示及び記録し警報を発する。

(2) 格納容器圧力逃がし装置放射性物質濃度測定装置

炉心に著しい損傷が発生した場合における水素ガス排出経路の放射性物質濃度の監視を行い、中央制御室にて指示及び記録する。

(3) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ

使用済燃料プールエリア放射線モニタは使用済燃料プールの付近に設置し、線量当量率の監視を行い、中央制御室にて指示及び記録し警報を発する。

11.4.5 試験検査

重大事故時屋内放射線管理設備は、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

11.5 重大事故時屋外放射線管理設備

11.5.1 概 要

重大事故時屋外放射線管理設備は、放射線監視設備及び気象観測設備からなる。

放射線監視設備は、炉心の著しい損傷が発生した場合でも、原子炉施設及びその周辺（原子炉施設の周辺海域を含む。）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外部放射線量率を監視、測定、記録するための設備であり、気象観測設備は原子炉施設において風向、風速等を測定、記録するための設備である。

11.5.2 設計方針

炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉施設及びその周辺（原子炉施設の周辺海域を含む。）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外部放射線量率を監視、測定、記録するため、並びに原子炉施設において風向、風速等を測定、記録するため、次の設計方針に基づき、重大事故時屋外放射線管理設備を設ける。

- (1) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損が発生した場合に放出されると予想される放射性物質の濃度及び外部放射線量率を測定できるようにする。
- (2) モニタリング・ポストが機能喪失しても代替し得る十分な台数の可搬型モニタリング・ポスト又は放射能観測車を備える。
- (3) モニタリング・ポストは、代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
- (4) 気象観測設備は風向、風速等を測定、記録できるようにする。
- (5) 気象観測設備が機能喪失しても代替し得る放射能観測車又は可搬型気象

観測設備を備える。

11.5.3 主要設備の仕様

重大事故時屋外放射線管理設備の仕様を以下に示す。

- | | |
|-------------|----|
| (1) 放射線監視設備 | 一式 |
| (2) 気象観測設備 | 一式 |

11.5.4 主要設備

11.5.4.1 放射線監視設備

炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉施設及びその周辺（原子炉施設の周辺海域を含む。）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外部放射線量率を監視、測定、記録するために次の設備を設ける。

- (1) モニタリング・ポスト（東海発電所と共用，既設）

モニタリング・ポストは、周辺監視区域境界付近に4基配置し、測定結果を中央制御室にて指示及び記録し警報を発する。

モニタリング・ポストの電源は、代替交流電源設備から給電を可能とする。

- (2) 放射能観測車（東海発電所と共用，既設）

重大事故等時に発電所敷地周辺の外部放射線量率、空気中の放射性物質濃度を敏速に測定するため、γ線サーベイ・メータ、ダスト及びよう素サンプリング等を搭載した無線通話装置付の放射能観測車を備える。

放射能観測車は、測定結果を放射能観測車内にて指示及び記録する。

- (3) 可搬型モニタリング・ポスト

モニタリング・ポストによる外部放射線量率の監視が不可能となった場合には、可搬型モニタリング・ポストを配置し測定する。

(4) 海水サンプリング用具

海水をサンプリングするために必要な海水サンプリング用具を備える。

(5) 放射能測定室（東海発電所と共用，既設）

海水の放射能を測定するため放射能測定室を設け必要な機器を設置する。

11.5.4.2 気象観測設備

炉心の著しい損傷が発生した場合に，原子炉施設において風向，風速等を測定，記録するために次の設備を設ける。

(1) 気象観測設備（東海発電所と共用，既設）

発電所敷地内に，風向，風速等を測定，記録するための気象観測設備を設ける。

(2) 可搬型気象観測設備

気象観測設備が機能喪失した場合に，風向，風速等を測定，記録するための可搬型気象観測設備を設ける。

(3) 放射能観測車（東海発電所と共用，既設）

重大事故等時に発電所敷地周辺の風向，風速等を敏速に測定するため気象観測設備を搭載した無線通話装置付の放射能観測車を備える。

放射能観測車は，測定結果を放射能観測車内にて指示及び記録する。

11.5.5 試験検査

重大事故時屋外放射線管理設備は，定期的な試験又は検査を行うことにより，その機能の健全性を確認する。

12. 原子炉格納施設

12.6 圧力抑制形格納容器の補助系

12.6.3 格納容器スプレイ冷却系

12.6.3.1 概 要

12.6.3.1.1 設計基準対象施設

格納容器スプレイ冷却系は、原子炉冷却材喪失後、サプレッション・プール水をドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内に、スプレイすることによって、格納容器内の温度、圧力を低減し、格納容器内に浮遊している放射性物質が漏えいするのをおさえるものである。

12.6.3.1.2 重大事故等対処設備

12.6.3.1.2.1 代替格納容器スプレイ冷却系

代替格納容器スプレイ冷却系は、設計基準事故対処設備の有する格納容器雰囲気冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために復水貯蔵タンク水、代替淡水源の水、若しくは海水を格納容器にスプレイする。さらに、格納容器内に放射性物質が放出された場合においては、本系統で格納容器にスプレイすることで放射性物質の沈着等を促進させる。

12.6.3.1.2.2 代替残留熱除去系海水系

「6.4.1 原子炉停止時冷却系」に記載する代替残留熱除去系海水系のとおり。

12.6.3.2 設計方針

12.6.3.2.1 設計基準対象施設

格納容器スプレイ冷却系は、第 6.4-3 図に示すように、完全に独立な 2 系統からなり、1 系統で再循環回路破断による冷却材放出のエネルギー、崩壊熱及び燃料の過熱にともなう燃料被覆材（ジルコニウム）と水との反応による発生熱を除去し、格納容器内圧が格納容器の設計圧力及び温度を超えることを防止できるようになっている。本系統の流量のうち、約 95%がドライウエル内に、残りの約 5%がサブプレッション・チェンバ内にスプレイされる。

原子炉冷却材喪失時には、残留熱除去系は低圧注水系として自動起動し、次に遠隔手動操作により、電動弁を切替えることによって格納容器冷却系としての機能を有するようになっている。

12.6.3.2.2 重大事故等対処設備

12.6.3.2.2.1 代替格納容器スプレイ冷却系

(1) 耐環境性

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できる設計とする。

(2) 操作性

重大事故等が発生した場合においても、確実に操作できる設計とする。

(3) 試験又は検査

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試験又は検査ができる設計とする。

(4) 系統切り替え

重大事故等に対処するため、設計基準事故対処設備を本来の用途以外に使用する場合は、通常使用する系統から速やかに切り替えられるように考慮する。

(5) 悪影響防止

他の設備に悪影響を及ぼさないように考慮する。

(6) 設置場所の設定及び遮蔽物の設置

重大事故等に必要な操作及び復旧作業を行なうことができるように、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適切な措置を講じる。

(7) 容量

想定する重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とする。

(8) 多様性及び独立性並びに位置的分散

多様性及び独立性並びに位置的分散を図った設計とする。

(9) 接続口

可搬型重大事故等対処設備は、容易かつ確実に接続でき、接続口をそれぞれ異なる複数の場所に設置することにより共通の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設計とする。

(10) 保管場所

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波による影響を考慮した上で、常設重大事故等対処設備と異なる場所に保管する。

(11) アクセスルートの確保

重大事故等時に、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に、発電所内の道路及び通路が確保できるように、重機等を配備する。

- (12) 全交流動力電源が喪失した場合でも、代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

12.6.3.2.2.2 代替残留熱除去系海水系

「6.4.1 原子炉停止時冷却系」に記載する代替残留熱除去系海水系のとおり。

12.6.3.3 主要設備の仕様

12.6.3.3.1 設計基準対象施設

設備の主要機器仕様は、「6.4 残留熱除去系」に記載の設計仕様のとおり。

12.6.3.3.2 重大事故等対処設備

12.6.3.3.2.1 代替格納容器スプレイ冷却系

代替格納容器スプレイ冷却系の主要機器仕様を第 12.6－1 表及び第 12.6－2 表に示す。

12.6.3.3.2.2 代替残留熱除去系海水系

「6.4.1 原子炉停止時冷却系」に記載する代替残留熱除去系海水系のとおり。

12.6.3.4 主要設備

12.6.3.4.1 設計基準対象施設

格納容器スプレイ冷却系は、原子炉冷却材喪失後、格納容器内の温度、圧力を低減し、格納容器内に浮遊している放射性物質が漏えいするのをおさえ

るために、サプレッション・プール水をドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレーする。ドライウェル内にスプレーされた水は、水位がベント管口に達した後はベント管を通過して、サプレッション・チェンバ内にもどり、サプレッション・チェンバ内にスプレーされた水とともに残留熱除去系の熱交換器で冷却されたのち、ふたたびスプレーされる。

この熱交換器は、残留熱除去系海水ポンプによって、直接海水で冷却される。2次側の運転圧力は、熱交換器の1次側の水が2次側に漏えいしないように、1次側の圧力よりわずかに高くしてあり、さらに熱交換器の1次側では海水の漏えいを検出し2次側では放射能モニタを設けて漏えいを監視する。

12.6.3.4.2 重大事故等対処設備

12.6.3.4.2.1 代替格納容器スプレー冷却系（常設）

代替格納容器スプレー冷却系（常設）は、常設低圧代替注水ポンプ等で構成し、全交流電源が喪失した場合でも、常設代替交流電源設備からの給電により、中央制御室からの手動操作によって、復水貯蔵タンク水を格納容器にスプレーすることにより、格納容器に放出された蒸気を凝縮し、格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度の低下を図る。

なお、本システムで使用する常設低圧代替注水ポンプは、「4.6 核燃料物質貯蔵用冷却設備」に記載する代替燃料プール注水系（常設）、「6.5 非常用炉心冷却系」に記載する低圧代替注水系（常設）、「12.6 圧力抑制形格納容器の補助系」に記載する格納容器頂部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）と兼用する。

代替格納容器スプレー冷却系（常設）の系統概要を第12.6-2図に示す。

12.6.3.4.2.2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ、接続口等からなり、全交流動力電源が喪失した場合でも、代替淡水源の水、若しくは海水を格納容器にスプレイすることにより、格納容器に放出された蒸気を凝縮し、格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度の低下を図る。

可搬型代替注水中型ポンプの接続口は、共通の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に、複数の場所に設置する。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の系統概要を第 12.6－3 図に示す。

なお、本系統で使用する可搬型代替注水中型ポンプは、「4.6 核燃料物質貯蔵用冷却設備」に記載する代替燃料プール注水系（可搬型）、「6.4 残留熱除去系」に記載する代替残留熱除去系海水系、「6.5 非常用炉心冷却系」に記載する低圧代替注水系（可搬型）、「12.6 圧力抑制形格納容器の補助系」に記載する格納容器頂部注水系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）と兼用する。

12.6.3.4.2.3 代替残留熱除去系海水系

「6.4.1 原子炉停止時冷却系」に記載する代替残留熱除去系海水系のとおり。

12.6.3.5 試験検査

12.6.3.5.1 設計基準対象施設

格納容器スプレイ冷却系については、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

12.6.3.5.2 重大事故等対処設備

12.6.3.5.2.1 代替格納容器スプレイ冷却系

代替格納容器スプレイ冷却系については、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

12.6.3.5.2.2 代替残留熱除去系海水系

「6.4.1 原子炉停止時冷却系」に記載する代替残留熱除去系海水系のとおり。

12.6.4 格納容器頂部注水系

12.6.4.1 概要

格納容器頂部注水系は、全交流動力電源喪失時等による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）機能喪失時において、復水貯蔵タンク水、代替淡水源の水、若しくは海水を原子炉ウェルに注水し格納容器頂部を冷却することで、格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する。

12.6.4.2 設計方針

(1) 耐環境性

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できる設計とする。

(2) 操作性

重大事故等が発生した場合においても、確実に操作できる設計とする。

(3) 試験又は検査

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

所の試験又は検査ができる設計とする。

(4) 系統切り替え

重大事故等に対処するため、設計基準事故対処設備を本来の用途以外に使用する場合は、通常使用する系統から速やかに切り替えられるように考慮する。

(5) 悪影響防止

他の設備に悪影響を及ぼさないように考慮する。

(6) 設置場所の設定及び遮蔽物の設置

重大事故等に必要な操作及び復旧作業を行うことができるように、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適切な措置を講じる。

(7) 容量

想定する重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とする。

(8) 接続口

可搬型重大事故等対処設備は、容易かつ確実に接続でき、接続口をそれぞれ異なる複数の場所に設置することにより共通の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設計とする。

(9) 保管場所

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波による影響を考慮した上で、常設重大事故等対処設備と異なる場所に保管する。

(10) アクセスルートの確保

重大事故等時に、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に、発電所内の道路及び通路が確保できるように、重機を配備する。

(11) 全交流動力電源が喪失した場合でも、代替交流電源設備からの給電が可

能な設計とする。

- (12) 格納容器頂部に注水することで、格納容器頂部を冷却し、原子炉建屋への水素漏えいを低減することができる設計とする。

12.6.4.3 主要設備の仕様

設備の主要機器仕様を第 12.6－3 表及び第 12.6－4 表に示す。

12.6.4.4 主要設備

12.6.4.4.1 格納容器頂部注水系（常設）

格納容器頂部注水系（常設）は、全交流動力電源が喪失した場合でも、常設代替交流電源設備からの給電により、復水貯蔵タンクを水源に格納容器頂部へ注水し、格納容器を冷却し、原子炉建屋への水素漏えいを低減することができる機能を有する。

なお、本システムで使用する常設低圧代替注水ポンプは、「4.6 核燃料物質貯蔵用冷却設備」に記載する代替燃料プール注水系（常設）、「6.5 非常用炉心冷却系」に記載する低圧代替注水系（常設）、「12.6 圧力抑制形格納容器の補助系」に記載する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）と兼用する。

格納容器頂部注水系（常設）の系統概要を第 12.6－4 図に示す。

12.6.4.4.2 格納容器頂部注水系（可搬型）

格納容器頂部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ、接続口等で構成し、全交流動力電源が喪失した場合でも、代替淡水源の水、若しくは海水を格納容器頂部へ注水し冷却し、原子炉建屋への水素漏えいを低減することができる機能を有する。

可搬型代替注水中型ポンプの接続口は、共通の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に、複数の場所に設置する。

なお、本システムで使用する可搬型代替注水中型ポンプは、「4.6 核燃料物質貯蔵用冷却設備」に記載する代替燃料プール注水系（可搬型）、「6.4 残留熱除去系」に記載する代替残留熱除去系海水系、「6.5 非常用炉心冷却系」に記載する低圧注水系（可搬型）、「12.6 圧力抑制形格納容器の補助系」に記載する代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）と兼用する。

格納容器頂部注水系（可搬型）の系統概要を第 12.6－5 図に示す。

12.6.5 格納容器圧力逃がし装置

12.6.5.1 概 要

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生する前後において格納容器破損及び格納容器内の水素による爆発を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、格納容器内に滞留する水素ガスを環境へ放出することができる。

12.6.5.2 設計方針

(1) 耐環境性

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できる設計とする。

(2) 操作性

重大事故等が発生した場合においても、確実に操作できる設計とする。

(3) 試験又は検査

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試験又は検査ができる設計とする。

(4) 系統切り替え

重大事故等に対処するため、設計基準事故対処設備を本来の用途以外に使用する場合は、通常使用する系統から速やかに切り替えられるように考慮する。

(5) 悪影響防止

他の設備に悪影響を及ぼさないように考慮する。

(6) 設置場所の設定及び遮蔽物の設置

重大事故等に必要な操作及び復旧作業を行なうことができるように、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適切な措置を講じる。

(7) 容量

想定する重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とする。

(8) 多様性及び独立性並びに位置的分散

多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(9) 排気中に含まれる放射性物質を低減することができる設計とする。

(10) 系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機することで、排

気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐ設計とする。

(11) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、空気駆動弁と電動駆動弁からな

る。空気駆動弁については、あらかじめ設置されているポンベの窒素を手動により駆動シリンダへ供給することにより、短時間で容易に遠隔操作できる設計とする。電動駆動弁については、駆動部にエクステンションを設け、手動にて容易に遠隔操作ができる設計とする。なお、空気駆動弁及び

電動駆動弁は、原子炉棟の外から操作が可能であり、重大事故等時の作業員の放射線防護を考慮した設計とする。

- (12) 不活性ガス（窒素ガス）で置換する際の大気との隔壁として圧力開放板を設置する。ただし、当該圧力開放板は格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力で開放する設定とし、排気の妨げにならない設計とする。
- (13) サプレッション・チェンバ及びドライウエルのいずれからでも格納容器圧力逃がし装置を用いた排気操作を実施することができ、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。
- (14) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際して、格納容器内の圧力を監視し、格納容器スプレイ冷却系の運転・停止操作を実施することができ、格納容器内の負圧による破損を防止できる設計とする。
- (15) 水素及び放射性物質濃度を測定できる設備を設ける。また、炉心の著しい損傷時に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できる監視設備を設置する。これらの設備については、代替電源設備から給電できる設計とする。

12.6.5.3 主要設備の仕様

設備の主要機器仕様を第 12.6-5 表に示す。

12.6.5.4 主要設備

本系統は、フィルタ装置、圧力開放板等で構成し、格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を経由し、耐圧強化ベント系から分岐してフィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に、原子炉建屋屋上に設ける排気管を通して放出する。

格納容器からの取り出し口は、ドライウエル及びサプレッション・チェン

バに設け、サプレッション・チェンバからの取り出し口が水没した場合でも、ドライウェルからの排気が可能である。

本系統には、電動駆動及び空気駆動の隔離弁を設置し、格納容器からの排気は、これらの弁を開操作することにより行う。

電動駆動弁については、駆動部にエクステンションを設け、原子炉棟外に導くことで、全電源喪失時においても放射線量率の低い原子炉棟外より遠隔で操作することができる。

空気駆動弁については、原子炉棟外に弁駆動用のポンペを設置し、全電源喪失時においても放射線量率の低い原子炉棟外より遠隔で操作することができる。

排気ラインには圧力開放板を設け、水素爆発防止のため系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とする。なお、当該圧力開放板は、格納容器からの排気の妨げにならないように格納容器からの排気圧力と比較して十分小さい圧力に設定する。

格納容器からの排気経路には、水素及び放射性物質濃度測定装置を設置する。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置周囲には遮蔽体を設け、格納容器からの排気時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する。

フィルタ装置には給水配管を設け、格納容器からの排気に伴いフィルタ装置内の水量が減少した際は、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水消防ポンプにより代替淡水源の水、若しくは海水を補給できる。

格納容器圧力逃がし装置の系統概要を第 12.6－6 図に示す。

なお、本系統は、「6.4 残留熱除去系」に記載する設計基準事故対処設備に係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炉心の著し

い損傷又は格納容器破損を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送するための機能も併せ持っている。

12.6.5.5 試験検査

格納容器圧力逃がし装置は、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

12.6.6 格納容器下部注水系

12.6.6.1 概要

格納容器下部注水系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器破損を防止するために復水貯蔵タンク水、代替淡水源の水、若しくは海水を格納容器下部に注水することにより、格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却する。

12.6.6.2 設計方針

(1) 耐環境性

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できる設計とする。

(2) 操作性

重大事故等が発生した場合においても、確実に操作できる設計とする。

(3) 試験又は検査

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試験又は検査ができる設計とする。

(4) 系統切り替え

重大事故等に対処するため、設計基準事故対処設備を本来の用途以外に使用する場合は、通常使用する系統から速やかに切り替えられるように考慮する。

(5) 悪影響防止

他の設備に悪影響を及ぼさないように考慮する。

(6) 設置場所の設定及び遮蔽物の設置

重大事故等に必要な操作及び復旧作業を行なうことができるように、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適切な措置を講じる。

(7) 容量

想定する重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とする。

(8) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

建屋内の構造上の流路及び配管を除き、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(9) 接続口

可搬型重大事故等対処設備は、容易かつ確実に接続でき、接続口をそれぞれ異なる複数の場所に設置することにより共通の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設計とする。

(10) 保管場所

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波による影響を考慮した上で、常設重大事故等対処設備と異なる場所に保管する。

(11) アクセスルートの確保

重大事故等時に、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に、発電所内の道路及び通路が確保できるよ

う，重機を配備する。

(12) 全交流動力電源が喪失した場合でも，代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(13) 格納容器下部に注水することで，格納容器下部の破損を防止する設計とする。

12.6.6.3 主要設備の仕様

設備の主要機器仕様を第 12.6－6 表及び第 12.6－7 表に示す。

12.6.6.4 主要設備

12.6.6.4.1 格納容器下部注水系（常設）

格納容器下部注水系（常設）は，常設低圧代替注水ポンプ等で構成し，全交流動力電源が喪失した場合においても，常設代替交流電源設備から給電が可能であり，復水貯蔵タンク水を格納容器下部へ注水することで，熔融炉心を冷却する機能を有する。

なお，本システムで使用する常設低圧代替注水ポンプは，「4.6 核燃料物質貯蔵用冷却設備」に記載する代替燃料プール注水系（常設），「6.5 非常用炉心冷却系」に記載する低圧代替注水系（常設），「12.6 圧力抑制形格納容器の補助系」に記載する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器頂部注水系（常設）と兼用する。

格納容器下部注水系（常設）の系統概要を第 12.6－7 図に示す。

12.6.6.4.2 格納容器下部注水系（可搬型）

格納容器下部注水系（可搬型）は，可搬型代替注水中型ポンプ，接続口等で構成し，代替淡水源の水若しくは海水を格納容器下部へ注水することで，

溶融炉心を冷却する機能を有する。

可搬型代替注水中型ポンプの接続口は、共通の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に、複数の場所に設置する。

なお、本システムで使用する可搬型代替注水中型ポンプは、「4.6 核燃料物質貯蔵用冷却設備」に記載する代替燃料プール注水系（可搬型）、「6.4 残留熱除去系」に記載する代替残留熱除去系海水系、「6.5 非常用炉心冷却系」に記載する低圧注水系（可搬型）、「12.6 圧力抑制形格納容器の補助系」に記載する代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器頂部注水系（可搬型）と兼用する。

格納容器下部注水系（可搬型）の系統概要を第 12.6－8 図に示す。

12.6.6.5 試験検査

格納容器下部注水系は、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

第 12.6－1 表 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）主要設備仕様

常設低圧代替注水ポンプ

台	数	2
容	量	約 200m ³ ／h／台
揚	程	約 200m

第 12.6－2 表 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）主要設備仕様

可搬型代替注水中型ポンプ

台	数	8（予備を含む）
容	量	〔標準型〕 約 240m ³ ／h／台 (吐出圧力 0.8MPa [gage] において)

第 12.6－3 表 格納容器頂部注水系（常設）主要設備仕様

常設低圧代替注水ポンプ

台	数	2
容	量	約 200m ³ ／h／台
揚	程	約 200m

第 12.6－4 表 格納容器頂部注水系（可搬型）主要設備仕様

可搬型代替注水中型ポンプ

台	数	8（予備を含む）
容	量	〔標準型〕 約 240m ³ ／h／台 (吐出圧力 0.8MPa [gage] において)

第 12.6－5 表 格納容器圧力逃がし装置主要設備仕様

フィルタ装置

基 数	1
系統設計流量	約 13.4kg／s (格納容器圧力 310kPa [gage] に おいて)
粒子状放射性物質除去効率	99.9%以上
材 質	ステンレス鋼

第 12.6－6 表 格納容器下部注水系（常設）主要設備仕様

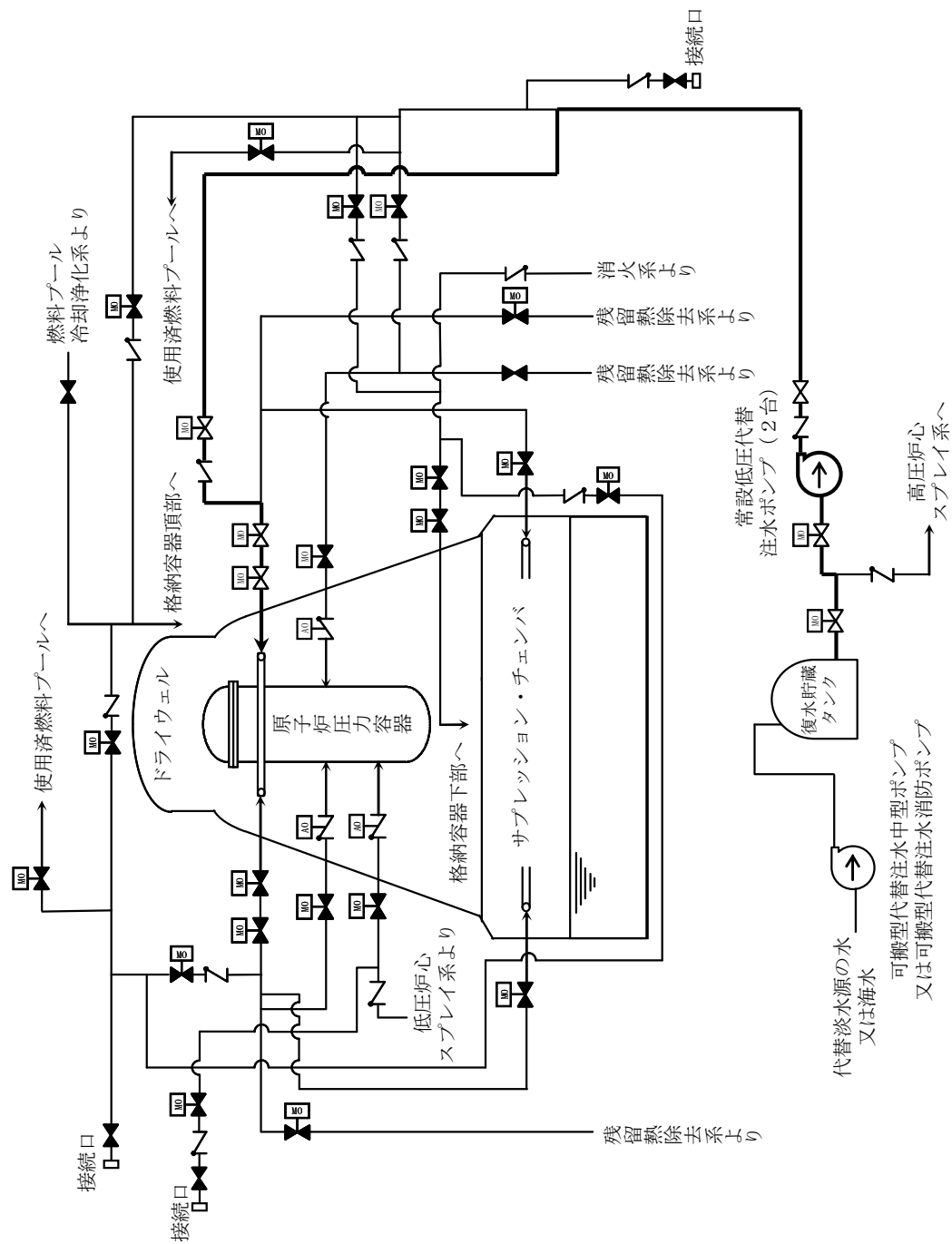
常設低圧代替注水ポンプ

台	数	2
容	量	約 200m ³ ／h／台
揚	程	約 200m

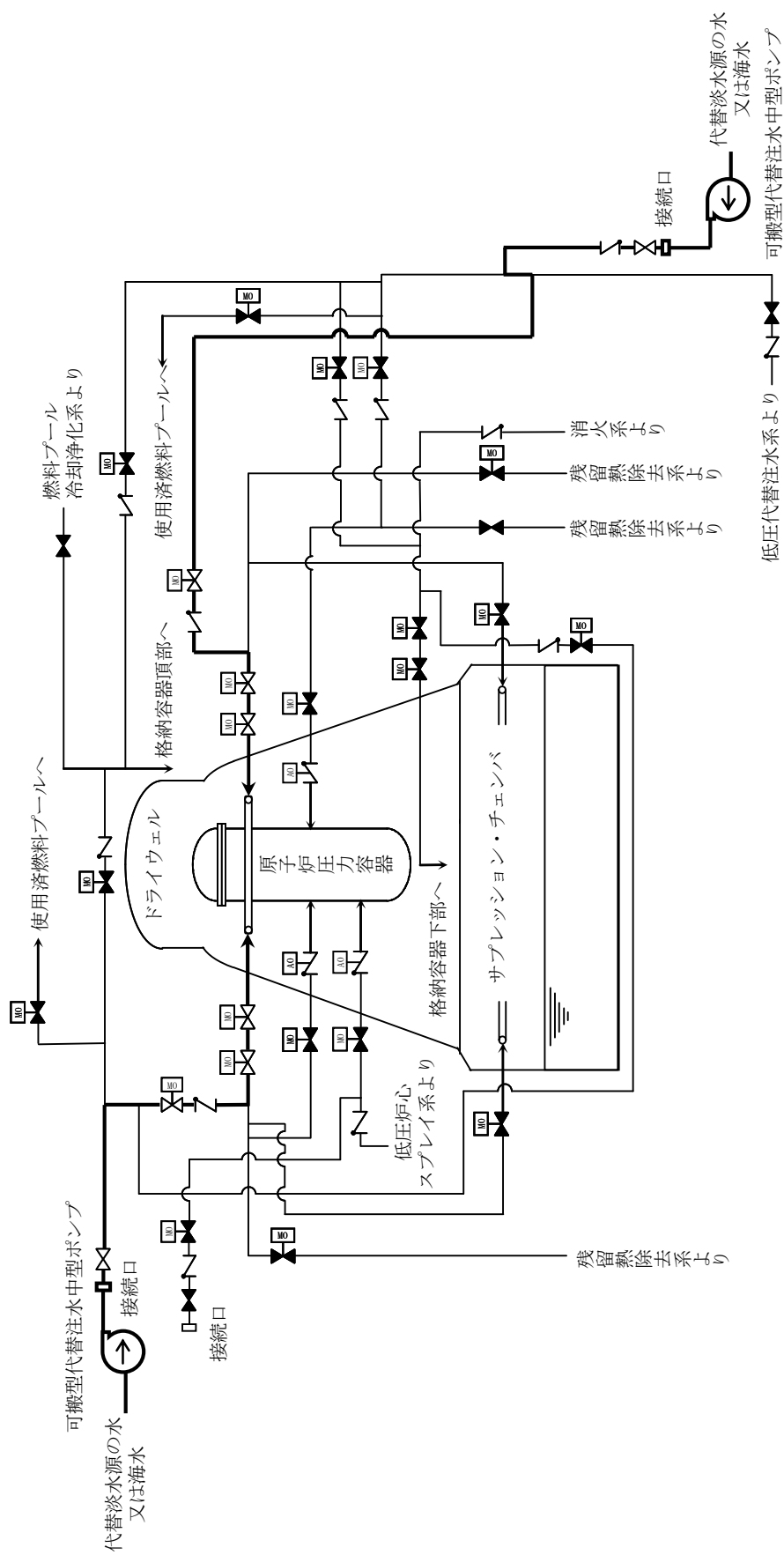
第 12.6－7 表 格納容器下部注水系（可搬型）主要設備仕様

可搬型代替注水中型ポンプ

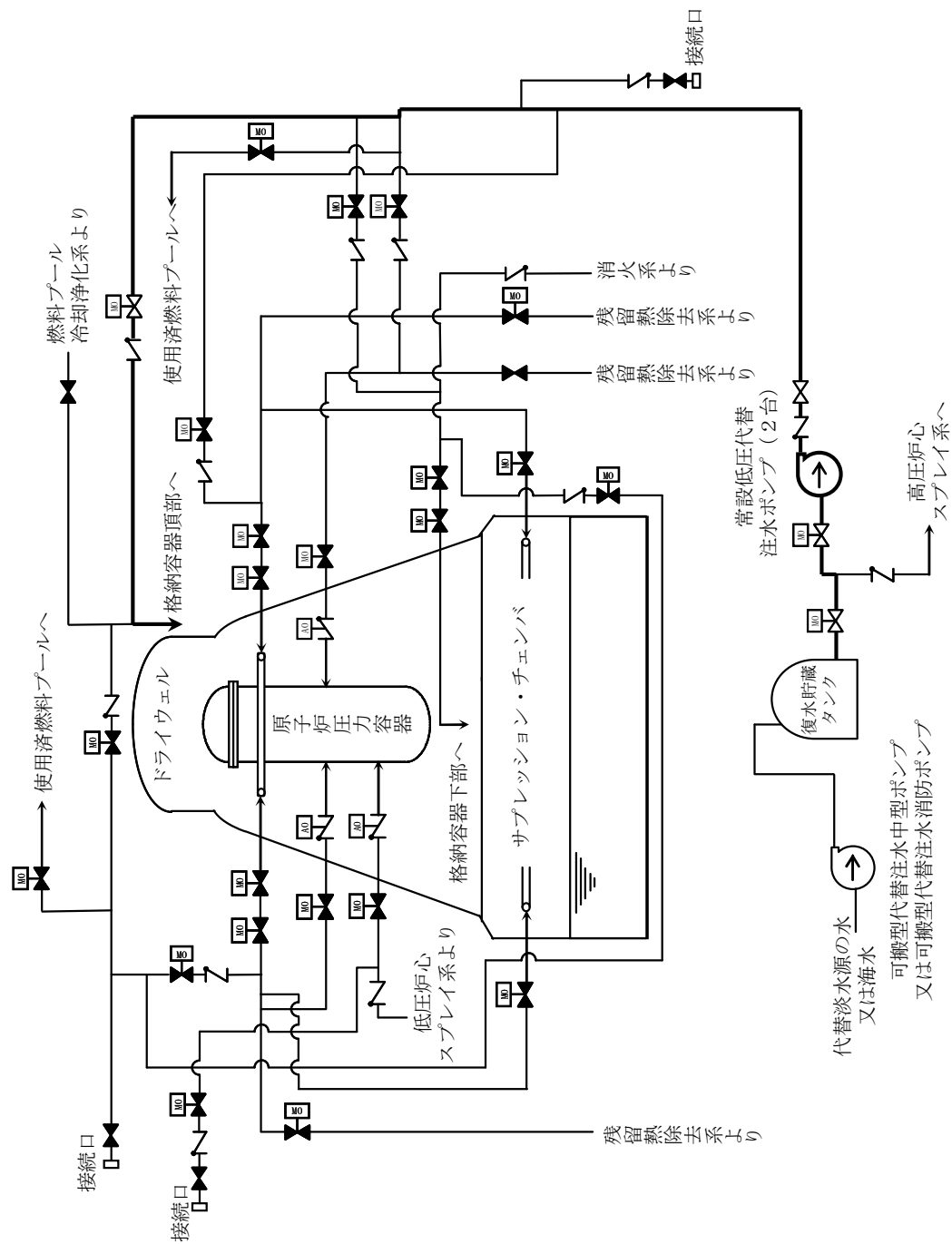
台	数	8（予備を含む）
容	量	〔標準型〕 約 240m ³ ／h／台 (吐出圧力 0.8MPa [gage] において)



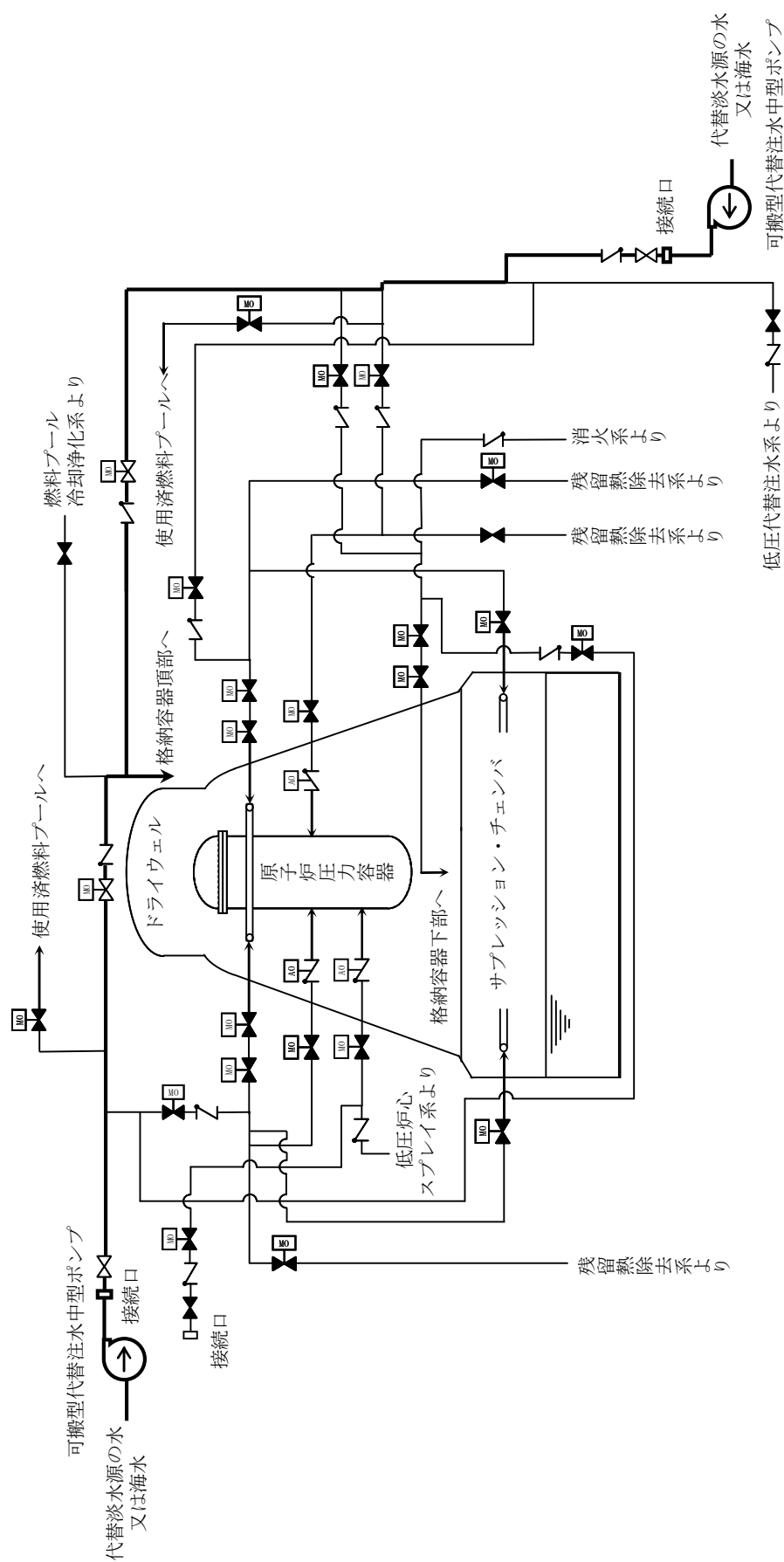
第 12.6-2 図 代替格納容器スプレー冷却系 (常設) 系統概要図



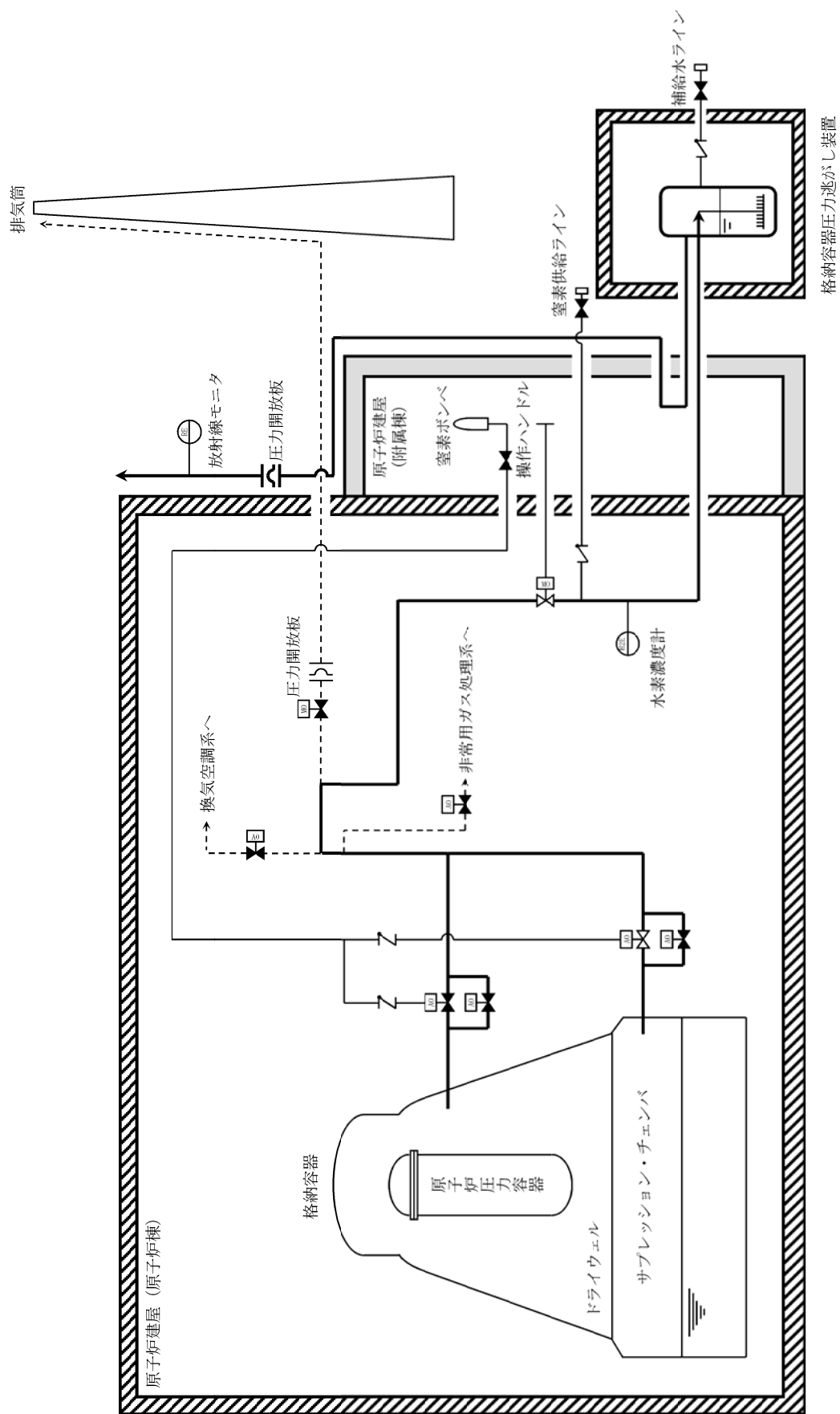
第 12.6-3 図 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）系統概要図



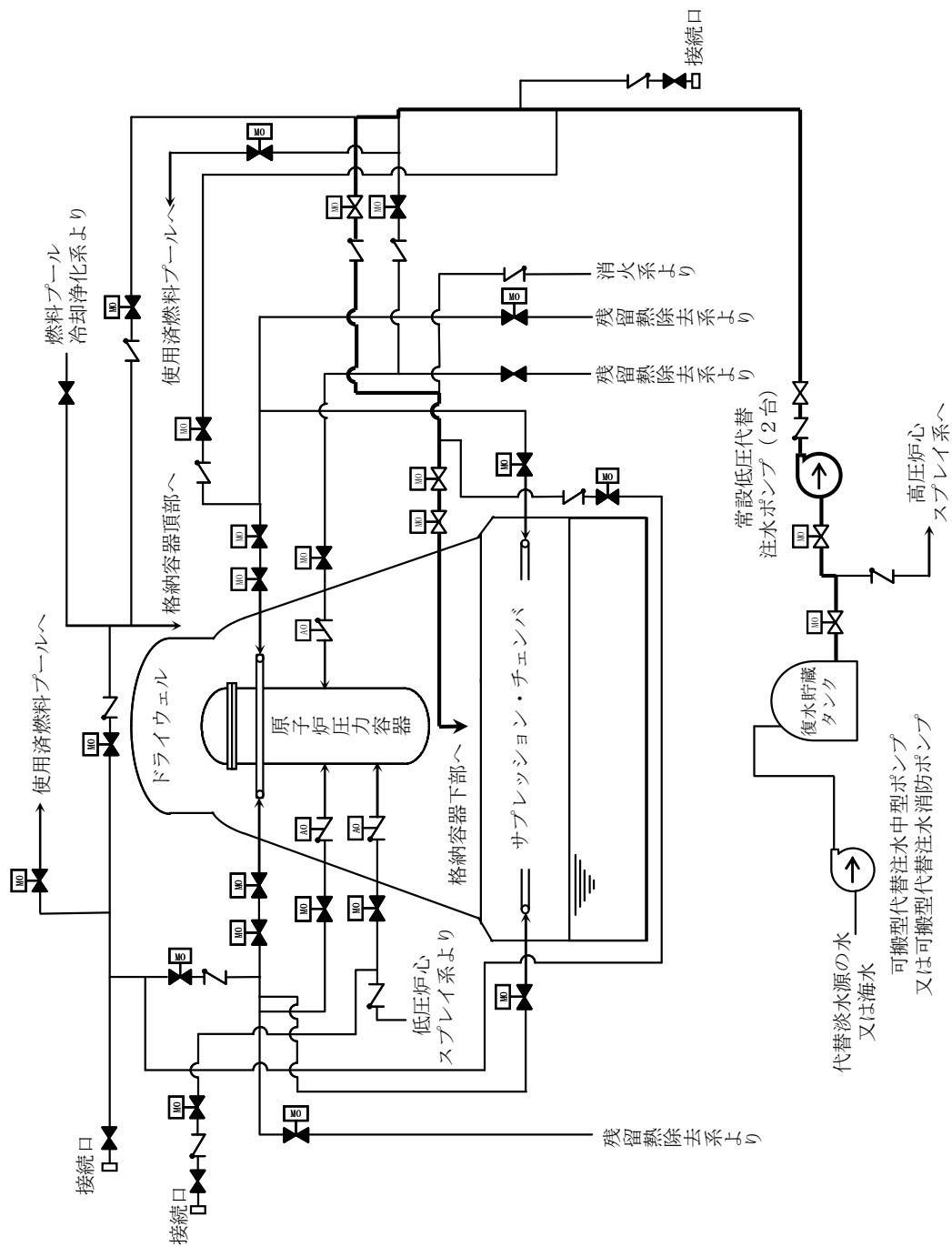
第 12.6-4 図 格納容器頂部注水系（常設）系統概要図



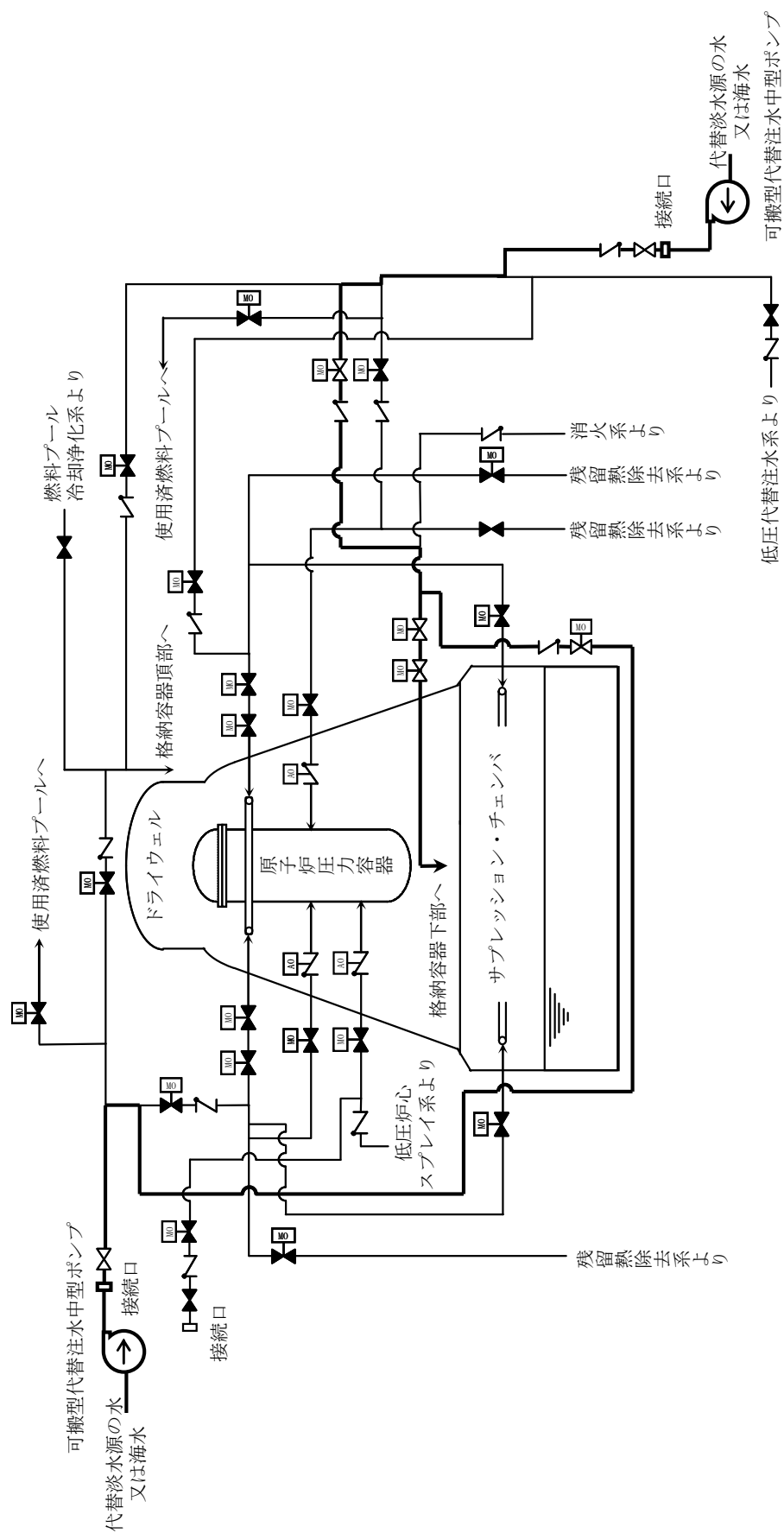
第 12.6-5 図 格納容器頂部注水系（可搬型） 系統概要図



第 12.6-6 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図



第 12.6-7 図 格納容器下部注水系 (常設) 系統概要図



第 12.6-8 図 格納容器下部注水系（可搬型） 系統概要図

12.8 原子炉建屋の補助系

12.8.3 静的触媒式水素再結合器

12.8.3.1 概 要

静的触媒式水素再結合器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋の水素濃度の上昇を抑制する。

なお、原子炉建屋内の水素は、原子炉建屋ガス処理系、ブローアウトパネル又は原子炉建屋ベント弁による排出も可能である。

12.8.3.2 設計方針

(1) 耐環境性

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できる設計とする。

(2) 試験又は検査

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試験又は検査ができる設計とする。

(3) 悪影響防止

他の設備に悪影響を及ぼさないように考慮する。

(4) 容量

想定する重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とする。

(5) 水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を、原子炉建屋 6 階に設置する。

12.8.3.3 主要設備の仕様

設備の主要機器仕様を第 12.8-1 表に示す。

12.8.3.4 主要設備

この設備は、触媒カートリッジ、ハウジング等の静的機器で構成し、運転員による起動操作を行うことなく、格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合することで、原子炉建屋の水素濃度上昇を抑制する機能を有する。

静的触媒式水素再結合器の概要を第 12.8-2 図に示す。

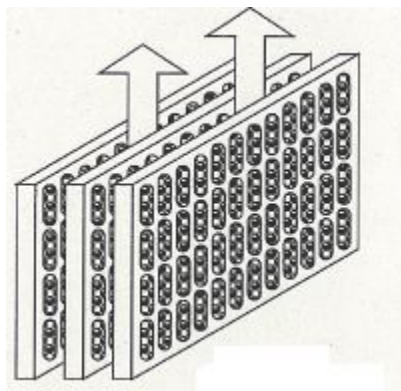
12.8.3.5 試験検査

静的触媒式水素再結合器については、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

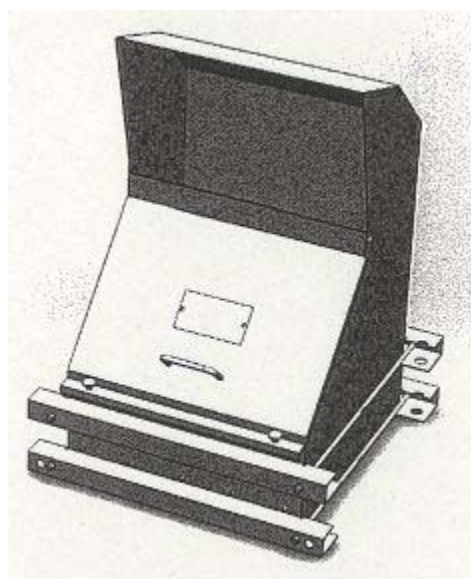
第 12.8－1 表 静的触媒式水素再結合器主要設備仕様

静的触媒式水素再結合器

型 式	触媒式
基 数	24
水素処理速度	約 0.50kg／h／基 (水素濃度 4.0vol%，100℃，大気圧において)



触媒カートリッジ
(ハウジングに内蔵)



ハウジング

第 12.8-2 図 静的触媒式水素再結合器概要図

13. 発電所補助系

13.1 給水处理系及び補給水系

13.1.2 補給水系

13.1.2.1 概 要

補給水系は、発電所の運転に必要な補給水を供給するための設備である。

また、本系統の復水貯蔵タンクには、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉への注入水、代替燃料プール注水系（常設）による使用済燃料プールへの注入水、並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、格納容器頂部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）による格納容器への注入水を貯留する。

13.1.2.2 設計方針

- (1) 発電所の運転に必要な水を、それぞれの要求に応じた量、水質に従って供給できる設計とする。
- (2) 復水貯蔵タンクは、代替淡水源及び海からの補給が可能な設計とする。

13.1.2.3 主要設備の仕様

設備の主要機器仕様を第 13.1-1 表に示す。

13.1.2.4 主要設備

補給水系は復水貯蔵タンク等で構成される。

第 13.1-1 図に補給水系系統図を示す。

13.1.2.5 試験検査

補給水系については、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能

の健全性を確認する。

第 13.1－1 表 補給水系主要設備仕様

復水貯蔵タンク

基 数	2
容 量	約 2,000m ³ ／基

13.2 換気系

13.2.2 中央制御室換気系

13.2.2.1 概 要

この系統略図を第 13.2-2 図に示す。

中央制御室は、他の建屋の換気系とは、完全に独立した換気系をもち、通常、一部外気を取り入れる。再循環方式によって空気調節を行う。また、事故又は重大事故等が発生した場合においても、運転員が中央制御室にとどまり、必要な運転操作を継続することができるように外気取入口を遮断して、チャコールフィルタ等を通る閉回路循環方式とし得るものであり、必要に応じて、外気をチャコールフィルタ等を通して取り入れることができる。

13.2.2.2 設計方針

- (1) 中央制御室用の空調は、代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
- (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室にとどまる運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。
- (3) 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、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等ができるようにする。

13.2.2.3 主要設備の仕様

設備の主要機器仕様を第 13.2-1 表に示す。

13.2.2.4 主要設備

中央制御室換気系は、空気調和機ファン、チャコールフィルタ、高性能粒

子フィルタ，フィルタ系ファン，排気用ファン等で構成し，全交流動力電源喪失時においても代替交流電源設備にて運転を継続し，運転員が必要な操作のためにとどまることができる。

また，万一，中央制御室外で有毒ガスが発生した場合であっても，中央制御室換気系を隔離することができる。

13.2.2.5 試験検査

中央制御室換気系については，定期的な試験又は検査を行うことにより，その機能の健全性を確認する。

第 13.2-1 表 中央制御室換気系主要設備仕様

空気調和機ファン

台 数	2 (うち 1 台予備)
容 量	約 40,000m ³ /h/台

フィルタ系ファン

台 数	2 (うち 1 台予備)
容 量	約 5,100m ³ /h/台

排気用ファン

台 数	1
容 量	約 3,400m ³ /h/台

チャコールフィルタ

基 数	2
処理容量	5,100m ³ /h/基
よう素除去効率	97%以上

高性能粒子フィルタ

基 数	2
処理容量	5,100m ³ /h/基
粒子除去効率	99.97%以上
	(直径 0.5 μ m 以上の粒子に対して)

13.3 消 火 装 置

13.3.1 概 要

火災防護設備は、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の機能を有するものとする。また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作により、火災が発生した場合に原子炉の高温停止及び冷温停止を達成し、維持する機能を損なわないものとする。

13.3.2 設計方針

火災感知設備及び消火設備を適切に配置し、発電所火災事故の早期発見、消火活動の円滑化を図り、火災による人的、物的被害を軽減し、発電所の安全性が損なわれないようにする。

消火設備は、消防法その他の規制、規程等に基づいて設計する。

なお、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。

13.3.3 主要設備

(1) 火災感知設備

早期に火災を感知できるよう発電所内に適切に設けられた火災感知器により火災を感知し、中央制御室に火災信号を表示する。

(2) 消火栓設備

消火水は、ろ過水貯蔵タンク等を水源とし、電動機駆動及びディーゼル駆動の消火ポンプで発電所建屋内に布設された環状の消火水配管に導き、これから取り出した枝管によって必要箇所に送水する。

(3) 二酸化炭素消火設備

二酸化炭素消火設備は、火災感知器により火災を感知し、火災警報、換

気装置の停止，ダンパ閉鎖等の一連の動作を自動的に行った後，二酸化炭素を放出し消火する。

同設備は，非常用ディーゼル発電機室等に設ける。

(4) 泡消火設備

泡消火設備は，火災感知器により火災を感知し，手動操作で消火する。

(5) 消火器消火設備

消火器消火設備は，中央制御室，原子炉建屋，タービン建屋等発電所全体にわたり，消防法に基づいて設置する。

13.3.4 試験検査

火災感知設備，消火栓設備等は，定期的に作動試験を行い，その性能を確認する。

13.5 所内ボイラ

13.5.1 概 要

所内ボイラは、発電所の運転に必要な量、圧力の蒸気を供給できる系統構成とし、蒸気は蒸気だめより蒸気母管を経て、蒸気を使用する各機器に供給される。

13.5.2 設計方針

- (1) 事故に至るまでの間に想定される使用条件に応じ、安全施設が使用するだけの必要な蒸気を供給できる設計とする。
- (2) 所内ボイラの損傷時においても原子炉施設の安全性に影響を与えないように設計する。

13.5.3 主要設備の仕様

所内ボイラの主要機器仕様を第 13.5-1 表に示す。

13.5.4 主要設備

所内ボイラは、廃棄物処理系の濃縮器、屋外タンク配管の保温及び各種建屋等の暖房用に使用される。

13.5.5 試験検査

所内ボイラは、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

第 13.5－1 表 所内ボイラ主要機器仕様

所内ボイラ

基	数	2
容	量	約 16t／h／基

13.6 緊急時対策所

13.6.1 概 要

一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、中央制御室以外の場所に緊急時対策所を設置する。

緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、当該重大事故等に対処するための適切な措置を講じることができる。

13.6.2 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中央制御室以外の場所からも必要な対策指令又は連絡を行うことができるように、次に示す設計とする。

- (1) 基準地震動による地震力に対し機能を喪失しないようにするとともに、基準津波による影響を受けない設計とする。
- (2) 緊急時対策所と中央制御室は、共通要因により同時に機能を喪失しない設計とする。
- (3) 緊急時対策所専用の交流電源からの給電を可能とする。

また、当該電源を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有する設計とする。

- (4) 対策指令を行うために必要な原子炉施設の情報把握ができる設備を備える設計とする。
- (5) 通信連絡設備は、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備える設計とする。
- (6) 重大事故等が発生した場合においても、対策要員がとどまれるように、遮蔽設計、換気設計その他放射線防護措置を講じた設計とする。

- (7) 緊急時対策所の居住性については、次のとおり評価する。
- a. 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とする。
 - b. プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価する。
 - c. 交代要員体制、安定剤の服用、仮設設備等を適切に考慮する。
 - d. 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこととする。
- (8) 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、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
- (9) 重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。

13.6.3 主要設備の仕様

緊急時対策所主要設備仕様を第 13.6-1 表に示す。

13.6.4 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) 電源設備

外部電源が喪失した場合であっても、緊急時対策所専用の交流電源による給電が可能な電源設備を設ける。また、当該電源設備を含め、多重性又は多様性を有した電源からの給電を可能とする。

(2) データ収集装置

緊急時対策所には、プラントデータ等を正確かつ速やかに把握すること

ができるようにプラントのデータ表示システムを設置し，プラントデータの収集，確認を可能とする。

(3) 通信連絡設備

中央制御室との通信連絡については，送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備及び無線連絡設備の通信連絡設備を設けるとともに，所外必要箇所とは，加入電話設備，電力保安通信用電話設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び衛星電話設備を設けることにより連絡可能とする。

(4) 緊急時対策所換気空調系

重大事故等発生時に緊急時対策所にとどまる要員が，過度の被ばくを受けないように緊急時対策所換気空調系設備等を設ける。

13.6.5 試験検査

緊急時対策所換気空調系については，定期的な試験又は検査を行うことにより，その機能の健全性を確認する。

第 13.6－1 表 緊急時対策所主要設備仕様

(1) 電源設備	一式
(2) データ収集装置	一式
(3) 通信連絡設備	一式
(4) 緊急時対策所換気空調系設備	一式

13.7 燃料設備

13.7.1 概 要

燃料設備は、軽油貯蔵タンク，地下軽油タンク等からなり，非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，常設代替交流電源設備等が必要な期間にわたって，運転を継続することができる燃料を貯蔵する。

なお，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失した場合は，タンクローリー等を用いて軽油貯蔵タンク内の燃料を抜き取り，常設代替交流電源設備等に燃料を補給する。

13.7.2 設計方針

外部電源が喪失し，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失した場合でも，軽油貯蔵タンクと合わせ，7日間常設代替交流電源設備等の連続運転に必要な容量以上の燃料を貯蔵できる設計とする。

13.7.3 主要設備の仕様

燃料設備の主要機器仕様を第 13.7-1 表に示す。

13.7.4 主要設備

燃料設備は，軽油貯蔵タンク，地下軽油タンク等で構成する。

13.7.5 試験検査

燃料設備は，定期的な試験又は検査を行うことにより，その機能の健全性を確認する。

第 13.7－1 表 燃料設備主要機器仕様

(1) 軽油貯蔵タンク

台	数	2
容	量	約 340kL／基

(2) 地下軽油タンク

台	数	3
容	量	約 30kL／基

13.8 代替淡水源

13.8.1 概 要

代替淡水源は、重大事故等対処設備の淡水源として使用するもので、淡水貯水池とする。

代替淡水源の配置は、第 2.1-1 図に示すとおりである。

13.8.2 設計方針

(1) 耐環境性

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できる設計とする。

(2) 操作性

重大事故等が発生した場合においても、確実に操作できる設計とする。

(3) 試験又は検査

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試験又は検査ができる設計とする。

(4) 悪影響防止

他の設備に悪影響を及ぼさないように考慮する。

(5) 設置場所の設定及び遮蔽物の設置

重大事故等に必要な操作及び復旧作業を行なうことができるように、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適切な措置を講じる。

(6) 容量

想定する重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とする。

(7) 多様性

多様性を有する設計とする。

(8) 複数の代替淡水源が確保できる設計とする。

(9) 代替淡水源の水の移送手段及び移送ルートを確保し，いずれの水源からでも水を供給することができる設計とする。

(10) 移送ホース，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水消防ポンプ等により代替淡水源の水を復水貯蔵タンクに補給できる設計とする。

13.8.3 主要設備の仕様

代替淡水源の主要機器仕様を第 13.8-1 表に示す。

13.8.4 主要設備

代替淡水源は，淡水貯水池で構成する。

13.8.5 試験検査

淡水貯水池は，定期的な試験又は検査を行うことにより，その機能の健全性を確認する。

第 13.8－1 表 代替淡水源主要機器仕様

淡水貯水池

基	数	2
容	量	約 2,500m ³ ／基
位	置	標高約 8m
距	離	約 195m～約 260m (炉心の中心からの水平距離)

13.9 原子炉建屋放水設備

13.9.1 概 要

原子炉建屋放水設備は、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において原子炉建屋から発電所敷地外への放射性物質の拡散を抑制する。

原子炉建屋放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災の消火が可能なように、泡放射を行うことができる。

また、海洋への拡散抑制設備を配備し、原子炉建屋へ放水した後、発電所前面海域へ流れ込んだ放射性物質を含む水が、海洋へ拡散するのを抑制する。

13.9.2 設計方針

(1) 耐環境性

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できる設計とする。

(2) 操作性

重大事故等が発生した場合においても、確実に操作できる設計とする。

(3) 試験又は検査

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試験又は検査ができる設計とする。

(4) 悪影響防止

他の設備に悪影響を及ぼさないように考慮する。

(5) 設置場所の選定及び遮蔽物の設置

重大事故等に必要なお作及び復旧作を行うことができるように、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適切な措置を講じる。

(6) 容量

想定する重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とする。

(7) 保管場所

可搬型重大事故等対処設備は，地震，津波による影響を考慮した上で，常設設備と異なる場所に保管する。

(8) アクセスルートの確保

重大事故等時に，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に，発電所内の道路及び通路が確保できるよう，重機を配備する。

(9) 原子炉建屋への放水

炉心の著しい損傷及び格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，敷地外への放射性物質の拡散を抑制するために，原子炉建屋へ放水できる設備を配備する。

(10) 航空機燃料火災への対応

原子炉建屋放水設備は，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災へ対応するため，泡放射が可能な設計とする。

(11) 複数方向からの放水

原子炉建屋放水設備は，場所を変えて放水できる設計とする。また，場所を変えた場合でも水源を確保する。

(12) 海洋への拡散抑制

海洋への拡散抑制設備は，原子炉建屋へ放水した後，発電所敷地内の港湾に流れ込む排水口等に設置し，放射性物質を含む水が海洋へ拡散することを防ぐことが可能な設計とする。

13.9.3 主要設備の仕様

原子炉建屋放水設備の主要機器仕様を第 13.9-1 表に示す。

海洋への拡散抑制設備の主要機器仕様を第 13.9-2 表に示す。

なお、海洋への拡散抑制設備の配置を第 13.9-1 図に示す。

13.9.4 主要設備

原子炉建屋放水設備は、可搬型放水装置等で構成し、重大事故時に原子炉建屋から発電所外への放射性物質の拡散を抑制する機能及び航空機燃料火災の消火機能を有する。

可搬型放水装置は、重大事故等の状況によりアクセス可能な場所より放水を実施する。

海洋への拡散抑制設備は、汚濁防止膜等で構成し、放射性物質を含む水の海洋への拡散抑制機能を有する。

13.9.5 試験検査

- (1) 原子炉建屋放水設備は、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能の健全性を確認する。
- (2) 海洋への拡散抑制設備は、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

第 13.9－1 表 原子炉建屋放水設備主要機器仕様

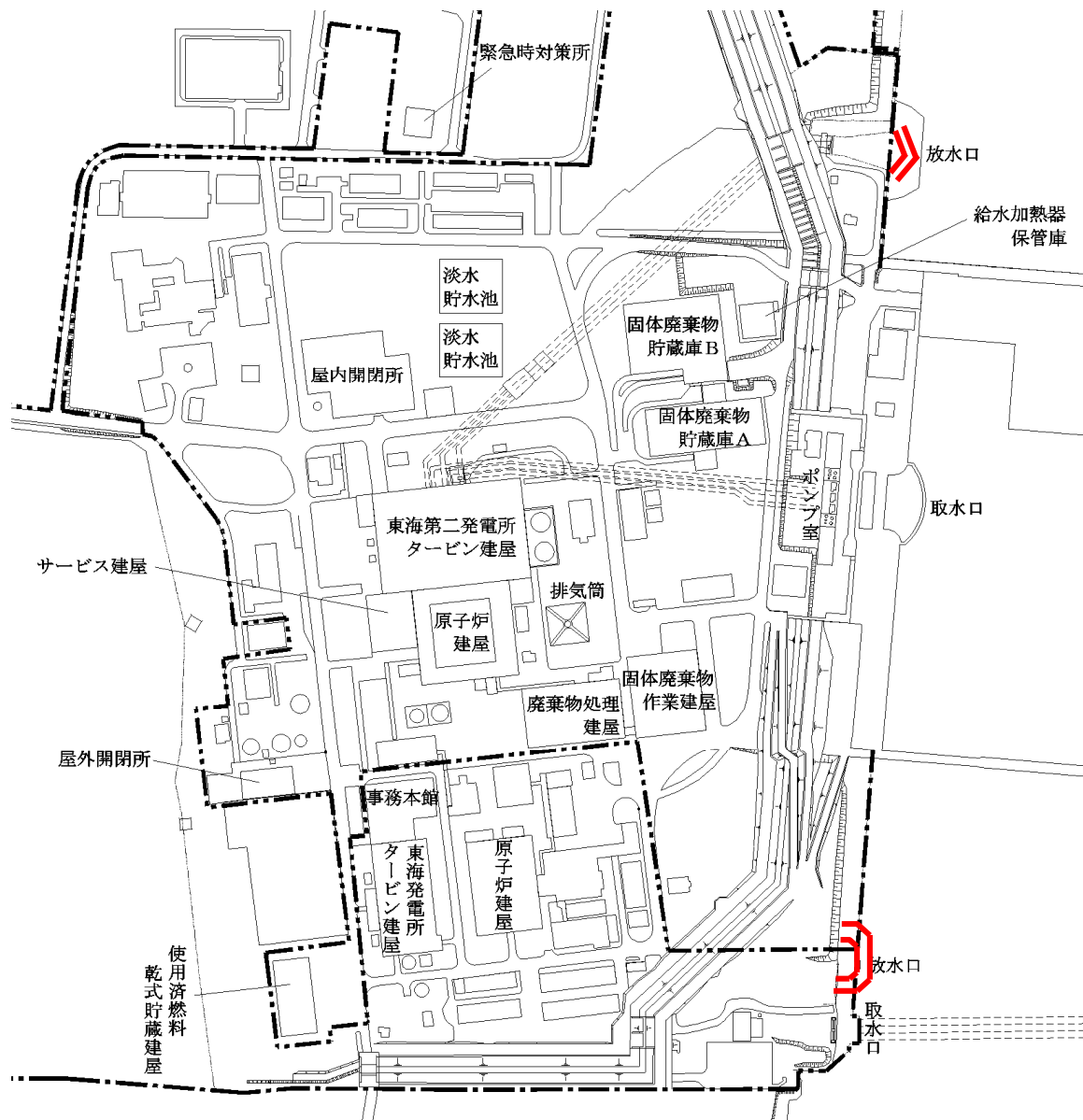
可搬型放水装置（可搬型代替注水大型ポンプ，放水ノズル）

台 数	1
容 量	約 1,440m ³ /h (吐出圧力 1.2MPa [gage] において)
放 水 高 さ	約 56m 以上（地上高）

第 13.9－2 表 海洋への拡散抑制設備主要機器仕様

汚濁防止膜

長 さ	約 400m
丈	約 10m



第 13.9－1 図 海洋への拡散抑制設備配置図

13.10 高圧窒素ガス供給系

13.10.1 概 要

13.10.1.1 設計基準対象施設

高圧窒素ガス供給系は、常用系及び非常用系で構成する。

常用系は、窒素ガスを不活性ガス系より供給し、主蒸気逃がし安全弁の作動用、自動減圧系のアキュムレータ等への補給その他の窒素ガス供給を必要としている箇所へ窒素ガスを供給する。

非常用系は、独立した2系列からなり、冷却材喪失事故後に常用系が機能喪失した場合の補給用として、高圧窒素ガスポンベの窒素ガスを減圧し供給する。

13.10.1.2 重大事故等対処設備

予備の高圧窒素ガスポンベは、設計基準対象施設からの窒素ガスの供給圧力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を防止するために、窒素を供給し、主蒸気逃がし安全弁を作動させる。万一、予備の高圧窒素ガスポンベの機能が喪失した場合においても、窒素発生装置から供給することができる。

13.10.2 設計方針

13.10.2.1 設計基準対象施設

- (1) 常用系と非常用系との間にはタイラインを設け、常用系と非常用系を分離できる設計とする。
- (2) 非常用系は、独立した2系列からなり、位置的分散を図る。
- (3) 冷却材喪失事故時には、自動減圧系のアキュムレータに窒素ガスを供給できる設計とする。常用系が機能喪失した場合、非常用系（高圧窒素ガス

ボンベ) から供給が可能な設計とする。

- (4) 想定される重大事故等の環境条件において確実に主蒸気逃がし安全弁を作動させることができるように、窒素ガスの供給圧力の調整が可能な設計とする。

13. 10. 2. 2 重大事故等対処設備

(1) 耐環境性

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できる設計とする。

(2) 操作性

重大事故等が発生した場合においても，確実に操作できる設計とする。

(3) 試験又は検査

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試験又は検査ができる設計とする。

(4) 系統切り替え

重大事故等に対処するため，設計基準事故対処設備を本来の用途以外に使用する場合は，通常使用する系統から速やかに切り替えられるように考慮する。

(5) 悪影響防止

他の設備に悪影響を及ぼさないように考慮する。

(6) 設置場所の選定及び遮蔽物の設置

重大事故等時に必要な操作及び復旧作業を行うことができるように，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適切な措置を講じる。

(7) 容 量

想定する重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とする。

(8) 多様性

多様性を図る設計とする。

(9) 保管場所

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波による影響を考慮した上で、
常設重大事故等対処設備と異なる場所に保管する。

(10) アクセスルートの確保

重大事故等時に、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に、発電所内の道路及び通路が確保できるように、
重機を配備する。

(11) 主蒸気逃がし安全弁の駆動に必要な高圧窒素ガス供給系の供給圧力が喪失した場合でも、予備の高圧窒素ガスポンベからの供給が可能な設計とする。

(12) 主蒸気逃がし安全弁の駆動に必要な所内常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備若しくは可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(13) 更なる信頼性向上のため、予備の高圧窒素ガスポンベからの供給圧力が喪失した場合でも、窒素発生装置からの供給が可能な設計とする。

(14) 想定される重大事故等の環境条件において確実に主蒸気逃がし安全弁を作動させることができるように、供給圧力を調整することが可能な設計とする。

13.10.3 主要設備の仕様

設備の主要機器仕様を第 13.10-1 表に示す。

13.10.4 主要設備

13.10.4.1 設計基準対象施設

高圧窒素ガス供給系は、以下のとおり常用系及び非常用系で構成する。

常用系は、窒素ガスを不活性ガス系より供給し、アキュムレータ、フィルタ、減圧弁等で構成する。常用系と非常用系との間にはタイライン及び常用系と非常用系を分離する隔離弁を設ける。

常用系は、主蒸気逃がし安全弁の作動用、自動減圧系のアキュムレータ等からの漏えい補給その他の窒素ガス供給を必要としている箇所へ窒素ガスを供給する。

非常用系は、独立した２系列からなり、各系列は高圧窒素ガスポンベ、減圧弁等で構成する。冷却材喪失事故時において常用系が機能喪失した場合に、高圧窒素ガスポンベより自動減圧系のアキュムレータに窒素ガスを供給する。

13.10.4.2 重大事故等対処設備

予備の高圧窒素ガスポンベは、設計基準事故対処設備からの窒素ガスの供給圧力が喪失した場合において、窒素を供給することにより、主蒸気逃がし安全弁の作動用として窒素を供給することができる。

予備の高圧窒素ガスポンベの供給圧力が喪失した場合に、窒素発生装置に切り替える。

13.10.5 試験検査

13.10.5.1 設計基準対象施設

高圧窒素ガス供給系及び高圧窒素ガスポンベは、中央制御室の制御盤及び現場で定期的に圧力状態等を監視する。

13.10.5.2 重大事故等対処設備

予備の高圧窒素ガスポンペは現場で定期的に圧力状態を監視する。窒素発生装置は、定期的な試験又は検査を行なうことにより、その機能の健全性を確認する。

第 13.10－1 表 高圧窒素ガス供給系主要機器仕様

(1) 高圧窒素ガスポンペ

本 数	4／1 系列×2 系列
容 量	46.7L／本
充 填 圧 力	14.7MPa [gage]

(2) 予備の高圧窒素ガスポンペ

本 数	4
容 量	46.7L／本
充 填 圧 力	14.7MPa [gage]

(3) 窒素発生装置

基 数	1
ガス発生量	14m ³ [N] ／h／基
圧 力	0.9MPa [gage]

16. 運転保守

16.1 運転保守の基本方針

原子炉施設の運転保守の基本方針は、「原子炉等規制法」第 43 条の 3 の 24 第 1 項の規定に基づいて定める「保安規定」によるものとする。

16.2 保安管理体制

東海第二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、保修室、技術センター、総務室、品質保証室及び運営管理室並びに本店に所属する原子炉主任技術者（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、原子炉施設保安運営委員会を設ける。

17. 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。