

島根原子力発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	EP-060 改 89
提出年月日	令和 3 年 7 月 26 日

# 島根原子力発電所 2 号炉

## 重大事故等対処設備について

令和 3 年 7 月  
中国電力株式会社

## 目次

1. 重大事故等対処設備について
  - 1.1 重大事故等対処設備の設備分類
2. 基本設計の方針
  - 2.1 耐震性・耐津波性
    - 2.1.1 発電用原子炉施設の位置
    - 2.1.2 耐震設計の基本方針
    - 2.1.3 津波による損傷の防止
  - 2.2 火災による損傷の防止
  - 2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針
    - 2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等
    - 2.3.2 容量等
    - 2.3.3 環境条件等
    - 2.3.4 操作性及び試験・検査性
3. 個別設備の設計方針
  - 3.1 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
  - 3.2 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
  - 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
  - 3.4 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
  - 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
  - 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
  - 3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
  - 3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
  - 3.9 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
  - 3.10 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備
  - 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
  - 3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
  - 3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
  - 3.14 電源設備
  - 3.15 計装設備
  - 3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備
  - 3.17 監視測定設備
  - 3.18 緊急時対策所
  - 3.19 通信連絡を行うために必要な設備
  - 3.20 原子炉圧力容器
  - 3.21 原子炉格納容器
  - 3.22 燃料貯蔵設備
  - 3.23 非常用取水設備

### 3.24 原子炉建物原子炉棟

添付資料 個別設備の設計方針の添付資料

別添資料-1 格納容器フィルタベント系について

別添資料-2 残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却の成立性について

別添資料-3 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備について

下線は、今回の提出資料を示す。

## 1.4 耐震設計

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

### 1.4.1 設計基準対象施設の耐震設計

#### 1.4.1.1 設計基準対象施設の耐震設計の基本方針

省略

#### 1.4.1.2 耐震重要度分類

省略

#### 1.4.1.3 地震力の算定方法

省略

#### 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界

省略

#### 1.4.1.5 設計における留意事項

省略

#### 1.4.1.6 構造計画と配置計画

省略

### 1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計

#### 1.4.2.1 重大事故等対処施設の耐震設計の基本方針

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

- (1) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）

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

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

常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設については、当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるように設計する。

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

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

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

- (4) 可搬型重大事故等対処設備

地震による周辺斜面の崩壊、溢水、火災等の影響を受けない場所に適切に保管する。

また、可搬型重大事故等対処設備保管場所の周辺斜面の安定性を保持するために設置する、その他の土木構造物である抑止杭については、屋外重要土木構造物に準じた設計とする。

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

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

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

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

- (8) 重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びにこれらが設置された建物・構築物は、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できるように設計することとし、「1.4.1 設計基準対象施設の耐震設計」に示す津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びにこれらが設置された建物・構築物の設計方針に基づき設計する。
- (9) 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設が、Bクラス及びCクラスの施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設、可搬型重大事故等対処設備並びに常設重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備及び常設重大事故防止設備（設計基準拡張）のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の波及的影響によって、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計する。
- (10) 重大事故等対処施設の構造計画及び配置計画に際しては、地震の影響が低減されるように考慮する。
- (11) 常設重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、防波壁の設置及び地盤改良を実施したことにより地下水の流れが遮断され地下水位が上昇するおそれがあることを踏まえ、地下水位を一定の範囲に保持する地下水位低下設備を設置し、同設備の効果が及ぶ範囲においては、その機能を考慮した設計地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。地下水位低下設備の効果が及ばない範囲においては、自然水位より保守的に高く設定した水位又は地表面にて設計地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。
- (12) 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設については、液状化、揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状の影響を考慮した場合においても、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。
- (13) 緊急時対策所の耐震設計の基本方針については、「1.4.2.7 緊急時対策所」に示す。
- (14) 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設のうち、地震動及び地殻変動による基礎地盤の傾斜が基本設計段階の目安値である  $1/2,000$  を

上回る施設においては、PS検層等に基づく改良地盤の物性値を確保したうえで、グラウンドアンカを考慮することにより、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計する。

#### 1.4.2.2 重大事故等対処設備の設備分類

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

##### (1) 常設重大事故防止設備

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

##### a. 常設耐震重要重大事故防止設備

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

##### b. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、a. 以外のもの

##### (2) 常設重大事故緩和設備

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

##### (3) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）

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

##### (4) 可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備であって可搬型のもの

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

#### 1.4.2.3 地震力の算定方法

重大事故等対処施設の耐震設計に用いる地震力の算定方法は、

「1.4.1.3 地震力の算定方法」に示す設計基準対象施設の静的地震力、動的地震力及び設計用減衰定数について、以下のとおり適用する。

##### (1) 静的地震力

常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が

Bクラス又はCクラスのもの)が設置される重大事故等対処施設について、「1.4.1.3 地震力の算定方法」の「(1) 静的地震力」に示すBクラス又はCクラスの施設に適用する静的地震力を適用する。

#### (2) 動的地震力

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

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

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

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

#### (3) 設計用減衰定数

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

#### 1.4.2.4 荷重の組合せと許容限界

重大事故等対処施設の耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。

##### (1) 耐震設計上考慮する状態

地震以外に設計上考慮する状態を次に示す。

##### a. 建物・構築物

##### (a) 運転時の状態

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



- (b) 設計基準事故時の状態
  - 「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 a. 建物・構築物」に示す「(b) 設計基準事故時の状態」を適用する。
- (c) 重大事故等時の状態
  - 発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故時の状態で、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態
- (d) 設計用自然条件
  - 「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 a. 建物・構築物」に示す「(c) 設計用自然条件」を適用する。
- b. 機器・配管系
  - (a) 通常運転時の状態
    - 「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 b. 機器・配管系」に示す「(a) 通常運転時の状態」を適用する。
  - (b) 運転時の異常な過渡変化時の状態
    - 「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 b. 機器・配管系」に示す「(b) 運転時の異常な過渡変化時の状態」を適用する。
  - (c) 設計基準事故時の状態
    - 「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 b. 機器・配管系」に示す「(c) 設計基準事故時の状態」を適用する。
  - (d) 重大事故等時の状態
    - 発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故時の状態で、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態
  - (e) 設計用自然条件
    - 「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 b. 機器・配管系」に示す「(d) 設計用自然条件」を適用する。
- (2) 荷重の種類
  - a. 建物・構築物
    - (a) 発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重、すなわち固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常の気象条件による荷重
    - (b) 運転時の状態で施設に作用する荷重
    - (c) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重
    - (d) 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重
    - (e) 地震力、風荷重、積雪荷重等
      - ただし、運転時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態での荷重には、機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし、地震力には、地震時土圧、機器・配管系からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。

b. 機器・配管系

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

(3) 荷重の組合せ

地震力と他の荷重との組合せは次による。

a. 建物・構築物

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

なお, 継続時間については対策の成立性も考慮したうえで設定する。

以上を踏まえ, 原子炉格納容器バウンダリを構成する施設(原子炉格納容器内の圧力, 温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。)については, 一旦事故が発生した場合, 長時間継続する事象による荷重

と弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力とを組み合わせ、その状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動  $S_s$  による地震力とを組み合わせる。また、その他の施設については、一旦事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と基準地震動  $S_s$  による地震力とを組み合わせる。

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

以上を踏まえ、重大事故等時の状態で作用する荷重と地震力（基準地震動  $S_s$  又は弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力）との組合せについて

は、以下を基本設計とする。原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備については、一旦事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力とを組み合わせ、その状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 $S_s$ による地震力とを組み合わせる。原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（原子炉格納容器内の圧力、温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、一旦事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力とを組み合わせ、その状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 $S_s$ による地震力とを組み合わせる。その他の施設については、一旦事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と基準地震動 $S_s$ による地震力とを組み合わせる。

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

c. 荷重の組合せ上の留意事項

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

(4) 許容限界

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

a. 建物・構築物

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

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

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

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

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

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

「1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示す耐震重要度分類の異なる施設を支持する建物・構築物の許容限界を適用する。なお，適用に当たっては，「耐震重要度分類」を「設備分類」に読み替える。

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

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

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

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

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

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

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

b. 機器・配管系

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

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

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

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

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

c. 基礎地盤の支持性能

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

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

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

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

#### 1.4.2.5 設計における留意事項

「1.4.1.5 設計における留意事項」を適用する。

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

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

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

#### 1.4.2.6 構造計画と配置計画

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

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

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

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

Bクラス及びCクラスの施設，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのものが設置される重大事故等対処施設，可搬型重大事故等対処設備並びに常設重大

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

#### 1.4.2.7 緊急時対策所

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

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

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



### 1.4.3 主要施設の耐震構造

#### 1.4.3.1 原子炉建物

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

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

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

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

#### 1.4.3.2 タービン建物

タービン建物は、地上3階（一部4階）、地下1階建で平面が約138m（東西方向）×約51m（南北方向）の鉄筋コンクリート造の建物である。

原子炉は、直接サイクルであり、タービンが原子炉冷却系に接続しているため、タービン建物はBクラスではあるが、直接又はコンクリートを介して基礎岩盤で支持させる。

建物の内部は、多くの遮蔽壁をもち、相当に剛性が高く、十分な耐震性を有する構造となっている。

#### 1.4.3.3 廃棄物処理建物

廃棄物処理建物は、地上5階、地下2階建で平面が約57m（東西方向）×約55m（南北方向）の鉄筋コンクリート造の建物である。

廃棄物処理建物は、Bクラスではあるが直接基礎岩盤で支持させる。

建物の内部は、放射性廃棄物処理施設を収納するため、多くの遮蔽壁をもち、剛性が高く十分な耐震性を有する構造となっている。

#### 1.4.3.4 制御室建物

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

#### 1.4.3.5 防波壁及び防波壁通路防波扉

防波壁は、多重鋼管杭式擁壁、逆T擁壁及び波返重力擁壁（岩盤支持部、改良地盤部）の3種類の構造形式に分類され、敷地の前面に設置する。

また、敷地の前面に設置された防波壁には防波壁通路防波扉を4箇所設置する。

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

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

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

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

#### 1.4.3.6 原子炉格納容器

原子炉格納容器は、上下部半球胴部円筒形ドライウエルと円環形サブプレッション・チェンバで構成され、容器の主要寸法はそれぞれドライウエル円筒部直径約 23m、サブプレッション・チェンバの円環部断面直径約 9.4m、円環部中心線直径約 38m、全体の高さは約 37m である。

ドライウエル下部及びサブプレッション・チェンバ支持脚は建物基礎版上に設置する。

ドライウエル上部と生体遮蔽壁との間にシヤラグを設け、原子炉圧力容器から原子炉格納容器に伝えられる水平力及び原子炉格納容器にかかる水平力の一部を周囲の生体遮蔽壁を介して建物に伝える構造となっている。

#### 1.4.3.7 原子炉圧力容器

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

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

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

#### 1.4.3.8 原子炉圧力容器内部構造物

炉心に作用する水平力は、ステンレス鋼製の炉心シュラウドで支持する。炉心シュラウドは円筒形をした構造でシュラウド支持脚を介して原子炉圧力容器の下部に溶接する。

燃料集合体に作用する水平力は上部格子板及び炉心支持板を通して炉心シュラウドに伝える。燃料集合体はジルカロイ製の細長いチャンネル・ボックスに納める。燃料棒は燃料集合体頂部及び底部のタイ・プレートで押さえられ、中間部もスペーサによって押さえられるので過度の変形を生ずることはない。

気水分離器はシュラウド・ヘッドに取付けられたスタンド・パイプに溶接する。

蒸気乾燥器は原子炉圧力容器に付けたブラケットで支持する。

20個のジェット・ポンプは炉心シュラウドの外周に配置する。ジェット・ポンプ・ライザ管は原子炉圧力容器を貫通して立ち上がり、上部において原子炉圧力容器にライザ・ブレースで支持される。ジェット・ポンプ上部のノズル・アセンブリはボルトでライザに結合する。ジェット・ポンプのディフューザ下部はバッフル板に溶接する。ディフューザ上部とスロートはスリップ・ジョイント結合にして、縦方向に滑ることができるようにする。したがって、ジェット・ポンプの支持機構は、熱膨張は許すが、振動を防止できる構造となっている。

制御棒駆動機構ハウジングは、上部は原子炉圧力容器底部のスタブ・チューブに溶接し、下部はハウジング・サポートで支持するので地震力に対しても十分な強度をもつ。

#### 1.4.3.9 再循環系

再循環ループは2ループあって、原子炉圧力容器から内径約0.44mのステンレス鋼管で下方に伸び、その下部に再循環ポンプを設け、再び立上げてヘッダに入れ、そこから5本の内径約0.23mのステンレス鋼管に分け、原子炉圧力容器に接続する。この系の支持方法は、熱膨張による動きを拘束せず、できる限り剛な系になるように、適切なスプリング・ハンガ、スナッパ等を採用する。再循環ポンプはケーシングに取付けたコンスタント・ハンガで支持する。

#### 1.4.3.10 その他

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

#### 1.4.4 地震検知による耐震安全性の確保

##### 1.4.4.1 地震感知器

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

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

##### 1.4.4.2 地震観測等による耐震性の確認

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

なお、地震観測を継続して実施するために、地震観測網の適切な維持管理を行う。

##### 1.4.5 参考文献

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

第 1.4.2-1 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（1 / 13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
I. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの以外のもの	<p>(1)核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料プール水位 (SA)</li> <li>・燃料プール水位・温度 (SA) [C]</li> <li>・燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)</li> </ul> <p>(2)原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル</li> </ul> <p>(3)計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)</li> <li>・ADS用N<sub>2</sub>ガス減圧弁二次側圧力</li> <li>・N<sub>2</sub>ガスボンベ圧力</li> <li>・無線通信設備 (固定型)</li> <li>・衛星電話設備 (固定型)</li> <li>・無線通信設備 (屋外アンテナ) [伝送路]</li> <li>・衛星電話設備 (屋外アンテナ) [伝送路]</li> <li>・無線通信装置 [伝送路]</li> <li>・有線 (建物内) (有線式通信設備, 無線通信設備 (固定型), 衛星電話設備 (固定型) に係るもの) [伝送路]</li> </ul> <p>(4)非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・取水口 [C]</li> <li>・取水管 [C]</li> <li>・取水槽 [C]</li> </ul>

第 1.4.2-1 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（2 / 13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
Ⅱ. 常設耐震重要重大 事故防止設備	常設重大事故防止設備 であって、耐震重要施設 に属する設計基準事故 対処設備が有する機能 を代替するもの	<p>(1)原子炉本体</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉压力容器〔S〕</li> </ul> <p>(2)核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設スプレイヘッド</li> <li>・燃料プールスプレイ系 配管・弁〔流路〕</li> <li>・燃料プール冷却ポンプ〔B〕</li> <li>・燃料プール冷却系熱交換器〔B〕</li> <li>・原子炉補機冷却系 配管・弁〔流路〕〔S〕</li> <li>・原子炉補機冷却系 サージタンク〔流路〕〔S〕</li> <li>・原子炉補機代替冷却系 配管・弁〔流路〕</li> <li>・燃料プール冷却系 配管・弁〔流路〕〔B〕</li> <li>・燃料プール冷却系 スキマ・サージ・タンク〔流路〕〔B〕</li> <li>・燃料プール冷却系 ディフューザ〔流路〕〔B〕</li> <li>・燃料プール〔S〕</li> </ul> <p>(3)原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧原子炉代替注水ポンプ</li> <li>・高圧原子炉代替注水系（蒸気系） 配管・弁〔流路〕</li> <li>・主蒸気系 配管・クエンチャ〔流路〕〔S, B〕</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁〔流路〕</li> <li>・高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁〔流路〕</li> <li>・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ〔流路〕〔S, B〕</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁〔流路〕</li> <li>・原子炉浄化系 配管〔流路〕〔S〕</li> <li>・給水系 配管・弁・スパージャ〔流路〕〔S〕</li> <li>・逃がし安全弁〔操作対象弁〕〔S〕</li> <li>・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ〔S〕</li> <li>・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ〔流路〕〔S〕</li> <li>・低圧原子炉代替注水ポンプ</li> <li>・低圧原子炉代替注水系 配管・弁〔流路〕</li> <li>・原子炉補機冷却系 配管・弁〔流路〕〔S〕</li> <li>・原子炉補機冷却系 サージタンク〔流路〕〔S〕</li> <li>・残留熱除去系熱交換器〔流路〕〔S〕</li> <li>・原子炉補機代替冷却系 配管・弁〔流路〕</li> <li>・低圧原子炉代替注水槽</li> <li>・サブプレッション・チェンバ〔S〕</li> </ul>

第 1.4.2-1 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（3 / 13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
II. 常設耐震重要重大 事故防止設備	常設重大事故防止設備 であって、耐震重要施設 に属する設計基準事故 対処設備が有する機能 を代替するもの	(4)計測制御系統施設 ・ A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・ 制御棒〔S〕 ・ 制御棒駆動機構〔S〕 ・ 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット〔S〕 ・ 制御棒駆動水圧系 配管・弁〔流路〕〔S〕 ・ A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機 能） ・ ほう酸水注入ポンプ〔S〕 ・ ほう酸水貯蔵タンク〔S〕 ・ ほう酸水注入系 配管・弁〔流路〕〔S〕 ・ 差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部） 〔流路〕〔S〕 ・ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ ・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能） ・ 自動減圧起動阻止スイッチ〔S〕 ・ 代替自動減圧起動阻止スイッチ ・ 逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管・弁〔流路〕〔S〕 ・ 原子炉圧力容器温度（S A） ・ 原子炉圧力〔S〕 ・ 原子炉圧力（S A） ・ 原子炉水位（広帯域）〔S〕 ・ 原子炉水位（燃料域）〔S〕 ・ 原子炉水位（S A） ・ 高压原子炉代替注水流量 ・ 代替注水流量（常設） ・ 格納容器代替スプレイ流量 ・ サプレッション・プール水温度（S A） ・ ドライウエル圧力（S A） ・ サプレッション・チェンバ圧力（S A） ・ サプレッション・プール水位（S A） ・ 格納容器水素濃度（B系）〔S〕 ・ 格納容器水素濃度（S A） ・ 中性子源領域計装〔S〕 ・ 中間領域計装〔S〕 ・ 平均出力領域計装〔S〕 ・ スクラバ容器水位 ・ スクラバ容器圧力 ・ スクラバ容器温度 ・ ドライウエル温度（S A） ・ 低压原子炉代替注水流量 ・ 低压原子炉代替注水流量（狭帯域用） ・ 低压原子炉代替注水槽水位 ・ C-メタクラ母線電圧〔S〕 ・ D-メタクラ母線電圧〔S〕 ・ H P C S-メタクラ母線電圧〔S〕 ・ C-ロードセンタ母線電圧〔S〕 ・ D-ロードセンタ母線電圧〔S〕 ・ B 1-115V 系蓄電池（S A）電圧〔S〕 ・ A-115V 系直流盤母線電圧〔S〕 ・ B-115V 系直流盤母線電圧〔S〕

第 1.4.2-1 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（4 / 13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
II. 常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	<p>(4)計測制御系統施設（続き）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・230V系直流盤（常用）母線電圧</li> <li>・緊急用メタクラ電圧</li> <li>・SAロードセンタ母線電圧</li> <li>・SA用115V系充電器盤蓄電池電圧</li> </ul> <p>(5)放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）〔SA〕</li> <li>・格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）〔S〕</li> <li>・格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）〔S〕</li> <li>・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</li> <li>・中央制御室遮蔽〔S〕</li> <li>・再循環用ファン〔S〕</li> <li>・チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン〔S〕</li> <li>・非常用チャコール・フィルタ・ユニット〔S〕</li> <li>・中央制御室換気系ダクト〔流路〕〔S〕</li> <li>・中央制御室換気系弁〔流路〕〔S〕</li> </ul> <p>(6)原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替注水ポンプ</li> <li>・低圧原子炉代替注水系 配管・弁〔流路〕</li> <li>・残留熱除去系 配管・弁〔流路〕〔S〕</li> <li>・格納容器スプレイ・ヘッダ〔流路〕〔S〕</li> <li>・格納容器代替スプレイ系 配管・弁〔流路〕</li> <li>・第1ベントフィルタスクラバ容器</li> <li>・第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器</li> <li>・圧力開放板</li> <li>・格納容器フィルタベント系 配管・弁〔流路〕</li> <li>・窒素ガス制御系 配管・弁〔流路〕〔S〕</li> <li>・非常用ガス処理系 配管・弁〔流路〕〔S〕</li> <li>・遠隔手動弁操作機構</li> <li>・第1ベントフィルタ格納槽遮蔽</li> <li>・配管遮蔽</li> <li>・原子炉格納容器〔S〕</li> </ul>



第 1.4.2-1 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（5 / 13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
Ⅱ. 常設耐震重要重大 事故防止設備	常設重大事故防止設備 であって、耐震重要施設 に属する設計基準事故 対処設備が有する機能 を代替するもの	(7)非常用電源設備 ・SRV 用電源切替盤〔S〕 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタンク ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ・ガスタービン発電機用燃料移送系 配管・弁〔燃料流路〕 ・ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁〔燃料流路〕 ・A-115V 系蓄電池〔S〕 ・A-115V 系充電器〔S〕 ・B-115V 系蓄電池〔S〕 ・B1-115V 系蓄電池(SA)〔S〕 ・230V 系蓄電池(RCIC)〔S〕 ・B-115V 系充電器〔S〕 ・B1-115V 系充電器(SA)〔S〕 ・230V 系充電器(RCIC)〔S〕 ・SA 用 115V 系蓄電池 ・SA 用 115V 系充電器 ・230V 系充電器(常用)〔C〕 ・緊急用メタクラ ・メタクラ切替盤 ・緊急用メタクラ接続プラグ盤 ・高圧発電機車接続プラグ収納箱 ・SA ロードセンタ ・SA1 コントロールセンタ ・SA2 コントロールセンタ ・充電器電源切替盤〔S〕 ・A-原子炉中性子計装用蓄電池〔S〕 ・B-原子炉中性子計装用蓄電池〔S〕 ・A-原子炉中性子計装用充電器〔S〕 ・B-原子炉中性子計装用充電器〔S〕 ・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク〔S〕 ・緊急時対策所 発電機接続プラグ盤 ・緊急時対策所 低圧母線盤 ・緊急時対策所用燃料地下タンク

第 1.4.2-1 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（6 / 13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
Ⅱ. 常設耐震重要重大 事故防止設備	常設重大事故防止設備 であって、耐震重要施設 に属する設計基準事故 対処設備が有する機能 を代替するもの	(7)非常用電源設備（続き） ・ S A 電源切替盤〔S〕 ・ 重大事故操作盤 ・ 非常用高圧母線 C 系〔S〕 ・ 非常用高圧母線 D 系〔S〕

第 1.4.2-1 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（7 / 13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
Ⅲ. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	<p>(1)原子炉本体</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器〔S〕</li> </ul> <p>(2)核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設スプレイヘッド</li> <li>・燃料プールスプレイ系 配管・弁〔流路〕</li> <li>・燃料プール水位（SA）</li> <li>・燃料プール水位・温度（SA）〔C〕</li> <li>・燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）</li> <li>・燃料プール〔S〕</li> </ul> <p>(3)原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧原子炉代替注水ポンプ</li> <li>・高圧原子炉代替注水系（蒸気系） 配管・弁〔流路〕</li> <li>・主蒸気系 配管・クエンチャ〔流路〕〔S, B〕</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁〔流路〕</li> <li>・高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁〔流路〕</li> <li>・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ〔流路〕〔S, B〕</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁〔流路〕</li> <li>・原子炉浄化系 配管〔流路〕〔S〕</li> <li>・給水系 配管・弁・スパージャ〔流路〕〔S〕</li> <li>・逃がし安全弁〔操作対象弁〕〔S〕</li> <li>・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ〔S〕</li> <li>・低圧原子炉代替注水ポンプ</li> <li>・低圧原子炉代替注水系 配管・弁〔流路〕</li> <li>・低圧原子炉代替注水槽</li> <li>・サブプレッション・チェンバ〔S〕</li> </ul>

第 1.4.2-1 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（8 / 13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
Ⅲ. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	(4)計測制御系統施設 ・ほう酸水注入ポンプ〔S〕 ・ほう酸水貯蔵タンク〔S〕 ・ほう酸水注入系 配管・弁〔流路〕〔S〕 ・差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）〔流路〕〔S〕 ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ ・格納容器水素濃度（SA） ・格納容器水素濃度（B系）〔S〕 ・格納容器酸素濃度（SA） ・格納容器酸素濃度（B系）〔S〕 ・静的触媒式水素処理装置入口温度 ・静的触媒式水素処理装置出口温度 ・原子炉建物水素濃度 ・原子炉圧力容器温度（SA） ・原子炉圧力〔S〕 ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（広帯域）〔S〕 ・原子炉水位（燃料域）〔S〕 ・原子炉水位（SA） ・高压原子炉代替注水流量 ・代替注水流量（常設） ・残留熱代替除去系原子炉注水流量 ・残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ・格納容器代替スプレイ流量 ・ドライウエル温度（SA） ・ペDESTAL温度（SA） ・ペDESTAL水温度（SA） ・サブプレッション・チェンバ温度（SA） ・サブプレッション・プール水温度（SA） ・ドライウエル圧力（SA） ・サブプレッション・チェンバ圧力（SA） ・ドライウエル水位 ・サブプレッション・プール水位（SA） ・ペDESTAL水位 ・ペDESTAL代替注水流量 ・ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用） ・残留熱除去系熱交換器出口温度〔S〕 ・スクラバ容器水位 ・スクラバ容器圧力 ・スクラバ容器温度 ・低压原子炉代替注水流量 ・低压原子炉代替注水流量（狭帯域用） ・低压原子炉代替注水槽水位 ・燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。） ・安全パラメータ表示システム（SPDS） ・C-メタクラ母線電圧〔S〕 ・D-メタクラ母線電圧〔S〕 ・HPCS-メタクラ母線電圧〔S〕 ・C-ロードセンタ母線電圧〔S〕 ・D-ロードセンタ母線電圧〔S〕

第 1.4.2-1 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（9 / 13）

設備分類	定義	主要設備 ( [ ] 内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
Ⅲ. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	<p>(4) 計測制御系統施設（続き）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ B 1 - 115V 系蓄電池 (S A) 電圧 [S]</li> <li>・ A - 115V 系直流盤母線電圧 [S]</li> <li>・ B - 115V 系直流盤母線電圧 [S]</li> <li>・ 緊急用メタクラ電圧</li> <li>・ S A ロードセンタ母線電圧</li> <li>・ S A 用 115V 系充電器盤蓄電池電圧</li> <li>・ 230V 系直流盤（常用）母線電圧</li> <li>・ 無線通信設備（固定型）</li> <li>・ 衛星電話設備（固定型）</li> <li>・ 無線通信設備（屋外アンテナ） [伝送路]</li> <li>・ 衛星電話設備（屋外アンテナ） [伝送路]</li> <li>・ 無線通信装置 [伝送路]</li> <li>・ 有線（建物内）（安全パラメータ表示システム (S P D S) に係るもの） [伝送路]</li> <li>・ 有線（建物内）（衛星電話設備（固定型）に係るもの） [伝送路]</li> <li>・ 有線（建物内）（有線式通信設備，無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの） [伝送路]</li> </ul> <p>(5) 放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） (S A)</li> <li>・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） [S]</li> <li>・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ） [S]</li> <li>・ 第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</li> <li>・ 中央制御室遮蔽 [S]</li> <li>・ 中央制御室待避室遮蔽</li> <li>・ 再循環用ファン [S]</li> <li>・ チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン [S]</li> <li>・ 非常用チャコール・フィルタ・ユニット [S]</li> <li>・ 中央制御室換気系ダクト [流路] [S]</li> <li>・ 中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁） [流路]</li> <li>・ 中央制御室換気系弁 [流路] [S]</li> <li>・ 緊急時対策所遮蔽</li> <li>・ 緊急時対策所空気浄化装置（配管・弁） [流路]</li> <li>・ 緊急時対策所正圧化装置（配管・弁） [流路]</li> </ul>

第 1.4.2-1 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（10/13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
Ⅲ. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	(6)原子炉格納施設 ・ 低圧原子炉代替注水ポンプ ・ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 [流路] ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ [流路]〔S〕 ・ 格納容器スプレイ・ヘッダ [流路]〔S〕 ・ 格納容器代替スプレイ系 配管・弁 [流路] ・ 第1ベントフィルタスクラバ容器 ・ 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 ・ 圧力開放板 ・ 格納容器フィルタベント系 配管・弁 [流路] ・ 窒素ガス制御系 配管・弁 [流路]〔S〕 ・ 非常用ガス処理系 配管・弁 [流路]〔S〕 ・ 遠隔手動弁操作機構 ・ 第1ベントフィルタ格納槽遮蔽 ・ 配管遮蔽 ・ 残留熱代替除去ポンプ ・ 残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・ 原子炉補機冷却系 配管・弁 [流路]〔S〕 ・ 原子炉補機冷却系サージタンク [流路]〔S〕 ・ 残留熱代替除去系 配管・弁 [流路] ・ コリウムシールド ・ ペDESTAL代替注水系 配管・弁 [流路] ・ 窒素ガス代替注入系 配管・弁 [流路] ・ 静的触媒式水素処理装置 ・ 非常用ガス処理系排気ファン〔S〕 ・ 前置ガス処理装置 [流路]〔S〕 ・ 後置ガス処理装置 [流路]〔S〕 ・ 非常用ガス処理系排気管 [流路]〔S〕 ・ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 ・ 原子炉格納容器〔S〕 ・ 原子炉建物原子炉棟〔S〕 ・ 原子炉補機代替冷却系 配管・弁 [流路]

第 1.4.2-1 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（11/13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
Ⅲ. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	<p>(7)非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ガスタービン発電機</li> <li>・ガスタービン発電機用軽油タンク</li> <li>・ガスタービン発電機用サービスタンク</li> <li>・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</li> <li>・ガスタービン発電機用燃料移送系 配管・弁〔燃料流路〕</li> <li>・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク〔S〕</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク〔S〕</li> <li>・ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁〔燃料流路〕</li> <li>・B-115V系蓄電池〔S〕</li> <li>・B1-115V系蓄電池(SA)〔S〕</li> <li>・B-115V系充電器〔S〕</li> <li>・B1-115V系充電器(SA)〔S〕</li> <li>・SA用115V系蓄電池</li> <li>・SA用115V系充電器</li> <li>・230V系充電器(常用)〔C〕</li> <li>・緊急用メタクラ</li> <li>・メタクラ切替盤</li> <li>・緊急用メタクラ接続プラグ盤</li> <li>・高圧発電機車接続プラグ収納箱</li> <li>・SAロードセンタ</li> <li>・SA1コントロールセンタ</li> <li>・SA2コントロールセンタ</li> <li>・充電器電源切替盤〔S〕</li> <li>・SA電源切替盤〔S〕</li> <li>・重大事故操作盤</li> <li>・非常用高圧母線C系〔S〕</li> <li>・非常用高圧母線D系〔S〕</li> <li>・緊急時対策所 発電機接続プラグ盤</li> <li>・緊急時対策所 低圧母線盤</li> <li>・緊急時対策所用燃料地下タンク</li> <li>・A-115V系蓄電池〔S〕</li> <li>・A-115V系充電器〔S〕</li> </ul> <p>(8)非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・取水口〔C〕</li> <li>・取水管〔C〕</li> <li>・取水槽〔C〕</li> </ul>

第 1.4.2-1 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（12/13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
IV. 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	設計基準対象施設のうち、重大事故等発生時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの	<p>(1)原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却ポンプ</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁〔流路〕</li> <li>・主蒸気系 配管〔流路〕〔S〕</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ〔流路〕</li> <li>・原子炉浄化系 配管〔流路〕〔S〕</li> <li>・給水系 配管・弁・スパーージャ〔流路〕〔S〕</li> <li>・高圧炉心スプレー・ポンプ〔S〕</li> <li>・高圧炉心スプレー系 配管・弁・ストレーナ・スパーージャ〔流路〕〔S〕</li> <li>・残留熱除去系注水弁（MV222-5A, 5B, 5C）〔S〕</li> <li>・低圧炉心スプレー・ポンプ〔S〕</li> <li>・低圧炉心スプレー系 配管・弁・ストレーナ・スパーージャ〔流路〕〔S〕</li> <li>・低圧炉心スプレー系注水弁（MV223-2）〔S〕</li> <li>・残留熱除去ポンプ〔S〕</li> <li>・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ・ジェットポンプ〔流路〕〔S〕</li> <li>・残留熱除去系熱交換器〔S〕</li> <li>・原子炉再循環系 配管・弁〔流路〕〔S〕</li> <li>・原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕</li> <li>・原子炉補機海水ポンプ〔S〕</li> <li>・原子炉補機冷却系熱交換器〔S〕</li> <li>・原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ〔流路〕〔S〕</li> <li>・原子炉補機冷却系 サージタンク〔流路〕〔S〕</li> <li>・高圧炉心スプレー補機冷却水ポンプ〔S〕</li> <li>・高圧炉心スプレー補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ〔流路〕〔S〕</li> <li>・高圧炉心スプレー補機冷却系 サージタンク〔流路〕〔S〕</li> <li>・高圧炉心スプレー補機冷却系熱交換器〔S〕</li> <li>・高圧炉心スプレー補機海水ポンプ〔S〕</li> </ul> <p>(2)計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量〔S〕</li> <li>・高圧炉心スプレーポンプ出口流量〔S〕</li> <li>・残留熱除去ポンプ出口流量〔S〕</li> <li>・低圧炉心スプレーポンプ出口流量〔S〕</li> <li>・残留熱除去系熱交換器入口温度〔S〕</li> <li>・残留熱除去系熱交換器出口温度〔S〕</li> <li>・残留熱除去ポンプ出口流量〔S〕</li> <li>・残留熱除去ポンプ出口圧力〔S〕</li> <li>・低圧炉心スプレーポンプ出口圧力〔S〕</li> <li>・原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力〔C〕</li> <li>・RCW熱交換器出口温度〔C〕</li> <li>・RCWサージタンク水位〔C〕</li> </ul> <p>(3)原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去ポンプ〔S〕</li> <li>・残留熱除去系熱交換器〔S〕</li> <li>・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ〔流路〕〔S〕</li> <li>・格納容器スプレー・ヘッド〔流路〕〔S〕</li> </ul>



第 1.4.2-1 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（13/13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
IV. 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	設計基準対象施設のうち、重大事故等発生時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの	(4)非常用電源設備 ・非常用ディーゼル発電機〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機〔S〕 ・非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ〔S〕 ・非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク〔S〕 ・非常用ディーゼル発電機燃料移送系 配管・弁〔燃料流路〕〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系 配管・弁〔燃料流路〕〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系蓄電池〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系充電器〔S〕

## 2.1.2 耐震設計の基本方針

### 2.1.2.1 地震による損傷の防止に係る基準適合性

#### 【設置許可基準規則】

(地震による損傷の防止)

第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。

- 一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。
- 二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。
- 三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。
- 四 特定重大事故等対処施設のため、省略。

- 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。

(解釈)

- 1 第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。
- 2 第1項第2号に規定する「第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4条第2項から第4項までにおいて、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。
- 3 特定重大事故等対処施設のため、省略。
- 4 特定重大事故等対処施設のため、省略。
- 5 特定重大事故等対処施設のため、省略。

## 適合のための設計方針

### 1 について

重大事故等対処施設について、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて「I. 設備分類」のとおり分類し、設備分類に応じて「II. 設計方針」に示す設計方針に従って耐震設計を行う。耐震設計において適用する地震動及び当該地震動による地震力等については、設計基準対象施設のことを設備分類に応じて適用する。

なお、「II. 設計方針」の(1)、(2)及び(3)に示す設計方針が、それぞれ第1項の第一号、第二号及び第三号の要求事項に対応するものである。

### I. 設備分類

#### (1) 常設重大事故防止設備

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

##### a. 常設耐震重要重大事故防止設備

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

##### b. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、a. 以外のもの

#### (2) 常設重大事故緩和設備

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

#### (3) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）

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

#### (4) 可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備であって可搬型のもの

### II. 設計方針

#### (1) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張） （当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設

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

#### (2) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大

事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設

常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、代替する機能を有する設計基準事故対処設備の耐震重要度分類のクラスに適用される地震力、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設については、当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるように設計する。

(3) 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設

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

(4) 可搬型重大事故等対処設備

地震による周辺斜面の崩壊、溢水、火災等の影響を受けない場所に適切に保管する。

なお、上記設計において適用する動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。

また、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設は、Bクラス及びCクラスの施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設、可搬型重大事故等対処設備並びに常設重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備及び常設重大事故防止設備（設計基準拡張）のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の波及的影響によって、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計する。

## 2について

常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動 $S_s$ による地震力によって生じるおそれがある周辺斜面の崩壊に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

### 2.1.2.2 重大事故等対処施設の耐震設計

#### 2.1.2.2.1 重大事故等対処施設の耐震設計の基本方針

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

- (1) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）

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

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

常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設については、当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるように設計する。

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

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

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

(4) 可搬型重大事故等対処設備

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

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

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

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

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

(8) 重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びにこれらが設置された建物・構築物は、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できるように設計することとし、「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部 1.4.1 設計基準対象施設の耐震設計」に示す津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びにこれらが設置された建物・構築物の設計方針に基づき設計する。

(9) 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設が、Bクラス及びCクラスの施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設、可搬型重大事故等対処設備並びに常設重大事故防止設備、常設

重大事故緩和設備及び常設重大事故防止設備（設計基準拡張）のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の波及的影響によって、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計する。

- (10) 重大事故等対処施設の構造計画及び配置計画に際しては、地震の影響が低減されるように考慮する。
- (11) 常設重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、防波壁の設置及び地盤改良を実施したことにより地下水の流れが遮断され地下水位が上昇するおそれがあることを踏まえ、地下水位を一定の範囲に保持する地下水位低下設備を設置し、同設備の効果が及ぶ範囲においては、その機能を考慮した設計地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。地下水位低下設備の効果が及ばない範囲においては、自然水位より保守的に高く設定した水位又は地表面にて設計地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。
- (12) 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設については、液状化、揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状の影響を考慮した場合においても、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。
- (13) 緊急時対策所の耐震設計の基本方針については、「2.1.2.2.7 緊急時対策所」に示す。
- (14) 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設のうち、地震動及び地殻変動による基礎地盤の傾斜が基本設計段階の目安値である  $1/2,000$  を上回る施設においては、PS 検層等に基づく改良地盤の物性値を確保したうえで、グラウンドアンカを考慮することにより、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計する。

#### 2.1.2.2.2 重大事故等対処設備の設備分類

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

##### (1) 常設重大事故防止設備

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

##### a. 常設耐震重要重大事故防止設備

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

##### b. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、a. 以外のもの

##### (2) 常設重大事故緩和設備

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

##### (3) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）

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

##### (4) 可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備であって可搬型のもの

重大事故等対処設備のうち、耐震評価を行う主要設備の設備分類について、第 2.1.2.2.2 表に示す。



### 2.1.2.2.3 地震力の算定方法

重大事故等対処施設の耐震設計に用いる地震力の算定方法は、「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部 1.3.1.3 地震力の算定方法」に示す設計基準対象施設の静的地震力、動的地震力及び設計用減衰定数について、以下のとおり適用する。

#### (1) 静的地震力

常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設について、「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部 1.4.1.3 地震力の算定方法」の「(1) 静的地震力」に示すBクラス又はCクラスの施設に適用する静的地震力を適用する。

#### (2) 動的地震力

常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設について、「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部 1.4.1.3 地震力の算定方法」の「(2) 動的地震力」に示す入力地震動を用いた地震応答解析による地震力を適用する。

常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設のうち、Bクラスの施設の機能を代替する共振のおそれのある施設及び常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設のうち、当該設備が属する耐震重要度分類がBクラスで共振のおそれのある施設については、「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部 1.4.1.3 地震力の算定方法」の「(2) 動的地震力」に示す共振のおそれのあるBクラスの施設に適用する地震力を適用する。

常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物については、「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部 1.4.1.3 地震力の算定方法」の「(2) 動的地震力」に示す屋外重要土木構造物に適用する地震力を適用する。

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

(3) 設計用減衰定数

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部  
1.4.1.3 地震力の算定方法」の「(3) 設計用減衰定数」を適用する。

2.1.2.2.4 荷重の組合せと許容限界

重大事故等対処施設の耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。

(1) 耐震設計上考慮する状態

地震以外に設計上考慮する状態を次に示す。

a. 建物・構築物

(a) 運転時の状態

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部  
1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 a. 建物・構築物」に示す「(a) 運転時の状態」を適用する。

(b) 設計基準事故時の状態

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部  
1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 a. 建物・構築物」に示す「(b) 設計基準事故時の状態」を適用する。

(c) 重大事故等時の状態

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

(d) 設計用自然条件

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部  
1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 a. 建物・構築物」に示す「(c) 設計用自然条件」を適用する。

b. 機器・配管系

(a) 通常運転時の状態

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部  
1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 b. 機器・配管系」に示す「(a) 通常運転時の状態」を適用する。

(b) 運転時の異常な過渡変化時の状態

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部  
1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 b. 機器・配管系」に示す「(b) 運転時の異常な過渡変化時の状態」を適用する。

(c) 設計基準事故時の状態

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部  
1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 b. 機器・配管系」に示す「(c) 設計基準事故時の状態」を適用す

る。

(d) 重大事故等時の状態

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

(e) 設計用自然条件

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 b. 機器・配管系」に示す「(d) 設計用自然条件」を適用する。

(2) 荷重の種類

a. 建物・構築物

(a) 発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重，すなわち固定荷重，積載荷重，土圧，水圧及び通常の気象条件による荷重

(b) 運転時の状態で施設に作用する荷重

(c) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重

(d) 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重

(e) 地震力，風荷重，積雪荷重等

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

b. 機器・配管系

(a) 通常運転時の状態で施設に作用する荷重

(b) 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重

(c) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重

(d) 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重

(e) 地震力，風荷重，積雪荷重等

(3) 荷重の組合せ

地震力と他の荷重との組合せは次による。

a. 建物・構築物

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

(b) 常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については，常時作用している荷重，設計基準事故時の状態及び重大

事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重と地震力とを組み合わせる。重大事故等が地震によって引き起こされるおそれのある事象であるかについては、設計基準対象施設の耐震設計の考え方に基づくとともに、確率論的な考察も考慮したうえで設定する。

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

なお、継続時間については対策の成立性も考慮したうえで設定する。

以上を踏まえ、原子炉格納容器バウンダリを構成する施設（原子炉格納容器内の圧力、温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、一旦事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力とを組み合わせ、その状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動  $S_s$  による地震力とを組み合わせる。また、その他の施設については、一旦事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と基準地震動  $S_s$  による地震力とを組み合わせる。

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

#### b. 機器・配管系

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

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

なお，継続時間については対策の成立性も考慮したうえで設定する。

以上を踏まえ，重大事故等時の状態で作用する荷重と地震力（基準地震動 $S_s$ 又は弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力）との組合せについては，以下を基本設計とする。原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備については，一旦事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力とを組み合わせ，その状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 $S_s$ による地震力とを組み合わせる。原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（原子炉格納容器内の圧力，温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については，一旦事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力とを組み合わせ，その状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 $S_s$ による地震力とを組み合わせる。その他の施設については，一旦事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重と基準地震動 $S_s$ による地震力とを組み合わせる。

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

#### (4) 許容限界

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

##### a. 建物・構築物

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

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すSクラスの建物・構築物の基準地震動 $S_s$ による地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

ただし、原子炉格納容器バウンダリを構成する施設の設計基準事故時の状態における長期的荷重と弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力との組合せに対する許容限界は、「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部 1.4.1.4 荷重の組合せと許容

限界」の「(4)許容限界」に示すSクラスの建物・構築物の弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

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

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すBクラス及びCクラスの建物・構築物の許容限界を適用する。

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

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示す耐震重要度分類の異なる施設を支持する建物・構築物の許容限界を適用する。

なお、適用に当たっては、「耐震重要度分類」を「設備分類」に読み替える。

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

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示す建物・構築物の保有水平耐力に対する許容限界を適用する。

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

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

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示す屋外重要土木構造物の基準地震動 $S_s$ による地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

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

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第

1部 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すその他の土木構造物の許容限界を適用する。

b. 機器・配管系

- (a) 常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) (当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの) が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系  
「設計基準対象施設について 第4条:地震による損傷の防止 第1部 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すSクラスの機器・配管系の基準地震動  $S_s$  による地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

ただし, 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備及び非常用炉心冷却設備等の弾性設計用地震動  $S_d$  と設計基準事故時の状態における長期的荷重との組合せに対する許容限界は, 「設計基準対象施設について 第4条:地震による損傷の防止 第1部 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すSクラスの機器・配管系の弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

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

「設計基準対象施設について 第4条:地震による損傷の防止 第1部 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すBクラス及びCクラスの機器・配管系の許容限界を適用する。

c. 基礎地盤の支持性能

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

「設計基準対象施設について 第4条:地震による損傷の防止 第1部 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すSクラスの建物・構築物, Sクラスの機器・配管系, 屋外重要土木構造物, 津波防護施設, 浸水防止設備及び津波監視設備並びに津波防護施設, 浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物の基礎地盤の基準地震動  $S_s$  による地震力との組合せに対する許容限界を適用する。



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

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4)許容限界」に示すBクラス及びCクラスの建物・構築物，Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びにその他の土木構造物の基礎地盤の許容限界を適用する。

#### 2.1.2.2.5 設計における留意事項

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部 1.4.1.5 設計における留意事項」を適用する。

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

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

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

#### 2.1.2.2.6 構造計画と配置計画

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

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

機器・配管系は，応答性状を適切に評価し，適用する地震力に対して構造強度を有する設計とする。配置に自由度のあるものは，耐

震上の観点からできる限り重心位置を低くし、かつ、安定性のよい据付け状態になるよう配置する。

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

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

#### 2.1.2.2.7 緊急時対策所

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

緊急時対策所については、耐震構造とし、基準地震動 $S_s$ による地震力に対して、遮蔽性能を確保する。

また、緊急時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所の換気設備の性能とあいまって十分な気密性を確保する。

なお、地震力の算定方法及び荷重の組合せと許容限界については、「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部 1.4.1.3 地震力の算定方法」及び「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 第1部 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」に示す建物・構築物及び機器・配管系のものを適用する。

### 2.1.2.3 主要施設の耐震構造

#### 2.1.2.3.1 原子炉建物

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

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

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

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

#### 2.1.2.3.2 タービン建物

タービン建物は、地上3階（一部4階）、地下1階建で平面が約138m（東西方向）×約51m（南北方向）の鉄筋コンクリート造の建物である。

原子炉は、直接サイクルであり、タービンが原子炉冷却系に接続しているため、タービン建物はBクラスではあるが、直接又はコンクリートを介して基礎岩盤で支持させる。

建物の内部は、多くの遮蔽壁をもち、相当に剛性が高く、十分な耐震性を有する構造となっている。

#### 2.1.2.3.3 廃棄物処理建物

廃棄物処理建物は、地上5階、地下2階建で平面が約57m（東西方向）×約55m（南北方向）の鉄筋コンクリート造の建物である。

廃棄物処理建物は、Bクラスではあるが直接基礎岩盤で支持させる。

建物の内部は、放射性廃棄物処理施設を収納するため、多くの遮蔽壁をもち、剛性が高く十分な耐震性を有する構造となっている。

#### 2.1.2.3.4 制御室建物

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

#### 2.1.2.3.5 防波壁及び防波壁通路防波扉

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

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

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

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

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

#### 2.1.2.3.6 原子炉格納容器

原子炉格納容器は、上下部半球胴部円筒形ドライウエルと円環形サプレッション・チェンバで構成され、容器の主要寸法はそれぞれドライウエル円筒部直径約23m、サプレッション・チェンバの円環部断面直径約9.4m、円環部中心線直径約38m、全体の高さは約37mである。

ドライウエル下部及びサプレッション・チェンバ支持脚は建物基礎版上に設置する。

ドライウエル上部と生体遮蔽壁との間にシヤラグを設け、原子炉圧力容器から原子炉格納容器に伝えられる水平力及び原子炉格納容器にかかる水平力の一部を周囲の生体遮蔽壁を介して建物に伝える構造となっている。

#### 2.1.2.3.7 原子炉圧力容器

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

原子炉圧力容器は底部の鋼製スカートで支持し、スカートは鋼製円筒形基礎にアンカ・ボルトで接続されている。原子炉圧力容器の上部は、ガンマ線遮蔽壁頂部でスタビライザによって水平方向に支持し、ガンマ線遮蔽壁の頂部は鋼製フレーム（スタビライザ）によって原子炉格納容器と結合する。内側のスタビライザは

ばねにプリコンプレッションを与えており、地震力に対しこのばねを介して原子炉压力容器の上部を横方向に支持する。なお、スタビライザは原子炉压力容器の熱膨張によってこのプリコンプレッションが弛緩しない構造となっている。

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

#### 2.1.2.3.8 原子炉压力容器内部構造物

炉心に作用する水平力は、ステンレス鋼製の炉心シュラウドで支持する。炉心シュラウドは円筒形をした構造でシュラウド支持脚を介して原子炉压力容器の下部に溶接する。

燃料集合体に作用する水平力は上部格子板及び炉心支持板を通して炉心シュラウドに伝える。燃料集合体はジルカロイ製の細長いチャンネル・ボックスに納める。燃料棒は燃料集合体頂部及び底部のタイ・プレートで押さえられ、中間部もスペーサによって押さえられるので過度の変形を生ずることはない。

気水分離器はシュラウド・ヘッドに取付けられたスタンド・パイプに溶接する。蒸気乾燥器は原子炉压力容器に付けたブラケットで支持する。

20個のジェット・ポンプは炉心シュラウドの外周に配置する。ジェット・ポンプ・ライザ管は原子炉压力容器を貫通して立ち上がり、上部において压力容器にライザ・ブレースで支持される。ジェット・ポンプ上部のノズル・アセンブリはボルトでライザに結合する。

ジェット・ポンプのディフューザ下部はバッフル板に溶接する。ディフューザ上部とスロートはスリップ・ジョイント結合にして、縦方向に滑ることができるようにする。したがって、ジェット・ポンプの支持機構は、熱膨張は許すが、振動を防止できる構造となっている。

制御棒駆動機構ハウジングは、上部は原子炉压力容器底部のスタブ・チューブに溶接し、下部はハウジング・サポートで支持するので地震力に対しても十分な強度をもつ。

#### 2.1.2.3.9 再循環系

再循環ループは2ループあって、原子炉压力容器から内径約0.44mのステンレス鋼管で下方に伸び、その下部に再循環ポンプを設け、再び立上げてヘッダに入れ、そこから5本の内径約0.23mのステンレス鋼管に分け、原子炉压力容器に接続する。この系の支持方法は、熱膨張による動きを拘束せず、できる限り剛な系になるように、適切なスプリング・ハンガ、スナッパ等を採用する。

再循環ポンプはケーシングに取付けたコンスタント・ハンガで支持する。

#### 2.1.2.3.10 第1ベントフィルタ格納槽

第1ベントフィルタ格納槽は、平面が約13m（南北方向）×約25m（東西方向）の鉄筋コンクリート造の地中構造物であり、MMRを介してCM級岩盤に支持される。

#### 2.1.2.3.11 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽

低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽は、低圧原子炉代替注水槽を含む鉄筋コンクリート造の平面が約13m（南北方向）×約27m（東西方向）の地中構造物であり、CM級岩盤に支持される。

#### 2.1.2.3.12 ガスタービン発電機建物

ガスタービン発電機建物は、地上3階建てで平面が約44m（東西方向）×約43m（南北方向）の鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造）の建物である。

ガスタービン発電機建物は、直接基礎岩盤で支持させる。

建物の内部は、多くの耐震壁をもち、剛性が高く十分な耐震性を有する構造となっている。

#### 2.1.2.3.13 屋外配管ダクト（ガスタービン発電機用軽油タンク～ガスタービン発電機）

屋外配管ダクト（ガスタービン発電機用軽油タンク～ガスタービン発電機）は、延長約56m、幅約3mの鉄筋コンクリート造の地中構造物であり、MMRを介してCM級岩盤に支持される。

#### 2.1.2.3.14 非常用取水設備

非常用取水設備は、以下の各設備からなる一連の設備として設置する。

##### (1) 取水口

取水口は、輪谷湾内に設置される直径約19m×高さ約13m（内径約8m、内空高さ約10m）の基部をアンカーコンクリートで巻き立てられた鋼製の構造物であり、CM級岩盤に直接支持される。取水口は2基あり、両者の設置高さに違いはない。

##### (2) 取水管

取水管は、直径約4mで長さ約130mと長さ約125mの2系統で構成される、通水方向に対して一様の断面形状を示す鋼製の構造物であり、岩盤掘削した中に碎石又はコンクリートを介してCM級岩盤に支持される。

##### (3) 取水槽

取水槽は、平面が約47m（南北方向）×約35m（東西方向）のポンプ室とスクリーン室に大別される鉄筋コンクリート造の半地下式構造物であり、CM級岩盤に直接支持される。ポンプ室は、EL.

+1.1mより上部のポンプ室と下部の3連のボックスカルバート形状の水路から構成され、スクリーン室は、EL. +4.0mより上部の除じん機室と下部の6連のボックスカルバート形状の水路から構成される。

#### 2.1.2.3.15 可搬型重大事故等対処設備保管場所

可搬型重大事故等対処設備保管場所は、発電所構内の第1～第4保管エリアの合計4箇所設置し、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能が失われないうよう、100m以上の離隔をとる。また、基準地震動 $S_s$ に対し、周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、周辺構造物の損壊の影響を受けない場所とする。

#### 2.1.2.3.16 その他

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

### 2.1.2.4 地震検知による耐震安全性の確保

#### 2.1.2.4.1 地震感知器

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

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

#### 2.1.2.4.2 地震観測等による耐震性の確認

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

なお、地震観測を継続して実施するために、地震観測網の適切な維持管理を行う。

第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（1 / 13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
I. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの以外のもの	<p>(1)核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料プール水位 (SA)</li> <li>・燃料プール水位・温度 (SA) [C]</li> <li>・燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)</li> </ul> <p>(2)原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル</li> </ul> <p>(3)計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)</li> <li>・ADS用N<sub>2</sub>ガス減圧弁二次側圧力</li> <li>・N<sub>2</sub>ガスボンベ圧力</li> <li>・無線通信設備 (固定型)</li> <li>・衛星電話設備 (固定型)</li> <li>・無線通信設備 (屋外アンテナ) [伝送路]</li> <li>・衛星電話設備 (屋外アンテナ) [伝送路]</li> <li>・無線通信装置 [伝送路]</li> <li>・有線 (建物内) (有線式通信設備, 無線通信設備 (固定型), 衛星電話設備 (固定型) に係るもの) [伝送路]</li> </ul> <p>(4)非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・取水口 [C]</li> <li>・取水管 [C]</li> <li>・取水槽 [C]</li> </ul>



第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（2 / 13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
II. 常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	<p>(1)原子炉本体</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉压力容器〔S〕</li> </ul> <p>(2)核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設スプレイヘッド</li> <li>・燃料プールのスプレイ系 配管・弁〔流路〕</li> <li>・燃料プール冷却ポンプ〔B〕</li> <li>・燃料プール冷却系熱交換器〔B〕</li> <li>・原子炉補機冷却系 配管・弁〔流路〕〔S〕</li> <li>・原子炉補機冷却系 サージタンク〔流路〕〔S〕</li> <li>・原子炉補機代替冷却系 配管・弁〔流路〕</li> <li>・燃料プール冷却系 配管・弁〔流路〕〔B〕</li> <li>・燃料プール冷却系 スキマ・サージ・タンク〔流路〕〔B〕</li> <li>・燃料プール冷却系 ディフューザ〔流路〕〔B〕</li> <li>・燃料プール〔S〕</li> </ul> <p>(3)原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧原子炉代替注水ポンプ</li> <li>・高圧原子炉代替注水系（蒸気系） 配管・弁〔流路〕</li> <li>・主蒸気系 配管・クエンチャ〔流路〕〔S, B〕</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁〔流路〕</li> <li>・高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁〔流路〕</li> <li>・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ〔流路〕〔S, B〕</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁〔流路〕</li> <li>・原子炉浄化系 配管〔流路〕〔S〕</li> <li>・給水系 配管・弁・スパージャ〔流路〕〔S〕</li> <li>・逃がし安全弁〔操作対象弁〕〔S〕</li> <li>・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ〔S〕</li> <li>・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ〔流路〕〔S〕</li> <li>・低圧原子炉代替注水ポンプ</li> <li>・低圧原子炉代替注水系 配管・弁〔流路〕</li> <li>・原子炉補機冷却系 配管・弁〔流路〕〔S〕</li> <li>・原子炉補機冷却系 サージタンク〔流路〕〔S〕</li> <li>・残留熱除去系熱交換器〔流路〕〔S〕</li> <li>・原子炉補機代替冷却系 配管・弁〔流路〕</li> <li>・低圧原子炉代替注水槽</li> <li>・サブプレッション・チェンバ〔S〕</li> </ul>

第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（3 / 13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
II. 常設耐震重要重大 事故防止設備	常設重大事故防止設備 であって、耐震重要施設 に属する設計基準事故 対処設備が有する機能 を代替するもの	(4)計測制御系統施設 ・ A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・ 制御棒〔S〕 ・ 制御棒駆動機構〔S〕 ・ 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット〔S〕 ・ 制御棒駆動水圧系 配管・弁〔流路〕〔S〕 ・ A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機 能） ・ ほう酸水注入ポンプ〔S〕 ・ ほう酸水貯蔵タンク〔S〕 ・ ほう酸水注入系 配管・弁〔流路〕〔S〕 ・ 差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部） 〔流路〕〔S〕 ・ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ ・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能） ・ 自動減圧起動阻止スイッチ〔S〕 ・ 代替自動減圧起動阻止スイッチ ・ 逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管・弁〔流路〕〔S〕 ・ 原子炉圧力容器温度（S A） ・ 原子炉圧力〔S〕 ・ 原子炉圧力（S A） ・ 原子炉水位（広帯域）〔S〕 ・ 原子炉水位（燃料域）〔S〕 ・ 原子炉水位（S A） ・ 高压原子炉代替注水流量 ・ 代替注水流量（常設） ・ 格納容器代替スプレイ流量 ・ サプレッション・プール水温度（S A） ・ ドライウェル圧力（S A） ・ サプレッション・チェンバ圧力（S A） ・ サプレッション・プール水位（S A） ・ 格納容器水素濃度（B系）〔S〕 ・ 格納容器水素濃度（S A） ・ 中性子源領域計装〔S〕 ・ 中間領域計装〔S〕 ・ 平均出力領域計装〔S〕 ・ スクラバ容器水位 ・ スクラバ容器圧力 ・ スクラバ容器温度 ・ ドライウェル温度（S A） ・ 低压原子炉代替注水流量 ・ 低压原子炉代替注水流量（狭帯域用） ・ 低压原子炉代替注水槽水位 ・ C-メタクラ母線電圧〔S〕 ・ D-メタクラ母線電圧〔S〕 ・ H P C S-メタクラ母線電圧〔S〕 ・ C-ロードセンタ母線電圧〔S〕 ・ D-ロードセンタ母線電圧〔S〕 ・ B 1-115V 系蓄電池（S A）電圧〔S〕 ・ A-115V 系直流盤母線電圧〔S〕 ・ B-115V 系直流盤母線電圧〔S〕

第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（4 / 13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
II. 常設耐震重要重大 事故防止設備	常設重大事故防止設備 であって、耐震重要施設 に属する設計基準事故 対処設備が有する機能 を代替するもの	<p>(4)計測制御系統施設（続き）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・230V系直流盤（常用）母線電圧</li> <li>・緊急用メタクラ電圧</li> <li>・SAロードセンタ母線電圧</li> <li>・SA用115V系充電器盤蓄電池電圧</li> </ul> <p>(5)放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）〔SA〕</li> <li>・格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）〔S〕</li> <li>・格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）〔S〕</li> <li>・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</li> <li>・中央制御室遮蔽〔S〕</li> <li>・再循環用ファン〔S〕</li> <li>・チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン〔S〕</li> <li>・非常用チャコール・フィルタ・ユニット〔S〕</li> <li>・中央制御室換気系ダクト〔流路〕〔S〕</li> <li>・中央制御室換気系弁〔流路〕〔S〕</li> </ul> <p>(6)原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替注水ポンプ</li> <li>・低圧原子炉代替注水系 配管・弁〔流路〕</li> <li>・残留熱除去系 配管・弁〔流路〕〔S〕</li> <li>・格納容器スプレイ・ヘッダ〔流路〕〔S〕</li> <li>・格納容器代替スプレイ系 配管・弁〔流路〕</li> <li>・第1ベントフィルタスクラバ容器</li> <li>・第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器</li> <li>・圧力開放板</li> <li>・格納容器フィルタベント系 配管・弁〔流路〕</li> <li>・窒素ガス制御系 配管・弁〔流路〕〔S〕</li> <li>・非常用ガス処理系 配管・弁〔流路〕〔S〕</li> <li>・遠隔手動弁操作機構</li> <li>・第1ベントフィルタ格納槽遮蔽</li> <li>・配管遮蔽</li> <li>・原子炉格納容器〔S〕</li> </ul>

第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（5 / 13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
Ⅱ. 常設耐震重要重大 事故防止設備	常設重大事故防止設備 であって、耐震重要施設 に属する設計基準事故 対処設備が有する機能 を代替するもの	<p>(7)非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・SRV 用電源切替盤〔S〕</li> <li>・ガスタービン発電機</li> <li>・ガスタービン発電機用軽油タンク</li> <li>・ガスタービン発電機用サービスタンク</li> <li>・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</li> <li>・ガスタービン発電機用燃料移送系 配管・弁〔燃料流路〕</li> <li>・ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁〔燃料流路〕</li> <li>・A-115V 系蓄電池〔S〕</li> <li>・A-115V 系充電器〔S〕</li> <li>・B-115V 系蓄電池〔S〕</li> <li>・B1-115V 系蓄電池(SA)〔S〕</li> <li>・230V 系蓄電池(RCIC)〔S〕</li> <li>・B-115V 系充電器〔S〕</li> <li>・B1-115V 系充電器(SA)〔S〕</li> <li>・230V 系充電器(RCIC)〔S〕</li> <li>・SA 用 115V 系蓄電池</li> <li>・SA 用 115V 系充電器</li> <li>・230V 系充電器(常用)〔C〕</li> <li>・緊急用メタクラ</li> <li>・メタクラ切替盤</li> <li>・緊急用メタクラ接続プラグ盤</li> <li>・高圧発電機車接続プラグ収納箱</li> <li>・SA ロードセンタ</li> <li>・SA1 コントロールセンタ</li> <li>・SA2 コントロールセンタ</li> <li>・充電器電源切替盤〔S〕</li> <li>・A-原子炉中性子計装用蓄電池〔S〕</li> <li>・B-原子炉中性子計装用蓄電池〔S〕</li> <li>・A-原子炉中性子計装用充電器〔S〕</li> <li>・B-原子炉中性子計装用充電器〔S〕</li> <li>・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク〔S〕</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク〔S〕</li> <li>・緊急時対策所 発電機接続プラグ盤</li> <li>・緊急時対策所 低圧母線盤</li> <li>・緊急時対策所用燃料地下タンク</li> </ul>

第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（6 / 13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
Ⅱ. 常設耐震重要重大 事故防止設備	常設重大事故防止設備 であって、耐震重要施設 に属する設計基準事故 対処設備が有する機能 を代替するもの	(7)非常用電源設備（続き） ・ S A 電源切替盤〔S〕 ・ 重大事故操作盤 ・ 非常用高圧母線 C 系〔S〕 ・ 非常用高圧母線 D 系〔S〕

第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（7 / 13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
Ⅲ. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	<p>(1)原子炉本体</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器〔S〕</li> </ul> <p>(2)核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設スプレイヘッド</li> <li>・燃料プールスプレイ系 配管・弁〔流路〕</li> <li>・燃料プール水位（SA）</li> <li>・燃料プール水位・温度（SA）〔C〕</li> <li>・燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）</li> <li>・燃料プール〔S〕</li> </ul> <p>(3)原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧原子炉代替注水ポンプ</li> <li>・高圧原子炉代替注水系（蒸気系） 配管・弁〔流路〕</li> <li>・主蒸気系 配管・クエンチャ〔流路〕〔S, B〕</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁〔流路〕</li> <li>・高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁〔流路〕</li> <li>・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ〔流路〕〔S, B〕</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁〔流路〕</li> <li>・原子炉浄化系 配管〔流路〕〔S〕</li> <li>・給水系 配管・弁・スパージャ〔流路〕〔S〕</li> <li>・逃がし安全弁〔操作対象弁〕〔S〕</li> <li>・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ〔S〕</li> <li>・低圧原子炉代替注水ポンプ</li> <li>・低圧原子炉代替注水系 配管・弁〔流路〕</li> <li>・低圧原子炉代替注水槽</li> <li>・サブプレッション・チェンバ〔S〕</li> </ul>

第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（8 / 13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
Ⅲ. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	(4)計測制御系統施設 ・ほう酸水注入ポンプ〔S〕 ・ほう酸水貯蔵タンク〔S〕 ・ほう酸水注入系 配管・弁〔流路〕〔S〕 ・差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）〔流路〕〔S〕 ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ ・格納容器水素濃度（SA） ・格納容器水素濃度（B系）〔S〕 ・格納容器酸素濃度（SA） ・格納容器酸素濃度（B系）〔S〕 ・静的触媒式水素処理装置入口温度 ・静的触媒式水素処理装置出口温度 ・原子炉建物水素濃度 ・原子炉圧力容器温度（SA） ・原子炉圧力〔S〕 ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（広帯域）〔S〕 ・原子炉水位（燃料域）〔S〕 ・原子炉水位（SA） ・高圧原子炉代替注水流量 ・代替注水流量（常設） ・残留熱代替除去系原子炉注水流量 ・残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ・格納容器代替スプレイ流量 ・ドライウエル温度（SA） ・ペDESTAL温度（SA） ・ペDESTAL水温度（SA） ・サブプレッション・チェンバ温度（SA） ・サブプレッション・プール水温度（SA） ・ドライウエル圧力（SA） ・サブプレッション・チェンバ圧力（SA） ・ドライウエル水位 ・サブプレッション・プール水位（SA） ・ペDESTAL水位 ・ペDESTAL代替注水流量 ・ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用） ・残留熱除去系熱交換器出口温度〔S〕 ・スクラバ容器水位 ・スクラバ容器圧力 ・スクラバ容器温度 ・低圧原子炉代替注水流量 ・低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ・低圧原子炉代替注水槽水位 ・燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。） ・安全パラメータ表示システム（SPDS） ・C-メタクラ母線電圧〔S〕 ・D-メタクラ母線電圧〔S〕 ・HPCS-メタクラ母線電圧〔S〕 ・C-ロードセンタ母線電圧〔S〕 ・D-ロードセンタ母線電圧〔S〕

第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（9 / 13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
Ⅲ. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	<p>(4) 計測制御系統施設（続き）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ B 1-115V 系蓄電池 (SA) 電圧〔S〕</li> <li>・ A-115V 系直流盤母線電圧〔S〕</li> <li>・ B-115V 系直流盤母線電圧〔S〕</li> <li>・ 緊急用メタクラ電圧</li> <li>・ SA ロードセンタ母線電圧</li> <li>・ SA 用 115V 系充電器盤蓄電池電圧</li> <li>・ 230V 系直流盤（常用）母線電圧</li> <li>・ 無線通信設備（固定型）</li> <li>・ 衛星電話設備（固定型）</li> <li>・ 無線通信設備（屋外アンテナ）〔伝送路〕</li> <li>・ 衛星電話設備（屋外アンテナ）〔伝送路〕</li> <li>・ 無線通信装置〔伝送路〕</li> <li>・ 有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（SPDS）に係るもの）〔伝送路〕</li> <li>・ 有線（建物内）（衛星電話設備（固定型）に係るもの）〔伝送路〕</li> <li>・ 有線（建物内）（有線式通信設備，無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの）〔伝送路〕</li> </ul> <p>(5) 放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）(SA)</li> <li>・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）〔S〕</li> <li>・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）〔S〕</li> <li>・ 第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</li> <li>・ 中央制御室遮蔽〔S〕</li> <li>・ 中央制御室待避室遮蔽</li> <li>・ 再循環用ファン〔S〕</li> <li>・ チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン〔S〕</li> <li>・ 非常用チャコール・フィルタ・ユニット〔S〕</li> <li>・ 中央制御室換気系ダクト〔流路〕〔S〕</li> <li>・ 中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁）〔流路〕</li> <li>・ 中央制御室換気系弁〔流路〕〔S〕</li> <li>・ 緊急時対策所遮蔽</li> <li>・ 緊急時対策所空気浄化装置（配管・弁）〔流路〕</li> <li>・ 緊急時対策所正圧化装置（配管・弁）〔流路〕</li> </ul>



第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（10/13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
Ⅲ. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	(6)原子炉格納施設 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水ポンプ</li> <li>・ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 [流路]</li> <li>・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ [流路]〔S〕</li> <li>・ 格納容器スプレイ・ヘッダ [流路]〔S〕</li> <li>・ 格納容器代替スプレイ系 配管・弁 [流路]</li> <li>・ 第1ベントフィルタスクラバ容器</li> <li>・ 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器</li> <li>・ 圧力開放板</li> <li>・ 格納容器フィルタベント系 配管・弁 [流路]</li> <li>・ 窒素ガス制御系 配管・弁 [流路]〔S〕</li> <li>・ 非常用ガス処理系 配管・弁 [流路]〔S〕</li> <li>・ 遠隔手動弁操作機構</li> <li>・ 第1ベントフィルタ格納槽遮蔽</li> <li>・ 配管遮蔽</li> <li>・ 残留熱代替除去ポンプ</li> <li>・ 残留熱除去系熱交換器〔S〕</li> <li>・ 原子炉補機冷却系 配管・弁 [流路]〔S〕</li> <li>・ 原子炉補機冷却系サージタンク [流路]〔S〕</li> <li>・ 残留熱代替除去系 配管・弁 [流路]</li> <li>・ コリウムシールド</li> <li>・ ペDESTAL代替注水系 配管・弁 [流路]</li> <li>・ 窒素ガス代替注入系 配管・弁 [流路]</li> <li>・ 静的触媒式水素処理装置</li> <li>・ 非常用ガス処理系排気ファン〔S〕</li> <li>・ 前置ガス処理装置 [流路]〔S〕</li> <li>・ 後置ガス処理装置 [流路]〔S〕</li> <li>・ 非常用ガス処理系排気管 [流路]〔S〕</li> <li>・ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置</li> <li>・ 原子炉格納容器〔S〕</li> <li>・ 原子炉建物原子炉棟〔S〕</li> <li>・ 原子炉補機代替冷却系 配管・弁 [流路]</li> </ul>

第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（11/13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
Ⅲ. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	<p>(7)非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ガスタービン発電機</li> <li>・ガスタービン発電機用軽油タンク</li> <li>・ガスタービン発電機用サービスタンク</li> <li>・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</li> <li>・ガスタービン発電機用燃料移送系 配管・弁 [燃料流路]</li> <li>・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク〔S〕</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク〔S〕</li> <li>・ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 [燃料流路]</li> <li>・B-115V 系蓄電池〔S〕</li> <li>・B1-115V 系蓄電池 (SA)〔S〕</li> <li>・B-115V 系充電器〔S〕</li> <li>・B1-115V 系充電器 (SA)〔S〕</li> <li>・SA用 115V 系蓄電池</li> <li>・SA用 115V 系充電器</li> <li>・230V 系充電器 (常用)〔C〕</li> <li>・緊急用メタクラ</li> <li>・メタクラ切替盤</li> <li>・緊急用メタクラ接続プラグ盤</li> <li>・高圧発電機車接続プラグ収納箱</li> <li>・SAロードセンタ</li> <li>・SA1 コントロールセンタ</li> <li>・SA2 コントロールセンタ</li> <li>・充電器電源切替盤〔S〕</li> <li>・SA電源切替盤〔S〕</li> <li>・重大事故操作盤</li> <li>・非常用高圧母線C系〔S〕</li> <li>・非常用高圧母線D系〔S〕</li> <li>・緊急時対策所 発電機接続プラグ盤</li> <li>・緊急時対策所 低圧母線盤</li> <li>・緊急時対策所用燃料地下タンク</li> <li>・A-115V 系蓄電池〔S〕</li> <li>・A-115V 系充電器〔S〕</li> </ul> <p>(8)非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・取水口〔C〕</li> <li>・取水管〔C〕</li> <li>・取水槽〔C〕</li> </ul>

第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（12/13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
IV. 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	設計基準対象施設のうち、重大事故等発生時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの	<p>(1)原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却ポンプ</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁〔流路〕</li> <li>・主蒸気系 配管〔流路〕〔S〕</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ〔流路〕</li> <li>・原子炉浄化系 配管〔流路〕〔S〕</li> <li>・給水系 配管・弁・スパーージャ〔流路〕〔S〕</li> <li>・高圧炉心スプレー・ポンプ〔S〕</li> <li>・高圧炉心スプレー系 配管・弁・ストレーナ・スパーージャ〔流路〕〔S〕</li> <li>・残留熱除去系注水弁（MV222-5A, 5B, 5C）〔S〕</li> <li>・低圧炉心スプレー・ポンプ〔S〕</li> <li>・低圧炉心スプレー系 配管・弁・ストレーナ・スパーージャ〔流路〕〔S〕</li> <li>・低圧炉心スプレー系注水弁（MV223-2）〔S〕</li> <li>・残留熱除去ポンプ〔S〕</li> <li>・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ・ジェットポンプ〔流路〕〔S〕</li> <li>・残留熱除去系熱交換器〔S〕</li> <li>・原子炉再循環系 配管・弁〔流路〕〔S〕</li> <li>・原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕</li> <li>・原子炉補機海水ポンプ〔S〕</li> <li>・原子炉補機冷却系熱交換器〔S〕</li> <li>・原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ〔流路〕〔S〕</li> <li>・原子炉補機冷却系 サージタンク〔流路〕〔S〕</li> <li>・高圧炉心スプレー補機冷却水ポンプ〔S〕</li> <li>・高圧炉心スプレー補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ〔流路〕〔S〕</li> <li>・高圧炉心スプレー補機冷却系 サージタンク〔流路〕〔S〕</li> <li>・高圧炉心スプレー補機冷却系熱交換器〔S〕</li> <li>・高圧炉心スプレー補機海水ポンプ〔S〕</li> </ul> <p>(2)計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量〔S〕</li> <li>・高圧炉心スプレーポンプ出口流量〔S〕</li> <li>・残留熱除去ポンプ出口流量〔S〕</li> <li>・低圧炉心スプレーポンプ出口流量〔S〕</li> <li>・残留熱除去系熱交換器入口温度〔S〕</li> <li>・残留熱除去系熱交換器出口温度〔S〕</li> <li>・残留熱除去ポンプ出口流量〔S〕</li> <li>・残留熱除去ポンプ出口圧力〔S〕</li> <li>・低圧炉心スプレーポンプ出口圧力〔S〕</li> <li>・原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力〔C〕</li> <li>・RCW熱交換器出口温度〔C〕</li> <li>・RCWサージタンク水位〔C〕</li> </ul> <p>(3)原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去ポンプ〔S〕</li> <li>・残留熱除去系熱交換器〔S〕</li> <li>・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ〔流路〕〔S〕</li> <li>・格納容器スプレー・ヘッド〔流路〕〔S〕</li> </ul>

第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（13/13）

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
IV. 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	設計基準対象施設のうち、重大事故等発生時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの	(4)非常用電源設備 ・非常用ディーゼル発電機〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機〔S〕 ・非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ〔S〕 ・非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク〔S〕 ・非常用ディーゼル発電機燃料移送系 配管・弁〔燃料流路〕〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系 配管・弁〔燃料流路〕〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系蓄電池〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系充電器〔S〕

### 2.1.3 耐津波設計の基本方針

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(2) 耐津波構造

本発電用原子炉施設は、その供用中に当該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、次の方針に基づき耐津波設計を行い、「設置許可基準規則」に適合する構造とする。

(ii) 重大事故等対処施設の耐津波設計

重大事故等対処施設は、基準津波に対して、以下の方針に基づき耐津波設計を行い、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。基準津波の策定位置を第8図に、基準津波の時刻歴波形を第9図に示す。

また、重大事故等対処施設、可搬型重大事故等対処設備のうち、津波から防護する設備を「重大事故等対処施設の津波防護対象設備」とする。

a. 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路、放水路等の経路から流入させない設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。

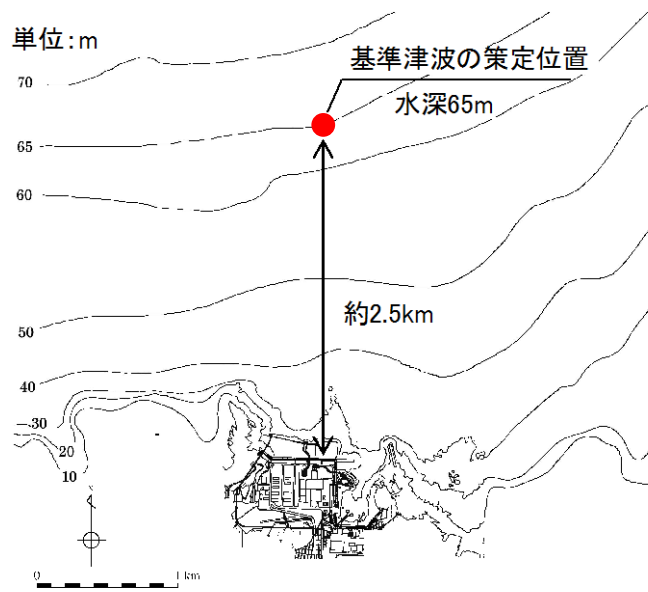
(a) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を設置する建物及び区画のうち、設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建物及び区画並びに可搬型重大事故等対処設備保管場所である第4保管エリアについては、基準津波による遡上波が到達する可能性があるため、津波防護施設を設置し、津波の流入を防止する設計とする。

(b) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を設置する建物及び区画のうち、設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建物及び区画並びに可搬型重大事故等対処設備保管場所である第4保管エリア以外は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する。

(c) 上記(a)及び(b)の遡上波の到達防止に当たっての検討は、(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計を適用する。

(d) 取水路、放水路等の経路から、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地並びに重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画に津波の流入する可能性について検討した上で、流入する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、必要に応じて実施する流入防止の対策については、(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計を適用する。

- b. 取水・放水施設，地下部等において，漏水する可能性を考慮の上，漏水による浸水範囲を限定し，重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。具体的には(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計を適用する。
- c. 上記 a. 及び b. に規定するもののほか，重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画については，浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離する。そのため，浸水防護重点化範囲を明確化するとともに，必要に応じて実施する流入防止の対策については，(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計を適用する。
- d. 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する。そのため，非常用海水ポンプについては，(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計を適用する。また，大量送水車及び大型送水ポンプ車については，基準津波による水位の変動に対して取水性を確保でき，取水口からの砂の混入に対して，ポンプが機能保持できる設計とする。
- e. 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の機能の保持については，(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計を適用する。
- f. 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の設計並びに非常用海水ポンプの取水性の評価に当たっては，(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計を適用する。

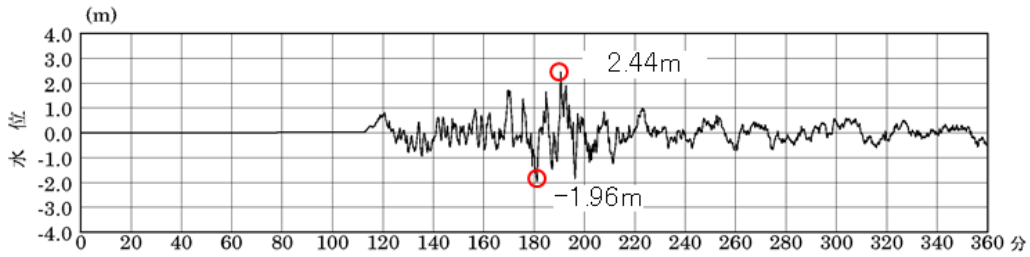


第8図 基準津波の策定位置



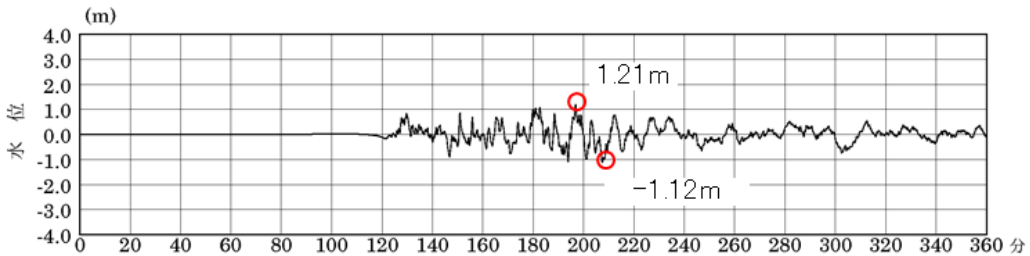
### 【基準津波 1】

鳥取県(2012)が日本海東縁部に想定した地震による津波



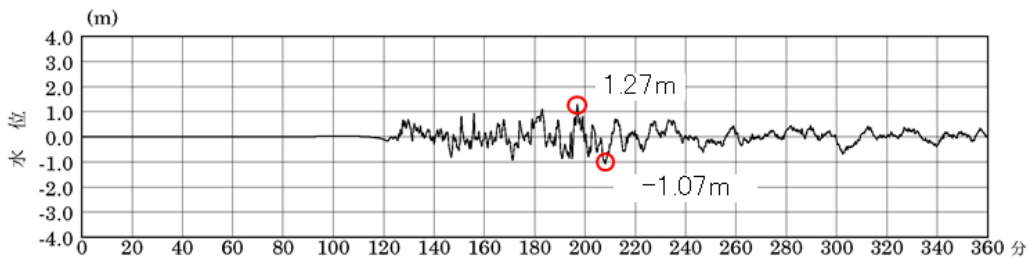
### 【基準津波 2】

日本海東縁部に想定される地震発生領域の連動を考慮した検討による津波



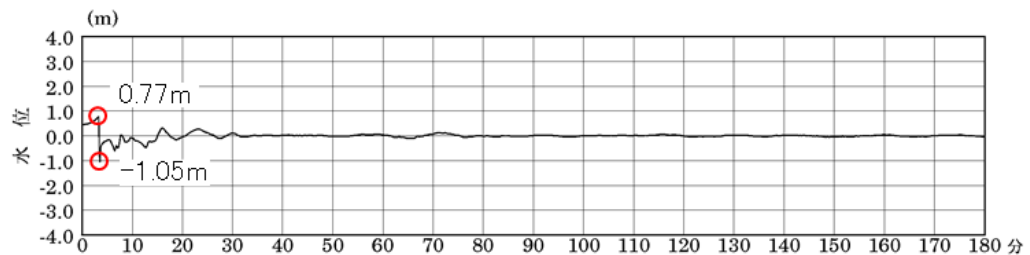
### 【基準津波 3】

日本海東縁部に想定される地震発生領域の連動を考慮した検討による津波



### 【基準津波 4】

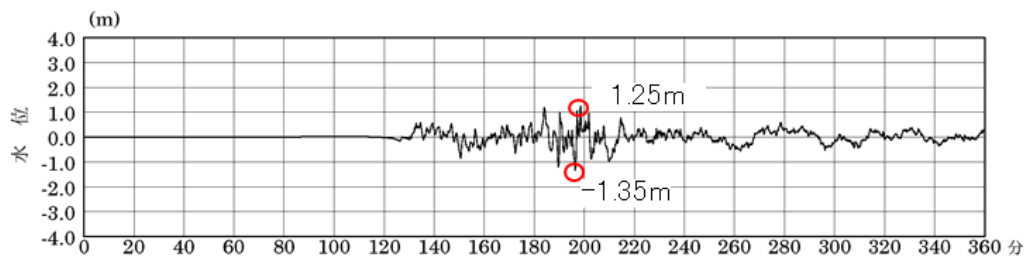
F-III～F-V断層から想定される地震による津波



第9図(1) 基準津波の時刻歴波形

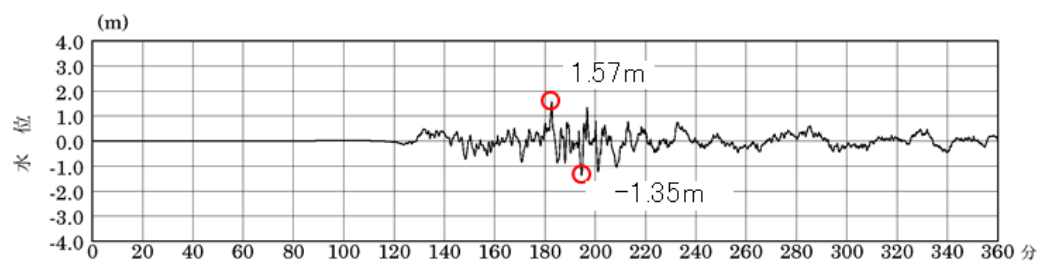
【基準津波 5】

日本海東縁部に想定される地震発生領域の連動を考慮した検討による津波  
(防波堤無し)



【基準津波 6】

日本海東縁部に想定される地震発生領域の連動を考慮した検討による津波  
(防波堤無し)



第9図(2) 基準津波の時刻歴波形

## 1.5.2 重大事故等対処施設の耐津波設計

### 1.5.2.1 重大事故等対処施設の耐津波設計の基本方針

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

#### (1) 津波防護対象の選定

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

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

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

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

#### (2) 敷地及び敷地周辺における地形、施設の配置等

##### a. 敷地及び敷地周辺の地形、標高並びに河川等の存在の把握

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

##### b. 敷地における施設の位置、形状等の把握

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

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

津波防護施設は、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

浸水防止設備は、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

津波監視設備は、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

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

c. 敷地周辺の人工構造物の位置，形状等の把握

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

(3) 入力津波の設定

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

1.5.2.2 敷地の特性に応じた津波防護の基本方針

津波防護の基本方針は，以下の(1)から(5)のとおりである。

(1) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。下記(3)において同じ。）を内包する建物及び区画の設置された敷地において，基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また，取水路，放水路等の経路から流入させない設計とする。

(2) 取水・放水施設，地下部等において，漏水する可能性を考慮の上，漏水による浸水範囲を限定して，重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止できる設計とする。

(3) 上記2方針のほか，重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建物及び区画については，浸水防護をすることにより，津波による影響等から隔離可能な設計とする。

(4) 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止できる設計とする。

(5) 津波監視設備については，入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。

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

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

緊急時対策所，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽，第1ベントフィルタ格納槽，ガスタービン発電機建物，ガスタービン発電機用軽油タンクを設置するエリア，可搬型重大事故等対処設備保管場所である第1保管エリア，第2保管エリア及び第3保管エリアについては，「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」を適用した上で，基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する設計とする。

また，取水路，放水路等の経路から津波を流入させない設計とするため，外郭防護として1号炉取水槽に流路縮小工，屋外排水路に屋外排水路逆止弁，取水槽

に防水壁、水密扉及び床ドレン逆止弁を設置する。また、取水槽及び屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）の貫通部に対して止水処置を実施する。

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

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

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

### 1.5.2.3 敷地への流入防止（外郭防護1）

#### (1) 遡上波の地上部からの到達、流入の防止

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

屋外には、E L. +15.0mの敷地にB-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア、屋外配管ダクト（B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）、第1ベントフィルタ格納槽及び低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽を設置しており、E L. +8.5mの敷地にA-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア、排気筒を設置するエリア、屋外配管ダクト（タービン建物～排気筒、タービン建物～放水槽）及び可搬型重大事故等対処設備保管場所である第4保管エリアを設置している。また、E L. +8.5mの敷地地下の取水槽に原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプを設置している。

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

また、遡上波の地上部からの到達、流入の防止として、地山斜面を活用する。地山斜面は、防波壁の高さ（E L. +15.0m）以上の安定した岩盤とし、地震時及び津波時においても津波防護機能を十分に保持する構造とする。第1ベントフィルタ格納槽、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽、ガスタービン発電機用軽油タンクを設置するエリア、ガスタービン発電機建物、緊急時対策所、可搬型重大事故

等対処設備保管場所である第1保管エリア、第2保管エリア及び第3保管エリアは、施設護岸又は防波壁における入力津波高さE L. +11.9mよりも高所に設置することから、津波による遡上波は到達しない。

(2) 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止

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

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

(1) 漏水対策

漏水対策については、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

(2) 安全機能への影響確認

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

(3) 排水設備の影響

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

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

(1) 浸水防護重点化範囲の設定

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

(2) 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策

地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水範囲、浸水量を安全側に想定した上で、浸水防護重点化範囲に流入する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、流入防止の対策を実施する。

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

緊急時対策所、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽、第1ベントフィルタ格納槽、

ガスタービン建物，ガスタービン発電機用軽油タンクを設置するエリア，可搬型重大事故等対処設備保管場所である第1保管エリア，第2保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリアについては「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」を適用した上で，地震による溢水に加えて津波の流入の影響を受けない位置に設置する。

流入防止の対策の実施に当たっては，以下の a. から f. の影響を考慮する。

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

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

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

d. 地震に起因する取水槽海水ポンプエリアに敷設するタービン補機海水系配管等を含む低耐震クラスの機器及び配管の損傷により，保有水が溢水するとともに，津波が取水槽海水ポンプエリアに流入することが考えられる。このため，浸水防護重点化範囲（取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリア）への影響を評価する。

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

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

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

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

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

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

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

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

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

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

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

e. 機器・配管の損傷による津波流入量の考慮

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

f. 機器・配管等の損傷による内部溢水の考慮

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

g. 地下水の流入量の考慮

「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

h. 屋外タンク等の損傷による溢水等の事象想定

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

重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）の浸水防護重点化範囲のうち、第1～第4保管エリアについては、浸水した場合であっても、



可搬設備の機関吸排気口高さより低く、可搬設備に影響はない。緊急時対策所、ガスタービン発電機用軽油タンクを設置するエリア、ガスタービン発電機建物については、堰の高さ又は扉等の開口部下端高さに溢水が到達しないことから、浸水防護重点化範囲の建物又は区画に浸水することはない。

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

#### i. 施設・設備施工上生じうる隙間部等についての考慮

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

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

#### (1) 重大事故等時に使用するポンプの取水性

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

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

同水中ポンプについては、基準津波による取水槽の最低水位を考慮した取水路内に設置することにより海水を取水する設計とするため、取水性への影響はない。

#### (2) 津波の二次的な影響による重大事故時に使用するポンプの機能保持確認

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

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

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

#### a. 砂移動・堆積の影響

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

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

は、「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

b. 重大事故等時に使用するポンプへの浮遊砂の影響

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

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

c. 漂流物の取水性への影響

(a) 漂流物の抽出方法

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

(b) 抽出された漂流物となる可能性のある施設・設備の影響

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

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

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

### 1.5.2.7 津波監視

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

(1) 津波監視カメラ

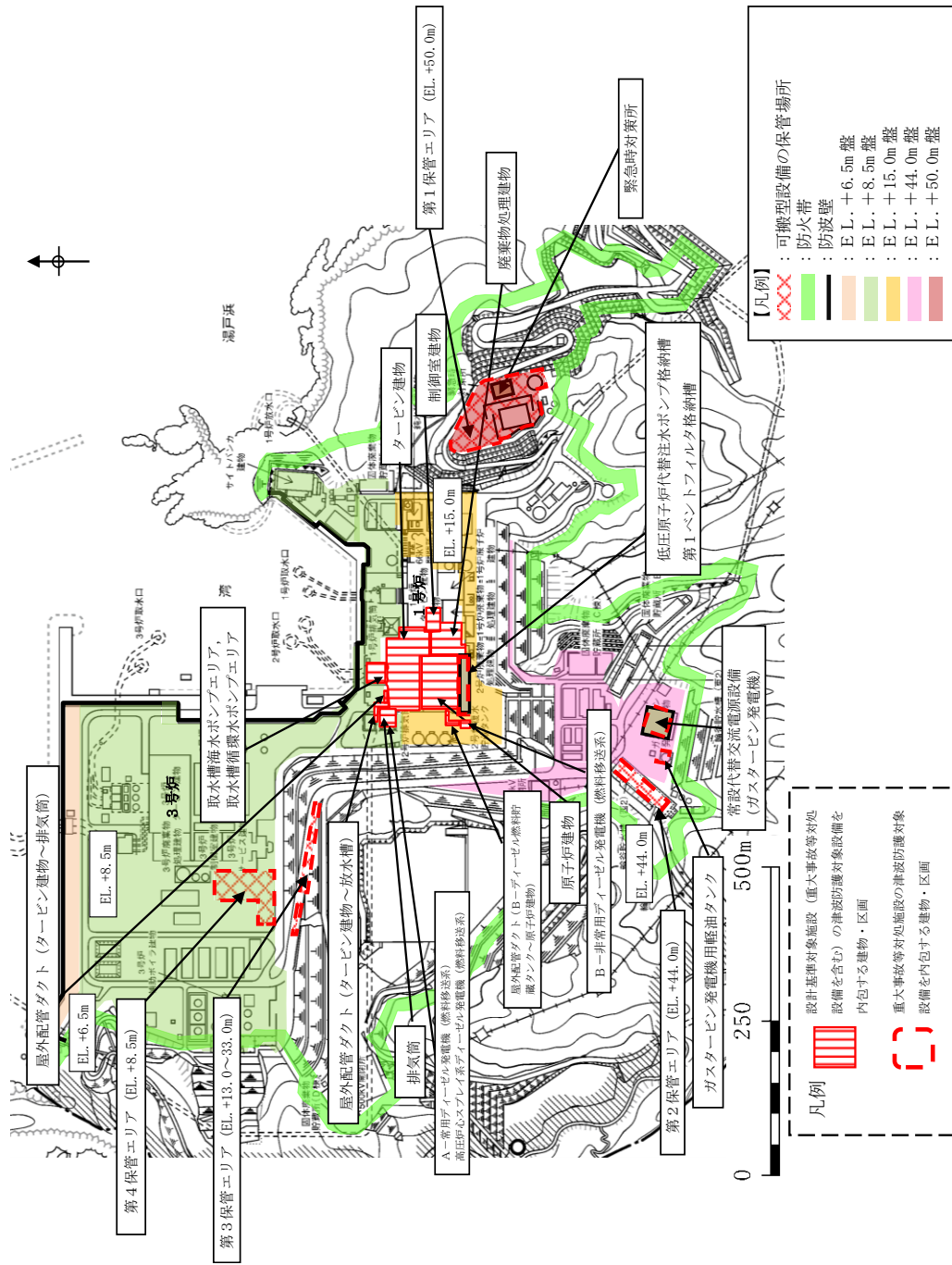
「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

(2) 取水槽水位計

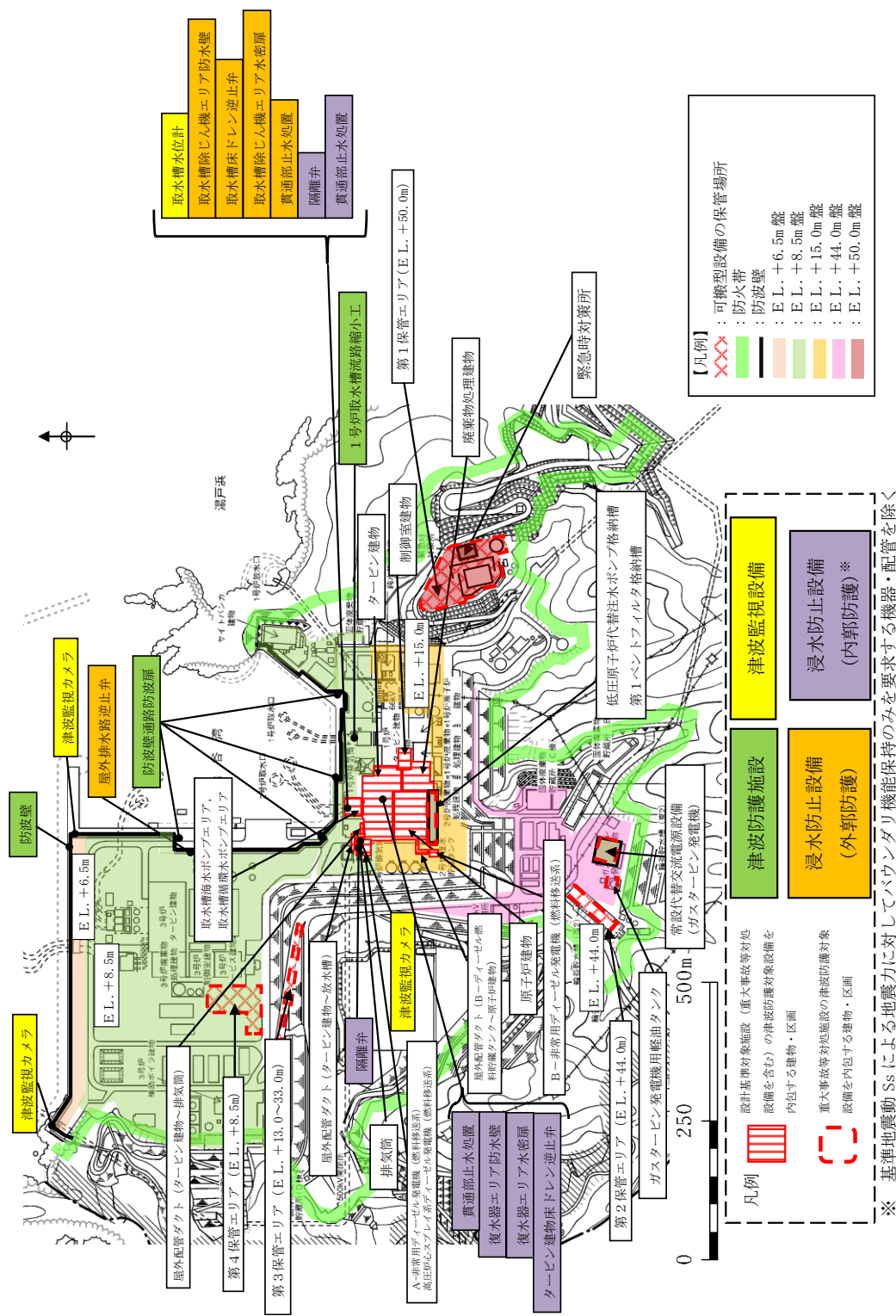
「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」に同じ。

第1.5-2表 津波防護対策の設備分類と設置目的

津波防護対策		設備分類	設置目的
防波壁		津波防護施設	・津波が地上部から敷地へ到達，流入することを防止する。
防波壁通路防波扉			
屋外排水路逆止弁		浸水防止設備	・津波が屋外排水路から敷地へ到達，流入することを防止する。
取水槽	流路縮小工(1号炉)	津波防護施設	・津波が取水路から敷地へ到達，流入することを防止する。
	防水壁	浸水防止設備	
	水密扉		
	床ドレン逆止弁		・津波が取水路から取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアへ到達，流入することを防止する。
	貫通部止水処置		・津波が取水槽除じん機エリアから敷地へ到達，流入すること及び取水槽海水ポンプエリアへ流入することを防止する。
	隔離弁，ポンプ及び配管		・地震による取水槽内の海水系機器の損傷箇所を介しての津波の流入に対して浸水防護重点化範囲への流入を防止する。
タービン建物他	防水壁	浸水防止設備	・地震によるタービン建物内の循環水系配管や他の海水系機器の損傷に伴う溢水及び損傷箇所を介しての津波の流入に対して浸水防護重点化範囲への流入を防止する。
	水密扉		
	床ドレン逆止弁		
	貫通部止水処置		
	隔離弁，配管		
放水槽	貫通部止水処置	浸水防止設備	・津波が放水槽からタービン建物へ流入することを防止する。
津波監視カメラ		津波監視設備	・敷地への津波の繰り返しの来襲を察知し，その影響を俯瞰的に把握する。
取水槽水位計			



第1.5-15図 重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建物及び区画



第1.5-16図 敷地の特性に応じた重大事故等対処施設の津波防護の概要

## 1.10 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針

### 1.10.1 発電用原子炉設置変更許可申請（平成25年12月25日申請）に係る実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則への適合

（津波による損傷の防止）

第四十条 重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

#### 適合のための設計方針

基準津波及び入力津波の策定に関しては、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

耐津波設計としては以下の方針とする。

#### (1) 津波の敷地への流入防止

重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路，放水路等の経路から流入させない設計とする。

#### (2) 漏水による安全機能への影響防止

取水・放水施設及び地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。

#### (3) 津波防護の多重化

(1)(2)に規定するもののほか、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画については、浸水防護を行うことにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、必要に応じて実施する流入防止の対策については、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

#### (4) 水位低下による安全機能への影響防止

水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。そのため、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ（以下(7)において「非常用海水ポンプ」という。）については、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

また、大量送水車及び大型送水ポンプ車については、基準津波による水位の変

動に対して取水性を確保でき、取水口からの砂の混入に対して、ポンプが機能保持できる設計とする。

(5) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の機能保持

津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の機能の保持については、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

(6) 地震による敷地の隆起・沈降、地震による影響等

地震による敷地の隆起・沈降、地震による影響等については、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

(7) 津波防護施設及び浸水防止設備の設計並びに非常用海水冷却系の評価

津波防護施設、浸水防止設備の設計並びに非常用海水ポンプ等の取水性の評価に当たっては、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

#### 10.5.1.2 重大事故等対処施設

##### 10.5.1.2.1 概要

発電用原子炉施設の耐津波設計については、「重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。」ことを目的として、津波の敷地への流入防止、漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止、津波防護の多重化及び水位低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止を考慮した津波防護対策を講じる。

津波から防護する設備は、重大事故等対処施設（可搬型重大事故等対処設備を含む。）（以下「重大事故等対処施設の津波防護対象設備」という。）とする。

津波の敷地への流入防止は、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波の地上部からの到達及び流入の防止対策並びに取水路、放水路等の経路からの流入の防止対策を講じる。

漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止は、取水・放水施設、地下部等において、漏水の可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する対策を講じる。

津波防護の多重化として、上記2つの対策のほか、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画において、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離する対策を講じる。

水位低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止は、水位

変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する対策を講じる。

#### 10.5.1.2.2 設計方針

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

津波から防護する設備は、重大事故等対処施設の津波防護対象設備とする。

耐津波設計に当たっては、以下の方針とする。

(1) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路、放水路等の経路から流入させない設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。

a. 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を設置する建物及び区画のうち、設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建物及び区画並びに可搬型重大事故等対処設備保管場所である第4保管エリアについては、基準津波による遡上波が到達する可能性があるため、津波防護施設を設置し、津波の流入を防止する設計とする。

b. 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を設置する建物及び区画のうち、設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建物及び区画並びに可搬型重大事故等対処設備保管場所である第4保管エリア以外は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する。

c. 上記 a. 及び b. の遡上波の到達防止に当たっての検討は、「10.5.1.1 設計基準対象施設」を適用する。

d. 取水路、放水路等の経路から、津波が流入する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、必要に応じて実施する流入防止の対策については、「10.5.1.1 設計基準対象施設」を適用する。

(2) 取水・放水施設、地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定し、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。具体的には「10.5.1.1 設計基準対象施設」を適用する。

(3) 上記(1)及び(2)に規定するもののほか、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画については、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲



を明確化するとともに、必要に応じて実施する流入防止の対策については、「10. 5. 1. 1 設計基準対象施設」を適用する。

(4) 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。そのため、非常用海水ポンプについては、「10. 5. 1. 1 設計基準対象施設」を適用する。

また、大量送水車及び大型送水ポンプ車については、基準津波による水位の変動に対して取水性を確保でき、取水口からの砂の混入に対して、ポンプが機能保持できる設計とする。

(5) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の機能の保持については、「10. 5. 1. 1 設計基準対象施設」を適用する。

(6) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たって考慮する自然現象については、「10. 5. 1. 1 設計基準対象施設」を適用する。

(7) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計における荷重の組合せを考慮する自然現象については、「10. 5. 1. 1 設計基準対象施設」を適用する。

(8) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計並びに非常用海水ポンプの取水性の評価における入力津波の評価に当たっては、「10. 5. 1. 1 設計基準対象施設」を適用する。

#### 10. 5. 1. 2. 3 主要設備

##### (1) 防波壁

「10. 5. 1. 1 設計基準対象施設10. 5. 1. 1. 4 主要設備」に同じ。

##### (2) 防波壁通路防波扉

「10. 5. 1. 1 設計基準対象施設10. 5. 1. 1. 4 主要設備」に同じ。

##### (3) 流路縮小工

「10. 5. 1. 1 設計基準対象施設10. 5. 1. 1. 4 主要設備」に同じ。

##### (4) 屋外排水路逆止弁

「10. 5. 1. 1 設計基準対象施設10. 5. 1. 1. 4 主要設備」に同じ。

##### (5) 防水壁

「10. 5. 1. 1 設計基準対象施設10. 5. 1. 1. 4 主要設備」に同じ。

(6) 水密扉

「10.5.1.1 設計基準対象施設10.5.1.1.4 主要設備」に同じ。

(7) 床ドレン逆止弁

「10.5.1.1 設計基準対象施設10.5.1.1.4 主要設備」に同じ。

(8) 隔離弁

「10.5.1.1 設計基準対象施設10.5.1.1.4 主要設備」に同じ。

(9) ポンプ及び配管

「10.5.1.1 設計基準対象施設10.5.1.1.4 主要設備」に同じ。

(10) 貫通部止水処置

「10.5.1.1 設計基準対象施設10.5.1.1.4 主要設備」に同じ。

上記(1)から(7)の各施設・設備における許容限界は、地震後及び津波後の再使用性や、津波の繰返し作用を想定し、止水性の面も踏まえることにより、当該構造物全体の変形能力に対して十分な余裕を有するよう、各施設・設備を構成する材料が弾性域内に収まることを基本とする。

上記(8)及び(9)の隔離弁、ポンプ及び配管の許容限界は、基準地震動 $S_s$ による地震力に対しては、浸水防止機能に対する機能保持限界として、地震後の再使用性を考慮し、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有することを基本とする。また、弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられることを確認する。

津波荷重（余震荷重含む）に対しては、浸水防止機能に対する機能保持限界として、津波後の再使用性や、津波の繰返し作用を想定し、止水性の面も踏まえることにより、当該設備全体の変形能力に対して十分な余裕を有するよう、各施設・設備を構成する材料が弾性域内に収まることを基本とする。なお、止水性能については耐圧・漏水試験で確認する。

上記(10)の貫通部止水処置については、地震後、津波後の再使用性や、津波の繰返し作用を想定し、止水性の維持を考慮して、貫通部止水処置が健全性を維持することとする。

各施設・設備の設計及び評価に使用する津波荷重の設定については、入力津波が有する数値シミュレーション上の不確かさ及び各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさを考慮する。

入力津波が有する数値シミュレーション上の不確かさの考慮に当たっては、各施設・設備の設置位置で算定された津波の高さを安全側に評価して入力津波を設定することで、不確かさを考慮する。

各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさの考慮に当たっては、入力津波の荷重因子である浸水高，速度，津波波力等を安全側に評価することで，不確かさを考慮し，荷重設定に考慮している余裕の程度を検討する。

津波波力の算定においては，津波波力算定式等，幅広く知見を踏まえて，十分な余裕を考慮する。

漂流物の衝突による荷重の評価に際しては，津波の流速による衝突速度の設定における不確実性を考慮し，流速について十分な余裕を考慮する。

津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の設計において，基準津波の波源の活動に伴い発生する可能性がある余震（地震）についてそのハザードを評価し，その活動に伴い発生する余震による荷重を設定する。

余震荷重については，基準津波の継続時間のうち最大水位変化を生起する時間帯を踏まえ過去の地震データを抽出・整理することにより余震の規模を想定し，余震としてのハザードを考慮した安全側の評価として，この余震規模から求めた地震動に対してすべての周期で上回る地震動を弾性設計用地震動の中から設定する。

主要設備の配置図を第10.5-1図に，また，概念図を第10.5-2図～第10.5-17図に示す。

#### 10.5.1.2.4 主要設備の仕様

浸水防護設備の主要仕様を第10.5-1表に示す。

#### 10.5.1.2.5 試験検査

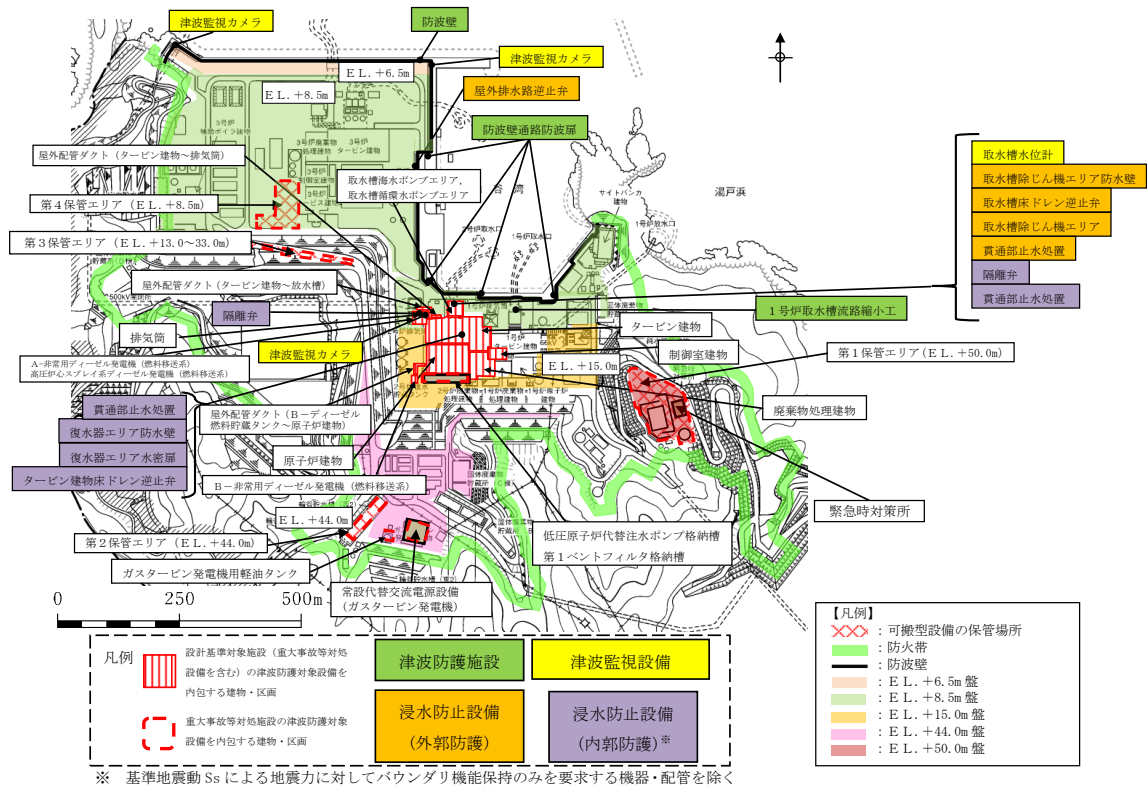
「10.5.1.1 設計基準対象施設」に同じ。

#### 10.5.1.2.6 手順等

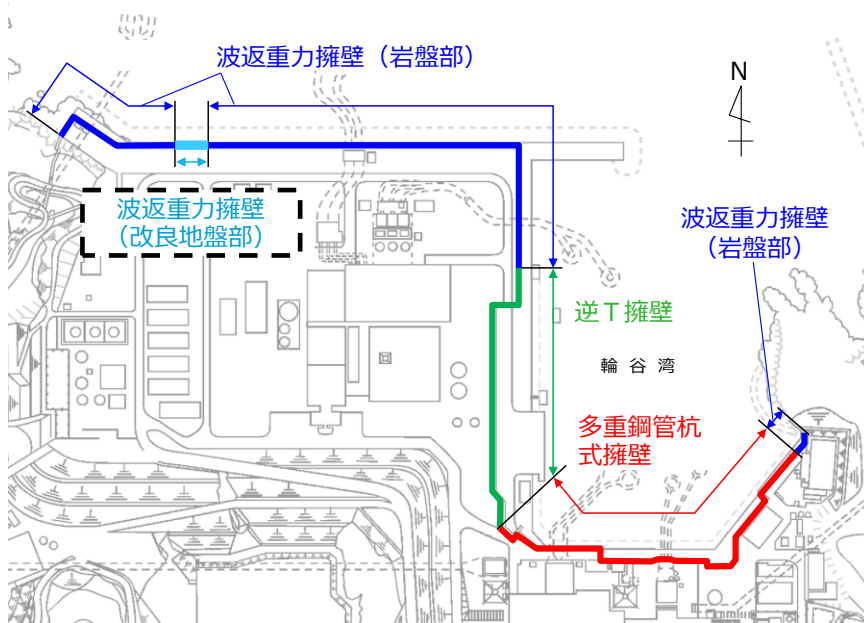
「10.5.1.1 設計基準対象施設」に同じ。

第10.5-1表 浸水防護設備の主要仕様

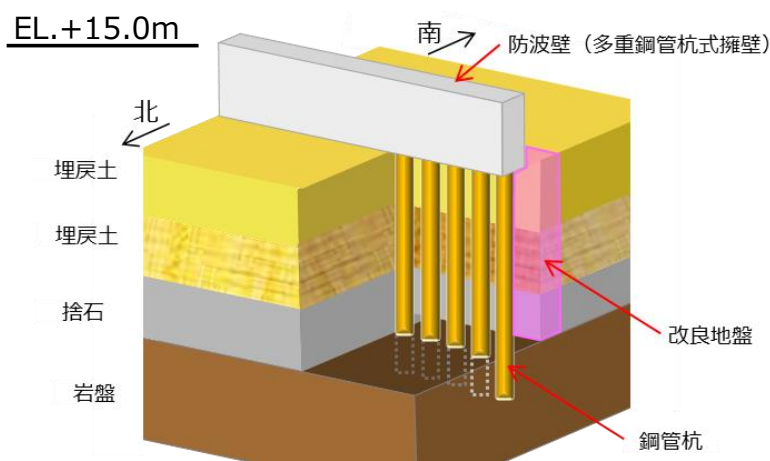
- |      |          |               |
|------|----------|---------------|
| (1)  | 防波壁      |               |
|      | 種類       | 防波壁（多重鋼管杭式擁壁） |
|      | 個数       | 1             |
| (2)  | 防波壁      |               |
|      | 種類       | 防波壁（逆T擁壁）     |
|      | 個数       | 1             |
| (3)  | 防波壁      |               |
|      | 種類       | 防波壁（波返重力擁壁）   |
|      | 個数       | 1             |
| (4)  | 防波壁通路防波扉 |               |
|      | 種類       | 防波壁通路防波扉      |
|      | 個数       | 4             |
| (5)  | 流路縮小工    |               |
|      | 種類       | 流路縮小工         |
|      | 個数       | 2             |
| (6)  | 屋外排水路逆止弁 |               |
|      | 種類       | 逆止弁           |
|      | 個数       | 14            |
| (7)  | 防水壁      |               |
|      | 種類       | 防水壁           |
|      | 個数       | 2             |
| (8)  | 水密扉      |               |
|      | 種類       | 片開扉           |
|      | 個数       | 一式            |
| (9)  | 床ドレン逆止弁  |               |
|      | 種類       | 逆止弁           |
|      | 個数       | 一式            |
| (10) | 隔離弁      |               |
|      | 種類       | 電動弁，逆止弁       |
|      | 個数       | 6             |
| (11) | ポンプ及び配管  |               |
|      | 種類       | ポンプ，配管        |
|      | 個数       | 一式            |
| (12) | 貫通部止水処置  |               |
|      | 種類       | 貫通部止水         |
|      | 個数       | 一式            |



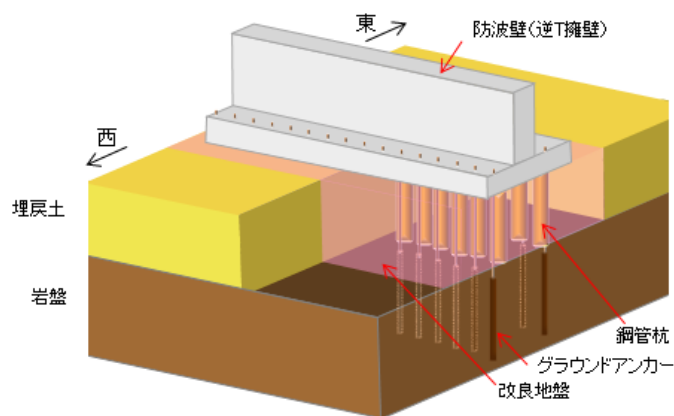
第10.5-1図 津波防護対象施設の配置図



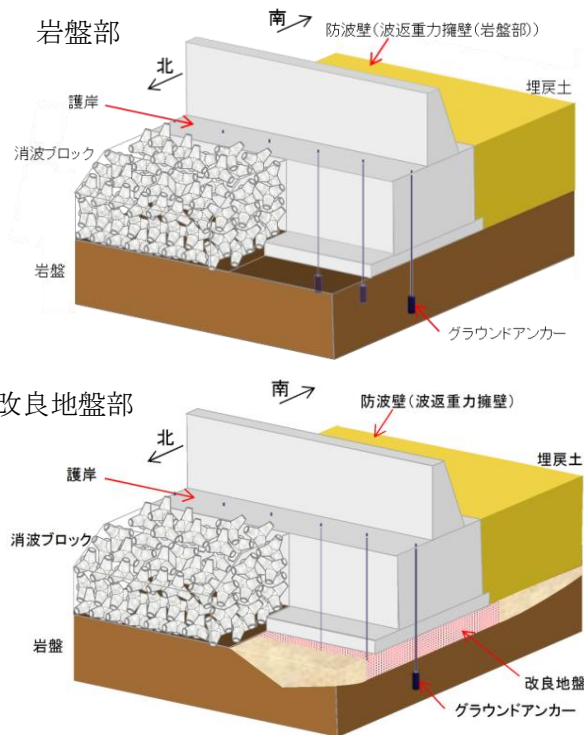
第10.5-2図 防波壁配置図



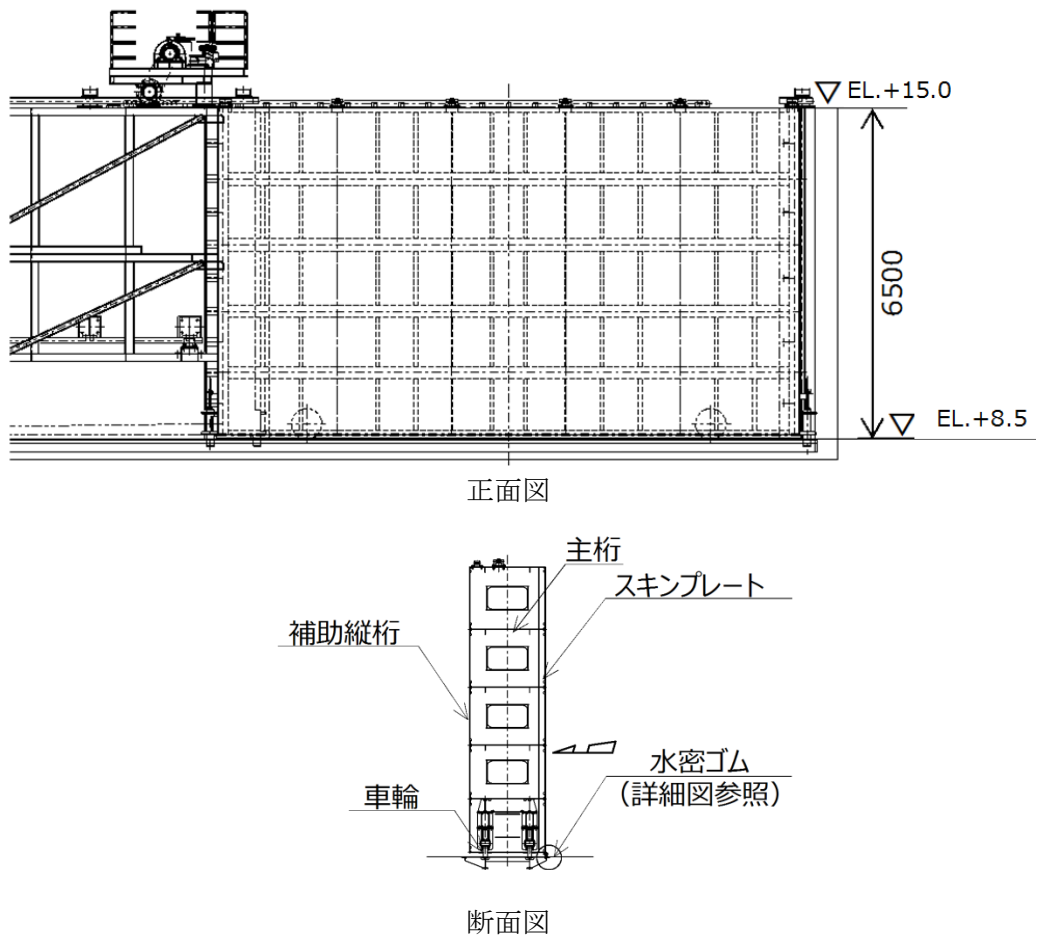
第10.5-3図 防波壁 (多重鋼管杭式擁壁) 概念図



第10.5-4図 防波壁 (逆T擁壁) 概念図

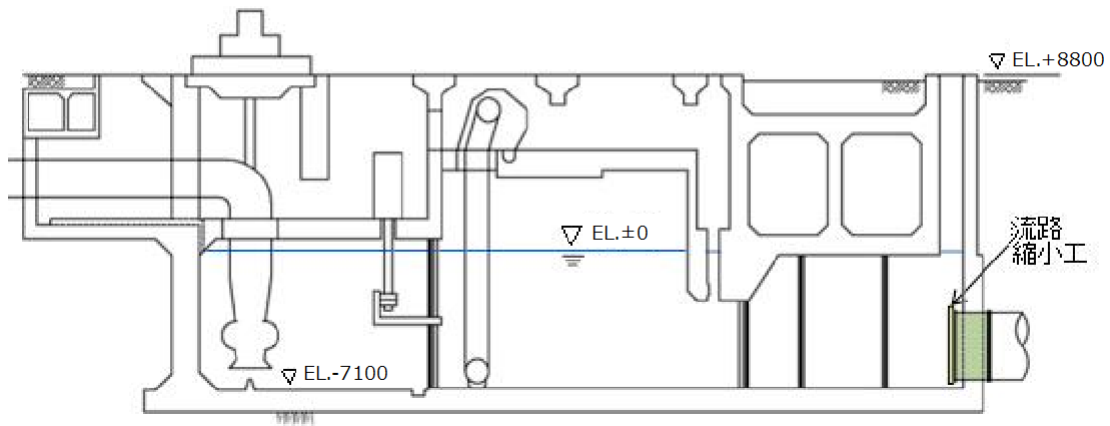


第10.5-5図 防波壁（波返重力擁壁）概念図

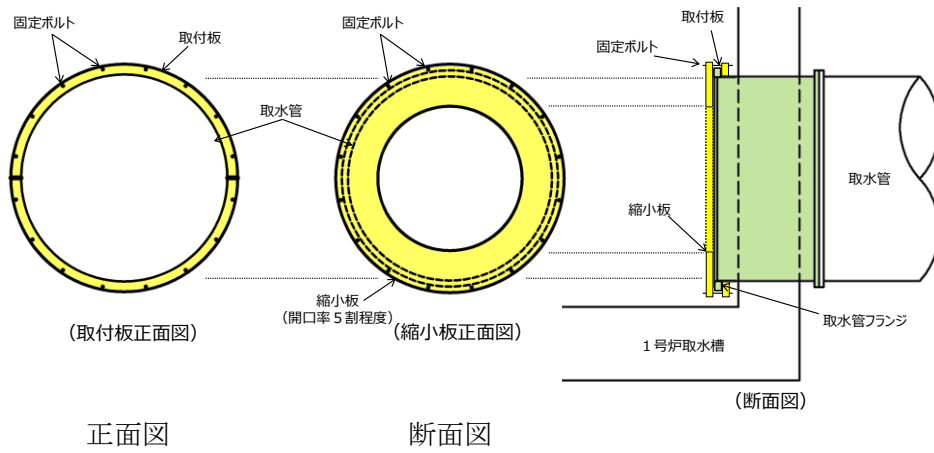


第10.5-6図 防波壁通路防波扉（3号炉東側）概念図

単位：mm

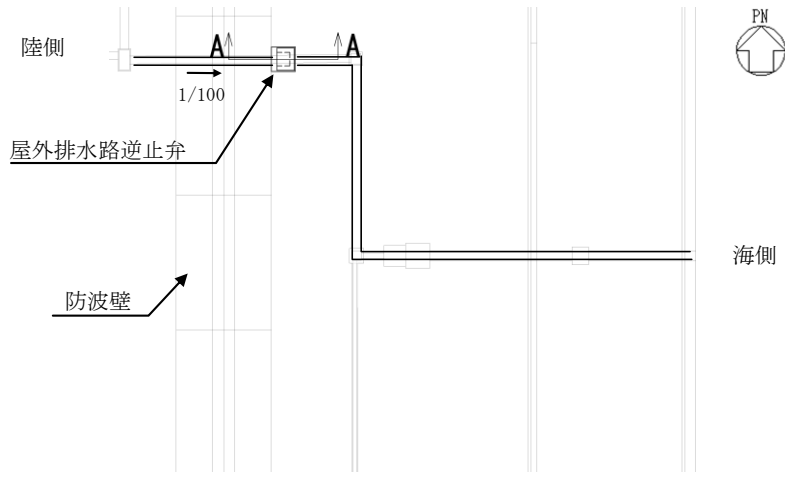


断面図

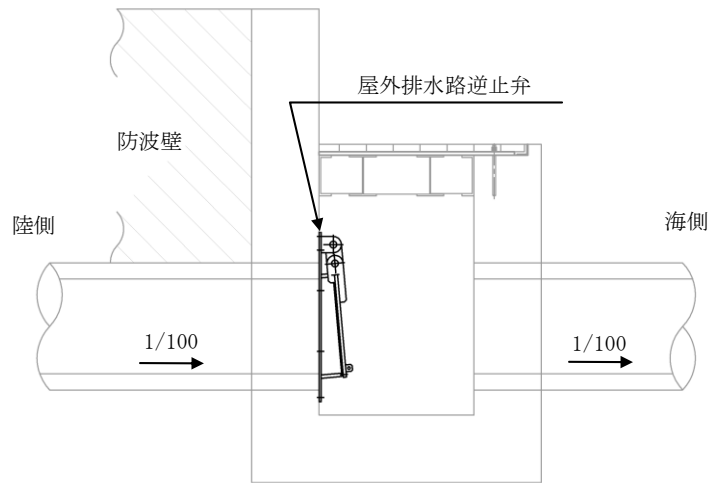


第10.5-7図 1号炉取水槽流路縮小工概念図

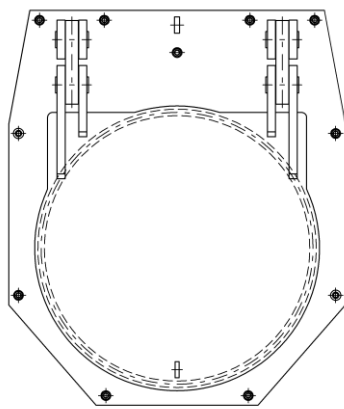




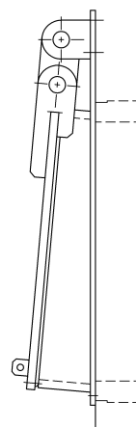
平面図



A-A断面図

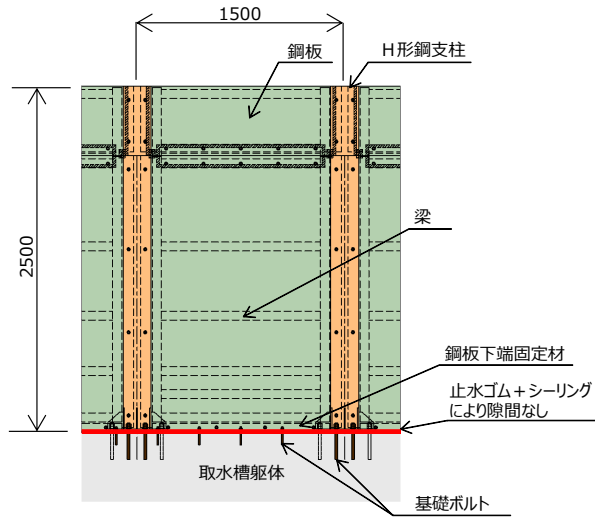


正面図

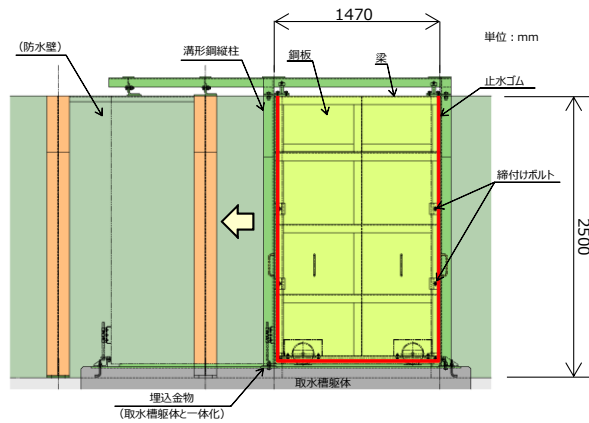


断面図

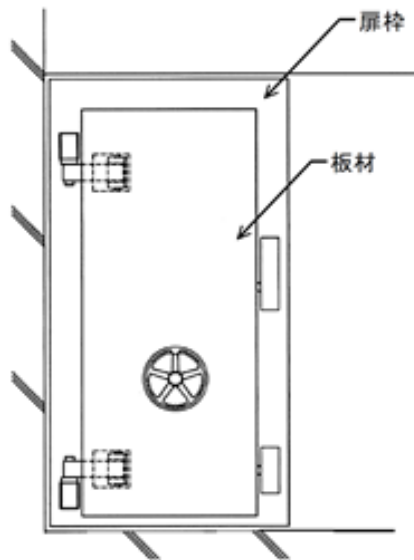
第10.5-8図 屋外排水路逆止弁概念図



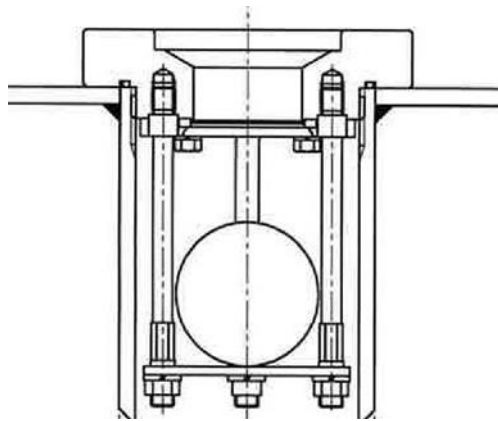
第10.5-9図 取水槽除じん機エリア防水壁概念図



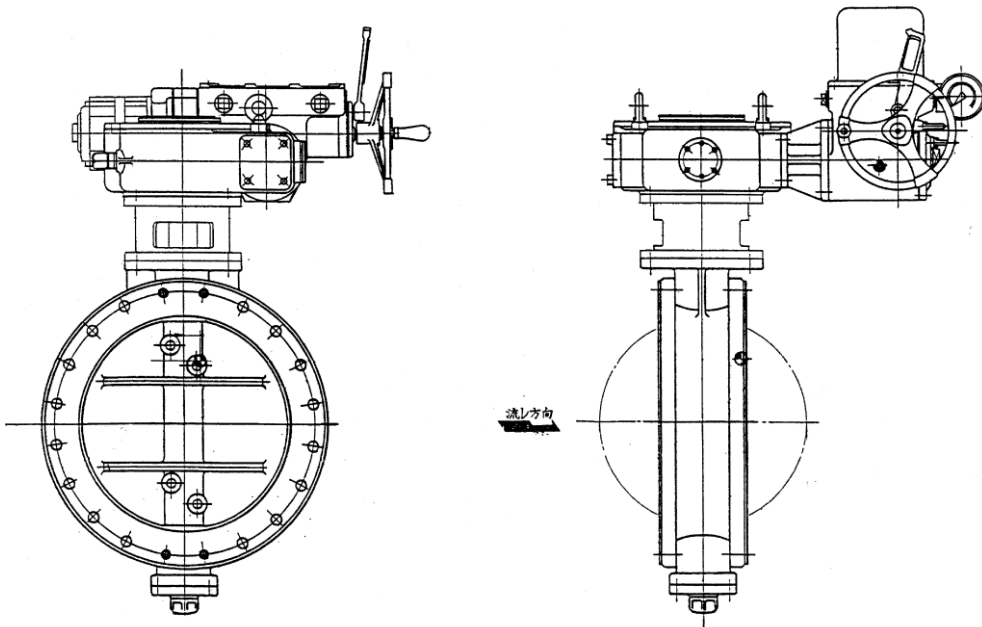
第10.5-10図 取水槽除じん機エリア水密扉概念図



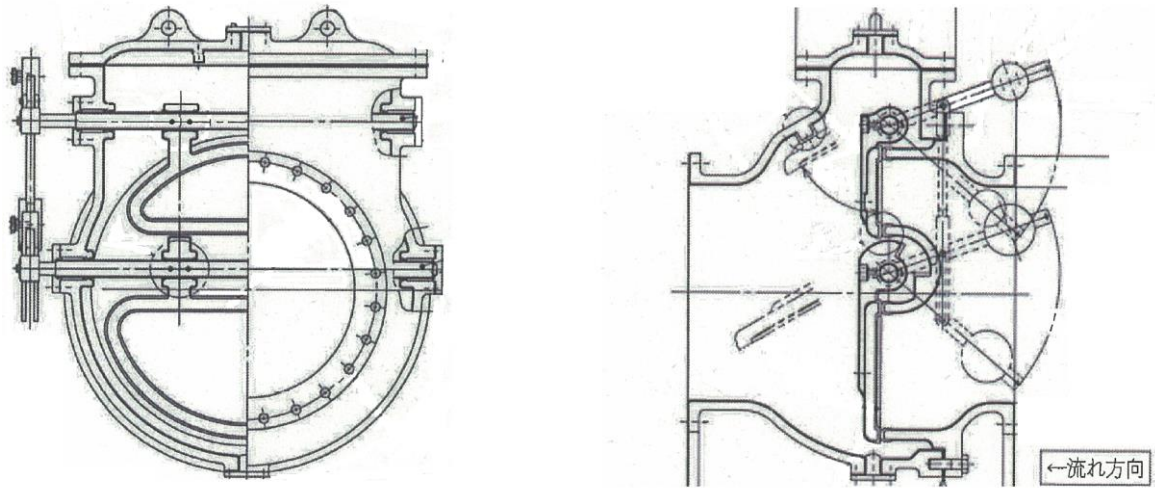
第10.5-11図 復水器エリア水密扉概念図



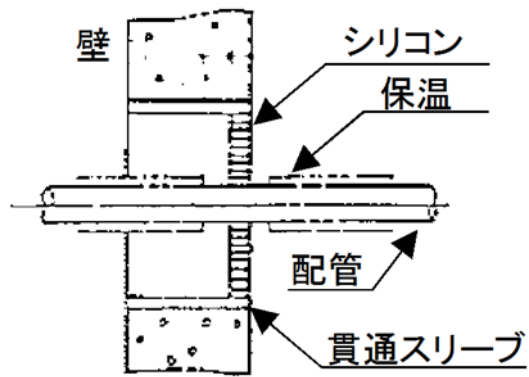
第10.5-12図 床ドレン逆止弁概念図



第10.5-13図 隔離弁（電動弁）概念図

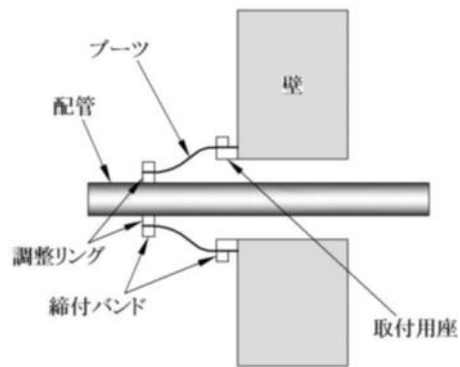


第10.5-14図 隔離弁（逆止弁）概念図



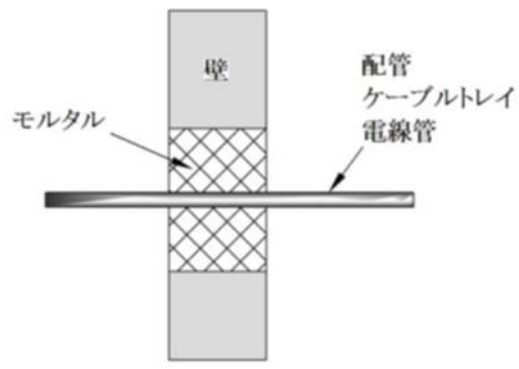
(シリコンシール)

第10.5-15図 貫通部止水処置の概念図



(ラバーブーツ)

第10.5-16図 貫通部止水処置の概念図



(モルタル)

第10.5-17図 貫通部止水処置の概念図

### 2.1.3 津波による損傷の防止

#### 2.1.3.1 津波による損傷の防止に係る基準適合性

##### 【設置許可基準規則】

(津波による損傷の防止)

第四十条 重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

##### 適合のための設計方針

基準津波及び入力津波の策定に関しては、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

耐津波設計としては以下の方針とする。

##### (1) 津波の敷地への流入防止

重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路、放水路等の経路から流入させない設計とする。

##### (2) 漏水による安全機能への影響防止

取水・放水施設及び地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。

##### (3) 津波防護の多重化

上記(1)及び(2)に規定するもののほか、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画については、浸水防護を行うことにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、必要に応じて実施する流入防止の対策については、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

##### (4) 水位低下による安全機能への影響防止

水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。そのため、非常用海水ポンプについては、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

また、大量送水車及び大型送水ポンプ車については、基準津波による水位の変動に対して取水性を確保でき、取水口からの砂の混入に対して、ポンプが機

能保持できる設計とする。

(5) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の機能保持

津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の機能の保持については、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

(6) 地震による敷地の隆起・沈降、地震による影響等

地震による敷地の隆起・沈降、地震による影響等については、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

(7) 津波防護施設及び浸水防止設備の設計並びに非常用海水冷却系の評価

津波防護施設、浸水防止設備の設計並びに非常用海水ポンプ等の取水性の評価に当たっては、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

### 2.1.3.2 耐津波設計の基本方針

#### 2.1.3.2.1 敷地の特性に応じた津波防護の基本方針

##### 【規制基準における要求事項等】

敷地の特性に応じた津波防護の基本方針が、敷地及び敷地周辺全体図、施設配置図等により明示されていること。

津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備等として設置されるものの概要が網羅かつ明示されていること。

##### 【検討方針】

敷地の特性（敷地の地形、敷地周辺の津波の遡上、浸水状況等）に応じた津波防護の基本方針を、敷地及び敷地周辺全体図、施設配置図等により明示する。また、敷地の特性に応じた津波防護（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備等）の概要（外郭防護の位置及び浸水想定範囲の設定、並びに内郭防護の位置及び浸水防護重点化範囲の設定等）について整理する。

##### 【検討結果】

(1) 敷地の特性に応じた津波防護の基本方針

「島根原子力発電所2号炉 5条 津波による損傷の防止 II. 耐津波設計方針 3. 重大事故等対処施設の津波防護方針」を適用する。

(2) 敷地の特性に応じた津波防護の概要

「島根原子力発電所2号炉 5条 津波による損傷の防止 II. 耐津波設計方針  
3. 重大事故等対処施設の津波防護方針」を適用する。

2.1.3.2 敷地への流入防止（外郭防護1）

(1) 遡上波の地上部からの到達，流入の防止

【規制基準における要求事項等】

重大事故等に対処するために必要な機能を有する設備等を内包する建屋及び重大事故等に対処するために必要な機能を有する屋外設備等は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置すること。

基準津波による遡上波が到達する高さにある場合には、防波壁等の津波防護施設、浸水防止設備を設置すること。

【検討方針】

重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建物及び区画は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置していることを確認する。

また、基準津波による遡上波が到達する高さにある場合には、津波防護施設、浸水防止設備の設置により遡上波が到達しないようにする。

具体的には、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画に対して、基準津波による遡上波が地上部から到達，流入しないことを確認する。

【検討結果】

「島根原子力発電所2号炉 5条 津波による損傷の防止 II. 耐津波設計方針  
3. 重大事故等対処施設の津波防護方針」を適用する。

(2) 取水路，放水路等の経路からの津波の流入防止

【規制基準における要求事項等】

取水路，放水路等の経路から、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地並びに重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画に津波の流入する可能性について検討した上で，流入する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定すること。

特定した経路に対して、流入防止の対策を施すことにより津波の流入を防止すること。



#### 【検討方針】

取水路，放水路等の経路から，重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地並びに重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画に津波が流入する可能性について経路を検討した上で，流入する可能性のある経路（扉，開口部，貫通口等）を特定する。

特定した経路に対して，流入防止の対策を施すことにより津波の流入を防止する。

#### 【検討結果】

「島根原子力発電所2号炉 5条 津波による損傷の防止 II. 耐津波設計方針 3. 重大事故等対処施設の津波防護方針」を適用する。

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

##### （1）漏水対策

#### 【規制基準における要求事項等】

取水・放水設備の構造上の特徴等を考慮して，取水・放水施設や地下部等における漏水の可能性を検討すること。

漏水が継続することによる浸水の範囲を想定すること。

当該想定される浸水範囲（以下「浸水想定範囲」という。）の境界において浸水想定範囲外に流出する可能性のある経路（扉，開口部，貫通口等）を特定し，それらに対して浸水対策を施すことにより浸水範囲を限定すること。

#### 【検討方針】

取水・放水設備の構造上の特徴等を考慮して，取水・放水施設や地下部等における漏水の可能性を検討する。

漏水が継続する場合は，浸水想定範囲を明確にし，浸水想定範囲の境界において浸水想定範囲外に流出する可能性のある経路（扉，開口部，貫通口等）を特定する。

また，浸水想定範囲がある場合は，浸水想定範囲外に流出する可能性のある経路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。

#### 【検討結果】

「島根原子力発電所2号炉 5条 津波による損傷の防止 II. 耐津波設計方針 3. 重大事故等対処施設の津波防護方針」を適用する。

## (2) 安全機能への影響評価

### 【規制基準における要求事項等】

浸水想定範囲の周辺に重大事故等に対処するために必要な機能を有する設備等がある場合は、防水区画化すること。

必要に応じて防水区画内への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こと。

### 【検討方針】

浸水想定範囲が存在する場合、その周辺に重大事故等に対処するために必要な機能を有する設備等がある場合は、防水区画化する。必要に応じて防水区画内への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。

### 【検討結果】

「島根原子力発電所2号炉 5条 津波による損傷の防止 II. 耐津波設計方針 3. 重大事故等対処施設の津波防護方針」を適用する。

## (3) 排水設備設置の検討

### 【規制基準における要求事項等】

浸水想定範囲における長期間の浸水が想定される場合は、排水設備を設置すること。

### 【検討方針】

浸水想定範囲における長期間の浸水が想定される場合は、排水設備を設置する。

### 【検討結果】

「島根原子力発電所2号炉 5条 津波による損傷の防止 II. 耐津波設計方針 3. 重大事故等対処施設の津波防護方針」を適用する。

## 2.1.3.2.4 重大事故等に対処するために必要な機能を有する施設の隔離(内郭防護)

### (1) 浸水防護重点化範囲の設定

#### 【規制基準における要求事項等】

重大事故等に対処するために必要な機能を有する設備等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こと。

#### 【検討方針】

重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建物及び区画については、浸水防護重点化範囲として明確化する。

#### 【検討結果】

「島根原子力発電所2号炉 5条 津波による損傷の防止 II. 耐津波設計方針 3. 重大事故等対処施設の津波防護方針」を適用する。

#### (2) 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策

##### 【規制基準における要求事項等】

地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水範囲、浸水量を安全側に想定すること。

浸水範囲、浸水量の安全側の想定に基づき、浸水防護重点化範囲に流入する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して流入防止の対策を施すこと。

#### 【検討方針】

津波の流入を考慮した浸水範囲、浸水量を安全側に想定する。

浸水範囲、浸水量の安全側の想定に基づき、浸水防護重点化範囲に流入する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して流入防止の対策を実施する。

津波の流入を考慮した浸水範囲、浸水量については、地震による溢水の影響も含めて、以下の方針により安全側の想定を実施する。

a. 地震・津波による建物内の循環水系等の機器・配管の損傷による建物内への津波及び系統設備保有水の溢水、下位クラス建物における地震時のドレン系ポンプの停止による地下水の流入等の事象を考慮する。

b. 地震・津波による屋外循環水系配管や敷地内のタンク等の損傷による敷地内への津波及び系統保有水の溢水等の事象を考慮する。

c. 循環水系機器・配管等損傷による津波浸水量については、入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返し来襲を考慮する。

d. 機器・配管等の損傷による溢水量については、内部溢水における溢水事象想定を考慮して算定する。

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

f. 施設・設備施工上生じうる隙間部等がある場合には、当該部からの溢水も考慮する。

#### 【検討結果】

「島根原子力発電所2号炉 5条 津波による損傷の防止 II. 耐津波設計方針 3. 重大事故等対処施設の津波防護方針」を適用する。

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

(1) 重大事故等対処設備の取水性

#### 【規制基準における要求事項等】

重大事故等対処設備の取水性については、次に示す方針を満足すること。

- ・基準津波による水位の低下に対して、海水ポンプが機能維持できる設計であること。
- ・基準津波による水位の低下に対して、冷却に必要な海水が確保できる設計であること。

#### 【検討方針】

基準津波による水位の低下に対して、常設重大事故等対処設備の海水ポンプである原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ並びに可搬型重大事故等対処設備の海水を取水するポンプである大量送水車及び大型送水ポンプ車が機能維持できる設計であることを確認する。

また、基準津波による水位の低下に対して、重大事故等対処設備による冷却に必要な海水が確保できる設計であることを確認する。

具体的には、以下のとおり実施する。

・原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの設置位置並びに大量送水車及び大型送水ポンプ車の水中ポンプ設置位置の評価水位の算定を適切に行うため、取水路の特性に応じた手法を用いる。また、取水路の管路の形状や材質、表面の状況に応じた摩擦損失を設定する。

・原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ、大量送水車及び

大型送水ポンプ車の取水可能水位が下降側評価水位を下回る等、水位低下に対して各ポンプが機能維持できる設計となっていることを確認する。

・引き波時の水位が実際の取水可能水位を下回る場合には、下回っている時間において、原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ、大量送水車及び大型送水ポンプ車の継続運転が可能な貯水量を十分確保できる設計となっていることを確認する。なお、取水路が循環水系と非常用系で併用される場合においては、循環水系運転継続等による取水量の喪失を防止できる措置が施される方針であることを確認する。

#### 【検討結果】

「島根原子力発電所2号炉 5条 津波による損傷の防止 II. 耐津波設計方針 3. 重大事故等対処施設の津波防護方針」を適用する。

(2) 津波の二次的な影響による重大事故等対処設備の機能保持確認

#### 【規制基準における要求事項等】

基準津波に伴う取水口付近の砂の移動・堆積が適切に評価されていること。

基準津波に伴う取水口付近の漂流物が適切に評価されていること。

重大事故等対処設備については、次に示す方針を満足すること。

・基準津波による水位変動に伴う海底の砂移動・堆積、陸上斜面崩壊による土砂移動・堆積及び漂流物に対して取水口及び取水管の通水性が確保できる設計であること。

・基準津波による水位変動に伴う浮遊砂等の混入に対して海水ポンプが機能保持できる設計であること。

#### 【検討方針】

基準津波に伴う2号炉の取水口付近の砂の移動・堆積や漂流物を適切に評価する。その上で、重大事故等対処設備について、基準津波による水位変動に伴う海底の砂移動・堆積、陸上斜面崩壊による土砂移動・堆積及び漂流物に対して取水口及び取水管の通水性が確保できる設計であること、浮遊砂等の混入に対して海水を取水するポンプが機能保持できる設計であることを確認する。

具体的には、以下のとおり確認する。

・遡上解析結果における取水口付近の砂の堆積状況に基づき、砂の堆積高さが取水口下端に到達しないことを確認する。取水口下端に到達する場合は、取水口及び取水管が閉塞する可能性を安全側に検討し、閉塞しないことを確認する。

・海水を取水するポンプ吸い込み口位置に浮遊砂が堆積し、吸い込み口を塞がないよう、浮遊砂の堆積厚に対して、取水槽床面から海水を取水するポンプ吸

い込み口下端まで十分な高さがあること。

・浮遊砂が混入する可能性を考慮し、海水を取水するポンプそのものが運転時の砂の混入に対して軸固着しにくいものであることを確認する。また、ポンプ運転時において取水に混入する浮遊砂量がポンプの機能に影響を与えないことを確認する。

・基準津波に伴う取水口付近の漂流物については、遡上解析結果における取水口付近を含む敷地前面及び遡上域の寄せ波・引き波の方向、速度の変化を分析した上で、漂流物の可能性を検討し、漂流物により取水口が閉塞しないことを確認する。また、スクリーン自体が漂流物となる可能性が無いか確認する。

#### 【検討結果】

「島根原子力発電所2号炉 5条 津波による損傷の防止 II. 耐津波設計方針 3. 重大事故等対処施設の津波防護方針」を適用する。

#### 2.1.3.2.6 津波監視

##### 【規制基準における要求事項等】

敷地への津波の繰り返しの来襲を察知するとともに、来襲状況を把握し、津波防護施設、浸水防止設備の機能を確実に確保するため、津波監視設備を設置すること。

##### 【検討方針】

敷地への津波の繰り返しの来襲を察知するとともに、来襲状況を把握し、津波防護施設、浸水防止設備の機能を確実に確保するために、津波監視設備として、津波監視カメラ及び取水槽水位計を設置する。

##### 【検討結果】

「島根原子力発電所2号炉 5条 津波による損傷の防止 II. 耐津波設計方針 3. 重大事故等対処施設の津波防護方針」を適用する。

#### 2.1.3.2.7 津波防護施設及び浸水防止設備等の設計・評価

##### 【規制基準における要求事項等】

津波防護施設については、その構造に応じ、波力による浸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、越流時の耐性等にも配慮した上で、入力津波に対する津波防護機能が十分に保持できるよう設計すること。

浸水防止設備については、浸水想定範囲等における津波や浸水による荷重等

に対する耐性等を評価し、越流時の耐性等にも配慮した上で、入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できるよう設計すること。

#### 【検討方針】

津波防護施設（防波壁，防波壁通路防波扉及び流路縮小工）については，その構造に応じ，波力による浸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，越流時の耐性等にも配慮した上で，入力津波に対する津波防護機能が十分に保持できるよう設計する。

浸水防止設備（防水壁，水密扉，屋外排水路逆止弁，床ドレン逆止弁，隔離弁，ポンプ及び配管，貫通部止水処置）については，基準地震動  $S_s$  による地震力に対して浸水防止機能が十分に保持できるよう設計する。また，津波や浸水による荷重等に対する耐性等を評価し，越流時の耐性等にも配慮した上で，入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できるよう設計する。

#### 【検討結果】

「島根原子力発電所 2 号炉 5 条 津波による損傷の防止 II. 耐津波設計方針 4. 施設・設備の設計・評価の方針及び条件」を適用する。

#### 2.1.3.3 津波に対する防護設備

##### 2.1.3.3.1 重大事故等対処施設

##### 2.1.3.3.1.1 概要

発電用原子炉施設の耐津波設計については，「重大事故等対処施設は，基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを目的として，津波の敷地への流入防止，漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止，津波防護の多重化及び水位低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止を考慮した津波防護対策を講じる。

津波から防護する設備は，重大事故等対処施設（可搬型重大事故等対処設備を含む。）（以下「重大事故等対処施設の津波防護対象設備」という。）とする。

津波の敷地への流入防止は，重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地において，基準津波による遡上波の地上部からの到達及び流入の防止対策並びに取水路，放水路等の経路からの流入の防止対策を講じる。

漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止は，取水・放水施設，地下部等において，漏水の可能性を考慮の上，漏水による浸水範囲を限定して，重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する対策

を講じる。

津波防護の多重化として、上記2つの対策のほか、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画において、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離する対策を講じる。

水位低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止は、水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する対策を講じる。

#### 2.1.3.3.1.2 設計方針

重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。耐津波設計に当たっては、以下の方針とする。

(1) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路、放水路等の経路から流入させない設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。

a. 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）のうち、設計基準対象施設を使用するもの及び可搬型重大事故等対処設備保管場所である第4保管エリアについては、基準津波による遡上波が到達する可能性があるため、津波防護施設を設置し、津波の流入を防止する設計とする。

b. 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）のうち、設計基準対象施設を使用するもの及び可搬型重大事故等対処設備保管場所である第4保管エリア以外は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する。

c. 上記a. 及びb. の遡上波の到達防止に当たっての検討は、「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」を適用する。

d. 取水路、放水路等の経路から、津波が流入する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、必要に応じて実施する流入防止の対策については、「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」を適用する。



(2) 取水・放水施設，地下部等において，漏水する可能性を考慮のうえ，漏水による浸水範囲を限定し，重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。

具体的には「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」を適用する。

(3) 上記(1)及び(2)に規定するもののほか，重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画については，浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離する。そのため，浸水防護重点化範囲を明確化するとともに，必要に応じて実施する浸水対策については，「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」を適用する。

(4) 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。そのため，非常用海水ポンプについては，「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」を適用する。

また，大量送水車及び大型送水ポンプ車については，基準津波による水位の変動に対して取水性を確保でき，取水口からの砂の混入に対して，ポンプが機能保持できる設計とする。

(5) 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の機能の保持については，「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」を適用する。

(6) 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たって考慮する自然現象については，「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」を適用する。

(7) 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の設計における荷重の組合せを考慮する自然現象については，「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」を適用する。

(8) 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の設計並びに非常用海水ポンプの取水性の評価における入力津波の評価に当たっては，「設計基準対象施設

設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」を適用する。

#### 2.1.3.3.1.3 主要設備

##### (1) 防波壁

「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」に同じ。

##### (2) 防波壁通路防波扉

「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」に同じ。

##### (3) 流路縮小工

「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」に同じ。

##### (4) 屋外排水路逆止弁

「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」に同じ。

##### (5) 防水壁

「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」に同じ。

##### (6) 水密扉

「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」に同じ。

##### (7) 床ドレン逆止弁

「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」に同じ。

##### (8) 隔離弁

「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」に同じ。

(9) ポンプ及び配管

「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」に同じ。

(10) 貫通部止水処置

「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」に同じ。

2.1.3.3.1.4 主要設備の仕様

浸水防護設備の主要仕様を第2.1.3-1表に示す。

2.1.3.3.1.5 試験検査

「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」に同じ。

2.1.3.3.1.6 手順等

「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」に同じ。

第2.1.3-1表 浸水防護設備の主要仕様

- (1) 防波壁
  - 種類 防波壁（多重鋼管杭式擁壁）
  - 個数 1
- (2) 防波壁
  - 種類 防波壁（逆T擁壁）
  - 個数 1
- (3) 防波壁
  - 種類 防波壁（波返重力擁壁）
  - 個数 1
- (4) 防波壁通路防波扉
  - 種類 防波壁通路防波扉
  - 個数 4
- (5) 流路縮小工
  - 種類 流路縮小工
  - 個数 2
- (6) 屋外排水路逆止弁
  - 種類 逆止弁
  - 個数 14
- (7) 防水壁
  - 種類 防水壁
  - 個数 2
- (8) 水密扉
  - 種類 片開扉
  - 個数 一式
- (9) 床ドレン逆止弁
  - 種類 逆止弁
  - 個数 一式
- (10) 隔離弁
  - 種類 電動弁，逆止弁
  - 個数 6
- (11) ポンプ及び配管
  - 種類 ポンプ，配管
  - 個数 一式
- (12) 貫通部止水処置

種 類	貫通部止水
個 数	一式

### 3.2 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

#### 【45条】

##### 【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)

第四十五条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であつて、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。

(解釈)

1 第45条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。

a) 可搬型重大事故防止設備

i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。

b) 現場操作

i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。

※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。

### 3.2.1 適合方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の系統概要図を第 3.2-1 図から第 3.2-3 図に示す。

また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

#### 3.2.1.1 重大事故等対処設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、炉心を冷却するための設備として、高圧原子炉代替注水系を設ける。また、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合に、高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できる設計とする。

##### (1) フロントライン系故障時に用いる設備

###### a. 高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却

高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、高圧原子炉代替注水系を使用する。

高圧原子炉代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプである高圧原子炉代替注水ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉隔離時冷却系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

高圧原子炉代替注水系は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。また、高圧原子炉代替注水系は、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人力による弁の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧原子炉代替注水ポンプ
- ・サプレッション・チェンバ（3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
- ・常設代替直流電源設備（3.14 電源設備）

- ・可搬型直流電源設備 (3.14 電源設備)

本系統の流路として、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の配管及び弁、残留熱除去系の配管、弁及びストレーナ、主蒸気系及び原子炉浄化系の配管並びに給水系の配管、弁及びスパーージャを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

## (2) サポート系故障時に用いる設備

### a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系での発電用原子炉の冷却ができない場合であって、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系が起動できない場合の重大事故等対処設備として、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動させて使用する。

原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場で弁を人力操作することにより起動し、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。

なお、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

### b. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する。

原子炉隔離時冷却系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により機能を復旧し、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・サプレッション・チェンバ (3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備)



- ・常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・可搬型代替交流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・可搬型直流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・代替所内電気設備 (3.14 電源設備)

その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

### (3) 監視及び制御に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態が発電用原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備として、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A）、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧原子炉代替注水流量及びサプレッション・プール水位（S A）を使用する。

原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A）は原子炉水位を監視又は推定でき、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧原子炉代替注水流量及びサプレッション・プール水位（S A）は原子炉圧力容器へ注水するための高圧原子炉代替注水系の作動状況を確認できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉水位（広帯域）(3.15 計装設備)
- ・原子炉水位（燃料域）(3.15 計装設備)
- ・原子炉水位（S A）(3.15 計装設備)
- ・原子炉圧力 (3.15 計装設備)
- ・原子炉圧力（S A）(3.15 計装設備)
- ・高圧原子炉代替注水流量 (3.15 計装設備)
- ・サプレッション・プール水位（S A）(3.15 計装設備)

### (4) 事象進展抑制のために用いる設備

#### a. ほう酸水注入系による進展抑制

高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を用いた発電用原子炉への高圧注水により原子炉水位を維持できない場合を想定した重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を使用する。

ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。

本系統の詳細については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。

原子炉冷却材圧カバウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主

要機器仕様を第 3.2-1 表に示す。

原子炉圧力容器については、「3.20 原子炉圧力容器」に記載する。

原子炉隔離時冷却系については、「3.2.1.2.2 原子炉隔離時冷却系」に記載する。

サプレッション・チェンバについては、「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。

原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A），原子炉圧力，原子炉圧力（S A），高圧原子炉代替注水流量及びサプレッション・プール水位（S A）は、「3.15 計装設備」に記載する。

ほう酸水注入系については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備については、「3.14 電源設備」に記載する。

#### 3.2.1.1.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

高圧原子炉代替注水系は，高圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，高圧原子炉代替注水ポンプをタービン駆動とすることで，電動機駆動ポンプを用いた高圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。また，高圧原子炉代替注水系の起動に必要な電動弁は，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電及び現場において人力により，ポンプの起動に必要な弁を操作できることで，非常用交流電源設備から給電される高圧炉心スプレイ系及び非常用直流電源設備から給電される原子炉隔離時冷却系に対して，多様性を有する設計とする。

高圧原子炉代替注水ポンプは，原子炉建物原子炉棟内の高圧炉心スプレイ・ポンプ及び原子炉隔離時冷却ポンプと異なる区画に設置することで，高圧炉心スプレイ・ポンプ及び原子炉隔離時冷却ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は，現場において人力による手動操作を可能とすることで，非常用直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については「3.14 電源設備」に記載する。

#### 3.2.1.1.2 悪影響防止

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

高圧原子炉代替注水系は，通常時は弁等により他の系統・機器と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，高圧原子炉代替注水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系は，相互に悪影響を及ぼすことのないように，同時に使用しない運用とする。高圧原子炉代替注水系の蒸気配管及び弁は十分な強度を有する設計とし，高圧原子炉代替注水ポンプは，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉隔離時冷却系は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 3.2.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

高圧原子炉代替注水ポンプは，想定される重大事故等時において，十分な期間にわたって原子炉水位を維持し，炉心の著しい損傷を防止するために必要なポンプ流量を有する設計とする。

原子炉隔離時冷却ポンプは，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が，重大事故等の収束に必要な注水流量に対して十分であるため，設計基準事故対処

設備と同仕様で設計する。

#### 3.2.1.1.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧原子炉代替注水系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。また、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合において、高圧原子炉代替注水系の起動に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で人力により可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却ポンプは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。中央制御室からの操作により原子炉隔離時冷却系を起動できない場合において、原子炉隔離時冷却系の起動に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、防護具を装着することで設置場所で人力により可能な設計とする。

#### 3.2.1.1.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧原子炉代替注水系は、想定される重大事故等時において、通常時の隔離された系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。高圧原子炉代替注水ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより弁を操作することで、起動が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室から操作可能な設計とする。また、高圧原子炉代替注水系の操作に必要な弁は、中央制御室から操作ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作が可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。原子炉隔離時冷却系の操作に必要な弁は、中央制御室から操作ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場での人力により確実に操作が可能な設計とする。

#### 3.2.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧原子炉代替注水系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、高圧原子炉代替注水ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏

えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、原子炉隔離時冷却ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.2-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様

(1) 高圧原子炉代替注水系

a. 高圧原子炉代替注水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

台数	1
容量	75m <sup>3</sup> /h 以上
全揚程	913m 以上

(2) 原子炉隔離時冷却系

a. 原子炉隔離時冷却ポンプ

第 3.2-3 表 原子炉隔離時冷却系主要機器使用に記載する。

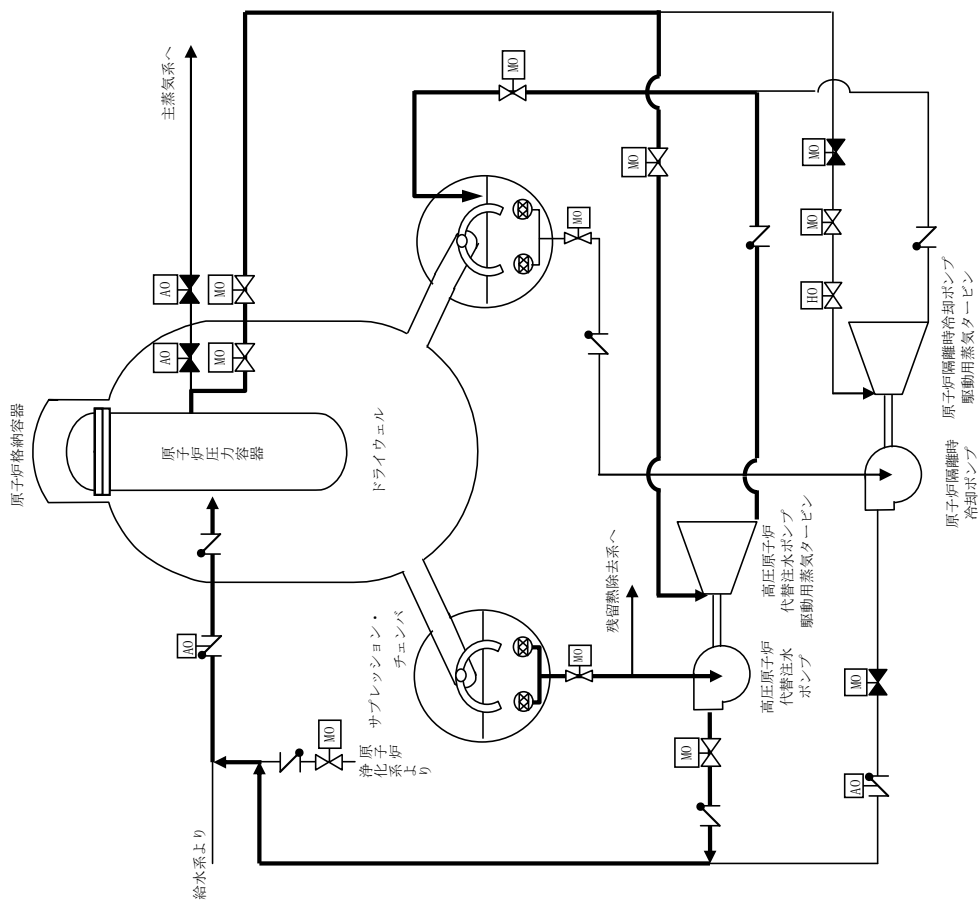
(3) ほう酸水注入系

a. ほう酸水注入ポンプ

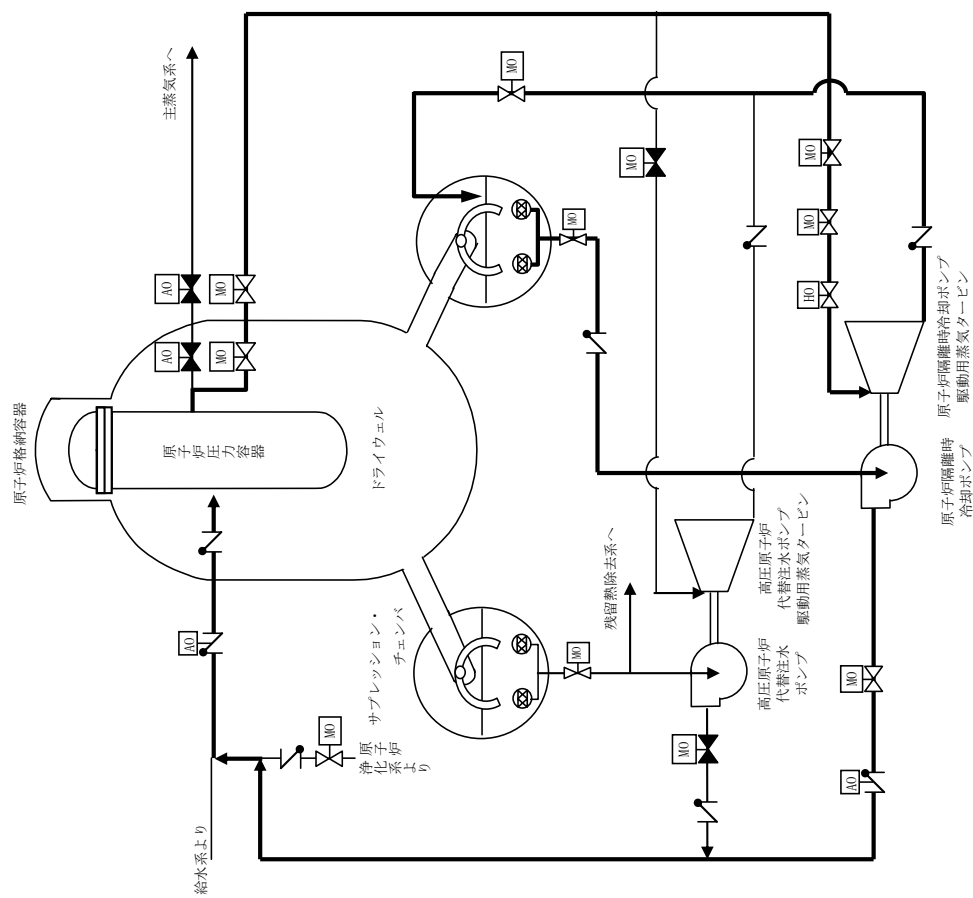
第 3.1-1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様に記載する。

b. ほう酸水貯蔵タンク

第 3.1-1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様に記載する。

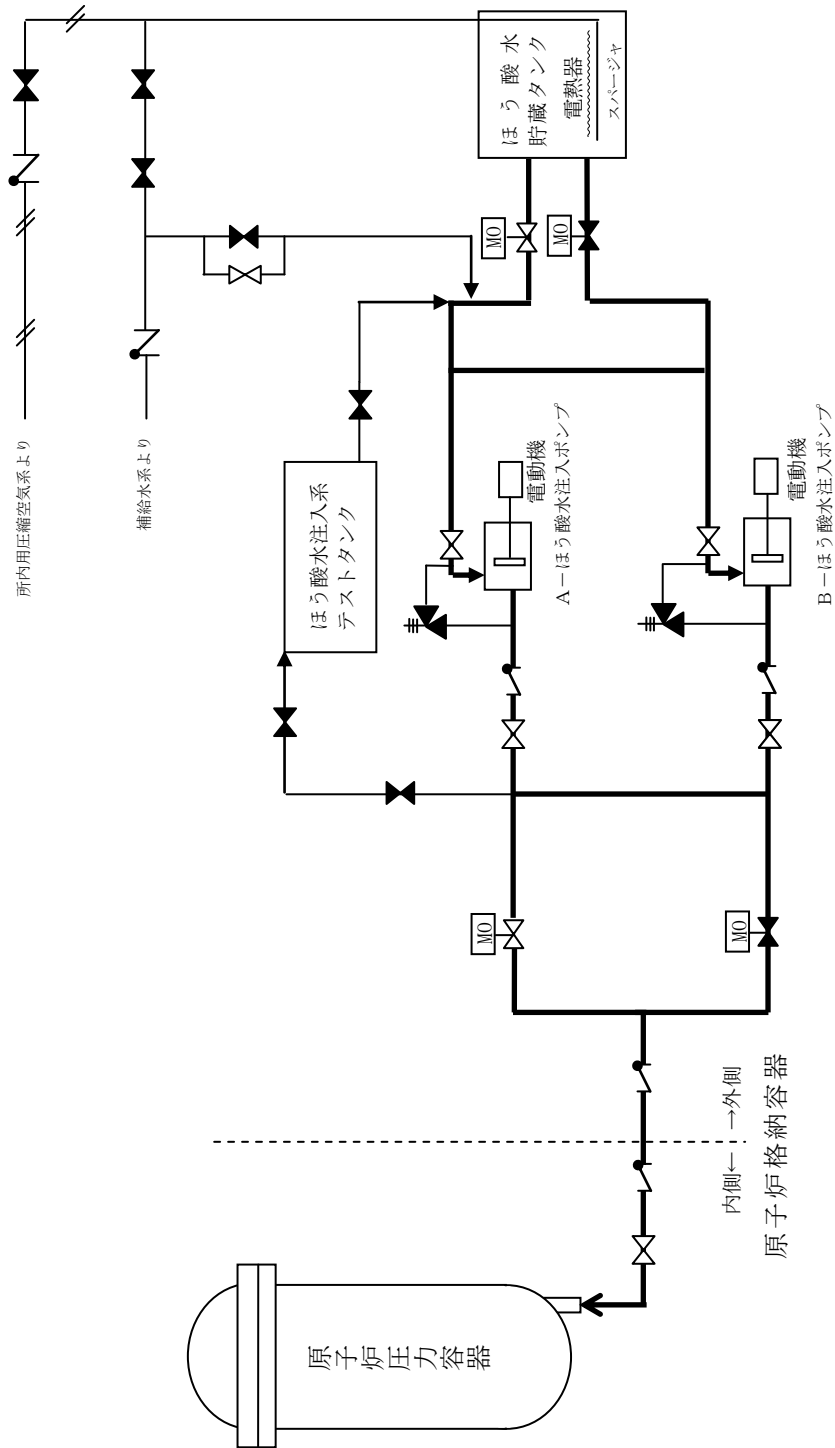


第3.2-1 図 原子炉冷却材バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図  
 (高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却)



第 3.2-2 図 原子炉冷却材バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図  
 (原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却)





第 3.2-3 図 原子炉冷却材バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図  
(ほう酸水注入系による進展抑制)

### 3.2.1.2 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.2.1.2.1 高圧炉心スプレイ系

高圧炉心スプレイ系は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

高圧炉心スプレイ系は、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

高圧炉心スプレイ系主要機器仕様を第 3.2-2 表に、系統概要図を第 3.2-4 図に示す。

#### 3.2.1.2.1.1 悪影響防止

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

高圧炉心スプレイ系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 3.2.1.2.1.2 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

高圧炉心スプレイ・ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

#### 3.2.1.2.1.3 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧炉心スプレイ・ポンプは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。高圧炉心スプレイ系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

#### 3.2.1.2.1.4 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧炉心スプレイ系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する設計とする。高圧炉心スプレイ系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

#### 3.2.1.2.1.5 試験検査

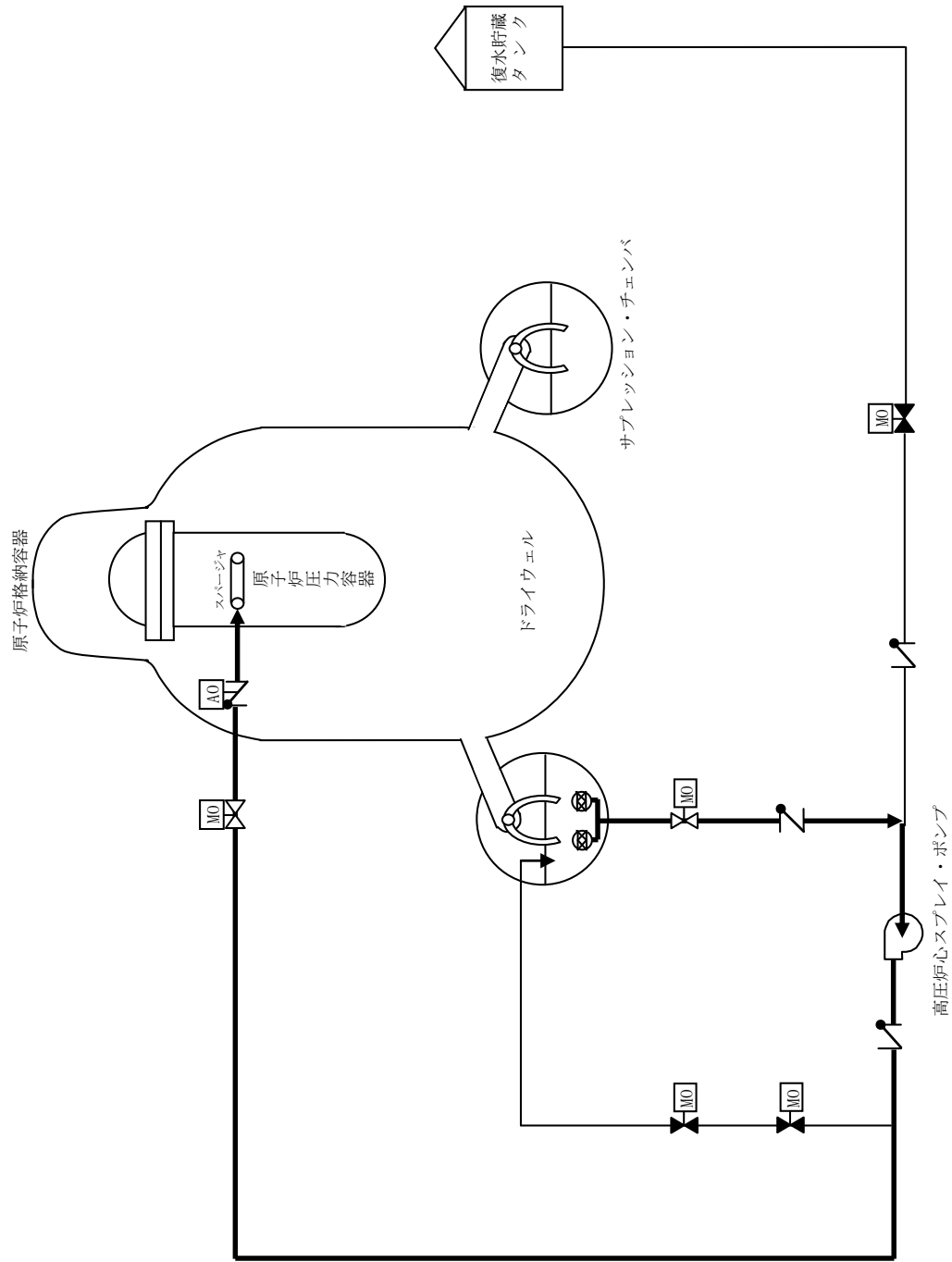
基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧炉心スプレイ系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、高圧炉心スプレイ・ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.2-2 表 高圧炉心スプレイ系主要機器仕様

(1) 高圧炉心スプレイ・ポンプ

台数	1
容量	約 320m <sup>3</sup> /h～約 1,050m <sup>3</sup> /h
全揚程	約 890m～約 260m



第3.2-4図 高圧炉心スプレー系 系統概要図

#### 3.2.1.2.2 原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

原子炉隔離時冷却系は、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

原子炉隔離時冷却系主要機器仕様を第 3.2-3 表に、系統概要図を第 3.2-5 図に示す。

##### 3.2.1.2.2.1 悪影響防止

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉隔離時冷却系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

##### 3.2.1.2.2.2 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉隔離時冷却ポンプは、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

##### 3.2.1.2.2.3 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉隔離時冷却ポンプは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。原子炉隔離時冷却系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

##### 3.2.1.2.2.4 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉隔離時冷却系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する設計とする。原子炉隔離時冷却系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

##### 3.2.1.2.2.5 試験検査

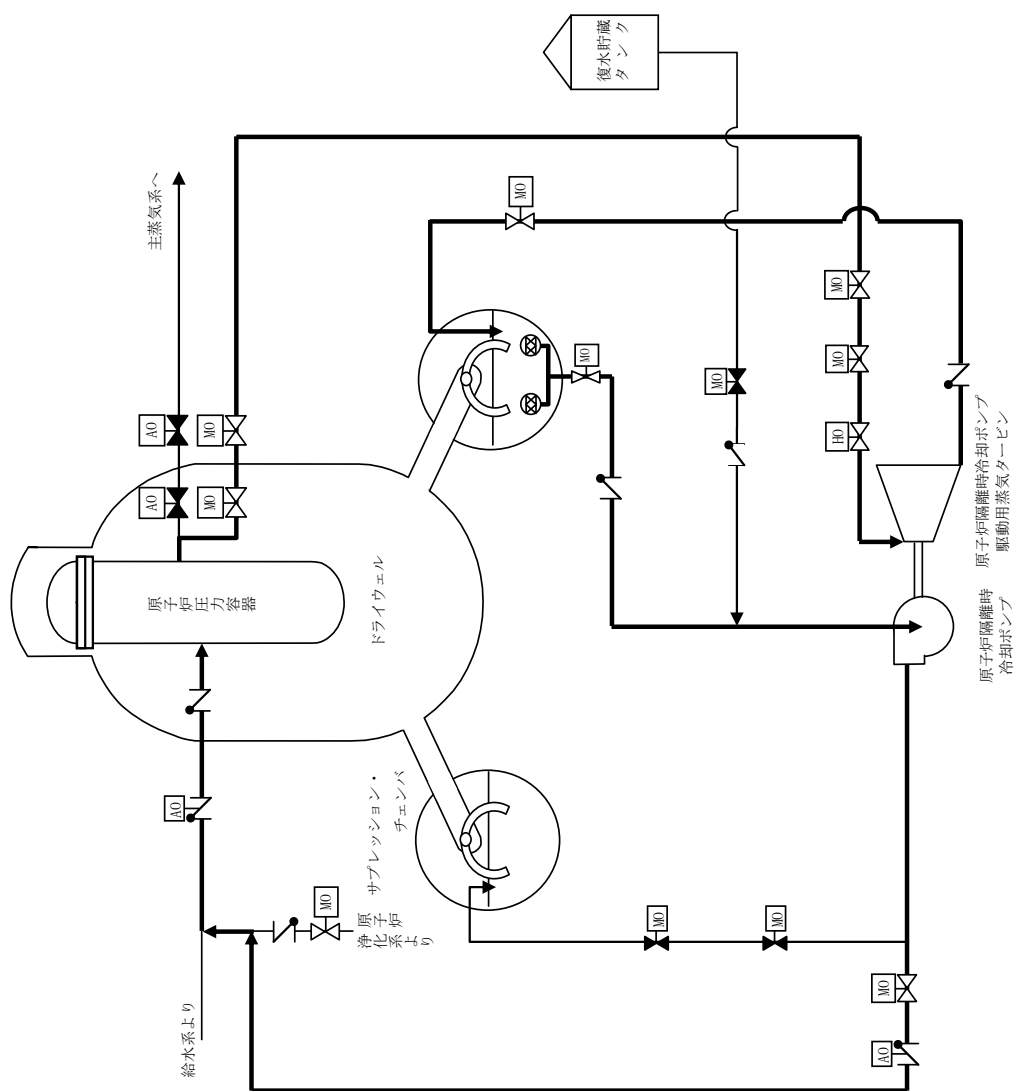
基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉隔離時冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、原子炉隔離時冷却ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.2-3 表 原子炉隔離時冷却系主要機器仕様

(1) 原子炉隔離時冷却ポンプ

台数	1
容量	約 100m <sup>3</sup> /h
全揚程	約 120m～約 900m



第 3.2-5 図 原子炉隔離時冷却系 系統概要図

### 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

#### 【設置許可基準規則】

(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)

第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

- a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。
- b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。
- c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、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、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。

また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。

- d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。



### 3.5.1 適合方針

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の系統概要図を第 3.5-1 図から第 3.5-3 図に示す。

また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）並びに原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）及び高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

#### 3.5.1.1 重大事故等対処設備

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、格納容器フィルタベント系及び原子炉補機代替冷却系を設ける。

##### (1) フロントライン系故障時に用いる設備

###### a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系を使用する。

格納容器フィルタベント系は、第 1 ベントフィルタスクラバ容器、第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第 1 ベントフィルタスクラバ容器及び第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

本系統の詳細については、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

##### (2) サポート系故障時に用いる設備

###### a. 原子炉補機代替冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、原子炉補機代替冷却系を使用する。

原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器を搭載した移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、サプレッション・チェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、屋外の接続口より移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車を屋内の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

移動式代替熱交換設備は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大型送水ポンプ車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 移動式代替熱交換設備
- ・ 大型送水ポンプ車
- ・ 常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（3.14 電源設備）
- ・ 燃料補給設備（3.14 電源設備）

本システムの流路として、原子炉補機冷却系の配管、弁及びサージタンク並びに残留熱除去系の熱交換器並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の取水口、取水管及び取水槽を重大事故等対処設備として使用する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様を第 3.5-1 表に示す。

原子炉格納容器については、「3.21 原子炉格納容器」に記載する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備については「3.14 電源設備」に記載する。

非常用取水設備については、「3.23 非常用取水設備」に記載する。

#### 3.5.1.1.1 多様性及び独立性，位置的分散

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器フィルタベント系は，残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで，残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して，多様性を有する設計とする。

また，格納容器フィルタベント系は，排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作機構を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して，多様性を有する設計とする。

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に，圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置し，原子炉建物内の残留熱除去ポンプ，残留熱除去系熱交換器，原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプと異なる区画に設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。

格納容器フィルタベント系は，除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって，残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して独立性を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却系は，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，移動式代替熱交換設備を常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して，多様性及び独立性を有する設計とし，大型送水ポンプ車をディーゼルエンジンにより駆動することで，電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して多様性を有する設計とする。また，原子炉補機代替冷却系は，格納容器フィルタベント系に対して，除熱手段の多様性を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は，原子炉建物及び格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで，原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプ並びに原子炉建物外の格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機海水系に対して独立性を有するとともに、移動式代替熱交換設備から屋外の接続口を介した原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。

また、大型送水ポンプ車から屋内の接続口を介した原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉補機代替冷却系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性及び独立性、位置的分散については「3.14 電源設備」にて記載する。

#### 3.5.1.1.2 悪影響防止

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉補機代替冷却系は、通常時は移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と原子炉補機代替冷却系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 3.5.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉補機代替冷却系は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備1セット1台と大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。移動式代替熱交換設備の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。大型送水ポンプ車の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

また、原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、残留熱除去系による発電用原子炉又は原子炉格納容器内の除熱と燃料プール冷却系による燃料プールの除熱に同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

#### 3.5.1.1.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

大型送水ポンプ車の移動式代替熱交換設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

移動式代替熱交換設備の海水通水側及び大型送水ポンプ車は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。また、原子炉補機代替冷却系の淡水通水側は淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先して使用することで、設備への影響を考慮する。

#### 3.5.1.1.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機代替冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、中央制御室での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続する接続口については、フランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。

大型送水ポンプ車と移動式代替熱交換設備との接続は、簡便な接続及びフランジ接続とし、結合金具及び一般的に使用される工具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

#### 3.5.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機代替冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備の移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。

また、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

### 第 3.5-1 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様

#### (1) 格納容器フィルタベント系

##### a. 第 1 ベントフィルタスクラバ容器

第 3.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

##### b. 第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器

第 3.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

##### c. 圧力開放板

第 3.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

##### d. 遠隔手動弁操作機構

第 3.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

#### (2) 原子炉補機代替冷却系

##### a. 移動式代替熱交換設備

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

台数 2 (予備 1)

熱交換器

組数 1

伝熱容量 約 23MW (海水温度 30°Cにおいて)

移動式代替熱交換設備淡水ポンプ

台数 2

容量 約 300m<sup>3</sup>/h/台

全揚程 約 75m

##### b. 大型送水ポンプ車

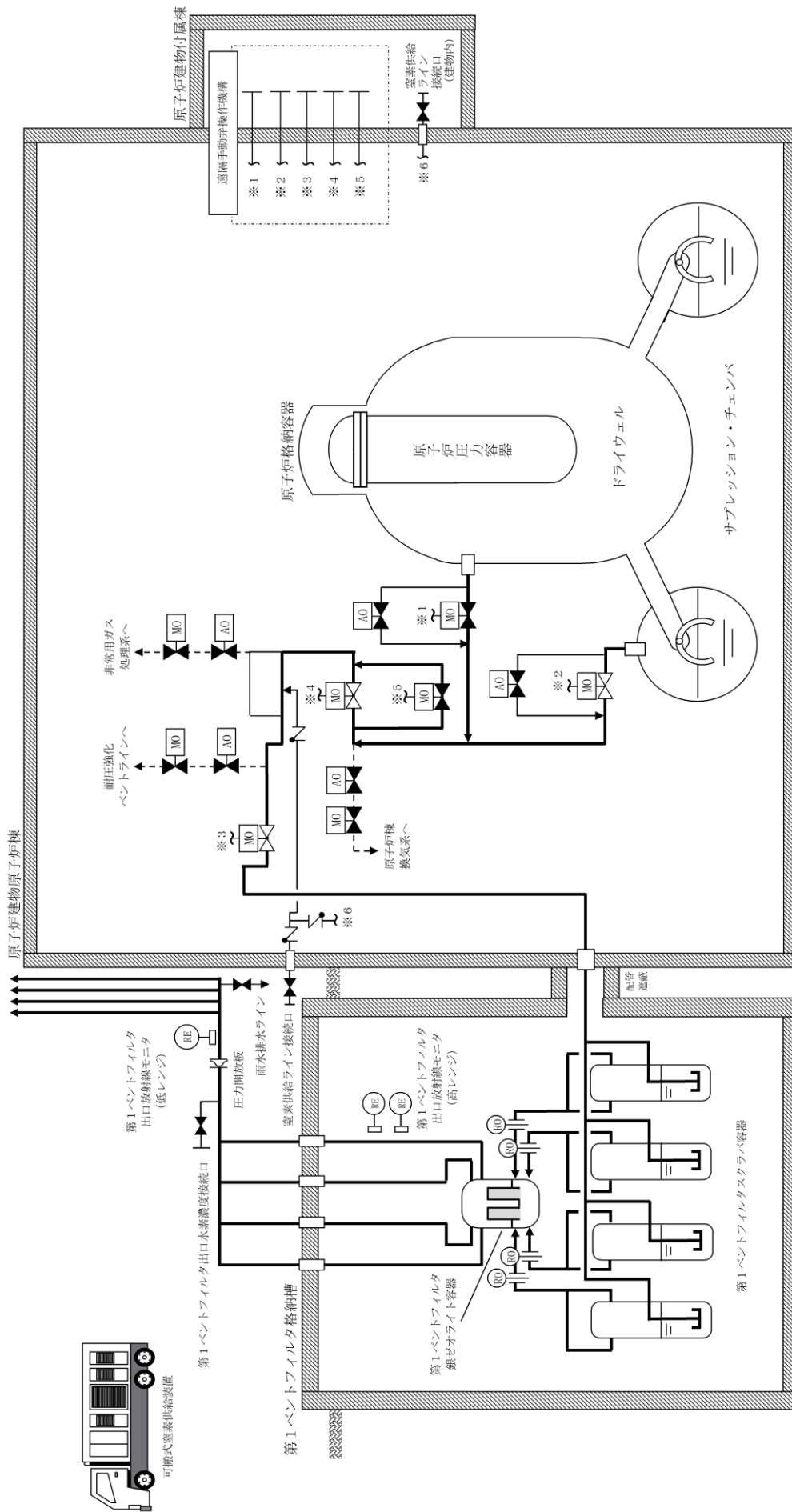
兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

台数 2 (予備 1)

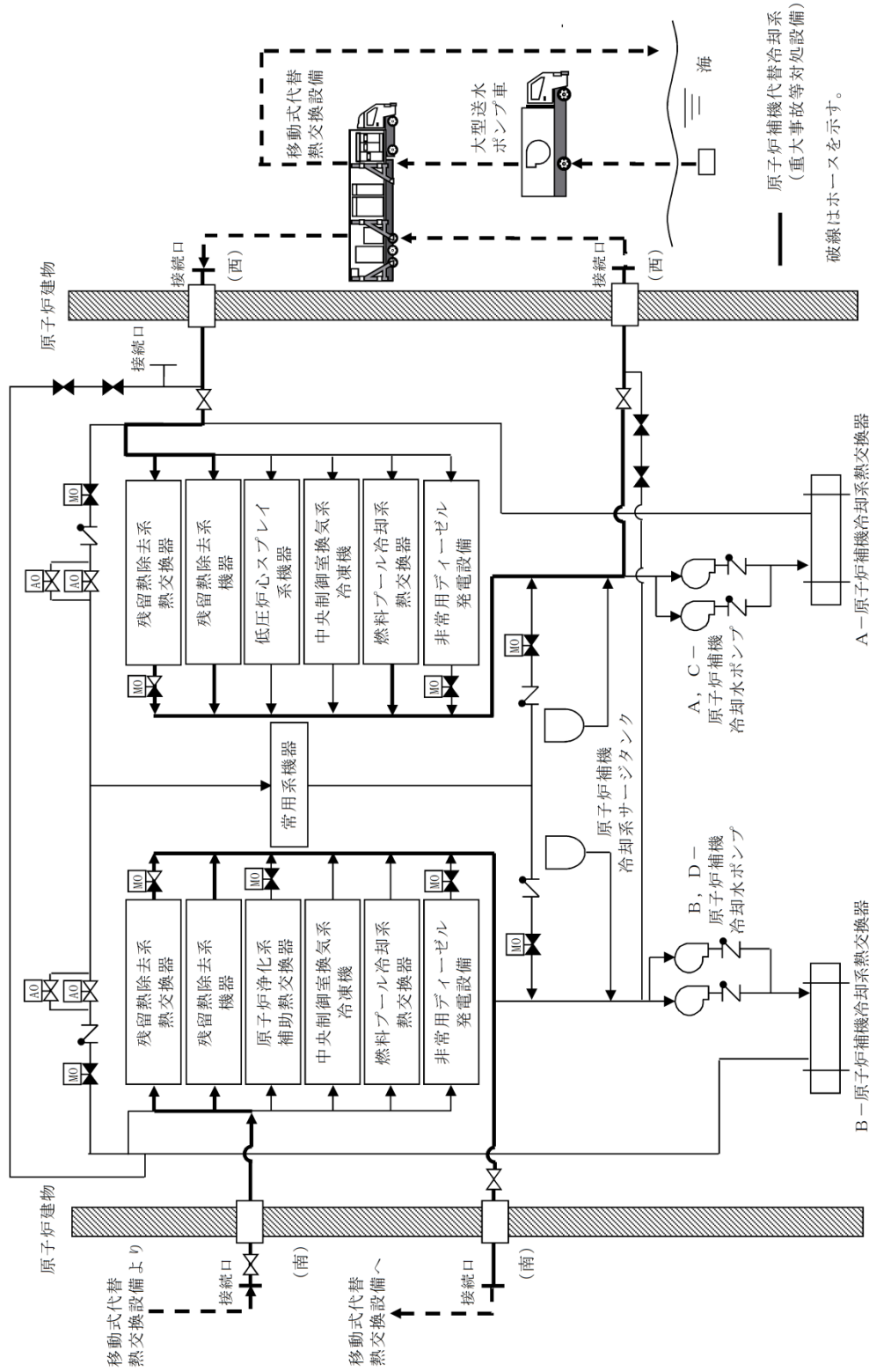
容量 約 1,800m<sup>3</sup>/h/台

吐出圧力 1.2MPa [gage]

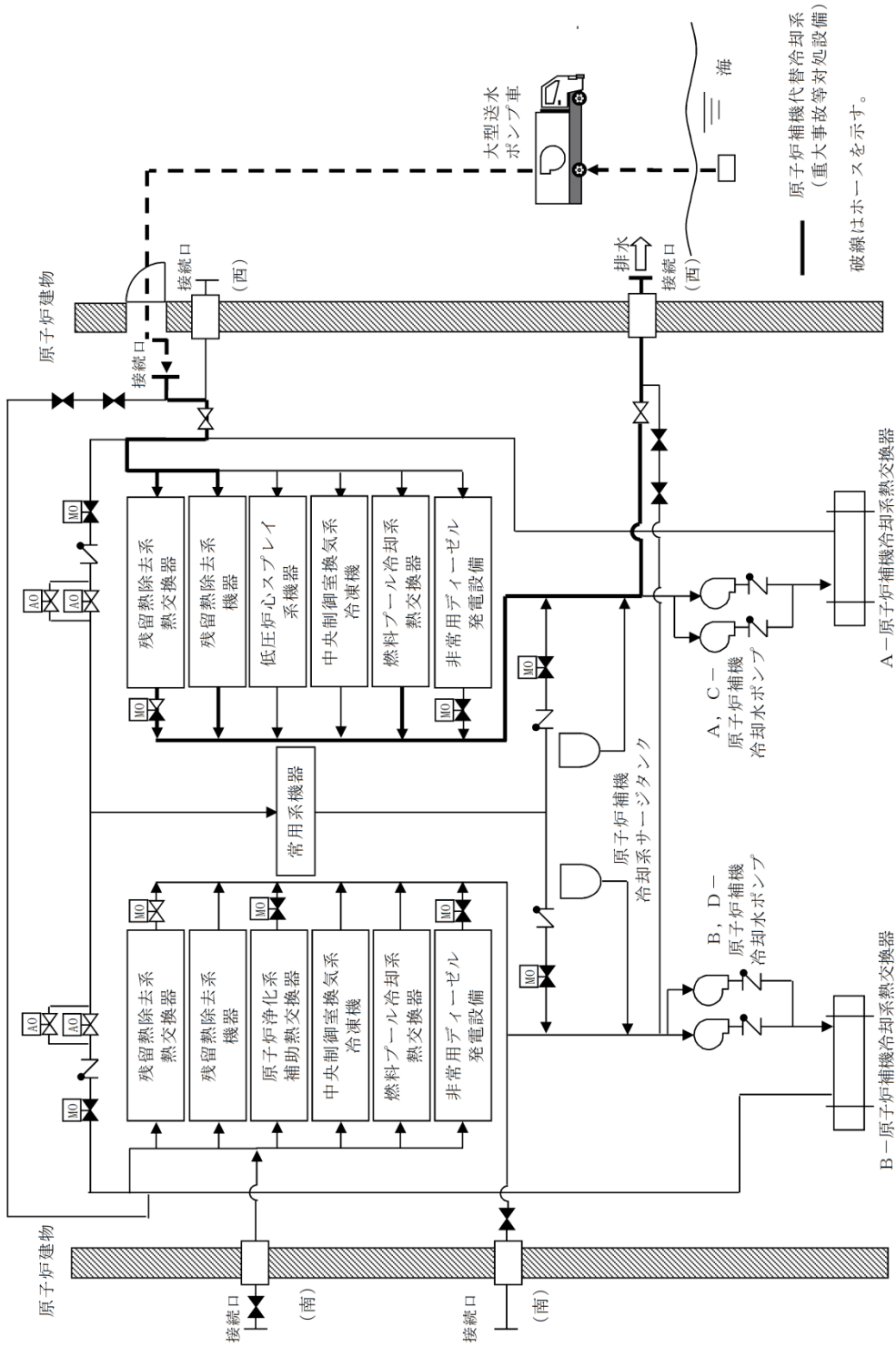


第3.5-1 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）





第3.5-2 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (原子炉補機代替冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱)



第 3.5-3 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (原子炉補機代替冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱) (屋内の接続口を使用)

### 3.5.1.2 重大事故等対処設備(設計基準拡張)

#### 3.5.1.2.1 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)

原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用する。原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)は、燃料プール冷却系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系及び非常用交流電源設備に冷却水を供給する設計とする。

原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)は、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)の主要機器仕様を第3.5-2表に、系統概要図を第3.5-4図に示す。

#### 3.5.1.2.1.1 悪影響防止

基本方針については「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 3.5.1.2.1.2 容量等

基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機海水ポンプ及び原子炉補機冷却系熱交換器は、設計基準事故時の最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

#### 3.5.1.2.1.3 環境条件等

基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却系熱交換器は、原子炉建物附属棟内に設置、原子炉補機冷却海水ポンプは屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

原子炉補機冷却系熱交換器の海水通水側及び原子炉補機海水ポンプは、使用時に常時海水を通水するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

#### 3.5.1.2.1.4 操作性の確保

基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等

対処設備（設計基準拡張）として使用する。原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

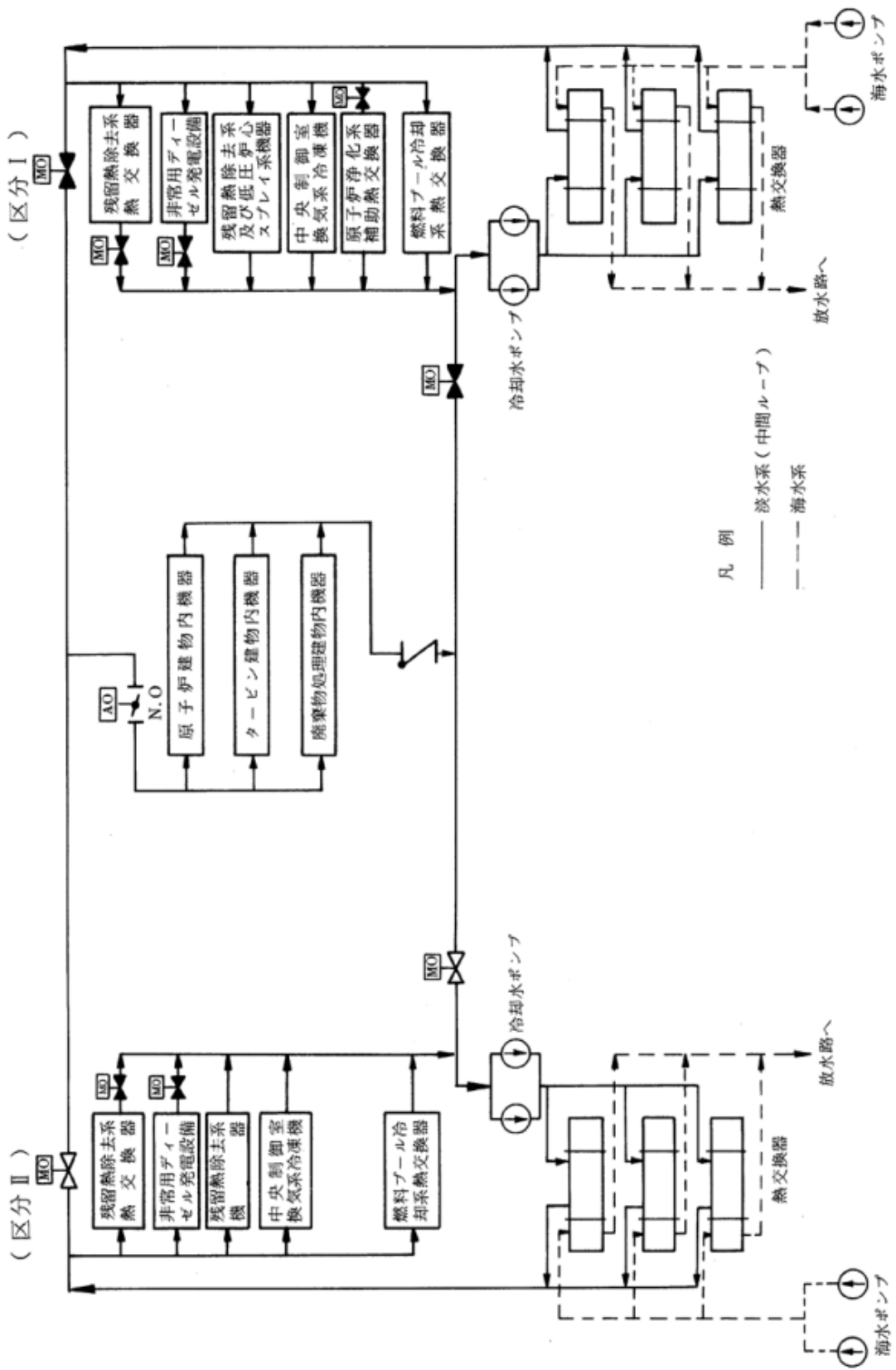
#### 3.5.1.2.1.5 試験検査

基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機海水ポンプ及び原子炉補機冷却系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.5-2 表 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） 主要機器仕様

原子炉補機冷却水ポンプ 台数 容量	各区分について 2 約 1,700m <sup>3</sup> /h/台
原子炉補機海水ポンプ 台数 容量	各区分について 2 約 2,000m <sup>3</sup> /h/台
原子炉補機冷却系熱交換器 基数 伝熱容量	各区分について 3 約 10MW/基 (海水温度 30°Cにおいて)



第 3.5-4 図 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) 系統概要図

#### 3.5.1.2.2 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）

高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、高圧炉心スプレイ系及び非常用交流電源設備に冷却水を供給する設計とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）の主要機器仕様を第 3.5-3 表に、系統概要図を第 3.5-5 図に示す。

##### 3.5.1.2.2.1 悪影響防止

基本方針については「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

##### 3.5.1.2.2.2 容量等

基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は、設計基準事故時の原子炉補機冷却系区分Ⅲと兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

##### 3.5.1.2.2.3 環境条件等

基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は原子炉建物付属棟内に設置、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の海水通水側及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、使用時に常時海水を通水するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

##### 3.5.1.2.2.4 操作性の確保

基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、想定

される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

#### 3.5.1.2.2.5 試験検査

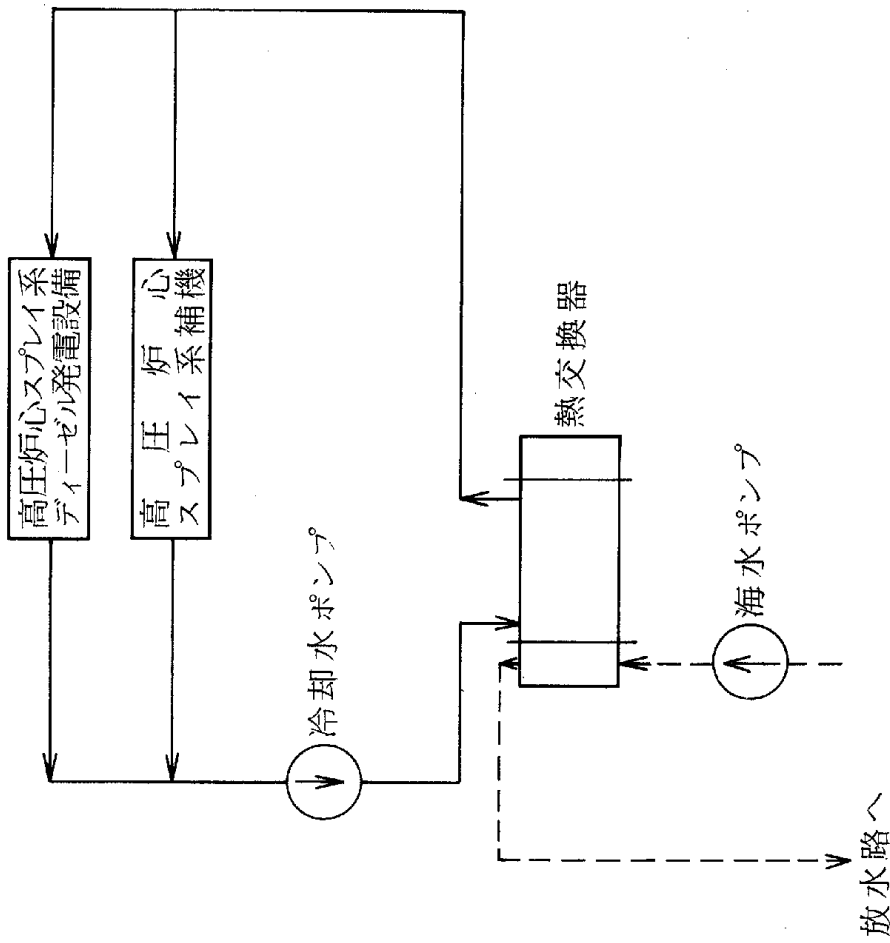
基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。



第 3.5-3 表 高圧炉心スプレィ補機冷却系(高圧炉心スプレィ補機海水系を含む。)  
主要機器仕様

高圧炉心スプレィ補機冷却水ポンプ 台数 容量	1 約 240m <sup>3</sup> /h/台
高圧炉心スプレィ補機海水ポンプ 台数 容量	1 約 340m <sup>3</sup> /h/台
高圧炉心スプレィ補機冷却系熱交換器 基数 伝熱容量	1 約 2.67MW/基 (海水温度 30°Cにおいて)



凡 例

—— 淡水系（中間ループ）

----- 海水系

第3.5-5 図 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。） 系統概要図

### 3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】

#### 【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)

第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。

3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。

(解釈)

1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。

2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設である、BWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。

3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。

b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。

ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられ

ていること。

- iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器(例えばSGTS)や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。
  - iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。
  - v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
  - vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。
  - vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク(原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの)を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。
  - viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。
  - ix) 使用後に高線量となるフィルタ等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。
- 4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。

### 3.7.1 適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の系統概要図を第 3.7-1 図から第 3.7-3 図に記載する。

#### 3.7.1.1 重大事故等対処設備

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、残留熱代替除去系を設ける。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、格納容器フィルタベント系を設ける。

##### (1) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、残留熱代替除去系を使用する。

残留熱代替除去系は、残留熱代替除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、残留熱代替除去ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに、ベント管を経て、サブプレッション・チェンバに戻ることで循環する。

残留熱代替除去系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は、残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車により冷却できる設計とする。

原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器を搭載した移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、移動式代替熱交換設備を屋外の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車を屋内の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系に海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

大型送水ポンプ車の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油

タンク, 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。主要な設備は, 以下のとおりとする。

- ・ 残留熱代替除去ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 移動式代替熱交換設備
- ・ 大型送水ポンプ車
- ・ サプレッション・チェンバ (3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備)
- ・ 常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・ 代替所内電気設備 (3.14 電源設備)
- ・ 燃料補給設備 (3.14 電源設備)

残留熱代替除去系の流路として, 残留熱除去系の配管, 弁, ストレーナ及び低圧原子炉代替注水系の配管及び弁並びに格納容器スプレイ・ヘッダを重大事故等対処設備として使用する。

原子炉補機代替冷却系の流路として, 原子炉補機冷却系の配管, 弁及びサージタンク並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他, 設計基準対象施設である原子炉圧力容器及び原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

その他, 設計基準事故対処設備である非常用取水設備の取水口, 取水管及び取水槽を重大事故等対処設備として使用する。

## (2) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において, 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として, 格納容器フィルタベント系を使用する。

格納容器フィルタベント系は, 第1ベントフィルタスクラバ容器, 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器, 圧力開放板, 遠隔手動弁操作機構, 配管・弁類, 計測制御装置等で構成し, 原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して, 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き, 放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで, 排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ, 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

第1ベントフィルタスクラバ容器は4個を並列に設置し, 排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去できる設計とする。また, 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は, 排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。

本系統はサプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し, いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレ

ッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ドライウェル床面からの高さを確保するとともに燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とする。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器フィルタベント系の使用後に再度、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用とする。

格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構によって人力による操作が可能な設計とする。

遠隔手動弁操作機構の操作場所は、原子炉建物付属棟内とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、放射線防護を考慮した設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。

系統内に設ける圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器等は、第1ベントフィルタ格納槽内に設置し、第1ベントフィルタスクラバ容器等の周囲には遮蔽体を設け、格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・第1ベントフィルタスクラバ容器
- ・第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器
- ・圧力開放板
- ・遠隔手動弁操作機構
- ・常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・可搬型代替交流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・常設代替直流電源設備 (3.14 電源設備)

- ・可搬型直流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・代替所内電気設備 (3.14 電源設備)

本システムの流路として、窒素ガス制御系、非常用ガス処理系及び格納容器フィルタベント系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様を第3.7-1表に示す。

原子炉圧力容器については、「3.20 原子炉圧力容器」に記載する。

サプレッション・チェンバについては、「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に記載する。

原子炉格納容器については、「3.21 原子炉格納容器」に記載する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備については、「3.14 電源設備」に記載する。

非常用取水設備については、「3.23 非常用取水設備」に記載する。

#### 3.7.1.1.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。

残留熱代替除去系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。

格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との離隔を考慮した設計とする。

残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物付属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建物原子炉棟内に設置し、



格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については「3.14 電源設備」に記載する。

#### 3.7.1.1.2 悪影響防止

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

残留熱代替除去系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、サプレッション・チェンバのプール水に含まれる放射性物質の系外放出を防止するため、残留熱代替除去系は閉ループにて構成する設計とする。

残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系は、通常時は移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉補機冷却系（区分Ⅰ、Ⅱ）と原子炉補機代替冷却系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器フィルタベント系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、格納容器フィルタベント系は、重大事故等時の排出経路と非常用ガス処理系、原子炉棟換気系の他系統及び機器との間に隔離弁を直列に2個設置し、格納容器フィルタベント系使用時に確実に隔離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 3.7.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な原子炉圧力容器へ

の注水流量及び原子炉格納容器へのスプレイ流量を有する設計とする。

残留熱代替除去系の残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系と兼用しており、設計基準事故対処設備としての伝熱容量が、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉補機代替冷却系での圧力損失を考慮しても原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を除去するために屋外の接続口を使用する場合は、必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備1セット1台と大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。また、屋内の接続口を使用する場合は、大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。移動式代替熱交換設備の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。大型送水ポンプ車の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

また、原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱と燃料プール冷却系による燃料プールの除熱に使用するため、各系統の必要な流量を確保できる容量を有する設計とする。

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器内を減圧させるため、原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、格納容器フィルタベント系での圧力損失を考慮しても十分な排出流量を有する設計とする。

第1ベントフィルタスクラバ容器は4個を並列に設置し、第1ベントフィルタスクラバ容器1個当たりの排出流量を同等とする設計とする。

第1ベントフィルタスクラバ容器は、想定される重大事故等時において、粒子状放射性物質に対する除去効率が99.9%以上確保できる設計とする。また、スクラビング水の待機時の薬物添加濃度は、想定される重大事故等時のスクラビング水のpH値の低下を考慮しても、無機よう素に対する除去効率が99%以上確保できるpH値を維持できる設計とする。

第1ベントフィルタスクラバ容器の金属フィルタは、想定される重大事故等時において、金属フィルタに流入するエアロゾル量に対して十分な容量を有する設計とする。

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の銀ゼオライト吸着層は、想定される排気ガスの流量に対して、有機よう素に対する除去効率が98%以上となるために必要な排気ガス滞留時間を確保できる吸着層の厚さを有する設計とする。

圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子

炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

#### 3.7.1.1.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

残留熱代替除去ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

残留熱代替除去系の残留熱除去系熱交換器は原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

残留熱代替除去系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室から遠隔で可能な設計とする。

残留熱代替除去系運転後における弁の操作は、配管等の周囲の線量を考慮して、中央制御室又は離れた場所から遠隔で可能な設計とする。

残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

大型送水ポンプ車と移動式代替熱交換設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

移動式代替熱交換設備の海水通水側及び大型送水ポンプ車は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。また、原子炉補機代替冷却系の淡水通水側は淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先して使用することで、設備への影響を考慮する。

残留熱代替除去系運転後における配管等の周囲の線量低減のため、フラッシングが可能な設計とする。

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は第1ベントフィルタ格納槽内に、遠隔手動弁操作機構（操作部を除く。）は原子炉建物原子炉棟内に、遠隔手動弁操作機構（操作部）は原子炉建物付属棟内に、圧力開放板は屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

格納容器フィルタベント系の排出経路に設置される隔離弁の操作は、原子炉建物付属棟内への遠隔手動弁操作機構の設置及び必要に応じた遮蔽材の設置により、想定される重大事故等時において、離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。

また、排出経路に設置される隔離弁については、中央制御室から操作が可能な設計とする。

#### 3.7.1.1.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

残留熱代替除去系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

残留熱代替除去ポンプ及び系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

また、残留熱代替除去系の運転中に残留熱除去系ストレーナが閉塞した場合においては、逆洗操作が可能な設計とする。

残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、中央制御室の操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続する接続口については、フランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。

大型送水ポンプ車と移動式代替熱交換設備との接続は、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

格納容器フィルタベント系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁には、炉心の著しい損傷が発生した場合において、現場において人力で弁の操作ができるよう、遠隔手動弁操作機構を設置するとともに、操作場所は原子炉建物付属棟内とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。

また、排出経路に設置される隔離弁については、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

#### 3.7.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

残留熱代替除去系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁の開閉動作の確認

が可能な設計とする。また、残留熱代替除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備の移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。

また、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

格納容器フィルタベント系は、発電用原子炉の停止中に排出経路の隔離弁の開閉動作及び漏えいの確認が可能な設計とする。

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器は、発電用原子炉の停止中に内部構造物の外観の確認が可能な設計とする。

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、発電用原子炉の停止中に内部構造物の外観の確認及び内部に設置されている銀ゼオライト試験片を用いた性能の確認が可能な設計とする。

圧力開放板は、発電用原子炉の停止中に取替えが可能な設計とする。

### 第 3.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器 仕様

#### (1) 残留熱代替除去系

##### a. 残留熱代替除去ポンプ

台数 : 1 (予備 1)  
容量 : 約 150m<sup>3</sup>/h/台  
全揚程 : 約 70m

##### b. 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

###### ・残留熱除去系

基数 : 1  
伝熱容量 : 約 9.1MW

##### c. 移動式代替熱交換設備

第3.5-1表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要仕様に記載する。

##### d. 大型送水ポンプ車

第 3.5-1 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要仕様に記載する。

#### (2) 格納容器フィルタベント系

##### a. 第 1 ベントフィルタスクラバ容器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数 4  
系統設計流量 約9.8kg/s  
放射性物質除去効率 99.9%以上 (粒子状放射性物質に対して)  
99%以上 (無機よう素に対して)

###### 材 料

スクラビング水 水酸化ナトリウム水溶液  
(pH 13 以上)

金属フィルタ ステンレス鋼

##### b. 第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数 1  
系統設計流量 約9.8kg/s

放射性物質除去効率 98%以上（有機よう素に対して）

材 料 銀ゼオライト

c. 圧力開放板

兼用する設備は以下のとおり。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数 1

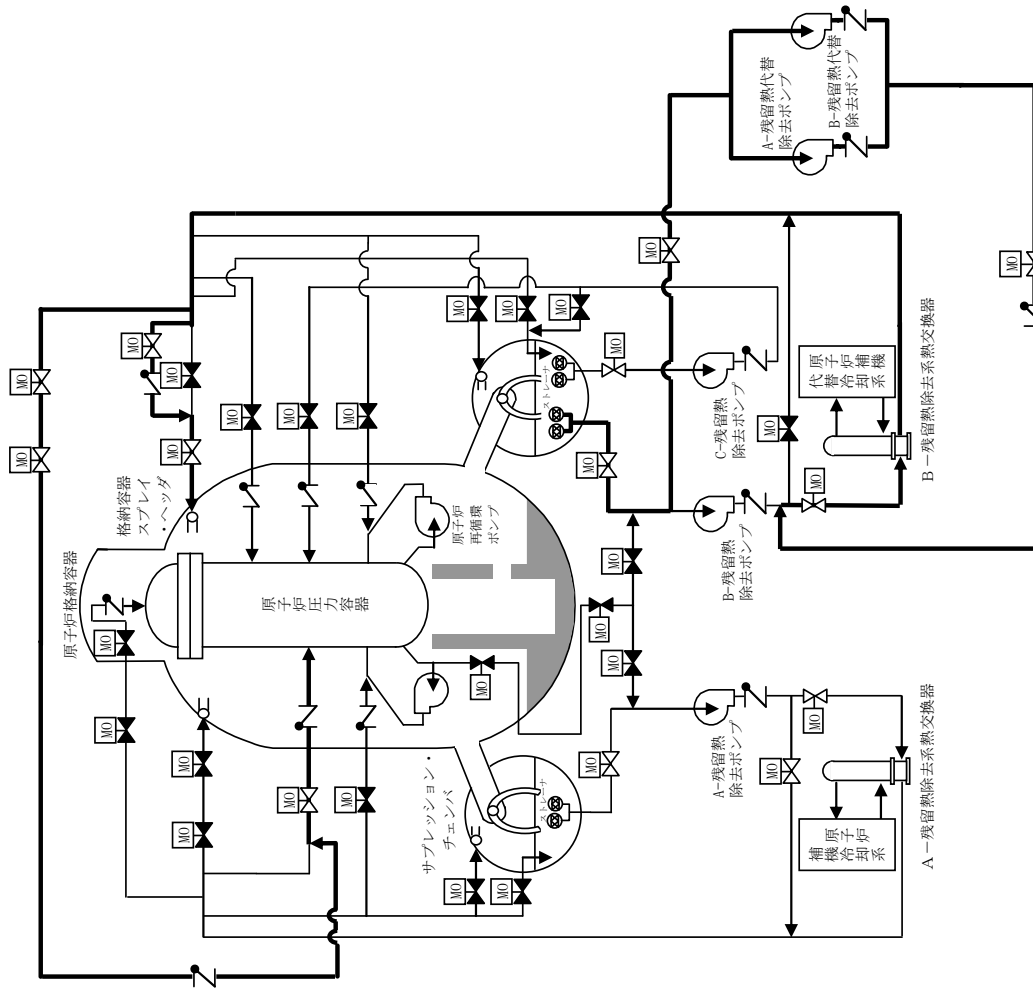
設定破裂圧力 約80kPa [gage]

d. 遠隔手動弁操作機構

兼用する設備は以下のとおり。

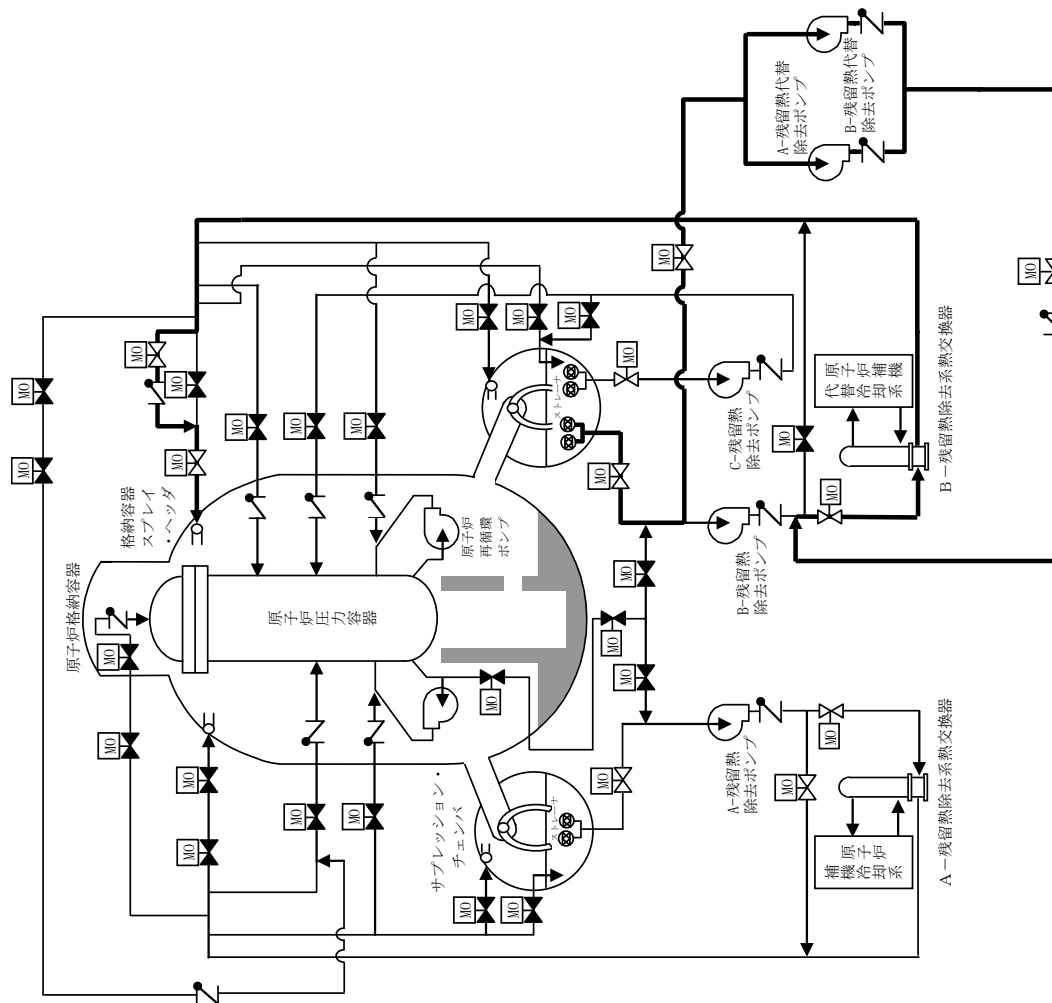
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

個 数 5



第 3.7-1 図(1) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (残留熱代替除去系による原子炉格納容器の減圧及び除熱 (原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレーを実施する場合))

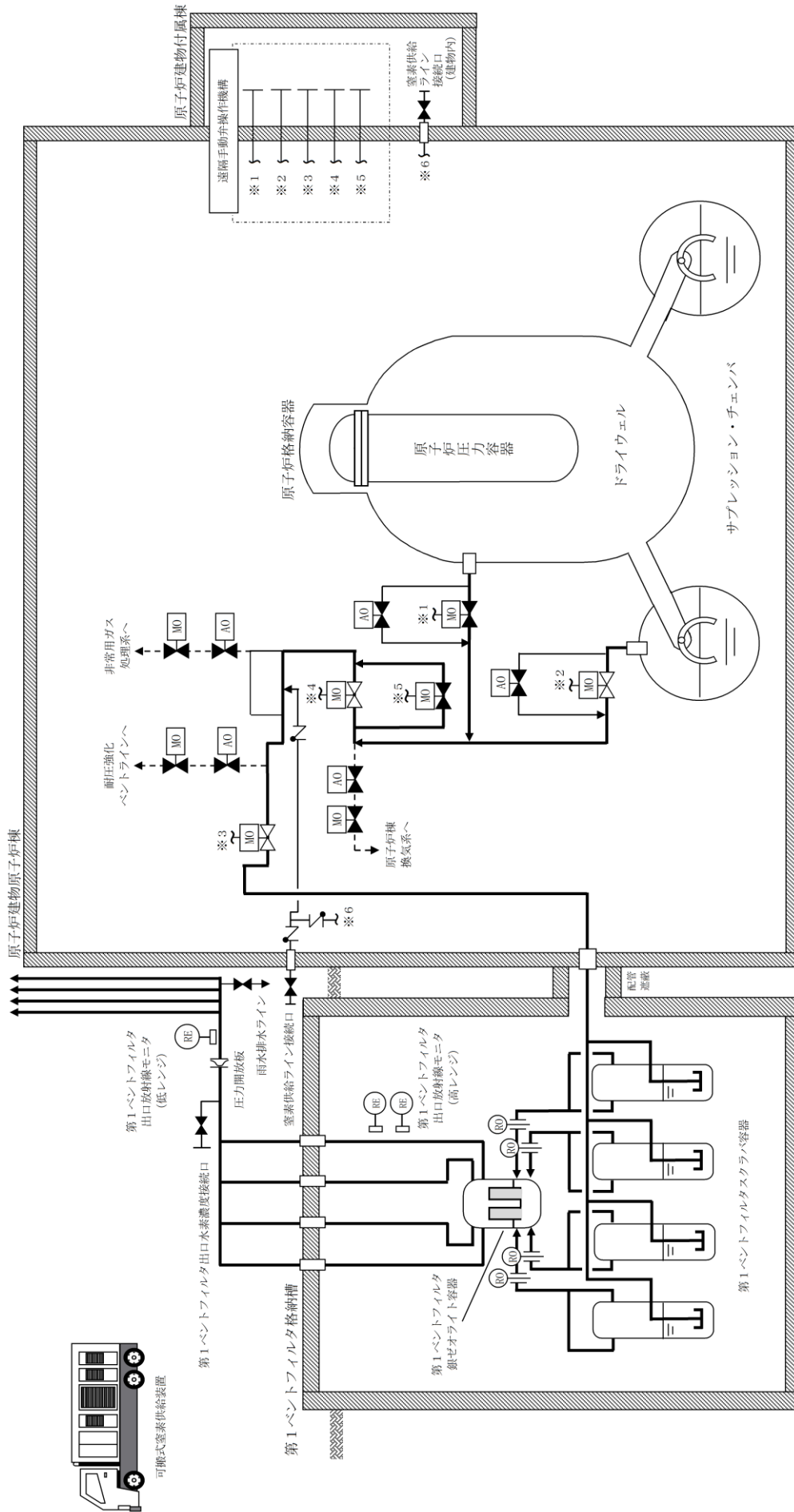




第 3.7-1 図(2) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (残留熱代替除去系による原子炉格納容器の減圧及び除熱 (原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器へのスプレッドを実施する場合))







第3.7-3 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器の減圧及び除熱)

### 3.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備【51条】

#### 【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備)

第五十一条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第51条に規定する「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。

a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

i) 原子炉格納容器下部注水設備(ポンプ車及び耐圧ホース等)を整備すること。(可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。)

ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。(ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。)

b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

### 3.8.1 適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

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

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の系統概要図を第 3.8-1 図から第 3.8-7 図に示す。

#### 3.8.1.1 重大事故等対処設備

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止できるよう、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための設備として、ペDESTAL代替注水系（常設）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を設ける。

また、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合に、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を抑制するための設備として、コリウムシールドを設ける。

##### (1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備

###### a. ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、ペDESTAL代替注水系（常設）を使用する。

ペDESTAL代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッダからドライウェル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ流入し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

また、コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・低圧原子炉代替注水ポンプ
- ・コリウムシールド
- ・低圧原子炉代替注水槽（3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給

設備)

- ・常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・可搬型代替交流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・代替所内電気設備 (3.14 電源設備)

本系統の流路として、残留熱除去系の配管及び弁、格納容器スプレー・ヘッドを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

b. ペDESTAL代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、ペDESTAL代替注水系 (可搬型) を使用する。

ペDESTAL代替注水系 (可搬型) は、大量送水車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水をペDESTAL代替注水系を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

ペDESTAL代替注水系 (可搬型) は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

ペDESTAL代替注水系 (可搬型) は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。

また、コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・大量送水車
- ・コリウムシールド
- ・常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・可搬型代替交流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・代替所内電気設備 (3.14 電源設備)
- ・燃料補給設備 (3.14 電源設備)

本系統の流路として、ホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備と

して使用する。

- c. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水  
原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を使用する。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を經由して格納容器スプレイ・ヘッダからドライウェル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ流入し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

本系統の詳細については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に記載する。

また、コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。

## (2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

- a. 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（常設）を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

本系統の詳細については、「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

- b. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

本系統の詳細については、「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

- c. 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、高圧原子炉代替注水系を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器



へのほう酸水注入と並行して行う。

本系統の詳細については、「3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

d. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を使用する。なお、この場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び高圧原子炉代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行して行う。

本系統の詳細については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。

原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備の主要機器仕様を第3.8-1表に示す。

大量送水車、低圧原子炉代替注水槽については、「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に記載する。

原子炉格納容器については、「3.21 原子炉格納容器」に記載する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備については、「3.14 電源設備」に記載する。

#### 3.8.1.1.1 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設），ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし，ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車をディーゼルエンジンによる駆動とすることで，多様性を有する設計とする。

ペDESTAL代替注水系（常設）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，ペDESTAL代替注水系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また，ペDESTAL代替注水系（常設）は低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで，代替淡水源を水源とするペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）に対して，異なる水源を有する設計とする。

更に，ペDESTAL代替注水系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は，格納容器スプレイ・ヘッダによるドライウェル内へのスプレイにより原子炉格納容器下部へ注水することで，原子炉格納容器下部に直接注水するペDESTAL代替注水系（可搬型）の流路に対して独立性を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプは，原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し，大量送水車は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

大量送水車の接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって，ペDESTAL代替注水系（常設）並びにペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は，互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多重性又は多様性及び独立性，位置的分散については「3.14 電源設

備」に記載する。

#### 3.8.1.1.2 悪影響防止

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）は，通常時は弁により他の系統と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）は，通常時は大量送水車を接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は，輪留めによる固定等を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

コリウムシールドは，他の設備と独立して設置することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，コリウムシールドは，スリットを設けることで，原子炉格納容器下部に設置されているドライウェル床ドレンサンプの原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えい検出機能に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 3.8.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量を有する設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）の大量送水車は，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量を有するものを1セット1台使用する。保有数は，2セット2台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

コリウムシールドは，原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心が，ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへ流入することを抑制するために必要な厚さを有する設計とする。

#### 3.8.1.1.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。低圧原子炉代替注水ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

ペDESTAL代替注水系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

また、ペDESTAL代替注水系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）の大量送水車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。大量送水車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

コリウムシールドは、原子炉格納容器下部に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

#### 3.8.1.1.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）の大量送水車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

大量送水車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

大量送水車を接続する接続口については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。

#### 3.8.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁開閉動作の確認が可能な設計とする。また、

ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）の大量送水車は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに，分解又は取替えが可能な設計とする。また，大量送水車は，車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

コリウムシールドは，発電用原子炉の停止中に外観の確認が可能な設計とする。

### 第 3.8-1 表 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備の主要機器仕様

- (1) ペDESTAL代替注水系（常設）
  - a. 低圧原子炉代替注水ポンプ  
第 3.4-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。
  
- (2) ペDESTAL代替注水系（可搬型）
  - a. 大量送水車  
第 3.11-1 表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。
  
- (3) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）
  - a. 大量送水車  
第 3.11-1 表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。
  
- (4) コリウムシールド

材 質	ジルコニア
厚 さ	約 0.13m 以上
  
- (5) 低圧原子炉代替注水系（常設）
  - a. 低圧原子炉代替注水ポンプ  
第 3.4-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。
  
- (6) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）
  - a. 大量送水車  
第 3.11-1 表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。
  
- (7) 高圧原子炉代替注水系
  - a. 高圧原子炉代替注水ポンプ  
第 3.2-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

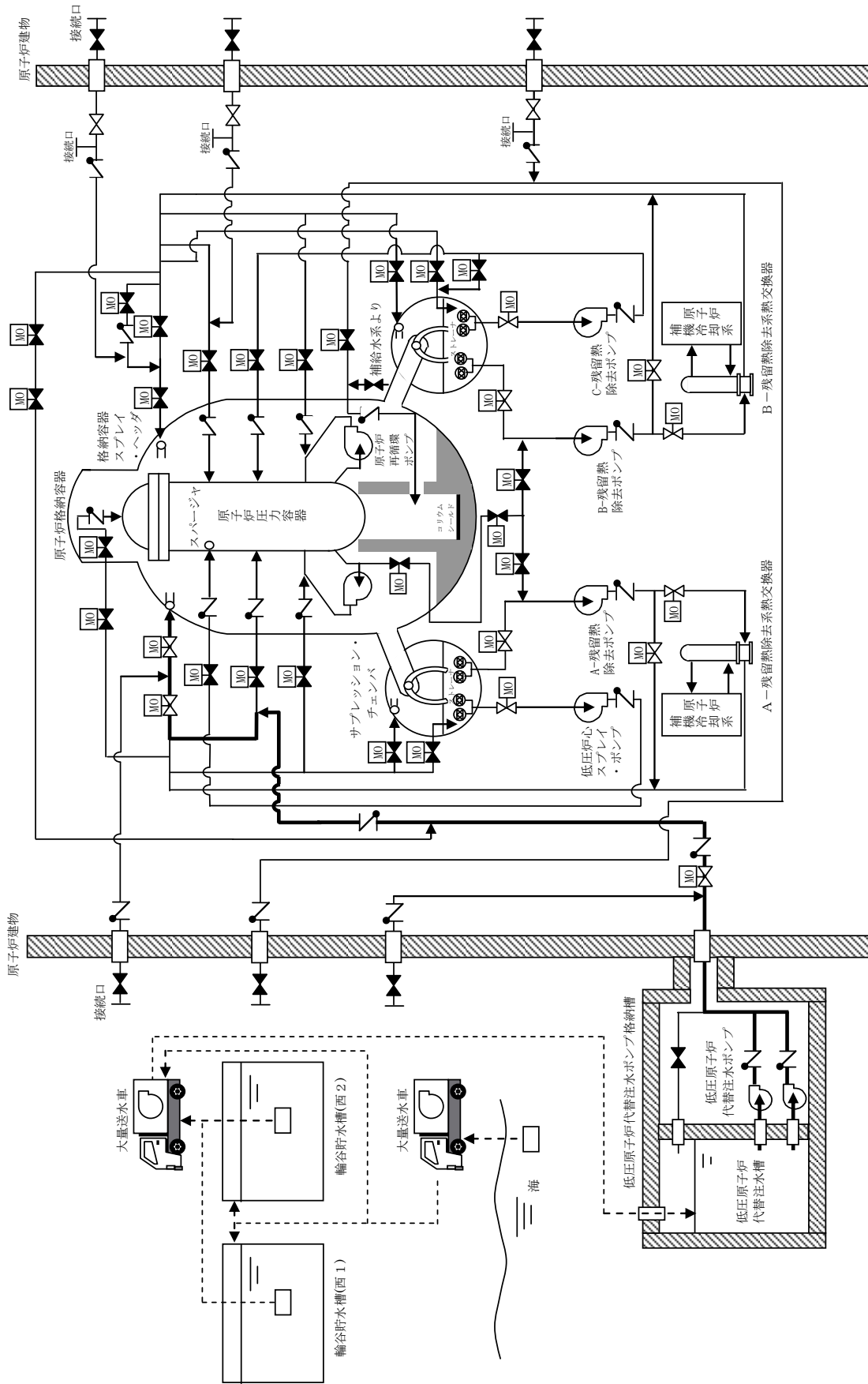
(8) ほう酸水注入系

a. ほう酸水注入ポンプ

第 3.1-1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様に記載する。

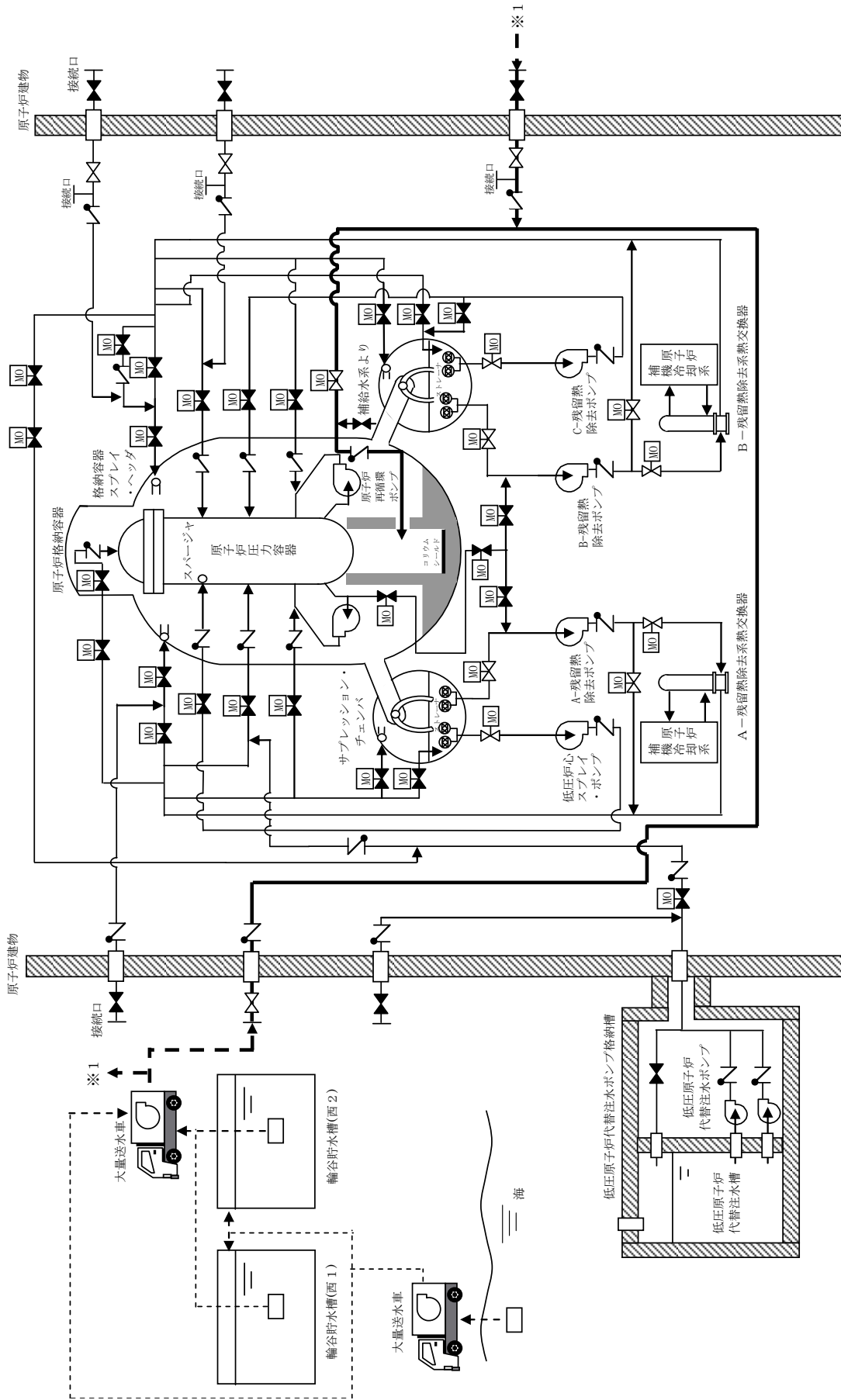
b. ほう酸水貯蔵タンク

第 3.1-1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様に記載する。

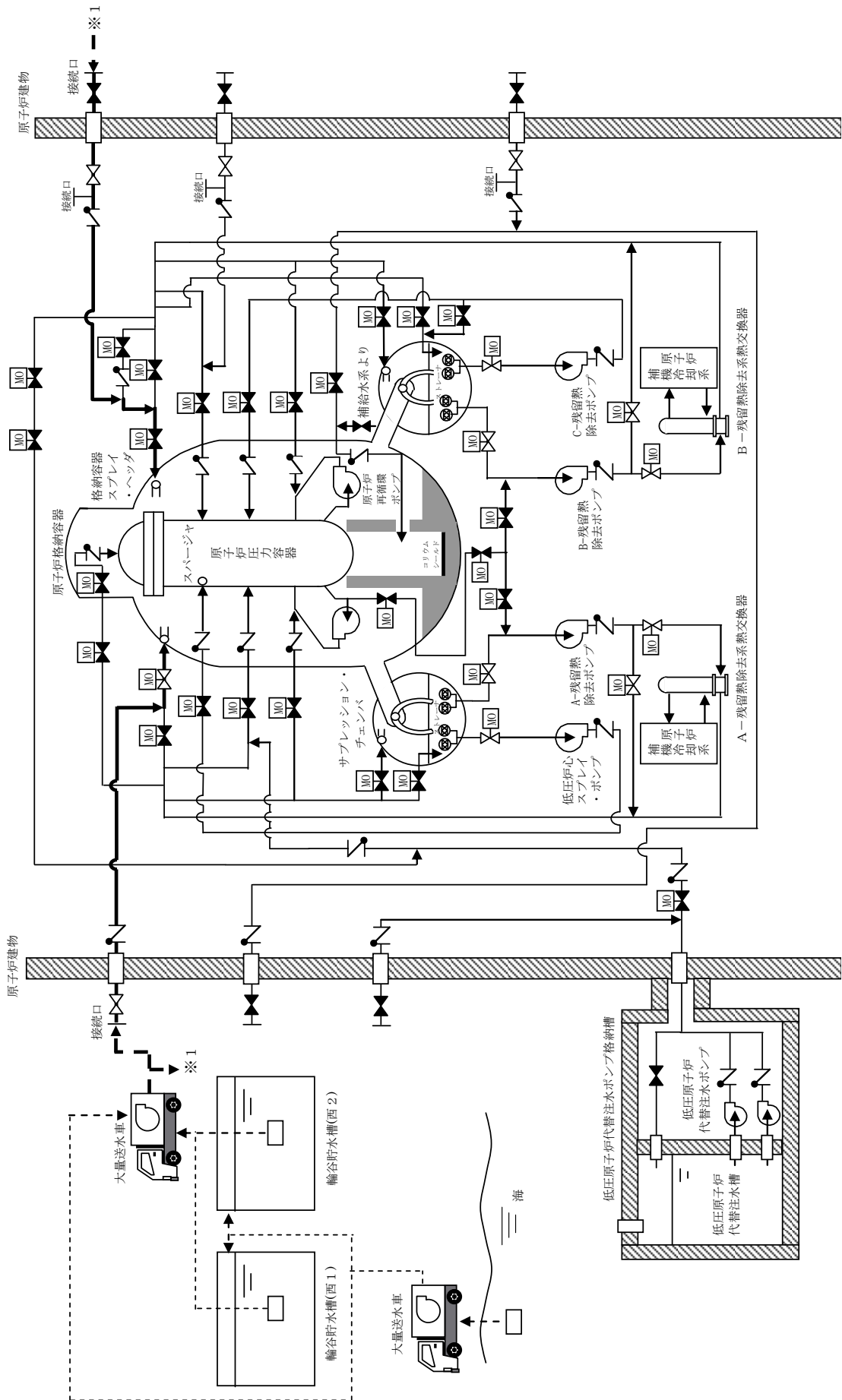


第 3.8-1 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図  
 (ペデスタル代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水)

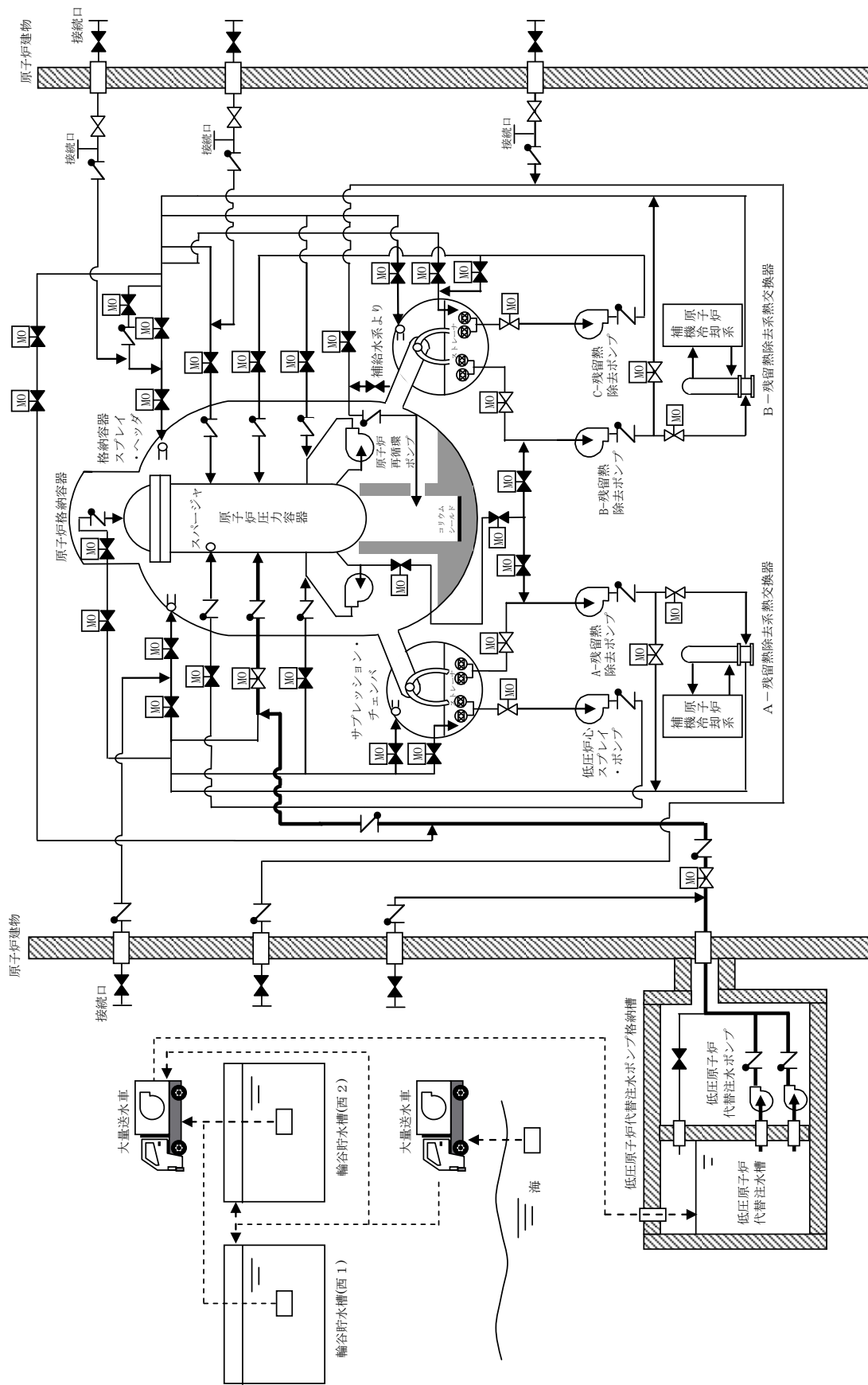




第 3.8-2 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図  
 (ペデスタル代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水)

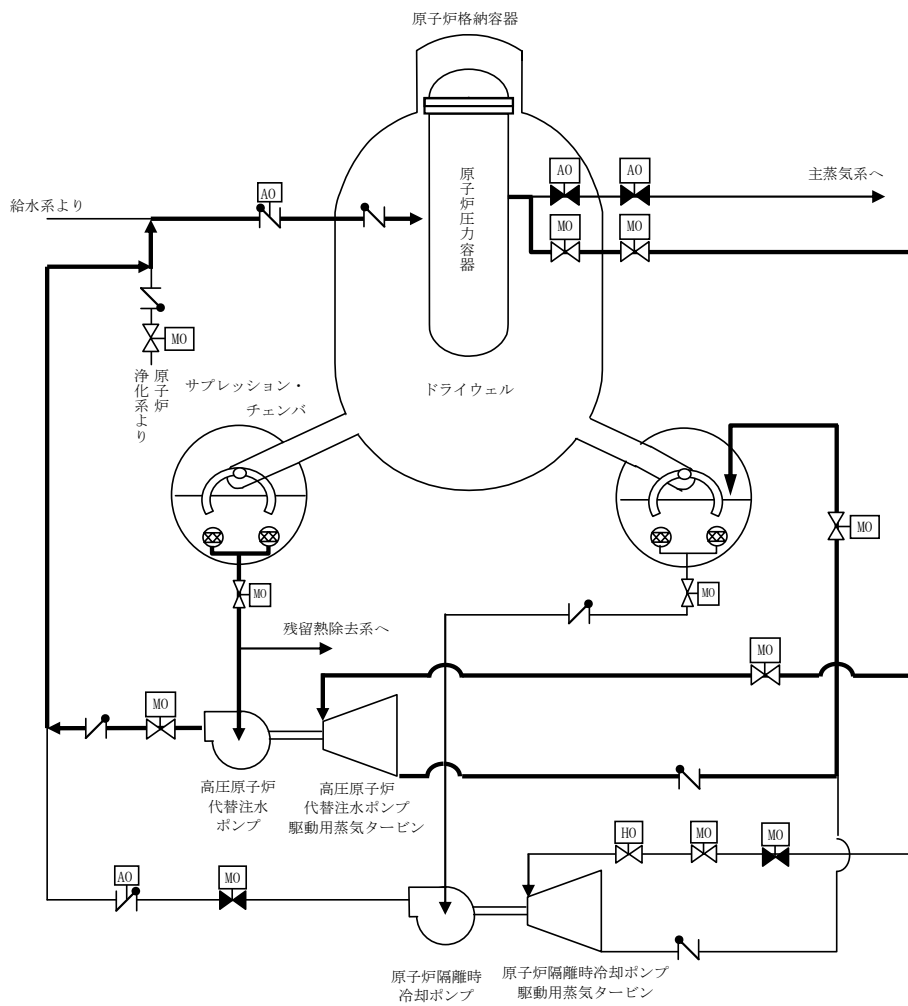


第 3.8-3 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図  
 (格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水)

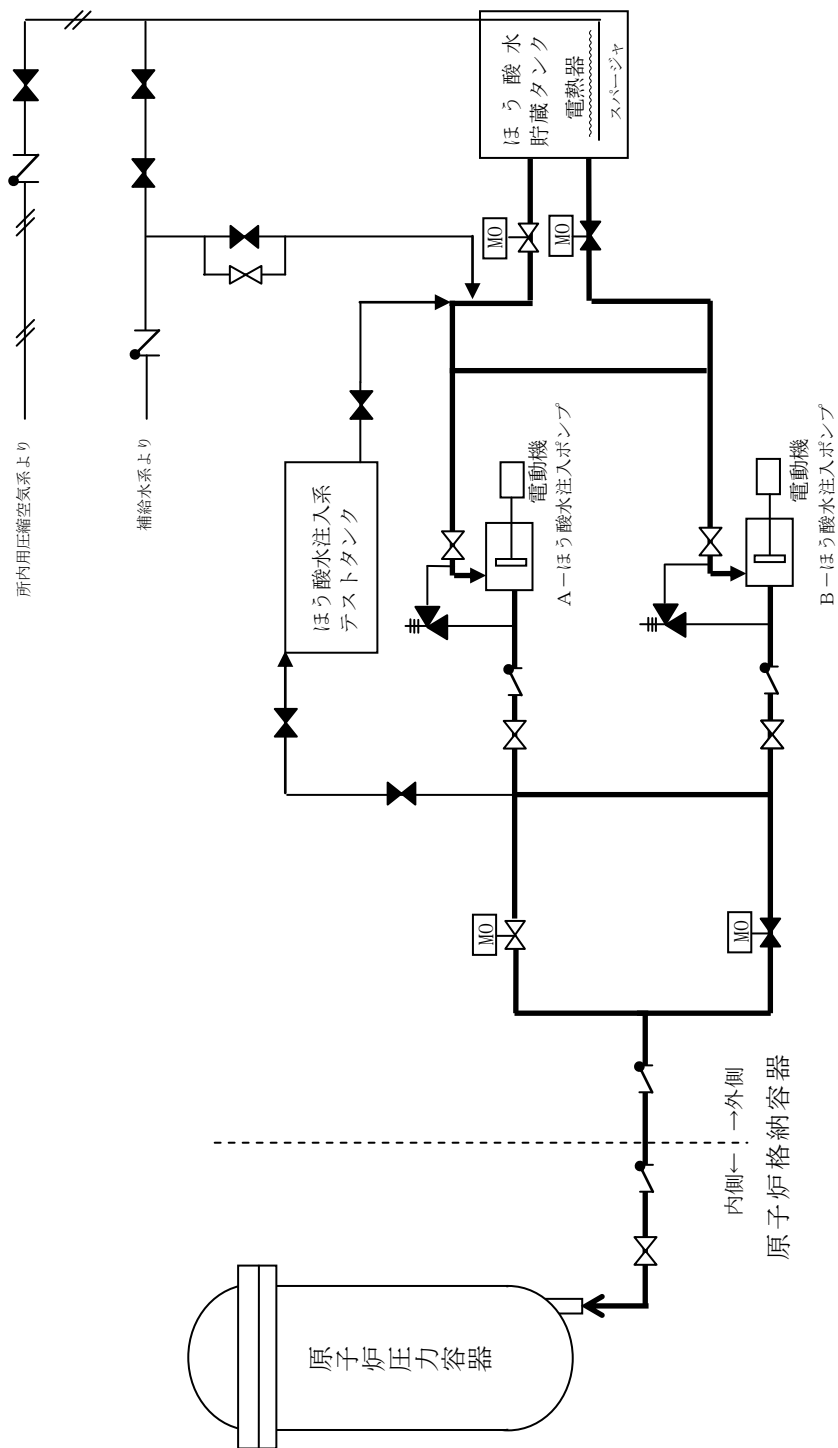


第 3.8-4 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図  
(低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉压力容器への注水)





第 3.8-6 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図  
 (高圧原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水)



第 3.8-7 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図  
(ほう酸水注入系による進展抑制)

### 3.9 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【52条】

#### 【設置許可基準規則】

(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備)

第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

<BWR>

a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。

<PWRのうち必要な原子炉>

b) 水素濃度制御設備を設置すること。

<BWR及びPWR共通>

c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。

d) 炉心の著しい損傷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設置すること。

e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

### 3.9.1 適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の系統概要図を第3.9-1図から第3.9-4図に示す。

#### 3.9.1.1 重大事故等対処設備

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、窒素ガス代替注入系を設ける。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備として、格納容器フィルタベント系を設ける。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を監視する設備として、水素濃度監視設備を設ける。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化する設計とする。

#### (1) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

##### a. 窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の不活性化

原子炉格納容器内を不活性化するための重大事故等対処設備として、窒素ガス代替注入系を使用する。

窒素ガス代替注入系は、可搬式窒素供給装置、配管・ホース・弁類等で構成し、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満にすることが可能な設計とする。

可搬式窒素供給装置は、付属のディーゼル発電機からの給電により駆動できる設計とし、燃料はガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬式窒素供給装置
- ・燃料補給設備（3.14 電源設備）



本系統の流路として、配管、弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

#### b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系を使用する。

格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、第1ベントフィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口水素濃度を設ける。また、放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定できるよう、第1ベントフィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設ける。第1ベントフィルタ出口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 第1ベントフィルタスクラバ容器
- ・ 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器
- ・ 圧力開放板
- ・ 第1ベントフィルタ出口水素濃度
- ・ 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・ 常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）

- ・可搬型代替交流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・代替所内電気設備 (3.14 電源設備)
- ・常設代替直流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・可搬型直流電源設備 (3.14 電源設備)

本系統の流路として、窒素ガス制御系、非常用ガス処理系及び格納容器フィルタベント系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

本系統のうち第1ベントフィルタ出口水素濃度及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)の詳細については、「3.15 計装設備」に記載し、その他系統の詳細については、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

## (2) 原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

### a. 格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)を使用する。

格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。

格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・格納容器水素濃度(SA)※<sup>1</sup>
- ・格納容器酸素濃度(SA)※<sup>1</sup>
- ・常設代替交流電源設備(3.14 電源設備)
- ・可搬型代替交流電源設備(3.14 電源設備)
- ・代替所内電気設備(3.14 電源設備)

※1：新設

### b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、格納容器水素濃度(B系)及び格納容器酸素濃度(B系)を使用する。

格納容器水素濃度(B系)及び格納容器酸素濃度(B系)は、炉心の著し

い損傷が発生した場合に、サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。なお、原子炉補機代替冷却系から冷却水を供給することにより、サンプリングガスを冷却できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 格納容器水素濃度（B系）※<sup>2</sup>
- ・ 格納容器酸素濃度（B系）※<sup>2</sup>
- ・ 常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（3.14 電源設備）

※<sup>2</sup>：既設CAMS

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の主要機器仕様を第3.9-1表に示す。

原子炉格納容器については、「3.21 原子炉格納容器」に記載する。

常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備については、「3.14 電源設備」に記載する。

#### 3.9.1.1.1 多様性, 位置的分散

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、屋外の保管場所に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。

格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）は、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる冷却方式とすることで多様性を有する設計とする。

格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）は、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、検出器の設置箇所の位置的分散を図る設計とする。

また、格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）は非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、サンプリングガスの冷却に必要な冷却水は、原子炉補機冷却系に対して多

様性を有する原子炉補機代替冷却系から供給が可能な設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については、「3.14 電源設備」に記載する。原子炉補機代替冷却系の多様性、位置的分散については、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に記載する。

#### 3.9.1.1.2 悪影響防止

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬式窒素供給装置は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬式窒素供給装置は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、他の設備と電気的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 3.9.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、想定される重大事故等時において、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内における水素ガス及び酸素ガスを排出する前までに、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満にするために必要な窒素供給容量を確保するため1セット1台使用する。保有数は、1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、その可燃限界濃度を測定できる設計とする。

#### 3.9.1.1.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬式窒素供給装置の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時

において、設置場所で可能な設計とする。

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）のサンプリング装置の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

#### 3.9.1.1.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。

可搬式窒素供給装置は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

可搬式窒素供給装置を接続する接続口については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、想定される重大事故等時において、中央制御室にて監視及びサンプリング装置の操作が可能な設計とする。

#### 3.9.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。

可搬式窒素供給装置は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）のサンプリング装置は、発電用原子炉の停止中に運転により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

第 3.9-1 表 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備  
の主要機器仕様

(1) 窒素ガス代替注入系

a. 可搬式窒素供給装置

台 数	1 (予備 1)
容 量	約 100m <sup>3</sup> /h[normal]/台

(2) 格納容器フィルタベント系

a. 第 1 ベントフィルタスクラバ容器

第 3.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

b. 第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器

第 3.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

c. 圧力開放板

第 3.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

d. 第 1 ベントフィルタ出口水素濃度

第 3.15-1 表 計装設備 (重大事故等対処設備) の主要機器仕様に記載する。

e. 第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

第 3.15-1 表 計装設備 (重大事故等対処設備) の主要機器仕様に記載する。

(3) 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備

a. 格納容器水素濃度 (S A)

第 3.15-1 表 計装設備 (重大事故等対処設備) の主要機器仕様に記載する。

b. 格納容器酸素濃度 (S A)

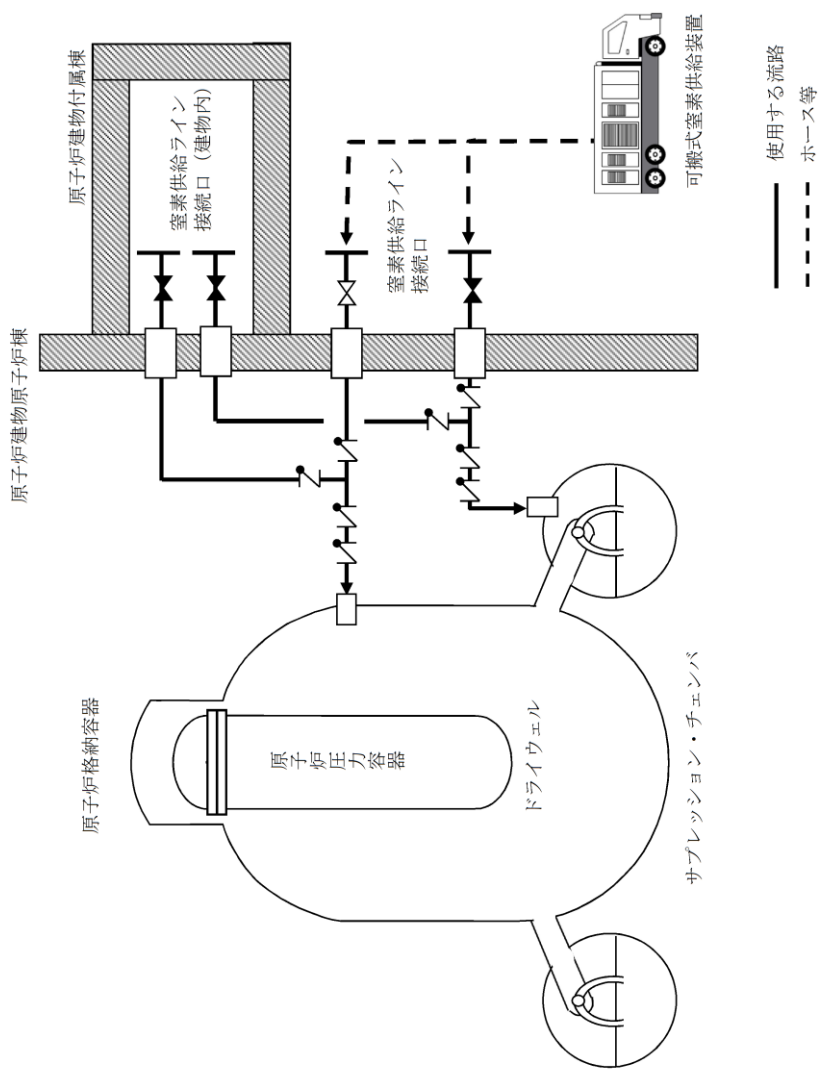
第 3.15-1 表 計装設備 (重大事故等対処設備) の主要機器仕様に記載する。

c. 格納容器水素濃度 (B 系)

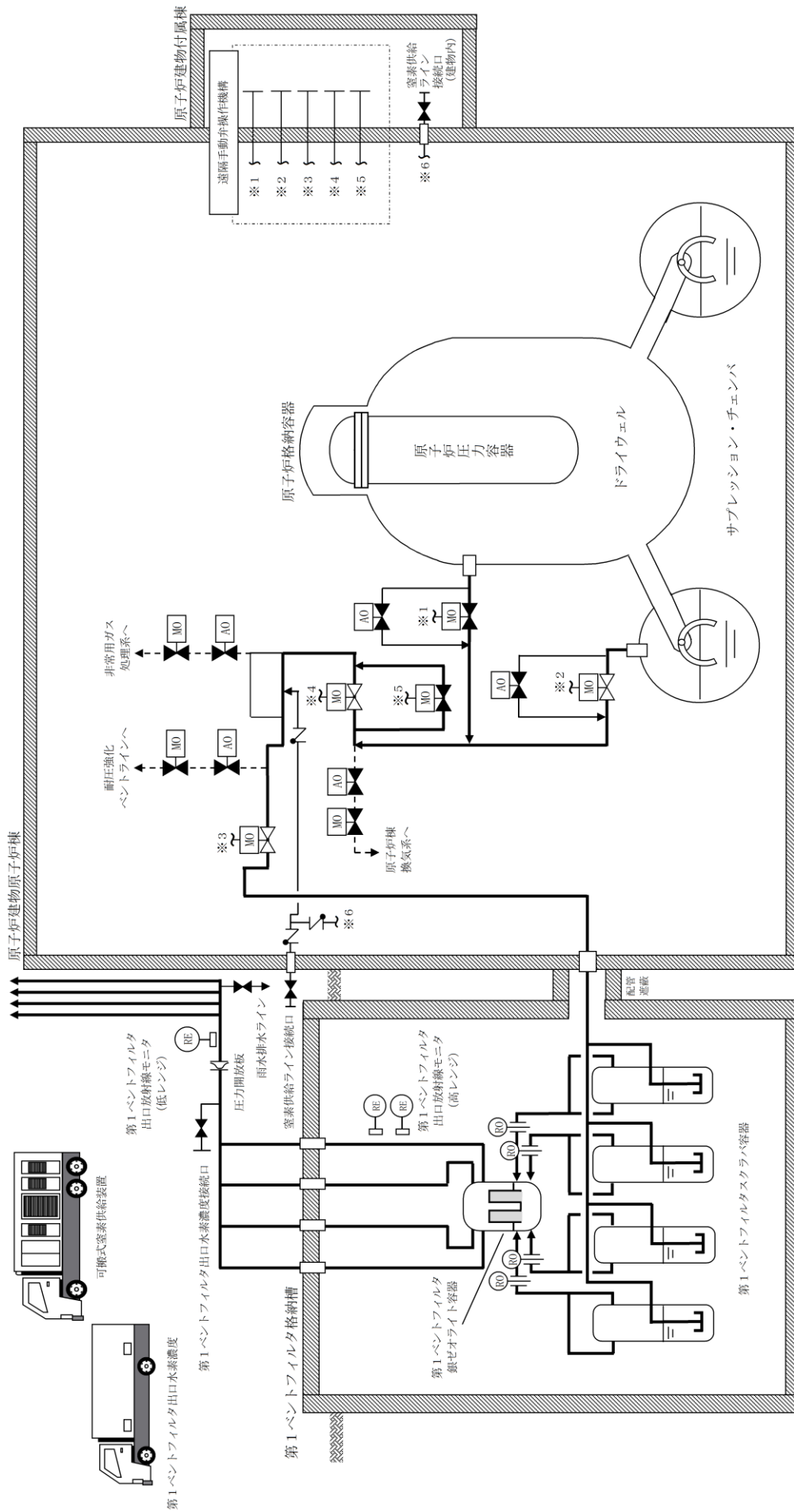
第 3.15-1 表 計装設備 (重大事故等対処設備) の主要機器仕様に記載する。

d. 格納容器酸素濃度 (B 系)

第 3.15-1 表 計装設備 (重大事故等対処設備) の主要機器仕様に記載する。

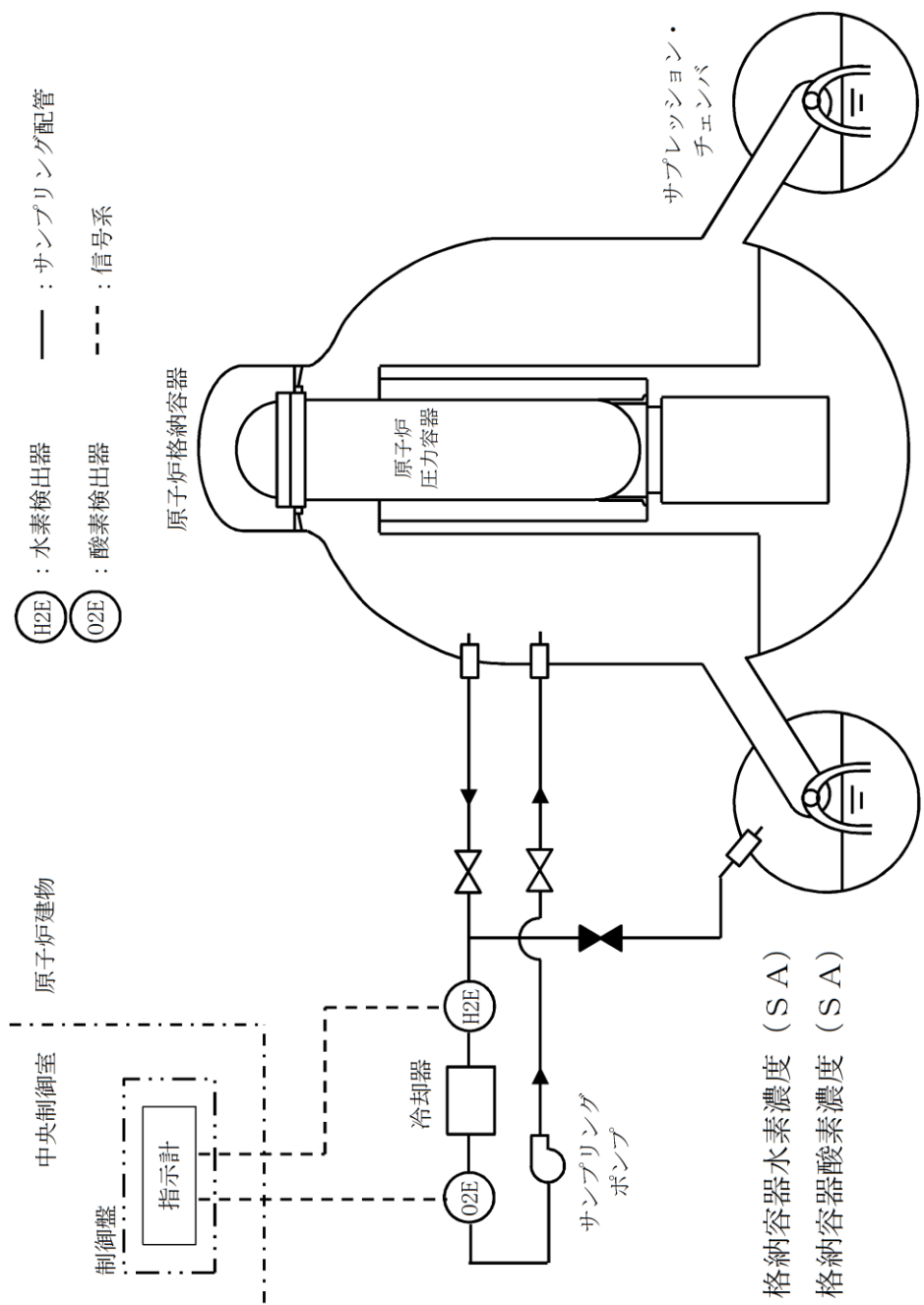


第 3.9-1 図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図  
 (窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の不活性化)

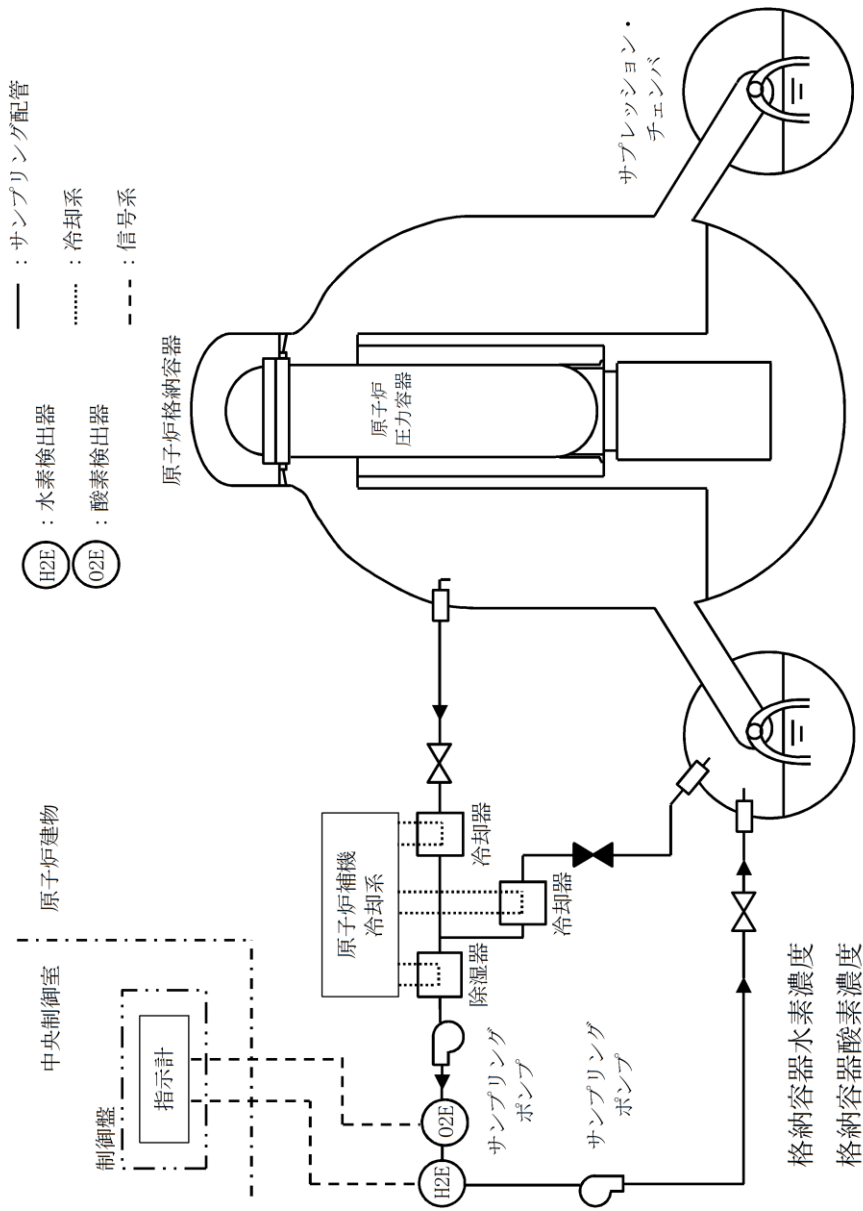


第3.9-2 図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図  
 (格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出)





第 3.9-3 図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図  
 (水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備) (1)



※2系列のうちB系を示す。

第3.9-4 図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図  
 (水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備) (2)

### 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】

#### 【設置許可基準規則】

(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)

第五十四条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第1項に規定する「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」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。

2 第1項に規定する「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」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。

b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。

3 第2項に規定する「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」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。

b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。

c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。

4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。

a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能である

こと。

b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。

c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。

### 3.11.1 適合方針

燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

燃料プールの冷却等のための設備の系統概要図を第 3.11-1 図から第 3.11-3 図、第 3.11-5 図から第 3.11-7 図に示す。また、燃料プールの監視等のための設備の系統概要図を第 3.11-4 図に示す。

#### 3.11.1.1 重大事故等対処設備

燃料プールの冷却等のための設備のうち、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの小規模な水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合においても燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止できるよう燃料プールの水位を維持するための設備として、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を設ける。

また、燃料プールの冷却等のための設備のうち、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合においても燃料プール内燃料体等の著しい損傷を緩和し、及び臨界を防止するための設備として、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を設ける。

燃料プールに接続する配管の破損等により、燃料プール冷却系戻り配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、燃料プール冷却系戻り配管の逆止弁にサイフンブレイク配管を設ける。

燃料プールの冷却等のための設備のうち、燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において大気への放射性物質の拡散を抑制するための設備として原子炉建物放水設備を設ける。

燃料プールの冷却等のための設備のうち、重大事故等時において、燃料プールの状態を監視するための設備として、燃料プールの監視設備を設ける。

(1) 燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備

a. 燃料プール代替注水

(a) 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水

残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プ

ールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）を使用する。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、大量送水車、常設スプレイヘッド、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水を燃料プールスプレイ系配管等を経由して常設スプレイヘッドから燃料プールへ注水することで、燃料プールの水位を維持できる設計とする。

また、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・大量送水車
- ・常設スプレイヘッド
- ・燃料補給設備（3.14 電源設備）

本系統の流路として、配管、弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。

#### (b) 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水

残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を使用する。

燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、大量送水車、可搬型スプレイノズル、ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレイノズルから燃料プールへ注水することで、燃料プールの水位を維持できる設計とする。

また、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。

また、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・大量送水車
- ・可搬型スプレイノズル
- ・燃料補給設備（3.14 電源設備）

本システムの流路として、弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。

## (2) 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備

### a. 燃料プールのスプレイ

#### (a) 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ

燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）を使用する。

燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、大量送水車、常設スプレイヘッド、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水を燃料プールのスプレイ系配管等を経由して常設スプレイヘッドから燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。

また、スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形

状によって、臨界を防止することができる設計とする。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・大量送水車
- ・常設スプレイヘッド
- ・燃料補給設備（3.14 電源設備）

本系統の流路として、配管、弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。

(b) 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ

燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を使用する。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、大量送水車、可搬型スプレイノズル、ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレイノズルから燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。

また、スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって、臨界を防止することができる設計とする。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。



主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・大量送水車
- ・可搬型スプレインズル
- ・燃料補給設備（3.14 電源設備）

本系統の流路として、弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。

#### b. 大気への放射性物質の拡散抑制

##### (a) 原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制

燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位の異常な低下により、燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、燃料損傷時にはできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、原子炉建物放水設備を使用する。

原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車、放水砲、ホースで構成し、大型送水ポンプ車により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建物へ放水することで、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減できる設計とする。

本系統の詳細については、「3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」に記載する。

#### (3) 重大事故等時の燃料プールの監視に用いる設備

##### a. 燃料プールの監視設備による燃料プールの状態監視

燃料プールの監視設備として、燃料プール水位（S A）、燃料プール水位・温度（S A）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）及び燃料プール監視カメラ（S A）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）を使用する。

燃料プール水位（S A）、燃料プール水位・温度（S A）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）は、想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。

また、燃料プール監視カメラ（S A）は、想定される重大事故等時の燃料プールの状態を監視できる設計とする。

燃料プール水位（S A）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から、燃料プール水位・温度（S A）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）及び燃料プール監視カメラ（S A）は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設

計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・燃料プール水位（S A）
- ・燃料プール水位・温度（S A）
- ・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）
- ・燃料プール監視カメラ（S A）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）
- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・所内常設蓄電式直流電源設備（3.14 電源設備）
- ・常設代替直流電源設備（3.14 電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・可搬型直流電源設備（3.14 電源設備）
- ・代替所内電気設備（3.14 電源設備）

#### (4) 燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための設備

##### a. 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱

燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プール冷却系を使用する。

燃料プール冷却系は、ポンプ、熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、燃料プールの水をポンプにより熱交換器等を経由して循環させることで、燃料プールを冷却できる設計とする。

燃料プール冷却系は、非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む）が機能喪失した場合でも、常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却系を用いて、燃料プールを除熱できる設計とする。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器を搭載した移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、移動式代替熱交換設備を屋外の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車を屋内の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系に海水を送水することで、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

大型送水ポンプ車の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・燃料プール冷却ポンプ
- ・燃料プール冷却系熱交換器
- ・移動式代替熱交換設備
- ・大型送水ポンプ車
- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・燃料補給設備（3.14 電源設備）

燃料プール冷却系の流路として、配管，弁，スキマ・サージ・タンク及びディフューザを重大事故等対処設備として使用する。

原子炉補機代替冷却系の流路として，原子炉補機冷却系の配管，弁及びサージタンク並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である燃料プール並びに設計基準事故対処設備である非常用取水設備の取水口，取水管及び取水槽を重大事故等対処設備として使用する。

燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様を第 3.11-1 表に示す。

燃料プールについては，「3.22 燃料貯蔵設備」に記載する。

大型送水ポンプ車については，「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備，代替所内電気設備及び燃料補給設備については，「3.14 電源設備」に記載する。

取水口，取水管及び取水槽については，「3.23 非常用取水設備」に記載する。

### 3.11.1.1.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は，残留熱除去系及び燃料プール冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで，電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系及び燃料プール冷却系に対して多様性を有する設計とする。

また，燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は，代替淡水源を水源とすることで，燃料プールを水源とする残留熱除去系及び燃料プール冷却系の冷却機能並びにサプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系の補給機能に対して異なる水源を有する設計とする。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は，原子炉建物から離れた屋外に分散して保管することで，原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び燃料プール冷却ポンプと共通要因によって同時に機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。大量送水車の接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

燃料プール水位（S A），燃料プール水位・温度（S A），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A），燃料プール監視カメラ（S A）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は，燃料プール水位，燃料プール冷却ポンプ入口温度，燃料プール温度，燃料取替階エリア放射線モニタ及び燃料取替階放射線モニタと共通要因によって同時に機能を損なわないよう，燃料プール水位（S A）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は非常用交流電源設備に対して，多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から，燃料プール水位・温度（S A），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）及び燃料プール監視カメラ（S A）は，非常用交流電源設備に対して，多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は，残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器と異なる区画に設置することで，残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

重大事故等対処設備として使用する場合の燃料プール冷却ポンプは常設代替交流電源設備からの給電により駆動することで，残留熱除去系及び燃料プール冷却系の冷却機能並びに残留熱除去系の補給機能として使用する場合の，非常用交流電源設備により駆動する残留熱除去ポンプ及び燃料プール冷却ポンプに対して多様性を有する設計とする。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、移動式代替熱交換設備を常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む）に対して、多様性を有する設計とし、大型送水ポンプ車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む）に対して多様性を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉建物から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については「3.14 電源設備」に記載する。

#### 3.11.1.1.2 悪影響防止

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、他の設備と独立して使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プール水位（S A）、燃料プール水位・温度（S A）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）、燃料プール監視カメラ（S A）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は、他の設備と電気的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、通常時は移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む）と原子炉補機代替冷却系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

### 3.11.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は、想定される重大事故等時において、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有するものとして、1セット1台使用する。

保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は、想定される重大事故等時において、燃料プール内燃料体等の損傷を緩和し、及び臨界を防止するために必要なスプレイ量を有するものとして、1セット1台使用する。保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

可搬型スプレイノズルは、想定される重大事故等時において、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有するもの及び燃料プール内燃料体等の損傷を緩和し、及び臨界を防止することができるものとして1セット1個使用する。保有数は、2セット2個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計3個を保管する。

燃料プール水位（S A）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある燃料プール上部から底部近傍までの範囲を測定できる設計とする。

燃料プール水位・温度（S A）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲を測定できる設計とする。

燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。

燃料プール監視カメラ（S A）は、想定される重大事故等時において赤外線機能により燃料プールの状況が把握できる設計とする。

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としてのポンプ流量及び伝熱容量が、想定される重大事故等時において、燃料プール内に貯蔵する使用済燃料及びMOX新燃料から発生する崩壊熱を除去するために必要なポンプ流量及び伝熱容量に対して十

分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を除去するために屋外の接続口を使用する場合は、必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備1セット1台と大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。また、屋内の接続口を使用する場合は、大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。移動式代替熱交換設備の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。大型送水ポンプ車の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

また、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、燃料プール冷却系による燃料プールの除熱と残留熱除去系による発電用原子炉若しくは原子炉格納容器内の除熱又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を同時に使用するため、各システムの必要な除熱量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

#### 3.11.1.1.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

大量送水車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の可搬型スプレイノズルは、原子炉建物原子炉棟内に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬型スプレイノズルは、現場据付け後の操作は不要な設計とする。また、設置場所への据付けが困難な作業環境に備え、常設のスプレイヘッドを設ける。常設スプレイヘッドは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。常設スプレイヘッドを使用した代替注水及びスプレイは、スロッシング又は燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プール付近の線量率が上昇した場合でも、被ばく低減の観点から原子炉建物の外で操作可能な設計とする。

また、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。

なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

燃料プール水位（S A）、燃料プール水位・温度（S A）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）及び燃料プール監視カメラ（S A）は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。燃料プール監視カメラ用冷却設備は、原子炉建物付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。燃料プール監視カメラ用冷却設備の操作は、想定される重大事故等時において、原子炉建物付属棟内で可能な設計とする。

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

燃料プール冷却ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

燃料プール冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

大型送水ポンプ車の移動式代替熱交換設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。移動式代替熱交換設備の海水通水側及び大型送水ポンプ車は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。また、原子炉補機代替冷却系の淡水通水側は淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先して使用することで、設備への影響を考慮する。

#### 3.11.1.1.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。

大量送水車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設



計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

大量送水車を接続する接続口については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。

また、接続口の口径を統一する設計とする。燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の可搬型スプレイノズルとホースの接続については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、ホースの接続については、接続方式を統一する設計とする。

可搬型スプレイノズルは、現場据付け後の操作は不要な設計とする。

燃料プール水位（SA）、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）、燃料プール監視カメラ（SA）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は、想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

燃料プール水位（SA）、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）は、想定される重大事故等時において、操作を必要とすることなく中央制御室から監視が可能な設計とする。また、燃料プール監視カメラ用冷却設備は、想定される重大事故等時においても、原子炉建物付属棟内で弁及び付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。

燃料プール冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

燃料プール冷却ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、中央制御室での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続する接続口については、フランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。

大型送水ポンプ車と移動式代替熱交換設備との接続は、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。また、ホースの接続につい

ては、接続方式を統一する設計とする。

#### 3.11.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。また、大量送水車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の常設スプレイヘッド及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の可搬型スプレイノズルは、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、外観の確認が可能な設計とする。

燃料プール水位（S A）及び燃料プール水位・温度（S A）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

燃料プール監視カメラ（S A）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。

燃料プール冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁開閉操作の確認が可能な設計とする。また、燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備の移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。また、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

### 第 3.11-1 表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様

#### (1) 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）

##### a. 大量送水車

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型式        ディフューザ形

台数        2（予備 1）

容量        168m<sup>3</sup>/h/台以上（吐出圧力 0.85MPa[gage]において）  
120m<sup>3</sup>/h/台以上（吐出圧力 1.4MPa[gage]において）

吐出圧力   0.85MPa[gage]～1.4MPa[gage]以上

##### b. 可搬型スプレイノズル

数量        2（予備 1）

##### c. 常設スプレイヘッド

数量        1

#### (2) 原子炉建物放水設備

##### a. 大型送水ポンプ車

第 3.12-1 表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機器仕様に記載する。

##### b. 放水砲

第 3.12-1 表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機器仕様に記載する。

#### (3) 燃料プール監視設備

##### a. 燃料プール水位・温度（S A）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個数        1（検出点 7 箇所）

計測範囲 水位    -1,000～6,710mm<sup>※1</sup>（EL34518～42228）

温度    0～150℃

※1：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

b. 燃料プール水位 (S A)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備 (重大事故等対処設備)

個数 1

計測範囲  $-4.30 \sim 7.30\text{m}^{\ast 2}$  (EL31218~42818)

※2: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

c. 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備 (重大事故等対処設備)

高レンジ

個数 1

計測範囲  $10^1 \sim 10^8\text{mSv/h}$

低レンジ

個数 1

計測範囲  $10^{-3} \sim 10^4\text{mSv/h}$

d. 燃料プール監視カメラ (S A) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備 (重大事故等対処設備)

個数 1

(4) 燃料プール冷却系

a. ポンプ

台数 1 (予備 1)

容量 約  $200\text{m}^3/\text{h}/\text{台}$

全揚程 約 88m

b. 熱交換器

基数 1 (予備 1)

伝熱容量 約 1.9MW

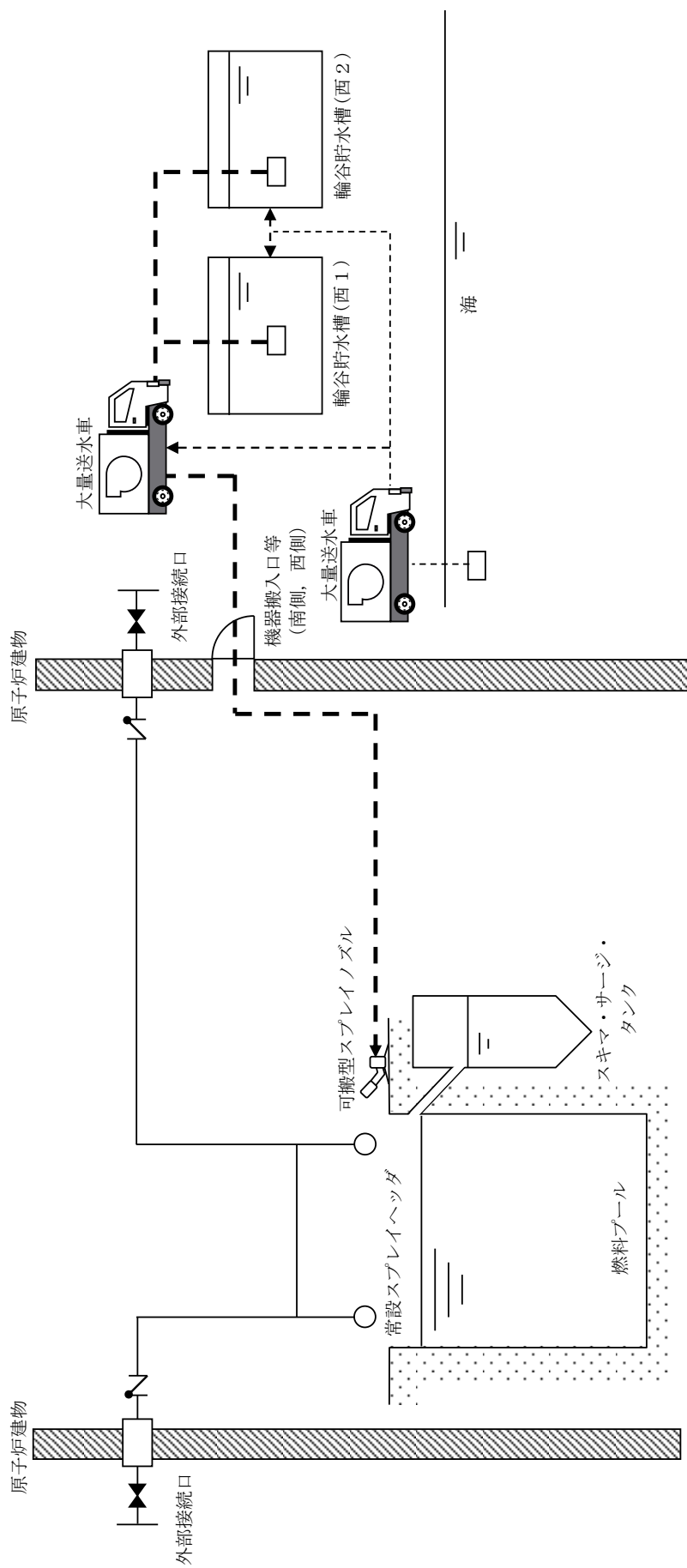
(5) 原子炉補機代替冷却系

a. 移動式代替熱交換設備

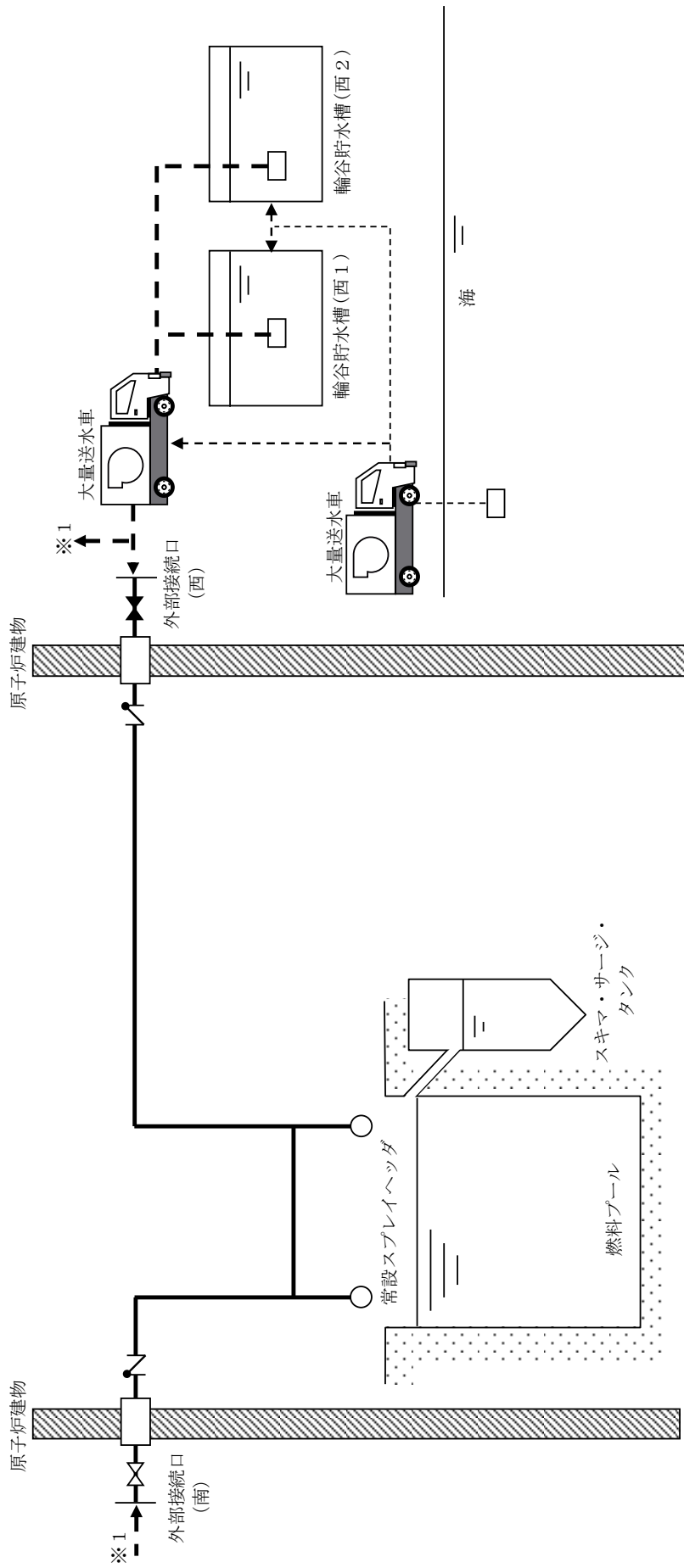
第 3.5-1 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様に記載する。

b. 大型送水ポンプ車

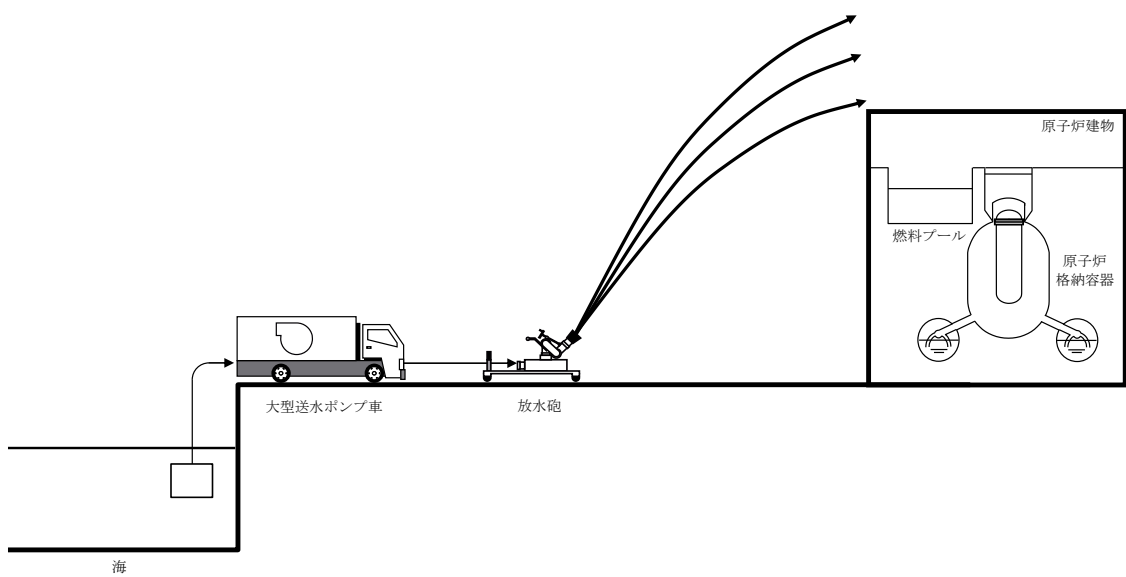
第 3.5-1 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様に記載する。



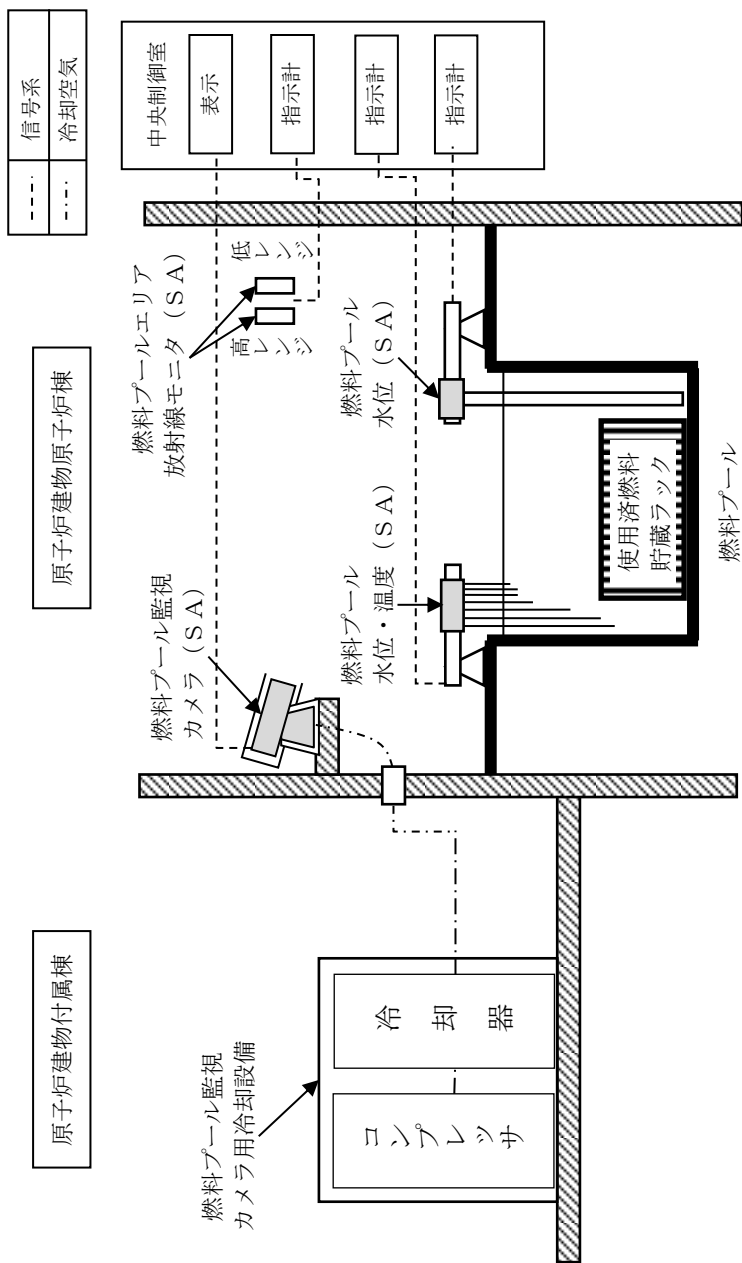
第3.11-1 図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイズル）による燃料プールへの注水及びスプレイ）



第3.11-2 図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) による燃料プールへの注水及びスプレイ)

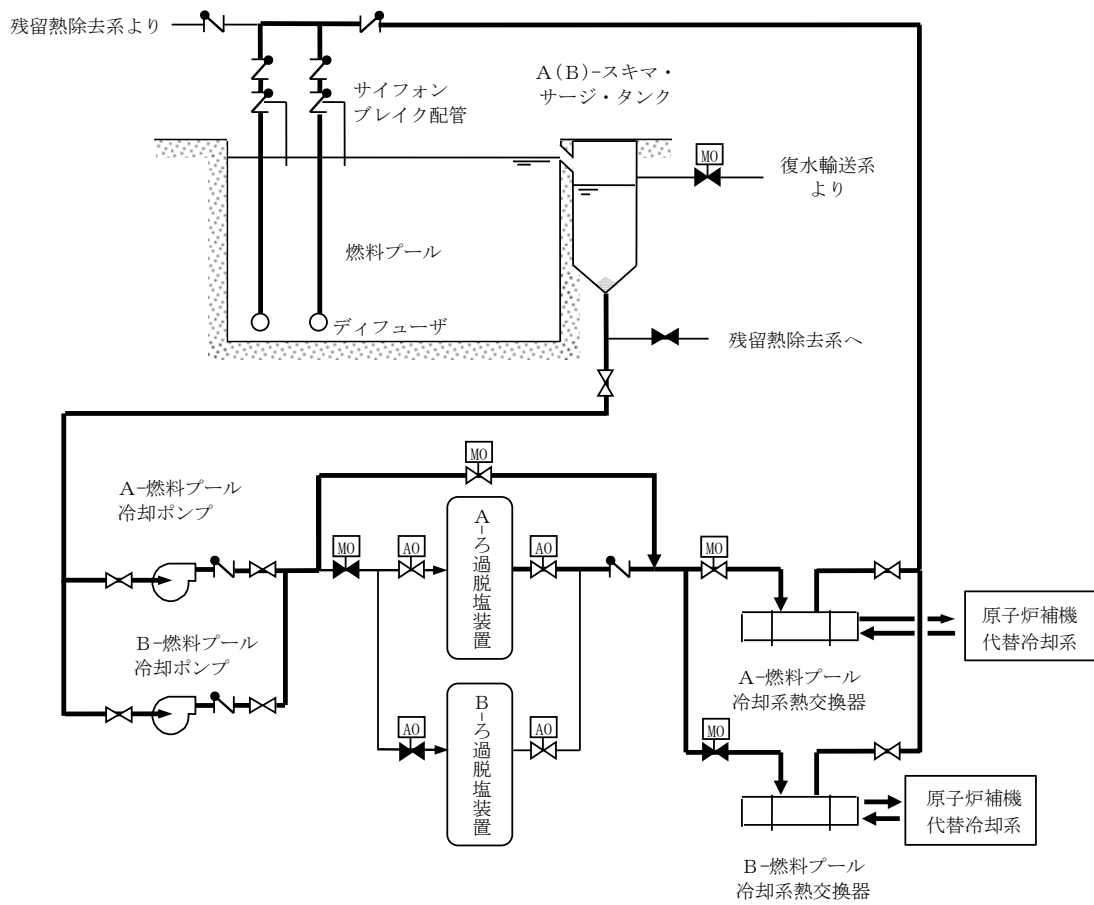


第 3.11-3 図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図  
 (原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制)

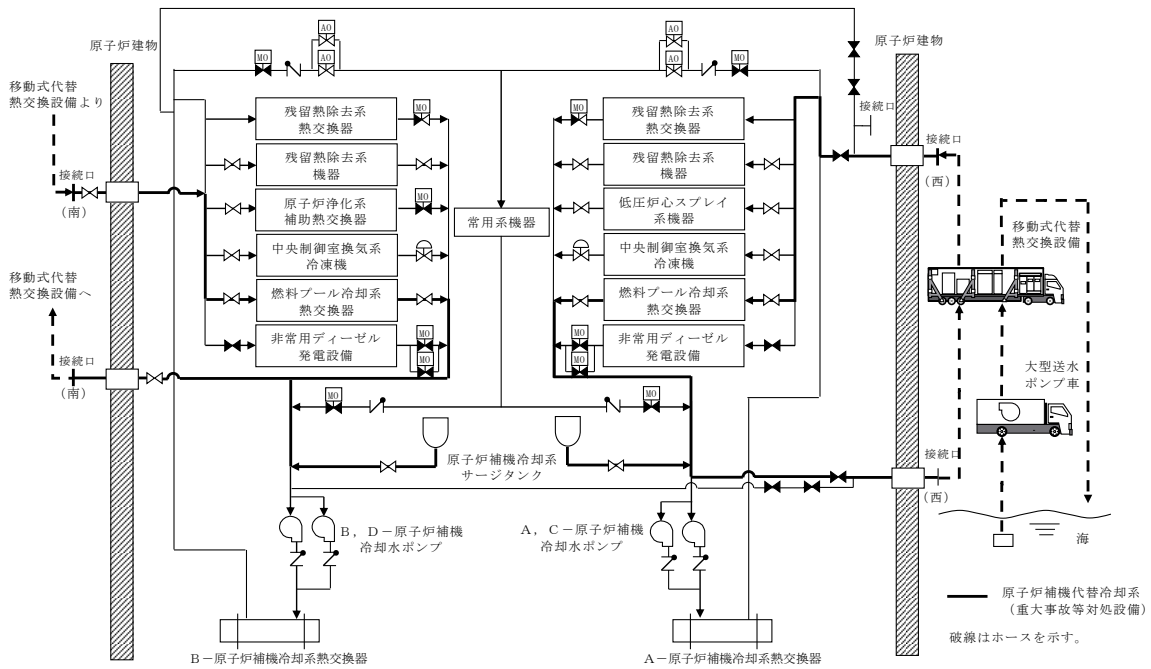


第 3.11-4 図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図  
 (燃料プールの監視設備による燃料プールの状態監視)

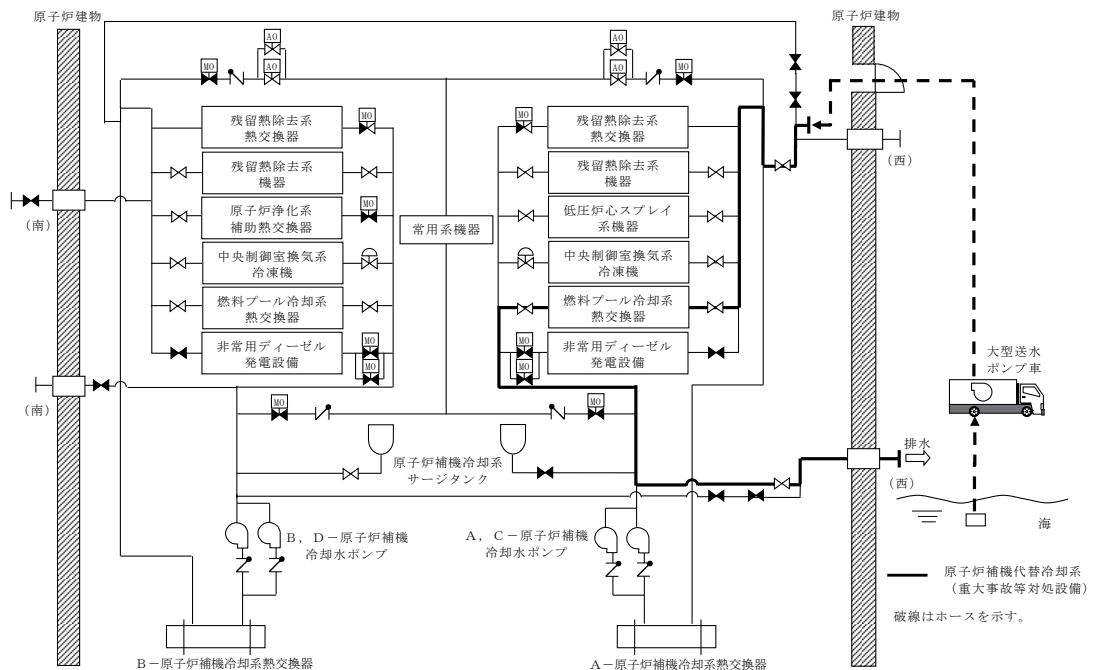




第 3.11-5 図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図  
 (燃料プール冷却系による燃料プールの除熱 (燃料プール冷却系))



第 3.11-6 図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図  
(燃料プール冷却系による燃料プールの除熱 (原子炉補機代替冷却系))



第 3.11-7 図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図  
(燃料プール冷却系による燃料プールの除熱 (原子炉補機代替冷却系 屋内の接続口を使用))

### 3.14 電源設備【57 条】

#### 【設置許可基準規則】

第五十七条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。

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

(解釈)

1 第 1 項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 代替電源設備を設けること。

i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。

ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。

iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。

b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに 8 時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。

c) 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。

d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。

e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

2 第 2 項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。

a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに 8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう 1 系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3 系統目）を整備すること。

### 3.14.1 適合方針

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため，必要な電力を確保するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

代替電源設備の系統図を第 3.14-1 図から第 3.14-20 図に示す。

また，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備が使用できる場合は，重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

#### 3.14.1.1 重大事故等対処設備

代替電源設備のうち，重大事故等の対応に必要な電力を確保するための設備として，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む。），可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備を設ける。また，重大事故等時に重大事故等対処設備の補機駆動用の軽油を補給するための設備として，燃料補給設備を設ける。

##### (1) 代替交流電源設備による給電

###### a. 常設代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の故障（以下「全交流動力電源喪失」という。））した場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用する。

常設代替交流電源設備は，ガスタービン発電機，ガスタービン発電機用サービスタンク，ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，ガスタービン発電機用軽油タンク，電路，計測制御装置等で構成し，ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し，非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系，又は SA ロードセンタ，SA 1 コントロールセンタ及び SA 2 コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。

ガスタービン発電機の燃料は，ガスタービン発電機用サービスタンクより自重でガスタービン発電機に燃料を補給できる設計とする。

また，ガスタービン発電機用サービスタンクの燃料は，ガスタービン発電機用軽油タンクよりガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。

常設代替交流電源設備は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・ガスタービン発電機
- ・ガスタービン発電機用サービスタンク
- ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ

- ・ガスタービン発電機用軽油タンク

b. 可搬型代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として、可搬型代替交流電源設備を使用する。

可搬型代替交流電源設備は、高圧発電機車、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、高圧発電機車を非常用高圧母線C系、非常用高圧母線D系、又はSAロードセンタ、SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。

高圧発電機車の燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧発電機車
- ・ガスタービン発電機用軽油タンク
- ・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・タンクローリ

(2) 代替直流電源設備による給電

a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を使用する。

所内常設蓄電式直流電源設備は、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）、SA用115V系蓄電池、B-115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）、230V系充電器（RCIC）、SA用115V系充電器、電路、計測制御装置等で構成し、全交流動力電源喪失から8時間後に、不要な負荷の切離しを行い、全交流動力電源喪失から24時間にわたり、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）及びSA用115V系蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源をB-115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）、230V系充電器（RCIC）及びSA用115V系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

常設代替直流電源設備は、S A用 115V 系蓄電池、S A用 115V 系充電器、電路、計測制御装置等で構成し、全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり、S A用 115V 系蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源をS A用 115V 系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ B - 115V 系蓄電池
- ・ B 1 - 115V 系蓄電池 (S A)
- ・ 230V 系蓄電池 (R C I C)
- ・ S A用 115V 系蓄電池
- ・ B - 115V 系充電器
- ・ B 1 - 115V 系充電器 (S A)
- ・ 230V 系充電器 (R C I C)
- ・ S A用 115V 系充電器

#### b. 可搬型直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備を使用する。

可搬型直流電源設備は、高圧発電機車、B 1 - 115V 系充電器 (S A)、S A用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用)、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、高圧発電機車を代替所内電気設備、B 1 - 115V 系充電器 (S A)、S A用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用) を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

高圧発電機車の燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

可搬型直流電源設備は、高圧発電機車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から 24 時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。

可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 高圧発電機車
- ・ B 1 - 115V 系充電器 (S A)
- ・ S A用 115V 系充電器
- ・ 230V 系充電器 (常用)
- ・ ガスタービン発電機用軽油タンク

- ・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・タンクローリ

### (3) 代替所内電気設備による給電

設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替所内電気設備を使用する。

代替所内電気設備は、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタ、充電器電源切替盤、SA電源切替盤、重大事故操作盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系、計測制御装置等で構成し、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。

代替所内電気設備は、共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を図る設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・緊急用メタクラ
- ・メタクラ切替盤
- ・高圧発電機車接続プラグ収納箱
- ・緊急用メタクラ接続プラグ盤
- ・SAロードセンタ
- ・SA1コントロールセンタ
- ・SA2コントロールセンタ
- ・充電器電源切替盤
- ・SA電源切替盤
- ・重大事故操作盤
- ・非常用高圧母線C系
- ・非常用高圧母線D系

### (4) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源設備による給電

#### a. 常設代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障)した場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用する。

常設代替交流電源設備は、ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、ガスタービン発電機用軽油タンク、電路、計測制御装置等で構成し、ガスタービン発電機を中央制御室

での操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系、又はSAロードセンタ、SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。

ガスタービン発電機の燃料は、ガスタービン発電機用サービスタンクより自重でガスタービン発電機に燃料を補給できる設計とする。

また、ガスタービン発電機用サービスタンクの燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンクよりガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。

常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ガスタービン発電機
- ・ガスタービン発電機用サービスタンク
- ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
- ・ガスタービン発電機用軽油タンク

#### b. 可搬型代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障）した場合の重大事故等対処設備として、可搬型代替交流電源設備を使用する。

可搬型代替交流電源設備は、高圧発電機車、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、高圧発電機車を非常用高圧母線C系、非常用高圧母線D系、又はSAロードセンタ、SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。

高圧発電機車の燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧発電機車
- ・ガスタービン発電機用軽油タンク
- ・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・タンクローリ

#### (5) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源設備による給電



a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障）した場合の重大事故等対処設備として、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を使用する。

所内常設蓄電式直流電源設備は、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）、SA用115V系蓄電池、B-115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）、230V系充電器（RCIC）、SA用115V系充電器、電路、計測制御装置等で構成し、非常用所内電気設備への交流電源喪失から8時間後に、不要な負荷の切離しを行い、交流電源喪失から24時間にわたり、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）及びSA用115V系蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源をB-115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）、230V系充電器（RCIC）及びSA用115V系充電器を經由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

常設代替直流電源設備は、SA用115V系蓄電池、SA用115V系充電器、電路、計測制御装置等で構成し、非常用所内電気設備への交流電源喪失から24時間にわたり、SA用115V系蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源をSA用115V系充電器を經由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ B-115V系蓄電池
- ・ B1-115V系蓄電池（SA）
- ・ 230V系蓄電池（RCIC）
- ・ SA用115V系蓄電池
- ・ B-115V系充電器
- ・ B1-115V系充電器（SA）
- ・ 230V系充電器（RCIC）
- ・ SA用115V系充電器

b. 可搬型直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障）及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備を使用する。

可搬型直流電源設備は、高圧発電機車、B1-115V系充電器（SA）、SA用115V系充電器及び230V系充電器（常用）、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、高圧発電機車を代替所内電気設備、B1-115V系充電器（SA）、SA用115V系充電器及び230V系充電器（常用）を經由し直流母線へ接続することで電力を

供給できる設計とする。

高圧発電機車の燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

可搬型直流電源設備は、高圧発電機車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から 24 時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。

可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 高圧発電機車
- ・ B 1－115V 系充電器 (S A)
- ・ S A用 115V 系充電器
- ・ 230V 系充電器 (常用)
- ・ ガスタービン発電機用軽油タンク
- ・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ タンクローリ

#### (6) 燃料補給設備による給油

重大事故等時に補機駆動用の軽油を補給する設備として、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ及びホースを使用する。

大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリへの軽油の補給は、ホースを用いる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ ガスタービン発電機用軽油タンク
- ・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ タンクローリ

本システムの流路として、ホースを重大事故等対処設備として使用する。

代替電源設備の主要機器仕様を第 3.14-1 表に示す。

### 3.14.1.1.1 多様性及び独立性，位置的分散

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

常設代替交流電源設備は，非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，ガスタービン発電機をガスタービンにより駆動することで，ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機，ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，原子炉建物から離れたガスタービン発電機建物内に設置することで，原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク，原子炉建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ，タービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

常設代替交流電源設備は，ガスタービン発電機から非常用高圧母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって，常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備は，非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，高圧発電機車の冷却方式を空冷とすることで，冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また，可搬型代替交流電源設備は，常設代替交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，高圧発電機車をディーゼルエンジンにより駆動することで，ガスタービンにより駆動するガスタービン発電機を用いる常設代替交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは，屋外の原子炉建物から離れた場所に保管することで，原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク，原子炉建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ，タービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。また，可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは，ガスタービン発電機建物内に設置するガスタービン発電機，ガスタービン発電機用サービスタ

ンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプから離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、高圧発電機車から非常用高圧母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備は、原子炉建物及び廃棄物処理建物内の非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統と異なる区画に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、所内常設蓄電式直流電源設備は非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統に対して独立性を有する設計とする。

常設代替直流電源設備は、廃棄物処理建物内に設置し、非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統と異なる区画に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

常設代替直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、常設代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、B 1 - 115V 系充電器 (SA)、SA 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用) により交流電力を直流に変換できることで、蓄電池 (非常用) を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備の高圧発電機車、B 1 - 115V 系充電器 (SA)、SA 用 115V

系充電器、230V系充電器（常用）及びタンクローリは、屋外の原子炉建物から離れた場所及び廃棄物処理建物内に設置又は保管することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク、原子炉建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ、タービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び廃棄物処理建物内の異なる区画に設置する充電器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

可搬型直流電源設備は、高圧発電機車から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備の高圧発電機車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

代替所内電気設備の緊急用メタクラは、ガスタービン発電機建物内に設置し、SAロードセンタ及びSA1コントロールセンタは、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備のメタクラ切替盤、SA電源切替盤及びSA2コントロールセンタは、原子炉建物付属棟内に設置し、代替する機能を有する非常用所内電気設備とは異なる区画に設置することで、代替する機能を有する非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備の高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤は、屋外に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備の充電器電源切替盤は廃棄物処理建物内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備の重大事故操作盤は制御室建物内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備は、独立した電路で系統構成することにより、代替する機能を有する非常用所内電気設備に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、代替所内電気設備は代替する機能を有する非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。

燃料補給設備のタンクローリは、原子炉建物近傍及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

ガスタービン発電機用軽油タンクは、原子炉建物及びタービン建物から離れた場所に設置することで、原子炉建物近傍及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

#### 3.14.1.1.2 悪影響防止

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機、ガスタービン発電機用軽油タンク、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ガスタービン発電機及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作、遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替交流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

高圧発電機車は輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備のB-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)、B-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)及び230V系充電器(RCIC)は、通常時は設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成とし、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備のSA用115V系蓄電池及びSA用115V系充電器は、通常時は非常用直流電源設備と分離し、重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する、及び遮断

器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型直流電源設備のB 1－115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器及び230V系充電器(常用)は、通常時は非常用直流電源設備と分離し、重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する、及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型直流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作、遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型直流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替所内電気設備の緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタは、通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替所内電気設備の充電器電源切替盤、SA電源切替盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替所内電気設備の重大事故操作盤は、設計基準対処設備の操作盤と分離していることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料補給設備のタンクローリは、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料補給設備のガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タンクローリは輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

### 3.14.1.1.3 共用の禁止

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

常設代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備(常設代替直流電源設備を含む。)及び代替所内電気設備については、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

#### 3.14.1.1.4 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。

ガスタービン発電機用サービスタンクは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプで燃料補給するまでの間、ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。

高圧発電機車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット3台使用する。保有数は、2セット6台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計7台を保管する。

B-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池(SA)は、想定される重大事故等時において、負荷の切離しを行わず8時間、その後必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

SA用115V系蓄電池及び230V系蓄電池(RCIC)は想定される重大事故等時において、負荷の切離しを行わず24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器及び230V系充電器(常用)は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタは、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備と兼用しており、設計基準事故対処設備としての容量が、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後7日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

ガスタービン発電機用軽油タンクは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後7日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有する設計とする。

タンクローリは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮すること



が必要な重大事故等対処設備に、燃料を補給できる容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

#### 3.14.1.1.5 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用メタクラは、ガスタービン発電機建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

ガスタービン発電機の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

緊急用メタクラの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

高圧発電機車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧発電機車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)、B-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)及び230V系充電器(RCIC)は、廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

SA用115V系蓄電池及びSA用115V系充電器は、廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

メタクラ切替盤、SA2コントロールセンタ、SA電源切替盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は、原子炉建物附属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

メタクラ切替盤、SA電源切替盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

SAロードセンタ、SA1コントロールセンタは、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

SAロードセンタの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

充電器電源切替盤は、廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

充電器電源切替盤の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

重大事故操作盤は、制御室建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

重大事故操作盤の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの系統構成に必要なフランジの開放は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

ガスタービン発電機用軽油タンクは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

ガスタービン発電機用軽油タンクの系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

タンクローリは、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

タンクローリの常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

#### 3.14.1.1.6 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

常設代替交流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

ガスタービン発電機は、中央制御室の操作スイッチ等により、操作が可能な設計とする。系統構成に必要な遮断器等は、設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

高圧発電機車は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。

系統構成に必要な遮断器等は、設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。

高圧発電機車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

高圧発電機車を接続する接続箇所については、ボルト・ネジ接続又はより簡便な接続とし、一般的な工具を用いてケーブルを確実に接続できる設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む。）は、想定され

る重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

可搬型直流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作及び遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

代替所内電気設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

緊急用メタクラ、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、メタクラ切替盤、S A電源切替盤、充電器電源切替盤、重大事故操作盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。

燃料補給設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、系統構成に必要なフランジを、設置場所での開放が可能な設計とする。

ガスタービン発電機用軽油タンクは、系統構成に必要な弁を、設置場所での手動操作が可能な設計とする。

タンクローリは、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

タンクローリは、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

タンクローリを接続する接続口については、専用の接続方式とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。

#### 3.14.1.1.7 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ガスタービン発電機は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とするとともに、分解が可能な設計とする。

ガスタービン発電機用サービスタンクは、発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

また、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

高圧発電機車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。また、高圧発電機車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)、

SA用 115V 系蓄電池， B-115V 系充電器， B1-115V 系充電器（SA）， 230V 系充電器（RCIC）及びSA用 115V 系充電器は， 発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

メタクラ切替盤， 高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤は， 発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

緊急用メタクラ， SAロードセンタ， SA1コントロールセンタ， SA2コントロールセンタ， SA電源切替盤， 充電器電源切替盤， 重大事故操作盤， 非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は， 発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。また， 発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。

ガスタービン発電機用軽油タンク， 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは， 発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

また， 発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。

タンクローリは， 発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能試験， 漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに， 分解又は取替えが可能な設計とする。また， タンクローリは， 車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.14-1 表 代替電源設備主要機器仕様

(1) 常設代替交流電源設備

a. ガスタービン発電機

ガスタービン

台 数 1 (予備 1)

使用燃料 軽油

出 力 約 5,200kW/台

発電機

台 数 1 (予備 1)

種 類 同期発電機

容 量 約 6,000kVA/台

力 率 0.8

電 圧 6.9kV

周 波 数 60Hz

b. ガスタービン発電機用サービスタンク

基 数 1 (予備 1)

容 量 約 7.9m<sup>3</sup>/基

c. ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ

台 数 1 (予備 1)

容 量 約 4.0m<sup>3</sup>/h/台

d. ガスタービン発電機用軽油タンク

基 数 1

容 量 約 560m<sup>3</sup>

(2) 可搬型代替交流電源設備

a. 高圧発電機車

機関

台 数 6 (予備 1)

使用燃料 軽油

発電機

台 数 6 (予備 1)

種 類 同期発電機

容 量 約 500kVA/台

力 率 0.8

電 圧 6.6kV

周 波 数 60Hz

b. ガスタービン発電機用軽油タンク

基 数 1

容 量 約 560m<sup>3</sup>

c. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備（通常運転時等）
- ・非常用電源設備（重大事故等時）

基 数 5

容 量 約 170m<sup>3</sup>/基（2基）

約 100m<sup>3</sup>/基（3基）

d. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備（通常運転時等）
- ・非常用電源設備（重大事故等時）

基 数 1

容 量 約 170m<sup>3</sup>

e. タンクローリ

台 数 1（予備1）

容 量 約 3.0m<sup>3</sup>/台

(3) 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備

a. B-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池（SA）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備（通常運転時等）
- ・非常用電源設備（重大事故等時）

組 数 1

電 圧 115V

容 量 約 4,500Ah

（B-115V系蓄電池：約 3,000Ah

B1-115V系蓄電池（SA）：約 1,500Ah）

b. 230V系蓄電池（RCIC）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備（通常運転時等）
- ・非常用電源設備（重大事故等時）

組 数 1

電 圧 230V

容 量 約 1,500Ah

c. SA用 115V系蓄電池

組 数 1

電 圧 115V

容 量 約 1,500Ah

d. B-115V系充電器及びB1-115V系充電器(SA)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備(通常運転時等)
- ・非常用電源設備(重大事故時等)

個 数 2

電 圧 120V

電 流 約400A及び約200A

e. 230V系充電器(RCIC)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備(通常運転時等)
- ・非常用電源設備(重大事故時等)

個 数 1

電 圧 240V

電 流 約200A

f. SA用115V系充電器

個 数 1

電 圧 120V

電 流 約200A

(4) 可搬型直流電源設備

a. 高圧発電機車

機関

台 数 6(予備1)

使用燃料 軽油

発電機

台 数 6(予備1)

種 類 同期発電機

容 量 約500kVA/台

力 率 0.8

電 圧 6.6kV

周 波 数 60Hz

b. B1-115V系充電器(SA)

個 数 1

電 圧 120V

電 流 約200A

c. SA用115V系充電器

個 数 1

電 圧 120V

電 流 約200A

d. 230V系充電器（常用）

個 数 1  
電 圧 240V  
電 流 約 200A

e. ガスタービン発電機用軽油タンク

基 数 1  
容 量 約 560m<sup>3</sup>

f. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備（通常運転時等）
- ・非常用電源設備（重大事故等時）

基 数 5  
容 量 約 170m<sup>3</sup>/基（2基）  
約 100m<sup>3</sup>/基（3基）

g. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備（通常運転時等）
- ・非常用電源設備（重大事故等時）

基 数 1  
容 量 約 170m<sup>3</sup>

h. タンクローリ

台 数 1（予備1）  
容 量 約 3.0m<sup>3</sup>/台

#### (5) 燃料補給設備

a. ガスタービン発電機用軽油タンク

基 数 1  
容 量 約 560m<sup>3</sup>

b. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備（通常運転時等）
- ・非常用電源設備（重大事故等時）

基 数 5  
容 量 約 170m<sup>3</sup>/基（2基）  
約 100m<sup>3</sup>/基（3基）

c. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

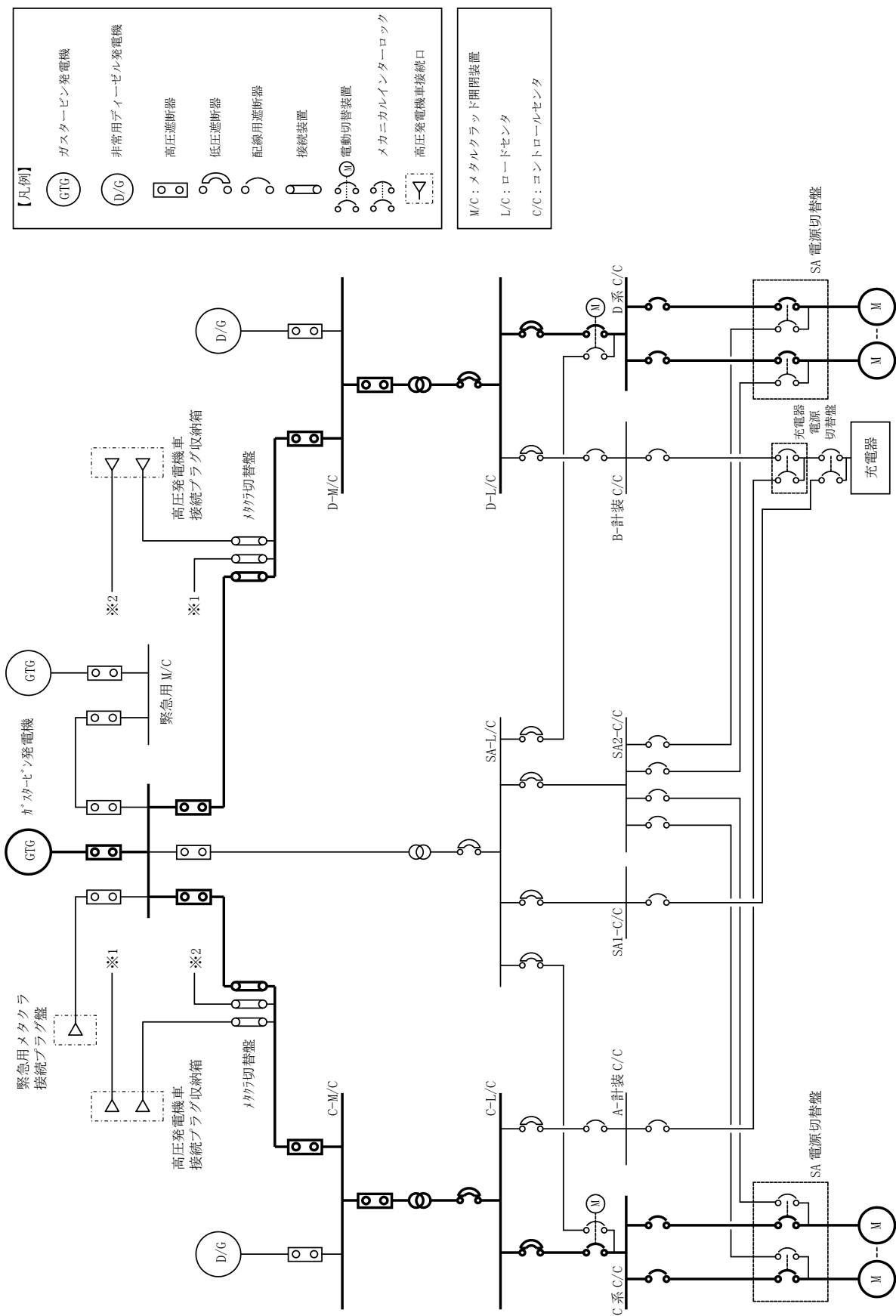
- ・非常用電源設備（通常運転時等）
- ・非常用電源設備（重大事故等時）



基 数 1  
容 量 約 170m<sup>3</sup>

d. タンクローリ

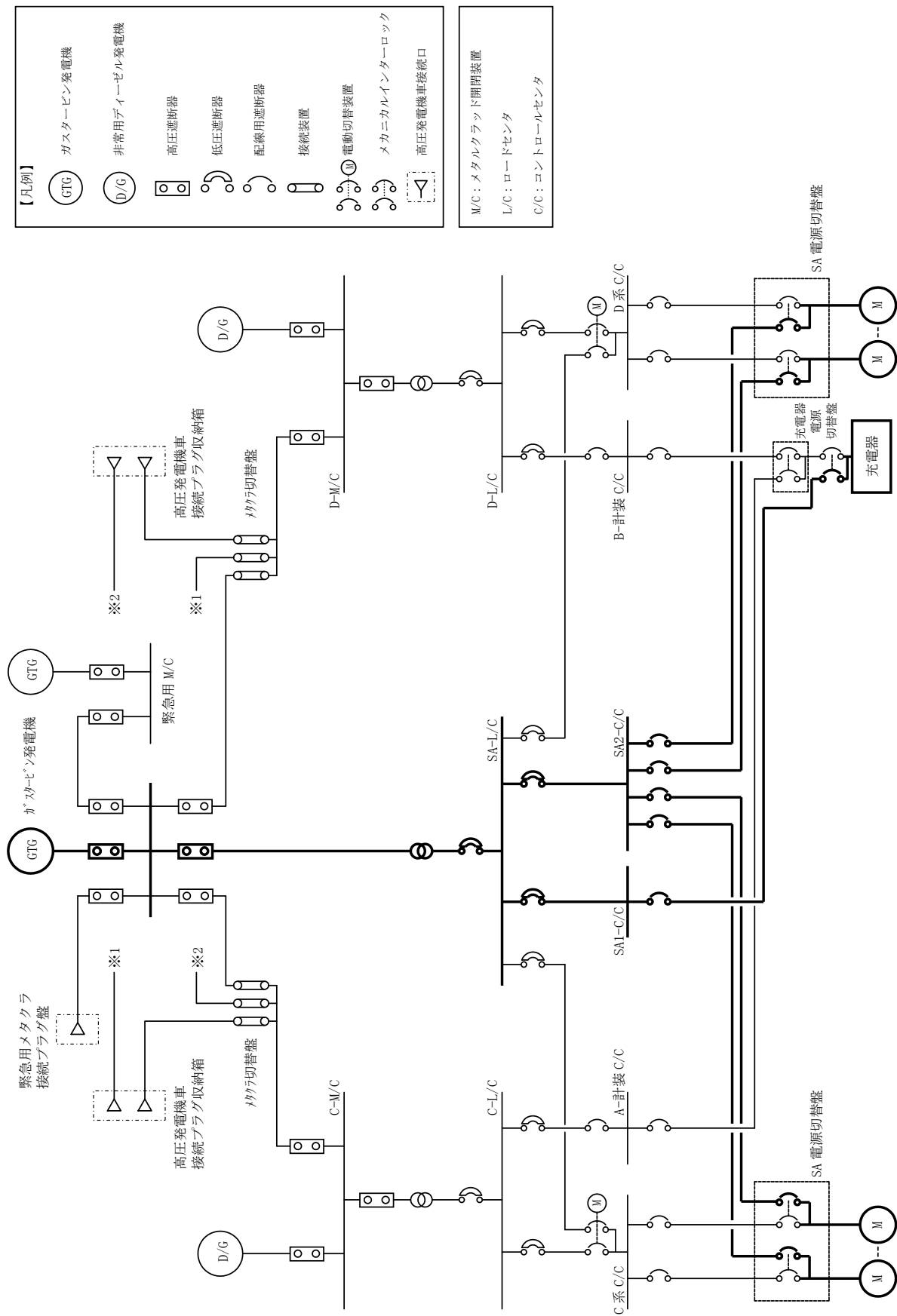
台 数 1 (予備 1)  
容 量 約 3.0m<sup>3</sup>/台



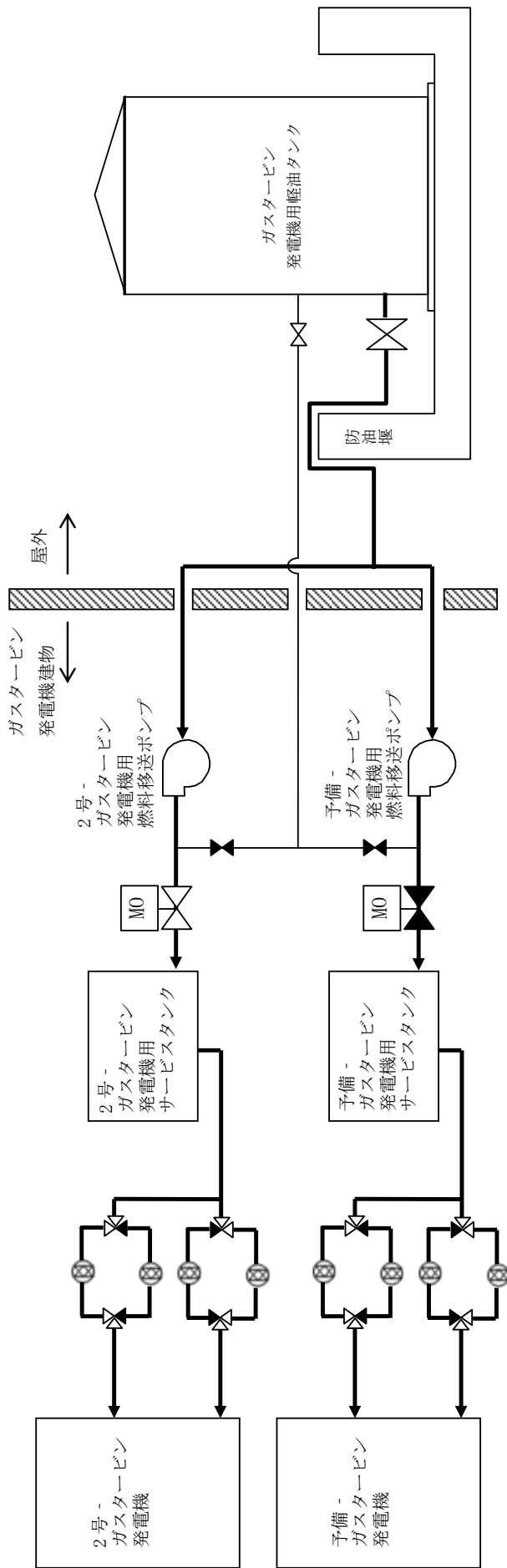
- 【凡例】
- GTG ガスタービン発電機
  - D/G 非常用ディーゼル発電機
  - 高圧遮断器
  - 低圧遮断器
  - 配線用遮断器
  - 接続装置
  - 電動切替装置
  - 機械インタロック
  - 高圧発電機車接続口

- M/C: メタルクラッド開閉装置
- L/C: ロードセンタ
- C/C: コントロールセンタ

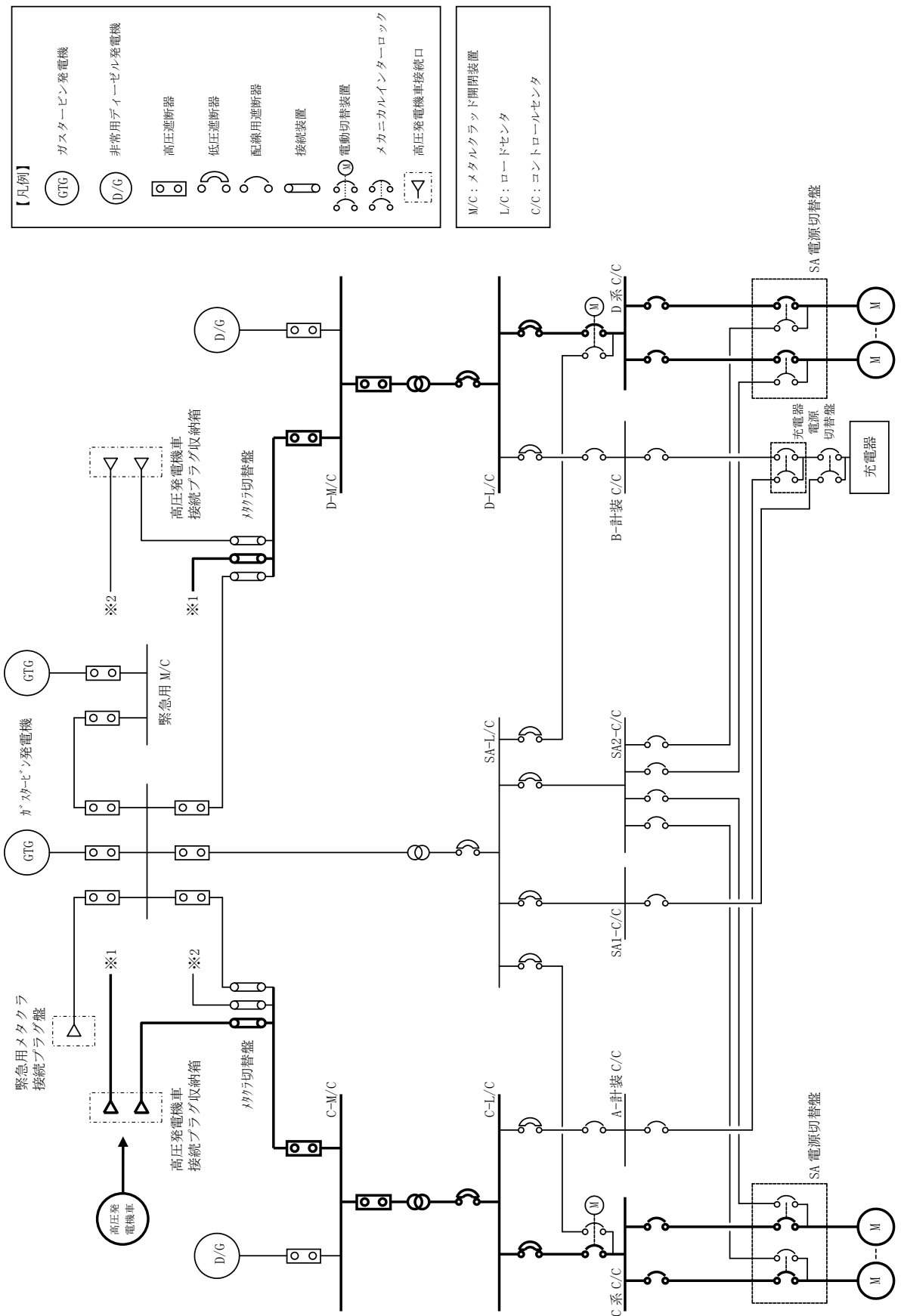
第3.14-1 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)  
(ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を経由して給電)



第3.14-2 図 代替電源設備系統概要図（常設代替交流電源設備による給電）  
（ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由して給電）



第3.14-3 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)  
(ガスタービン発電機の燃料系統)

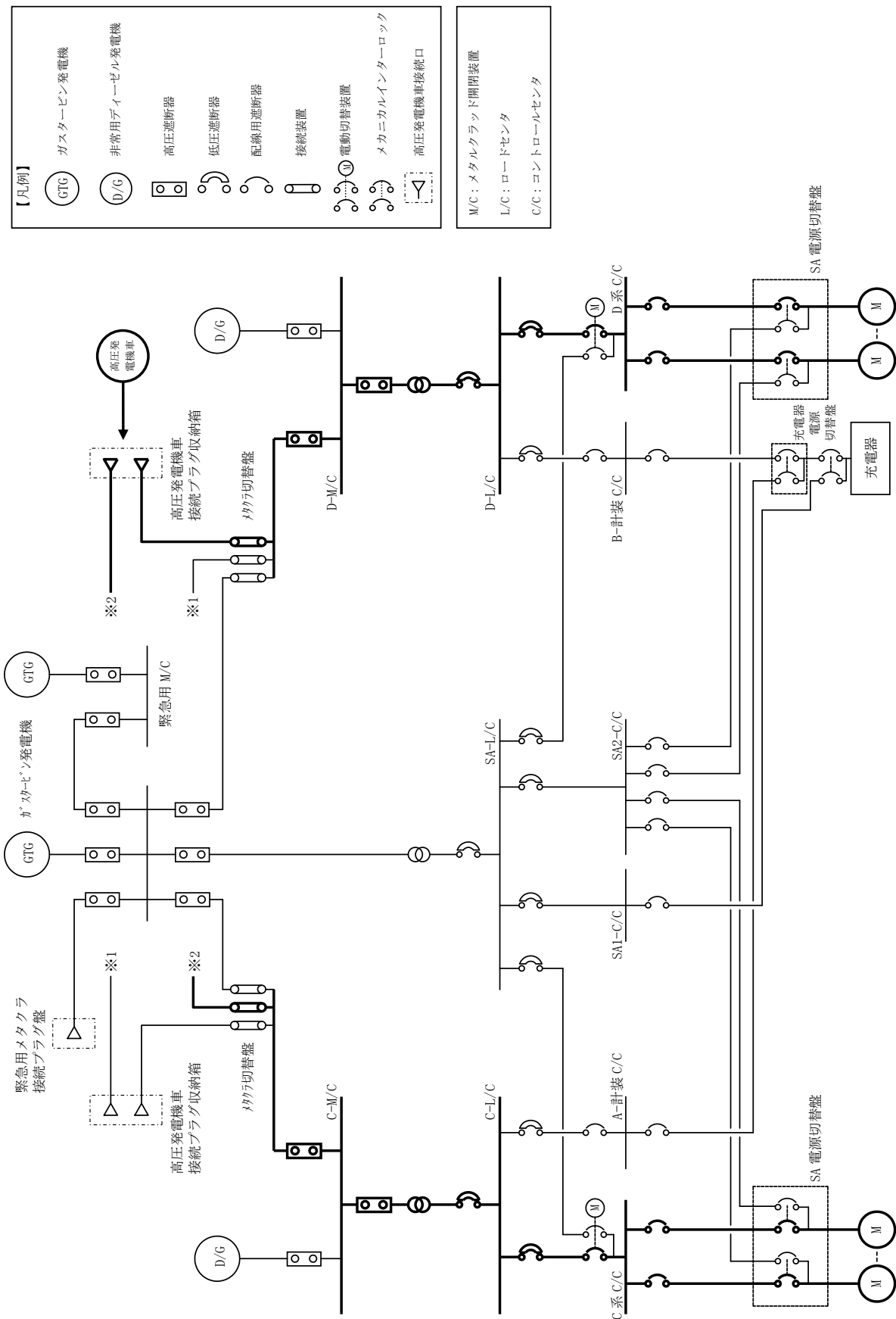


- 【凡例】
- GTG: ガスタービン発電機
  - D/G: 非常用ディーゼル発電機
  - : 高圧遮断器
  - : 低圧遮断器
  - : 配線用遮断器
  - : 接続装置
  - ⊙: 電動切替装置
  - ⊙: メカニカルインターロック
  - : 高圧発電機車接続口

- M/C: メタクルラッド開閉装置
- L/C: ロードセクタ
- C/C: コントローラセンタ

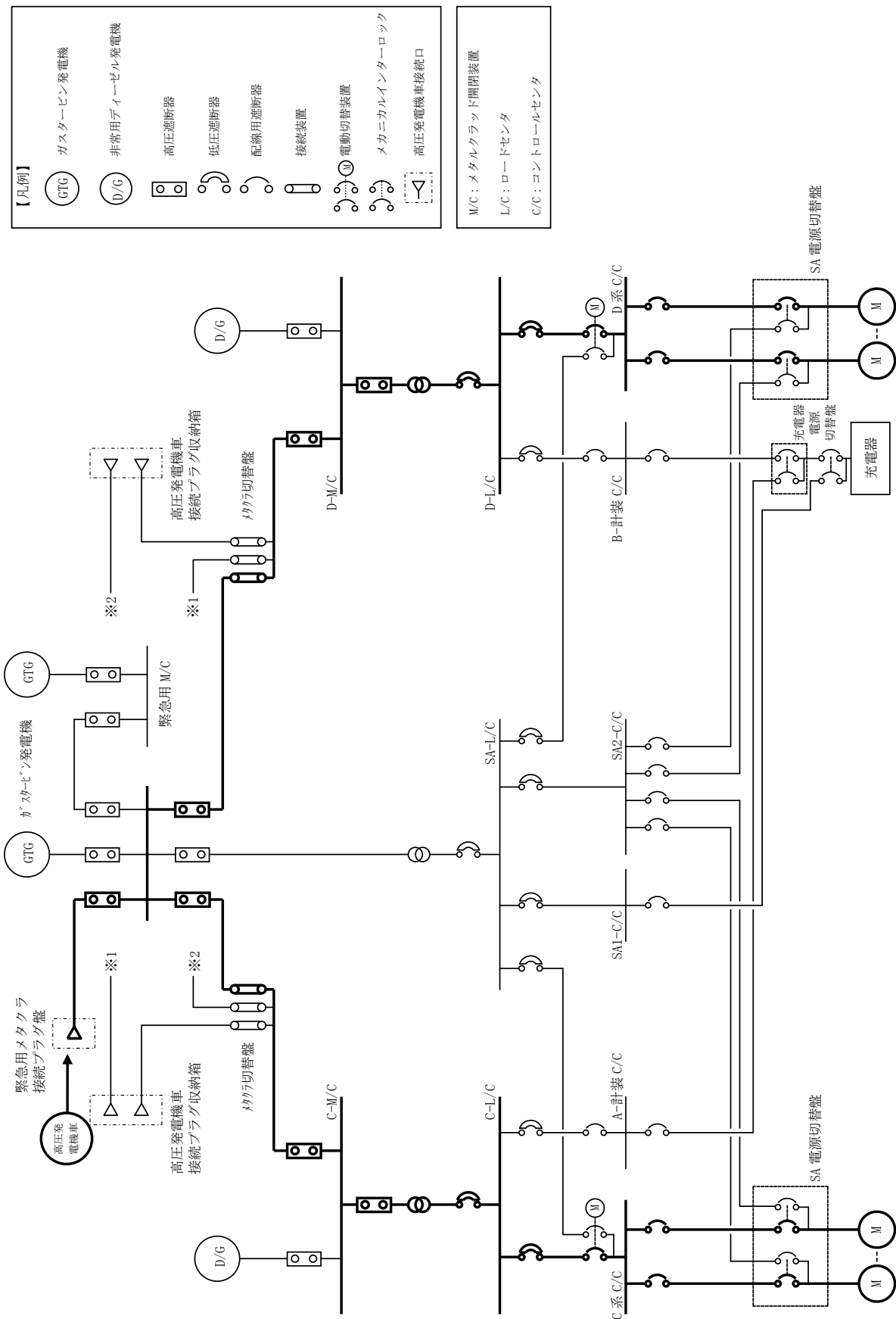
第 3.14-4 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)

(高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) 及び非常用所内電気設備を経由して給電)



第 3.14-5 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)

(高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) 及び非常用所内電気設備を経由して給電)

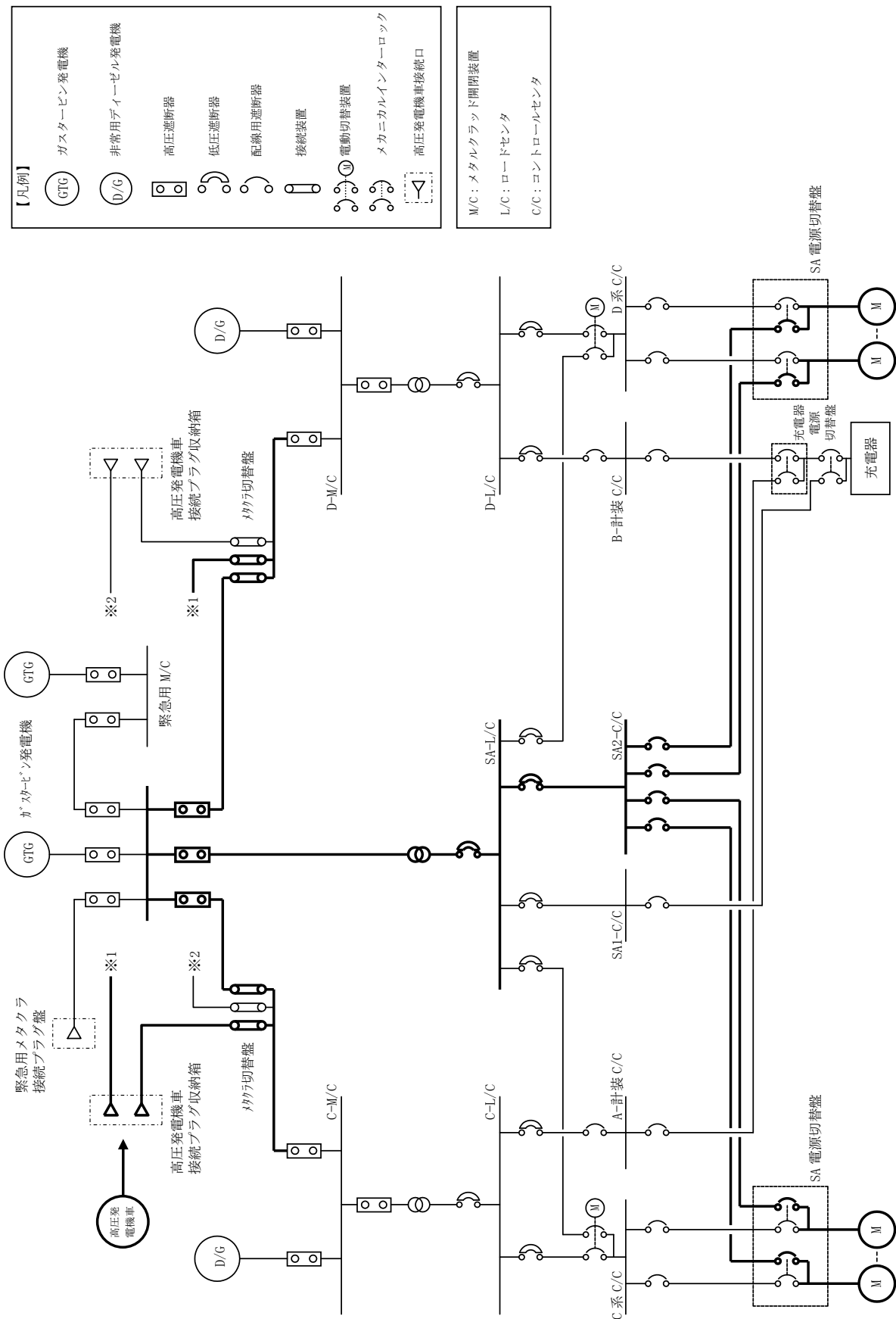


【凡例】

	ガスタービン発電機
	非常用ディーゼル発電機
	高圧遮断器
	低圧遮断器
	配線用遮断器
	接続装置
	電動切替装置
	メカニカルインターロック
	高圧発電機車接続口

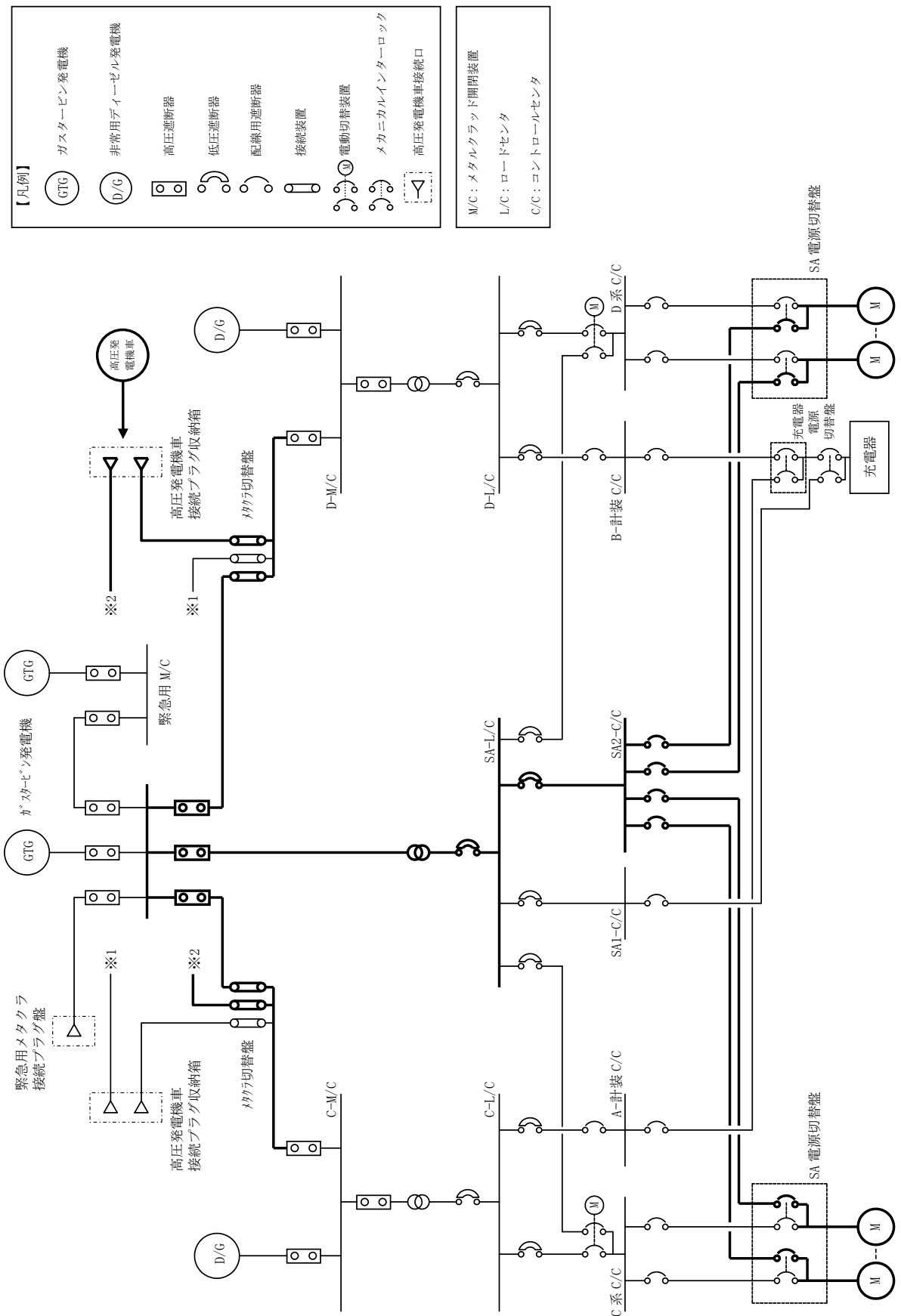
M/C	: メタクルラッド開閉装置
L/C	: ロードセンタ
C/C	: コントロロールセンタ

第 3.14-6 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)  
(高圧発電機車から緊急用メタクルラ接続プラグ盤及び非常用所内電気設備を経由して給電)



第 3.14-7 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)  
 (高压発電機車から高压発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) 及び代替所内電気設備を経由して給電)





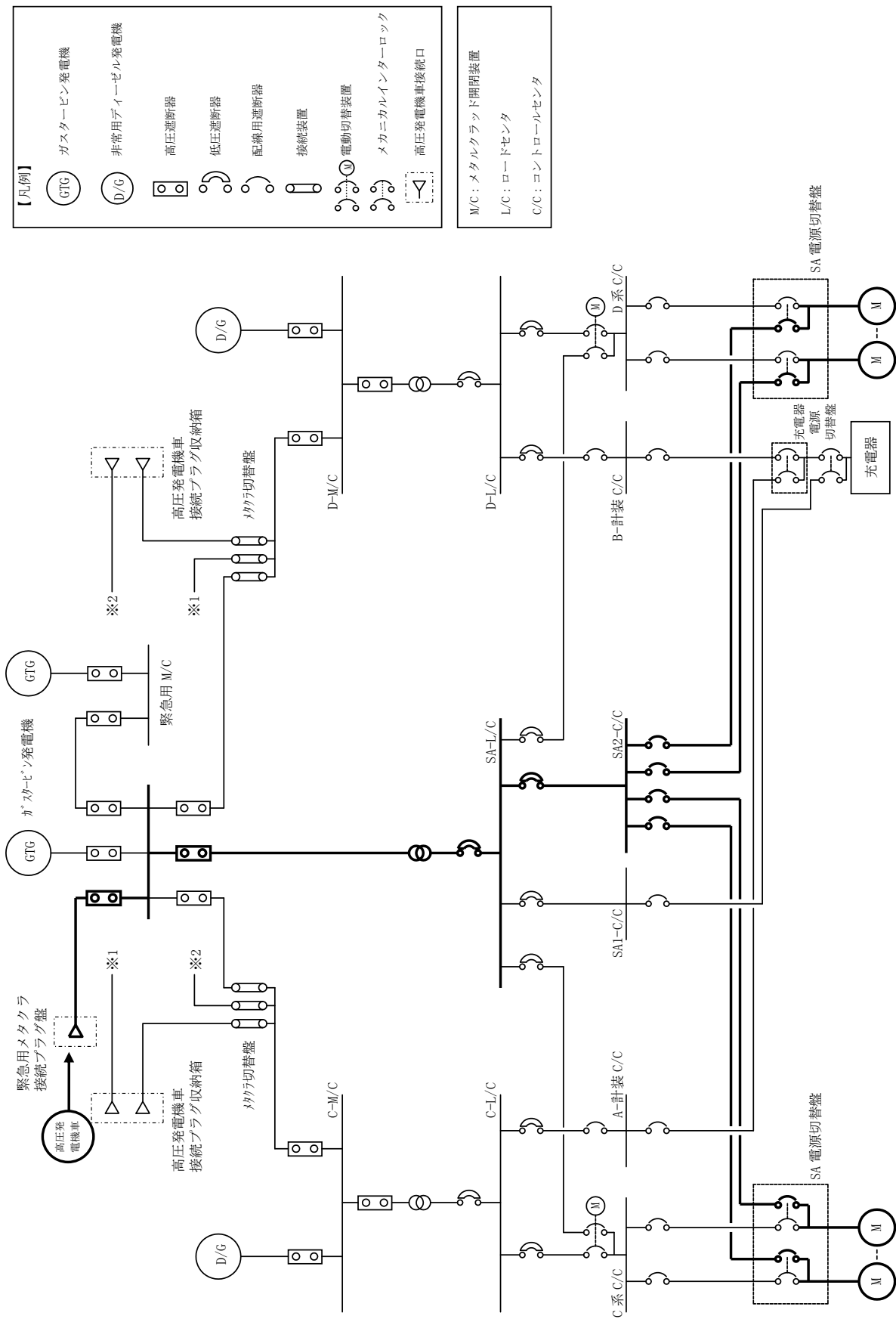
**【凡例】**

	ガスタービン発電機
	非常用ディーゼル発電機
	高圧遮断器
	低圧遮断器
	配線用遮断器
	接続装置
	電動切替装置
	メカニカルインターロック
	高圧発電機車接続口

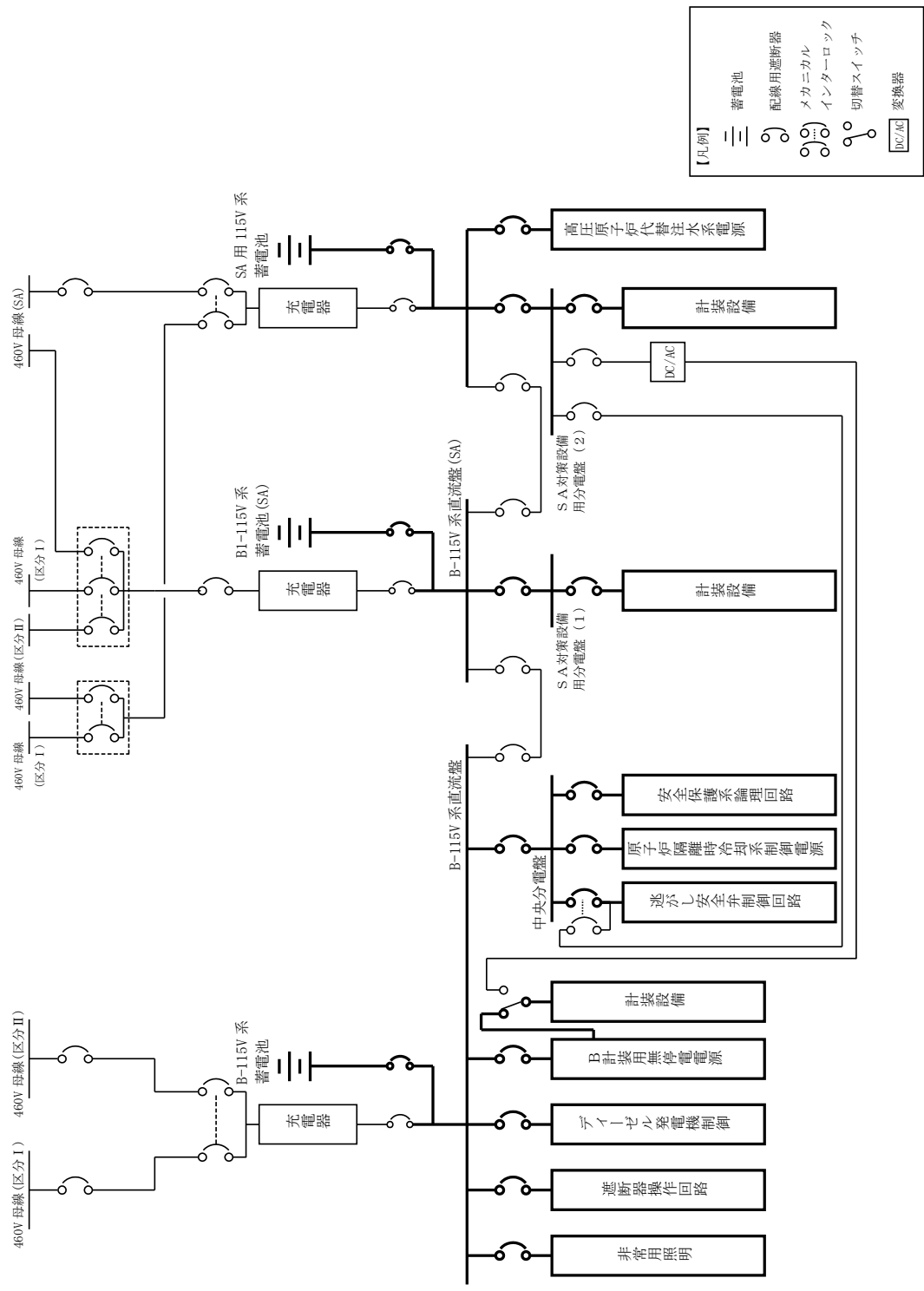
M/C	: メタクララッド開閉装置
L/C	: ロードセンタ
C/C	: コントロールセンタ

第 3.14-8 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)

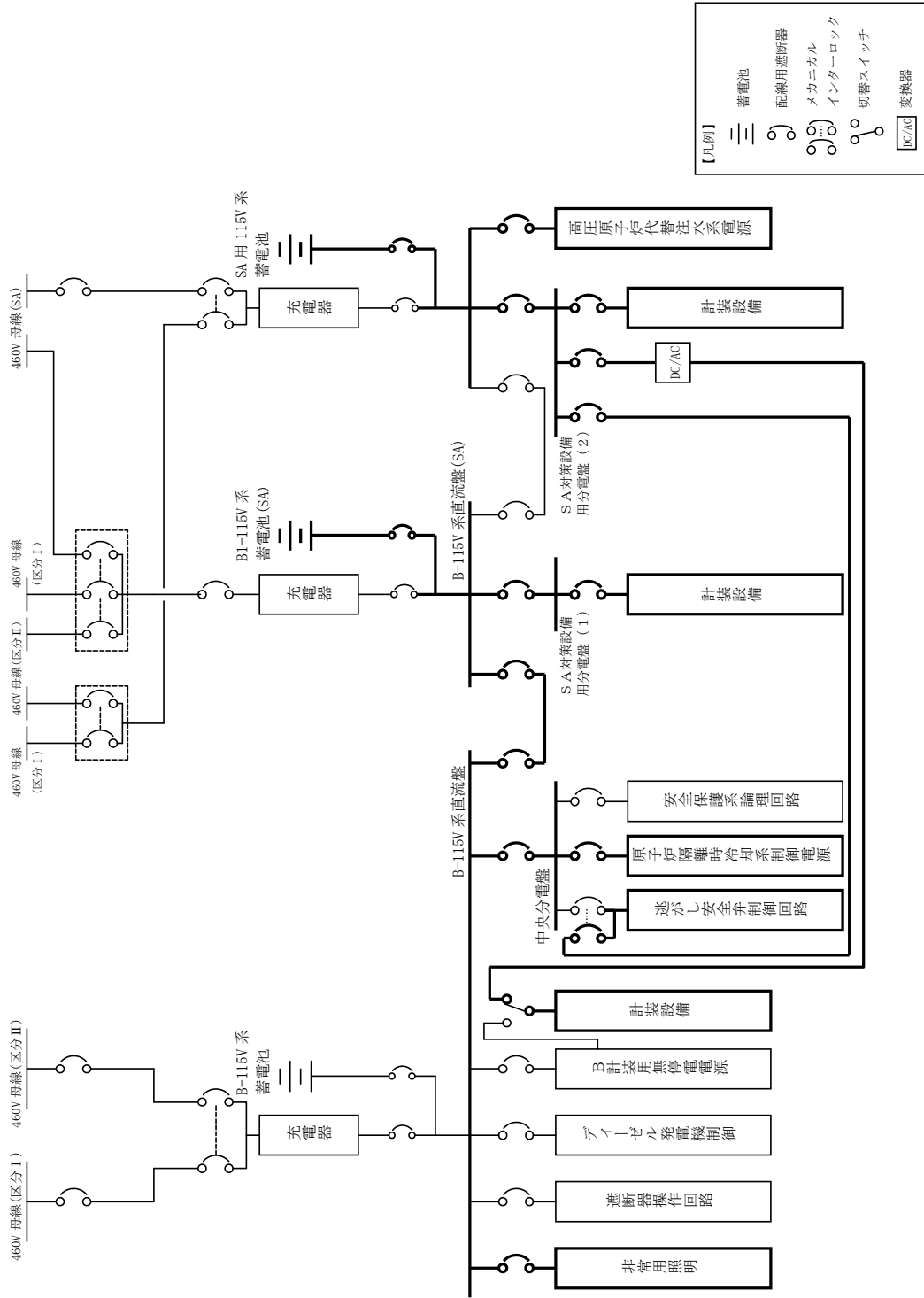
(高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) 及び代替所内電気設備を経由して給電)



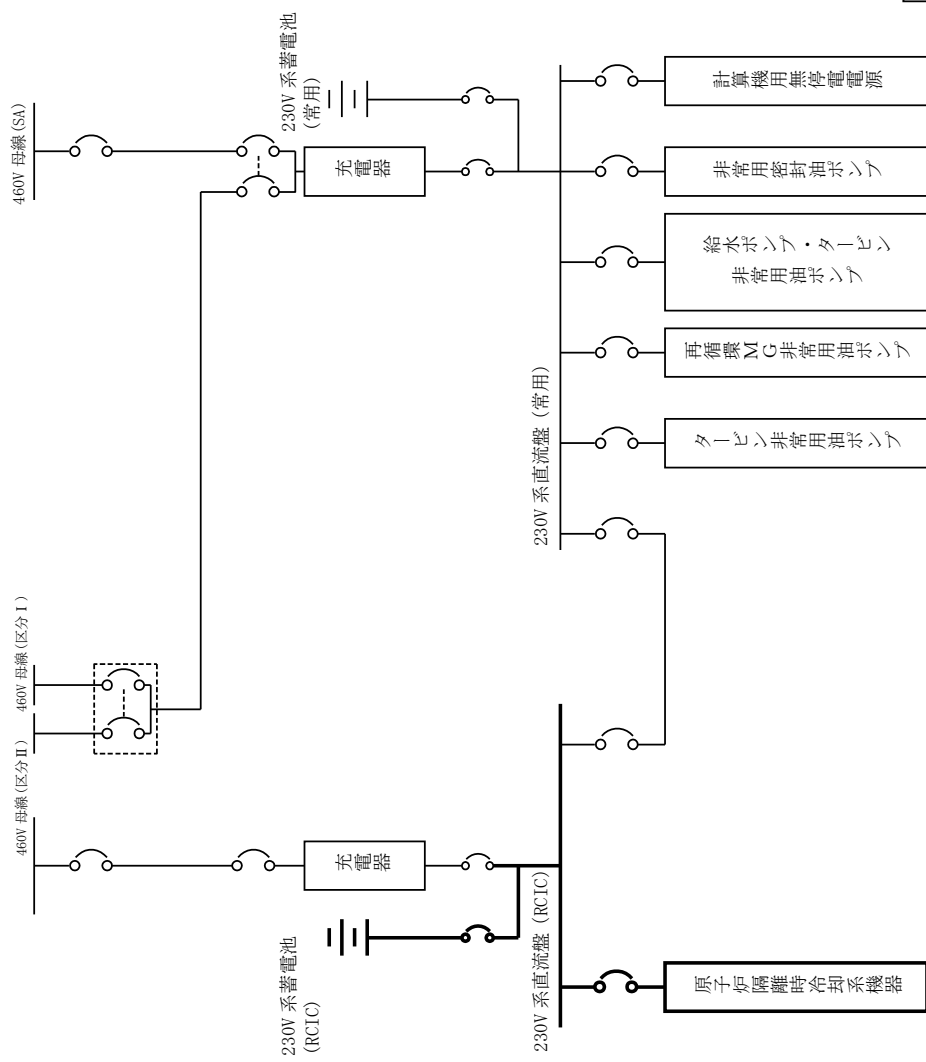
第 3.14-9 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)  
(高圧発電機車から緊急用メタクラ接続プラグ盤及び代替所内電気設備を経由して給電)



第 3.14-10 図 代替電源設備系統概要図 (所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電)  
 (B-115V 系蓄電池, B1-115V 系蓄電池 (SA), SA 用 115V 系蓄電池による給電)

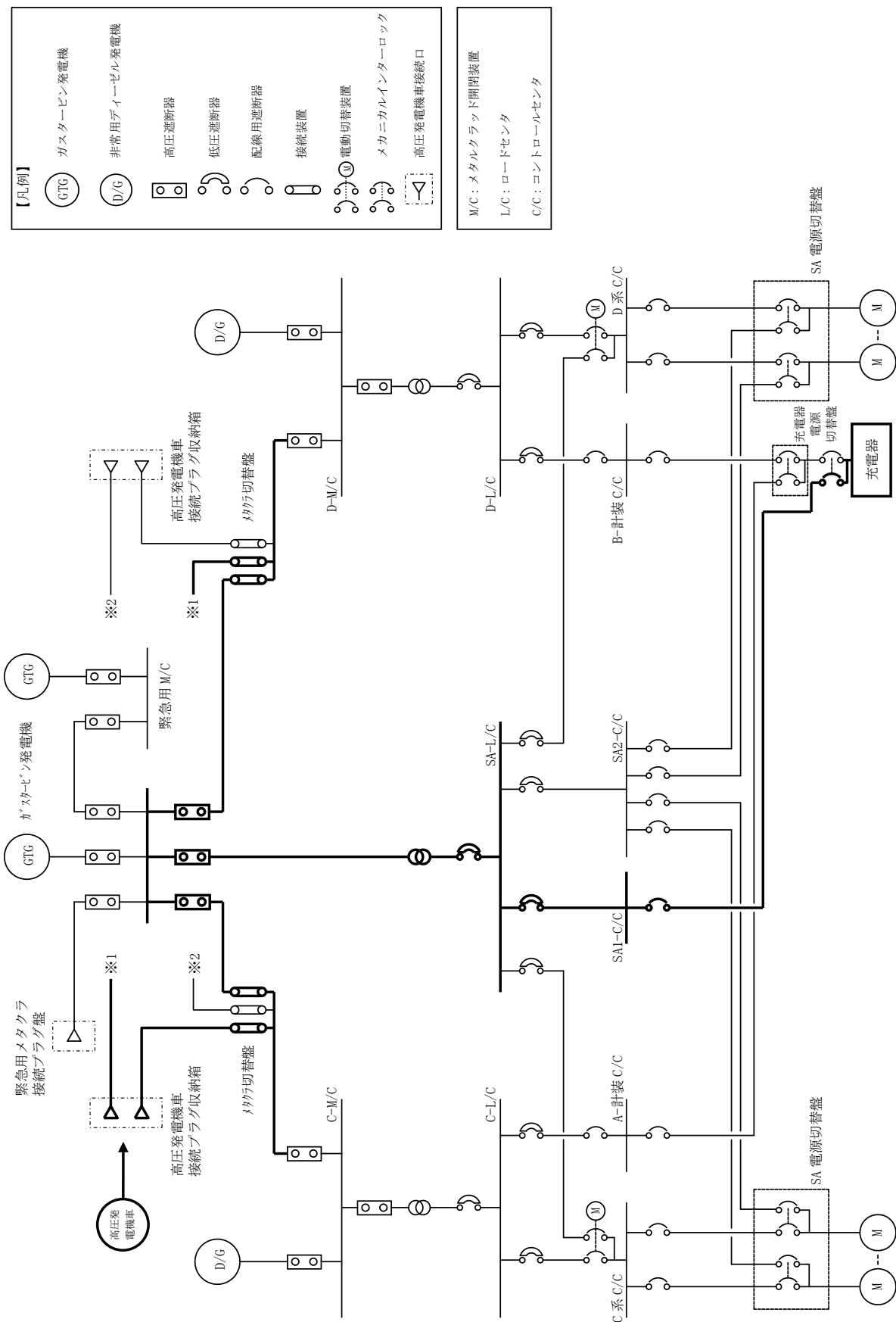


第 3.14-11 図 代替電源設備系統概要図 (所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電)  
 (B1-115V系蓄電池 (SA), SA用 115V系蓄電池による給電)

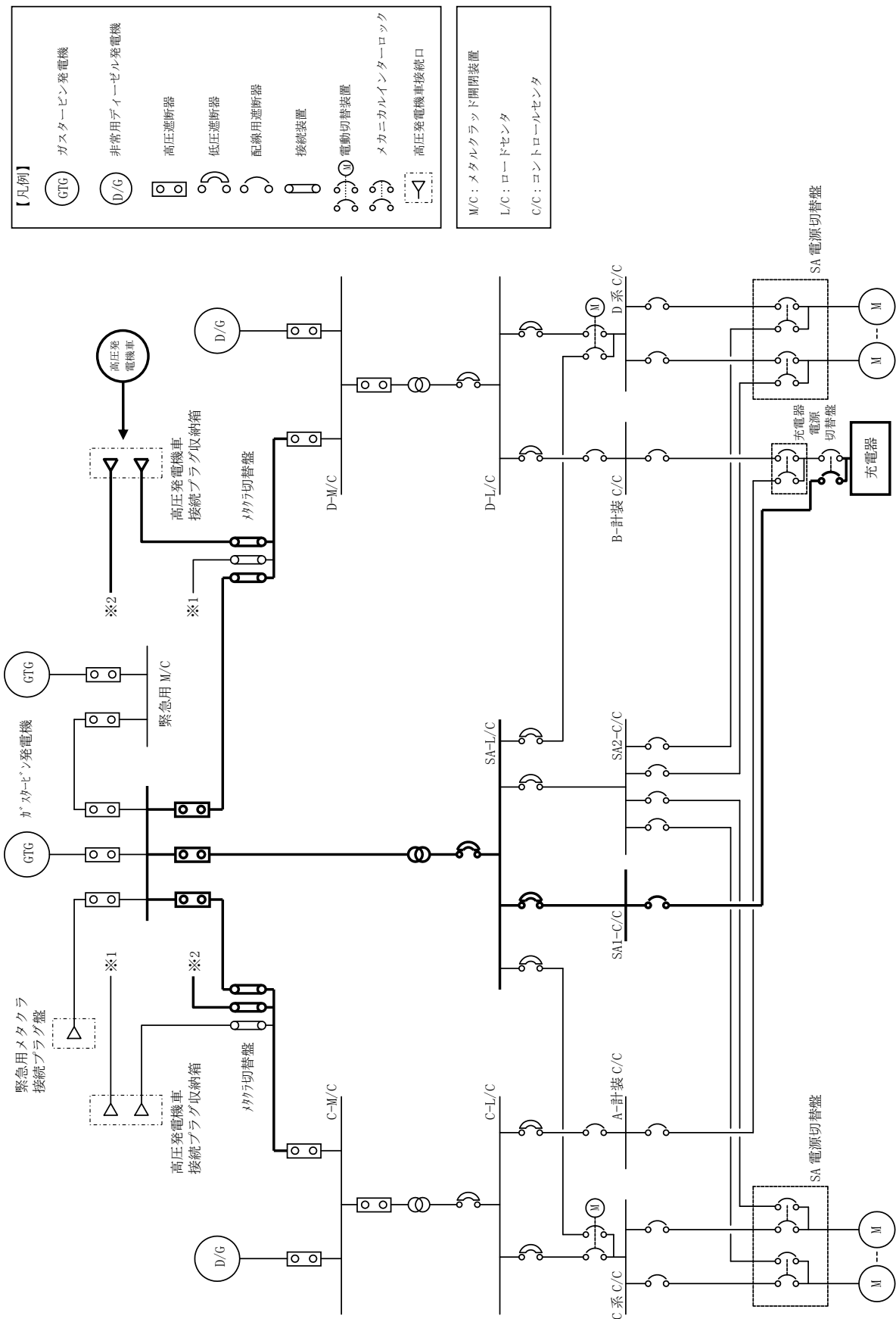


【凡例】  
 蓄電池  
 配線用遮断器  
 メカニカル  
 インターロック

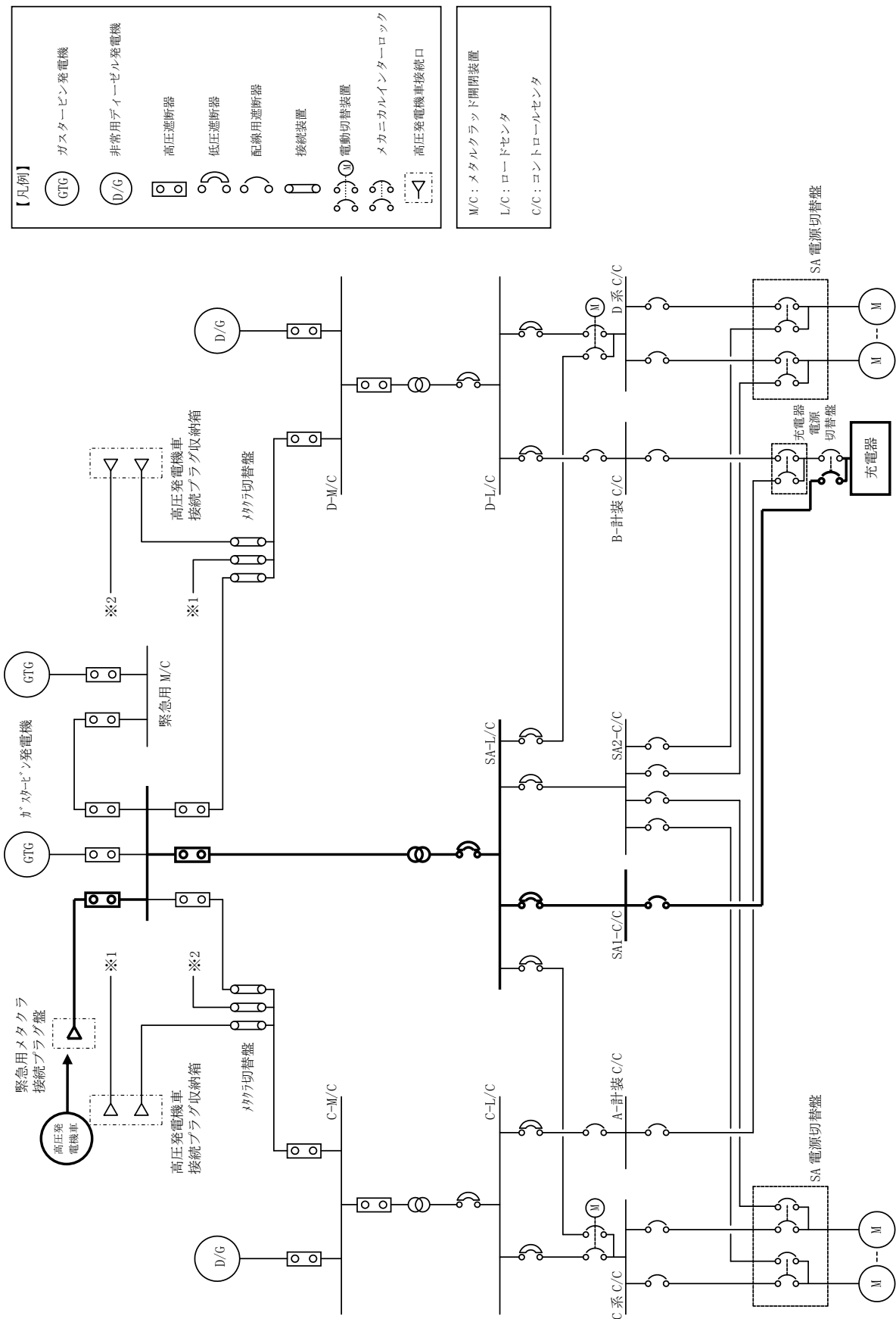
第3.14-12 図 代替電源設備系統概要図 (所内常設蓄電式直流電源設備による給電)  
 (230V系蓄電池 (RCIC) による給電)



第 3.14-13 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)  
(高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) を經由して給電)



第 3.14-14 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)  
(高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ取納箱 (原子炉建物南側) を經由して給電)

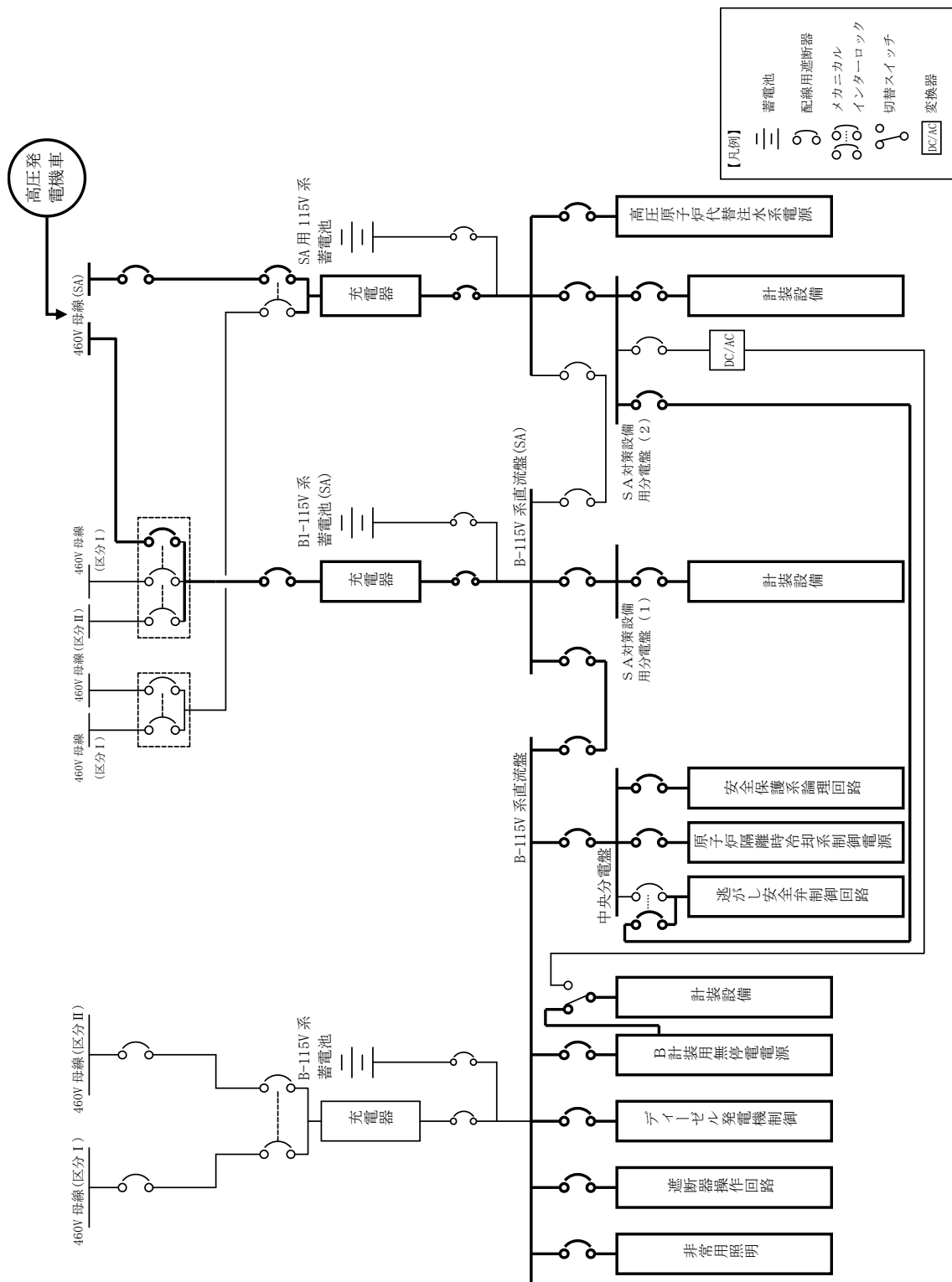


- 【凡例】
- (GTG) ガスタービン発電機
  - (D/G) 非常用ディーゼル発電機
  - [ ] 高压遮断器
  - [ ] 低压遮断器
  - [ ] 配線用遮断器
  - [ ] 接続装置
  - (M) 電動切替装置
  - (M) メカニカルインターロック
  - [ ] 高压発電機車接続口

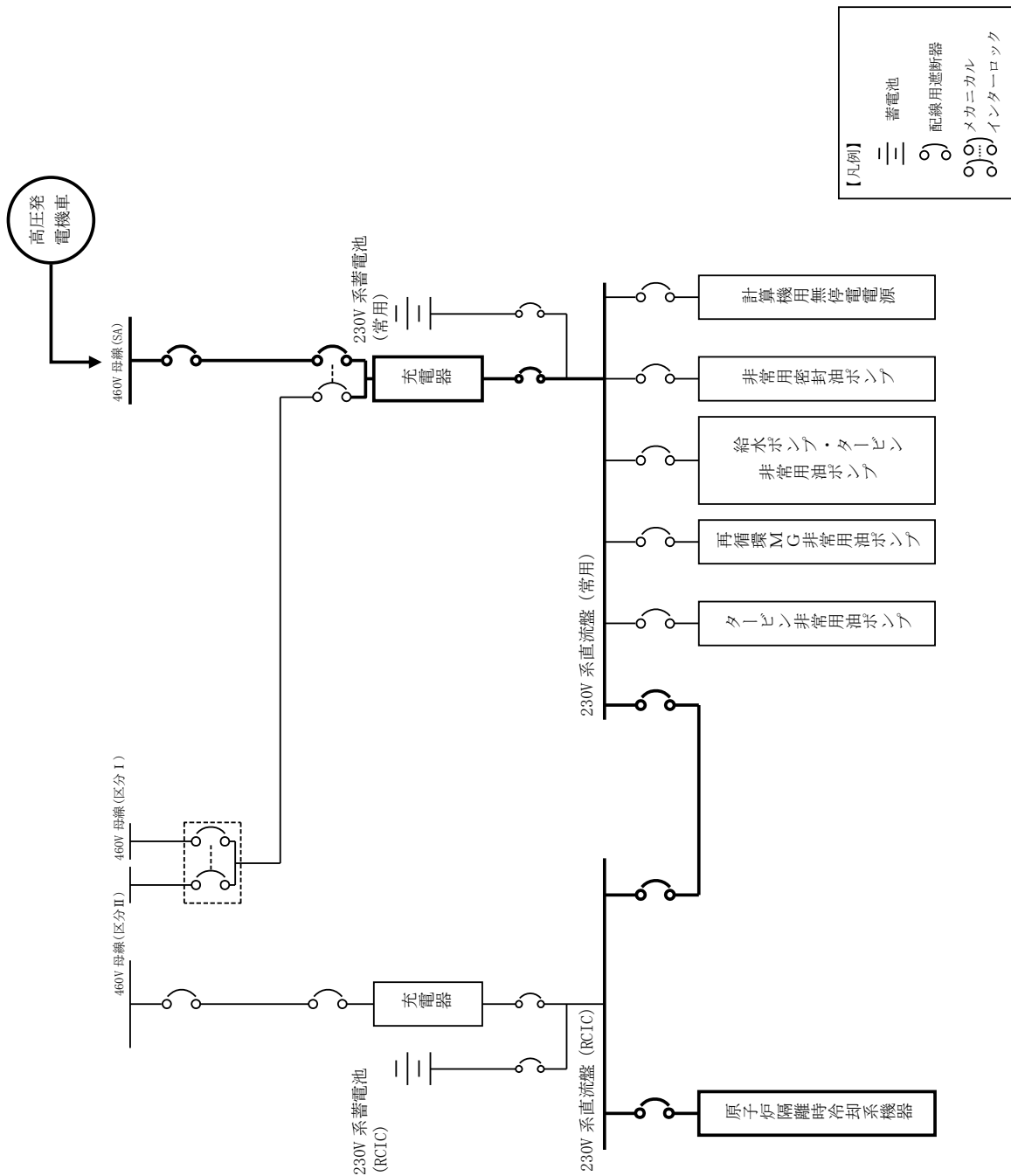
- M/C : メタルクラッド開閉装置
- L/C : ロードセクタ
- C/C : コントロロールセンタ

第3.14-15 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)  
(高压発電機車から緊急用メタクラ接続プラグ盤を経由して給電)

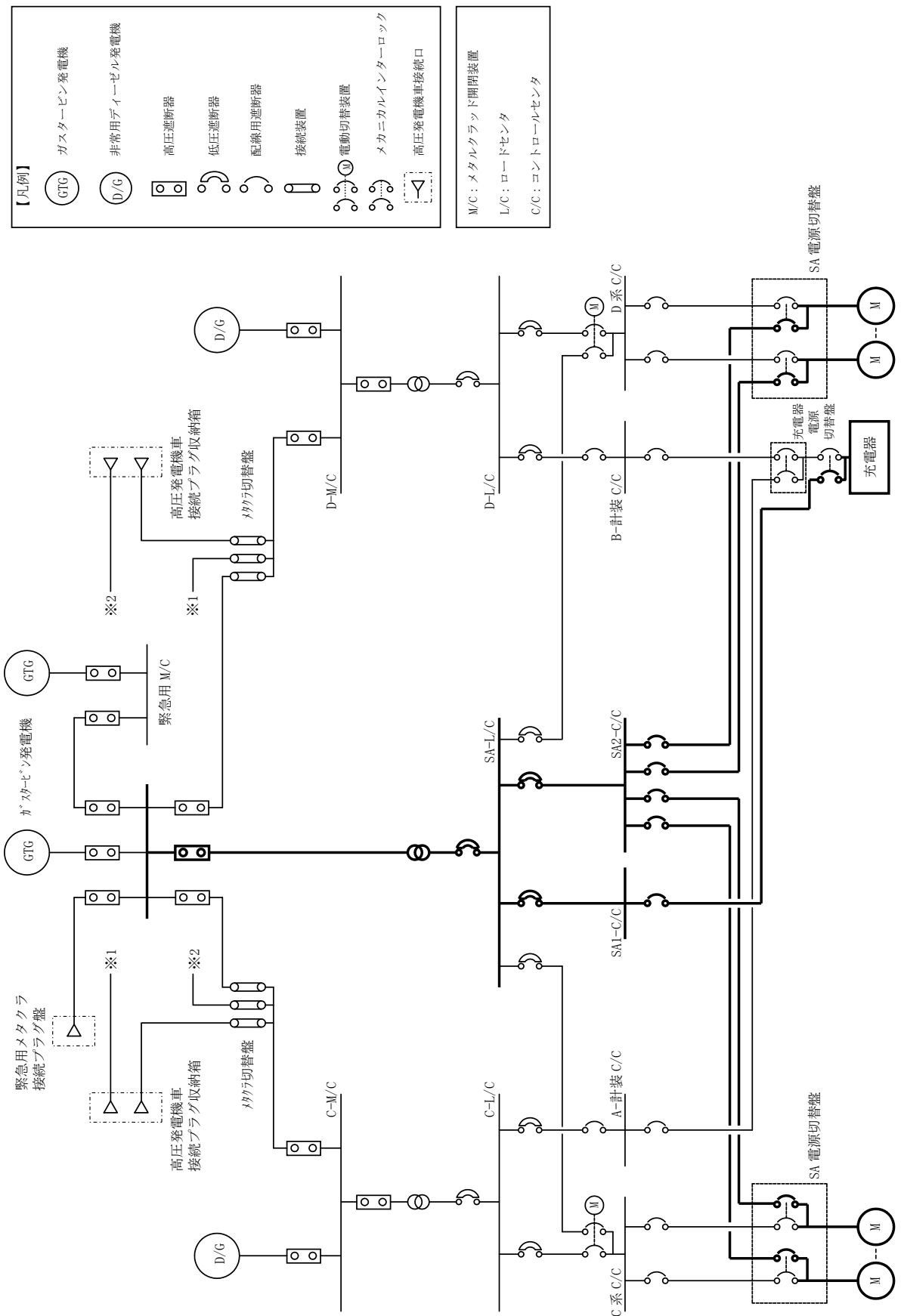




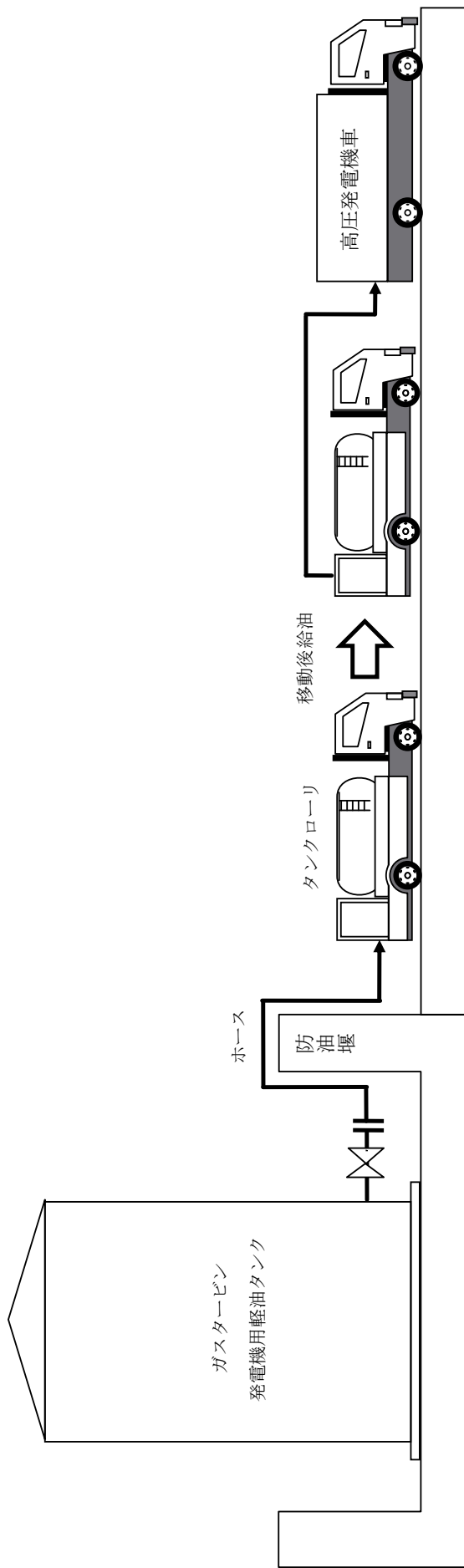
第 3.14-16 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)  
 (充電器 (B1-115V系充電器 (SA), SA用 115V 系充電器を経由による給電)



第3.14-17 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)  
(充電器 (230V系充電器 (常用) を經由による給電)



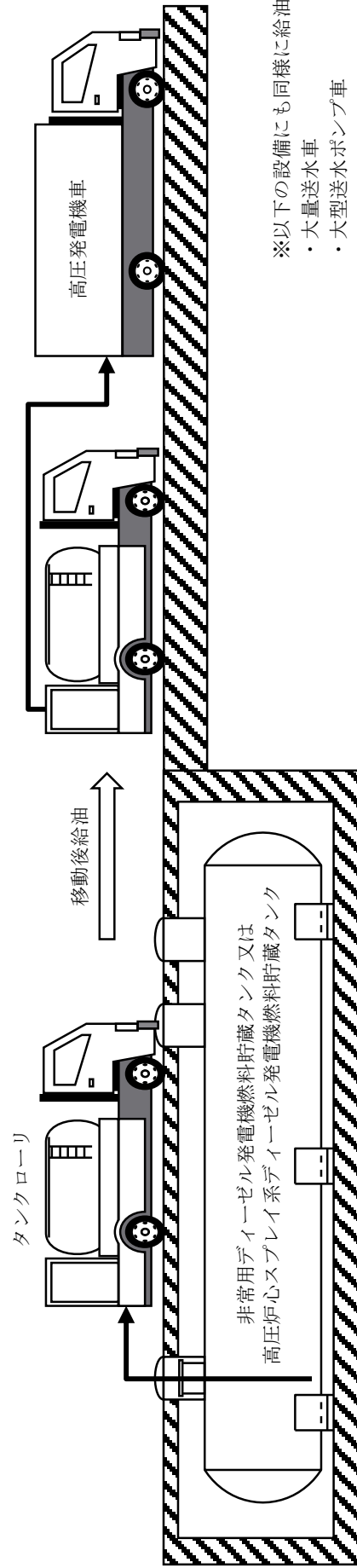
第 3.14-18 図 代替電源設備系統概要図 (代替所内電気設備による給電)



※以下の設備にも同様に給油

- ・大量送水車
- ・大型送水ポンプ車
- ・可搬式窒素供給装置

第3.14-19 図 代替電源設備系統概要図（タンクローリによる給油）  
（ガスタービン発電機用軽油タンクから各機器への給油）



※以下の設備にも同様に給油  
 ・大量送水車  
 ・大型送水ポンプ車  
 ・可搬式窒素供給装置

第 3.14-20 図 代替電源設備系統概要図 (タンクローリによる給油)  
 (非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから各機器への給油)

### 3.14.1.2 重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.14.1.2.1 非常用交流電源設備

非常用交流電源設備は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

非常用交流電源設備のうち非常用ディーゼル発電機は、重大事故等時に A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、ほう酸水注入系、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）、格納容器代替スプレイ系（常設）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）、中央制御室換気系、計装設備及び非常用ガス処理系へ電力を供給できる設計とする。

非常用交流電源設備のうち高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、高圧炉心スプレイ系及び計装設備へ電力を供給できる設計とする。

非常用交流電源設備は、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

非常用交流電源設備の主要機器仕様を第 3.14-2 表に示す。

#### 3.14.1.2.1.1 悪影響防止

基本方針については「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

非常用交流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 3.14.1.2.1.2 容量等

基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。

非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

#### 3.14.1.2.1.3 環境条件等

基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。

非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デ

イタンクは、原子炉建物付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の操作は、中央制御室から可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

#### 3.14.1.2.1.4 操作性の確保

基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

非常用交流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

#### 3.14.1.2.1.5 試験検査

基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイタンクは、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

第 3.14-2 表 非常用交流電源設備の主要機器仕様

(1) 非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機	
機関	
型式	V形4サイクル単動無気噴射式
台数	2
出力	約 6,150kW/台 (連続)
起動時間	約 10 秒
使用燃料	軽油
発電機	
台数	2
種類	横軸回転界磁三相同期発電機
容量	約 7,300kVA/台
力率	0.8
電圧	6.9kV
周波数	60Hz

(2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	
機関	
型式	V形4サイクル単動無気噴射式
台数	1
出力	約 3,480kW/台 (連続)
起動時間	約 13 秒
使用燃料	軽油
発電機	
台数	1
種類	横軸回転界磁三相同期発電機
容量	約 4,000kVA/台
力率	0.8
電圧	6.9kV
周波数	60Hz



(3) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
ディーゼル燃料貯蔵タンク	
基 数	A系 2基, B系 3基
容 量	A系 約170m <sup>3</sup> /基, B系 約100m <sup>3</sup> /基

(4) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
ディーゼル燃料貯蔵タンク	
基 数	HPCS系 1基
容 量	HPCS系 約170m <sup>3</sup> /基

### 3.14.1.2.2 非常用直流電源設備

非常用直流電源設備は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

非常用直流電源設備は、全交流動力電源喪失から8時間、蓄電池（非常用）から電力を供給できる設計とする。

非常用直流電源設備のうち、原子炉中性子計装用蓄電池は全交流動力電源喪失から、中性子源領域計装及び中間領域計装に対して4時間まで、電力を供給できる設計とする。

非常用直流電源設備は、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

非常用直流電源設備の主要機器仕様を第3.14-3表に示す。

#### 3.14.1.2.2.1 悪影響防止

基本方針については「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

非常用直流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 3.14.1.2.2.2 容量等

基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。

蓄電池（非常用）は、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

#### 3.14.1.2.2.3 環境条件等

基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。

蓄電池（非常用）及びそれに充電する充電器は、原子炉建物附属棟内及び廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

#### 3.14.1.2.2.4 操作性の確保

基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

非常用直流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

#### 3.14.1.2.2.5 試験検査

基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

蓄電池（非常用）は、発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。

蓄電池（非常用）に充電する充電器は、発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に外観の確認が可能な設計とする。

第 3.14-3 表 非常用直流電源設備の主要機器仕様

(1) 蓄電池（非常用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備（通常運転時等）
- ・代替電源設備

	115V 系蓄電池	230V 系蓄電池	±24V 系蓄電池
蓄電池			
組数	3	1	2
電圧	115V	230V	±24V
容量	約 4,500Ah（1組） 約 1,200Ah（1組） 約 500Ah（1組）	約 1,500Ah（1組）	約 90Ah（2組）
充電器			
台数	5（予備 1 台）	1	2
充電方式	浮動（常時）	浮動（常時）	浮動（常時）

### 3.15 計装設備【58 条】

#### 【設置許可基準規則】

(計装設備)

第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ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」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「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」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。

a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）

b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。

i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。

ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。

iii) 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、優先順位を定めておくこと。

c) 原子炉格納容器内の温度、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ができること。

### 3.15.1 適合方針

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、「「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について 第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、「「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について 第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対策設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を第 3.15-1 表に、設計基準最大値等を第 3.15-2 表に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図等を第 3.15-1 図、第 3.15-2 図及び第 3.15-3 図に示す。

また、電源設備の受電状態、重大事故等対策設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。なお、補助パラメータのうち、重大事故等対策設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対策設備とする。重大事故等対策設備の補助パラメータの対象を第 3.15-4 表に示す。

#### 3.15.1.1 重大事故等対策設備

##### (1) 監視機能喪失時に使用する設備

発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、「「実用発電用原子炉に

係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について 第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障時に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を第3.15-3表に示す。

## (2) 計器電源喪失時に使用する設備

非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・可搬型代替交流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・所内常設蓄電式直流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・常設代替直流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・可搬型直流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・代替所内電気設備 (3.14 電源設備)

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備については、「3.14 電源設備」に記載する。

また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。

なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型計測器

### (3) パラメータ記録時に使用する設備

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録できる設計とする。

重大事故等の対応に必要なパラメータは、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）（SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置）

計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第3.15-1表及び第3.15-2表に、代替パラメータによる主要パラメータの推定を第3.15-3表に示す。また、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータを第3.15-4表に示す。

#### 3.15.1.1.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。

重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

重大事故等対処設備の補助パラメータは、代替する機能を有する設計基準事故対処設備と可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については「3.14 電源設備」にて記載する。

#### 3.15.1.1.2 悪影響防止

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち、多重性を有するパラメータの計測装置並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においては、パラメータ相互をヒューズ、アイソ

レータ等により電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

重大事故等対処設備の補助パラメータは、電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 3.15.1.1.3 共用の禁止

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、安全性の向上を図る設計とする。

また、安全パラメータ表示システム（SPDS）は、共用により悪影響を及ぼさないよう、必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

#### 3.15.1.1.4 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉水位（広帯域）
- ・原子炉水位（燃料域）
- ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- ・高圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ・低圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ・残留熱除去ポンプ出口流量
- ・格納容器水素濃度（B系）
- ・格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）
- ・格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）
- ・中性子源領域計装



- ・中間領域計装
- ・平均出力領域計装
- ・残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・残留熱除去系熱交換器冷却水流量
- ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ・高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ・残留熱除去ポンプ出口圧力
- ・低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ・格納容器酸素濃度（B系）
- ・燃料プール水位・温度（SA）

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度（SA）
- ・原子炉圧力（SA）
- ・原子炉水位（SA）
- ・高圧原子炉代替注水流量
- ・代替注水流量（常設）
- ・低圧原子炉代替注水流量
- ・低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）
- ・格納容器代替スプレイ流量
- ・ペDESTAL代替注水流量
- ・ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）
- ・残留熱代替除去系原子炉注水流量
- ・残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
- ・ドライウエル温度（SA）
- ・ペDESTAL温度（SA）
- ・ペDESTAL水温度（SA）
- ・サブプレッション・チェンバ温度（SA）
- ・サブプレッション・プール水温度（SA）
- ・ドライウエル圧力（SA）
- ・サブプレッション・チェンバ圧力（SA）
- ・サブプレッション・プール水位（SA）
- ・ドライウエル水位
- ・ペDESTAL水位
- ・格納容器水素濃度（SA）
- ・スクラバ容器水位
- ・スクラバ容器圧力

- ・スクラバ容器温度
- ・第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・低圧原子炉代替注水槽水位
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
- ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力
- ・原子炉建物水素濃度
- ・静的触媒式水素処理装置入口温度
- ・静的触媒式水素処理装置出口温度
- ・格納容器酸素濃度（S A）
- ・燃料プール水位（S A）
- ・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）
- ・燃料プール監視カメラ（S A）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）

重大事故等対処設備の補助パラメータは、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断ができ、系統の目的に応じて必要となる計測範囲を有する設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、想定される重大事故等時に発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。

第1 ベントフィルタ出口水素濃度は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。原子炉格納容器の排出経路での水素濃度監視用として1セット1個使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を加えた合計2個保管する設計とする。

可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）等の計測用として1セット30個（測定時の故障を想定した予備1個含む。）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として30個を含めて合計60個を保管する設計とする。

#### 3.15.1.1.5 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度（S A）
- ・ドライウェル温度（S A）
- ・ペDESTAL温度（S A）
- ・ペDESTAL水温度（S A）
- ・サプレッション・チェンバ温度（S A）
- ・サプレッション・プール水温度（S A）

- ・ドライウエル水位
- ・ペDESTAL水位
- ・中性子源領域計装
- ・中間領域計装
- ・平均出力領域計装

なお、中性子源領域計装、中間領域計装及び平均出力領域計装については、想定される重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉圧力（S A）
- ・原子炉水位（広帯域）
- ・原子炉水位（燃料域）
- ・原子炉水位（S A）
- ・高圧原子炉代替注水流量
- ・低圧原子炉代替注水流量
- ・低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）
- ・格納容器代替スプレイ流量
- ・ペDESTAL代替注水流量
- ・ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）
- ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- ・高圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ・残留熱除去ポンプ出口流量
- ・低圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ・残留熱代替除去系原子炉注水流量
- ・残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
- ・ドライウエル圧力（S A）
- ・サブプレッション・チェンバ圧力（S A）
- ・サブプレッション・プール水位（S A）
- ・格納容器水素濃度（S A）
- ・格納容器水素濃度（B系）
- ・格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）
- ・格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）
- ・残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・残留熱除去系熱交換器冷却水流量

- ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ・高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ・残留熱除去ポンプ出口圧力
- ・低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ・原子炉建物水素濃度
- ・静的触媒式水素処理装置入口温度
- ・静的触媒式水素処理装置出口温度
- ・格納容器酸素濃度（S A）
- ・格納容器酸素濃度（B系）
- ・燃料プール水位・温度（S A）
- ・燃料プール水位（S A）
- ・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）
- ・燃料プール監視カメラ（S A）
- ・RCWサージタンク水位

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉建物付属棟内及びその他の建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・代替注水流量（常設）
- ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力
- ・スクラバ容器水位
- ・スクラバ容器圧力
- ・スクラバ容器温度
- ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）
- ・低圧原子炉代替注水槽水位
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
- ・燃料プール監視カメラ用冷却設備
- ・C-メタクラ母線電圧
- ・D-メタクラ母線電圧
- ・HPCS-メタクラ母線電圧
- ・C-ロードセンタ母線電圧
- ・D-ロードセンタ母線電圧
- ・緊急用メタクラ電圧
- ・SAロードセンタ母線電圧
- ・A-115V系直流盤母線電圧
- ・B-115V系直流盤母線電圧
- ・SA用115V系充電器盤蓄電池電圧
- ・230V系直流盤（常用）母線電圧
- ・B1-115V系蓄電池（SA）電圧

- ・ A D S 用 N<sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力
- ・ N<sub>2</sub> ガスポンベ圧力
- ・ R C W 熱交換器出口温度
- ・ 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）
- ・ 第1 ベントフィルタ出口水素濃度

安全パラメータ表示システム（S P D S）の S P D S データ収集サーバは、廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。S P D S データ収集サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

安全パラメータ表示システム（S P D S）のうち S P D S 伝送サーバは、緊急時対策所に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。S P D S 伝送サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

安全パラメータ表示システム（S P D S）のうち S P D S データ表示装置は、緊急時対策所に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。S P D S データ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

可搬型計測器は、廃棄物処理建物内及び緊急時対策所内に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

### 3.15.1.1.6 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。

- ・ 原子炉圧力
- ・ 原子炉水位（広帯域）
- ・ 原子炉水位（燃料域）
- ・ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- ・ 高圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ・ 残留熱除去ポンプ出口流量
- ・ 低圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ・ 格納容器水素濃度（B系）
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）

- ・中性子源領域計装
- ・中間領域計装
- ・平均出力領域計装
- ・残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・残留熱除去系熱交換器冷却水流量
- ・高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ・残留熱除去ポンプ出口圧力
- ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ・低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ・格納容器酸素濃度（B系）
- ・燃料プール水位・温度（SA）
- ・C-メタクラ母線電圧
- ・D-メタクラ母線電圧
- ・HPCS-メタクラ母線電圧
- ・C-ロードセンタ母線電圧
- ・D-ロードセンタ母線電圧
- ・A-115V系直流盤母線電圧
- ・B-115V系直流盤母線電圧
- ・230V系直流盤（常用）母線電圧
- ・B1-115V系蓄電池（SA）電圧
- ・N<sub>2</sub>ガスボンベ圧力
- ・RCWサージタンク水位
- ・RCW熱交換器出口温度
- ・原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力

格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で、重大事故等対処設備として使用できる設計とする。格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）を計測するためのサンプリング装置は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

中性子源領域計装及び中間領域計装は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で、重大事故等対処設備として使用できる設計とする。中性子源領域計装及び中間領域計装は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度（SA）
- ・原子炉圧力（SA）

- ・原子炉水位 (S A)
- ・高圧原子炉代替注水流量
- ・代替注水流量 (常設)
- ・低圧原子炉代替注水流量
- ・低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
- ・格納容器代替スプレー流量
- ・ペDESTAL代替注水流量
- ・ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)
- ・残留熱代替除去系原子炉注水流量
- ・残留熱代替除去系格納容器スプレー流量
- ・ドライウエル温度 (S A)
- ・ペDESTAL温度 (S A)
- ・ペDESTAL水温度 (S A)
- ・サプレッション・チェンバ温度 (S A)
- ・サプレッション・プール水温度 (S A)
- ・ドライウエル圧力 (S A)
- ・サプレッション・チェンバ圧力 (S A)
- ・ドライウエル水位
- ・サプレッション・プール水位 (S A)
- ・ペDESTAL水位
- ・格納容器水素濃度 (S A)
- ・スクラバ容器水位
- ・スクラバ容器圧力
- ・スクラバ容器温度
- ・第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ・低圧原子炉代替注水槽水位
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
- ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力
- ・原子炉建物水素濃度
- ・静的触媒式水素処理装置入口温度
- ・静的触媒式水素処理装置出口温度
- ・格納容器酸素濃度 (S A)
- ・燃料プール水位 (S A)
- ・燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)
- ・燃料プール監視カメラ (S A) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)
- ・緊急用メタクラ電圧
- ・S Aロードセンタ母線電圧
- ・S A用 115V 系充電器盤蓄電池電圧
- ・A D S用N<sub>2</sub>ガス減圧弁二次側圧力

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）を計測するためのサンプリング装置は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

燃料プール監視カメラ用冷却設備は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。燃料プール監視カメラ用冷却設備は、原子炉建物付属棟内で弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

第1ベントフィルタ出口水素濃度は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。第1ベントフィルタ出口水素濃度は、車両による運搬、移動ができる設計とするとともに、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。第1ベントフィルタ出口水素濃度を計測するためのサンプリング装置は、屋外でサンプリング装置の弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（S P D S）は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。安全パラメータ表示システム（S P D S）のうちS P D Sデータ収集サーバ及びS P D S伝送サーバは、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。安全パラメータ表示システム（S P D S）のうちS P D Sデータ表示装置は、付属の操作スイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。

可搬型計測器は、設計基準対象施設とは兼用しないため、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。可搬型計測器は、運転員が携行して屋内のアクセスルートを通行できる設計とする。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。

#### 3.15.1.1.7 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（S P D S）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

可搬型計測器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による性能の確認が可能な設計とする。



第 3.15-1 表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様

- (1) 原子炉压力容器温度（S A）  
個 数 2  
計測範囲 0～500℃
- (2) 原子炉圧力  
兼用する設備は以下のとおり。  
・原子炉プラント・プロセス計装系  
個 数 2  
計測範囲 0～10MPa [gage]
- (3) 原子炉圧力（S A）  
個 数 1  
計測範囲 0～11MPa [gage]
- (4) 原子炉水位（広帯域）  
兼用する設備は以下のとおり。  
・原子炉プラント・プロセス計装系  
個 数 2  
計測範囲 -400～150cm ※<sup>1</sup>
- (5) 原子炉水位（燃料域）  
兼用する設備は以下のとおり。  
・原子炉プラント・プロセス計装系  
個 数 2  
計測範囲 -800～-300cm ※<sup>1</sup>
- (6) 原子炉水位（S A）  
個 数 1  
計測範囲 -900～150cm ※<sup>1</sup>
- (7) 高圧原子炉代替注水流量  
個 数 1  
計測範囲 0～150m<sup>3</sup>/h
- (8) 代替注水流量（常設）  
個 数 1  
計測範囲 0～300m<sup>3</sup>/h

- (9) 低圧原子炉代替注水流量  
 個 数 2  
 計測範囲 0～200m<sup>3</sup>/h
- (10) 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）  
 個 数 2  
 計測範囲 0～50m<sup>3</sup>/h
- (11) 格納容器代替スプレイ流量  
 個 数 2  
 計測範囲 0～150m<sup>3</sup>/h
- (12) ペDESTAL代替注水流量  
 個 数 2  
 計測範囲 0～150m<sup>3</sup>/h
- (13) ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）  
 個 数 2  
 計測範囲 0～50m<sup>3</sup>/h
- (14) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量  
 兼用する設備は以下のとおり。  
 ・原子炉プラント・プロセス計装系  
 個 数 1  
 計測範囲 0～150m<sup>3</sup>/h
- (15) 高圧炉心スプレイポンプ出口流量  
 兼用する設備は以下のとおり。  
 ・原子炉プラント・プロセス計装系  
 個 数 1  
 計測範囲 0～1,500m<sup>3</sup>/h
- (16) 残留熱除去ポンプ出口流量  
 兼用する設備は以下のとおり。  
 ・原子炉プラント・プロセス計装系  
 個 数 3  
 計測範囲 0～1,500m<sup>3</sup>/h

(17) 低圧炉心スプレイポンプ出口流量

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数	1
計測範囲	0～1,500m <sup>3</sup> /h

(18) 残留熱代替除去系原子炉注水流量

個 数	1
計測範囲	0～50m <sup>3</sup> /h

(19) 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量

個 数	1
計測範囲	0～150m <sup>3</sup> /h

(20) ドライウェル温度 (S A)

個 数	7
計測範囲	0～300℃

(21) ペデスタル温度 (S A)

個 数	2
計測範囲	0～300℃

(22) ペデスタル水温度 (S A)

個 数	2
計測範囲	0～300℃

(23) サプレッション・チェンバ温度 (S A)

個 数	2
計測範囲	0～200℃

(24) サプレッション・プール水温度 (S A)

個 数	2
計測範囲	0～200℃

(25) ドライウェル圧力 (S A)

個 数	2
計測範囲	0～1,000kPa [abs]

(26) サプレッション・チェンバ圧力 (S A)

個 数 2  
計測範囲 0～1,000kPa [abs]

(27) サプレッション・プール水位 (S A)

個 数 1  
計測範囲  $-0.80\sim 5.50\text{m}^{*2}$

(28) ドライウエル水位

個 数 3  
計測範囲  $-3.0\text{m}^{*3}$ ,  $-1.0\text{m}^{*3}$ ,  $+1.0\text{m}^{*3}$

(29) ペDESTAL水位

個 数 4  
計測範囲  $+0.1\text{m}^{*4}$ ,  $+1.2\text{m}^{*4}$ ,  $+2.4\text{m}^{*4}$ ,  $+2.4\text{m}^{*4}$

(30) 格納容器水素濃度 (B系)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数 1  
計測範囲 0～5 vol% / 0～100vol%

(31) 格納容器水素濃度 (S A)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数 1  
計測範囲 0～100vol%

(32) 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数 2  
計測範囲  $10^{-2}\sim 10^5\text{Sv/h}$

(33) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数 2

計測範囲  $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$

(34) 中性子源領域計装

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉中性子計装系

個 数 4

計測範囲  $10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$  ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )

(35) 中間領域計装

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉中性子計装系

個 数 8

計測範囲  $0 \sim 40\%$  又は  $0 \sim 125\%$  ( $1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )

(36) 平均出力領域計装

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉中性子計装系

個 数  $6^{※5}$

計測範囲  $0 \sim 125\%$  ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )

(37) スクラバ容器水位

個 数 8

計測範囲

(38) スクラバ容器圧力

個 数 4

計測範囲  $0 \sim 1 \text{ MPa}$  [gage]

(39) スクラバ容器温度

個 数 4

計測範囲  $0 \sim 300^\circ\text{C}$

(40) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数 2

1

計測範囲  $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$

$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(41) 第1ベントフィルタ出口水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個数	1 (予備1)
計測範囲	0～20vol% / 0～100vol%

(42) 残留熱除去系熱交換器入口温度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系

個数	2
計測範囲	0～200℃

(43) 残留熱除去系熱交換器出口温度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系

個数	2
計測範囲	0～200℃

(44) 残留熱除去系熱交換器冷却水流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系

個数	2
計測範囲	0～1,500m <sup>3</sup> /h

(45) 残留熱除去ポンプ出口圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系

個数	3
計測範囲	0～4MPa [gage]

(46) 低圧原子炉代替注水槽水位

個数	1
計測範囲	0～1,500m <sup>3</sup> (0～12,542mm)

(47) 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力

個数	2
計測範囲	0～4MPa [gage]

(48) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数	1
計測範囲	0～10MPa [gage]

(49) 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数	1
計測範囲	0～12MPa [gage]

(50) 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数	1
計測範囲	0～5MPa [gage]

(51) 残留熱代替除去ポンプ出口圧力

個 数	2
計測範囲	0～3MPa [gage]

(52) 原子炉建物水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

個 数	1
	6
計測範囲	0～10vol%
	0～20vol%

(53) 静的触媒式水素処理装置入口温度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

個 数	2
計測範囲	0～100℃

(54) 静的触媒式水素処理装置出口温度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

個 数	2
計測範囲	0～400℃

(55) 格納容器酸素濃度 (B系)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数	1
計測範囲	0～5 vol% / 0～25vol%

(56) 格納容器酸素濃度 (S A)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数	1
計測範囲	0～25vol%

(57) 燃料プール水位・温度 (S A)

第 3.11-1 表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(58) 燃料プール水位 (S A)

第 3.11-1 表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(59) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)

第 3.11-1 表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(60) 燃料プール監視カメラ (S A) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)

第 3.11-1 表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(61) 安全パラメータ表示システム (S P D S)

第 3.19-1 表 通信連絡を行うために必要な設備 (常設) の主要機器仕様に記載する。

(62) 可搬型計測器

個 数	30 (予備 30)
-----	------------

※ 1 : 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm) 。

※ 2 : 基準点はサプレッション・プール通常水位 (EL5610) 。

※ 3 : 基準点は格納容器底面 (EL10100) 。

※ 4 : 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706) 。



※5：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

第3.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (1/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数	
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	0～500℃	最大値： 302℃	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準 (300℃) に対して、500℃までを監視可能。	1	
	原子炉圧力 <sup>※1</sup>				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ		
	原子炉圧力 (SA) <sup>※1</sup>						
	原子炉水位 (広帯域) <sup>※1</sup>						
	原子炉水位 (燃料域) <sup>※1</sup>						
	原子炉水位 (SA) <sup>※1</sup>						
残留熱除去系熱交換器入口温度 <sup>※1</sup>						「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>※2</sup>	2	0～10MPa [gage]	最大値： 8.29MPa [gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.68MPa [gage]) を包絡する範囲として設定。なお、逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。	1	
	原子炉圧力 (SA) <sup>※2</sup>	1	0～11MPa [gage]	最大値： 8.29MPa [gage]			
	原子炉水位 (広帯域) <sup>※1</sup>					「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	
	原子炉水位 (燃料域) <sup>※1</sup>						
	原子炉水位 (SA) <sup>※1</sup>						
	原子炉圧力容器温度 (SA) <sup>※1</sup>						
					「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ		

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレシジョン・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用するため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (2/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※2	2	-400~150cm※3	-798~132cm※3	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル 3~8) 及び燃料棒有効長底部まで監視可能である。	1
	原子炉水位 (燃料域) ※2	2	-800~-300cm※3			
	原子炉水位 (SA) ※2	1	-900~150cm※3			
	高圧原子炉代替注水流量※1					
	代替注水流量 (常設) ※1					
	低圧原子炉代替注水流量※1					
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ※1					
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量※1					
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量※1					
	残留熱除去ポンプ出口流量※1					
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量※1					
	残留熱代替除去系原子炉注水流量※1					
原子炉圧力※1						
原子炉圧力 (SA) ※1					「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ	
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ※1					「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ	

「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (3/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
④ 原子炉压力容器への注水量 (1/2)	高压原子炉代替注水流量	1	0 ~ 150m <sup>3</sup> /h	—**8	高压原子炉代替注水ポンプの最大注水量 (93m <sup>3</sup> /h) を監視可能である。	1
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	0 ~ 150m <sup>3</sup> /h	0 ~ 99m <sup>3</sup> /h	原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量 (99m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0 ~ 1,500m <sup>3</sup> /h	0 ~ 1,314m <sup>3</sup> /h	高压炉心スプレイ・ポンプの最大注水量 (1,314m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	代替注水流量 (常設)	1	0 ~ 300m <sup>3</sup> /h	—**8	低压原子炉代替注水ポンプの最大注水量 (230m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	—
	低压原子炉代替注水流量	2	0 ~ 200m <sup>3</sup> /h	—**8	大量送水車を用いた低压原子炉代替注水系 (可搬型) における最大注水量 (70m <sup>3</sup> /h) を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量 (12m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	0 ~ 50m <sup>3</sup> /h	—**8		残留熱除去ポンプの最大注水量 (1,380m <sup>3</sup> /h) を監視可能。
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0 ~ 1,500m <sup>3</sup> /h	0 ~ 1,380m <sup>3</sup> /h		
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0 ~ 1,500m <sup>3</sup> /h	0 ~ 1,314m <sup>3</sup> /h	低压炉心スプレイ・ポンプの最大注水量 (1,314m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	0 ~ 50m <sup>3</sup> /h	—**8	残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量 (30m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉压力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用するための設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (4/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
④ 原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	サブプレッショ・プールの水位 (SA) ※1				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	
	低圧原子炉代替注水槽水位※1				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ	
	原子炉水位 (広帯域) ※1					
	原子炉水位 (燃料域) ※1				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	
	原子炉水位 (SA) ※1					

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4：基準点はサブプレッショ・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (5/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑤ 原子炉格納容器への注水量	代替注水量 (常設)				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ	
	格納容器代替スプレイ流量	2	0 ~ 150m <sup>3</sup> /h	—※8	大量送水車を用いた格納容器代替スプレイ系 (可搬型) における最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	ペダスタル代替注水量	2	0 ~ 150m <sup>3</sup> /h	—※8	大量送水車を用いたペダスタル代替注水系 (可搬型) における最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量 (12m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	ペダスタル代替注水量 (狭帯域用)	2	0 ~ 50m <sup>3</sup> /h	—※8		
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	0 ~ 150m <sup>3</sup> /h	—※8	残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	低圧原子炉代替注水槽水位※1				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ	
	ドライウェル圧力 (SA) ※1					
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ※1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ	
	ドライウエル水位※1					
	サブレーション・プール水位 (SA) ※1					
ペダスタル水位※1						
残留熱代替除去系原子炉注水量※1					「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ	
残留熱代替除去ポンプ出口圧力※1					「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (6/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) ※2	7	0 ~ 300℃	最大値: 145℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	1
	ペデスタル温度 (SA) ※2	2	0 ~ 300℃	最大値: 145℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	1
	ペデスタル水温度 (SA)	2	0 ~ 300℃	—※8	原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。	1
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) ※2	2	0 ~ 200℃	最大値: 88℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	
	サブプレッション・プール水温度 (SA) ※2	2	0 ~ 200℃	最大値: 88℃	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 853kPa [gage]) におけるサブプレッション・プールの飽和温度 (約 178℃) を監視可能。	1
	ドライウエル圧力 (SA) ※1 サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ※1					

「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8: 重大事故等時に使用するため、設計基準事故時は値なし。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (7/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) ※2	2	0 ~ 1,000kPa [abs]	最大値： 324kPa [gage]	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 853kPa [gage]) を監視可能。	1
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ※2	2	0 ~ 1,000kPa [abs]	最大値： 206kPa [gage]		
	ドライウエル温度 (SA) ※1				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ	
	ペダスタル温度 (SA) ※1					
サブプレッション・チェンバ温度 (SA) ※1						

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。



第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (8/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑧ 原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位	3	-3.0m <sup>**5</sup> , -1.0m <sup>**5</sup> , +1.0m <sup>**5</sup>	-**8	重大事故等時において、溶融炉心の冷却に必要な原子炉格納容器下部への事前注水量を監視可能。 残留熱代替除去系による代替循環冷却実施時におけるペデスタル代替注水系 (可搬型) による注水の停止の判断基準 (格納容器底面 +1.0m) を監視可能。	1
	サブレーション・プール水位 (S A) **2	1	-0.80~5.50m <sup>**4</sup>	-0.5~0m <sup>**4</sup>	ウェットウェルベント操作可否判断を把握できる範囲を監視可能。 (サブレーション・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動 (低下) 水位: -0.5m についても監視可能。)	1
	ペデスタル水位	4	+0.1m <sup>**6</sup> , +1.2m <sup>**6</sup> , +2.4m <sup>**6</sup> , +2.4m <sup>**6</sup>	-**8	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水深 (+2.4m) があることを監視可能。	1
	代替注水流速 (常設) **1					
	低圧原子炉代替注水流速**1					
	低圧原子炉代替注水流速 (狭帯域用) **1					
	格納容器代替スプレイ流速**1					
	ペデスタル代替注水流速**1					
	ペデスタル代替注水流速 (狭帯域用) **1					
	低圧原子炉代替注水流速**1					
「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ						
「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ						

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉压力容器露レベルより 1.328cm)。 ※4: 基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (9/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑨ 原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器水素濃度 (B系) ※2	1	0~5 vol% / 0~100 vol%	0~2.0 vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある 範囲 (0~90.4 vol%) を監視可能。	—
	格納容器水素濃度 (S A) ※2	1	0~100 vol%	0~2.0 vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある 範囲 (0~90.4 vol%) を監視可能。	—
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドラワイエール)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	約 10 Sv/h 未満※9	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10 Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値及び推定値は原子炉停止後の経 過時間とともに低くなる)。	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバ)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	約 10 Sv/h 未満※9	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10 Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値及び推定値は原子炉停止後の経 過時間とともに低くなる)。	—

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10 Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (10/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	中性子源領域計装 <sup>**2</sup>	4	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim$ $1.0 \times 10^9$ $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の 約 21 倍	原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお、中性子源領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、中間領域計装、平均出力 領域計装によって監視可能。	—
	中間領域計装 <sup>**2</sup>	8	0~40% 又は0~125% ( $1.0 \times 10^8 \sim$ $1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )		原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお、中間領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監 視可能。	—
	平均出力領域計装 <sup>**2</sup>	6 <sup>**7</sup>	0~125% ( $1.2 \times 10^{22} \sim$ $2.8 \times 10^{14}$ $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フ ィードバック効果により短時間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125% を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから、現状の計測範囲で も運転監視に影響はない。また、重大事故等時においても再循環ポンプトリップ等に より中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	—

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基  
準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (11/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑫ 最終ヒートシンクの確保	サブレーション・プールの水温 (SA) ※2			「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ		
	残留熱除去系熱交換器出口温度			「⑫最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ		
	残留熱代替除去系原子炉注水流量※2			「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ		
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量※2			「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ		
	サブレーション・プール水位 (SA) ※1			「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ		
	原子炉水位 (広帯域) ※1					
	原子炉水位 (燃料域) ※1					
	原子炉水位 (SA) ※1				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力※1				「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ	
	サブレーション・チェンバ温度 (SA) ※1				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ	
ドライウエル温度 (SA) ※1						
原子炉圧力容器温度 (SA) ※1				「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ		

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (12/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
格納容器フィルタベント系 ⑫ 最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	8	[ ]	—**	系統待機時におけるスクラバ容器水位の範囲 (1,700mm~1,900mm) 及びフィルタ装置機能維持のための系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 [ ] を監視可能。	1
	スクラバ容器圧力	4	0 ~ 1 MPa [Gage]	—**	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルタベント系の最高使用圧力 (0.853MPa [Gage]) が監視可能。	1
	スクラバ容器温度	4	0 ~ 300°C	—**	格納容器フィルタベント系の最高使用温度 (200°C) を計測可能な範囲とする。	1
	第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	—**	格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合) に、想定される第 1 ベントフィルタ出口の最大放射線量率 (約 $1.6 \times 10^1$ Sv/h) を監視可能。	—
	第 1 ベントフィルタ出口水素濃度	1	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	—**	格納容器ベント実施時 (炉心損傷していない場合) に、想定される第 1 ベントフィルタ出口の最大放射線量率 (約 $6.5 \times 10^{-2}$ mSv/h) を監視可能。	—
	ドライウエル圧力 (SA) *1					
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA) *1					
	格納容器水素濃度 (B系) *1					
	格納容器水素濃度 (SA) *1					
						「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ
					「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ	

※ 1 : 重要代替監視パラメータ ※ 2 : 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※ 3 : 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※ 4 : 基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※ 5 : 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※ 6 : 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※ 7 : 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※ 8 : 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※ 9 : 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※ 10 : 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※ 11 : 検出点は 7 箇所。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (13/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑫ 最終ヒートシシクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※2	2	0～200℃	185℃以下	残留熱除去系の運転時における, 残留熱除去系系統水の最高使用温度 (185℃) を監視可能。	1
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0～200℃	185℃以下	残留熱除去系の運転時における, 残留熱除去系系統水の最高使用温度 (185℃) を監視可能。	1
	残留熱除去ポンプ出口流量				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ	
	原子炉圧力容器温度 (SA) ※1				「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ	
	サブプレッション・プール水温度 (SA) ※1				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ	
	残留熱除去系熱交換器冷却水流量※1	2	0～1,500m <sup>3</sup> /h	0～1,218m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量 (1,218m <sup>3</sup> /h) を監視可能。 移動式代替熱交換器設備の最大流量 (600m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	残留熱除去ポンプ出口圧力※1				「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ	

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり, 平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8: 重大事故等時に使用するため, 設計基準事故時は値なし。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (14/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
原子炉压力容器内の状態	原子炉水位 (広帯域) ※2				「③原子炉压力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	
	原子炉水位 (燃料域) ※2					
	原子炉水位 (SA) ※2					
	原子炉圧力 ※2					
	原子炉圧力 (SA) ※2					
	原子炉圧力容器温度 (SA) ※1					
原子炉格納容器内の状態	ドライウエル温度 (SA) ※2				「①原子炉压力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ	
	ドライウエル圧力 (SA) ※2					
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ※1					
原子炉建物内の状態	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	0 ~ 4 MPa [gage]	最大値： 1.0MPa [gage]	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統の最高使用圧力 (1.0MPa [gage]) を監視可能。	1
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	0 ~ 5 MPa [gage]	最大値： 2.0MPa [gage]		
	原子炉圧力 ※1				「②原子炉压力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ	
	原子炉圧力 (SA) ※1					

⑬ 格納容器バイパスの監視

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉压力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (15/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑭ 水源の確保 (1/2)	低圧原子炉代替注水槽水位	1	0 ~ 1, 500m <sup>3</sup> (0 ~ 12, 542mm)	— ※ 8	低圧原子炉代替注水槽の底部から上端 (0 ~ 1, 495m <sup>3</sup> ) を監視可能である。	1
	サブプレッション・ブール水位 (SA) ※ 2				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	
	高圧原子炉代替注水流量 ※ 1					
	代替注水流量 (常設) ※ 1					
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ※ 1					
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ※ 1					
	残留熱除去ポンプ出口流量 ※ 1					
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ※ 1					
	残留熱代替除去系原子炉注水流量 ※ 1					
						「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ

※ 1 : 重要代替監視パラメータ ※ 2 : 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※ 3 : 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1, 328cm)。 ※ 4 : 基準点はサブプレッション・ブール通常水位 (EL5610)。

※ 5 : 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※ 6 : 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※ 7 : 高部出力領域計装の検出器は 124 個であり, 平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※ 8 : 重大事故等時に使用する設備のため, 設計基準事故時は値なし。

※ 9 : 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※ 10 : 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※ 11 : 検出点は 7 箇所。



第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (16/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
④ 水源の確保 (2/2)	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力※1	1	0～10MPa [gage]	最大値： 9.02MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系の運転時における，原子炉隔離時冷却系系統の最高使用圧力 (9.02MPa [gage]) を監視可能。	1
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力※1	1	0～12MPa [gage]	最大値： 8.93MPa [gage]	高圧炉心スプレイ系の運転時における，高圧炉心スプレイ系系統の最高使用圧力 (8.93MPa [gage]) を監視可能。	
	残留熱除去ポンプ出口圧力※1	「③格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ				
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力※1					
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力※1	2	0～4MPa [gage]	—※8	重大事故等時における，低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用圧力 (3.92MPa [gage]) を監視可能。	1
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力※1	2	0～3MPa [gage]	—※8	重大事故等時における，残留熱代替除去ポンプの最高使用圧力 (2.5MPa [gage]) を監視可能。	
	原子炉水位 (広帯域) ※1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ				
	原子炉水位 (燃料域) ※1					
	原子炉水位 (SA) ※1					

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレシジョン・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (17/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑮ 原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	1 6	0~10vol% 0~20vol%	—**8	重大事故等時において、原子炉建物内の水素濃度の可能性 (水素濃度: 4 vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的触媒式水素処理装置にて、原子炉建物内の水素濃度を可燃限界である 4 vol% 未満に低減する)。	—
	静的触媒式水素処理装置入口温度**1	2	0~100℃	—**8	重大事故等時において、静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度を監視可能。	1
	静的触媒式水素処理装置出口温度**1	2	0~400℃			1
	格納容器酸素濃度 (B系)**2	1	0~5 vol% / 0~25vol%	4.3vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~4.4vol%) を監視可能。	—
⑯ 原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA)**2	1	0~25vol%	4.3vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~4.4vol%) を監視可能。	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)**1					
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバ)**1					
	ドライウエル圧力 (SA)**1					
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA)**1					
<p>「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ</p> <p>「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ</p>						

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4: 基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8: 重大事故等時に使用するため、設計基準事故時は値なし。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (18/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑩ 燃料プールの監視	燃料プール水位 (S A) ※2	1	-4.30~7.30m※10 (EL31218~42818)	6,982mm※10 (EL42500)	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から底部付近までの範囲にわたり水位を監視可能。	—
	燃料プール水位・温度 (S A) ※2	1 ※11	-1,000~6,710mm※10 (EL34518~42228)	6,982mm※10 (EL42500)	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	1
			0~150℃	最大値： 65℃	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プールの温度を監視可能。	
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A) ※2	1	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h	— ※8	重大事故等時により変動する可能性がある放射線量の範囲 (10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>7</sup> mSv/h) にわたり監視可能。	—
1		10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>-4</sup> mSv/h	— ※8	重大事故等時において燃料プールの状況を監視可能。	—	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレシジョン・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用するため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1 / 17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 (SA)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 ② 原子炉圧力 (SA) ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA) ③ 残留熱除去系熱交換器入口温度	① 原子炉压力容器温度 (SA) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉压力容器温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉压力容器内の温度を推定する。また、原子炉スクラム後、原子炉水位が燃料棒有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉压力容器温度を推定する。 ③ 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	① 主要パラメータの他チャーンネル ② 原子炉圧力 (S A) ③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (S A) ③ 原子炉圧力容器温度 (S A)
原子炉圧力 (S A)		① 原子炉圧力 ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (S A) ② 原子炉圧力容器温度 (S A)	① 原子炉圧力 (S A) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ② 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度 (S A) により飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャネル ②原子炉水位 (SA) ③高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量 (常設) ③低圧原子炉代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱代替除去系原子炉注水流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の I チャネルが故障した場合, 他チャネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA) により推定する。 ③高圧原子炉代替注水流量, 代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱除去ポンプ出口流量, 低圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉压力容器内の水位を推定する。 ④原子炉压力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブレーション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。推定は, 主要パラメータの他チャネルを優先する。
	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱代替除去系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	①原子炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②高圧原子炉代替注水流量, 代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱除去ポンプ出口流量, 低圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉压力容器内の水位を推定する。 ③原子炉压力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブレーション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。推定は, 原子炉压力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉压力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①高圧原子炉代替注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧原子炉代替注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。
	代替注水流量 (常設)	①低圧原子炉代替注水槽水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA)	①低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化により注水量を推定する。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①高圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。
	残留熱除去ポンプ出口流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①低圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	① 低圧原子炉代替注水槽水位	① 代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ② 注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブレッション・プールの圧力 (SA) より代替注水流量 (常設) を推定する。 ③ 注水先のドライウエル水位, サプレッション・プールの水位 (SA) 及びベデスタル水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。
		② ドライウエル圧力 (SA)	
		② サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	
	格納容器代替スプレイ流量	② ドライウエル水位	① 格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブレッション・チェンバ圧力 (SA) より格納容器代替スプレイ流量を推定する。 ① 注水先のドライウエル水位, サプレッション・プールの水位 (SA) 及びベデスタル水位の変化により注水量を推定する。
		② サプレッション・プールの水位 (SA)	
		② ベデスタル水位	
		② サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	
	ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	① ドライウエル圧力 (SA)	① ベデスタル代替注水流量, ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、注水先のベデスタル水位及びドライウエル水位の変化により注水量を推定する。
		① サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	
		① サプレッション・プールの水位 (SA)	
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	① ベデスタル水位	① 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去系の注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。	
	① ドライウエル水位		

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。



第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ペダスタル温度 (SA)	①ドライウエル温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ペダスタル温度 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。 ④サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にドライウエル温度 (SA) を推定する。
		③ドライウエル圧力 (SA) ④サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル温度 (SA)	①ペダスタル温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ペダスタル温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ドライウエル温度 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりペダスタル温度 (SA) を推定する。 ④サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にペダスタル温度 (SA) を推定する。
		③ドライウエル圧力 (SA) ④サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	ペダスタル水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	①ペダスタル水温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		①主要パラメータの他チャンネル	①ペダスタル水温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プール水温度 (SA)	①サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水温度 (SA) によりサブプレッション・チェンバ温度 (SA) を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) によりサブプレッション・チェンバ温度 (SA) を推定する。
		③サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		①サブプレッション・プール水温度 ②サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	①サブプレッション・プール水温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・プール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッション・プール水温度 (SA) を推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①ドライウエル圧力 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により推定する。
		③ドライウエル温度 (SA) ③ペダスタル温度 (SA)	③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA) , ペダスタル温度 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) を推定する。
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA) ③サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
	ドライウエル水位	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ②ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ③低圧原子炉代替注水槽水位	①原子炉格納容器下部注水の停止判断に用いるドライウエル水位計の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水位 (SA) により推定する。 ②ドライウエル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、ドライウエル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ドライウエル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)	①代替注水流量 (常設) ①低圧原子炉代替注水流量 ①低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ①格納容器代替スプレイ流量 ①ペデスタル代替注水流量 ①ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水槽水位 ③ [サブプレッション・プール水位] ※2	①サブプレッション・プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、サブプレッション・プール水位 (SA) を推定する。 ②水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、サブプレッション・プール水位 (SA) を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。
	ペデスタル水位	①主要パラメータの他チャンネル  ②代替注水流量 (常設) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水槽水位	①ペデスタル水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ペデスタル水位の監視が不可能になった場合は、代替注水流量 (常設)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量により、ペデスタル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ペデスタル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器水素濃度 (B系)	①格納容器水素濃度 (SA) ② [格納容器水素濃度 (A系)] ※2	①格納容器水素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (SA) により推定する。 ②監視可能であれば格納容器水素濃度 (A系) (常用計器) により、水素濃度を推定する。 推定は、格納容器水素濃度 (SA) を優先する。
	格納容器水素濃度 (SA)	①格納容器水素濃度 (B系) ② [格納容器水素濃度 (A系)] ※2	①格納容器水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (B系) により推定する。 ②監視可能であれば格納容器水素濃度 (A系) (常用計器) により、水素濃度を推定する。 推定は、格納容器水素濃度 (B系) を優先する。
原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ド ライウエル)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] ※2	①格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サ プレッション・チェンバ)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] ※2	①格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	中性子源領域計装	①主要パラメータの他チャンネル	①中性子源領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②中性子源領域計装の監視が不可能になった場合は、中間領域計装、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②中間領域計装	
		③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	
	中間領域計装	①主要パラメータの他チャンネル	①中間領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②中間領域計装の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②中性子源領域計装	
		③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル	①平均出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装、中間領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②中性子源領域計装	
		③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	
		[制御棒手動操作・監視系] ※2	①中性子源領域計装 ②中間領域計装 ③平均出力領域計装

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
残留熱代替除去系	サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA)	①サブプレッジョン・プール水温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッジョン・プール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッジョン・プール水温度 (SA) を推定する。
	残留熱代替除去系熱交換器出口温度	①サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	①残留熱代替除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価からサブプレッジョン・プール水温度 (SA) により推定する。
最終ヒートシンクの確保	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ③残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ④原子炉圧力容器温度 (SA)	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 ③残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて、残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 ④原子炉圧力容器温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。
	残留熱代替除去系	②サブプレッジョン・プール水温度 (SA) ②ドライウェル温度 (SA) ②サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA)	②残留熱代替除去系による冷却において、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・プール水温度 (SA)、ドライウェル温度 (SA)、サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱代替除去系		推定は、残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去ポンプ出口圧力を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：「」は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
格納容器 フィルタ ベント系  最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	スクラバ容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力 (SA) ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①スクラバ容器圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②スクラバ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の傾向監視により格納容器フィルタベント系の健全性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①スクラバ容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	スクラバ容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①主要パラメータの他チャンネル	①第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度 (B系) ②格納容器水素濃度 (SA)	①第1ベントフィルタ出口水素濃度が故障した場合は、予備の第1ベントフィルタ出口水素濃度により推定する。 ②第1ベントフィルタ出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器水素濃度 (SA) により推定する。 推定は、主要パラメータの予備を優先する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 (SA) ①サブプレッション・プール水温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度 (SA)、サブプレッション・プール水温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去ポンプ出口流量	①残留熱除去ポンプ出口圧力	推定は、残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。 ①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去ポンプ出口圧力から残留熱除去ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の状態 格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チヤンネル ②原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の I チヤンネルが故障した場合は, 他チヤンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA) により推定する。
	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チヤンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力の I チヤンネルが故障した場合は, 他チヤンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度 (SA) より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度 (SA) より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
	ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チヤンネル ②ドライウエル圧力 (SA)	①ドライウエル温度 (SA) の I チヤンネルが故障した場合は, 他チヤンネルにより推定する。 ②ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は, 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。
	ドライウエル圧力 (SA)	①主要パラメータの他チヤンネル ②サブプレッション・チエンバ圧力 (SA) ③ドライウエル温度 (SA)	①ドライウエル圧力 (SA) の I チヤンネルが故障した場合は, 他チヤンネルにより推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, サプレッション・チエンバ圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) を推定する。
			推定は, 主要パラメータの他チヤンネルを優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。



第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉建物内の状態 格納容器バイパスの監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)	①残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。
		② [エリア放射線モニタ] ※2	
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)	①低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。
		② [エリア放射線モニタ] ※2	

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
	低圧原子炉代替注水槽水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>①代替注水流量 (常設)</li> <li>②原子炉水位 (広帯域)</li> <li>②原子炉水位 (燃料域)</li> <li>②原子炉水位 (SA)</li> <li>②サブレーション・プール水位 (SA)</li> <li>②低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力</li> </ul>	<p>①低圧原子炉代替注水槽水位の監視が不可能となった場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とする代替注水流量 (常設) から低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。</p> <p>②注水先の原子炉水位又はサブレーション・プール水位 (SA) の水位変化により低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。</p> <p>②低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力から低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定する。</p>
水源の確保	サブレーション・プール水位 (SA)	<ul style="list-style-type: none"> <li>①高圧原子炉代替注水流量</li> <li>①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</li> <li>①高圧炉心スプレイポンプ出口流量</li> <li>①残留熱除去ポンプ出口流量</li> <li>①低圧炉心スプレイポンプ出口流量</li> <li>①残留熱代替除去系原子炉注水流量</li> <li>②原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力</li> <li>②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力</li> <li>②残留熱除去ポンプ出口圧力</li> <li>②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力</li> <li>②残留熱代替除去ポンプ出口圧力</li> <li>③ [サブレーション・プール水位] ※2</li> </ul>	<p>推定は、低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプの代替注水流量 (常設) を優先する。</p> <p>①サブレーション・プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブレーション・プールの水位容量曲線を用いて、原子炉圧力容器へ注水する高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量と経過時間より算出した注水量から推定する。</p> <p>②サブレーション・プールを水源とする原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱除去ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替除去ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱除去ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替除去ポンプ出口圧力が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プール水位 (SA) が確保されていることを推定する。</p> <p>③監視可能であればサブレーション・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。推定は、サブレーション・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。</p>

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (16/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉建物内 の水素濃度の	原子炉建物水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素処理装置入口温度 ② 静的触媒式水素処理装置出口温度	①原子炉建物水素濃度の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建物水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の温度差により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の 酸素濃度の	格納容器酸素濃度 (B系)	①格納容器酸素濃度 (SA) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッショントーション・チェンバ) ②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッショントーション・チェンバ圧力 (SA) ③ [格納容器酸素濃度 (A系)] ※2	①格納容器酸素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (SA) により推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッショントーション・チェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (B系) を推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッショントーション・チェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ③監視可能であれば格納容器酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。推定は、格納容器酸素濃度 (SA) を優先する。
	格納容器酸素濃度 (SA)	①格納容器酸素濃度 (B系) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッショントーション・チェンバ) ②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッショントーション・チェンバ圧力 (SA) ③ [格納容器酸素濃度 (A系)] ※2	①格納容器酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (B系) により推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッショントーション・チェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (SA) を推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッショントーション・チェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ③監視可能であれば格納容器酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。推定は、格納容器酸素濃度 (B系) を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (17/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
燃料プールの監視	燃料プールの水位 (SA)	①燃料プールの水位・温度 (SA) ②燃料プールのエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プールの水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プールの水位・温度 (SA) により燃料プールの水位を推定する。 ②燃料プールのエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) により燃料プールの水位を推定する。 ③燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プールの水位・温度 (SA) を優先する。
	燃料プールの水位・温度 (SA)	①燃料プールの水位 (SA) ②燃料プールのエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プールの水位・温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プールの水位 (SA) により水位・温度を推定する。 ②燃料プールのエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) にて燃料プールの状態を判断した後、燃料プールの水位を推定する。 ③燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プールの水位 (SA) を優先する。
	燃料プールのエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	①燃料プールの水位 (SA) ①燃料プールの水位・温度 (SA) ②燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プールのエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プールの水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プールの水位・温度 (SA) にて水位を計測した後、水位と放射線率の関係により放射線量を推定する。 ②燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プールの直接監視する燃料プールの水位 (SA)、燃料プールの水位・温度 (SA) を優先する。
	燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プールの水位 (SA) ①燃料プールの水位・温度 (SA) ①燃料プールのエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	①燃料プールの監視カメラ (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プールの水位 (SA)、燃料プールの水位・温度 (SA)、燃料プールのエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) にて、燃料プールの状態を推定する。

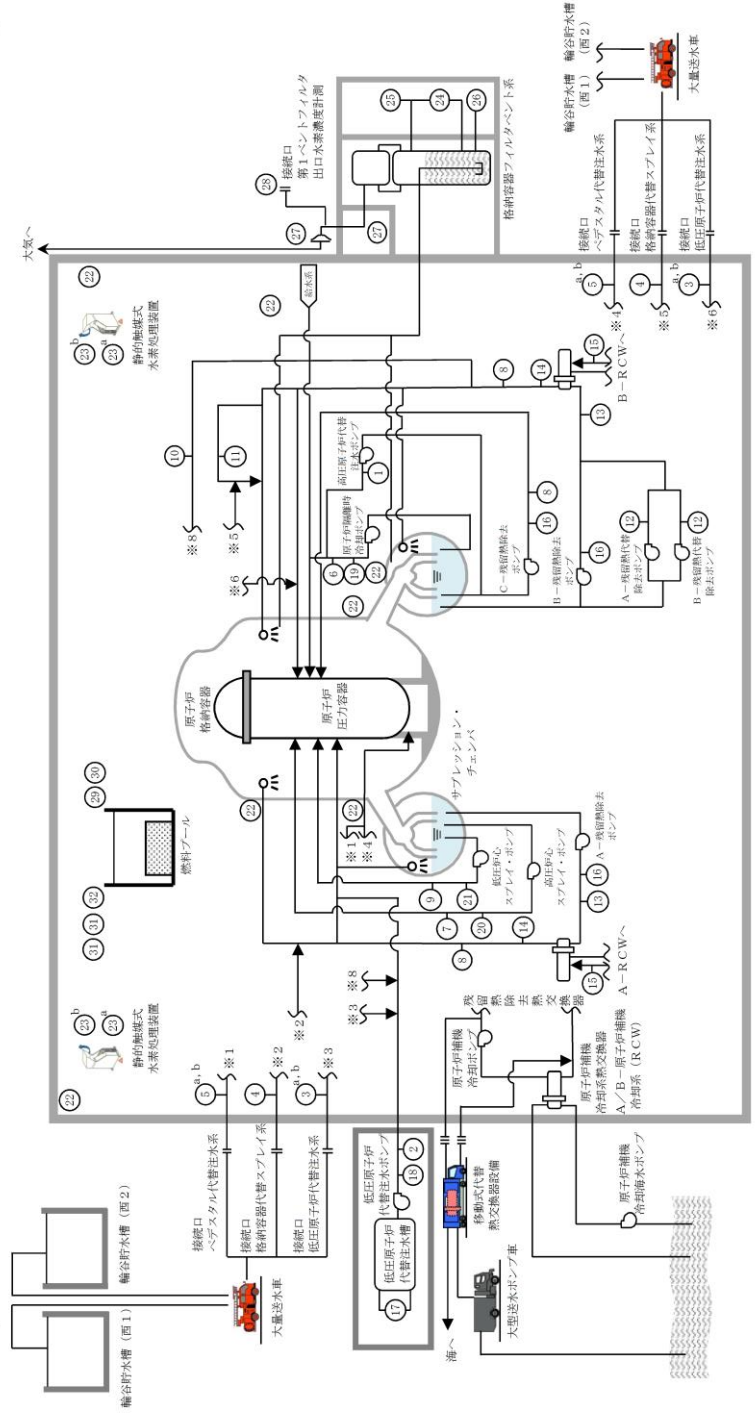
※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-4 表 重大事故等対処設備を活用する手順の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

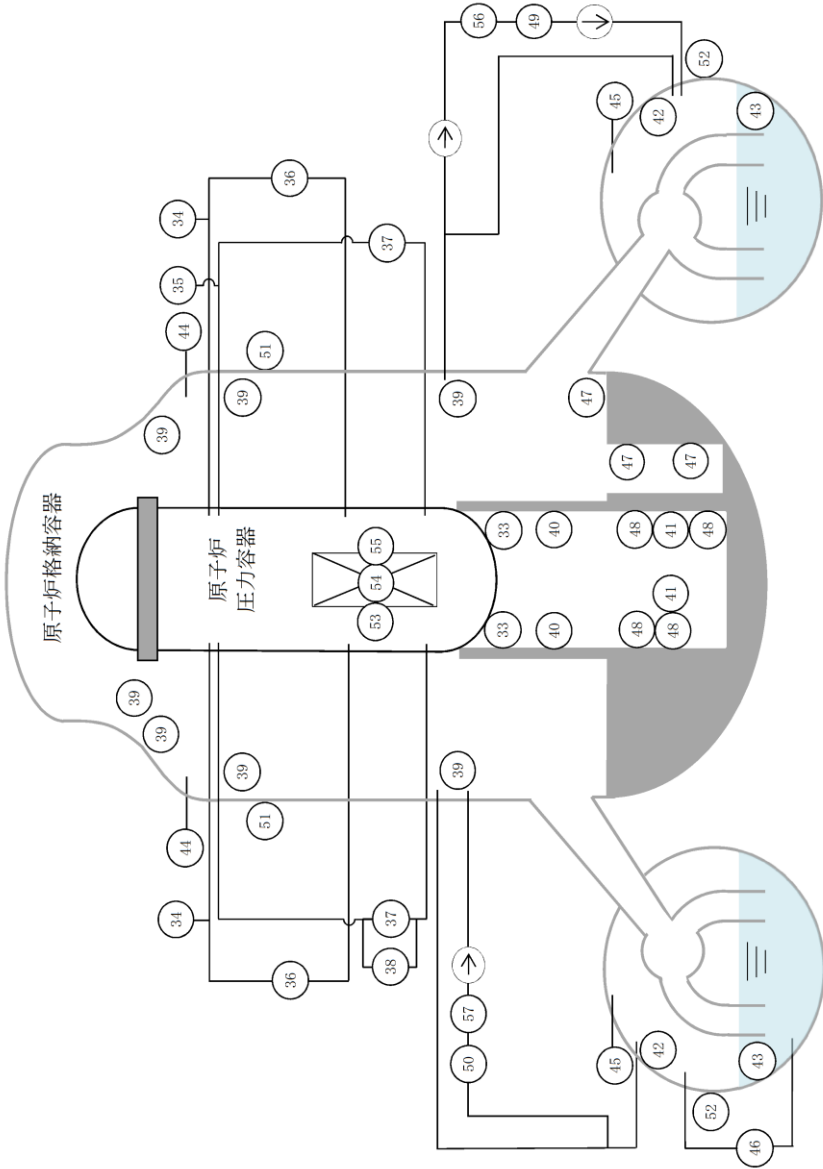
分類	補助パラメータ
電源関係	C-メタクラ母線電圧
	D-メタクラ母線電圧
	HPCS-メタクラ母線電圧
	C-ロードセンタ母線電圧
	D-ロードセンタ母線電圧
	緊急用メタクラ電圧
	SAロードセンタ母線電圧
	B1-115V系蓄電池(SA)電圧
	A-115V系直流盤母線電圧
	B-115V系直流盤母線電圧
	230V系直流盤(常用)母線電圧
	SA用115V系充電器盤蓄電池電圧
その他	ADS用N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力
	N <sub>2</sub> ガスポンベ圧力
	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力
	RCW熱交換器出口温度
	RCWサージタンク水位

- ① 高圧原子炉代替注水流量
- ② 代替注水流量 (常設)
- ③ a 低圧原子炉代替注水流量
- ③ b 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
- ④ 格納容器代替スプレイ流量
- ⑤ a ヘデスタル代替注水流量
- ⑤ b ヘデスタル代替注水流量 (狭帯域用)
- ⑥ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- ⑦ 高圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ⑧ 残留熱除去ポンプ出口流量
- ⑨ 低圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ⑩ 残留熱代替除去系原子炉注水流量
- ⑪ 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
- ⑫ 残留熱代替ポンプ出口圧力
- ⑬ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑭ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑮ 残留熱除去系熱交換器冷却水流量
- ⑯ 残留熱除去ポンプ出口圧力
- ⑰ 低圧原子炉代替注水槽水位
- ⑱ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ⑲ 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ⑳ 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ㉑ 原子炉建物水素濃度
- ㉒ a 静的触媒式水素処理装置入口温度
- ㉒ b 静的触媒式水素処理装置出口温度
- ㉓ クラハバ容器水位
- ㉔ クラハバ容器圧力
- ㉕ 第1ベントフイルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㉖ 第1ベントフイルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㉗ 燃料プール水位 (SA)
- ㉘ 燃料プールエリヤ放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
- ㉙ 燃料プール監視カメラ (SA)

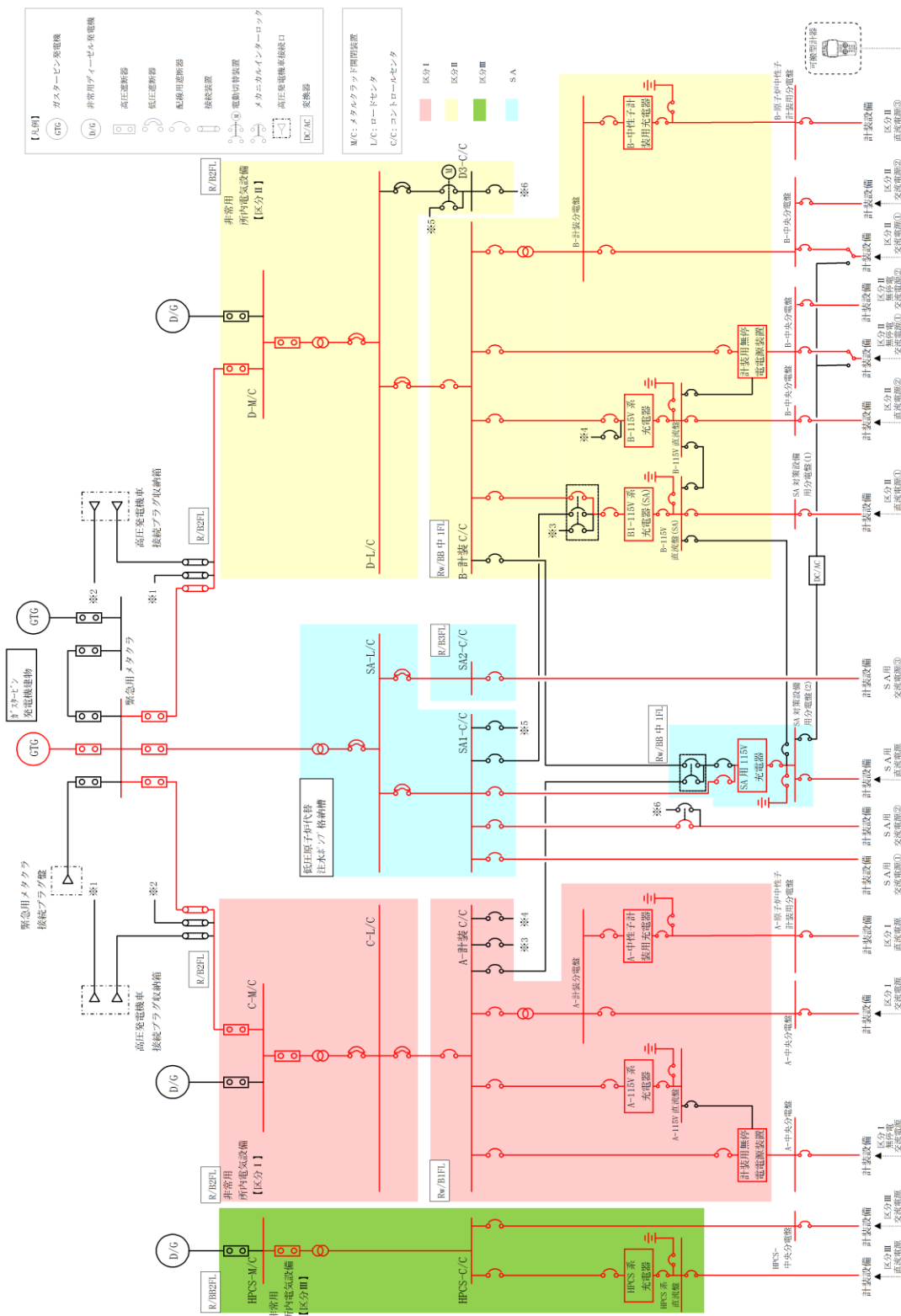


第 3.15-1 図(1) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要 (その1)

- ③③ 原子炉圧力容器温度 (SA)
- ③④ 原子炉圧力
- ③⑤ 原子炉圧力 (SA)
- ③⑥ 原子炉水位 (広帯域)
- ③⑦ 原子炉水位 (燃料域)
- ③⑧ 原子炉水位 (SA)
- ③⑨ ドライウエル温度 (SA)
- ④⑩ ベデスタル温度 (SA)
- ④⑪ ベデスタル水温度 (SA)
- ④⑫ サプレッション・チェンバ温度 (SA)
- ④⑬ サプレッション・プール水温度 (SA)
- ④⑭ ドライウエル圧力 (SA)
- ④⑮ サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
- ④⑯ サプレッション・プール水位 (SA)
- ④⑰ ドライウエル水位
- ④⑱ ベデスタル水位
- ④⑲ 格納容器水素濃度 (B系)
- ④⑳ 格納容器水素濃度 (SA)
- ⑤① 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)
- ⑤② 格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)
- ⑤③ 平均出力領域計装
- ⑤④ 中間領域計装
- ⑤⑤ 中性子源領域計装
- ⑤⑥ 格納容器酸素濃度 (B系)
- ⑤⑦ 格納容器酸素濃度 (SA)



第3.15-1 図(2) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要 (その2)

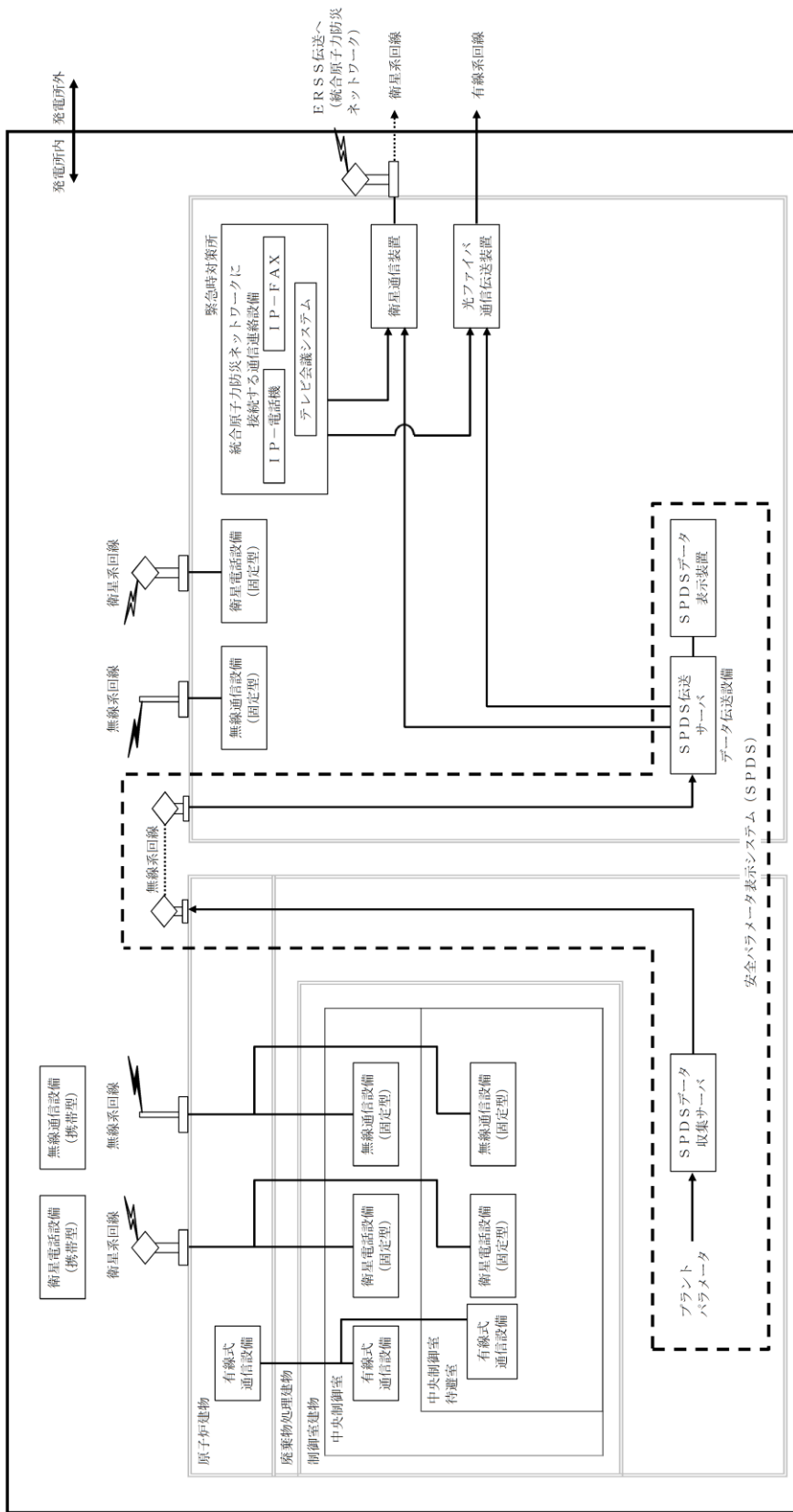


- 【凡例】
- GTC: ガスタービン発電機
  - B/C: 非常用ディーゼル発電機
  - : 非常用遮断器
  - : 低圧遮断器
  - : 低圧遮断器
  - : 配線用遮断器
  - : 機殻設置
  - : 電動切替装置
  - : メカニカルインターロック
  - : 高圧発電機車接続口
  - : 変換器

- M/C: メタルクラッド開閉装置  
 L/C: ロートルセンタ  
 C/C: コントロールセンタ

第 3.15-2 図 計装設備単線結線図





第3.15-3 図 安全パラメータ表示システム (SPDS) による記録 系統概要図 (パラメータ記録時に使用する設備)

### 3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備【59条】

#### 【設置許可基準規則】

(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)

第五十九条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第59条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第49条、第50条、第51条又は第52条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。
- 2 第59条に規定する「運転員が第26条第1項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
  - a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。
  - b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。
    - ① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉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（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。
    - ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
    - ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
    - ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

c) 原子炉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、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

d) 上記 b) の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWRの場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWRの場合）を設置すること。

e) BWRにあつては、上記 b) の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする

### 3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

#### 3.16.1 適合方針

中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

中央制御室の系統概要図を第 3.16-1 図から第 3.16-4 図に示す。

#### 3.16.1.1 重大事故等対処設備

##### (1) 居住性を確保するための設備

重大事故が発生した場合における炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に、放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設ける設計とする。炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が中央制御室及び中央制御室待避室にとどまるための設備として、LEDライト（三脚タイプ）、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、再循環用ファン、非常用チャコール・フィルタ・ユニット、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室差圧計、待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を設置する設計とする。

##### a. 換気空調設備及び遮蔽設備

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室換気系は、重大事故等

時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタを内蔵した非常用チャコール・フィルタ・ユニット並びにチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンからなる非常用ラインを設け、非常用チャコール・フィルタ・ユニットを通した外気を取り込み、中央制御室を正圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。

また、炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室換気系は外気との連絡口を遮断し、非常用チャコール・フィルタ・ユニットを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離するとともに、中央制御室待避室を中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故時に、中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。

また、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備する。

再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンは、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・再循環用ファン
- ・チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン
- ・非常用チャコール・フィルタ・ユニット
- ・中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）
- ・中央制御室遮蔽（1号及び2号炉共用）
- ・中央制御室待避室遮蔽
- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・代替所内電気設備（3.14 電源設備）

本システムの流路として、中央制御室換気系ダクト、中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁）及び中央制御室換気系弁（中央制御室外気取入調節弁、中央制御室給気外側隔離弁、中央制御室給気内側隔離弁、中央制御室非常用再循環装置入口隔離弁）を重大事故等対処設備として使用する。

#### b. 通信連絡設備

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、緊急時対策所と通信連絡を行うため、無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）を使用する。

無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・無線通信設備（固定型）（3.19 通信連絡を行うために必要な設備）
- ・衛星電話設備（固定型）（3.19 通信連絡を行うために必要な設備）
- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・代替所内電気設備（3.14 電源設備）

#### c. プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うためにプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を設置する。

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）
- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・代替所内電気設備（3.14 電源設備）

d. 中央制御室の照明を確保する設備

想定される重大事故等時において、設計基準対象施設である非常用照明が使用できない場合の重大事故等対処設備として、LEDライト（三脚タイプ）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ LEDライト（三脚タイプ）
- ・ 常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（3.14 電源設備）

e. 中央制御室差圧計，待避室差圧計，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、外気と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧が確保できていること、及び中央制御室と中央制御室待避室との間が正圧化に必要な差圧を確保できていることを把握するため、中央制御室差圧計及び待避室差圧計を使用する。

また、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握するため、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 中央制御室差圧計
- ・ 待避室差圧計
- ・ 酸素濃度計
- ・ 二酸化炭素濃度計

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備については、「3.14 電源設備」にて記載する。

無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）については、「3.19 通信連絡を行うために必要な設備」にて記載する。

(2) 汚染の持ち込みを防止するための設備

重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。また、照明については、チェンジングエリア用照明により確保できる設計とする。

### (3) 運転員の被ばくを低減するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばくを低減するための重大事故等対処設備として、非常用ガス処理系及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を使用する。

非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排気ファン、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、非常用ガス処理系排気ファンにより原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏れ出した放射性物質を含む気体を排気筒に沿わせて設ける排気管から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。なお、本システムを使用することにより緊急時対策要員の被ばくを低減することも可能である。

原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建物に設置する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室の居住性確保のために原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリを形成する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止できる設計とする。なお、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室からの遠隔操作又は現場において人力により操作できる設計とする。

非常用ガス処理系は、非常用交流電源設備に加えて常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・非常用ガス処理系排気ファン
- ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置
- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・代替所内電気設備（3.14 電源設備）

本システムの流路として、非常用ガス処理系の前置ガス処理装置、後置ガス処置装置、配管及び弁並びに非常用ガス処理系排気管を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉建物原子炉棟を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

中央制御室（重大事故等時）の主要設備及び仕様を第 3.16-1 表及び第 3.16-2 表に示す。

非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備については、「3.14 電源設備」にて記載する。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルについては、「3.24 原子炉建物原子炉棟」にて記載する。

なお、チェンジングエリア用資機材については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」の「1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等【解釈】1a）」を満足するための資機材（放射線防護措置）として位置付ける。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が中央制御室にとどまるために、自主対策設備として以下の設備を設置する。

#### (4) 非常用照明

非常用照明は、耐震性は確保されていないが、全交流動力電源喪失時に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能であるため、照明を確保する手段として有効である。



### 3.16.1.1.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

中央制御室換気系及び非常用ガス処理系は，多重性を有する非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

再循環用ファン，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン，非常用ガス処理系排気ファン及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。

LEDライト（三脚タイプ）は，中央制御室の非常用照明と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は，計測制御設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，電気的分離を図る設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については，「3.14 電源設備」に記載する。

### 3.16.1.1.2 悪影響防止

基本方針については，「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮蔽は，制御室建物と一体のコンクリート構造物とし，倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室待避室遮蔽は制御室建物内に設置し，倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

再循環用ファン，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン，中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ），プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室），中央制御室差圧計，待避室差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及びLEDライト（三脚タイプ）は，他の設備から独立して使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は，他の設備から独立して使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

LEDライト(三脚タイプ)は、他の設備から独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室待避室正圧化装置(空気ポンベ)、LEDライト(三脚タイプ)、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、固定により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

非常用ガス処理系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で、重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

### 3.16.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンは、設計基準事故対処設備の中央制御室換気系と兼用しており、運転員を過度の被ばくから防護するための中央制御室内の換気に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

非常用チャコール・フィルタ・ユニットは、設計基準事故対処設備としてのフィルタ性能が、想定される重大事故等時においても、中央制御室の運転員を過度の被ばくから防護するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

中央制御室待避室正圧化装置(空気ポンベ)は、想定される重大事故等時において中央制御室待避室の居住性を確保するため、中央制御室待避室を正圧化することにより、必要な運転員の窒息を防止及び給気ライン以外から中央制御室待避室内へ外気の流入を一定時間遮断するために必要な容量を有するものを15本使用する。保有数は、15本に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として35本の合計50本を保管する。

プラントパラメータ監視装置(中央制御室待避室)は、中央制御室待避室に待避中の運転員が、発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うために必要なデータの表示が可能なものを1個使用する。保管数は、1個

に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計2個を保管する設計とする。

LEDライト（三脚タイプ）は、想定される重大事故等時に、運転員が中央制御室内で操作可能な照度を確保するために必要な容量を有するものを2個使用する。保有数は、2個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計3個を保管する設計とする。

中央制御室差圧計は、中央制御室の正圧化された室内と外気との差圧の監視が可能な計測範囲を有する設計とする。

待避室差圧計は、中央制御室待避室の正圧化された室内と中央制御室との差圧の監視が可能な計測範囲を有する設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避室内の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを、各2個使用する。保有数は、各2個に加えて故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として各1個の合計各3個を保管する設計とする。

非常用ガス処理系排気ファンは、設計基準事故対処設備としての仕様が、想定される重大事故等時において、中央制御室の運転員の被ばくを低減できるように、原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持するとともに、排気筒に沿わせて設ける排気管を通して排気口から放出するために必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

#### 3.16.1.1.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、LEDライト（三脚タイプ）、中央制御室差圧計、待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、制御室建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、非常用チャコール・フィルタ・ユニット及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）は廃棄物処理建物の中央制御室バウンダリ内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、LEDライト（三脚タイプ）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

非常用ガス処理系排気ファンは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

非常用ガス処理系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

### 3.16.1.1.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室遮蔽は、制御室建物と一体構造とし、重大事故等時において、特段の操作を必要とせず直ちに使用できる設計とする。

中央制御室待避室遮蔽は、中央制御室内に設置されており、重大事故等時において、特段の操作を必要とせず直ちに使用できる設計とする。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、中央制御室差圧計、待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、通常時に使用する設備ではなく、重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室の操作盤のスイッチでの操作が可能な設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、電源供給ができない場合においても、現場において人力による操作が可能な設計とする。

LEDライト（三脚タイプ）は、通常時に使用する設備ではなく、重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

中央制御室換気系は、中央制御室の操作スイッチにより中央制御室で操作可能な設計とする。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）は、重大事故等時において、現場での弁操作により、通常時の隔離された系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成に速やかに切替えが可能な設計とする。

中央制御室換気系弁の運転モード切替に使用する空気作動弁は、駆動源（空気）が喪失した場合又は電源供給ができない場合においても、現場操

作が可能となるように手動操作ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作が可能な設計とする。

非常用ガス処理系の起動に使用する空気作動弁は、駆動源（空気）が喪失した場合又は電源が喪失した場合に開となり、現場での人力による操作が不要な構造とする。

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、汎用の電源ケーブル及びネットワークケーブルを用いて接続することにより、容易かつ確実に接続し、原子炉施設の主要な計測装置を継続して監視が可能な設計とする。

LEDライト（三脚タイプ）の電源ケーブルの接続は、コンセントによる接続とし、接続規格を統一することで、確実に接続が可能な設計とする。

LEDライト（三脚タイプ）は、人力による持ち運びが可能な設計とする。

中央制御室差圧計及び待避室差圧計は、操作を必要とせず、直ちに指示を監視することが可能な設計とする。

LEDライト（三脚タイプ）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、人力による持ち運びが可能な設計とする。

また、中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）は、設置場所にて固縛等により固定できる設計とする。

非常用ガス処理系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

非常用ガス処理系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

#### 3.16.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、LEDライト（三脚タイプ）、中央制御室差圧

計，待避室差圧計，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

再循環用ファン，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットは，発電用原子炉の運転中又は停止中に，系統隔離運転モード及び加圧運転モードによる機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンは，発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

非常用チャコール・フィルタ・ユニットは，発電用原子炉の運転中又は停止中に差圧確認が可能な設計とする。また，非常用チャコール・フィルタ・ユニットは，発電用原子炉の停止中に内部確認を行えるように，点検口を設ける設計とし，性能の確認を行えるように，フィルタを取り出すことが可能な設計とする。

非常用ガス処理系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

また，非常用ガス処理系排気ファンは，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。また，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は，発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。

第 3.16-1 表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備の主要機器仕様  
(1/2)

(1) 居住性を確保するための設備

a. 中央制御室遮蔽（1号及び2号炉共用）

厚さ  mm 以上

材料 コンクリート

b. 中央制御室待避室遮蔽

厚さ 鉛  mm 相当以上

材料 鉛及び鋼板

c. 中央制御室換気系

(a) 非常用チャコール・フィルタ・ユニット

基数 1

よう素除去効率 95%以上（相対湿度 70%以下において）

粒子除去効率 99.9%以上（0.3  $\mu$ m 粒子に対して）

(b) 再循環用ファン

台数 1（予備1）

容量 約 120,000m<sup>3</sup>/h/台

(c) チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン

台数 1（予備1）

容量 約 32,000m<sup>3</sup>/h/台

d. 無線通信設備（固定型）

第 3.19-1 表 通信連絡を行うために必要な設備（固定型）の主要機器仕様に記載する。

e. 衛星電話設備（固定型）

第 3.19-1 表 通信連絡を行うために必要な設備（固定型）の主要機器仕様に記載する。

f. 中央制御室差圧計

個数 1

g. 待避室差圧計

個数 1

第 3.16-1 表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備の主要機器仕様  
(2/2)

(2) 運転員の被ばくを低減するための設備

a. 非常用ガス処理系

(a) 非常用ガス処理系排気ファン

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用ガス処理系

台数 1（予備 1）

系統設計流量 約 4,400m<sup>3</sup>/h/台

（原子炉建物原子炉棟内空気を 1 日に 1 回換気できる量）

b. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置

個数 2



第 3.16-2 表 中央制御室（重大事故等時）（可搬型）の設備の主要機器仕様

(1) 居住性を確保するための設備

a. 中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）

(a) 空気ポンベ

本数 15（予備 35 以上）

容量 約 50L/本

充填圧力 約 20MPa[gage]

b. LEDライト（三脚タイプ）

個数 2（予備 1）

c. 酸素濃度計

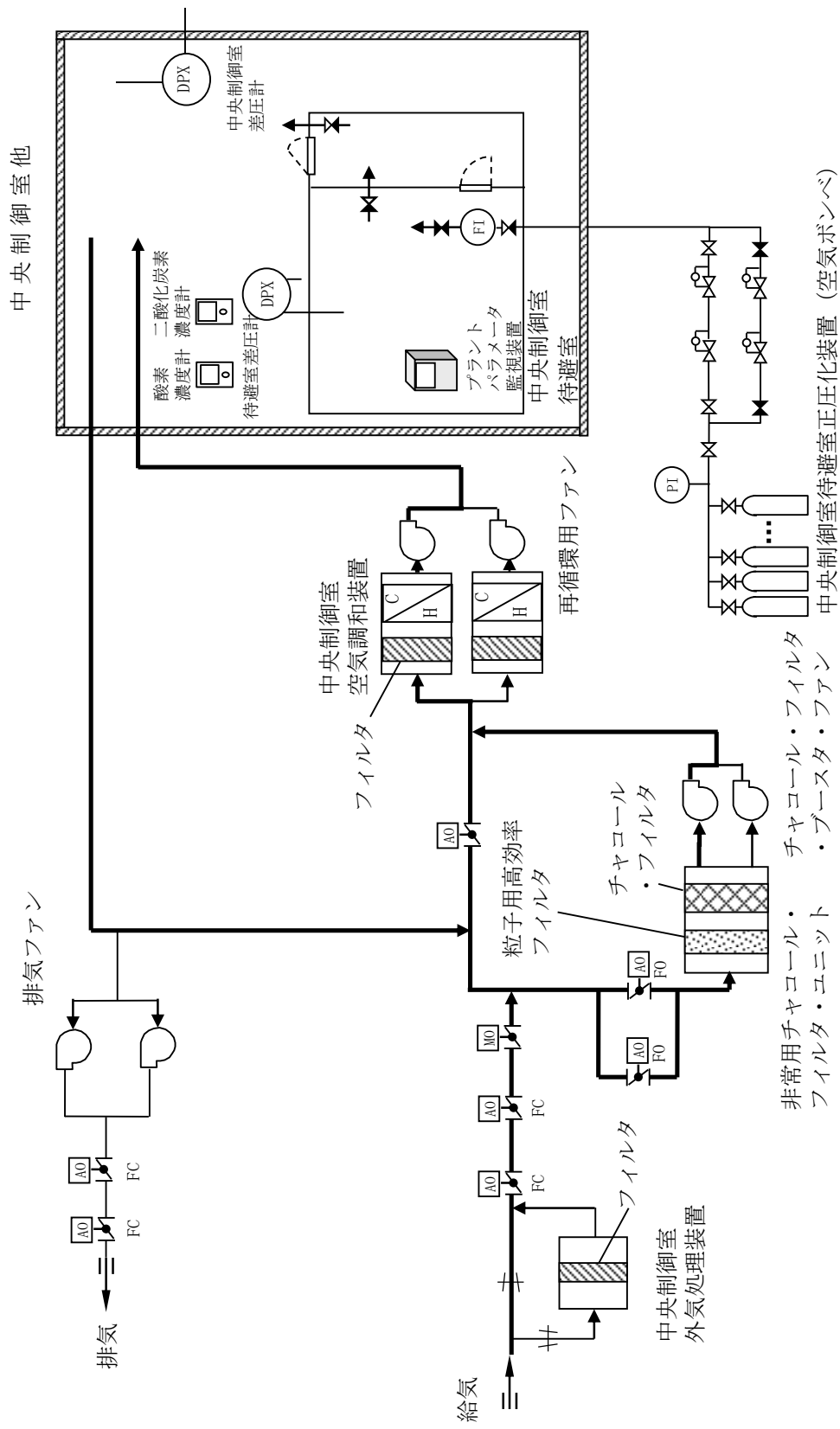
個数 2（予備 1）

d. 二酸化炭素濃度計

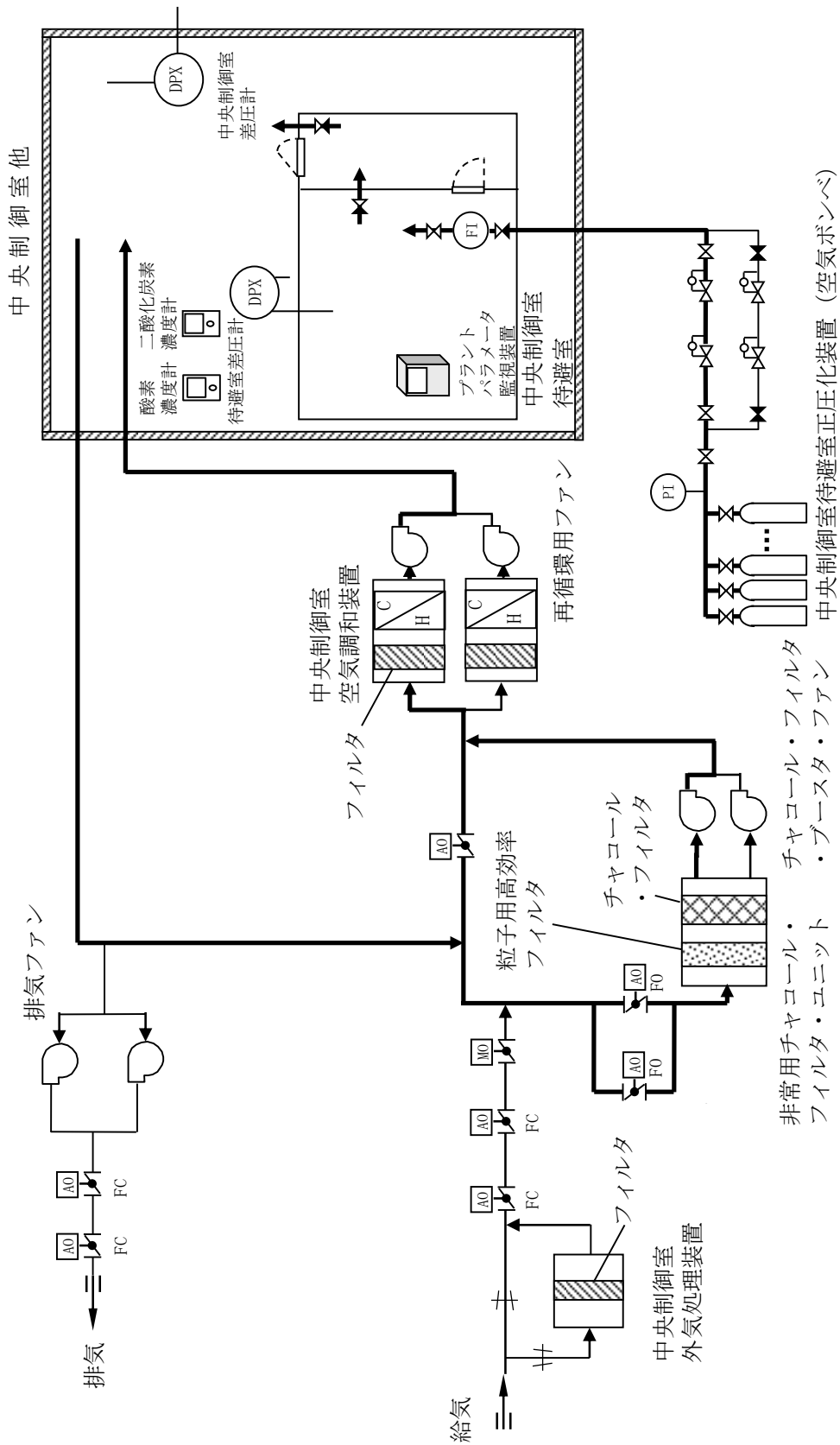
個数 2（予備 1）

e. プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）

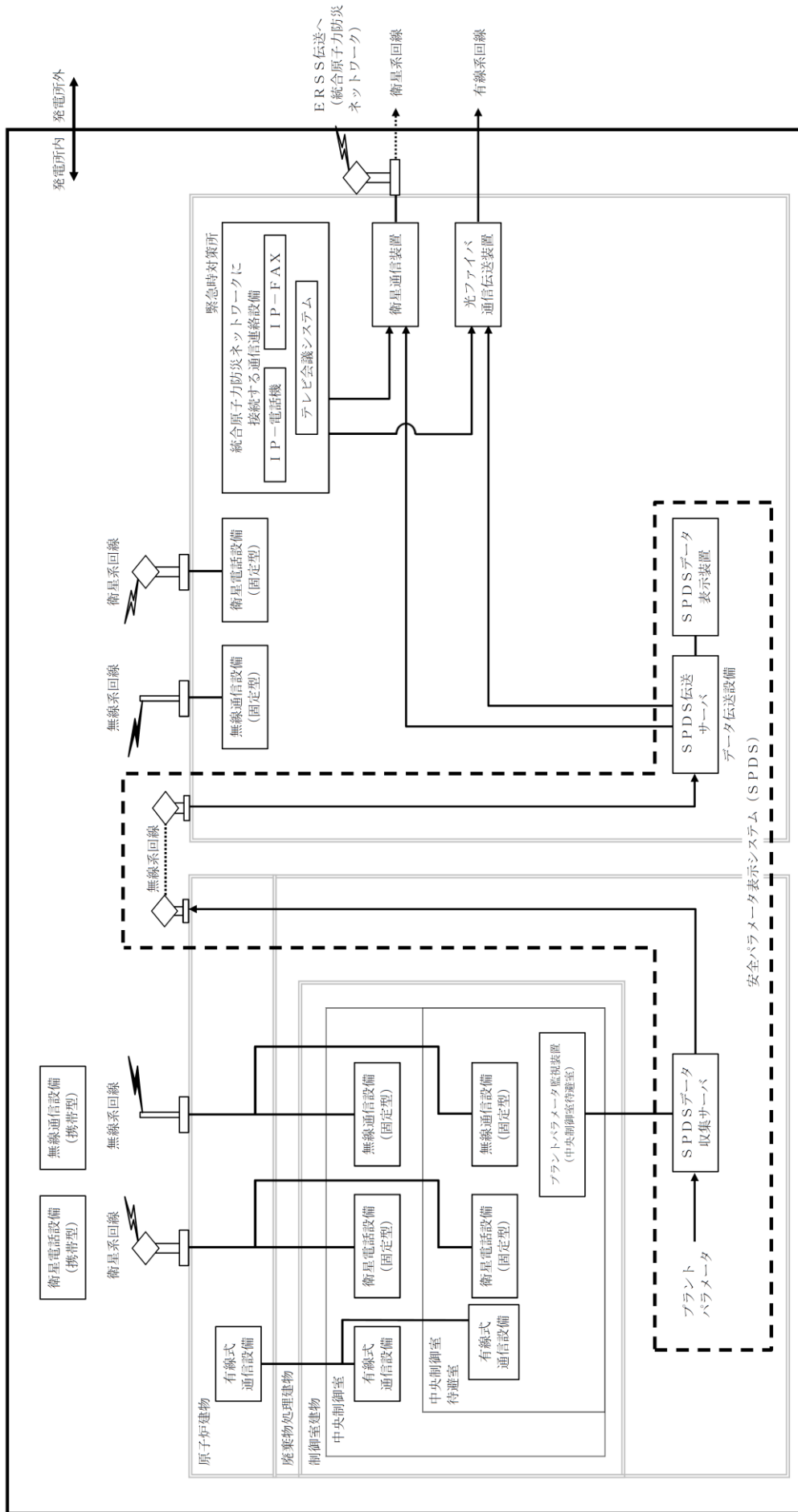
個数 1（予備 1）



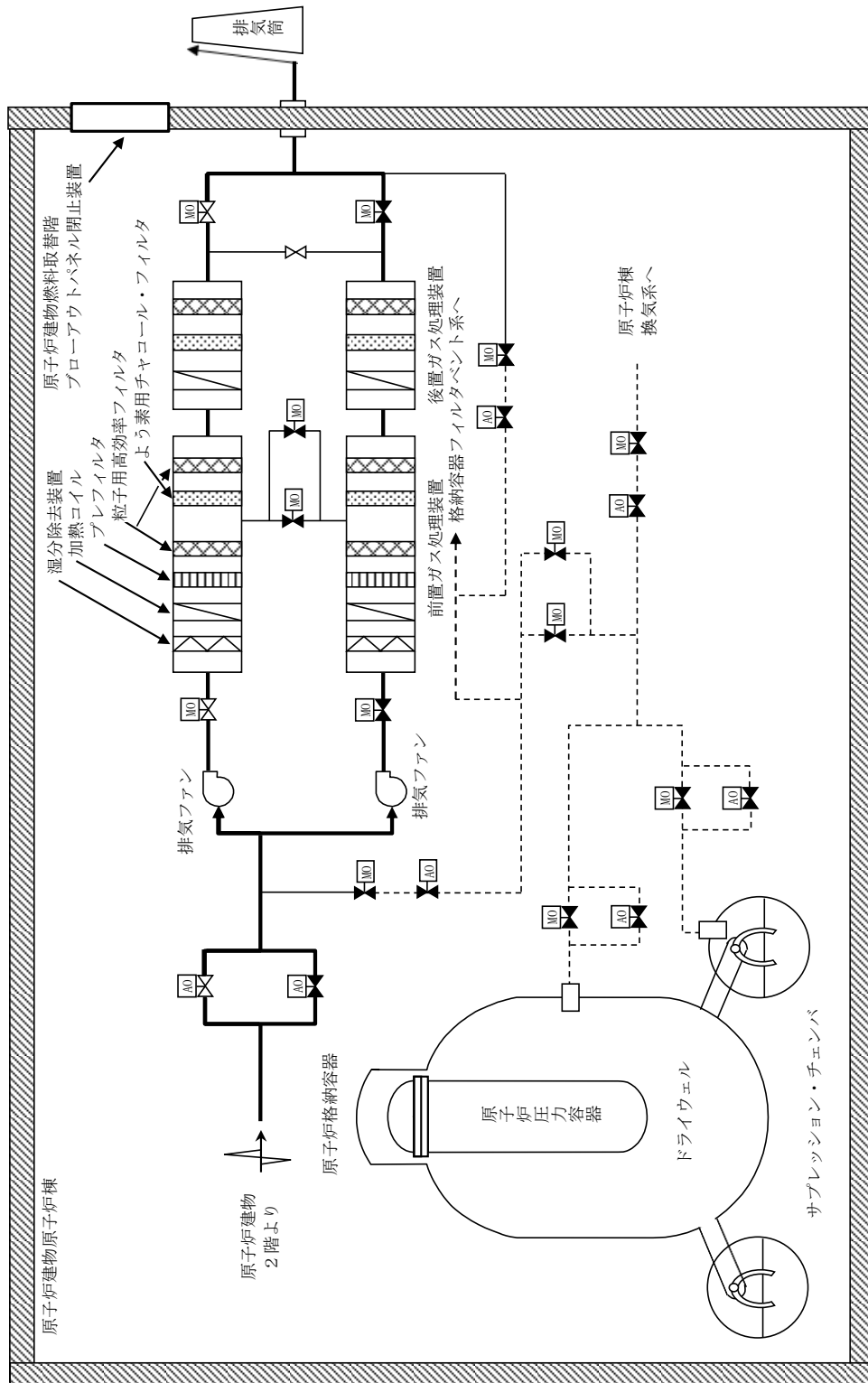
第 3.16-1 図 中央制御室 (重大事故等時) 系統概要図  
(居住性を確保するための設備 (中央制御室換気系))



第3.16-2図 中央制御室 (重大事故等時) 系統概要図  
 (居住性を確保するための設備 (中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンプ)))



第 3.16-3 図 中央制御室 (重大事故等時) 系統概要図  
 (居住性を確保するための設備 (プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室), 無線通信設備 (固定型), 衛星通信設備 (固定型), 衛星電話設備 (固定型)))



第 3.16-4 図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図  
 （運転員の被ばくを低減するための設備（非常用ガス処理系，原子炉建物燃料取替階ブロアアウトパネル閉止装置））

### 3.20 原子炉压力容器

#### 3.20.1 重大事故等対処設備

原子炉压力容器（炉心支持構造物を含む。）については、重大事故に至るおそれのある事故時において、重大事故等対処設備としてその健全性を確保できる設計とする。

また、炉心支持構造物については、重大事故に至るおそれのある事故時において、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持する設計とする。

原子炉压力容器（重大事故等時）の主要仕様を第 3.20-1 表に示す。

##### 3.20.1.1 悪影響防止

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉压力容器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

##### 3.20.1.2 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉压力容器は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

重大事故等対処設備による原子炉压力容器への注水は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

##### 3.20.1.3 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉压力容器は、通常 of 系統構成により、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。

第 3.20-1 表 原子炉压力容器（重大事故等時）主要仕様  
兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉压力容器（通常運転時）

最高使用圧力		8.62MPa[gage]
最高使用温度		302℃
材 料	母 材	JIS G 3120（压力容器用調質型マンガン・モリブデン鋼及びマンガン・モリブデン・ニッケル鋼鋼板 2 種 A） 及び JIS G 3204（压力容器用調質型合金鋼鍛鋼品）
	内 張	ステンレス鋼及び高ニッケル合金

### 3.21 原子炉格納容器

#### 3.21.1 重大事故等対処設備

原子炉格納容器は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力の2倍の圧力及び200℃の温度以下で閉じ込め機能を損なわない設計とする。

また、原子炉格納容器内に設置される真空破壊装置は、想定される重大事故等時において、ドライウェル圧力がサプレッション・チェンバ圧力より低下した場合に圧力差により自動的に働き、サプレッション・チェンバのプール水逆流及びドライウェルの外圧による破損を防止することができる設計とする。

原子炉格納容器（重大事故等時）の主要仕様を第3.21-1表に示す。

##### 3.21.1.1 悪影響防止

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉格納容器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

##### 3.21.1.2 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉格納容器は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、原子炉格納容器は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器の閉じ込め機能を損なわないよう、原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

重大事故等対処設備による原子炉圧力容器への注水、ドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内へのスプレー並びに原子炉格納容器下部への注水は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

##### 3.21.1.3 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉格納容器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。



第 3.21-1 表 原子炉格納容器（重大事故等時）主要仕様  
兼用する設備は以下のとおり。

・一次格納施設

形 式	圧力抑制形
最高使用圧力	427kPa[gage] 約 853kPa[gage]（重大事故等時における使用時の 値）
最高使用温度	ドライウェル 171℃ サプレッション・チェンバ 104℃

材 料

炭素鋼（JIS G 3118（相当品）及び JIS G 3115（相当品））

### 3.22 燃料貯蔵設備

#### 3.22.1 重大事故等対処設備

燃料プールは、残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保する設計とする。また、燃料プールに接続する配管の破損等により、燃料プール戻り配管からサイフォン現象によるプール水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、燃料プール戻りラインの逆止弁にサイフンブレイク配管を設ける設計とする。

燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合及び燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合に、臨界にならないよう配慮した使用済燃料貯蔵ラックの形状により臨界を防止できる設計とする。

燃料プール（重大事故等時）の主要仕様を第 3.22-1 表に示す。

##### 3.22.1.1 悪影響防止

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

燃料プールは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

##### 3.22.1.2 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プールは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

##### 3.22.1.3 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プールは、漏えいの有無等の確認が可能な設計とする。

第 3.22-1 表 燃料プール（重大事故等時）主要仕様  
兼用する設備は以下のとおり。

・燃料プール（通常運転時等）

（1）種類 ステンレス鋼内張りプール形  
（ラック貯蔵方式）

（2）貯蔵能力 全炉心の約 630%相当分

### 3.23 非常用取水設備

#### 3.23.1 重大事故等対処設備

非常用取水設備の取水口、取水管及び取水槽は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

非常用取水設備（重大事故等時）の主要仕様を第 3.23-1 表に示す。

##### 3.23.1.1 悪影響防止

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

取水口、取水管及び取水槽は、通常時の系統構成を変えずに重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

##### 3.23.1.2 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

取水口、取水管及び取水槽は、想定される重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

取水口及び取水管は、鋼製構造物であり、海水中に設置するため、電気防食等により腐食を防止する設計とする。

取水槽は、コンクリート構造物であり、常時海水を通水するため、腐食を考慮して鉄筋に対して十分なかぶり厚さを確保する設計とする。

##### 3.23.1.3 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

取水口、取水管及び取水槽は、外観の確認が可能な設計とする。

第 3.23-1 表 非常用取水設備（重大事故等時）主要仕様

(1) 取水口

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用取水設備（通常運転時等）

種 類	鋼製円筒管
-----	-------

個 数	2
-----	---

(2) 取水管

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用取水設備（通常運転時等）

種 類	鋼管
-----	----

個 数	2
-----	---

(3) 取水槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用取水設備（通常運転時等）

種 類	鉄筋コンクリート取水槽
-----	-------------

個 数	1
-----	---

### 3.24 原子炉建物原子炉棟

#### 3.24.1 重大事故等対処設備

原子炉建物原子炉棟は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる設計とする。原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建物原子炉棟に設置する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる、又は開放時に容易かつ確実に再閉止できる設計とする。また、現場において、人力により操作できる設計とする。

また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、原子炉格納容器外での配管破断事故時に原子炉建物原子炉棟内の圧力が上昇し、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放設定圧力に到達した場合に開放する機能を有する設計とする。

原子炉建物原子炉棟（重大事故等時）の主要仕様を第 3.24-1 表に示す。

##### 3.24.1.1 悪影響防止

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉建物原子炉棟は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等時においても使用するため、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、誤開放しない設計又は開放した場合においても速やかに閉止できる設計とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

##### 3.24.1.2 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉建物原子炉棟は、想定される重大事故等時における原子炉建物原子炉棟内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

##### 3.24.1.3 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、遠隔又は現場において、手動で閉止できる設計とする。

##### 3.24.1.4 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建物原子炉棟は、発電用原子炉運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

第 3.24-1 表 原子炉建物原子炉棟(重大事故等時)主要仕様

構造	鉄筋コンクリート造(一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造, ブローアウトパネル付き)	
形状	直方体	
寸法	たて横	約 52m×約 52m
	全高	約 62m
気密度	建物内空間容積の 100%/d 以下(6.4mmAq の負圧時)	

### 3.2 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

#### 【45条】

##### 【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)

第四十五条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であつて、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。

(解釈)

- 1 第45条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
    - (1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。
      - a) 可搬型重大事故防止設備
        - i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。
        - b) 現場操作
          - i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。
- ※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。

### 3.2 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

#### 3.2.1 設置許可基準規則第45条への適合方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、以下の対策及び設備を設ける。

##### (1) 高圧原子炉代替注水系の設置（設置許可基準規則解釈の第1項(1)）

設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するために、重大事故防止設備として高圧原子炉代替注水系を使用する。

高圧原子炉代替注水系は、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合でも、原子炉隔離時冷却ポンプと異なる区画に配置された高圧原子炉代替注水ポンプを用い、サプレッション・チェンバを水源として高圧状態の原子炉圧力容器に注水し炉心を冷却できる設計とする。また、高圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉蒸気で駆動可能な蒸気タービン駆動ポンプとし、原子炉蒸気を弁操作で高圧原子炉代替注水ポンプ駆動用蒸気タービンに供給することで起動可能な設計とする。

また、高圧原子炉代替注水系は、全交流動力電源喪失及び設計基準事故対処設備である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直流電源設備からの給電により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。

これにより、高圧原子炉代替注水系は、原子炉隔離時冷却系の現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作による起動及び十分な期間の運転継続を行うための措置や、原子炉隔離時冷却系の現場での人力による弁の操作により起動及び十分な期間の運転継続を行うための措置に対し、同等以上の効果を有する設計とする。

##### (2) 高圧原子炉代替注水系の現場操作による運転（設置許可基準規則解釈の第1項(1)b)）

高圧原子炉代替注水系は、全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統が喪失した場合でも、現場で系統構成に必要な弁を人力で操作することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置が容易に行えるよう、高圧原子炉代替注水系は機械式ガバナでタービン給気蒸気量を制御する方式とし、弁操作のみで起動停止運転継続が可能な設計とする。本操作弁については手動で操作できる設計とし、共通要因によって常設直流電源を用いた弁と同時に



機能を損なわないよう、ハンドルを設け、手動操作可能とすることで多様性を持つ設計とする。

なお、人力による措置が容易に行えるため、「現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた弁の操作により、高圧原子炉代替注水系の起動及び十分な期間の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等の整備」（設置許可基準規則解釈の第1項(1)a）は不要とするが、設置許可基準規則第57条への適合方針として、可搬型直流電源設備による給電も可能な設計とする。

(3) 原子炉隔離時冷却系の現場操作による運転（設置許可基準規則解釈の第1項(1)b）

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統が喪失した場合でも、現場で系統構成に必要な弁を人力で操作することにより、起動及び運転継続ができる設計とする。なお、人力による措置が容易に行えるよう、本操作弁については手動で操作できる設計とし、共通要因によって常設直流電源を用いた弁と同時に機能を損なわないよう、ハンドルを設け、手動操作可能とすることで多様性を持つ設計とする。また、原子炉隔離時冷却系は常設直流電源系統喪失時にタービングラント部より蒸気が漏えいするが、蒸気漏えいによる劣悪な作業環境状態を回避するために、原子炉隔離時冷却ポンプ室に現場運転員が入室するのはポンプ起動時のみとし、ポンプ起動後については原子炉隔離時冷却ポンプ室から退室し、原子炉建物原子炉棟中1階に設置した蒸気外側隔離弁の開度調整により制御可能な運用とする。なお、ポンプ起動時は原子炉隔離時冷却ポンプ室内に入室するが、その後速やかに退室するため蒸気漏えいによる環境温度の急激な上昇はないものと考えており、防護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を確実に装着することにより現場操作が可能な運用とする。

高圧原子炉代替注水系の人力による現場操作に加え、高圧原子炉代替注水系とは別系統の原子炉隔離時冷却系についても人力による現場操作をできるように整備しておくことで、人力による措置の容易性が拡充されるため、「現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた弁の操作により、原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等の整備」（設置許可基準規則解釈の第1項(1)a）は不要とする。

その他、設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

#### (4) 原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系は、原子炉停止後何らかの原因で復水・給水が停止した場合に、原子炉水位を維持するため、原子炉蒸気の一部を用いたタービン駆動ポンプにより、サプレッション・プール水を炉心に注入することを目的とする。

原子炉隔離時冷却系の水源としては、サプレッション・チェンバを使用することが可能な設計とする。原子炉隔離時冷却系は、中央制御室でのスイッチ操作による起動又は原子炉水位異常低下（レベル2）信号によって自動起動する設計とする。

#### (5) 高圧炉心スプレイ系

高圧炉心スプレイ系は、大破断事故時には低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系と連携し、中小破断事故時には単独で炉心を冷却する機能を有する。

本系統は、原子炉水位低（レベル1H）又は格納容器圧力高の信号で作動を開始し、サプレッション・プール水を炉心上部に取付けられたスパージャ・ヘッドのノズルから燃料集合体上にスプレイすることによって炉心を冷却する。また、原子炉水位高（レベル8）信号で注水を自動的に停止する。

また、技術的能力審査基準への適合のため、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に必要な監視及び制御の手順等として、以下を整備する。

#### (6) 監視及び制御に用いる設備

「高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却」により原子炉圧力容器を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備（監視及び制御）として、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A）、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧原子炉代替注水流量、サプレッション・プール水位（S A）を使用する。

原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A）は発電用原子炉を冷却するための原子炉水位を監視又は推定でき、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧原子炉代替注水流量及びサプレッション・プール水位（S A）は原子炉圧力容器へ注水するための高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉水位（広帯域）(3.15 計装設備【58条】)
- ・原子炉水位（燃料域）(3.15 計装設備【58条】)
- ・原子炉水位（S A）(3.15 計装設備【58条】)

- ・原子炉圧力（3.15 計装設備【58条】）
- ・原子炉圧力（S A）（3.15 計装設備（58条））
- ・高圧原子炉代替注水流量（3.15 計装設備【58条】）
- ・サプレッション・プール水位（S A）（3.15 計装設備【58条】）

また、技術的能力審査基準への適合のため、復旧手段として、以下を整備する。

#### (7) 復旧手段の整備

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備（常設又は可搬型）、可搬型直流電源設備及び自主対策設備である直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段を整備する。なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

また、技術的能力審査基準への適合のため、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に重大事故等の進展抑制をするための手段として、以下を整備する。

#### (8) ほう酸水注入系による進展抑制

高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水により原子炉水位が維持できない場合に、ほう酸水注入系を重大事故等の進展抑制のために使用し、ほう酸水貯蔵タンクを水源として、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備からの給電により、ほう酸水注入ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。なお、ほう酸水注入系については「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第 44 条に対する設計方針を示す章）」で示す。常設代替交流電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に重大事故等の進展抑制をするための自主対策設備として、以下を整備する。

#### (9) ほう酸水注入系による進展抑制（原子炉圧力容器への注水を継続させる場合）

高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場合、「(8) ほう酸水注入系による進展抑制」に加えて、原子炉圧力容器への注水を継続するために、復水輸送系等を水源としてほう酸水貯蔵タンク又はほう酸水注入系テストタンクに補

給する手順を整備する。これらの整備により，重大事故等の進展抑制のために，「(8) ほう酸水注入系による進展抑制」に加えて，原子炉压力容器への注水を継続する。

(10) 制御棒駆動水圧系による進展抑制

高圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水機能が喪失した場合，重大事故等の進展抑制のために，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）により冷却水を確保し，復水貯蔵タンクを水源として制御棒駆動水圧ポンプを用いて原子炉压力容器への注水を実施する。

### 3.2.2 重大事故等対処設備

#### 3.2.2.1 高圧原子炉代替注水系の設置

##### 3.2.2.1.1 設備概要

高圧原子炉代替注水系は、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉圧力容器を冷却すること及び、原子炉水位を維持することを目的として使用する。

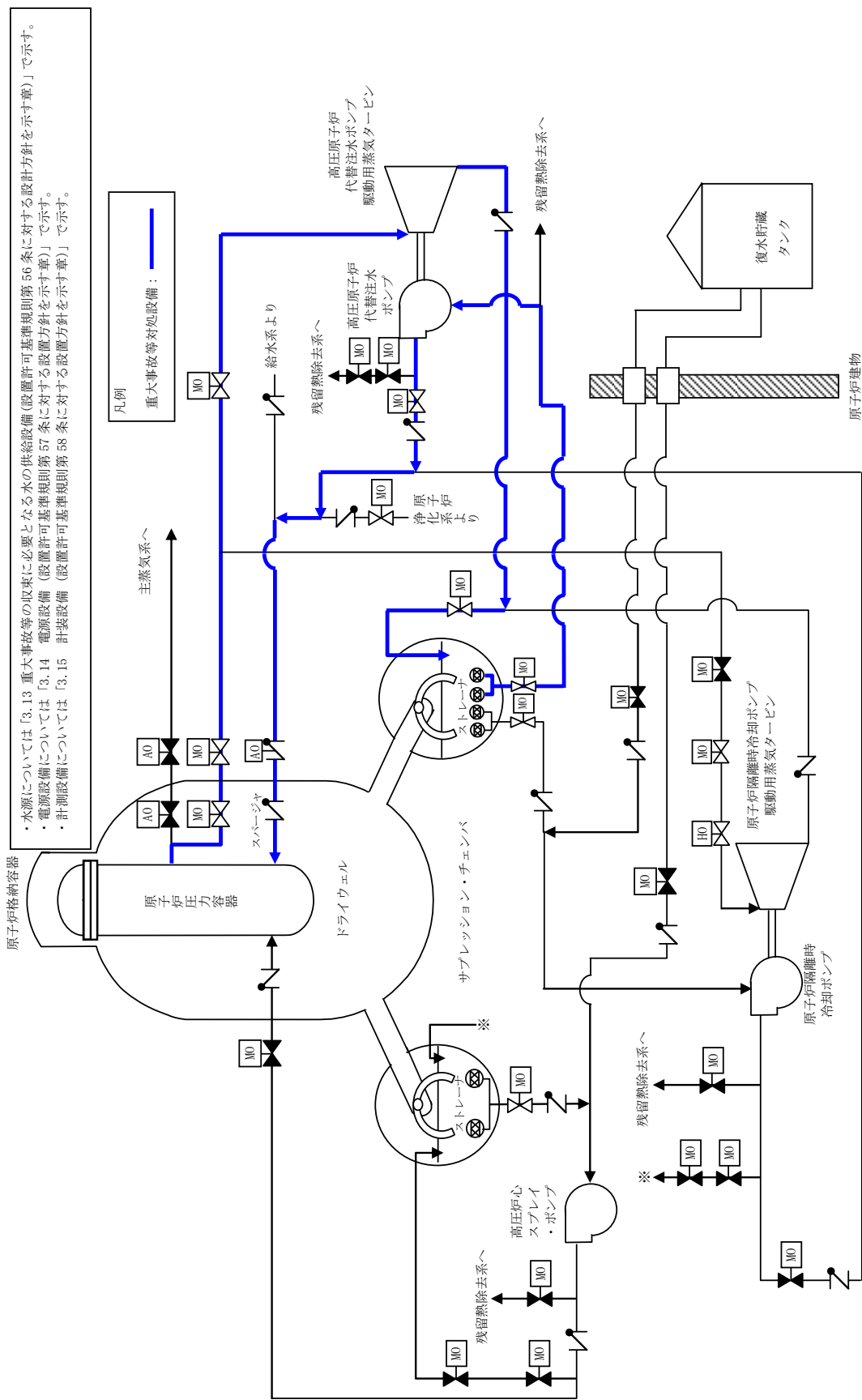
本系統は、蒸気タービン駆動ポンプである高圧原子炉代替注水ポンプ1台、電源設備（常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備）、計測制御装置及び、水源であるサプレッション・チェンバ、注水流路である高圧原子炉代替注水系（注水系）、原子炉隔離時冷却系の配管及び弁、残留熱除去系の配管・弁・ストレーナ、原子炉浄化系の配管、並びに給水系の配管、弁及びスパージャ、蒸气流路である高圧原子炉代替注水系（蒸気系）、原子炉隔離時冷却系の配管及び弁、並びに主蒸気系の配管、注水先である原子炉圧力容器から構成される。

高圧原子炉代替注水系の系統概要図を図 3.2-1 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.2-1 に示す。

本系統は、全交流動力電源及び設計基準事故対処設備である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直流電源設備からの給電により中央制御室から遠隔手動操作によって、サプレッション・チェンバを水源に、給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。仮に、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備が機能しない場合でも、現場での人力による弁の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。

高圧原子炉代替注水系蒸気供給ラインは、原子炉隔離時冷却系蒸気供給ラインから分岐し、R C I C H P A Cタービン蒸気入口弁の開操作により高圧原子炉代替注水ポンプ駆動用蒸気タービンに蒸気を導く。高圧原子炉代替注水系排気ラインは、原子炉隔離時冷却系排気ラインに合流し、サプレッション・チェンバへ放出する。高圧原子炉代替注水ポンプ吸込ラインは、残留熱除去ポンプ吸込ラインから分岐し、サプレッション・チェンバのプール水が供給される。高圧原子炉代替注水ポンプ吐出ラインは、給水系等を経由して原子炉圧力容器へつながる。なお、高圧原子炉代替注水ポンプ吐出ラインにはサプレッション・チェンバにつながるテストラインも設ける。

本系統の操作に当たっては、中央制御室又は現場でR C I C H P A Cタービン蒸気入口弁及びH P A C注水弁の開操作をすることで本系統を起動させ、運転を行う。



・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。  
 ・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設備方針を示す章）」で示す。  
 ・許漏設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設備方針を示す章）」で示す。

図 3.2-1 高圧原子炉代替注水系 系統概要図

表 3.2-1 高圧原子炉代替注水系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧原子炉代替注水ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 <sup>※1</sup>	サプレッション・チェンバ【常設】
流路	蒸気系 高圧原子炉代替注水系（蒸気系） 配管・弁【常設】 主蒸気系 配管【常設】 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁【常設】 注水系 高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁【常設】 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ【常設】 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁【常設】 原子炉浄化系 配管【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備 <sup>※2</sup> （燃料補給設備を含む）	常設代替直流電源設備 S A用 115V 系充電器盤【常設】 S A用 115V 系蓄電池【常設】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 S A用 115V 系充電器【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】
計装設備 <sup>※3</sup>	高圧原子炉代替注水流量【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（S A）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（S A）【常設】 サプレッション・プール水位（S A）【常設】 可搬型計測器【可搬型】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

- ※2：単線結線図を補足資料 47-2 に示す。  
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態  
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。



### 3.2.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 高圧原子炉代替注水ポンプ

種類	: ターボ形
容量	: 75m <sup>3</sup> /h/台
全揚程	: 918m
最高使用圧力	: 吸込側 1.37MPa[gage]/吐出側 11.3MPa[gage]
最高使用温度	: 120℃
個数	: 1
取付箇所	: 原子炉建物原子炉棟地下2階

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」、計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.2.2.1.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

#### 3.2.2.1.3.1 設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧原子炉代替注水系の高圧原子炉代替注水ポンプは，原子炉建物原子炉棟内に設置される設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建物原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.2-2 に示す設計とする。

(45-3, 45-4)

表 3.2-2 想定する環境条件及び荷重条件

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物原子炉棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建物原子炉棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また，高圧原子炉代替注水ポンプは，表 3.2-3 に示す操作対象弁を操作することで起動・停止し，中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

##### (2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

###### (i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧原子炉代替注水系を運転する場合は、原子炉隔離時冷却系側に蒸気が流入していないことを確認した後、HPAC注水弁及びRCIC HPACタービン蒸気入口弁を開操作することで原子炉圧力容器へ注水を行う。なお、原子炉隔離時冷却系タービン主塞止弁が開状態から動作不能になった場合や、配管機能が喪失した場合で高圧原子炉代替注水系側へ蒸気供給ができない状況においては、原子炉隔離時冷却系タービン蒸気入口弁を閉操作することで、高圧原子炉代替注水系側へ蒸気供給を行うことが可能な設計とする。

高圧原子炉代替注水ポンプは、HPAC注水弁及びRCIC HPACタービン蒸気入口弁を開操作することで起動し、ポンプ自体の起動操作が不要な設計とする。以上のことから、高圧原子炉代替注水系の操作に必要な機器を表3.2-3に示す。

表に示すとおり、HPAC注水弁及びRCIC HPACタービン蒸気入口弁の操作は、いずれも中央制御室における操作盤上での操作スイッチにより操作可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については弁番号を表示することで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

ただし、仮に、電源設備が全て喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、HPAC注水弁とRCIC HPACタービン蒸気入口弁を現場で人力により手動操作することで、操作可能な設計とする。

いずれの操作弁も手動ハンドルを設置し、現場での手動操作は、想定される重大事故等が発生した場合において、設置場所である原子炉建物原子炉棟内の環境条件(被ばく影響等)を考慮の上、十分な操作空間を確保し、確実に手動操作可能な設計とする。

(45-3, 45-4)

表 3.2-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
HPAC注水弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建物原子炉棟地下1階	手動操作
RCIC HPACタービン蒸気入口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁開→弁閉	原子炉建物原子炉棟地下2階	手動操作
原子炉隔離時冷却系タービン蒸気入口弁※	弁開→弁閉	原子炉建物原子炉棟地下2階	手動操作

※：原子炉隔離時冷却系を運転中に原子炉隔離時冷却系タービン主塞止弁が開状態から動作不能となった場合や原子炉隔離時冷却系配管が機能喪失した場合に操作を行う。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧原子炉代替注水系は表 3.2-4 に示すように、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験が可能な設計とする。また、停止中にポンプ分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

高圧原子炉代替注水系には、高圧原子炉代替注水ポンプ吐出ラインからサブプレッション・チェンバにつながるテストラインを設置し、発電用原子炉の運転中に原子炉蒸気を用いて高圧原子炉代替注水ポンプ駆動用蒸気タービンを駆動させ、サブプレッション・チェンバのプール水をサブプレッション・チェンバへ送水する機能・性能試験が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中においても所内蒸気による機能・性能試験も可能となるよう、高圧原子炉代替注水系蒸気供給ラインに所内蒸気供給ラインを設け、高圧原子炉代替注水ポンプ駆動用蒸気タービンに所内蒸気を供給可能な設計とする。

高圧原子炉代替注水系を運転するために必要な操作対象弁（HPAC注水弁、RCIC HPACタービン蒸気入口弁）及び原子炉隔離時冷却系タービン蒸気入口弁については、発電用原子炉の運転中又は停止中に開閉動作確認可能な構成とすることで、弁動作試験が可能な設計とする。

また、高圧原子炉代替注水ポンプは、ケーシングカバー及びタービンカ

バーの取り外しが可能な構造とし、停止中にポンプ及びタービンの部品（主軸、軸受、羽根車及びタービン等）の分解検査による内部確認が可能な設計とする。

(45-5)

表 3.2-4 高圧原子炉代替注水系の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中	機能・性能確認	運転性能の確認，漏えいの確認 弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能の確認，漏えいの確認 弁開閉動作の確認
	分解点検	ポンプ及びタービン部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観点検	ポンプ外観の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧原子炉代替注水系は、原子炉隔離時冷却系と共用する高圧原子炉代替注水系蒸気供給ライン、残留熱除去系と共用する高圧原子炉代替注水ポンプ吸込ライン、給水系及び原子炉浄化系と共用する高圧原子炉代替注水ポンプ吐出ライン以外については、重大事故防止設備の目的のみに使用されるため、本来の用途以外の用途には使用しない。

本来の用途以外の用途として高圧原子炉代替注水系に使用する原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系、原子炉浄化系及び給水系の配管ラインについては、通常時の隔離された系統構成から高圧原子炉代替注水系に切り替えるために表 3.2-3 で示す弁操作を行う。原子炉隔離時冷却系と共用する高圧原子炉代替注水系蒸気供給ラインについては、通常時の隔離された系統構成から R C I C H P A C タービン蒸気入口弁を開操作することで、原子炉隔離時冷却系から高圧原子炉代替注水系側への蒸気供給に切り替えることができる。また、原子炉浄化系及び給水系と共用する高圧原子炉代替注水ポンプ吐出ラインについては、通常時の隔離された系統構成から H P A C 注水弁を開操作することで、高圧原子炉代替注水系の流路に切り替えることができる。これらの切替え操作については、中央制御室から遠

隔操作可能な設計とし、操作弁も2弁と最小限の弁操作とする系統構成とすることで、図 3.2-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え可能な設計とする。

なお、残留熱除去系のポンプ吸込ラインについては、弁操作で切り替えなくともサプレッション・チェンバのプール水を吸込可能な系統設計とする。原子炉隔離時冷却系タービン主塞止弁が開状態から動作不能になった場合や、配管機能が喪失した場合で高圧原子炉代替注水系側へ蒸気供給ができない状況においては、原子炉隔離時冷却系タービン蒸気入口弁を閉操作することで、高圧原子炉代替注水系側へ蒸気供給を行うことが可能な設計とする。

また、仮に、電源設備が全て喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であってもHPAC注水弁及びRCIC HPACタービン蒸気入口弁を現場で手動弁操作することにより、図 3.2-3 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え可能とする。

(45-4)

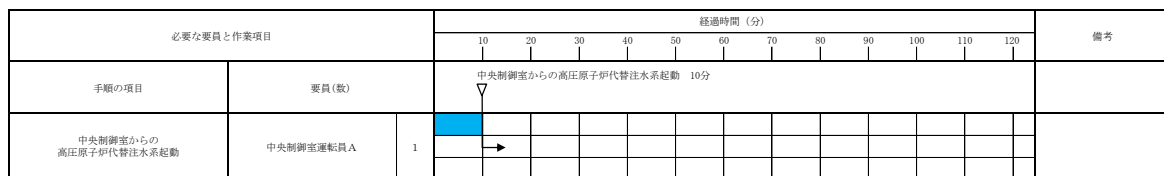


図 3.2-2 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動のタイムチャート\*

\*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.2 で示すタイムチャート

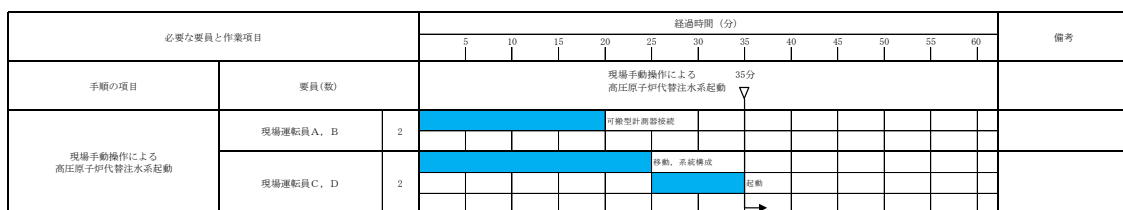


図 3.2-3 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動のタイムチャート\*

\*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.2 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

高圧原子炉代替注水系は，通常時は R C I C H P A C タービン蒸気入口弁を閉運用とすることで原子炉隔離時冷却系の蒸気供給ラインから隔離し，H P A C 注水弁を閉運用することで給水系の注水ラインから隔離する構成としており，他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。また，高圧原子炉代替注水系は，高圧炉心スプレイ系に対して独立した注水ラインを有する設計とすることで，相互に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，高圧原子炉代替注水系は，原子炉隔離時冷却系運転時に系統隔離弁が自動開することによる原子炉隔離時冷却系機能への悪影響を防止するため，R C I C H P A C タービン蒸気入口弁及び H P A C 注水弁に自動開閉インターロックを設けない設計とし，高圧原子炉代替注水系を用いる場合は，弁操作によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

他系統との隔離弁を表 3.2-5 に示す。

なお，高圧原子炉代替注水系と原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系は，相互に悪影響を及ぼすことのないように，同時に使用しない運用とする。

また，高圧原子炉代替注水系の蒸気系配管及び弁は，高圧の原子炉蒸気が供給されるラインであることから十分な強度をもたせた設計とする。

また，高圧原子炉代替注水ポンプ駆動用蒸気タービンは，単段式のタービンであり，タービン翼は一体鍛造品の円板から放電加工により翼型を削り出す方法で製造されているものを適用することで，タービンが破損により飛散することがない設計とする。

(45-3, 45-4, 45-5, 45-7)

表 3.2-5 他系統との隔離弁

取合系統	機器名称	駆動方式	動作
原子炉浄化系	HPAC注水弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
原子炉隔離時冷却系	RCIC HPACタービン蒸気入口弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧原子炉代替注水系の系統構成に操作が必要な弁の設置場所、操作場所を表 3.2-6 に示す。このうち、HPAC注水弁、RCIC HPACタービン蒸気入口弁は、中央制御室で操作可能とすることにより、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ない設計とする。

また、仮に、電源設備が全て喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合については、HPAC注水弁及びRCIC HPACタービン蒸気入口弁を原子炉建物原子炉棟内の設置場所で人力により手動操作を行うが、高圧原子炉代替注水系は事象初期に操作するものであり、操作位置の放射線量が高くなる前に操作する運用とする。

(45-3)

表 3.2-6 操作対象機器

機器名称	設置場所	操作場所
HPAC注水弁	原子炉建物原子炉棟地下 1 階	中央制御室
		原子炉建物原子炉棟地下 1 階
RCIC HPACタービン蒸気入口弁	原子炉建物原子炉棟地下 2 階	中央制御室
		原子炉建物原子炉棟地下 2 階
原子炉隔離時冷却系タービン蒸気入口弁※	原子炉建物原子炉棟地下 2 階	原子炉建物原子炉棟地下 2 階



※：原子炉隔離時冷却系を運転中に原子炉隔離時冷却系タービン主塞止弁が開状態から動作不能となった場合や原子炉隔離時冷却系配管が機能喪失した場合に操作を行う。

### 3.2.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

高压原子炉代替注水系は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する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、十分な期間、原子炉水位を維持できる容量を有する設計とする。高压原子炉代替注水ポンプの容量は、事象発生から60分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止するために必要な流量70m<sup>3</sup>/h以上とし、設計基準事故対処設備の原子炉隔離時冷却系注水流量93m<sup>3</sup>/hにあわせて93m<sup>3</sup>/hを公称値とする。なお、安全解析において、高压原子炉代替注水系注水流量が93m<sup>3</sup>/hの20%減である約75m<sup>3</sup>/hとした場合でも炉心損傷を防止することを確認しているため、注水流量の最小値は約75m<sup>3</sup>/hとする。

また、原子炉圧力容器に注水する場合の高压原子炉代替注水ポンプの全揚程は、原子炉圧力容器に注水する場合の水源（サプレッション・チェンバ）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を考慮し、高压原子炉代替注水ポンプ1台運転で注水流量75m<sup>3</sup>/hを達成可能な設計とする。

(45-6)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に

示す。

高圧原子炉代替注水系の高圧原子炉代替注水ポンプは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

高圧原子炉代替注水系は、高圧注水機能を持つ設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、表 3.2-7 に示すとおり多様性、位置的分散を図った設計とする。ポンプについては、地震、津波、溢水及び火災に対して、高圧炉心スプレイ・ポンプ、原子炉隔離時冷却ポンプと同時に機能を損なうおそれがないように、異なる区画に位置的分散された原子炉建物原子炉棟地下 2 階に配置する設計とする。水源としては、サブプレッション・チェンバのプール水を使用し、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系と吸い込み口を分離配置することで位置的分散を図る設計とする。

高圧原子炉代替注水系のサポート系として、冷却水は自己冷却とすることで高圧炉心スプレイ・ポンプ、原子炉隔離時冷却ポンプの冷却水と同時に機能喪失しない設計とする。ポンプ駆動源については、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、タービン駆動とすることで電動機駆動ポンプを使用する高圧炉心スプレイ系に対して多様性を確保する設計とする。

なお、タービンを駆動させるための蒸気を供給する電動弁については、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系と異なる常設代替直流電源設備（S A 用 115V 系蓄電池）により電源供給する設計とし、同時に機能喪失しない設計とする。

また、仮に、電源設備が全て喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、HPAC 注水弁と RCIC HPAC タービン蒸気入口弁はハンドルを設けており手動操作可能であるため、現場で人力により手動操作することで、ポンプ起動可能であり、高圧炉心スプレイ系と原

子炉隔離時冷却系の電源と同時に機能喪失しない設計とする。

上記のとおり，高圧原子炉代替注水系は高圧注水機能を持つ設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系と位置的分散され，可能な限り多様性を図った設計とする。

(45-2, 45-3, 45-4, 45-7)

表 3.2-7 多様性又は多重性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備				常設重大事故防止設備	
	高圧炉心スプレイ系		原子炉隔離時冷却系		高圧原子炉代替注水系	
ポンプ	高圧炉心スプレイ・ポンプ		原子炉隔離時冷却ポンプ		高圧原子炉代替注水ポンプ	
	原子炉建物原子炉棟 地下2階		原子炉建物原子炉棟 地下2階		原子炉建物原子炉棟 地下2階	
水源	復水貯蔵タンク	サプレッション・チェンバ	復水貯蔵タンク	サプレッション・チェンバ	サプレッション・チェンバ	
	屋外	原子炉建物原子炉棟地下2階	屋外	原子炉建物原子炉棟地下2階	原子炉建物原子炉棟 地下2階	
駆動用空気	不要		不要		不要	
潤滑方式	水潤滑		軸直結ポンプによる油潤滑		水潤滑	
冷却水	高圧炉心スプレイ補機冷却系及び高圧炉心スプレイ補機海水系		自己冷却		自己冷却	
駆動電源	非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機		非常用直流電源設備 (蓄電池(非常用))		常設代替直流電源設備 (SA用115V系蓄電池)	—
	原子炉建物附属棟 地下2階		廃棄物処理建物 地下中1階		廃棄物処理建物 1階	—

### 3.2.3 高圧原子炉代替注水系の現場操作の整備

全交流動力電源喪失、直流電源喪失を想定し、高圧原子炉代替注水系について、現場での人力による弁の操作でシステムの起動及び原子炉冷却材圧カバウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続を行うために必要な設備を整備する。

なお、操作手順等の詳細については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の1.2に示す。

#### (1) 操作概要

全交流動力電源喪失、常設直流電源システム喪失により中央制御室からの遠隔操作ができない場合に、現場での手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、原子炉圧力容器への注水を実施する。

#### (2) 操作場所

- ・原子炉建物原子炉棟地下1階、地下2階（管理区域）

#### (3) 必要要員数及び時間

高圧原子炉代替注水系現場起動のうち、現場での高圧原子炉代替注水系のシステム構成及びタービン起動操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

- ・必要要員数: 4名（現場運転員4名）
- ・想定時間: 35分（実績時間: 16分）

高圧原子炉代替注水系現場起動のタイムチャートを図3.2-4に示す。本操作は、放射線量が上昇する前に実施する。

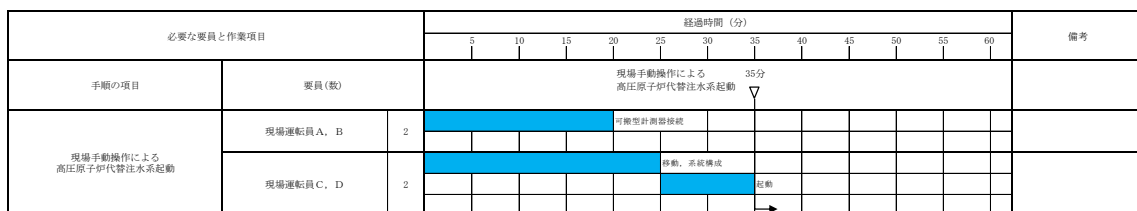


図 3.2-4 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動のタイムチャート\*

\*: 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.2で示すタイムチャート

#### (4) 操作の成立性について

- 作業環境 : 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具(全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋, 汚染防護服)を着用又は携行して作業を行う。
- 移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること, ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。
- 操作性 : 電動弁の手動ハンドルによる現場操作については, 操作に工具等は必要とせず, 手動弁と同様な操作であるため, 容易に操作可能である。  
操作対象弁には, 暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。
- 連絡手段 : 有線式通信設備, 所内通信連絡設備, 電力保安通信用電話設備のうち, 使用可能な設備より, 中央制御室との連絡が可能である。

#### (5) 人力操作対象弁について

高圧原子炉代替注水系の人力による現場起動に当たっては, プラント通常運転状態から, 図 3.2-5 で示すHPAC注水弁及びRCIC HPACタービン蒸気入口弁を開操作した後に, 蒸気外側隔離弁の開閉操作で起動停止可能な設計とし, これら3弁は手動ハンドルを設置する。

#### (6) 運転継続について

高圧原子炉代替注水ポンプを人力操作で起動した後は, 原子炉水位計を監視し, 原子炉水位を所定の水位(L-3~L-8)に維持するように, L-8に到達した場合は高圧原子炉代替注水系を停止し, L-3に到達した場合は高圧原子炉代替注水系を起動する操作を行う。

以上の運転操作で, 原子炉圧力容器が低圧になるまでの間, 高圧原子炉代替注水系を運転することが可能であり, 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続が可能であると考えている。

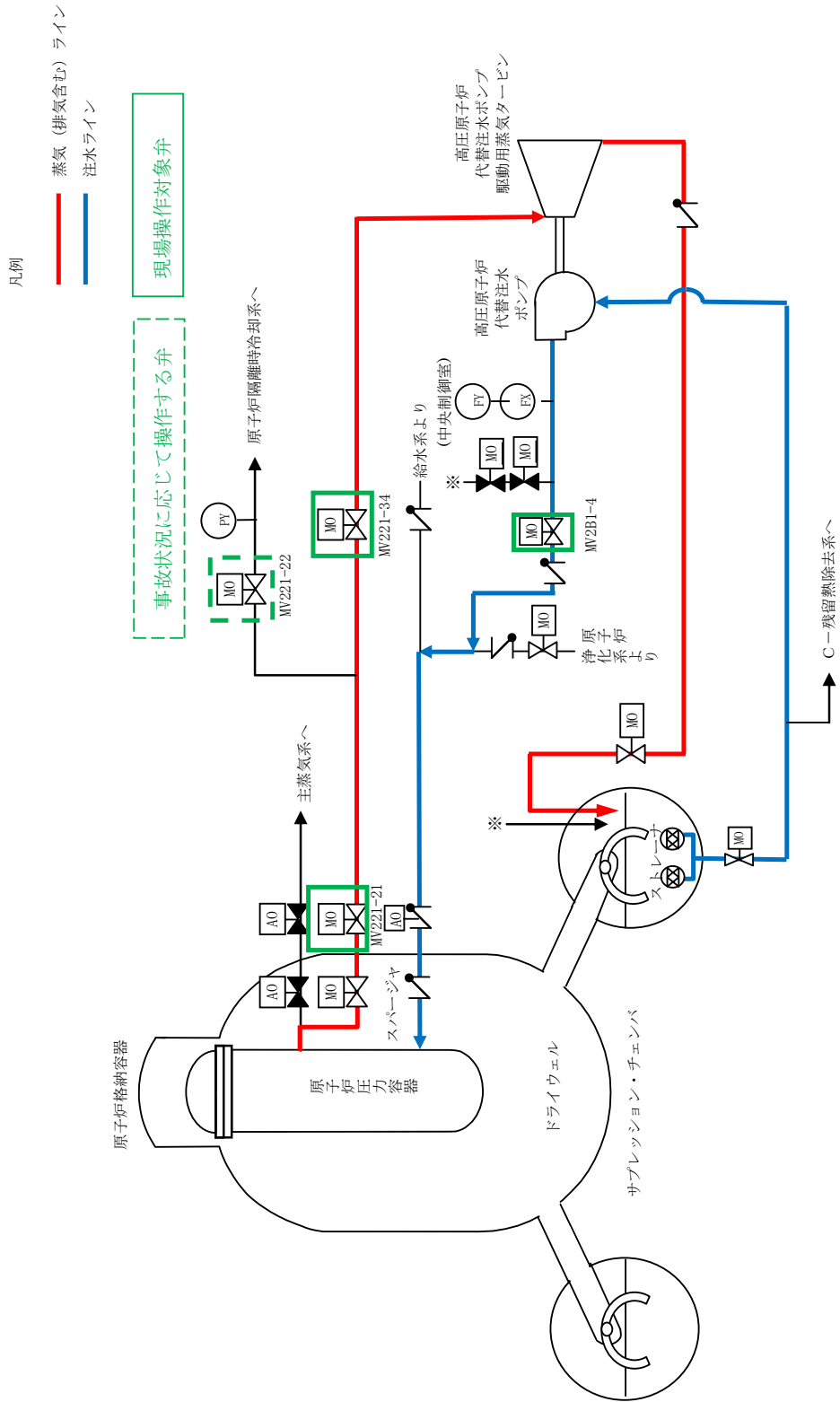


図 3.2-5 高圧原子炉代替注水系 (HPAC) の現場操作について

### 3.2.4 原子炉隔離時冷却系の現場操作の整備

全交流動力電源喪失、直流電源喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系について、現場での人力による弁の操作でシステムの起動及び原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続を行うために必要な設備を整備する。

なお、操作手順等の詳細については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の1.2に示す。

#### (1) 操作概要

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合、かつ現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉圧力容器への注水を実施する。

#### (2) 操作場所

- ・原子炉建物原子炉棟1階、地下2階（管理区域）

#### (3) 必要要員数及び時間

原子炉隔離時冷却系現場起動のうち、現場での原子炉隔離時冷却系系統構成及びタービン起動操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

- ・必要要員数: 4名（現場運転員4名）
- ・想定時間: 1時間（実績時間: 41分）

原子炉隔離時冷却系現場起動のタイムチャートを図3.2-6に示す。本操作は、放射線量が上昇する前に操作を行う。



図3.2-6 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動のタイムチャート\*

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.2で示すタイムチャート

#### (4) 操作の成立性について

作業環境 : 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。

直流電源喪失時に原子炉隔離時冷却系を運転するとタービングラウンド部から蒸気が漏えいするため、R C I Cポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし、その後速やかに退室する手順とする。したがって、R C I Cポンプ室入室時の蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響はないものと考えており、防護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を確実に装着することにより本操作が可能である。

移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 電動弁の手動ハンドルによる現場操作については、操作に工具等は必要とせず、手動弁と同様な操作であるため、容易に操作可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段 : 有線式通信設備、所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。

#### (5) 人力操作対象弁について

原子炉隔離時冷却系の人力による現場起動に当たっては、プラント通常運転状態から、図 3.2-7 で示すR C I C注水弁、R C I Cポンプミニマムフロー弁及びR C I Cタービン蒸気入口弁の開操作及びポンプ冷却水流量確保のため、復水器冷却水入口弁その他ドレン弁2弁を開操作した後に、蒸気外側隔離弁の開閉操作で起動停止可能な設計とし、これら7弁は手動ハンドルを設置する。

#### (6) 運転継続について

原子炉隔離時冷却ポンプを人力操作で起動した後は、タービン回転数、原子炉圧力及び原子炉水位等を確認し、原子炉水位をL 3～L 8に維持するように、蒸気外側隔離弁の開度調整を行う。なお、運転継続に必要な蒸気外側隔離弁の開度調整はポンプ室外での運転操作であり、操作時に原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービンからの蒸気漏えいの影響がない場所での操作運用とする。



以上の運転操作で、原子炉圧力容器が低圧になるまでの間、原子炉隔離時冷却系を運転することが可能であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続が可能であると考えている。

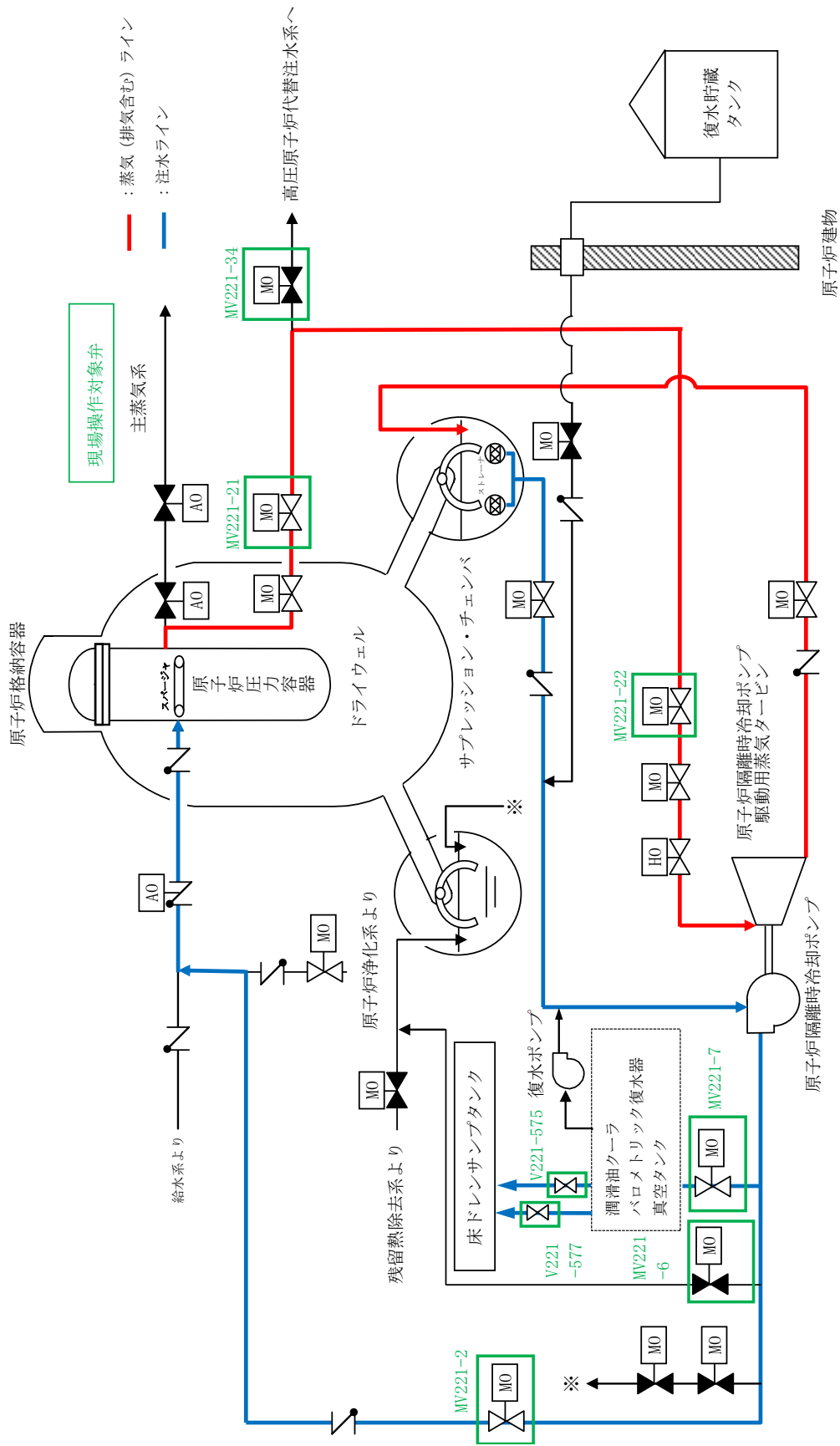


図 3.2-7 原子炉隔離時冷却系 (R I C) の現場操作について

### 3.2.5 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.2.5.1 原子炉隔離時冷却系

##### 3.2.5.1.1 設備概要

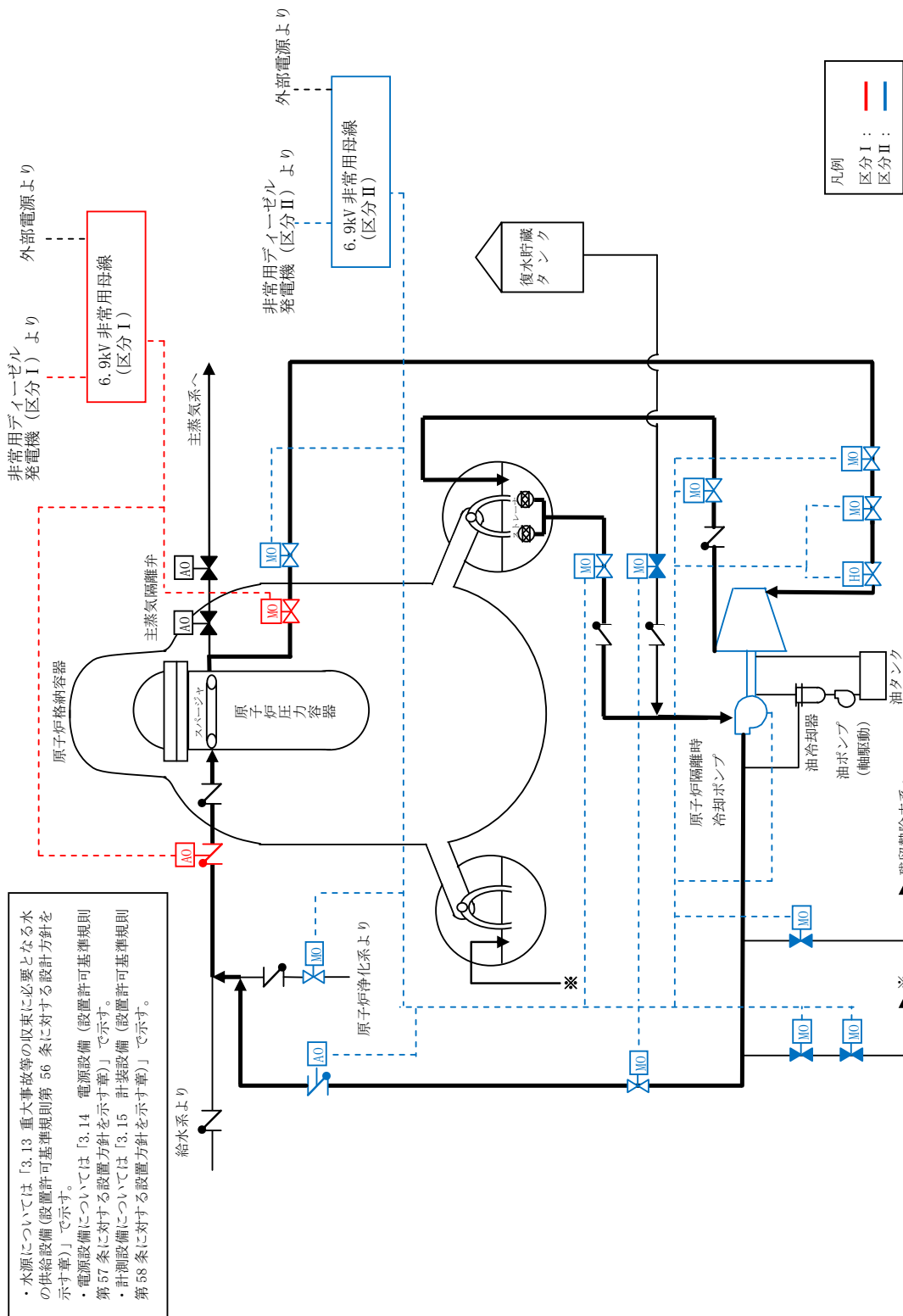
原子炉隔離時冷却系は、原子炉停止後何らかの原因で復水・給水が停止した場合に、原子炉水位を維持するため、原子炉蒸気の一部を用いたタービン駆動ポンプにより、サプレッション・プール水を炉心に注入することを目的とする。

原子炉隔離時冷却系の系統構成は、ポンプ、蒸気駆動タービン、配管、弁類及び計測制御装置からなり、ドライウェル内側の主蒸気隔離弁の上流から抽出した蒸気によってタービンを駆動する。

原子炉停止後、原子炉が何らかの原因で熱除去源としての復水器から隔離されると、炉心崩壊熱により発生した蒸気は、逃がし安全弁を通してサプレッション・プール水中に流入する。復水・給水系が停止したことにより原子炉水位は低下し、原子炉水位低の信号で原子炉隔離時冷却系が自動起動して原子炉水位の回復を図る。この系統は、原子炉水位低の信号による自動起動のほかに、中央制御室又は中央制御室外原子炉停止装置からの手動操作によっても運転が可能である。

本系統の系統概要図を図 3.2-8 に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.2-8 に示す。

本系統は設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。



・水源については、「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。  
 ・電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設置方針を示す章)」で示す。  
 ・計測設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設置方針を示す章)」で示す。

図 3.2-8 原子炉隔離時冷却系 系統概要図

表 3.2-8 原子炉隔離時冷却系に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）  
一覽

設備区分	設備名
主要設備	原子炉隔離時冷却ポンプ【常設】
附属設備	—
水源※ <sup>1</sup>	サプレッション・チェンバ【常設】
流路	蒸気系 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁【常設】 主蒸気系 配管【常設】 注水系 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ【常設】 原子炉浄化系 配管【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】
注入先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備※ <sup>2</sup>	所内常設蓄電式直流電源設備 B-115V系蓄電池【常設】 B1-115V系蓄電池（SA）【常設】 230V系蓄電池（RCIC）【常設】 B-115V系充電器【常設】 B1-115V系充電器（SA）【常設】 230V系充電器（RCIC）【常設】 上記所内蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備※ <sup>3</sup>	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 サプレッション・プール水位（SA）【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態  
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.2.5.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 原子炉隔離時冷却ポンプ

容量 : 約 100m<sup>3</sup>/h/台

全揚程 : 約 120m～約 900m

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建物原子炉棟地下 2 階

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.2.5.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

原子炉隔離時冷却系は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

原子炉隔離時冷却ポンプについては、設計基準事故対処設備として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

重大事故等対処設備（設計基準拡張）としての原子炉隔離時冷却ポンプの多様性又は多重性、位置的分散については、非常用交流電源設備（高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機）及び非常用直流電源設備（蓄電池（非常用））が使用可能な場合において、設計基準対象施設として使用する場合と同様に表3.2-9に示す設計である。

原子炉隔離時冷却系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

表3.2-9 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の多様性又は多重性、位置的分散

項目	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
	高压炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系
ポンプ	高压炉心スプレイ・ポンプ	原子炉隔離時冷却ポンプ
	原子炉建物原子炉棟地下2階	原子炉建物原子炉棟地下2階
水源	サプレッション・チェンバ	サプレッション・チェンバ
駆動用空気	不要	不要
潤滑方式	水潤滑	軸直結ポンプによる油潤滑
冷却水	高压炉心スプレイ補機冷却系及び高压炉心スプレイ補機海水系	自己冷却
駆動電源	非常用交流電源設備 （高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機）	非常用直流電源設備 （蓄電池（非常用））
	原子炉建物付属棟 地下2階	廃棄物処理建物 地下中1階

原子炉隔離時冷却ポンプについては、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉隔離時冷却ポンプについては、原子炉建物原子炉棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建物原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.2-10に示す設計である。

表 3.2-10 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物原子炉棟内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。
風(台風)・積雪	原子炉建物原子炉棟内に設置するため, 風(台風)及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また, 原子炉隔離時冷却系は想定される重大事故等時において, 中央制御室にて操作可能な設計である。原子炉隔離時冷却系の系統構成及び運転に必要な操作機器は, 中央制御室で操作することから, 操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については, 「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉隔離時冷却系については, 設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また, 原子炉隔離時冷却系については, テストラインにより系統の機能・性能試験及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計である。

原子炉隔離時冷却ポンプについては, 発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり, 発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

基本方針については, 「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。



### 3.2.5.2 高圧炉心スプレイ系

#### 3.2.5.2.1 設備概要

高圧炉心スプレイ系は、非常用炉心冷却系の1つである。

非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の大破損を防止し、ジルコニウム-水反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系で構成する。

高圧炉心スプレイ系は、電動機駆動ポンプ1台、スパージャ配管・弁類、ストレーナ及び計測制御装置からなり、大破断事故時には低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系と連携し、中小破断事故時には単独で炉心を冷却する機能を有する。

本系統は、原子炉水位低（レベル1H）又は格納容器圧力高の信号で作動を開始し、サブプレッション・プール水を炉心上部に取付けられたスパージャ・ヘッドのノズルから燃料集合体上にスプレイすることによって炉心を冷却する。また、原子炉水位高（レベル8）信号でスプレイを自動的に停止する。

本系統の系統概要図を図3.2-9に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.2-11に示す。

本系統は設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

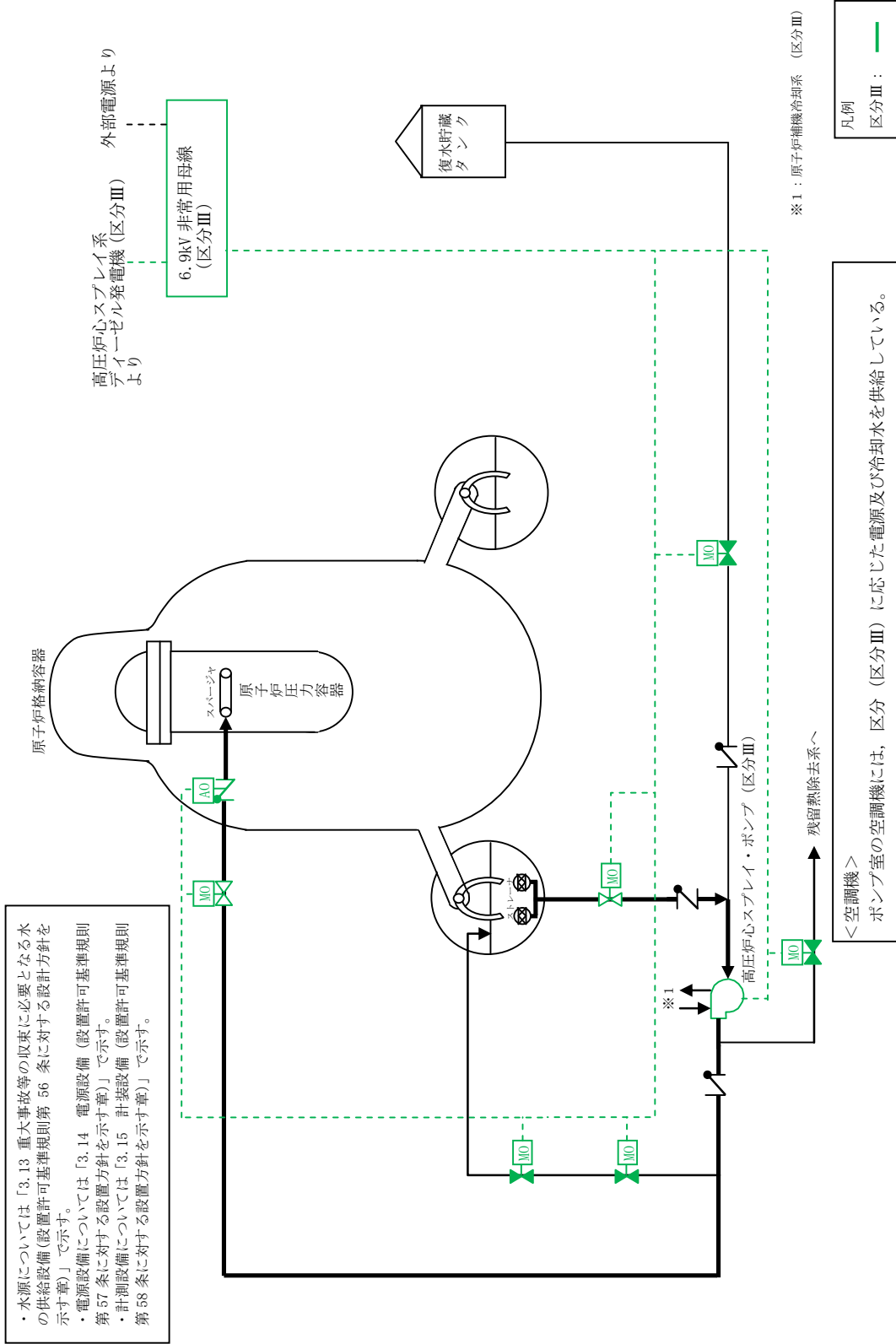


図 3.2-9 高圧炉心スプレイ系 系統概要図

表 3.2-11 高圧炉心スプレイ系に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧炉心スプレイ・ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 <sup>※1</sup>	サプレッション・チェンバ【常設】
流路	高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備 <sup>※2</sup>	非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 <sup>※3</sup>	高圧炉心スプレイポンプ出口流量【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA）【常設】 サプレッション・プール水位（SA）【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態  
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.2.5.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 高圧炉心スプレイ・ポンプ

容量	: 約 320m <sup>3</sup> /h～約 1050m <sup>3</sup> /h
全揚程	: 約 890m～約 260m
個数	: 1
取付箇所	: 原子炉建物原子炉棟地下 2 階

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.2.5.2.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

高圧炉心スプレイ系は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

高圧炉心スプレイ・ポンプについては、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

重大事故等対処設備（設計基準拡張）としての高圧炉心スプレイ・ポンプの多様性又は多重性、位置的分散については、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設直流電源が使用可能な場合において、設計基準対象施設として使用する場合と同様に表 3.2-9 に示す設計である。

高圧炉心スプレイ系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

高圧炉心スプレイ・ポンプについては、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

高圧炉心スプレイ・ポンプについては、原子炉建物原子炉棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建物原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.2-12 に示す設計である。

表 3.2-12 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物原子炉棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建物原子炉棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また，高圧炉心スプレイ系は中央制御室にて操作可能な設計である。高圧炉心スプレイ系の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧炉心スプレイ系については，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等時においても使用する設計である。また，高圧炉心スプレイ系については，テストラインにより系統の機能・性能試験及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計である。高圧炉心スプレイ・ポンプについては，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

### 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

#### 【設置許可基準規則】

(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)

第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

- a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。
- b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。
- c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、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、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。

また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。

- d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。

### 3.5.1 設置許可基準規則第 48 条への適合方針

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、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。）を防止するための設備として、原子炉補機代替冷却系、格納容器フィルタベント系を設ける。

#### (1) 原子炉補機代替冷却系の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a), b), c))

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉補機代替冷却系を使用する。

原子炉補機代替冷却系は、津波の影響を受けない場所に配備した可搬型の移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等で構成する。

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

当該設備は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする。（原子炉補機代替冷却系の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については 3.5.2.1.3 項に詳細を示す。）

#### (2) 格納容器フィルタベント系の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a), b), d))

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器フィルタベント系を使用する。

当該設備は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする。（格納容器フィルタベント系の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については 3.5.2.2.2 項に詳細を示す。）

当該設備は残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）が機能喪失した場合に使用する設計とする。

また、当該設備は設置許可基準規則解釈の第 50 条第 3 項 b) の要求を満たすものとする。（設置許可基準規則第 50 条に対する適合方針に関しては、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

当該設備を使用して格納容器ベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。また、敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監

視，測定する設備を設けるものとする。（発電所敷地境界での線量監視設備に関しては、「3.17 監視測定設備（設置許可基準規則第 60 条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

その他，設計基準対象施設であるが，想定される重大事故等時においてその機能を期待するため，以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

### (3) 残留熱除去系

残留熱除去系は，通常の原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去，原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし設置される設備であり，想定される重大事故等時においては，弁の切替え操作によって以下の 3 モードを使用する。

- a. 原子炉停止時冷却モード
- b. 格納容器冷却モード
- c. サプレッション・プール水冷却モード

原子炉停止時冷却モードについては、「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第 47 条に対する設計方針を示す章）」，格納容器冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モードについては、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第 49 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### (4) 原子炉補機冷却系

原子炉補機冷却系は，原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。本システムは，想定される重大事故等時においても，非常用機器，残留熱除去機器等の冷却を行うための機能を期待する。

海水中の異物については，ポンプ出口に設置される原子炉補機海水ストレーナで除去可能な設計とする。

なお，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を防止するための自主対策設備として，以下を整備する。

### (5) 大型送水ポンプ車による残留熱除去系除熱の実施

大型送水ポンプ車による残留熱除去系除熱手段は，原子炉補機代替冷却系移動式代替熱交換設備が機能喪失した際に，大型送水ポンプ車により，外部接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に注水し，残留熱除去系熱交換器の冷却を行うものであり，残留熱除去系を海水で直接冷却して除熱する手段を



確保する。

(6) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の実施

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段は、残留熱除去系が機能喪失した際に、残留熱代替除去系及び原子炉補機代替冷却系により、原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うものであり、最終的な熱の逃がし場である海へ熱を輸送する手段を確保する。

(7) 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の実施

耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段は、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系を經由して、主排気筒に沿って設置している排気管から排出することで、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うものであり、最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送する手段を確保する。

3.5.2 重大事故等対処設備

3.5.2.1 原子炉補機代替冷却系

3.5.2.1.1 設備概要

原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）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、この機能を代替するため、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行うことを目的として使用する。

本システムは、可搬型の移動式代替熱交換設備を用いて原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行うものであり、熱交換器及び移動式代替熱交換設備淡水ポンプを搭載した移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、電源設備（常設代替交流電源設備、代替所内電気設備）、計測制御装置及び流路である原子炉補機代替冷却系の配管及び弁、原子炉補機冷却系の配管、弁及びサージタンク、残留熱除去系の熱交換器、ホース、取水口、取水管及び取水槽並びに燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ等から構成する。

移動式代替熱交換設備は、海水を冷却源としたプレート式熱交換器と移動式代替熱交換設備淡水ポンプで構成され、移動可能とするために熱交換器及び移動式代替熱交換設備淡水ポンプは車両に搭載する設計とする。

大型送水ポンプ車は、海を水源とし、移動式代替熱交換設備の熱交換器に送水することで、熱交換後の海水を海へ排水する。また、移動式代替熱交換設備の海水側配管及び大型送水ポンプ車の異物混入による機能低下を防ぐために、移動式

代替熱交換設備ストレーナを設置する。

移動式代替熱交換設備と大型送水ポンプ車を含む海水側配管は、ホースを接続することで流路を構成できる設計とする。また、移動式代替熱交換設備の淡水側配管については、ホースを移動式代替熱交換設備と原子炉建物の接続口に接続することで流路を構成できる設計とする。

原子炉補機代替冷却系の全体構成としては、移動式代替熱交換設備の移動式代替熱交換設備淡水ポンプにより、大型送水ポンプ車を用いて除熱された系統水を屋外の接続口を介して原子炉補機冷却系に送水し、残留熱除去系熱交換器で熱交換を行う系統設計とする。熱交換後の系統水は、原子炉補機冷却系から屋外の接続口及びホースを介し、移動式代替熱交換設備に戻る構成とし、熱交換器で除熱された系統水は再び原子炉補機冷却系を通じて残留熱除去系熱交換器に送水される。原子炉補機代替冷却系は、上記の循環冷却ラインを形成することで、系統水を除熱する。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車により屋内の接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に送水し、残留熱除去系熱交換器で熱交換を行う系統設計とする。熱交換後の海水は、原子炉補機冷却系から屋外の接続口を介し、原子炉建物外へ放出する構成とし、発生した熱を除熱する。

大型送水ポンプ車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし、燃料は燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。

本システムに関する系統概要図を図 3.5-1、図 3.5-2 及び図 3.5-3、本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表 3.5-1 に示す。

本システムは、現場での弁操作により系統構成を行った後、移動式代替熱交換設備に搭載された移動式代替熱交換設備淡水ポンプの操作スイッチ及び大型送水ポンプ車の車両に搭載された操作スイッチにより、現場での手動操作によって運転を行うものである。

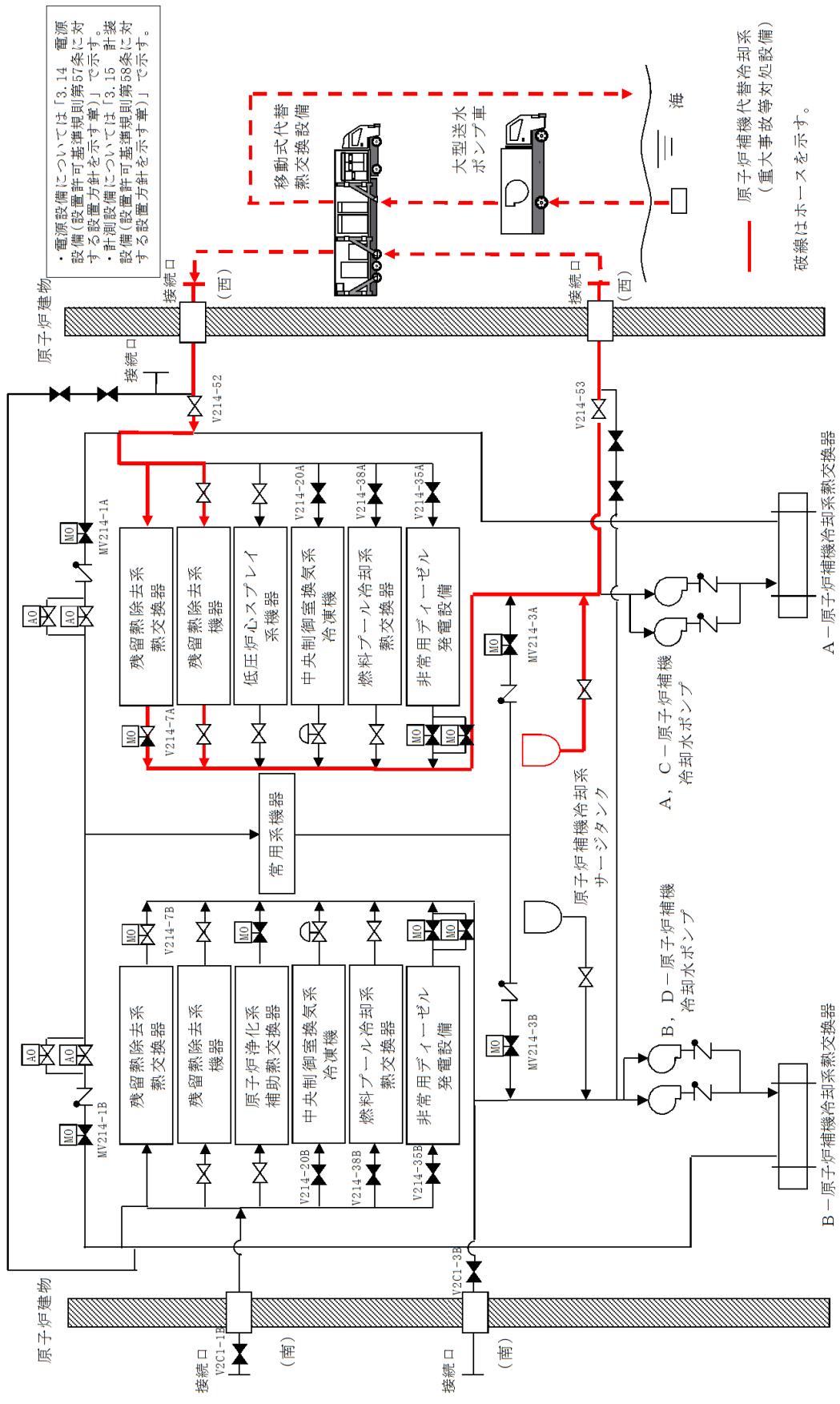


図 3.5-1 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (A系の例)

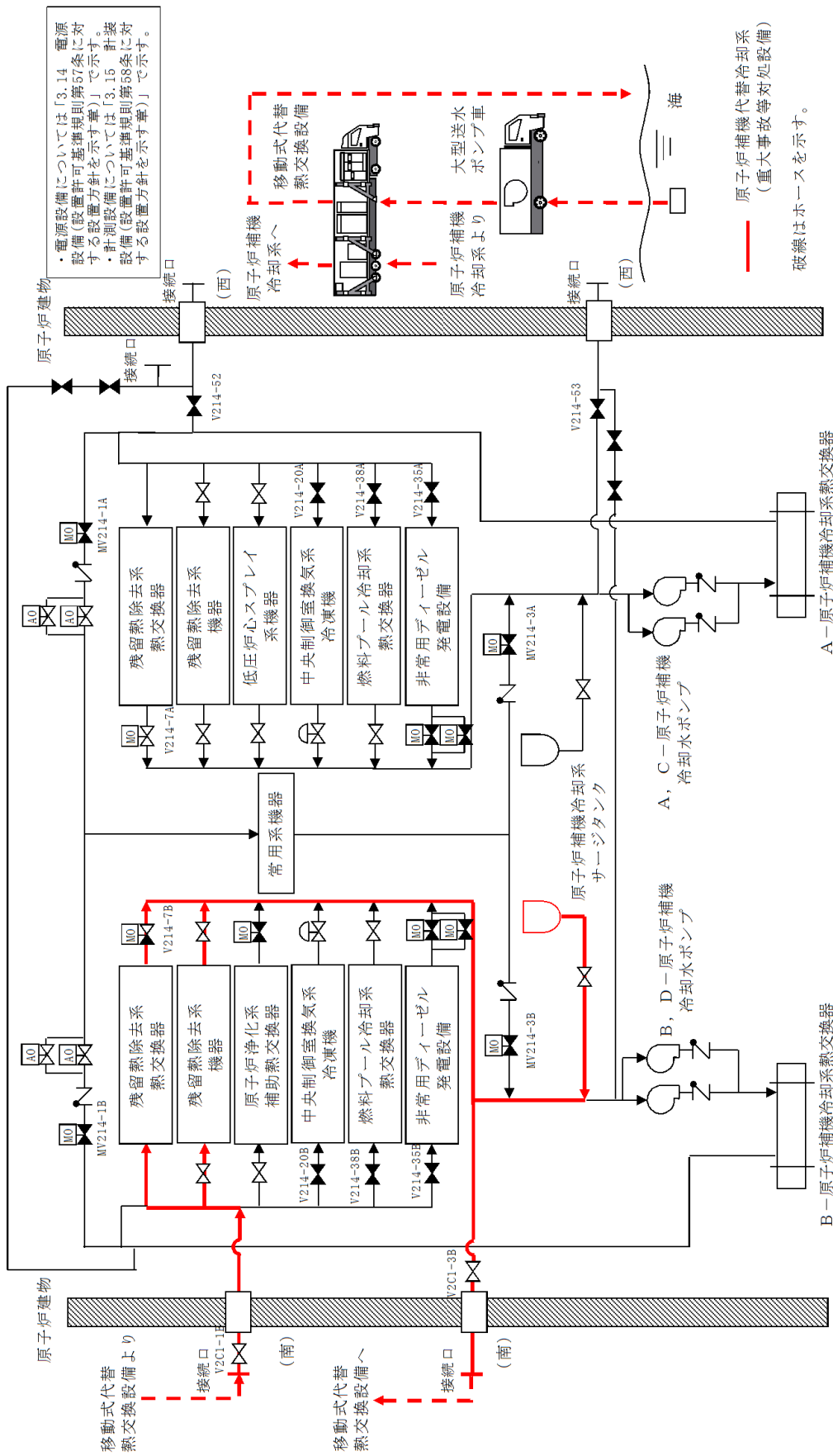


図 3.5-2 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (B系の例)

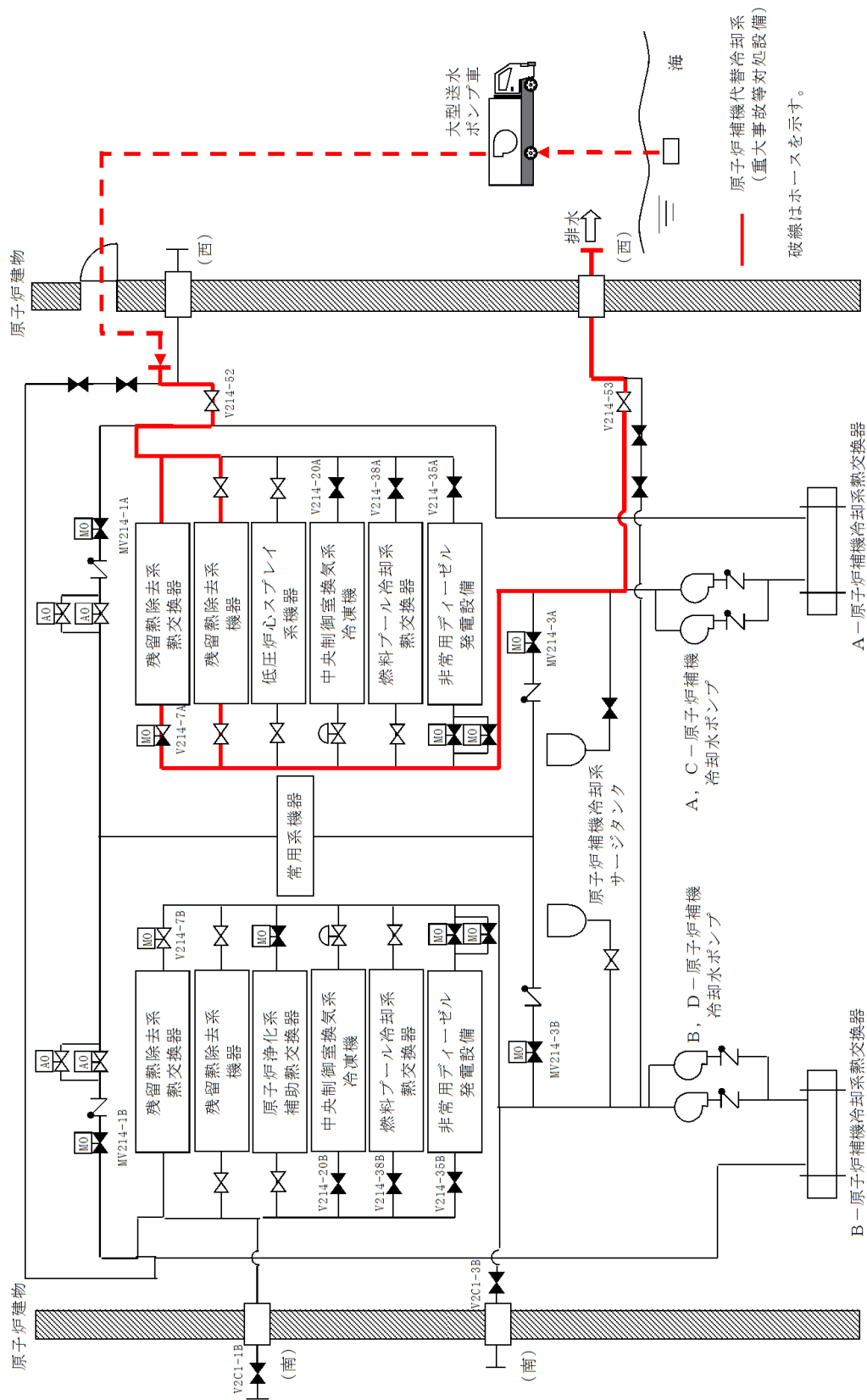


図 3.5-3 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (屋内の接続口を使用)

表 3.5-1 原子炉補機代替冷却系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	移動式代替熱交換設備【可搬型】 大型送水ポンプ車【可搬型】
附属設備	移動式代替熱交換設備ストレーナ【可搬型】
水源	非常用取水設備 取水口【常設】 取水管【常設】 取水槽【常設】
流路	原子炉補機代替冷却系 配管・弁【常設】 原子炉補機冷却系 配管・弁【常設】 原子炉補機冷却系サージタンク【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 ホース・接続口【可搬型】
注水先	—
電源設備※ <sup>1</sup> (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 重大事故操作盤【常設】 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】
計装設備※ <sup>2</sup>	ドライウエル温度 (S A)【常設】 サプレッション・チェンバ温度 (S A)【常設】 ドライウエル圧力 (S A)【常設】 サプレッション・チェンバ圧力 (S A)【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 48-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.5.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 移動式代替熱交換設備

個数 : 2 (予備 1)  
最高使用圧力: 淡水側 1.37MPa[gage]/海水側 1.0MPa[gage]  
最高使用温度: 淡水側 70°C/海水側 65°C  
設置場所 : 屋外  
保管場所 : 第 1, 第 3 及び第 4 保管エリア

#### 熱交換器

伝熱容量 : 約 23MW/組 (海水温度 30°Cにおいて)  
伝熱面積 : 約  m<sup>2</sup>/組

#### 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ

種類 : うず巻形  
容量 : 300m<sup>3</sup>/h/台

全揚程 : 75m  
最高使用圧力 : 1.37MPa[gage]  
最高使用温度 : 70°C  
原動機出力 : 110kW  
個数 : 2

#### (2) 大型送水ポンプ車

種類 : うず巻形  
容量 : 1,800m<sup>3</sup>/h/台  
吐出圧力 : 1.2MPa[gage]  
最高使用圧力: 1.4MPa[gage]  
最高使用温度: 40°C  
原動機出力 : 1,193 kW  
個数 : 2 (予備 1)  
設置場所 : 屋外  
保管場所 : 第 1, 第 3 及び第 4 保管エリア

なお、電源設備については、「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」、計装設備については「3.15 計装設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

### 3.5.2.1.3 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保

原子炉補機代替冷却系は，設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.5-2 で示すとおり多様性，位置的分散を図った設計とする。ポンプについては，原子炉補機海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプと位置的分散された第 1，第 3 及び第 4 保管エリアの大型送水ポンプ車と移動式代替熱交換設備の移動式代替熱交換設備淡水ポンプを使用する設計とし，設置位置についても原子炉補機海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプと位置的分散された屋外に配置する設計とする。電源について，移動式代替熱交換設備は，常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）からの給電により駆動する設計とし，また，大型送水ポンプ車は，外部電源が不要なディーゼルエンジンにより駆動する設計とすることで，原子炉補機海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの電源である非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と原子炉補機代替冷却系の独立性については，表 3.5-3 で示すとおり地震，津波，火災，溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

また，原子炉補機代替冷却系は，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原子炉補機海水系に対して独立性を有するとともに，移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車から原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について，原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。

なお，静的機器の故障が系統機能喪失確率に与える影響は軽微であることから，静的機器である原子炉補機冷却系配管については，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とで兼用している。また，動的機器である弁については，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とで兼用しているが，定期的な点検等により健全性を確認するとともに，異なる電源を供給する設計とすること，また，必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。

なお，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。



表 3.5-2 多様性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。)	原子炉補機代替冷却系
ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機海水ポンプ	大型送水ポンプ車 移動式代替熱交換設備 (移動式代替熱交換設備淡水ポンプ)
	原子炉建物附属棟 1 階 屋外	設置場所: 屋外 保管場所: 第 1, 第 3 及び第 4 保管エリア
水源	海	海 (左記と取水位置が異なる)
駆動用空気	不要	不要
潤滑方式	原子炉補機冷却水ポンプ: 油浴方式, 原子炉補機海水ポンプ: 水潤滑	油浴方式
冷却水	不要	不要
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	— (大型送水ポンプ車)  常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) (移動式代替熱交換設備 (移動式代替熱交換設備淡水ポンプ))
	原子炉建物附属棟地下 2 階	ガスタービン発電機建物

表 3.5-3 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。)	原子炉補機代替冷却系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である原子炉補機代替冷却系は基準地震動S <sub>s</sub> で機能維持できる設計とすることで、基準地震動S <sub>s</sub> が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備を設置する原子炉建物附属棟1階及び屋外と、重大事故防止設備を保管する場所は、共に基準津波が到達しない位置とすることで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と、重大事故防止設備である原子炉補機代替冷却系は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共－7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と、重大事故防止設備である原子炉補機代替冷却系は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共－8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

### 3.5.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.5.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は，屋外の第1，第3及び第4保管エリアに保管し，重大事故等時に原子炉建物の接続口付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能が有効に発揮することできるよう，以下の表3.5-4のと通りの設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の操作は，移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車に付属する操作スイッチにより，想定される重大事故等時において，設置場所から操作可能な設計とする。風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。また，降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策を行うとともに，凍結対策を行う。さらに，使用時に海水を通水する移動式代替熱交換設備内の一部及び大型送水ポンプ車は，海水の影響を考慮した設計とし，ストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。

(48-3, 48-4, 48-7, 48-8)

表 3.5-4 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	使用時に海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は，原子炉建物外部に設置している接続口まで車両による運搬が可能な設計とする。また，設置場所である原子炉建物脇及び取水槽脇にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。ホースの接続作業に当たっては，特殊な工具及び技量は必要とせず，簡便な結合金具による接続方式及びフランジ接続方式並びに一般的な工具を使用することにより，確実に接続が可能な設計とする。

また，付属の操作盤により設置場所である原子炉建物脇において移動式代替熱交換設備及び取水槽脇において大型送水ポンプ車の操作を行う。操作盤の操作スイッチを操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板を付けることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

その他操作が必要な電動弁である A 又は B - R H R 熱交冷却水出口弁については，中央制御室でのスイッチ操作より，遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，

操作対象については銘板を付けることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

表 3.5-5 に操作対象機器の操作場所を示す。

(48-3, 48-4, 48-7)

表 3.5-5 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
移動式代替熱交換設備	起動・停止	原子炉建物近傍	スイッチ操作
移動式代替熱交換設備 淡水ポンプ	起動・停止	原子炉建物近傍	スイッチ操作
大型送水ポンプ車	起動・停止	取水槽近傍	スイッチ操作
RCW A-AHEF 供給配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物附属棟 1 階	手動操作
RCW A-AHEF 戻り配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物附属棟 1 階	手動操作
熱交換器ユニット流量 調整弁	弁閉→弁開	熱交換器ユニット内	手動操作
A-RCW常用補機冷 却水入口切替弁	弁開→弁閉	原子炉建物附属棟地 下 1 階	手動操作
A-RCW常用補機冷 却水出口切替弁	弁開→弁閉	原子炉建物附属棟 2 階	手動操作
A-RHR熱交冷却水 出口弁	弁閉→弁調整 開	中央制御室	スイッチ操作
RCW A-DEG冷 却水入口弁	弁開→弁閉	原子炉建物附属棟地 下 2 階	手動操作
RCW A-中央制御 室冷凍機入口弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建物 2 階	手動操作
RCW A-FPC熱 交冷却水出口弁	弁開→弁閉	原子炉建物原子炉棟 3 階	手動操作
AHEF B-供給配 管止め弁	弁閉→弁開	屋外	手動操作
AHEF B-戻り配 管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物附属棟 1 階	手動操作
B-RCW常用補機冷 却水入口切替弁	弁開→弁閉	原子炉建物附属棟地 下 1 階	手動操作
B-RCW常用補機冷 却水出口切替弁	弁開→弁閉	原子炉建物附属棟 2 階	手動操作
B-RHR熱交冷却水 出口弁	弁閉→弁調整 開	中央制御室	スイッチ操作
RCW B-DEG冷 却水入口弁	弁開→弁閉	原子炉建物附属棟地 下 2 階	手動操作
RCW B-中央制御 室冷凍機入口弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建物 2 階	手動操作
RCW B-FPC熱 交冷却水出口弁	弁開→弁閉	原子炉建物原子炉棟 3 階	手動操作
ホース	ホース接続	屋外	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機代替冷却系は、表 3.5-6 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に、各機器の機能・性能試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中又は停止中の試験・検査として、移動式代替熱交換設備のうち、熱交換器はフレームを取り外すことでプレート式熱交換器の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。移動式代替熱交換設備淡水ポンプは、ケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。大型送水ポンプ車は、ケーシングを取り外すことでポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。

運転性能の確認として、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の流量、系統（ポンプ廻り）の振動、異音、異臭及び漏えいの確認を行うことが可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中又は停止中の試験・検査として、系統を構成する弁は、単体で動作確認可能な設計とする。

ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(48-5)

表 3.5-6 原子炉補機代替冷却系の試験・検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両としての運転状態の確認
	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は取替え
停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えいの確認 弁開閉動作の確認
	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は取替え
	外観検査	熱交換器、ポンプ及びホースの外観の確認
	車両検査	車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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っては、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。

(ii) 適合性

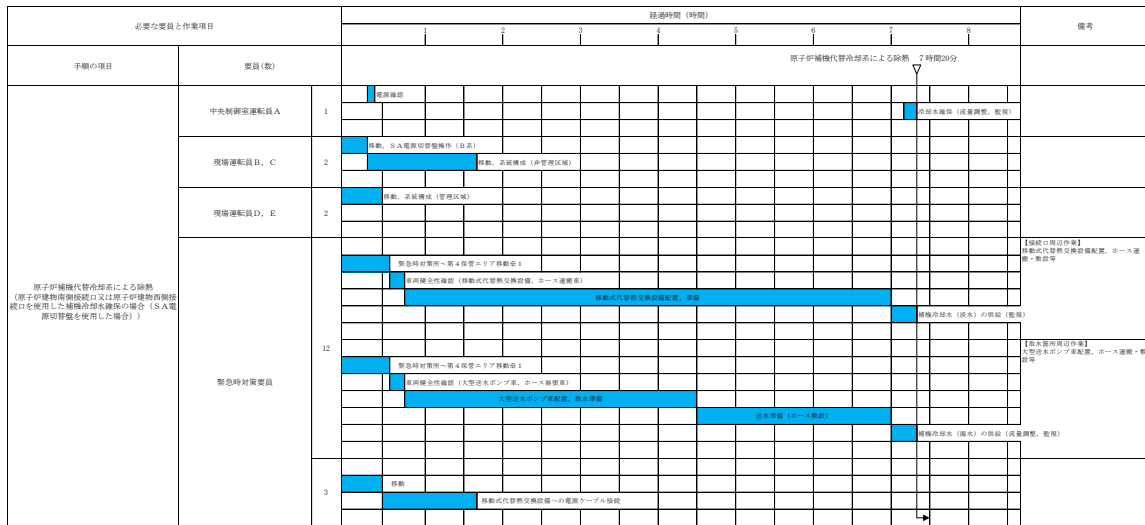
基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、本来の用途以外の用途には使用しない。なお、原子炉補機冷却系から原子炉補機代替冷却系に切り替えるために必要な操作弁については、原子炉補機代替冷却系移動式代替熱交換設備の接続ラインの A H E F 供給配管止め弁と A H E F 戻り配管止め弁を開操作し、R C W 常用補機冷却水入口切替弁と R C W 常用補機冷却水出口切替弁を閉操作することで速やかに切り替えられる設計とする。なお、A H E F 供給配管止め弁、A H E F 戻り配管止め弁、R C W 常用補機冷却水入口切替弁及び R C W 常用補機冷却水出口切替弁については、現場での手動ハンドル操作が可能な設計とし、容易に操作可能とする。

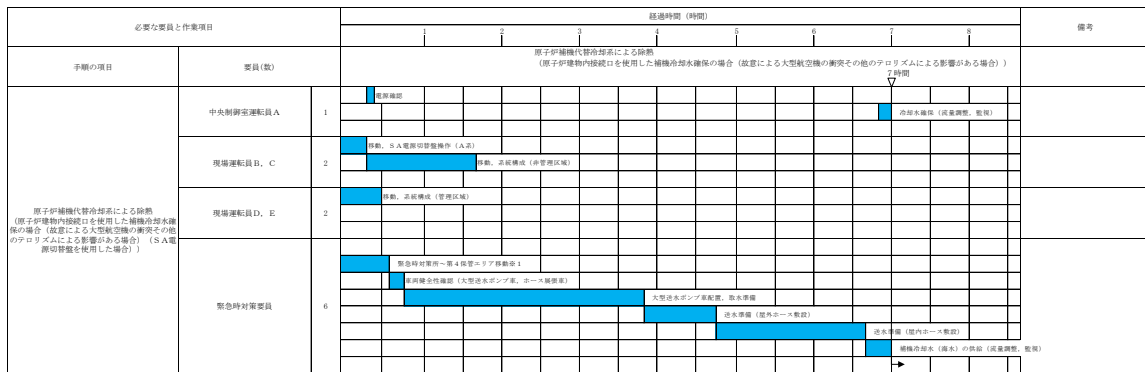
これにより図 3.5-4 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(48-4)





※1：第1保安エリアの可搬設備を使用した場合は速やかに対応できる。



※1：第1保安エリアの可搬設備を使用した場合は速やかに対応できる。

図 3.5-4 原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保タイムチャート\*

\*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.5 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備と大型送水ポンプ車は、通常時は A H E F 供給配管止め弁及び A H E F 戻り配管止め弁を表 3.5-7 で示すとおり閉運用しておくことで、接続先の系統と分離された状態で保

管する。

原子炉補機代替冷却系を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、系統運転時には原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と原子炉補機代替冷却系と同時に使用しない運用とすることで、相互の機能に影響を及ぼさない構成とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(48-3, 48-4, 48-5)

表 3.5-7 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
原子炉補機冷却系	A H E F 供給配管止め弁	手動	通常時閉
	A H E F 戻り配管止め弁	手動	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.5-8 に示す。これらは全て炉心損傷前の操作となり、想定される事故時における放射線量は高くなるおそれが少ないため、中央制御室又は設置場所にて操作が可能である。

(48-3, 48-7)

表 3.5-8 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
移動式代替熱交換設備	原子炉建物近傍	原子炉建物近傍
移動式代替熱交換設備淡水ポンプ	原子炉建物近傍	原子炉建物近傍
大型送水ポンプ車	取水槽近傍	取水槽近傍
RCW A-AHEF 供給配管止め弁	原子炉建物附属棟 1 階	原子炉建物附属棟 1 階
RCW A-AHEF 戻り配管止め弁	原子炉建物附属棟 1 階	原子炉建物附属棟 1 階
熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット内	熱交換器ユニット内
A-RCW 常用補機冷却水入口切替弁	原子炉建物附属棟地下 1 階	原子炉建物附属棟地下 1 階
A-RCW 常用補機冷却水出口切替弁	原子炉建物附属棟地下 2 階	原子炉建物附属棟地下 2 階
A-RHR 熱交冷却水出口弁	原子炉建物附属棟 2 階	原子炉建物附属棟 2 階
RCW A-DEG 冷却水入口弁	原子炉建物附属棟地下 2 階	原子炉建物附属棟地下 2 階
RCW A-中央制御室冷凍機入口弁	廃棄物処理建物 2 階	廃棄物処理建物 2 階
RCW A-FPC 熱交冷却水出口弁	原子炉建物原子炉棟 3 階	原子炉建物原子炉棟 3 階
AHEF B-供給配管止め弁	屋外	屋外
AHEF B-戻り配管止め弁	原子炉建物附属棟 1 階	原子炉建物附属棟 1 階
B-RCW 常用補機冷却水入口切替弁	原子炉建物附属棟地下 1 階	原子炉建物附属棟地下 1 階
B-RCW 常用補機冷却水出口切替弁	原子炉建物附属棟地下 2 階	原子炉建物附属棟地下 2 階
B-RHR 熱交冷却水出口弁	原子炉建物附属棟 2 階	原子炉建物附属棟 2 階
RCW B-DEG 冷却水入口弁	原子炉建物附属棟地下 2 階	原子炉建物附属棟地下 2 階
RCW B-中央制御室冷凍機入口弁	廃棄物処理建物 2 階	廃棄物処理建物 2 階
RCW B-FPC 熱交冷却水出口弁	原子炉建物原子炉棟 3 階	原子炉建物原子炉棟 3 階
ホース	屋外	屋外

### 3.5.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉補機代替冷却系は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、最終ヒートシンクへの熱を輸送する機能が喪失した場合であって、残留熱除去ポンプが起動可能な状況において、残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去するために屋外の接続口を使用する場合は、必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備1セット1台と大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。また、屋内の接続口を使用する場合は、大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。

移動式代替熱交換設備の容量は熱交換容量約23MWとして、大型送水ポンプ車の容量は流量1,800m<sup>3</sup>/hとして設計し、炉心の著しい損傷の防止の事故シーケンスのうち、崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）において、事故発生8時間後に原子炉補機代替冷却系を用いて残留熱除去系によるサプレッション・プール水冷却モード運転を行った場合に、原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果を確保可能な設計とする。

また、移動式代替熱交換設備の保有数は2セット台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。大型送水ポンプ車の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

(48-6)

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

##### (i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備を接続するためのホースは、屋外の接続口と口径を統一し、かつ、フランジ接続とすることで、常設設備と確実に接続ができる設計とする。

また、原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車を接続するためのホースは、移動式代替熱交換設備及び屋内の接続口と口径を統一し、かつ、簡便な接続方式である結合金具による接続とすることで、確実に接続可能な設計とする。

(48-3, 48-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続箇所である接続口は、重大事故等時の環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため，接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。具体的には原子炉補機冷却系区分Ⅰに接続する接続口と，原子炉補機冷却系区分Ⅱに接続する接続口をそれぞれ設けることとし，原子炉建物南側屋外に1箇所，原子炉建物西側屋外に1箇所及び原子炉建物内に1箇所設置し，位置的分散を図っている。また，残留熱除去系A系及びB系いずれもサプレッション・チェンバの除熱が可能であるため，原子炉補機冷却系区分Ⅰ及びⅡそれぞれ接続口を設けることが可能な設計とする。

なお，第 50 条の「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」として残留熱代替除去系を設置し，原子炉補機代替冷却系移動式代替熱交換設備を使用するが，この場合は原子炉補機冷却系区分Ⅱの接続口のみが使用可能であるため本章における接続口の位置的分散の考えと異なる。残留熱代替除去系の接続口の位置的分散については「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計

方針を示す章)」で示す。

(48-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、炉心損傷前の状況で屋外に設置する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても、線源からの離隔距離をとることにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能とする。また、現場での接続作業に当たって、簡便な結合金具による接続方式及びフレンジ接続方式により、確実に速やかに接続可能な設計とする。

(48-3, 48-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、原子炉補機冷却水ポンプ、格納容器フィルタベント系と位置的分散を図り、発電所敷地内の津波の影響を受けない場所にある第 1、第 3 及び第 4 保管エリアの複数箇所に分散して保管する。

(48-3, 48-8)

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、通常時は津波の影響を受けない場所に保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、可搬型重大事故等対処設備の運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

(48-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉補機代替冷却系は、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、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）及び重大事故防止設備である格納容器フィルタベント系と表 3.5-9 で示すとおり多様性、位置的分散を図る。また、最終ヒートシンクについても、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）及び原子炉補機代替冷却系が海であることに対し、格納容器フィルタベント系は大気とし、多様性を有する設計と

する。

(48-2, 48-3, 48-4, 48-7, 48-8)

表 3.5-9 原子炉補機代替冷却系の多様性, 位置的分散

項目	設計基準事故 対処設備	重大事故等対処設備	
	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水 系を含む。)	格納容器フィ ルタベント系	原子炉補機代替冷却系
ポンプ (淡水)	原子炉補機冷却水 ポンプ (原子炉建 物付属棟)	—	移動式代替熱交換設備 (移動式代替熱交換設備 淡水ポンプ) (屋外)
ポンプ (海水)	原子炉補機海水ポ ンプ (屋外)	—	大型送水ポンプ車 (屋外)
熱交換器	原子炉補機冷却系 熱交換器 (原子炉 建物付属棟)	—	移動式代替熱交換設備 (熱交換器) (屋外)
最終ヒートシ ンク	海	大気	海
駆動電源	非常用ディーゼル 発電機 (原子炉建 物付属棟)	不要	ガスタービン発電機 (ガス タービン発電機建物)

〈 〉 内は設置場所を示す。



### 3.5.2.2 格納容器フィルタベント系

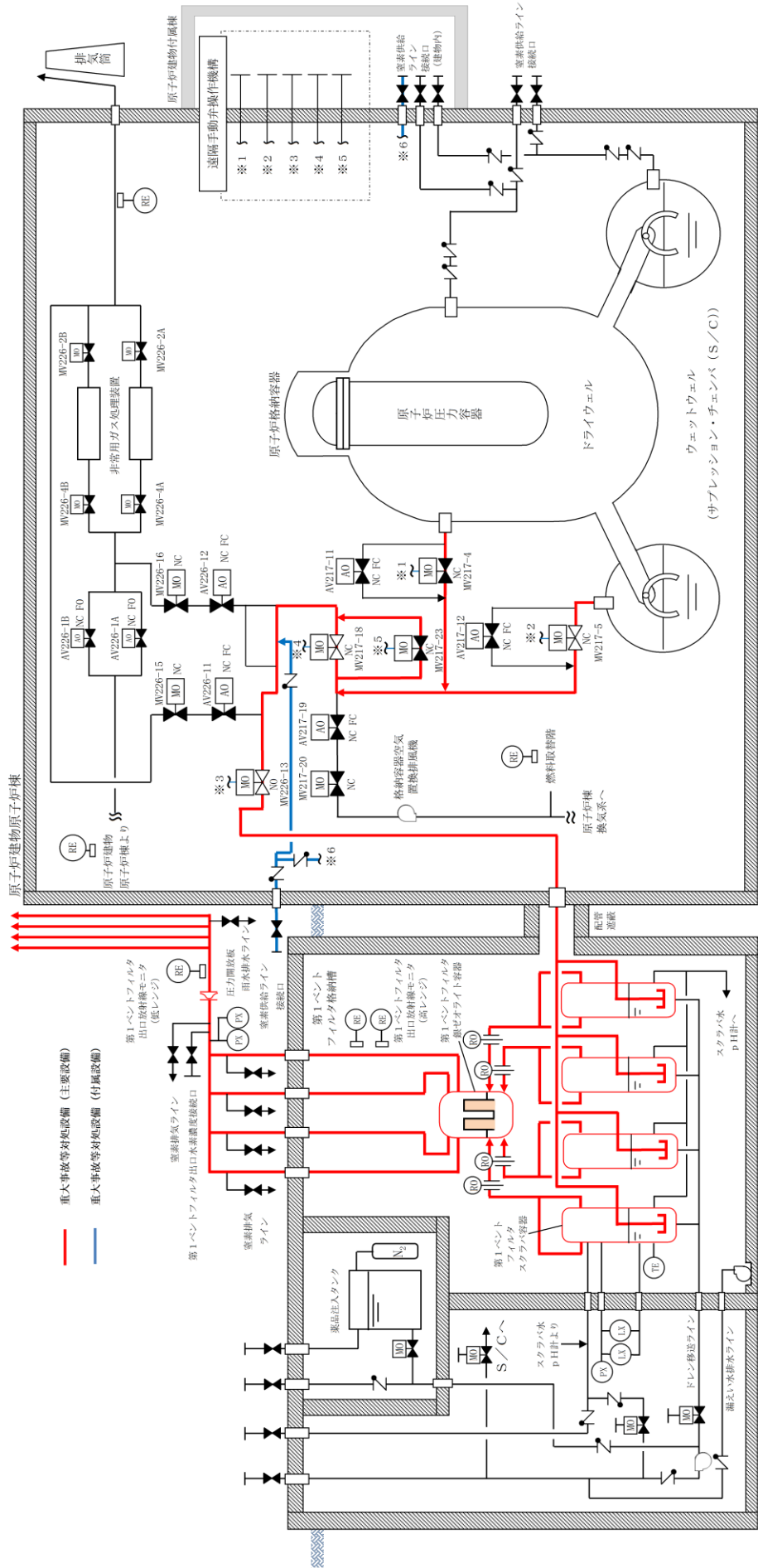
#### 3.5.2.2.1 設備概要

格納容器フィルタベント系は、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、炉心の著しい損傷等を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして原子炉格納容器から熱を輸送することを目的として使用する。

本系統は、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板及び遠隔手動弁操作機構、電源設備（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備）、計測制御装置及び流路である窒素ガス制御系、非常用ガス処理系及び格納容器フィルタベント系の配管及び弁並びにホース等、排出元である原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ、真空破壊装置を含む）で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

本系統に関する系統概要図を図3.5-5、本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表3.5-10に示す。

格納容器フィルタベント系の詳細は、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第50条に対する設計方針を示す章）」で記述している。



・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設置方針を示す第）」で示す。  
 ・計測設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第58条に対する設置方針を示す第）」で示す。



図 3.5-5 格納容器フィルタバント系 系統概要図

表 3.5-10 格納容器フィルタベント系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	第1ベントフィルタスクラバ容器【常設】 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器【常設】 圧力開放板【常設】 遠隔手動弁操作機構【常設】
附属設備	可搬式窒素供給装置【可搬型】 第1ベントフィルタ格納槽遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】
水源	—
排出元	原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊装置を含む）【常設】
流路	窒素ガス制御系 配管・弁【常設】 非常用ガス処理系 配管・弁【常設】 格納容器フィルタベント系 配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬型】
注水先	—
電源設備※ <sup>1</sup> （燃料補給設備を含む）	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA1コントロールセンタ【常設】 SA2コントロールセンタ【常設】 SA電源切替盤【常設】 重大事故操作盤【常設】 常設代替直流電源設備 SA用115V系蓄電池【常設】 SA用115V系充電器【常設】 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬型】

設備区分	設備名
	S A用 115V 系充電器【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】
計装設備 <sup>※2</sup>	スクラバ容器水位【常設】 スクラバ容器圧力【常設】 スクラバ容器温度【常設】 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）【常設】 第1ベントフィルタ出口水素濃度【可搬型】 ドライウエル温度（S A）【常設】 サプレッション・チェンバ温度（S A）【常設】 ドライウエル圧力（S A）【常設】 サプレッション・チェンバ圧力（S A）【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 50-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態

計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.5.2.2.2 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保

格納容器フィルタベント系は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.5-11 に示すとおり多様性，位置的分散を図った設計とする。

残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）との独立性については，表 3.5-12 で示すとおり地震，津波，火災，溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

また，排出経路に設置される隔離弁の電源については，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作が可能な設計とすることとしているが，遠隔手動弁操作機構等を用いて必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。

また，格納容器フィルタベント系については，残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と異なり，ポンプや熱交換器等を必要としないが，これらの系統を構成する主要設備については，残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して位置的分散を図った設計とする。

なお，格納容器フィルタベント系の配管及び弁の一部については，残留熱除去系及び原子炉補機冷却系配管及び弁と同一階に設置されているが，残留熱除去系及び原子炉補機冷却系配管及び弁とは区画された部屋に設置することより，位置的分散を図った設計とする。

表 3.5-11 多様性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備
	残留熱除去系（格納容器冷却モード）	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	格納容器フィルタベント系
ポンプ	残留熱除去ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機海水ポンプ	不要 <sup>※1</sup>
	原子炉建物原子炉棟 地下2階	原子炉建物付属棟1階 屋外	
水源	サプレッション・チェンバ	海	
	原子炉建物原子炉棟 地下2階		
駆動用空気	不要	不要	
潤滑方式	油浴方式	原子炉補機冷却水ポンプ：油浴方式 原子炉補機海水ポンプ：水潤滑	
冷却水	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系	不要	
駆動電源	非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）	非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）	
	原子炉建物付属棟地下2階	原子炉建物付属棟地下2階	

※1 格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に，圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置する。

表 3.5-12 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		残留熱除去系（格納容器冷却モード） 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	格納容器フィルタベント系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である格納容器フィルタベント系は基準地震動S <sub>s</sub> で機能維持できる設計とすることで、基準地震動S <sub>s</sub> が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	原子炉建物，第1ベントフィルタ格納槽及び原子炉建物近傍は，基準津波が到達しない位置に設置することで，津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と，重大事故防止設備である格納容器フィルタベント系は，火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする（「共－7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と，重大事故防止設備である格納容器フィルタベント系は，溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする（「共－8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

### 3.5.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.5.3.1 原子炉補機冷却系

##### 3.5.3.1.1 設備概要

原子炉補機冷却系は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。本系統は、想定される重大事故等時においても、非常用機器、残留熱除去系機器、燃料プール冷却系機器等の冷却を行うための機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

本系統は、非常用炉心冷却系の区分Ⅰ、区分Ⅱ及び区分Ⅲに対応して、原子炉補機冷却系区分Ⅰ、原子炉補機冷却系区分Ⅱ、高圧炉心スプレー補機冷却系に分け、非常用炉心冷却系の各区分ごとに独立に冷却できる機能を有する。

また、残留熱除去系機器の冷却は、残留熱除去系の2系統に対応して上記の原子炉補機冷却系の区分Ⅰ、区分Ⅱの2区分に分離し、また、高圧炉心スプレー系機器の冷却は、高圧炉心スプレー補機冷却系で独立に冷却を行うことができる。

その他常用機器冷却は上記の原子炉補機冷却系の区分Ⅰ、区分Ⅱで行い、非常時は弁により非常用機器冷却と分離することができる。

本系統に関する系統概要図を図3.5-6及び図3.5-7、本系統に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.5-13及び表3.5-14に示す。



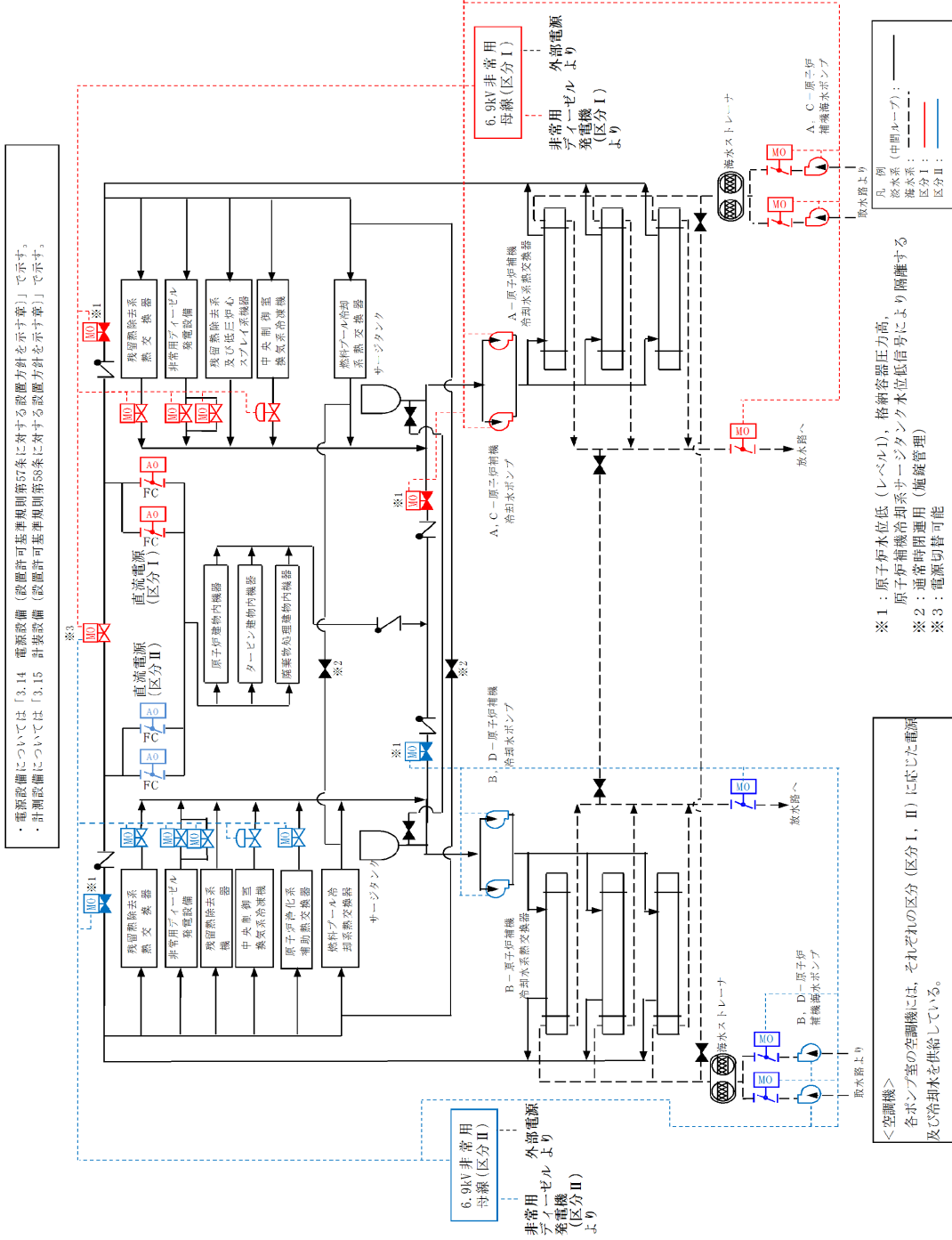


図 3.5-6 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） 系統概要図

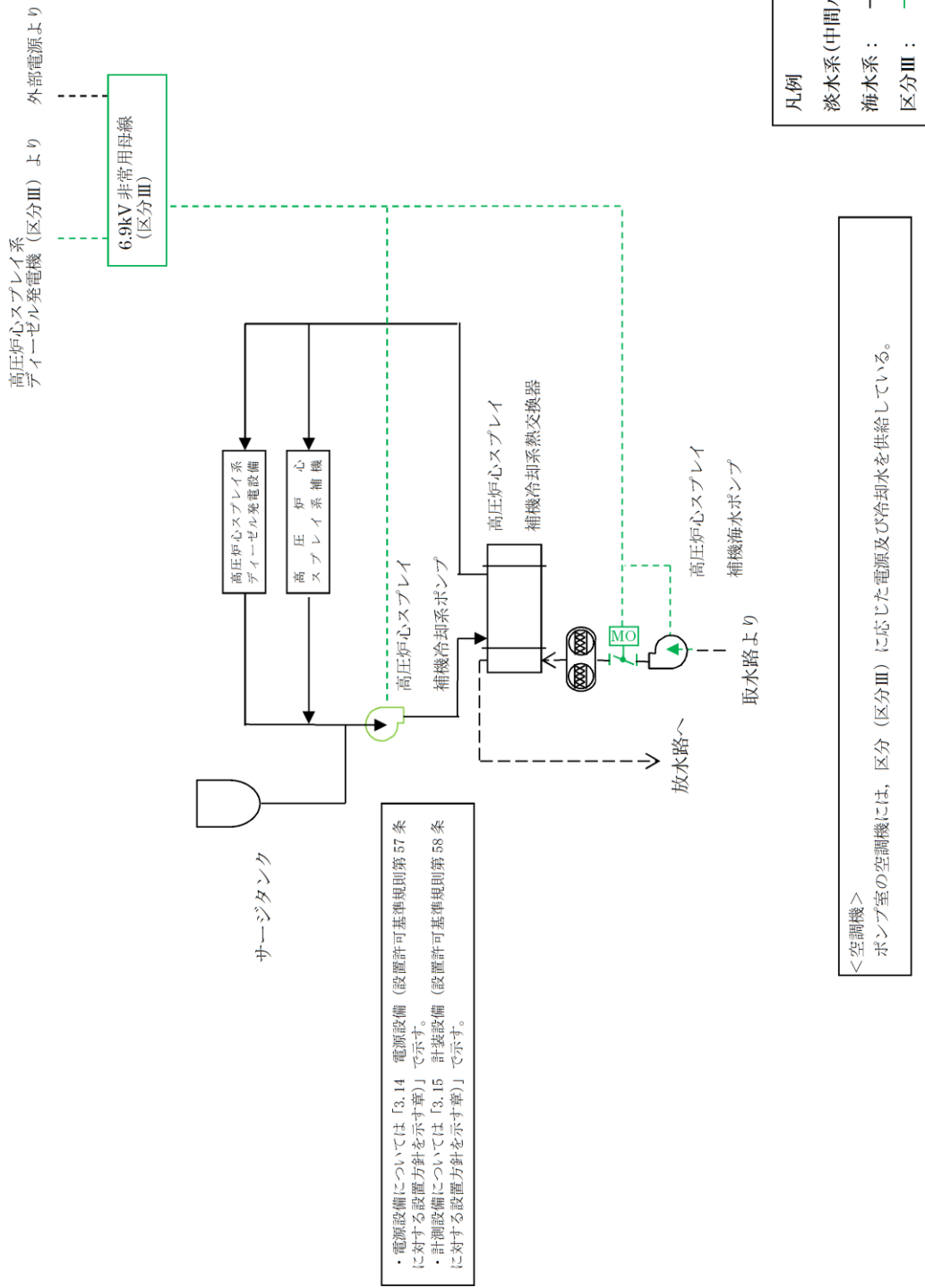


図 3.5-7 高圧炉心スプレー補機冷却系 (高圧炉心スプレー補機海水系を含む。) 系統概要図

表 3.5-13 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	原子炉補機冷却水ポンプ【常設】 原子炉補機海水ポンプ【常設】 原子炉補機冷却系熱交換器【常設】
附属設備	—
水源	非常用取水設備 取水口【常設】 取水管【常設】 取水槽【常設】
流路	原子炉補機冷却系配管・弁・海水ストレーナ【常設】 原子炉補機冷却系サージタンク【常設】
電源設備※ <sup>1</sup>	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備※ <sup>2</sup>	残留熱除去系熱交換器冷却水流量【常設】
計装設備（補助）※ <sup>3</sup>	R C Wサージタンク水位【常設】 R C W熱交出口温度【常設】

※1：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ。

表 3.5-14 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ【常設】 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ【常設】 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器【常設】
附属設備	—
水源	非常用取水設備 取水口【常設】 取水管【常設】 取水槽【常設】
流路	原子炉補機冷却系配管・弁・海水ストレーナ【常設】 原子炉補機冷却系サージタンク【常設】
電源設備 <sup>※1</sup>	非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 <sup>※2</sup>	—

※1：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.5.3.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 原子炉補機冷却系

##### a. 冷却水ポンプ

容量	: 約 1,700m <sup>3</sup> /h/台
個数	: 2/区分
取付箇所	: 原子炉建物附属棟 1 階

##### b. 海水ポンプ

容量	: 約 2,000m <sup>3</sup> /h/台
個数	: 2/区分
取付箇所	: 屋外

##### c. 熱交換器

容量	: 約 10MW/基 (海水温度 30°Cにおいて)
個数	: 3/区分
取付箇所	: 原子炉建物附属棟 1 階

#### (2) 高压炉心スプレイ系補機冷却系

##### a. 冷却水ポンプ

容量	: 約 240m <sup>3</sup> /h/台
個数	: 1/区分
取付箇所	: 原子炉建物附属棟地下 2 階

##### b. 海水ポンプ

容量	: 約 340m <sup>3</sup> /h/台
個数	: 1/区分
取付箇所	: 屋外

##### c. 熱交換器

容量	: 約 2.7 MW/基 (海水温度 30°Cにおいて)
個数	: 1/区分
取付箇所	: 原子炉建物附属棟地下 2 階

なお、電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」、計装設備については「3.15 計装設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

### 3.5.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）及び高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機海水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器については、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の設備に悪影響を及ぼさない設計である。

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）及び高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機海水ポンプ、及び原子炉補機冷却系熱交換器については、設計基準事故時の最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器については原子炉建物付属棟に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建物内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.5-15に示す設計とする。

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプについては屋外に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.5-16に示す設計とする。

また、使用時に海水を通水する原子炉補機冷却系熱交換器内及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の一部並びに原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、海水の影響を考慮した設計とし、ストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。

表 3.5-15 想定する環境条件及び荷重条件（原子炉建物付属棟内）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物付属棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	常時海水を通水するため，耐腐食性材料を使用する設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建物付属棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする

表 3.5-16 想定する環境条件及び荷重条件（屋外）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	使用時に海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）及び高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は中央制御室にて操作可能な設計である。原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）及び高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）及び高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）については、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機海水ポンプ、原子炉補機冷却水熱交換器、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器については、発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁動作試験が可能な設計であり、発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。



### 3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】

#### 【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)

第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。

3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。

(解釈)

1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。

2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設である、BWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。

3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。

b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。

ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。

- iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器(例えばSGTS)や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。
- iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。
- v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
- vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。
- vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク(原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの)を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。
- viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。
- ix) 使用後に高線量となるフィルタ等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。

### 3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

#### 3.7.1 設置許可基準規則第 50 条への適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系を設ける。

##### (1) 残留熱代替除去系の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a)）

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、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために残留熱代替除去系を使用する。

残留熱代替除去系は、サプレッション・チェンバを水源とし原子炉補機代替冷却系による除熱と残留熱代替除去ポンプによる原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレーが可能な設計とする。

##### (2) 格納容器フィルタベント系の設置（設置許可基準規則解釈の第 3 項 a), b)）

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格納容器フィルタベント系を使用する。

この設備は、重大事故緩和設備として整備し、以下のとおり設置許可基準規則解釈の第 3 項 b)）に対する要求事項を満たすものとする。

i) 当該設備は排気中に含まれる放射性物質を低減するため、第 1 ベントフィルタスクラバ容器及び第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器を設置する設計とする。

第 1 ベントフィルタスクラバ容器にて、粒子状放射性物質の 99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して 99%以上を除去可能である。また、第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器にて、有機よう素に対して 98%以上を除去可能である。

ii) 排気中に含まれる可燃性ガスの爆発防止等の対策として、当該系統内を可搬式窒素供給装置にて不活性ガス（窒素ガス）にて置換した状態で待機し、使用後には可搬式窒素供給装置を用いて、系統内を不活性ガスにて置換できる設計とする。これにより、格納容器ベント初期に排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後にスクラビング水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能な設計とする。

なお、格納容器ベント実施後に原子炉格納容器及びスクラビング水内に貯留された核分裂生成物による水の放射線分解によって発生する可燃性ガスの量は微量であり、また、連続して系外に排出されていることから、系統内で可燃領域に達することはない。系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のあ

る箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置することで、局所的に滞留し、系統内で可燃性ガスの濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

iii) 格納容器フィルタベント系を使用する際に流路となる窒素ガス制御系、非常用ガス処理系及び格納容器フィルタベント系の配管等は、他号炉とは共用しない。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

iv) 重大事故等対策の有効性評価において、格納容器フィルタベント系を使用しても原子炉格納容器が負圧にならないことを確認している。また、格納容器ベント停止後に再度、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内へのスプレイを行う場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器内圧力を確認し、規定の圧力まで減圧した場合には原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

v) 格納容器フィルタベント系の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構により人力で容易かつ確実に開閉操作が可能な設計とする。また、電動弁については常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（高圧発電機車）からの給電により、中央制御室から開閉操作が可能な設計とする。

vi) 格納容器フィルタベント系を使用する際に、操作が必要な隔離弁の遠隔手動弁操作機構を介した操作場所は、原子炉建物付属棟とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、作業員の放射線防護を考慮した設計とする。

vii) 圧力開放板については、待機時に系統内を不活性ガス（窒素ガス）にて置換する際の大気との障壁として設置する。また、バイパス弁は併置しないものの、圧力開放板は原子炉格納容器からの排気圧力（427kPa[gage]）と比較して十分に低い圧力である約80kPa[gage]にて破裂する設計であり、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならない設計とする。

viii) 原子炉格納容器との接続位置は、サプレッション・チェンバ及びドライウエルに設けるものとし、いずれからも格納容器フィルタベント系を用いた排気を実施することができる設計とする。

サプレッション・チェンバ側からの排気では、サプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保するとともに燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接

続箇所を設けることにより、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。

ix) 格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器, 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器及び使用時に高線量となる配管, 機器等は, 第1ベントフィルタ格納槽内に設置し, 第1ベントフィルタスクラバ容器等の周囲には遮蔽体を設け, 格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする(詳細は3.7.2.2.4.1(6)参照)。

(3) 格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系の多様性及び可能な限りの独立性, 位置的分散の確保(設置許可基準規則解釈の第4項)

格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系は, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。

格納容器フィルタベント系は, 可搬型代替交流電源設備(高圧発電機車)又は人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで, 残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は, 格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで, 格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は, 共通要因によって接続できなくなることを防止するため, 互いに異なる複数箇所に設置し, かつ格納容器フィルタベント系との離隔を考慮した設計とする。

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器並びに圧力開放板と, 残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプ, 残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系は, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 流路を分離することで独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって, 格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系は, 互いに重大事故等対処設備として, 可能な限りの独立性を有する設計とする。

なお, 多様性及び可能な限りの独立性, 位置的分散については, 3.7.2.2.3項に詳細を示す。

なお, 格納容器フィルタベント系の排気中に含まれる放射性物質を低減するための自主対策設備として, 以下を整備する。

(4) サプレッション・プール水 pH制御系等による格納容器 pH制御

設置許可基準規則解釈第3項 b) i) に関連する自主的な手段として、格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・チェンバのプール水中によう素を保持することでよう素の放出量を低減するために、サプレッション・プール水 pH制御系等により原子炉格納容器内に薬液を注入する手段がある。

サプレッション・プール水 pH制御系は、圧送用窒素ポンベにより薬液タンクを加圧したのち、薬液タンク出口薬剤注入弁を開することで、サプレッション・チェンバスプレイ配管に薬液を圧送し注入する構成とする。

サプレッション・プール水 pH制御系使用後に、残留熱代替除去ポンプを使用することにより、サプレッション・チェンバのプール水を薬液として、ドライウエルスプレイ配管からドライウエルにスプレイすることが可能である。また、通常運転中より予め原子炉格納容器下部にアルカリ薬剤を設置することにより、原子炉格納容器内の酸性化を防止することが可能である。

(5) スクラビング水の補給及び排水設備

設置許可基準規則解釈第3項 b) i) に関連する自主対策設備として、格納容器フィルタベント系を使用した際に、系統内で蒸気凝縮によってスクラビング水位が機能喪失となるまで上昇しないよう、ドレン移送ポンプを用いて間欠的にスクラビング水をサプレッション・チェンバへ排水し、さらに薬液注入によるスクラビング水の pH値の調整をすることで、第1ベントフィルタスクラバ容器を長期間使用することが可能な設計とする。

また、本設備は事故後8日目以降に使用するものである。

また、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、自主対策として以下の手段を整備する。

(6) 窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器の負圧破損防止

設置許可基準規則解釈第3項 b) iv) に関連する自主的な手段として、原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するために、窒素ガス代替注入系により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段がある。本系統は、可搬式窒素供給装置を窒素ガス代替注入系配管に結合金具によりホースを接続し、可搬式窒素供給装置にて発生した窒素ガスをドライウエル及びサプレッション・チェンバに供給可能である。

また、本手段は事故後8日目以降に使用するものである。

### 3.7.2 重大事故等対処設備

#### 3.7.2.1 残留熱代替除去系

##### 3.7.2.1.1 設備概要

残留熱代替除去系は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的として使用する。

残留熱代替除去系は、サプレッション・チェンバのプール水を残留熱代替除去ポンプにより原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を用いて除熱することで、発電用原子炉の循環冷却を行うことができる設計とする。

残留熱代替除去系は、残留熱代替除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、電源設備（常設代替交流電源設備、代替所内電気設備）、計測制御装置及び、水源であるサプレッション・チェンバ、流路である残留熱代替除去系及び低圧原子炉代替注水系の配管及び弁、残留熱除去系の配管、弁及びストレーナ、格納容器スプレイ・ヘッド、注水先である原子炉圧力容器及び原子炉格納容器から構成される。

サプレッション・チェンバのプール水は、残留熱除去系の配管を通り、残留熱代替除去ポンプに供給される。残留熱代替除去ポンプにより昇圧された系統水は、残留熱除去系の配管及び熱交換器を通り、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに使用される。

また、原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器の破損を判断した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを行うことも可能とする。

原子炉圧力容器に注水された系統水は、原子炉圧力容器や原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイされた系統水とともに格納容器ベント管からサプレッション・チェンバに戻ることににより、循環冷却ラインを形成する。

なお、重大事故等時における想定として、非常用炉心冷却系等の設計基準事故対処設備に属する動的機器は、機能を喪失していることが前提条件となっていることから、本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）から代替所内電気設備を経由して給電することにより駆動が可能な設計としている。

前述のとおり、本系統はサプレッション・チェンバを水源として、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに使用する系統であるが、重大事故等時におけるサプレッション・チェンバの水温は100℃を超える状況が想定され、高温水を用いて原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを行った場合、原子炉格納容器に対して更なる過圧の要因となり得る。このため、残留熱代替除去系を用いる場合は、原子炉補機代替冷却系からの冷却水の供給により、残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保する。

なお、残留熱代替除去系の機能を確保する際に使用する系統からの核分裂生成物の放出を防止するため、残留熱代替除去系による循環ラインは閉ループにて構

成する。

残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器を搭載した移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、電源設備（常設代替交流電源設備）、計測制御装置、及び流路である原子炉補機代替冷却系の配管及び弁、原子炉補機冷却系の配管、弁及びサージタンク、ホース、取水口、取水管、取水槽、並びに燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ等から構成される。

移動式代替熱交換設備は、海水を冷却源としたプレート式熱交換器と移動式代替熱交換設備淡水ポンプで構成され、移動可能とするために熱交換器及び移動式代替熱交換設備淡水ポンプは車両に搭載する設計とする。

大型送水ポンプ車は、海を水源とし、移動式代替熱交換設備の熱交換器に送水することで、熱交換後の海水を海へ排水する。また、移動式代替熱交換設備には異物混入による機能低下を防ぐために、機器付のストレーナを設置する。

原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備の淡水側において、残留熱除去系熱交換器で熱交換を行った系統水を移動式代替熱交換設備により冷却及び送水し、再び残留熱除去系熱交換器で熱交換を行う循環冷却ラインを形成し、移動式代替熱交換設備の海水側において、大型送水ポンプ車により海水を取水し、移動式代替熱交換設備に送水することで淡水側との熱交換を行い、熱交換後の系統水を海へ排水する。ここで、移動式代替熱交換設備の淡水側は、ホースを移動式代替熱交換設備と原子炉建物の屋外の接続口に接続することで流路を構成し、移動式代替熱交換設備の海水側は、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等をホースで接続することで流路を構成する設計とする。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車により屋内の接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に送水し、残留熱除去系熱交換器で熱交換を行う系統設計とする。熱交換後の海水は、原子炉補機冷却系から屋外の接続口を介し、海へ排水する。

大型送水ポンプ車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし、燃料は燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。

本系統は、現場での弁操作により系統構成を行った後、移動式代替熱交換設備に搭載された移動式代替熱交換設備淡水ポンプの操作スイッチ及び大型送水ポンプ車の車両に搭載された操作スイッチにより、現場での手動操作によって運転を行うものである。

本系統に関する系統概要図を図 3.7-1、本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.7-1 に示す。



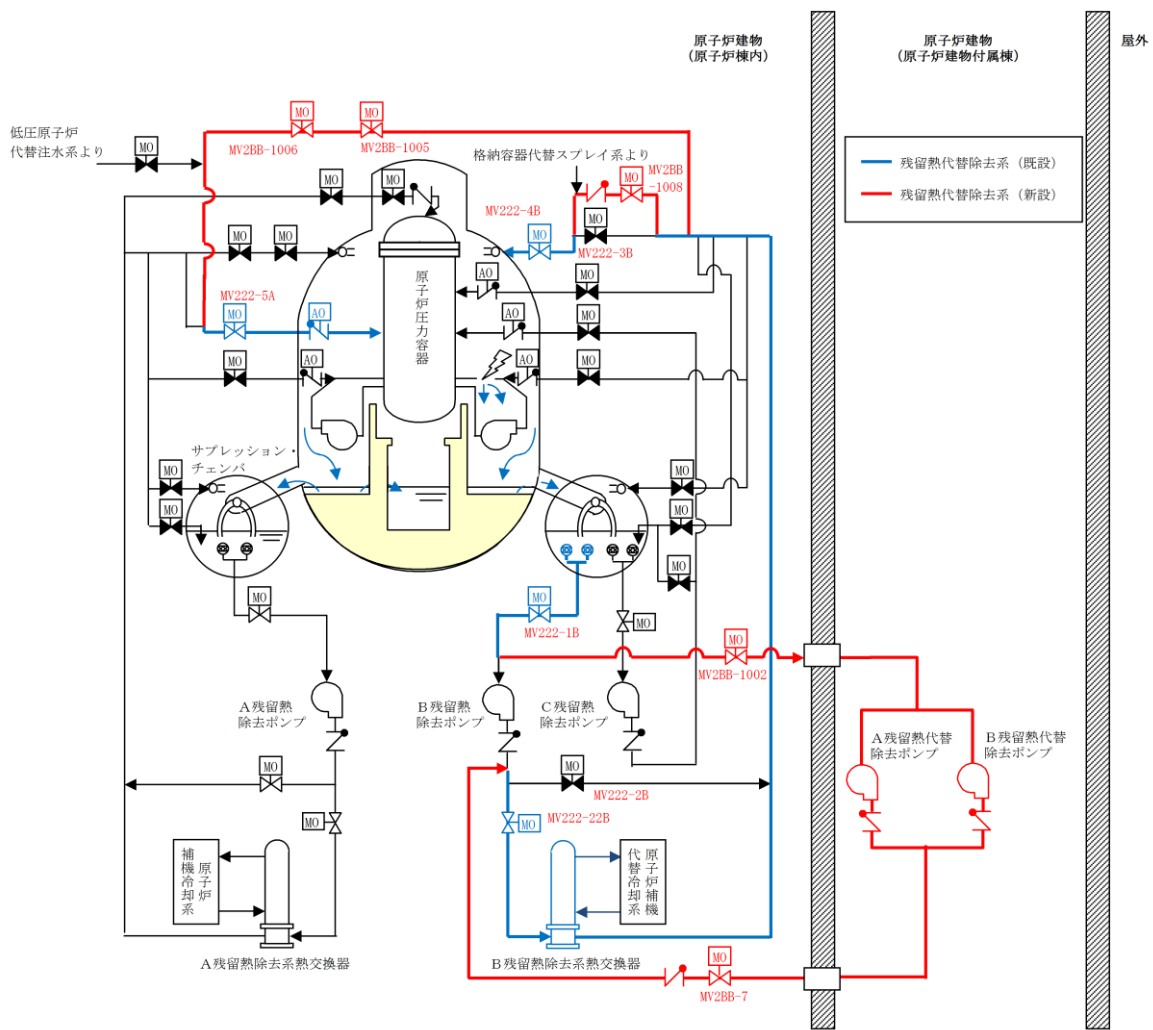


図 3.7-1 残留熱代替除去系 系統概要図

表 3.7-1 残留熱代替除去系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	残留熱代替除去ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 移動式代替熱交換設備【可搬型】 大型送水ポンプ車【可搬型】
附属設備	移動式代替熱交換設備ストレーナ【可搬型】
水源 <sup>※1</sup>	サプレッション・チェンバ【常設】 非常用取水設備 取水口【常設】 取水管【常設】 取水槽【常設】
流路	原子炉補機代替冷却系 配管・弁【常設】 原子炉補機冷却系 配管・弁【常設】 原子炉補機冷却系サージタンク【常設】 残留熱代替除去系 配管・弁【常設】 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ【常設】 低圧原子炉代替注水系 配管・弁【常設】 格納容器スプレイ・ヘッド【常設】 ホース・接続口【可搬型】
注水先	原子炉圧力容器【常設】 原子炉格納容器【常設】
電源設備 <sup>※2</sup> (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA2コントロールセンタ【常設】 重大事故操作盤【常設】 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】
計装設備 <sup>※3</sup>	残留熱代替除去系原子炉注水流量【常設】 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量【常設】 残留熱代替除去ポンプ出口圧力【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】 サプレッション・プール水温度(SA)【常設】

設備区分	設備名
	ドライウエル温度 (SA) 【常設】 ドライウエル圧力 (SA) 【常設】 サプレッション・チェンバ圧力 (SA) 【常設】 サプレッション・プール水位 (SA) 【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」に示す。

※2：単線結線図を補足説明資料50-2に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」に示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態  
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.7.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 残留熱代替除去ポンプ

種類：ターボ形  
容量：150m<sup>3</sup>/h/台  
全揚程：70m  
最高使用圧力：2.50MPa  
最高使用温度：185℃  
個数：1（予備1）  
取付箇所：原子炉建物付属棟地下2階  
原動機出力：75kW

#### (2) 残留熱除去系熱交換器

容量：約9.1MW  
伝熱面積：約  m<sup>2</sup>  
個数：1

#### (3) 移動式代替熱交換設備

個数：2（予備1）  
最高使用圧力：淡水側1.37MPa[gage]／海水側1.0MPa[gage]  
最高使用温度：淡水側70℃／海水側65℃  
設置場所：屋外  
保管場所：第1，第3及び第4保管エリア

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

#### 熱交換器

伝熱容量 : 約 23MW/組 (海水温度 30°Cにおいて)  
伝熱面積 : 約  m<sup>2</sup>/組

#### 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ

種類 : うず巻形  
容量 : 300m<sup>3</sup>/h/台  
全揚程 : 75m  
最高使用圧力 : 1.37MPa [gage]  
最高使用温度 : 70°C  
原動機出力 : 110kW  
個数 : 2

#### (4) 大型送水ポンプ車

種類 : うず巻形  
容量 : 1800m<sup>3</sup>/h/台  
吐出圧力 : 1.2MPa [gage]  
最高使用圧力 : 1.4MPa [gage]  
最高使用温度 : 40°C  
原動機出力 : 1,193 kW  
個数 : 2 (予備 1)  
設置場所 : 屋外  
保管場所 : 第 1, 第 3 及び第 4 保管エリア

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備 (設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」、電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」、計装設備については「3.15 計装設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

### 3.7.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.7.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

残留熱代替除去系で使用する残留熱代替除去ポンプは，原子炉建物附属棟内に設置する設備であり，残留熱代替除去系で使用する残留熱除去系熱交換器は，原子炉建物原子炉棟内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建物附属棟内，原子炉建物原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表3.7-2に示す設計とする。

残留熱代替除去ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室の操作スイッチから可能な設計とする。

残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備は屋外の第1，第3及び第4保管エリアに保管し，重大事故等時に原子炉建物の接続口付近の屋外に設置する設備であり，原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車は，屋外の第1，第3及び第4保管エリアに保管し，重大事故等時に取水槽付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表3.7-3に示す設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の操作は，想定される重大事故等時において移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車に付属の操作スイッチにより，設置場所から可能な設計とする。風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。また，降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策を行うとともに，凍結対策を行う。さらに，使用時に海水を通水する移動式代替熱交換設備内の一部，及び大型送水ポンプ車は，海水の影響を考慮した設計とし，ストレーナを設置することで異物の流入の防止を考慮した設計とする。

また、残留熱代替除去系運転後における配管等の周囲の線量低減のため、フラッシングが可能な設計とする。

(50-4, 50-5, 50-8, 50-9)

表 3.7-2 想定する環境条件及び荷重条件（残留熱代替除去ポンプ，残留熱除去系熱交換器）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物附属棟内，原子炉建物原子炉棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建物附属棟内，原子炉建物原子炉棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.7-3 想定する環境条件及び荷重条件（移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	使用時に海水を通水する機器については，海水の影響を考慮した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮して上で機器が損傷しないことを確認し，輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

残留熱代替除去系で使用する残留熱代替除去ポンプの起動は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

また、系統構成に必要な弁操作は、中央制御室の操作スイッチによる操作が可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。

また、操作対象については弁番号を表示することで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。想定される重大事故等時の環境条件（被ばく影響）を考慮し、確実に操作が可能な設計とする。

残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備は、原子炉建物外部に設置している接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、車両による運搬が可能な設計とする。また、設置場所である原子炉建物脇にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車は、取水槽付近まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、車両による運搬が可能な設計とする。また、設置場所である原子炉建物脇にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具、及び技量は必要とせず、簡便な結合金具による接続及びフランジ接続並びに一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。

また、移動式代替熱交換設備は、付属の操作スイッチにより設置場所である原子炉建物脇において操作が可能な設計とし、大型送水ポンプ車は、付属の操作スイッチにより設置場所である取水槽脇において操作が可能な設計とする。付属の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

その他の操作が必要な電動弁については、原子炉建物付属棟 3 階に設置している S A 電源切替盤より、配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切

り替えた後、中央制御室に設置している重大事故操作盤のスイッチ操作より、遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。操作盤の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

また、残留熱代替除去系運転中に残留熱除去系ストレーナが閉塞した状況を想定し、残留熱除去系ストレーナを逆洗操作することが可能な設計とする。具体的な操作としては残留熱代替除去ポンプのS/P水吸込弁である「RHR R HARライン入口止め弁」の開操作及び残留熱代替除去ポンプの出口弁である「R HARライン流量調節弁」を閉操作し、残留熱代替除去系に大量送水車から外部水源を供給することにより、逆洗操作を実施する。表 3.7-4 に操作対象機器の操作場所を示す。

(50-4, 50-5, 50-8)

表 3.7-4 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
A-残留熱代替除去ポンプ	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
B-残留熱代替除去ポンプ	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
RHR R HARライン入口止め弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
R HARライン流量調節弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
RHR A-FLSR連絡ライン止め弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
RHR A-FLSR連絡ライン流量調節弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
A-RHR注水弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
B-RHRドライウェル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
移動式代替熱交換設備	起動・停止	原子炉建物近傍	スイッチ操作
移動式代替熱交換設備淡水ポンプ	起動・停止	原子炉建物近傍	スイッチ操作
大型送水ポンプ車	起動・停止	取水槽近傍	スイッチ操作
熱交換器ユニット流量調整弁	弁閉→弁開	熱交換器ユニット内	手動操作
RCW B-AHEF西側供給配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物付属棟1階	手動操作



機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
RCW B-AHEF西側戻り配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物付 属棟2階	手動操作
AHEF B-西側供給配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物付 属棟1階	手動操作
AHEF B-西側戻り配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物付 属棟2階	手動操作
AHEF B-供給配管止め弁	弁閉→弁開	屋外	手動操作
AHEF B-戻り配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物付 属棟1階	手動操作
B-RCW常用補機冷却水入口切替弁	弁開→弁閉	原子炉建物付 属棟地下1階	手動操作
B-RCW常用補機冷却水出口切替弁	弁開→弁閉	原子炉建物付 属棟2階	手動操作
B-RHR熱交冷却水出口弁	弁閉→弁調整開	中央制御室	スイッチ操作
RCW B-DEG冷却水入口弁	弁開→弁閉	原子炉建物付 属棟地下2階	手動操作
RCW B-中央制御室冷凍機入口弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建物2階	手動操作
ホース	ホース接続	屋外	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

残留熱代替除去系である残留熱代替除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、表 3.7-5 及び表 3.7-6 に示すように発電用原子炉の運転中に機能・性能試験が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験と分解検査、外観検査が可能な設計とする。

残留熱代替除去ポンプは、発電用原子炉の停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に鏡板を取外して、熱交換器部品（伝熱管等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の運転中又は停止中に、テストタンクを水源とし、残留熱代替除去ポンプを起動させテストタンクへ送水する試験を行うテストラインを設けることで、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

なお、A-RHR 注水弁から原子炉圧力容器、B-RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁から原子炉格納容器までのラインについては、発電用原子炉の運転中又は停止中に A-RHR 注水弁、B-RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁の弁開閉動作の確認を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

また、残留熱代替除去系の流路を確保するための RHR R HAR ライン入口止め弁、R HAR ライン流量調節弁、RHR A-F L S R 連絡ライン止め弁、RHR A-F L S R 連絡ライン流量調節弁、RHR P C V スプレイ連絡ライン流量調節弁についても、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁開閉動作の確認を実施することで機能・性能が確保可能な設計とする。

ポンプ及び系統配管・弁については、機能・性能検査等に合わせて外観の確認が可能な設計とする。

これらの試験を組み合わせることにより、残留熱代替除去系の機能を確認できる設計とする。

(50-6)

表 3.7-5 残留熱代替除去ポンプの試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認 弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認 弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を，試験及び 目視により確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

表 3.7-6 残留熱除去系熱交換器の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	漏えいの確認
停止中	機能・性能試験	漏えいの確認
	分解検査	熱交換器部品の表面状態を，試験及 び目視により確認
	外観検査	熱交換器外観の確認

原子炉補機代替冷却系は，表 3.7-7 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に，各機器の機能・性能試験，分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は，発電用原子炉の運転中又は停止中に車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中又は停止中の試験・検査として，移動式代替熱交換設備のうち，熱交換器はフレームを取り外すことでプレート式熱交換器の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。移動式代替熱交換設備淡水ポンプは，ケーシングカバーを取り外して，ポンプ部品（主軸，軸受，羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。大型送水ポンプ車は，ケーシングを取り外すことでポンプ部品（主軸，軸受，羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。

運転性能の確認として，移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車流量，系統（ポンプ廻り）の振動，異音，異臭及び漏えいの確認を行うことが可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中又は停止中の試験・検査として，系統を構成する弁は，単体で動作確認可能な設計とする。

ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(50-6)

表 3.7-7 原子炉補機代替冷却系の試験・検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	運転性能, 漏えいの確認 弁開閉動作の確認
	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を, 試験及び目視により確認又必要に応じて取替え
	外観検査	熱交換器, ポンプ及びホースの外観の確認
	車両検査	車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

残留熱代替除去系である残留熱代替除去ポンプは、重大事故等に対処するための目的のみに使用されるため、本来の用途以外の用途には使用しない。残留熱除去系熱交換器は、本来の用途以外の用途には使用しない。また、残留熱代替除去系の主ラインからの分岐部については、残留熱除去系をバウンダリとし、適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。

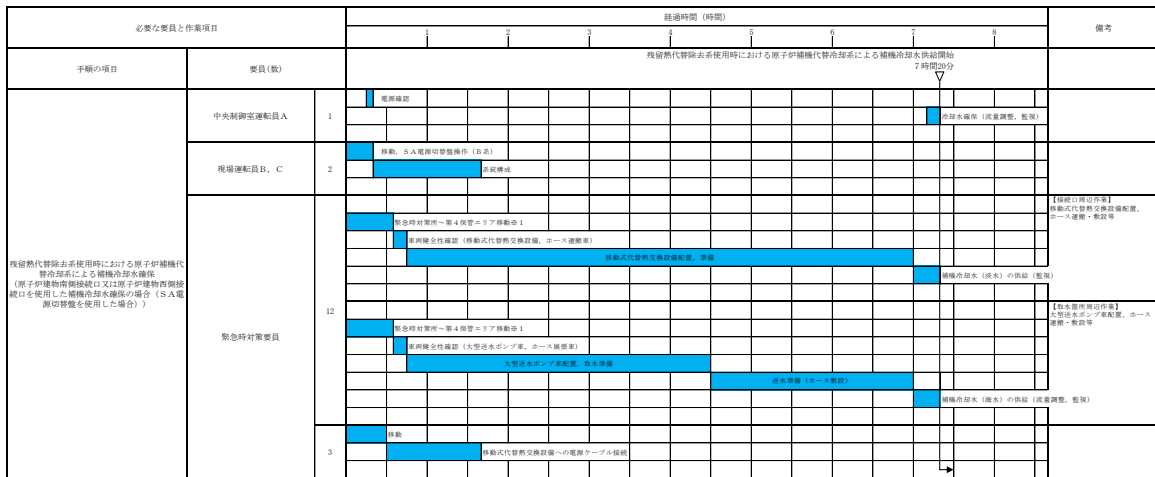
原子炉補機代替冷却系である移動式熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、本来の用途以外の用途には使用しない。

なお、通常時に使用する系統である原子炉補機冷却系から重大事故等時に対処するために原子炉補機代替冷却系に系統を切り替える場合、切り替え操作としては、弁開閉操作（移動式代替熱交換設備の接続ラインの A H E F 供給配管止め弁と A H E F 戻り配管止め弁を開操作、R C W 常用補機冷却水入口切替弁と R C W 常用補機冷却水出口切替弁を閉操作）、ホース敷設及び接続作業、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の移動、設置、起動操作を行う。弁については A H E F 供給配管止め弁と A H E F 戻り配

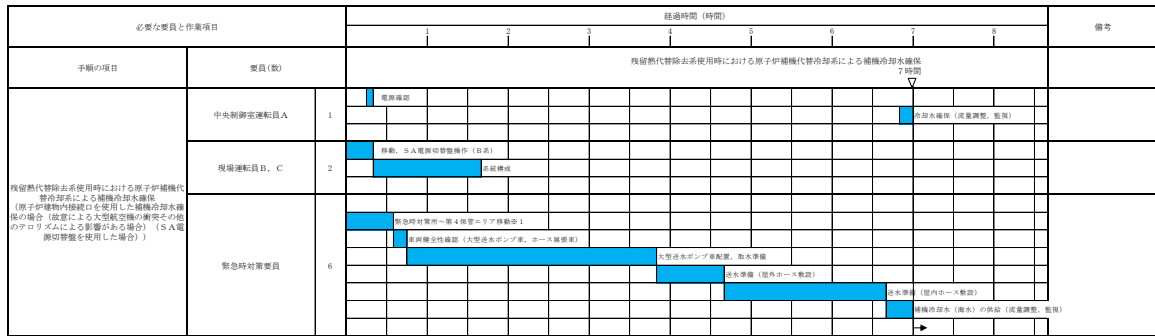
管止め弁については、現場での手動ハンドル操作が可能な設計とし、容易に操作可能とする。RCW常用補機冷却水入口切替弁とRCW常用補機冷却水出口切替弁については、中央制御室での操作スイッチによる操作とともに、現場での手動ハンドル操作も可能な設計とし、容易に操作可能とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の移動、設置、起動操作及び系統の切替えに必要な弁操作については、図3.7-2で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(50-5)



※1：第1排管エリアの可搬設備を使用した場合は、速やかに対応できる。



※1：第1排管エリアの可搬設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

図3.7-2 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保タイムチャート\*

\*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.7で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

残留熱代替除去系は，通常待機時はRHR R HARライン入口止め弁及びR HARライン流量調節弁を閉止することで残留熱除去系と隔離する系統構成としており，残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

他系統との隔離弁を表 3.7-8 に示す。

残留熱代替除去系を用いる場合は，弁操作によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，サプレッション・チェンバのプール水に含まれる放射性物質の系外放出を防止するため，残留熱代替除去系は閉ループにて構成する設計とする。

残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備と大型送水ポンプ車は，通常時は接続先の系統と分離して保管することで，他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。

また，原子炉補機冷却系と原子炉補機代替冷却系を同時に使用しない運用とすることで，相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉補機代替冷却系を用いる場合は，接続，弁操作等によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

移動式代替熱交換設備と大型送水ポンプ車は，輪留めによる固定等を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

移動式代替熱交換設備と大型送水ポンプ車は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(50-4, 50-5, 50-6)

表 3.7-8 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
RHR R HARライン入口止め弁	残留熱除去系	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
R HARライン流量調節弁	残留熱除去系	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

残留熱代替除去系及び原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.7-9 に示す。このうち、残留熱代替除去ポンプ、RHR R HAR ライン入口止め弁、R HAR ライン流量調節弁、RHR A－F L S R 連絡ライン止め弁、RHR A－F L S R 連絡ライン流量調節弁、RHR P C V スプレイ連絡ライン流量調節弁については中央制御室から操作を可能とし、A－RHR 注水弁、B－RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁については中央制御室に重大事故操作盤、原子炉建物付属棟に S A 電源切替盤を設置し、遠隔操作が可能な設計とする。その他、原子炉建物付属棟で手動弁の操作が必要であるが、操作は残留熱代替除去系起動前の状況のため、アクセス及び操作への放射線による大きな影響はない。

なお、屋外にホースを敷設する場合は、放射線量を確認して、適切な放射線対策に基づき作業安全を確保した上で作業を実施する。

また、残留熱代替除去系を運転すると、系統配管廻りが高線量になる可能性があり、操作に必要な機器に近づけないおそれがあるため、運転開始後に操作が必要な弁、ポンプについては遠隔操作可能な設計とする。

残留熱代替除去系の運転開始後において系統の配管周辺が高線量になる範囲を最小限にするため、主ラインからの分岐部については、残留熱除去系をバウンダリとし、適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。

また、残留熱代替除去系が機能喪失した場合に必要な操作及び監視、残留熱代替除去系の運転と同時に必要な操作、残留熱代替除去系運転時に必要な復旧作業（残留熱除去系の復旧作業）において、放射線によるアクセス性への影響を低減するため、高線量が想定される箇所については遮蔽体を配備する等の適切な放射線防護対策を行う。

なお、残留熱代替除去系運転後長期における系統廻りの線量低減対策として、系統水を入れ替えるためにフラッシング可能な設計としている。具体的な操作としては、残留熱除去ポンプのサブプレッション・プール吸込弁を閉じ、残留熱代替除去系に大量送水車から外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。

(50-4, 50-8)

表 3.7-9 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
A-残留熱代替除去ポンプ	原子炉建物附属棟地下 2階	中央制御室
B-残留熱代替除去ポンプ	原子炉建物附属棟地下 2階	中央制御室
RHR R HARライン入口止め弁	原子炉建物附属棟地下 2階	中央制御室
R HARライン流量調節弁	原子炉建物附属棟地下 2階	中央制御室
RHR A-F L S R連絡ライン 止め弁	原子炉建物原子炉棟 2 階	中央制御室
RHR A-F L S R連絡ライン 流量調節弁	原子炉建物原子炉棟 2 階	中央制御室
RHR PCVスプレイ連絡ライ ン流量調節弁	原子炉建物原子炉棟中 1階	中央制御室
A-RHR注水弁	原子炉建物原子炉棟中 1階	中央制御室
B-RHRドライウェル第2ス プレイ弁	原子炉建物原子炉棟 2 階	中央制御室
移動式代替熱交換設備	原子炉建物近傍	原子炉建物近傍
移動式代替熱交換設備淡水ポン プ	原子炉建物近傍	原子炉建物近傍
大型送水ポンプ車	取水槽近傍	取水槽近傍
熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット内	熱交換器ユニット 内
RCW B-AHEF西側供給 配管止め弁	原子炉建物附属棟 1階	原子炉建物附属棟 1階
RCW B-AHEF西側戻り 配管止め弁	原子炉建物附属棟 2階	原子炉建物附属棟 2階
AHEF B-西側供給配管止 め弁	原子炉建物附属棟 1階	原子炉建物附属棟 1階
AHEF B-西側戻り配管止 め弁	原子炉建物附属棟 2階	原子炉建物附属棟 2階
AHEF B-供給配管止め弁	原子炉建物附属棟地下 1階	原子炉建物附属棟 地下 1階
AHEF B-戻り配管止め弁	原子炉建物附属棟地下 1階	原子炉建物附属棟 地下 1階
B-RCW常用補機冷却水入口	原子炉建物附属棟地下	中央制御室



機器名称	設置場所	操作場所
切替弁	1 階	
B-R C W 常用補機冷却水出口 切替弁	原子炉建物付属棟地下 2 階	中央制御室
B-R H R 熱交冷却水出口弁	原子炉建物付属棟 2 階	原子炉建物付属棟 2 階
R C W B-D E G 冷却水入口 弁	原子炉建物付属棟地下 2 階	原子炉建物付属棟 地下 2 階
R C W B-中央制御室冷凍機 入口弁	廃棄物処理建物 2 階	廃棄物処理建物 2 階
ホース	屋外	屋外

### 3.7.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

残留熱代替除去系は、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原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器の除熱をする設計とする。

残留熱代替除去系で使用する残留熱代替除去ポンプは、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に必要な流量を有する設計とする。

残留熱代替除去系の流量としては、炉心損傷後の原子炉格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている循環流量が150m<sup>3</sup>/h（原子炉圧力容器への注入流量が30m<sup>3</sup>/h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が120m<sup>3</sup>/h）又は、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている循環流量が120m<sup>3</sup>/h（原子炉格納容器へのスプレイ流量）である。残留熱代替除去ポンプは1台あたり150m<sup>3</sup>/h以上の流量を確保可能なため、1台使用する設計とする。

残留熱代替除去ポンプは、水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を考慮し、残留熱代替除去ポンプ1台運転で循環流量150m<sup>3</sup>/h達成可能な揚程で設計する。

残留熱代替除去系で使用する残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系と兼用しており、設計基準事故対処設備としての伝熱容量が、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

残留熱除去系熱交換器の容量は、重大事故等対処設備として使用する場合における熱交換量がサプレッション・チェンバのプール水温約100℃の場合において約7MWであるが、重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積に対して、設計基準事故対処設備として想定する条件での必要伝熱面積が大きいことから、設計基準事故対処設備としての海水温度30℃、サプレッション・チェンバのプール水温52℃の場合の熱交換量約

9. 1MW とする。

(50-7)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

残留熱代替除去系は重大事故緩和設備であり、代替する設計基準事故対処設備はないものと整理するが、原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である格納容器フィルタベント系に対して、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。また、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）に対して多様性を有する常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）からの給電により駆動できる設計とする。

格納容器フィルタベント系の第 1 ベントフィルタスクラバ容器及び第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第 1 ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置し、残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプ並びに残留熱除去系熱交換器及びサブプレッショ

能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

残留熱代替除去ポンプは、設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプと共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがないよう、位置的分散を図る設計とする。また、電源、冷却水を含むサポート系は独立性を有した設計としており、それぞれ異なる電源から供給することで多様性を有した設計とする。

原子炉補機代替冷却系の常設設備である移動式代替熱交換設備接続口から原子炉補機冷却系に繋がるまでの弁及び配管は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、可搬型重大事故等設備として移動式熱交換設備及び大型送水ポンプ車を設置する。「(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性(設置許可基準規則第 43 条第 3 項七)」の適合性で示す。

(50-2, 50-4, 50-5)

### 3.7.2.1.3.3 設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

#### (1) 容量 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項一)

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を除去するため屋外の接続口を使用する場合は、必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備 1 セット 1 台と大型送水ポンプ車 1 セット 1 台を使用する。また、屋内の接続口を使用する場合は、大型送水ポンプ車 1 セット 1 台を使用する。

移動式代替熱交換設備の容量は熱交換容量約 23MW として、大型送水ポンプ車の容量は流量 1,800m<sup>3</sup>/h として設計し、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧過温破損)残留熱代替除去系を使用する場合」において事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器のスプレイの運転を

行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において事故発生10時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる格納下部の溶融炉心の冷却を行った場合に、原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果を確保可能な設計とする。

また、移動式代替熱交換設備の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。大型送水ポンプ車の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

(50-7)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備を接続するためのホースは、屋外の接続口と口径を統一し、かつ、フランジ接続とすることで、常設設備と確実に接続ができる設計とする。

また、原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車を接続するためのホースは、移動式代替熱交換設備及び屋内の接続口と口径を統一し、かつ、簡便な接続方式である結合金具による接続とすることで、確実に接続ができる設計とする。

(50-8)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建物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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続箇所である接続口は，重大事故等時の環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため，接続口を格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器との離隔を考慮し，原子炉建建物西側，南側屋外及び原子炉建建物屋内から接続できる箇所を1箇所ずつ計3箇所設けることで，互いに異なる複数の場所に接続口を設ける設計とする。

(50-8)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は，格納容器ベントを実施していない状況で屋外に設置する設備であり，想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても，線源からの離隔距離をとることにより，これら設備の設置及び常設設備との接続が可能とする。また，現場での接続作業に当たって，簡便な結合金具による接続方式及びフランジ接続方式により，確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(50-4, 50-8)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、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、原子炉補機冷却水ポンプ、格納容器フィルタベント系と位置的分散を図り、発電所敷地内にある第1、第3及び第4保管エリアの複数箇所に分散して保管する。

(50-4, 50-9)

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第43条第3項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、通常時は津波の影響を受けない場所に保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、可搬型重大事故等対処設備の運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

(50-10)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

(i) 要求事項

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等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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系は, 設置許可基準規則第 50 条においては重大事故緩和設備であるが, 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は, 共通要因によって, 設計基準事故対処設備の安全機能, 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等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, 設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系及び原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である格納容器フィルタベント系と表 3.7-10 で示すとおり多様性, 位置的分散を図る。また, 最終ヒートシンクについても, 原子炉補機冷却系及び原子炉補機代替冷却系が海であることに対し, 格納容器フィルタベント系は大気とし, 多様性を有する設計とする。

(50-2, 50-4, 50-5, 50-8, 50-9)

表 3.7-10 原子炉補機代替冷却系の多様性, 位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
	原子炉補機冷却系	格納容器フィルタベント系	原子炉補機代替冷却系
ポンプ (淡水)	原子炉補機冷却水ポンプ <原子炉建物付属棟>	—	移動式代替熱交換設備 (移動式代替熱交換設備淡水ポンプ) <屋外>
ポンプ (海水)	原子炉補機海水ポンプ <屋外>	—	大型送水ポンプ車 <屋外>
熱交換器	原子炉補機冷却系熱交換器 <原子炉建物付属棟>	—	移動式代替熱交換設備 (熱交換器) <屋外>
最終ヒートシンク	海	大気	海
駆動電源	非常用ディーゼル発電機 <原子炉建物付属棟>	不要	ガスタービン発電機 <ガスタービン発電設備建物>

<>内は設置場所を示す。



### 3.7.2.2 格納容器フィルタベント系

#### 3.7.2.2.1 設備概要

格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、原子炉格納容器内に滞留する可燃性ガスを大気へ排出することを目的として使用する。

本系統は、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板及び遠隔手動弁操作機構、電源設備（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備）、計測制御装置、及び流路である窒素ガス制御系、非常用ガス処理系及び格納容器フィルタベント系の配管及び弁並びにホース等、排出元である原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ、真空破壊装置を含む）で構成する。

本系統は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、排気圧力により圧力開放板が破裂することにより、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系を經由し第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口を通して排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

本系統を使用する際には、サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを優先とするが、万一、サプレッション・チェンバ側からの格納容器ベントが実施できない場合は、ドライウェル側から格納容器ベント（ドライウェルベント）を行う。なお、ドライウェルベントを行った際には、サプレッション・チェンバ内のガスは真空破壊装置を經由してドライウェルへ排出される。

本系統を使用した際に原子炉格納容器からのガスが流れる配管には、系統構成上必要な隔離弁、圧力開放板が設置される。操作を行う必要がある隔離弁については、遠隔手動弁操作機構を用いて全ての電源喪失時においても原子炉建物付属棟から人力にて操作を行うことが可能な設計とする。また、格納容器フィルタベント系の配管ルートは、原子炉格納容器、第1ベントフィルタスクラバ容器及び放出端の設置レベルを考慮し、ドレン溜まりが出来ないように、ドレンが第1ベントフィルタスクラバ容器に戻るようなルート構成とする。

一方で、本系統を使用した際には、原子炉格納容器内に含まれる可燃性ガスが本系統を經由して大気へ排出されるため、系統内での水素爆発を防ぐために、可搬式窒素供給装置を用いて本系統内を不活性化する設計とする。また、系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスライン（水素バイパスライン）を設置し、系統内に可燃性ガスが蓄積することを防止する設計とする。

さらに、圧力開放板（第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器下流側）の下流に雨水排水ラインを設置し、放出口より流入した雨水が系統内に蓄積することを防止する設計とする。

本システムを使用した際には、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器及び入口側の配管の放射線量が高くなることから、第1ベントフィルタ格納槽内に設置し、第1ベントフィルタスクラバ容器等の周囲には遮蔽体を設け、周辺での作業における被ばくを低減することとする。

本システムに関する系統概要図を図 3.7-3 に、本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表 3.7-11 に示す。



表 3.7-11 格納容器フィルタベント系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	第1ベントフィルタスクラバ容器【常設】 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器【常設】 圧力開放板【常設】 遠隔手動弁操作機構【常設】
附属設備	可搬式窒素供給装置【可搬型】 第1ベントフィルタ格納槽遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】
水源	—
排出元	原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊装置を含む）【常設】
流路	窒素ガス制御系 配管・弁【常設】 非常用ガス処理系 配管・弁【常設】 格納容器フィルタベント系 配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬型】
注水先	—
電源設備※ <sup>1</sup> （燃料補給設備を含む）	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA1コントロールセンタ【常設】 SA2コントロールセンタ【常設】 SA電源切替盤【常設】 重大事故操作盤【常設】 常設代替直流電源設備 SA用115V系蓄電池【常設】 SA用115V系充電器【常設】 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬】 SA用115V系充電器【常設】

設備区分	設備名
	ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】
計装設備※ <sup>2</sup>	スクラバ容器水位【常設】 スクラバ容器圧力【常設】 スクラバ容器温度【常設】 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）【常設】 第1ベントフィルタ出口水素濃度【可搬型】 ドライウエル温度（SA）【常設】 サプレッション・チェンバ温度（SA）【常設】 ドライウエル圧力（SA）【常設】 サプレッション・チェンバ圧力（SA）【常設】

※1：単線結線図を補足資料2に示す。また、第1ベントフィルタ（主要設備）へ蒸気を通すために動作が必要なベント弁の電源に関しても記載する。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.7.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 第1ベントフィルタスクラバ容器

材料	: スクラビング水: 水酸化ナトリウム 水溶液 (pH 13 以上)
	: 金属フィルタ: ステンレス鋼
放射性物質除去効率	: 99.9%以上 (粒子状放射性物質に対して)
	: 99%以上 (無機よう素に対して)
最高使用圧力	: 853kPa [gage]
最高使用温度	: 200°C

- |                       |   |
|-----------------------|---|
| 系統設計流量                | : 約9.8kg/s (原子炉格納容器圧力が427kPa[gage]において) |
| 個数                    | : 4                                     |
| 取付箇所                  | : 第1ベントフィルタ格納槽内                         |
| (2) 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 |   |
| 材料                    | : 銀ゼオライト                                |
| 放射性物質除去効率             | : 98%以上 (有機よう素に対して)                     |
| 最高使用圧力                | : 427kPa[gage]                          |
| 最高使用温度                | : 200°C                                 |
| 系統設計流量                | : 約9.8kg/s (原子炉格納容器圧力が427kPa[gage]において) |
| 個数                    | : 1                                     |
| 取付箇所                  | : 第1ベントフィルタ格納槽内                         |
| (3) 圧力開放板             |   |
| 設定破裂圧力                | : 約80kPa[gage]                          |
| 個数                    | : 1                                     |
| 取付箇所                  | : 原子炉建物近傍                               |
| (4) 遠隔手動弁操作機構         |   |
| 個数                    | : 5                                     |

なお、電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」、計装設備については「3.15 計測設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

### 3.7.2.2.3 格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系の多様性及び可能な限りの独立性、位置的分散

格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系は、同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、表 3.7-12 に示すとおり多様性、位置的分散を図った設計とする。格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。格納容器フィルタベント系は、可搬型代替交流電源設備 (高圧発電機車) 又は人力により排出経路に設置される隔離弁を操作することで、格納容器ベントによる原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができることから、弁やポンプの駆動に電源を要する残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器フィ

ルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との離隔を考慮した設計とする。格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置し、残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプ並びに残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建物内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散により、格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。

表 3.7-12 多様性，位置的分散

項目	重大事故等対処設備	
	格納容器フィルタベント系	残留熱代替除去系
ポンプ	不要 <sup>※1</sup>	残留熱代替除去ポンプ
		原子炉建物附属棟地下2階
残留熱除去系熱交換器		移動式代替熱交換設備
原子炉建物原子炉棟1階		第1，第3及び第4保管エリア
水源		サプレッション・チェンバ
		原子炉建物原子炉棟地下2階
駆動用空気		不要
潤滑方式		油浴方式
冷却水		原子炉補機代替冷却系
駆動電源		常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)
	ガスタービン発電機建物地上1階	

※1 格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置する

### 3.7.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.7.2.2.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

- (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は，第1ベントフィルタ格納槽内に設置されている設備であることから，想定される重大事故等時における第1ベントフィルタ格納槽内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表3.7-13に示す設計とする。

格納容器フィルタベント系の遠隔手動弁操作機構（操作部を除く。）は，原子炉建物原子炉棟内に，遠隔手動弁操作機構（操作部）は，原子炉建物附属棟内に設置される設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建物原子炉棟及び原子炉建物附属棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表3.7-14に示す設計とする。

格納容器フィルタベント系の圧力開放板は，屋外（原子炉建物近傍）に設置される設備であることから，想定される重大事故等時における屋外（原子炉建物近傍）の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表3.7-15に示す設計とする。

また，降水及び凍結により機能を損なわないよう，放出口が屋外に開放される配管については雨水が蓄積しない構造とする。第1ベントフィルタスクラバ容器は，第1ベントフィルタ格納槽内に設置しているため，凍結しない設計とする。

(50-4)



表 3.7-13 想定する環境条件及び荷重条件（第1ベントフィルタ格納槽内）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	第1ベントフィルタ格納槽内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。
風（台風）・積雪	第1ベントフィルタ格納槽内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波により機能が損なわれない設計とする。

表 3.7-14 想定する環境条件及び荷重条件（原子炉建物原子炉棟内及び原子炉建物附属棟内）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物原子炉棟内及び原子炉建物附属棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。
風（台風）・積雪	原子炉建物原子炉棟内または原子炉建物附属棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波により機能が損なわれない設計とする。

表 3.7-15 想定する環境条件及び荷重条件（屋外（原子炉建物近傍））

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外（原子炉建物近傍）で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。
風（台風）・積雪	屋外（原子炉建物近傍）で風荷重，積雪荷重を考慮しても機能が損なわれない設計とする。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波により機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁（NGC N2 トーラス出口隔離弁（以下「第 1 弁（W/W側）」という。），NGC N2 ドライウェル出口隔離弁（以下「第 1 弁（D/W側）」という。），NGC 非常用ガス処理入口隔離弁（以下「第 2 弁」という。））については，遠隔手動弁操作機構にて原子炉建物付属棟より人力にて遠隔操作することにより，重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。また，第 1 弁（W/W側），第 1 弁（D/W側），第 2 弁は電源が復旧することにより，中央制御室でも遠隔操作可能である。第 2 弁が使用できない場合にはNGC非常用ガス処理系入口隔離弁バイパス弁（以下「第 2 弁バイパス弁」という。）を遠隔手動弁操作機構により，原子炉建物付属棟より人力にて遠隔操作することも可能である。なお，第 2 弁バイパス弁についても，電源が復旧することにより，中央制御室でも遠隔操作可能である。表 3.7-16 に操作対象機器を示す。

また，流路に設ける圧力開放板は，格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう，原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低

い圧力で破裂することで操作が不要な設計とする。

格納容器フィルタベント系使用時に、格納容器フィルタベント系に接続される系統との隔離のための弁（SGT NGC連絡ライン隔離弁，SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁，SGT耐圧強化ベントライン止め弁，SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁，NGC常用空調換気入口隔離弁，NGC常用空調換気入口隔離弁後弁）については、中央制御室により閉操作，若しくは閉確認をすることができる。

雨水排水ラインに設置される止め弁（FCVS排気ラインドレン排出弁）については、屋外（原子炉建物南側）において人力にて操作することにより、重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。

表 3.7-16 に操作対象機器を示す。これら操作機器については、運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(50-4, 50-5)

表 3.7-16 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
第1ベントフィルタスクラバ容器	—	—	—
第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器	—	—	—
圧力開放板	閉止→破裂	—	—
NGC N2トラス出口隔離弁 (第1弁(W/W側))	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作 <sup>※1</sup>
		原子炉建物附属棟1階	手動操作(遠隔手動弁操作機構)
NGC N2ドライウェル出口隔離弁 (第1弁(D/W側))	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作 <sup>※1</sup>
		原子炉建物附属棟2階	手動操作(遠隔手動弁操作機構)
NGC非常用ガス処理入口隔離弁 (第2弁)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作 <sup>※1</sup>
		原子炉建物附属棟3階	手動操作(遠隔手動弁操作機構)
NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁 (第2弁バイパス弁)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作 <sup>※1</sup>
		原子炉建物附属棟3階	手動操作(遠隔手動弁操作機構)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
SGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁(第3弁)	弁開確認	中央制御室	スイッチ操作 <sup>※2</sup>
		原子炉建物付属棟3階	手動操作(遠隔手動弁操作機構)
SGT NGC連絡ライン隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作 <sup>※2</sup>
SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作 <sup>※2</sup>
NGC常用空調換気入口隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作 <sup>※2</sup>
NGC常用空調換気入口隔離弁後弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作 <sup>※2</sup>
SGT耐圧強化ベントライン止め弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作 <sup>※2</sup>
SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作 <sup>※2</sup>
FCVS排気ラインドレン排出弁	弁開→弁閉	屋外 (原子炉建物南側)	手動操作

※1 中央制御室にてランプ確認を行う

全開でないことが確認された場合は、原子炉建物付属棟より遠隔手動弁操作機構を用いて開操作を行う。

※2 中央制御室にてランプ確認を行う

全閉若しくは全開でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉若しくは開操作を行う。

### (3) 試験及び検査(設置許可基準規則第43条第1項三)

#### (i) 要求事項

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。

#### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器は、発電用原子炉の停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観検査が可能な設計とする。

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器については、発電用原子炉の停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観検査が可能であることに加え、

内部に設置されている吸着材試験片（銀ゼオライト）を用いてよう素除去性能試験が可能な設計とする。

圧力開放板については、発電用原子炉の停止中にホルダーから取外して定期的に取り替えが可能な設計とする。

また、格納容器フィルタベント系において原子炉格納容器から放出口までのラインを構成する電動弁については、表 3.7-17 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中については、弁の開閉動作の確認により系統内に封入されている窒素が外部に排出されることを防止するため、開閉動作の確認は実施しない。また、機能・性能試験として、格納容器フィルタベント系の主配管は漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

表3.7-17 格納容器フィルタベント系の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能点検	漏えい試験 銀ゼオライトよう素除去性能試験 弁開閉動作の確認
	外観検査	第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の容器外面並びに内部構造物の外観の確認
	分解検査	圧力開放板の取替え

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器及び圧力開放板については本来の用途以外の用途には使用しない。

本システムを使用する際には、流路に接続される弁（第1弁（W/W側）、第1弁（D/W側）、第2弁）を電源喪失時においても遠隔手動弁操作機構にて原子炉建物付属棟より人力にて遠隔操作することにより、排気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に導くことが可能である。また、第1弁（W/W側）、第1弁（D/W側）、第2弁は電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。

第2弁が使用できない場合には第2弁バイパス弁を遠隔手動弁操作機構により原子炉建物付属棟より人力にて操作することも可能である。第2弁バイパス弁は、電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。

これにより、図 3.7-4 及び図 3.7-5 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え操作が可能である。

(50-5)

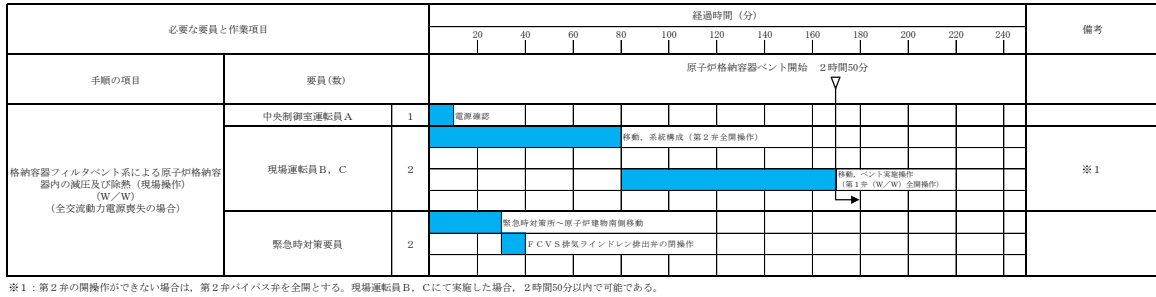
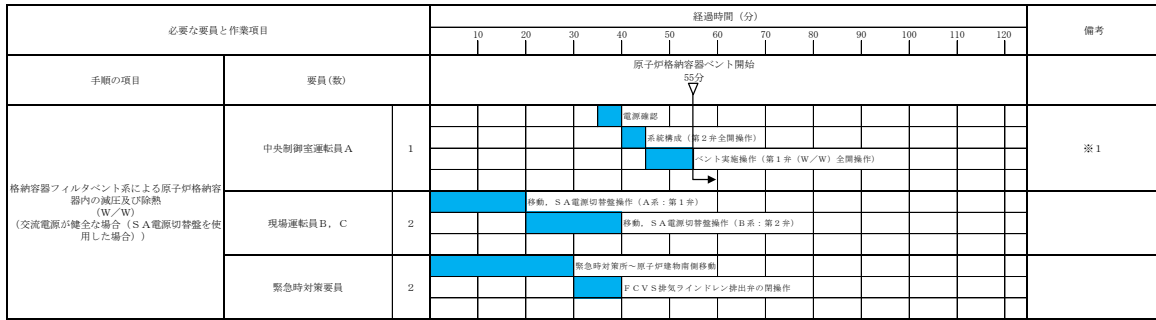


図 3.7-4 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/W) タイムチャート\*

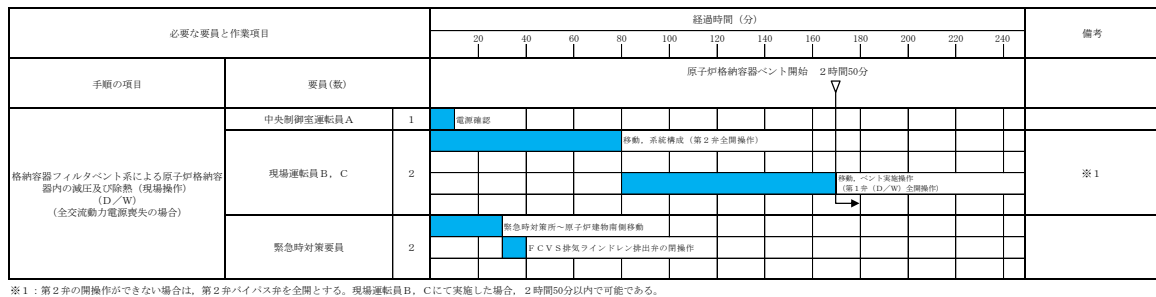
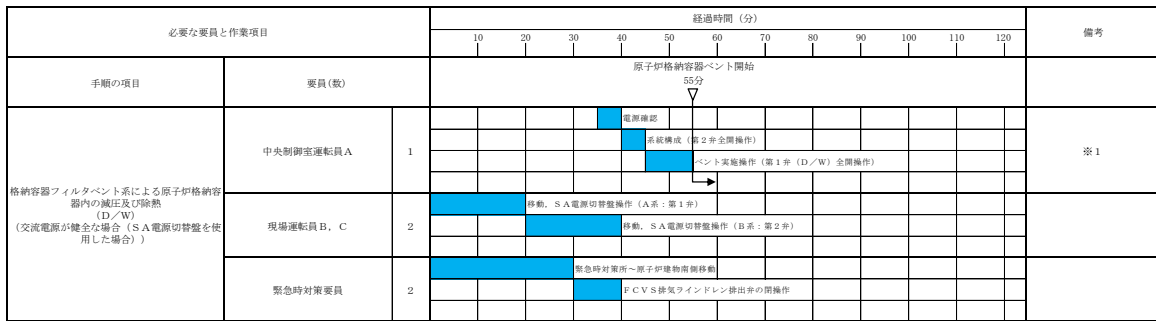


図 3.7-5 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/W) タイムチャート\*

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.7 に示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

格納容器フィルタベント系は, 原子炉棟換気系, 窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系が接続されている。

通常時に使用する系統としては表 3.7-18 のとおり, 窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系があるが, 第 2 弁, 第 2 弁バイパス弁, SGT NGC 連絡ライン隔離弁及び SGT 耐圧強化ベントライン止め弁を閉状態とすることでこれらの系統とは隔離され, 悪影響を防止する。

一方で, 重大事故等時において格納容器フィルタベント系を使用する際に, 排出経路を構成するための隔離境界箇所は, 表 3.7-19 のとおりである。

原子炉棟換気系との接続箇所は, 第 1 弁 (W/W側), 第 1 弁 (D/W側) と第 2 弁, 第 2 弁バイパス弁の間となっており, 系統を隔離する弁は直列に 2 個設置してある。格納容器フィルタベント系から 1 つ目の弁は通常時閉, 電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気作動弁である。2 つ目の弁は通常時閉の電動弁であり, 電源喪失時にはアズイズとなるため, 中央制御室での閉確認が必要である。

また, 非常用ガス処理系は第 2 弁, 第 2 弁バイパス弁と SGT FCVS 第 1 ベントフィルタ入口弁との間に接続され, 系統を隔離する弁は直列に各 2 個ずつ設置してある。格納容器フィルタベント系から 1 つ目の弁は通常時閉, 電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気作動弁である。2 つ目の弁は通常時閉の電動弁であり, 電源喪失時にはアズイズとなるため, 中央制御室での閉確認が必要である。

以上のことから, 格納容器フィルタベント系は, 通常時は弁により他の系統と隔離し, 重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また, 格納容器フィルタベント系は, 重大事故等時の排出経路と他の系統及び機器との間に表 3.7-19 に示すように隔離弁を直列に 2 個設置し, 格納容器フィルタベント系使用時に確実に隔離することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(50-4, 50-5)



表 3.7-18 他系統との隔離弁（通常時）

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
窒素ガス制御系	NGC非常用ガス処理入口隔離弁 (第2弁)	電動駆動	通常時閉
	NGC非常用ガス処理入口隔離弁 バイパス弁 (第2弁バイパス弁)	電動駆動	通常時閉
非常用ガス処理系	SGT NGC連絡ライン隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	SGT耐圧強化ベントライン止め弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉

表 3.7-19 他系統との隔離弁（重大事故等時）

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
非常用ガス処理系	SGT NGC連絡ライン隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁	電動駆動	通常時閉
	SGT耐圧強化ベントライン止め弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁	電動駆動	通常時閉
原子炉棟換気系	NGC常用空調換気入口隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	NGC常用空調換気入口隔離弁後弁	電動駆動	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器フィルタベント系の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表3.7-20に示す。このうち、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器については、当該系統を使用した際に放射線量が高くなることから第1ベ

トフィルタ格納槽内に設置することにより、重大事故等対処設備の操作及び復旧作業に影響を及ぼさない設計とする。また、第1ベントフィルタスクラバ容器へ接続する配管についても、同様に第1ベントフィルタ格納槽内に設置する。

格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁については、排気ガスに含まれる放射性物質により、当該弁に直接近接して操作を行うことは困難であるため、中央制御室又は離れた場所から遠隔操作が可能な設計とする。また操作場所は、原子炉建物付属棟とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、運転員の放射線防護を考慮した設計とする。

(50-4)

表 3.7-20 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
第1ベントフィルタ スクラバ容器	第1ベントフィルタ格 納槽内	—
第1ベントフィルタ 銀ゼオライト容器	第1ベントフィルタ格 納槽内	—
圧力開放板	屋外 (原子炉建物近傍)	—
NGC N2 トーラス 出口隔離弁 (第1弁 (W/W側))	原子炉建物原子炉棟地 下1階	中央制御室
		原子炉建物附属棟1階
NGC N2 ドライウ ェル出口隔離弁 (第1弁 (D/W側))	原子炉建物原子炉棟2 階	中央制御室
		原子炉建物附属棟2階
NGC 非常用ガス処理 入口隔離弁 (第2弁)	原子炉建物原子炉棟3 階	中央制御室
		原子炉建物附属棟3階
NGC 非常用ガス処理 入口隔離弁バイパス弁 (第2弁バイパス弁)	原子炉建物原子炉棟3 階	中央制御室
		原子炉建物附属棟3階
SGT FCVS 第1 ベントフィルタ入口弁 (第3弁)	原子炉建物原子炉棟3 階	中央制御室
		原子炉建物附属棟3階
SGT NGC 連絡ラ イン隔離弁	原子炉建物原子炉棟3 階	中央制御室
SGT NGC 連絡ラ イン隔離弁後弁	原子炉建物原子炉棟3 階	中央制御室
NGC 常用空調換気入 口隔離弁	原子炉建物原子炉棟3 階	中央制御室
NGC 常用空調換気入 口隔離弁後弁	原子炉建物原子炉棟3 階	中央制御室
SGT 耐圧強化ベント ライン止め弁	原子炉建物原子炉棟3 階	中央制御室
SGT 耐圧強化ベント ライン止め弁後弁	原子炉建物原子炉棟3 階	中央制御室
FCVS 排気ラインド レン排出弁	屋外 (原子炉建物南側)	屋外 (原子炉建物南側)

### 3.7.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の設計流量については、想定される重大事故等時において原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、排出可能な蒸気量を大きくすることで、原子炉格納容器を減圧するために十分な排出流量を有する設計とする。

第1ベントフィルタスクラバ容器は4個を並列に設置し、第1ベントフィルタスクラバ容器1個当たりの排出流量を同等とする設計とする。

スクラビング水位については、想定される重大事故シナリオにおいて、第1ベントフィルタスクラバ容器の粒子状放射性物質に対する除去効率が金属フィルタと組み合わせて99.9%以上確保可能な水位とする。

スクラビング水の待機時の薬液添加濃度については、想定される重大事故等時のスクラビング水pH値の低下を考慮しても、無機よう素に対する除去効率が99%以上確保できるpH $\square$ 以上を維持可能な添加濃度とする。

第1ベントフィルタスクラバ容器の金属フィルタの許容エアロゾル量については、想定される重大事故シナリオにおいて当該システムを使用した際に、金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属フィルタの閉塞が生じないだけの十分な容量を有する設計とする。

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の吸着ベッドは、想定される排気ガスの流量に対して、有機よう素に対する除去効率が98%以上となるために必要な吸着剤と排気ガスとの接触時間を十分に確保できる吸着層厚さを有する設計とする。

圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力である約80kPa[gage]で破裂する設計とする。

(50-7)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

格納容器フィルタベント系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

格納容器フィルタベント系は重大事故緩和設備であり、代替する設計基準事故対処設備はないものと整理するが、原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である残留熱代替除去系に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。また、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）に対して多様性を有する常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（高圧発電機車）からの給電により駆動できる設計とする。

格納容器フィルタベント系の第 1 ベントフィルタスクラバ容器及び第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第 1 ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置し、残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプ並びに残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建物内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

一方で、格納容器フィルタベント系は、設置許可基準規則第 48 条におい

ては、常設耐震重要重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備と整理し、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の安全機能を代替する。残留熱除去系（格納容器冷却モード）については、サブプレッション・チェンバ内のプール水をドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気層部にスプレーし、崩壊熱及び燃料の過熱に伴う燃料被覆管（ジルカロイ）と水の反応による発生熱を除去するものである。ドライウエルにスプレーされた水は、ベント管を通過してサブプレッション・チェンバ内に戻り、サブプレッション・チェンバ内にスプレーされた水とともに残留熱除去ポンプにより、熱交換器によって冷却された後、再びスプレーされる。

したがって、当該系統については目的を果たすための原理及び構成機器を共有するものではなく、更には設置エリアは近接していないため、共通要因によって同時に機能喪失となることはない。

(50-2, 50-4, 50-5)

### 3.7.3 その他設備

#### 3.7.3.1 サプレッション・プール水 pH制御系等による格納容器 pH制御

##### 3.7.3.1.1 設備概要

格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・チェンバのプール水中によう素をよう化物イオンとして保持することでよう素の放出量を低減するために、サプレッション・プール水 pH制御系等により原子炉格納容器内に薬液を注入する手段を整備する。なお、サプレッション・プール水 pH制御系は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心に含まれるよう素がサプレッション・チェンバのプール水へ流入し溶解する。また、原子炉格納容器内のケーブル被覆材には塩素等が含まれており、重大事故等時にケーブルの放射線分解と熱分解により塩酸等の酸性物質が大量に発生するため、サプレッション・チェンバのプール水が酸性化する可能性がある。サプレッション・チェンバのプール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう化物イオンが無機よう素となりサプレッション・チェンバの気相部へ放出され、また、無機よう素とサプレッション・チェンバ内の塗装等の有機物が反応し、有機よう素が生成<sup>\*1</sup>されるという知見がある。

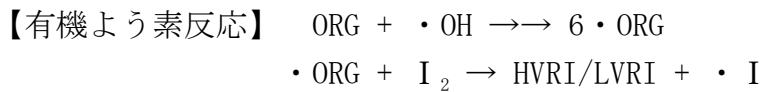
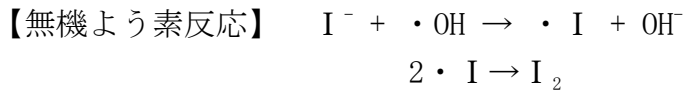
そこで、サプレッション・チェンバのプール水をアルカリ性に保つため、pH制御として水酸化ナトリウムをサプレッション・チェンバに注入する。よう素の溶解量とpHの関係については、米国の論文<sup>\*2</sup>にまとめられており、サプレッション・チェンバのプール水をアルカリ性に保つことで、気相部へのよう素の移行を低減することが期待できる。

サプレッション・プール水 pH制御系は、圧送用窒素ポンベにより薬液タンクを加圧したのち、薬液タンク出口薬剤注入弁を開することで、サプレッション・チェンバスプレイ配管に薬液を圧送し注入する構成とする。

サプレッション・プール水 pH制御系は、格納槽内に設置している薬液タンク隔離弁（2個）を中央制御室からの遠隔操作、又は現場での操作により開操作することで、薬液を混入させる。

サプレッション・プール水 pH制御系使用後に、残留熱代替除去ポンプを使用することにより、サプレッション・チェンバのプール水を薬液として、ドライウェルスプレイ配管からドライウェルにもスプレイすることが可能である。また、通常運転中より予め原子炉格納容器下部にアルカリ薬剤を設置することにより、原子炉格納容器内の酸性化を防止することが可能である。

\*1：「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」（日本原子力学会）によると、無機よう素並びに有機よう素が生成されるメカニズムは、以下のとおりと考えられている。



ORG:原子炉格納容器内の有機物  
 $\cdot$ :ラジカル  
 HVRI:高揮発性有機よう素  
 LVRI:低揮発性有機よう素

\* 2 : 米国原子力規制委員会による研究 (NUREG-1465) や, 米国 Oak Ridge National Laboratory による論文 (NUREG/CR-5950) によると, pHが酸性側になると, 水中に溶解していたよう素が気体となって気相部に移行するとの研究結果が示されている。NUREG-1465 では, 原子炉格納容器内に放出されるよう素の化学形態と, よう素を水中に保持するための pH制御の必要性が整理されている。また, NUREG/CR-5950 では, 酸性物質の発生量と pHが酸性側に変化していく経過を踏まえて, pH制御の効果を達成するための考え方が整理されている。これらの論文での評価内容を参照し, 2号炉の状況を踏まえ, サプレッション・チェンバへのアルカリ薬液の注入時間及び注入量を算定している。

### 3.7.3.1.2 他設備への悪影響について

サプレッション・プール水 pH制御設備等を使用することで, アルカリ薬液である水酸化ナトリウムを原子炉格納容器へ注入する。この際, 悪影響として懸念されるのは,

- ・アルカリとの反応で原子炉格納容器が腐食することによる, 原子炉格納容器バウンダリのシール性への影響
- ・アルカリとの反応で水素ガスが発生することによる原子炉格納容器の圧力上昇, 及び水素燃焼である。

このうち, 原子炉格納容器の腐食については, pH制御したサプレッション・チェンバのプール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり, 原子炉格納容器バウンダリを主に構成している炭素鋼の腐食領域ではないため悪影響はない。同様に, 原子炉格納容器のシール材についても耐アルカリ性を確認した改良 EPDM を使用することから, 原子炉格納容器バウンダリのシール性に対する悪影響はない。

また, 水素ガスの発生については, 原子炉格納容器内では配管の保温材やグレーチングに両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており, 水酸化ナトリウ



ムと反応することで水素ガスが発生する。しかしながら、原子炉格納容器内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素ガスが発生すると仮定しても、事故時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。さらに、原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生がないことから、水素ガスの燃焼も発生しない。

(50-11)

### 3.7.3.2 窒素ガス代替注入系

#### 3.7.3.2.1 設備概要

原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するために窒素ガス代替注入系を使用する手段を整備する。なお、本手段は事業者の自主的な取り組みによるものである。また、本手段は事故後8日目以降に使用するものである。

重大事故等時に放射線分解により可燃性ガスが発生した場合、発電用原子炉運転中は常時原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しているため、事故発生直後に可燃性ガス濃度が可燃限界に至ることはないが、事故後8日目以降は、可燃性ガス濃度が可燃限界に至る可能性がある。また、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内の水蒸気発生量が減少することにより原子炉格納容器内が負圧に至る可能性がある。そのため、可燃性ガス濃度を可燃限界以下に抑制し、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、窒素ガス代替注入系による窒素供給を行う。

本システムは、可搬式窒素供給装置を窒素ガス代替注入系配管に結合金具によりホースを接続し、可搬式窒素供給装置を現場にて操作することで、発生した窒素ガスをドライウェル及びサプレッション・チェンバに供給可能である。

### 3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備【51条】

#### 【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備)

第五十一条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第51条に規定する「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」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。

a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

i) 原子炉格納容器下部注水設備(ポンプ車及び耐圧ホース等)を整備すること。(可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。)

ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。(ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。)

b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

### 3.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

#### 3.8.1 設置許可基準規則第 51 条への適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故対処設備として、ペDESTAL代替注水系（常設）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を設ける。

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために必要な重大事故等対処設備としてペDESTAL代替注水系（常設）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びコリウムシールドを設ける。

#### (1) ペDESTAL代替注水系（常設）の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a) i), ii))

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するため、常設重大事故等対処設備としてペDESTAL代替注水系（常設）を使用する。

ペDESTAL代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に配置された低圧原子炉代替注水ポンプを用い、ペDESTAL代替注水系（可搬型）とは異なる低圧原子炉代替注水槽を水源としてドライウェル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ水を流入させることができる設計とする。

また、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

なお、炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、熔融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部へと落下する場合に、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制するための設備として、コリウムシールドを設ける。

#### (2) ペDESTAL代替注水系（可搬型）の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a) i), ii))

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するため、常設重大事故等対処設備としてペDESTAL代替注水系（可搬型）を使用する。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、大量送水車を用い、ペDESTAL代替注水系（常設）とは異なる代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））又は海を水源として、原子炉格納容器下部へ注水できる設計とする。

また、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

なお、炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、熔融炉心が原子炉圧力

容器から原子炉格納容器下部へと落下する場合に、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を抑制するための設備として、コリウムシールドを設ける。

(3) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項 a) i), ii))

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、常設重大事故等対処設備として格納容器代替スプレイ系（可搬型）を使用する。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車を用い、ペDESTAL代替注水系（常設）とは異なる代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））又は海を水源として、ドライウェル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ水を流入させることができる設計とする。

また、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

当該設備については「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第49条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお、炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、溶融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部へと落下する場合に、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を抑制するための設備として、コリウムシールドを設ける。

(4) ペDESTAL代替注水系の多様性及び独立性、位置的分散の確保（設置許可基準規則解釈の第1項 a) i), ii))

上記(1)、(2)及び(3)の重大事故等対処設備であるペDESTAL代替注水系（常設）とペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、異なるポンプ（低圧原子炉代替注水ポンプと大量送水車）、異なる駆動源（常設代替交流電源設備とディーゼルエンジン）、異なる水源（低圧原子炉代替注水槽と代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））又は海）を用いることで多様性及び独立性を有する設計とする。

ペDESTAL代替注水系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、格納容器スプレイ・ヘッダによるドライウェル内へのスプレイにより原子炉格納容器下部へ注水することで、原子炉格納容器下部に直接注水するペDESTAL代替注水系（可搬型）の流路に対して独立性を有する設計とする。

また、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置されている低圧原子炉代替注水ポンプに対して、大量送水車は屋外に設置することで位置的分散を図った設計とする。

なお、多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については、3.8.2.1.3項に詳細を示す。

(5) ペDESTAL代替注水系の電源対策（設置許可基準規則解釈の第1項b）

ペDESTAL代替注水系（常設）に用いる低圧原子炉代替注水ポンプは、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）から、代替所内電源設備である緊急用メタクラ及びSAロードセンタを介して給電が可能な設計とする。

なお、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

(6) 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水

復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水手段については、復水輸送ポンプを用い、復水貯蔵タンクを水源として、復水輸送系、補給水系及び残留熱除去系を通じて原子炉格納容器下部への注水を行う手順を整備する。

(7) 消火系による原子炉格納容器下部への注水

消火系による原子炉格納容器下部への注水手段については、消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い、ろ過水タンク又は補助消火水槽を水源として、消火系、復水輸送系、補給水系及び残留熱除去系を通じて原子炉格納容器下部への注水を行う手順を整備する。

また、技術的能力審査基準への適合のため、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止するための設備として、以下を整備する。

(8) 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止するために、重大事故等対処設備として高圧原子炉代替注水系を使用し、原子炉圧力容器への注水を実施する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

（高圧原子炉代替注水系については「3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第45条に対する設計方針を示す章）」で示す。）

(9) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止するために、重大事故等対処設備として低圧原子炉代替注水系（常設）を使用し、原子炉圧力容器への注水を実施する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

（低圧原子炉代替注水系（常設）については「3.4 原子炉冷却材圧力バウ

ンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第 47 条に対する設計方針を示す章）」で示す。）

(10) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止するために、重大事故等対処設備として低圧原子炉代替注水系（可搬型）を使用し、原子炉压力容器への注水を実施する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

（低圧原子炉代替注水系（可搬型）については「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第 47 条に対する設計方針を示す章）」で示す。）

(11) ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止するために、重大事故等対処設備としてほう酸水注入系を使用し、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び高圧原子炉代替注水系のいずれかによる原子炉压力容器への注水と並行して実施する。

（ほう酸水注入系については「3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第 45 条に対する設計方針を示す章）」電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。）

なお、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止するための自主対策設備として、以下を整備する。

(12) 制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水

原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水機能が喪失した場合、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止するために、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）により冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源として制御棒駆動水圧ポンプを用いて原子炉压力容器への注水を実施する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

（制御棒駆動水圧系については「3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第 45 条に対する設計方針を示す章）」で示す。）

(13) 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止するために、復水輸送系の復水輸送ポンプで原子炉圧力容器への注水を実施する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

(14) 消火系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止するために、消火系の消火ポンプ又は補助消火ポンプで原子炉圧力容器への注水を実施する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

また、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の淡水が枯渇した場合の海水の利用手段として、以下を整備する。

(15) ペDESTAL代替注水系の海水の利用

ペDESTAL代替注水系（常設）の水源である低圧原子炉代替注水槽並びにペDESTAL代替注水系（可搬型）の水源である代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の淡水が枯渇した場合において、防波壁の内側に設置している海水取水箇所（取水槽）より、大量送水車を用いて低圧原子炉代替注水槽への供給及び輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）への供給並びにペDESTAL代替注水系（可搬型）で用いる大量送水車に海水を直接送水できる設計とする。なお、海の利用については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.8.2 重大事故等対処設備

#### 3.8.2.1 ペDESTAL代替注水系（常設）

##### 3.8.2.1.1 設備概要

ペDESTAL代替注水系（常設）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却すること及び逃がし安全弁の環境条件を緩和するため、原子炉格納容器内の温度を低下させることを目的として使用する。

本系統は、低圧原子炉代替注水ポンプ、電源設備（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備）、計測制御装置、水源である低圧原子炉代替注水槽、流路である低圧原子炉代替注水系の配管及び弁、残留熱除去系の配管及び弁、格納容器スプレイ・ヘッド並びに注水先である原子炉格納容器から構成される。

なお、炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、熔融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部へと落下する場合に、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。

本系統全体の概要図を図 3.8-1 に、本系統に属する重大事故等対処設備を表 3.8-1 に示す。

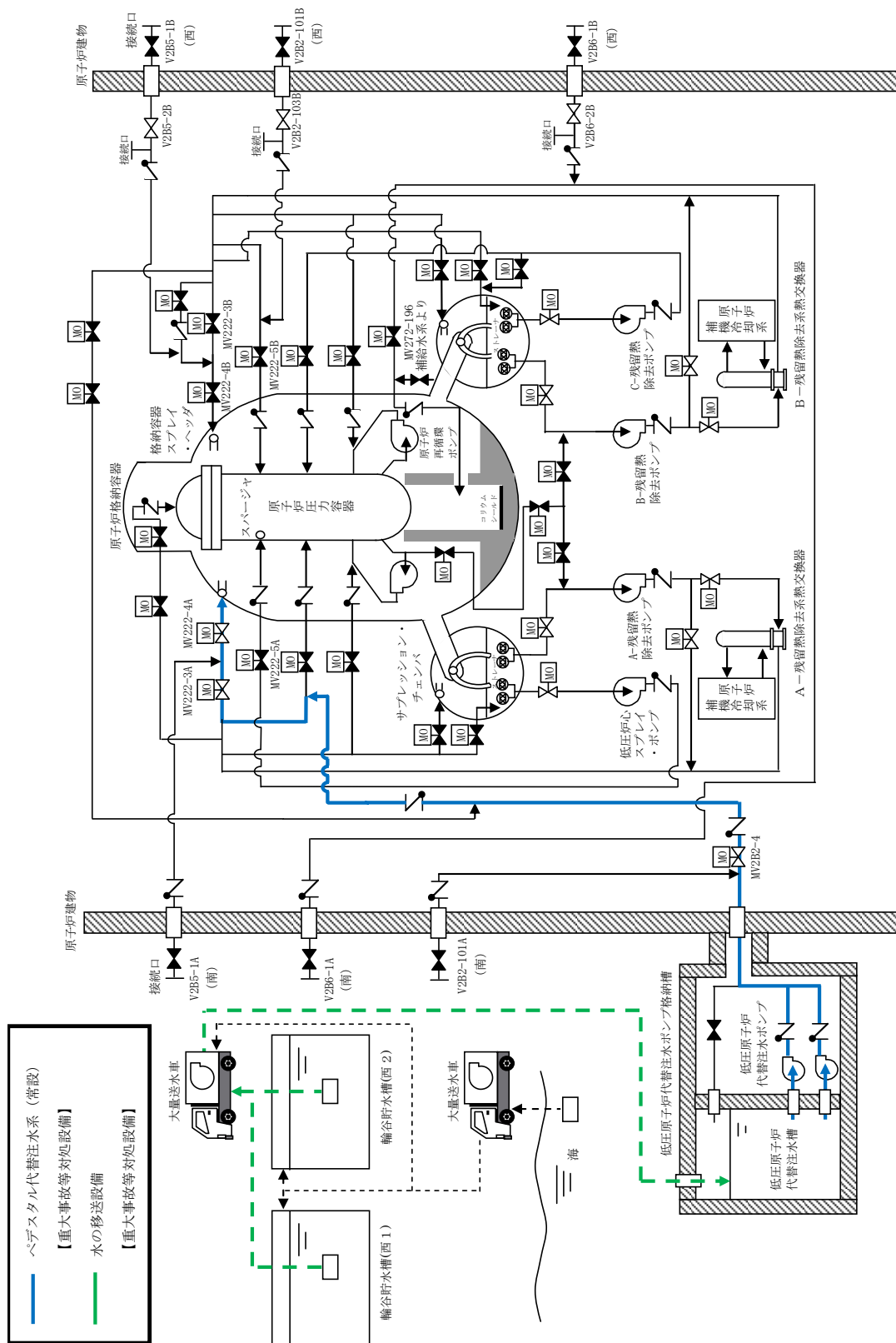
本系統は、低圧原子炉代替注水ポンプ 2 台のうち 1 台により、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉格納容器にスプレイすることで原子炉格納容器の下部へ流入させ、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプの電源について、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から、代替所内電源設備である緊急用メタクラ及び SA ロードセンタを介して給電が可能な設計とする。

本系統の操作に当たっては、中央制御室及び現場での弁操作（SA 電源切替盤の切替え操作を含む）により系統構成を行った後、中央制御室の操作スイッチにより低圧原子炉代替注水ポンプを起動し運転を行う。

水源である低圧原子炉代替注水槽は、枯渇しそうな場合においても、代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））の淡水を、大量送水車を用いて、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽外部に設置した注水口から低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。





・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。  
 ・電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設置方針を示す章)」で示す。  
 ・許容設備については「3.15 許容設備(設置許可基準規則第58条に対する設置方針を示す章)」で示す。

図 3.8-1 ペDESTAL代替注水系 (常設) 系統概要

表 3.8-1 ペデスタル代替注水系（常設）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	低圧原子炉代替注水ポンプ【常設】 コリウムシールド【常設】
附属設備	—
水源 <sup>※1</sup>	低圧原子炉代替注水槽【常設】
流路	低圧原子炉代替注水系 配管・弁【常設】 残留熱除去系 配管・弁【常設】 格納容器スプレイ・ヘッダ【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備 <sup>※2</sup>	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA2コントロールセンタ【常設】 SA電源切替盤【常設】 重大事故操作盤【常設】
計装設備 <sup>※3</sup>	代替注水流量（常設）【常設】 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力【常設】 ペデスタル水位【常設】 ペデスタル温度（SA）【常設】 ペデスタル水温度（SA）【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料51-2に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態

計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す

### 3.8.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 低圧原子炉代替注水ポンプ

種類	: ターボ形
容量	: 230m <sup>3</sup> /h/台
全揚程	: 190m
最高使用圧力	: 3.92MPa
最高使用温度	: 66℃
個数	: 1 (予備1)
取付箇所	: 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽
原動機出力	: 210kW

#### (2) コリウムシールド

材質	: ジルコニア
厚さ	: 約 0.13m 以上
個数	: 1
取付箇所	: 原子炉格納容器下部

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計測設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.8.2.1.3 ペデスタル代替注水系（常設）の多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保

ペデスタル代替注水系（常設），ペデスタル代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は，共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.8-2 に示すとおり，多様性及び位置的分散を図った設計とする。

ポンプについては，原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置されたペデスタル代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプに対し，ペデスタル代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。

水源については，ペデスタル代替注水系（常設）は低圧原子炉代替注水槽，ペデスタル代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））とすることで，異なる水源を使用する設計とする。

また，ペデスタル代替注水系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は，格納容器スプレイ・ヘッドによるドライウェル内へのスプレイにより原子炉格納容器下部へ注水することで，原子炉格納容器下部に直接注水するペデスタル代替注水系（可搬型）の流路に対して独立性を有する設計とする。

駆動電源については，ペデスタル代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）からの給電による電動機駆動とし，ペデスタル代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車をディーゼルエンジンによる駆動とすることで，多様性を有する設計とする。

なお，A-RHRドライウェル第1スプレイ弁，A-RHRドライウェル第2スプレイ弁，B-RHRドライウェル第2スプレイ弁，FLSR注水隔離弁及びMUW PCV代替冷却外側隔離弁については，多重性及び位置的分散を図った非常用所内電気設備又は代替所内電気設備を経由し常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（高圧発電機車）から給電が可能な設計としている。

ペデスタル代替注水系（常設），ペデスタル代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（高圧発電機車）からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，ペデスタル代替注水系（常設），ペデスタル代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

ペデスタル代替注水系（常設），ペデスタル代替注水系（可搬型）及び格納容器

代替スプレイ系（可搬型）の独立性については，表 3.8-3 に示すとおり，地震，津波，火災及び溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

表 3.8-2 ペデスタル代替注水系の多様性及び位置的分散

項目	ペデスタル代替注水系 (常設)	ペデスタル代替 注水系 (可搬型)	格納容器代替 スプレイ系 (可搬型)
ポンプ	低圧原子炉代替注水ポンプ	大量送水車	
	低圧原子炉代替注水ポンプ 格納槽	屋外	
水源	低圧原子炉代替注水槽	代替淡水源 (輪谷貯水槽 (西1) 及び 輪谷貯水槽 (西2))	
	低圧原子炉代替 注水ポンプ格納槽	屋外	
駆動用 空気	不要	不要	
潤滑方 式	油浴方式	不要	
冷却水	不要 (自滑水)	不要	
駆動電 源	常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)	-	
	ガスタービン 発電機建物 地上1階		

表 3.8-3 ペデスタル代替注水系の独立性

項目	ペデスタル代替注水系 (常設)	ペデスタル代替 注水系 (可搬型)	格納容器代替 スプレイ系 (可搬型)
共通要 因故 障	地震	ペデスタル代替注水系 (常設), ペデスタル代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) を構成する機器類は基準地震動 $S_s$ に対し機能を維持できる設計とすることで, 地震が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	ペデスタル代替注水系 (常設) を設置する低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽と, ペデスタル代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) を保管する第2, 3保管エリア又は第4保管エリアは, 共に基準津波が到達しないことから, 津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	ペデスタル代替注水系 (常設), ペデスタル代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) を構成する機器類は, 火災が共通要因となり故障することのない設計とする (「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す)。	
	溢水	ペデスタル代替注水系 (常設), ペデスタル代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) を構成する機器類は, 溢水が共通要因となり故障することのない設計とする (「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。	

### 3.8.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.8.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置している設備であることから，想定される重大事故等時における，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の環境条件及び荷重条件を考慮し，表3.8-4に示す設計とする。

なお，コリウムシールドは，原子炉格納容器下部に設置している設備であることから，想定される重大事故等時における，原子炉格納容器下部の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができる設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室の操作スイッチから可能な設計とする。

(51-3, 51-4)

表 3.8-4 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお，原子炉格納容器下部への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）を運転する場合は、低圧原子炉代替注水ポンプを起動する。その後、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、A-RHRドライウェル第1スプレイ弁、A-RHRドライウェル第2スプレイ弁、FLSR注水隔離弁の開操作を実施し、注水を行う。ペDESTAL代替注水系（常設）の操作に必要なポンプ及び操作に必要な弁を表 3.8-5 に示す。

このうちFLSR注水隔離弁については、中央制御室の重大事故操作盤からの遠隔操作で弁を開閉することが可能な設計とする。A-RHRドライウェル第1スプレイ弁、A-RHRドライウェル第2スプレイ弁については、原子炉建物付属棟3階に設置しているSA電源切替盤より、配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後、中央制御室に設置している重大事故操作盤のスイッチ操作により、遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。

また、低圧原子炉代替注水ポンプについては、中央制御室にある低圧原子炉代替注水ポンプの操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。

中央制御室の操作スイッチ、原子炉建物付属棟3階にあるSA電源切替盤の配線用しゃ断器を操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

(51-3, 51-4)



表 3.8-5 操作対象機器

機器名称	状況の変化	操作場所	操作方法
A－低圧原子炉代替注水ポンプ	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
B－低圧原子炉代替注水ポンプ	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
S A電源切替盤	受電元の切替	原子炉建物付属棟 3階	配線用しゃ断器 操作
A－RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
A－RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
F L S R注水隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）は、表 3.8-6 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験を、また、停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、発電用原子炉の停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の運転中又は停止中に、低圧原子炉代替注水槽を水源とし、低圧原子炉代替注水ポンプを起動させ低圧原子炉代替注水槽へ送水する試験を行うテストラインを設けることで、ペDESTAL代替注水系（常設）の機能、性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。なお、F L S R注水隔離弁から原子炉格納容器までのラインについては、上記の試験に加えて、発電用原子炉の運転中又は停止中にF L S R注水隔離弁、A－RHRドライウエル第1スプレイ弁、及びA－RHRドライウエル第2スプレイ弁の機能・性能試験を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。

表 3.8-6 ペデスタル代替注水系（常設）の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
		弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
		弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプを分解し，部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

運転性能の確認として，低圧原子炉代替注水ポンプの吐出圧力，系統（ポンプ廻り）の振動，異音，異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプを構成する部品の表面状態の確認として，浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことの確認が可能な設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプの外観検査として，傷や漏えい跡の確認が可能な設計とする。

なお，コリウムシールドは表 3.8-7 に示すように発電用原子炉停止中に外観検査が可能な設計とする。

表 3.8-7 コリウムシールドの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	外観検査	コリウムシールド外観の確認

コリウムシールドの外観検査として，著しい損傷の有無の確認が可能な設計とする。

(51-5)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）は、残留熱除去系と共用する格納容器スプレイライン以外については、重大事故等対処設備として使用されるため、本来の用途以外は使用しない。

本来の用途以外の用途としてペDESTAL代替注水系（常設）に使用する残留熱除去系の配管ラインについては、通常時の隔離された系統構成からペDESTAL代替注水系（常設）に切り替えるために表 3.8-5 で示す弁操作を行う。

SA電源切替盤の操作については図 3.8-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

(51-4, 51-10)

必要な要員と作業項目		経過時間（分）												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
手順の項目	要員(数)	10分 ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電													
ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電 (SA電源切替盤による負荷への受電の場合) (中央制御室による起動)	中央制御室運転員A	1	ガスタービン発電機起動、SAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電												
	現場運転員B, C	2	移動、SA電源切替盤操作(A系) 移動、SA電源切替盤操作(B系)												

図 3.8-2 ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電（ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合） タイムチャート\*

\*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.14 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）は，通常時はF L S R注水隔離弁を閉止することで隔離する系統構成としており，残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。また，ペDESTAL代替注水系（常設）を用いる場合は，弁操作等によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。隔離弁については表 3.8-8 に示す。

なお，コリウムシールドは，漏えい検出用のスリットを設ける設計とすることで，原子炉格納容器下部に設置されているドライウェル床ドレンサンプの漏えい検出機能に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

(51-3, 51-4, 51-10)

表 3.8-8 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
残留熱除去系	F L S R注水隔離弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時アズイズ

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.8-9 に示す。このうち，中央制御室で操作する低圧原子炉代替注水ポンプ，F L S R注水隔離弁は，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。A-RHRドライウェル第1スプレイ弁，A-RHRドライウェル第2スプレイ弁は，中央制御室に重

大事故操作盤，原子炉建物付属棟 3 階に S A 電源切替盤が設置されており，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

(51-3)

表 3.8-9 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
A－低圧原子炉代替注水ポンプ	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	中央制御室
B－低圧原子炉代替注水ポンプ	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	中央制御室
S A 電源切替盤	原子炉建物付属棟 3 階	原子炉建物付属棟 3 階
A－RHR ドライウエル第 1 スプレイ弁	原子炉建物原子炉棟 2 階	中央制御室
A－RHR ドライウエル第 2 スプレイ弁	原子炉建物原子炉棟 2 階	中央制御室
F L S R 注水隔離弁	原子炉建物原子炉棟 1 階	中央制御室

#### 3.8.2.1.4.2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

##### (1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

ペDESTAL 代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量を有する設計とする。

注水流量としては，格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち，高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量が 120m<sup>3</sup>/h であることから，200m<sup>3</sup>/h で注水可能な設計とする。

原子炉格納容器下部に注水する場合の低圧原子炉代替注水ポンプは，原子炉格納容器下部に注水する場合の水源（低圧原子炉代替注水槽）と移送先（原子炉格納容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管及び弁類圧損を考慮し，低圧原子炉代替注水ポンプ 1 台運転で注水流量 200m<sup>3</sup>/h 達成可能な揚程で設計する。

コリウムシールドは，原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心が，ドライウエル機器ドレンサンプ及びドライウエル床ドレンサンプへ流入する

ことを抑制するために必要な厚さを有する設計とする。

(51-6, 51-10)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプ及びコリウムシールドは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）は常設重大事故緩和設備であり、可搬型重大事故緩和設備のペDESTAL代替注水系（可搬型）に対し、多重性又は多様性及び独立性，位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については、3.8.2.1.3の項に記載のとおりである。

(51-2, 51-3, 51-4)

### 3.8.2.2 ペDESTAL代替注水系（可搬型）

#### 3.8.2.2.1 設備概要

ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却することを目的として使用する。

本系統は、大量送水車、電源設備（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備）、水源である代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ、流路であるペDESTAL代替注水系の配管及び弁、ホース、並びに注水先である原子炉格納容器から構成される。

なお、炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、熔融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部へと落下する場合に、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。コリウムシールドの設置許可基準規則第43条への適合状況については3.8.2.1.4の項で示す。

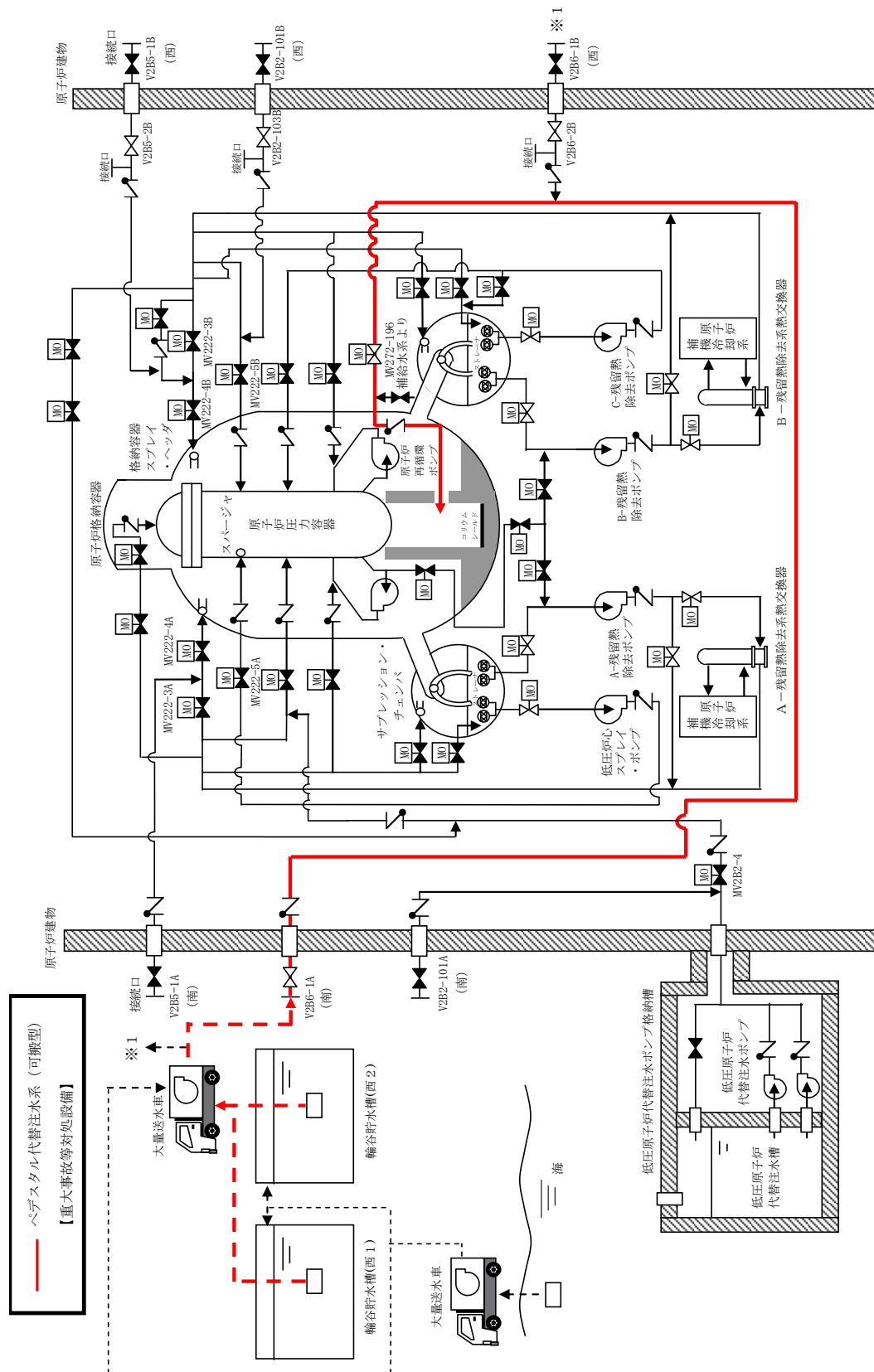
本系統全体の概要図を図3.8-3,4に、本系統に属する重大事故等対処設備を表3.8-10に示す。

本系統は、大量送水車により、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の水をペDESTAL代替注水系配管を經由して原子炉格納容器の下部へ注水することで落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

本系統の操作に当たっては、大量送水車に付属の操作スイッチにより、大量送水車を起動し運転を行う。

大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし、燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。

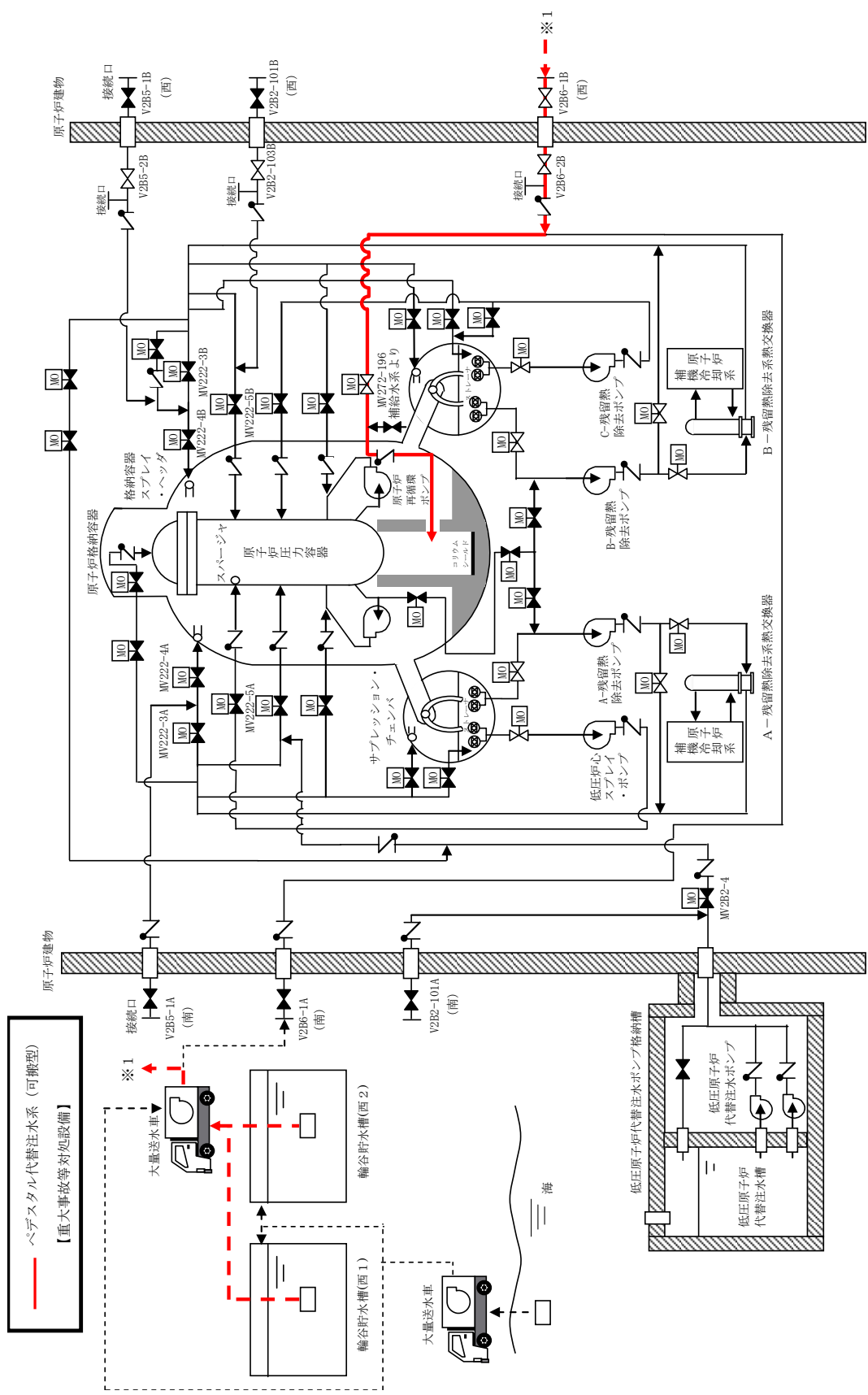
なお、大量送水車を使用する際に接続する接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、原子炉建物の外壁により隔離される原子炉建物内及び原子炉建物外に複数箇所設置することで位置的分散を図る設計とする。



・水源については「3.13 重大事故等の取束となる水の供給設備(設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。  
 ・電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第 57 条に対する設置方針を示す章)」で示す。  
 ・計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第 58 条に対する設置方針を示す章)」で示す。

図 3.8-3 ペDESTAL 代替注水系 (可搬型) 系統概要図 (A 系)





— ペデスタル代替注水系 (可搬型)  
**【重大事故等対処設備】**

・水源については「3.13 重大事故等の取組」必要となる水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)で示す。  
 ・電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設置方針を示す章)で示す。  
 ・計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設置方針を示す章)で示す。

図 3.8-4 ペデスタル代替注水系 (可搬型) 系統概要図 (B系)

表 3.8-10 ペDESTAL代替注水系（可搬型）に関する重大事故等対処設備

設備区分	設備名
主要設備	大量送水車【常設】 コリウムシールド【常設】※ <sup>1</sup>
附属設備	—
水源※ <sup>2</sup>	輪谷貯水槽（西1）【常設】 輪谷貯水槽（西2）【常設】
流路	ペDESTAL代替注水系 配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬型】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備※ <sup>3</sup> （燃料補給設備を含む）	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA2コントロールセンタ【常設】 SA電源切替盤【常設】 重大事故操作盤【常設】 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】
計装設備※ <sup>4</sup>	ペDESTAL代替注水流量【常設】 ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）【常設】 ペDESTAL水位【常設】 ペDESTAL温度（SA）【常設】 ペDESTAL水温度（SA）【常設】

※<sup>1</sup>：コリウムシールドについては3.8.2.1 ペDESTAL代替注水系（常設）で示す。

※<sup>2</sup>：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※<sup>3</sup>：単線結線図を補足説明資料51-2に示す。電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※ 4 : 主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.8.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 大量送水車

種類	: ディフューザ形
容量	: 168m <sup>3</sup> /h/台
吐出圧力	: 0.85MPa
最高使用圧力	: 1.6MPa
最高使用温度	: 40℃
個数	: 2 (予備1)
設置場所	: 屋外
保管場所	: 第2, 3保管エリア及び第4保管エリア
原動機出力	: 230kW

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で、コリウムシールドについては「3.8.2.1 ペDESTAL代替注水系（常設）」で示す。

#### 3.8.2.2.3 ペDESTAL代替注水系（可搬型）の多重性又は多様性及び独立性、位置的分散

ペDESTAL代替注水系（可搬型）は可搬型重大事故緩和設備であり、常設重大事故緩和設備のペDESTAL代替注水系（常設）に対し、多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図る設計としている。

これらの詳細については、3.8.2.1.3の項に記載のとおりである。

### 3.8.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.8.2.2.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

ペダスタル代替注水系（可搬型）の大量送水車は，屋外の第2，3保管エリア及び第4保管エリアに保管し，重大事故等時に輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表3.8-11に示す設計とする。

大量送水車の操作は，付属の操作スイッチにより，想定される重大事故等時において設置場所から操作可能な設計とする。風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。

また，降水及び凍結により機能を損なうことのないよう，防水対策が取られた大量送水車を使用し，凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

(51-3, 51-4, 51-7, 51-8)

表 3.8-11 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。なお，原子炉格納容器下部への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）を運転する場合は，MUW P C V代替冷却外側隔離弁の開操作を実施し，大量送水車の配備及びホース接続を行い，送水準備が完了した後，大量送水車を起動し，A P F S A－注水ライン流量調整弁（B系使用の場合は，A P F S B－注水ライン流量調整弁）の開操作を実施することで原子炉格納容器下部への注水を行う。ペDESTAL代替注水系（可搬型）の操作に必要なポンプ及び操作に必要な弁，ホースを表 3.8-12 に示す。

このうちA P F S A－注水ライン流量調整弁及びA P F S B－注水ライン流量調整弁については，接続口が設置されている屋外の場所から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とし，A P F S B－注水ライン止め弁については，原子炉建物付属棟内の接続口が設置されている場所で手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。MUW P C V代替冷却外側隔離弁は，原子炉建物付属棟 3 階に設置しているS A電源切替盤より，配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後，中央制御室の重大事故操作盤から遠隔操作可能な設計とする。

また、大量送水車については、付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。

大量送水車は付属の操作スイッチ及び操作に必要な弁を操作するにあたり、運転員等のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員等の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

大量送水車は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）付近まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具、及び技量は必要とせず、簡便な結合金具による接続並びに一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。

(51-3, 51-7)

表 3.8-12 操作対象機器

機器名称	状況の変化	操作場所	操作方法
大量送水車	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作
S A 電源切替盤	受電元の切替	原子炉建物付属棟 3階	配線用しゃ断器 操作
MUW P C V 代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
A P F S A - 注水ライン流量調整弁	弁閉→弁開	屋外接続口位置 (原子炉建物南側)	手動操作
A P F S B - 注水ライン流量調整弁	弁閉→弁開	屋外接続口位置 (原子炉建物西側)	手動操作
A P F S B - 注水ライン止め弁	弁開→弁閉	原子炉建物付属棟 1階	手動操作
ホース	ホース接続	屋外又は原子炉建物付属棟及びタービン建物内	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）の大量送水車は、表 3.8-13 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能試験、分解検査、外観検査が可能な設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）の大量送水車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替え、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の運転中又は停止中に、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とし、大量送水車、仮設流量計、ホースの系統構成で輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）へ送水する試験を行うテストラインを設けることで、他系統と独立した試験系統でペDESTAL代替注水系（可搬型）の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。なお、接続口から補給水系までのラインについては、上記の試験に加えて、発電用原子炉の運転中又は停止中にMUW P C V代替冷却外側隔離弁及び各接続口の弁動作試験を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。

表 3.8-13 ペDESTAL代替注水系（可搬型）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	大量送水車の運転性能（吐出圧力、流量）の確認、漏えいの確認 弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプを分解し、部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は必要に応じて取替え
	外観検査	ポンプ及びホース外観の確認
	車両検査	大量送水車の車両としての運転状態の確認

運転性能の確認として、大量送水車の吐出圧力、流量の確認を行うことが可能な設計とする。

ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(51-5)



(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）である大量送水車は、本来の用途以外の用途には使用しない。

なお、通常時に使用する系統である補給水系から重大事故等時に対処するためにペDESTAL代替注水系（可搬型）に系統構成を切り替える場合、切替え操作としては、MUW P C V代替冷却外側隔離弁、各接続口の弁開閉操作、ホース敷設作業及び接続作業、大量送水車の移動、設置、起動操作を行う。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）の大量送水車の移動、設置、起動操作、及び系統の切替えに必要な弁操作については、図 3.8-5 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

(51-4)

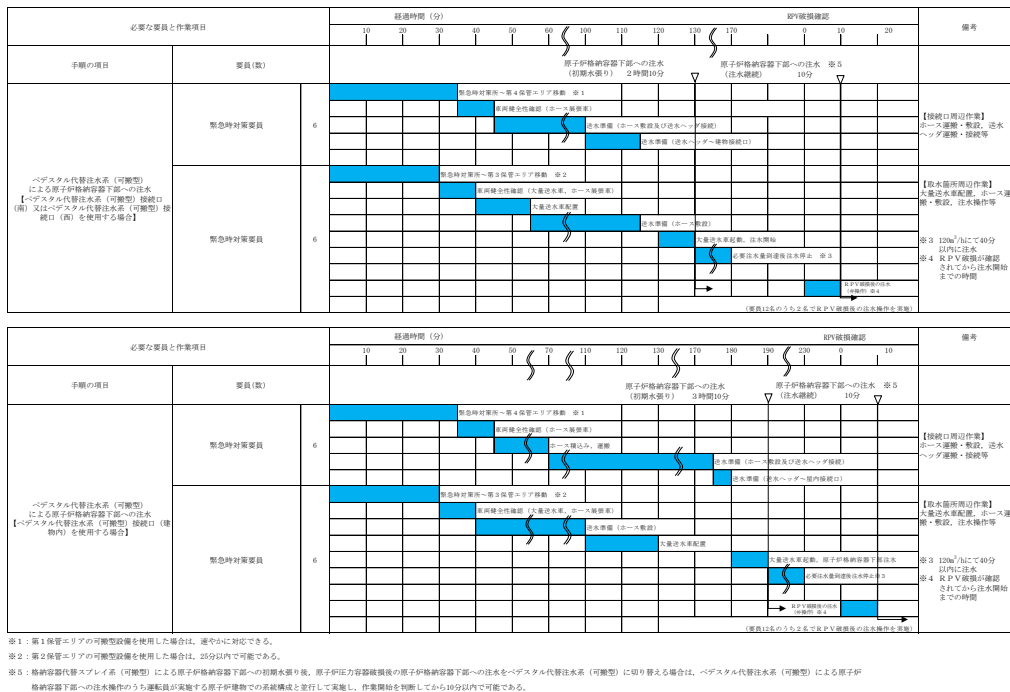


図 3.8-5 ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水/海水）（大量送水車による送水）タイムチャート\*

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.8 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）の大量送水車は，通常時は接続先の系統と分離して保管することで，他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。

また，ペDESTAL代替注水系（可搬型）を用いる場合は，弁操作によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は，輪留めによる固定等を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(51-4, 51-5)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.8-14 に示す。このうち、屋外で操作する大量送水車、A P F S A-注水ライン流量調整弁及びA P F S B-注水ライン流量調整弁、ホースは、屋外で操作及び作業が可能であり、操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。中央制御室で操作するM U W P C V代替冷却外側隔離弁は、中央制御室に重大事故操作盤、原子炉建物附属棟 3 階にS A電源切替盤が設置されており、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。A P F S B-注水ライン止め弁については、原子炉建物附属棟 1 階で手動操作が可能であり、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

なお、原子炉建物附属棟内にホースを設置する場合は、放射線量を確認して、適切な放射線対策に基づき作業安全確保を確認した上で作業を実施する。

(51-7)

表 3.8-14 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
大量送水車	屋外設置位置	屋外設置位置
S A電源切替盤	原子炉建物附属棟 3 階	原子炉建物附属棟 3 階
M U W P C V代替冷却外側隔離弁	原子炉建物原子炉棟 1 階	中央制御室
A P F S A-注水ライン流量調整弁	屋外接続口位置 (原子炉建物南側)	屋外接続口位置 (原子炉建物南側)
A P F S B-注水ライン流量調整弁	屋外接続口位置 (原子炉建物西側)	屋外接続口位置 (原子炉建物西側)
A P F S B-注水ライン止め弁	原子炉建物附属棟 1 階	原子炉建物附属棟 1 階
ホース	屋外又は原子炉建物附属棟及びタービン建物内	屋外又は原子炉建物附属棟及びタービン建物内

### 3.8.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）である大量送水車は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量を有する設計とする。

注水流量としては、格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち、高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量が120m<sup>3</sup>/hであることから、120m<sup>3</sup>/hで注水可能な設計とする。

原子炉格納容器下部に注水する場合の大量送水車の揚程は、原子炉格納容器に注水する場合の水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））と注水先（原子炉格納容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管、ホース及び弁類圧損を考慮した設計とする。

大量送水車は、重大事故等時において、原子炉格納容器下部への注水に必要な流量を確保できる容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は2セット2台と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を分散して保管する。

(51-6)

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

##### (i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）の大量送水車の接続箇所は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及び燃料プールスプレイ系に使用することができるよう、大量送水車から来るホースと接続口について、簡便な接続方式である結合金具にすることに加え、接続口の口径を150Aに統一しておくことで確実に接続ができる設計とする。

(51-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続ができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建物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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）である大量送水車の接続箇所である接続口は、重大事故等時の環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため，原子炉建物の異なる面の南側に1箇所及び西側に1箇所，並びに原子炉建物内に1箇所設置し，計3箇所設置することで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。

(51-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）である大量送水車は、炉心損傷後の格納容器ベントを実施していない状況で屋外で使用する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが、仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること、線量を測定し線量が低い位置に配置することにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能である。また、現場での接続作業に当たっては、簡便な接続方式による結合金具により、確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(51-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）である大量送水車は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、ペDESTAL代替注水系（常設）である低圧原子炉代替注水ポンプと位置的分散を図り、発電所敷地内で津波の影響を受けない場所の第 2、3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管する。

(51-8)

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）である大量送水車は、通常時は津波の影響を受けない第2，3保管エリア及び第4保管エリアに保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、保管場所から設置場所までの運搬経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

(51-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）は可搬型重大事故緩和設備であり，常設重大事故緩和設備のペDESTAL代替注水系（常設）に対し多重性又は多様性及び独立性，位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については，3.8.2.1.3の項に記載のとおりである。

(51-3, 51-4, 51-7, 51-8)

### 3.8.2.3 格納容器代替スプレイ系（可搬型）

#### 3.8.2.3.1 設備概要

格納容器代替スプレイ系（可搬型）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こと及び逃がし安全弁の環境条件を緩和するため、原子炉格納容器内の温度を低下させることを目的として使用する。

本システムは、大量送水車、電源設備（非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備）、水源である代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ、流路である格納容器代替スプレイ系（可搬型）の配管及び弁、残留熱除去系の配管及び弁、ホース、格納容器スプレイ・ヘッド並びにスプレイ先である原子炉格納容器から構成される。

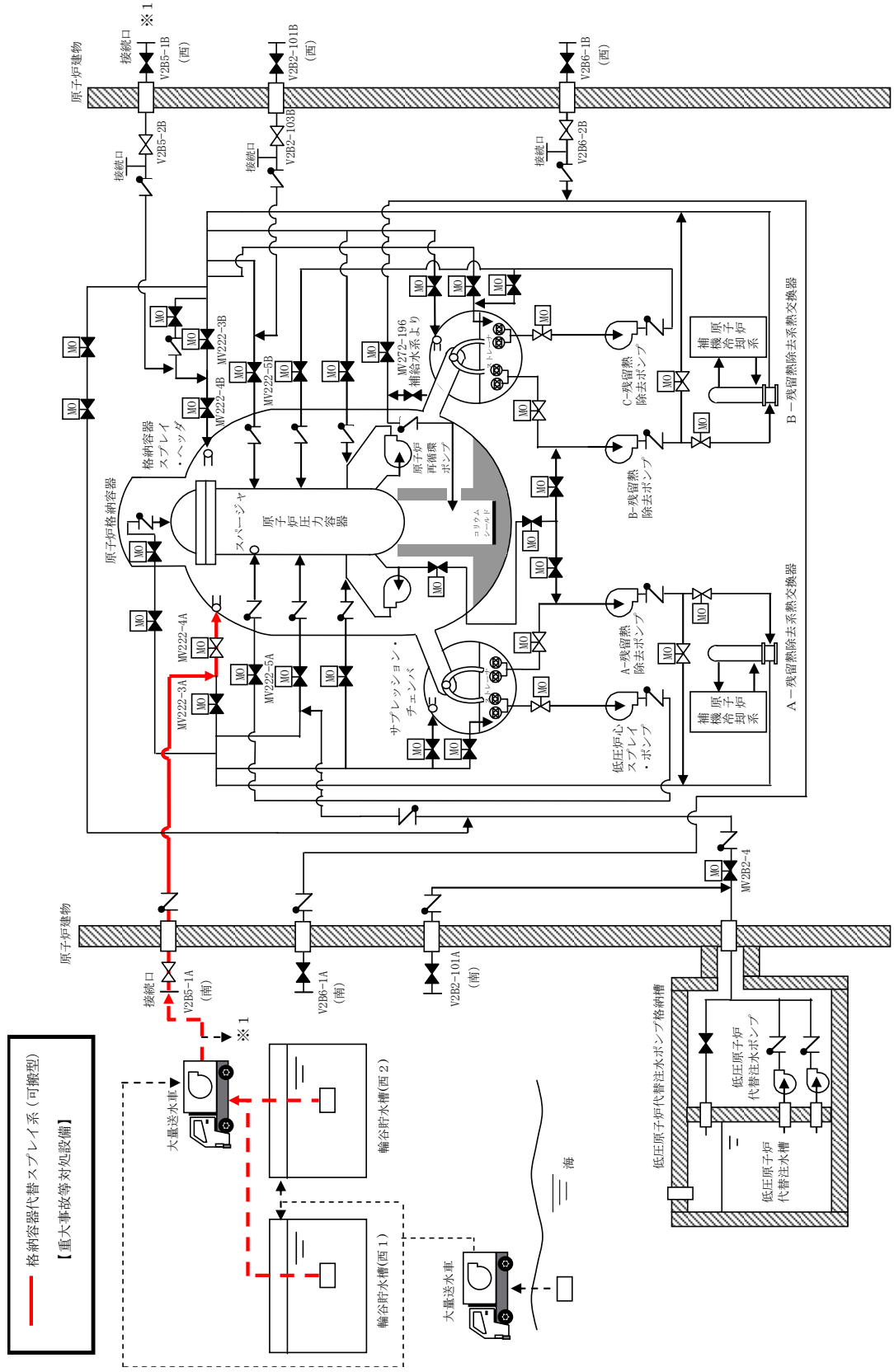
なお、炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、溶融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部へと落下する場合に、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。

本システム全体の概要図を図 3.8-6, 7 に、本システムに属する重大事故等対処設備を表 3.8-15 に示す。

本システムは、大量送水車により、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の水を格納容器代替スプレイ系（可搬型）及び残留熱除去系配管を経由して原子炉格納容器にスプレイすることで原子炉格納容器の下部へ流入させ、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

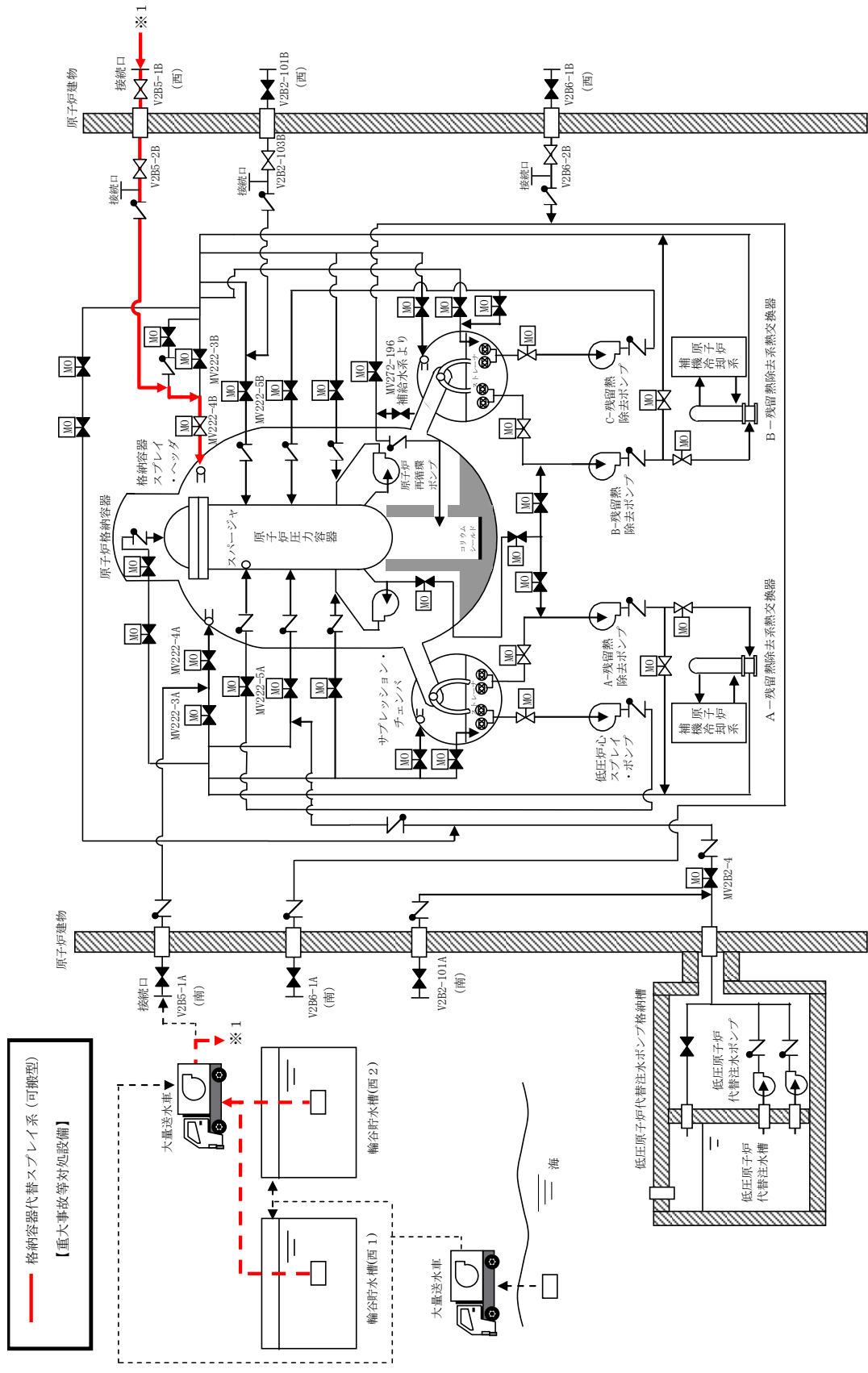
なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第 49 条に対する設計方針を示す章）」で示す。





・水源については「3.13 重大事故等の取束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。  
 ・電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第 57 条に対する設置方針を示す章)」で示す。

図 3.8-6 格納容器代替スプレイス系（可搬型）系統概要図（A系）



・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。  
 ・電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設置方針を示す章)」で示す。

図 3.8-7 格納容器代替スプレー系 (可搬型) 系統概要図 (B系)

表 3.8-15 格納容器代替スプレイ系（可搬型）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	大量送水車【可搬型】 コリウムシールド【常設】※1
附属設備	可搬型ストレーナ
水源※2	輪谷貯水槽（西1）【常設】 輪谷貯水槽（西2）【常設】
流路	格納容器代替スプレイ系 配管・弁【常設】 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド【常設】 ホース・接続口【可搬型】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備※3 （燃料補給設備を含む）	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA2コントロールセンタ【常設】 SA電源切替盤【常設】 重大事故操作盤【常設】 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】
計装設備※4	格納容器代替スプレイ流量【常設】 サプレッション・チェンバ温度（SA）【常設】 ドライウエル温度（SA）【常設】 ドライウエル圧力（SA）【常設】

	サプレッション・チェンバ圧力 (S A) 【常設】 ドライウエル水位 【常設】 サプレッション・プール水位 (S A) 【常設】
--	--

- ※ 1 : コリウムシールドについては3. 8. 2. 1 ペデスタル代替注水系 (常設) で示す。
- ※ 2 : 水源については「3. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 (設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。
- ※ 3 : 単線結線図を補足説明資料 49-2 に示す。電源設備については「3. 14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。
- ※ 4 : 主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態計装設備については「3. 15 計装設備 (設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。

#### 3.8.2.3.2 格納容器代替スプレイ系（可搬型）の多重性又は多様性及び独立性， 位置的分散

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は可搬型重大事故緩和設備であり，常設重大事故緩和設備のペDESTAL代替注水系（常設）に対し，多重性又は多様性及び独立性，位置的分散を図る設計としている。

これらの詳細については，3.8.2.1.3の項に記載のとおりである。

### 3.8.3 その他設備

#### 3.8.3.1 復水輸送系による原子炉格納容器下部注水設備

##### 3.8.3.1.1 設備概要

復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水設備は、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に原子炉格納容器下部への注水を実施するものである。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本系統は、復水輸送ポンプを用い、復水貯蔵タンクを水源とした補給水系配管・弁類、復水輸送系配管・弁類及び残留熱除去系配管・弁類を経由して原子炉格納容器下部への注水が可能な設備構成としている。復水輸送系、補給水系及び残留熱除去系の電動弁については、全交流動力電源が喪失した場合であっても、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（高圧発電機車）からの給電により中央制御室から遠隔で操作が可能である。

(51-12)

### 3.8.3.2 消火系による原子炉格納容器下部注水設備

#### 3.8.3.2.1 設備概要

消火系による原子炉格納容器下部への注水設備は、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に原子炉格納容器下部への注水を実施するものである。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本システムは、消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い、ろ過水タンク又は補助消火水槽を水源として消火系配管、復水輸送系配管・弁類、補給水系配管・弁類及び残留熱除去系配管・弁類を経由して、原子炉格納容器下部への注水が可能な設備構成としている。復水輸送系、補給水系及び残留熱除去系の電動弁については、全交流動力電源が喪失した場合であっても、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（高圧発電機車）からの給電により、中央制御室から遠隔で操作が可能である。

(51-12)

### 3.9 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【52条】

#### 【設置許可基準規則】

(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備)

第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

<BWR>

a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。

<PWRのうち必要な原子炉>

b) 水素濃度制御設備を設置すること。

<BWR及びPWR共通>

c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。

d) 炉心の著しい損傷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設置すること。

e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。



### 3.9 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

#### 3.9.1 設置許可基準規則第 52 条への適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、窒素ガス制御系、格納容器フィルタベント系、窒素ガス代替注入系及び水素濃度監視設備を設ける。なお、窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり、炉心の著しい損傷が発生した場合に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

##### (1) 原子炉格納容器内の不活性化（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a))

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ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化する。

##### (2) 窒素ガス代替注入系の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a))

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内を不活性化するため、窒素ガス代替注入系を使用する。

##### (3) 格納容器フィルタベント系の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 c) e))

格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために使用する。

i) 格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とする。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第 1 ベントフィルタスクラバ容器及び第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

また、第 1 ベントフィルタ出口配管に第 1 ベントフィルタ出口放射線モニ

タ（高レンジ・低レンジ）を設置することにより，放出口から排出される放射線量率を測定し，放射性物質濃度を推定することが可能な設計とする。さらに，第1ベントフィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口水素濃度を設置することにより，排出経路における水素濃度を測定し，監視することが可能な設計とする。

ii) 格納容器フィルタベント系のうち，第1ベントフィルタ出口水素濃度は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

また，第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

(4) 水素濃度監視設備の設置（設置許可基準規則解釈の第1項 d) e)）

i) 炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度及び酸素濃度を監視するため，原子炉建物原子炉棟内に格納容器水素濃度（S A），格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器内雰囲気計装（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））を設置する。

ii) 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視が可能な設計とする。

また，格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は全交流動力電源喪失が発生した場合でも，常設代替交流電源設備からの給電及びサンプリングガスを原子炉補機代替冷却系により冷却して，中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な設計とする。

なお，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自主対策設備として，以下を整備する。

(5) 可燃性ガス濃度制御系

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で発生する水素ガス及び酸素ガスを再結合することにより水素濃度及び酸素濃度の抑制を行い，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。

なお，可燃性ガス濃度制御系については設計基準事故対処設備として設置するものであることから，炉心の著しい損傷が発生した場合において可燃性ガス濃度制御系を使用して原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を制御する運用については自主的な運用とする。

(6) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

格納容器水素濃度（A系）及び格納容器酸素濃度（A系）は，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定し，指示値を中央制御室で監視できる設計とする。

なお，格納容器水素濃度（A系）及び格納容器酸素濃度（A系）については設計基準事故対処設備として設置するものであり，重大事故等が発生した際に格納容器水素濃度（A系）及び格納容器酸素濃度（A系）を使用して原子炉格納容器内の水素濃度を監視する運用については自主的な運用とする。

### 3.9.2 重大事故等対処設備

#### 3.9.2.1 窒素ガス代替注入系

##### 3.9.2.1.1 設備概要

窒素ガス代替注入系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に窒素ガスを注入することにより原子炉格納容器内の酸素濃度を抑制するために使用する。

本システムは、可搬式窒素供給装置、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ、流路である窒素ガス代替注入系配管及び弁並びにホース等、注入先である原子炉格納容器で構成する。

本システムは、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内へ窒素を供給することで酸素濃度を可燃限界未満に抑制できる設計とする。

可搬式窒素供給装置は、付属のディーゼル発電機からの給電により駆動できる設計とし、燃料は燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。

本システムの操作に当たっては、可搬式窒素供給装置に付属する操作スイッチにより、可搬式窒素供給装置を起動し運転を行う。

なお、可搬式窒素供給装置を使用する際に接続する接続口は、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、原子炉建物の外壁により隔離される原子炉建物内及び原子炉建物外に複数箇所設置する設計とする。

本システムに関する系統概要図を図 3.9-1、本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表 3.9-1 に示す。

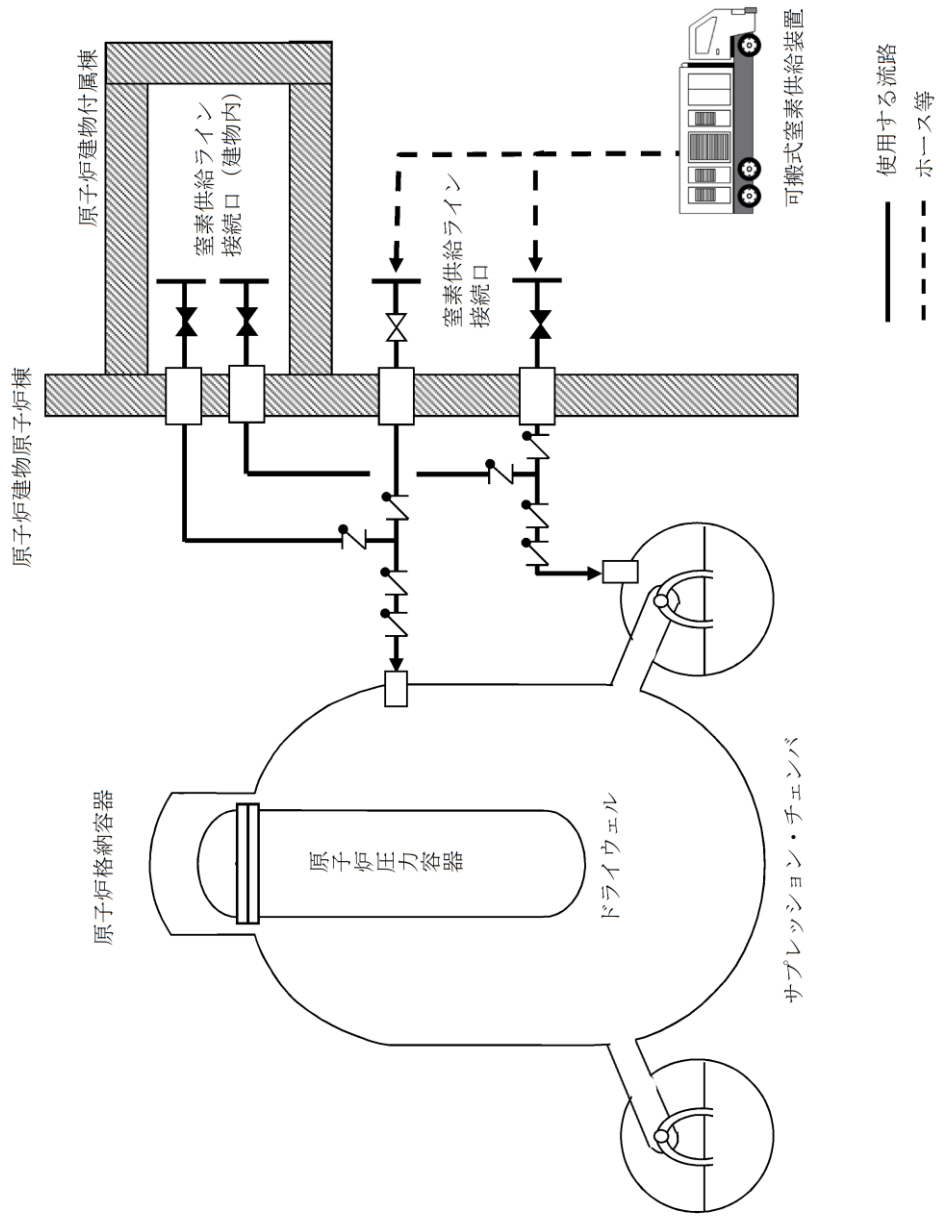


図 3.9-1 窒素ガス代替注入系 系統概要図

表 3.9-1 窒素ガス代替注入系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	可搬式窒素供給装置【可搬型】
付属設備	—
水源	—
排出元	—
流路	窒素ガス代替注入系 配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬】
注入先	原子炉格納容器【常設】
電源設備※ <sup>1</sup> (燃料補給設備を含む)	燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】
計装設備※ <sup>2</sup>	ドライウェル圧力 (S A) サプレッション・チェンバ圧力 (S A) ドライウェル温度 (S A) サプレッション・チェンバ温度 (S A) サプレッション・プール水温度 (S A) 格納容器酸素濃度 (B系) 格納容器酸素濃度 (S A)

※ 1 : 電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

※ 2 : 計装設備については「3.15 計装設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

### 3.9.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 可搬式窒素供給装置

種類	: 圧力変動吸着式 (P S A)
容量	: 約 100m <sup>3</sup> /h[normal]
窒素純度	: 約 99.9vol%
最高使用温度	: 60℃
供給圧力	: 0.6MPa 以上
個数	: 1 (予備 1)
設置場所	: 屋外
保管場所	: 第 1 保管エリア及び第 4 保管エリア

なお、電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」、計装設備については「3.15 計測設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

### 3.9.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.9.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は屋外の第1保管エリア及び第4保管エリアに保管し，重大事故等時に原子炉建物南側の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，屋外の環境条件及び荷重を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表3.9-2に示す設計とする。

可搬式窒素供給装置の操作は，可搬式窒素供給装置に付属の操作スイッチにより，想定される重大事故等時において設置場所から操作可能な設計とする。風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。また，降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策が取られた可搬式窒素供給装置を使用し，凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

(52-3, 52-9, 52-10)

表 3.9-2 想定する環境条件及び荷重条件（可搬式窒素供給装置）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波により機能が損なわれない設計とする。



(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置については、付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。可搬式窒素供給装置は付属の操作スイッチ及び操作に必要な弁を操作するにあたり、緊急時対策要員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、緊急時対策要員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

可搬式窒素供給装置は、接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具及び技量は必要とせず、簡便な結合金具による接続並びに一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。

操作が必要な弁については、屋外にあるため、操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

(52-3, 52-4, 52-9)

表 3.9-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
可搬式窒素供給装置	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作
AN I 代替窒素供給ライン元弁（D/W側）	弁閉→弁開	屋外	手動操作
AN I 代替窒素供給ライン元弁（S/C側）	弁閉→弁開	屋外	手動操作
AN I 建物内代替窒素供給ライン元弁（D/W側）	弁閉→弁開	原子炉建物付属棟 1 階	手動操作
AN I 建物内代替窒素供給ライン元弁（S/C側）	弁閉→弁開	原子炉建物付属棟 1 階	手動操作
ホース	ホース接続	屋外又は原子炉建物付属棟及びタービン建物内	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、表 3.9-4 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

可搬式窒素供給装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替え、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。また、上記の試験に加えて、発電用原子炉の運転中又は停止中に各接続口の弁開閉動作の確認が可能な設計とする。

運転性能の確認として、可搬式窒素供給装置の吐出圧力及び流量の確認を行うことが可能な設計とする。

ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂及び腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(52-5)

表 3.9-4 可搬式窒素供給装置の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中又は 停止中	機能・性能点検	可搬式窒素供給装置の運転性能（吐出圧力、流量）の確認、漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	可搬式窒素供給装置を分解し、部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は必要に応じて取替え
	外観検査	可搬式窒素供給装置及びホースの外観の確認
	車両検査	可搬式窒素供給装置の車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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っては、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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、本来の用途以外には使用しない。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置の移動、設置、起動操作については、図 3.9-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

(52-4)

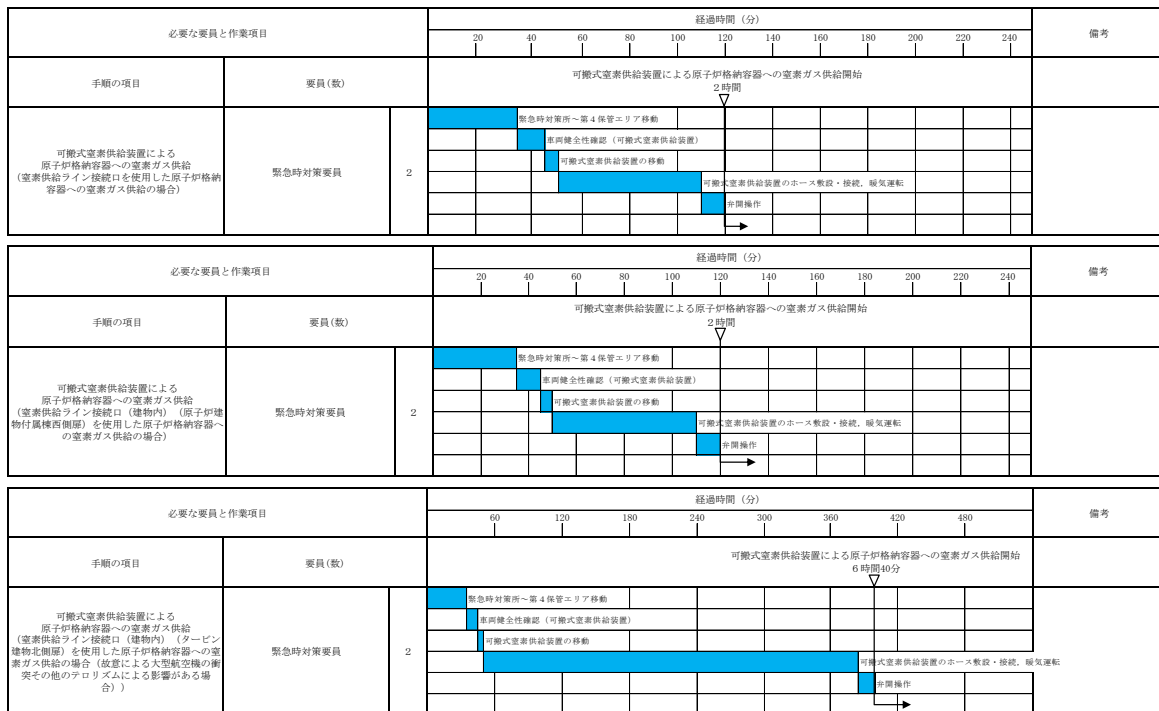


図 3.9-2 窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の不活性化 タイムチャート\*

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.9 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬式窒素供給装置は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬式窒素供給装置は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(52-3, 52-4, 52-5)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置の操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.9-5 に示す。このうち、可搬式窒素供給装置、ホースは屋外にあることから、操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。また、ANI 代替窒素供給ライン元弁（D/W側）及びANI 代替窒素供給ライン元弁（S/C側）については、屋外に設置されていることから、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

(52-3, 52-4, 52-9)

表 3.9-5 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
可搬式窒素供給装置	屋外設置位置	屋外設置位置
A N I 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)	屋外	屋外
A N I 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)	屋外	屋外
A N I 建物内代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)	原子炉建物付属棟 1 階	原子炉建物付属棟 1 階
A N I 建物内代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)	原子炉建物付属棟 1 階	原子炉建物付属棟 1 階
ホース	屋外又は原子炉建物付属棟及びタービン建物内	屋外又は原子炉建物付属棟及びタービン建物内

3.9.2.1.3.2 設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項一)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水の放射性分解によって発生する水素及び酸素濃度上昇の抑制が可能な窒素供給量を有する設計とする。

供給量としては、有効性評価シナリオ「水素燃焼」において、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値を採用した場合に、有効性が確認されている原子炉格納容器への供給量 100 m<sup>3</sup>/h[normal]を供給可能な設計とし、1 台使用する設計とする。

可搬式窒素供給装置は、重大事故等時において窒素供給に必要な容量を有するものを 1 セット 1 台使用する。保有数は、1 セット 1 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 2 台を分散して保管する。

(52-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置の接続箇所は、格納容器フィルタベント系への窒素ガスの供給にも使用することができるよう、可搬式窒素供給装置から来るホースと接続口について、簡便な接続方式である結合金具にすることに加え、接続口の口径を 50A に統一することで、確実に接続ができる設計とする。

(52-3, 52-9)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建物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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、原子炉建物の外から水又は電力を供給するものではないものの、原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する接続口は、重大事故等時の環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため、原子炉建物南側に 1 箇所及び原子炉建物附属棟内に 1 箇所設置する設計とする。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置の操作位置及び作業位置は屋外であり，想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが，仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること，線量を測定し線量が低い位置に配置することにより，これら設備の設置及び常設設備との接続が可能である。また，現場での接続作業に当たっては，簡便な結合金具による接続方式により，確実に速やかに接続が可能である。

(52-9)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は，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その他の条件を考慮し，発電所敷地内の第 1 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管する。

(52-3, 52-10)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、通常時は第1保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、保管場所から接続場所までの運搬経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。(『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照)

(52-11)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性(設置許可基準規則第43条第3項七)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、重大事故緩和設備として配備するものであるが、安全機能等を有する設備が設置されている原子炉建物と位置的分散を図り、発電所敷地内の第1保管エリア及び第4保管エリアに分散して配置する設計とする。

(52-3, 52-4, 52-9, 52-10)

3.9.2.2 格納容器フィルタベント系

3.9.2.2.1 設備概要

格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために使用する。

本システムは、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板及び遠隔手動弁操作機構、電源設備(常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備)、計測制御装置、流路である窒素ガス制御系、非常用ガス処理系及び格納容器フィルタベント系の配管及び弁並びにホース等、排出元である原子炉格

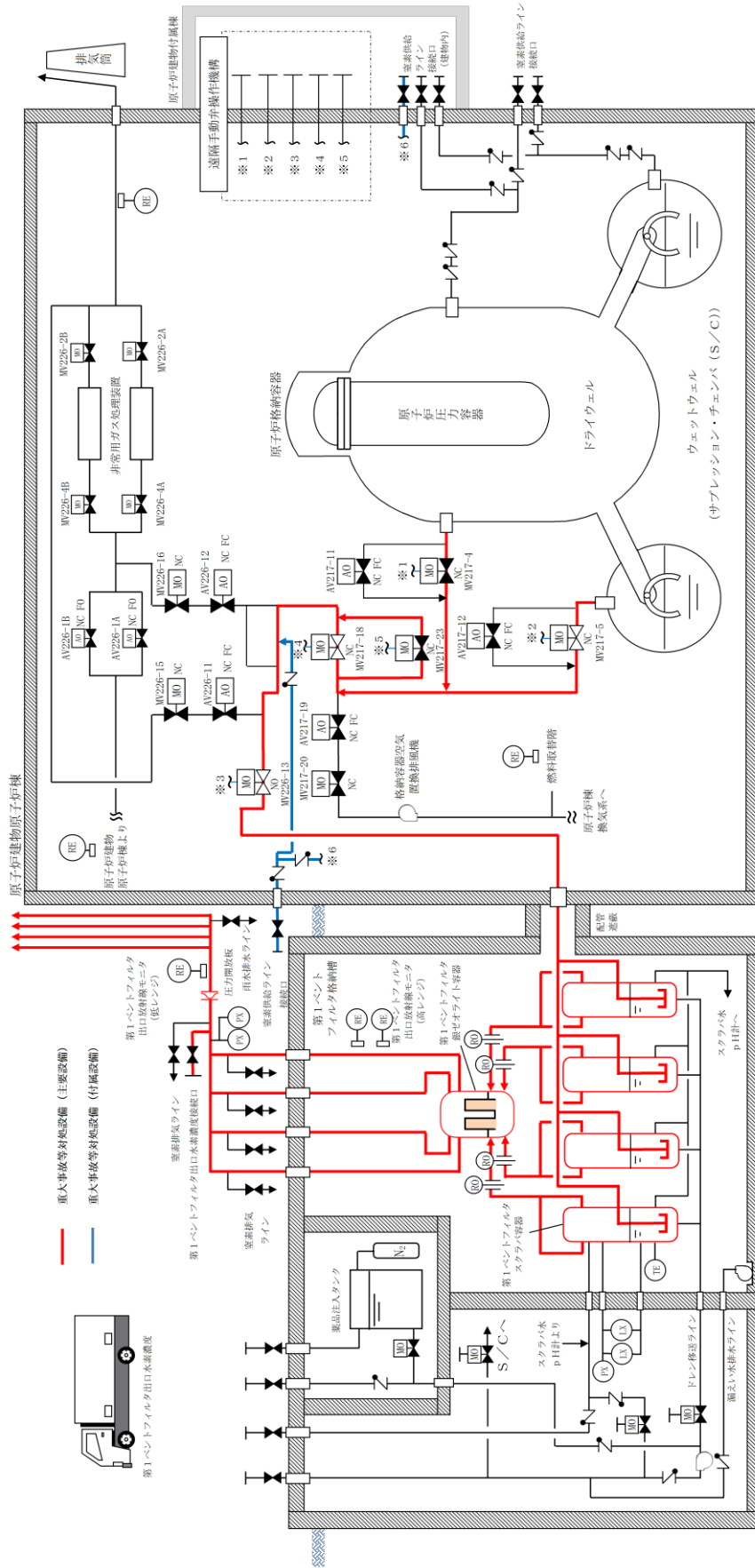


納容器（サブプレッション・チェンバ、真空破壊装置を含む。）で構成する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

本システムに関する系統概要図を図3.9-3、本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表3.9-6に示す。

格納容器フィルタベント系の詳細は、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第50条に対する設計方針を示す章）」で示す。また、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口水素濃度の詳細は、「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。



・電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第57条)に対する設置方針を示す章」で示す。  
 ・計測設備については「3.15 計測設備 (設置許可基準規則第58条)に対する設置方針を示す章」で示す。

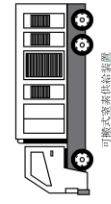


図 3.9-3 格納容器フィルタバント系 系統概要図

表 3.9-6 格納容器フィルタベント系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	第1ベントフィルタスクラバ容器【常設】 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器【常設】 圧力開放板【常設】 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）【常設】 第1ベントフィルタ出口水素濃度【可搬型】
付属設備	遠隔手動弁操作機構【常設】 可搬式窒素供給装置【可搬型】 第1ベントフィルタ格納槽遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】
水源	—
排出元	原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ，真空破壊装置を含む）【常設】
流路	窒素ガス制御系 配管・弁【常設】 非常用ガス処理系 配管・弁【常設】 格納容器フィルタベント系 配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬型】
注水先	—
電源設備※ <sup>1</sup> （燃料補給設備を含む。）	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA1コントロールセンタ【常設】

設備区分	設備名
	<p>S A 2 コントロールセンタ 【常設】</p> <p>S A 電源切替盤 【常設】</p> <p>重大事故操作盤 【常設】</p> <p>常設代替直流電源設備</p> <p>S A 用 115V 系蓄電池 【常設】</p> <p>S A 用 115V 系充電器 【常設】</p> <p>可搬型直流電源設備</p> <p>高圧発電機車 【可搬】</p> <p>S A 用 115V 系充電器 【常設】</p> <p>ガスタービン発電機用軽油タンク 【常設】</p> <p>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 【常設】</p> <p>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 【常設】</p> <p>タンクローリ 【可搬】</p> <p>上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。</p> <p>常設代替交流電源設備</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>燃料補給設備</p> <p>ガスタービン発電機用軽油タンク 【常設】</p> <p>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 【常設】</p> <p>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 【常設】</p> <p>タンクローリ 【可搬型】</p>
計装設備※ <sup>2</sup>	<p>スクラバ容器水位 【常設】</p> <p>スクラバ容器圧力 【常設】</p> <p>スクラバ容器温度 【常設】</p> <p>ドライウェル温度 (S A) 【常設】</p> <p>サプレッション・チェンバ温度 (S A) 【常設】</p> <p>ドライウェル圧力 (S A) 【常設】</p> <p>サプレッション・チェンバ圧力 (S A) 【常設】</p>

※ 1 : 単線結線図を補足説明資料 50-2 に示す。

電源設備については「3. 14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

※ 2 : 主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態

計装設備については「3. 15 計装設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

### 3.9.2.3 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備

#### 3.9.2.3.1 設備概要

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによる原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出する必要があることから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を目的として原子炉建物原子炉棟内に検出器を設置し、原子炉格納容器内のガスをサンプリングすることで原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）のサンプリング装置は、原子炉格納容器内のガスをサンプリングポンプにより吸い込み、除湿器でガスを処理した後、水素濃度検出器及び酸素濃度検出器により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する。

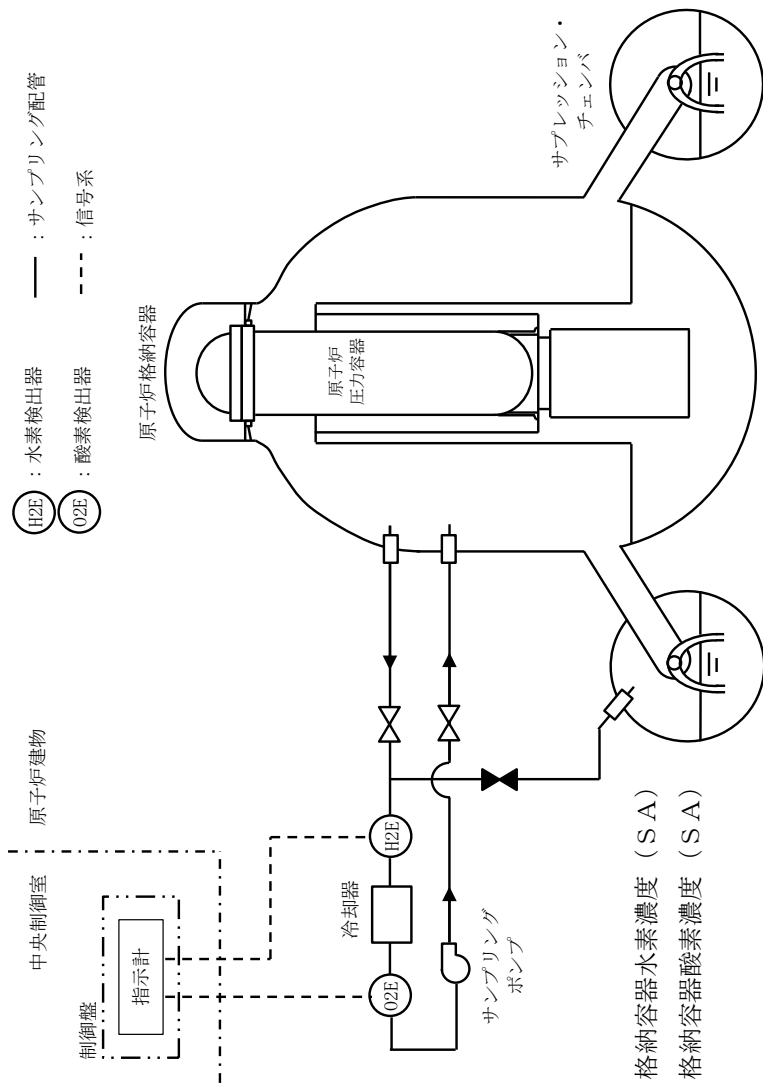
全交流動力電源喪失が発生した場合に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能であり、中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能である。

格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによる原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出する必要があることから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を目的として原子炉建物原子炉棟内に検出器を設置し、原子炉格納容器内のガスをサンプリングすることで原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する。

格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）のサンプリング装置は、原子炉格納容器内のガスをサンプリングポンプにより吸い込み、冷却器及び除湿器でガスを処理した後、水素濃度検出器及び酸素濃度検出器により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する。

全交流動力電源喪失が発生した場合は常設代替交流電源設備からの給電が可能であり、また、サンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却系による冷却機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却系による冷却により中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能である。

水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備（格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））に関する系統概要図を図 3.9-4, 5, 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.9-7 に示す。



電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針に示す章）」で示す。

図 3.9-4 水素濃度及び酸素濃度監視設備（格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A)）に関する系統概要図

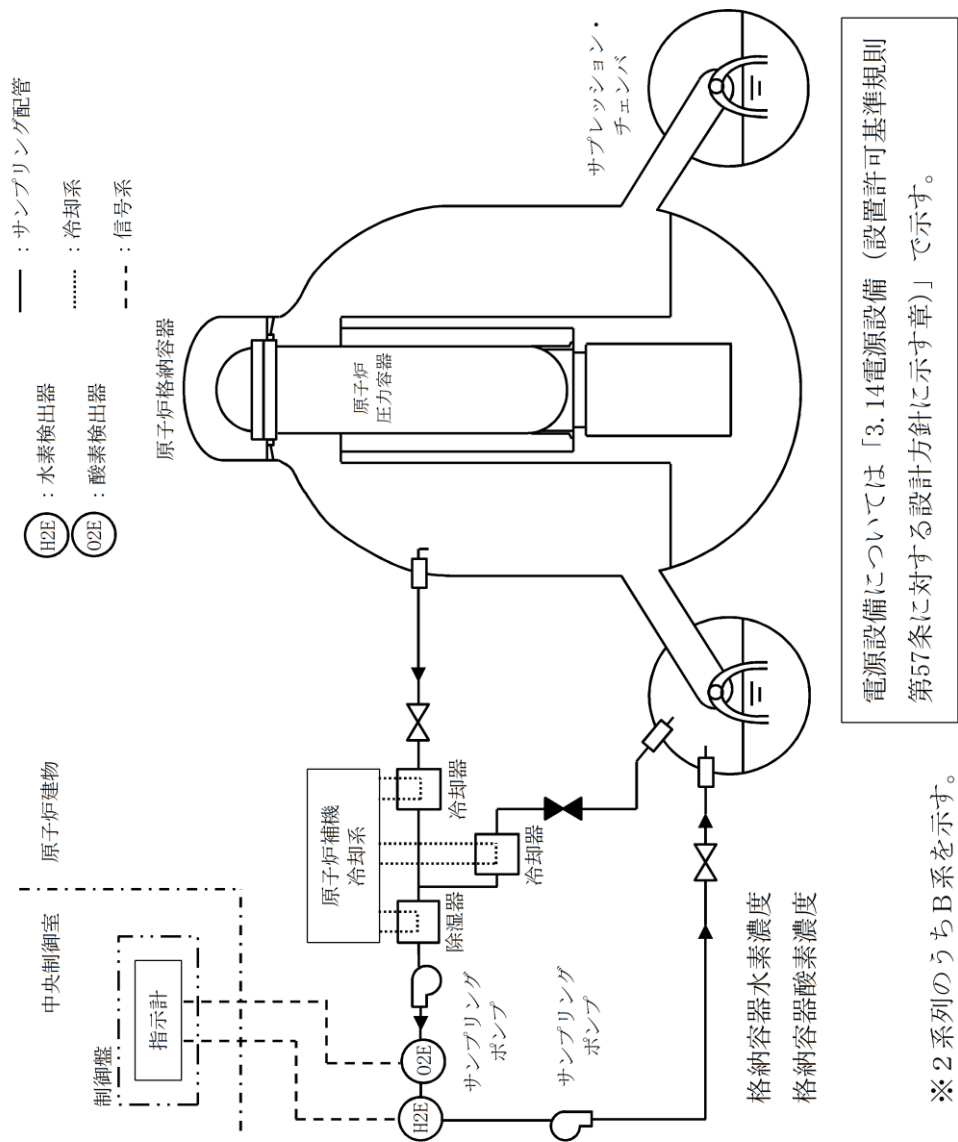


図 3.9-5 水素濃度及び酸素濃度監視設備（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））に関する系統概要図

表3.9-7 水素濃度及び酸素濃度監視設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	格納容器水素濃度（S A）【常設】 格納容器酸素濃度（S A）【常設】 格納容器水素濃度（B系）【常設】 格納容器酸素濃度（B系）【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備 <sup>*1</sup> （燃料補給設備を含む。）	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 S Aロードセンタ【常設】 S A 2コントロールセンタ【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】
計装設備	—
燃料補給設備	—



※1：単線結線図を補足資料52-2に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針に示す章）で示す。

### 3.9.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を表3.9-8 に示す。

表3.9-8 主要設備の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器水素濃度 (S A)	熱伝導式 水素検出器	0～100vol%	1	原子炉建物原子炉 棟中2階
格納容器酸素濃度 (S A)	磁気力式 酸素検出器	0～25vol%	1	原子炉建物原子炉 棟中2階
格納容器水素濃度 (B系)	熱伝導式 水素検出器	0～5vol%/ 0～100vol%	1	原子炉建物原子炉 棟3階
格納容器酸素濃度 (B系)	熱磁気風式 酸素検出器	0～5vol%/ 0～25vol%	1	原子炉建物原子炉 棟3階

なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.9.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.9.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、原子炉建物原子炉棟内に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、原子炉建物原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表3.9-9に示す設計とする。

表3.9-9 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉建物原子炉棟内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波により機能が損なわれない設計とする。

(52-3)

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は、想定される重大事故等時においてサンプリング方式による計測を実施し、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室の重大事故操作盤からスイッチ操作が可能な設計とする。

格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、通常時からサンプリング方式による計測を実施しており、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室のB-格納容器H<sub>2</sub>/O<sub>2</sub>濃度計盤からスイッチ操作が可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

以下の表 3.9-10 に操作対象機器を示す。

(52-3)

表 3.9-10 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
格納容器水素濃度 (S A) 格納容器酸素濃度 (S A) (サンプリング装置)	停止・起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作
格納容器水素濃度 (B系) 格納容器酸素濃度 (B系) (サンプリング装置)	停止・起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器水素濃度 (S A)、格納容器酸素濃度 (S A)、格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器酸素濃度 (B系) は、以下の表 3.9-11 に示すように発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認 (特性の確認) 及び校正が可能な設計とする。格納容器水素濃度 (S A)、格納容器酸素濃度 (S A)、格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器酸素濃度 (B系) のサンプリング装置は、発電用原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

表3.9-11 水素濃度及び酸素濃度監視設備の試験及び検査

機器名称	発電用原子炉 の状態	項目	内容
格納容器水素濃度 (S A) 格納容器酸素濃度 (S A) (サンプリング装置)	停止中	機能・ 性能試験	基準ガス校正 計器校正 運転性能, 漏えいの確認
		機能・ 性能試験	基準ガス校正 計器校正 運転性能, 漏えいの確認

機器名称	発電用原子炉 の状態	項目	内容
格納容器水素濃度（B系） 格納容器酸素濃度（B系） （サンプリング装置）	停止中	機能・ 性能試験	基準ガス校正 計器校正 運転性能，漏えいの確認
		機能・ 性能試験	基準ガス校正 計器校正 運転性能，漏えいの確認

(52-5)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器水素濃度（S A），格納容器酸素濃度（S A），格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は，想定される重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

(52-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器水素濃度（S A），格納容器酸素濃度（S A），格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は，他の設備と遮断器又はヒューズによる電氣的な分離を行うことで，他の設備に電氣的な悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器内水素濃度 (S A)、格納容器内酸素濃度 (S A)、格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器酸素濃度 (B系) の設置場所、操作場所を表 3.9-12 に示す。

格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) は、重大事故等時においてサンプリング方式による計測を実施し、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室にて操作を実施するため、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器酸素濃度 (B系) は、通常時からサンプリング方式による計測を実施しており、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室にて操作を実施するため、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

表 3.9-12 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
格納容器水素濃度 (S A) 格納容器酸素濃度 (S A) (サンプリング装置)	原子炉建物原子炉棟 中 2 階	中央制御室
格納容器水素濃度 (B系) 格納容器酸素濃度 (B系) (サンプリング装置)	原子炉建物原子炉棟 3 階	中央制御室

(52-3)

3.9.2.3.3.2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項一)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器水素濃度 (B系) は、炉心の著

しい損傷時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視できるように、0～100vol%を測定可能な設計とする。

格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）は、炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～3.0vol%）を監視できるように、0～25vol%を測定可能な設計とする。

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、その可燃限界濃度（水素濃度：4 vol%，酸素濃度：5 vol%）を測定できる設計とする。

(52-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器内水素濃度（B系）及び格納容器内酸素濃度（B系）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度と多様性を有する設計とし、検出器も位置的分散を図る設計とすることで、地震、火災、溢水等の共通要因故障

によって同時に機能を損なわれない設計とする。

また、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）の電源は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、設計基準事故対処設備を使用するものであり、電源については非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、サンプリングガスの冷却については、原子炉補機冷却系に対して多様性を有する原子炉補機代替冷却系から冷却水を供給が可能な設計とする。

(52-2, 52-3)

### 3.9.3 その他設備

#### 3.9.3.1 可燃性ガス濃度制御系

##### 3.9.3.1.1 設備概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスを再結合することにより水素濃度及び酸素濃度の抑制を行い、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。

なお、可燃性ガス濃度制御系については設計基準事故対処設備として設置するものであることから、炉心の著しい損傷が発生した場合に可燃性ガス濃度制御系を使用して原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を制御する運用については自主的な運用とする。

#### 3.9.3.2 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

##### 3.9.3.2.1 設備概要

格納容器水素濃度（A系）及び格納容器酸素濃度（A系）は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定し、指示値を中央制御室で監視できる設計とする。

なお、格納容器水素濃度（A系）及び格納容器酸素濃度（A系）については設計基準事故対処設備として設置するものであることから、重大事故等が発生した場合において格納容器水素濃度（A系）及び格納容器酸素濃度（A系）を使用して原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する運用については自主的な運用とする。

(52-12)

### 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】

#### 【設置許可基準規則】

(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)

第五十四条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第1項に規定する「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」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。

2 第1項に規定する「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」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。

b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。

3 第2項に規定する「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」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。

b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。

c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。

4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。

a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能である



こと。

b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。

c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。

### 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

#### 3.11.1 設置許可基準規則第54条への適合方針

想定事故1及び想定事故2において想定する燃料プールの水位の低下があった場合において、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、以下の設備を設ける（以下「第54条第1項対応」という）。

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当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するため、以下の設備を設ける（以下「第54条第2項対応」という）。ただし、臨界の防止については、以下の設備により設計基準対象施設である使用済燃料貯蔵ラックの形状を保持することで未臨界性を維持する。

(54-13)

#### (1) 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項～第3項）

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、第54条第1項対応の場合、大量送水車により代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の水をホース及び可搬型スプレイノズルを經由して燃料プールへ注水することで燃料プールの水位を維持可能な設計とする。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、第54条第2項対応の場合、大量送水車により代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））から水を、ホース及び可搬型スプレイノズルを經由して使用済燃料に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により、環境への放射性物質放出を可能な限り低減可能な設計とする。

#### (2) 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項～第3項）

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、第54条第1項対応の場合、大量送水車により代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の水をホース及び常設スプレイヘッドを經由して燃料プールへ注水することで燃料プールの水位を維持可能な設計とする。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、第54条第2項対応の場合、大量送水車により代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の水を、燃料プールスプレイ系配管及び常設スプレイヘッドを經由して使用済燃料に直接スプレイすることで、燃料プール近傍へアクセスすることなく屋外からの現場操作により、燃料損傷を緩和するとともに、スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により、環境への放射性物質放出を可能な限り低減可能な

設計とする。

(3) 大型送水ポンプ車及び関連設備（大気への拡散抑制）（設置許可基準規則解釈の第3項c))

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において大気への放射性物質の拡散を抑制可能な設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・大型送水ポンプ車
- ・放水砲

なお、本設備の詳細については「3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（設置許可基準規則第55条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(4) 燃料プールの監視設備の設置（設置許可基準規則解釈の第4項）

燃料プールの水位、水温及びプール上部の空間線量率について、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監視するため、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）を設置する。

また、燃料プールの状態を監視するため、燃料プール監視カメラ（SA）を設置する。

上記の計測設備は、代替電源設備からの給電が可能であり、中央制御室で監視可能な設計とする。

なお、燃料プール冷却系戻り配管からサイフォン現象によるプール水の漏えいが発生した場合に備え、燃料プール冷却系戻り配管の逆止弁にサイフォンブレイク配管を設け、サイフォンブレイク配管の開放端まで水位が低下した時点で、自動的にサイフォン現象の継続を停止させる設計とする。

(54-12)

また、燃料プール冷却系は、非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む）が機能喪失した場合でも、常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却系により燃料プール冷却系を用いて、燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器により、燃料プール内燃料体等から発生する崩壊熱を除熱できる設計とする。

なお、第54条第1項対応において、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自主対策設備として以下を整備する。

#### (5) 消火系による燃料プール注水の整備

消火系による燃料プールへの注水は、消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い、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、中央制御室から遠隔で操作し、消火ポンプを使用する場合はろ過水タンクを水源として、補助消火ポンプを使用する場合は補助消火水槽を水源として、消火系配管及び復水輸送系配管を経由して燃料プールへ注水する。

なお、第54条第2項対応において、燃料プール内の燃料体等の損傷を緩和し、臨界を防止するための自主対策設備として以下を整備する。

#### (6) ステンレス鋼板等による漏えい緩和の整備

燃料プールの水位が著しく低下した場合に、ステンレス鋼板を用いて燃料プール水の漏えいを緩和すると共に燃料プールの水位低下を緩和する。ステンレス鋼板は、寸法500mm×500mm、厚さ6mm、重量約12kgの仕様のもを燃料プールの設置される原子炉建物原子炉棟4階<sup>\*</sup>に保管する。(※保管場所は運用を考慮し今後変更となる場合がある。)

ただし、この手段では漏えいを緩和できない場合があること、重いステンレス鋼板を使用するため作業効率が悪いことから、今後得られた知見を参考に、より効果的な漏えい緩和策を取り入れていく。

以上の重大事故等対処設備により、燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、燃料プールを冷却することができる。

#### (7) 燃料プールスプレイ系の海水の利用

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）及び燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の水源である代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の淡水が枯渇した場合において、防波壁の内側に設置している取水槽より、大量送水車を用いて大量送水車に海水を直接送水できる設計とする。なお、海の利用については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.11.2 重大事故等対処設備

#### 3.11.2.1 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）

##### 3.11.2.1.1 設備概要

燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に、燃料プール内燃料体等を冷却し、臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として使用する。

また、大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール内燃料体等の著しい損傷を緩和、及び臨界の防止を目的として使用する。なお、燃料損傷時には燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減する。

本システムは、大量送水車、計測制御装置、水源である代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））、流路であるホース、可搬型スプレイノズル、注入先である燃料プール、及び燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ等から構成される。

本システムに関する重大事故等対処設備を表3.11-1に、本システム全体の概要図を図3.11-1に示す。

燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、第54条第1項対応の場合、大量送水車により水源である代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の水をホース及び可搬型スプレイノズルを経由して燃料プールへ注水することで燃料プールの水位を維持可能な設計とする。

燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、第54条第2項対応の場合、水源である代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の水を大量送水車によりホース及び可搬型スプレイノズルを経由して使用済燃料に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により、環境への放射性物質放出を可能な限り低減可能な設計とする。

本システムの操作に当たっては、ホース及び可搬型スプレイノズルの敷設によりシステム構成を行った後、屋外で大量送水車付属の操作スイッチにより大量送水車を起動し運転を行う。

大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし、燃料は燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。

・計測設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設置方針を示す章）」で示す。

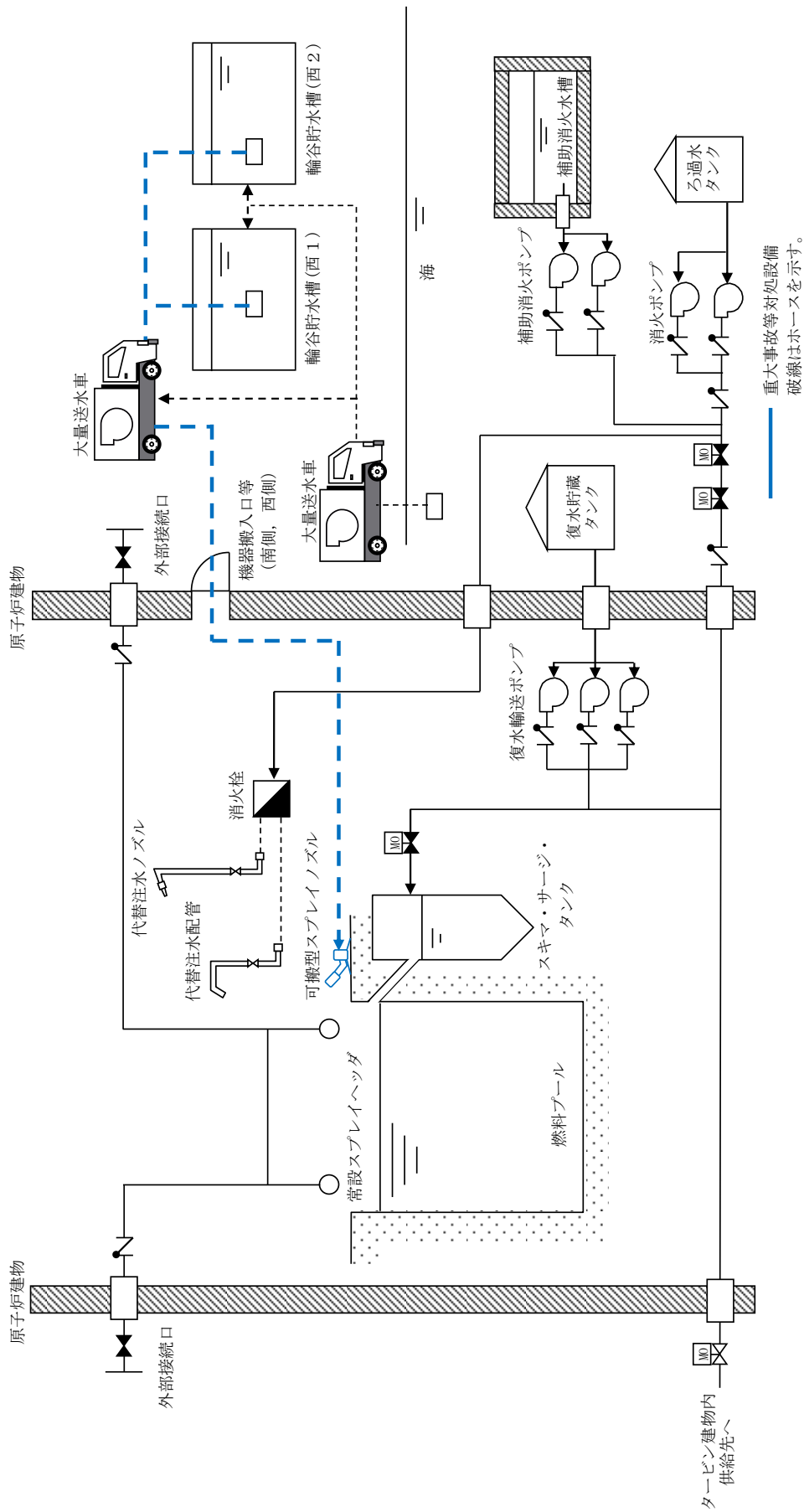


図 3.11-1 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル） 燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図

表 3.11-1 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	大量送水車【可搬型】 可搬型スプレイノズル【可搬型】
付属設備	可搬型ストレーナ【可搬型】
水源※ <sup>1</sup>	輪谷貯水槽（西1）【常設】 輪谷貯水槽（西2）【常設】
流路	ホース・弁【可搬型】
注水先	燃料プール（サイフォン防止機能を含む。）【常設】
電源設備（燃料補給設備を含む）	燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】
計装設備※ <sup>2</sup>	燃料プール水位・温度（SA）【常設】 燃料プール水位（SA）【常設】 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）【常設】 燃料プール監視カメラ（SA）【常設】 （燃料プール監視カメラ用冷却設備【常設】を含む。）

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた燃料プール内燃料体等の著しい損傷を緩和，臨界防止及び放射線の遮蔽対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態

計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.11.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 大量送水車

種類	: ディフューザ形
容量	: 168m <sup>3</sup> /h/台以上
吐出圧力	: 0.85MPa[gage]
最高使用圧力	: 1.6MPa[gage]
最高使用温度	: 40℃
台数	: 2 (予備1)
設置場所	: 屋外
保管場所	: 第2, 第3及び第4保管エリア
原動機出力	: 230kW

#### (2) 可搬型スプレイノズル

最高使用温度	: 40℃
数量	: 2 (予備1)
設置場所	: 原子炉建物原子炉棟4階
保管場所	: 原子炉建物原子炉棟1階及び原子炉建物原子炉棟2階

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。



### 3.11.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.11.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は，屋外の第2，第3及び第4保管エリアに保管し，重大事故等時に輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表3.11-2に示す設計とする。

大量送水車の操作は，付属の操作スイッチにより，想定される重大事故等時において設置場所から可能な設計とする。風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。

また，降水及び凍結により機能を損なうことのないよう，防水対策が取られた大量送水車を使用し，凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の可搬型スプレイノズルは原子炉建物原子炉棟内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建物原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能が有効に発揮することができるよう，以下の表3.11-3に示す設計とする。

(54-3, 54-4)

表 3.11-2 想定する環境条件及び荷重条件  
(大量送水車)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお，燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水時間を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，輪留め等を用いた転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.11-3 想定する環境条件及び荷重条件  
(可搬型スプレイノズル)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物原子炉棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお，燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建物原子炉棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を運転する場合は、大量送水車の移動、ホース及び可搬型スプレイノズルの敷設により系統構成を行った後、屋外で大量送水車の操作スイッチにより大量送水車を起動し、燃料プールへの注水を行う。

以上のことから、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の操作に必要な機器を表 3.11-4 に示す。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車については、大量送水車付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。

大量送水車付属の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセシビリティ及び操作性を考慮して十分な操作空間を確保することで基準に適合させる。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

大量送水車は、屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

屋外流路上の操作対象弁は、ハンドルによる手動操作が可能な設計とする。

ホース及び可搬型スプレイノズルの接続作業に当たっては、特殊な工具、及び技量は必要とせず、簡便な結合金具による接続方式により、確実に接続することができる設計とする。

(54-3, 54-4, 54-7)

表 3.11-4 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
大量送水車	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作
ホース及び可搬型スプレイノズル	ホース接続	屋外及び原子炉建物内	人力接続
可搬型バルブ	弁閉→弁開	屋外	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は、表 3.11-5 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能確認、分解検査、外観検査が可能な設計とする。

大量送水車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替え、車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とし、大量送水車、仮設流量計、ホースの系統構成で輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）へ送水する試験を行うテストラインを設けることで、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の機能・性能（吐出圧力、流量）及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）のホース及び可搬型スプレイノズルは、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査により機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食等がないことの確認が可能な設計とする。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の可搬型スプレイノズルは、発電用原子炉の運転中又は停止中に通気により、詰まり等がないことの確認が可能な設計とする。

(54-5)

表 3.11-5 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	大量送水車の運転性能（吐出圧力，流量）の確認，漏えいの確認
		可搬型スプレイノズルへの通気による機能・性能の確認
		弁開閉動作の確認
	分解検査	大量送水車を分解し，部品の表面状態を，試験及び目視により確認又は必要に応じて取替え
	外観検査	ホース及び可搬型スプレイノズル外観の確認
	車両検査	大量送水車の車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は，想定される重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

重大事故等への対処以外に通常時に使用する設備でないことから，図 3.11-2 で示すタイムチャートのとおり系統の切替えは発生しない。

(54-4)

必要な要員と作業項目		経過時間(分)																備考				
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160		170			
燃料プールのスプレイ系 〔可搬型スプレイノズル〕による 燃料プールへの注水及びスプレイ	中央制御室運転員 A	1	電報確認、燃料プール監視カメラ状態確認																			
	緊急時対策要員	6	緊急時対策所へ第3保管エリア移動※1																			
			初期検査性確認〔ホース接続〕																			
			注水準備〔ホース接続及び送水ヘッパ接続〕																			
	緊急時対策要員	6	注水準備〔送水ヘッパ・原子炉建屋原子炉建屋側〕※3																			
			注水準備〔送水ヘッパ・原子炉建屋側〕※3																			
			注水準備〔送水ヘッパ・原子炉建屋側〕※3																			
			注水準備〔送水ヘッパ・原子炉建屋側〕※3																			
	緊急時対策要員	6	緊急時対策所へ第3保管エリア移動※2																			
			初期検査性確認〔大流量注水、ホース接続〕																			
大流量注水準備																						
緊急時対策要員	6	注水準備〔ホース接続〕																				
		大流量注水運転、注水及びスプレイ開始〔大流量注水設備〕																				

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。  
 ※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で可能である。  
 ※3 原子炉建屋原子炉建屋側を使用した場合は、同様の時間と想定する。

図 3.11-2 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の  
タイムチャート

※：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.11 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は，通常時，接続先の系統と分離された状態で保管することで，他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。また，輪留めによる固定等を行うことで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）である可搬型スプレイノズルは，通常時，他設備と独立した状態で設置又は保管し，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(54-3, 54-4, 54-5)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の系統構成において操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.11-6 に示す。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車の起動及び屋外の操作対象弁の開操作は，線源からの離隔により，放射線量が高くなるおそれの少ない場所である屋外で実施可能な設計とする。なお，可搬型スプレイノズルの設置場所への据え付けが困難な環境時に備え，常設スプレイヘッダを設ける。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の可搬型スプレイノズルは現場へ据え付け後，現場での操作が不要な設計とする。

(54-3, 54-7)

表 3.11-6 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）操作対象機器  
設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
大量送水車	屋外設置位置	屋外設置位置
ホース及び可搬型スプレイノズル	屋外及び原子炉建物内	屋外及び原子炉建物内
可搬型バルブ	屋外設置位置	屋外設置位置



### 3.11.2.1.4 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は、第54条第1項及び第2項対応の場合に、必要な注水量又はスプレイ量を有する設計とする。

大量送水車は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失する事故シーケンスのうち、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故及びサイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、燃料プールの水位が低下する事故において、有効性が確認されている約48m<sup>3</sup>/hで注水可能な設計とする。燃料プールに注水する場合の大量送水車の揚程は、燃料プールに注水する場合の水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））と注水先（燃料プール）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管、ホース及び弁類圧損を考慮し、大量送水車で注水流量約48m<sup>3</sup>/h達成可能な設計とする。

大量送水車は、想定される重大事故等時において、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有するものとして、可搬型スプレイノズルを使用する場合は、大量送水車を1セット1台使用する。保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を分散して保管する。

大量送水車は、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、有効性が確認されている約48m<sup>3</sup>/hでスプレイ可能な設計とする。

燃料プールにスプレイする場合の大量送水車の揚程は、燃料プールにスプレイする場合の水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））とスプレイ先（燃料プール）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及びホース圧損を考慮し、スプレイ量約48m<sup>3</sup>/h達成可能な設計とする。

また、可搬型スプレイノズルは1台で燃料プール内燃料体にスプレイ可能な設計とする。

大量送水車は、想定される重大事故等時において、燃料プール内燃料体

等の損傷を緩和し、及び臨界を防止するために必要なスプレイ量を有するものとして、可搬型スプレイノズルを使用する場合は、大量送水車を1セット1台使用する。保有数は大量送水車2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を分散して保管する。

(54-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、常設設備と接続しない設計とする。

(54-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建物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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、常設設備と接続しない設計とする。

(54-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）である大量送水車は、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが、仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること、線量を測定し線量が低い位置に配置することにより、これら設備の設置が可能である。また、現場での接続作業に当たっては、簡便な結合金具による接続方式により、確実に速やかに接続が可能である。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）である可搬型スプレイノズルは、現場での据え付け後は、現場での操作が不要な設計とする。

また、可搬型スプレイノズルの設置場所への据え付けが困難な環境時に備え、常設スプレイヘッダを設ける。

(54-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、燃料プール冷却ポンプ、残留熱除去ポンプと位置的分散を図り、大量送水車は、発電所敷地内の津波の影響を受けない場所（第

2, 第3及び第4保管エリア)へ複数箇所に分散して保管する。

燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)である可搬型スプレイノズルは,常設スプレイヘッダと原子炉建物原子炉棟内の異なる場所に保管する。

(54-8)

(6) アクセスルートの確保(設置許可基準規則第43条第3項六)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については,「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)の大量送水車は,通常時は津波の影響を受けない場所の第2,第3及び第4保管エリアに分散して保管しており,想定される重大事故等が発生した場合においても,可搬型重大事故等対処設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう,迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する設計とする。(『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照)

燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)の可搬型スプレイノズルは,通常時は原子炉建物原子炉棟内に保管しており,その機能に期待できる環境時において,保管場所から接続場所までの運搬経路について,設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう,迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する設計とする。(『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照)

また,可搬型スプレイノズルの保管場所,接続場所へのアクセスが困難な環境時に備え,常設スプレイヘッダを設ける。

(54-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性(設置許可基準規則第43条第3項七)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プールスプレイ系の大量送水車は，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，燃料プール冷却ポンプ，残留熱除去ポンプと表 3.11-7 で示すとおり位置的分散を図るとともに，可能な限りの多様性を備えた設計とする。

(54-3, 54-4, 54-7, 54-8)

表 3.11-7 多様性又は多重性, 位置的分散

項目	設計基準対象施設		重大事故等対処設備
	燃料プール冷却系	残留熱除去系 (燃料プール冷却)	
注水端	燃料プールデファイユータ	残留熱除去系	燃料プールのスプレイス
駆動用空気	不要		可搬型スプレイノズル
潤滑油	油浴方式	水潤滑	不要
ポンプ	燃料プール冷却ポンプ	残留熱除去ポンプ	大量送水車
	原子炉建物原子炉棟中 2 階	原子炉建物原子炉棟地下 2 階	屋外
冷却水	原子炉補機冷却系及び原子炉補機海水系	原子炉補機冷却系及び原子炉補機海水系	不要
水源	燃料プール	サブプレッジョン・チェンバ	代替淡水源 (輪谷貯水槽 (西 1) 及び輪谷貯水槽 (西 2))
	原子炉建物原子炉棟 4 階	原子炉建物原子炉棟地下 2 階	屋外
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)		不要
	原子炉建物付属棟地下 2 階		不要

### 3.11.2.2 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）

#### 3.11.2.2.1 設備概要

燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に、燃料プール内燃料体等を冷却し、臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として使用する。

また、大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和、及び臨界の防止を目的として使用する。なお、燃料損傷時には燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減する。

本システムは、大量送水車、計測制御装置、水源である代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））、流路である燃料プールのスプレイ系配管、常設スプレイヘッド、注入先である燃料プール、及び燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ等から構成される。

本システムに関する重大事故等対処設備を表3.11-8に、本システム全体の概要図を図3.11-3及び図3.11-4に示す。

本システムは、第54条第1項対応（燃料プールへ注水する）の場合、大量送水車により、水源である代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））からホース、及び燃料プールのスプレイ系配管、常設スプレイヘッドを経由して燃料プールへ注水可能な設計とする。

また、本システムは第54条第2項対応の場合、水源である代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の水を、大量送水車により燃料プールのスプレイ系配管及び常設スプレイヘッドを経由して燃料プールへスプレイ可能な設計とする。

本システムの操作に当たっては、現場屋外での弁の操作、ホースの敷設によりシステム構成を行った後、屋外で大量送水車付属の操作スイッチにより大量送水車を起動し運転を行う。

大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし、燃料は燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。

大量送水車の接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、原子炉建物の異なる面（原子炉建物西側及び南側）隣接しない位置に設置することで位置的分散を図る設計とする。

・計測設備については「3.115 計測設備（設置許可基準規則第58条に対する設置方針を示す章）」で示す。

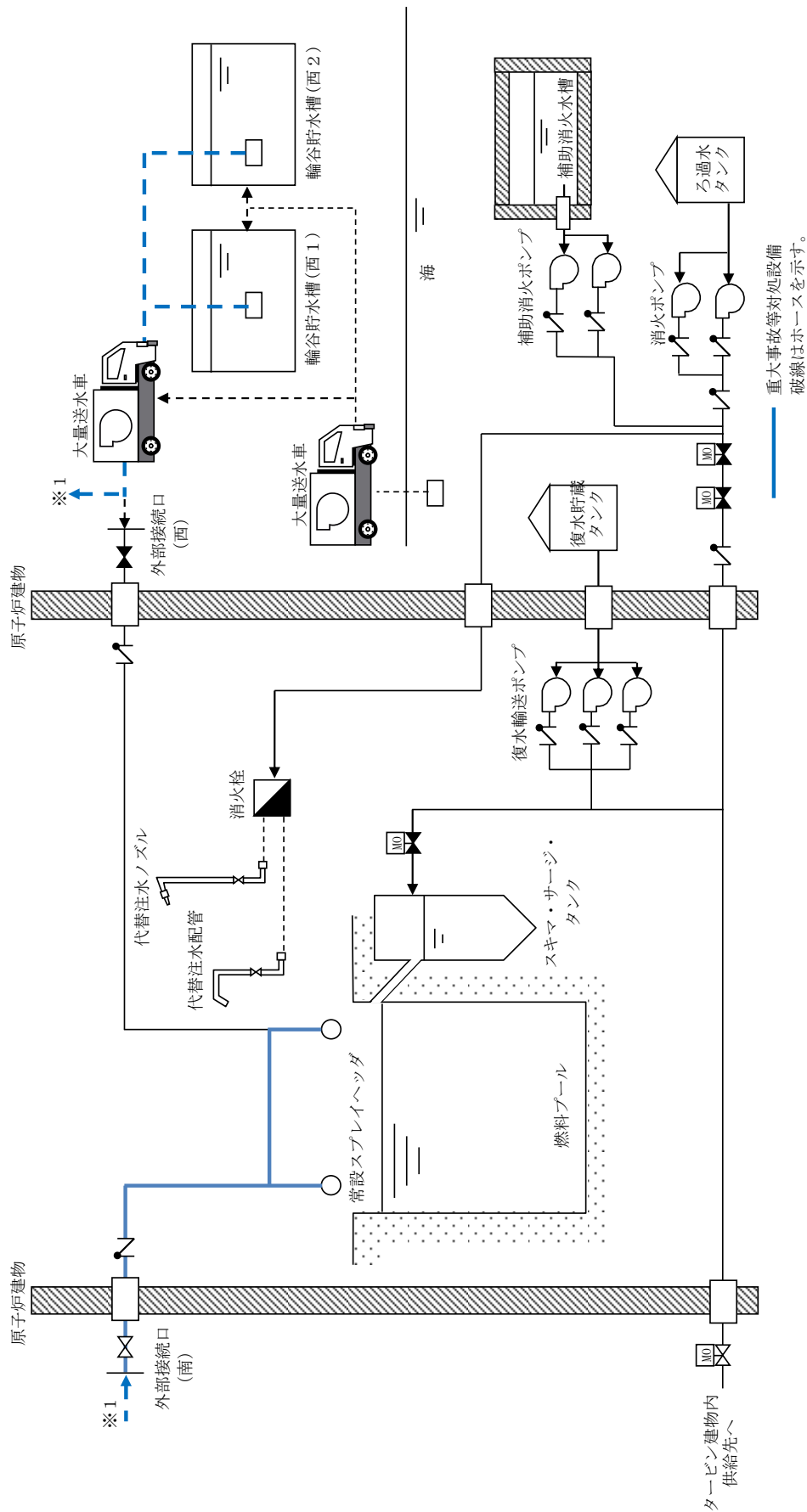


図 3.11-3 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図（A系）



・計測設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設置方針を示す章）」で示す。

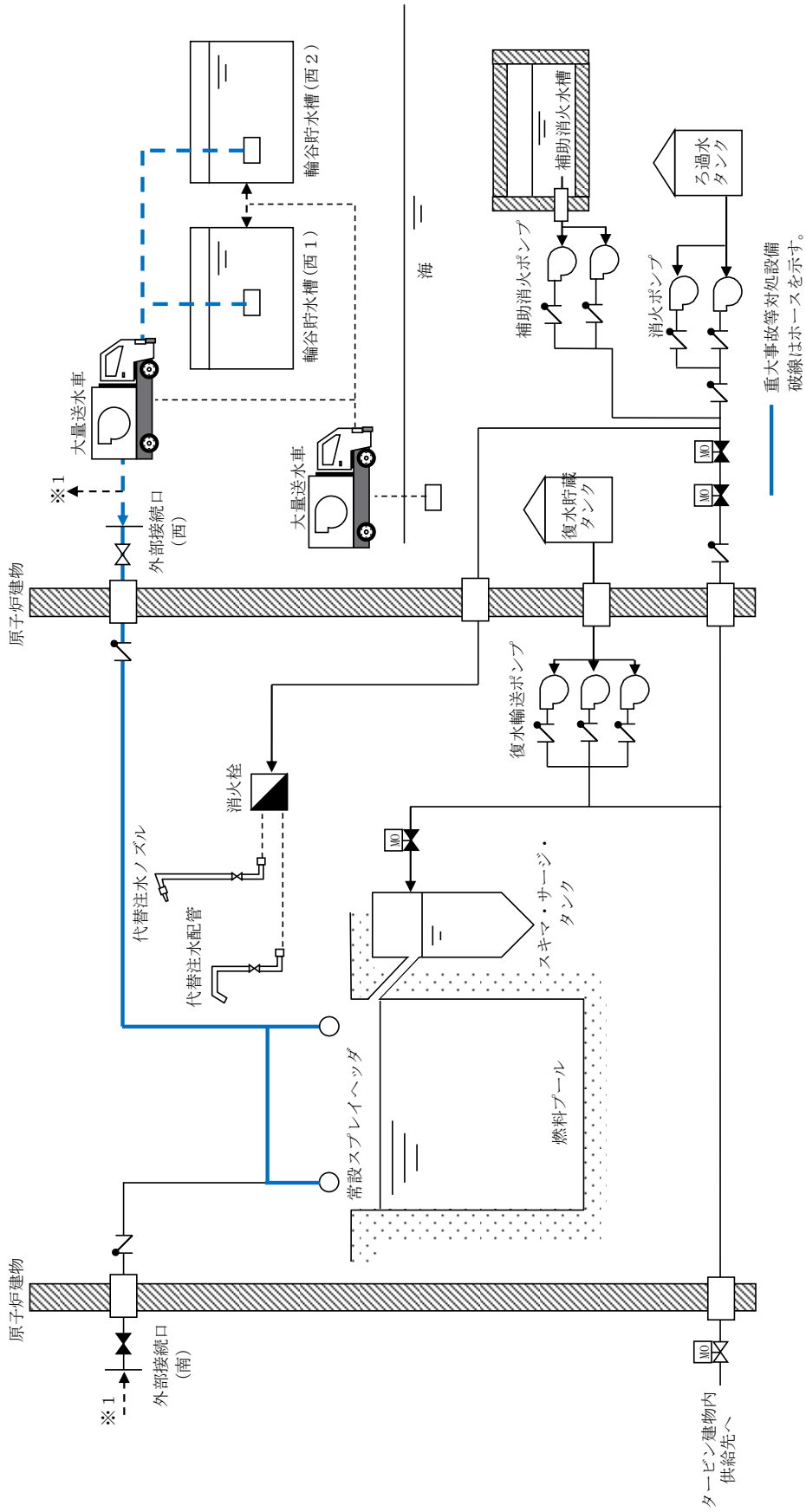


図 3.11-4 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図（B系）

表 3.11-8 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）に関する  
重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	大量送水車【可搬型】 常設スプレイヘッド【常設】
付属設備	可搬型ストレーナ【可搬型】
水源 <sup>※1</sup>	輪谷貯水槽（西1）【常設】 輪谷貯水槽（西2）【常設】
流路	ホース・接続口【可搬型】 燃料プールのスプレイ系配管・弁【常設】
注水先	燃料プール（サイフォン防止機能を含む。）【常設】
電源設備（燃料補給設備を含む）	燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】
計装設備 <sup>※2</sup>	燃料プール水位・温度（SA）【常設】 燃料プール水位（SA）【常設】 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）【常設】 燃料プール監視カメラ（SA）【常設】 （燃料プール監視カメラ用冷却設備【常設】を含む。）

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた燃料プール内燃料体等の著しい損傷を緩和、臨界防止及び放射線の遮蔽対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態

計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.11.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 大量送水車

種類	: ディフューザ形
容量	: 168m <sup>3</sup> /h/台以上
吐出圧力	: 0.85MPa[gage]
最高使用圧力	: 1.6MPa[gage]
最高使用温度	: 40℃
台数	: 2 (予備1)
設置場所	: 屋外
保管場所	: 第2, 第3及び第4保管エリア
原動機出力	: 230kW

#### (2) 常設スプレイヘッド

最高使用温度	: 66℃
数量	: 1
取付箇所	: 原子炉建物原子炉棟4階

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.11.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.11.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の大量送水車は，屋外の第2，第3及び第4保管エリアに保管し，重大事故等時に輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表3.11-9に示す設計とする。

大量送水車の操作は，付属の操作スイッチにより，想定される重大事故等時において設置場所から可能な設計とする。風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。

また，降水及び凍結により機能を損なうことのないよう，防水対策が取られた大量送水車を使用し，凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

(54-3, 54-4)

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の常設スプレイヘッドは原子炉建物原子炉棟内に設置している設備であることから想定される重大事故等時における原子炉建物原子炉棟内の環境条件を考慮し，その機能が有効に発揮することができるよう，以下の表3.11-10に示す設計とする。

(54-3, 54-4, 54-7)

表 3.11-9 想定する環境条件及び荷重条件  
(大量送水車)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお，燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水時間を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，輪留め等を用いた転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.11-10 想定する環境条件及び荷重条件  
(常設スプレイヘッド)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物原子炉棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお，燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建物原子炉棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）を運転する場合は、大量送水車の移動及びホース敷設により系統構成を行った後、屋外で大量送水車付属の操作スイッチにより大量送水車を起動し、S F P S A-注水ライン流量調整弁又は S F P S B-注水ライン流量調整弁の開操作を実施し燃料プールへの注水を行う。

以上のことから、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の操作に必要な機器を表 3.11-11 に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の大量送水車については、大量送水車付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。

大量送水車付属の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセシビリティ、操作性を考慮して十分な操作空間を確保することで基準に適合させる。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

大量送水車は、接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

操作対象弁については、接続口が設置されている屋外の場所から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具、及び技量は必要とせず、簡便な結合金具による接続方式により、確実に接続が可能な設計とする。また、ホースの接続については、接続方式を統一する設計とする。

(54-3, 54-4, 54-7)

表 3.11-11 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
大量送水車	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作
S F P S A - 注水ライン流量調整弁	弁閉→弁開	屋外接続口位置 (原子炉建物南側)	手動操作
S F P S B - 注水ライン流量調整弁	弁閉→弁開	屋外接続口位置 (原子炉建物西側)	手動操作
ホース	ホース接続	屋外	人力接続

(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) の大量送水車は、表 3.11-12 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能確認、弁動作試験、分解検査、外観検査が可能な設計とする。

燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) の大量送水車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替え、車両としての運転状態確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転又は停止中に、輪谷貯水槽 (西 1) 及び輪谷貯水槽 (西 2) を水源とし、大量送水車、仮設流量計、ホースの系統構成で輪谷貯水槽 (西 1) 及び輪谷貯水槽 (西 2) へ送水する試験を行うテストラインを設けることで、燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) の機能・性能 (吐出圧力、流量) 及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。なお、接続口から常設スプレイヘッドまでのラインについては、上記の試験に加えて、発電用原子炉の運転中及び停止中に接続口の弁開閉試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) のホース及び常設スプレイヘッドは、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査により機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食等がないことの確認が可能な設計とする。

燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) の常設スプレイヘッドは、発電用原子炉の運転中又は停止中に通気により、つまり等がないことの確認が可能な設計とする。

(54-5)

表 3.11-12 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	大量送水車の運転性能（吐出圧力，流量）の確認，漏えいの確認
		常設スプレイヘッドへの通気による機能・性能の確認
		弁開閉動作の確認
	分解検査	大量送水車を分解し，部品の表面状態を，試験及び目視により確認又は必要に応じて取替え
	外観検査	ホース及び常設スプレイヘッド外観の確認
	車両検査	大量送水車の車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(1) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）は，想定される重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

重大事故等への対処以外に通常時に使用する設備でないことから図 3.11-5 で示すタイムチャートのとおり系統の切り替えは発生しない。

(54-4)



必要な要員と作業項目		経過時間(分)														備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140			
手順の項目	要員(数)	燃料プールのスプレイ系(常設スプレイヘッド)による 2時間10分 燃料プールへの注水及びスプレイ																
燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド)による 燃料プールへの注水及びスプレイ	中央制御室運転員A	1	監視確認、燃料プール監視カメラ状態確認															
	緊急時対策要員	6	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1															【接続口開閉作業】 ホース運搬・敷設、送水ヘッド 運搬・接続等
			東河原健全性確認(ホース調整等)															
			送水準備(送水ヘッド～建物接続口)															
	緊急時対策要員	6	送水準備(送水ヘッド～建物接続口)															【取水室所蔵品作業】 大量送水車配置、ホース運搬・ 敷設、注水準備等
			緊急時対策所～第3保管エリア移動※2															
東河原健全性確認(大量送水車、ホース調整等)																		
大量送水車配置																		
送水準備(ホース敷設)																		
大量送水車起動、注水及びスプレイ開始(水張り・系統確認)																		

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。  
 ※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で可能である。

図 3.11-5 燃料プールのスプレイ系(常設スプレイヘッド)の  
 タイムチャート※

※: 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1. 11 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

燃料プールのスプレイ系(常設スプレイヘッド)の大量送水車は、通常時、接続先の系統と分離された状態で保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。また、輪留めによる固定等を行うことで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プールのスプレイ系(常設スプレイヘッド)の常設スプレイヘッドは、通常時、他設備と独立した状態で設置又は保管し、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(54-3, 54-4, 54-5)

(6) 設置場所(設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の系統構成において操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.11-13 に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の大量送水車の起動及び接続口との接続作業、並びに屋外の操作対象弁の開操作は、線源からの隔離により、放射線量が高くなるおそれの少ない場所である屋外で実施可能な設計とする。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の常設スプレイヘッドは現場での操作が不要な設計とする。 (54-3, 54-7)

表 3.11-13 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
大量送水車	屋外設置位置	屋外設置位置
S F P S A-注水ライン流量調整弁	屋外接続口位置（原子炉建物南側）	屋外接続口位置（原子炉建物南側）
S F P S B-注水ライン流量調整弁	屋外接続口位置（原子炉建物西側）	屋外接続口位置（原子炉建物西側）
ホース	屋外	屋外

### 3.11.2.2.4 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の常設スプレイヘッドは、流路として、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の大量送水車が、第54条第1項及び第2項対応の場合に、必要な注水流量又はスプレイ量を発揮する為に必要な容量を有する設計としている。これらの詳細については、3.11.2.2.5項に記載のとおりである。

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の常設スプレイヘッドは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

#### (3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ）の常設スプレイヘッダは、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、燃料プール冷却ポンプ、残留熱除去ポンプと表 3.11-14 で示すとおり位置的分散を図るとともに、可能な限りの多様性を備えた設計とする。

(54-3, 54-4, 54-7)

表 3.11-14 多様性又は多重性, 位置的分散

項目	設計基準対象施設			重大事故等対処設備
	燃料プール冷却系	残留熱除去系 (燃料プール冷却)	残留熱除去系	
注水端	燃料プールデیفューザ			燃料プールのスプレイ系 可搬型スプレイノズル 常設スプレイヘッド
駆動用空気	不要			不要
潤滑油	油浴方式	水潤滑		不要
ポンプ	燃料プール冷却ポンプ	残留熱除去ポンプ		大量送水車
	原子炉建物原子炉棟中2階	原子炉建物原子炉棟地下2階		屋外
冷却水	原子炉補機冷却系及び原子炉補機海水系	原子炉補機冷却系及び原子炉補機海水系		不要
水源	燃料プール		サプレッション・チェンバ	代替淡水源 (輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2))
	原子炉建物原子炉棟4階		原子炉建物原子炉棟地下2階	屋外
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)			不要
	原子炉建物付属棟地下2階			不要

### 3.11.2.2.5 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の大量送水車は、第54条第1項及び第2項対応の場合に、必要な注水流量又はスプレイ量を有する設計とする。

大量送水車は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失する事故シーケンスのうち、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故及びサイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、燃料プールの水位が低下する事故において、有効性が確認されている約48m<sup>3</sup>/hで注水可能な設計とする。

燃料プールに注水する場合の大量送水車の揚程は、燃料プールに注水する場合の水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））と注水先（燃料プール）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管、ホース及び弁類圧損を考慮し、大量送水車で注水流量約48m<sup>3</sup>/h確保可能な設計とする。

大量送水車は、想定される重大事故等時において、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有するものとして、常設スプレイヘッドを使用する場合は、大量送水車を1セット1台使用する。保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を分散して保管する。

大量送水車は、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、有効性が確認されている120m<sup>3</sup>/hでスプレイ可能な設計とする。

燃料プールにスプレイする場合の大量送水車の揚程は、燃料プールにスプレイする場合の水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））とスプレイ先（燃料プール）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管、ホース及び弁類圧損を考慮し、大量送水車でスプレイ量120m<sup>3</sup>/h達成可能な設計とする。

大量送水車は、想定される重大事故等時において、燃料プール内燃料体等の損傷を緩和し、及び臨界を防止するために必要なスプレイ流量を有す

るものとして、常設スプレイヘッダを使用する場合は、大量送水車を1セット1台使用する。保有数は1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を分散して保管する。

(54-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ）の大量送水車の接続箇所は、簡便な接続方式である結合金具による接続にすることに加え、接続口の口径を150Aに統一することで確実に接続ができる設計とする。

(54-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ）の大量送水車の接続箇所は、重大事故等時の環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため、接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。

接続口から常設スプレイヘッドまで鋼製配管でつながる「燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド使用）接続口」を原子炉建物南側に1箇所、原子炉建物西側に1箇所設置し、合計2箇所設置することで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。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の接続が困難な場合に備え、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を設ける。

(54-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）である大量送水車は、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが、仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること、線量を測定し線量が低い位置に配置することにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能である。また、現場での接続作業に当たっては、簡便な結合金具による接続方式により、確実に速やかに接続が可能である。

(54-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）である大量送水車は、地



震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、燃料プール冷却ポンプ、残留熱除去ポンプと位置的分散を図り、第2、第3及び第4保管エリアの複数箇所に分散して保管する。

(54-8)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第43条第3項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の大量送水車は、通常時は津波の影響を受けない場所（第2、第3及び第4保管エリア）に分散して保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、可搬型重大事故等対処設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する設計とする。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

(54-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の大量送水車は、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、燃料プール冷却ポンプ、残留熱除去ポンプと表 3.11-14 で示すとおり位置的分散を図るとともに、可能な限りの多様性を備えた設計とする。

注水端を常設スプレイヘッダとすることで、設計基準対象施設である燃料プールディフューザ及び重大事故等対処設備の可搬型スプレイノズルに対し多様性及び可能な限り位置的分散を図った設計とする。

(54-3, 54-4, 54-7, 54-8)

### 3.11.2.3 燃料プール冷却系

#### 3.11.2.3.1 設備概要

燃料プール冷却系は、非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む）が機能喪失した場合でも、常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却系を用いて、燃料プール内燃料体等から発生する崩壊熱を除熱することを目的として使用する。燃料プール冷却系は、燃料プール冷却ポンプ、燃料プール冷却系熱交換器、電源設備（常設代替交流電源設備）、計測制御装置及び、流路である燃料プール冷却系の配管及び弁から構成される。

本系統は燃料プールの水を燃料プール冷却ポンプにより燃料プール冷却系熱交換器等を経由して循環させることで、燃料プールを冷却できる設計とする。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器を搭載した移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、電源設備（常設代替交流電源設備、代替所内電気設備）、計測制御装置、流路である原子炉補機冷却系の配管及び弁、ホース、取水口、取水管、取水槽、及び燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ等から構成される。

移動式代替熱交換設備は、海水を冷却源としたプレート式熱交換器と移動式代替熱交換設備淡水ポンプで構成され、移動可能とするために熱交換器及び移動式代替熱交換設備淡水ポンプは車両に搭載する設計とする。

大型送水ポンプ車は、海を水源とし、移送式代替熱交換設備の熱交換器に送水することで、熱交換後の海水を海へ排水する。また、移動式代替熱交換設備の海水側配管及び大型送水ポンプ車の異物混入による機能低下を防ぐために、ストレーナを設置する。

移動式代替熱交換設備と大型送水ポンプ車を含む海水側配管は、ホースを接続することで流路を構成できる設計とする。また、移動式代替熱交換設備の淡水側配管については、ホースを移動式代替熱交換設備と原子炉建物の接続口に接続することで流路を構成できる設計とする。

原子炉補機代替冷却系の全体構成としては、移動式代替熱交換設備の移動式代替熱交換設備淡水ポンプにより、大型送水ポンプ車を用いて除熱された系統水を屋外の接続口を介して原子炉補機冷却系に送水し、燃料プール冷却系熱交換器で熱交換を行う系統設計とする。熱交換後の系統水は、原子炉補機冷却系から屋外の接続口及びホースを介し、移動式代替熱交換設備に戻る構成とし、熱交換器で除熱された系統水は再び原子炉補機冷却系を通じて燃料プール冷却系熱交換器に送水される。原子炉補機代替冷却系は、上記の循環冷却ラインを形成することで、系統水を除熱する。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備の淡水側において、燃料プール冷却系熱交換器で熱交換を行った系統水を移動式

代替熱交換設備により冷却及び送水し、再び燃料プール冷却系熱交換器で熱交換を行う循環冷却ラインを形成し、移動式代替熱交換設備の海水側において、大型送水ポンプ車により海水を取水し、移動式代替熱交換設備に送水することで淡水側との熱交換を行い、熱交換後の系統水を海へ排水する。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車により屋内の接続口を介して海水を原子炉補機冷却系に送水し、燃料プール冷却系熱交換器で熱交換を行う系統設計とする。熱交換後の海水は、原子炉補機冷却系から屋外の接続口を介し、海へ排水する。

大型送水ポンプ車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし、燃料は燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。

本系統は、現場での弁操作により系統構成を行った後、移動式代替熱交換設備に搭載された移動式代替熱交換設備淡水ポンプの操作スイッチ及び大型送水ポンプ車の車両に搭載された操作スイッチにより、現場での手動操作によって運転を行うものである。

燃料プール冷却系の系統概要図を図 3.11-6 及び図 3.11-7 に、原子炉補機代替冷却系の系統概要図を図 3.11-8 から図 3.11-10 に、本系統に属する重大事故等対処設備一覧を表 3.11-15 に示す。

(54-14)

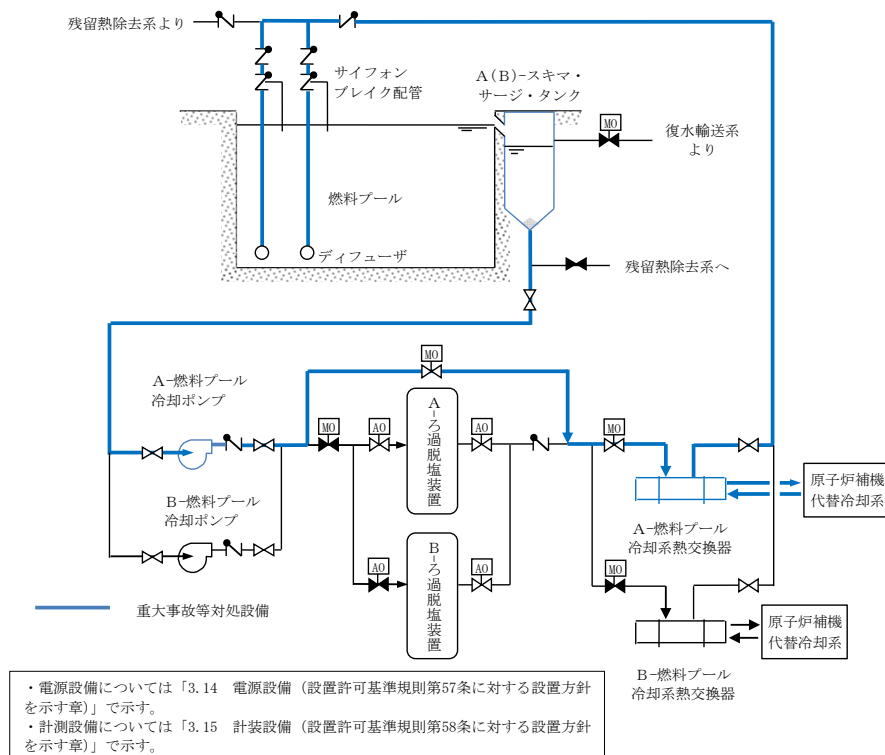


図 3.11-6 燃料プール冷却系 系統概要図 (A系)

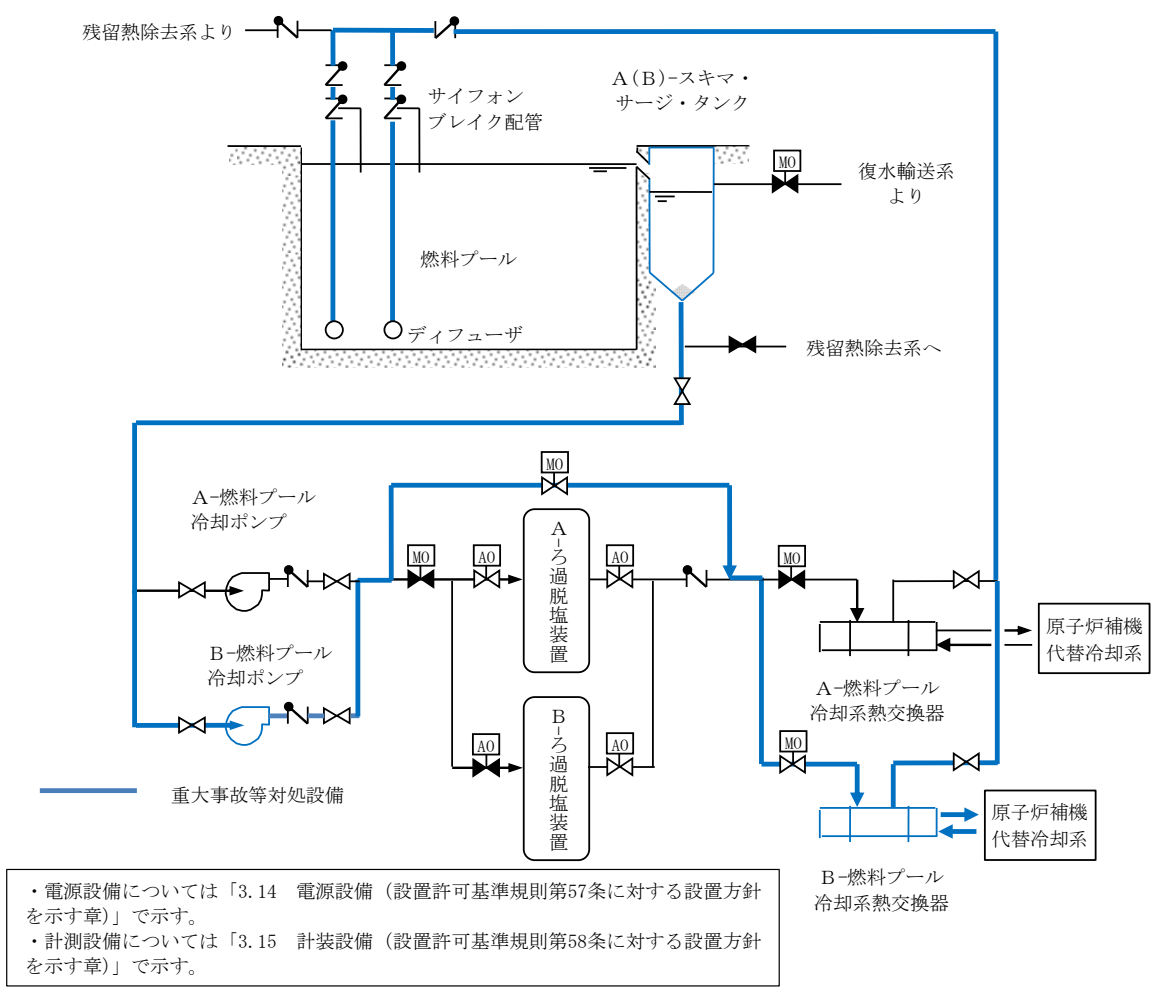


図 3.11-7 燃料プール冷却系 系統概要図 (B系)

・電源設備については「3.14. 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設置方針を示す章）」で示す。  
 ・計測設備については「3.15. 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設置方針を示す章）」で示す。

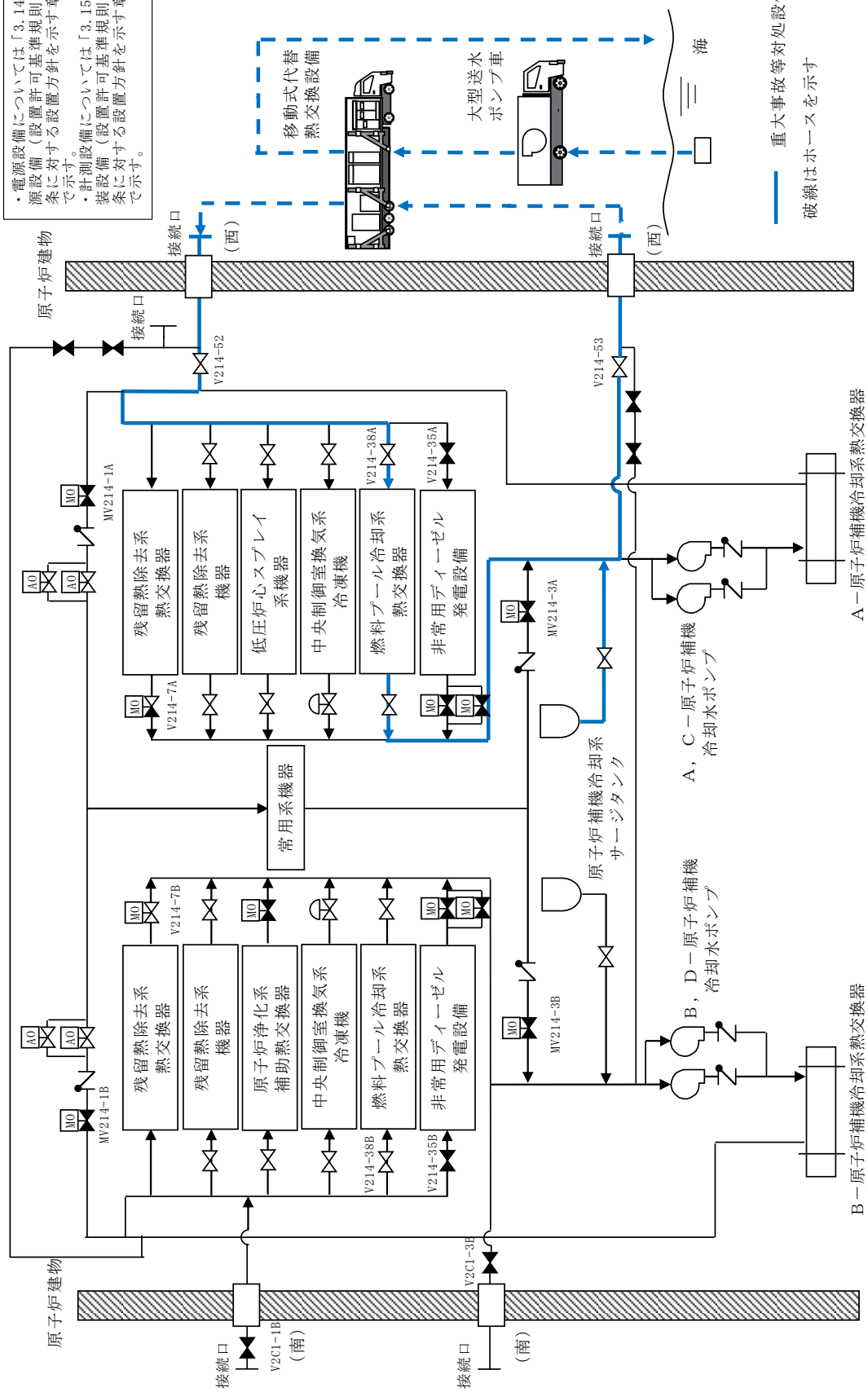
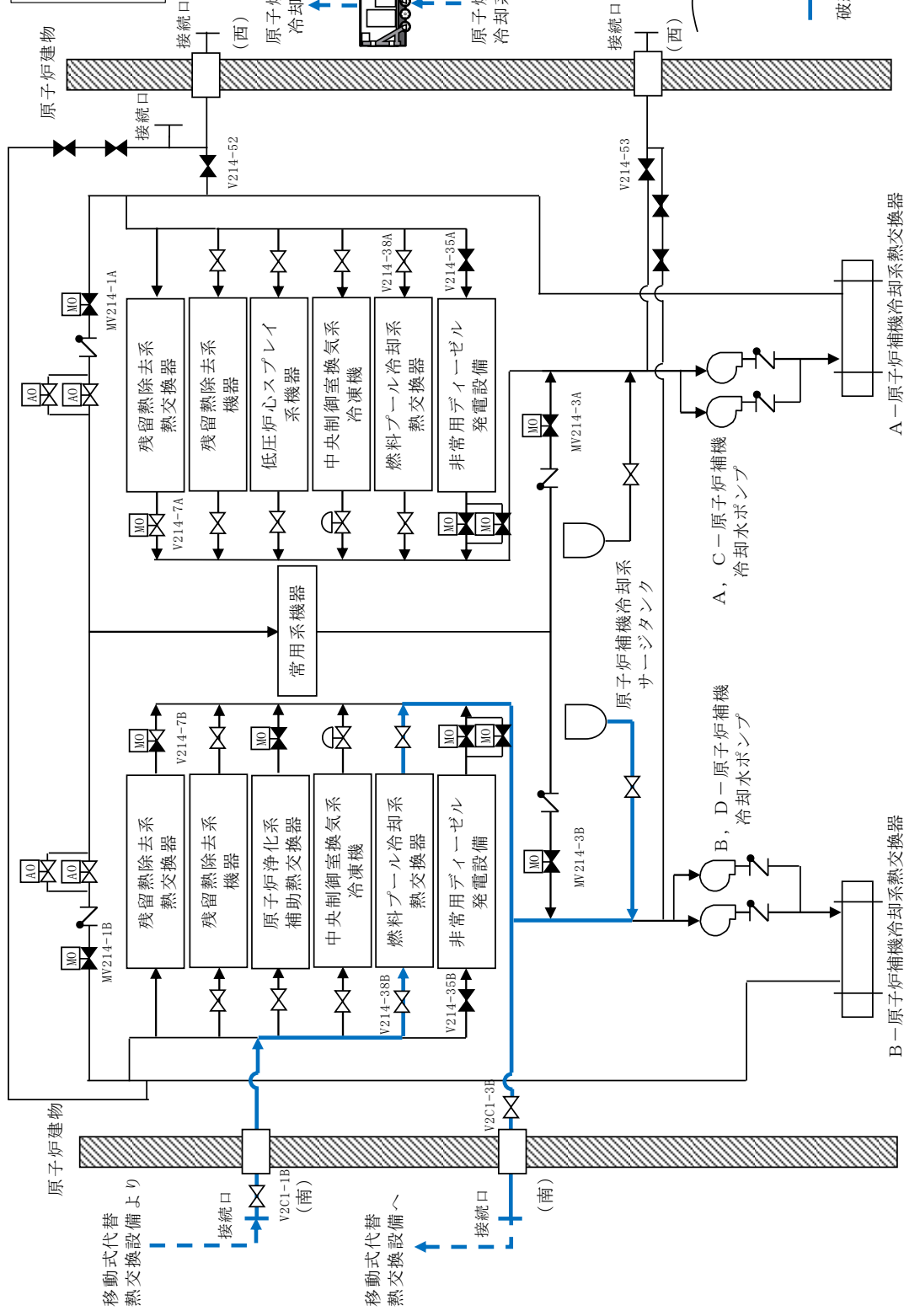


図 3.11-8 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (A系)

・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設置方針を示す章）」で示す。  
 ・計測設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第58条に対する設置方針を示す章）」で示す。



— 重大事故等対処設備  
 破線はホースを示す

図 3.11-9 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (B系)

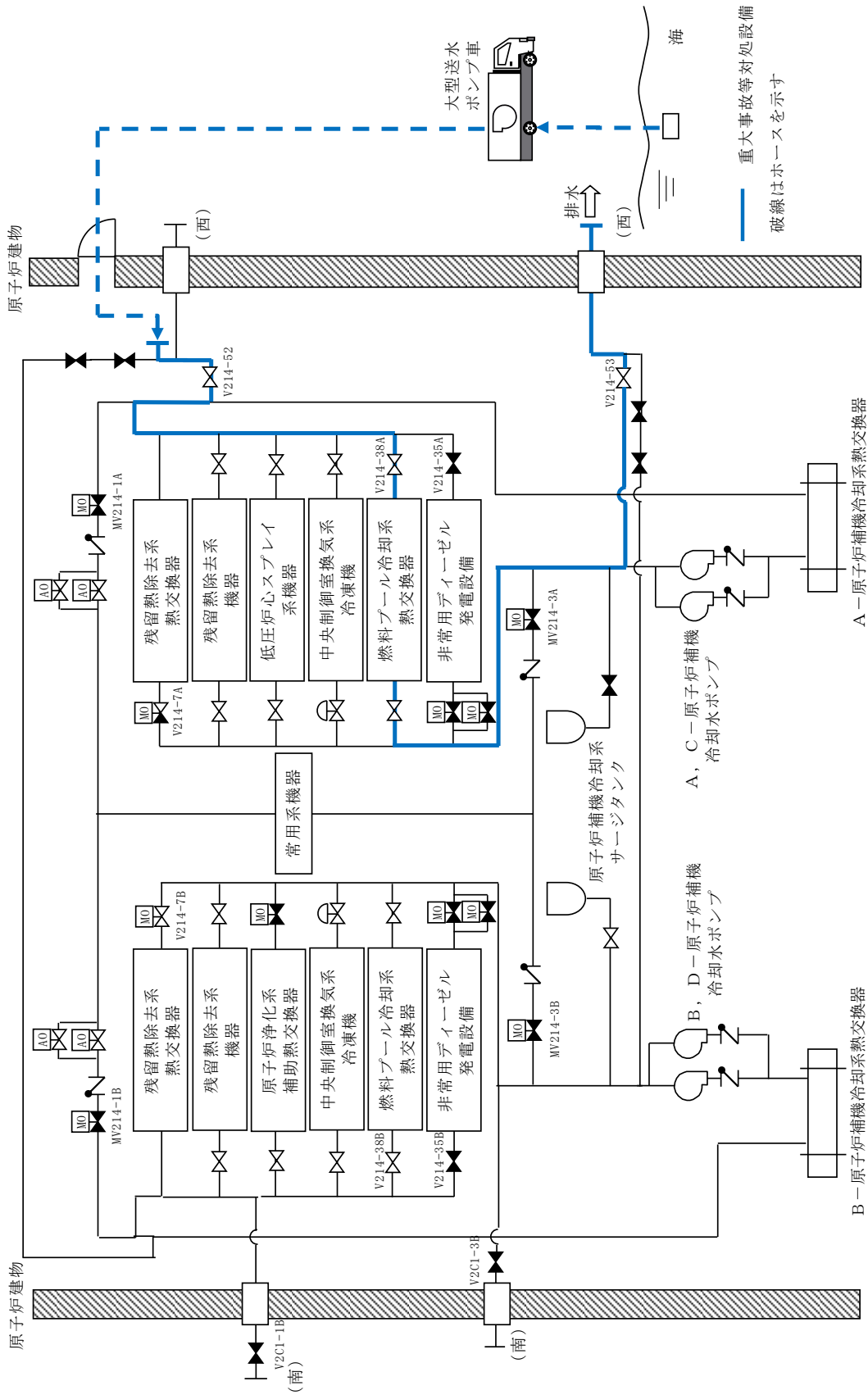


図 3.11-10 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (屋内の接続口を使用)



表 3.11-15 燃料プール冷却系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	燃料プール冷却ポンプ【常設】 燃料プール冷却系熱交換器【常設】 移動式代替熱交換設備【可搬型】 大型送水ポンプ車【可搬型】
付属設備	移動式代替熱交換設備ストレーナ【可搬型】
水源※ <sup>1</sup>	非常用取水設備 取水口【常設】 取水管【常設】 取水槽【常設】
流路	原子炉補機代替冷却系 配管・弁【常設】 原子炉補機冷却系 配管・弁【常設】 原子炉補機冷却系 サージタンク【常設】 燃料プール冷却系 配管・弁【常設】 燃料プール冷却系 スキマ・サージ・タンク【常設】 燃料プール冷却系 ディフューザ【常設】 ホース・接続口【可搬型】
注水先	燃料プール【常設】
電源設備※ <sup>2</sup> (燃料補給設備を含む。)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】
計装設備※ <sup>3</sup>	燃料プール水位・温度 (SA)【常設】 燃料プール水位 (SA)【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料54-2に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：主要設備を用いた燃料プール内燃料体等の著しい損傷を緩和、臨界防止及び放射線の遮蔽対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設

の状態

計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.11.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 燃料プール冷却ポンプ

種類	: ターボ形
容量	: 約 200m <sup>3</sup> /h/台
全揚程	: 約 88m
最高使用圧力	: 1.37MPa[gage]
最高使用温度	: 66℃
個数	: 1 (予備 1)
取付箇所	: 原子炉建物原子炉棟中 2 階
原動機出力	: 110kW

#### (2) 燃料プール冷却系 熱交換器

個数	: 1 (予備 1)
伝熱容量	: 約 1.9MW/基 (海水温度 30℃において)

#### (3) 移動式代替熱交換設備

個数	: 2 (予備 1)
最高使用圧力	: 淡水側 1.37MPa[gage]/海水側 1.00MPa[gage]
最高使用温度	: 淡水側 70℃/海水側 65℃
設置場所	: 屋外
保管場所	: 第 1, 第 3 及び第 4 保管エリア

#### 熱交換器

伝熱容量	: 約 23MW/組 (海水温度 30℃において)
伝熱面積	: 約 <input type="text"/> m <sup>2</sup> /組

#### 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ

種類	: うず巻形
容量	: 300m <sup>3</sup> /h/台
揚程	: 75m
最高使用圧力	: 1.37MPa[gage]
最高使用温度	: 70℃
原動機出力	: 110kW
個数	: 2

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(4) 大型送水ポンプ車

種類	: うず巻形
容量	: 1,800m <sup>3</sup> /h/台
吐出圧力	: 1.2MPa[gage]
最高使用圧力	: 1.4MPa[gage]
最高使用温度	: 40℃
個数	: 2 (予備 1)
設置場所	: 屋外
保管場所	: 第 1, 第 3 及び第 4 保管エリア
原動機出力	: 1,193 kW

なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.11.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.11.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は，原子炉建物原子炉棟内に設置される設備であることから，想定される重大事故等時における，原子炉建物原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.11-16に示す設計とする。

燃料プール冷却ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は，屋外の第1，第3及び第4保管エリアに保管し，重大事故等時に移動式代替熱交換設備は原子炉建物の接続口付近の屋外に設置し，大型送水ポンプ車は取水槽付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能が有効に発揮することができるよう，以下の表3.11-17の設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の操作は，移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の付属の操作スイッチにより，想定される重大事故等時において，設置場所から操作可能な設計とする。風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。また，降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策を行うとともに，凍結対策を行う。さらに，使用時に海水を通水する移動式代替熱交換設備内の一部及び大型送水ポンプ車は，海水の影響を考慮した設計とし，ストレーナにより異物の流入を防止する設計とする。

(54-3, 54-4, 54-7, 54-8)

表 3.11-16 想定する環境条件及び荷重条件  
(燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建物原子炉棟内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.11-17 想定する環境条件及び荷重条件  
(移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	使用時に海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、輪留め等を用いた転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール冷却ポンプの起動は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。また、系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

燃料プール冷却ポンプの操作は、中央制御室の操作スイッチにより遠隔操作可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉建物外部に設置している接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所である原子炉建物脇及び取水槽脇にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具、及び技量は必要とせず、簡便な結合金具による接続方式及びフランジ接続方式並びに一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。

また、付属の操作スイッチにより設置場所である原子炉建物脇において移動式代替熱交換設備及び取水槽脇において大型送水ポンプ車の操作を行う。付属の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

その他操作が必要な電動弁である F P C フィルタ入口弁、F P C フィルタバイパス弁、A - F P C 熱交入口弁、B - F P C 熱交入口弁については、中央制御室の操作スイッチによる操作が可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

表 3.11-18 に操作対象機器の操作場所を示す。（54-3, 54-4, 54-7）

表 3.11-18 操作対象機器設置場所

機器名称	状態変化	操作場所	操作方法
A-燃料プール冷却ポンプ	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
B-燃料プール冷却ポンプ	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
FPCフィルタ入口弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
A-FPC熱交入口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
B-FPC熱交入口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
FPCフィルタバイパス弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
移動式代替熱交換設備	起動停止	原子炉建物近傍	スイッチ操作
移動式代替熱交換設備淡水ポンプ	起動停止	原子炉建物近傍	スイッチ操作
大型送水ポンプ車	起動停止	取水槽近傍	スイッチ操作
RCW A-AHEF 供給配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物付属棟 1階	手動操作
RCW A-AHEF 戻り配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物付属棟 1階	手動操作
熱交換器ユニット流量調整弁	弁閉→弁開	移動式代替熱交換 設備内	手動操作
A-RCW常用補機冷却水入口切替弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
A-RCW常用補機冷却水出口切替弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
A-RHR熱交冷却水出口弁	弁閉→弁調整開	中央制御室	スイッチ操作
RCW A-DEG冷却水入口弁	弁開→弁閉	原子炉建物付属棟 地下2階	手動操作
AHEF B-供給配管止め弁	弁閉→弁開	屋外	手動操作
AHEF B-戻り配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物付属棟 1階	手動操作
B-RCW常用補機冷却水入口切替弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
B-RCW常用補機冷却水出口切替弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
B-RHR熱交冷却水出口弁	弁開→弁調整閉	中央制御室	スイッチ操作
RCW B-DEG冷却水入口弁	弁開→弁閉	原子炉建物付属棟 地下2階	スイッチ操作
ホース	ホース接続	屋外	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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。



(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール冷却系は、表 3.11-19 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験、弁動作試験、分解検査、外観検査が可能な設計とする。

燃料プール冷却ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

燃料プール冷却系熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中の試験・検査として、鏡板を取り外すことで内部構成部品の状態を試験及び目視により確認する分解検査が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の運転中又は停止中に、燃料プールを水源とし、燃料プール冷却ポンプを起動させ、FPCフィルタ入口弁、FPCフィルタバイパス弁、A-FPC熱交入口弁又はB-FPC熱交入口弁を操作することで、燃料プール冷却系ろ過脱塩器をバイパスした状態で、重大事故等対処設備として燃料プール冷却系の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

(54-5)

表 3.11-19 燃料プール冷却系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えいの確認、弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ及び熱交換器内部構成部品の表面状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ及び熱交換器外観の確認

原子炉補機代替冷却系は、表 3.11-20 に示すように発電用原子炉の停止中に、各機器の機能・性能検査、弁動作試験、分解検査及び外観検査が可能であり、発電用原子炉の運転中には弁動作試験が可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中又は停止中に車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。

発電用原子炉の停止中の試験・検査として、移動式代替熱交換設備のうち、熱交換器はフレームを取り外すことでプレート式熱交換器の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。移動式代替熱交換設備淡水ポンプは、ケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。大型送水ポンプ車は、ケーシングを

取り外すことでポンプ部品（主軸，軸受，羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。

運転性能の確認として，移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の流量，系統（ポンプ廻り）の振動，異音，異臭及び漏えいの確認を行うことが可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中の試験・検査として，系統を構成する弁は，単体で機能性能試験が可能な設計とする。

ホースの外観検査として，機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂，腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(54-5)

表 3.11-20 原子炉補機代替冷却系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両としての運転状態の確認
	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認又は取替え
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認 弁開閉動作の確認
	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認又は取替え
	外観検査	熱交換器，ポンプ及びホース外観の確認
	車両検査	車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は，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しない。

ただし，想定される重大事故等時においては，燃料プール冷却系ろ過脱塩器に通水しないことから，中央制御室のスイッチ操作により，F P C フィルタ入口弁，B-F P C 熱交入口弁又はA-F P C 熱交入口弁を閉操作

し、F P Cフィルタバイパス弁、A－F P C熱交入口弁又はB－F P C熱交入口弁を開操作することで、速やかに燃料プール冷却系ろ過脱塩器のバイパスラインに切り替えられる設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、本来の用途以外の用途には使用しない。なお、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む）から原子炉補機代替冷却系に切り替えるために必要な操作弁については、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続ラインのA H E F 供給配管止め弁及びA H E F 戻り配管止め弁、並びに熱交換器ユニット流量調整弁を開操作し、R C W常用補機冷却水入口切替弁とR C W常用補機冷却水出口切替弁を閉操作することで速やかに切り替えられる設計とする。なお、A H E F 供給配管止め弁、A H E F 戻り配管止め弁、熱交換器ユニット流量調整弁については、現場での手動操作が可能な設計とし、容易に操作可能とする。R C W常用補機冷却水入口切替弁とR C W常用補機冷却水出口切替弁については中央制御室での操作スイッチによる操作と共に、現場での手動操作も可能な設計とし、容易に操作可能とする。

これにより図 3. 11-11 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えが可能である。

(54-4)

必要な要員と作業項目		経過時間(分)						備考
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	
代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却系による燃料プール除熱	中央制御室運転員A	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却系による燃料プールの除熱 10分※1						
		電源確認	系統構成、ポンプ起動					

※1 燃料プール冷却系A系による燃料プール除熱を示す。また、燃料プール冷却系B系による燃料プール除熱については、除熱開始まで10分以内で可能である。

必要な要員と作業項目		経過時間(時間)								備考	
手順の項目	要員(数)	1	2	3	5	6	7	8			
原子炉補機代替冷却系による除熱 (原子炉建屋内接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)	中央制御室運転員A	1	電源確認						冷却水確保		
	現場運転員B, C	2	稼働、5A電源切替操作(5A系)※1	稼働、系統構成(非管理区域)							
	現場運転員D, E	2	稼働、系統構成(管理区域)								
	緊急時対策要員	12	緊急時対策用〜第4保管エリア稼働※2								緊急時対策要員4名で対応する。
			緊急時対応確認								
		3	稼働								緊急時対策要員4名で対応する。
			稼働式代替熱交換器への電源ケーブル接続								
			7時間20分								

※1：非常用コントロールセンター切替盤を使用する場合は、中央制御室運転員Aにて5分以内で可能である。

※2：第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は遅やかに対応できる。

必要な要員と作業項目		経過時間(時間)								備考	
手順の項目	要員(数)	1	2	3	5	6	7	8			
原子炉補機代替冷却系による除熱 (原子炉建屋内接続口を使用した補機冷却水確保の場合(地震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がある場合))	中央制御室運転員A	1	電源確認						冷却水確保		
	現場運転員B, C	2	稼働、5A電源切替操作(5A系)※1	稼働、系統構成(非管理区域)							
	現場運転員D, E	2	稼働、系統構成(管理区域)								
	緊急時対策要員	6	緊急時対策用〜第4保管エリア稼働※2								緊急時対策要員4名で対応する。
			緊急時対応確認								
		3	稼働								緊急時対策要員4名で対応する。
			代替送水ポンプ配管、取水準備								
			7時間								

※1：非常用コントロールセンター切替盤を使用する場合は、中央制御室運転員Aにて5分以内で可能である。

※2：第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は遅やかに対応できる。

図 3.11-11 燃料プール冷却系のタイムチャート※

※：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.11で示すタイムチャート(原子炉補機代替冷却系については代替循環冷却系使用時における原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む)による補機冷却水供給と同様の手順となることから1.5で示すタイムチャートを示す)

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第43条第1項五)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は, 設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備と大型送水ポンプ車は, 通常時はAHEF 供給配管止め弁及びAHEF 戻り配管止め弁を表 3.11-21 で示すとおり閉運用しておくことで, 接続先の系統と分離した状態で保管することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。

原子炉補機代替冷却系を用いる場合は, 弁操作によって, 通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また, 系統運転時には原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む)と原子炉補機代替冷却系を同時に使用しない運用とすることで, 相互の機能に悪影響を及ぼさない構成とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は, 輪留めによる固定等を行うことで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は, 飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

なお, 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は, 想定される重大事故等時において, 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱と残留熱除去系による発電用原子炉若しくは原子炉格納容器内の除熱又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を同時に使用するため, 各系統の必要な除熱量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

(54-3, 54-4, 54-5)

表 3.11-21 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
原子炉補機冷却系	AHEF 供給配管止め弁	手動	通常時閉
(原子炉補機海水系を含む)	AHEF 戻り配管止め弁	手動	通常時閉

(6) 設置場所(設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プール冷却系及び原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な機器の設置場所を表 3.11-22 に示す。これらは全て炉心損傷前の操作となり、想定される事故時における放射線量は高くなるおそれが少ないため操作が可能である。なお、屋外にホースを設置する場合は、放射線量を確認して、適切な放射線対策に基づき作業安全を確保した上で作業を実施する。

また、燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、原子炉建物原子炉棟内に設置されている設備であるが、中央制御室から操作可能な設計とすることにより、放射線による影響はない。

(54-3, 54-7)

表 3. 11-22 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
A-燃料プール冷却ポンプ	原子炉建物原子炉棟中2階	中央制御室
B-燃料プール冷却ポンプ	原子炉建物原子炉棟中2階	中央制御室
FPCフィルタ入口弁	原子炉建物原子炉棟中2階	中央制御室
A-FPC熱交入口弁	原子炉建物原子炉棟3階	中央制御室
B-FPC熱交入口弁	原子炉建物原子炉棟3階	中央制御室
FPCフィルタバイパス弁	原子炉建物原子炉棟3階	中央制御室
移動式代替熱交換設備	原子炉建物近傍	原子炉建物近傍
移動式代替熱交換設備淡水ポンプ	原子炉建物近傍	原子炉建物近傍
大型送水ポンプ車	取水槽近傍	取水槽近傍
RCW A-AHEF供給配管止め弁	原子炉建物附属棟1階	原子炉建物附属棟1階
RCW A-AHEF戻り配管止め弁	原子炉建物附属棟1階	原子炉建物附属棟1階
熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット内	熱交換器ユニット内
A-RCW常用補機冷却水入口切替弁	原子炉建物附属棟地下1階	中央制御室
A-RCW常用補機冷却水出口切替弁	原子炉建物附属棟2階	中央制御室
A-RHR熱交冷却水出口弁	原子炉建物原子炉棟2階	中央制御室
RCW A-DEG冷却水入口弁	原子炉建物附属棟地下2階	原子炉建物附属棟地下2階
AHEF B-供給配管止め弁	屋外	屋外
AHEF B-戻り配管止め弁	原子炉建物附属棟1階	原子炉建物附属棟1階
B-RCW常用補機冷却水入口切替弁	原子炉建物附属棟地下1階	中央制御室
B-RCW常用補機冷却水出口切替弁	原子炉建物附属棟2階	中央制御室
B-RHR熱交冷却水出口弁	原子炉建物原子炉棟2階	中央制御室
RCW B-DEG冷却水入口弁	原子炉建物附属棟地下2階	原子炉建物附属棟地下2階
ホース	ホース接続	屋外

### 3.11.2.3.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としてのポンプ流量及び伝熱容量が、想定される重大事故等時において、燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除去するために必要なポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

燃料プール内に貯蔵する使用済燃料が有する崩壊熱量は、保管期間が最も短いもので原子炉からの取り出し後50日が経過した燃料が存在する場合の崩壊熱量である約2.2MWとし、燃料プール冷却ポンプは1台で運転し、熱交換器1基に原子炉補機代替冷却系の冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。

燃料プール冷却系熱交換器の容量は、重大事故等対処設備として使用する場合における熱交換量が燃料プール水温約65℃の場合において約2.9MWであるが、重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積に対して、設計基準対象施設として想定する条件での必要伝熱面積が大きいことから、設計基準対象施設としての海水温度30℃、燃料プール水温52℃の場合の熱交換量約1.9MWとする。

(54-6)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。



燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器に対して多重性又は多様性，位置的分散を図る設計としている。

また、重大事故等対処設備として使用する場合の燃料プール冷却ポンプは常設代替交流電源設備からの給電により駆動することで、残留熱除去系及び燃料プール冷却系の冷却機能並びに残留熱除去系の補給機能として使用する場合の、非常用交流電源設備により駆動する残留熱除去ポンプ及び燃料プール冷却ポンプに対して多様性を有する設計とする。

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器の多様性又は、多重性，位置的分散について、表 3.11-23 に示す。

表 3.11-23 多様性又は多重性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故等対処設備
ポンプ	A, B-残留熱除去ポンプ	A, B-燃料プール冷却ポンプ	A, B-燃料プール冷却ポンプ
	原子炉建物原子炉棟地下 2 階	原子炉建物原子炉棟中 2 階	原子炉建物原子炉棟中 2 階
熱交換器	A, B-残留熱除去系熱交換器	A, B-燃料プール冷却系熱交換器	A, B-燃料プール冷却系熱交換器
	原子炉建物原子炉棟 1 階	原子炉建物原子炉棟 3 階	原子炉建物原子炉棟 3 階
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む）の海水系に対して

独立性を有するとともに、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車から原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む）に対して独立性を有する設計とする。

(54-2, 54-3, 54-4)

### 3.11.2.3.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、燃料プールの冷却機能が喪失した場合にあって、燃料プール冷却ポンプが起動可能な状況において、燃料プール冷却系熱交換器の冷却水として、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備1セット1台と大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。

移動式代替熱交換設備の容量は熱交換容量約23MWとして、大型送水ポンプ車の容量は1,800m<sup>3</sup>/hとして設計し、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」のシナリオにおいて原子炉補機代替冷却系を用いて残留熱除去系によるサプレッション・プール水冷却モード運転を行った場合、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」のシナリオにおいて残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて残留熱代替除去系による格納容器スプレイの運転を行った場合に、同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果を確保可能な設計とする。

また、移動式代替熱交換設備の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。大型送水ポンプ車の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

(54-6)

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

##### (i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用

原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。)と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備を接続するためのホースは、屋外の接続口と口径を統一し、かつフランジ構造とすることで、常設設備と確実に接続ができる設計とする。

また、原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車を接続するためのホースは、移動式代替熱交換設備の接続口及び屋内の接続口と口径を統一しかつ簡便な接続方式である結合金具による接続とすることで、確実に接続ができる設計とする。

(54-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続ができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続箇所である接続口は、重大事故等時の環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため、接続口をそれぞれ互いに異なる位置的分散された複数の場所に設ける設計とする。具体的には原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む）A系に接続する接続口と、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む）B系に接続する接続口をそれぞれ設けることとし、原子炉建物南側屋外に1箇所、原子炉建物西側屋外に1箇所、原子炉建物内に1箇所、合計3箇所設置することで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。

(54-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、炉心損傷後の格納容器ベントを実施していない状況で屋外使用する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが、仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとることにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。また、現場での接続作業に当たって、簡便な結合金具による接続方式及びフランジ接続方式により、確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(54-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、原子炉補機冷却水ポンプ及び格納容器フィルタベント系と位置的分散を図り、発電所敷地内の津波の影響を受けない場所にある第 1，第 3 及び第 4 保管エリアの複数箇所分散して保管する。

(54-8)

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、通常時は津波の影響を受けない場所にある第 1、第 3 及び第 4 保管エリアに分散して保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、保管場所から接続場所までの運搬経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

(54-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、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、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む）と表 3.11-24 で示すとおり多様性、位置的分散を図る設計とする。

(54-2, 54-3, 54-4, 54-7, 54-8)

表 3.11-24 多様性又は独立性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む）	原子炉補機代替冷却系	
ポンプ （淡水）	原子炉補機冷却水ポンプ	移動式代替熱交換設備 （移動式代替熱交換設備淡水ポンプ）	
	原子炉建物付属棟 1 階	第 1，第 3 及び第 4 保管エリア	
ポンプ （海水）	原子炉補機海水ポンプ	大型送水ポンプ車	
	屋外	屋外	
熱交換器	原子炉補機冷却系熱交換器	移動式代替熱交換設備（熱交換器）	
	原子炉建物付属棟 1 階	第 1，第 3 及び第 4 保管エリア	
最終ヒートシンク	海水	海水	
駆動電源	非常用交流電源設備 （非常用ディーゼル発電機）	不要 （大型送水ポンプ車）	常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機） （移動式代替熱交換設備（移動式代替熱交換設備淡水ポンプ））
	原子炉建物付属棟地下 2 階	第 1，第 3 及び第 4 保管エリア	

### 3.11.2.4 燃料プールの監視設備

#### 3.11.2.4.1 設備概要

燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）は、想定される重大事故等時により変動する可能性のある範囲にわたり監視することを目的として設置する。また、燃料プール監視カメラ（SA）は、想定される重大事故等時の燃料プールの状態を監視するために設置する。なお、代替電源設備から給電が可能であり、中央制御室で監視可能な設計とする。

燃料プール監視設備に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.11-25 に、系統概要図を図 3.11-12 に示す。

表 3.11-25 燃料プール監視設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	燃料プール水位・温度（SA）【常設】 燃料プール水位（SA）【常設】 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）【常設】 燃料プール監視カメラ（SA）【常設】 (燃料プール監視カメラ用冷却設備【常設】を含む。)
付属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備※1 (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 所内常設蓄電式直流電源設備 B1-115V系蓄電池（SA）【常設】 B1-115V系充電器（SA）【常設】 常設代替直流電源設備 SA用115V系蓄電池【常設】 SA用115V系充電器【常設】



設備区分	設備名
電源設備※ <sup>1</sup> (燃料補給設備を含む)	可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 SA用 115V 系充電器【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA1コントロールセンタ【常設】 SA2コントロールセンタ【常設】 充電器電源切替盤【常設】 重大事故操作盤【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 上記所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備

※ 1 : 単線結線図を補足説明資料 54-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

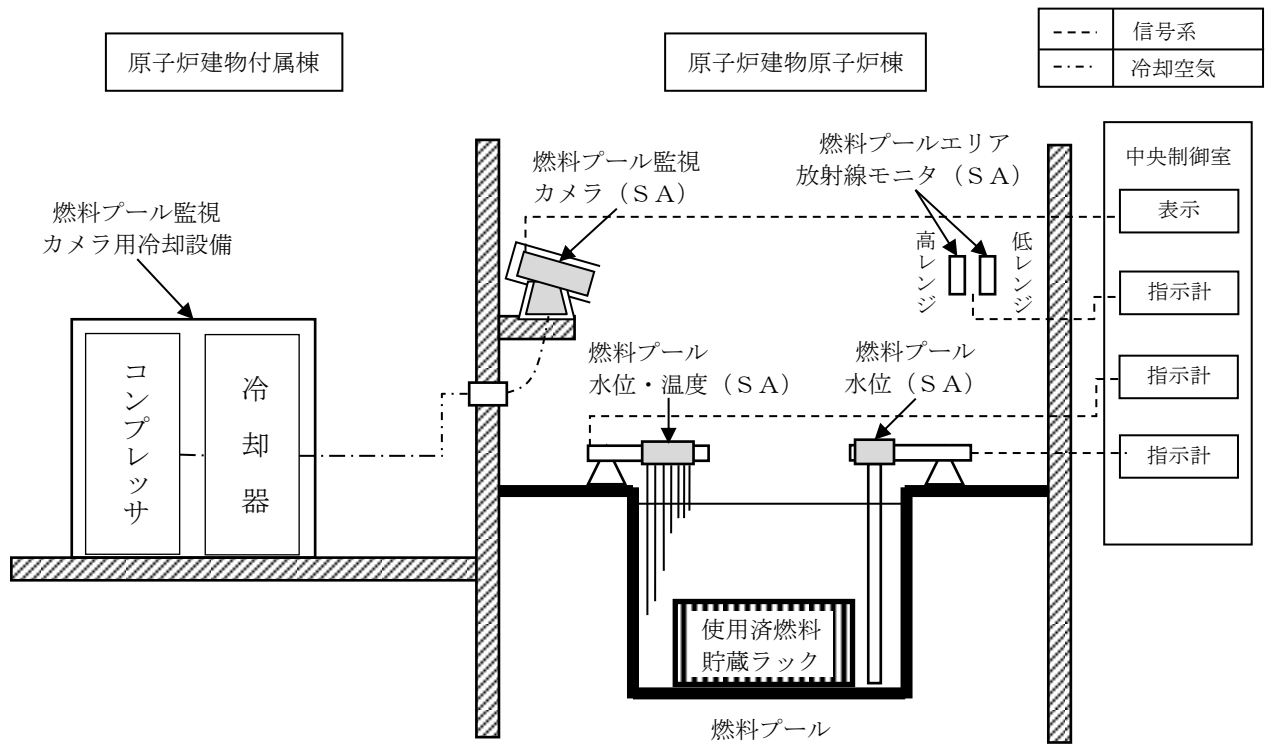


図 3.11-12 燃料プール監視設備の系統概要図

### 3.11.2.4.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を表 3.11-26 に示す。

表3.11-26 主要設備の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付個所
燃料プール水位・温度 (S A)	熱電対	-1,000~6,710mm <sup>※1</sup> (EL34518~42228)	1 (検出点7 箇所)	原子炉建物 原子炉棟 4階
		0~150℃		
燃料プール水位 (S A)	ガイド パルス式 水位検出器	-4.30~7.30m <sup>※1</sup> (EL31218~42818)	1	原子炉建物 原子炉棟 4階
燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (S A)	電離箱	10 <sup>1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h	1	原子炉建物 原子炉棟 4階
燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (S A)	電離箱	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	1	原子炉建物 原子炉棟 4階
燃料プール監視カメラ (S A) (燃料プール監視カメラ用冷却設 備を含む。)	赤外線 カメラ	—	1	原子炉建物 原子炉棟 4階 <sup>※2</sup>

※1：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端

※2：燃料プール監視カメラ用冷却設備は、原子炉建物附属棟内に取付け

なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.11.2.4.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

#### 3.11.2.4.3.1 設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プール水位・温度 (S A)、燃料プール水位 (S A)、燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A) 及び燃料プール監視カメラ (S A) は、原子炉建物原子炉棟内に設置している設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉建物原子炉棟内の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮できるよう、表 3.11-27 に示す設計とする。

燃料プール監視カメラ用冷却設備は、原子炉建物附属棟内に設置している設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉建物附属棟内の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮できるように、表 3.11-27 に示す設計とする。

(54-3)

表 3.11-27 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物原子炉棟内又は原子炉建物附属棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水するシステムへの影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建物原子炉棟内又は原子炉建物附属棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）は、想定される重大事故等が発生した場合において中央制御室にて監視できる設計であり現場・中央制御室における操作は発生しない。

燃料プール監視カメラ用冷却設備は、想定される重大事故等時においても、原子炉建物内で冷却設備の弁及び付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。冷却設備の操作器、表示器及び銘板は、

操作者の操作及び監視性を考慮しており，確実に操作できる設計とする。  
操作対象機器を表 3. 11-28 に示す。

(54-3, 54-9)

表 3. 11-28 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
燃料プール監視カメラ用冷却設備	停止→起動	原子炉建物 3 階 (原子炉建物付属棟内)	スイッチ操作
燃料プール監視カメラ用冷却空気 出口弁	全閉→全開	原子炉建物 3 階 (原子炉建物付属棟内)	手動操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については，「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール水位・温度（S A）及び燃料プール水位（S A）は，発電用原子炉の運転中又は停止中（計器を除外可能な期間）に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）は，発電用原子炉の運転中又は停止中（計器を除外可能な期間）に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

なお，放射線モニタは，線源校正を実施し基準線量当量率に対する検出器の特性の確認を行う。

燃料プール監視カメラ（S A）は，発電用原子炉の運転中又は停止中（計器を除外可能な期間）に機能・性能の確認が可能な設計とする。

燃料プール監視カメラ用冷却設備は，発電用原子炉の運転中又は停止中（計器を除外可能な期間）に機能・性能の確認が可能な設計とする。なお，これらの計器の点検については，燃料プール監視設備が少なくとも 1 つ以上機能維持した状態で行う。

表 3. 11-29 に燃料プール監視設備の試験及び検査を示す。

(54-5)

表 3.11-29 燃料プール監視設備の試験及び検査

計器名称	発電用原子炉の状態	項目	内容
燃料プール水位・温度 (S A)	運転中又は停止中	機能・性能検査	絶縁抵抗測定 温度 1 点確認 計器校正
燃料プール水位 (S A)	運転中又は停止中	機能・性能検査	計器校正
燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	運転中又は停止中	機能・性能検査	線源校正 計器校正
燃料プール監視カメラ (S A)	運転中又は停止中	機能・性能検査	外観点検 表示確認
燃料プール監視カメラ用冷却設備	運転中又は停止中	機能・性能検査	外観点検 動作確認

(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール水位・温度 (S A)、燃料プール水位 (S A)、燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A) 及び燃料プール監視カメラ (S A) は、想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

なお、燃料プール監視カメラ用冷却設備の弁及び付属の操作スイッチによる起動操作は、速やかに実施可能な設計とする。燃料プール監視カメラ用冷却設備の弁及び付属の操作スイッチによる起動操作に要する時間を、図 3.11-13 に示す。

(54-4, 54-9)

必要な要員と作業項目		経過時間(分)						備考	
手順の項目	要員(数)	0	10	20	30	40	50		60
燃料プール監視カメラ用 冷却設備起動	中央制御室運転員A	1	電源確認						
	現場運転員B, C	2				移動、冷却装置起動			

図 3.11-13 燃料プール監視カメラ用冷却設備のタイムチャート※

※：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の 1.11 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール水位・温度（S A），燃料プール水位（S A），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A），燃料プール監視カメラ（S A）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は，他の設備と遮断器又はヒューズによる電気的な分離を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プール水位・温度（S A），燃料プール水位（S A），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）及び燃料プール監視カメラ（S A）は，想定される重大事故時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における操作は発生しない。

燃料プール監視カメラ用冷却設備は、原子炉建物附属棟3階に設置されており、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

操作対象機器の設置場所を、表 3.11-30 に示す。

(54-3)

表 3.11-30 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
燃料プール監視カメラ用冷却設備	原子炉建物3階 (原子炉建物附属棟)	原子炉建物3階 (原子炉建物附属棟)
燃料プール監視カメラ用冷却空気 出口弁	原子炉建物3階 (原子炉建物附属棟)	原子炉建物3階 (原子炉建物附属棟)



### 3.11.2.4.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

燃料プール水位・温度（SA）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲を測定できる設計とする。

燃料プール水位（SA）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある燃料プール上部から底部近傍までの範囲を測定できる設計とする。

燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。

燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）は、想定される重大事故等時において赤外線機能により燃料プールの状況が把握できる設計とする。

(54-6)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール水位・温度（SA），燃料プール水位（SA），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA），燃料プール監視カメラ（SA）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール水位・温度（S A），燃料プール水位（S A），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）は，設計基準対処設備である燃料プール水位，燃料プール冷却ポンプ入口温度，燃料プール温度，燃料取替階エリア放射線モニタ及び燃料取替階放射線モニタと共通要因によって同時に機能が損なわれないよう，可能な限り位置的分散を図る設計とすることで，共通要因によって同時に機能を損なわれない設計とする。

燃料プール監視カメラ（S A）は，同一目的の燃料プール監視設備である燃料プール水位・温度（S A），燃料プール水位（S A），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）と多様性を考慮した設計とする。

なお，燃料プール水位・温度（S A），燃料プール水位（S A），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）及び燃料プール監視カメラ（S A）の電源については，非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）に対して多様性を有する代替電源設備から給電が可能な設計とする。

(54-2, 54-3, 54-11)

### 3.14 電源設備【57条】

#### 【設置許可基準規則】

##### (電源設備)

第五十七条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。

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

##### (解釈)

- 1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
  - a) 代替電源設備を設けること。
    - i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。
    - ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。
    - iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。
  - b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。
  - c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。
  - d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。
  - e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等）は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。
- 2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。
  - a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。

### 3.14 電源設備

#### 3.14.1 設置許可基準規則第 57 条への適合方針

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために可搬型代替交流電源設備，常設代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む。），可搬型直流電源設備，代替所内電気設備を設ける設計とする。

##### (1) 可搬型代替交流電源設備（設置許可基準解釈の第 1 項 a) i))

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の故障（以下「全交流動力電源喪失」という。））した場合，非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に電源を供給することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として，可搬型代替交流電源設備を設ける設計とする。

可搬型代替交流電源設備は，高圧発電機車を運転することで，非常用所内電気設備又は代替所内電気設備への電源供給が可能な設計とする。また，ガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク（以下「非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等」という。）からタンクローリを用いて燃料を運搬し，高圧発電機車に燃料補給する設計とする。

なお，可搬型代替交流電源設備は，外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が故障した場合にも使用する。

可搬型代替交流電源設備は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備，及びその燃料補給系統に対し，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

##### (2) 常設代替交流電源設備（設置許可基準解釈の第 1 項 a) ii))

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に電源を供給することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として，常設代替交流電源設備を設ける設計とする。

常設代替交流電源設備は，ガスタービン発電機を運転し，代替所内電気設備の緊急用メタクラを操作することで，非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に電源供給する設計とする。また，ガスタービン発電機用軽油タンクからガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いてガスタービン発電機に燃料移送

する設計とする。

なお、常設代替交流電源設備は、外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が故障した場合にも使用する。

常設代替交流電源設備は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備、及びその燃料補給系統に対し、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(3) 所内常設蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む。）（設置許可基準解釈の第1項b）

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、直流電源が必要な設備に電源を供給することにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として、所内常設蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む。）を設ける設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備は、全交流動力電源喪失直後にB-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）及び230V系蓄電池（R C I C）から設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を含む。）、SA用115V系蓄電池から重大事故等対処設備に電源供給を行う。全交流動力電源喪失から8時間を経過した時点で、B-115V系蓄電池の一部負荷の電源をB1-115V系蓄電池（SA）又はSA用115V系蓄電池に切り替えるとともに、不要な負荷の切離しを行う設計とする。その後、運転継続することにより全交流動力電源喪失から24時間必要な負荷に電源供給することを可能な設計とする。

また、外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が故障した場合にも使用する。

なお、常設代替直流電源設備は、全交流動力電源喪失から24時間、SA用115V系蓄電池から重大事故等対処設備に電源供給を行う設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む。）は、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備A系及びH P C S系に対し、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(4) 可搬型直流電源設備（設置許可基準解釈の第1項c）

設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合、直流電源が必要な設備に電源を供給することにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として、可搬型直流電源設備を設ける設計とする。

可搬型直流電源設備は、可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を介して、B1-115V系充電器（SA）、SA用115V系充電器及び230V系充電器（常用）を充電することにより、必要な設備に24時間以上電源供給する。

また、外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が故障した場合にも使用する。

可搬型直流電源設備は、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備A系及びHPCS系、及び充電器に電源を供給する非常用ディーゼル発電機とその燃料補給系統に対し、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(5) 代替所内電気設備（設置許可基準解釈の第1項e）

設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が喪失した場合、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備から必要な設備に電源を供給するための電気設備及び電路を設置することにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として、代替所内電気設備を設ける設計とする。

代替所内電気設備は、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタ、充電器電源切替盤及びSA電源切替盤により、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と、重大事故等が発生した場合において、共通要因である地震、津波、火災及び溢水により、同時に機能喪失しないとともに、非常用所内電気設備を含めて少なくとも1系統は人の接近性を確保する設計とする。

以下の設備のうち、設計基準対象施設であるとともに、想定される重大事故時等においてその機能を考慮する設備を、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

(6) 非常用交流電源設備

外部電源が喪失した場合、非常用所内電気設備に電源を供給することにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として、非常用交流電源設備を設ける設計とする。

(7) 非常用直流電源設備

全交流動力電源が喪失した場合、直流電源が必要な設備に電源を供給することにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として、非常用直流電源設備を設ける設計とする。

なお、重大事故等発生時に重大事故等対処設備の補機駆動用の軽油を補給するために、以下を整備する。

(8) 燃料補給設備

燃料補給設備は、重大事故等発生時に重大事故等対処設備で使用する軽油が、枯渇をすることを防止するため、補機駆動用の軽油を補給することを目的として使用する。

なお、電源設備の自主対策設備として、以下を整備する。

(9) 直流給電車

可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備として、設計基準事故対処設備の電源喪失（全交流動力電源及び全直流電源喪失）、及び重大事故等対処設備の電源喪失（代替交流電源及び常設代替直流電源喪失）により、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、原子炉隔離時冷却系、逃がし安全弁及び当該機器の計測制御設備に必要な電力を供給するために、直流給電車を設ける設計とする。

(10) 号炉間電力融通ケーブル

代替交流電源設備に関連する自主対策設備として、設計基準事故対処設備の交流電源喪失（全交流動力電源喪失）、及び重大事故等対処設備の交流電源喪失（代替交流電源喪失）により、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、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために、1号炉の非常用ディーゼル発電機から自号炉の非常用所内電気設備に電源供給できるように、号炉間電力融通ケーブルを設ける設計とする。

号炉間電力融通ケーブルは、号炉間電力融通ケーブル（常設）及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を設ける設計とする。

(11) 号炉間連絡ケーブル

所内常設蓄電式直流電源設備に関連する自主対策設備として、外部電源及び非常用直流電源喪失後、1号炉の非常用コントロールセンタから自号炉の非常用コントロールセンタに電源供給することで、非常用ディーゼル発電機の起動に必要な制御電源を確保できるように、号炉間連絡ケーブルを設ける設計とする。

(12) 非常用コントロールセンタ切替盤

代替所内電気設備に関連する自主対策設備として、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由した電源供給ラインの多重化を図るため、非常用コントロールセンタ切替盤を設ける設計とする。

(13) 常用高圧母線A系及びB系

代替交流電源設備に関連する自主対策設備として、代替交流電源設備から非常用高圧母線C系又はD系への電源供給ラインの多重化を図るため、常用高圧母線A系及びB系を使用する設計とする。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から常用高圧母線A系及びB系を経由し、非常用高圧母線C系又はD系に至る電路は、常用電源設備を経由する電路であり、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備の電路に対して独立性を図る設計とする。



### 3.14.2 重大事故等対処設備

#### 3.14.2.1 可搬型代替交流電源設備

##### 3.14.2.1.1 設備概要

可搬型代替交流電源設備は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に電源を供給することにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として設置するものである。

可搬型代替交流電源設備の電気系統は、ディーゼルエンジン及び発電機を搭載した「高圧発電機車」、代替所内電気設備として電路を構成する「緊急用メタクラ」、「高圧発電機車接続プラグ収納箱」、「緊急用メタクラ接続プラグ盤」、「メタクラ切替盤」及び「SAロードセンタ」電源供給先である「非常用高圧母線C系」、「非常用高圧母線D系」、「SA1コントロールセンタ」及び「SA2コントロールセンタ」で構成する。可搬型代替交流電源設備の燃料系統は、燃料を保管する「ガスタービン発電機用軽油タンク」及び「非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等」、ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等から高圧発電機車まで燃料を運搬する「タンクローリ」で構成する。

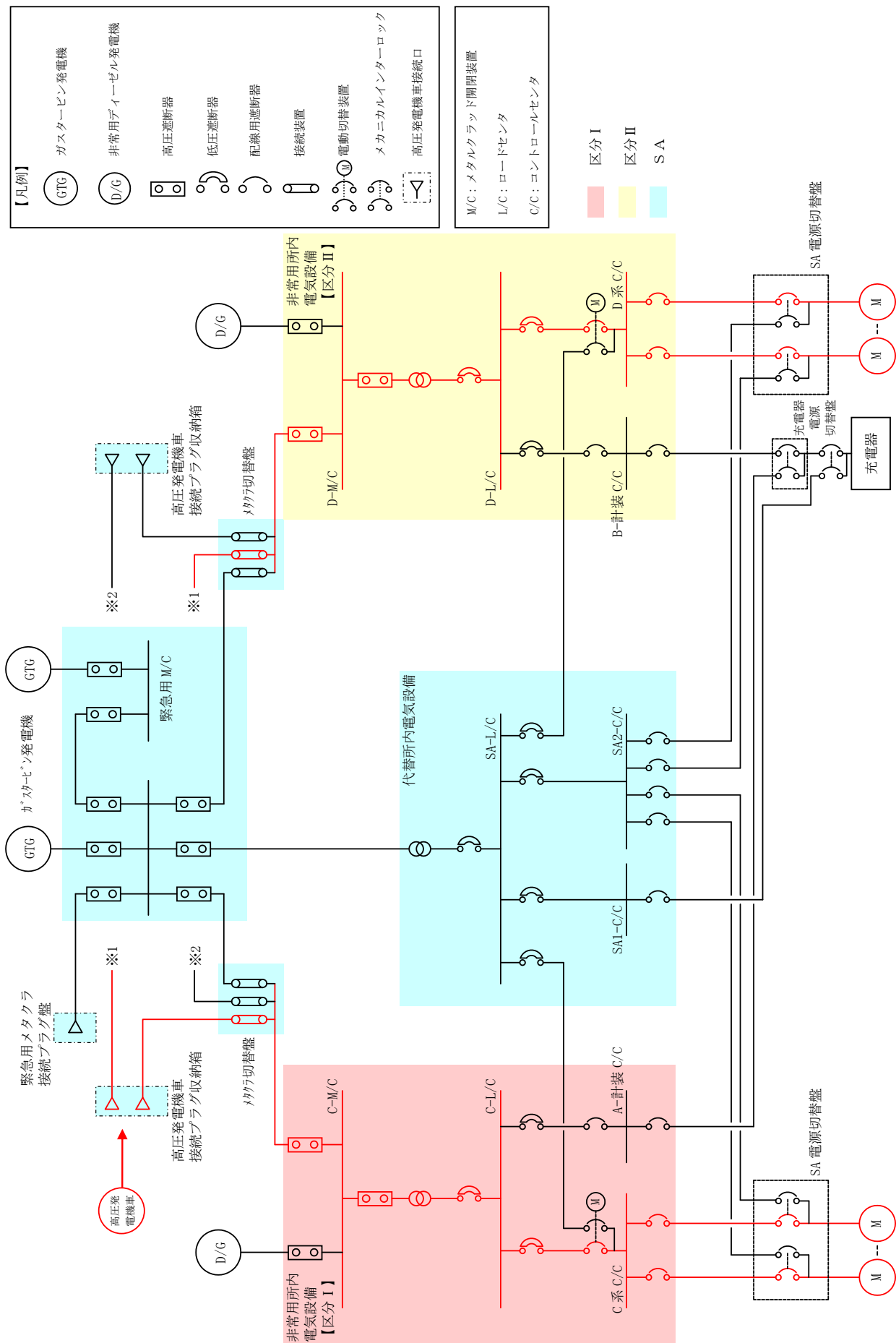
可搬型代替交流電源設備は、高圧発電機車を非常用高圧母線C系、非常用高圧母線D系に接続することで電力を供給できる設計とする。

本システム全体の概要図を第3.14-1～第3.14-7図に、本システムに属する重大事故等対処設備を第3.14-1表に示す。

本システムは、高圧発電機車を所定の接続先（高圧発電機車接続プラグ収納箱又は緊急用メタクラ接続プラグ盤）に接続し、メタクラ切替盤の系統構成を行った後、高圧発電機車の操作ボタンにより起動し、運転を行うものである。また、高圧発電機車の運転中は、ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリにより燃料を高圧発電機車に補給することで、事象発生後7日間にわたり可搬型代替交流電源設備から電力を給電する設計とする。

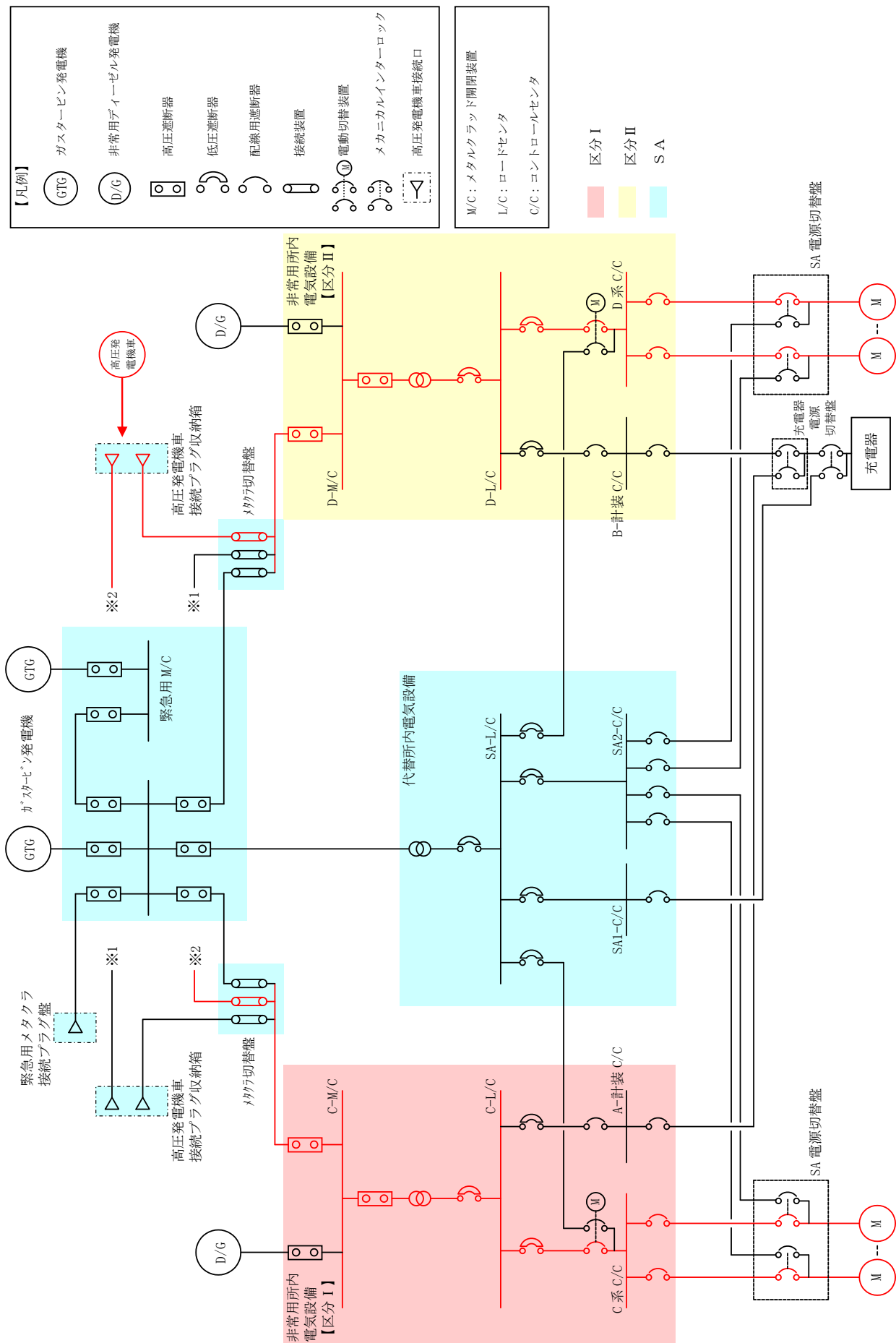
なお、外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が故障した場合にも使用する。

可搬型代替交流電源設備の設計基準事故対処設備に対する独立性及び位置的分散については3.14.2.1.3項に詳細を示す。



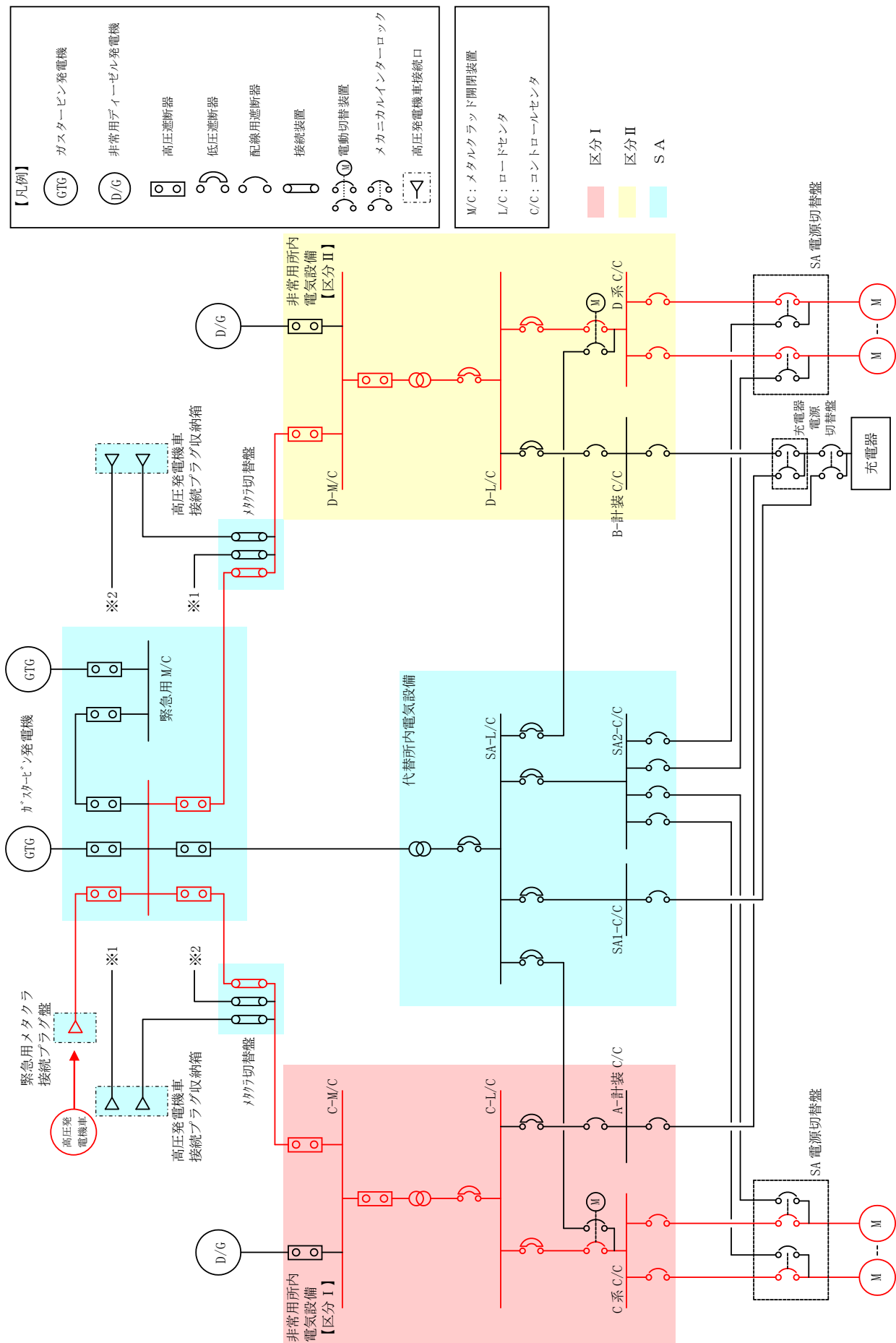
第3.14-1 図 可搬型代替交流電源設備系統図

(高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～非常用高圧母線C系及びD系電路)



第3.14-2 図 可搬型代替交流電源設備系統図

(高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～非常用高圧母線C系及びD系電路)



**【凡例】**

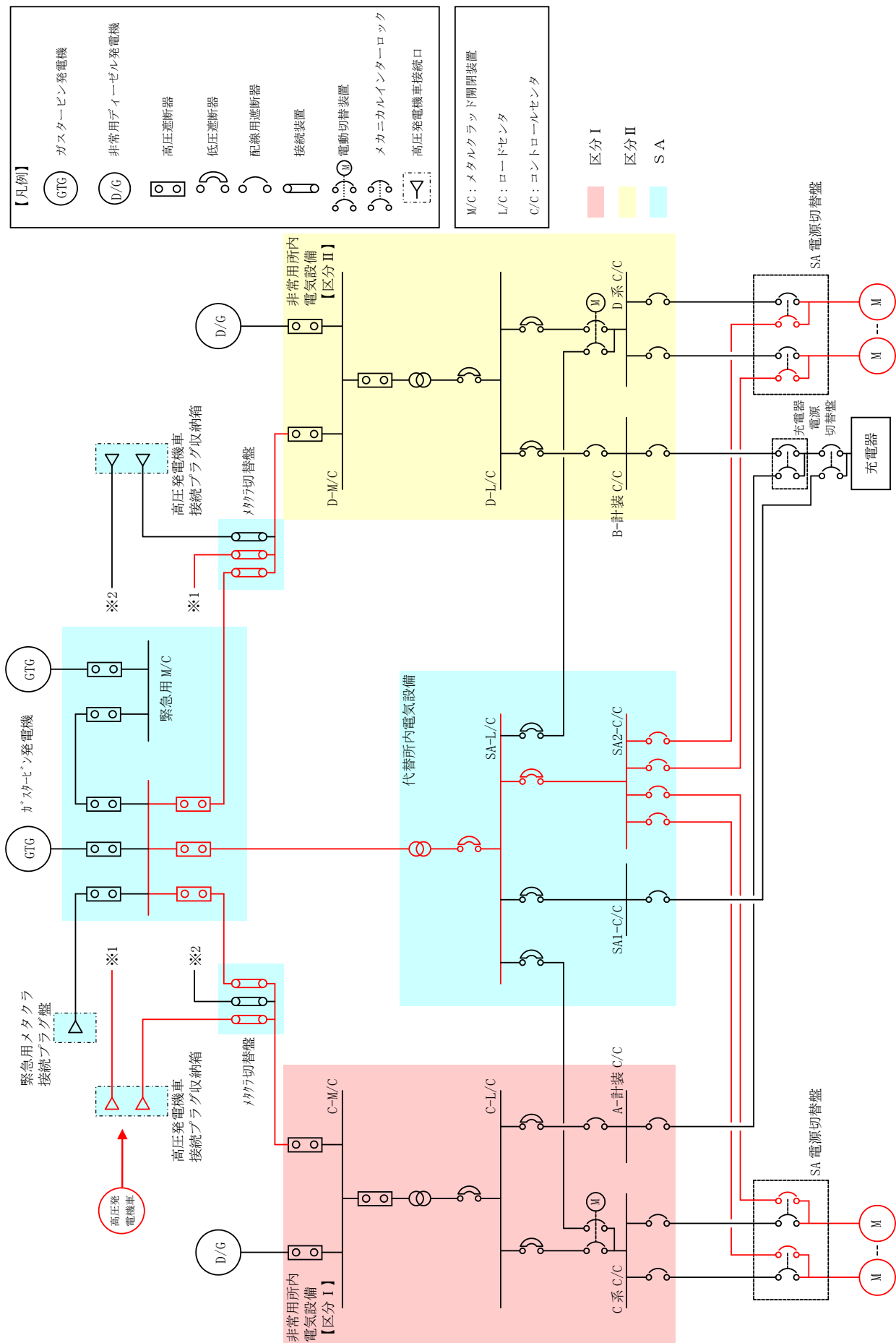
- (GTG) ガスタービン発電機
- (D/G) 非常用ディーゼル発電機
- 高圧遮断器
- 低圧遮断器
- 配線用遮断器
- 接続装置
- ⊕ 電動切替装置
- ⊖ 機械インタロック
- ⊖ 高圧発電機車接続口

- M/C: メタルクラッド開閉装置
- L/C: ローソセクタ
- C/C: コントロールセクタ

- 区分Ⅰ (Red)
- 区分Ⅱ (Yellow)
- SA (Cyan)

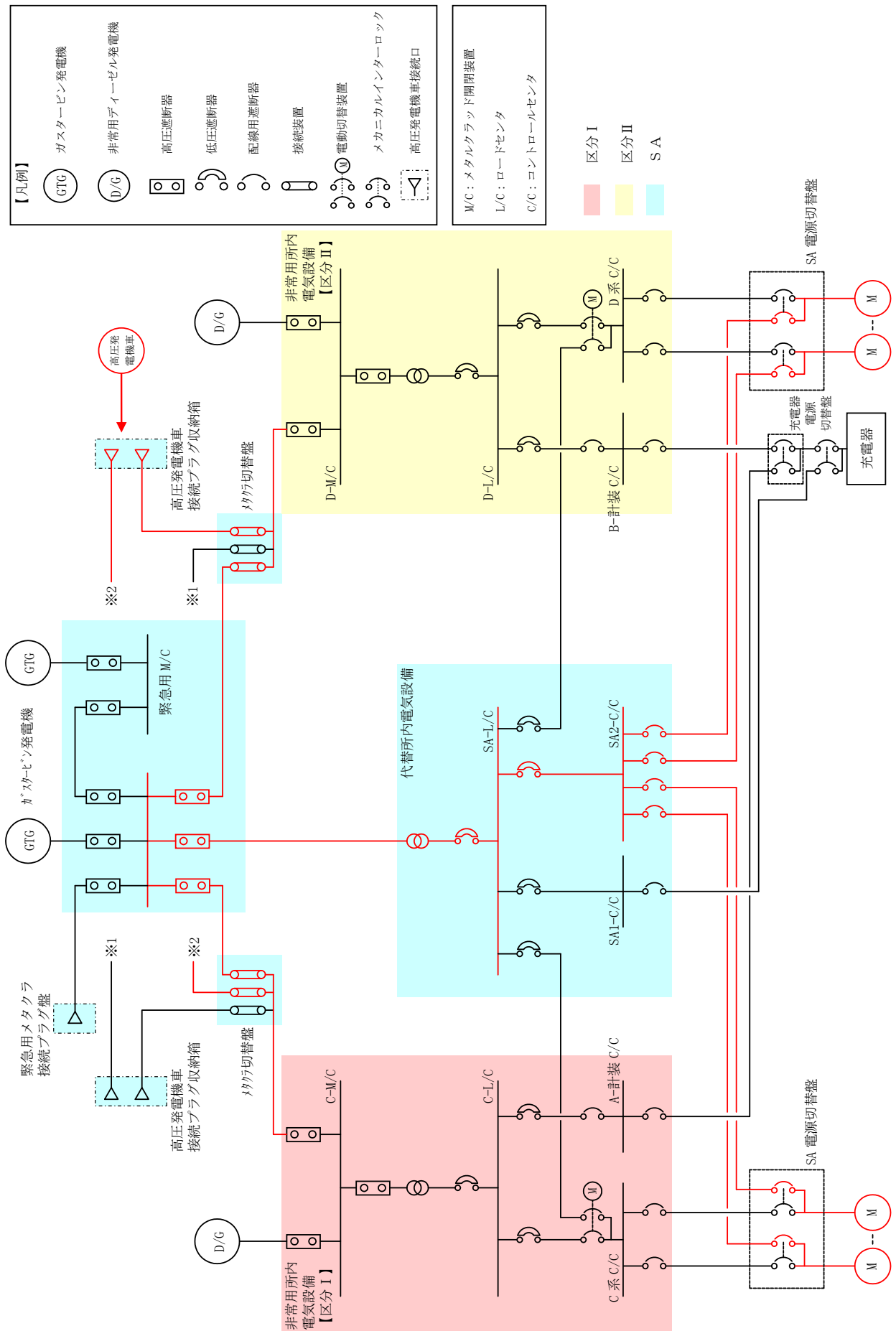
第3.14-3 図 可搬型代替交流電源設備系統図

(高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線C系及びD系電路)



第 3.14-4 図 可搬型代替交流電源設備系統図

(高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ取納箱 (原子炉建物西側) ～SA1 コントロールセンタ及びSA2 コントロールセンタ電路)



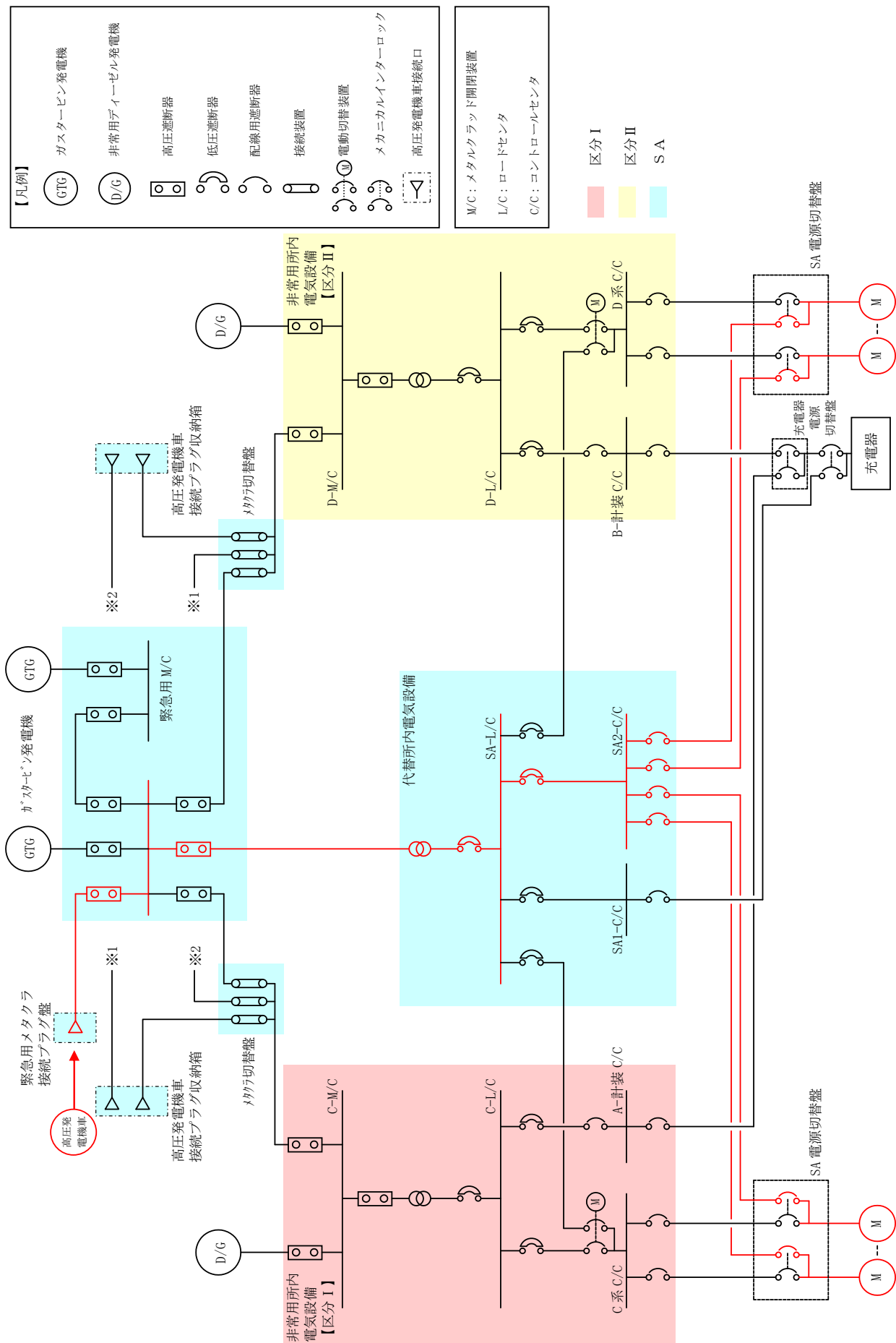
- 【凡例】**
- GTG: ガスタービン発電機 (Gas turbine generator)
  - D/G: 非常用ディーゼル発電機 (Emergency diesel generator)
  - 高圧遮断器 (High voltage circuit breaker)
  - 低圧遮断器 (Low voltage circuit breaker)
  - 配線用遮断器 (Wiring circuit breaker)
  - 接続装置 (Connection device)
  - 電動切替装置 (Electric switching device)
  - メカニカルインターロック (Mechanical interlock)
  - 高圧発電機車接続口 (High voltage generator connection port)

- M/C: メタルクラッド開閉装置 (Metal clad switch)
- L/C: ローロードセンタ (Low load center)
- C/C: コントロールセンタ (Control center)

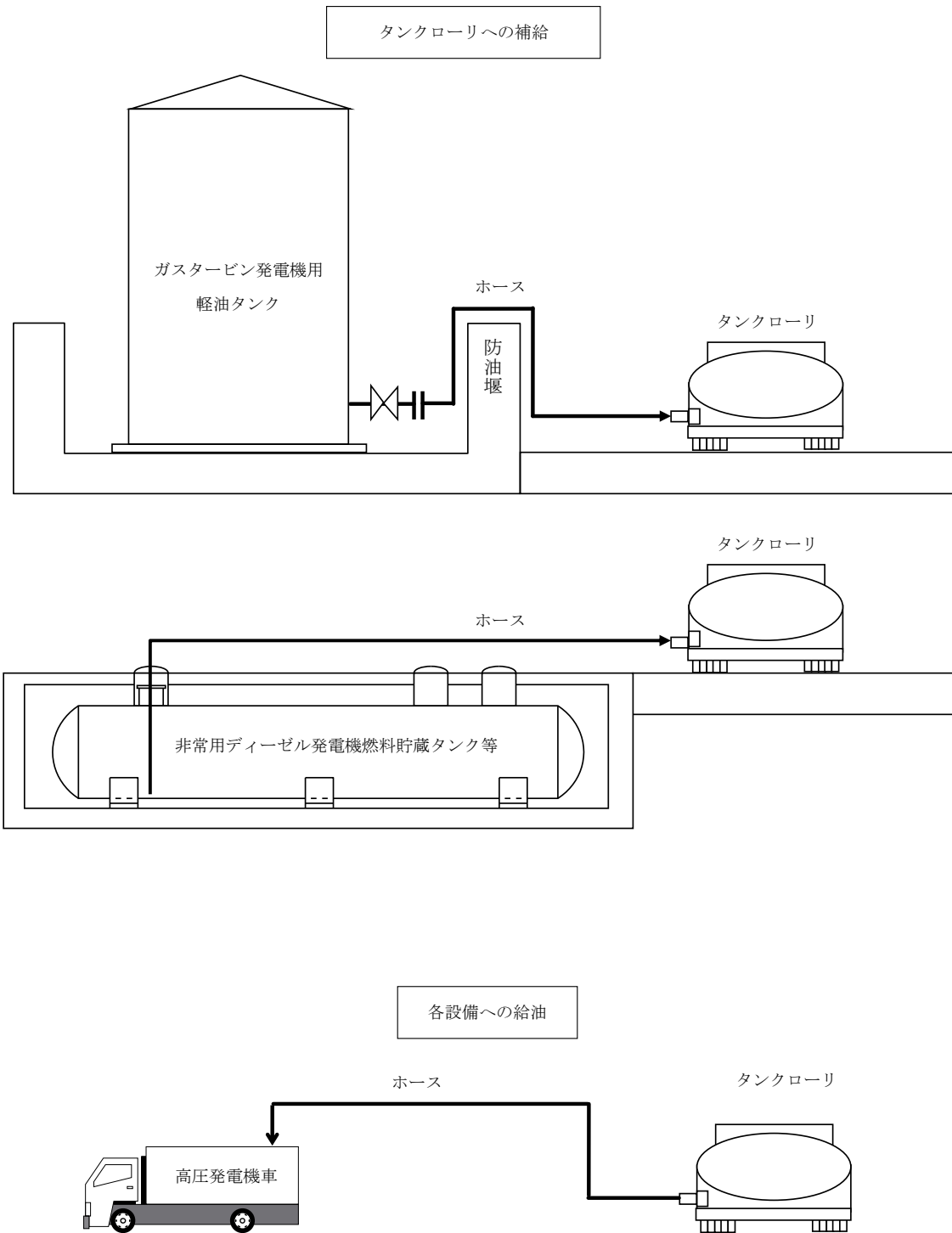
- 区分 I (Red)
- 区分 II (Yellow)
- SA (Cyan)

第 3.14-5 図 可搬型代替交流電源設備系統図

(高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～SA1 コントロールセンタ及びSA2 コントロールセンタ電路)



第3.14-6 図 可搬型代替交流電源設備系統図  
 (高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～SA1コントローラセンタ及びSA2コントローラセンタ電路)



第 3.14-7 図 可搬型代替交流電源設備系統図 (燃料系統)



第 3.14-1 表 可搬型代替交流電源設備に関する重大事故対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	高压発電機車【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等【常設】 タンクローリ【可搬型】
附属設備	—
燃料流路	ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁【常設】 ホース【可搬型】
交流電路	高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側） ～非常用高压母線C系及びD系電路 （高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側） 電路【可搬型】） （高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～非常用高压 母線C系及びD系電路【常設】） 高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側） ～非常用高压母線C系及びD系電路 （高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側） 電路【可搬型】） （高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～非常用高压 母線C系及びD系電路【常設】） 高压発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤 ～非常用高压母線C系及びD系電路 （高压発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路【可搬型】） （緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高压母線C系及びD系電路 【常設】） 高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～ S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ電路 （高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側） 電路【可搬型】） （高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側） ～S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ電路 【常設】） 高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～ S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ電路 （高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側） 電路【可搬型】） （高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側） ～S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ電路 【常設】）

設備区分	設備名
交流電路	高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ電路 (高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路【可搬型】) (緊急用メタクラ接続プラグ盤 ～S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ電路【常設])
計装設備 (補助) ※1	C-メタクラ母線電圧【常設】 D-メタクラ母線電圧【常設】 H P C S-メタクラ母線電圧【常設】

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

### 3.14.2.1.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

#### (1) 高圧発電機車

機関

台数 : 6 (予備1)

使用燃料 : 軽油

発電機

台数 : 6 (予備1)

種類 : 同期発電機

容量 : 約 500kVA/台

力率 : 0.8

電圧 : 6.6kV

周波数 : 60Hz

設置場所 : 原子炉建物高圧発電機車第一設置場所, 第二設置場所  
及びガスタービン発電機建物高圧発電機車設置場所

保管箇所 : 第1保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア

#### (2) ガスタービン発電機用軽油タンク

種類 : たて置円筒形

容量 : 約 560 m<sup>3</sup>/基

最高使用圧力 : 静水頭

最高使用温度 : 66℃

個数 : 1

取付箇所 : 屋外 (ガスタービン発電機建物西側軽油タンク設置場所)

#### (3) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等

種類 : 横置円筒形

容量 : 約 170m<sup>3</sup>/基

最高使用圧力 : 静水頭

最高使用温度 : 40℃

個数 : 2 (非常用), 1 (高圧炉心スプレー系用)

取付箇所 : タービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所

(4) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

種 類 : 横置円筒形

容 量 : 約 100m<sup>3</sup>/基

最高使用圧力 : 静水頭

最高使用温度 : 40℃

個 数 : 3 (非常用)

取付箇所 : 原子炉建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク  
設置場所

(5) タンクローリ

容 量 : 約 3.0m<sup>3</sup>/台

最高使用圧力 : 24kPa[gage]

最高使用温度 : 40℃

個 数 : 1 (予備 1)

設置場所 : 屋外

保管箇所 : 第 3 保管エリア及び第 4 保管エリア

### 3.14.2.1.3 独立性及び位置的分散の確保

可搬型代替交流電源設備は、第 3.14-2 表で示すとおり地震、津波、火災及び溢水により同時に故障することを防止するため、非常用交流電源設備との独立性を確保する設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備と同時にその機能が損なわれることがないように、第 3.14-3 表で示すとおり位置的分散を図った設計とする。電源については、高压発電機車を非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機と位置的分散された屋外（第 1 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリア）に保管し、使用場所についても非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機と位置的分散された屋外（原子炉建物高压発電機車第一設置場所、原子炉建物高压発電機車第二設置場所又はガスタービン発電機建物高压発電機車設置場所）に配置する設計とする。電路については、可搬型代替交流電源設備から非常用高压母線 C 系、非常用高压母線 D 系を受電する電路を、非常用交流電源設備から同母線及び非常用高压母線 H P C S 系を受電する電路に対して、独立した電路で系統構成することにより、共通要因によって同時に機能を損なわれないよう独立した設計とする。電源の冷却方式は非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機の水冷式に対し、高压発電機車は空冷式と多様性を確保する設計とする。燃料源については、非常用ディーゼル発電機は非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機は高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンクからの供給であるのに対し、高压発電機車は車載燃料と位置的分散された配置設計とする。

(57-2, 57-3, 57-9)

第 3.14-2 表 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用交流電源設備	可搬型代替交流電源設備
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備は耐震 S クラス設計とし、重大事故防止設備である可搬型代替交流電源設備は基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備を設置する屋外、原子炉建物と、重大事故防止設備を保管する第 1 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアは、ともに津波が到達しない位置とすることで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備と、重大事故防止設備である可搬型代替交流電源設備は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする。(「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す。)	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備と、重大事故防止設備である可搬型代替交流電源設備は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする。(「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す。)	

第 3.14-3 表 位置的分散

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用交流電源設備	可搬型代替交流電源設備
電源	非常用ディーゼル発電機 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機 <原子炉建物附属棟地下 2 階>	高压発電機車 <第 1 保管エリア, 第 3 保管エリア 及び第 4 保管エリア>
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高压母線 C 系及び D 系電 路 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ～非常用高压母線 H P C S 系電路	高压発電機車～高压発電機車接続 プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～非常用高压母線 C 系及び D 系電 路 高压発電機車～高压発電機車接続 プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～非常用高压母線 C 系及び D 系電 路 高压発電機車～緊急用メタクラ接 続プラグ盤 ～非常用高压母線 C 系及び D 系電 路 高压発電機車～高压発電機車接続 プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～ S A 1 コントロールセンタ及 び S A 2 コントロールセンタ 電路 高压発電機車～高压発電機車接続 プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～ S A 1 コントロールセンタ及 び S A 2 コントロールセンタ 電路 高压発電機車～緊急用メタクラ接 続プラグ盤 ～ S A 1 コントロールセンタ及 び S A 2 コントロールセンタ 電路

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用交流電源設備	可搬型代替交流電源設備
電源供給先	非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系 <いずれも原子炉建物附属棟2階> 非常用高圧母線HPCS系 <原子炉建物附属棟地下2階>	非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系 <いずれも原子炉建物附属棟2階> SA1コントロールセンタ <低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内> SA2コントロールセンタ <原子炉建物附属棟3階>
電源の冷却方式	水冷式	空冷式
燃料源	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 <原子炉建物西側及びタービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所> 非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク <いずれも原子炉建物附属棟地下1階>	ガスタービン発電機用軽油タンク <ガスタービン発電機建物西側軽油タンク設置場所> 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 <原子炉建物西側及びタービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所>
燃料流路	非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ <原子炉建物西側及びタービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所> 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ <タービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所>	タンクローリ <第3保管エリア及び第4保管エリア>



### 3.14.2.1.4 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

#### 3.14.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

###### a) 高圧発電機車

可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車は、可搬型で屋外の第1保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアに保管し、重大事故等時は、屋外（原子炉建物第一設置場所、第二設置場所及びガスタービン発電機建物高圧発電機車設置場所）に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、以下の第3.14-4表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-4表 想定する環境条件及び荷重条件（高圧発電機車）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

b) ガスタービン発電機用軽油タンク

可搬型代替交流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンクは、常設で屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、以下の第 3.14-5 表に示す設計とする。

(57-2, 57-3)

第 3.14-5 表 想定する環境条件及び荷重条件(ガスタービン発電機用軽油タンク)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)
風(台風)・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

c) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等（A-ディーゼル燃料貯蔵タンク，HPCS-ディーゼル燃料貯蔵タンク）

可搬型代替交流電源設備の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等については，常設で屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件を考慮し，以下の第3.14-6表に示す設計とする。

(57-2, 57-3)

第3.14-6表 想定する環境条件及び荷重条件

(A-ディーゼル燃料貯蔵タンク，HPCS-ディーゼル燃料貯蔵タンク)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

d) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク（B-ディーゼル燃料貯蔵タンク）  
可搬型代替交流電源設備の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクについては、常設で屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、屋外の環境条件を考慮し、以下の第3.14-7表に示す設計とする。

(57-2, 57-3)

第3.14-7表 想定する環境条件及び荷重条件（B-ディーゼル燃料貯蔵タンク）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

e) タンクローリ

可搬型代替交流電源設備のタンクローリは、可搬型で屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、以下の第 3.14-8 表に示す設計とする。

(57-2, 57-3)

第 3.14-8 表 想定する環境条件及び荷重条件（タンクローリ）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型代替交流電源設備のうち、高圧発電機車から非常用高圧母線 C 系、D 系又は S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタを受電する系統で、操作が必要なガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等閉止フランジ、タンクローリ付ポンプ、高圧発電機車、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備の各遮断器については、現場で容易に操作可能な設計とする。第 3.14-9 表～第 3.14-16 表に操作対象機器の操作場所を示す。

(57-2, 57-3, 57-8)

第 3.14-9 表 操作対象機器

(ガスタービン発電機用軽油タンク～高圧発電機車流路)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁	弁閉→弁開	ガスタービン発電機建物西側軽油タンク設置場所	手動操作
タンクローリ付ポンプ	停止→運転	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所	スイッチ操作
タンクローリ付ポンプ	停止→運転	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所	スイッチ操作
タンクローリ付ポンプ	停止→運転	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	スイッチ操作

第 3.14-10 表 操作対象機器

(非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等～高圧発電機車流路)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等閉止フランジ	閉止→開放	タービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所	手動操作
非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク閉止フランジ	閉止→開放	原子炉建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置場所	手動操作
タンクローリ付ポンプ	停止→運転	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所	スイッチ操作
タンクローリ付ポンプ	停止→運転	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所	スイッチ操作
タンクローリ付ポンプ	停止→運転	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	スイッチ操作

第 3.14-11 表 操作対象機器

(高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～非常用高圧母線C系, D系電路)

機器名称		状態の変化	操作場所	操作方法
高圧発電機車	発電機	停止 →運転	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所	ボタン操作
	遮断器	切→入		
高圧発電機車 接続プラグ収納箱		断路 →接続	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所	コネクタ 接続操作
C-メタクラ切替盤		断路 →接続	原子炉建物附属棟 2 階	ボルト・ネジ 接続操作
D-メタクラ切替盤		断路 →接続	原子炉建物附属棟 2 階	ボルト・ネジ 接続操作
非常用高圧母線C系遮断器 (メタクラ切替盤側)		切→入	原子炉建物附属棟 2 階	スイッチ 操作
非常用高圧母線D系遮断器 (メタクラ切替盤側)		切→入	原子炉建物附属棟 2 階	スイッチ 操作

第 3.14-12 表 操作対象機器

(高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側)～非常用高圧母線C系, D系電路)

機器名称		状態の変化	操作場所	操作方法
高圧発電機車	発電機	停止 →運転	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所	ボタン操作
	遮断器	切→入		
高圧発電機車 接続プラグ収納箱		断路 →接続	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所	コネクタ 接続操作
C-メタクラ切替盤		断路 →接続	原子炉建物附属棟 2 階	ボルト・ネジ 接続操作
D-メタクラ切替盤		断路 →接続	原子炉建物附属棟 2 階	ボルト・ネジ 接続操作
非常用高圧母線C系遮断器 (メタクラ切替盤側)		切→入	原子炉建物附属棟 2 階	スイッチ 操作
非常用高圧母線D系遮断器 (メタクラ切替盤側)		切→入	原子炉建物附属棟 2 階	スイッチ 操作

第 3.14-13 表 操作対象機器

(高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線C系, D系電路)

機器名称		状態の 変化	操作場所	操作方法
高圧発電機車	発電機	停止 →運転	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	ボタン操作
	遮断器	切→入		
緊急用メタクラ 接続プラグ盤		断路 →接続	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	コネクタ 接続操作
緊急用メタクラ遮断器 (緊急用メタクラ接続プラグ盤側)		切→入	ガスタービン発電機建物 3階	スイッチ 操作
緊急用メタクラ遮断器 (メタクラ切替盤側)		切→入	中央制御室	スイッチ 操作
非常用高圧母線C系遮断器 (メタクラ切替盤側)		切→入	原子炉建物付属棟 2階	スイッチ 操作
非常用高圧母線D系遮断器 (メタクラ切替盤側)		切→入	原子炉建物付属棟 2階	スイッチ 操作



第 3.14-14 表 操作対象機器

(高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ電路)

機器名称		状態の変化	操作場所	操作方法
高圧発電機車	発電機	停止 →運転	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所	ボタン操作
	遮断器	切→入		
高圧発電機車 接続プラグ収納箱		断路 →接続	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所	コネクタ 接続操作
C-メタクラ切替盤		断路 →接続	原子炉建物附属棟 2 階	ボルト・ネジ 接続操作
D-メタクラ切替盤		断路 →接続	原子炉建物附属棟 2 階	ボルト・ネジ 接続操作
緊急用メタクラ遮断器 (メタクラ切替盤側)		切→入	中央制御室	スイッチ 操作
緊急用メタクラ遮断器 (S A ロードセンタ側)		切→入	中央制御室	スイッチ 操作

第 3.14-15 表 操作対象機器

(高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ電路)

機器名称		状態の変化	操作場所	操作方法
高圧発電機車	発電機	停止 →運転	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所	ボタン操作
	遮断器	切→入		
高圧発電機車 接続プラグ収納箱		断路 →接続	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所	コネクタ 接続操作
C-メタクラ切替盤		断路 →接続	原子炉建物附属棟 2 階	ボルト・ネジ 接続操作
D-メタクラ切替盤		断路 →接続	原子炉建物附属棟 2 階	ボルト・ネジ 接続操作
緊急用メタクラ遮断器 (メタクラ切替盤側)		切→入	中央制御室	スイッチ 操作
緊急用メタクラ遮断器 (S A ロードセンタ側)		切→入	中央制御室	スイッチ 操作

第 3.14-16 表 操作対象機器

(高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～SA1コントロールセンタ及び  
SA2コントロールセンタ電路)

機器名称		状態の 変化	操作場所	操作方法
高圧発電機車	発電機	停止 →運転	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	ボタン操作
	遮断器	切→入		
緊急用メタクラ 接続プラグ盤		断路 →接続	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	コネクタ 接続操作
緊急用メタクラ遮断器 (緊急用メタクラ接続プラ グ盤側)		切→入	ガスタービン発電機建物 3階	スイッチ 操作
緊急用メタクラ遮断器 (SAロードセンタ側)		切→入	中央制御室	スイッチ 操作

以下に、可搬型代替交流電源設備を構成する主要設備の操作性を示す。

a) 高圧発電機車

可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車は、原子炉建物又はガスタービン発電機建物に設置している接続口まで移動可能な車両設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。また、高圧発電機車は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。高圧発電機車の現場操作パネルは、誤操作防止のために名称を明記することで操作者の操作、監視性を考慮しており、かつ、十分な操作空間を確保し、容易に操作可能とする。また、高圧発電機車は3台同期運転が可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

b) ガスタービン発電機用軽油タンク

ガスタービン発電機用軽油タンクのガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁については、屋外の場所から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

c) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等閉止フランジについては、一般的に用いられる工具（スパナ等）を用いて、屋外の場所から容易かつ確実に作業することが可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

d) タンクローリ

タンクローリについては、付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。タンクローリは付属の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

タンクローリは、設置場所まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

ホースの接続に当たっては、特殊な工具、及び技量は必要とせず、専用の接続方式である専用金具にすることにより、確実に接続可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

a) 高圧発電機車

可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車は、第 3.14-17 表に示すように運転中又は停止中に機能・性能試験、分解点検又は取替えが可能な設計とする。また、高圧発電機車は車両として運転状態の確認及び外観検査が可能な設計とする。

可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車は、運転性能の確認として、高圧発電機車の運転状態として発電機電圧、電流、周波数を確認可能な設計とし、模擬負荷を接続することにより出力性能の確認を行う。また、高圧発電機車の部品状態の確認として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことの確認を行う。また、高圧発電機車ケーブルの絶縁抵抗測定が可能な設計とする。

(57-4)

第 3.14-17 表 高圧発電機車の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	模擬負荷による高圧発電機車の出力性能（発電機電圧、電流、周波数）の確認 高圧発電機車の運転状態の確認 高圧発電機車の絶縁抵抗の確認
	分解検査	高圧発電機車の部品の状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	高圧発電機車の目視点検
停止中	機能・性能試験	模擬負荷による高圧発電機車の出力性能（発電機電圧、電流、周波数）の確認 高圧発電機車の運転状態の確認 高圧発電機車の絶縁抵抗の確認 ケーブルの絶縁抵抗の確認
	分解検査	高圧発電機車の部品の状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	高圧発電機車の目視点検

b) ガスタービン発電機用軽油タンク

可搬型代替交流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンクは、第3.14-18表に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。ガスタービン発電機用軽油タンク内面の確認として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことが確認可能な設計とする。具体的にはタンク上部及び側面のマンホールが開放可能であり、内面の点検が可能な設計とする。ガスタービン発電機用軽油タンクの漏えい検査が実施可能な設計とする。具体的には漏えい検査が可能な隔離弁を設ける設計とする。ガスタービン発電機用軽油タンクの定例試験として油面レベルの確認が可能な計器を設ける設計とする。

(57-4)

第3.14-18表 ガスタービン発電機用軽油タンクの試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中	外観検査	ガスタービン発電機用軽油タンクの油面レベルの確認 漏えいの有無の確認
停止中	外観検査	ガスタービン発電機用軽油タンクの外観 ガスタービン発電機用軽油タンク内面の状態を試験及び目視により確認 ガスタービン発電機用軽油タンクの油面レベルの確認 漏えいの有無の確認

c) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等

可搬型代替交流電源設備の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等は、第3.14-19表に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等内面の確認として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことが確認可能な設計とする。具体的にはタンク上部のマンホールが開放可能であり、内面の点検が可能な設計とする。非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等の漏えい検査が実施可能な設計とする。具体的には漏えい検査が可能な隔離弁を設ける設計とする。非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等の定例試験として油面レベルの確認が可能な計器を設ける設計とする。

(57-4)

第3.14-19表 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中	外観検査	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等の油面レベルの確認 漏えいの有無の確認
停止中	外観検査	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等内面の状態を試験及び目視により確認 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等の油面レベルの確認 漏えいの有無の確認

d) タンクローリ

可搬型代替交流電源設備のタンクローリは、第 3.14-20 表に示すように原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能・性能の確認が可能な設計とする。タンクローリは油量、漏えいの確認が可能なように油面計又は検尺口を設け、かつ、内部の確認が可能なようにマンホールを設ける設計とする。さらに、タンクローリは車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。タンクローリ付ポンプは、通常系統にて機能・性能確認が出来る設計とし、分解が可能な設計とする。

ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(57-4)

第 3.14-20 表 タンクローリの試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	外観検査	タンク、ホース外観の確認及びタンク内面の状態を目視により確認 漏えいの有無の確認
	機能・性能試験	タンクの漏えい確認
	車両検査	タンクローリの車両としての運転状態の確認



(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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っては、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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

可搬型代替交流電源設備は、本来の用途以外の用途には使用しない。なお、必要な可搬型代替交流電源設備の操作の対象機器は(2)操作性の第 3.14-9 表～第 3.14-16 表と同様である。

可搬型代替交流電源設備のうち、高圧発電機車から非常用高圧母線 C 系、D 系、又は S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタを電源供給する系統、並びにガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等から、高圧発電機車まで燃料移送する系統において、非常用交流電源設備から可搬型代替交流電源設備へ切り替えるために必要な電源系統の操作は、想定される重大事故等時において、非常用交流電源設備の隔離、及び可搬型代替交流電源設備の接続として、非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系の遮断器を設けることにより、通常時の系統構成から速やかな切替えが可能な設計とする。

また、必要な燃料系統の操作は、ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等閉止フランジを設けることにより速やかな切替えが可能な設計とする。

これにより第 3.14-8 図～第 3.14-13 図で示すタイムチャートの通り速やかに切替えが可能である。

(57-3)

必要な要員と作業項目		経過時間(分)													備考	
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360			
手順の項目	要員(数)	<div style="text-align: center;"> </div>														
高压発電機車（原子炉建物西側の高压発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電 【第1保管エリアを使用する場合】	中央制御室運転員A	1	M/C受電準備													※3
	現場運転員B、C	2	移動、M/C受電準備													
	緊急時対策要員	3	車両健全性確認（高压発電機車）※2 高压発電機車配置 ※2 高压発電機車準備、ケーブル敷設、接続 移動、メタクラ切替操作 移動、送電操作													

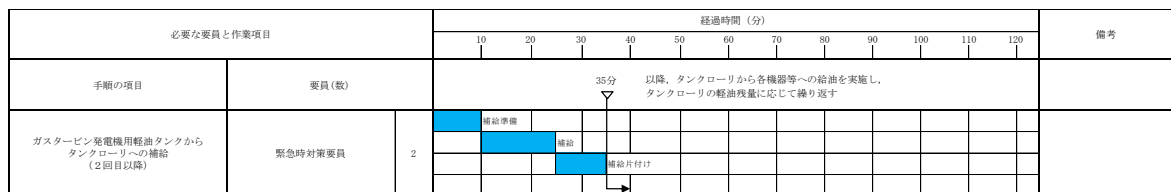
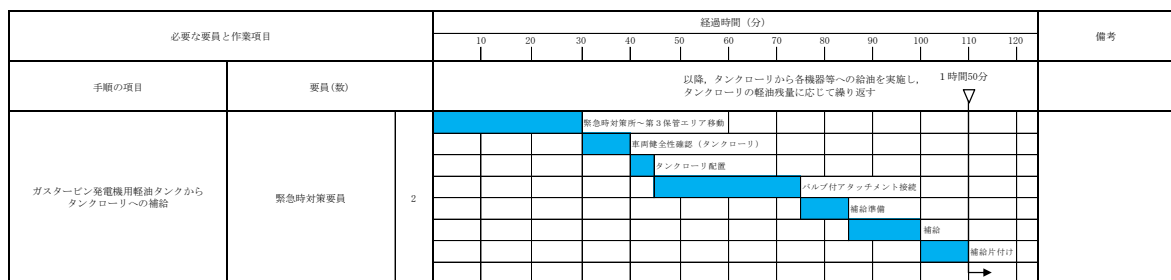
- ※1 第4保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4時間20分以内で可能である。
- ※2 第4保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、車両健全性確認作業の前に第4保管エリアへ緊急時対策要員が移動を行う。また、第4保管エリアを使用した場合は、移動、車両健全性確認及び高压発電機車配置作業で1時間25分以内で可能である。
- ※3 高压発電機車（原子炉建物西側の高压発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C D系受電を示す。また、高压発電機車（原子炉建物西側の高压発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系受電については4時間35分以内で可能である。

第 3.14-8 図 高压発電機車による非常用高压母線C系，非常用高压母線D系受電のタイムチャート（高压発電機車接続プラグ収納箱に接続）

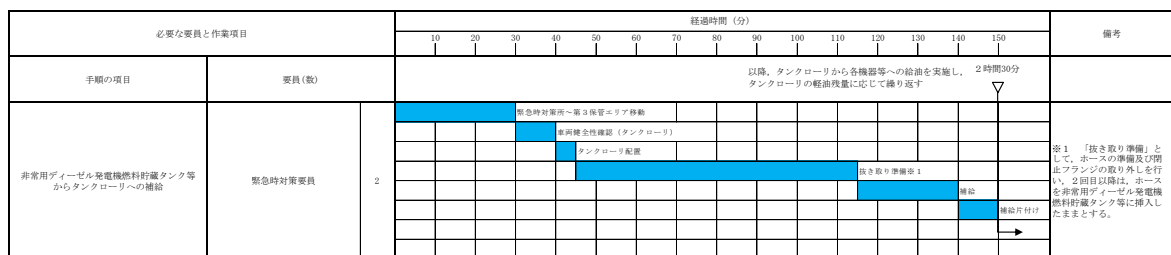
必要な要員と作業項目		経過時間(分)													備考	
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360			
手順の項目	要員(数)	<div style="text-align: center;"> </div>														
高压発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合） 【第4保管エリアを使用する場合】	中央制御室運転員A	1	M/C受電準備													※3
	現場運転員B、C	2	移動、M/C受電準備													
	緊急時対策要員	3	緊急時対策所へ第4保管エリア移動※2 車両健全性確認（高压発電機車）※2 高压発電機車配置 ※2 高压発電機車準備 送電操作 移動、送電操作													

- ※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4時間25分以内で可能である。
- ※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。
- ※3 高压発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）によるM/C D系受電を示す。なお、高压発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）によるM/C C系受電については、4時間40分以内で可能である。

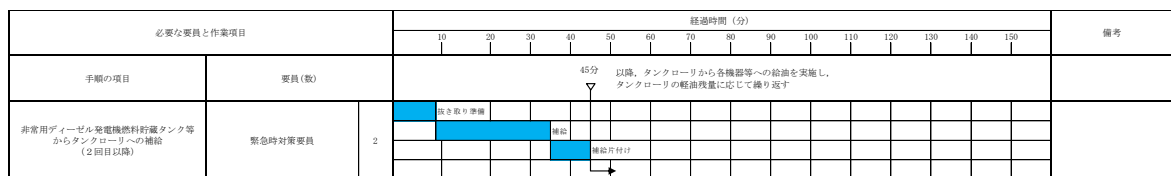
第 3.14-9 図 高压発電機車による非常用高压母線C系，非常用高压母線D系受電のタイムチャート（緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合））



第 3.14-10 図 ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの燃料補給のタイムチャート



※1 「引き取り準備」として、ホースの準備及び停止プラグの取り外しを行い、2回目以降は、ホースを非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に挿入し、たまたまとする。



第 3.14-11 図 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの燃料補給のタイムチャート

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)									備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員(数)	30分※ 以降、各機器等への給油を繰り返し、タンクローリーの軽油残量に応じてガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリーへの補給を繰り返し返す。										
タンクローリーから各機器等への給油 (ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した場合)	緊急時対策要員	2										移動はガスタービン発電機用軽油タンクから給油対象設備までを想定する。左記タイムチャートは標準的な場合の時間を示す。

※移動時間及び給油時間は対象設備の配置場所及び燃料タンク容量により時間は前後する。  
 大量送水車へ給油する場合は、移動時間を1分、準備時間を5分、給油時間を2分、片付け時間を5分、トータル13分で可能である。  
 高圧発電機車へ給油する場合は、移動時間を5分、準備時間を5分、給油時間を6分、片付け時間を5分、トータル21分で可能である。  
 大型送水ポンプ車へ給油する場合は、移動時間を7分、準備時間を5分、給油時間を6分、片付け時間を5分、トータル23分で可能である。  
 可搬式窒素供給装置へ給油する場合は、移動時間を5分、準備時間を5分、給油時間を1分、片付け時間を5分、トータル16分で可能である。

第 3.14-12 図 タンクローリーから各機器等への燃料補給のタイムチャート  
(ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した場合)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)									備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員(数)	30分※ 以降、各機器等への給油を繰り返し、タンクローリーの軽油残量に応じて非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリーへの補給を繰り返し返す。										
タンクローリーから各機器等への給油 (非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した場合)	緊急時対策要員	2										移動は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等から給油対象設備までを想定する。左記タイムチャートは標準的な場合の時間を示す。

※移動時間及び給油時間は対象設備の配置場所及び燃料タンク容量により時間は前後する。  
 大量送水車へ給油する場合は、移動時間を8分、準備時間を5分、給油時間を2分、片付け時間を5分、トータル20分で可能である。  
 高圧発電機車へ給油する場合は、移動時間を1分、準備時間を5分、給油時間を6分、片付け時間を5分、トータル17分で可能である。  
 大型送水ポンプ車へ給油する場合は、移動時間を2分、準備時間を5分、給油時間を6分、片付け時間を5分、トータル18分で可能である。  
 可搬式窒素供給装置へ給油する場合は、移動時間を1分、準備時間を5分、給油時間を1分、片付け時間を5分、トータル12分で可能である。

第 3.14-13 図 タンクローリーから各機器等への燃料補給のタイムチャート  
(非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した場合)

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について(個別手順)の1.14で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

可搬型代替交流電源設備は, 第 3.14-21 表に示すように, 通常時は電源となる高圧発電機車を代替所内電気設備と切り離し, 及びタンクローリをガスタービン発電機用軽油タンク, ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ, 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等, 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと切り離して保管することで隔離する系統構成としており, 重大事故等時に接続, 弁操作, 遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 代替所内電気設備, 常設代替交流電源設備及び非常用交流電源設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

高圧発電機車及びタンクローリは輪留めによる固定等を行うことで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(57-3, 57-7)

第 3.14-21 表 他系統との隔離

取合系統	系統隔離	駆動方式	動作
代替所内 電気設備	高圧発電機車接続プラグ収納箱 (高圧発電機車の接続口)	手動	通常時切離し
代替所内 電気設備	緊急用メタクラ接続プラグ盤 (高圧発電機車の接続口)	手動	通常時切離し
常設代替交 流電源設備	ガスタービン発電機用軽油タン ク (タンクローリの接続口)	手動	通常時切離し
非常用交流 電源設備	非常用ディーゼル発電機燃料貯 蔵タンク等 (閉止フランジ)	手動	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

可搬型代替交流電源設備のうち、高圧発電機車から非常用高圧母線 C 系、D 系、又は S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタを電源供給する系統、並びにガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等から高圧発電機車まで燃料移送する系統は、系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第 3.14-22 表に示す。これらの操作場所は、想定される事故時における放射線量が高くなるおそれが少ないため、設置場所又は中央制御室で操作可能な設計とする。

(57-2, 57-8)

第 3.14-22 表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
高圧発電機車	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所
	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所
	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所
ガスタービン発電機 用軽油タンク	ガスタービン発電機建物西側軽 油タンク設置場所	ガスタービン発電機建物西側軽 油タンク設置場所
タンクローリ	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所
	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所
	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所
	ガスタービン発電機建物西側軽 油タンク設置場所	ガスタービン発電機建物西側軽 油タンク設置場所
	タービン建物西側非常用ディー ゼル発電機燃料貯蔵タンク等設 置場所	タービン建物西側非常用ディー ゼル発電機燃料貯蔵タンク等設 置場所
	原子炉建物西側非常用ディー ゼル発電機燃料貯蔵タンク設置場 所	原子炉建物西側非常用ディー ゼル発電機燃料貯蔵タンク設置場 所
高圧発電機車 接続プラグ収納箱	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所
	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所
緊急用メタクラ接続 プラグ盤	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所
緊急用メタクラ	ガスタービン発電機建物 3 階	中央制御室 ガスタービン発電機建物 3 階
C-メタクラ切替盤	原子炉建物附属棟 2 階	原子炉建物附属棟 2 階
D-メタクラ切替盤	原子炉建物附属棟 2 階	原子炉建物附属棟 2 階
非常用高圧母線 C 系	原子炉建物附属棟 2 階	原子炉建物附属棟 2 階
非常用高圧母線 D 系	原子炉建物附属棟 2 階	原子炉建物附属棟 2 階

### 3.14.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

##### a) ガスタービン発電機用軽油タンク

可搬型代替交流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンクは、重大事故等時において、同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が、7日間連続運転する場合に必要な燃料量約425m<sup>3</sup>を上回る、容量約560m<sup>3</sup>を有する設計とする。

(57-5)

##### b) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等

可搬型代替交流電源設備の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等は、重大事故等時において、同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が、7日間連続運転する場合に必要な燃料量約712m<sup>3</sup>を上回る、容量約810m<sup>3</sup>を有する設計とする。

(57-5)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

可搬型代替交流電源設備は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。



(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

可搬型代替交流電源設備のうち高圧発電機車接続先から非常用高圧母線 C 系、D 系又は S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタまでの常設の電路は代替所内電気設備を経由する。

代替所内電気設備は、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機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の各機器と第 3.14-23 表のとおり、多様性、位置的分散を図る設計とする。

電路については、代替所内電気設備を非常用所内電気設備に対して、独立した電路で系統構成することにより、共通要因によって同時に機能を損なわれないよう独立した設計とする。

(57-2, 57-3, 57-9)

第 3.14-23 表 多重性又は多様性，位置的分散（57-9 参照）

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用交流電源設備 (非常用所内電気設備を経由)	可搬型代替交流電源設備 (代替所内電気設備を経由)
電源	<p>非常用高圧母線C系及びD系                      非常用ロードセンタC系及びD系                      &lt;いずれも原子炉建物附属棟 2 階 &gt;                      非常用コントロールセンタ C 系及び D 系                      &lt;原子炉建物附属棟 2 階及び中 2 階 &gt;                      非常用高圧母線H P C S 系                      非常用コントロールセンタH P C S 系                      &lt;いずれも原子炉建物附属棟地下 2 階 &gt;</p>	<p>緊急用メタクラ                      &lt;ガスタービン発電機建物内 &gt;                      高圧発電機車接続プラグ収納箱                      (原子炉建物西側)                      &lt;原子炉建物高圧発電機車第一設置場所 &gt;                      高圧発電機車接続プラグ収納箱                      (原子炉建物南側)                      &lt;原子炉建物高圧発電機車第二設置場所 &gt;                      緊急用メタクラ接続プラグ盤                      &lt;ガスタービン発電機建物高圧発電機車設置場所 &gt;                      C-メタクラ切替盤                      D-メタクラ切替盤                      &lt;いずれも原子炉建物附属棟 2 階 &gt;                      S A ロードセンタ                      S A 1 コントロールセンタ                      &lt;いずれも低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内 &gt;                      S A 2 コントロールセンタ                      &lt;原子炉建物附属棟 3 階 &gt;</p>

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用交流電源設備 (非常用所内電気設備を経由)	可搬型代替交流電源設備 (代替所内電気設備を経由)
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線C系及びD系電 路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発 電機 ～非常用高圧母線H P C S系電路	高圧発電機車 ～非常用高圧母線C系及びD系 電路 高圧発電機車 ～S A 1 コントロールセンタ及 びS A 2 コントロールセンタ電 路 ガスタービン発電機 ～非常用高圧母線C系及びD系 電路 ガスタービン発電機 ～S A 1 コントロールセンタ及 びS A 2 コントロールセンタ電 路
電源 供給先	非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系 <いずれも原子炉建物付属棟2階 > 非常用高圧母線H P C S系 <原子炉建物付属棟地下2階>	非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系 <いずれも原子炉建物付属棟2階 > S A 1 コントロールセンタ <低圧原子炉代替注水ポンプ格納 槽内> S A 2 コントロールセンタ <原子炉建物付属棟3階>

### 3.14.2.1.4.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

##### a) 高圧発電機車

高圧発電機車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な交流設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット3台使用する。保有数は、2セット6台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計7台を保管する。

具体的には高圧発電機車は、常設代替交流電源設備が使用できない場合、常設代替交流電源設備のバックアップ電源として使用する場合に必要とされる設備に電源供給する。高圧発電機車から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備を受電する場合は、原子炉建物外から電力を供給する可搬型代替交流電源設備に該当するため、必要設備を2セットに加えて予備を配備する。必要となる負荷は、最大負荷 約 790kW 及び連続最大負荷 約 590kW である。最大負荷に十分な余裕を考慮し約 500kVA/台の高圧発電機車が3台必要である。「共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数、予備数及び保有数について」に基づき、高圧発電機車は、重大事故等対処時に必要な台数6台、及び容量約 500kVA/台を有する設計とする。加えて予備1台を有する設計とする。

(57-5)

##### b) タンクローリ

可搬型代替交流電源設備のタンクローリは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に、燃料を補給できる容量を有する設計とする。

容量としては重大事故等時において、同時にその機能を発揮することを要求される高圧発電機車、大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置の連続運転が可能な燃料を、それぞれ高圧発電機車、大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置に供給できる容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は1セット1台と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を分散して保管する。

(57-5, 57-11)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型代替交流電源設備のうち、高圧発電機車から非常用高圧母線 C 系、D 系又は S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタを電源供給する系統、並びにガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等から高圧発電機車まで燃料移送する系統は、接続が必要なタンクローリホース、高圧発電機車ケーブルについては、現場で容易に接続可能な設計とする。第 3.14-24 表～第 3.14-30 表に対象機器の接続場所を示す。

(57-2, 57-8)

第 3.14-24 表 接続対象機器設置場所

(ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等～高圧発電機車流路)

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
タンクローリ	ガスタービン発電機用軽油タンク	ガスタービン発電機建物 西側軽油タンク設置場所	フランジ接続
タンクローリ	高圧発電機車	原子炉建物高圧発電機車 第一設置場所 原子炉建物高圧発電機車 第二設置場所 ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	ノズル接続

第 3.14-25 表 接続対象機器設置場所  
 (高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側)  
 ～非常用高压母線 C 系, D 系電路)

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
高压発電機車	高压発電機車 接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側)	原子炉建物高压発電機車 第一設置場所	コネクタ接続

第 3.14-26 表 接続対象機器設置場所  
 (高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側)  
 ～非常用高压母線 C 系, D 系電路)

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
高压発電機車	高压発電機車 接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側)	原子炉建物高压発電機車 第二設置場所	コネクタ接続

第 3.14-27 表 接続対象機器設置場所  
 (高压発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高压母線 C 系, D 系電路)

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
高压発電機車	緊急用メタクラ 接続プラグ盤	ガスタービン発電機建物 高压発電機車設置場所	コネクタ接続

第 3.14-28 表 接続対象機器設置場所

(高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ)

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
高圧発電機車	高圧発電機車 接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側)	原子炉建物高圧発電機車 第一設置場所	コネクタ接続

第 3.14-29 表 接続対象機器設置場所

(高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ)

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
高圧発電機車	高圧発電機車 接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側)	原子炉建物高圧発電機車 第二設置場所	コネクタ接続

第 3.14-30 表 接続対象機器設置場所

(高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ)

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
高圧発電機車	緊急用メタクラ 接続プラグ盤	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	コネクタ接続

以下に、可搬型代替交流電源設備を構成する可搬型主要設備の確実な接続性を示す。

a) 高圧発電機車

可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車は、建物外壁の高圧発電機車接続プラグ収納箱又は緊急用メタクラ接続プラグ盤にてケーブルをコネクタ接続すること、及び接続状態を目視で確認できることから、確実な接続が可能な設計とする。高圧発電機車ケーブルは充電部が露出する場合に養生することにより 3 相間の絶縁を確保する設計とする。

(57-2, 57-8)

b) タンクローリ

可搬型代替交流電源設備のタンクローリとガスタービン発電機用軽油タンクの接続については、燃料ホースとガスタービン発電機用軽油タンクのフランジを接続するために、特殊な工具を必要としない。

(57-2)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

a) 高圧発電機車

可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車は、非常用高圧母線 C 系又は非常用高圧母線 D 系に電源供給する場合、並びに S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタに電源供給する場合において、原子炉建物の異なる面に二箇所、原子炉建物とは位置的分散を図ったガスタービン発電機建物に一箇所の接続口を設置していることから、共通要因により接続不可とならない設計とする。

(57-2)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

可搬型代替交流電源設備の系統構成に操作が必要な可搬型設備の接続場所は、(2) 確実な接続の第 3.14-24 表～第 3.14-30 表と同様である。これらの操作場所は、想定される事故時における放射線量が高くなるおそれが少ないため、設置場所で操作可能な設計とする。

(57-2, 57-8)



(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

可搬型代替交流電源設備の可搬型設備である高圧発電機車及びタンクローリは、地震、津波その他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、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）と 100m 以上の離隔で位置的分散を図り、第 1 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアの複数箇所に分散して配置する設計とする。

(57-2)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型代替交流電源設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても、可搬型重大事故等対処設備の運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する設計とする。（「可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」参照）

(57-6)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

可搬型代替交流電源設備のうち、高圧発電機車から非常用高圧母線 C 系、D 系、又は S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタへ電源供給する系統を電源供給する系統、並びにガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等から高圧発電機車まで燃料移送する系統は、共通要因によって、設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備、又は常設重大事故防止設備の常設代替交流電源設備の各機器と第 3.14-31 表のとおり多様性及び位置的分散を図る設計とする。

(57-2, 57-3, 57-9)

第 3.14-31 表 多重性又は多様性，位置的分散

	設計基準事故対処設備	常設重大事故防止設備	可搬型重大事故防止設備
	非常用交流電源設備	常設代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備
電源	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 <いずれも原子炉建物附属棟地下2階>	ガスタービン発電機 <ガスタービン発電機建物1階>	高圧発電機車 <第1保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリア>
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線電路C系及びD系 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線HPCS系	ガスタービン発電機 ～非常用高圧母線C系及びD系電路 ガスタービン発電機 ～SA1コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機 ～SA2コントロールセンタ電路	高圧発電機車 ～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側） ～非常用高圧母線C系及びD系電路 高圧発電機車 ～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側） ～非常用高圧母線C系及びD系電路 高圧発電機車 ～緊急用メタクラ接続プラグ盤 ～非常用高圧母線C系及びD系電路 高圧発電機車 ～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側） ～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路 高圧発電機車 ～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側） ～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路 高圧発電機車 ～緊急用メタクラ接続プラグ盤 ～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路

	設計基準事故対処設備	常設重大事故防止設備	可搬型重大事故防止設備
	非常用交流電源設備	常設代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備
電源供給先	非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系 ＜いずれも原子炉建物付属棟2階＞ 非常用高圧母線HPCS系 ＜原子炉建物付属棟地下2階＞	非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系 ＜いずれも原子炉建物内＞ SAロードセンタ SA1コントロールセンタ ＜いずれも低圧原子炉代替注水格納槽内＞ SA2コントロールセンタ ＜原子炉建物付属棟3階＞	非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系 ＜いずれも原子炉建物付属棟2階＞ SA1コントロールセンタ ＜低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内＞ SA2コントロールセンタ ＜原子炉建物付属棟3階＞
駆動方式	ディーゼルエンジン	ガスタービン	ディーゼルエンジン
電源の冷却方式	水冷式	空冷式	空冷式
燃料源	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 ＜原子炉建物西側及びタービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所＞ 非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク ＜いずれも原子炉建物付属棟地下1階＞	ガスタービン発電機用軽油タンク ＜ガスタービン発電機建物西側軽油タンク設置場所＞ ガスタービン発電機用サービスタンク ＜ガスタービン発電機建物2階＞	ガスタービン発電機用軽油タンク ＜ガスタービン発電機建物西側軽油タンク設置場所＞ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 ＜原子炉建物西側及びタービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所＞ 高圧発電機車（車載燃料） ＜第1保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリア＞
燃料流路	非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ＜原子炉建物西側及びタービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所＞ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ＜タービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所＞	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ＜ガスタービン発電機建物1階＞	タンクローリ ＜第3保管エリア及び第4保管エリア＞

### 3.14.2.2 常設代替交流電源設備

#### 3.14.2.2.1 設備概要

常設代替交流電源設備は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に電源を供給することにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として設置するものである。

本システムはガスタービン機関及び発電機を搭載した「ガスタービン発電機」、ガスタービン発電機の燃料を保管する「ガスタービン発電機用軽油タンク」、ガスタービン発電機用軽油タンクからガスタービン発電機用サービスタンクまで燃料を補給する「ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ」、ガスタービン発電機の近傍で燃料を保管する「ガスタービン発電機用サービスタンク」、ガスタービン発電機から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に電源供給する電路である「緊急用メタクラ」、「メタクラ切替盤」、「非常用高圧母線C系」、「非常用高圧母線D系」で構成する。本システム全体の概要図を第 3.14-14 図～第 3.14-18 図に、本システムに属する重大事故等対処設備を第 3.14-32 表に示す。

本システムは、ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線C系、非常用高圧母線D系、又はSAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。

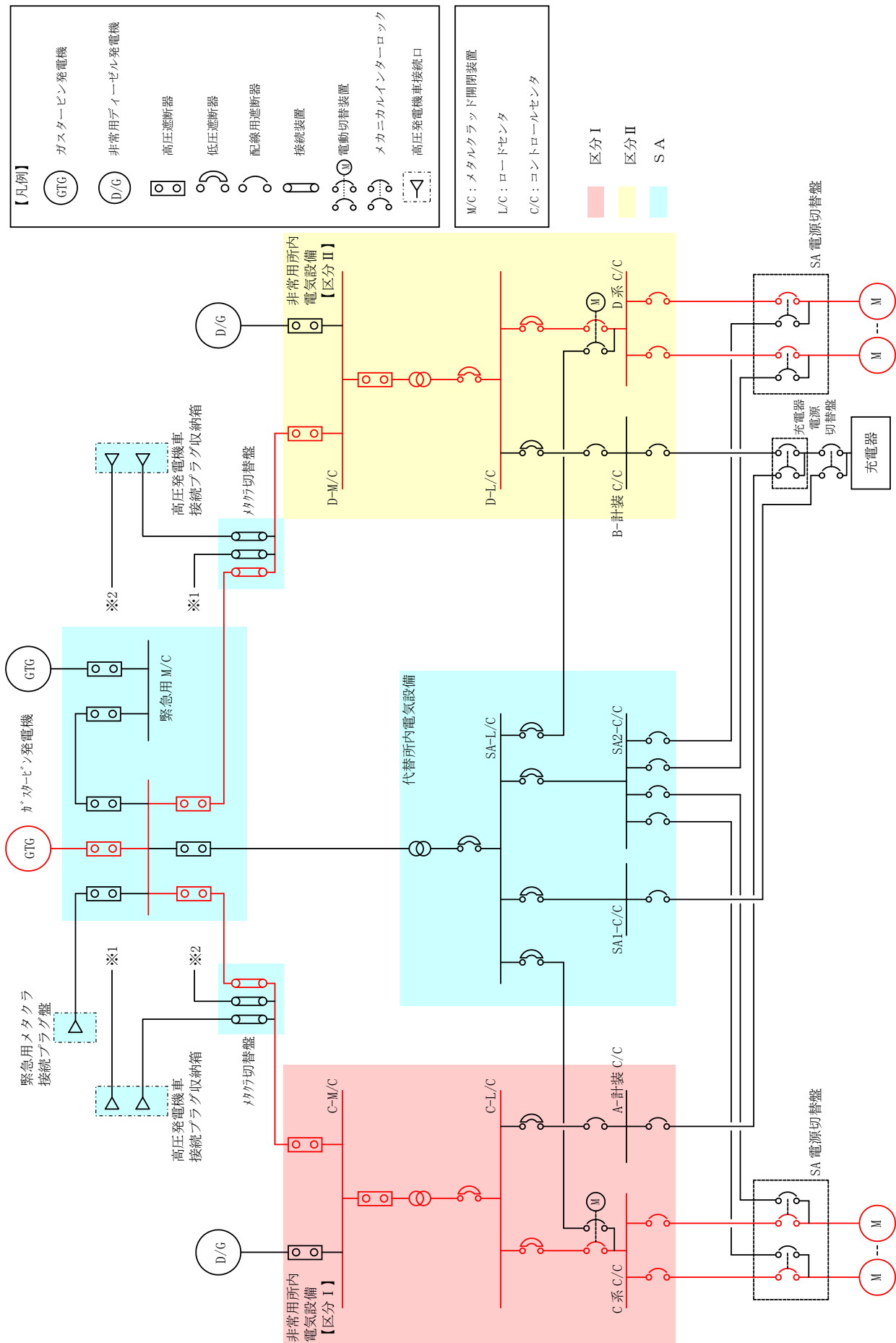
ガスタービン発電機の運転中は、ガスタービン発電機用軽油タンクからガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いてガスタービン発電機用サービスタンクへ自動で燃料補給を行うことで、事象発生後7日間にわたり常設代替交流電源設備から電力を給電する設計とする。

なお、ガスタービン発電機の起動に際しては、ガスタービン発電機用サービスタンクを用いて起動し、その後はガスタービン発電機自身が発電した電力にてガスタービン発電機用燃料移送ポンプを運転し、継続的に燃料を補給する。

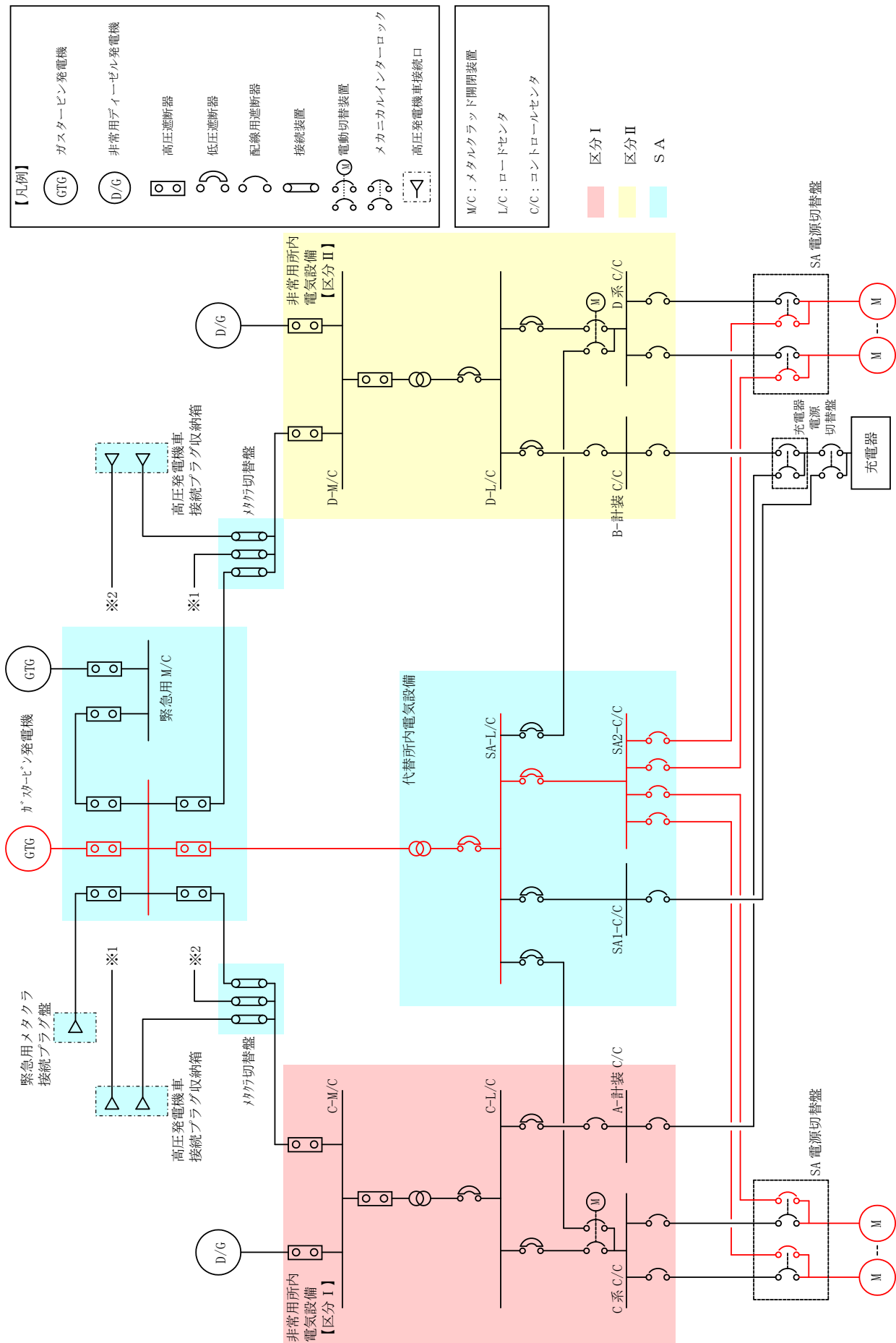
また、外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が故障した場合にも使用する。

常設代替交流電源設備の設計基準事故対処設備に対する独立性、位置的分散については3.14.2.2.3項に詳細を示す。

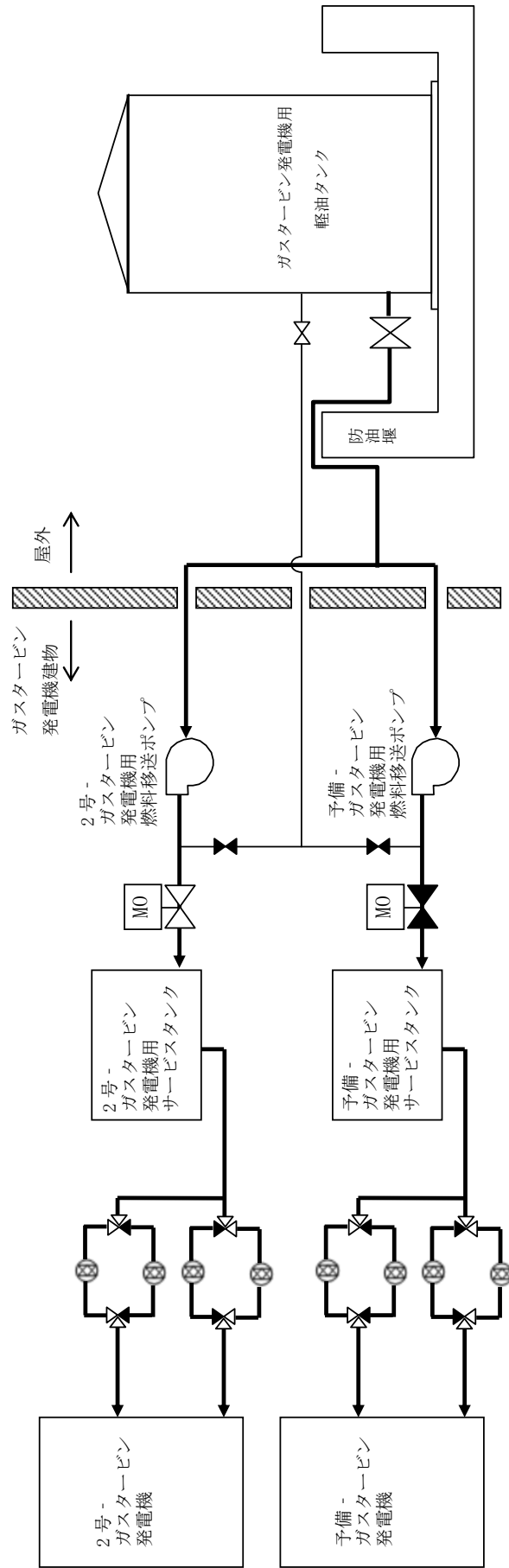
なお、原子炉補機代替冷却系については、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則 48 条に対する方針を示す章）」、緊急時対策所用電源設備については「3.18 緊急時対策所（設置許可基準規則 61 条に対する方針を示す章）」で示す。



第 3.14-14 図 常設代替交流電源設備系統図  
 (ガスタービン発電機～非常用所内電気設備)

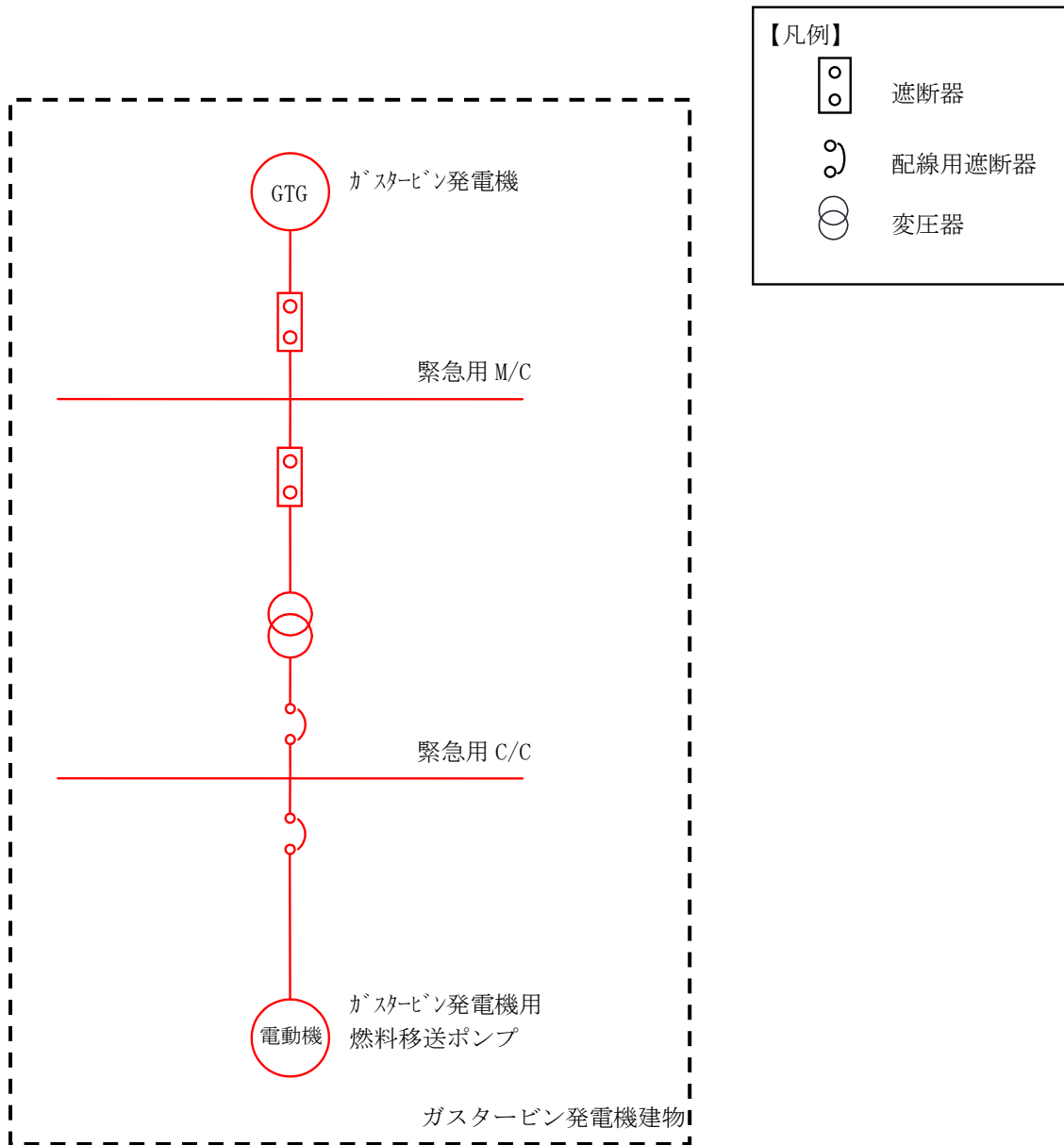


第 3.14-15 図 常設代替交流電源設備系統図  
(ガスタービン発電機～代替所内電気設備)

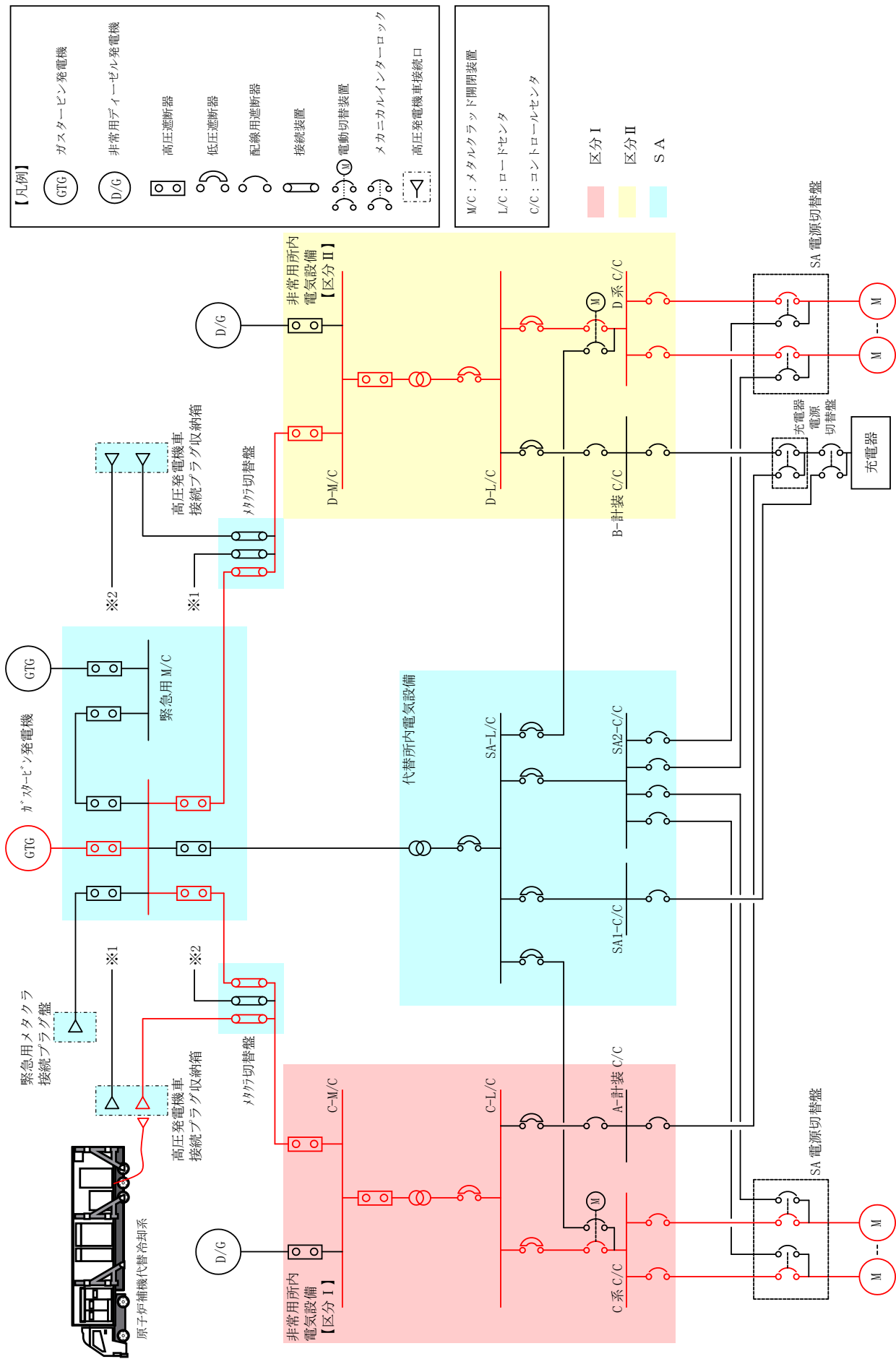


第3.14-16 図 常設代替交流電源設備系統図 (ガスタービン発電機燃料移送系)





第 3.14-17 図 常設代替交流電源設備系統図（ガスタービン発電機燃料移送ポンプ電源）



第 3.14-18 図 常設代替交流電源設備系統図（ガスタービン発電機～原子炉補機代替冷却系）

第 3.14-32 表 常設代替交流電源設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】
附属設備	—
燃料流路	ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁【常設】
電路	ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路【常設】 ガスタービン発電機～SAロードセンタ電路【常設】 ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA1コントロールセンタ電路【常設】 ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA2コントロールセンタ電路【常設】 ガスタービン発電機～原子炉補機代替冷却系電路 (ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱電路【常設】) (高圧発電機車接続プラグ収納箱～原子炉補機代替冷却系電路【可搬型】)
計装設備(補助)※1	C-メタクラ母線電圧【常設】 D-メタクラ母線電圧【常設】 HPCS-メタクラ母線電圧【常設】

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

### 3.14.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) ガスタービン発電機

ガスタービン

台数 : 1 (予備1)  
使用燃料 : 軽油  
出力 : 約 5,200kW/台

発電機

台数 : 1 (予備1)  
種類 : 同期発電機  
容量 : 約 6,000kVA/台  
力率 : 0.8  
電圧 : 6.9kV  
周波数 : 60Hz  
取付箇所 : ガスタービン発電機建物 1 階

#### (2) ガスタービン発電機用軽油タンク

種類 : たて置円筒形  
容量 : 約 560m<sup>3</sup>/基  
最高使用圧力 : 静水頭  
最高使用温度 : 66℃  
個数 : 1  
取付箇所 : 屋外 (ガスタービン発電機建物西側軽油タンク設置場所)

#### (3) ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ

種類 : スクリュー型  
個数 : 1 (予備1)  
容量 : 約 4.0m<sup>3</sup>/h/台  
吐出圧力 : 約 0.5MPa  
最高使用圧力 : 0.98MPa [gage]  
最高使用温度 : 66℃  
出力 : 約 3.7kW/台  
取付箇所 : ガスタービン発電機建物 1 階

(4) ガスタービン発電機用サービスタンク

種 類 : 横置円筒形

容 量 : 約 7.9m<sup>3</sup>/基

最高使用圧力 : 静水頭

最高使用温度 : 66℃

個 数 : 1 (予備 1)

取付箇所 : ガスタービン発電機建物 2 階

### 3.14.2.2.3 独立性及び位置的分散の確保

常設代替交流電源設備は、第3.14-33表で示す通り地震、津波、火災、溢水により同時に故障することを防止するため、非常用交流電源設備との独立性を確保する設計とする。

常設代替交流電源設備は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備と同時にその機能が損なわれることがないように、第3.14-34表で示す通り、位置的分散を図った設計とする。電源については、ガスタービン発電機を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と位置的分散されたガスタービン発電機建物に設置する設計とする。電路については、常設代替交流電源設備から非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系を受電する電路を、非常用交流電源設備から同母線及び非常用高圧母線H P C S系を受電する電路に対して、独立した電路で系統構成することにより、共通要因によって同時に機能を損なわれないよう独立した設計とする。電源の冷却方式は非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の水冷式に対し、ガスタービン発電機は空冷式と多様性を確保する設計とする。燃料源については、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からの供給であるのに対し、ガスタービン発電機はガスタービン発電機用軽油タンクと位置的分散された配置設計とする。

常設代替交流電源設備のうち、ガスタービン発電機から原子炉補機代替冷却系に電源供給する場合は、代替所内電気設備を電路として使用するため、非常用交流電源設備とは独立性を確保した設計とする。

(57-2, 57-3, 57-9)

第 3.14-33 表 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用交流電源設備	常設代替交流電源設備
			ガスタービン発電機
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備は耐震 S クラス設計とし、重大事故防止設備である常設代替交流電源設備は基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備を設置する原子炉建物と、重大事故防止設備を設置するガスタービン発電機建物、屋外の各設置場所は、ともに津波が到達しない位置とすることで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備と、重大事故防止設備である常設代替交流電源設備は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備と、重大事故防止設備である常設代替交流電源設備は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

第 3.14-34 表 位置的分散

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用交流電源設備	常設代替交流電源設備
電源	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 <いずれも原子炉建物付属棟地下2階>	ガスタービン発電機 <ガスタービン発電機建物1階>
電路	非常用ディーゼル発電機～非常用 高圧母線電路C系及びD系 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線HPCS系	ガスタービン発電機 ～非常用高圧母線C系及びD系電路 ガスタービン発電機 ～SAロードセンタ電路 ガスタービン発電機 ～SA1コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機 ～SA2コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機 ～高圧発電機車接続プラグ収納箱 ～原子炉補機代替冷却系電路
電源供給先	非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系 <いずれも原子炉建物付属棟2階> 非常用高圧母線HPCS系 <原子炉建物付属棟地下2階>	非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系 <いずれも原子炉建物付属棟2階> SAロードセンタ SA1コントロールセンタ <いずれも低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内> SA2コントロールセンタ <原子炉建物付属棟3階> 原子炉補機代替冷却系 <屋外>
電源の冷却方式	水冷式	空冷式



	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用交流電源設備	常設代替交流電源設備
燃料源	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 <原子炉建物西側及びタービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所> 非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク <いずれも原子炉建物付属棟地下1階>	ガスタービン発電機用軽油タンク <ガスタービン発電機建物西側軽油タンク設置場所> ガスタービン発電機用サービスタンク <ガスタービン発電機建物2階>
燃料流路	非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ <原子炉建物西側及びタービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所> 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ <タービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所>	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ <ガスタービン発電機建物1階>

### 3.14.2.2.4 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

#### 3.14.2.2.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

###### a) ガスタービン発電機

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機は、ガスタービン発電機建物内に設置する機器であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、ガスタービン発電機建物内の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の第3.14-35表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-35表 想定する環境条件及び荷重条件（ガスタービン発電機）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度 ・放射線	ガスタービン発電機建物内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による 影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系 統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	ガスタービン発電機建物内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

b) ガスタービン発電機用軽油タンク

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンクは、常設で屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、以下の第 3.14-36 表に示す設計とする。

(57-2, 57-3)

第 3.14-36 表 想定する環境条件及び荷重条件(ガスタービン発電機用軽油タンク)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。 (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)
風(台風)・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

c) ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、ガスタービン発電機建物内に設置する機器であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、ガスタービン発電機建物内の環境条件を考慮し、以下の第 3.14-37 表に示す設計とする。

(57-2, 57-3)

第 3.14-37 表 想定する環境条件及び荷重条件  
(ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	ガスタービン発電機建物内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)
風(台風)・積雪	ガスタービン発電機建物内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

d) ガスタービン発電機用サービスタンク

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機用サービスタンクは、ガスタービン発電機建物内に設置する機器であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、ガスタービン発電機建物内の環境条件を考慮し、以下の第 3.14-38 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-38 表 想定する環境条件及び荷重条件  
(ガスタービン発電機用サービスタンク)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度 ・放射線	ガスタービン発電機建物内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。 (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)
風(台風)・積雪	ガスタービン発電機建物内に設置するため，風(台風)及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

常設代替交流電源設備で、操作が必要なガスタービン発電機、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備の各遮断器については、中央制御室又は現場で容易に操作可能な設計とする。第 3.14-39 表～第 3.14-40 表に操作対象機器の操作場所を示す。

(57-2, 57-3)

第 3.14-39 表 操作対象機器

(ガスタービン発電機～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
ガスタービン発電機	停止→運転	中央制御室ガスタービン発電機建物 3 階	スイッチ操作
緊急用メタクラ遮断器 (非常用高圧母線側)	切→入	中央制御室	スイッチ操作
非常用高圧母線 C 系遮断器 (緊急用メタクラ側)	切→入	原子炉建物付属棟 2 階	スイッチ操作
非常用高圧母線 D 系遮断器 (緊急用メタクラ側)	切→入	原子炉建物付属棟 2 階	スイッチ操作

第 3.14-40 表 操作対象機器

(ガスタービン発電機～SAロードセンタ, SA1 コントロールセンタ及び SA2 コントロールセンタ電路)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
ガスタービン発電機	停止→運転	中央制御室又はガスタービン発電機建物 3 階	スイッチ操作
緊急用メタクラ遮断器 (SAロードセンタ側)	切→入	中央制御室	スイッチ操作

常設代替交流電源設備のうちガスタービン発電機から原子炉補機代替冷却系へ電源供給する系統で、操作が必要なガスタービン発電機及び代替所内電気設備については、中央制御室又は現場で容易に操作可能な設計とする。第3.14-41表に操作対象機器の操作場所を示す。

(57-2, 57-3)

第3.14-41表 操作対象機器  
(ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
ガスタービン発電機	停止→運転	中央制御室又はガスタービン発電機建物3階	スイッチ操作
緊急用メタクラ遮断器 (非常用高圧母線側)	切→入	中央制御室	スイッチ操作
高圧発電機車接続プラグ収納箱	断路→接続	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所	コネクタ接続
	断路→接続	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所	コネクタ接続
C-メタクラ切替盤	断路→接続	原子炉建物附属棟2階	ボルト・ネジ接続操作
D-メタクラ切替盤	断路→接続	原子炉建物附属棟2階	ボルト・ネジ接続操作

以下に、常設代替交流電源設備を構成する主要設備の操作性を示す。

a) ガスタービン発電機

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機は、中央制御室又はガスタービン発電機建物内の操作盤でのスイッチ操作であること、及びガスタービン発電機の運転状態を操作盤の表示灯及び計器で確認できることから、確実な操作が可能な設計とする。

中央制御室の操作盤は、ソフトスイッチとハードスイッチの2段階操作とすることで操作者の誤操作防止を考慮しており、かつ十分な操作空間を確保し、容易に操作可能とする。

ガスタービン発電機建物内の操作盤は、誤操作防止のために名称を明記することで操作者の操作、監視性を考慮しており、かつ、十分な操作空間を確保し、容易に操作可能とする。

(57-2, 57-3)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

a) ガスタービン発電機

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機は、第 3.14-42 表に示すように、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

ガスタービン発電機の運転性能の確認として、発電機の運転状態として発電機電圧、電流、周波数を確認可能な設計とし、模擬負荷を接続することにより出力性能の確認を行う。また、発電機の部品状態の確認として、非破壊検査や目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことの確認を行う。また、ガスタービン発電機のケーブルについて、絶縁抵抗測定が可能な設計とする。

(57-4)

第 3.14-42 表 ガスタービン発電機の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	模擬負荷によるガスタービン発電機の出力性能（発電機電圧、電流、周波数）の確認 ガスタービン発電機の運転状態の確認 ガスタービン発電機の絶縁抵抗の確認
	分解検査	ガスタービン発電機の部品の状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	ガスタービン発電機の見視点検
停止中	機能・性能試験	模擬負荷によるガスタービン発電機の出力性能（発電機電圧、電流、周波数）の確認 ガスタービン発電機の運転状態の確認 ガスタービン発電機の絶縁抵抗の確認 ケーブルの絶縁抵抗の確認
	分解検査	ガスタービン発電機の部品の状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	ガスタービン発電機の見視点検



b) ガスタービン発電機用軽油タンク

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンクは、第 3.14-43 表に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。ガスタービン発電機用軽油タンク内面の確認として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことが確認可能な設計とする。具体的にはタンク上部及び側面のマンホールが開放可能であり、内面の点検が可能な設計とする。ガスタービン発電機用軽油タンクの漏えい検査が実施可能な設計とする。具体的には漏えい検査が可能な隔離弁を設ける設計とする。ガスタービン発電機用軽油タンクの定例試験として油面レベルの確認が可能な計器を設ける設計とする。

(57-4)

第 3.14-43 表 ガスタービン発電機用軽油タンクの試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中	外観検査	ガスタービン発電機用軽油タンクの油面レベルの確認 漏えいの有無の確認
停止中	外観検査	ガスタービン発電機用軽油タンクの外観 ガスタービン発電機用軽油タンク内面の状態を試験及び目視により確認 ガスタービン発電機用軽油タンクの油面レベルの確認 漏えいの有無の確認

c) ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、第3.14-44表に示すように、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び分解検査が可能な設計とする。

運転性能の確認として、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの吐出圧力、系統（ポンプ廻り）の振動、異音、異臭及び漏えいが確認可能な設計とする。具体的には、試験用の系統を構成することにより機能・性能検査が可能な設計とする。

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの部品表面状態の確認として、浸透探傷試験により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことが確認可能な設計とする。具体的には、ポンプケーシング等が分解可能であり、主要部品の点検が可能な設計とする。

(57-4)

第3.14-44表 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えいの確認
	分解点検	ポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

d) ガスタービン発電機用サービスタンク

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機用サービスタンクは、第3.14-45表に示すように、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

内面の確認として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことが確認可能な設計とする。具体的にはタンク上部のマンホールが開放可能であり、内面の点検が可能な設計とする。

ガスタービン発電機用サービスタンクの漏えい検査が実施可能な設計とする。具体的には漏えい検査が可能な隔離弁を設ける設計とする。

ガスタービン発電機用サービスタンクの定例試験として油面レベルの確認が可能な計器を設ける設計とする。

(57-4)

3.14-45表 ガスタービン発電機用サービスタンクの試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	外観検査	ガスタービン発電機用サービスタンクの油面レベルの確認 ガスタービン発電機用サービスタンク内面の状態を目視により確認 漏えいの有無を確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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っては、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。

(ii) 適合性

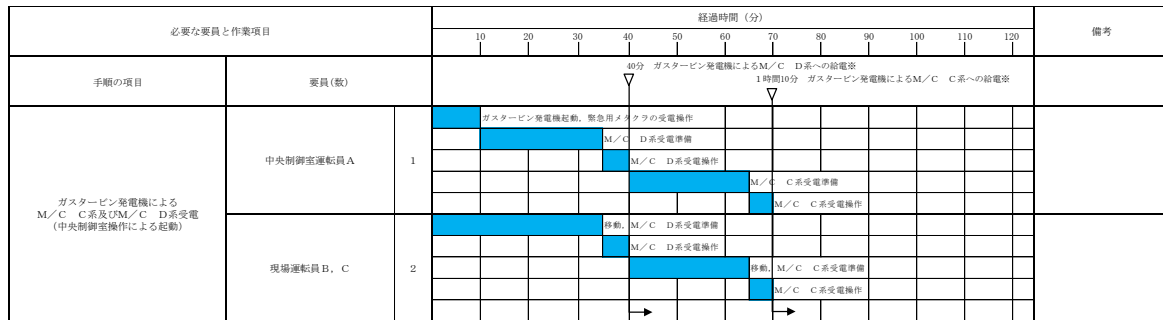
基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

常設代替交流電源設備は、本来の用途以外の用途には使用しない。なお、必要な常設代替交流電源設備の操作の対象機器は（2）操作性の第 3.14-39 表～第 3.14-41 表と同様である。

常設代替交流電源設備において、非常用交流電源設備から常設代替交流電源設備へ切り替えるために必要な電源系統の操作は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から非常用交流電源設備の隔離、及び常設代替交流電源設備の接続として、非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系の遮断器を設けることにより速やかな切替えが可能な設計とする。

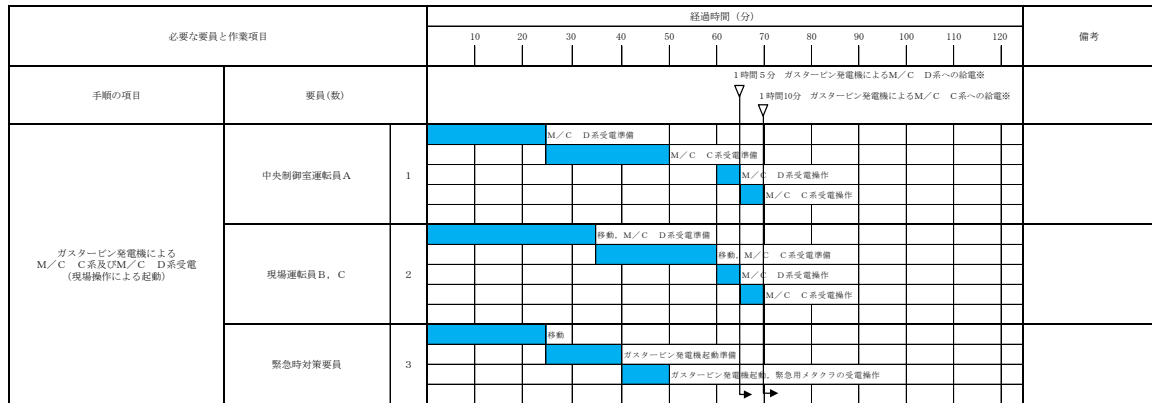
これにより第 3.14-19 図～第 3.14-20 図で示すタイムチャートの通り速やかに切替えが可能である。

(57-3)



※M/C受電はD系を優先して受電することとする。なお、状況によっては、C系から受電する可能性もある。

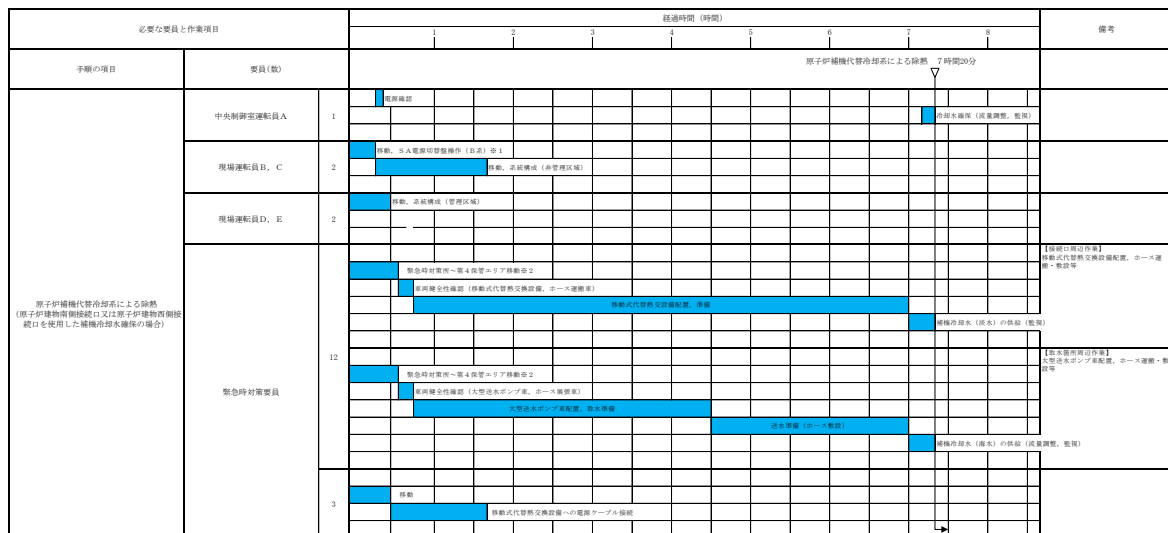
第 3.14-19 図 ガスタービン発電機によるM/C受電のタイムチャート(1 / 2)



※M/C受電はD系を優先して受電することとする。なお、状況によっては、C系から受電する可能性もある。

### 第 3.14-19 図 ガスタービン発電機によるM/C受電のタイムチャート(2/2)

※：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について (個別手順) の 1.14 で示すタイムチャート



※1：非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合は、中央制御室運転員Aにて5分以内に可能である。

※2：第1保管理域の可搬設備を使用した場合は速やかに対応できる。

### 第 3.14-20 図 ガスタービン発電機による原子炉補機代替冷却系

#### 受電のタイムチャート

※：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について (個別手順) の 1.5 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

常設代替交流電源設備は, 第 3.14-46 表に示すように, 通常時は代替所内電気設備及び非常用所内電気設備と切り離し, 緊急用メタクラの遮断器 (ガスタービン発電機側), 非常用高圧母線 C 系の遮断器 (緊急用メタクラ側) 及び非常用高圧母線 D 系の遮断器 (緊急用メタクラ側) を切とすることで隔離する系統構成としており, 重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 代替所内電気設備及び非常用所内電気設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。ガスタービン発電機用軽油タンク, ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及びガスタービン発電機用サービスタンクは, 専用の流路を用いることにより非常用所内電気設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また, ガスタービン発電機及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは, 飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(57-3, 57-7)

第 3.14-46 表 他系統との隔離

取合系統	系統隔離	駆動方式	動作
代替所内 電気設備	緊急用メタクラ遮断器 (ガスタービン発電機側)	手動	通常時切
非常用所内 電気設備	非常用高圧母線 C 系遮断器 (メタクラ切替盤側)	手動	通常時切
非常用所内 電気設備	非常用高圧母線 D 系遮断器 (メタクラ切替盤側)	手動	通常時切

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

常設代替交流電源設備の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第 3.14-47 表に示す。これらの操作場所は、想定される事故時における放射線量が高くなるおそれが少ないため、中央制御室又は現場で操作可能な設計とする。

(57-2)

第 3.14-47 表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
ガスタービン発電機	ガスタービン発電機建物 1 階	中央制御室又はガスタービン 発電機建物 3 階
緊急用メタクラ遮断器	ガスタービン発電機建物 3 階	中央制御室
非常用高圧母線 C 系 遮断器	原子炉建物付属棟 2 階	原子炉建物付属棟 2 階
非常用高圧母線 D 系 遮断器	原子炉建物付属棟 2 階	原子炉建物付属棟 2 階

また、常設代替交流電設備のうち、ガスタービン発電機から原子炉補機代替冷却系を電源供給する場合、系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第3.14-48表に示す。これらの操作場所は、想定される事故時における放射線量が高くなるおそれが少ないため、設置場所で操作可能な設計とする。

(57-2)

第3.14-48表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
ガスタービン発電機	ガスタービン発電機建物 1階	中央制御室又はガスタービン 発電機建物3階
緊急用メタクラ遮断器	ガスタービン発電機建物 3階	中央制御室
高圧発電機車 接続プラグ収納箱	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所
	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所
C-メタクラ切替盤	原子炉建物附属棟2階	原子炉建物附属棟2階
D-メタクラ切替盤	原子炉建物附属棟2階	原子炉建物附属棟2階



### 3.14.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

##### a) ガスタービン発電機

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要となる最大負荷 約 4,378kW 及び連続最大負荷 約 4,286kW よりも十分な余裕を有する最大容量約 4,800kW（力率 0.8 において 6,000kVA）を有する設計とする。

(57-5)

##### b) ガスタービン発電機用軽油タンク

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンクは、重大事故等時において、同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が、7日間連続運転する場合に必要な燃料量約 425m<sup>3</sup>を上回る、容量約 560m<sup>3</sup>を有する設計とする。

(57-5)

##### c) ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、ガスタービン発電機の燃料消費量を上回る、容量約 4.0m<sup>3</sup>/h/台、全圧力約 0.5MPa、原動機出力約 3.7kW/個を有する設計とする。

(57-5)

##### d) ガスタービン発電機用サービスタンク

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機用サービスタンクは、ガスタービン発電機を2時間の連続運転が可能な容量約 4.2m<sup>3</sup>/基に余裕を持った、容量約 7.9m<sup>3</sup>/基を有する設計とする。

(57-5)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等について」に示す。

常設代替交流電源設備は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

常設代替交流電源設備は、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機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の各機器と第 3.14-49 表のとおり多様性, 位置的分散を図る設計とする。

(57-2, 57-3)

第 3.14-49 表 多重性又は多様性，位置的分散

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用交流電源設備	常設代替交流電源設備
電源	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 〈いずれも原子炉建物附属棟地下 2 階〉	ガスタービン発電機 〈ガスタービン発電機建物 1 階〉
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線電路 C 系及び D 系 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線 H P C S 系	ガスタービン発電機 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 ガスタービン発電機 ～ S A ロードセンタ電路 ガスタービン発電機 ～ S A 1 コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機 ～ S A 2 コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機 ～高圧発電機車接続プラグ収納箱 ～原子炉補機代替冷却系電路
電源供給先	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 〈いずれも原子炉建物附属棟 2 階〉 非常用高圧母線 H P C S 系 〈原子炉建物附属棟地下 2 階〉	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 〈いずれも原子炉建物附属棟 2 階〉 S A ロードセンタ S A 1 コントロールセンタ 〈いずれも低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内〉 S A 2 コントロールセンタ 〈原子炉建物附属棟 3 階〉 原子炉補機代替冷却系 〈屋外〉
電源の駆動方式	ディーゼル発電	ガスタービン発電
電源の冷却方式	水冷式	空冷式
燃料源	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 〈原子炉建物西側及びタービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所〉 非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイタンク 〈いずれも原子炉建物附属棟地下 1 階〉	ガスタービン発電機用軽油タンク 〈ガスタービン発電機建物西側軽油タンク設置場所〉 ガスタービン発電機用サービスタンク 〈ガスタービン発電機建物 2 階〉
燃料流路	非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 〈原子炉建物西側及びタービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所〉 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 〈タービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所〉	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 〈ガスタービン発電機建物 1 階〉

### 3.14.2.2.4.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

#### (1) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

##### (i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

常設代替交流電源設備のうち、ガスタービン発電機から原子炉補機代替冷却系を電源供給する系統は、接続が必要なケーブルについては、現場で容易に接続可能な設計とする。第3.14-50表に対象機器の接続場所を示す。

(57-2)

第3.14-50表 接続対象機器設置場所

(ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱～原子炉補機代替冷却系)

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
ガスタービン発電機	原子炉補機代替冷却系	原子炉建物西側 原子炉補機代替冷却系設置場所（高圧発電機車接続プラグ収納箱）	コネクタ接続

### 3.14.2.3 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備

#### 3.14.2.3.1 設備概要

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、直流電源が必要な設備に電源を供給することにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として設置するものである。

所内常設蓄電式直流電源設備は全交流動力電源喪失時に直流設備に電源供給する「B-115V系蓄電池」、「B1-115V系蓄電池(SA)」、「230V系蓄電池(RCIC)」及び「SA用115V系蓄電池」、交流電源復旧後に直流設備に電源供給する「B-115V系充電器」、「B1-115V系充電器(SA)」、「230V系充電器(RCIC)」及び「SA用115V系充電器」で構成する。本系統全体の概要図を第3.14-21図～第3.14-23図に、本系統に属す重大事故等対処設備を第3.14-51表に示す。

所内常設蓄電式直流電源設備は、全交流動力電源喪失直後にB-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)及び230V系蓄電池(RCIC)から設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を含む。）、SA用115V系蓄電池から重大事故等対処設備に電源供給を行う。全交流動力電源喪失から8時間経過した時点で、B-115V系蓄電池の一部負荷の電源をB1-115V系蓄電池(SA)又はSA用115V系蓄電池に切り替えるとともに、不要な負荷の切離しを行う。その後、運転継続することにより全交流動力電源喪失から24時間必要な負荷に電源供給することが可能である。

また、外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が故障した場合にも使用する。

なお、交流電源である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備の復旧後に、交流電源をB-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)、230V系充電器(RCIC)及びSA用115V系充電器を経由し直流母線に接続することで、電力を供給できる設計とする。

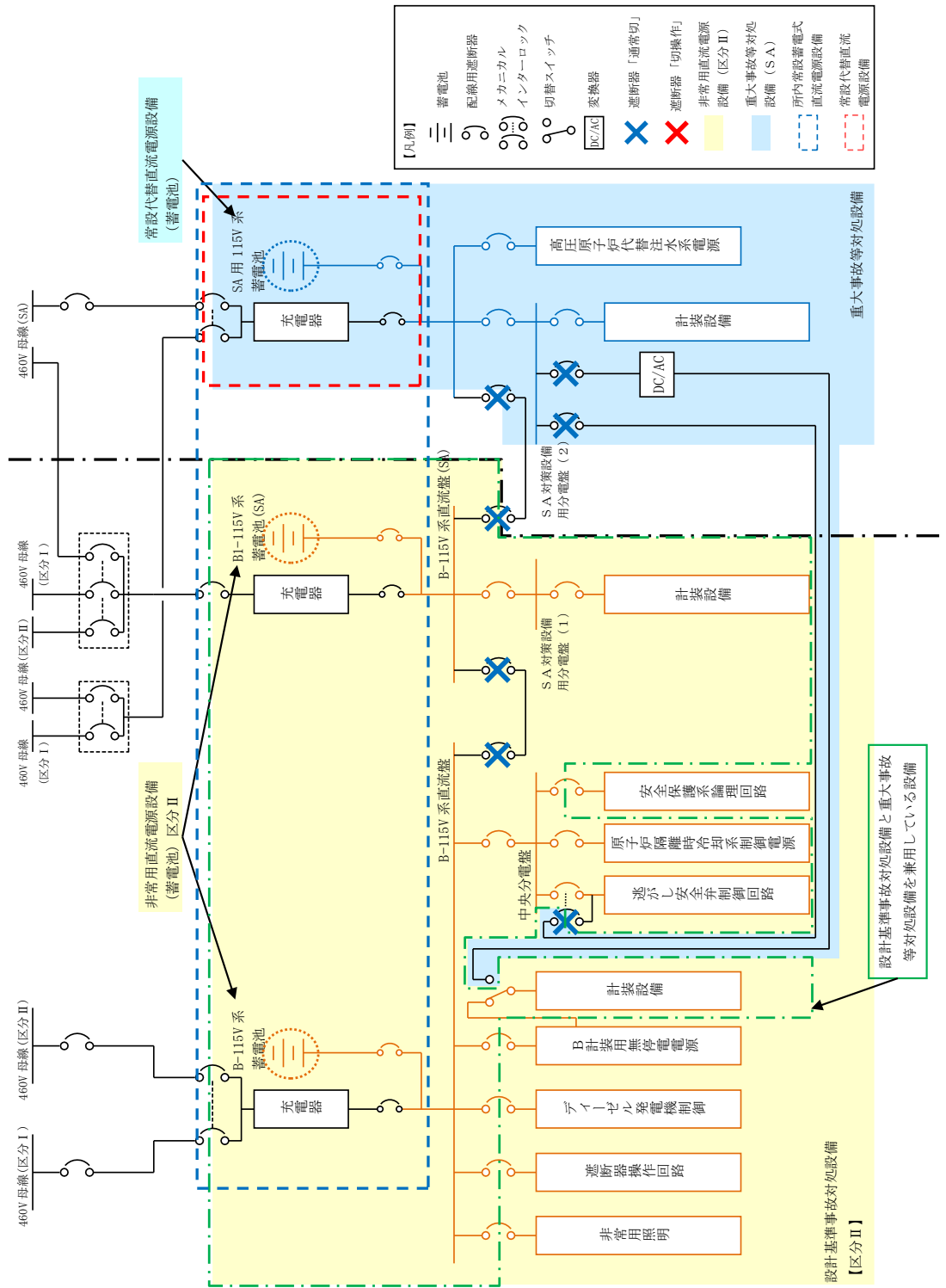
なお、所内常設蓄電式直流電源設備のうち、「SA用115V系蓄電池」及び「SA用115V系充電器」で構成する系統を「常設代替直流電源設備」と定義する。本系統全体の概要図を第3.14-21図～第3.14-22図に、本系統に属す重大事故等対処設備を第3.14-52表に示す。

常設代替直流電源設備は、全交流動力電源喪失から24時間、SA用115V系蓄電池から重大事故等対処設備に電源供給を行う設計とする。

なお、交流電源である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備の復旧後に、交流電源をSA用115V系充電器を経由し直流母線に接続することで、電力を供給できる設計とする。

また、外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が故障した場合にも使用する。所内常設代替直流電源設備及び常設代替直流電源設備の設計基準対処設備に

対する独立性，位置的分散については 3.14.2.3.3 項に詳細を示す。

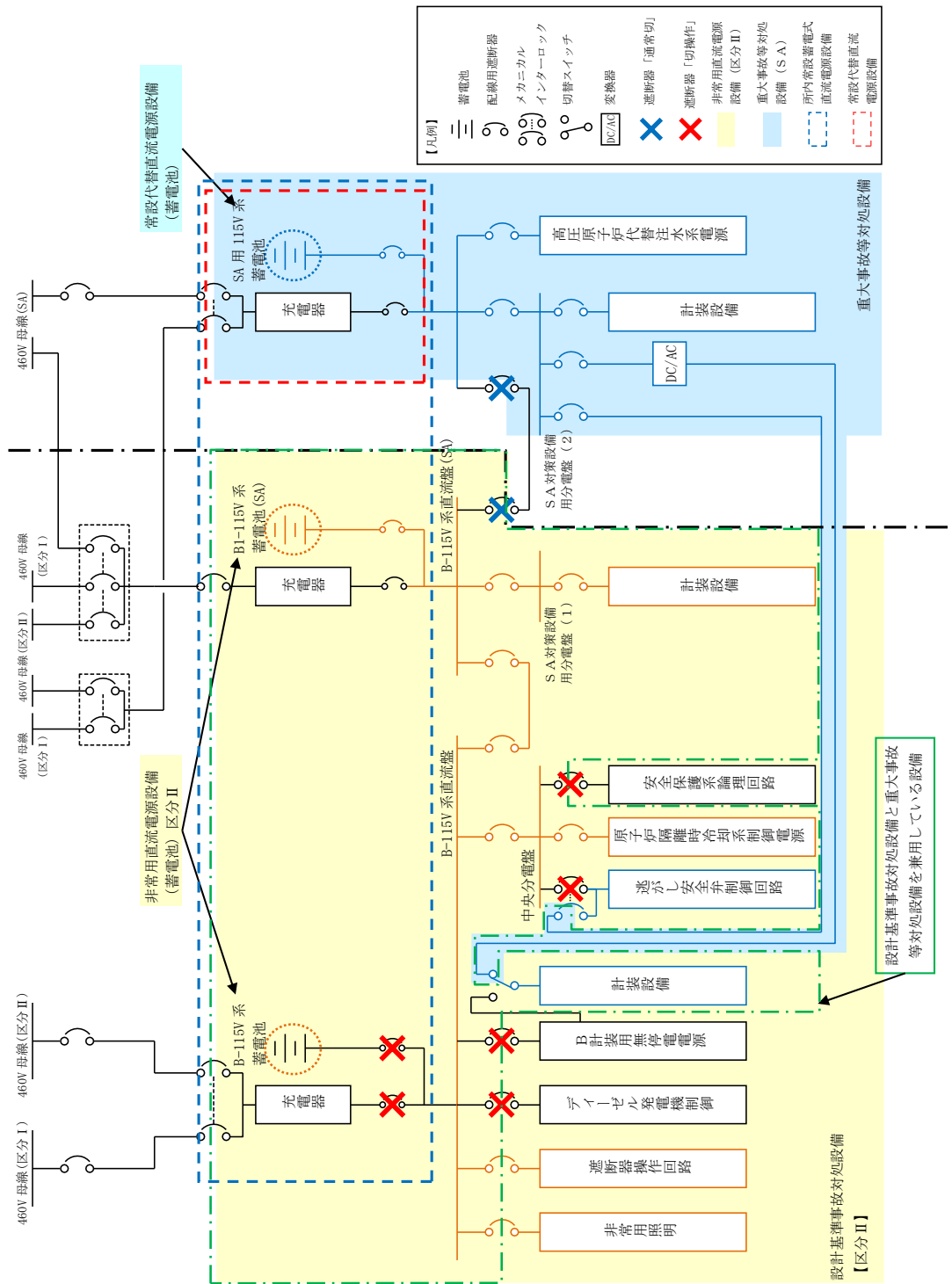


第 3.14-21 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備系統図

(全交流動力電源喪失直後～8 時間)

(B-115V 系蓄電池, B 1-115V 系蓄電池 (SA), SA用 115V 系蓄電池による給電)

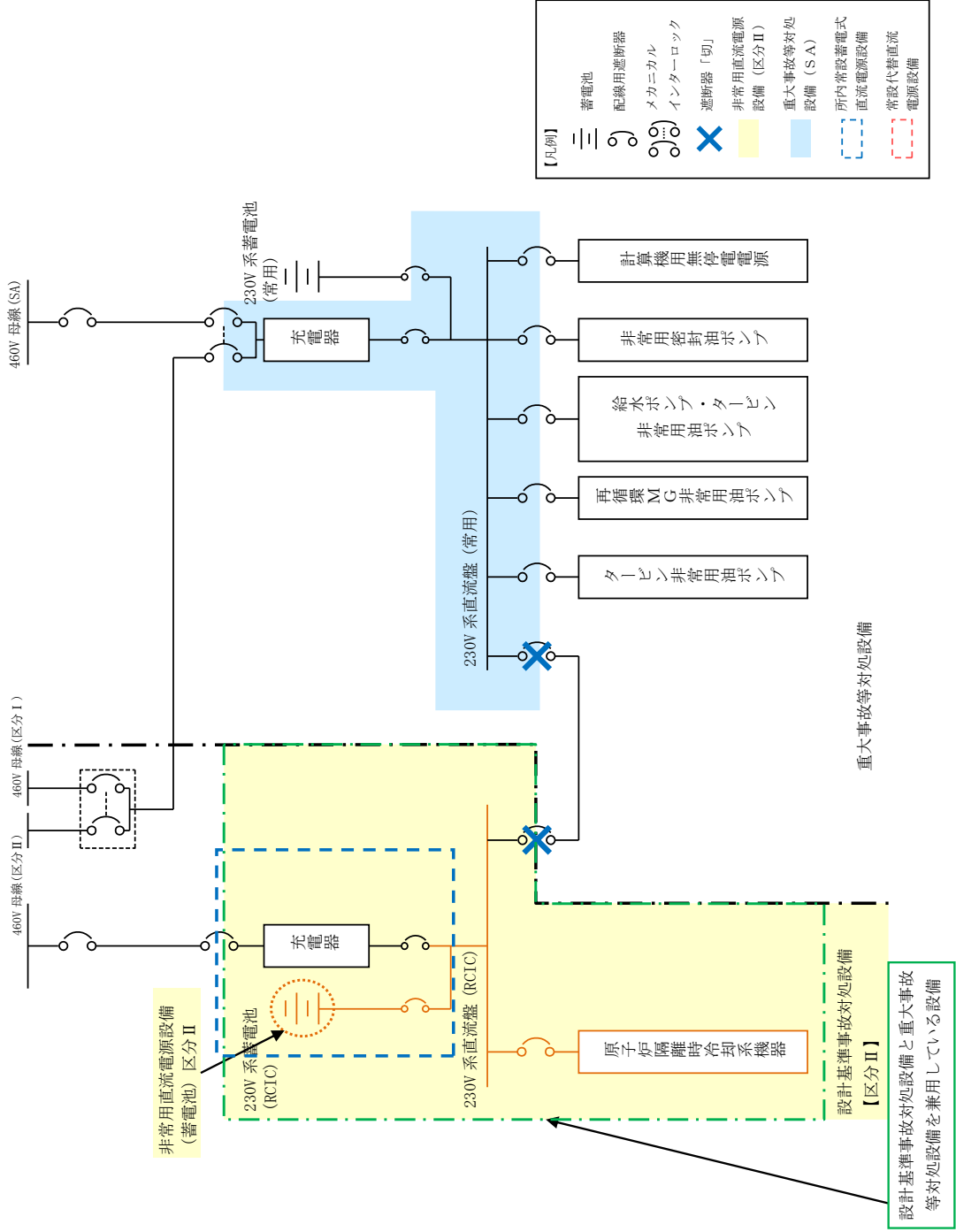




第 3.14-22 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備系統図

(全交流動力電源喪失 8 時間後～24 時間後)

(B-115V 系蓄電池, B1-115V 系蓄電池 (SA), SA 用 115V 系蓄電池による給電)



第 3.14-23 図 所内常設蓄電式直流電源設備系統図  
 (全交流動力電源喪失直後～24 時間後)  
 (230V 系蓄電池 (RCIC) による給電)

第 3.14-51 表 所内常設蓄電式直流電源設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	B-115V 系蓄電池【常設】 B1-115V 系蓄電池 (SA)【常設】 230V 系蓄電池 (RCIC)【常設】 SA用 115V 系蓄電池【常設】 B-115V 系充電器【常設】 B1-115V 系充電器 (SA)【常設】 230V 系充電器 (RCIC)【常設】 SA用 115V 系充電器【常設】
附属設備	—
燃料流路	—
電路	B-115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路【常設】 B1-115V 系蓄電池 (SA) 及び充電器～直流母線電路【常設】 230V 系蓄電池 (RCIC) 及び充電器～直流母線電路【常設】 SA用 115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路【常設】
計装設備 (補助) ※1	D-メタクラ母線電圧【常設】 D-ロードセンタ母線電圧【常設】

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

第 3.14-52 表 常設代替直流電源設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	SA用 115V 系蓄電池【常設】 SA用 115V 系充電器【常設】
附属設備	—
燃料流路	—
電路	SA用 115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路【常設】
計装設備 (補助) ※1	D-ロードセンタ母線電圧【常設】

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

### 3.14.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) B-115V系蓄電池

型式 : 鉛蓄電池  
個数 : 1  
電圧 : 115V  
容量 : 約 3,000Ah  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下中 1 階

#### (2) B1-115V系蓄電池 (S A)

型式 : 鉛蓄電池  
個数 : 1  
電圧 : 115V  
容量 : 約 1,500Ah  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下中 1 階

#### (3) S A用 115V系蓄電池

型式 : 鉛蓄電池  
個数 : 1  
電圧 : 115V  
容量 : 約 1,500Ah  
取付箇所 : 廃棄物処理建物 1 階

#### (4) 230V系蓄電池 (R C I C)

型式 : 鉛蓄電池  
個数 : 1  
電圧 : 230V  
容量 : 約 1,500Ah  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下中 1 階

#### (5) B-115V系充電器

個数 : 1  
電圧 : 120V  
電流 : 約 400A  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下中 1 階

(6) B 1 -115V 系充電器 (S A)

個 数 : 1

電 圧 : 120V

電 流 : 約 200A

取付箇所 : 廃棄物処理建物地下中 1 階

(7) S A用 115V 系充電器

個 数 : 1

電 圧 : 120V

電 流 : 約 200A

取付箇所 : 廃棄物処理建物地下中 1 階

(8) 230V 系充電器 (R C I C)

個 数 : 1

電 圧 : 240V

電 流 : 約 200A

取付箇所 : 廃棄物処理建物地下中 1 階

### 3.14.2.3.3 独立性及び位置的分散の確保

所内常設蓄電式直流電源設備は、第3.14-53表に示すように、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機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備A系、HPCS系の各機器と第3.14-54表のとおり位置的分散、及び区画された部屋にそれぞれ配置することにより物理的分離を図ることで独立性を有する設計とする。

(57-2, 57-3, 57-10)

第3.14-53表 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用直流電源設備 A系及びHPCS系	所内常設蓄電式直流電源設備
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備A系及びHPCS系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である所内常設蓄電式直流電源設備は耐震Sクラス設計とすることで、基準地震動Ssが共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備を設置する廃棄物処理建物及び原子炉建物付属棟と、重大事故防止設備を設置する廃棄物処理建物は、ともに津波が到達しない位置とすることで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備A系及びHPCS系と、重大事故防止設備である所内常設蓄電式直流電源設備は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備A系及びHPCS系と、重大事故防止設備である所内常設蓄電式直流電源設備は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

第 3.14-54 表 位置の分散

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用直流電源設備 A系, HPCS系	所内常設蓄電式直流電源設備
電源	A-115V系蓄電池 A-115V系充電器 <いずれも廃棄物処理建物1階> 高圧炉心スプレイ系蓄電池 高圧炉心スプレイ系充電器 <いずれも原子炉建物附属棟地下2階>	B-115V系蓄電池 B1-115V系蓄電池(SA) 230V系蓄電池(RCIC) SA用115V系蓄電池 B-115V系充電器 B1-115V系充電器(SA) 230V系充電器(RCIC) SA用115V系充電器 <いずれも廃棄物処理建物地下中1階>
電路	A-115V系蓄電池及び充電器 ~直流母線電路 高圧炉心スプレイ系蓄電池及び充電器 ~直流母線電路	B-115V系蓄電池及び充電器~直流母線電路 B1-115V系蓄電池(SA)及び充電器 ~直流母線電路 230V系蓄電池(RCIC)及び充電器 ~直流母線電路 SA用115V系蓄電池及び充電器 ~直流母線電路

常設代替直流電源設備は、第 3.14-55 表に示すように、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機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備 A 系、H P C S 系の各機器と第 3.14-56 表の通り位置的分散を図る設計とする。

また、炉心の著しい損傷、原子炉格納用容器の破損、及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷防止を防止するための設備のうち重大事故防止設備については、A-115V 系蓄電池及び高圧炉心スプレイ系蓄電池から設計基準事故対処設備への電路と S A 用 115V 系蓄電池から重大事故防止設備への電路を、独立性を有する設計とする。

(57-2, 57-3, 57-10)

第 3.14-55 表 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用直流電源設備 A系及びH P C S系	常設代替直流電源設備
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備 A 系及び H P C S 系は耐震 S クラス設計とし、重大事故防止設備である常設代替直流電源設備は耐震 S クラス設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備を設置する廃棄物処理建物及び原子炉建物付属棟と、重大事故防止設備を設置する廃棄物処理建物は、ともに津波が到達しない位置とすることで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備 A 系及び H P C S 系と、重大事故防止設備である常設代替直流電源設備は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備 A 系及び H P C S 系と、重大事故防止設備である常設代替直流電源設備は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	



第 3.14-56 表 位置的分散

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用直流電源設備 A系及びHPCS系	常設代替直流電源設備
電源	A-115V系蓄電池 A-115V系充電器 ＜いずれも廃棄物処理建物地下1階＞ 高圧炉心スプレイ系蓄電池 高圧炉心スプレイ系充電器 ＜いずれも原子炉建物付属棟地下2階＞	SA用115V系蓄電池 ＜廃棄物処理建物1階＞ SA用115V系充電器 ＜廃棄物処理建物地下中1階＞
電路	A-115V系蓄電池及び充電器 ～直流母線電路 高圧炉心スプレイ系蓄電池及び充電器 ～直流母線電路	SA用115V系蓄電池及び充電器 ～直流母線電路

### 3.14.2.3.4 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

#### 3.14.2.3.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

###### a) B-115V系蓄電池

所内常設蓄電式直流電源設備のB-115V系蓄電池は，廃棄物処理建物内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，廃棄物処理建物の環境条件を考慮し，以下の第3.14-57表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-57表 想定する環境条件及び荷重条件（B-115V系蓄電池）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建物内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	廃棄物処理建物内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

b) B 1 -115V 系蓄電池 (S A)

所内常設蓄電式直流電源設備の B 1 -115V 系蓄電池 (S A) は、廃棄物処理建物内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、廃棄物処理建物の環境条件を考慮し、以下の第 3.14-58 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-58 表 想定する環境条件及び荷重条件 (B 1 -115V 系蓄電池 (S A))

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建物内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	廃棄物処理建物内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

c) S A用 115V 系蓄電池

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の S A用 115V 系蓄電池は，廃棄物処理建物内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，廃棄物処理建物の環境条件を考慮し，以下の第 3.14-59 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-59 表 想定する環境条件及び荷重条件（S A用 115V 系蓄電池）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建物内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	廃棄物処理建物内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

d) 230V 系蓄電池 (R C I C)

所内常設蓄電式直流電源設備の 230V 系蓄電池 (R C I C) は、廃棄物処理建物内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、廃棄物処理建物の環境条件を考慮し、以下の第 3.14-60 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-60 表 想定する環境条件及び荷重条件 (230V 系蓄電池 (R C I C))

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建物内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	廃棄物処理建物内に設置するため，風(台風)及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

e) B-115V 系充電器

所内常設蓄電式直流電源設備の B-115V 系充電器は、廃棄物処理建物内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、廃棄物処理建物の環境条件を考慮し、以下の第 3.14-61 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-61 表 想定する環境条件及び荷重条件 (B-115V 系充電器)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建物内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	廃棄物処理建物内に設置するため，風(台風)及び積雪の影響は受けない
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

f) B 1 -115V 系充電器 (S A)

所内常設蓄電式直流電源設備の B 1 -115V 系充電器 (S A) は、廃棄物処理建物内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、廃棄物処理建物の環境条件を考慮し、以下の第 3.14-62 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-62 表 想定する環境条件及び荷重条件 (B 1 -115V 系充電器 (S A))

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建物内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	廃棄物処理建物内に設置するため，風(台風)及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

g) S A用 115V 系充電器

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の S A用 115V 系充電器は，廃棄物処理建物内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，廃棄物処理建物の環境条件を考慮し，以下の第 3.14-63 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-63 表 想定する環境条件及び荷重条件（S A用 115V 系充電器）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建物内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	廃棄物処理建物内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。



h) 230V 系充電器 (R C I C)

所内常設蓄電式直流電源設備の 230V 系充電器 (R C I C) は、廃棄物処理建物内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、廃棄物処理建物の環境条件を考慮し、以下の第 3.14-64 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-64 表 想定する環境条件及び荷重条件 (230V 系充電器 (R C I C))

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建物内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風 (台風)・積雪	廃棄物処理建物内に設置するため，風 (台風) 及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の直流母線の遮断器を手動操作することにより供給する蓄電池を切り替えること、及び B-115V 系充電器、B 1-115V 系充電器（SA）、SA 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器（RCIC）の運転状態を表示及び計器で確認できることから、確実な操作が可能な設計とする。

なお、全交流動力電源喪失直後から 8 時間経過するまでの期間については操作不要である。

所内常設蓄電式直流電源設備で、操作が必要な各遮断器については、現場で容易に操作可能な設計とする。第 3.14-65 表に操作対象機器の操作場所を示す。

(57-2, 57-3)

第 3.14-65 表 操作対象機器（全交流動力電源喪失から 8 時間後の切替え操作）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
B-115V 系直流盤 (不要な負荷)	入→切	廃棄物処理建物地下中 1 階	遮断器 操作
B-115V 系蓄電池出力 遮断器 (B-115V 系充電器)	入→切	廃棄物処理建物地下中 1 階	遮断器 操作
B-115V 系充電器遮断 器 (B-115V 系直流盤出 力)	入→切	廃棄物処理建物地下中 1 階	遮断器 操作
直流母線連絡遮断器 (B-115V 系直流盤 (SA) 側)	切→入	廃棄物処理建物地下中 1 階	遮断器 操作
直流母線連絡遮断器 (B-115V 系直流盤 側)	切→入	廃棄物処理建物地下中 1 階	遮断器 操作

以下に所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を構成する主要設備の操作性を示す。

a) B-115V 系蓄電池

所内常設蓄電式直流電源設備の B-115V 系蓄電池は操作不要である。

b) B1-115V 系蓄電池 (SA)

所内常設蓄電式直流電源設備の B1-115V 系蓄電池 (SA) は操作不要である。

c) SA用 115V 系蓄電池

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の SA用 115V 系蓄電池は操作不要である。

d) 230V 系蓄電池 (RCIC)

所内常設蓄電式直流電源設備の 230V 系蓄電池 (RCIC) は操作不要である。

e) B-115V 系充電器

所内常設蓄電式直流電源設備の B-115V 系充電器は操作不要である。

f) B1-115V 系充電器 (SA)

所内常設蓄電式直流電源設備の B1-115V 系充電器 (SA) は操作不要である。

g) SA用 115V 系充電器

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の SA用 115V 系充電器は操作不要である。

h) 230V 系充電器 (RCIC)

所内常設蓄電式直流電源設備の 230V 系充電器 (RCIC) は操作不要である。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

a) B-115V 系蓄電池

所内常設蓄電式直流電源設備の B-115V 系蓄電池は、第 3.14-66 表に示すように運転中又は停止中に機能・性能試験又は外観の確認が可能な設計とする。

性能の確認として、B-115V 系蓄電池の単体及び総電圧を確認する。

蓄電池の総電圧の確認を可能とする計器を設けた設計とする。また、蓄電池単体については、電圧の確認を可能とする構造とする。

(57-4)

第 3.14-66 表 B-115V 系蓄電池の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	蓄電池の単体及び総電圧の確認

b) B1-115V 系蓄電池 (SA)

所内常設蓄電式直流電源設備の B1-115V 系蓄電池 (SA) は、第 3.14-67 表に示すように運転中又は停止中に機能・性能試験又は外観の確認が可能な設計とする。

性能の確認として、B1-115V 系蓄電池 (SA) の単体及び総電圧を確認する。

蓄電池の総電圧の確認を可能とする計器を設けた設計とする。また、蓄電池単体については、電圧の確認を可能とする構造とする。

(57-4)

第 3.14-67 表 B 1 - 115V 系蓄電池 (S A) の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	蓄電池の単体及び総電圧の確認

c) S A用 115V 系蓄電池

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の S A用 115V 系蓄電池は、第 3.14-68 表に示すように運転中又は停止中に機能・性能試験又は外観の確認が可能な設計とする。

性能の確認として、S A用 115V 系蓄電池の単体及び総電圧を確認する。

蓄電池の総電圧の確認を可能とする計器を設けた設計とする。また、蓄電池単体については、電圧の確認を可能とする構造とする。

(57-4)

第 3.14-68 表 S A用 115V 系蓄電池の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	蓄電池の単体及び総電圧の確認

d) 230V 系蓄電池 (R C I C)

所内常設蓄電式直流電源設備の 230V 系蓄電池 (R C I C) は、第 3.14-69 表に示すように運転中又は停止中に機能・性能試験又は外観の確認が可能な設計とする。

性能の確認として、230V 系蓄電池 (R C I C) の単体及び総電圧を確認する。

蓄電池の総電圧の確認を可能とする計器を設けた設計とする。また、蓄電池単体については、電圧の確認を可能とする構造とする。

(57-4)

第 3.14-69 表 230V 系蓄電池 (R C I C) の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	蓄電池の単体及び総電圧の確認

e) B-115V系充電器

所内常設蓄電式直流電源設備のB-115V系充電器は、第3.14-70表に示すように運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

性能の確認として、B-115V系充電器の盤内外部の目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと、電気回路の絶縁抵抗に異常がないこと、運転状態により半導体素子の動作に異常がないことを確認する。

B-115V系充電器の出力電圧の確認を可能とする計器を設けた設計とする。  
(57-4)

第3.14-70表 B-115V系充電器の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	充電器の出力電圧，絶縁抵抗の確認
	外観検査	充電器の外観の確認

f) B1-115V系充電器(SA)

所内常設蓄電式直流電源設備のB1-115V系充電器(SA)は、第3.14-71表に示すように運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

性能の確認として、B1-115V系充電器(SA)の盤内外部の目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと、電気回路の絶縁抵抗に異常がないこと、運転状態により半導体素子の動作に異常がないことを確認する。

B1-115V系充電器(SA)の出力電圧の確認を可能とする計器を設けた設計とする。  
(57-4)

第3.14-71表 B1-115V系充電器(SA)の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	充電器の出力電圧，絶縁抵抗の確認
	外観検査	充電器の外観の確認

g) S A用 115V 系充電器

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の S A用 115V 系充電器は，第 3.14-72 表に示すように運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

性能の確認として，S A用 115V 系充電器の盤内外部の目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと，電気回路の絶縁抵抗に異常がないこと，運転状態により半導体素子の動作に異常がないことを確認する。

S A用 115V 系充電器の出力電圧の確認を可能とする計器を設けた設計とする。

(57-4)

第 3.14-72 表 S A用 115V 系充電器の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	充電器の出力電圧，絶縁抵抗の確認
	外観検査	充電器の外観の確認

h) 230V 系充電器 (R C I C)

所内常設蓄電式直流電源設備の 230V 系充電器 (R C I C) は，第 3.14-73 表に示すように運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

性能の確認として，230V 系充電器 (R C I C) の盤内外部の目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと，電気回路の絶縁抵抗に異常がないこと，運転状態により半導体素子の動作に異常がないことを確認する。

230V 系充電器 (R C I C) の出力電圧の確認を可能とする計器を設けた設計とする。

(57-4)

第 3.14-73 表 230V 系充電器 (R C I C) の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	充電器の出力電圧，絶縁抵抗の確認
	外観検査	充電器の外観の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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っては、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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

所内常設蓄電式直流電源設備の B-115V 系蓄電池, B1-115V 系蓄電池 (SA), 230V 系蓄電池 (RCIC), B-115V 系充電器, B1-115V 系充電器 (SA) 及び 230V 系充電器 (RCIC) は、通常時において本来の用途である設計基準対象施設へ電源供給している。所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の SA 用 115V 系蓄電池及び SA 用 115V 系充電器は本来の用途以外の用途には使用しない。なお、所内常設蓄電式直流電源設備として設備の電源供給元を切替える操作として遮断器操作を行うが、遮断器の速やかな切替えが可能な設計とする。切替え操作の対象機器は(2)操作性の第 3.14-65 表と同様である。

(57-3)

これにより第 3.14-24 図で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

必要な要員と作業項目		経過時間 (時間)										備考	
手順の項目	要員(数)	6	7	8	9	10	11						
所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電	中央制御室運転員 A	1											
	現場運転員 B, C	2											

8時間30分 B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)への切替

電源切替準備機 (RCIC停止操作)

待機、不要負荷の切離し

充電切替

第 3.14-24 図 所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給

(B-115V 系蓄電池, B1-115V 系蓄電池 (SA) 切替え) のタイムチャート

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について (個別手順) の 1.14 で示すタイムチャート



(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

所内常設蓄電式直流電源設備の B-115V 系蓄電池, B 1-115V 系蓄電池 (S A), B-115V 系充電器及び B 1-115V 系充電器 (S A) は, 第 3.14-74 表に示すように, 通常時は, 設計基準等対処設備として使用する場合と同じ系統構成とし, 重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統を構成することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また, 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の S A 用 115V 系蓄電池及び S A 用 115V 系充電器は, 通常時は非常用直流電源設備と分離し, 重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する, 及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(57-3, 57-7)

第 3.14-74 表 他系統との隔離

取合系統	系統隔離	駆動方式	動作
S A 用 115V 系蓄電池	B-115V 系直流盤 (S A) (S A 用 115V 系充電器側)	手動	通常時切

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第 3.14-75 表に示す。これらの操作場所は、想定される事故時における放射線量が高くなるおそれが少ないため、設置場所で操作可能な設計とする。

(57-2)

第 3.14-75 表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
B-115V 系直流盤 (S A)	廃棄物処理建物地下中 1 階	廃棄物処理建物地下中 1 階
B-115V 系直流盤	廃棄物処理建物地下中 1 階	廃棄物処理建物地下中 1 階
B-115V 系充電器	廃棄物処理建物地下中 1 階	廃棄物処理建物地下中 1 階
中央分電盤	廃棄物処理建物 1 階	廃棄物処理建物 1 階

### 3.14.2.3.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

##### a) B-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池(SA)

所内常設蓄電式直流電源設備のB-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池(SA)は, 想定される重大事故時等において, これらを組み合わせ, 重大事故等対処時に負荷切離しを行わず8時間, その後必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給するために必要な容量として, B-115V系蓄電池は約3,000Ah, B1-115V系蓄電池(SA)は約1,500Ahを有する設計とする。

(57-5)

##### b) SA用115V系蓄電池, 230V系蓄電池(RCIC)

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備のSA用115V系蓄電池, 所内常設蓄電式直流電源設備の230V系蓄電池(RCIC)は, 想定される重大事故等時において, 24時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給するために必要な容量として, SA用115V系蓄電池は約1,500Ah, 230V系蓄電池(RCIC)は約1,500Ahを有する設計とする。

(57-5)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備は, 二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

所内常設蓄電式直流電源設備は、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機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備 A 系、H P C S 系の各機器と第 3.14-76 表のとおり位置的分散、及び区画された部屋にそれぞれ配置することにより物理的分離を図る設計とする。

(57-2, 57-3, 57-10)

第 3.14-76 表 多重性又は多様性、位置的分散

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用直流電源設備 A 系、H P C S 系	所内常設蓄電式直流電源設備
電源	A-115V 系蓄電池 A-115V 系充電器 <いずれも廃棄物処理建物 1 階> 高圧炉心スプレイ系蓄電池 高圧炉心スプレイ系充電器 <いずれも原子炉建物附属棟地下 2 階>	B-115V 系蓄電池 B 1-115V 系蓄電池 (S A) 230V 系蓄電池 (R C I C) B-115V 系充電器 B 1-115V 系充電器 (S A) 230V 系充電器 (R C I C) S A 用 115V 系充電器 <いずれも廃棄物処理建物地下中 1 階> S A 用 115V 系蓄電池 <廃棄物処理建物 1 階>
電路	A-115V 系蓄電池及び充電器 ～直流母線電路 高圧炉心スプレイ系蓄電池及び充電器 ～直流母線電路	B-115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路 B 1-115V 系蓄電池 (S A) 及び充電器 ～直流母線電路 230V 系蓄電池 (R C I C) 及び充電器 ～直流母線電路 S A 用 115V 系蓄電池及び充電器 ～直流母線電路

なお、常設代替直流電源設備は、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機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備A系、HPC S系の各機器と第3.14-77表のとおり位置的分散を図る設計とする。

また、炉心の著しい損傷、原子炉格納用容器の破損、及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷防止を防止するための設備のうち重大事故防止設備については、A-115V系蓄電池及び高圧炉心スプレイ系蓄電池から設計基準事故対処設備への電路とSA用115V系蓄電池から重大事故防止設備への電路を、独立性を有する設計とする。

(57-2, 57-3, 57-10)

第3.14-77表 多重性又は多様性、位置的分散

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用直流電源設備 A系及びHPC S系	常設代替直流電源設備
電源	A-115V系蓄電池 A-115V系充電器 <いずれも廃棄物処理建物1階> 高圧炉心スプレイ系蓄電池 高圧炉心スプレイ系充電器 <いずれも原子炉建物附属棟地下 2階>	SA用115V系蓄電池 <廃棄物処理建物1階> SA用115V系充電器 <廃棄物処理建物地下中1階>
電路	A-115V系蓄電池及び充電器 ～直流母線電路 高圧炉心スプレイ系蓄電池及び充 電器 ～直流母線電路	SA用115V系蓄電池及び充電器 ～直流母線電路

### 3.14.2.4 可搬型直流電源設備

#### 3.14.2.4.1 設備概要

可搬型直流電源設備は、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合、直流電源が必要な設備に電源を供給することにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として設置するものである。

本系統は代替所内電気設備から受電した交流電源を直流電源に変換する「B1-115V系充電器(SA)」、「SA用115V系充電器」及び「230V系充電器(常用)」、代替所内電気設備に電源供給を行う可搬型代替交流電源設備である「高圧発電機車」、「ガスタービン発電機用軽油タンク」、「非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等」及び「タンクローリ」、代替所内電気設備として電路を構成する「高圧発電機車接続プラグ収納箱」、「緊急用メタクラ接続プラグ盤」、「メタクラ切替盤」、「緊急用メタクラ」、「SAロードセンタ」、「SA1コントロールセンタ」、「充電器電源切替盤」、所内常設蓄電式直流電源設備である「B1-115V系蓄電池(SA)」及び「230V系蓄電池(RCIC)」, 常設代替直流電源設備である「SA用115V系蓄電池」で構成する。

可搬型直流電源設備は、高圧発電機車を代替所内電気設備及びB1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器及び230V系充電器(常用)を経由し、直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。本系統全体の概要図を第3.14-25図～第3.14-29図に、本系統に属する重大事故等対処設備を第3.14-78表に示す。

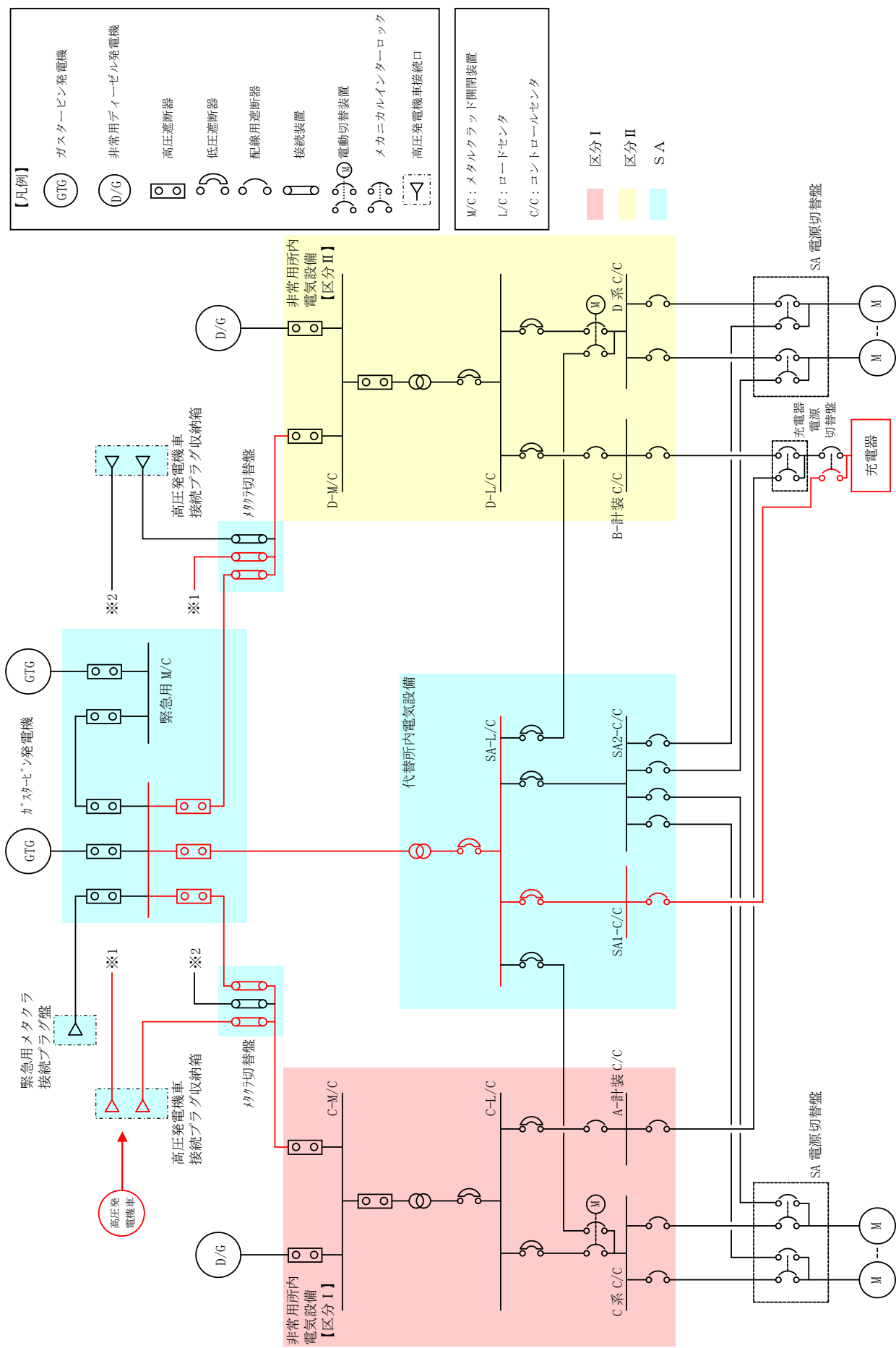
本系統は、高圧発電機車を所定の接続先である高圧発電機車接続プラグ収納箱又は緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し、代替所内電気設備の系統構成を行った後、高圧発電機車の操作ボタンにより起動する。その後、B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器及び230V系充電器(常用)から必要な負荷に給電する。また、高圧発電機車の運転中は、ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリにより燃料を高圧発電機車に補給することで高圧発電機車の運転を継続する。

可搬型直流電源設備は、高圧発電機車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から24時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。

また、外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が故障した場合にも使用する。

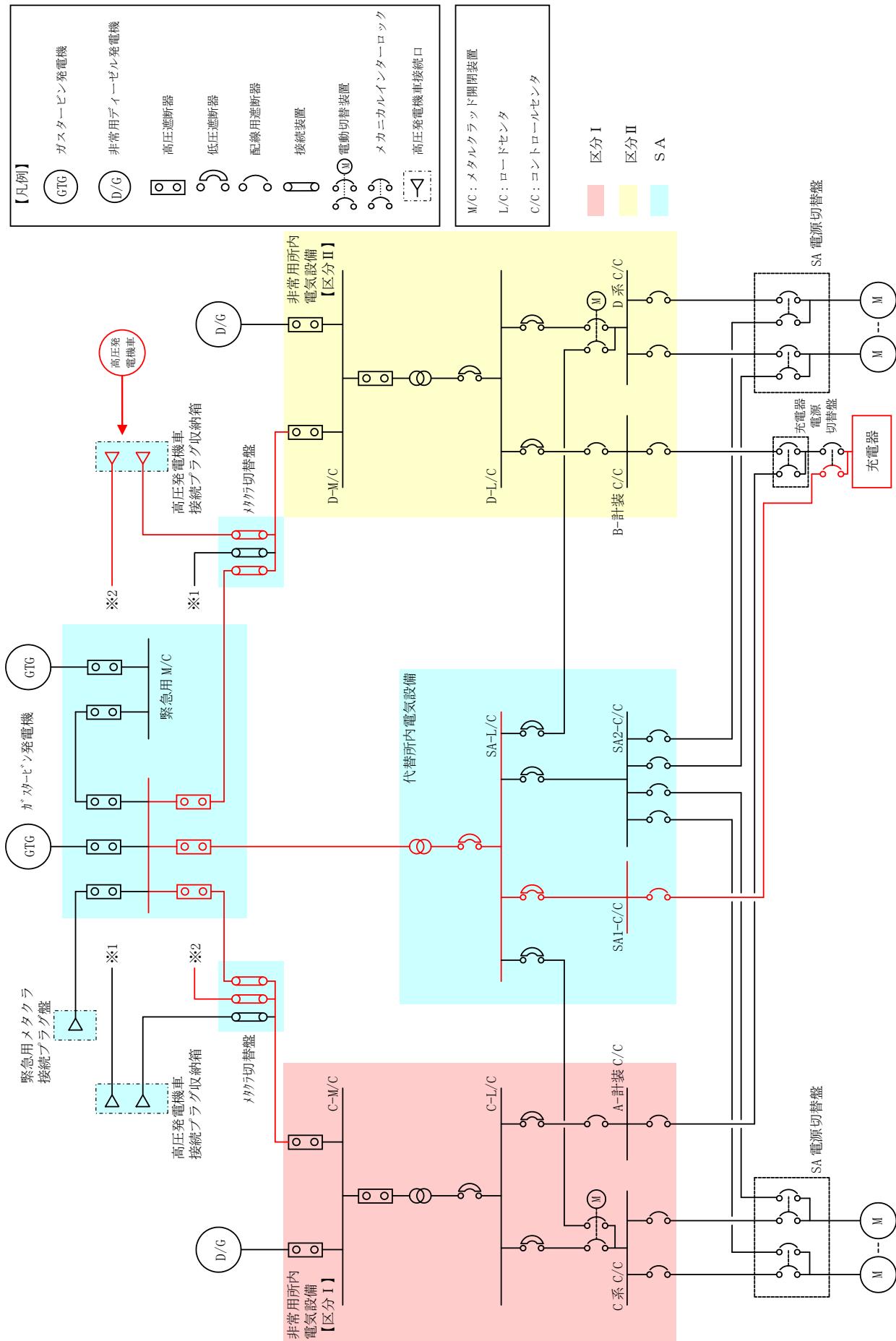
可搬型直流電源設備の設計基準事故対処設備に対する独立性、位置的分散については3.14.2.4.3項に詳細を示す。

なお、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池については、「3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（設置許可基準規則46条に対する方針を示す章）」で示す。



第 3.14-25 図 可搬型直流電源設備系統図

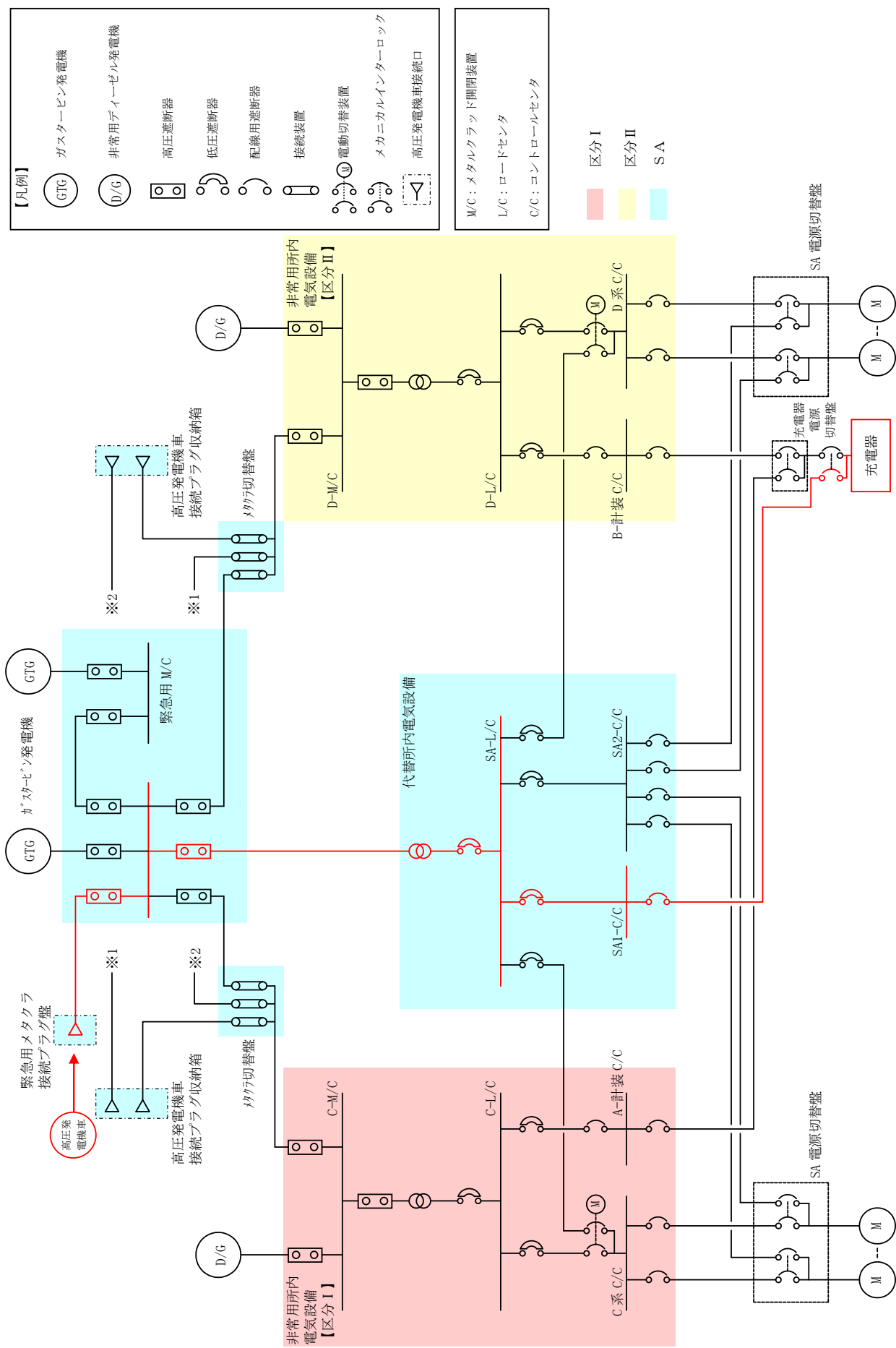
(高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～充電器 (B 1 - 115V 系充電器 (SA), SA 用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用))



第 3.14-26 図 可搬型直流電源設備系統図

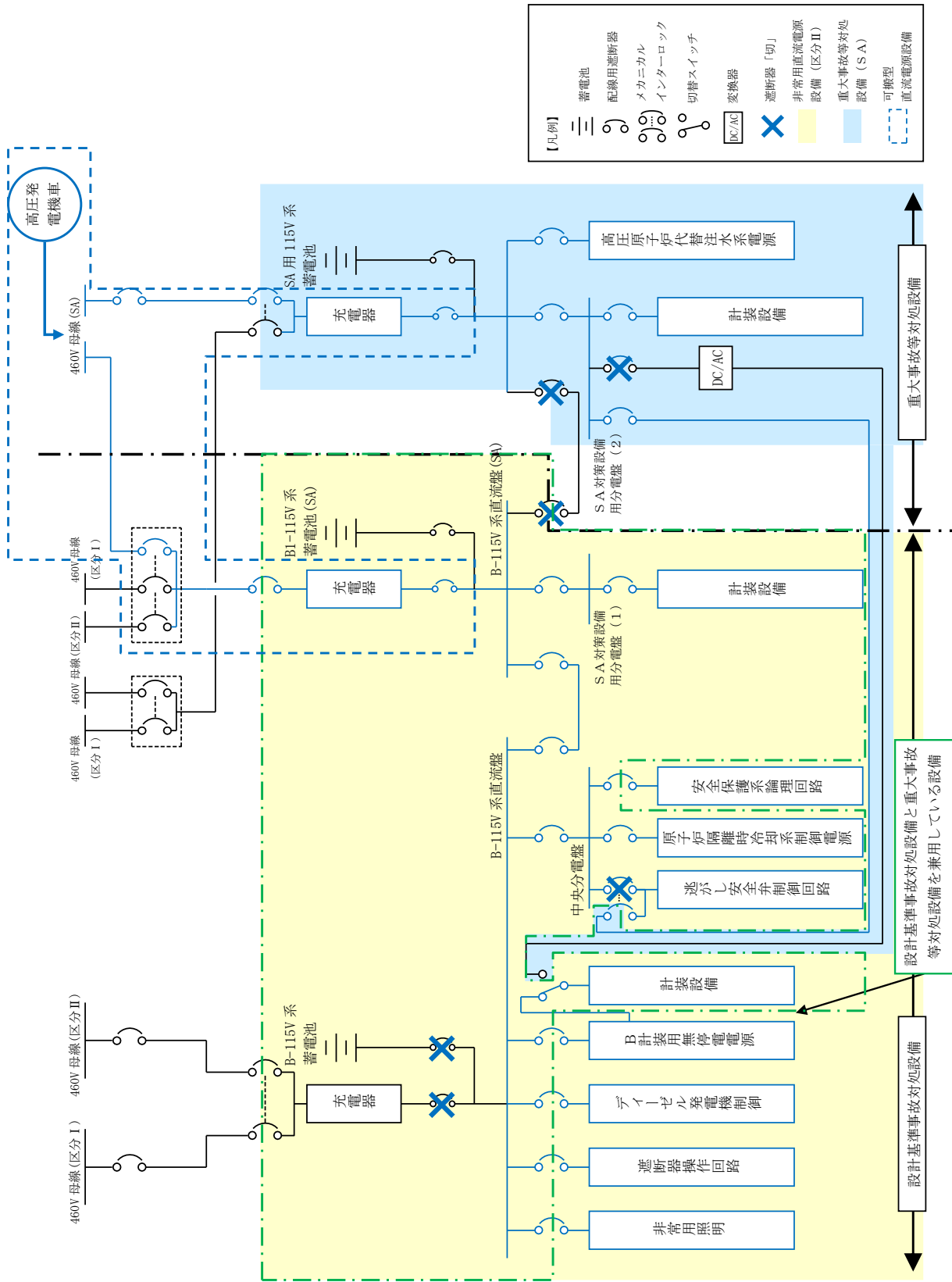
(高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～充電器 (B 1 - 115V 系充電器 (SA), SA用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用))



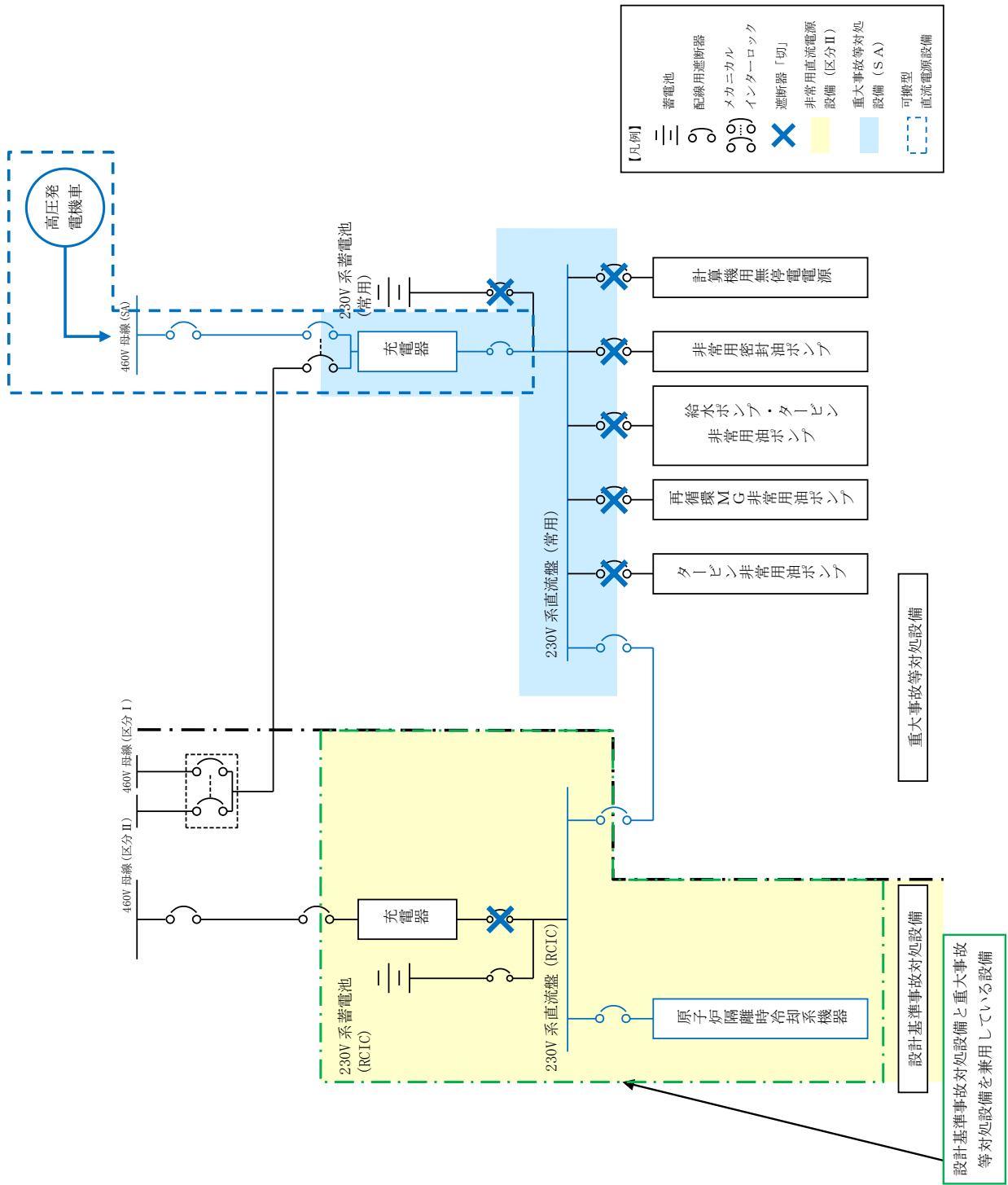


第 3.14-27 図 可搬型直流電源設備系統図

(高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤 (B 1 - 115V 系充電器 (S A), S A用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用))



第 3.14-28 図 可搬型直流電源設備系統図 (直流 115V 系統)



第 3.14-29 図 可搬型直流電源設備系統図 (直流 230V 系統)

第 3.14-78 表 可搬型直流電源設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	高压発電機車【可搬型】 B 1－115V 系充電器（S A）【常設】 S A用 115V 系充電器【常設】 230V 系充電器（常用）【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等【常設】 タンクローリ【可搬型】
附属設備	—
燃料流路	ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁【可搬型】 ホース【可搬型】
電路	高压発電機車 ～高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側） ～充電器（B 1－115V 系充電器（S A），S A用 115V 系充電器，230V 系充電器（常用）） ～直流母線電路 （高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路【可搬型】） （高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～直流母線電路【常設】） 高压発電機車 ～高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側） ～充電器（B 1－115V 系充電器（S A），S A用 115V 系充電器，230V 系充電器（常用）） ～直流母線電路 （高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路【可搬型】） （高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～直流母線電路【常設】） 高压発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤 ～充電器（B 1－115V 系充電器（S A），S A用 115V 系充電器，230V 系充電器（常用）） ～直流母線電路 （高压発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路【可搬型】） （緊急用メタクラ接続プラグ盤～直流母線電路【常設】）
計装設備 （補助）※1	B－115V 系直流盤母線電圧【常設】 B 1－115V 系蓄電池（S A）電圧【常設】 230V 系直流盤（常用）母線電圧【常設】

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

### 3.14.2.4.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

#### (1) 高圧発電機車

機関

台 数 : 6 (予備1)

使用燃料 : 軽油

発電機

台 数 : 6 (予備1)

種 類 : 同期発電機

容 量 : 約 500kVA/台

力 率 : 0.8

電 圧 : 6.6kV

周 波 数 : 60Hz

設置場所 : 原子炉建物高圧発電機車第一設置場所, 第二設置場所  
及びガスタービン発電機建物高圧発電機車設置場所

保管箇所 : 第1保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア

#### (2) B1-115V系充電器(SA)

個 数 : 1

電 圧 : 120V

電 流 : 約 200A

取付箇所 : 廃棄物処理建物地下中1階

#### (3) SA用115V系充電器

個 数 : 1

電 圧 : 120V

電 流 : 約 200A

取付箇所 : 廃棄物処理建物地下中1階

#### (4) 230V系充電器(常用)

個 数 : 1

電 圧 : 240V

電 流 : 約 200A

取付箇所 : 廃棄物処理建物地下中1階

(5) ガスタービン発電機用軽油タンク

種 類 : たて置円筒形  
容 量 : 約 560m<sup>3</sup>/基  
最高使用圧力 : 静水頭  
最高使用温度 : 66℃  
個 数 : 1  
取付箇所 : 屋外 (ガスタービン発電機建物西側軽油タンク設置場所)

(6) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等

種 類 : 横置円筒形  
容 量 : 約 170m<sup>3</sup>/基  
最高使用圧力 : 静水頭  
最高使用温度 : 40℃  
個 数 : 2 (非常用), 1 (高圧炉心スプレイ系用)  
取付箇所 : タービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所

(7) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

種 類 : 横置円筒形  
容 量 : 約 100m<sup>3</sup>/基  
最高使用圧力 : 静水頭  
最高使用温度 : 40℃  
個 数 : 3 (非常用)  
取付箇所 : 原子炉建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置場所

(8) タンクローリ

容 量 : 約 3.0m<sup>3</sup>/台  
最高使用圧力 : 24kPa [gage]  
最高使用温度 : 40℃  
個 数 : 1 (予備 1)  
設置場所 : 屋外  
保管箇所 : 第 3 保管エリア及び第 4 保管エリア

### 3.14.2.4.3 独立性及び位置的分散の確保

可搬型直流電源設備は、第3.14-79表に示すように、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機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備A系、HPCS系の各機器と第3.14-80表のとおり独立性及び位置的分散を図る設計とする。

(57-2, 57-3, 57-9, 57-10)

第3.14-79表 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用直流電源設備	可搬型直流電源設備
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備A系、HPCS系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である可搬型直流電源設備は基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	非常用直流電源設備を設置する廃棄物処理建物と、重大事故防止設備の保管又は設置する屋外、廃棄物処理建物は、共に津波が到達しない位置とすることで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備A系、HPCS系と、重大事故防止設備である可搬型直流電源設備は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備A系、HPCS系と、重大事故防止設備である可搬型直流電源設備は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

第 3.14-80 表 位置的分散

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用直流電源設備	可搬型直流電源設備
直流設備	A-115V 系充電器 <廃棄物処理建物 1 階> 高圧炉心スプレイ系充電器 <原子炉建物付属棟地下 2 階>	B 1-115V 系充電器 (S A) S A 用 115V 系充電器 230V 系充電器 (常用) <廃棄物処理建物地下中 1 階>
電源	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 <いずれも原子炉建物付属棟地下 2 階>	高圧発電機車 <第 1 保管エリア, 第 3 保管エリア 及び第 4 保管エリア>
電路	非常用ディーゼル発電機 A 系 ~ A-115V 系充電器電路  高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ~ 高圧炉心スプレイ系充電器電路  A-115V 系蓄電池及び充電器 ~ 直流母線電路 高圧炉心スプレイ系蓄電池及び充電器 ~ 直流母線電路	高圧発電機車 ~ 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ~ 充電器 (B 1-115V 系充電器 (S A), S A 用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用)) 電路  高圧発電機車 ~ 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ~ 充電器 (B 1-115V 系充電器 (S A), S A 用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用)) 電路  高圧発電機車 ~ 緊急用メタクラ接続プラグ盤 ~ 充電器 (B 1-115V 系充電器 (S A), S A 用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用)) 電路 B 1-115V 系蓄電池 (S A) 及び充電器 ~ 直流母線電路 S A 用 115V 系蓄電池及び充電器 ~ 直流母線電路 230V 系蓄電池 (R C I C) 及び充電器 ~ 直流母線電路



	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用直流電源設備	可搬型直流電源設備
電源方式	蓄電池による給電	交流電力を直流電力に変換
電源の冷却方式	水冷式	空冷式
燃料源	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 <原子炉建物西側及びタービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所> 非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク <いずれも原子炉建物附属棟地下1階>	ガスタービン発電機用軽油タンク <ガスタービン発電機建物西側軽油タンク設置場所> 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 <原子炉建物西側及びタービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所>
燃料流路	非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ <原子炉建物西側及びタービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所> 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ <タービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所>	タンクローリ <第3保管エリア及び第4保管エリア>

### 3.14.2.4.4 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

#### 3.14.2.4.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

###### a) 高圧発電機車

可搬型直流電源設備の高圧発電機車は，可搬型で屋外の第1保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリアに保管し，重大事故等時は，屋外（原子炉建物第一設置場所，第二設置場所又はガスタービン発電機建物高圧発電機車設置場所）に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の第3.14-81表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-81表 想定する環境条件及び荷重条件（高圧発電機車）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

b) B 1 -115V 系充電器 (S A)

可搬型直流電源設備のB 1 -115V 系充電器 (S A) は、廃棄物処理建物内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、廃棄物処理建物の環境条件及び荷重条件を考慮し、以下の第 3.14-82 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-82 表 想定する環境条件及び荷重条件 (B 1 -115V 系充電器 (S A))

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建物内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	廃棄物処理建物内に設置するため，風(台風)及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

c) S A用 115V 系充電器

可搬型直流電源設備の S A用 115V 系充電器は，廃棄物処理建物内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，廃棄物処理建物の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の第 3.14-83 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-83 表 想定する環境条件及び荷重条件（S A用 115V 系充電器）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建物内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	廃棄物処理建物内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

d) 230V 系充電器（常用）

可搬型直流電源設備の 230V 系充電器（常用）は、廃棄物処理建物内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、廃棄物処理建物内の環境条件及び荷重条件を考慮し、以下第 3.14-84 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-84 表 想定する環境条件及び荷重条件（230V 系充電器（常用））

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建物内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	廃棄物処理建物内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

e) ガスタービン発電機用軽油タンク

可搬型直流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンクは、常設で屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、以下の第 3.14-85 表に示す設計とする。

(57-2, 57-3)

第 3.14-85 表 想定する環境条件及び荷重条件(ガスタービン発電機用軽油タンク)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)
風(台風)・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

f) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等（A-ディーゼル燃料貯蔵タンク，HPCS-ディーゼル燃料貯蔵タンク）

可搬型直流電源設備の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等については、常設で屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、屋外の環境条件を考慮し、以下の第3.14-86表に示す設計とする。

(57-2, 57-3)

第3.14-86表 想定する環境条件及び荷重条件

(A-ディーゼル燃料貯蔵タンク，HPCS-ディーゼル燃料貯蔵タンク)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

g) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク（Bーディーゼル燃料貯蔵タンク）  
可搬型直流電源設備の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクについては、  
常設で屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故  
等が発生した場合における、屋外の環境条件を考慮し、以下の第 3.14-87 表  
に示す設計とする。

(57-2, 57-3)

第 3.14-87 表 想定する環境条件及び荷重条件（Bーディーゼル燃料貯蔵タンク）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。



h) タンクローリ

可搬型直流電源設備のタンクローリは、可搬型で屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、以下の第 3.14-88 表に示す設計とする。

(57-2, 57-3)

第 3.14-88 表 想定する環境条件及び荷重条件（タンクローリ）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型直流電源設備で、操作が必要なガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等閉止フランジ、タンクローリ付ポンプ、高圧発電機車、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備の各遮断器については、現場で容易に操作可能な設計とする。第 3.14-89 表～第 3.14-93 表に操作対象機器の操作場所を示す。

(57-2, 57-3, 57-8)

第 3.14-89 表 操作対象機器

(ガスタービン発電機用軽油タンク～高圧発電機車流路)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁	弁閉→弁開	ガスタービン発電機建物西側軽油タンク設置場所	手動操作
タンクローリ付ポンプ	停止→運転	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所	スイッチ操作
タンクローリ付ポンプ	停止→運転	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所	スイッチ操作
タンクローリ付ポンプ	停止→運転	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	スイッチ操作

第 3.14-90 表 操作対象機器

(非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等～高圧発電機車流路)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等閉止フランジ	閉止→開放	タービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所	手動操作
非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク閉止フランジ	閉止→開放	原子炉建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置場所	手動操作
タンクローリ付ポンプ	停止→運転	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所	スイッチ操作
タンクローリ付ポンプ	停止→運転	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所	スイッチ操作
タンクローリ付ポンプ	停止→運転	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	スイッチ操作

第 3.14-91 表 操作対象機器

(高圧発電機車～充電器 (B 1 -115V 系充電器 (S A), S A用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用)) 第一電路))

機器名称	状態の 変化	操作場所	操作方法
高圧発電機車	停止 →運転	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所	ボタン操作
高圧発電機車接続プラグ収 納箱 (原子炉建物西側)	断路 →接続	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所	コネクタ 接続操作
C-メタクラ切替盤	断路 →接続	原子炉建物附属棟 2 階	ボルト・ネ ジ接続操作
D-メタクラ切替盤	断路 →接続	原子炉建物附属棟 2 階	ボルト・ネ ジ接続操作
緊急用メタクラ遮断器 (メタクラ切替盤側)	切→入	中央制御室	スイッチ 操作
緊急用メタクラ遮断器 (S Aロードセンタ側)	切→入	中央制御室	スイッチ 操作
充電器電源切替盤 (計装コントロールセンタ 側)	入→切	廃棄物処理建物地下中 1 階	スイッチ 操作
充電器電源切替盤 (S A 1 コントロールセン タ側)	切→入	廃棄物処理建物地下中 1 階	スイッチ 操作
B 1 -115V 系充電器 (S A)	切→入	廃棄物処理建物地下中 1 階	スイッチ 操作
S A用 115V 系充電器	切→入	廃棄物処理建物地下中 1 階	スイッチ 操作
230V 系充電器 (常用)	切→入	廃棄物処理建物地下中 1 階	スイッチ 操作

第 3.14-92 表 操作対象機器

(高圧発電機車～充電器 (B 1 -115V 系充電器 (S A), S A用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用)) 第二電路)

機器名称	状態の 変化	操作場所	操作方法
高圧発電機車	停止 →運転	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所	ボタン操作
高圧発電機車接続プラグ収 納箱 (原子炉建物南側)	断路 →接続	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所	コネクタ 接続操作
C-メタクラ切替盤	断路 →接続	原子炉建物附属棟 2 階	ボルト・ネ ジ接続操作
D-メタクラ切替盤	断路 →接続	原子炉建物附属棟 2 階	ボルト・ネ ジ接続操作
緊急用メタクラ遮断器 (メタクラ切替盤側)	切→入	中央制御室	スイッチ 操作
緊急用メタクラ遮断器 (S Aロードセンタ側)	切→入	中央制御室	スイッチ 操作
充電器電源切替盤 (計装コントロールセンタ 側)	入→切	廃棄物処理建物地下中 1 階	スイッチ 操作
充電器電源切替盤 (S A 1 コントロールセン タ側)	切→入	廃棄物処理建物地下中 1 階	スイッチ 操作
B 1 -115V 系充電器 (S A)	切→入	廃棄物処理建物地下中 1 階	スイッチ 操作
S A用 115V 系充電器	切→入	廃棄物処理建物地下中 1 階	スイッチ 操作
230V 系充電器 (常用)	切→入	廃棄物処理建物地下中 1 階	スイッチ 操作

第 3.14-93 表 操作対象機器

(高圧発電機車～充電器 (B 1 -115V 系充電器 (S A), S A用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用)) 第三電路)

機器名称	状態の 変化	操作場所	操作方法
高圧発電機車	停止 →運転	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	ボタン操作
緊急用メタクラ 接続プラグ盤	断路 →接続	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	コネクタ 接続操作
緊急用メタクラ遮断器 (メタクラ切替盤側)	切→入	中央制御室	スイッチ 操作
緊急用メタクラ遮断器 (S Aロードセンタ側)	切→入	中央制御室	スイッチ 操作
充電器電源切替盤 (計装コントロールセンタ 側)	入→切	廃棄物処理建物地下中 1 階	スイッチ 操作
充電器電源切替盤 (S A 1 コントロールセン タ側)	切→入	廃棄物処理建物地下中 1 階	スイッチ 操作
B 1 -115V 系充電器 (S A)	切→入	廃棄物処理建物地下中 1 階	スイッチ 操作
S A用 115V 系充電器	切→入	廃棄物処理建物地下中 1 階	スイッチ 操作
230V 系充電器 (常用)	切→入	廃棄物処理建物地下中 1 階	スイッチ 操作

以下に、可搬型直流電源設備を構成する主要設備の操作性を示す。

a) 高圧発電機車

可搬型直流電源設備の高圧発電機車は、原子炉建物又はガスタービン発電機建物に設置している接続口まで移動可能な車両設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。また、高圧発電機車は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。高圧発電機車の現場操作パネルは、誤操作防止のために名称を明記することで操作者の操作、監視性を考慮しており、かつ、十分な操作空間を確保し、容易に操作可能とする。また、高圧発電機車は 3 台同期運転が可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

b) B 1 - 115V 系充電器 (S A)

可搬型直流電源設備の B 1 - 115V 系充電器 (S A) は、系統の運転状態を表示及び計器で確認できることから、確実な操作が可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

c) S A 用 115V 系充電器

可搬型直流電源設備の S A 用 115V 系充電器は、系統の運転状態を表示及び計器で確認できることから、確実な操作が可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

d) 230V 系充電器 (常用)

可搬型直流電源設備の 230V 系充電器 (常用) は、系統の運転状態を表示及び計器で確認できることから、確実な操作が可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

e) ガスタービン発電機用軽油タンク

可搬型直流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁については、屋外の場所から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

f) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等閉止フランジについては、一般的に用いられる工具 (スパナ等) を用いて、屋外の場所から容易かつ確実に作業することが可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

g) タンクローリ

タンクローリについては、付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。タンクローリは付属の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

タンクローリは、接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

ホースの接続に当たっては、特殊な工具、及び技量は必要とせず、専用の接続方式である専用金具にすることにより、確実に接続可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

a) 高圧発電機車

可搬型直流電源設備の高圧発電機車は、第 3.14-94 表に示すように運転中又は停止中に機能・性能試験、分解検査又は取替えが可能な設計とする。

可搬型直流電源設備の高圧発電機車は、運転性能の確認として、高圧発電機車の運転状態として発電機電圧、電流、周波数を確認可能な設計とし、模擬負荷を接続することにより出力性能の確認を行う。また、高圧発電機車の部品状態の確認として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことの確認を行う。また、高圧発電機車ケーブルの絶縁抵抗測定が可能な設計とする。

(57-4)

第 3.14-94 表 高圧発電機車の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	模擬負荷による高圧発電機車の出力性能（発電機電圧、電流、周波数）の確認 高圧発電機車の運転状態の確認 高圧発電機車の絶縁抵抗の確認
	分解検査	高圧発電機車の部品の状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	高圧発電機車の目視点検
停止中	機能・性能試験	模擬負荷による高圧発電機車の出力性能（発電機電圧、電流、周波数）の確認 高圧発電機車の運転状態の確認 高圧発電機車の絶縁抵抗の確認 ケーブルの絶縁抵抗の確認
	分解検査	高圧発電機車の部品の状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	高圧発電機車の目視点検

b) B 1 - 115V 系充電器 (S A)

可搬型直流電源設備の B 1 - 115V 系充電器 (S A) は、第 3.14-95 表に示すように運転中に機能・性能試験、停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

性能の確認として、B 1 - 115V 系充電器 (S A) の盤内外部の目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと、電気回路の絶縁抵抗に異常がないこと、運転状態により半導体素子の動作に異常がないことを確認する。

B 1 - 115V 系充電器 (S A) の出力電圧の確認を可能とする計器を設けた設計とする。

(57-4)

第 3.14-95 表 B 1 - 115V 系充電器 (S A) の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	充電器の出力電圧の確認
停止中	機能・性能試験	充電器の出力電圧、絶縁抵抗の確認
	外観検査	充電器の外観の確認

c) S A 用 115V 系充電器

可搬型直流電源設備の S A 用 115V 系充電器は、第 3.14-96 表に示すように運転中に機能・性能試験、停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

性能の確認として、S A 用 115V 系充電器の盤内外部の目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと、電気回路の絶縁抵抗に異常がないこと、運転状態により半導体素子の動作に異常がないことを確認する。

S A 用 115V 系充電器の出力電圧の確認を可能とする計器を設けた設計とする。

(57-4)

第 3.14-96 表 S A 用 115V 系充電器の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	充電器の出力電圧の確認
停止中	機能・性能試験	充電器の出力電圧、絶縁抵抗の確認
	外観検査	充電器の外観の確認



d) 230V 系充電器（常用）

可搬型直流電源設備の230V系充電器（常用）は、第3.14-97表に示すように運転中に機能・性能試験、停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

性能の確認として、230V系充電器（常用）の盤内外部の目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと、電気回路の絶縁抵抗に異常がないこと、運転状態により半導体素子の動作に異常がないことを確認する。

230V系充電器（常用）の出力電圧の確認を可能とする計器を設けた設計とする。

(57-4)

第3.14-97表 230V系充電器（常用）の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	充電器の出力電圧の確認
停止中	機能・性能試験	充電器の出力電圧、絶縁抵抗の確認
	外観検査	充電器の外観の確認

e) ガスタービン発電機用軽油タンク

可搬型直流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンクは、第3.14-98表に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。ガスタービン発電機用軽油タンク内面の確認として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことが確認可能な設計とする。具体的にはタンク上部及び側面のマンホールが開放可能であり、内面の点検が可能な設計とする。ガスタービン発電機用軽油タンクの漏えい検査が実施可能な設計とする。具体的には漏えい検査が可能な隔離弁を設ける設計とする。ガスタービン発電機用軽油タンクの定例試験として油面レベルの確認が可能な計器を設ける設計とする。

(57-4)

第 3. 14-98 表 ガスタービン発電機用軽油タンクの試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中	外観検査	ガスタービン発電機用軽油タンクの油面レベルの 確認 漏えいの有無の確認
停止中	外観検査	ガスタービン発電機用軽油タンクの外観 ガスタービン発電機用軽油タンク内面の状態を試 験及び目視により確認 ガスタービン発電機用軽油タンクの油面レベルの 確認 漏えいの有無の確認

f) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等

可搬型直流電源設備の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等は、第 3. 14-99 表に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等内面の確認として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことが確認可能な設計とする。具体的にはタンク上部のマンホールが開放可能であり、内面の点検が可能な設計とする。非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等の漏えい検査が実施可能な設計とする。具体的には漏えい検査が可能な隔離弁を設ける設計とする。非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等の定例試験として油面レベルの確認が可能な計器を設ける設計とする。

(57-4)

第 3. 14-99 表 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中	外観検査	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等の油面 レベルの確認 漏えいの有無の確認
停止中	外観検査	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等内面の 状態を試験及び目視により確認 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等の油面 レベルの確認 漏えいの有無の確認

g) タンクローリ

可搬型直流電源設備のタンクローリは、第 3.14-100 表に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能・性能の確認が可能な設計とする。タンクローリは油量、漏えいの確認が可能なように油面計又は検尺口を設け、かつ、内部の確認が可能なようにマンホールを設ける設計とする。さらに、タンクローリは車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。タンクローリ付ポンプは、通常系統にて機能・性能確認ができる設計とし、分解が可能な設計とする。

ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(57-4)

第 3.14-100 表 タンクローリの試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	外観検査	タンク、ホース外観の確認及びタンク内面の状態を目視により確認 漏えいの有無の確認
	機能・性能試験	タンクの漏えい確認
	車両検査	タンクローリの車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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っては、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。

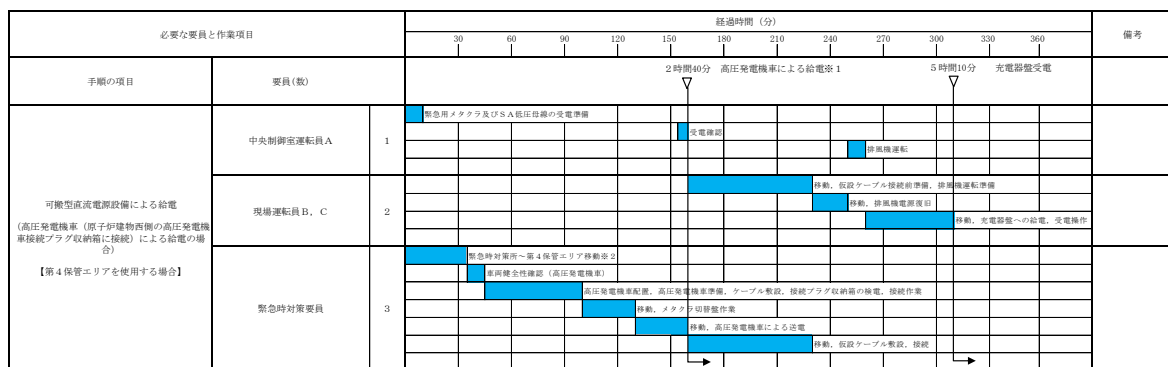
(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型直流電源設備は、可搬型代替交流電源設備と代替所内電気設備と所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、及び可搬型直流電源設備として使用する 230V 系充電器（常用）を組み合わせた系統であるため、本来の用途以外の用途には使用しない。なお、代替所内電気設備は遮断器を設けることにより想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から速やかな切替えが可能な設計とする。また、必要な燃料系統の操作は、ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等閉止フランジを設けることにより想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から速やかな切替えが可能な設計とする。切替え操作の対象機器は(2)操作性の第 3.14-89 表～第 3.14-93 表と同様である。

(57-3)

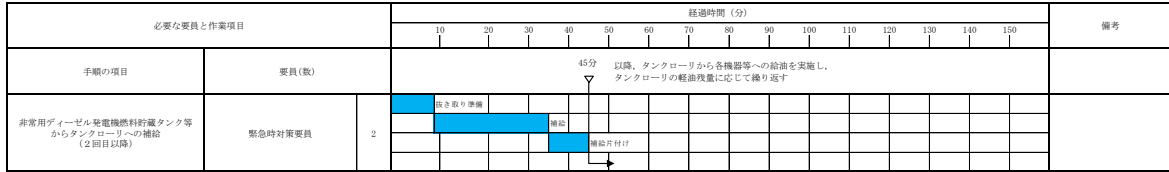
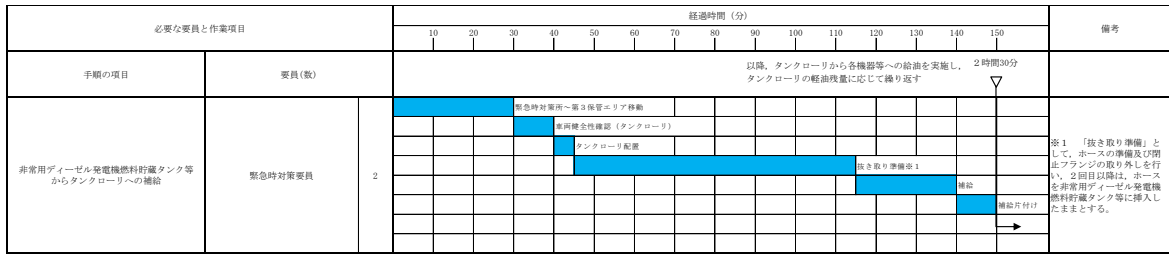
これにより第 3.14-30 図～第 3.14-35 図で示すタイムチャートの通り速やかに切替えが可能である。



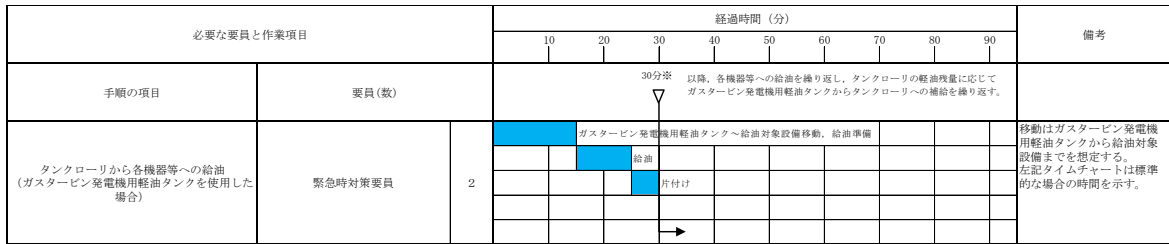
※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、2時間10分以内で可能である。  
 ※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

第 3.14-30 図 可搬型直流電源設備による電源供給のタイムチャート  
 (高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)





第 3.14-33 図 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの燃料補給のタイムチャート



※移動時間及び給油時間は対象設備の配置場所及び燃料タンク容量により時間は前後する。

大量送水車へ給油する場合は、移動時間を1分、準備時間を5分、給油時間を2分、片付け時間を5分、トータル13分で可能である。

高圧発電機車へ給油する場合は、移動時間を5分、準備時間を5分、給油時間を6分、片付け時間を5分、トータル21分で可能である。

大型送水ポンプ車へ給油する場合は、移動時間を7分、準備時間を5分、給油時間を6分、片付け時間を5分、トータル23分で可能である。

可搬式窒素供給装置へ給油する場合は、移動時間を5分、準備時間を5分、給油時間を1分、片付け時間を5分、トータル16分で可能である。

第 3.14-34 図 タンクローリから各機器等への燃料補給のタイムチャート  
(ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した場合)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)									備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	
手順の項目	要員(数)	30分※ 以降、各機器等への給油を繰り返し、タンクローリの軽油残量に応じて非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給を繰り返す。									
タンクローリから各機器等への給油 (非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した場合)	緊急時対策要員	2	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等へ給油対象設備移動、給油準備	給油	片付け						移動は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等から給油対象設備までを想定する。 左記タイムチャートは標準的な場合の時間を示す。

※移動時間及び給油時間は対象設備の配置場所及び燃料タンク容量により時間は前後する。

大量送水車へ給油する場合は、移動時間を8分、準備時間を5分、給油時間を2分、片付け時間を5分、トータル20分で可能である。

高圧発電機車へ給油する場合は、移動時間を1分、準備時間を5分、給油時間を6分、片付け時間を5分、トータル17分で可能である。

大型送水ポンプ車へ給油する場合は、移動時間を2分、準備時間を5分、給油時間を6分、片付け時間を5分、トータル18分で可能である。

可搬式窒素供給装置へ給油する場合は、移動時間を1分、準備時間を5分、給油時間を1分、片付け時間を5分、トータル12分で可能である。

### 第 3.14-35 図 タンクローリから各機器等への燃料補給のタイムチャート (非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した場合)

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について(個別手順)の1.14で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

可搬型直流電源設備は、第 3.14-101 表に示すように、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備と切り離された状態とし、通常時は電源となる高圧発電機車を代替所内電気設備と切り離し、及びタンクローリをガスタービン発電機用軽油タンク、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等、非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと切り離して保管することで隔離する系統構成としており、重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する、及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、非常用直流電源設備、代替所内電気設備、常設代替交流電源設備及び非常用交流電源設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

また、可搬型直流電源設備の B 1 -115V 系充電器 (SA)、SA 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用) の受電元は、設計基準事故対処設備である非常用コントロールセンタと重大事故等対処設備である SA 1 コントロールセンタから、切替装置により同時に配線用遮断器を投入できない設計とし、他の設備に影響を与えない設計とする。

高圧発電機車及びタンクローリは輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(57-3, 57-7)

第 3.14-101 表 他系統との隔離

取合系統	系統隔離	駆動方式	動作
非常用直流電源設備	SA 用 115V 系充電器遮断器 (B -115V 系直流盤 (SA) 側出力)	手動	切
非常用直流電源設備	230V 系直流盤 (常用) 遮断器 (230V 系直流盤 (RCIC) 側母線連絡)	手動	切
代替所内電気設備	高圧発電機車接続プラグ収納箱 (高圧発電機車の接続口)	手動	通常時切離し
代替所内電気設備	緊急用メタクラ接続プラグ盤 (高圧発電機車の接続口)	手動	通常時切離し
常設代替交流電源設備	ガスタービン発電機用軽油タンク (タンクローリの接続口)	手動	通常時切離し
非常用交流電源設備	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 (閉止フランジ)	手動	通常時閉



(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

可搬型直流電源設備のうち、高圧発電機車から S A 1 コントロールセンタ經由で B 1 - 115V 系充電器 (S A), S A 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用) へ電源供給する系統、並びにガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等から高圧発電機車まで燃料移送する系統は、系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第 3.14-102 表に示す。これらの操作場所は、想定される事故時における放射線量が高くなるおそれが少ないため、設置場所で操作可能な設計とする。

(57-2, 57-8)

第 3.14-102 表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
高圧発電機車	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所
	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所
	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所
ガスタービン発電機 用軽油タンク	ガスタービン発電機建物西側軽 油タンク設置場所	ガスタービン発電機建物西側軽 油タンク設置場所
タンクローリ	原子炉建物高圧発電機車第一設 置場所	原子炉建物高圧発電機車第一設 置場所
	原子炉建物高圧発電機車第二設 置場所	原子炉建物高圧発電機車第二設 置場所
	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所
	ガスタービン発電機建物西側軽 油タンク設置場所	ガスタービン発電機建物西側軽 油タンク設置場所
	タービン建物西側非常用ディー ゼル発電機燃料貯蔵タンク等設 置場所	タービン建物西側非常用ディー ゼル発電機燃料貯蔵タンク等設 置場所
	原子炉建物西側非常用ディーゼ ル発電機燃料貯蔵タンク設置場 所	原子炉建物西側非常用ディーゼ ル発電機燃料貯蔵タンク設置場 所
高圧発電機車 接続プラグ収納箱	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所
	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所	原子炉建物 高圧発電機車第二設置場所
緊急用メタクラ接続 プラグ盤	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所
C-メタクラ切替盤	原子炉建物付属棟 2 階	原子炉建物付属棟 2 階
D-メタクラ切替盤	原子炉建物付属棟 2 階	原子炉建物付属棟 2 階
緊急用メタクラ	ガスタービン発電機建物 3 階	中央制御室 ガスタービン発電機建物 3 階
充電器電源切替盤	廃棄物処理建物地下中 1 階	廃棄物処理建物地下中 1 階
B 1-115V 系 充電器 (SA)	廃棄物処理建物地下中 1 階	廃棄物処理建物地下中 1 階
SA 用 115V 系充電器	廃棄物処理建物地下中 1 階	廃棄物処理建物地下中 1 階
230V 系充電器 (常用)	廃棄物処理建物地下中 1 階	廃棄物処理建物地下中 1 階

### 3.14.2.4.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

##### a) B1-115V系充電器（SA）

可搬型直流電源設備のB1-115V系充電器（SA）は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合、高圧発電機車を代替所内電気設備へ接続することにより、24時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給するために必要な容量として、直流出力電流約200Aを有する設計とする。

(57-5)

##### b) SA用115V系充電器

可搬型直流電源設備のSA用115V系充電器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合、高圧発電機車を代替所内電気設備へ接続することにより、24時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給するために必要な容量として、直流出力電流約200Aを有する設計とする。

(57-5)

##### c) 230V系充電器（常用）

可搬型直流電源設備の230V系充電器（常用）は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合、高圧発電機車を代替所内電気設備へ接続することにより、24時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給するために必要な容量として、直流出力電流約200Aを有する設計とする。

(57-5)

##### d) ガスタービン発電機用軽油タンク

可搬型直流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンクは、重大事故等時において、同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が、7日間連続運転する場合に必要な燃料量約425m<sup>3</sup>を上回る、容量約560m<sup>3</sup>を有する設計とする。

(57-5)

##### e) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等

可搬型直流電源設備の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等は、重大事故等時において、同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が、7日間連続運転する場合に必要な燃料量約712m<sup>3</sup>を上回る、容

量約 810m<sup>3</sup>を有する設計とする。

(57-5)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

可搬型直流電源設備は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

可搬型直流電源設備のうち、高圧発電機車接続先から B 1 - 115V 系充電器 (S A), S A 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用) までの常設の電路は代替所内電気設備を経由する。

代替所内電気設備は、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機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の各機器と第 3.14-103 表のとおり多様性, 位置的分散を図る設計とする。

電路については、代替所内電気設備を非常用所内電気設備に対して、独立した電路で系統構成することにより、共通要因によって同時に機能を損なわれないよう独立した設計とする。

(57-2, 57-3, 57-9, 57-10)

第 3.14-103 表 多重性又は多様性，位置的分散（57-9 参照）

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用所内電気設備	代替所内電気設備
電源	<p>非常用高圧母線 C 系及び D 系                      非常用ロードセンタ C 系及び D 系                      &lt;いずれも原子炉建物附属棟 2 階&gt;                      非常用コントロールセンタ C 系及び D 系                      &lt;原子炉建物附属棟 2 階及び中 2 階&gt;                      非常用高圧母線 H P C S 系                      非常用コントロールセンタ H P C S 系                      &lt;いずれも原子炉建物附属棟地下 2 階&gt;</p>	<p>緊急用メタクラ                      &lt;ガスタービン発電機建物内&gt;                      高圧発電機車接続プラグ収納箱                      (原子炉建物西側)                      &lt;原子炉建物高圧発電機車第一設置場所&gt;                      高圧発電機車接続プラグ収納箱                      (原子炉建物南側)                      &lt;原子炉建物高圧発電機車第二設置場所&gt;                      緊急用メタクラ接続プラグ盤                      &lt;ガスタービン発電機建物高圧発電機車設置場所&gt;                      C-メタクラ切替盤                      D-メタクラ切替盤                      &lt;いずれも原子炉建物附属棟 2 階&gt;                      S A ロードセンタ                      S A 1 コントロールセンタ                      &lt;いずれも低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内&gt;                      S A 2 コントロールセンタ                      &lt;原子炉建物附属棟 3 階&gt;</p>

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用所内電気設備	代替所内電気設備
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線C系及びD系電路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線H P C S系電路	高圧発電機車 ～非常用高圧母線C系及びD系電路 高圧発電機車 ～S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機 ～非常用高圧母線C系及びD系電路 ガスタービン発電機 ～S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ電路
電源供給先	非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系 <いずれも原子炉建物附属棟2階> 非常用高圧母線H P C S系 <原子炉建物附属棟地下2階>	非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系 <いずれも原子炉建物附属棟2階> S A 1 コントロールセンタ <低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内> S A 2 コントロールセンタ <原子炉建物附属棟3階>

### 3.14.2.4.4.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合状況

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

##### a) 高圧発電機車

可搬型直流電源設備の高圧発電機車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な交流設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット3台使用する。保有数は、2セット6台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計7台を保管する。

具体的には高圧発電機車は、常設代替交流電源設備が使用できない場合、常設代替交流電源設備のバックアップ電源として使用する場合に必要とされる設備に電源供給する。高圧発電機車から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備を受電する場合は、原子炉建物外から電力を供給する可搬型代替交流電源設備に該当するため、必要設備を2セットに加えて予備を配備する。必要となる負荷は、最大負荷 約790kW及び連続最大負荷約590kWである。最大負荷に十分な余裕を考慮し約500kVA/台の高圧発電機車が3台必要である。

「共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数、予備数及び保有数について」に基づき、高圧発電機車は、重大事故等対処時に必要な台数6台、及び容量約500kVA/台を有する設計とする。加えて予備1台を有する設計とする。

(57-5)

##### b) タンクローリ

可搬型直流電源設備のタンクローリは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に、燃料を補給できる容量を有する設計とする。

容量としては重大事故等時において、同時にその機能を発揮することを要求される高圧発電機車、大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置の連続運転が可能な燃料を、それぞれ高圧発電機車、大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置に供給できる容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は1セット1台と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（共用）の合計2台を分散して保管する。

(57-5, 57-11)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型直流電源設備のうち、S A 1 コントロールセンタを電源供給する系統並びにガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等から高圧発電機車まで燃料移送する系統は、接続が必要なタンクローリホース、高圧発電機車ケーブルについては、現場で容易に接続可能な設計とする。第 3.14-104 表～第 3.14-107 表に対象機器の接続場所を示す。

第 3.14-104 表 接続対象機器設置場所

（ガスタービン発電機用軽油タンク又は

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等～高圧発電機車流路）

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
タンクローリ	ガスタービン発電機用軽油タンク	ガスタービン発電機建物 西側軽油タンク設置場所	フランジ接続
タンクローリ	高圧発電機車	原子炉建物高圧発電機車 第一設置場所 原子炉建物高圧発電機車 第二設置場所 ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	ノズル接続

第 3.14-105 表 接続対象機器設置場所

（高圧発電機車～S A 1 コントロールセンタ 第一電路）

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
高圧発電機車	高圧発電機車 接続プラグ収納箱 （原子炉建物西側）	原子炉建物高圧発電機車 第一設置場所	コネクタ接続



第 3.14-106 表 接続対象機器設置場所  
 (高圧発電機車～S A 1 コントロールセンタ 第二電路)

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
高圧発電機車	高圧発電機車 接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側)	原子炉建物高圧発電機車 第二設置場所	コネクタ接続

第 3.14-107 表 接続対象機器設置場所  
 (高圧発電機車～S A 1 コントロールセンタ 第三電路)

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
高圧発電機車	緊急用メタクラ接続 プラグ盤	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	コネクタ接続

以下に、可搬型直流電源設備を構成する可搬型主要設備の確実な接続性を示す。

a) 高圧発電機車

可搬型直流電源設備の高圧発電機車は、建物外壁の高圧発電機車接続プラグ収納箱又は緊急用メタクラ接続プラグ盤にてケーブルをコネクタ接続すること、及び接続状態を目視で確認できることから、確実な接続が可能な設計とする。高圧発電機車ケーブルは充電部が露出する場合に養生することにより 3 相間の絶縁を確保する設計とする。

(57-2, 57-8)

b) タンクローリ

可搬型直流電源設備のタンクローリとガスタービン発電機用軽油タンクの接続については、燃料ホースとガスタービン発電機用軽油タンクのフランジを接続するために、特殊な工具を必要としない。

(57-2)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建物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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

a) 高圧発電機車

可搬型直流電源設備の高圧発電機車は、S A 1 コントロールセンタに電源供給する場合において、原子炉建物の異なる面に二箇所、原子炉建物とは位置的分散を図ったガスタービン発電機建物に一箇所の接続口を設置していることから、共通要因により接続不可とならない設計とする。

(57-2)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

可搬型直流電源設備の系統構成に操作が必要な可搬型設備の接続場所は、(2) 確実な接続の第 3.14-104 表～第 3.14-107 表と同様である。これらの操作場所は、想定される事故時における放射線量が高くなるおそれが少ないため、設置場所で操作可能な設計とする。

(57-2, 57-8)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

可搬型直流電源設備の可搬型設備である高圧発電機車及びタンクローリは、地震、津波その他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、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）と 100m 以上の離隔で位置的分散を図り、第 1 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアの複数箇所に分散して配置する設計とする。

(57-2)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型直流電源設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても、可搬型重大事故等対処設備の運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する設計とする。（「可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」参照）

(57-6)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

可搬型直流電源設備は、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機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備の各機器と第 3.14-108 表のとおり多様性, 位置的分散を図る設計とする。

(57-2, 57-3, 57-9, 57-10)

第 3.14-108 表 多重性又は多様性，位置的分散

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備	重大事故防止設備
	非常用直流電源設備	常設代替直流電源設備	可搬型直流電源設備
直流設備	A-115V 系充電器 ＜廃棄物処理建物 1 階＞ 高圧炉心スプレイ系充電器 ＜原子炉建物付属棟地下 2 階＞	S A 用 115V 系充電器 ＜廃棄物処理建物地下中 1 階＞	B 1-115V 系充電器 (S A) S A 用 115V 系充電器 230V 系充電器 (常用) ＜廃棄物処理建物地下中 1 階＞
電源	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 ＜いずれも原子炉建物付属棟地下 2 階＞	S A 用 115V 系蓄電池 ＜廃棄物処理建物 1 階＞	高圧発電機車 ＜第 1 保管エリア, 第 3 保管エリア及び第 4 保管エリア＞
電路	非常用ディーゼル発電機 A 系 ～A-115V 系充電器電路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ～高圧炉心スプレイ系充電器電路 A-115V 系蓄電池及び充電器 ～直流母線電路 高圧炉心スプレイ系蓄電池及び充電器 ～直流母線電路	S A 用 115V 系蓄電池 及び充電器 ～直流母線電路	高圧発電機車 ～高圧発電機車接続プラグ収納箱 ～充電器 (B 1-115V 系充電器 (S A), S A 用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用)) 電路 高圧発電機車 ～緊急用メタクラ接続プラグ盤 ～充電器 (B 1-115V 系充電器 (S A), S A 用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用)) 電路 B 1-115V 系蓄電池 (S A) 及び充電器 ～直流母線電路 S A 用 115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路 230 V 系蓄電池 (R C I C) 及び充電器 ～直流母線電路

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備	重大事故防止設備
	非常用直流電源設備	常設代替直流電源設備	可搬型直流電源設備
電源方式	蓄電池による給電	蓄電池による給電	交流電力を直流電力に変換
電源の冷却方式	水冷式	—	空冷式
燃料源	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 ＜原子炉建物西側及びタービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所＞ 非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク ＜いずれも原子炉建物付属棟地下1階＞	—	ガスタービン発電機用軽油タンク ＜ガスタービン発電機建物西側軽油タンク設置場所＞
燃料流路	非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ＜原子炉建物西側及びタービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所＞ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ＜タービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所＞	—	タンクローリ ＜第3保管エリア及び第4保管エリア＞

### 3.14.2.4.5 その他設備

#### 3.14.2.4.5.1 直流給電車

##### 3.14.2.4.5.1.1 設備概要

直流給電車は、設計基準事故対処設備の電源喪失（全交流動力電源及び全直流電源）、及び重大事故等対処設備の電源喪失（代替交流電源及び常設代替直流電源）により、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、原子炉隔離時冷却系、逃がし安全弁及び当該機器の計測制御設備に必要な電力を供給できるように、直流給電車を配備する。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

### 3.14.2.5 号炉間電力融通電気設備（自主対策設備）

#### 3.14.2.5.1 号炉間電力融通ケーブル

##### 3.14.2.5.1.1 設備概要

設計基準事故対処設備の交流電源喪失（全交流動力電源喪失）、及び重大事故等対処設備の交流電源喪失（代替交流電源喪失）により、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、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために、1号炉の非常用ディーゼル発電機から自号炉の非常用所内電気設備に電源供給できるように、号炉間電力融通ケーブル（常設）を設ける。号炉間電力融通ケーブル（常設）は、あらかじめ号炉間にケーブルを敷設し、各号炉の遮断器を手動で接続することで、1号炉から2号炉への電力を供給できる設計とする。

また、号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用できない場合の予備ケーブルとして、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を設ける。

なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

#### 3.14.2.5.2 号炉間連絡ケーブル

##### 3.14.2.5.2.1 設備概要

外部電源及び非常用直流電源喪失後、1号炉の非常用コントロールセンタから自号炉の非常用コントロールセンタに電源供給することで、非常用ディーゼル発電機の起動に必要な制御電源を確保できるように、号炉間連絡ケーブルを設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。



### 3.14.2.6 代替所内電気設備

#### 3.14.2.6.1 設備概要

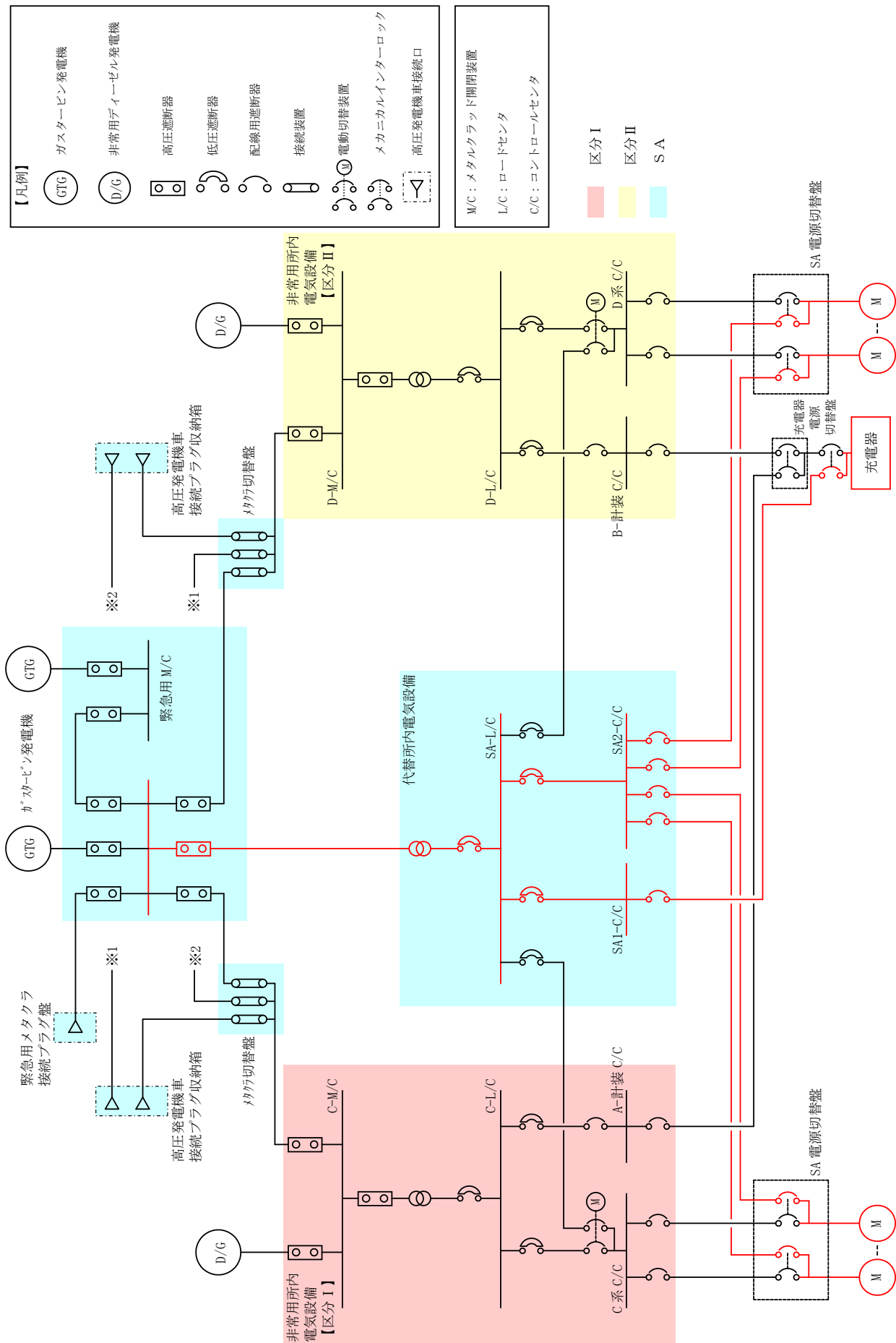
代替所内電気設備は、設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が喪失した場合、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備から必要な設備に電源を供給するための電路を確保することにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として設置するものである。

本システムは電路を構成する「緊急用メタクラ」、「メタクラ切替盤」、「高圧発電機車接続プラグ収納箱」、「緊急用メタクラ接続プラグ盤」、「SAロードセンタ」、「SA1コントロールセンタ」、「SA2コントロールセンタ」、「非常用高圧母線C系」、「非常用高圧母線D系」、「充電器電源切替盤」及び「SA電源切替盤」、代替所内電気設備から電源供給時に設備の遠隔操作を行う「重大事故操作盤」で構成する。本システム全体の概要図を第3.14-36図～第3.14-38図に、本システムに属する重大事故等対処設備を第3.14-109表に示す。

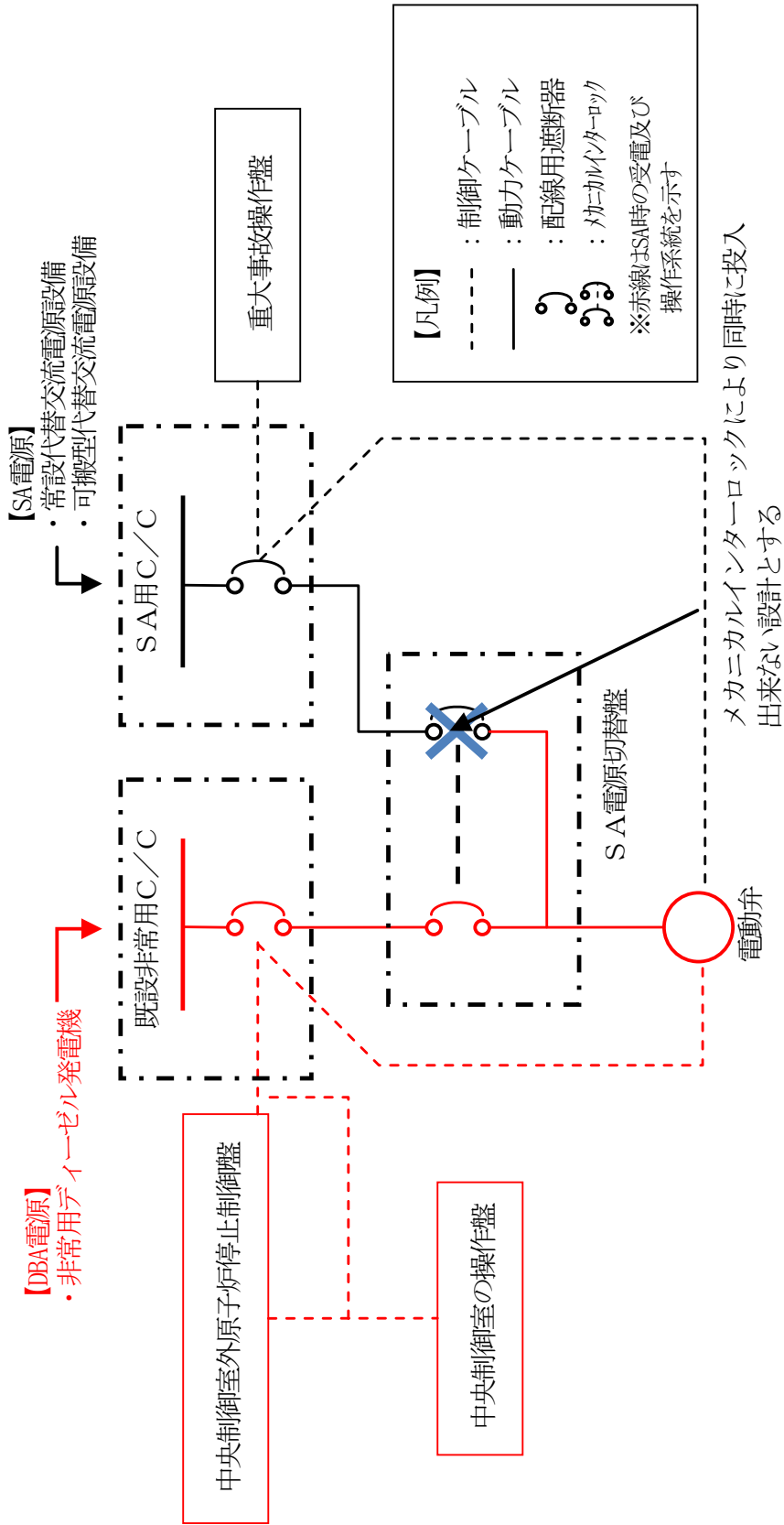
本システムは、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SAロードセンタ、非常用高圧母線C系、非常用高圧母線D系、充電器電源切替盤、SA電源切替盤を操作して系統構成することにより、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備の電路として使用する。

代替所内電気設備の設計基準事故対処設備に対する独立性及び位置的分散については3.14.2.6.3項に詳細を示す。所内電気設備への接近性の確保については3.14.2.6.4項に詳細を示す。

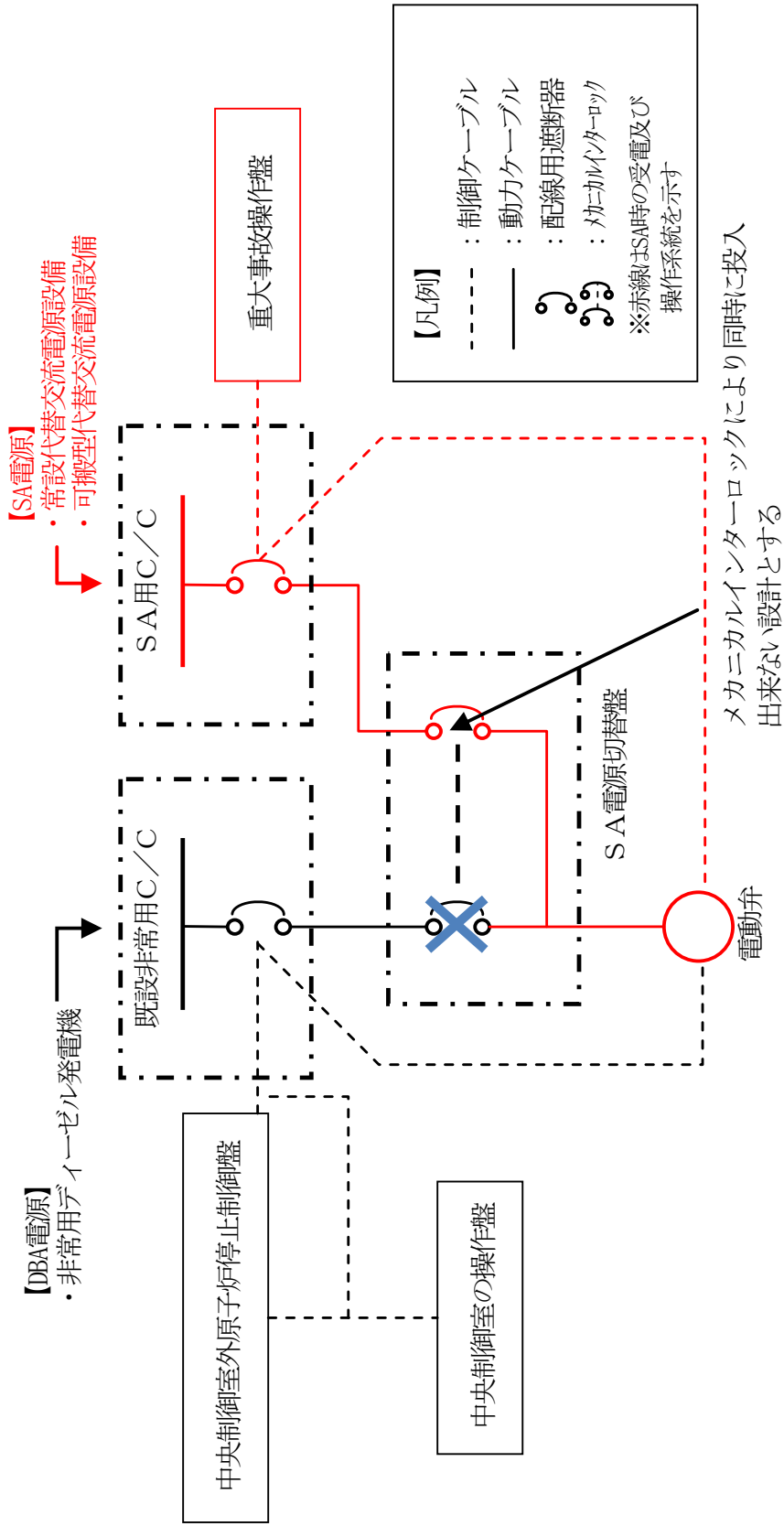
なお、SRV用電源切替盤については、「3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（設置許可基準規則第46条に対する設計方針を示す章）」で示す。



第 3.14-36 図 代替所内電気設備系統図



第 3.14-37 図 代替所内電気設備制御回路系統図  
 (既設非常用C/Cからの電源供給時)



第 3.14-38 図 代替所内電気設備制御回路系統図  
(SA用C/Cからの電源供給時)

第 3.14-109 表 代替所内電気設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA1コントロールセンタ【常設】 SA2コントロールセンタ【常設】 充電器電源切替盤【常設】 SA電源切替盤【常設】 重大事故操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】
附属設備	—
燃料流路	—
電路	—
計装設備 (補助) ※1	C-メタクラ母線電圧【常設】 D-メタクラ母線電圧【常設】 C-ロードセンタ母線電圧【常設】 D-ロードセンタ母線電圧【常設】

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

### 3.14.2.6.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 緊急用メタクラ

電圧 : 6.9kV  
定格電流 : 約 1,200A  
取付箇所 : ガスタービン発電機建物 3 階

(2) メタクラ切替盤

個数 : 一式  
定格電流 : 約 1,200A  
取付箇所 : 原子炉建物附属棟 2 階

(3) 高圧発電機車接続プラグ収納箱

個数 : 一式  
定格電流 : 約 280A  
取付箇所 : 原子炉建物高圧発電機車第一設置場所 (原子炉建物西側)  
原子炉建物高圧発電機車第二設置場所 (原子炉建物南側)

(4) 緊急用メタクラ接続プラグ盤

個数 : 一式  
定格電流 : 約 280A  
取付箇所 : ガスタービン発電機建物高圧発電機車設置場所

(5) 非常用高圧母線C系

電圧 : 6.9kV  
定格電流 : 約 1,200A  
取付箇所 : 原子炉建物附属棟 2 階

(6) 非常用高圧母線D系

電圧 : 6.9kV  
定格電流 : 約 1,200A  
取付箇所 : 原子炉建物附属棟 2 階

(7) SAロードセンタ

電圧 : 460V  
母線定格電流 : 約 1,200A  
取付箇所 : 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽地下 1 階

- (8) S A 1 コントロールセンタ  
電 圧 : 460V  
母線定格電流 : 約 400A  
取付箇所 : 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽地下 1 階
- (9) S A 2 コントロールセンタ  
電 圧 : 460V  
母線定格電流 : 約 400A  
取付箇所 : 原子炉建物附属棟 3 階
- (10) 充電器電源切替盤  
個 数 : 一式  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下中 1 階
- (11) S A 電源切替盤  
個 数 : 一式  
取付箇所 : 原子炉建物附属棟 3 階
- (12) 重大事故操作盤  
個 数 : 一式  
取付箇所 : 制御室建物 4 階 (中央制御室)

### 3.14.2.6.3 独立性及び位置的分散の確保

代替所内電気設備は、第 3.14-110 表で示すとおり地震、津波、火災、溢水により同時に故障することを防止するため、非常用所内電気設備と独立性を確保する設計とする。

代替所内電気設備は、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時にその機能が損なわれることがないように、第 3.14-111 表で示すとおり、位置的分散を図った設計とする。緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタは、設計基準事故対処設備である非常用高圧母線、非常用ロードセンタ、非常用コントロールセンタと位置的分散された屋外、ガスタービン発電機建物、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽及び原子炉建物内にそれぞれ配置し、同時に機能が喪失しない設計とする。電路については、代替所内電気設備を非常用所内電気設備に対して、独立した電路で系統構成することにより、共通要因によって同時に機能を損なわれないよう独立した設計とする。

(57-2, 57-3, 57-9)

第 3.14-110 表 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用所内電気設備	代替所内電気設備
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である代替所内電気設備は基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 Ss が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備を設置する原子炉建物と、重大事故防止設備を設置する屋外、ガスタービン発電機建物、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽、原子炉建物の各設置場所は、ともに津波が到達しない位置とすることで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備と、重大事故防止設備である代替所内電気設備は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備と、重大事故防止設備である代替所内電気設備は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	



第 3.14-111 表 位置的分散

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用所内電気設備	代替所内電気設備
電源	非常用高圧母線C系及びD系 非常用ロードセンタC系及びD系 <いずれも原子炉建物附属棟2階> 非常用コントロールセンタC系及びD系 <原子炉建物附属棟2階及び中2階> 非常用高圧母線HPC S系 非常用コントロールセンタHPC S系 <いずれも原子炉建物附属棟地下2階>	緊急用メタクラ <ガスタービン発電機建物内> 高圧発電機車接続プラグ収納箱 <原子炉建物西側, 原子炉建物南側> 緊急用メタクラ接続プラグ盤 <ガスタービン発電機建物南側> メタクラ切替盤 <原子炉建物附属棟2階> SAロードセンタ SA1コントロールセンタ <いずれも低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内> SA2コントロールセンタ <原子炉建物附属棟3階>
電路	非常用ディーゼル発電機 ~非常用高圧母線C系及びD系電路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ~非常用高圧母線HPC S系電路	高圧発電機車 ~非常用高圧母線C系及びD系電路 高圧発電機車 ~SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機 ~非常用高圧母線C系及びD系電路 ガスタービン発電機 ~SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路
電源供給先	非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系 <いずれも原子炉建物附属棟2階> 非常用高圧母線HPC S系 <原子炉建物附属棟地下2階>	非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系 <いずれも原子炉建物附属棟2階> SA1コントロールセンタ <低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内> SA2コントロールセンタ <原子炉建物附属棟3階>
操作盤	中央制御室及び中央制御室外原子炉停止制御盤	重大事故操作盤

#### 3.14.2.6.4 所内電気設備への接近性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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、代替交流電源からの電力を確保するために、以下のとおり、原子炉建物付属棟 2 階及び中 2 階に設置している非常用所内電気設備へアクセス可能な設計とし、接近性を確保する設計とする。

(57-6)

屋内のアクセスルートに影響を与えるおそれがある以下の事象について評価した結果問題なし。

- a. 地震時の影響・・・プラントウォークダウンにて確認した結果問題なし。
- b. 地震随伴火災の影響・・・アクセスルート近傍に地震随伴火災の火災源となる機器が設置されていないことから問題なし。
- c. 地震による内部溢水の影響・・・地震により溢水が発生しても歩行困難な水位にならないことを確認していることから問題なし。

詳細は、「可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルート」参照

なお、万が一、原子炉建物付属棟 2 階の非常用電気室への接近性が失われることを考慮して、同非常用電気室を経由せず、1 階から接近可能な代替所内電気設備を原子炉建物付属棟 3 階に設置することにより、接近性の向上を図る設計とする。

### 3.14.2.6.5 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

#### 3.14.2.6.5.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

###### a) 緊急用メタクラ

代替所内電気設備の緊急用メタクラは，ガスタービン発電機建物内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，ガスタービン発電機建物内の環境条件を考慮し，以下の第3.14-112表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-112表 想定する環境条件及び荷重条件（緊急用メタクラ）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	ガスタービン発電機建物内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	ガスタービン発電機建物内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

b) メタクラ切替盤

代替所内電気設備のメタクラ切替盤は、原子炉建物付属棟内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉建物付属棟内の環境条件を考慮し、以下の第 3.14-113 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-113 表 想定する環境条件及び荷重条件（メタクラ切替盤）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物付属棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	原子炉建物付属棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

c) 高圧発電機車接続プラグ収納箱

代替所内電気設備の高圧発電機車接続プラグ収納箱は、屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、屋外の環境条件を考慮し、以下の第3.14-114表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-114表 想定する環境条件及び荷重条件(高圧発電機車接続プラグ収納箱)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

d) 緊急用メタクラ接続プラグ盤

代替所内電気設備の緊急用メタクラ接続プラグ盤は、屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、屋外の環境条件を考慮し、以下の第3.14-115表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-115表 想定する環境条件及び荷重条件（緊急用メタクラ接続プラグ盤）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

e) 非常用高圧母線C系

代替所内電気設備の非常用高圧母線C系は、原子炉建物付属棟内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉建物付属棟内の環境条件を考慮し、以下の第3.14-116表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-116表 想定する環境条件及び荷重条件（非常用高圧母線C系）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物付属棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉建物付属棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

f) 非常用高圧母線D系

代替所内電気設備の非常用高圧母線D系は、原子炉建物付属棟内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉建物付属棟内の環境条件を考慮し、以下の第3.14-117表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-117表 想定する環境条件及び荷重条件（非常用高圧母線D系）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物付属棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉建物付属棟内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。



g) S Aロードセンタ

代替所内電気設備のS Aロードセンタは、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の環境条件を考慮し、以下の第3.14-118表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-118表 想定する環境条件及び荷重条件（S Aロードセンタ）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

h) S A 1 コントロールセンタ

代替所内電気設備のS A 1 コントロールセンタは、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の環境条件を考慮し、以下の第 3.14-119 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-119 表 想定する環境条件及び荷重条件 (S A 1 コントロールセンタ)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

i) S A 2 コントロールセンタ

代替所内電気設備のS A 2 コントロールセンタは、原子炉建物附属棟内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉建物附属棟内の環境条件を考慮し、以下の第 3. 14-120 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3. 14-120 表 想定する環境条件及び荷重条件 (S A 2 コントロールセンタ)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物附属棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2. 1. 2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風 (台風)・積雪	原子炉建物附属棟内に設置するため，風 (台風) 及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

j) 充電器電源切替盤

代替所内電気設備の充電器電源切替盤は、廃棄物処理建物内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、廃棄物処理建物内の環境条件を考慮し、以下の第 3.14-121 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-121 表 想定する環境条件及び荷重条件（充電器電源切替盤）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建物内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	廃棄物処理建物内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

k) S A電源切替盤

代替所内電気設備のS A電源切替盤は、原子炉建物付属棟内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉建物付属棟内の環境条件を考慮し、以下の第3.14-122表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-122表 想定する環境条件及び荷重条件（S A電源切替盤）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物付属棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	原子炉建物付属棟内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

1) 重大事故操作盤

代替所内電気設備の重大事故操作盤は、制御室建物内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、制御室建物内の環境条件を考慮し、以下の第3.14-123表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-123表 想定する環境条件及び荷重条件（重大事故操作盤）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	制御室建物内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	制御室建物内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替所内電気設備で、操作が必要な緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SAロードセンタ、SA電源切替盤、重大事故操作盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系については、中央制御室又は現場で容易に操作可能な設計とする。第 3.14-124 表～第 3.14-126 表に操作対象機器の操作場所を示す。

(57-2, 57-3)

第 3.14-124 表 操作対象機器

(緊急用メタクラ～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
緊急用メタクラ遮断器 (SAロードセンタ側)	切→入	制御室建物 4 階 中央制御室	スイッチ 操作
SAロードセンタ遮断器 (緊急用メタクラ側)	切→入	制御室建物 4 階 中央制御室	スイッチ 操作
SAロードセンタ遮断器 (SA1コントロールセンタ 及びSA2コントロールセン タ側)	切→入	制御室建物 4 階 中央制御室	スイッチ 操作

第 3.14-125 表 操作対象機器

(高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱～S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ電路)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
高圧発電機車 接続プラグ収納箱	断路 →接続	原子炉建物 高圧発電機車第一設置場所又は高圧発電機車第二設置場所	コネクタ 接続操作
メタクラ切替盤	断路 →接続	原子炉建物附属棟 2 階	ボルト・ ナット 接続操作
緊急用メタクラ遮断器 (メタクラ切替盤側)	切→入	制御室建物 4 階 中央制御室	スイッチ 操作
緊急用メタクラ遮断器 (S A ロードセンタ側)	切→入	制御室建物 4 階 中央制御室	スイッチ 操作
S A ロードセンタ遮断器 (緊急用メタクラ側)	切→入	制御室建物 4 階 中央制御室	スイッチ 操作
S A ロードセンタ遮断器 (S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ側)	切→入	制御室建物 4 階 中央制御室	スイッチ 操作



第 3.14-126 表 操作対象機器

(高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～S A 1 コントロールセンタ及び  
S A 2 コントロールセンタ電路)

機器名称	状態の 変化	操作場所	操作方法
緊急用メタクラ 接続プラグ盤	断路 →接続	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	コネクタ 接続操作
緊急用メタクラ遮断器 (緊急用メタクラ接続プ ラグ盤側)	切→入	ガスタービン発電機建物 3階	スイッチ 操作
緊急用メタクラ遮断器 (S Aロードセンタ側)	切→入	制御室建物 4階 中央制御室	スイッチ 操作
S Aロードセンタ遮断器 (緊急用メタクラ側)	切→入	制御室建物 4階 中央制御室	スイッチ 操作
S Aロードセンタ遮断器 (S A 1 コントロールセ ンタ及びS A 2 コント ロールセンタ側)	切→入	制御室建物 4階 中央制御室	スイッチ 操作

以下に、代替所内電気設備を構成する主要設備の操作性を示す。

a) 緊急用メタクラ

代替所内電気設備の緊急用メタクラは、中央制御室又は現場盤でのスイッチ操作による手動操作であること、及び緊急用メタクラの状態を遮断器開閉表示及び計器により確認できることから、確実な操作が可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

b) メタクラ切替盤

代替所内電気設備のメタクラ切替盤は、現場盤でのボルト・ナットによる手動操作であること、及びメタクラ切替盤の状態を目視確認にて確認できることから、確実な操作が可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

c) 高圧発電機車接続プラグ収納箱

代替所内電気設備の高圧発電機車接続プラグ収納箱は、ケーブルをコネクタ接続すること及び、接続状態を目視確認にて確認できることから、確実な操作が可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

d) 緊急用メタクラ接続プラグ盤

代替所内電気設備の緊急用メタクラ接続プラグ盤は、ケーブルをコネクタ接続すること及び、接続状態を目視確認にて確認できることから、確実な操作が可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

e) 非常用高圧母線C系

代替所内電気設備の非常用高圧母線C系は、現場盤での操作スイッチによる手動操作であること、及び非常用高圧母線C系の運転状態を現場の遮断器開閉表示及び計器により確認できることから、確実な操作が可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

f) 非常用高圧母線D系

代替所内電気設備の非常用高圧母線D系は、現場盤での操作スイッチによる手動操作であること、及び非常用高圧母線D系の運転状態を現場の遮断器開閉表示及び計器により確認できることから、確実な操作が可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

g) SAロードセンタ

代替所内電気設備のSAロードセンタは、中央制御室でのスイッチ操作による手動操作であること、及びSAロードセンタの状態を遮断器開閉表示及び計器により確認できることから、確実な操作が可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

h) SA1コントロールセンタ

代替所内電気設備のSA1コントロールセンタは、操作不要である。

(57-2, 57-3)

i) SA2コントロールセンタ

代替所内電気設備のSA2コントロールセンタは、操作不要である。

(57-2, 57-3)

j) 充電器電源切替盤

代替所内電気設備の充電器電源切替盤は、現場盤での配線用遮断器の手動操作であること、及び充電器電源切替盤の状態を確認できることから、確実な操作が可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

k) SA電源切替盤

代替所内電気設備のSA電源切替盤は、現場盤での配線用遮断器の手動操作であること、及びSA電源切替盤の運転状態を配線用遮断器の開閉状態にて確認できることから、確実な操作が可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

l) 重大事故操作盤

代替所内電気設備の重大事故操作盤は、中央制御室での操作スイッチによる手動操作であること、及び操作されたことをFD画面にて確認できることから、確実な操作が可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

a) 緊急用メタクラ

代替所内電気設備の緊急用メタクラは、第 3.14-127 表に示すように、発電用原子炉停止中に機能・性能試験、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

緊急用メタクラの外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと、及び性能確認として絶縁抵抗の確認を行う。

また、定例試験として、受電された状態で母線電圧を確認する。

(57-4)

第 3.14-127 表 緊急用メタクラの試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	緊急用メタクラの母線電圧の確認
停止中	機能・性能試験	緊急用メタクラの絶縁抵抗の確認
運転中又 は停止中	外観検査	緊急用メタクラの外観の確認

b) メタクラ切替盤

代替所内電気設備のメタクラ切替盤は、第 3.14-128 表に示すように、発電用原子炉停止中に機能・性能試験、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

メタクラ切替盤の外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと、及び性能確認としての回路の絶縁抵抗の確認が可能な設計とする。

(57-4)

第 3.14-128 表 メタクラ切替盤の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	メタクラ切替盤の絶縁抵抗の確認
運転中又 は停止中	外観検査	メタクラ切替盤の外観、寸法の確認 メタクラ切替盤の盤内部の目視点検

c) 高圧発電機車接続プラグ収納箱

代替所内電気設備の高圧発電機車接続プラグ収納箱は、第 3.14-129 表に示すように発電用原子炉運転中又は停止中において外観検査、及び機能・性能試験が可能な設計とする。

高圧発電機車接続プラグ収納箱の外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと、及び特性試験として絶縁抵抗の確認を行う。

(57-4)

第 3.14-129 表 高圧発電機車接続プラグ収納箱の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中又 は停止中	機能・性能試験	高圧発電機車接続プラグ収納箱の絶縁抵抗の確認
	外観検査	高圧発電機車接続プラグ収納箱の外観の確認

d) 緊急用メタクラ接続プラグ盤

代替所内電気設備の緊急用メタクラ接続プラグ盤は、第 3.14-130 表に示すように発電用原子炉運転中又は停止中において外観検査、及び機能・性能試験が可能な設計とする。

緊急用メタクラ接続プラグ盤の外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと、及び特性試験として絶縁抵抗の確認を行う。

(57-4)

第 3.14-130 表 緊急用メタクラ接続プラグ盤の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中又 は停止中	機能・性能試験	緊急用メタクラ接続プラグ盤の絶縁抵抗の確認
	外観検査	緊急用メタクラ接続プラグ盤の外観の確認

e) 非常用高圧母線 C 系

代替所内電気設備の非常用高圧母線 C 系は、第 3.14-131 表に示すように、発電用原子炉停止中に機能・性能試験、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

非常用高圧母線 C 系の外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと、及び性能確認として絶縁抵抗の確認を行う。

また、定例試験として、受電された状態で母線電圧を確認する。

(57-4)

第 3.14-131 表 非常用高圧母線 C 系の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	非常用高圧母線 C 系の母線電圧の確認
停止中	機能・性能試験	非常用高圧母線 C 系の絶縁抵抗の確認
運転中又 は停止中	外観検査	非常用高圧母線 C 系の外観の確認

f) 非常用高圧母線D系

代替所内電気設備の非常用高圧母線D系は、第 3.14-132 表に示すように、発電用原子炉停止中に機能・性能試験、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

非常用高圧母線D系の外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと、及び性能確認として絶縁抵抗の確認を行う。

また、定例試験として、受電された状態で母線電圧を確認する。

(57-4)

第 3.14-132 表 非常用高圧母線D系の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	非常用高圧母線D系の母線電圧の確認
停止中	機能・性能試験	非常用高圧母線D系の絶縁抵抗の確認
運転中又は停止中	外観検査	非常用高圧母線D系の外観の確認

g) SAロードセンタ

代替所内電気設備のSAロードセンタは、第 3.14-133 表に示すように、発電用原子炉停止中に機能・性能試験、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

SAロードセンタの外観検査として目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと、及び性能確認として絶縁抵抗の確認を行う。

(57-4)

第 3.14-133 表 SAロードセンタの試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	SAロードセンタの絶縁抵抗、受電状態の確認
運転中又は停止中	外観検査	SAロードセンタの外観、寸法の確認 SAロードセンタの盤内部の目視点検

h) S A 1 コントロールセンタ

代替所内電気設備のS A 1 コントロールセンタは、第 3.14-134 表に示すように、発電用原子炉停止中に機能・性能試験、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

S A 1 コントロールセンタの外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと、及び性能確認として絶縁抵抗の確認を行う。

(57-4)

第 3.14-134 表 S A 1 コントロールセンタの試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	S A 1 コントロールセンタの絶縁抵抗の確認
運転中又は停止中	外観検査	S A 1 コントロールセンタの外観、寸法の確認

i) S A 2 コントロールセンタ

代替所内電気設備のS A 2 コントロールセンタは、第 3.14-135 表に示すように、発電用原子炉停止中に機能・性能試験、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

S A 2 コントロールセンタの外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと、及び性能確認として絶縁抵抗の確認を行う。

(57-4)

第 3.14-135 表 S A 2 コントロールセンタの試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	S A 2 コントロールセンタの絶縁抵抗の確認
運転中又は停止中	外観検査	S A 2 コントロールセンタの外観、寸法の確認



j) 充電器電源切替盤

代替所内電気設備の充電器電源切替盤は、第 3.14-136 表に示すように、発電用原子炉停止中に機能・性能試験、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

充電器電源切替盤の機能確認として充電器の受電が可能であることの確認を行う。

また、性能確認としての回路の絶縁抵抗の確認が可能な設計とする。

また、定例試験として、S A 電源切替盤での電源元の切替えの確認が可能な設計とする。

(57-4)

第 3.14-136 表 充電器電源切替盤の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	充電器電源切替盤での電源元切替えにより充電器の受電確認 充電器電源切替盤の絶縁抵抗の確認
運転中又は停止中	外観検査	充電器電源切替盤の外観、寸法の確認 充電器電源切替盤の盤内部の目視点検

k) S A 電源切替盤

代替所内電気設備の S A 電源切替盤は、第 3.14-137 表に示すように、発電用原子炉停止中に機能・性能試験、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

S A 電源切替盤の機能確認として電動弁の操作が可能であることの確認を行う。

また、性能確認としての回路の絶縁抵抗の確認が可能な設計とする。

また、定例試験として、S A 電源切替盤での電源元の切替えの確認が可能な設計とする。

(57-4)

第 3.14-137 表 S A 電源切替盤の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	S A 電源切替盤での電源元切替えにより電動弁の受電確認 S A 電源切替盤の絶縁抵抗の確認
運転中又は停止中	外観検査	S A 電源切替盤の外観、寸法の確認 S A 電源切替盤の盤内部の目視点検

1) 重大事故操作盤

代替所内電気設備の重大事故操作盤は、第 3.14-138 表に示すように、発電用原子炉停止中に機能・性能試験、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

重大事故操作盤の機能確認として電動弁の操作が可能であることの確認を行う。

また、定例試験として、重大事故操作盤からの操作への切替えが F D 画面にて確認可能な設計とする。

(57-4)

第 3.14-138 表 重大事故操作盤の試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	重大事故操作盤からの操作による電動弁の動作確認
運転中又は停止中	外観検査	重大事故操作盤の外観、寸法の確認 重大事故操作盤の盤内部の目視点検

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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っては、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。

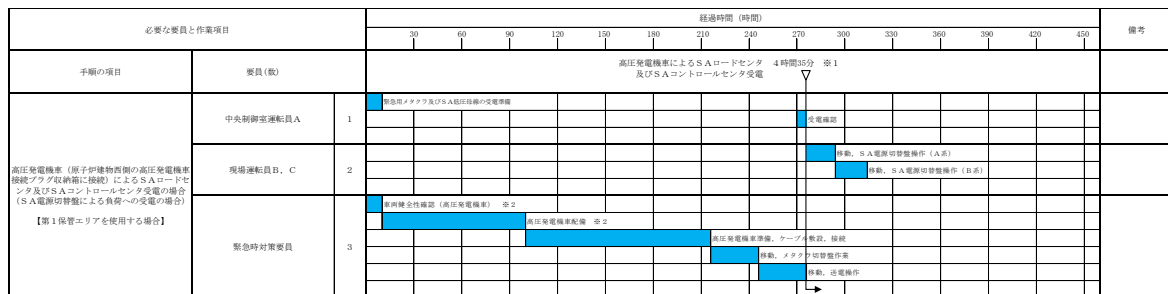
(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替所内電気設備は、本来の用途以外の用途には使用しない。なお、代替所内電気設備は遮断器を設けることにより通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかな切替えが可能な設計とする。切替え操作の対象機器は(2)操作性の第 3.14-124 表～第 3.14-126 表と同様である。

(57-3)

これにより第 3.14-39 図～第 3.14-40 図で示すタイムチャートの通り速やかに切替えが可能である。



- ※1 第 4 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4 時間 20 分以内で可能である。
- ※2 第 4 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、車両健全性確認作業の前に第 4 保管エリアへ緊急時対策要員が移動を行う。  
また、第 4 保管エリアを使用した場合は、移動、車両健全性確認及び高圧発電機車配置作業で 1 時間 25 分以内で可能である。

第 3.14-39 図 高圧発電機車による SA ロードセンタ及び SA1 コントロールセンタ受電のタイムチャート (高圧発電機車接続プラグ収納箱を使用した場合)

必要な要員と作業項目		経過時間 (時間)															備考
手順の項目	要員(数)	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360	390	420	450	
		高圧発電機車によるSAロードセンタ 及びSAコントロールセンタ受電															
高圧発電機車（ガスタービン発電機機体物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合（故障による大型航空機の衝突その他のアerialによる影響がある場合）  【SA電源切替による負荷への受電の場合】 【第4保管エリアを使用する場合】	中央制御室運転員A	4時間49分 ※1															
	現場運転員B、C	緊急用メタクラ及びSA配線母線の受電準備 緊急時対策所へ第4保管エリア移動完了 緊急時対策所へSA電源切替準備（SA系） 緊急時対策所へSA電源切替操作（SA系）															
	緊急時対策委員	緊急時対策所へ第4保管エリア移動完了 緊急時対策所へSA電源切替準備（高圧発電機車） 高圧発電機車配電 高圧発電機車準備 ケーブル敷設、接続 検査、点検 稼働、送電操作															

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4時間25分以内で可能である。

※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

### 第3.14-40 図 高圧発電機車によるSAロードセンタ及び

#### SA1コントロールセンタ受電のタイムチャート

（緊急用メタクラ接続プラグ盤を使用した場合）

\*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の1.14で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

代替所内電気設備は、第 3.14-139 表に示すように、通常時は非常用所内電気設備と切り離し、非常用高圧母線 C 系の遮断器（緊急用メタクラ側）及び非常用高圧母線 D 系の遮断器（緊急用メタクラ側）を切とすることで隔離する系統構成としており、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、非常用所内電気設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

代替所内電気設備の S A 電源切替盤は、設計基準事故対処設備である非常用コントロールセンタと重大事故等対処設備である S A 2 コントロールセンタから、切替装置により同時に配線用遮断器を投入できない設計とすることで、他の設備に影響を与えない設計とする。

代替所内電気設備の充電器電源切替盤は、設計基準事故対処設備である非常用コントロールセンタと重大事故等対処設備である S A 1 コントロールセンタから、切替装置により同時に配線用遮断器を投入できない設計とすることで、他の設備に影響を与えない設計とする。

代替所内電気設備の重大事故操作盤は、通常時に設計基準事故対処設備である非常用高圧母線の操作盤及び中央制御室外原子炉停止制御盤と切り離された状態とし、重大事故時に重大事故対処設備として系統構成することで、他の設備に影響を与えない設計とする。

(57-3, 57-7)

第 3.14-139 表 他系統との隔離

取合系統	系統隔離	駆動方式	動作
非常用所内 電気設備	非常用高圧母線 C 系遮断器 (緊急用メタクラ側)	手動	通常時切
非常用所内 電気設備	非常用高圧母線 D 系遮断器 (緊急用メタクラ側)	手動	通常時切
非常用所内 電気設備	S A 電源切替盤遮断器 (S A 2 コントロールセンタ側)	手動	通常時切
非常用所内 電気設備	充電器電源切替盤遮断器 (S A 1 コントロールセンタ側)	手動	通常時切

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、非常用高圧母線 C 系、非常用高圧母線 D 系、S A 電源切替盤及び充電器電源切替盤の操作場所は、想定される事故時における放射線量が高くなるおそれが少ないため、設置場所で操作可能な設計とする。

緊急用メタクラの操作場所は、想定される事故時における放射線量が高くなるおそれが少ないため、設置場所で操作可能な設計とするとともに中央制御室から操作可能な設計とする。

重大事故操作盤は中央制御室に設置し、中央制御室で操作可能な設計とする。

なお、S A ロードセンタ、S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタは通常待機時と同じ系統構成で使用することから操作が不要な設計とするため、設置場所に係る設計上の配慮は不要とする。

代替所内電気設備の系統構成に必要な機器の設置場所、操作場所を第 3.14-140 表に示す。

(57-2)

第 3.14-140 表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
緊急用メタクラ	ガスタービン発電機建物 3 階	制御室建物 4 階 中央制御室 ガスタービン発電機建物 3 階
メタクラ切替盤	原子炉建物附属棟 2 階	原子炉建物附属棟 2 階
高圧発電機車接続プラグ収納箱	原子炉建物高圧発電機車第一設置場所 原子炉建物高圧発電機車第二設置場所	原子炉建物高圧発電機車第一設置場所 原子炉建物高圧発電機車第二設置場所
緊急用メタクラ接続プラグ盤	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所	ガスタービン発電機建物 高圧発電機車設置場所
SAロードセンタ	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽地下 1 階	制御室建物 4 階 中央制御室
SA1 コントロールセンタ	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽地下 1 階	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽地下 1 階
SA2 コントロールセンタ	原子炉建物附属棟 3 階	原子炉建物附属棟 3 階
充電器電源切替盤	廃棄物処理建物地下中 1 階	廃棄物処理建物地下中 1 階
SA電源切替盤	原子炉建物附属棟 2 階	原子炉建物附属棟 3 階
重大事故操作盤	制御室建物 4 階 中央制御室	制御室建物 4 階 中央制御室
非常用高圧母線 C 系	原子炉建物附属棟 2 階	原子炉建物附属棟 2 階
非常用高圧母線 D 系	原子炉建物附属棟 2 階	原子炉建物附属棟 2 階

### 3.14.2.6.5.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

##### a) 緊急用メタクラ

代替所内電気設備の緊急用メタクラは、ガスタービン発電機1基が接続可能であることから、ガスタービン発電機1基の定格電流である503Aに対し、十分余裕を有する定格電流である約1,200Aを有する設計とする。

(57-5)

##### b) メタクラ切替盤

代替所内電気設備のメタクラ切替盤は、高圧発電機車が接続可能であり、ガスタービン発電機1基の定格電流である503Aに対し、十分余裕を有する定格電流である約1,200Aを有する設計とする。

(57-5)

##### c) 高圧発電機車接続プラグ収納箱

代替所内電気設備の高圧発電機車接続プラグ収納箱は、高圧発電機車3台が接続可能であることから、高圧発電機車3台の定格電流である132Aに対し、十分余裕を有する定格電流である約280Aを有する設計とする。

(57-5)

##### d) 緊急用メタクラ接続プラグ盤

代替所内電気設備の緊急用メタクラ接続プラグ盤は、高圧発電機車3台が接続可能であることから、高圧発電機車3台の定格電流である132Aに対し、十分余裕を有する定格電流である約280Aを有する設計とする。

(57-5)

##### e) 非常用高圧母線C系

代替所内電気設備の非常用高圧母線C系は、設計基準事故対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合、ガスタービン発電機1基の定格電流である503Aに対し十分な余裕を考慮した設計とする。なお、非常用高圧母線C系は、非常用ディーゼル発電機1基分の定格電流611Aに十分な余裕を考慮し、定格電流約1,200Aを有する設計とする。

(57-5)



f) 非常用高圧母線D系

代替所内電気設備の非常用高圧母線D系は、設計基準事故対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合、ガスタービン発電機1基の定格電流である503Aに対し十分な余裕を考慮した設計とする。なお、非常用高圧母線D系は、非常用ディーゼル発電機1基分の定格電流611Aに十分な余裕を考慮し、定格電流約1,200Aを有する設計とする。

(57-5)

g) SAロードセンタ

代替所内電気設備のSAロードセンタは、重大事故等対処時に必要な容量754Aに余裕を考慮した、母線定格電流約1,200Aを有する設計とする。

(57-5)

h) SA1コントロールセンタ

代替所内電気設備のSA1コントロールセンタは、重大事故等対処時に必要な容量378Aに余裕を考慮した、母線定格電流約400Aを有する設計とする。

(57-5)

i) SA2コントロールセンタ

代替所内電気設備のSA2コントロールセンタは、重大事故等対処時に必要な容量279Aに余裕を考慮した、母線定格電流約400Aを有する設計とする。

(57-5)

j) 充電器電源切替盤

対象外である。

k) SA電源切替盤

対象外である。

l) 重大事故操作盤

対象外である。

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

代替所内電気設備は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

代替所内電気設備は、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機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の各機器と第 3.14-141 表のとおり多様性、位置的分散を図る設計とする。

電路については、代替所内電気設備を非常用所内電気設備に対して、独立した電路で系統構成することにより、共通要因によって同時に機能を損なわれないよう独立した設計とする。

(57-2, 57-3, 57-9)

第 3.14-141 表 多重性又は多様性，位置的分散（57-9 参照）

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用所内電気設備	代替所内電気設備
電源	非常用高圧母線 C 系及び D 系 非常用ロードセンタ C 系及び D 系 <いずれも原子炉建物附属棟 2 階> 非常用コントロールセンタ C 系及び D 系 <原子炉建物附属棟 2 階及び中 2 階> 非常用高圧母線 H P C S 系 非常用コントロールセンタ H P C S 系 <いずれも原子炉建物附属棟地下 2 階>	緊急用メタクラ <ガスタービン発電機建物内> 高圧発電機車接続プラグ収納箱 <原子炉建物西側，原子炉建物南側> 緊急用メタクラ接続プラグ盤 <ガスタービン発電機建物高圧発電機車設置場所> メタクラ切替盤 <原子炉建物附属棟 2 階> S A ロードセンタ S A 1 コントロールセンタ <いずれも低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内> S A 2 コントロールセンタ <原子炉建物附属棟 3 階>
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線 H P C S 系電路	高圧発電機車 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 高圧発電機車 ～ S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 ガスタービン発電機 ～ S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタ電路
電源供給先	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 <いずれも原子炉建物附属棟 2 階> 非常用高圧母線 H P C S 系 <原子炉建物附属棟地下 2 階>	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 <いずれも原子炉建物附属棟 2 階> S A 1 コントロールセンタ <低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内> S A 2 コントロールセンタ <原子炉建物附属棟 3 階>
操作盤	中央制御室及び中央制御室外原子炉停止制御盤	重大事故操作盤

### 3.14.2.6.6 その他設備

#### 3.14.2.6.6.1 非常用コントロールセンタ切替盤

##### 3.14.2.6.6.1.1 設備概要

代替所内電気設備に関連する自主対策設備として、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由した電源供給ラインの多重化を図るため、非常用コントロールセンタ切替盤を設ける設計とする。

なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

### 3.14.3 重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.14.3.1 非常用交流電源設備

##### 3.14.3.1.1 設備概要

非常用交流電源設備は、外部電源が喪失した場合、非常用所内電気設備に電源を供給することにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として設置するものである。

本システムはディーゼルエンジン及び発電機を搭載した「非常用ディーゼル発電機」及び「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機」、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の燃料を保管する「非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク」、「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク」、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機近傍で燃料を保管する「非常用ディーゼル発電機燃料デイトank」、「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトank」、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから非常用ディーゼル発電機燃料デイトankまで燃料を移送する「非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ」、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトankまで燃料を移送する「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ」、電源供給先である「非常用高圧母線」で構成する。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は非常用高圧母線の電源喪失を検出し、自動起動することで非常用高圧母線に電源を供給する。

非常用ディーゼル発電機の燃料は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから非常用ディーゼル発電機燃料デイトankに非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプを用いて自動で供給され、非常用ディーゼル発電機燃料デイトankから自重で非常用ディーゼル発電機に供給される。

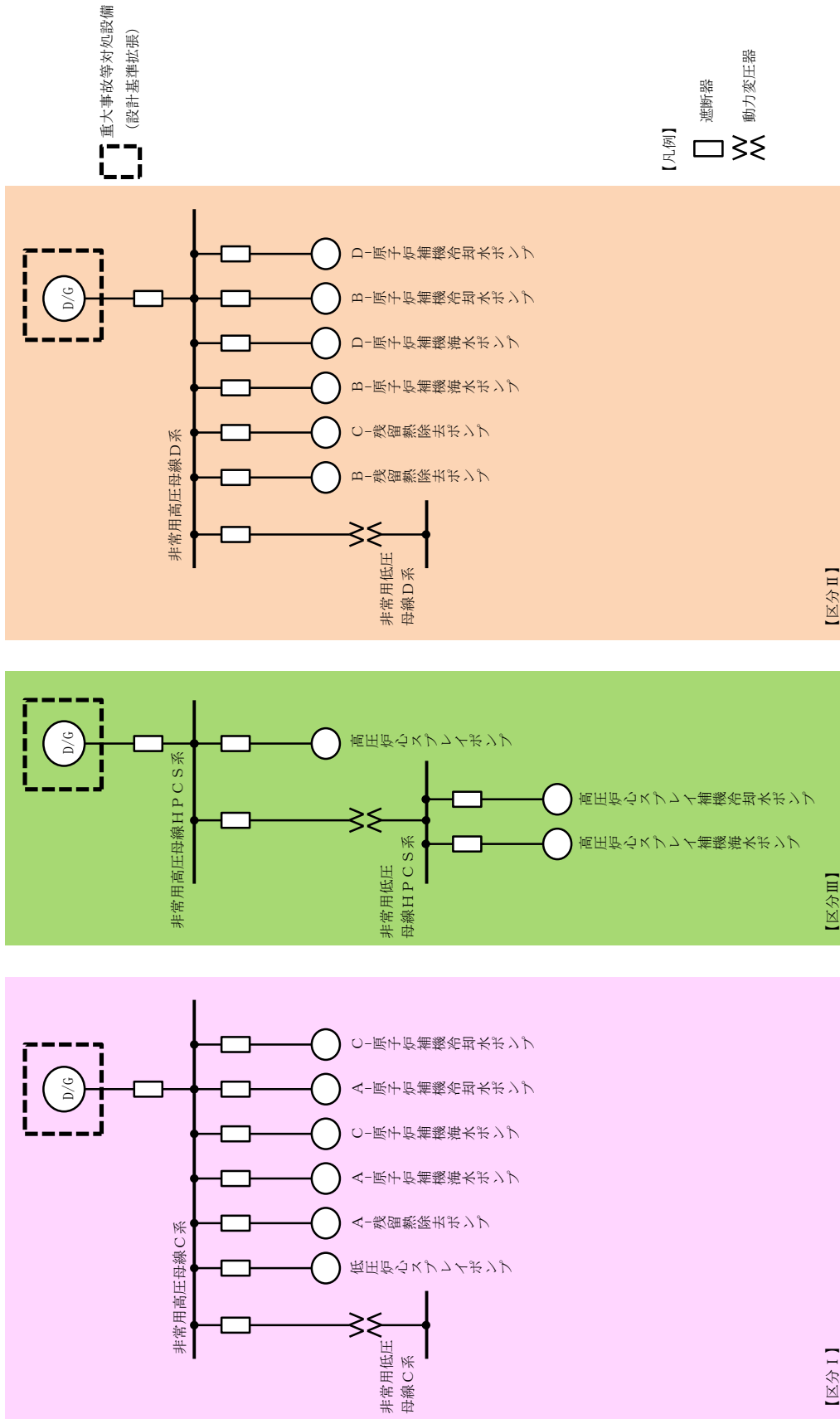
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の燃料は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトankに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプを用いて自動で供給され、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトankから自重で高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機に供給される。

非常用ディーゼル発電機は、重大事故等時に代替制御棒挿入機能（ARI）、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能、ほう酸水注入系、代替自動減圧機能、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）、格納容器代替スプレイ系（常設）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）、計装設備及び非常用ガス処理系へ電力を供給できる設計とする。

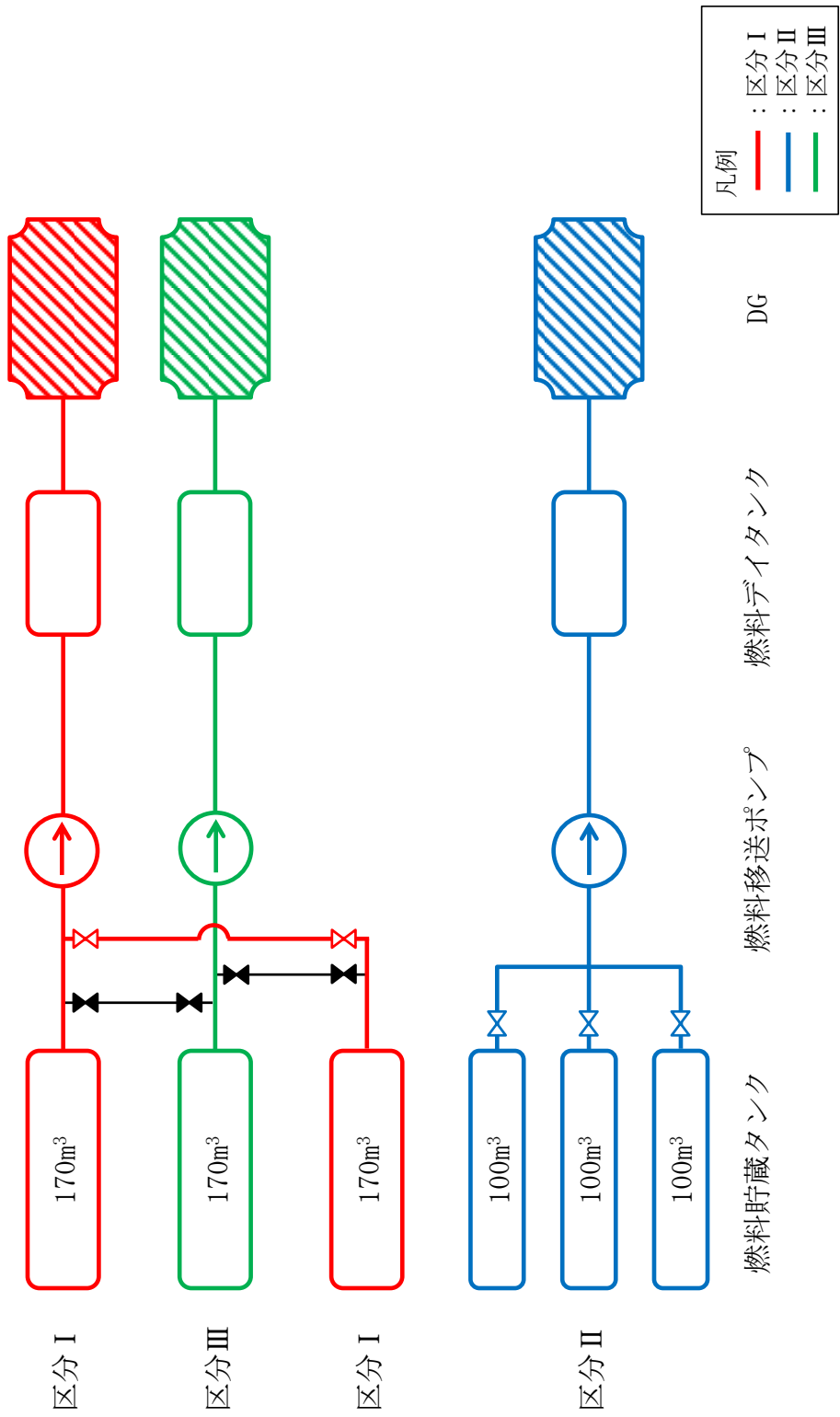
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、重大事故等時に高圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）及び計装設備へ電力を供給できる設計とする。

本系統全体の概要図を第 3.14-41 図に、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料供給系統の概要図を第 3.14-42 図に示す。また、本系統に属する設備のうち、重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）を第 3.14-142 表に示す。

本系統のうち、設計基準対象施設であるとともに、想定される重大事故時等においてその機能を考慮する設備を、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。



第3.14-41 図 非常用交流電源設備 系統概要図



第 3.14-42 図 非常用交流電源設備 系統概要図  
 (非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機燃料供給系統)



第 3.14-142 表 非常用交流電源設備に関する重大事故等対処設備及び重大事故等  
 対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	非常用ディーゼル発電機 <sup>※2</sup> 【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 <sup>※2</sup> 【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ <sup>※2</sup> 【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ <sup>※2</sup> 【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク <sup>※1</sup> 【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク <sup>※1</sup> 【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク <sup>※2</sup> 【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイタンク <sup>※2</sup> 【常設】
附属設備	—
燃料流路 <sup>※2</sup>	非常用ディーゼル燃料移送系配管・弁【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル燃料移送系配管・弁【常設】
電路 <sup>※2</sup>	非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線 H P C S 系電路【常設】
計装設備 （補助） <sup>※3</sup>	C—メタクラ母線電圧【常設】 D—メタクラ母線電圧【常設】 H P C S—メタクラ母線電圧【常設】

※1: 重大事故等対処設備

※2: 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

### 3.14.3.1.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

#### (1) 非常用ディーゼル発電機

##### 機関

台数	: 2
出力	: 約 6,150kW/台
起動方式	: 圧縮空気起動
起動時間	: 約 10 秒
使用燃料	: 軽油

##### 発電機

台数	: 2
種類	: 横軸回転界磁三相同期発電機
容量	: 約 7,300kVA/台
力率	: 0.8 (遅れ)
電圧	: 6.9kV
周波数	: 60Hz
取付箇所	: 原子炉建物附属棟地下 2 階

#### (2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

##### 機関

台数	: 1
出力	: 約 3,480kW/台
起動方式	: 圧縮空気起動
起動時間	: 約 13 秒
使用燃料	: 軽油

##### 発電機

台数	: 1
種類	: 横軸回転界磁三相同期発電機
容量	: 約 4,000kVA/台
力率	: 0.8 (遅れ)
電圧	: 6.9kV
周波数	: 60Hz
取付箇所	: 原子炉建物附属棟地下 2 階

(3) 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ

種 類 : スクリュー型  
容 量 : 約 4.0m<sup>3</sup>/h/台  
吐出圧力 : 約 0.54MPa  
最高使用圧力 : 約 0.98MPa  
最高使用温度 : 40℃  
個 数 : 1 (非常用), 1 (高圧炉心スプレイ系用)  
取付箇所 : タービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所  
出 力 : 約 2.2kW/台

(4) 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ

種 類 : スクリュー型  
容 量 : 約 4.0m<sup>3</sup>/h/台  
吐出圧力 : 約 0.54MPa  
最高使用圧力 : 約 0.98MPa [gage]  
最高使用温度 : 40℃  
個 数 : 1 (非常用)  
取付箇所 : 原子炉建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置場所  
出 力 : 約 2.2kW/台

(5) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

種 類 : 横置円筒形  
容 量 : 約 170m<sup>3</sup>/基  
最高使用圧力 : 静水頭  
最高使用温度 : 40℃  
個 数 : 2 (非常用), 1 (高圧炉心スプレイ系用)  
取付箇所 : タービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所

(6) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

種 類 : 横置円筒形

容 量 : 約 100m<sup>3</sup>/基

最高使用圧力 : 静水頭

最高使用温度 : 40℃

個 数 : 3 (非常用)

取付箇所 : 原子炉建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク  
設置場所

(7) 非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク

種 類 : 横置円筒形

容 量 : 約 16m<sup>3</sup>/基 (非常用), 約 9m<sup>3</sup>/基 (高圧炉心スプレイ系用)

最高使用圧力 : 静水頭

最高使用温度 : 45℃

個 数 : 2 (非常用), 1 (高圧炉心スプレイ系用)

取付箇所 : 原子炉建物附属棟地下1階

### 3.14.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

非常用交流電源設備については、設計基準事故対処設備として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計とする。

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

非常用交流電源設備の、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

非常用交流電源設備については、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重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とする。

(1) 非常用ディーゼル発電機

非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機については、原子炉建物附属棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建物附属棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、第3.14-143表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-143表 想定する環境条件及び荷重条件（非常用ディーゼル発電機）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物附属棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	原子炉建物附属棟内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

非常用交流電源設備の高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機については、原子炉建物付属棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建物付属棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、第 3.14-144 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-144 表 想定する環境条件及び荷重条件  
(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物付属棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	原子炉建物付属棟内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

- (3) 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ（A-ディーゼル燃料移送ポンプ，HPCS-ディーゼル燃料移送ポンプ）

非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプについては，常設で屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件を考慮し，以下の第3.14-145表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-145表 想定する環境条件及び荷重条件

(A-ディーゼル燃料移送ポンプ，HPCS-ディーゼル燃料移送ポンプ)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。



- (4) 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ（Bーディーゼル燃料移送ポンプ）  
 非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプについては、常設で屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、屋外の環境条件を考慮し、以下の第 3.14-146 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-146 表 想定する環境条件及び荷重条件(Bーディーゼル燃料移送ポンプ)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)
風(台風)・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

- (5) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク（A-ディーゼル燃料貯蔵タンク，HPCS-ディーゼル燃料貯蔵タンク）

非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクについては，常設で屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件を考慮し，以下の第3.14-147表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-147表 想定する環境条件及び荷重条件

（A-ディーゼル燃料貯蔵タンク，HPCS-ディーゼル燃料貯蔵タンク）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

- (6) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク（B-ディーゼル燃料貯蔵タンク）  
 非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクについては、  
 常設で屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等  
 が発生した場合における、屋外の環境条件を考慮し、以下の第 3.14-148 表に  
 示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-148 表 想定する環境条件及び荷重条件(B-ディーゼル燃料貯蔵タンク)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)
風(台風)・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(7) 非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク

非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンクについては、原子炉建物付属棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建物付属棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、第3.14-149表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-149表 想定する環境条件及び荷重条件（ディーゼル燃料デイトンク）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物付属棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	原子炉建物付属棟内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また、非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンクは操作不要、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は中央制御室にて操作可能な設計とする。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

非常用交流電源設備については、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計とする。また、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンクは、発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

#### 3.14.3.1.4 その他設備

##### 3.14.3.1.4.1 常用高圧母線A系及びB系

###### 3.14.3.1.4.1.1 設備概要

代替交流電源設備から非常用高圧母線C系又はD系への電源供給ラインの多重化を図るため、常用高圧母線A系及びB系を使用する。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から常用高圧母線A系及びB系を経由し、非常用高圧母線C系又はD系に至る電路は、常用電源設備を経由する電路であり、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備の電路に対して独立性を図る設計とする。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで運用するものである。

### 3.14.3.2 非常用直流電源設備

#### 3.14.3.2.1 設備概要

非常用直流電源設備は、全交流動力電源が喪失した場合、直流電源が必要な設備に電源を供給することにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として設置するものである。

また、外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が故障した場合にも使用する。

本システムは全交流動力電源喪失時に直流電源が必要な設備に電源供給する「A-115V系蓄電池」、「B-115V系蓄電池」、「B1-115V系蓄電池(SA)」、「230V系蓄電池(RCIC)」、「高圧炉心スプレイ系蓄電池」、「A-原子炉中性子計装用蓄電池」及び「B-原子炉中性子計装用蓄電池」、交流電源復旧後に直流設備に電源供給する「A-115V系充電器」、「B-115V系充電器」、「B1-115V系充電器(SA)」、「230V系充電器(RCIC)」、「高圧炉心スプレイ系充電器」、「A-原子炉中性子計装用充電器」及び「B-原子炉中性子計装用充電器」で構成する。

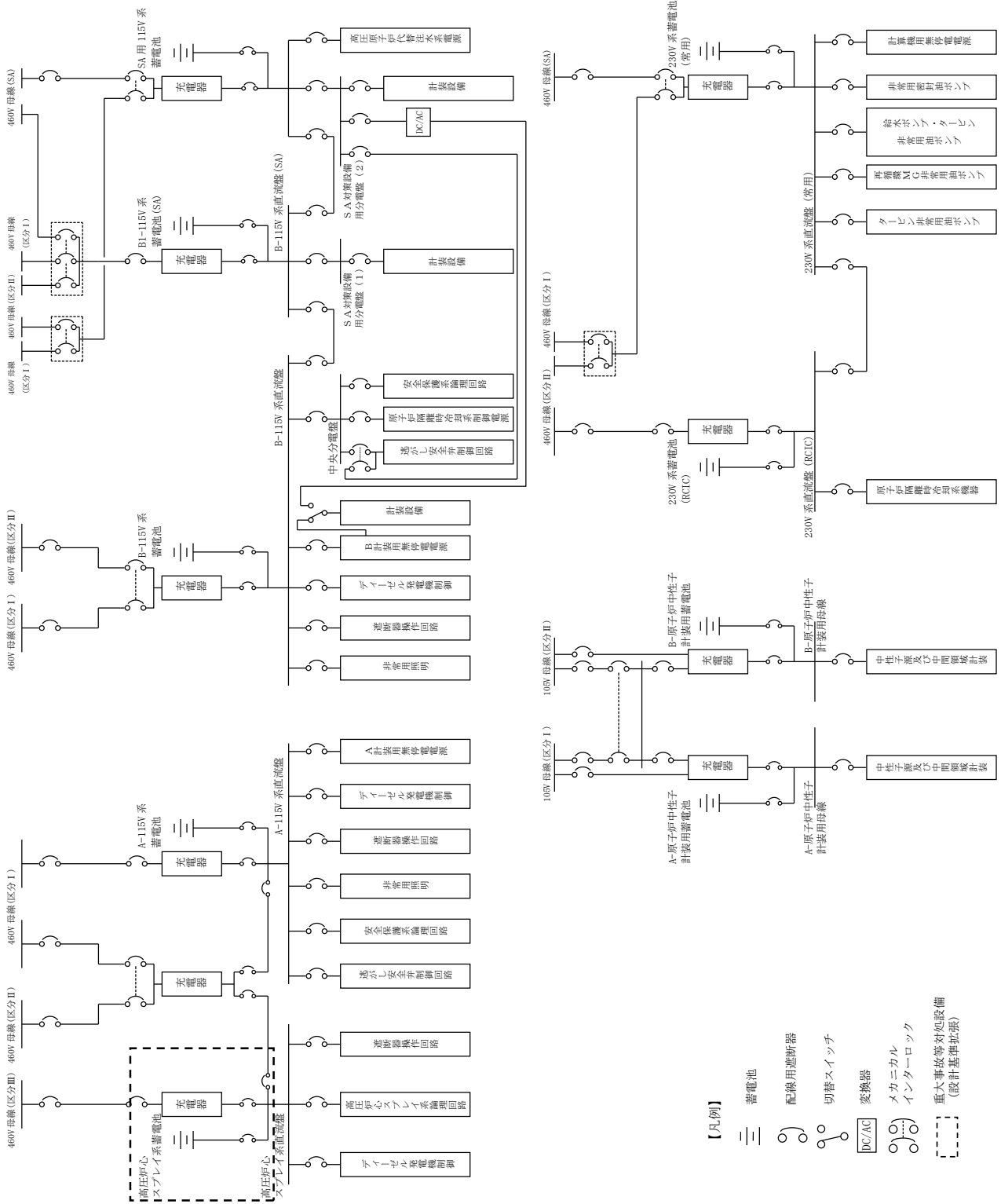
なお、「A-115V系蓄電池」、「B-115V系蓄電池」、「B1-115V系蓄電池(SA)」、「230V系蓄電池(RCIC)」、「高圧炉心スプレイ系蓄電池」、「A-原子炉中性子計装用蓄電池」及び「B-原子炉中性子計装用蓄電池」をまとめて「蓄電池(非常用)」という。

本システムは、全交流動力電源喪失直後にA-115V系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)及び高圧炉心スプレイ系蓄電池から重大事故等対処設備(設計基準拡張)に電源供給を行う。全交流動力電源喪失から70分を経過した時点で、A-115V系蓄電池の不要な負荷の切離しを行う。

その後、運転継続することにより全交流動力電源喪失から8時間必要な負荷に電源供給することが可能である。

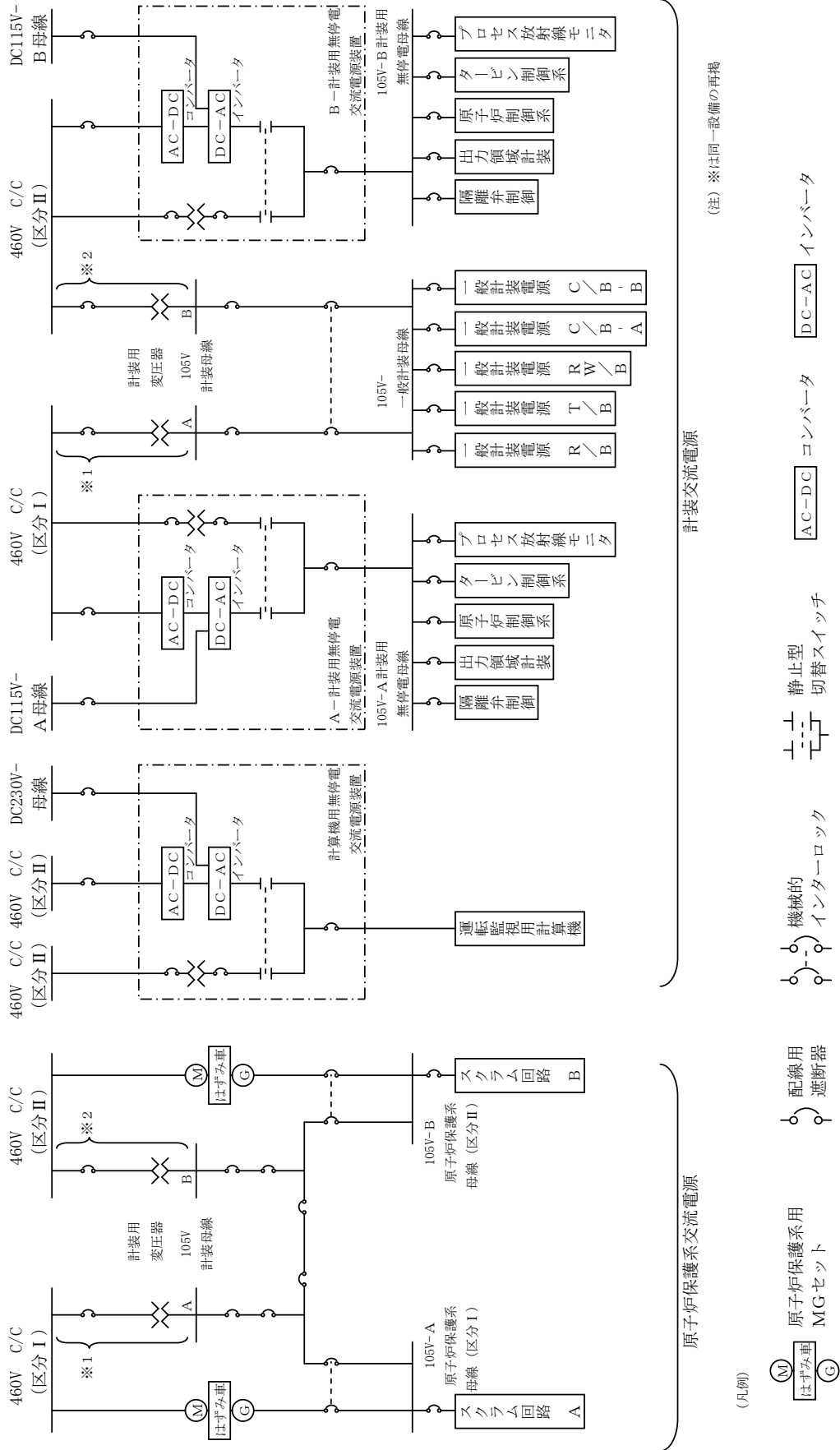
本システム全体の概要図を第3.14-43図～第3.14-44図に、本システムに属する設備の内、重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備(設計基準拡張)を第3.14-150表に示す。

本システムのうち設計基準対象施設であるとともに、想定される重大事故時等においてその機能を期待する設備を、重大事故等対処設備(設計基準拡張)と位置付ける。



第 3.14-43 図 非常用直流電源設備 系統概要図





第 3.14-44 図 計測制御用電源設備 系統概要図

第3.14-150表 非常用直流電源設備に関する重大事故等対処設備  
及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	A-115V系蓄電池 <sup>※1</sup> 【常設】 B-115V系蓄電池 <sup>※1</sup> 【常設】 B1-115V系蓄電池（SA） <sup>※1</sup> 【常設】 230V系蓄電池（RCIC） <sup>※1</sup> 【常設】 高圧炉心スプレイ系蓄電池 <sup>※2</sup> 【常設】 A-原子炉中性子計装用蓄電池 <sup>※1</sup> 【常設】 B-原子炉中性子計装用蓄電池 <sup>※1</sup> 【常設】 A-115V系充電器 <sup>※1</sup> 【常設】 B-115V系充電器 <sup>※1</sup> 【常設】 B1-115V系充電器（SA） <sup>※1</sup> 【常設】 230V系充電器（RCIC） <sup>※1</sup> 【常設】 高圧炉心スプレイ系充電器 <sup>※2</sup> 【常設】 A-原子炉中性子計装用充電器 <sup>※1</sup> 【常設】 B-原子炉中性子計装用充電器 <sup>※1</sup> 【常設】
附属設備	—
燃料流路	—
電路	A-115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路 <sup>※1</sup> 【常設】 B-115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路 <sup>※1</sup> 【常設】 B1-115V系蓄電池（SA）及び充電器～直流母線電路 <sup>※1</sup> 【常設】 230V系蓄電池（RCIC）及び充電器～直流母線電路 <sup>※1</sup> 【常設】 高圧炉心スプレイ系蓄電池及び充電器～直流母線電路 <sup>※2</sup> 【常設】 A-中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路 <sup>※1</sup> 【常設】 B-中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路 <sup>※1</sup> 【常設】
計装設備 （補助） <sup>※3</sup>	C-メタクラ母線電圧【常設】 D-メタクラ母線電圧【常設】 HPCS-メタクラ母線電圧【常設】

※1:重大事故等対処設備

※2:重大事故等対処設備（設計基準拡張）

※3:重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

### 3.14.3.2.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) A-115V系蓄電池

個 数 : 1  
電 圧 : 115V  
容 量 : 約 1,200Ah  
取付箇所 : 廃棄物処理建物 1 階

(2) B-115V系蓄電池

個 数 : 1  
電 圧 : 115V  
容 量 : 約 3,000Ah  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下中 1 階

(3) B1-115V系蓄電池 (S A)

個 数 : 1  
電 圧 : 115V  
容 量 : 約 1,500Ah  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下中 1 階

(4) 230V系蓄電池 (R C I C)

個 数 : 1  
電 圧 : 230V  
容 量 : 約 1,500Ah  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下中 1 階

(5) 高圧炉心スプレイ系蓄電池

個 数 : 1  
電 圧 : 115V  
容 量 : 約 500Ah  
取付箇所 : 原子炉建物附属棟地下 2 階

(6) A-中性子計装用蓄電池

個 数 : 1  
電 圧 : ±24V  
容 量 : 約 90Ah  
取付箇所 : 廃棄物処理建物 1 階

- (7) B－中性子計装用蓄電池  
個 数 : 1  
電 圧 : ±24V  
容 量 : 約 90Ah  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下中 1 階
- (8) A－115V 系充電器  
個 数 : 1  
電 圧 : 130V  
電 流 : 約 210A  
取付箇所 : 廃棄物処理建物 1 階
- (9) B－115V 系充電器  
個 数 : 1  
電 圧 : 120V  
電 流 : 約 400A  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下中 1 階
- (10) B 1－115V 系充電器 (S A)  
個 数 : 1  
電 圧 : 120V  
電 流 : 約 200A  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下中 1 階
- (11) 230V 系充電器 (R C I C)  
個 数 : 1  
電 圧 : 240V  
電 流 : 約 200A  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下中 1 階
- (12) 高圧炉心スプレイ系充電器  
個 数 : 1  
電 圧 : 130V  
電 流 : 約 80A  
取付箇所 : 原子炉建物附属棟地下 2 階

(13) A－中性子計装用充電器

個 数 : 1  
電 圧 : ±28.8V  
電 流 : 約 20A  
取付箇所 : 廃棄物処理建物 1 階

(14) B－中性子計装用充電器

個 数 : 1  
電 圧 : ±28.8V  
電 流 : 約 20A  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下中 1 階

### 3.14.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

非常用直流電源設備については、設計基準事故対処設備として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計とする。

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

非常用直流電源設備については、設計基準事故時の直流電源供給機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

非常用直流電源設備については、原子炉建物附属棟及び廃棄物処理建物に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建物附属棟及び廃棄物処理建物の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、第3.14-151表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-151表 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物附属棟及び廃棄物処理建物で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	原子炉建物附属棟及び廃棄物処理建物に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また、非常用直流電源設備は操作不要な設計とする。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

非常用直流電源設備については、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する設計とする。

また、非常用直流電源設備のうち蓄電池については、発電用原子炉の運転中に定例試験及び簡易点検を、また、運転中又は停止中に機能・性能検査を可能な設計とする。また、非常用直流電源設備のうち充電器については、発電用原子炉の運転中又は停止中に定例試験、外観構造検査及び機能・性能検査を可能な設計とする。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

### 3.14.3.3 燃料補給設備

#### 3.14.3.3.1 設備概要

燃料補給設備は、重大事故等発生時に重大事故等対処設備で使用する軽油が、枯渇をすることを防止するため、補機駆動用の軽油を補給することを目的として使用する。

本設備はガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ、流路であるガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁及びホースから構成される。

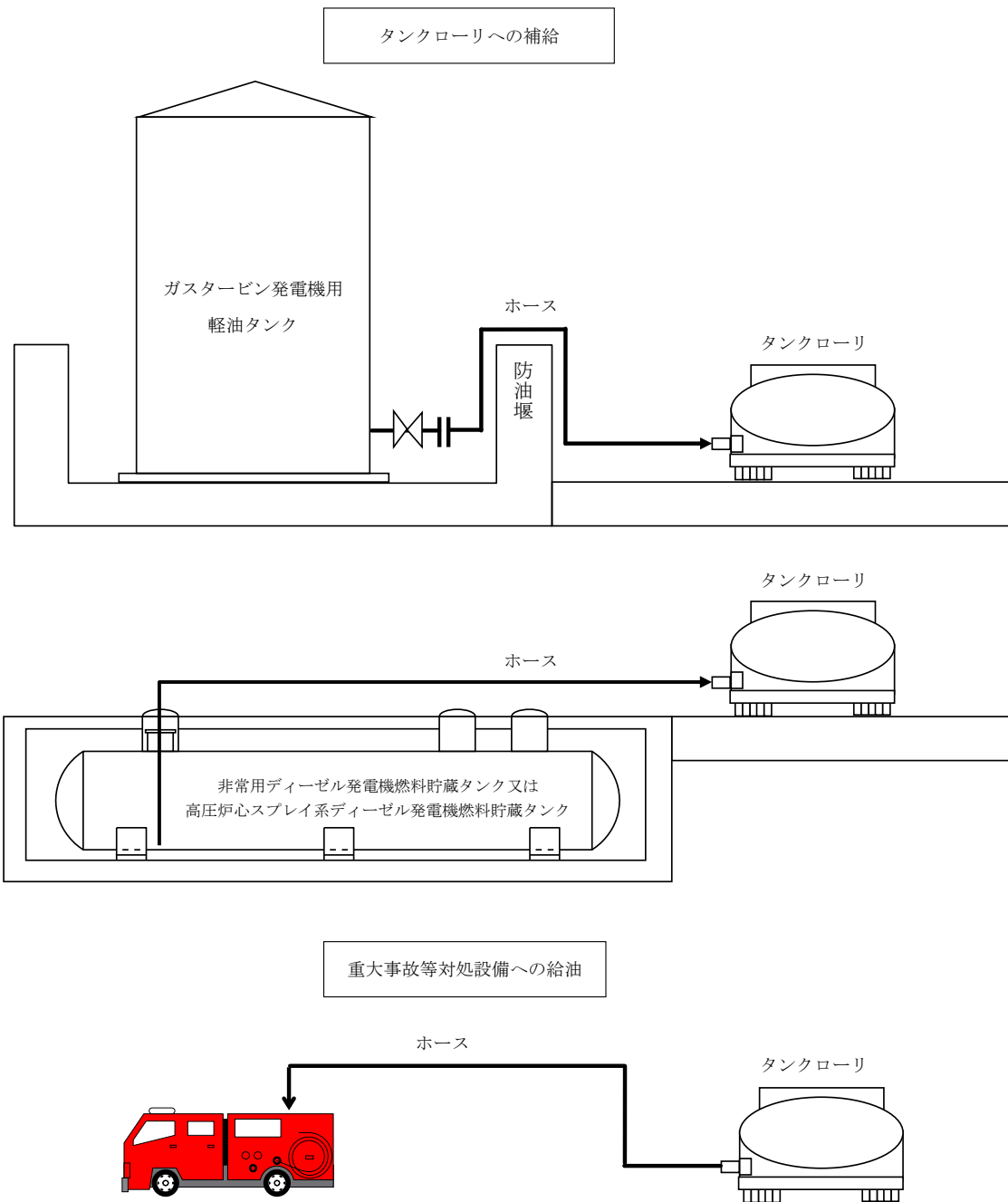
大量送水車、大型送水ポンプ車及び可搬式窒素供給装置は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリへの軽油の補給は、ホースを用いる設計とする。

本設備に関する重大事故等対処設備を第3.14-152表に、本設備全体の概要図を第3.14-45図に示す。

燃料補給設備の設計基準事故対処設備に対する独立性及び位置的分散については3.14.3.3.3項に詳細を示す。





第 3.14-45 図 燃料補給設備 系統概要図

第 3.14-152 表 燃料補給設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】
附属設備	—
燃料源	—
燃料流路	ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁【常設】 ホース【可搬型】
燃料補給先	タンクローリ 大量送水車【可搬型】 大型送水ポンプ車【可搬型】 可搬式窒素供給装置【可搬型】
電路	—

### 3.14.3.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) ガスタービン発電機用軽油タンク

種類 : たて置円筒形  
容量 : 約 560m<sup>3</sup>/基  
最高使用圧力 : 静水頭  
最高使用温度 : 66°C  
個数 : 1  
取付箇所 : 屋外 (ガスタービン発電機建物西側軽油タンク設置場所)

#### (2) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

種類 : 横置円筒形  
容量 : 約 170m<sup>3</sup>/基  
最高使用圧力 : 静水頭  
最高使用温度 : 40°C  
個数 : 2 (非常用), 1 (高圧炉心スプレー系用)  
取付箇所 : タービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所

#### (3) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

種類 : 横置円筒形  
容量 : 約 100m<sup>3</sup>/基  
最高使用圧力 : 静水頭  
最高使用温度 : 40°C  
個数 : 3 (非常用)  
取付箇所 : 原子炉建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置場所

#### (4) タンクローリ

容量 : 約 3.0m<sup>3</sup>/台  
最高使用圧力 : 24kPa [gage]  
最高使用温度 : 40°C  
個数 : 1 (予備 1)  
設置場所 : 屋外  
保管箇所 : 第 3 保管エリア及び第 4 保管エリア

### 3.14.3.3.3 燃料補給設備の独立性，位置的分散

燃料補給設備は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれることがないように，第 3.14-153 表で示すとおり位置的分散を図った設計とする。

燃料補給設備は，第 3.14-154 表で示すとおり地震，津波，火災及び溢水により同時に故障することを防止するため，非常用交流電源設備との独立性を確保する設計とする。

第 3.14-153 表 位置的分散

	設計基準事故対処設備	常設重大事故防止設備	可搬型重大事故防止設備
	非常用交流電源設備	常設代替交流電源設備	燃料補給設備
燃料源	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク <原子炉建物西側及びタービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所> 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク <タービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所> 非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク <原子炉建物附属棟地下 1 階>	ガスタービン発電機用軽油タンク <ガスタービン発電機建物西側軽油タンク設置場所> ガスタービン発電機用サービスタンク <ガスタービン発電機建物 2 階>	ガスタービン発電機用軽油タンク <ガスタービン発電機建物西側軽油タンク設置場所> 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク <原子炉建物西側及びタービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所> 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク <タービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所>
燃料流路	非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ <原子炉建物西側及びタービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所> 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ <タービン建物西側非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等設置場所>	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ <ガスタービン発電機建物 1 階>	タンクローリ <第 3 保管エリア及び第 4 保管エリア>

第 3.14-154 表 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
		非常用交流電源設備	燃料補給設備
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備は耐震 S クラス設計とし、重大事故防止設備である燃料補給設備は基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備は、津波の影響を受けない原子炉建物付属棟内及び屋外に設置し、重大事故等対処設備である燃料補給設備は、津波の影響を受けない第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアへ保管及び屋外へ設置することで、津波が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備と、重大事故等対処設備である燃料補給設備は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備と、重大事故等対処設備である燃料補給設備は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

### 3.14.3.3.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.14.3.3.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料補給設備のガスタービン発電機用軽油タンクは、常設で屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の第3.14-155表に示す設計とする。

燃料補給設備の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、常設で屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の第3.14-156表～第3.14-157表に示す設計とする。

燃料補給設備のタンクローリは、屋外の第3保管エリア、第4保管エリアに保管し、重大事故等時は屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の第3.14-158表に示す設計とする。

タンクローリの操作は、タンクローリに付属の操作スイッチにより、想定される重大事故等時において設置場所から可能な設計とする。風（台風）による荷重については、転倒しないことの確認を行っているが、詳細評価により転倒する結果となった場合は、転倒防止措置を講じる。積雪の影響については、適切に除雪する運用とする。

また、降水及び凍結により機能を損なうことのないよう、防水対策が取られたタンクローリを使用し、凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

(57-2, 57-3)

第3.14-155表 想定する環境条件及び荷重条件（ガスタービン発電機用軽油タンク）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

第3.14-156表 想定する環境条件及び荷重条件

（A-ディーゼル燃料貯蔵タンク，HPCS-ディーゼル燃料貯蔵タンク）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

第3.14-157表 想定する環境条件及び荷重条件(B-ディーゼル燃料貯蔵タンク)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)
風(台風)・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

第3.14-158表 想定する環境条件及び荷重条件(タンクローリ)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，輪留め等により転倒防止対策を行う。
風(台風)・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。



(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料補給設備を運転する場合は、タンクローリの配備及びガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクへのホースの接続を行い、軽油の抜き取りを実施した後、タンクローリを大量送水車、大型送水ポンプ車及び可搬式窒素供給装置の近傍に移動及びホース接続を行い、タンクローリを起動することで燃料の補給を行う。以上のことから、燃料補給設備の操作に必要な機器及び操作に必要な弁、ホースを第 3.14-159 表に示す。

ガスタービン発電機用軽油タンクのガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁については、屋外の場所から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの閉止フランジについては、一般的に用いられる工具（スパナ等）を用いて、屋外の場所から容易かつ確実に作業することが可能な設計とする。

また、タンクローリについては、付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。タンクローリは付属の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

タンクローリは、接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

ホースの接続に当たっては、特殊な工具、及び技量は必要とせず、専用の接続方式である専用金具にすることにより、確実に接続可能な設計とする。

第 3.14-159 表に操作対象機器の操作場所を示す。

(57-2, 57-3)

第 3.14-159 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
タンクローリ	起動・停止	屋外	スイッチ操作
ガスタービン発電機用軽油タンク（ドレン弁）	弁閉→弁開	屋外	手動操作
非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク閉止フランジ	閉止→開放	屋外	手動操作
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク閉止フランジ	閉止→開放	屋外	手動操作
ホース	ホース接続	屋外	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料補給設備のガスタービン発電機用軽油タンクは、第 3.14-160 表に示すように原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

ガスタービン発電機用軽油タンク内面の確認として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことが確認可能な設計とする。具体的にはタンク上部及び側面のマンホールが開放可能であり、内面の点検が可能な設計とする。

ガスタービン発電機用軽油タンクの漏えい検査が実施可能な設計とする。具体的には漏えい検査が可能な隔離弁を設ける設計とする。

ガスタービン発電機用軽油タンクの定例試験として油面レベルの確認が可能な計器を設ける設計とする。

燃料補給設備の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、第 3.14-161 表に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

タンク内面の確認として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことが確認可能な設計とする。具体的にはタンク上部のマンホー

ルが開放可能であり、内面の点検が可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの漏えい検査が実施可能な設計とする。具体的には漏えい検査が可能な隔離弁を設ける設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの定例試験として油面レベルの確認が可能な計器を設ける設計とする。

燃料補給設備のタンクローリは、第 3.14-162 表に示すように原子炉の運転中又は停止中に目視点検、漏えい検査が可能な設計とする。

タンクローリは油量、漏えいの確認が可能なように油面計又は検尺口を設け、かつ、内部の確認が可能なようにマンホールを設ける設計とする。

さらに、タンクローリは車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。タンクローリ付ポンプは、通常系統にて機能・性能確認が出来る設計とし、分解が可能な設計とする。

ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(57-4)

第 3.14-160 表 ガスタービン発電機用軽油タンクの試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中	外観検査	ガスタービン発電機用軽油タンクの油面レベルの確認 漏えいの有無の確認
停止中	外観検査	ガスタービン発電機用軽油タンクの外観 ガスタービン発電機用軽油タンク内面の状態を試験及び目視により確認 ガスタービン発電機用軽油タンクの油面レベルの確認 漏えいの有無の確認

第 3.14-161 表 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び  
 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中	外観検査	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等の油面 レベルの確認 漏えいの有無の確認
停止中	外観検査	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等内面の 状態を試験及び目視により確認 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等の油面 レベルの確認 漏えいの有無の確認

第 3.14-162 表 タンクローリの試験及び検査

プラント 状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	外観検査	タンク、ホース外観の確認及びタンク内面の状態を 目視により確認 漏えいの有無の確認
	機能・性能試験	タンクの漏えい確認
	車両検査	タンクローリの車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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  
 あっては、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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料補給設備のタンクローリは、本来の用途以外の用途には使用しない。

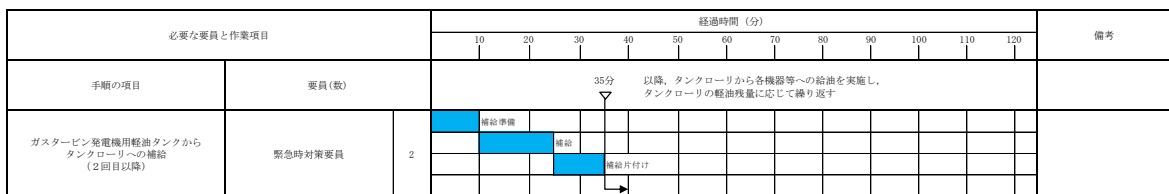
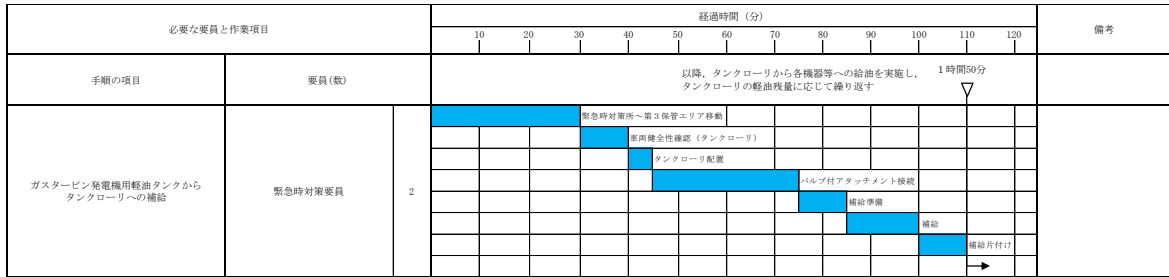
燃料補給設備のガスタービン発電機用軽油タンクは、本来の用途以外の用途  
 として使用するため切り替えて使用する。

ガスタービン発電機用軽油タンクは、ガスタービン発電機用軽油タンクドレ  
 ン弁を設けることにより速やかな切替えが可能な設計とする。

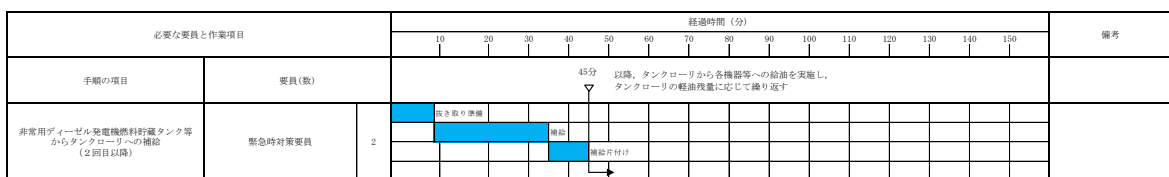
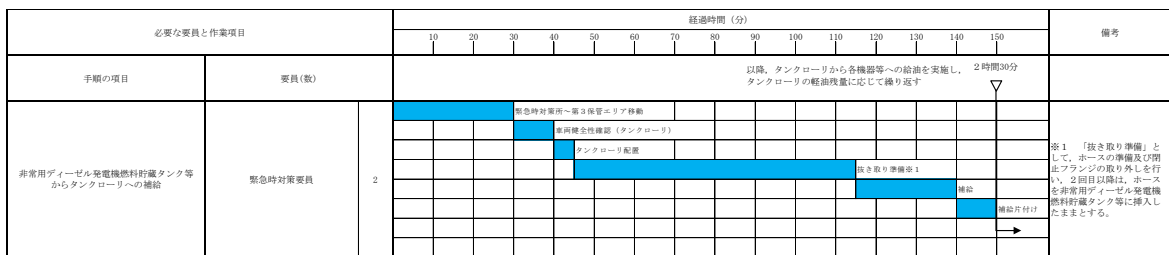
非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼ  
 ル発電機燃料貯蔵タンクは、閉止フランジを設けることにより速やかな切替え  
 が可能な設計とする。

これにより第3.14-46図～第3.14-49図で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

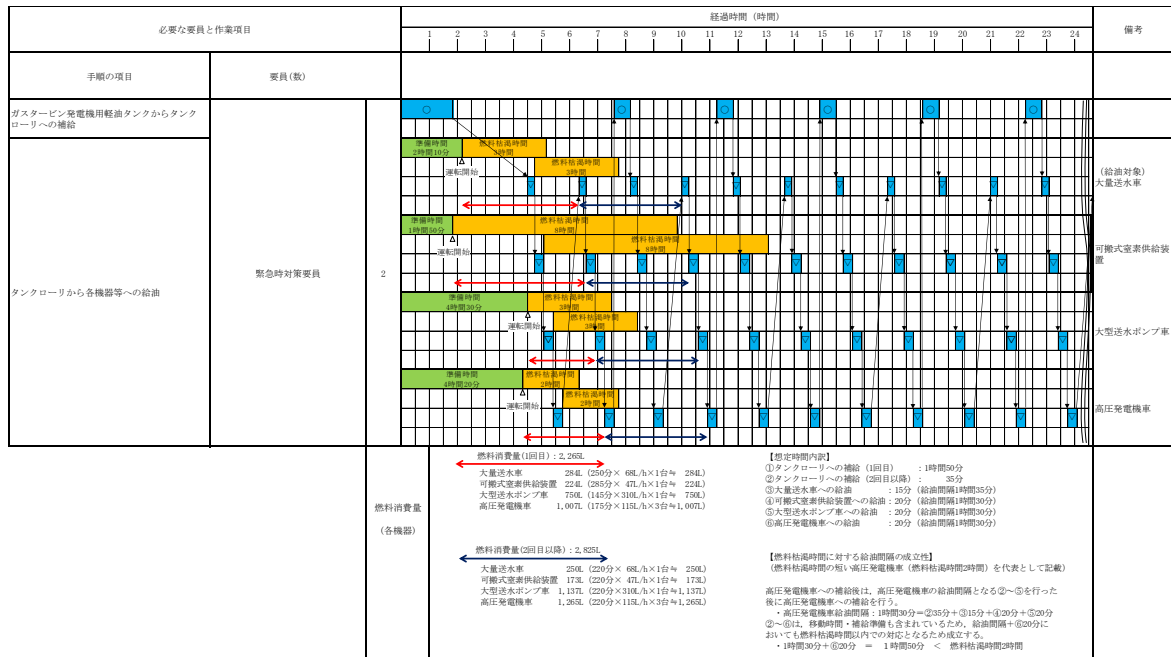
(57-3)



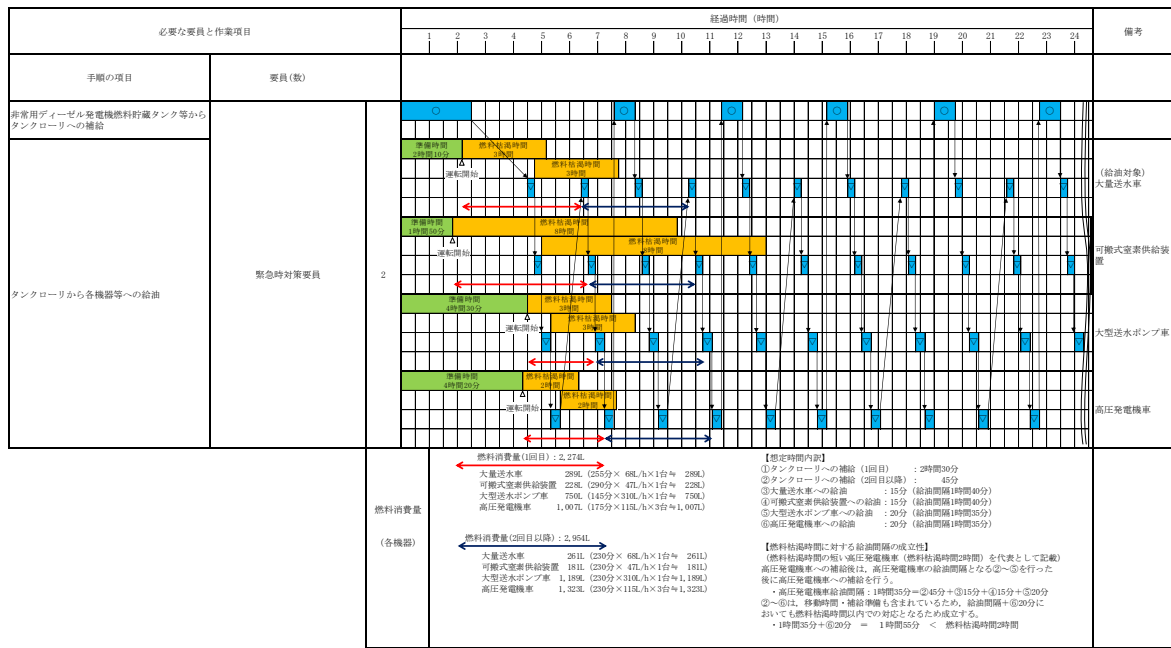
第 3.14-46 図 ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの燃料補給のタイムチャート



第 3.14-47 図 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの燃料補給のタイムチャート



第 3.14-48 図 タンクローリから各機器等への燃料補給のタイムチャート (ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した場合)



第 3.14-49 図 タンクローリから各機器等への燃料補給のタイムチャート (非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した場合)

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について (個別手順) の 1.14 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

燃料補給設備のタンクローリは, 通常時は接続先の系統と分離して保管することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。

タンクローリは, 輪留めによる固定等を行うことで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タンクローリは, 飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料補給設備のガスタービン発電機用軽油タンク, 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは, 第 3.14-163 表に示すように, 通常時はガスタービン発電機用軽油タンク, ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ, 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク, 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク, 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプをタンクローリと分離して保管し, かつ, ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁, 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの閉止フランジを閉止することで隔離する系統構成としており, 常設代替交流電源設備及び非常用交流電源設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

(57-3, 57-7)

第 3.14-163 表 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離	駆動方式	動作
常設代替交流電源設備	ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁	手動	通常時閉
非常用交流電源設備	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク（閉止フランジ）	手動	通常時閉
非常用交流電源設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク（閉止フランジ）	手動	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料補給設備の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第 3.14-164 表に示す。

このうち屋外で操作するガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの閉止フランジは、屋外にあるため操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

(57-2)

第3.14-164表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁	屋外設置位置	屋外設置位置
非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク閉止フランジ	屋外設置位置	屋外設置位置
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク閉止フランジ	屋外設置位置	屋外設置位置



### 3.14.3.3.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

燃料補給設備のガスタービン発電機用軽油タンクは、重大事故等時において、同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が、7日間連続運転する場合に必要な燃料量約425m<sup>3</sup>を上回る、容量約560m<sup>3</sup>を有する設計とする。

なお、重大事故等対策の有効性評価で期待する設備は、上記想定内に含まれる。

燃料補給設備の非常用ディーゼル発電機燃

料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、重大事故等時において、同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が、7日間連続運転する場合に必要な燃料量約712m<sup>3</sup>を上回る、容量約810m<sup>3</sup>を有する設計とする。

(57-5)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

燃料補給設備のガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、他号炉と共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

補機駆動用の燃料を供給する設計基準事故対処設備は存在しない。

(57-2, 57-3)

3.14.3.3.4.3 設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

燃料補給設備のタンクローリは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に、燃料を補給できる容量を有する設計とする。

容量としては重大事故等時において、同時にその機能を発揮することを要求される高圧発電機車、大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置の連続運転が可能な燃料を、それぞれ高圧発電機車、大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置に供給できる容量を有するものを 1 セット 1 台使用する。保有数は 1 セット 1 台と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 2 台を分散して保管する。

(57-5, 57-11)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

タンクローリは、ガスタービン発電機用機油タンク及び燃料の補給を必要とする重大事故等対処設備に接続し、燃料を補給する系統を構成するため、現場にて容易かつ確実に接続する設計とする。対象機器の接続場所を、第 3.14-165 表に示す。

(57-2)

第 3.14-165 表 接続対象機器設置場所（タンクローリ）

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
タンクローリ	ガスタービン発電機用軽油タンク	ガスタービン発電機建物西側軽油タンク設置場所	フランジ接続
タンクローリ	各機器	屋外	ノズル接続

燃料補給設備のタンクローリは、ガスタービン発電機用軽油タンクの接続については、燃料ホースを接続するために、ガスタービン発電機用軽油タンクから来るホースと接続口について、ホースと接続口を専用の接続方式である専用金具にすることに加え、接続口の口径を統一し、確実に接続ができる設計とする。

(57-2)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

タンクローリは、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建物の外から水又は電力を供給するものに限る。）に該当しないことから、対象外とする。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料補給設備の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第 3.14-166 表に示す。

このうち屋外で操作する燃料補給設備のタンクローリは、炉心損傷後の格納容器フィルタベントを実施前に屋外で使用する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが、仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること、線量を測定し線量が低い位置に配置することにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能である。

また、格納容器フィルタベント実施後は、格納容器フィルタベント直後の操作が不要となるように運用し、線量を測定し線量が低い位置に配置することにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能である。

また、現場での接続作業に当たっては、簡便な専用金具による接続方式により、確実に速やかに接続が可能である。

(57-2)

第 3.14-166 表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
タンクローリ	屋外設置位置	屋外設置位置
ホース	屋外	屋外

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については, 「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

燃料補給設備のタンクローリは, 地震, 津波その他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, 非常用交流電源設備, 常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）と 100m 以上の離隔で位置的分散を図り, 第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアの複数箇所に分散して配置する設計とする。

(57-2)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料補給設備のタンクローリは、通常時は第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、可搬型重大事故等対処設備の運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する設計とする。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

(57-6)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

燃料補給設備のタンクローリは、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機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備に対し、多様性、位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については、3.14.3.3.3 項に記載のとおりである。

(57-2, 57-3)

### 3.15 計装設備【58条】

#### 【設置許可基準規則】

(計装設備)

第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ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」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「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」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。
  - a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）
  - b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。
    - i) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。
    - ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。
    - iii) 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、優先順位を定めておくこと。
  - c) 原子炉格納容器内の温度、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ができること。

### 3.15 計装設備

#### 3.15.1 設置許可基準規則第 58 条への適合方針

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、「第 3.15-10 表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、「第 3.15-10 表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ）とする。

主要パラメータ及び代替パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測される場合は、有効監視パラメータ（自主対策設備）とする（第 3.15-2 図 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー参照）。

また、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。なお、重大事故等対処設備の運転及び動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の設置許可基準規則第 43 条への適合状況のうち、(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）にて、適合性を整理する（第 3.15-2 図 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー参照）。

#### (1) 把握能力の整備（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a）

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を第 3.15-11 表に示す。

#### (2) 推定手段の整備（設置許可基準規則解釈の第 1 項 b）

##### a. 監視機能喪失時に使用する設備

発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合、「第 3.15-10 表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代



替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障時に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を第 3.15-12 表に示す。

#### b. 計器電源喪失時に使用する設備

非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備【57条】）
- ・可搬型代替交流電源設備（3.14 電源設備【57条】）
- ・所内常設蓄電式直流電源設備（3.14 電源設備【57条】）
- ・常設代替直流電源設備（3.14 電源設備【57条】）
- ・可搬型直流電源設備（3.14 電源設備【57条】）
- ・代替所内電気設備（3.14 電源設備【57条】）

常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備については、「3.14 電源設備【57条】」に記載する。

また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測するための設備として、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。

なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型計測器

(3) パラメータ記録時に使用する設備（設置許可基準規則解釈の第1項c））

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とする。

重大事故等の対応に必要となるパラメータは、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）（SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置）

（第3.15-5図）

### 3.15.2 重大事故等対処設備

#### 3.15.2.1 計装設備

##### 3.15.2.1.1 設備概要

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のもを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

第3.15-3,4図に重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備の概要図を示す。

なお、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては、重大事故等時の有効な情報を把握するため、設計基準対象施設の計装設備も用いて監視している。このような計装設備は、設計基準対象施設としての要件に沿って設置しており、かつ、その使用目的を変えるものではないが、推定という手法も含めて設置許可基準規則第58条適合のために必要な設備であることから、他の重大事故等対処設備の計装設備とあわせて設置許可基準規則第43条への適合状況を整理する。

また、発電用原子炉施設の状態を補助的に監視する補助パラメータのうち、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。

第 3.15-1 表 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (1 / 4)

設備区分	設備名
主要設備	原子炉圧力容器温度 (S A) 【常設】 原子炉圧力 【常設】 原子炉圧力 (S A) 【常設】 原子炉水位 (広帯域) 【常設】 原子炉水位 (燃料域) 【常設】 原子炉水位 (S A) 【常設】 高圧原子炉代替注水流量 【常設】 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 (設計基準拡張) 【常設】 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 (設計基準拡張) 【常設】 残留熱除去ポンプ出口流量 (設計基準拡張) 【常設】 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 (設計基準拡張) 【常設】 代替注水流量(常設) 【常設】 低圧原子炉代替注水流量 【常設】 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 【常設】 格納容器代替スプレイ流量 【常設】 ペDESTAL代替注水流量 【常設】 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) 【常設】 残留熱代替除去系原子炉注水流量 【常設】 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 【常設】 ドライウエル温度 (S A) 【常設】 ペDESTAL温度 (S A) 【常設】 ペDESTAL水温度 (S A) 【常設】 サプレッション・チェンバ温度 (S A) 【常設】 サプレッション・プール水温度 (S A) 【常設】 ドライウエル圧力 (S A) 【常設】 サプレッション・チェンバ圧力 (S A) 【常設】 サプレッション・プール水位 (S A) 【常設】 ドライウエル水位 【常設】 ペDESTAL水位 【常設】 格納容器水素濃度 (B系) 【常設】 格納容器水素濃度 (S A) 【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ) 【常設】 中性子源領域計装 【常設】 中間領域計装 【常設】 平均出力領域計装 【常設】 スクラバ容器水位 【常設】

第 3.15-1 表 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (2 / 4)

設備区分	設備名
主要設備	スクラバ容器圧力【常設】 スクラバ容器温度【常設】 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)【常設】 第1ベントフィルタ出口水素濃度【可搬型】 残留熱除去系熱交換器入口温度(設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度(設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系熱交換器冷却水流量(設計基準拡張)【常設】 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力(設計基準拡張)【常設】 残留熱除去ポンプ出口圧力(設計基準拡張)【常設】 低圧原子炉代替注水槽水位【常設】 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力【常設】 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力(設計基準拡張)【常設】 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力(設計基準拡張)【常設】 残留熱代替除去ポンプ出口圧力【常設】 原子炉建物水素濃度【常設】 静的触媒式水素処理装置入口温度【常設】 静的触媒式水素処理装置出口温度【常設】 格納容器酸素濃度(B系)【常設】 格納容器酸素濃度(SA)【常設】 燃料プール水位・温度(SA)【常設】 燃料プール水位(SA)【常設】 燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA)【常設】 燃料プール監視カメラ(SA)【常設】 (燃料プール監視カメラ用冷却設備【常設】を含む。) 安全パラメータ表示システム(SPDS)【常設】※ <sup>2</sup> 可搬型計測器【可搬型】
附属設備	—
水源 (水源に関する流路, 電源設備を含む)	—
流路	—
注水先	—

第3.15-1表 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧（3／4）

設備区分	設備名
電源設備 ※1	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高压発電機車【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高压発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA1コントロールセンタ【常設】 SA2コントロールセンタ【常設】 充電器電源切替盤【常設】 重大事故操作盤【常設】 非常用高压母線C系【常設】 非常用高压母線D系【常設】 所内常設蓄電式直流電源設備 B-115V系蓄電池【常設】 B1-115V系蓄電池(SA)【常設】 B-115V系充電器【常設】 B1-115V系充電器(SA)【常設】 常設代替直流電源設備 SA用115V系蓄電池【常設】 SA用115V系充電器【常設】 可搬型直流電源設備 高压発電機車【可搬型】 B1-115V系充電器(SA)【常設】 SA用115V系充電器【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】

第 3.15-1 表 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧（4 / 4）

設備区分	設備名
電源設備 ※1	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ（設計基準拡張）【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ（設計基準拡張）【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク（設計基準拡張）【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイタンク（設計基準拡張）【常設】 非常用直流電源設備 A-115V 系蓄電池【常設】 B-115V 系蓄電池【常設】 B1-115V 系蓄電池（SA）【常設】 高圧炉心スプレイ系蓄電池（設計基準拡張）【常設】 A-原子炉中性子計装用蓄電池【常設】 B-原子炉中性子計装用蓄電池【常設】 上記所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 上記非常用直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 非常用交流電源設備

※1：単線結線図を補足説明資料 58-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：安全パラメータ表示システム（SPDS）については「3.19 通信連絡を行うために必要な設備（設置許可基準規則第 62 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.15.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を第3.15-2表に示す。

第3.15-2表 計装設備の主要機器仕様（1/4）


名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉压力容器温度 (S A)	熱電対	0～500℃	2	原子炉格納容器内
原子炉圧力	弾性圧力 検出器 <sup>※1</sup>	0～10MPa [gage]	2	原子炉建物原子炉棟 1階
原子炉圧力 (S A)	弾性圧力 検出器 <sup>※1</sup>	0～11MPa [gage]	1	原子炉建物原子炉棟 地下1階
原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位 検出器 <sup>※2</sup>	-400～ 150cm <sup>※10</sup>	2	原子炉建物原子炉棟 1階
原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位 検出器 <sup>※2</sup>	-800～ -300cm <sup>※10</sup>	2	原子炉建物原子炉棟 地下1階
原子炉水位 (S A)	差圧式水位 検出器 <sup>※2</sup>	-900～ 150cm <sup>※10</sup>	1	原子炉建物原子炉棟 地下1階
高圧原子炉代替注水 流量	差圧式流量 検出器 <sup>※3</sup>	0～150m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階
原子炉隔離時冷却ポ ンプ出口流量	差圧式流量 検出器 <sup>※3</sup>	0～150m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階
高圧炉心スプレイポ ンプ出口流量	差圧式流量 検出器 <sup>※3</sup>	0～1,500m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建物原子炉棟 地下1階
残留熱除去ポンプ出 口流量	差圧式流量 検出器 <sup>※3</sup>	0～1,500m <sup>3</sup> /h	3	原子炉建物原子炉棟 地下2階
低圧炉心スプレイポ ンプ出口流量	差圧式流量 検出器 <sup>※3</sup>	0～1,500m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階
代替注水流量(常設)	超音波式流量 検出器 <sup>※19</sup>	0～300m <sup>3</sup> /h	1	低圧原子炉代替注水 ポンプ格納槽内
低圧原子炉代替注水 流量	差圧式流量 検出器 <sup>※3</sup>	0～200m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建物原子炉棟 1階
低圧原子炉代替注水 流量 (狭帯域用)	差圧式流量 検出器 <sup>※3</sup>	0～50m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建物原子炉棟 1階
格納容器代替スプレ イ流量	差圧式流量 検出器 <sup>※3</sup>	0～150m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建物原子炉棟 1階
ペダスタル代替注水 流量	差圧式流量 検出器 <sup>※3</sup>	0～150m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建物原子炉棟 地下2階, 中1階
ペダスタル代替注水 流量 (狭帯域用)	差圧式流量 検出器 <sup>※3</sup>	0～50m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建物原子炉棟 地下2階, 中1階



第 3.15-2 表 計装設備の主要機器仕様 (2 / 4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
残留熱代替除去系原子炉注水流量	差圧式流量検出器 <sup>※3</sup>	0 ~ 50m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建物原子炉棟 1 階
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	差圧式流量検出器 <sup>※3</sup>	0 ~ 150m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建物原子炉棟 1 階
ドライウェル温度 (S A)	熱電対	0 ~ 300°C	7	原子炉格納容器内
ペDESTAL温度 (S A)	熱電対	0 ~ 300°C	2	原子炉格納容器内
ペDESTAL水温度 (S A)	熱電対	0 ~ 300°C	2	原子炉格納容器内
サプレッション・チェンバ温度 (S A)	熱電対	0 ~ 200°C	2	原子炉格納容器内
サプレッション・プール水温度 (S A)	測温抵抗体	0 ~ 200°C	2	原子炉格納容器内
ドライウェル圧力 (S A)	弾性圧力検出器 <sup>※4</sup>	0 ~ 1,000kPa [abs]	2	原子炉建物原子炉棟 中 2 階, 3 階
サプレッション・チェンバ圧力 (S A)	弾性圧力検出器 <sup>※4</sup>	0 ~ 1,000kPa [abs]	2	原子炉建物原子炉棟 中 2 階, 3 階
サプレッション・プール水位 (S A)	差圧式水位検出器 <sup>※5</sup>	-0.80 ~ 5.50m <sup>※12</sup>	1	原子炉建物原子炉棟 地下 2 階
ドライウェル水位	電極式水位検出器	-3.0m <sup>※11</sup> , -1.0m <sup>※11</sup> , +1.0m <sup>※11</sup>	3	原子炉格納容器内
ペDESTAL水位	電極式水位検出器	+0.1m <sup>※13</sup> , +1.2m <sup>※13</sup> , +2.4m <sup>※13</sup> , +2.4m <sup>※13</sup>	4	原子炉格納容器内
格納容器水素濃度 (B系)	熱伝導式水素検出器	0 ~ 5 vol% / 0 ~ 100 vol%	1	原子炉建物原子炉棟 3 階
格納容器水素濃度 (S A)	熱伝導式水素検出器	0 ~ 100 vol%	1	原子炉建物原子炉棟 中 2 階
格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル)	電離箱	10 <sup>-2</sup> ~ 10 <sup>5</sup> Sv/h	2	原子炉建物原子炉棟 1 階, 中 1 階
格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)	電離箱	10 <sup>-2</sup> ~ 10 <sup>5</sup> Sv/h	2	原子炉建物原子炉棟 地下 1 階

第 3.15-2 表 計装設備の主要機器仕様 (3 / 4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
中性子源領域計装	核分裂計数管	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	4	原子炉格納容器内
中間領域計装	核分裂電離箱	0 ~ 40% 又は 0 ~ 125% ( $1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	8	原子炉格納容器内
平均出力領域計装	核分裂電離箱	0 ~ 125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) ※14	6 ※15	原子炉格納容器内
スクラバ容器水位	差圧式水位 検出器※6		8	第1ベントフィルタ 格納槽内
スクラバ容器圧力	弾性圧力 検出器※7	0 ~ 1 MPa [gage]	4	第1ベントフィルタ 格納槽内
スクラバ容器温度	熱電対	0 ~ 300°C	4	第1ベントフィルタ 格納槽内
第1ベントフィルタ 出口放射線モニタ (高 レンジ・低レンジ)	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	2	第1ベントフィルタ 格納槽内
	電離箱	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	1	屋外
第1ベントフィルタ 出口水素濃度	熱伝導式水素 検出器	0 ~ 20vol% / 0 ~ 100vol%	1 (予備 1)	屋外
残留熱除去系熱交換 器入口温度	熱電対	0 ~ 200°C	2	原子炉建物原子炉棟 1階, 中1階
残留熱除去系熱交換 器出口温度	熱電対	0 ~ 200°C	2	原子炉建物原子炉棟 1階, 中1階
残留熱除去系熱交換 器冷却水流量	差圧式流量 検出器※3	0 ~ 1,500m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建物原子炉棟 地下2階
高圧炉心スプレイポ ンプ出口圧力	弾性圧力 検出器※8	0 ~ 12MPa [gage]	1	原子炉建物原子炉棟 地下1階
残留熱除去系ポンプ出 口圧力	弾性圧力 検出器※8	0 ~ 4 MPa [gage]	3	原子炉建物原子炉棟 地下2階
低圧原子炉代替注水 槽水位	差圧式水位 検出器※9	0 ~ 1,500m <sup>3</sup>	1	低圧原子炉代替注水 ポンプ格納槽内

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第 3.15-2 表 計装設備の主要機器仕様 (4 / 4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 <sup>※8</sup>	0 ~ 4 MPa [gage]	2	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 <sup>※8</sup>	0 ~ 10 MPa [gage]	1	原子炉建物原子炉棟地下 2 階
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 <sup>※8</sup>	0 ~ 5 MPa [gage]	1	原子炉建物原子炉棟地下 2 階
残留熱代替除去ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 <sup>※8</sup>	0 ~ 3 MPa [gage]	2	原子炉建物付属棟地下 2 階
原子炉建物水素濃度	触媒式水素検出器	0 ~ 10 vol%	1	原子炉建物原子炉棟地下 1 階, 1 階, 2 階, 4 階
	熱伝導式水素検出器	0 ~ 20 vol%	6	
静的触媒式水素処理装置入口温度	熱電対	0 ~ 100°C	2	原子炉建物原子炉棟 4 階
静的触媒式水素処理装置出口温度	熱電対	0 ~ 400°C	2	原子炉建物原子炉棟 4 階
格納容器酸素濃度 (B系)	熱磁気風式酸素検出器	0 ~ 5 vol% / 0 ~ 25 vol%	1	原子炉建物原子炉棟 3 階
格納容器酸素濃度 (SA)	磁気力式酸素検出器	0 ~ 25 vol%	1	原子炉建物原子炉棟中 2 階
燃料プール水位・温度 (SA)	熱電対	-1,000 ~ 6,710 mm <sup>※16</sup> (EL34518 ~ 42228)	1 <sup>※17</sup>	原子炉建物原子炉棟 4 階
		0 ~ 150°C		
燃料プール水位 (SA)	ガイドパルス式水位検出器 <sup>※18</sup>	-4.30 ~ 7.30 m <sup>※16</sup> (EL31218 ~ 42818)	1	原子炉建物原子炉棟 4 階
燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	電離箱	10 <sup>-3</sup> ~ 10 <sup>4</sup> mSv/h	1	原子炉建物原子炉棟 4 階
	電離箱	10 <sup>1</sup> ~ 10 <sup>8</sup> mSv/h	1	原子炉建物原子炉棟 4 階
燃料プール監視カメラ (SA)	赤外線カメラ	-	1	原子炉建物原子炉棟 4 階

- ※1：隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力（基準面器からの水頭圧を含む）と大気圧の差を計測
- ※2：隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力（基準面器からの水頭圧を含む）と原子炉圧力容器下部の差圧を計測
- ※3：隔液ダイアフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測
- ※4：隔液ダイアフラムにかかる格納容器内圧力の絶対圧力を計測
- ※5：隔液ダイアフラムにかかるサブプレッション・チェンバ圧力（基準面器からの水頭圧を含む）とサブプレッション・プール下部の差圧を計測
- ※6：隔液ダイアフラムにかかるスクラバ容器内の圧力（気相部）とスクラバ容器下部の差圧を計測
- ※7：隔液ダイアフラムにかかるスクラバ容器圧力と大気圧の差を計測
- ※8：隔液ダイアフラムにかかるポンプ出口圧力を計測
- ※9：隔液ダイアフラムにかかる水槽の水頭圧と大気圧の差から水量を計測
- ※10：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm）。
- ※11：基準点は格納容器底面（EL10100）。
- ※12：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。
- ※13：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
- ※14：定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※15：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。
- ※16：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。
- ※17：検出点は 7 箇所。
- ※18：パルス信号を発信し水面までの往復時間を測定することで、水面までの距離を計測
- ※19：検出器間で送受信される超音波パルスの伝搬時間差を測定することで、流量を計測

安全パラメータ表示システム（SPDS）の主要機器仕様を以下に示す。

設 備 名	SPDS データ収集サーバ
使 用 回 線	有線系回線，無線系回線
個 数	1 式
取 付 箇 所	廃棄物処理建物 1 階

設 備 名	SPDS 伝送サーバ
使 用 回 線	有線系回線，無線系回線
個 数	1 式
取 付 箇 所	緊急時対策所 1 階

設 備 名	SPDS データ表示装置
個 数	1 式
取 付 箇 所	緊急時対策所 1 階

可搬型計測器の主要機器仕様を以下に示す。

個	数	30 (予備 30)		
保	管	場	所	廃棄物処理建物 1 階
				緊急時対策所 1 階

なお、電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.15.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.15.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉格納容器内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を考慮し，第3.15-3表に示す設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度（SA）
- ・ドライウエル温度（SA）
- ・ペDESTAL温度（SA）
- ・ペDESTAL水温度（SA）
- ・サプレッション・チェンバ温度（SA）
- ・サプレッション・プール水温度（SA）
- ・ドライウエル水位
- ・ペDESTAL水位
- ・中性子源領域計装
- ・中間領域計装
- ・平均出力領域計装

なお，中性子源領域計装，中間領域計装及び平均出力領域計装については，重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉建物原子炉棟内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉建物原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し，第3.15-3表に示す設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉圧力（SA）
- ・原子炉水位（広帯域）
- ・原子炉水位（燃料域）

- ・原子炉水位（S A）
- ・高圧原子炉代替注水流量
- ・低圧原子炉代替注水流量
- ・低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）
- ・格納容器代替スプレー流量
- ・ペDESTAL代替注水流量
- ・ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）
- ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- ・高圧炉心スプレーポンプ出口流量
- ・残留熱除去ポンプ出口流量
- ・低圧炉心スプレーポンプ出口流量
- ・残留熱代替除去系原子炉注水流量
- ・残留熱代替除去系格納容器スプレー流量
- ・ドライウエル圧力（S A）
- ・サプレッション・チェンバ圧力（S A）
- ・サプレッション・プール水位（S A）
- ・格納容器水素濃度（B系）
- ・格納容器水素濃度（S A）
- ・格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）
- ・格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）
- ・残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・残留熱除去系熱交換器冷却水流量
- ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ・高圧炉心スプレーポンプ出口圧力
- ・残留熱除去ポンプ出口圧力
- ・低圧炉心スプレーポンプ出口圧力
- ・原子炉建物水素濃度
- ・静的触媒式水素処理装置入口温度
- ・静的触媒式水素処理装置出口温度
- ・格納容器酸素濃度（B系）
- ・格納容器酸素濃度（S A）
- ・燃料プール水位・温度（S A）
- ・燃料プール水位（S A）
- ・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）
- ・燃料プール監視カメラ（S A）
- ・RCWサージタンク水位

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉建物付属棟内及びその他の建物内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉建物付属棟内及びその他の建物内の環境条件及び荷重条件を考慮し、第 3.15-3 表に示す設計とする。

- ・代替注水流量（常設）
- ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力
- ・スクラバ容器水位
- ・スクラバ容器圧力
- ・スクラバ容器温度
- ・第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）
- ・低圧原子炉代替注水槽水位
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
- ・燃料プール監視カメラ用冷却設備
- ・C-メタクラ母線電圧
- ・D-メタクラ母線電圧
- ・HPC S-メタクラ母線電圧
- ・C-ロードセンタ母線電圧
- ・D-ロードセンタ母線電圧
- ・緊急用メタクラ電圧
- ・SAロードセンタ母線電圧
- ・A-115V系直流盤母線電圧
- ・B-115V系直流盤母線電圧
- ・SA用115V系充電器盤蓄電池電圧
- ・230V系直流盤（常用）母線電圧
- ・B1-115V系蓄電池（SA）電圧
- ・ADS用N<sub>2</sub>ガス減圧弁二次側圧力
- ・N<sub>2</sub>ガスボンベ圧力
- ・RCW熱交換器出口温度
- ・原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力



第 3.15-3 表 想定する環境条件及び荷重条件（屋内）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の設置場所である原子炉格納容器内，原子炉建物原子炉棟内，原子炉建物付属棟内及びその他の建物内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	原子炉格納容器内，原子炉建物原子炉棟内，原子炉建物付属棟内及びその他の建物内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響を受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，第 3.15-4 表に示す設計とする。

- ・第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）
- ・第 1 ベントフィルタ出口水素濃度

第 3.15-4 表 想定する環境条件及び荷重条件（屋外）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の保管・設置場所である屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水するシステムへの影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	検出器の保管・設置場所である屋外で風力荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバは，廃棄物処理建物内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，廃棄物処理建物内の環境条件及び荷重条件を考慮し，第 3.15-5 表に示す対応とする。

可搬型計測器は，廃棄物処理建物内に保管するため，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，廃棄物処理建物内の環境条件及び荷重条件を考慮し，第 3.15-5 表に示す対応とする。

また，安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置は，緊急時対策所に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，緊急時対策所の環境条件及び荷重条件を考慮し，第 3.15-6 表に示す対応とする。

可搬型計測器は，緊急時対策所内に保管するため，重大事故等が発生した場合における，緊急時対策所内の環境条件及び荷重条件を考慮し，第 3.15-6 表に示す対応とする。

第 3.15-5 表 想定する環境条件及び荷重条件（廃棄物処理建物）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である廃棄物処理建物内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	廃棄物処理建物内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響を受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

第 3.15-6 表 想定する環境条件及び荷重条件（緊急時対策所）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である緊急時対策所内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	緊急時対策所内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響を受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(58-3)

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、通常時からサンプリング方式による計測を実施しており、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室のB—格納容器H<sub>2</sub>/O<sub>2</sub>濃度計盤で操作スイッチにより操作が可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板を付けることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）は、サンプリング方式による計測を実施しており、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室の重大事故操作盤で操作スイッチにより操作が可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については名称を表示することで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

中性子源領域計装及び中間領域計装は、検出器駆動機構により炉心軸方向の中間レベルに検出器を挿入して計測し、中央制御室にて監視を行っている。中性子源領域計装及び中間領域計装は、中央制御室の原子炉制御盤で操作スイッチにより操作が可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板を付けることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

第1ベントフィルタ出口水素濃度は、サンプリング方式による計測を実施しており、屋外でサンプリング装置の弁及び付属の操作スイッチの操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作が可能な設計とする。サンプリング装置は、中央制御室の重大事故操作盤で操作スイッチにより操作が可能な設計とする。サンプリング装置の弁及び付属の操作スイッチの操作及び中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については名称を表示することで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。第1ベントフィルタ出口水素濃度は、車両による運搬、移動ができる設計とするとともに、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

燃料プール監視カメラ用冷却設備は、原子炉建物付属棟内で冷却設備の弁及び付属の操作スイッチの操作が可能であり、想定される重大事故等の環境下においても、確実に操作が可能な設計とする。また、操作対象については銘板を付けることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ表示装置は、電源、通信ケーブルは接続されており、各パラメータを監視するにあたり、運転員及び復旧班員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。重大事故等が発生した場合において、設置場所である緊急時対策所において、一般のコンピュータと同様に電源スイッチを入れ（スイッチ操作）、操作（スイッチ操作）することにより、確実に各パラメータを監視することが可能な設計とする。

可搬型計測器は、廃棄物処理建物内にて接続操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作が可能な設計とする。操作場所である廃棄物処理建物内の各制御盤では、十分な操作空間を確保する。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて接続箇所ですぐ確実に接続できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。

第 3.15-7 表に操作対象機器を示す。

第 3.15-7 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
格納容器水素濃度 (B系) (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ 操作
格納容器酸素濃度 (B系) (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ 操作
格納容器水素濃度 (SA) (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ 操作
格納容器酸素濃度 (SA) (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ 操作
中性子源領域計装	全挿入⇔全引抜	中央制御室	スイッチ 操作
中間領域計装	全挿入⇔全引抜	中央制御室	スイッチ 操作
第1 ベントフィルタ出口 水素濃度 (サンプリング装置)	ラインナップ 停止・起動	屋外 中央制御室	手動弁開閉 接続操作 スイッチ 操作
燃料プール監視カメラ用 冷却設備	ラインナップ 停止⇒起動	原子炉建物附属 棟3階	手動弁開閉 スイッチ 操作
SPDSデータ表示装置	起動・停止 (パラメータ監視)	緊急時対策所 1階	スイッチ 操作
可搬型計測器	接続箇所端子リフト 可搬型計測器接続	廃棄物処理建物 1階	接続操作 スイッチ 操作

(58-3) (58-9)

常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は、想定される重大事故等時において中央制御室で監視できる設計であり現場又は中央制御室による操作は発生しない。

- ・原子炉压力容器温度 (SA)

- ・原子炉圧力
- ・原子炉圧力（S A）
- ・原子炉水位（広帯域）
- ・原子炉水位（燃料域）
- ・原子炉水位（S A）
- ・高圧原子炉代替注水流量
- ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- ・高圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ・残留熱除去ポンプ出口流量
- ・低圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ・代替注水流量（常設）
- ・低圧原子炉代替注水流量
- ・低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）
- ・格納容器代替スプレイ流量
- ・ペDESTAL代替注水流量
- ・ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）
- ・残留熱代替除去系原子炉注水流量
- ・残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
- ・ドライウエル温度（S A）
- ・ペDESTAL温度（S A）
- ・ペDESTAL水温度（S A）
- ・サプレッション・チェンバ温度（S A）
- ・サプレッション・プール水温度（S A）
- ・ドライウエル圧力（S A）
- ・サプレッション・チェンバ圧力（S A）
- ・ドライウエル水位
- ・サプレッション・プール水位（S A）
- ・ペDESTAL水位
- ・格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）
- ・格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）
- ・平均出力領域計装
- ・スクラバ容器水位
- ・スクラバ容器圧力
- ・スクラバ容器温度
- ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・残留熱除去系熱交換器冷却水流量
- ・高圧炉心スプレイポンプ出口圧力

- ・残留熱除去ポンプ出口圧力
- ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ・低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ・低圧原子炉代替注水槽水位
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
- ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力
- ・原子炉建物水素濃度
- ・静的触媒式水素処理装置入口温度
- ・静的触媒式水素処理装置出口温度
- ・燃料プール水位・温度（S A）
- ・燃料プール水位（S A）
- ・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）
- ・燃料プール監視カメラ（S A）
- ・C-メタクラ母線電圧
- ・D-メタクラ母線電圧
- ・H P C S-メタクラ母線電圧
- ・C-ロードセンタ母線電圧
- ・D-ロードセンタ母線電圧
- ・緊急用メタクラ電圧
- ・S Aロードセンタ母線電圧
- ・R C Wサージタンク水位
- ・R C W熱交換器出口温度
- ・原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力

安全パラメータ表示システム（S P D S）のうちS P D Sデータ収集サーバ及びS P D S伝送サーバは、通常は操作を行わずに常時伝送が可能であり、通常時及び重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

### (3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

#### (i) 要求事項

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。

#### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備は、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。第 3.15-8 表に計装設備の試験・検査内容を示す。



安全パラメータ表示システム（SPDS）は、機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

可搬型計測器は、模擬入力による性能の確認ができる設計とする。

(58-5)

第 3.15-8 表 計装設備の試験及び検査(1/4)

計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容
水位計	原子炉水位（広帯域）	停止中	機能・性能試験	計器校正
	原子炉水位（燃料域）			
	原子炉水位（SA）			
	サプレッション・プール水位（SA）			
	スクラバ容器水位			
	低圧原子炉代替注水槽水位			
	RCWサージタンク水位			
	燃料プール水位（SA）	停止中又は運転中		
	ドライウェル水位	停止中		
	ペDESTAL水位			
圧力計	原子炉圧力	停止中	機能・性能試験	計器校正
	原子炉圧力（SA）			
	ドライウェル圧力（SA）			
	サプレッション・チェンバ圧力（SA）			
	スクラバ容器圧力			
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力			
	残留熱除去ポンプ出口圧力			
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力			
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力			
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力			
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力			
	ADS用N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力			
	N <sub>2</sub> ガスボンベ圧力			
	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力			

第 3.15-8 表 計装設備の試験及び検査(2 / 4)

計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容
流量計	高压原子炉代替注水流量	停止中	機能・性能試験	計器校正
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量			
	高压炉心スプレイポンプ出口流量			
	残留熱除去ポンプ出口流量			
	低压炉心スプレイポンプ出口流量			
	代替注水流量 (常設)			
	低压原子炉代替注水流量			
	低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)			
	格納容器代替スプレイ流量			
	ペDESTAL代替注水流量			
	ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)			
	残留熱代替除去系原子炉注水流量			
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量			
	残留熱除去系熱交換器冷却水流量			
温度計	原子炉圧力容器温度 (S A)	停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正
	ドライウェル温度 (S A)			
	ペDESTAL温度 (S A)			
	ペDESTAL水温度 (S A)			
	サプレッション・チェンバ温度 (S A)			
	サプレッション・プール水温度 (S A)			
	残留熱除去系熱交換器入口温度			
	残留熱除去系熱交換器出口温度			
	スクラバ容器温度			
	静的触媒式水素処理装置入口温度			
	静的触媒式水素処理装置出口温度			
	R C W熱交換器出口温度			
	燃料プール水位・温度 (S A)	停止中又は運転中		

第 3.15-8 表 計装設備の試験及び検査(3/4)

計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容
水素及び酸素濃度計	格納容器水素濃度 (B系)	停止中	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正
	格納容器水素濃度 (SA)			
	第1ベントフィルタ出口水素濃度			
	原子炉建物水素濃度			
	格納容器酸素濃度 (B系)			
	格納容器酸素濃度 (SA)			
放射線量率計	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	停止中	機能・性能試験	線源校正 計器校正
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバ)			
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)			
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	停止中又は運転中		
原子炉出力	中性子源領域計装	運転中	機能・性能試験	プラトー特性
		停止中	機能・性能試験	プラトー特性 計器校正
	中間領域計装	運転中	機能・性能試験	プラトー特性
		停止中	機能・性能試験	プラトー特性 計器校正
	平均出力領域計装	停止中	機能・性能試験	プラトー特性 計器校正
電圧計	C-メタクラ母線電圧	停止中	機能・性能試験	計器校正
	D-メタクラ母線電圧			
	HPCS-メタクラ母線電圧			
	C-ロードセンタ母線電圧			
	D-ロードセンタ母線電圧			
	緊急用メタクラ電圧			
	SAロードセンタ母線電圧			

第 3.15-8 表 計装設備の試験及び検査(4 / 4)

計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容
電圧計	A-115V 系直流盤母線電圧	停止中	機能・性能試験	計器校正
	B-115V 系直流盤母線電圧			
	S A用 115V 系充電器盤蓄電池電圧			
	230V 系直流盤(常用)母線電圧			
	B 1-115V 系蓄電池(S A)電圧			
燃料プール監視カメラ(S A)	停止中又は運転中	機能・性能試験	外観点検 表示確認	
燃料プール監視カメラ用冷却設備	停止中又は運転中	機能・性能試験	外観点検 動作確認	
安全パラメータ表示システム(S P D S)	停止中又は運転中	機能・性能試験	外観確認 機能(データの表示及び伝送)確認	
可搬型計測器	停止中又は運転中	機能・性能試験	模擬入力の確認	

(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備は、本来の用途以外に使用しない設計とする。

安全パラメータ表示システム(S P D S)は、本来の用途以外に使用しない設計とする。

可搬型計測器は、本来の用途以外には使用しない設計とする。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、接続規格を統一することにより、速やかに接続操作可能な設計とする。第 3.15-1 図に現場(廃棄物処理建物内)での可搬型計測器接続による監視パラメータ計測タイムチャートを示す。

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考	
手順の項目	要員(数)	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24		
可搬型計測器によるパラメータ確認	現場運転員B, C	2												20分 接続完了、計測開始	
														1測定点あたり10分 (接続、測定のみ)	

第 3.15-1 図 可搬型計測器による監視パラメータ計測タイムチャート※

※:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.15 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち, 多重性を有するパラメータの計測装置並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においては, パラメータ相互をヒューズ, アイソレータ等により電氣的に分離することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

重大事故等対処設備の補助パラメータは, 電氣的に分離することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

安全パラメータ表示システム (SPDS) は, 通常時は他系統と隔離された系統構成となっており, 通常時の系統構成を変えことなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型計測器は, 通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備は，重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における操作は発生しない。

格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は，原子炉建物原子炉棟内に設置されている設備であるが，中央制御室のB－格納容器H<sub>2</sub>/O<sub>2</sub>濃度計盤から操作可能な設計であり，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）は，原子炉建物原子炉棟内に設置されている設備であるが，中央制御室の重大事故操作盤から操作が可能であり，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

中性子源領域計装及び中間領域計装は，原子炉格納容器内に設置されている設備であるが，中央制御室の原子炉制御盤から操作が可能であり，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

第1ベントフィルタ出口水素濃度は，屋外に設置する設備であるが，屋外及び中央制御室の重大事故操作盤から操作が可能であり，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

燃料プール監視カメラ用冷却設備は，原子炉建物付属棟内に設置されており，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ表示装置は，緊急時対策所内に設置されており，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

可搬型計測器は，廃棄物処理建物内で計装ケーブルの接続及び操作が可能であり，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

第3.15-9表に操作対象機器設置場所を示す。

第 3.15-9 表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作／監視場所
格納容器水素濃度（B系） （サンプリング装置）	原子炉建物原子炉棟 3 階	中央制御室／中央制御室
格納容器酸素濃度（B系） （サンプリング装置）	原子炉建物原子炉棟 3 階	中央制御室／中央制御室
格納容器水素濃度（S A） （サンプリング装置）	原子炉建物原子炉棟 中 2 階	中央制御室／中央制御室
格納容器酸素濃度（S A） （サンプリング装置）	原子炉建物原子炉棟 中 2 階	中央制御室／中央制御室
中性子源領域計装	原子炉格納容器内	中央制御室／中央制御室
中間領域計装	原子炉格納容器内	中央制御室／中央制御室
第 1 ベントフィルタ出口 水素濃度 （サンプリング装置）	屋外	屋外及び中央制御室 ／中央制御室
燃料プール監視カメラ用 冷却設備	原子炉建物附属棟 3 階	原子炉建物附属棟 3 階
安全パラメータ表示シス テム（S P D S）	緊急時対策所 1 階	緊急時対策所 1 階
可搬型計測器	廃棄物処理建物 1 階	廃棄物処理建物 1 階

(58-3) (58-9)

### 3.15.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉水位（広帯域）
- ・原子炉水位（燃料域）
- ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- ・高圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ・残留熱除去ポンプ出口流量
- ・低圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ・格納容器水素濃度（B系）
- ・格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）
- ・格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）
- ・中性子源領域計装
- ・中間領域計装
- ・平均出力領域計装
- ・残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・残留熱除去系熱交換器冷却水流量
- ・高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ・残留熱除去ポンプ出口圧力
- ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ・低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ・格納容器酸素濃度（B系）
- ・燃料プール水位・温度（SA）

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度（SA）



- ・原子炉圧力 (S A)
- ・原子炉水位 (S A)
- ・高圧原子炉代替注水流量
- ・代替注水流量 (常設)
- ・低圧原子炉代替注水流量
- ・低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
- ・格納容器代替スプレー流量
- ・ペDESTAL代替注水流量
- ・ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)
- ・残留熱代替除去系原子炉注水流量
- ・残留熱代替除去系格納容器スプレー流量
- ・ドライウエル温度 (S A)
- ・ペDESTAL温度 (S A)
- ・ペDESTAL水温度 (S A)
- ・サプレッション・チェンバ温度 (S A)
- ・サプレッション・プール水温度 (S A)
- ・ドライウエル圧力 (S A)
- ・サプレッション・チェンバ圧力 (S A)
- ・ドライウエル水位
- ・サプレッション・プール水位 (S A)
- ・ペDESTAL水位
- ・格納容器水素濃度 (S A)
- ・スクラバ容器水位
- ・スクラバ容器圧力
- ・スクラバ容器温度
- ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ・低圧原子炉代替注水槽水位
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
- ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力
- ・原子炉建物水素濃度
- ・静的触媒式水素処理装置入口温度
- ・静的触媒式水素処理装置出口温度
- ・格納容器酸素濃度 (S A)
- ・燃料プール水位 (S A)
- ・燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)
- ・燃料プール監視カメラ (S A)  
(燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)

(58-6)

重大事故等対処設備の補助パラメータは、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断ができ、系統の目的に応じて必要となる計測範囲を有する設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、設計基準対象施設として必要となるデータ量を伝送及び表示を可能な設計とする。

また、重大事故等時、発電所内の必要のある場所に必要なデータ量を伝送及び表示が可能な設計とする。安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所に1式を設置し、保守点検又は故障時のバックアップ用として、自主的に1式を保管する設計とする。

## (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

### (i) 要求事項

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。

### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故対応を含む。）を行うことができ、安全性の向上を図る設計とする。

また、安全パラメータ表示システム（SPDS）は、共用により悪影響を及ぼさないよう、必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

## (3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

### (i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

重要代替監視パラメータを計測する設備は，重要監視パラメータと異なる物理量（水位，注水量等）の計測又は測定原理とすることで，重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。

重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

重大事故等対処設備の補助パラメータは，代替する機能を有する設計基準事故対処設備と可能な限り多様性及び独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，共通要因によって，その機能が損なわれることを防止するために，可能な限り多様性を確保し，頑健性を持たせた設計とする（詳細については，「3.19 通信連絡を行うために必要な設備」で示す）。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備の電源は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については「3.14 電源設備【57条】」に記載する。

(58-2) (58-3)

### 3.15.2.1.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

第1ベントフィルタ出口水素濃度は，計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。原子炉格納容器の排出経路での水素濃度監視用として1セット1個使用する。保有数は，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を含めて合計2個を保管する設計とする。

可搬型計測器は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位及び流量（注水量）等の計測用として1セット30個（測定時の故障を想定した予備として，1個含む）使用する。保有数は，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として30個を含めて合計60個を分散して保管する設計とする。

(58-3) (58-9)

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

##### (i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

第1ベントフィルタ出口水素濃度の計装ケーブル及び電源ケーブルの接続は，コネクタ接続とし，接続規格を統一することにより，容易かつ確実に接続可能な設計とする。第1ベントフィルタ出口水素濃度は，車両による運搬，移動ができる設計とするとともに，接続規格を統一することにより，確実に接続できる設計とする。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は，ボルト・ネジ接続とし，接続規格を統一することにより，一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続操作可能な設計とする。

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止について」に示す。

第 1 ベントフィルタ出口水素濃度は、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備ではなく、屋外から接続可能な設計とする。

可搬型計測器は、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備ではなく、廃棄物処理建物内から接続可能な設計とする。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

第 1 ベントフィルタ出口水素濃度の接続操作は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所である屋外で操作可能な設計とする。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所である、廃棄物処理建物内で操作可能な設計とする。

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

第1 ベントフィルタ出口水素濃度は、同一目的の常設重大事故等対処設備はないが、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、位置的分散を図り第1 保管エリア及び第4 保管エリアに保管することで位置的分散を図る設計とする。

可搬型計測器は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備とは異なる場所である廃棄物処理建物内及び緊急時対策所内に保管することとし、位置的分散を図る設計とする。

(58-3) (58-9)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第43 条第3 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

第1 ベントフィルタ出口水素濃度は、第1 保管エリア及び第4 保管エリアに保管しており、接続操作は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である屋外であり、アクセスルートは確保されている。

可搬型計測器は、廃棄物処理建物内及び緊急時対策所内にて保管しており、可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である、廃棄物処理建物内であり、アクセスルートは確保されている。

(58-3) (58-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第43 条第3 項七）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

第1 ベントフィルタ出口水素濃度は，同一目的の常設重大事故等対処設備又は代替する機能を有する設計基準対象施設はない。

可搬型計測器は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備の配置その他の条件を考慮し，廃棄物処理建物内及び緊急時対策所内に保管することで位置的分散を図る設計とする。

(58-3) (58-9)

### 第 3.15-10 表 重大事故等対策における手順書の概要

1.15 事故時の計装に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、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するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
パラメータの選定及び分類	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1.1~1.15の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要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、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対策設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要監視パラメータ                     <p style="margin-left: 2em;">主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> </li> <li>・有効監視パラメータ                     <p style="margin-left: 2em;">主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> </li> </ul> <p>代替パラメータは以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要代替監視パラメータ                     <p style="margin-left: 2em;">主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> </li> <li>・有効監視パラメータ                     <p style="margin-left: 2em;">主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p> </li> </ul>



対応手段等	監視機能喪失時	計器故障時	他チャンネルによる計測	<p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。</p>
			代替パラメータによる推定	<p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。</p> <p>推定にあたり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度、中性子束、酸素濃度）により推定</li> <li>・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及びポンプ出口圧力により推定</li> <li>・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定</li> <li>・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定</li> <li>・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定</li> <li>・注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定</li> <li>・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定</li> <li>・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定</li> <li>・水素濃度を装置の作動状況により推定</li> <li>・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定</li> <li>・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定</li> <li>・燃料プールの状態を同一物理量（水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定</li> <li>・原子炉圧力容器内の圧力とサブプレッション・チェンバの圧力の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定</li> </ul>

対応手段等	監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合	<p>代替パラメータによる推定</p> <p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉压力容器内の温度及び水位である。</p> <p>原子炉压力容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器内の温度のパラメータである原子炉压力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉压力容器温度を計測する。</li> <li>原子炉压力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、高圧原子炉代替注水流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち、機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定する。</li> </ul> <p>なお、原子炉压力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧により、原子炉压力容器内の水位が燃料棒有効長頂部以上であることは、原子炉压力容器温度（SA）により推定可能である。</p>
			<p>可搬型計測器による計測</p> <p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>

対応手段等	計器電源喪失時	<p>全交流動力電源喪失が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備から給電する。</li> <li>・ 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電する。</li> <li>・ 直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備等から給電する。</li> </ul> <p>代替電源(交流, 直流)からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p>
	パラメータ記録	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム (SPDS) により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ (使用した計測結果を含む) の値、現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は記録用紙に記録する。</p>
配慮すべき事項	発電用原子炉施設の状態把握	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状況を把握する能力を明確化する。</p>
	確からしさの考慮	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態になると不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
	可搬型計測器による計測又は監視の留意事項	<p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。</p>

第3.15-11表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (1/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 <sup>※12</sup>	可搬型計測器 個数
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	0 ~ 500°C	最大値: 302°C	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準 (300°C) に対して、500°Cまでを監視可能。	- (Ss)	SA用 直流電源	1
	原子炉圧力 <sup>※1</sup>				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ			
	原子炉圧力 (SA) <sup>※1</sup>							
	原子炉水位 (広帯域) <sup>※1</sup>							
	原子炉水位 (燃料域) <sup>※1</sup>							
	原子炉水位 (SA) <sup>※1</sup>							
② 原子炉圧力容器内の圧力	残留熱除去系熱交換器入口温度 <sup>※1</sup>				「②最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ			
	原子炉圧力 <sup>※2</sup>	2	0 ~ 10MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.68MPa [gage]) を包絡する範囲として設定。なお、迷がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。	S	区分Ⅰ 無停電 交流電源 区分Ⅱ 無停電 交流電源①	1
	原子炉圧力 (SA) <sup>※2</sup>	1	0 ~ 11MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gage]) の1.2倍 (10.34MPa [gage]) を監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	
	原子炉水位 (広帯域) <sup>※1</sup>				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ			
	原子炉水位 (燃料域) <sup>※1</sup>							
	原子炉水位 (SA) <sup>※1</sup>							
	原子炉圧力容器温度 (SA) <sup>※1</sup>					「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ		

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4: 基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は7箇所。

※12: 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱ無停電交流電源を電源とした計器である。

※13: 全交流動力電源喪失時に蓄電池(非常用)からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第3.15-11表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2/18）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※12	可搬型計測器 個数
	原子炉水位（広帯域）※2	2	-400～150cm※3	-798～132cm※3	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲（レベル3～8）及び燃料棒有効長底部まで監視可能である。	S	区分Ⅰ 無停電 交流電源	1
	原子炉水位（燃料域）※2	2	-800～-300cm※3			S		
	原子炉水位（SA）※2	1	-900～150cm※3			-（S s）	SA用 直流電源	
	③原子炉圧力容器内の水位							
	高压原子炉代替注水流量※1							
	代替注水流量（常設）※1							
	低压原子炉代替注水流量※1							
	低压原子炉代替注水流量（狭帯域用）※1							
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量※1							
	高压炉心スプレイポンプ出口流量※1							
	残留熱除去ポンプ出口流量※1							
	低压炉心スプレイポンプ出口流量※1							
	残留熱代替除去系原子炉注水流量※1							
	原子炉圧力※1							
	原子炉圧力（SA）※1							
	サブレーション・チェンバ圧力（SA）※1							
	②原子炉圧力容器内の圧力							
	⑦原子炉格納容器内の圧力							

「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ

「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ

「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位（EL5610）。

※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅰ無停電交流電源を電源とした計器である。

※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第3.15-11表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（3/18）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※12	可搬型計測器 個数
④ 原子炉压力容器への注水量（1/2）	高圧原子炉代替注水流量	1	0～150m <sup>3</sup> /h	—※8	高圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量 (93m <sup>3</sup> /h) を監視可能である。	— (S s)	SA用 直流電源	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	0～150m <sup>3</sup> /h	0～99m <sup>3</sup> /h	原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量 (99m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	S	区分Ⅱ 直流電源②	1
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0～1,500m <sup>3</sup> /h	0～1,314m <sup>3</sup> /h	高圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量 (1,314m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	S	区分Ⅲ 交流電源	
	代替注水流量（常設）	1	0～300m <sup>3</sup> /h	—※8	低圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量 (230m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	— (S s)	SA用 直流電源	—
	低圧原子炉代替注水流量	2	0～200m <sup>3</sup> /h	—※8	大量送水車を用いた低圧原子炉代替注水 系（可搬型）における最大注水量（70m <sup>3</sup> /h） を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量 （12m <sup>3</sup> /h）を監視可能。	— (S s)	SA用 直流電源	
	低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2	0～50m <sup>3</sup> /h	—※8		— (S s)	SA用 直流電源	
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0～1,500m <sup>3</sup> /h	0～1,380m <sup>3</sup> /h	残留熱除去ポンプの最大注水量 (1,380m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	S	区分Ⅰ 交流電源 区分Ⅱ 交流電源②	1
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0～1,500m <sup>3</sup> /h	0～1,314m <sup>3</sup> /h	低圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量 (1,314m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	S	区分Ⅰ 交流電源	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	0～50m <sup>3</sup> /h	—※8	残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水 量（30m <sup>3</sup> /h）を監視可能。	S	SA用 直流電源	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端（原子炉压力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位（EL5610）。

※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱ無停電交流電源を電源とした計器である。

※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第3.15-11表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (4/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源※12	可搬型計測器 個数
④ 原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	サブレーション・プール水位 (SA) ※1				「⑤原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ			
	低圧原子炉代替注水槽水位※1				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ			
	原子炉水位 (広帯域) ※1							
	原子炉水位 (燃料域) ※1							
	原子炉水位 (SA) ※1					「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ		

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II直流電源及び区分II無停電交流電源を電源とした計器である。

※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池(非常用)からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第3.15-11表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (5/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 <sup>※12</sup>	可搬型計測器 個数
⑤ 原子炉格納容器への注水量	代替注水量 (常設)				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ			
	格納容器代替スプレイ流量	2	0～150m <sup>3</sup> /h	— <sup>※8</sup>	大量送水車を用いた格納容器代替スプレイ系 (可搬型) における最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	— (S s)	SA用 直流電源	1
	ペダスタル代替注水量	2	0～150m <sup>3</sup> /h	— <sup>※8</sup>	大量送水車を用いたペダスタル代替注水系 (可搬型) における最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量 (12m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	— (S s)	SA用 直流電源	1
	ペダスタル代替注水量 (狭帯域用)	2	0～50m <sup>3</sup> /h	— <sup>※8</sup>		— (S s)	SA用 直流電源	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	0～150m <sup>3</sup> /h	— <sup>※8</sup>	残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	S	SA用 直流電源	1
	低圧原子炉代替注水槽水位 <sup>※1</sup>				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ			
	ドライウエル圧力 (SA) <sup>※1</sup>				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ			
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) <sup>※1</sup>							
	ドライウエル水位 <sup>※1</sup>							
	サブプレッション・プール水位 (SA) <sup>※1</sup>					「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ		
ペダスタル水位 <sup>※1</sup>								
残留熱代替除去系原子炉注水量 <sup>※1</sup>					「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ			
残留熱代替除去ポンプ出口圧力 <sup>※1</sup>					「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ			

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II 無停電交流電源を電源とした計器である。

※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池 (非常用) からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。



第3.15-11表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6/18）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※12	可搬型計測器 個数
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 (SA) ※2	7	0～300℃	最大値：145℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	— (S s)	SA用 直流電源	1
	ペダスタル温度 (SA) ※2	2	0～300℃	最大値：145℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	— (S s)	SA用 直流電源	1
	ペダスタル水温度 (SA)	2	0～300℃	— ※8	原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。	— (S s)	SA用 直流電源	1
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) ※2	2	0～200℃	最大値：88℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	— (S s)	SA用 直流電源	1
	サブプレッション・プール水温度 (SA) ※2	2	0～200℃	最大値：88℃	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 853kPa [gage]) におけるサブプレッション・プールの飽和温度 (約178℃) を監視可能。	— (S s)	SA用 直流電源	
	ドライウェル圧力 (SA) ※1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ						
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ※1								

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。

※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II直流電源及び区分II無停電交流電源を電源とした計器である。

※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池(非常用)からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第3.15-11表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (7/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 <sup>※12</sup>	可搬型計測器 個数
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	ドライウエール圧力 (SA) <sup>※2</sup>	2	0 ~ 1,000kPa [abs]	最大値： 324kPa [gauge]	原子炉格納容器の限界圧力 (2 Pd: 853kPa [gauge]) を監視可能。	-	SA用 直流電源	1
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) <sup>※2</sup>	2	0 ~ 1,000kPa [abs]	最大値： 206kPa [gauge]				
	ドライウエール温度 (SA) <sup>※1</sup>							
	パデスタル温度 (SA) <sup>※1</sup>							
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) <sup>※1</sup>							
「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ								

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・ブール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II直流電源及び区分II無停電交流電源を電源とした計器である。

※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池(非常用)からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第3.15-11表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (8/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源※12	可搬型計測器 個数
⑧ 原子炉格納容器内の水位	ドライヴェル水位	3	-3.0m <sup>※5</sup> , -1.0m <sup>※5</sup> , +1.0m <sup>※5</sup>	-※8	重大事故等時において、溶融炉心の冷却に必要な原子炉格納容器下部への事前注水量を監視可能。 残留熱代替除去系による代替循環冷却実施時におけるベドスタル代替注水系(可搬型)による注水の停止の判断基準(格納容器底面+1.0m)を監視可能。	- (S s)	S A用 直流電源	1
	サブプレッジョン・プール水位 (S A) ※2	1	-0.80~5.50m <sup>※4</sup>	-0.5~0 m <sup>※4</sup>	ウエットヴェルベント操作可否判断を把握できる範囲を監視可能。 (サブプレッジョン・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動(低下)水位:-0.5m についても監視可能。)	- (S s)	S A用 直流電源	1
	ベドスタル水位	4	+0.1m <sup>※6</sup> , +1.2m <sup>※6</sup> , +2.4m <sup>※6</sup> , +2.4m <sup>※6</sup>	-※8	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水深(+2.4m)があることを監視可能。	- (S s)	S A用 直流電源	1
	代替注水流量 (常設) ※1							
	低圧原子炉代替注水流量※1							
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ※1							
	格納容器代替スプレイ流量※1							
	ベドスタル代替注水流量※1							
	ベドスタル代替注水流量 (狭帯域用) ※1							
	低圧原子炉代替注水水位※1							

「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ

「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブプレッジョン・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S A用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱ無停電交流電源を電源とした計器である。

※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池(非常用)からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第3.15-11表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (9/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 <sup>※12</sup>	可搬型計測器 個数
⑨ 原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器水素濃度 (B系) <sup>※2</sup>	1	0～5 vo1% / 0～100vo1%	0～2.0vo1%	重大事故等に原子炉格納容器内の水素濃度 が変動する可能性のある範囲 (0～90.4vo1%) を監視可能。	S	区分Ⅱ 交流電源②	—
	格納容器水素濃度 (SA) <sup>※2</sup>	1	0～100vo1%	0～2.0vo1%	重大事故等に原子炉格納容器内の水素濃度 が変動する可能性のある範囲 (0～90.4vo1%) を監視可能。	— (S s)	SA用 交流電源③	—
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエール)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	約 10Sv/h 未満 <sup>※9</sup>	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷 した場合は約 10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値及び推定値は原子炉停止後の 経過時間とともに低くなる)。	S	区分Ⅰ 無停電 交流電源 区分Ⅱ 無停電 交流電源①	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	約 10Sv/h 未満 <sup>※9</sup>	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷 した場合は約 10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値及び推定値は原子炉停止後の 経過時間とともに低くなる)。	S	区分Ⅰ 無停電 交流電源 区分Ⅱ 無停電 交流電源①	—

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブプレッジョン・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱ無停電交流電源を電源とした計器である。

※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池 (非常用) からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第3.15-11表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (10/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 <sup>※12</sup>	可搬型計測器 個数
① 未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装 <sup>※2</sup>	4	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ( $1.0 \times 10^{13} \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の 約 21 倍	原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお、中性子源領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、中間領域計装、平均出力領域計装によって監視可能。	S	区分 I 直流電源 <sup>※13</sup> 区分 II 直流電源 <sup>※13</sup>	—
	中間領域計装 <sup>※2</sup>	8	0~40% 又は0~125% ( $1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ )		原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお、中間領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。	S	区分 I 直流電源 <sup>※13</sup> 区分 II 直流電源 <sup>※13</sup>	—
	平均出力領域計装 <sup>※2</sup>	6 <sup>※7</sup>	0~125% ( $1.2 \times 10^{10} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ )		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものではないことから、現状の計測範囲でも運転監視も再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	S	区分 I 無停電 交流電源 区分 II 無停電 交流電源 <sup>②</sup>	—

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II直流電源及び区分II無停電交流電源を電源とした計器である。

※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池(非常用)からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第3.15-11表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（11/18）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※12	可搬型計測器 個数
残留熱代替除去系	サブレーション・プールの水温度 (SA) ※2				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ			
	残留熱除去系熱交換器出口温度				「⑫最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ			
	残留熱代替除去系原子炉注水流量※2				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ			
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量※2				「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ			
	サブレーション・プール水位 (SA) ※1				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ			
	原子炉水位 (広帯域) ※1							
	原子炉水位 (燃料域) ※1							
	原子炉水位 (SA) ※1					「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ		
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力※1					「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ		
	サブレーション・チェンバ温度 (SA) ※1					「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ		
ドライウエル温度 (SA) ※1								
原子炉圧力容器温度 (SA) ※1					「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ			

⑫最終ヒートシンクの確保

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器霧レベールより1,328cm）。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位（EL5610）。  
 ※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。  
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
 ※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。  
 ※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。  
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。  
 ※12：所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II直流電源及び区分II無停電交流電源を電源とした計器である。  
 ※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池(非常用)からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第3.15-11表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (12/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 <sup>※12</sup>	可搬型計測器 個数	
格納容器フィルタベント系  ⑫ 最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	8	[ ]	— <sup>※8</sup>	系統待機時におけるスクラバ容器水位の範囲 (1,700mm~1,900mm) 及びフィルタ装置機能維持のための系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 [ ] を監視可能。	— (S s)	SA用 直流電源	1	
	スクラバ容器圧力	4	0 ~ 1 MPa [gauge]	— <sup>※8</sup>	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルタベント系の最高使用圧力 (0.853MPa [gauge]) が監視可能。	— (S s)	SA用 直流電源	1	
	スクラバ容器温度	4	0 ~ 300°C	— <sup>※8</sup>	格納容器フィルタベント系の最高使用温度 (200°C) を計測可能な範囲とする。	— (S s)	SA用 直流電源	1	
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	10 <sup>-2</sup> ~ 10 <sup>5</sup> Sv/h	— <sup>※8</sup>	格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合) に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率 (約 1.6×10 <sup>1</sup> Sv/h) を監視可能。	— (S s)	SA用 直流電源	—
			1	10 <sup>-3</sup> ~ 10 <sup>4</sup> mSv/h	— <sup>※8</sup>	格納容器ベント実施時 (炉心損傷していない場合) に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率 (約 6.5×10 <sup>-2</sup> mSv/h) を監視可能。	— (S s)	SA用 直流電源	—
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	第1ベントフィルタ出口水素濃度	1	0 ~ 20vol% / 0 ~ 100vol%	— <sup>※8</sup>	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、第1ベントフィルタ出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界 (4 vol%) 未満であることを監視可能。	—	SA用 交流電源①	—
	ドライウエル圧力 (SA) <sup>※1</sup>	ドライウエル圧力 (SA) <sup>※1</sup>	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ						
サブレーション・チェンバ圧力 (SA) <sup>※1</sup>	サブレーション・チェンバ圧力 (SA) <sup>※1</sup>	「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ							

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。  
 ※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。  
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
 ※8：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。  
 ※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。  
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。  
 ※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II 直流電源及び区分II 無停電交流電源を電源とした計器である。  
 ※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池 (非常用) からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第3.15-11表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（13/18）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※12	可搬型計測器 個数
⑫最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※2	2	0～200℃	185℃以下	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度（185℃）を監視可能。	S	区分Ⅰ 交流電源 区分Ⅱ 交流電源① S A用 直流電源	1
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0～200℃	185℃以下	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度（185℃）を監視可能。	S	区分Ⅰ 交流電源 区分Ⅱ 交流電源① S A用 直流電源	1
残留熱除去系								
④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ								
①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ								
⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ								
残留熱除去系熱交換器冷却水流量※1	サブレーション・プール水温度 (S A) ※1	2	0～1,500m <sup>3</sup> /h	0～1,218m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量（1,218m <sup>3</sup> /h）を監視可能。 移動式代替熱交換器設備の最大流量（600m <sup>3</sup> /h）を監視可能。	S	区分Ⅰ 交流電源 区分Ⅱ 交流電源②	1
		③格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ						

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器奪レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位（EL5610）。

※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用するため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S A用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱ無停電交流電源を電源とした計器である。

※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池(非常用)からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。



第3.15-11表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（14/18）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※12	可搬型計測器 個数
原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域）※2	3	0～4MPa [gage]	最大値： 1.0MPa [gage]	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系システムの最高使用圧力（1.0MPa [gage]）を監視可能。	S	区分Ⅰ 無停電 交流電源 区分Ⅱ 無停電 交流電源①	1
	原子炉水位（燃料域）※2							
	原子炉水位（S）※2							
	原子炉圧力（S）※2							
原子炉格納容器内の状態	原子炉圧力（S）※1	1	0～5MPa [gage]	最大値： 2.0MPa [gage]	低圧炉心スプレイ系の運転時における、低圧炉心スプレイ系システムの最高使用圧力（2.0MPa [gage]）を監視可能。	S	区分Ⅰ 無停電 交流電源	
	原子炉圧力（S）※2							
	原子炉圧力容器温度（S）※1							
⑬格納容器ハイパスの監視	ドライウエル温度（S）※2	3	0～4MPa [gage]	最大値： 1.0MPa [gage]	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系システムの最高使用圧力（1.0MPa [gage]）を監視可能。	S	区分Ⅰ 無停電 交流電源	1
	ドライウエル圧力（S）※2							
	サブプレッション・チェンバ圧力（S）※1							
原子炉建物内の状態	原子炉圧力※1	1	0～5MPa [gage]	最大値： 2.0MPa [gage]	低圧炉心スプレイ系の運転時における、低圧炉心スプレイ系システムの最高使用圧力（2.0MPa [gage]）を監視可能。	S	区分Ⅰ 無停電 交流電源	1
	原子炉圧力（S）※1							

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。

※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S A用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱ無停電交流電源を電源とした計器である。

※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池(非常用)からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第3.15-11表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (15/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 <sup>※12</sup>	可搬型計測器 個数
⑭ 水源の確保 (1/2)	低圧原子炉代替注水槽水位	1	0~1,500m <sup>3</sup> (0~12,542mm)	— <sup>※8</sup>	低圧原子炉代替注水槽の底部から上端 (0~1,495m <sup>3</sup> ) を監視可能である。	— (S s)	S A用 直流電源	1
	サブプレッション・プール水位 (S A) <sup>※2</sup>	「⑨原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ						
	高圧原子炉代替注水流量 <sup>※1</sup>	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ						
	代替注水流量 (常設) <sup>※1</sup>							
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 <sup>※1</sup>							
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量 <sup>※1</sup>							
	残留熱除去ポンプ出口流量 <sup>※1</sup>							
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量 <sup>※1</sup>							
	残留熱代替系原子炉注水流量 <sup>※1</sup>							
	重要代替監視パラメータ	※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ						

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。  
 ※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。  
 ※7：高部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
 ※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。  
 ※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。  
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。  
 ※12：所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S A用直流電源、区分Ⅱ 直流電源及び区分Ⅱ 無停電交流電源を電源とした計器である。  
 ※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池 (非常用) からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第3.15-11表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (16/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 <sup>※12</sup>	可搬型計測器 個数
④ 水源の確保 (2/2)	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 <sup>※1</sup>	1	0 ~ 10MPa [gage]	最大値： 9.02MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系の運転時に於ける、原子炉隔離時冷却系系統の最高使用圧力 (9.02MPa [gage]) を監視可能。	S	区分II 直流電源②	1
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 <sup>※1</sup>	1	0 ~ 12MPa [gage]	最大値： 8.93MPa [gage]	高圧炉心スプレイ系の運転時に於ける、高圧炉心スプレイ系系統の最高使用圧力 (8.93MPa [gage]) を監視可能。	S	区分III 直流電源	
	残留熱除去ポンプ出口圧力 <sup>※1</sup>							
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 <sup>※1</sup>							
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 <sup>※1</sup>	2	0 ~ 4 MPa [gage]	- <sup>※8</sup>	重大事故等時に於ける、低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用圧力 (3.92MPa [gage]) を監視可能。	- (S s)	S A用 直流電源	1
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力 <sup>※1</sup>	2	0 ~ 3 MPa [gage]	- <sup>※8</sup>	重大事故等時に於ける、残留熱代替除去ポンプの最高使用圧力 (2.5MPa [gage]) を監視可能。	- (S s)	S A用 直流電源	
	原子炉水位 (広帯域) <sup>※1</sup>							
	原子炉水位 (燃料域) <sup>※1</sup>							
	原子炉水位 (S A) <sup>※1</sup>							
						「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ		

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレシジョン・プールの通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S A用直流電源、区分II直流電源及び区分II無停電交流電源を電源とした計器である。

※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池(非常用)からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第3.15-11表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（17/18）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源 <sup>※12</sup>	可搬型計測器 個数
⑮ 原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	1 6	0～10vol% 0～20vol%	— <sup>※8</sup>	重大事故等時において、原子炉建物内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4 vol%）を把握する上で監視可能（なお、静的触媒式水素処理装置にて、原子炉建物内の水素濃度を可燃限界である4 vol%未満に低減する）。	—（S s）	SA用 交流電源②	—
	静的触媒式水素処理装置入口温度 <sup>※1</sup>	2	0～100℃	— <sup>※8</sup>	重大事故等時において、静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度を監視可能。	—（S s）	SA用 直流電源	1
	静的触媒式水素処理装置出口温度 <sup>※1</sup>	2	0～400℃	— <sup>※8</sup>	重大事故等時において、静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度を監視可能。	—（S s）	SA用 直流電源	1
	格納容器酸素濃度（B系） <sup>※2</sup>	1	0～5 vol% 0～25 vol%	4.3 vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.4 vol%）を監視可能。	S	区分Ⅱ 交流電源②	—
⑯ 原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度（SA） <sup>※2</sup>	1	0～25 vol%	4.3 vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.4 vol%）を監視可能。	—（S s）	SA用 交流電源③	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ （ドライウエル） <sup>※1</sup>							
	格納容器雰囲気放射線モニタ （サブプレッション・チェンバ） <sup>※1</sup>							
	ドライウエル圧力（SA） <sup>※1</sup>							
サブプレッション・チェンバ圧力（SA） <sup>※1</sup>								
「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ								
「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ								

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端（原子炉压力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。

※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱ無停電交流電源を電源とした計器である。

※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第3.15-11表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (18/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源※12	可搬型計測器 個数
⑰ 燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA) ※2	1	-4.30~7.30m※10 (EL31218~42818)	6,982mm※10 (EL42500)	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から底部付近までの範囲にわたり水位を監視可能。	- (S s)	SA用 交流電源②	-
	燃料プール水位・温度 (SA) ※2	1 ※11	-1,000~6,710mm※10 (EL34518~42228)	6,982mm※10 (EL42500)	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	C (S s)	区分Ⅱ 直流電源①	1
			0~150℃	最大値： 65℃	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プールの温度を監視可能。			
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ※2	1	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h	- ※8	- ※8	重大事故等時により変動する可能性がある放射線量の範囲 (10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>7</sup> mSv/h) にわたり監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源
10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>-4</sup> mSv/h			重大事故等時において燃料プールの状況を監視可能。					
燃料プール監視カメラ (SA) ※2	1	-	- ※8	- ※8	重大事故等時において燃料プールの状況を監視可能。	- (S s)	カメラ； SA用 直流電源 冷却設備； SA用 交流電源②	-

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレシジョン・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱ無停電交流電源を電源とした計器である。

※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池(非常用)からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（1/17）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 (SA)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 (SA) ② 原子炉圧力 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA) ③ 残留熱除去系熱交換器入口温度	① 原子炉压力容器温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉压力容器温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉压力容器内の温度を推定する。また、原子炉スクラム後、原子炉水位が燃料棒有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉压力容器温度を推定する。 ③ 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャーンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力の1チャーンネルが故障した場合は、他チャーンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度 (SA) により飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャーンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度 (SA) により飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャネル ②原子炉水位 (SA) ③高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量 (常設) ③低圧原子炉代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱代替除去系原子炉注水流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の I チャネルが故障した場合は, 他チャネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA) により推定する。 ③高圧原子炉代替注水流量, 代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱除去ポンプ出口流量, 低圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉压力容器内の水位を推定する。 ④原子炉压力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。推定は, 主要パラメータの他チャネルを優先する。
	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱代替除去系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①原子炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②高圧原子炉代替注水流量, 代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱除去ポンプ出口流量, 低圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉压力容器内の水位を推定する。 ③原子炉压力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。推定は, 原子炉压力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。



第3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉压力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①高圧原子炉代替注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧原子炉代替注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。
	代替注水流量 (常設)	①低圧原子炉代替注水槽水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。
	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA)	①低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化により注水量を推定する。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①高圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。
	残留熱除去ポンプ出口流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①低圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の水位変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	① 低圧原子炉代替注水槽水位	① 代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ② 注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブレッション・プールの圧力 (SA) より代替注水流量 (常設) を推定する。 ③ 注水先のドライウエル水位, サプレッション・プールの水位 (SA) 及びペデスタル水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。
		② ドライウエル圧力 (SA)	
		② サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	
	格納容器代替スプレイ流量	① ドライウエル圧力 (SA)	① 格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブレッション・チェンバ圧力 (SA) より格納容器代替スプレイ流量を推定する。 ① 注水先のドライウエル水位, サプレッション・プールの水位 (SA) 及びペデスタル水位の変化により注水量を推定する。
		① サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	
ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	① サプレッション・プールの水位 (SA)	① ペデスタル代替注水流量, ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、注水先のペデスタル水位及びドライウエル水位の変化により注水量を推定する。	
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	① 残留熱代替除去系原子炉注水流量 ① 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	① 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。	

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：「[ ]」は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（6/17）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ペダスタル温度 (SA)	①ドライウエル温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ペダスタル温度 (SA) により推定する。
		③ドライウエル圧力 (SA) ④サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。 ④サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にドライウエル温度 (SA) を推定する。
		①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル温度 (SA)	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③ドライウエル圧力 (SA) ④サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①ペダスタル温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ペダスタル温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ドライウエル温度 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりペダスタル温度 (SA) を推定する。 ④サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にペダスタル温度 (SA) を推定する。
	ペダスタル水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プール水温度 (SA)	①サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水温度 (SA) によりサブプレッション・チェンバ温度 (SA) を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) によりサブプレッション・チェンバ温度 (SA) を推定する。
		③サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		①サブプレッション・プール水温度 (SA) ②サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	①サブプレッション・プール水温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・プール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッション・プール水温度 (SA) を推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（7/17）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①ドライウエル圧力 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA) , ペダスタル温度 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) を推定する。
		③ドライウエル温度 (SA) ③ペダスタル温度 (SA)	
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA) ③サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	①サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
	ドライウエル水位	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ②ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ③低圧原子炉代替注水槽水位	①原子炉格納容器下部注水の停止判断に用いるドライウエル水位計の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水位 (SA) により推定する。 ②ドライウエル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、ドライウエル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ドライウエル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。推定は、サブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)	①代替注水流量 (常設) ①低圧原子炉代替注水流量 ①低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ①格納容器代替スプレイ流量 ①ペデスタル代替注水流量 ①ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水槽水位 ③ [サブプレッション・プール水位] ※2	①サブプレッション・プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、サブプレッション・プール水位 (SA) を推定する。 ②水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、サブプレッション・プール水位 (SA) を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。推定は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) を優先する。
	ペデスタル水位	①主要パラメータの他チャンネル  ②代替注水流量 (常設) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水槽水位	①ペデスタル水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ペデスタル水位の監視が不可能になった場合は、代替注水流量 (常設)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量により、ペデスタル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ペデスタル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状況を把握することが可能な計器) を示す。

第3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（9/17）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器水素濃度（B系）	①格納容器水素濃度（SA） ② [格納容器水素濃度（A系）] ※2	①格納容器水素濃度（B系）の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度（SA）により推定する。 ②監視可能であれば格納容器水素濃度（A系）（常用計器）により、水素濃度を推定する。
	格納容器水素濃度（SA）	①格納容器水素濃度（B系） ② [格納容器水素濃度（A系）] ※2	①格納容器水素濃度（SA）の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度（B系）により推定する。 ②監視可能であれば格納容器水素濃度（A系）（常用計器）により、水素濃度を推定する。
原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ド ライウエル）	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] ※2	①格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）のIチャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ（サ プレッション・チェンバ）	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] ※2	①格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）のIチャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	中性子源領域計装	①主要パラメータの他チャンネル	①中性子源領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②中性子源領域計装の監視が不可能になった場合は、中間領域計装、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②中間領域計装	
		③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	
	中間領域計装	①主要パラメータの他チャンネル	①中間領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②中間領域計装の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②中性子源領域計装	
		③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル	①平均出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装、中間領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②中性子源領域計装	
		③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	
		[制御棒手動操作・監視系] ※2	①中性子源領域計装 ②中間領域計装 ③平均出力領域計装

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
残留熱代替除去系 最終ヒートシンクの確保	サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA)	①サブプレッジョン・プール水温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッジョン・プール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッジョン・プール水温度 (SA) を推定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価からサブプレッジョン・プール水温度 (SA) により推定する。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ③残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ④原子炉圧力容器温度 (SA)	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 ③残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて、残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 ④原子炉圧力容器温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。
		②サブプレッジョン・プール水温度 (SA) ②ドライウェル温度 (SA) ②サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA)	②残留熱代替除去系による冷却において、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・プール水温度 (SA)、ドライウェル温度 (SA)、サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
			推定は、残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去ポンプ出口圧力を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。



第3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
格納容器 フィルタ ベント系  最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	スクラバ容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力 (SA) ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①スクラバ容器圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②スクラバ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の傾向監視により格納容器フィルタベント系の健全性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①スクラバ容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	スクラバ容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	第1ベントフィルタタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①主要パラメータの他チャンネル	①第1ベントフィルタタ出口放射線モニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	第1ベントフィルタタ出口水素濃度	①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度 (B系) ②格納容器水素濃度 (SA)	①第1ベントフィルタタ出口水素濃度が故障した場合は、予備の第1ベントフィルタタ出口水素濃度により推定する。 ②第1ベントフィルタタ出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器水素濃度 (SA) により推定する。 推定は、主要パラメータの予備を優先する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 (SA) ①サブプレッション・プール水温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度 (SA)、サブプレッション・プール水温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去ポンプ出口流量	①残留熱除去ポンプ出口圧力	推定は、残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。 ①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去ポンプ出口圧力から残留熱除去ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法		
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チヤンネル ②原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の I チヤンネルが故障した場合は, 他チヤンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA) により推定する。		
		原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。		
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チヤンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	①主要パラメータの他チヤンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力の I チヤンネルが故障した場合は, 他チヤンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度 (SA) より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。	
		原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度 (SA) より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。	
		ドライウエル温度 (SA)	②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度 (SA)	②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度 (SA)	①ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 他チヤンネルにより推定する。 ②ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は, 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。
			②ドライウエル圧力 (SA)	②ドライウエル圧力 (SA)	推定は, 主要パラメータの他チヤンネルを優先する。
			①主要パラメータの他チヤンネル ②サブプレッション・チエンバ圧力 (SA) ③ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チヤンネル ②サブプレッション・チエンバ圧力 (SA) ③ドライウエル温度 (SA)	①ドライウエル圧力 (SA) の I チヤンネルが故障した場合は, 他チヤンネルにより推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, サプレッション・チエンバ圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) を推定する。
	原子炉格納容器内の状態			推定は, 主要パラメータの他チヤンネルを優先する。	

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉建物内の状態 格納容器パイプスの監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)	①残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器パイプスの発生を推定する。 ②残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器パイプスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。
		② [エリア放射線モニタ] ※2	
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)	①低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器パイプスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器パイプスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。
		② [エリア放射線モニタ] ※2	

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
	低圧原子炉代替注水槽水位	①代替注水流量 (常設) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②サブレーション・プールの水位 (SA) ②低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	①低圧原子炉代替注水槽水位の監視が不可能となった場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とする代替注水流量 (常設) から低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位又はサブレーション・プール水位 (SA) の水位変化により低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力から低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定する。
水源の確保	サブレーション・プール水位 (SA)	①高圧原子炉代替注水流量 ①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ③ [サブレーション・プール水位] ※2	推定は、低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプの代替注水流量 (常設) を優先する。 ①サブレーション・プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブレーション・プールの水位容量曲線を用いて、原子炉圧力容器へ注水する高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブレーション・プールを水源とする原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱除去ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替除去ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイ・ポンプ、残留熱除去ポンプ出口圧力から原子炉隔離時冷却ポンプ、高圧炉心スプレイ・ポンプ、残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレイ・ポンプ、残留熱代替除去ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プールの水位 (SA) が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサブレーション・プールの水位 (常用計器) により、水位を推定する。推定は、サブレーション・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (16/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉建物内 の 水素濃度	原子炉建物水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素処理装置入口温度 ② 静的触媒式水素処理装置出口温度	①原子炉建物水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建物水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の温度差により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器酸素濃度 (B系)	①格納容器酸素濃度 (SA) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッショントーション・チェンバ) ②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッショントーション・チェンバ圧力 (SA) ③ [格納容器酸素濃度 (A系)] ※2	①格納容器酸素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (SA) により推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッショントーション・チェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (B系) を推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッショントーション・チェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ③監視可能であれば格納容器酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。
原子炉格納容器内 の 酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA)	①格納容器酸素濃度 (B系) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッショントーション・チェンバ) ②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッショントーション・チェンバ圧力 (SA) ③ [格納容器酸素濃度 (A系)] ※2	①格納容器酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (B系) により推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッショントーション・チェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (SA) を推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッショントーション・チェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ③監視可能であれば格納容器酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

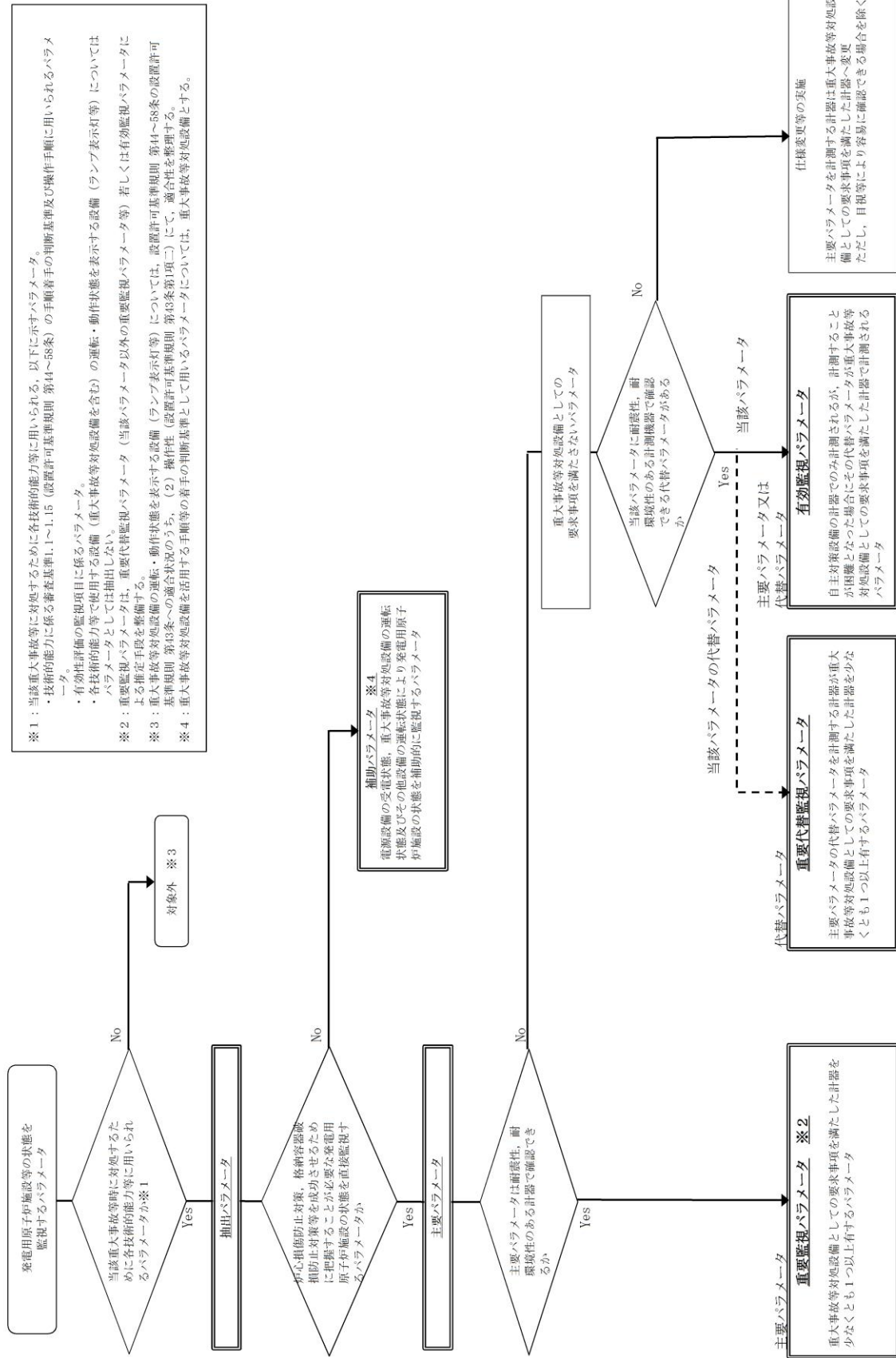
※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (17/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位・温度 (SA) により燃料プール水位を推定する。 ②燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) により燃料プール水位を推定する。 ③燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プール水位・温度 (SA) を優先する。
	燃料プール水位・温度 (SA)	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA) により水位・温度を推定する。 ②燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) にて燃料プールの状態を判断した後、燃料プールの水位を推定する。 ③燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プール水位 (SA) を優先する。
	燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位・温度 (SA) にて水位を計測した後、水位と放射線率の関係により放射線量を推定する。 ②燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プール水位 (SA) , 燃料プール水位・温度 (SA) を優先する。
	燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ①燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	①燃料プールの監視カメラ (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA) , 燃料プール水位・温度 (SA) , 燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) にて、燃料プールの状態を推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

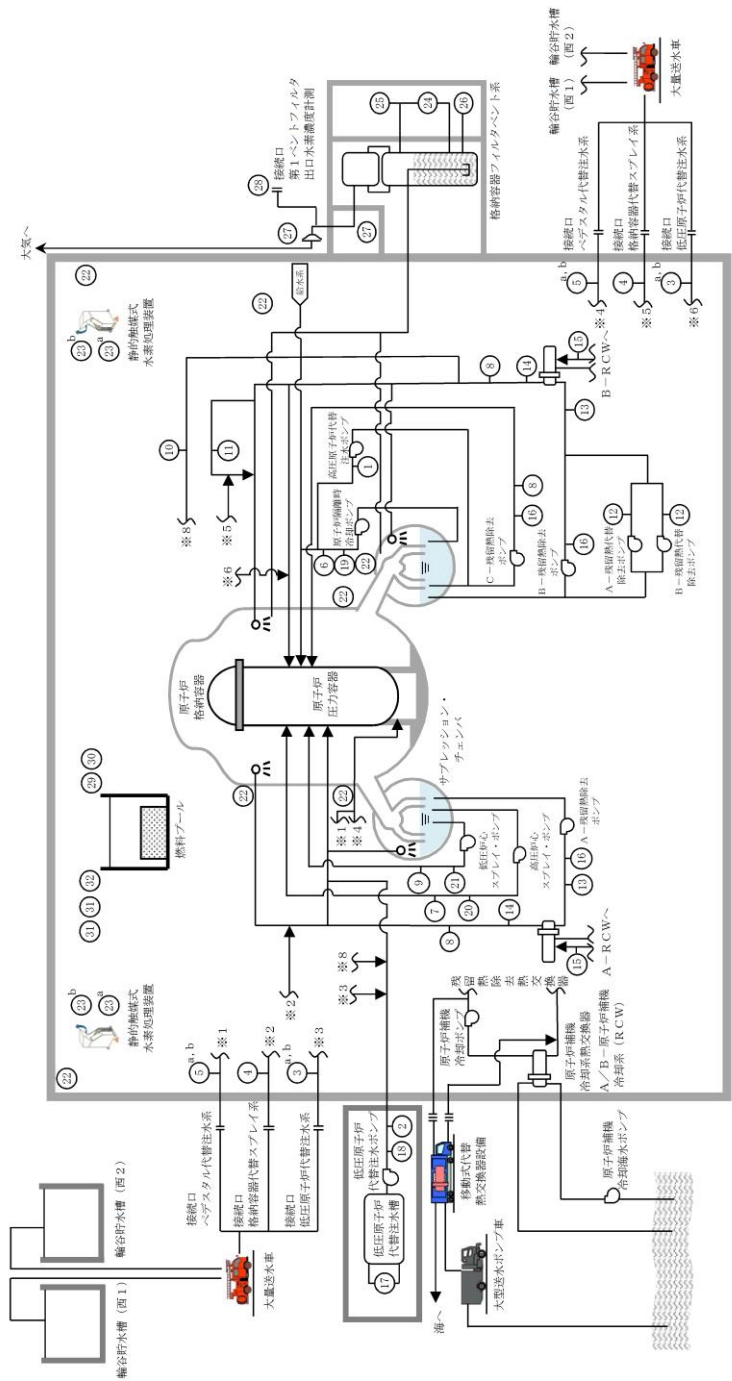
※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。



第3.15-2 図 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー

電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則  
第57条に対する設計方針に示す章）」

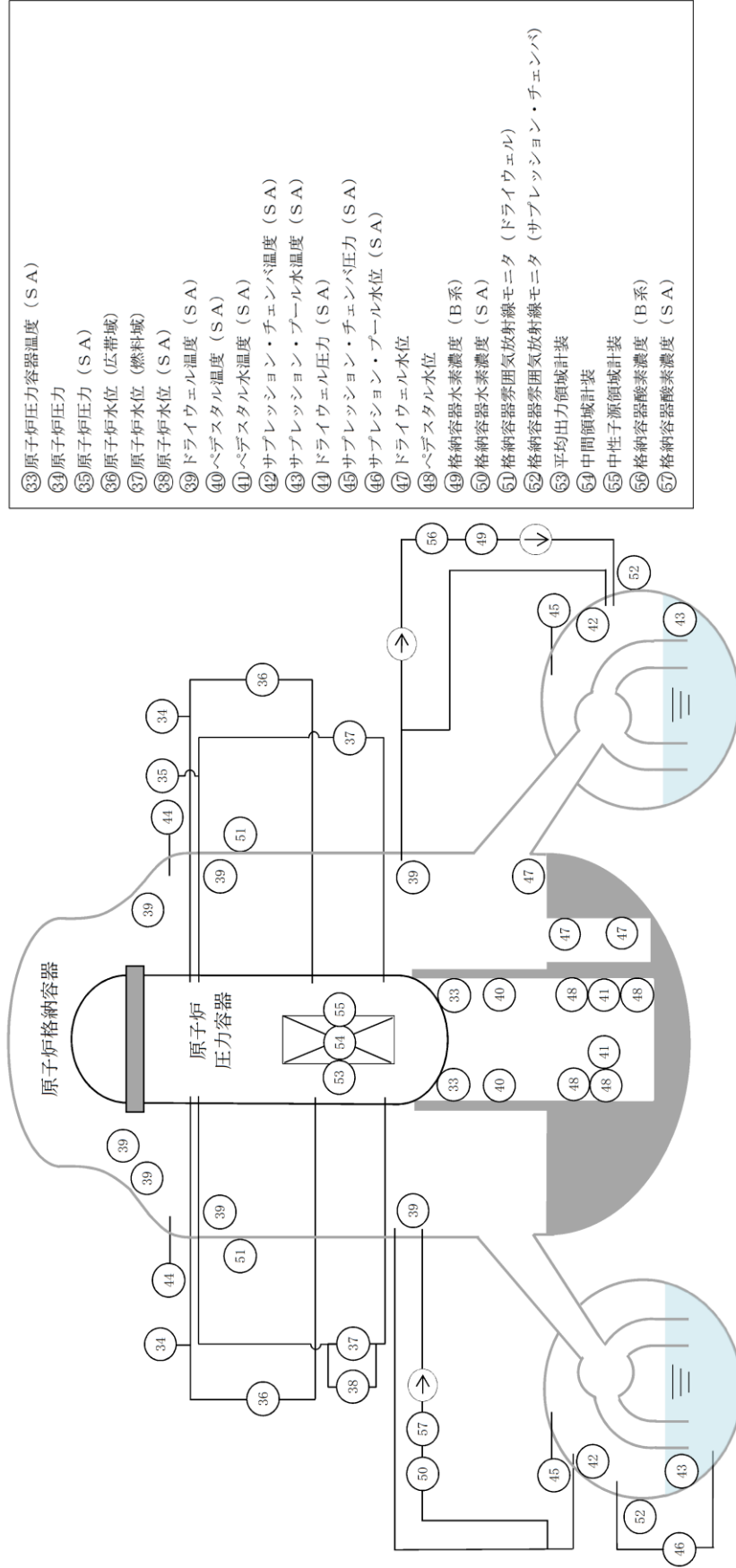
- ① 高圧原子炉代替注水流量
- ② 代替注水流量（常設）
- ③ a 低圧原子炉代替注水流量
- ③ b 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）
- ④ 格納容器代替注水流量
- ⑤ a ベンデスタル代替注水流量
- ⑤ b ベンデスタル代替注水流量（狭帯域用）
- ⑥ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- ⑦ 高圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ⑧ 残留熱除去ポンプ出口流量
- ⑨ 低圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ⑩ 残留熱代替注水流量
- ⑪ 残留熱代替注水流量
- ⑫ 残留熱代替注水流量
- ⑬ 残留熱代替注水流量
- ⑭ 残留熱代替注水流量
- ⑮ 残留熱代替注水流量
- ⑯ 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
- ⑰ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ⑱ 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ⑲ 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ⑳ 原子炉建物水素濃度
- ㉑ 残留熱代替注水流量
- ㉒ 残留熱代替注水流量
- ㉓ 残留熱代替注水流量
- ㉔ 残留熱代替注水流量
- ㉕ 残留熱代替注水流量
- ㉖ 残留熱代替注水流量
- ㉗ 残留熱代替注水流量
- ㉘ 残留熱代替注水流量
- ㉙ 残留熱代替注水流量
- ㉚ 残留熱代替注水流量
- ㉛ 残留熱代替注水流量
- ㉜ 残留熱代替注水流量
- ㉝ 残留熱代替注水流量
- ㉞ 残留熱代替注水流量
- ㉟ 残留熱代替注水流量
- ㊱ 残留熱代替注水流量
- ㊲ 残留熱代替注水流量
- ㊳ 残留熱代替注水流量
- ㊴ 残留熱代替注水流量
- ㊵ 残留熱代替注水流量
- ㊶ 残留熱代替注水流量
- ㊷ 残留熱代替注水流量
- ㊸ 残留熱代替注水流量
- ㊹ 残留熱代替注水流量
- ㊺ 残留熱代替注水流量
- ㊻ 残留熱代替注水流量
- ㊼ 残留熱代替注水流量
- ㊽ 残留熱代替注水流量
- ㊾ 残留熱代替注水流量
- ㊿ 残留熱代替注水流量



第3.15-3 図 主要設備 概略系統図 (1/3)

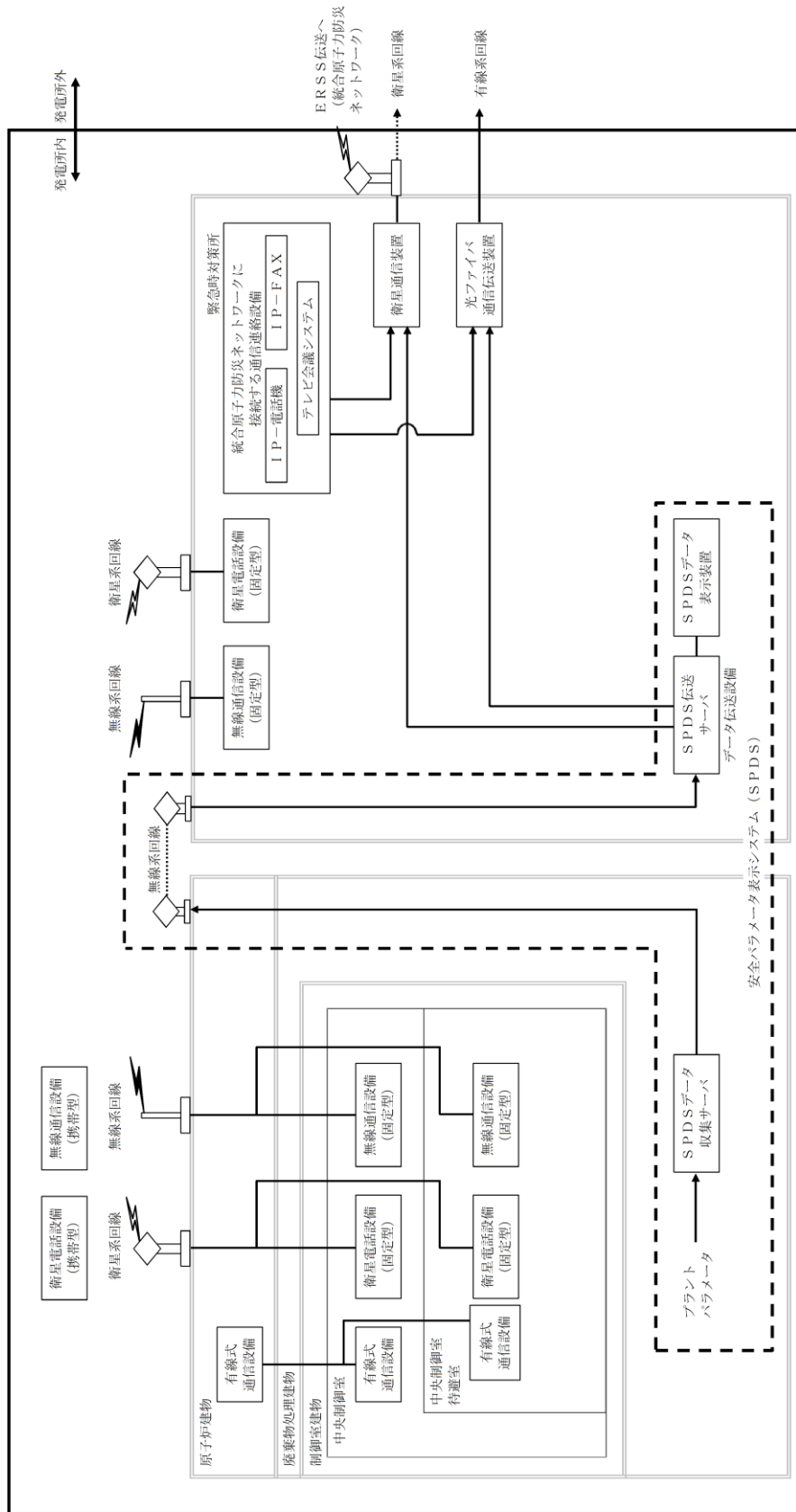


電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則  
第57条に対する設計方針に示す章）」



第 3.15-4 図 主要設備 概略系統図 (2/3)

電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針に示す章）」



第 3.15-5 図 主要設備 概略系統図 (3/3)

### 3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備【59条】

#### 【設置許可基準規則】

(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)

第五十九条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第59条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第49条、第50条、第51条又は第52条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。
- 2 第59条に規定する「運転員が第26条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
  - a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。
  - b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。
    - ① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉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（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。
    - ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
    - ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
    - ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。
  - c) 原子炉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、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。
  - d) 上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏れ出した空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWRの場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWRの場合）を設置すること。

e) BWRにあつては、上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。

### 3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

#### 3.16.1 設置許可基準規則第59条への適合方針

原子炉制御室（以下「中央制御室」という。）には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室及び中央制御室待避室の照明を確保するための設備、居住性を確保するための設備、運転員の被ばくを低減するための設備及び汚染の持込みを防止する設備を設置及び保管する。

##### (1) 照明を確保するための設備（設置許可基準規則解釈の第2項a））

重大事故等時において、中央制御室の照明がすべて消灯した場合にLEDライト（三脚タイプ）により中央制御室での監視又は操作に必要な照度を確保できる設計とするとともに、中央制御室待避室の照明を確保するための資機材として、LEDライト（ランタンタイプ）を配備する。また、LEDライト（三脚タイプ）は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

##### (2) 居住性を確保するための設備（設置許可基準規則解釈の第2項a）、b））

###### (i) 遮蔽及び換気設備

中央制御室は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室バウンダリを、中央制御室換気系の中央制御室排気内側隔離弁及び中央制御室排気外側隔離弁を閉、中央制御室給気内側隔離弁、中央制御室給気外側隔離弁及び中央制御室外気取入調節弁を開とすることにより、粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタを内蔵した非常用チャコール・フィルタ・ユニットを介してチャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び再循環用ファンにより外気を取入れながら正圧化することで、粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタを介さない中央制御室への外気の流入を遮断可能な設計とする。また、炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を使用する際のプルームを取込むことによる運転員の被ばくを低減するため、中央制御室換気系は、中央制御室外気取入調節弁を閉とすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離することができる設計とする。

さらに、炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を使用する際のプルームの影響による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室バウンダリ内に中央制御室待避室を設ける設計とする。中央制御室待避室は、中央制御室待避室遮蔽に囲まれた気密空間を、気密扉を閉操作することにより中央制御室バウンダリから遮断し、中央制御室待避室正圧化装置により正圧化することで、外気の流入を一定時間完全に遮断可能な設計とする。

(ii) 中央制御室差圧計，待避室差圧計，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

中央制御室には中央制御室差圧計を設置することで，中央制御室換気系により中央制御室バウンダリを正圧化できていることを把握可能な設計とする。また，中央制御室待避室には待避室差圧計を設置することで，中央制御室待避室正圧化装置により中央制御室待避室遮蔽に囲まれた気密空間を正圧化できていることを把握可能な設計とする。また，中央制御室及び中央制御室待避室には，可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備することで，中央制御室及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握可能な設計とする。

(iii) 無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）及びプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）

中央制御室は，重大事故等時において，発電所内の通信連絡が必要な場所との通信連絡を行うための設備として無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）を設置する設計とする。また，無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）は，中央制御室待避室においても使用できる設計とする。

中央制御室待避室には，炉心の著しい損傷が発生した場合において，中央制御室待避室に待避した場合においても，プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を設置することで，継続的にプラントの監視を行うことが可能な設計とし，必要に応じ中央制御室制御盤でのプラント操作を行うことができる設計とする。

上記の中央制御室及び中央制御室待避室の居住性機能として，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ナリオにおいても運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。また，運転員の交替を見込み，その実施のための交替要員の体制整備，及び交替時のマスク着用の手順整備を行い，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ナリオにおいても運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。中央制御室換気系は，外部との遮断が長期にわたり，室内の環境条件が悪化した場合には，外気を非常用チャコール・フィルタ・ユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。なお，中央制御室換気系，無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）及びプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

(3) 運転員の被ばくを低減するための設備（設置許可基準規則解釈の第2項 d), e))

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器から原子炉建物内に放射性物質を含む気体が漏えいした場合において運転員の被ばくを低減するため、原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持するとともに、排気筒に沿わせて設ける排気管を通して原子炉建物外に排気する重大事故等対処設備として非常用ガス処理系を設置する設計とする。なお、非常用ガス処理系を用いることで、緊急時対策要員及び自衛消防隊の現場作業における被ばくを低減することも可能である。

非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排気ファン、電源設備、計測制御装置、流路である前置ガス処理装置、後置ガス処理装置、非常用ガス処理系配管及び弁並びに非常用ガス処理系排気管から構成される設計とする。非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排気ファンにより原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持し、前置ガス処理装置、後置ガス処理装置及び非常用ガス処理系排気管を通して排気することで、運転員の被ばくを低減することができる設計とする。なお、非常用ガス処理系を用いる際は、前置ガス処理装置及び後置ガス処理装置のよう素用チャコール・フィルタ及び粒子用高効率フィルタを通すため、放射性物質除去能力が期待できるが、被ばく評価にあたっては保守的に前置ガス処理装置及び後置ガス処理装置の放射性物質の除去能力には期待しないこととし、前置ガス処理装置及び後置ガス処理装置は、流路としてのみ扱うものとする。

原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建物に設置する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室の居住性確保のために原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリを形成する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止可能な設計とする。なお、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室から遠隔操作又は現場において人力による操作が可能な設計とする。

非常用ガス処理系は、非常用交流電源設備に加えて常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。なお、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルについては、3.24項に詳細を示す。

(4) 汚染の持ち込みを防止するための設備（設置許可基準規則解釈の第2項c))

炉心の著しい損傷等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設けるために必要な資機材を配備する設計とする。

身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設けることができるよう、必要な資機材を配備する。また、照明については、資機材としてチェンジングエリア用照明を配備する。

なお、チェンジングエリア用資機材については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」の「1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等【解釈】1a)」を満足するための資機材（放射線防護措置）として位置付ける。

また、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ための自主対策設備として、以下を整備する。

(5) 非常用照明（自主対策設備）

非常用照明は、運転員が中央制御室にとどまり監視操作を行うことができるため、必要な照度を確保する設計とする。非常用照明は、耐震性は確保されていないが、全交流動力電源喪失時に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能であるため、照明を確保する手段として有効である。



### 3.16.2 重大事故等対処設備

#### 3.16.2.1 中央制御室の照明を確保するための設備

##### 3.16.2.1.1 設備概要

重大事故等が発生した場合において、LEDライト（三脚タイプ）は、運転員が中央制御室にとどまり監視操作に必要な照度を確保することを目的として設置するものである。

LEDライト（三脚タイプ）は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、LEDライト（三脚タイプ）は、満充電から連続4.5時間無充電で点灯する蓄電池を内蔵し、全交流動力電源喪失発生から常設代替交流電源設備による給電が開始されるまでの間（事故発生後約70分以内）、中央制御室の照明が消灯した場合に照明を確保可能な設計とする。

中央制御室待避室の照明を確保するための資機材として、LEDライト（ランタンタイプ）を配備する。照明を確保するための設備に関する重大事故等対処設備一覧を表3.16-1に示す。

表 3.16-1 照明を確保するための設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	LEDライト（三脚タイプ）【可搬】
附属設備	—
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	—
流路	—
注水先	—
電源設備※ <sup>1</sup> （燃料補給設備を含む）	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】

	メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】
計装設備	—

※1：単線結線図を補足説明資料 59-2 に示す。

なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.16.2.1.2 主要設備の仕様

#### (1) LEDライト（三脚タイプ）

種類：蓄電池内蔵型照明

個数：2（予備1）

使用場所：制御室建物4階

保管場所：制御室建物4階

(59-3, 59-7)

### 3.16.2.1.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

#### 3.16.2.1.3.1 設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

LEDライト（三脚タイプ）は、制御室建物内に保管される設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における制御室建物内の環境条件及び荷重条件を考慮し、以下の表 3.16-2 に示す設計とする。

(59-3, 59-7)

表 3.16-2 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度、圧力、湿度、放射線	制御室建物で想定される温度、圧力、湿度及び放射線強度に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による	屋外に設置するものではないため、天候による影響は

影響	受けない。
海水を通水する 系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し治具や輪止め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	制御室建物内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

LEDライト（三脚タイプ）は、全交流動力電源喪失発生時、付属のスイッチを操作することで内蔵している蓄電池により点灯する設計とする。LEDライト（三脚タイプ）は、人力による持ち運びができる設計とする。

また、LEDライト（三脚タイプ）は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電開始後は、コンセントにより非常用所内電気設備と接続することで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による点灯に切り替えることを可能とし、確実に操作が可能な設計とする。

LEDライト（三脚タイプ）の操作場所である中央制御室には、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。

表 3.16-3 に操作対象機器を示す。

(59-3, 59-7)

表 3.16-3 操作対象機器

機器名称	操作内容	操作場所	操作方法
LEDライト (三脚タイプ)	消灯⇒点灯	制御室建物 4 階 中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

LEDライト（三脚タイプ）は、表 3.16-4 に示すよう発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。また、機能・性能試験として内蔵している蓄電池の電圧確認及び照明の点灯確認が可能な設計とする。

外観検査として目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて外観確認が可能な設計とする。

(59-5)

表 3.16-4 LEDライト（三脚タイプ）の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	蓄電池電圧の確認 点灯確認
	外観検査	外観の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

LEDライト（三脚タイプ）は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

(59-5)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

LEDライト（三脚タイプ）は、通常時、内蔵している蓄電池を充電して保管し、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、非常用電源設備、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備と接続中にLEDライト（三脚タイプ）内部で不具合が発生した場合に非常用電源設備、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備に悪影響を与えないよう遮断器を設置する設計とする。

LEDライト（三脚タイプ）は、制御室建物内にて三脚を開いて設置することにより容易に転倒しない設計とする。

(59-2, 59-5)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

LEDライト（三脚タイプ）は、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である制御室建物4階の中央制御室内に設置し、設置場所で操作可能な設計とする。

操作対象機器設置場所を表3.16-5に示す。

(59-3)

表 3.16-5 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
LEDライト (三脚タイプ)	制御室建物4階 中央制御室	制御室建物4階 中央制御室

3.16.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合状況

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

LEDライト（三脚タイプ）は、重大事故等時に中央制御室での監視操作及び重大事故等時の対処のための制御盤等の操作に必要な照度を有するものを中央制御室の制御盤エリアに2台設置する設計とする。また、これに加えて予備1台を有する設計とする。

LEDライト(三脚タイプ)の照度は各設置場所にて照度を確認し、監視操作が可能な設計とする。

(59-10)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

LEDライト（三脚タイプ）は、常設代替交流電源設備又は可搬型

代替交流電源設備から給電された非常用所内電気設備と，一般的なコンセントプラグにより確実に接続できる設計とする。

(59-2, 59-5)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

LEDライト（三脚タイプ）は，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建物の外から水又は電力を供給するものに限る。）ではないことから対象外である。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

LEDライト（三脚タイプ）は，線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所である制御室建物 4 階に設置し，想定される重大事故等が発生した場合においても使用が可能な設計とする。

(59-3)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

LEDライト(三脚タイプ)は, 風(台風), 竜巻, 凍結, 降水, 積雪, 落雷, 地滑り・土石流, 火山の影響, 生物学的事象, 火災・爆発(森林火災, 近隣工場等の火災・爆発, 航空機落下火災等), 有毒ガス, 船舶の衝突及び電磁的障害に対して, 外部からの衝撃による損傷の防止が図られた制御室建物4階に保管する設計とする。

(59-7)

(6) アクセスルートの確保(設置許可基準規則第43条第3項六)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

LEDライト(三脚タイプ)は, 自然現象として考慮する津波, 風(台風), 竜巻, 凍結, 積雪, 降水, 落雷, 地滑り・土石流, 火山の影響, 生物学的事象による影響, 外部人為事象として考慮する火災・爆発(森林火災, 近隣工場等の火災・爆発, 航空機落下火災等), 有毒ガス, 船舶の衝突及び電磁的障害に対して, 外部からの衝撃による損傷の防止が図られた制御室建物内に保管する設計とすることで, 重大事故等時においてアクセスのための必要な通路を確保可能な設計とする。

(59-8)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性(設置許可基準規則第43条第3項七)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

LEDライト(三脚タイプ)は, 遮断器を設けることで, 設計基準



事故対処施設である非常用照明と電气的分離を図り，同時に機能が損なわれることのない設計とする。また，予備を分散して配置することにより位置的分散を図る設計とする。

(59-2, 59-3)

### 3.16.2.2 居住性を確保するための設備

#### 3.16.2.2.1 設備概要

居住性を確保するための設備は、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、居住性を確保するための設備を設置又は保管することで、運転員が中央制御室及び中央制御室待避室にとどまることができる設計とする。

本設備は、「中央制御室遮蔽」、「中央制御室換気系」、「中央制御室待避室遮蔽」、「中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）」、「中央制御室差圧計」、「待避室差圧計」、「酸素濃度計」、「二酸化炭素濃度計」、「無線通信設備（固定型）」、「衛星電話設備（固定型）」及び「プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）」等から構成し、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を超えない設計とする。

居住性を確保するための設備の重大事故等対処設備一覧を表3.16-6に、遮蔽及び換気設備の系統概略図を図3.16-1に、無線通信設備（固定型）、衛星電話設備（固定型）及びプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）の系統概略図を図3.16-2に示す。

##### (1) 遮蔽及び換気設備

中央制御室遮蔽は、制御室建物と一体のコンクリート構造を有しており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室内にとどまる運転員の被ばく線量を低減するために必要な遮蔽厚さを有する設計とする。

中央制御室換気系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、非常用チャコール・フィルタ・ユニットにより浄化した外気を、中央制御室バウンダリ内に給気することにより中央制御室バウンダリを正圧化し、フィルタを介さない外気の中央制御室バウンダリ内への流入を防止可能とするとともに、炉心の著しい損傷発生後の格納容器フィルタベント系を使用する際のプルームが通過している期間には、中央制御室外気取入調節弁を閉止することにより外気との連絡口を遮断し、非常用チャコール・フィルタ・ユニットを通した閉回路循環方式とし、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。また、本設備は常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による給電が可能な設計とする。

中央制御室換気系ダクトは、制御室建物及び廃棄物処理建物の躯体壁とともに中央制御室バウンダリを形成しており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室内にとどまる運転員の被ばく線量を低減するために必要な気密性を有する設計とする。

さらに、炉心の著しい損傷後に格納容器フィルタベント系を使用する際のプルーム通過による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設置する設計とする。中央制御室待避室は、中央制御室待避室遮蔽に囲まれた気密性を有する空間を、中央制御室待避室

正圧化装置（空気ポンペ）により正圧化可能な設計とする。

中央制御室待避室は，中央制御室待避室遮蔽により必要な遮蔽厚さを確保する設計とする。

中央制御室待避室正圧化装置は，中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）及び中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁）から構成され，中央制御室待避室を，中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）の空気により正圧化することで外気の流入を一定時間完全に遮断することが可能な設計とする。

(2) 中央制御室差圧計，待避室差圧計，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

中央制御室差圧計は，炉心の著しい損傷が発生した場合において中央制御室換気系による正圧化を実施する場合に外気と中央制御室との間の差圧を把握可能な設計とする。

待避室差圧計は，炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器フィルタベント系を使用する際，中央制御室待避室内を中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）により正圧化し，外気の流入を一定時間完全に遮断する場合に中央制御室と中央制御室待避室との間の差圧を把握可能な設計とする。

また，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は炉心の著しい損傷が発生した場合において，中央制御室換気系を系統隔離運転又は加圧運転とする場合，中央制御室室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握可能な設計とする。また，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，格納容器フィルタベント系を使用する際，正圧化装置により外気の流入を一定時間完全に遮断する場合，中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握可能な設計とする。

(3) 無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）及びプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）

中央制御室は，重大事故等時において，発電所内の通信連絡が必要な場所との通信連絡を行うための設備として無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）を設置する設計とする。

中央制御室待避室は，無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）を設置することで，炉心の著しい損傷が発生した場合に中央制御室待避室に待避した場合においても，発電所内の緊急時対策所及び屋外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことが可能な設計とする。また，プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を設置することで，中央制御室待避室の外に出ることなく継続的にプラントの監視を行うことが可能な設計とする。なお，無線通信設備（固定型），

衛星電話設備（固定型）及びプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

表 3.16-6 居住性を確保するための設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	中央制御室遮蔽【常設】 中央制御室待避室遮蔽【常設】 再循環用ファン【常設】 チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン【常設】 非常用チャコール・フィルタ・ユニット【常設】 中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）【可搬型】 無線通信設備（固定型）【常設】 衛星電話設備（固定型）【常設】 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）【可搬型】 中央制御室差圧計【常設】 待避室差圧計【常設】 酸素濃度計【可搬型】 二酸化炭素濃度計【可搬型】
附属設備	—
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	—
流路（伝送路）	中央制御室換気系ダクト【常設】 中央制御室換気系弁（中央制御室外気取入調節弁，中央制御室給気外側隔離弁，中央制御室給気内側隔離弁，中央制御室非常用再循環装置入口隔離弁）【常設】 中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁）【常設】 無線通信設備（固定型）（屋外アンテナ）【常設】 衛星電話設備（固定型）（屋外アンテナ）【常設】
注水先	—
電源設備 <sup>※1</sup>	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】

	非常用高圧母線D系【常設】
計装設備	—

※1：単線結線図を補足説明資料 59-2 に示す。

なお、電源設備の適合性については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」にて示す。

また、無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の適合性については「3.19 通信連絡を行うために必要な設備（設置許可基準規則第 62 条に対する設計方針を示す章）」にて示す。

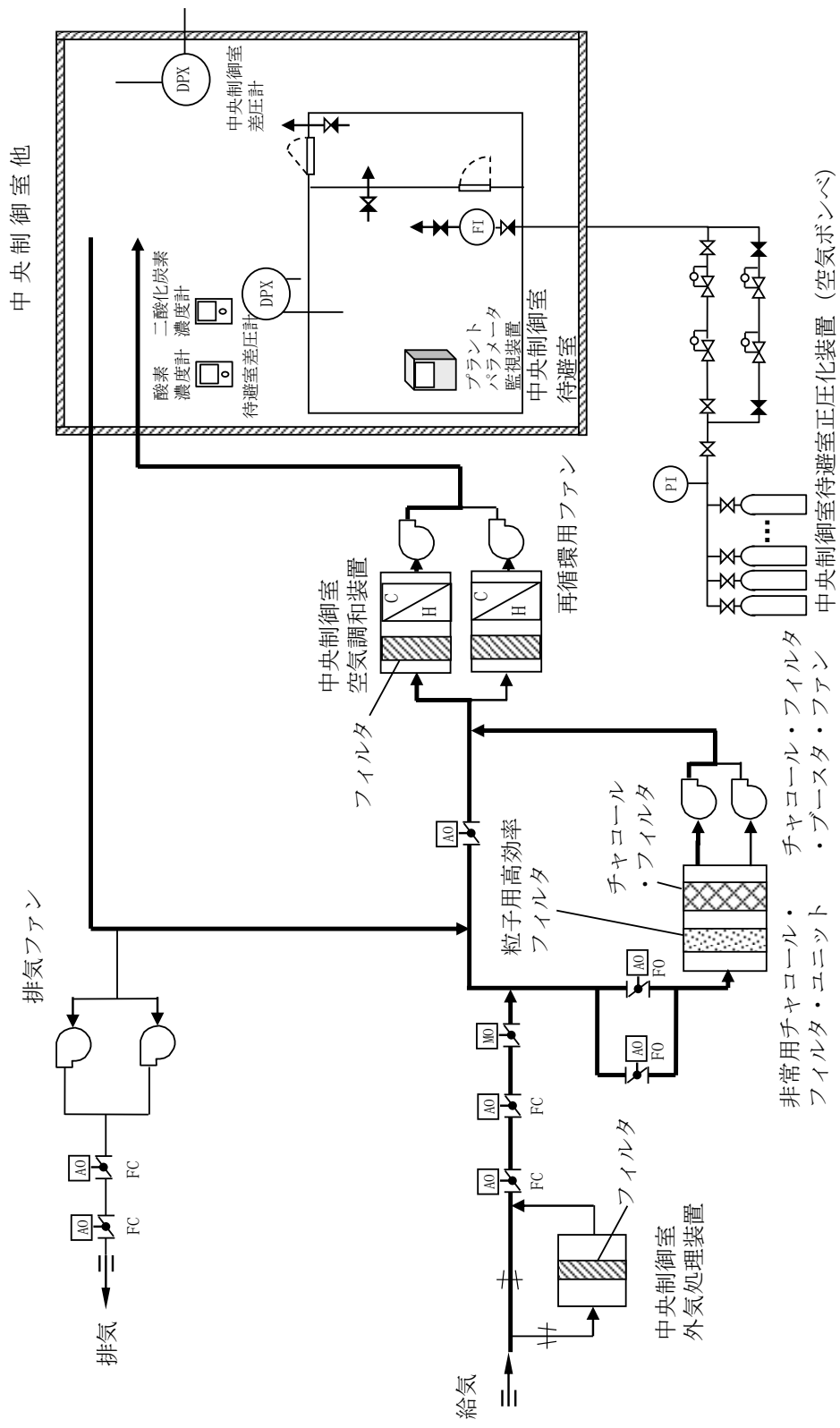


図 3.16-1 遮蔽及び換気設備 系統概要図

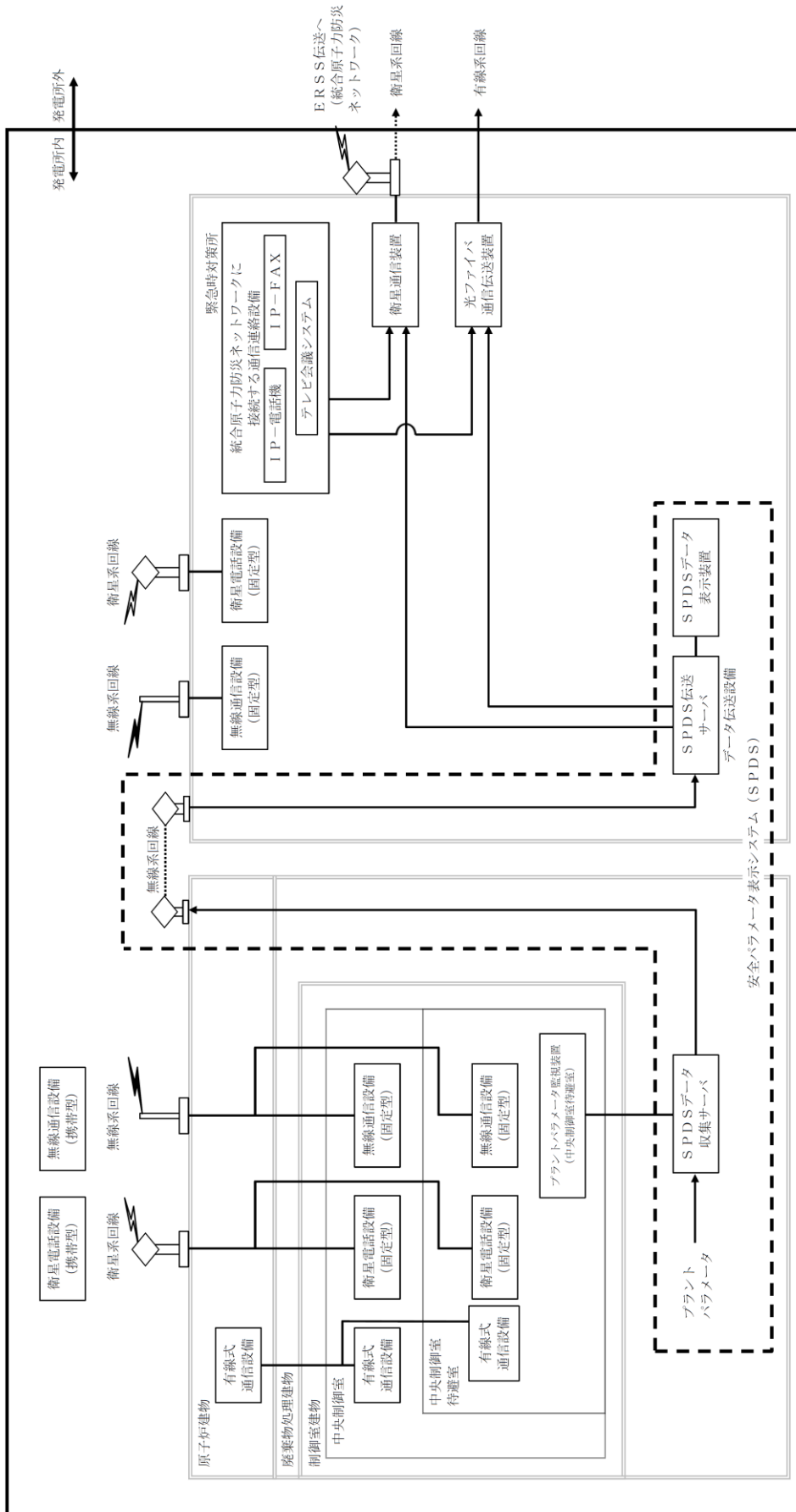


図 3.16-2 無線通信設備（固定型）、衛星電話設備（固定型）及び  
 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室） 系統概要図



### 3.16.2.2.2 主要設備及び計装設備の仕様

#### (1) 中央制御室遮蔽（1号及び2号炉共用）

材質 : コンクリート  
遮蔽厚 :  mm 以上  
取付箇所 : 制御室建物4階

#### (2) 中央制御室待避室遮蔽

材質 : 鉛及び鋼板  
遮蔽厚 : 鉛  mm 相当 以上  
取付箇所 : 制御室建物4階

#### (3) 中央制御室換気系<sup>※1</sup>

<非常用チャコール・フィルタ・ユニット>

除去効率<sup>※2</sup> : 粒子用高効率フィルタ 99.9%  
: チャコール・フィルタ 95%

基数 : 1

取付箇所 : 廃棄物処理建物2階

<再循環用ファン>

容量 : 120,000 m<sup>3</sup>/h/台

台数 : 1（予備1）

取付箇所 : 廃棄物処理建物2階

<チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン>

容量 : 32,000 m<sup>3</sup>/h/台

台数 : 1（予備1）

取付箇所 : 廃棄物処理建物2階

#### (4) 中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）

ポンベ本数 : 15（予備35）

ポンベ容量 : 約50L/本

ポンベ充填圧力 : 約20MPa（35℃）

使用場所 : 廃棄物処理建物1階

保管場所 : 廃棄物処理建物1階及び2階

#### (5) 中央制御室差圧計

個数 : 1

取付箇所 : 制御室建物4階（中央制御室）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(6) 待避室差圧計

個数 : 1

取付箇所 : 制御室建物 4 階 (中央制御室待避室)

(7) 酸素濃度計

個数 : 2 (予備 1)

測定範囲 : 0.0~25.0vol%

使用場所 : 制御室建物 4 階 (中央制御室及び中央制御室待避室)

保管箇所 : 制御室建物 4 階 (中央制御室)

(8) 二酸化炭素濃度計

個数 : 2 (予備 1)

測定範囲 : 0~10,000ppm

使用場所 : 制御室建物 4 階 (中央制御室及び中央制御室待避室)

保管箇所 : 制御室建物 4 階 (中央制御室)

(9) プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)

個数 : 1 (予備 1)

使用箇所 : 制御室建物 4 階 (中央制御室待避室)

保管箇所 : 制御室建物 4 階 (中央制御室及び中央制御室待避室)

(10) 無線通信設備 (固定型)

設備名 : 無線通信設備 (固定型)

使用回線 : 無線系回線

個数 : 一式

取付箇所 : 制御室建物 4 階 (中央制御室及び中央制御室待避室)

(11) 衛星電話設備 (固定型)

設備名 : 衛星電話設備 (固定型)

使用回線 : 衛星系回線

個数 : 一式

取付箇所 : 制御室建物 4 階 (中央制御室及び中央制御室待避室)

※1 : 「非常用チャコール・フィルタ・ユニット」, 「再循環用ファン」, 「チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン」, 等をまとめて系統全体を指す場合, 単に「中央制御室換気系」と記載する。

※2 : フィルタの除去効率は, 総合除去効率を示す。

### 3.16.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

#### 3.16.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽，中央制御室換気系，中央制御室差圧計及び待避室差圧計は，制御室建物内及び廃棄物処理建物内に設置される設備であることから，想定される重大事故等が発生した場合における制御室建物内及び廃棄物処理建物内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.16-7に示す設計とする。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ），プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室），酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，制御室建物内及び廃棄物処理建物内に保管する機器であることから，想定される重大事故等が発生した場合における制御室建物内及び廃棄物処理建物内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.16-8に示す設計とする。

(59-3, 59-7)

表 3.16-7 中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽，中央制御室換気系，中央制御室差圧計及び待避室差圧計の想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	制御室建物内及び廃棄物処理建物内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線強度に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は 2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	制御室建物内及び廃棄物処理建物内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的影響	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.16-8 中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ），プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室），酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	制御室建物内及び廃棄物処理建物内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線強度に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。 （詳細は 2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	制御室建物内及び廃棄物処理建物内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的影響	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室遮蔽は、制御室建物と一体のコンクリート構造を有し、重大事故等が発生した場合においても特段の操作を必要とせず直ちに使用できる設計とする。

中央制御室待避室遮蔽は、重大事故等が発生した場合においても特段の操作を必要とせず直ちに使用できる設計とする。

中央制御室換気系は、制御室建物内及び廃棄物処理建物内に設置し、重大事故等時において、通常時の系統構成から中央制御室でのスイッチ操作及び現場での手動操作により、速やかに切り替えることが可能であり、確実に中央制御室を正圧化が可能な設計とする。また、格納容器フィルタベント系を使用する際の系統隔離運転及びプルーム通過後の加圧運転への運転モード切替は、中央制御室でのスイッチ操作により速やかに実施可能な設計とする。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）の空気を供給するために必要な操作対象弁（空気ポンベ操作弁、流量調節弁、空気供給出口止め弁）は、重大事故等時において、現場及び中央制御室待避室での弁操作により、通常時の隔離された系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成に速やかに切り替えが可能な設計とする。

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、パラメータを監視するにあたり、重大事故等が発生した場合、操作場所である中央制御室待避室において、一般のコンピュータと同様に電源スイッチを操作することにより、確実に監視を行うことが可能な設計とする。

また、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、人力による持ち運びが可能であるとともに、保管場所である中央制御室及び中央制御室待避室にて保管ラックと固縛する等により転倒防止対策を実施する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の操作は、重大事故等時において、中央制御室内及び中央制御室待避室内の環境条件を考慮の上、中央制御室内及び中央制御室待避室内にて操作が可能な設計とする。操作場所である中央制御室内及び中央制御室待避室内は、十分な操作空間を確保する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、付属の操作スイッチ（スイッチ操作）により容易かつ確実に操作ができる設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、人力による持ち運びができる

とともに、必要により保管場所である中央制御室内にて保管ケースによる固縛等により転倒防止対策が可能な設計とする。

中央制御室差圧計及び待避室差圧計は、重大事故等時において、容易かつ確実に指示を監視することが可能な設計とする。

表 3.16-9 に操作対象機器を示す。

(59-3)

表 3.16-9 操作対象機器

機器名称	操作内容	操作場所	操作方法
チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン	停止⇒起動	制御室建物4階 中央制御室	スイッチ操作
中央制御室外気取入調節弁	開⇒閉 閉⇒調整開 調整開⇒閉	制御室建物4階 中央制御室	スイッチ操作
中央制御室給気外側隔離弁	開⇒閉	制御室建物4階 中央制御室	スイッチ操作
	閉⇒開	廃棄物処理建物2階	手動操作
中央制御室給気内側隔離弁	開⇒閉	制御室建物4階 中央制御室	スイッチ操作
	閉⇒開	廃棄物処理建物2階	手動操作
中央制御室排気外側隔離弁	開⇒閉	制御室建物4階 中央制御室	スイッチ操作
中央制御室排気内側隔離弁	開⇒閉	制御室建物4階 中央制御室	スイッチ操作
中央制御室待避室空気ポンベ操作弁	閉⇒開	廃棄物処理建物1階	手動操作
中央制御室待避室流量調節弁	閉⇒調整開	制御室建物4階 中央制御室待避室	手動操作
中央制御室待避室空気供給出口止め弁	閉⇒開	制御室建物4階 中央制御室待避室	手動操作
プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)	起動・停止 (パラメータ監視)	制御室建物4階 中央制御室待避室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、表 3.16-10 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、外観検査として、目視により機能・性能に影響を与えうる傷、割れ等がないことについて外観確認が可能な設計とする。

表 3.16-10 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	傷、割れ等の外観の確認

中央制御室換気系は、表 3.16-11 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が、発電用原子炉の停止中に分解検査が可能な設計とする。再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットは、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が、発電用原子炉の停止中に分解検査が可能な設計とする。

再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットは、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験として系統隔離運転による運転状態の確認が可能な設計とする。再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットは、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験として加圧運転による中央制御室の正圧化の確認が可能な設計とする。再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファンは、発電用原子炉の停止中に分解検査としてファンの分解点検が可能な設計とする。非常用チャコール・フィルタ・ユニットは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能試験として差圧確認が可能な設計とする。また、非常用チャコール・フィルタ・ユニットは、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査として点検口を設け、内部の目視による確認が可能な設計とする。



表 3.16-11 中央制御室換気系の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンの運転性能の確認
	外観検査	中央制御室換気系の表面状態の外観確認
停止中	機能・性能試験	再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンの運転性能の確認 中央制御室の正圧化試験
	分解検査	再循環用ファン, チャコール・フィルタ・ブースタ・ファンの分解点検
	外観確認	中央制御室換気系の表面状態の外観確認

中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）は、表 3.16-12 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）は、機能・性能試験として空気ポンベ残圧の確認により空気ポンベ容量確認を行えるとともに、外観検査として目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて外観確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験として、中央制御室待避室の正圧化試験を行い、系統全体の気密性能の確認が可能な設計とする。

表 3.16-12 中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	空気ポンベ残圧の確認
	外観確認	中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）の表面状態の外観の確認
停止中	機能・性能試験	空気ポンベ残圧の確認 中央制御室待避室の正圧化試験
	外観確認	中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）の表面状態の外観の確認

中央制御室差圧計及び待避室差圧計は、表 3.16-13 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中において、機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

中央制御室差圧計及び待避室差圧計は、機能・性能試験として計器単品での点検・校正が可能であり、また、中央制御室バウンダリ及び中央制御室待避室の正圧化機能確認時に合わせて指示値の確認が可能な設計とする。また、外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて外観確認を行うことが可能な設計とする。

(59-5)

表 3.16-13 中央制御室差圧計及び待避室差圧計の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	差圧計単体の点検・校正 正圧化機能確認時の性能検査
	外観確認	機器表面状態の外観の確認

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、表 3.16-14 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、校正ガスによる指示値等の確認により機能・性能試験を行える設計とする。また、外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて外観確認を行うことが可能な設計とする。

(59-5)

表 3.16-14 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	校正ガスによる性能試験
	外観検査	外観の確認

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、表 3.16-15 に示すとおり、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能試験及び外観の確認が可能な設計とする。

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、機能・性能試験としてプラントパラメータの表示機能の確認が可能な設計とする。

また、外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて外観確認が可能な設計とする。

表 3.16-15 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	機能（プラントパラメータの表示）の確認
	外観点検	外観の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室遮蔽は、制御室建物と一体のコンクリート構造とする。本来の用途である遮蔽以外の用途として使用することはなく、中央制御室の使用にあたり、重大事故等時において、切り替えることなく使用できる設計とする。

中央制御室待避室遮蔽は、本来の用途である遮蔽以外の用途として使用することはなく、中央制御室待避室の使用にあたり重大事故等時において切り替えることなく使用できる設計とする。

中央制御室換気系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成に速やかに切替えて使用する。なお、当該系統の使用にあたり切り替え操作が必要となることから、速やかに切り替え操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける。中央制御室換気系の起動のタイムチャートを、図 3.16-3 に示す。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）、中央制御室差圧計、待避室差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及びプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、通常時に使用する設備ではなく、重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）の空気を供給するために必要な操作対象弁（空気ポンベ操作弁、流量調節弁、空気供給出口止め弁）は、重大事故等時において、現場及び中央制御室待避室での弁

操作により，通常時の隔離された系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成に速やかに切替えが可能な設計とする。

中央制御室換気系弁（中央制御室外気取入調節弁，中央制御室給気外側隔離弁，中央制御室給気内側隔離弁，中央制御室排気内側隔離弁，中央制御室排気外側隔離弁）は，中央制御室でスイッチ操作又は現場での手動操作を行うことにより，重大事故等時において，速やかな切替え操作が可能な設計とする。

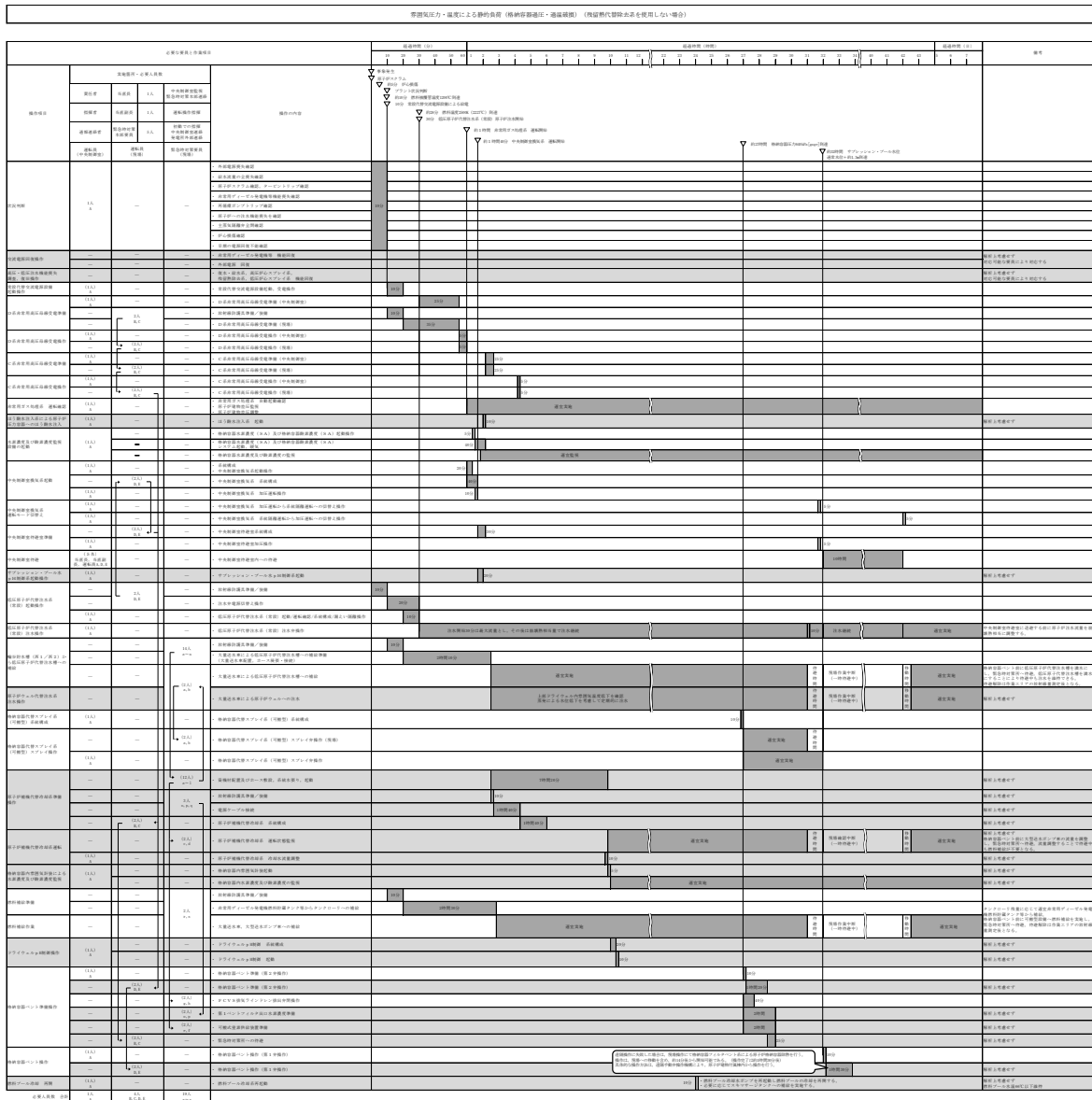


図 3.16-3 「冷却材喪失（大破断 L O C A）+ E C C S 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」シーケンス

居住性を確保するための設備及び運転員の被ばくを低減するための設備のタイムチャート\*

※:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の 1.16 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

中央制御室遮蔽は, 制御室建物と一体のコンクリート構造物とし, 倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室待避室遮蔽は, 制御室建物内に設置し, 倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室換気系, 中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンペ), 中央制御室差圧計, 待避室差圧計, 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は, 他の設備から独立して使用することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室換気系のファンは, 運転中にインペラが破損したとしても, 飛散しない設計とする。

中央制御室換気系は中央制御室換気系弁 (中央制御室外気取入調節弁, 中央制御室排気内側隔離弁, 中央制御室排気外側隔離弁, 中央制御室給気内側隔離弁, 中央制御室給気外側隔離弁) の開閉操作によって, 通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離が可能とすることにより, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンペ), 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は, 固定することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(59-2, 59-3)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

重大事故等時に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.16-16 に示す。

中央制御室遮蔽は，制御室建物と一体のコンクリート構造とし，操作を必要としない設計とする。

中央制御室待避室遮蔽は制御室建物内に設置し，操作を必要としない設計とする。

再循環用ファン，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン，中央制御室換気系弁（中央制御室外気取入調節弁，中央制御室排気内側隔離弁，中央制御室排気外側隔離弁，中央制御室給気内側隔離弁，中央制御室給気外側隔離弁）は，廃棄物処理建物 2 階に設置し，想定される重大事故等時における環境条件及び荷重条件を考慮した設計とする。

非常用チャコール・フィルタ・ユニットは，廃棄物処理建物 2 階に設置し，重大事故時に操作及び作業を必要としない設計とする。

酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，中央制御室差圧計，待避室差圧計，中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）は，制御室建物内及び廃棄物処理建物内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件及び荷重条件を考慮した設計とする。

中央制御室待避室正圧化装置(空気ポンベ)，中央制御室換気系弁(中央制御室外気取入調節弁，中央制御室排気内側隔離弁，中央制御室排気外側隔離弁，中央制御室給気内側隔離弁，中央制御室給気外側隔離弁)，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及びプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）の接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で操作可能な設計とする。

(59-3, 59-8)

表 3.16-16 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
再循環用ファン	廃棄物処理建物 2 階	制御室建物 4 階 中央制御室
チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン	廃棄物処理建物 2 階	制御室建物 4 階 中央制御室
酸素濃度計	制御室建物 4 階 中央制御室及び 中央制御室待避室	制御室建物 4 階 中央制御室及び中央 制御室待避室
二酸化炭素濃度計	制御室建物 4 階 中央制御室及び 中央制御室待避室	制御室建物 4 階 中央制御室及び中央 制御室待避室
プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）	制御室建物 4 階 中央制御室待避室	制御室建物 4 階 中央制御室待避室
中央制御室外気取入調節弁	廃棄物処理建物 2 階	制御室建物 4 階 中央制御室
中央制御室給気内側隔離弁	廃棄物処理建物 2 階	制御室建物 4 階 中央制御室及び廃棄 物処理建物 2 階
中央制御室給気外側隔離弁	廃棄物処理建物 2 階	制御室建物 4 階 中央制御室及び廃棄 物処理建物 2 階
中央制御室排気内側隔離弁	廃棄物処理建物 2 階	制御室建物 4 階 中央制御室
中央制御室排気外側隔離弁	廃棄物処理建物 2 階	制御室建物 4 階 中央制御室
中央制御室待避室 空気ポンベ操作弁	廃棄物処理建物 1 階	廃棄物処理建物 1 階
中央制御室待避室 空気流量調節弁	制御室建物 4 階 中央制御室待避室	制御室建物 4 階 中央制御室待避室
中央制御室待避室 空気供給出口止め弁	制御室建物 4 階 中央制御室待避室	制御室建物 4 階 中央制御室待避室



### 3.16.2.2.4 設置許可基準規則第43条第2項への適合状況

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）の機能とあいまって、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を超えないようにするために必要な遮蔽性を確保可能な設計とする。

中央制御室換気系の再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンは、中央制御室の居住性を確保することを目的として使用するものであり、設計基準事故対処設備としての容量等の仕様が、運転員の放射線被ばくを防止するとともに中央制御室内の換気をするために必要となる容量等の仕様に対して十分であることから、設計基準事故対処設備の容量と同仕様の設計とする。

非常用チャコール・フィルタ・ユニットは、中央制御室の居住性を確保することを目的として使用するものであり、設計基準事故対処設備としての放射性物質の除去効率及び吸着能力が、運転員を過度の放射線被ばくから防護するために必要となる放射性物質の除去効率及び吸着能力に対して十分であることから、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。

中央制御室差圧計は、中央制御室の正圧化された室内と外気との差圧の監視が可能な計測範囲を有する設計とする。

待避室差圧計は、中央制御室待避室の正圧化された室内と中央制御室との差圧の監視が可能な計測範囲を有する設計とする。

(59-10)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

中央制御室遮蔽は、重大事故等時において1号及び2号炉の事故対応を一つの中央制御室にて実施し、プラント状態に応じた運転員の融通により安全性の向上が図れることから、1号及び2号炉で共用する設計とする。

中央制御室の居住性を確保するための設備である中央制御室待避室遮蔽、中央制御室換気系、中央制御室差圧計、待避室差圧計及びプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、二以上の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性(設置許可基準規則第43条第2項三)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室は、自然現象として考慮する津波、風(台風)、竜巻、凍結、積雪、降水、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象による影響、外部人為事象として考慮する火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた制御室建物内に設置する設計とする。

中央制御室換気系は、自然現象として考慮する津波、風(台風)、竜巻、凍結、積雪、降水、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象による影響、外部人為事象として考慮する火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた制御室建物内及び廃棄物処理建物内に設置する設計とする。

中央制御室換気系は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できることで、非常用交流電源設備からの給電に対して多様性を有する設計とする。

### 3.16.2.2.5 設置許可基準規則第43条第3項への適合状況

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）は、中央制御室待避室内の運転員の窒息を防止するとともに、中央制御室待避室を正圧化し、給気ライン以外からの中央制御室待避室内への外気の流入を一定時間遮断するために十分な空気ボンベ容量を確保する設計とする。

空気ボンベの本数は、必要な空気ボンベ容量を有する本数に加え、保守点検又は故障時の予備として自主的に十分に余裕のある容量を有する設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲であることの測定が可能なものを、各1個を1セットとし、中央制御室及び中央制御室待避室において各1セット使用する。保管数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1セットを加えた合計3セットを中央制御室内に保管する。

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、重大事故等発生時、中央制御室待避室に待避中に継続的にプラントパラメータを監視するために必要なデータを表示が可能なものを1個使用する。保管数は、1個に加えて故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を加えた合計2個を保管する。

(59-6, 59-8)

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

##### (i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）は、系統に接続した状態で保管し、使用のための接続を伴わない設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、使用のための接続を伴わない設計とする。

(59-3)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及びプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建物の外から水又は電力を供給するものに限る。）に該当しないことから対象外とする。

(59-3)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は放射線量の高くなるおそれの少ない中央制御室内及び中央制御室待避室内に設置し、設置場所で操作可能な設計とする。

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は放射線量の高くなるおそれの少ない中央制御室待避室内に設置し、設置場所で操作可能な設計とする。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）は、系統に接続した状態で保管し、使用のための接続を伴わない設計とし、放射線量の高くなるおそれの少ない制御室建物内の操作弁設置場所で操作可能な設計とする。

(59-3)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）は，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り・土石流，火山の影響，生物学的事象，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等），有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた制御室建物及び廃棄物処理建物内に保管する設計とする。

(59-7)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，使用場所及び保管場所が中央制御室及び中央制御室待避室のため，重大事故等が発生した場合において確実なアクセスが可能な設計とする。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）は，自然現象として考慮する津波，風（台風），竜巻，凍結，積雪，降水，落雷，地滑り・土石流，火山の影響，生物学的事象による影響，外部人為事象として考慮する火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等），有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた制御室建物内及び廃棄物処理建物内に保管し，地震時の迂回路も考慮して複数の屋内アクセスルートを確保する設計とする。なお，アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用することとし，運用については，「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」に，火災防護については，「2.2

火災による損傷の防止（設置許可基準規則第 41 条に対する設計方針を示す章）」に示す。

(59-3, 59-8)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

(i) 要求事項

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等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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、同一目的の重大事故対処設備又は代替する機能を有する設計基準対象施設はない。

なお、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及びプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた中央制御室内及び中央制御室待避室内に固縛して保管することで可能な限り頑健性を有する設計とする。

(59-3, 59-4, 59-7)

### 3.16.2.3 運転員の被ばくを低減するための設備

#### 3.16.2.3.1 設備概要

非常用ガス処理系は、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に放射性物質を含む気体が漏えいした場合において、原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持するとともに、非常用ガス処理系排気管を通して原子炉建物外に排気することで、運転員の被ばくを低減することを目的として使用する。なお、本設備を用いることで、緊急時対策要員及び自衛消防隊の現場作業における被ばくを低減することも可能である。

本設備は、非常用ガス処理系排気ファン、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置、電源設備（常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備）、計測設備（非常用ガス処理系統流量、原子炉建物外気差圧）、流路である前置ガス処理装置及び後置ガス処理装置、非常用ガス処理系配管及び弁並びに非常用ガス処理系排気管から構成される。

本設備の系統概要図を図3.16-4、重大事故等対処設備一覧を表3.16-17に示す。

非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排気ファン2台のうち1台により原子炉建物原子炉棟内を水柱約6mmの負圧に保ち、原子炉建物原子炉棟内空気を100%/dayで処理する能力をもっている。また、本システムにより排気する気体は、非常用ガス処理系排気管を通して地上高さ約120mの排気口から放出する設計とする。

非常用ガス処理系の操作に当たっては、自動起動インターロック条件成立時における非常用M/C及び非常用C/Cの常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの受電操作による自動起動、もしくは中央制御室からの非常用ガス処理系排気ファン操作スイッチの手動操作により運転を行う。

炉心の著しい損傷が発生した状態で非常用ガス処理系の機能を期待する場合には、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開口部に設置する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置により原子炉建物の気密性を確保することが可能な設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、開閉状態を中央制御室にて確認可能な設計とし、中央制御室から遠隔操作可能な設計とする。また、現場において人力による操作が可能な設計とする。

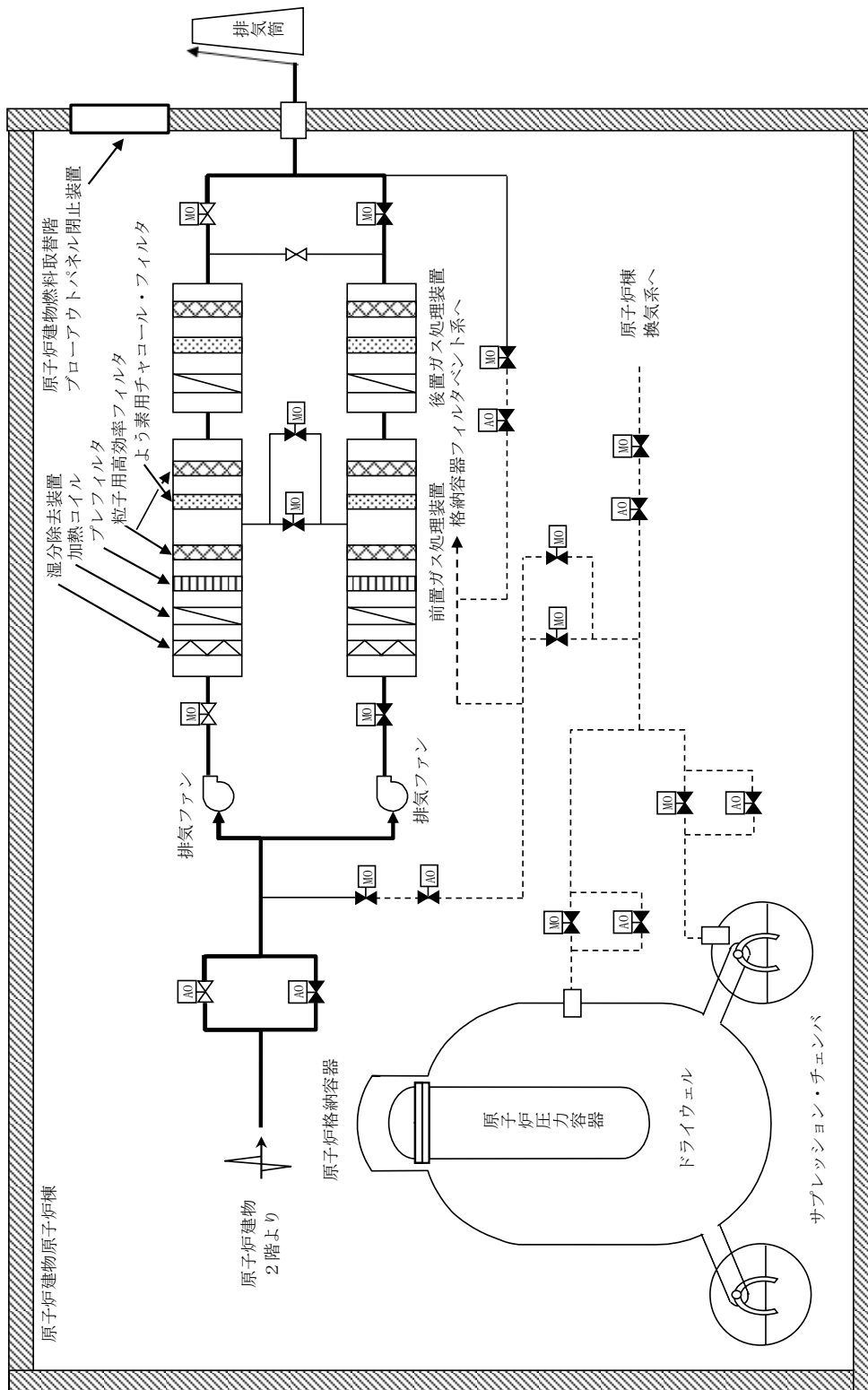


図 3.16-4 運転員の被ばくを低減するための設備の系統概要図



表 3.16-17 運転員の被ばくを低減するための設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	非常用ガス処理系排気ファン【常設】 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	前置ガス処理装置【常設】 後置ガス処理装置【常設】 非常用ガス処理系配管・弁【常設】 非常用ガス処理系排気管【常設】 原子炉建物原子炉棟【常設】
注水先	—
電源設備 <sup>※1</sup> (燃料補給設備を含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA2コントロールセンタ【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】

計装設備	非常用ガス処理系統流量【常設】 原子炉建物外気差圧【常設】 ブローアウトパネル開閉状態表示【常設】 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置開 閉状態表示【常設】
------	--

※1：単線結線図を補足説明資料59-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.16.2.3.2 主要設備の仕様

#### (1) 非常用ガス処理系排気ファン

種類	: 遠心式
容量	: 約4,400m <sup>3</sup> /h/台 (原子炉建物原子炉棟内空気を 1日に1回換気できる量)
最高使用圧力	: 0.02MPa
最高使用温度	: 66℃
台数	: 1 (予備1)
取付箇所	: 原子炉建物 3階
原動機出力	: 22kW

#### (2) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置

個数	: 2
----	-----

### 3.16.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.16.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

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。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

非常用ガス処理系排気ファンは，原子炉建物原子炉棟内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，原子炉建物原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表3.16-18に示す設計とする。なお，非常用ガス処理系に流入する気体の水素濃度は，保守的な条件においても約0.03%であるため，水素が燃焼する濃度である4%に到達することはなく水素爆発は生じない。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は，原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建物原子炉棟内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建物原子炉棟内及び屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.16-18に示す設計とする。

非常用ガス処理系排気ファンの操作は，中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の操作は，中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

(59-3, 59-12)

表 3.16-18 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・ 湿度・放射線	<p>非常用ガス処理系排気ファンは、原子炉建物原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線強度に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</p> <p>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉建物原子炉棟内及び屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線強度に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</p>
屋外の天候による 影響	<p>非常用ガス処理系排気ファンは、屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</p> <p>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、降水及び凍結により機能を損なうことのない設計とする。</p>
海水を通水する 系統への影響	<p>海水を通水することはない。</p>
地震	<p>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。</p>
風（台風）・ 積雪	<p>非常用ガス処理系排気ファンは、原子炉建物原子炉棟内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。</p> <p>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して、その機能が損なわれない設計とする。</p>
電磁的障害	<p>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</p>

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

非常用ガス処理系の起動操作は、自動起動インターロック条件成立時における非常用M/C及び非常用C/Cの常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの受電操作による自動起動、もしくは中央制御室からの非常用ガス処理系排気ファン操作スイッチの手動操作により実施する。手動操作の場合には、R/B給排気隔離弁の全閉操作及びR/B連絡弁の全開操作を実施し、非常用ガス処理系排気ファン操作スイッチを「起動」にすることで、非常用ガス処理系排気ファンが起動する。非常用ガス処理系排気ファンが起動することによって、非常用ガス処理系排気ファン入口弁及び非常用ガス処理系入口弁が「閉」から「全開」となり、非常用ガス処理系出口弁が「閉」から「調整開」となる。自動起動の場合も起動シーケンスは同一である。なお、系統流量低下による停止インターロックはない。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室から遠隔操作又は現場において人力による操作が可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

表 3.16-19 に操作対象機器を示す。

(59-3)

表 3.16-19 操作対象機器

機器名称	状況の変化	操作場所	操作方法
非常用ガス処理系 排気ファン (A)	停止→起動	中央制御室	スイッチ操作
非常用ガス処理系 排気ファン (B)	停止→起動	中央制御室	スイッチ操作
非常用ガス処理系 入口弁 (A)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
非常用ガス処理系 入口弁 (B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
非常用ガス処理系 出口弁 (A)	弁閉→弁調 整開	中央制御室	スイッチ操作
非常用ガス処理系 出口弁 (B)	弁閉→弁調 整開	中央制御室	スイッチ操作
非常用ガス処理系 排気ファン入口弁 (A)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
非常用ガス処理系 排気ファン入口弁 (B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
R/B 連絡弁 (A)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
R/B 連絡弁 (B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
R/B 給排気隔離弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
原子炉建物燃料取替階ブ ローアウトパネル閉止装 置	開→閉	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建物 4 階	人力操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

非常用ガス処理系は、表 3.16-20 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験、及び弁動作試験が可能な設計とする。また、非常用ガス処理系排気ファンは、発電用原子炉の停止中に分解検査、及び外観検査が可能な設計とする。

非常用ガス処理系の非常用ガス処理系排気ファンは、発電用原子炉の停止中にケーシングカバーを取り外して、排気ファン部品（主軸、羽根車）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

非常用ガス処理系を運転するために必要な操作対象弁（非常用ガス処理系入口弁、非常用ガス処理系出口弁、非常用ガス処理系排気ファン入口弁、R/B連絡弁、R/B給排気隔離弁）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に開閉動作試験可能な構成とすることで、弁動作試験が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中及び停止中に、非常用ガス処理系排気ファンを起動させ、非常用ガス処理系排気管へ排気する試験を行うことで、非常用ガス処理系の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

運転性能の確認として、非常用ガス処理系排気ファンの流量、系統（排気ファン廻り）の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。

非常用ガス処理系排気ファン部品の表面状態の確認として、浸透探傷検査により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れなどがないことの確認が可能な設計とする。

前置ガス処理装置のうち加熱コイルは、機能・性能試験として、絶縁抵抗及びエレメント抵抗について測定を行うことが可能な設計とする。

(59-5)



表 3.16-20 非常用ガス処理系の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能, 漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能, 漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	非常用ガス処理系排気ファン部品の表面状態を試験及び目視により確認
	外観検査	非常用ガス処理系排気ファンの外観の確認

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は, 表 3.16-21 に示すように, 発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査を, また, 発電用原子炉の停止中に性能試験が可能な設計とする。

表 3.16-21 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の外観の確認
停止中	機能・性能試験	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の動作状態の確認

(4) 切替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については, 「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

非常用ガス処理系は, 想定される重大事故等時において, 設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する。

なお、当該系統の使用にあたり切り替え操作が必要となることから、速やかに切り替え操作が可能ないように、系統に必要な弁等を設ける。

非常用ガス処理系の起動のタイムチャートを図 3.16-3 に示す。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、本来の用途以外の用途として使用しない設計とする。

(59-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

非常用ガス処理系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。なお、非常用ガス処理系に流入する気体には水素が含まれるが、流入する気体の水素濃度は保守的な条件においても約 0.03% であり水素が燃焼する濃度である 4% に到達することはないこと、及び、非常用ガス処理系の運転中においては強制的に水素を含む気体を屋外に排出すること等により水素爆発を防止する機能を有していると評価できること、並びに、非常用ガス処理系の停止中においては系統内に流入した水素は継続的に供給されず、また、拡散により局所的に滞留しないことから可燃限界以上の濃度にならないため、非常用ガス処理系は水素爆発を生じる可能性はなく、他の設備に対して悪影響を及ぼさない。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、他の設備から独立して使用が可能で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、閉動作により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(59-4, 59-12, 59-13)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

非常用ガス処理系，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.16-22 に示す。

非常用ガス処理系排気ファン，非常用ガス処理系排気ファン入口弁，非常用ガス処理系入口弁，非常用ガス処理系出口弁，前置ガス処理装置の加熱コイルは，原子炉建物原子炉棟内に設置されている設備であるが，操作位置である中央制御室は放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は，原子炉建物原子炉棟内に設置し，放射線量が高くなるおそれの少ない中央制御室から操作が可能な設計とする。

(59-3)

表 3.16-22 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
非常用ガス処理系排気ファン (A)	原子炉建物 3 階	中央制御室
非常用ガス処理系排気ファン (B)	原子炉建物 3 階	中央制御室
非常用ガス処理系入口弁 (A)	原子炉建物 3 階	中央制御室
非常用ガス処理系入口弁 (B)	原子炉建物 3 階	中央制御室
非常用ガス処理系出口弁 (A)	原子炉建物 3 階	中央制御室
非常用ガス処理系出口弁 (B)	原子炉建物 3 階	中央制御室
非常用ガス処理系排気ファン入口弁 (A)	原子炉建物 3 階	中央制御室
非常用ガス処理系排気ファン入口弁 (B)	原子炉建物 3 階	中央制御室
R/B 連絡弁 (A)	原子炉建物 3 階	中央制御室
R/B 連絡弁 (B)	原子炉建物 3 階	中央制御室
R/B 給排気隔離弁	原子炉建物 2 階	中央制御室
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	原子炉建物 4 階	中央制御室
		原子炉建物 4 階

### 3.16.2.3.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

非常用ガス処理系の非常用ガス処理系排気ファンは、運転員の被ばくを低減することを目的として使用するものであり、設計基準事故対処設備としての容量等の仕様が、原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持し、非常用ガス処理系排気管を通して原子炉建物外に排気するために必要となる容量等の仕様に対して十分であることから、設計基準事故対処設備の容量と同仕様の設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、重大事故等時において、運転員を過度の被ばくから防護するために必要な容量を有する設計とする。

(59-6)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

非常用ガス処理系の非常用ガス処理系排気ファン及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

#### (3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

##### (i) 要求事項

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。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

非常用ガス処理系の非常用ガス処理系排気ファン及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、重大事故緩和設備であり、同一目的の重大事故等対処設備はない。

非常用ガス処理系は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できることで、非常用交流電源設備からの給電に対して多様性を有する設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、重大事故緩和設備であり、同一目的の設計基準事故対処設備はない。

### 3.20 原子炉圧力容器

#### 3.20.1 設備概要

原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む。）は、重大事故に至るおそれのある事故時において、重大事故等対処設備としてその健全性を確保できる設計とする。

また、炉心支持構造物については、重大事故に至るおそれのある事故時において、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持する設計とする。

#### 3.20.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

##### (1) 原子炉圧力容器

種 類：たて置円筒形

最高使用圧力：8.62MPa [gage]

最高使用温度：302℃

胴 内 径：5587 mm（母材内径）

材 料：JIS G 3120（圧力容器用調質型マンガン・モリブデン鋼及びマンガン・モリブデン・ニッケル鋼鋼板2種A）及びJIS G 3204（圧力容器用調質型合金鋼鍛鋼品）（母材）  
ステンレス鋼及び高ニッケル合金（内張材）

#### 3.20.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

原子炉圧力容器は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の設備に悪影響を及ぼさない設計である。

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉圧力容器は、原子炉格納容器内に設置される設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.20-1に示す設計である。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

表 3.20-1 想定する環境条件及び荷重条件

温度・圧力・湿度・放射線	原子炉格納容器内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水通水による影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお，原子炉圧力容器内への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風(台風)・積雪	原子炉格納容器内に設置するため，風(台風)及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

原子炉圧力容器は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。

原子炉圧力容器は，通常 of 系統構成により，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉停止中に，内部の確認が可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

### 3.21 原子炉格納容器

#### 3.21.1 設備概要

原子炉格納容器は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力の2倍の圧力及び200℃の温度以下で閉じ込め機能を損なわない設計とする。

また、原子炉格納容器内に設置される真空破壊装置は、想定される重大事故等時において、ドライウェル圧力がサプレッション・チェンバ圧力より低下した場合に圧力差により自動的に働き、サプレッション・チェンバのプール水逆流及びドライウェルの外圧による破損を防止することができる設計とする。

#### 3.21.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

##### (1) 原子炉格納容器

種 類：圧力抑制形

最高使用圧力：427kPa[gage]

約853kPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）

最高使用温度：ドライウェル 171℃

サプレッション・チェンバ 104℃

材 料：炭素鋼（JIS G 3118（相当品）及びJIS G 3115（相当品））

#### 3.21.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

原子炉格納容器は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の設備に悪影響を及ぼさない設計である。

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉格納容器は、原子炉建物原子炉棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉建物原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、並びに想定される重大事故等時における原子炉格納容器の閉じ込め機能を損なわないよう原子炉格納容器内の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.21-1に示す設計とする。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。



表 3.21-1 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物原子炉棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。 また，原子炉格納容器内の環境条件も考慮し，閉じ込め機能を損なわない設計とする。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水通水による影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお，原子炉格納容器内への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建物原子炉棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

原子炉格納容器は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

### 3.22 燃料貯蔵設備

#### 3.22.1 設備概要

燃料プールは、燃料プールの冷却機能喪失又は注水機能が喪失し、又は燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保する設計とする。また、燃料プールに接続する配管の破損等により、燃料プール戻り配管からサイフォン現象によるプール水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、燃料プール戻りラインの逆止弁にサイフオンブレイク配管を設ける設計とする。

燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合及び燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合に、臨界にならないよう配慮した使用済燃料ラックの形状により臨界を防止することができる設計とする。

#### 3.22.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

##### (1) 燃料プール

種類：ステンレス鋼内張りプール形（ラック貯蔵方式）

容量：3518 体

寸法：14.0m×13.5m×12.1m（たて×横×高さ）

材料：ステンレス鋼（内張材）

#### 3.22.3 設置許可基準規則第 43 条への適合状況

燃料プールは、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

燃料プールは、原子炉建物原子炉棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉建物原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.22-1 に示す設計である。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

表 3.22-1 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物原子炉棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお，燃料プール内への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建物原子炉棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

燃料プールは，漏えいの有無等の確認が可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

### 3.23 非常用取水設備

#### 3.23.1 設備概要

非常用取水設備の取水口、取水管及び取水槽については、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

#### 3.23.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

##### (1) 取水口

種 類：鋼製円筒管

個 数：2

材 料：炭素鋼

##### (2) 取水管

種 類：鋼管

個 数：2

材 料：炭素鋼

##### (3) 取水槽

種 類：鉄筋コンクリート取水槽

個 数：1

容 量：—※1

材 料：鉄筋コンクリート

※1：基準津波に対する引波時において、海水ポンプの設計取水可能水位は下回らない。

### 3.23.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

非常用取水設備の取水口、取水管及び取水槽は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等時においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。取水口、取水管及び取水槽は、屋外に設置される設備であることから、想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.23-1に示す設計である。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

表 3.23-1 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる設計とする。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのない設計とする。
海水を通水する系統への影響	取水口及び取水管は、鋼製構造物であり、海水中に設置することを想定した設計とする。取水槽は、コンクリート構造物であり、常時海水を通水することを想定した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	設置場所である屋外での風荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

取水口、取水管及び取水槽は、外観の確認が可能な設計とする。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

### 3.24 原子炉建物原子炉棟

#### 3.24.1 設備概要

原子炉建物原子炉棟は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる設計とする。原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建物原子炉棟に設置する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、閉状態の維持又は開放時に容易かつ確実に再閉止できる設計とする。また、現場にて人力により再閉止することができる設計とする。

また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、原子炉格納容器外での配管破断事故時に原子炉建物原子炉棟内の圧力が上昇し、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放設定圧力に到達した場合に開放する機能を有する設計とする。原子炉格納容器外での原子炉冷却材が漏えいするインターフェイスシステムLOCA発生時の重大事故等対処設備としての原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルについては、「3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

#### 3.24.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

構造	鉄筋コンクリート造 (一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造, ブローアウトパネル付き)
形状	直方体
寸法	たて横 約 52m×約 52m 高さ 約 62m
気密度	建物内空間容積の 100%day 以下 (6.4mmAq の負圧時)

#### 3.24.3 設置許可基準規則第 43 条への適合状況

原子炉建物原子炉棟は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の設備に悪影響を及ぼさない設計である。

また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、誤開放しない設計又は開放した場合においても容易かつ確実に閉止できる設計とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

原子炉建物原子炉棟は、想定される重大事故等時における原子炉建物原子炉棟内及び屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.24-1 に示す設計である。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

表 3.24-1 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物原子炉棟内及び屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられることを確認する。
屋外の天候による影響	重大事故等が発生した場合においても，降水及び凍結によりその機能が損なわれないことを確認する。
海水通水による影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	風（台風）荷重及び積雪荷重を考慮しても損傷しないことを確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

原子炉建物原子炉棟に設置する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは，遠隔又は現場にて人力により閉止できる設計とする。

原子炉建物原子炉棟は，発電用原子炉運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。