

# 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 2 年 2 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 原子炉格納容器内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屋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屋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。

### 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

#### 【47条】

##### 【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)

第四十七条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第47条に規定する「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」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) 重大事故防止設備

a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。

b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。

c) 上記a)及びb)の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。

### 3.4.1 適合方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の系統概要図を第 3.4-1 図から第 3.4-4 図に示す。

また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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。

#### 3.4.1.1 重大事故等対処設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、発電用原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を設ける。また、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、低圧原子炉代替注水系（常設）を設ける。

##### (1) 原子炉運転中の場合に用いる設備

##### a. フロントライン系故障時に用いる設備

##### (a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（常設）を使用する。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・低圧原子炉代替注水ポンプ
- ・低圧原子炉代替注水槽（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、残留熱除去系の配管、弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉压力容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を使用する。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を經由して原子炉压力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大型送水ポンプ車により海を利用できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・大量送水車
- ・常設代替交流電源設備（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）

本システムの流路として、低圧原子炉代替注水系（常設）の配管及び弁、残留熱除去系の配管及び弁並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉压力容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源喪失により、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低

圧注水モード) が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系 (常設) は, 「(1) a. (a) 低圧原子炉代替注水系 (常設) による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(b) 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源喪失により, 低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水モード) が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系 (可搬型) は, 「(1) a. (b) 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(c) 常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧

全交流動力電源喪失により, 低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として, 常設代替交流電源設備を使用し, 低圧炉心スプレイ系を復旧する。

低圧炉心スプレイ系は, 常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し, 低圧炉心スプレイポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

本システムに使用する冷却水は, 原子炉補機冷却系又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

主要な設備は, 以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備 (3. 14 電源設備)
- ・原子炉補機代替冷却系 (3. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)

その他, 設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し, 設計基準事故対処設備である残留熱除去系及び原子炉補機冷却系を重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用する。

(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (低圧注水モード) の復旧

全交流動力電源喪失により, 残留熱除去系 (低圧注水モード) が起動できない場合の重大事故等対処設備として, 常設代替交流電源設備を使用し, 残留熱除去系 (低圧注水モード) を復旧する。

残留熱除去系 (低圧注水モード) は, 常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し, 残留熱除去ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

本システムに使用する冷却水は, 原子炉補機冷却系又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

主要な設備は, 以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・原子炉補機代替冷却系（3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である残留熱除去系及び原子炉補機冷却系を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

c. 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による残留溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に、溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（常設）を使用する。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系を經由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

本系統の詳細については、「(1) a. (a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」に記載する。

(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残留溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に、溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を使用する。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を經由して原子炉圧力容器に注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大型送水ポンプ車からの送水により海を利用できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。



また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

本系統の詳細については、「(1) a. (b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」に記載する。

(2) 原子炉停止中の場合に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（常設）は、「(1) a. (a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、「(1) a. (b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

原子炉停止中において全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（常設）は、「(1) a. (a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

原子炉停止中において全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、「(1) a. (b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧

原子炉停止中において全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去ポンプ及び熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより炉心を冷却できる設計とする。

本システムに使用する冷却水は原子炉補機冷却系又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・原子炉補機代替冷却系（3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び原子炉補機冷却系を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様を第3.4-1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。

残留熱除去系については、「3.4.1.2.2 残留熱除去系」に記載する。

大型送水ポンプ車、低圧原子炉代替注水槽及びサプレッション・チェンバについては、「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。

原子炉補機冷却系及び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」に記載する。

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、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。

#### 3.4.1.1.1 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。

低圧原子炉代替注水系（常設）は，低圧炉心スプレー系及び残留熱除去系（低圧注水モード）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動することで，非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する低圧炉心スプレーポンプ及び残留熱除去ポンプを用いた低圧炉心スプレー系及び残留熱除去系（低圧注水モード）に対して多様性を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，低圧原子炉代替注水系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また，低圧原子炉代替注水系（常設）は，低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで，サブプレッション・チェンバを水源とする低圧炉心スプレー系及び残留熱除去系（低圧注水モード）に対して異なる水源を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで，原子炉建物内の低圧炉心スプレーポンプ，残留熱除去ポンプ及びサブプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は，低圧炉心スプレー系，残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧原子炉代替注水系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで，電動機駆動ポンプにより構成される低圧炉心スプレー系，残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧原子炉代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，低圧原子炉代替注水系（可搬型）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また，低圧原子炉代替注水系（可搬型）は，代替淡水源を水源とすることで，サブプレッション・チェンバを水源とする低圧炉心スプレー系，残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。

大量送水車は，原子炉建物から離れた屋外に分散して保管することで，原子炉

建物内の低圧炉心スプレィポンプ及び残留熱除去ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、低圧炉心スプレィ系及び残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレィ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

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

#### 3.4.1.1.2 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。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、通常時は大量送水車を接続先の系統と隔離して保管し、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。

#### 3.4.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

低圧原子炉代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。

低圧原子力代替注水系（可搬型）の大量送水車は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量を有するものを1セット1台使用する。

保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

#### 3.4.1.1.4 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。

低圧原子炉代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

また、低圧原子炉代替注水系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の大量送水車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

大量送水車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

#### 3.4.1.1.5 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。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の大量送水車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

大量送水車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

大量送水車を接続する接続口については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。

また、接続口の口径を統一することで確実に接続できる設計とする。

#### 3.4.1.1.6 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。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁開閉動作の確認が可能な設計とする。

また、低圧原子炉代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の大量送水車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。

また、大量送水車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

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

(1) 低圧原子炉代替注水系（常設）

a. 低圧原子炉代替注水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

台 数 1（予備 1）

容 量 約 230m<sup>3</sup>/h/台

全 揚 程 約 190m

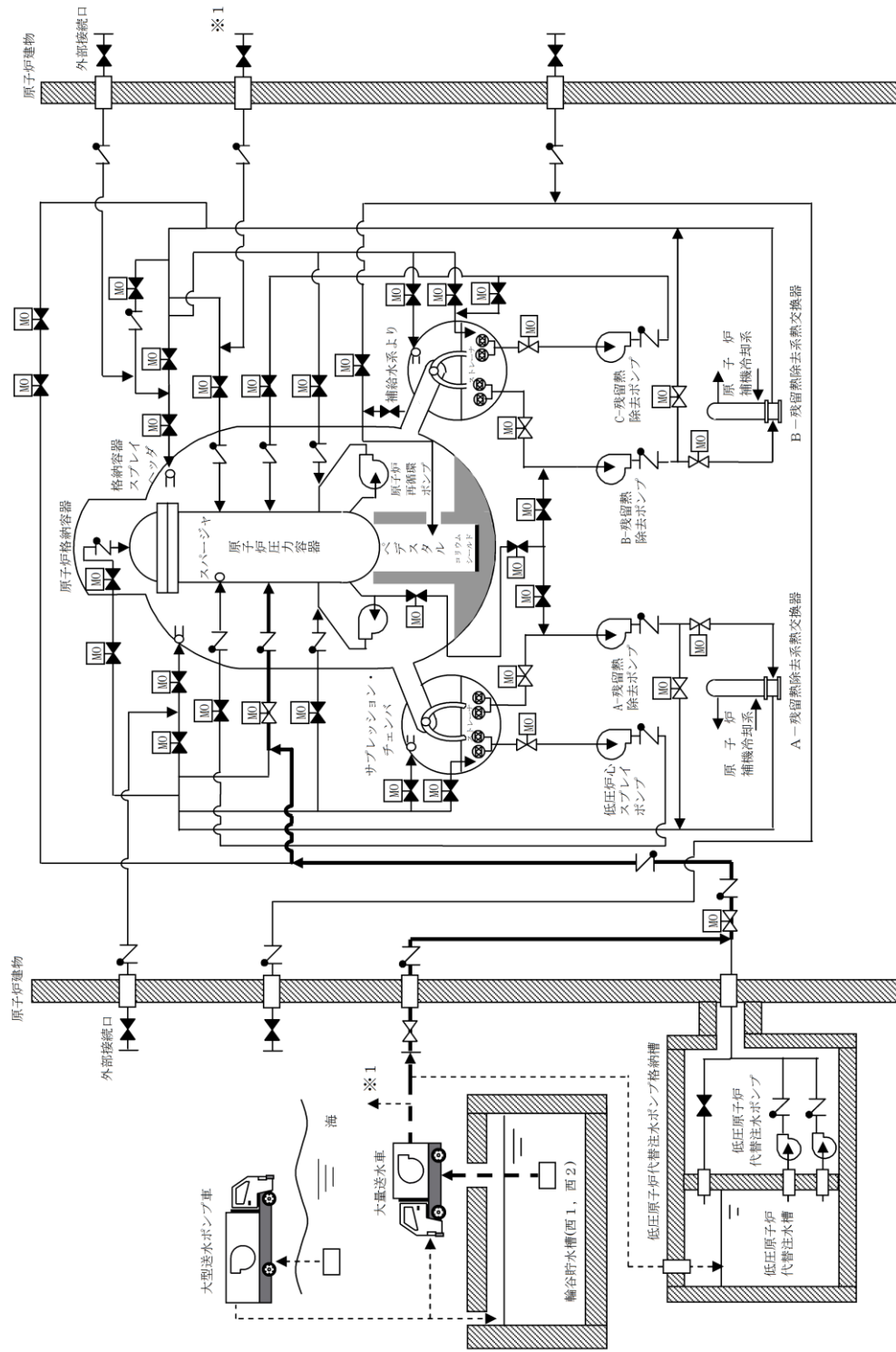
(2) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）

a. 大量送水車

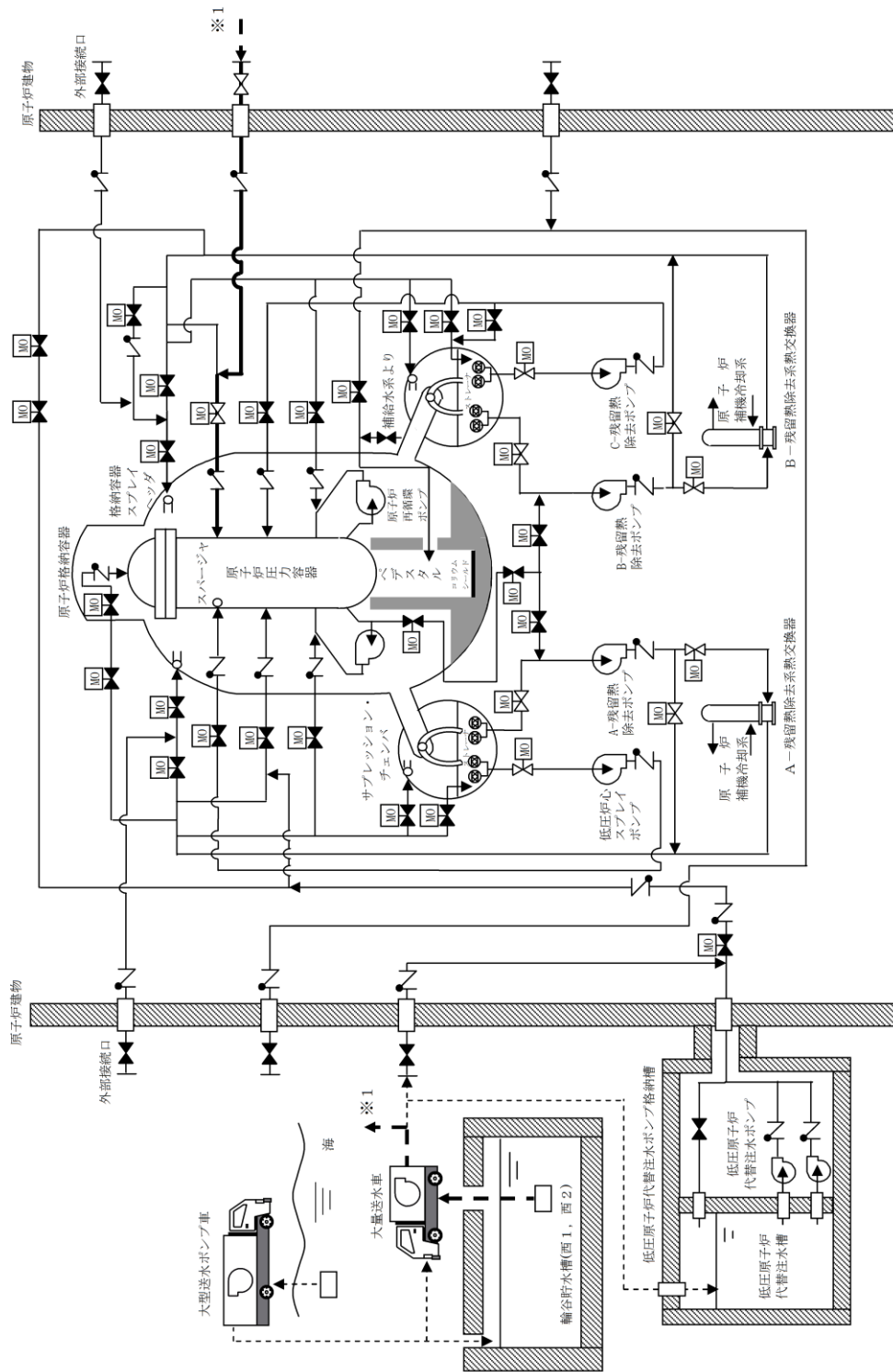
第 3.11-1 表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。



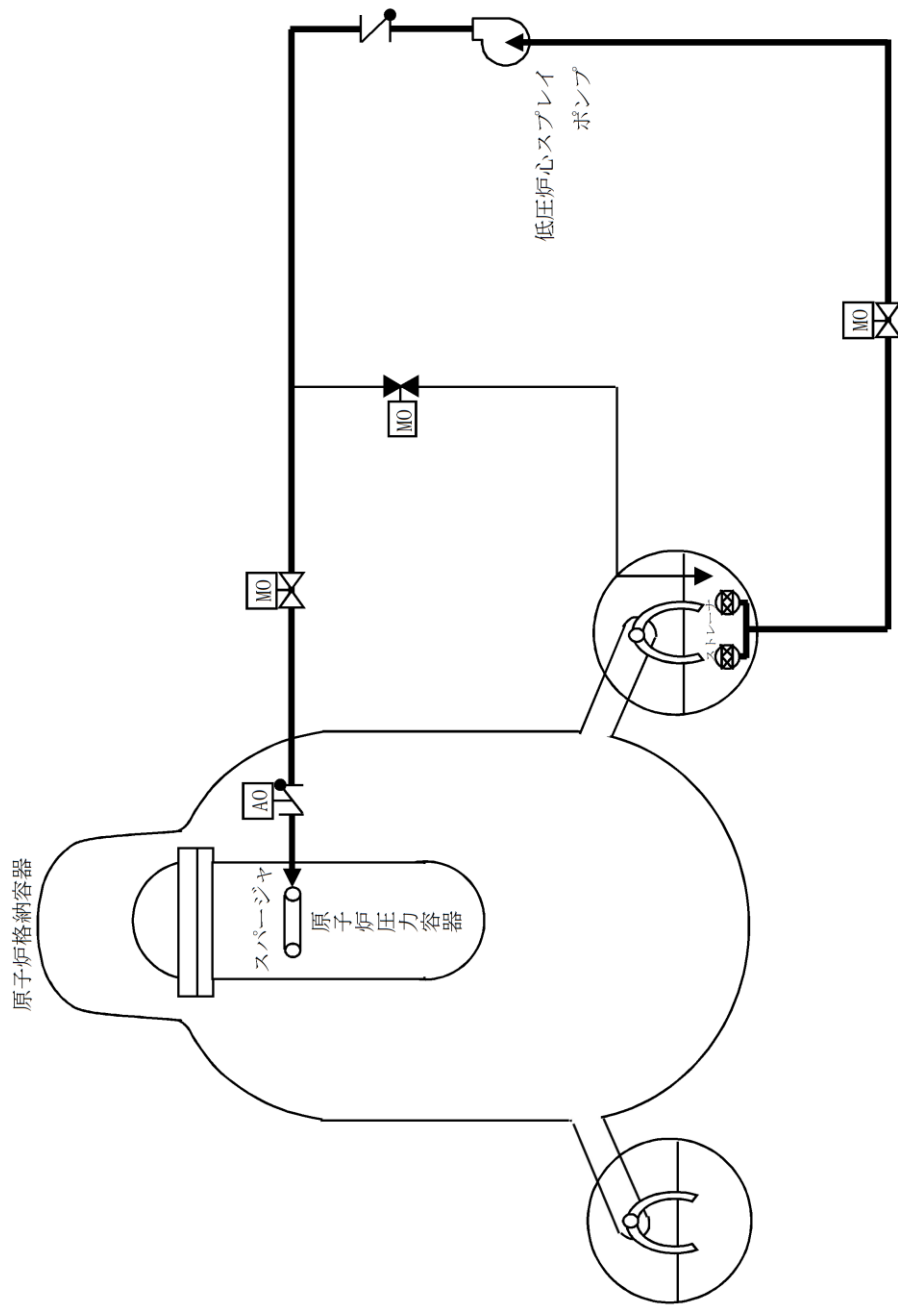




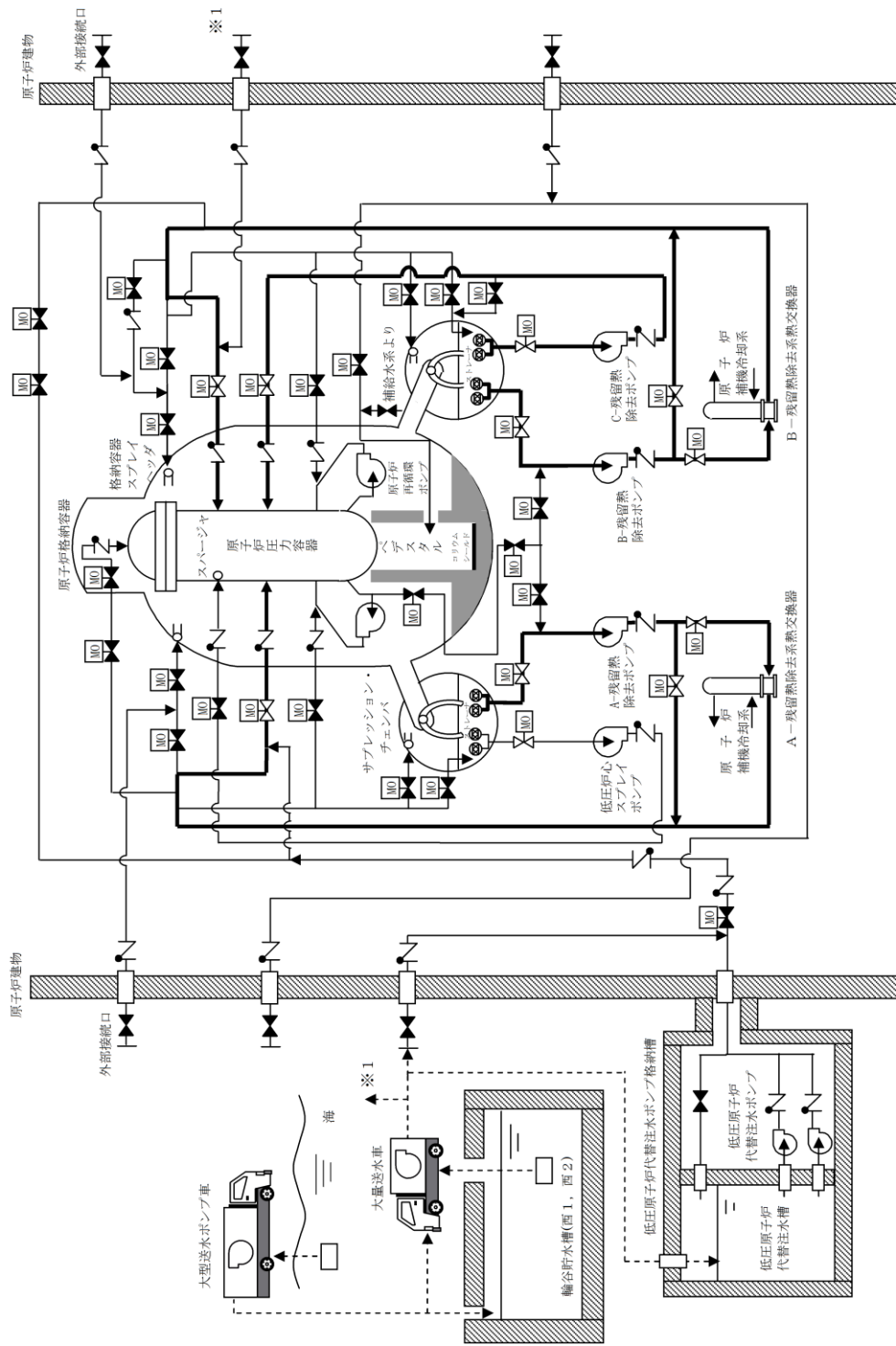
第 3.4-2 図 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図  
 (A—低圧原子炉代替注水系 (可搬型))



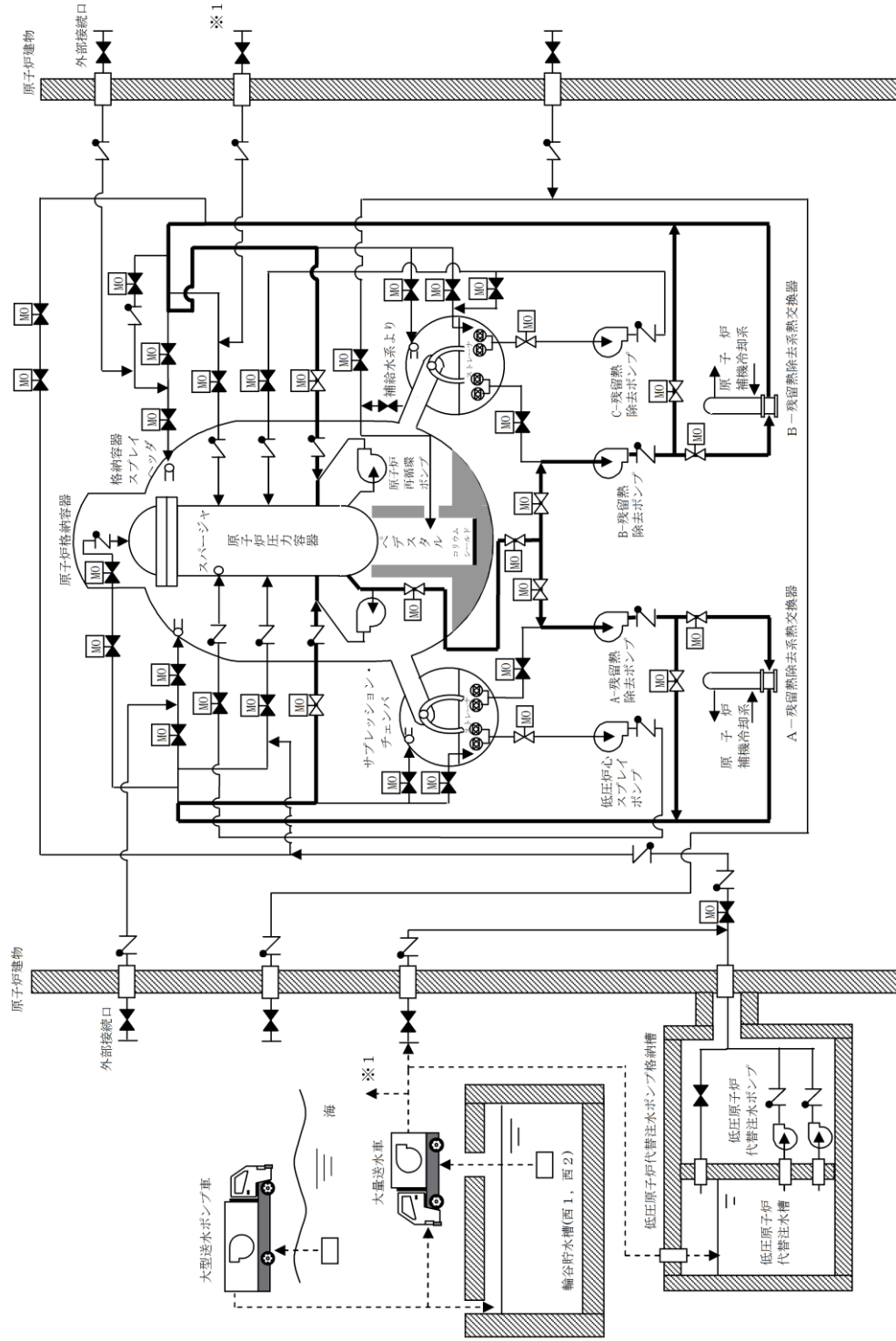
第 3.4-3 図 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図  
 (B-低圧原子炉代替注水系 (可搬型))



第 3.4-4 図 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図  
 (代替交流電源設備を用いた低圧炉心スプレイ系の復旧)



第 3.4-5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図  
 (代替交流電源設備を用いた残留熱除去系 (低圧注水モード) の復旧)



第 3.4-6 図 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図  
 (代替電源設備を用いた残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の復旧)

### 3.4.1.2 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.4.1.2.1 低圧炉心スプレイ系

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

低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、位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

低圧炉心スプレイ系主要機器仕様を第 3.4-2 表に、系統概要図を第 3.4-7 図に示す。

#### 3.4.1.2.1.1 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。

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

#### 3.4.1.2.1.2 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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

#### 3.4.1.2.1.3 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。

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

#### 3.4.1.2.1.4 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。

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

#### 3.4.1.2.1.5 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。

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

#### 3.4.1.2.2 残留熱除去系

残留熱除去系の低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モードは、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

残留熱除去系は、「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。

残留熱除去系主要機器仕様を第 3.4-3 表に、系統概要図を第 3.4-8 図及び第 3.4-9 図に示す。

##### 3.4.1.2.2.1 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。

残留熱除去系の低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モードは、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。

##### 3.4.1.2.2.2 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

##### 3.4.1.2.2.3 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。

残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系注水弁は、原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。残留熱除去系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。また、中央制御室からの操作により残留熱除去系注水弁を閉止できない場合において、残留熱除去系注水弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

##### 3.4.1.2.2.4 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。

残留熱除去系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。残留熱除去系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。また、残留熱除去系注水弁は、中央制御室から操作できない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場での人力により確実に操作が可能な設計とする。

#### 3.4.1.2.2.5 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。

残留熱除去系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系注水弁は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。



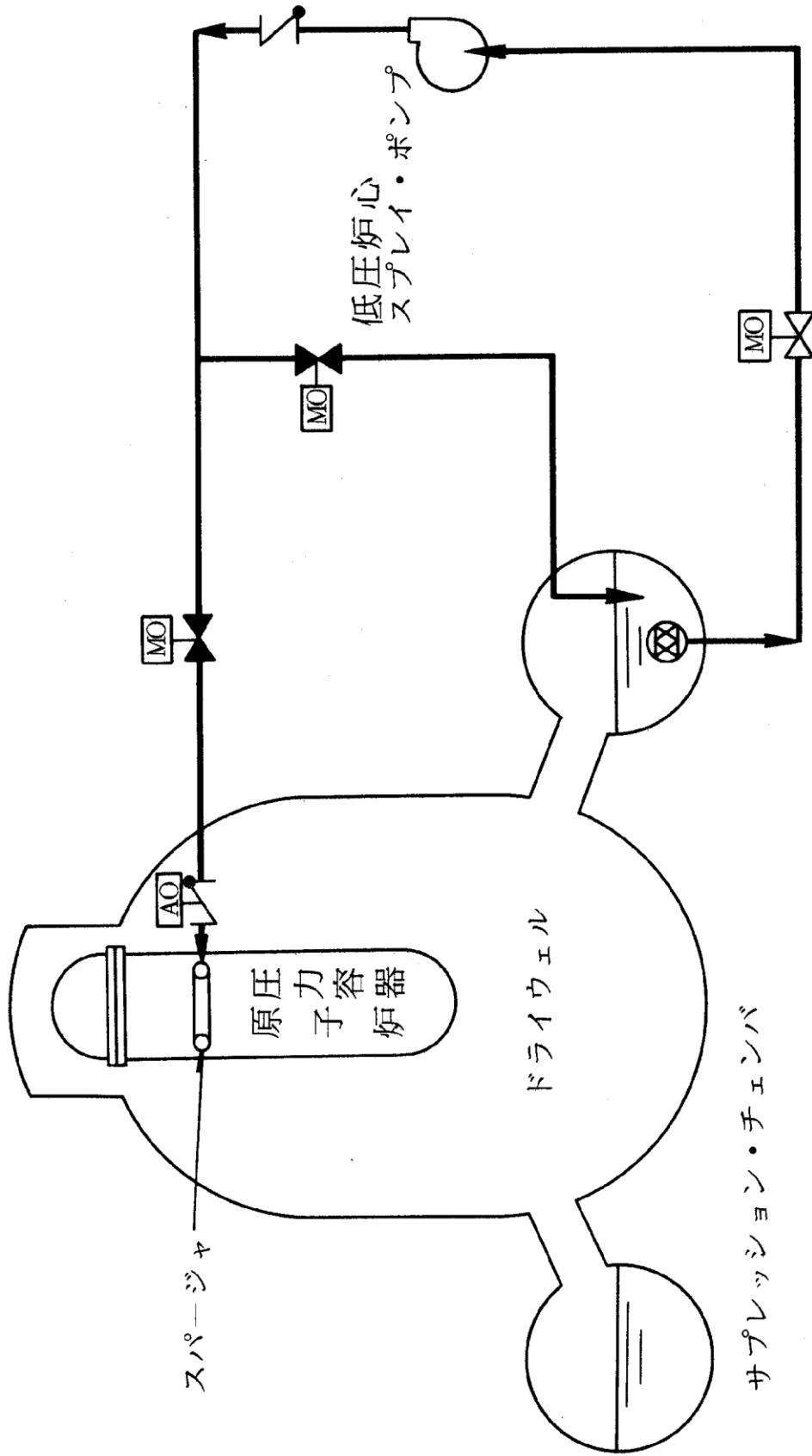
第 3.4-2 表 低圧炉心スプレイ系主要機器仕様

(1) ポンプ

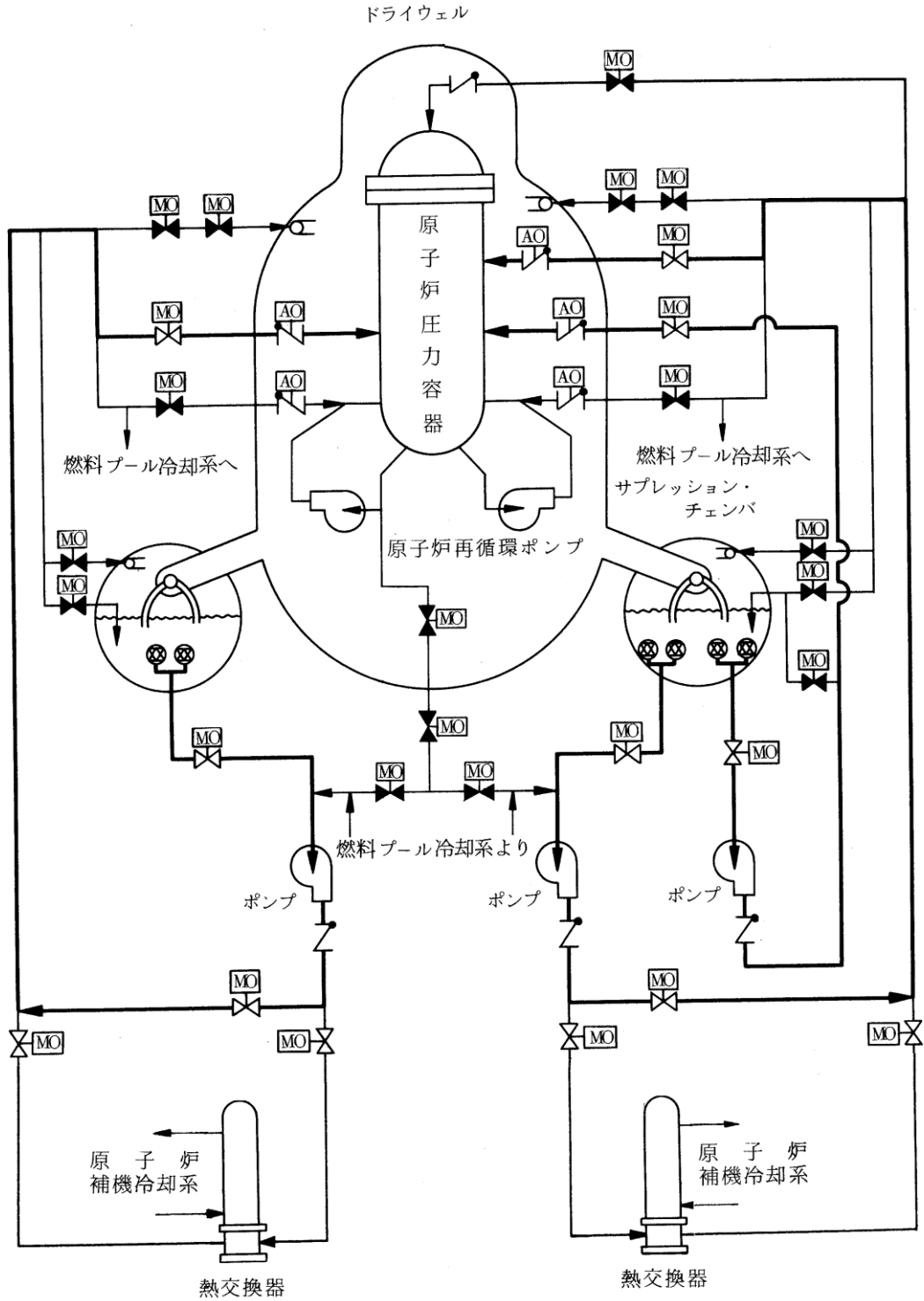
台 数	1
容 量	約 1,050m <sup>3</sup> /h/台

第 3.4-3 表 残留熱除去系主要機器仕様

(1) ポンプ		
台数	3	
容量	約 1,200m <sup>3</sup> /h/台	
(2) 熱交換器		
基数	2	
伝熱容量	約 9 MW/基 (海水温度 30°Cにおいて)	

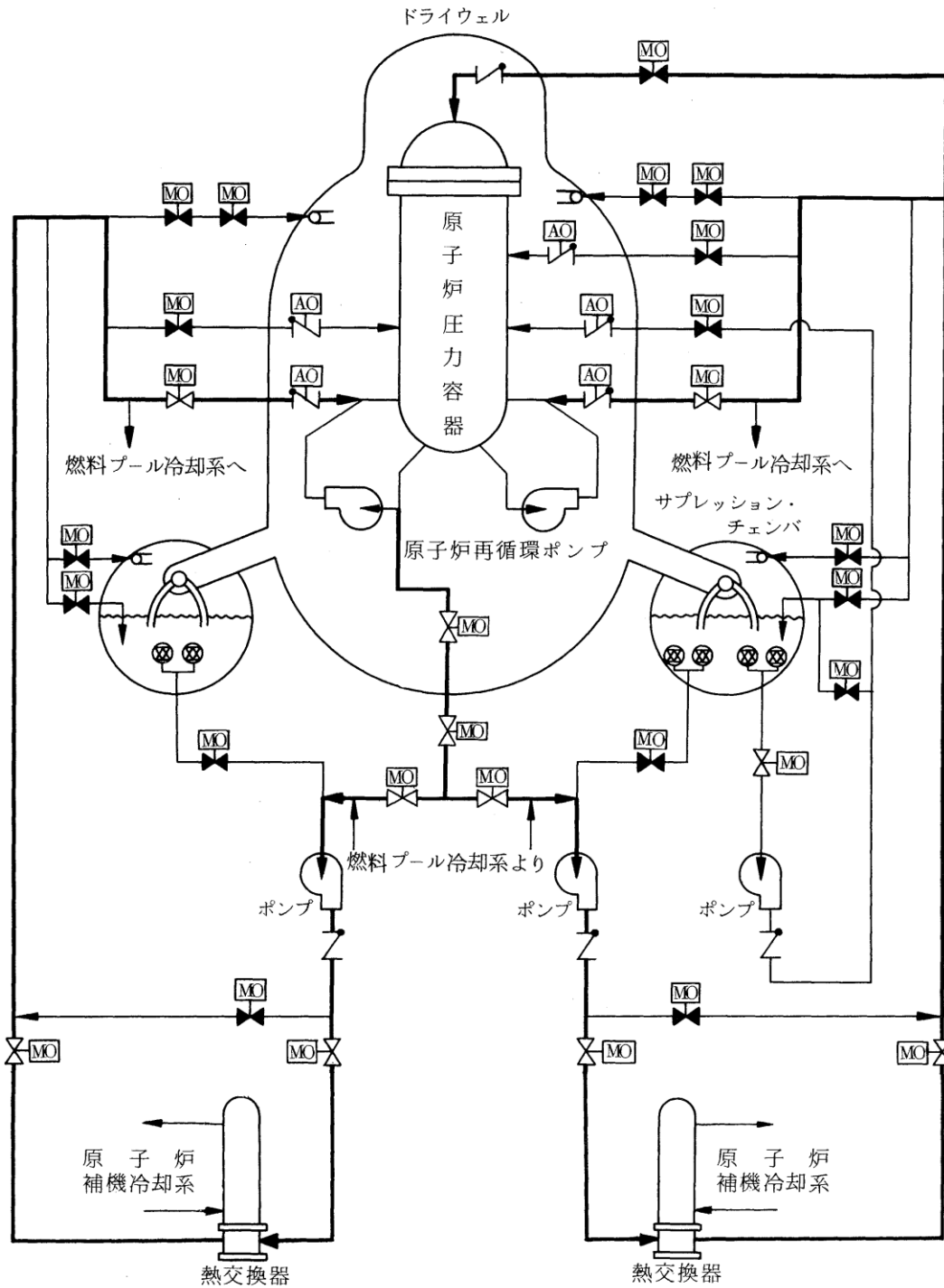


第3.4-7図 低圧炉心スプレイ系系統概要図



(弁の開閉状態は本モード運転中を示す。)

第 3.4-8 図 残留熱除去系 (低圧注水モード) 系統概要図



(弁の開閉状態は本モード運転中を示す。)

第 3.4-9 図 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 系統概要図

### 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49条】

#### 【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器内の冷却等のための設備)

第四十九条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」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) 重大事故等対処設備

a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。

b) 上記 a) の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。

(2) 兼用

a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。

### 3.6.1 適合方針

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器内の冷却等のための設備の系統概要図を第3.6-1図から第3.6-4図に示す。

また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

#### 3.6.1.1 重大事故等対処設備

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための設備として、格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を設ける。

(1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（常設）を使用する。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系を経由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・低圧原子炉代替注水ポンプ
- ・低圧原子炉代替注水槽（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)

本システムの流路として、残留熱除去系の配管及び弁、格納容器スプレイ・ヘッドを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を使用する。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大型送水ポンプ車により海を利用できる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。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及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・大量送水車
- ・常設代替交流電源設備 (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)

本システムの流路として、格納容器代替スプレイ系（常設）及び残留熱除去系の配管及び弁、格納容器スプレイ・ヘッド並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。



b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却

全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（常設）は、「(1) a. (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、「(1) a. (b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）の復旧

全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）を復旧する。

残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器により、サブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

本システムに使用する冷却水は原子炉補機冷却系又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・原子炉補機代替冷却系（3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である残留熱除去系及び原子炉補機冷却系を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、格納容器代

替スプレイ系（常設）を使用する。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系を經由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

本系統の詳細については、「(1) a. (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却」に記載する。

#### (b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を使用する。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大型送水ポンプ車により海を利用できる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

本系統の詳細については、「(1) a. (b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」に記載する。

#### b. サポート系故障時に用いる設備

##### (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（常設）は、「(1) b. (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、「(1) b. (b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）の復旧

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備は、「(1) b. (d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）の復旧」と同じである。

格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。

原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要機器仕様を第 3.6-1 表に示す。

残留熱除去系については、「3.6.1.2.1 残留熱除去系」に記載する。

原子炉補機冷却系及び原子炉補機代替冷却系については、「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。

大型送水ポンプ車、低圧原子炉代替注水槽及びサブプレッション・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。

非常用交流電源設備については、「3.14 電源設備」に記載する。

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

### 3.6.1.1.1 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。

格納容器代替スプレイ系（常設）は，残留熱除去系（格納容器冷却モード）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動できることで，非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去ポンプを用いた残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して多様性を有する設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，格納容器代替スプレイ系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また，格納容器代替スプレイ系（常設）は，低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで，サブプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して異なる水源を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで，原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及びサブプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は，残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び格納容器代替スプレイ系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで，電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び格納容器代替スプレイ系（常設）に対して多様性を有する設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また，格納容器代替スプレイ系（可搬型）は，代替淡水源を水源とすることで，サブプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び低圧原子炉代替注水槽を水源とする格納容器代替スプレイ系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。

大量送水車は，原子炉建物及び低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで，原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプと共通要因によって同時に

機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

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

#### 3.6.1.1.2 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。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、通常時は大量送水車を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 3.6.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

格納容器代替スプレイ系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有する設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有するものを1セット1台使用する。

保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

#### 3.6.1.1.4 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。

格納容器代替スプレイ系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

また、格納容器代替スプレイ系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

大量送水車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

#### 3.6.1.1.5 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。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

大量送水車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

大量送水車を接続する接続口については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。

また、接続口の口径を統一する設計とする。

#### 3.6.1.1.6 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。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

また、格納容器代替スプレイ系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、発電用原子炉の停止中に、分解及び外観の確認が可能な設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。

また、大量送水車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.6-1 表 原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要機器仕様

(1) 格納容器代替スプレイ系（常設）

a. 低圧原子炉代替注水ポンプ

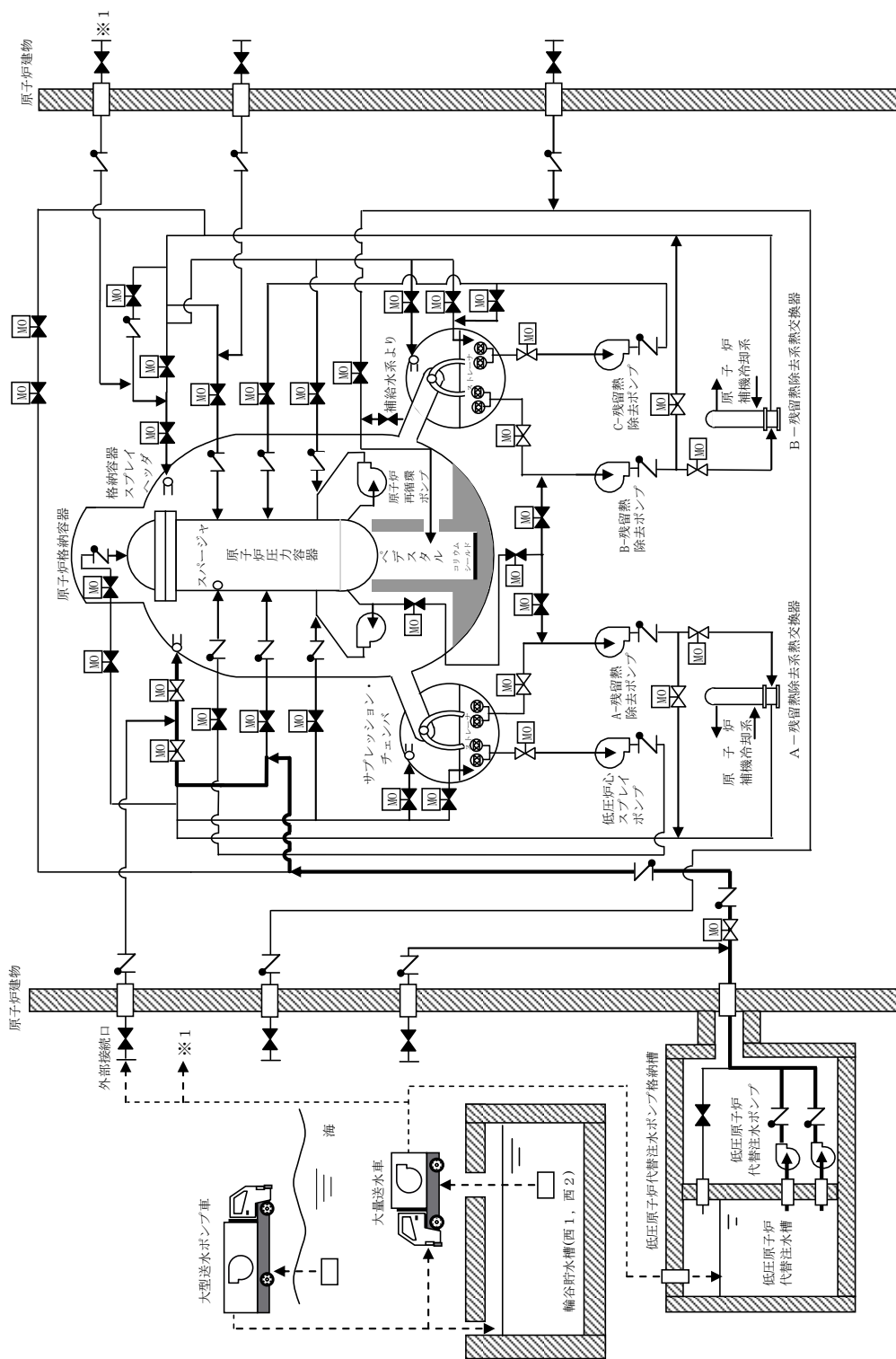
第 3.4-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

(2) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）

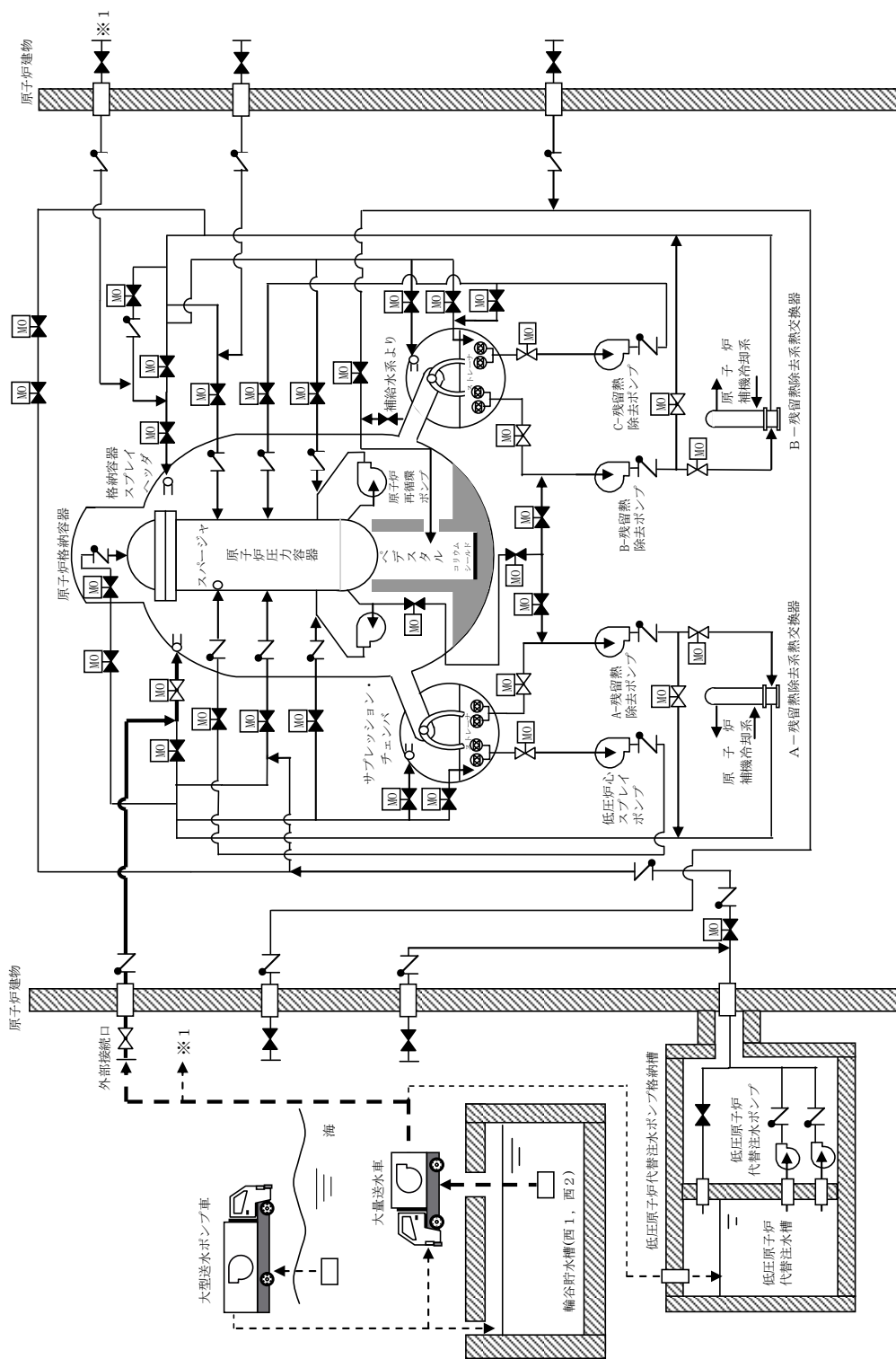
a. 大量送水車

第 3.11-1 表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

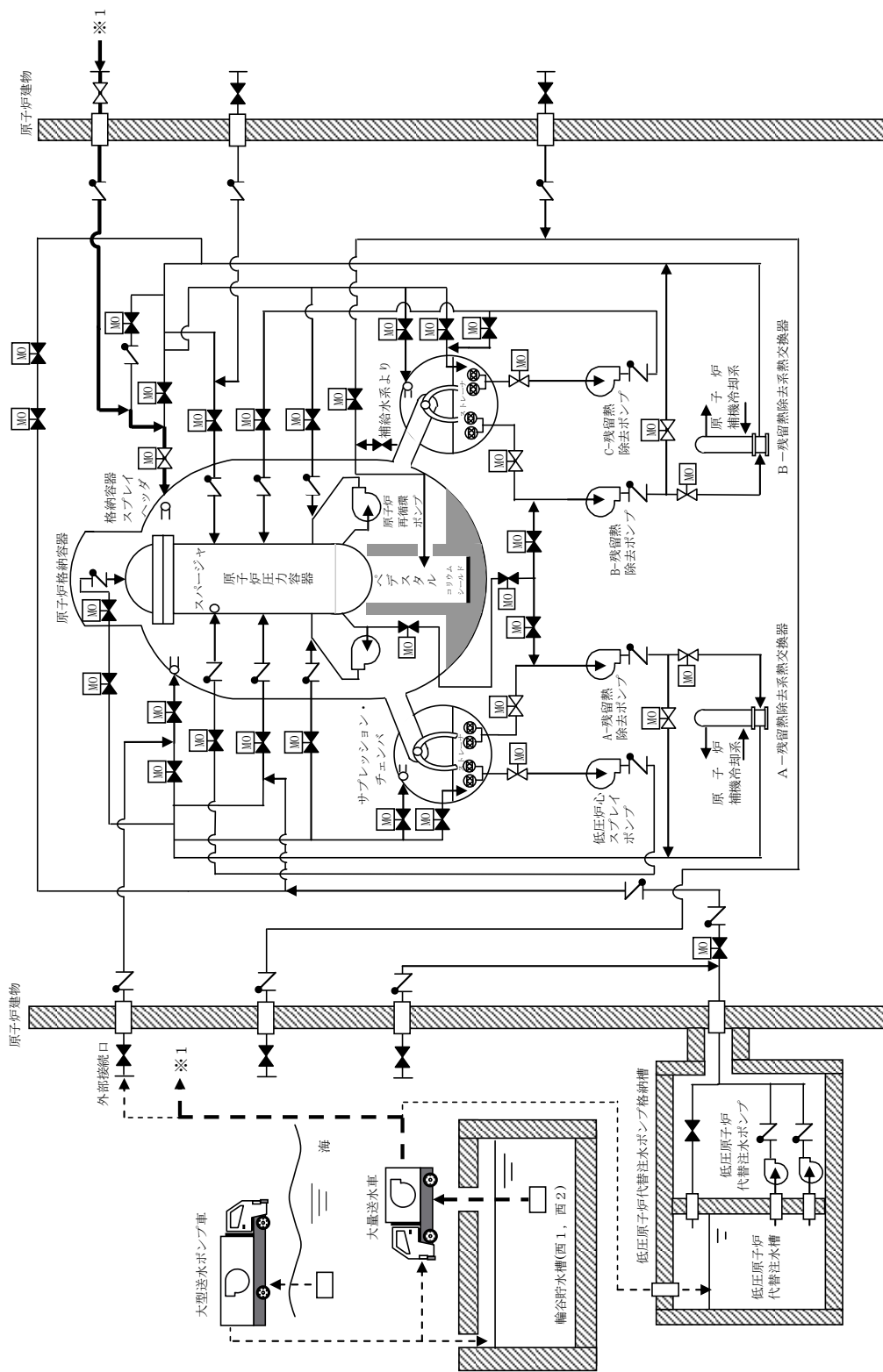




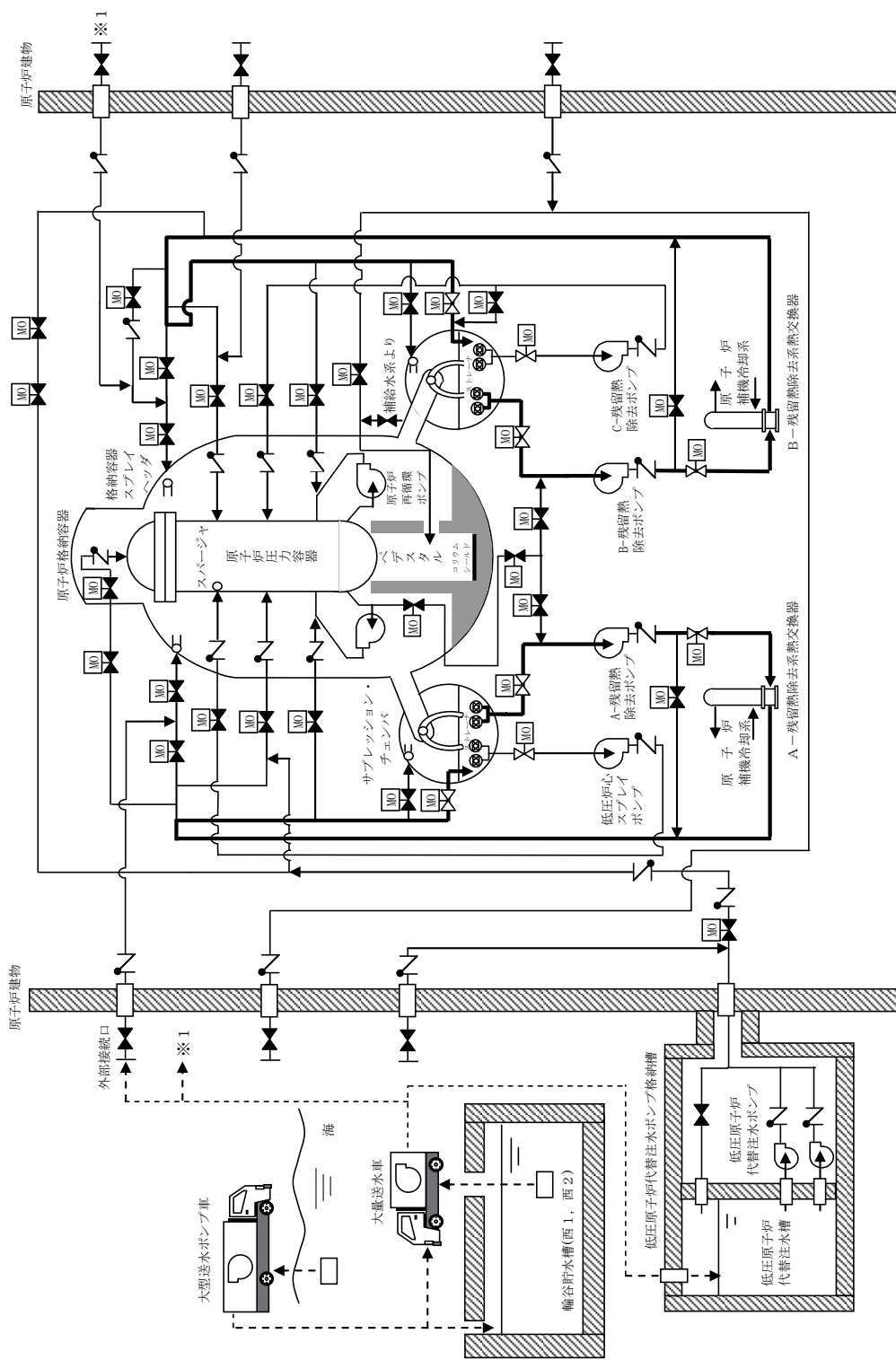
第 3.6-1 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図  
(格納容器代替スプレイ系 (常設) による原子炉格納容器の冷却)



第3.6-2 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図  
 (格納容器代替スプレー系 (可搬型) A系による原子炉格納容器の冷却)



第 3.6-3 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図  
(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) B 系による原子炉格納容器の冷却)



第 3.6-4 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図  
 (常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) の復旧)

### 3.6.1.2 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.6.1.2.1 残留熱除去系

残留熱除去系のサプレッション・プール水冷却モードは、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

残留熱除去系は、「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。

残留熱除去系主要機器仕様を第 3.6-2 表に、系統概要図を第 3.6-5 図に示す。

#### 3.6.1.2.1.1 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。

残留熱除去系のサプレッション・プール水冷却モードは、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。

#### 3.6.1.2.1.2 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

#### 3.6.1.2.1.3 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。

残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、原子炉棟に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。残留熱除去系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

#### 3.6.1.2.1.4 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。

残留熱除去系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備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。残留熱除去系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

#### 3.6.1.2.1.5 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。

残留熱除去系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、残留熱除去ポンプ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。

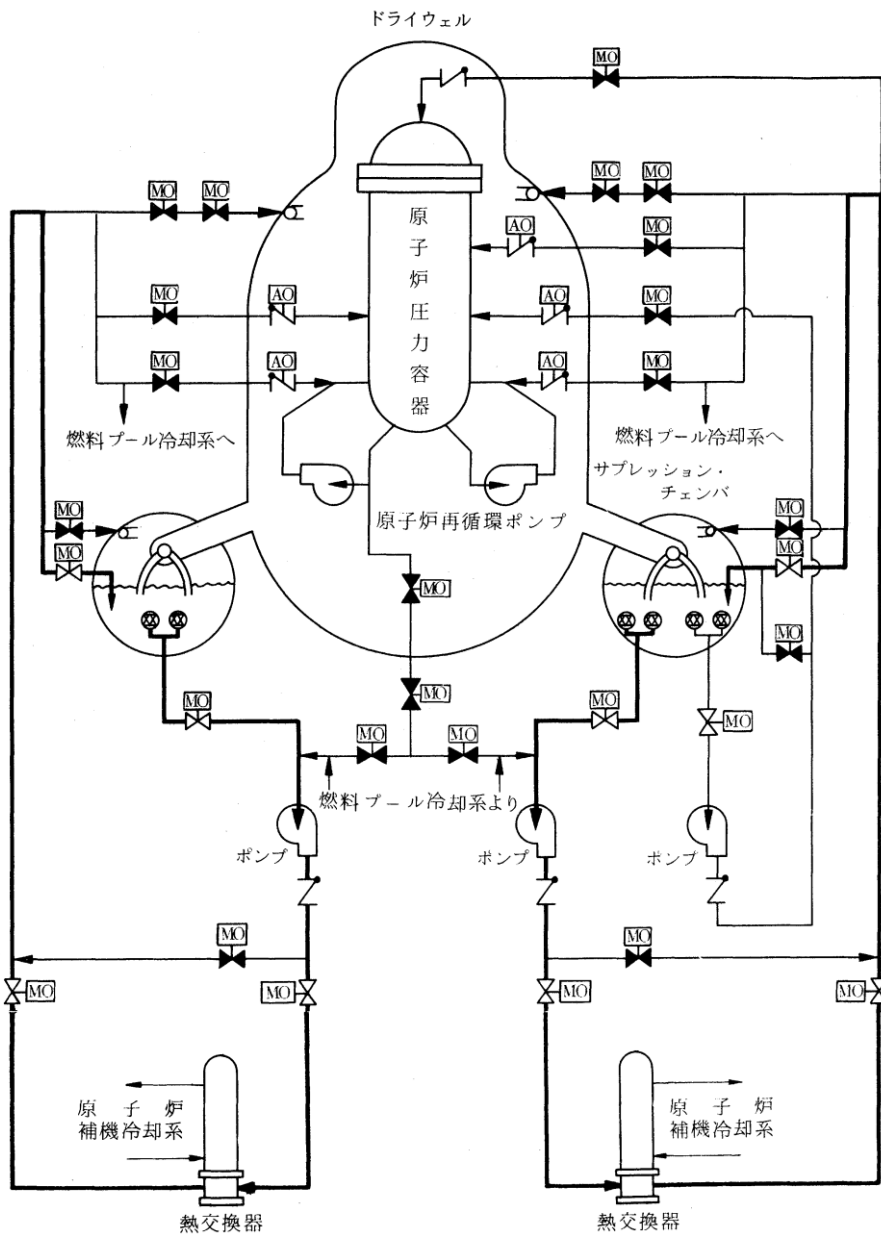
第 3.6-2 表 残留熱除去系主要機器仕様

(1) ポンプ

台 数	2
容 量	約 1,200m <sup>3</sup> /h/台

(2) 熱交換器

基 数	2
伝熱容量	約 9.1MW/基 (海水温度 30°Cにおいて)



(弁の開閉状態は本モード運転中を示す。)

第 3.6-5 図 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）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。

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。

- ・ 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、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頂部付近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、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し、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。

本系統はサプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、有効燃料棒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弁設置し、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冷却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、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地下の格納槽内に格納し、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
- ・可搬式窒素供給装置（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）
- ・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）

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

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

原子炉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。

可搬式窒素供給装置については、「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」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、可搬型代替交流電源設備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の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との離隔を考慮した設計とする。

残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物附属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉棟内に設置し、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地下の格納槽に、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弁設置し、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、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ポンプ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式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式に加えて、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式の合計3式を保管する。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を同時に使用するため、各システム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。

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、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及び有効面積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、中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計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。

また、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。

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地下の格納槽に設置し、圧力開放板は屋外に設置することで、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うち原子炉棟内に設置する弁の操作は、原子炉建物付属棟内に設置されている遠隔手動弁操作機構により、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 9MW

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

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

a. 第 1 ベントフィルタスクラバ容器

個 数 4  
 系統設計流量 約 9.8kg/s (格納容器圧力が 0.427MPa [gage] において)

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

(pH  以上)

金属フィルタ

b. 第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器

個 数 1  
 系統設計流量 約 9.8kg/s (格納容器圧力が 0.427MPa [gage] において)

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。

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

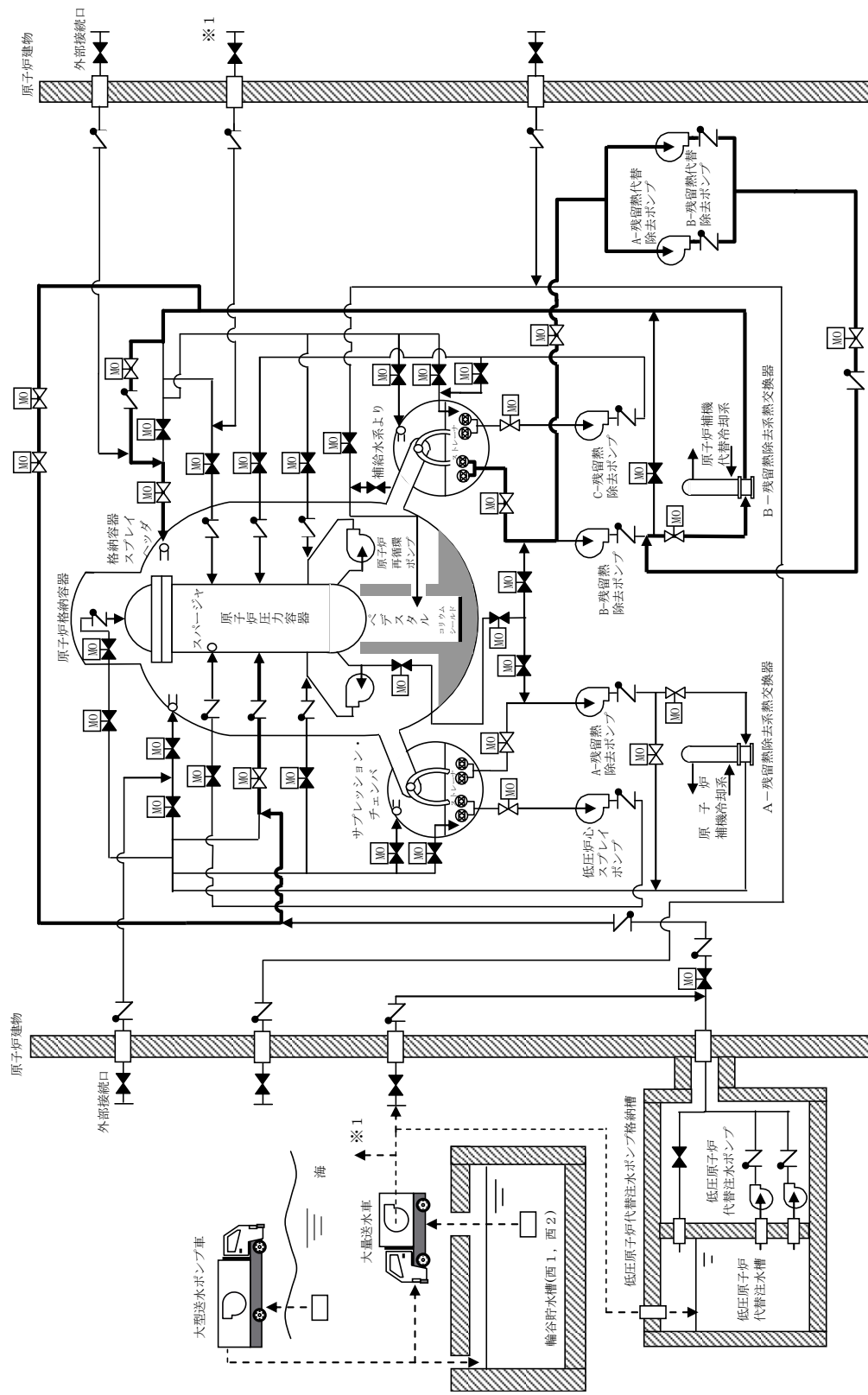
個 数 1  
設定破裂圧力 約80kPa[gage]

d. 可搬式窒素供給装置

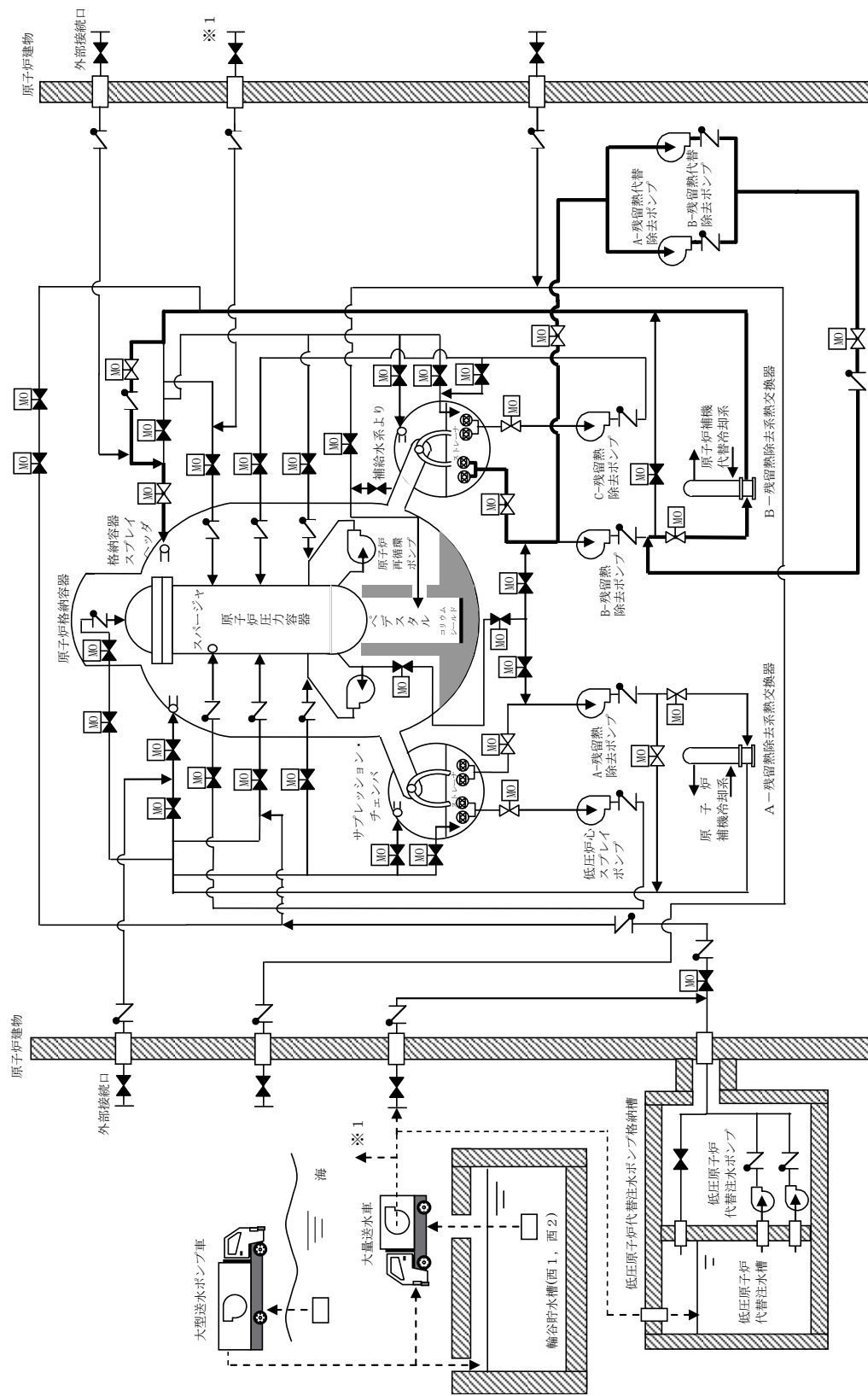
兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器の水素爆発を防止するための設備

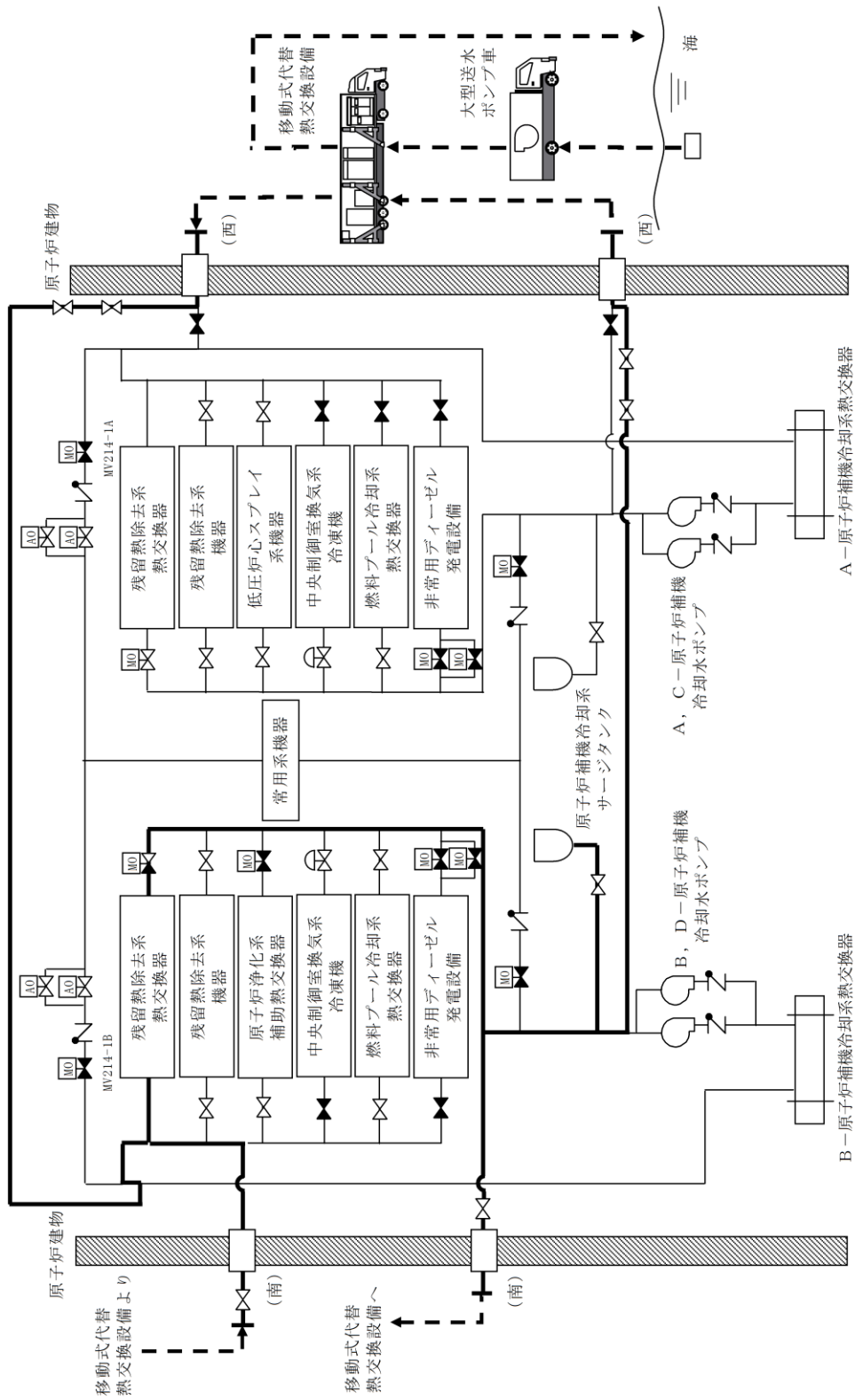
個 数 1（予備1）  
容 量 約100Nm<sup>3</sup>/h/台



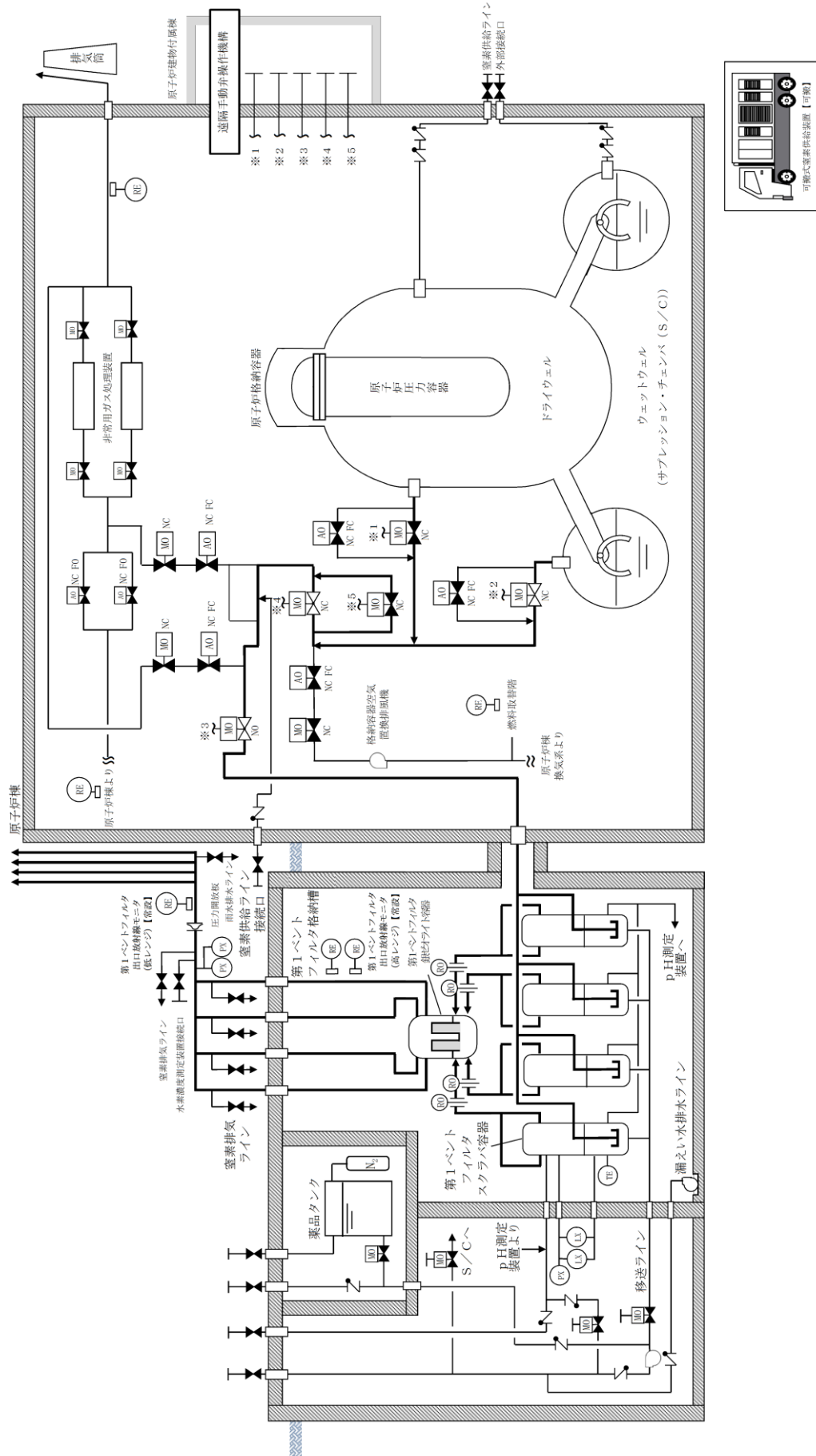
第 3.7-1 図(1) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (残留熱代替除去系による原子炉格納容器の減圧及び除熱 (原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレーを実施する場合))



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イを実施する場合))



第 3.7-2 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(原子炉補機代替冷却系))



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（以下ペDESTAL内）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。

ペDESTAL内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3.8-10図に示す。

#### 3.8.1.1 重大事故等対処設備

ペDESTAL内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、ペDESTAL内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、溶融炉心がペDESTAL内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) ペDESTAL内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）によるペDESTAL内への注水

ペDESTAL内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ペDESTAL内へ流入し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL内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、溶融炉心がペDESTAL内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、格納容器スプレイ・ヘッドを重大事故等対処設備として使用する。

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

b. ペDESTAL代替注水系 (可搬型) によるペDESTAL内への注水

ペDESTAL内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、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、代替淡水源の水を復水輸送系及び補給水系を経由してペDESTAL内へ注水し、熔融炉心が落下するまでにペDESTAL内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。

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水の供給設備である大型送水ポンプ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及び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、熔融炉心がペDESTAL内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。

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、復水輸送系、補給水系の配管及び弁並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉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）によるペDESTAL内への注水

ペDESTAL内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、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を使用する。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を経由して格納容器スプレイ・ヘッダからドライウェル内にスプレイすることでペDESTAL内へ流入し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL内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。

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。

(2) 溶融炉心のペDESTAL内への落下遅延・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溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延・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溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延・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溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延・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压力容器へのほう酸水注入

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心のペデスタル内への落下を遅延・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压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。

ペデスタル内の溶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。

大型送水ポンプ車、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）及びペDESTAL代替注水系（可搬型），格納容器代替スプレイ系（可搬型）の水源は，それぞれ低圧原子炉代替注水槽と代替淡水源とすることで，異なる水源を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプは，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、ペDESTAL内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、ペDESTAL内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、ペDESTAL内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、ペDESTAL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。

#### 3.8.1.1.5 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 ペDESTAL内の溶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
外 径	ペDESTAL床全面
厚 さ	約 0.1m 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系ポンプ

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。

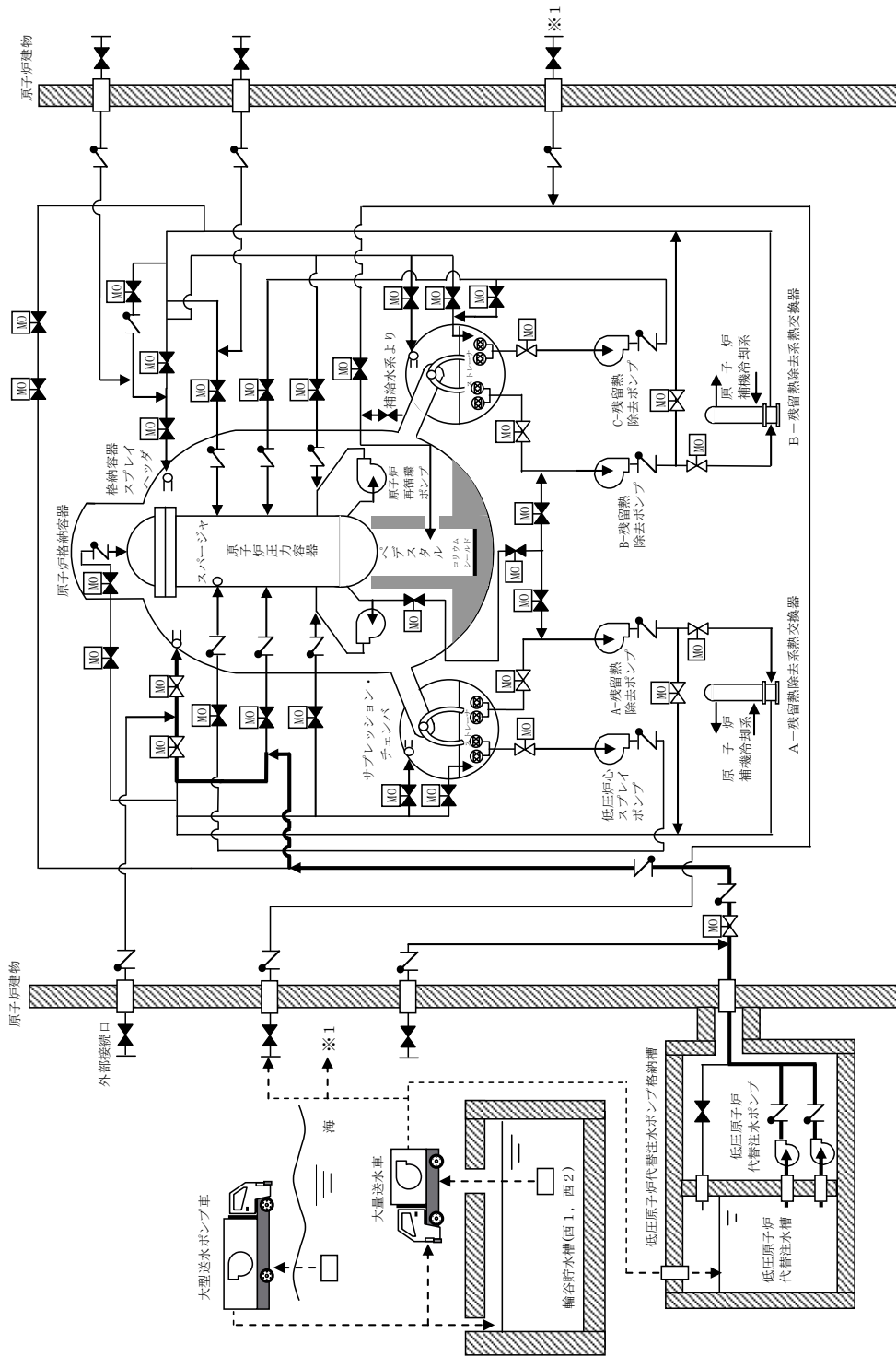
(8) ほう酸水注入系

a. ほう酸水注入ポンプ

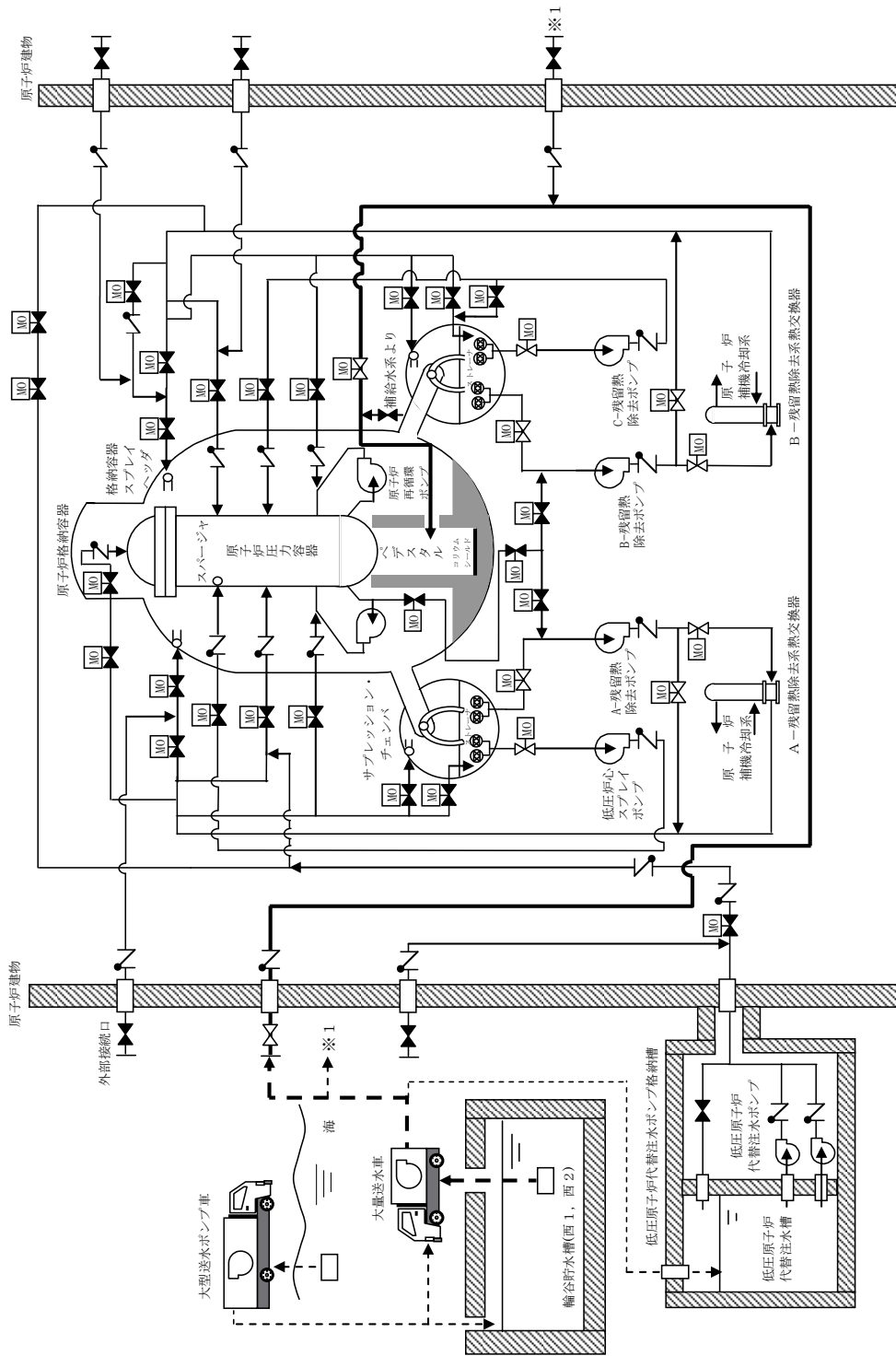
第 3.1-1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様に記載する。

b. ほう酸水貯蔵タンク

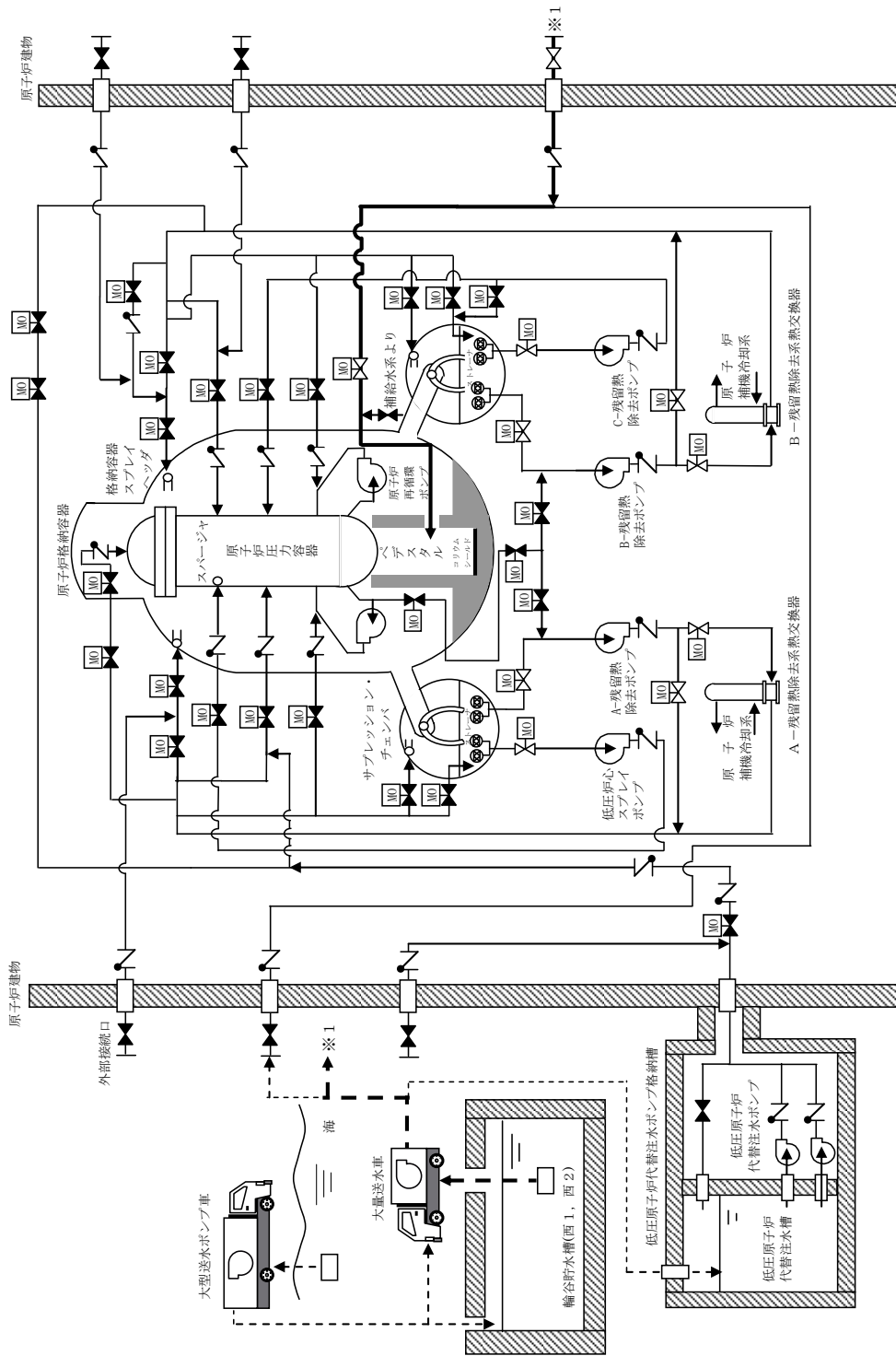
第 3.1-1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様に記載する。



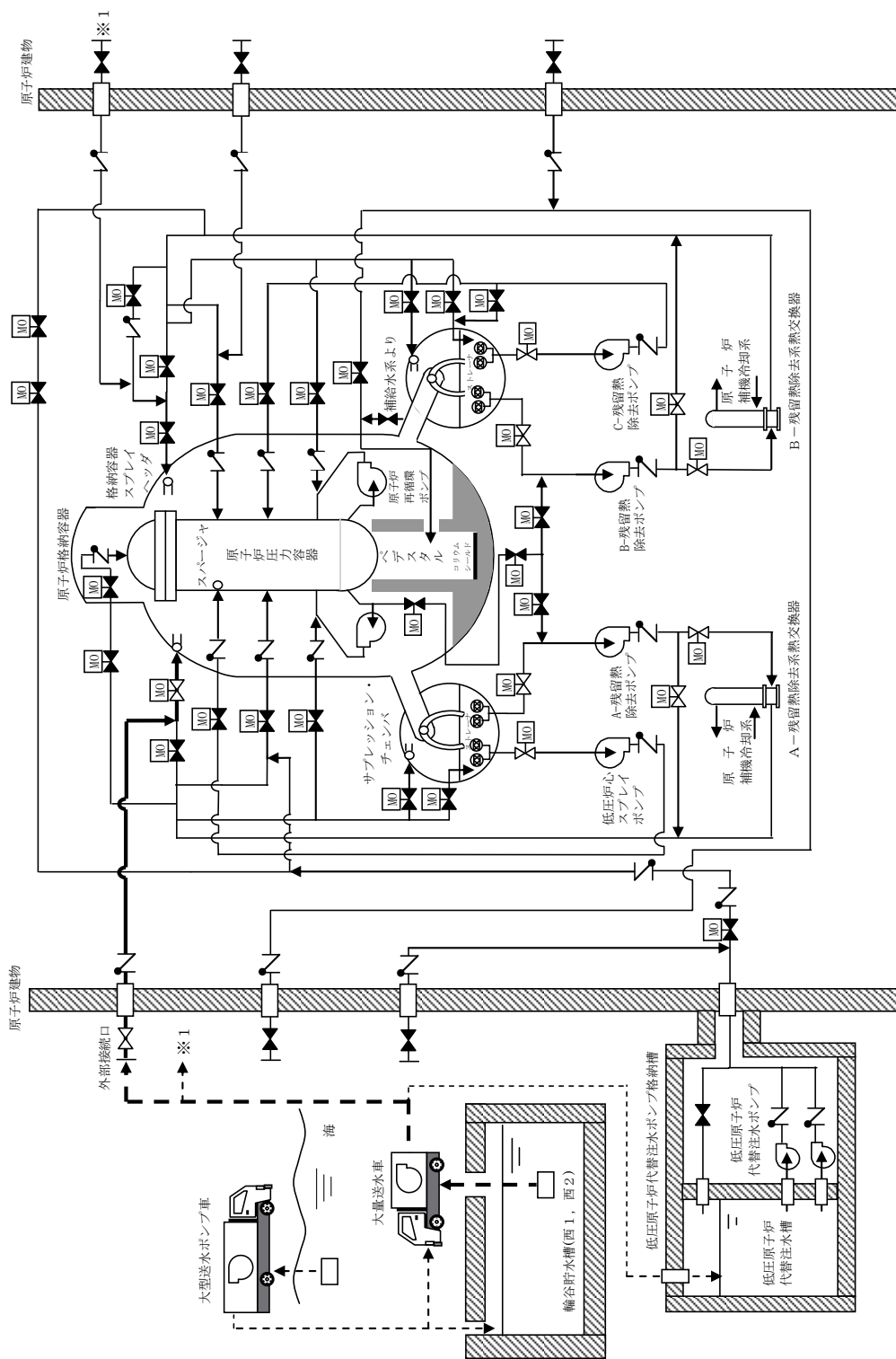
第 3.8-1 図 ペデスタル内の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図  
(ペデスタル代替注水系 (常設) によるペデスタル内への注水)



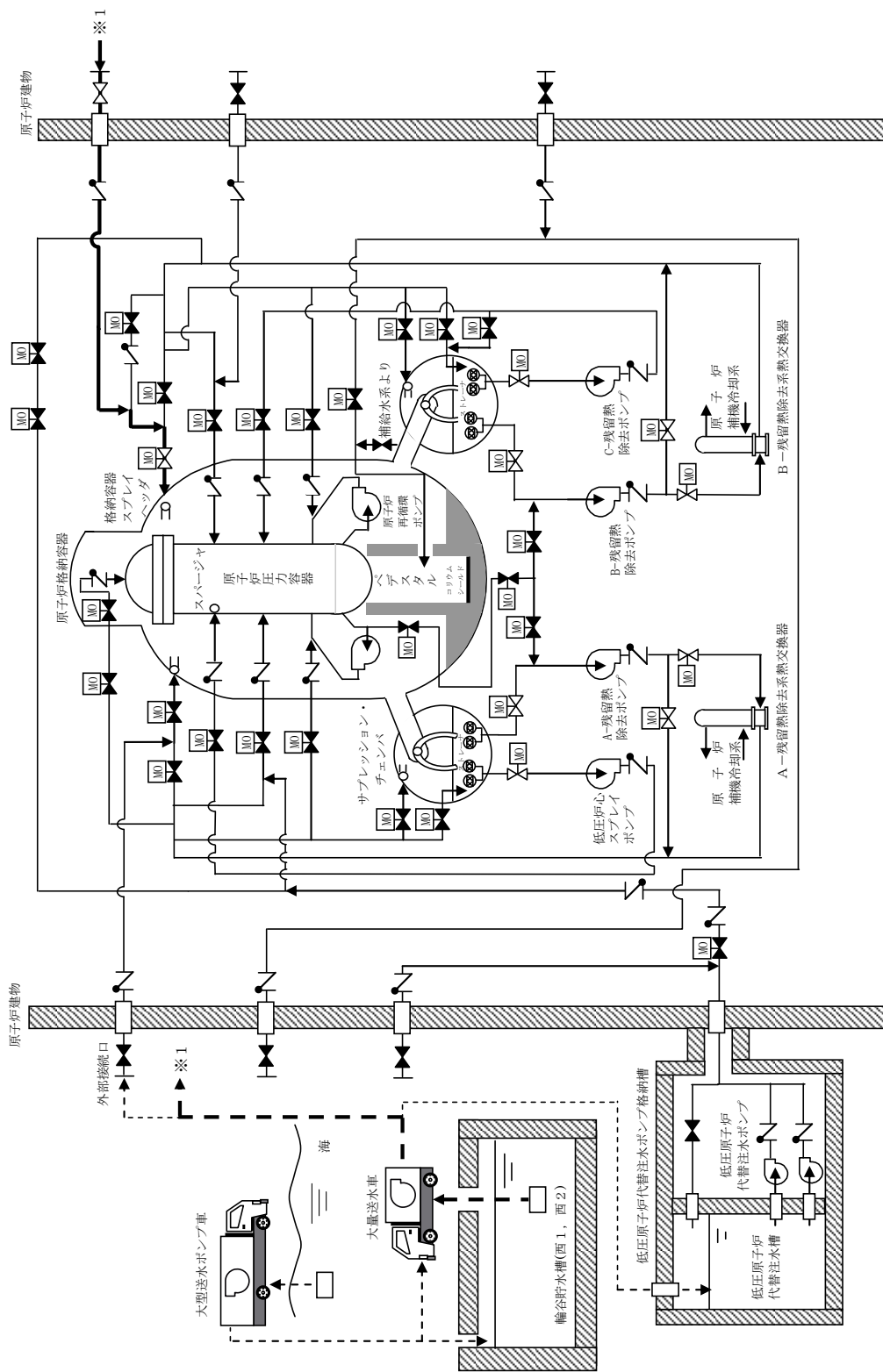
第 3.8-2 図 ペデスタル内の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図  
 (ペデスタル代替注水系 (可搬型) A系によるペデスタル内への注水)



第3.8-3 図 ペデスタル内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) B系によるペデスタル内への注水)

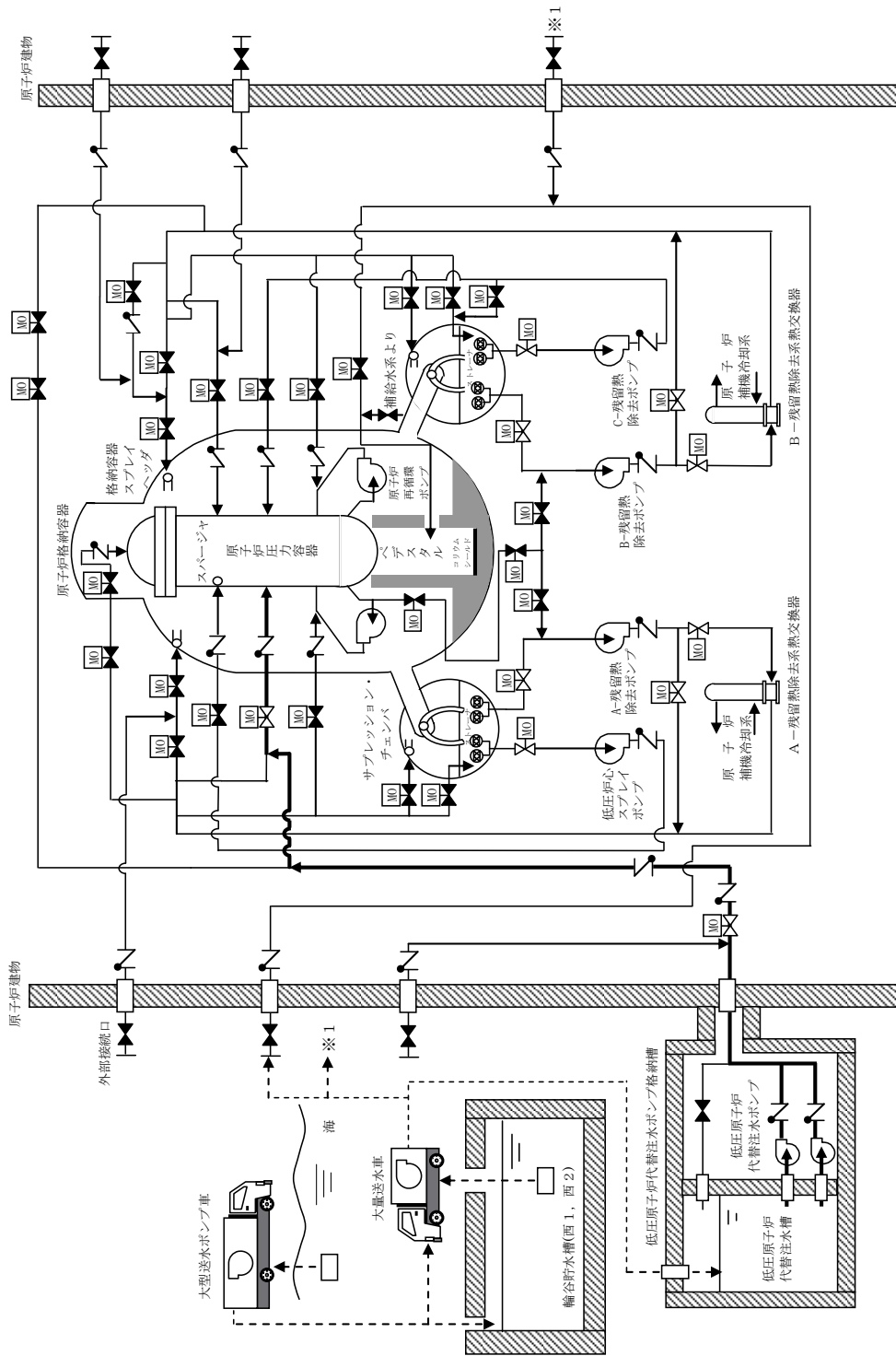


第3.8-4 図 ペデスタル内の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図  
(格納容器代替スプレッド系 (可搬型) A系によるペデスタル内への注水)

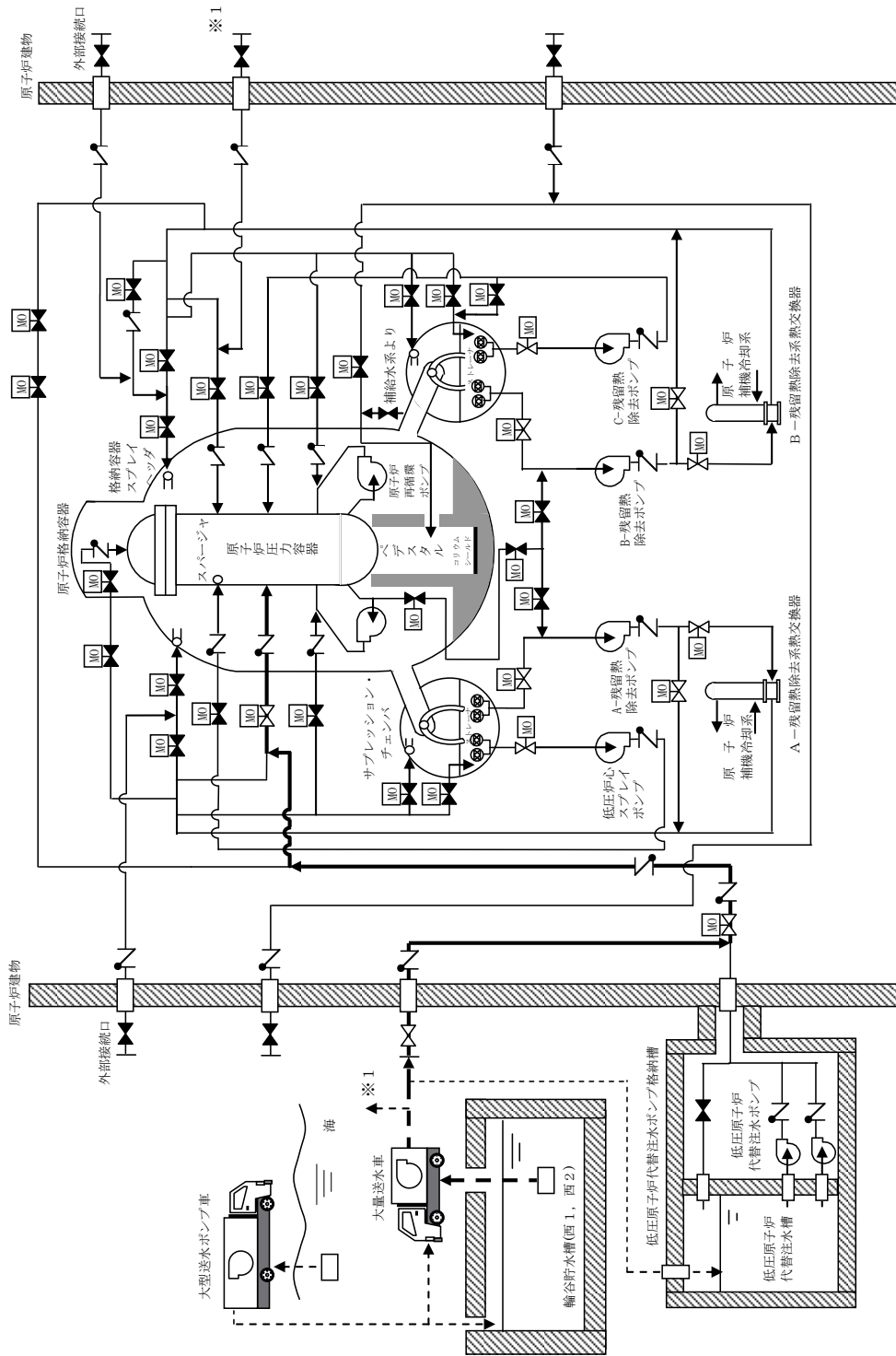


第3.8-5 図 ペデスタル内の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図  
 (格納容器代替スプレイ系 (可搬型) B系によるペデスタル内への注水)

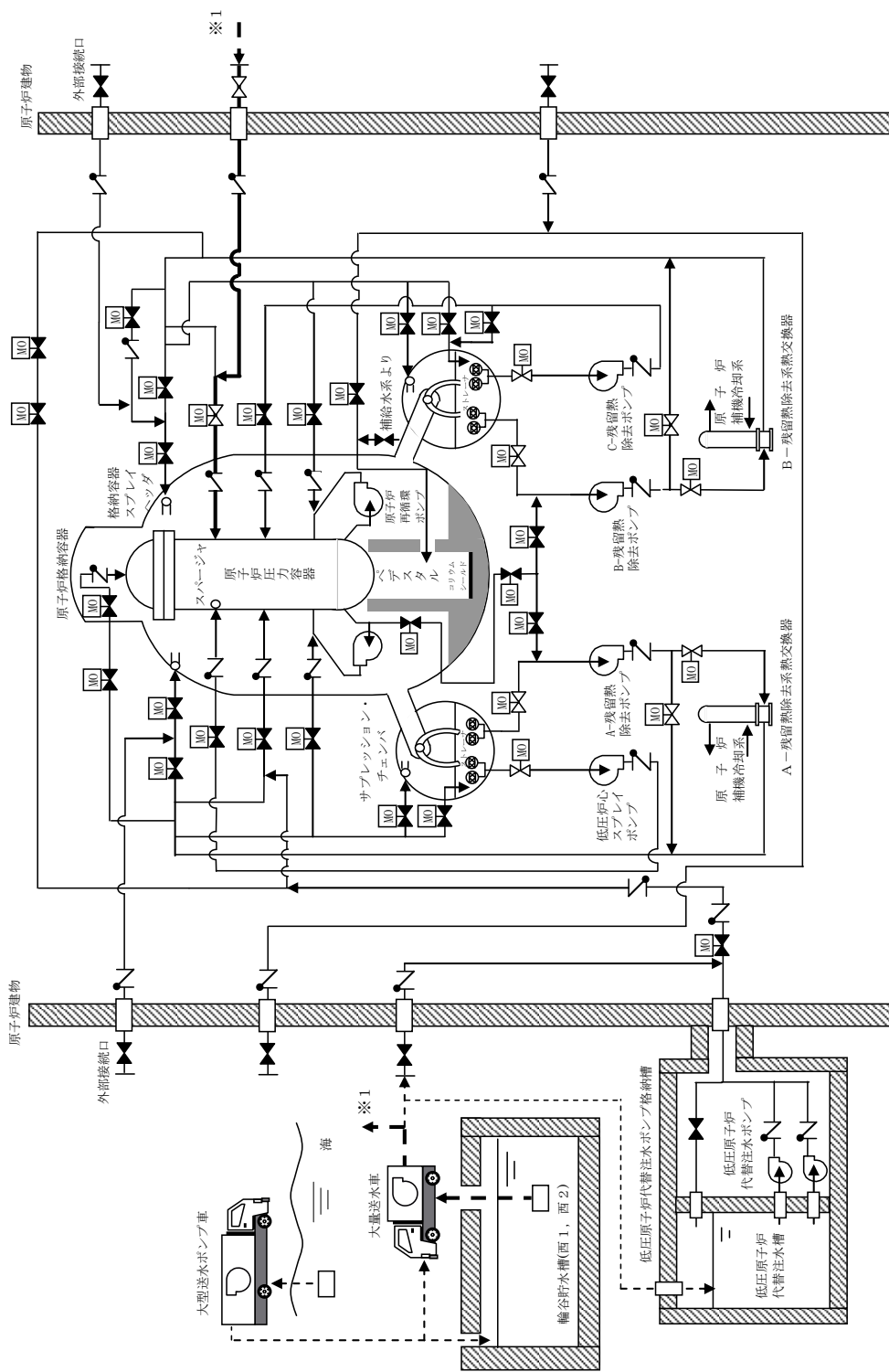




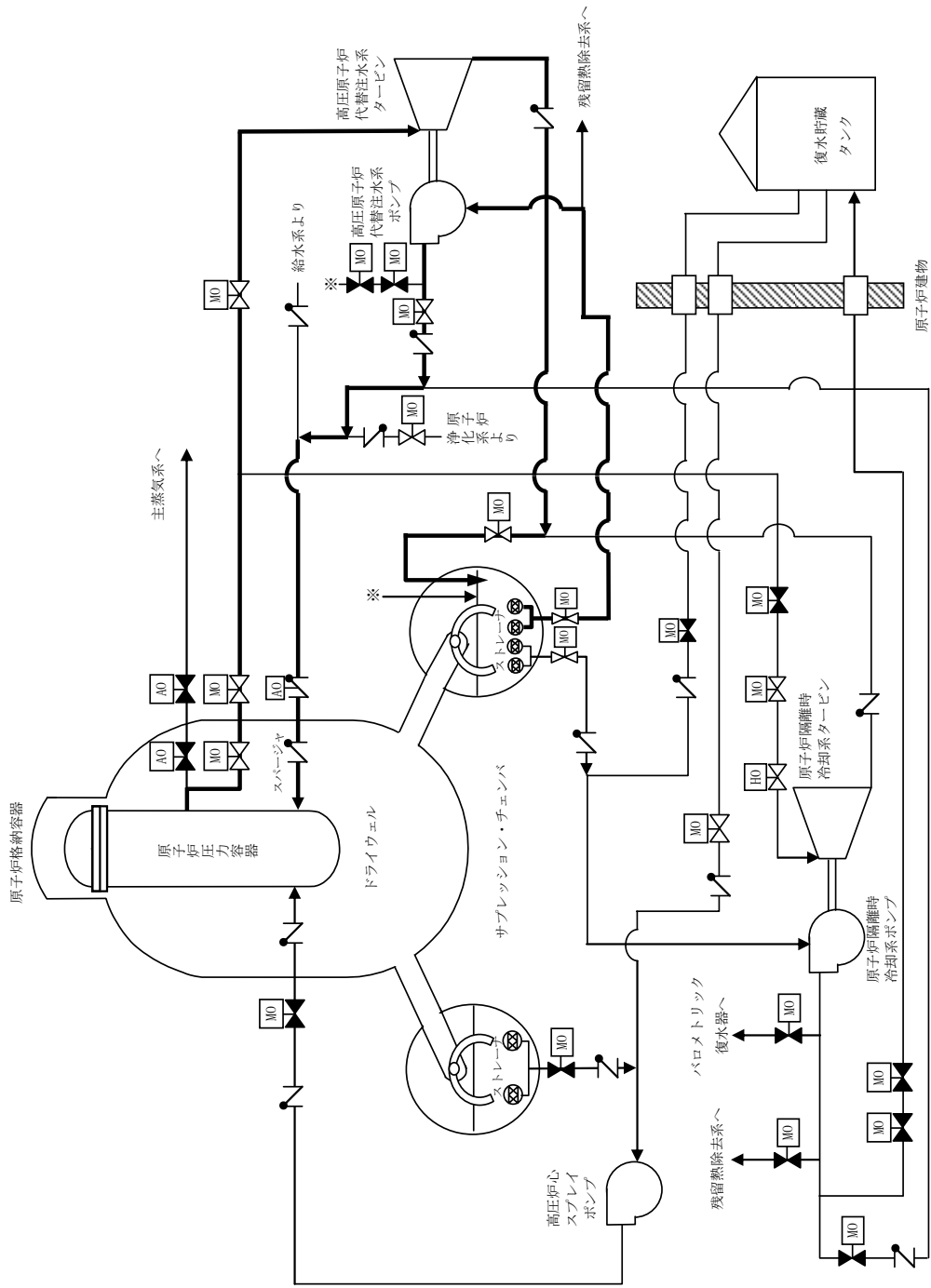
第 3.8-6 図 ペデスタル内の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図  
 (低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉压力容器への注水)



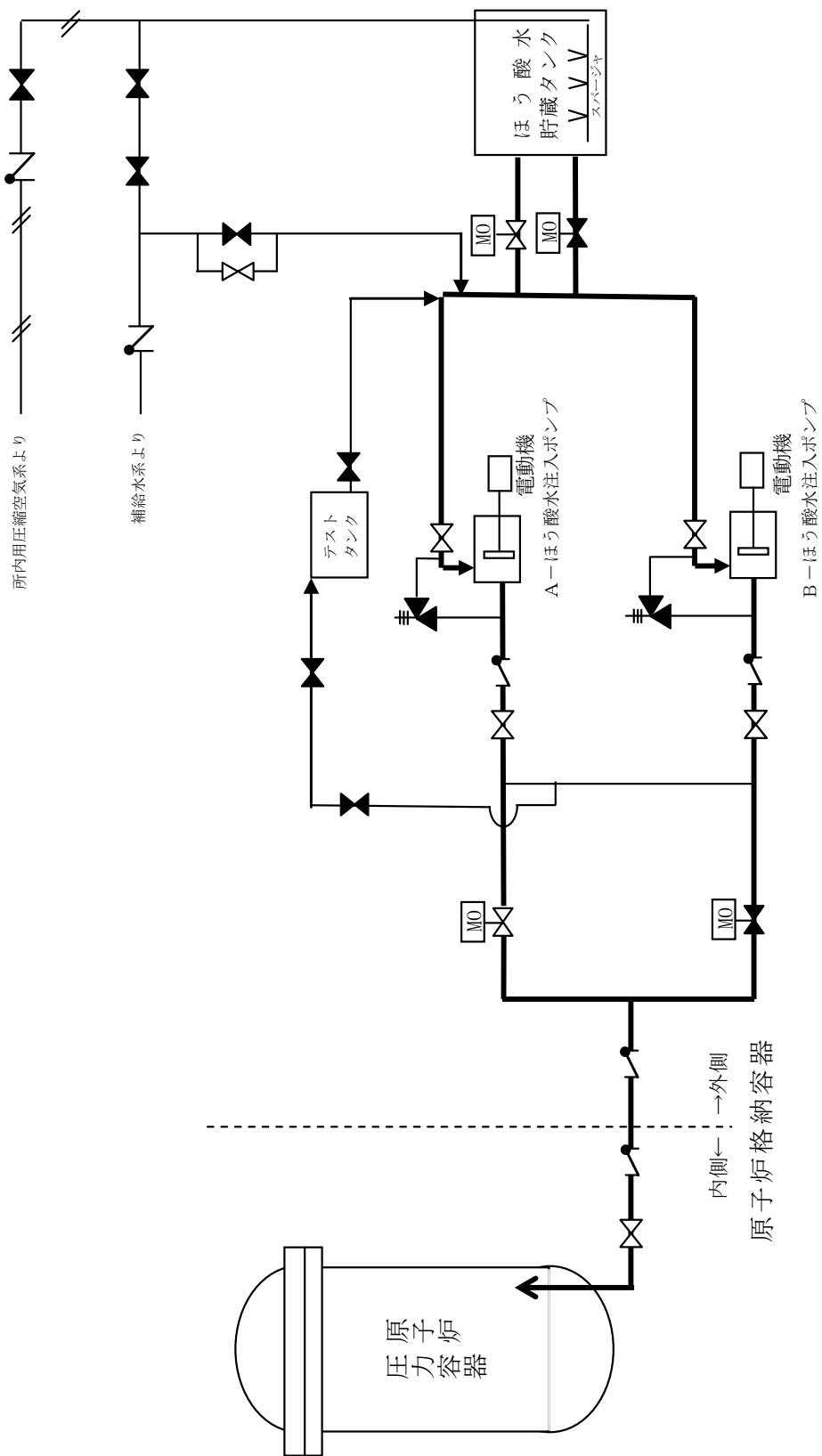
第 3.8-7 図 ペデスタル内の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図  
 (低圧原子炉代替注水系 (可搬型) A系による原子炉圧力容器への注水)



第 3.8-8 図 ペデスタル内の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図  
 (低圧原子炉代替注水系 (可搬型) B 系による原子炉圧力容器への注水)



第 3.8-9 図 ペデスタル内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3.8-10 図 ペデスタル内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。

本システムは、可搬式窒素供給装置、配管・ホース・弁類等で構成し、格納容器フィルタベント系の使用前に原子炉格納容器内に窒素を供給することで、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及び酸素の濃度を、蒸気が全て凝縮した条件でも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、ディーゼルエンジン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。

- ・可搬式窒素供給装置
- ・燃料補給設備（3.14 電源設備）

本システムの流路として、窒素ガス代替注入系の配管、弁及びホースを重大事

故等対処設備として使用する。

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

b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系を使用する。

格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物頂部付近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)

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

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

本システムのうち第1ベントフィルタ出口水素濃度及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)の詳細については、「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 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) を使用する。

格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) は、炉心の著しい損傷が発生した場合にサンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。

格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・格納容器水素濃度 (S A)
- ・格納容器酸素濃度 (S A)
- ・常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・可搬型代替交流電源設備 (3.14 電源設備)

### b. 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度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、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度を使用する。

格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、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。格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、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
- ・格納容器酸素濃度
- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）

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、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、「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、及び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駆動できる設計とする。

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、多様性を有する設計とする。

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、検出器の設置箇所の位置的分散を図る設計とする。

また、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備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）、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、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及び酸素を排出する前までに、原子炉格納容器内の水素及び酸素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）及び格納容器水素濃度は、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。

格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度は、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）及び格納容器酸素濃度（S A）は、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。

格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、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）、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度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）、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、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）、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度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

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

台 数	1 (予備 1)
容 量	約 100Nm <sup>3</sup> /h/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。

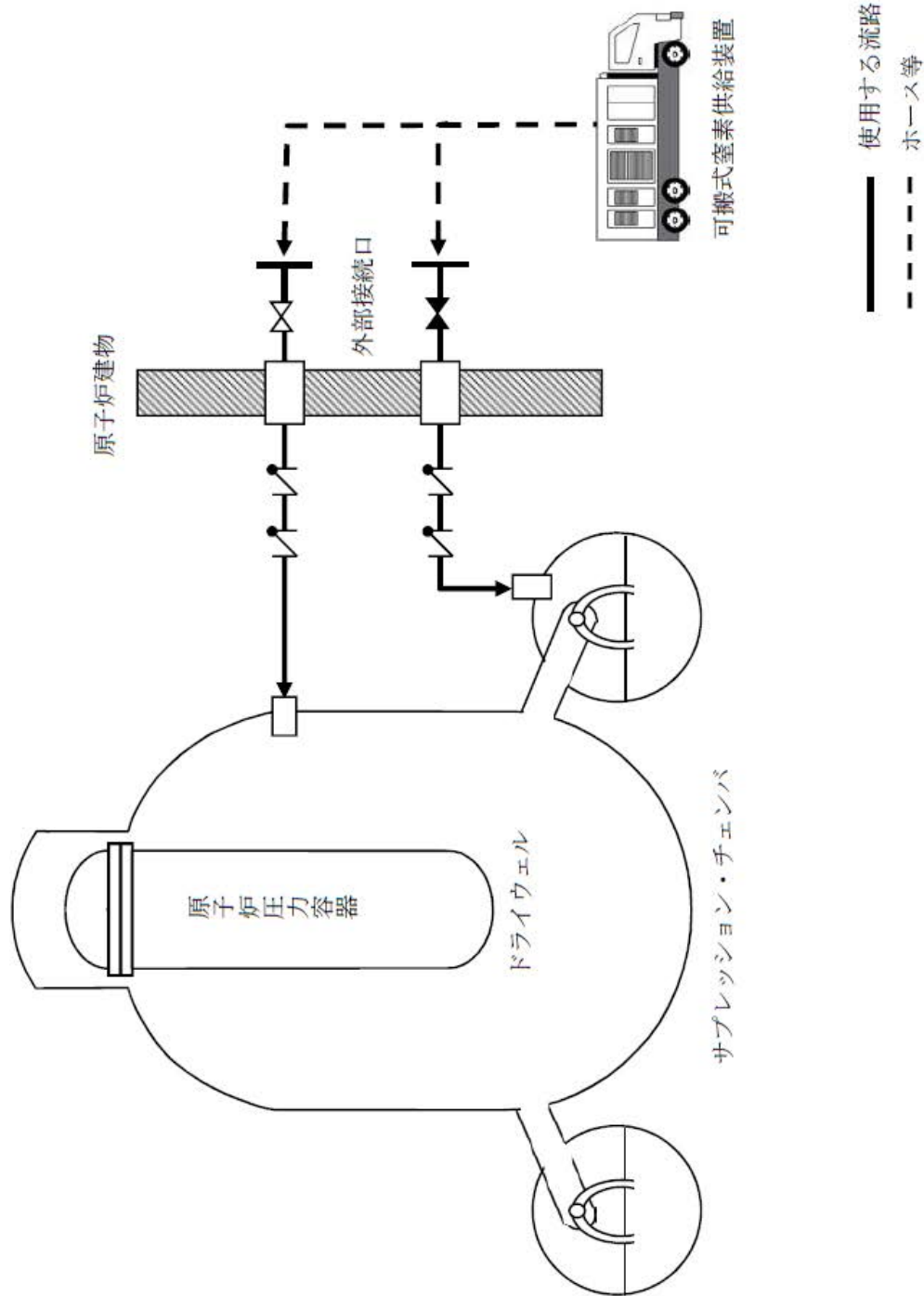
c. 格納容器水素濃度

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。

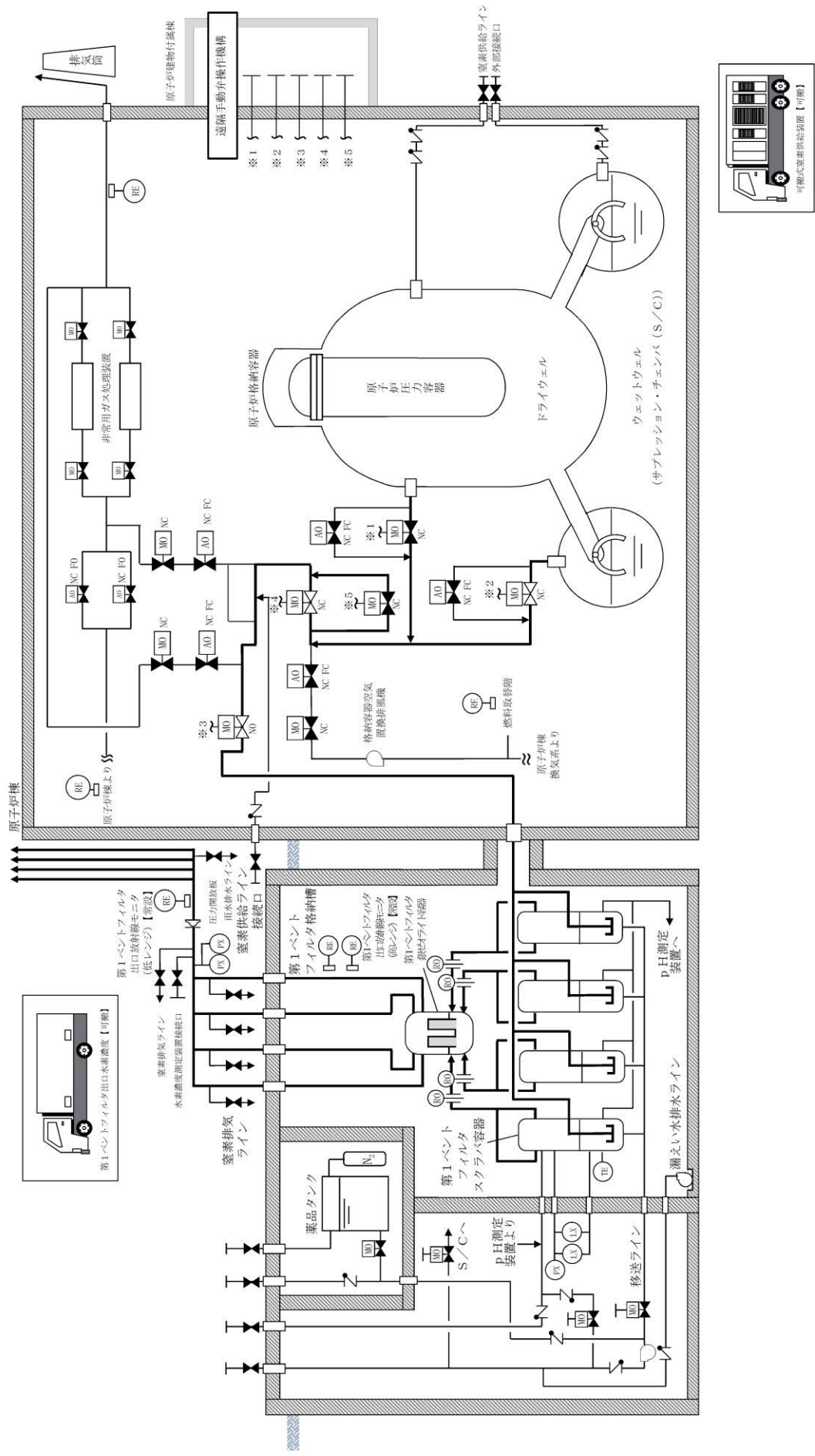
d. 格納容器酸素濃度

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。

る。

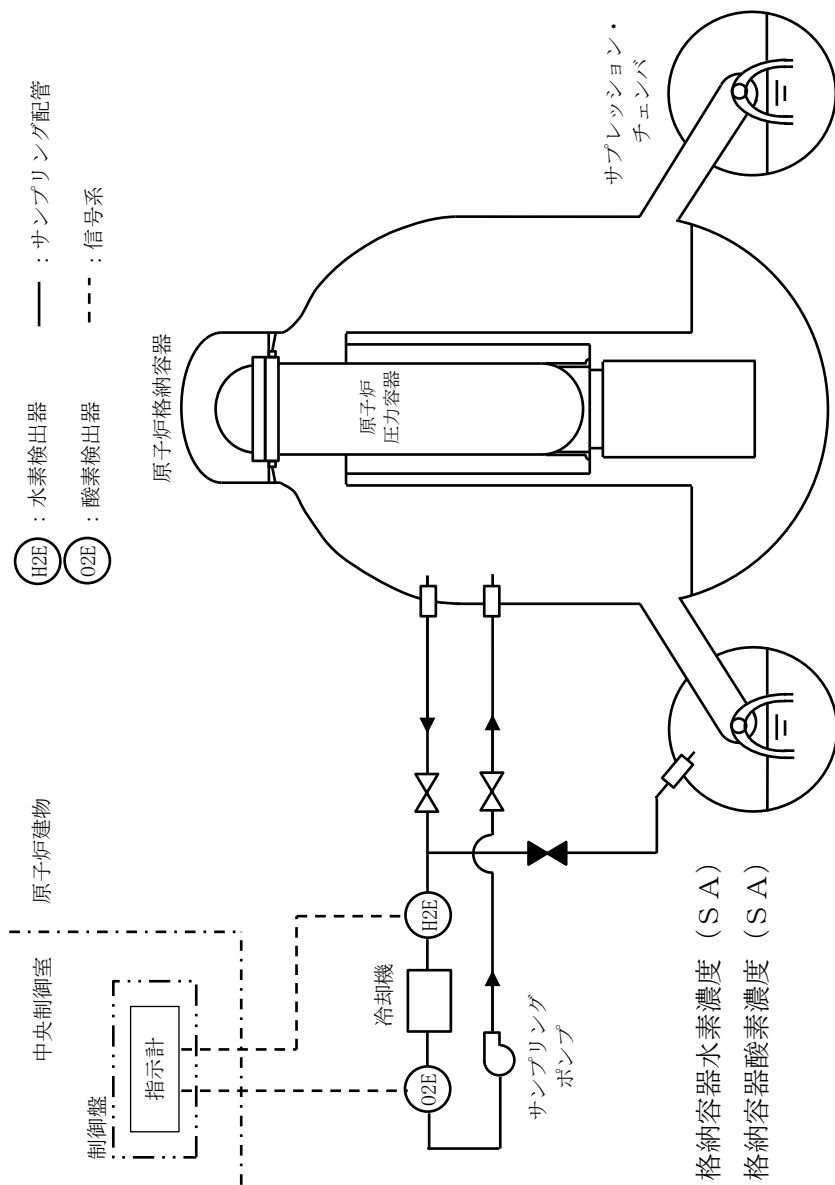


第 3.9-1 図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図  
 (窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の不活性化)

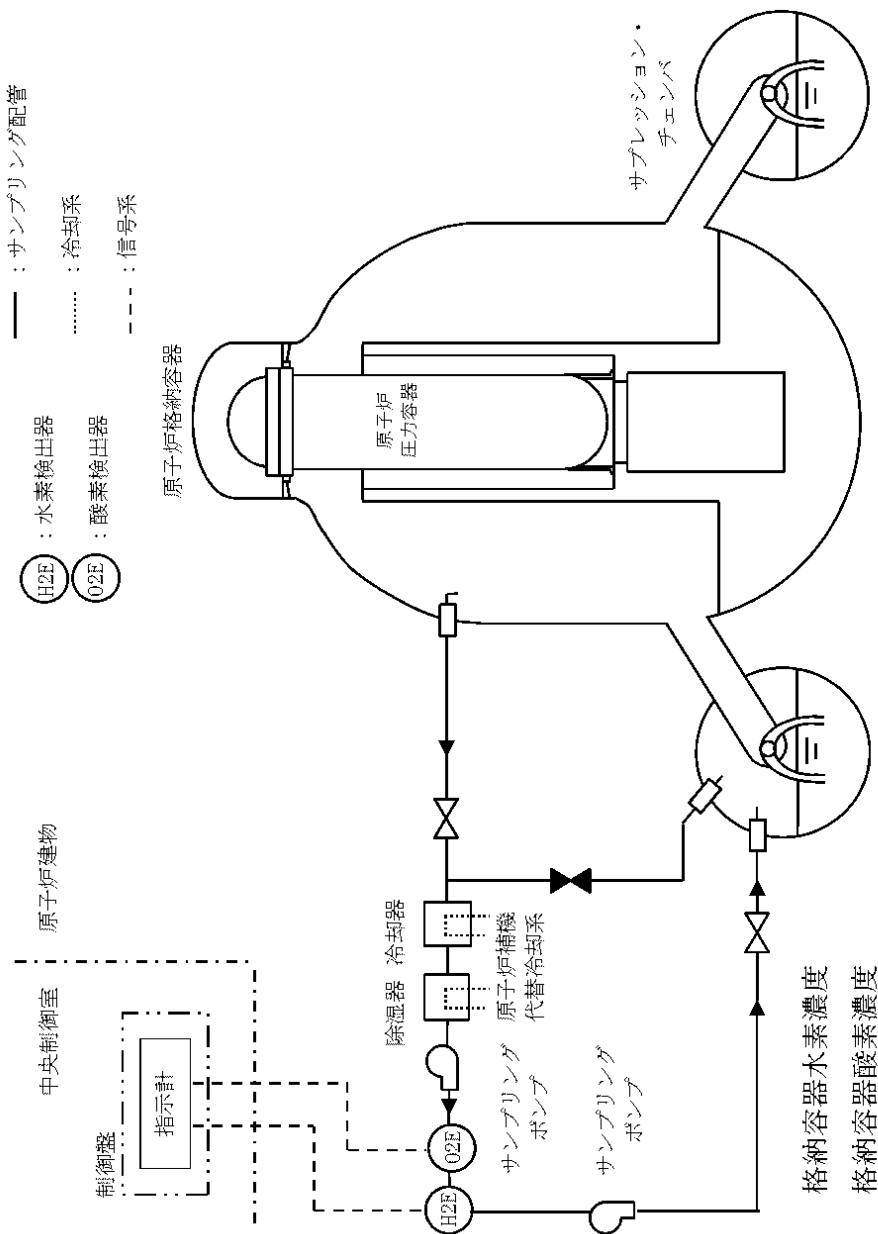


第3.9-2 図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図





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)

### 3.10 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【53条】

#### 【設置許可基準規則】

(水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)

#### 第五十三条

発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」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) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。
  - b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。
  - c) 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。

### 3.10.1 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建物等の水素爆発による損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の構造図及び系統概要図を第 3.10-1 図から第 3.10-3 図に示す。

#### 3.10.1.1 重大事故等対処設備

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度制御設備として、静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を設ける。また、原子炉建物内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定するための設備として、原子炉建物水素濃度監視設備を設ける。

##### (1) 水素濃度制御による原子炉建物等の損傷を防止するための設備

###### a. 静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御する重大事故等対処設備として、水素濃度制御設備である静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を使用する。

静的触媒式水素処理装置は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉棟に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建物の水素爆発を防止できる設計とする。

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素処理装置の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 静的触媒式水素処理装置
- ・ 静的触媒式水素処理装置入口温度
- ・ 静的触媒式水素処理装置出口温度
- ・ 常設代替直流電源設備 (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、原子炉棟を重大事故等対処設備として使用する。

## b. 水素濃度監視

### (a) 原子炉建物水素濃度監視設備による水素濃度測定

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉棟内に漏えいした水素ガスの濃度を測定するため、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる重大事故等対処設備として、原子炉建物水素濃度監視設備である原子炉建物水素濃度を使用する。

原子炉建物水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とし、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉建物水素濃度
- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（3.14 電源設備）

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の主要機器仕様を第3.10-1表に示す。

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

#### 3.10.1.1.1 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。

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度と原子炉建物水素濃度は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。また，静的触媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。原子炉建物水素濃度は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により作動できる設計とする。電源設備の多様性，位置的分散については、「3.14 電源設備」に記載する。

#### 3.10.1.1.2 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。

静的触媒式水素処理装置は，原子炉建物4階（燃料取替階）壁面近傍等に設置し，他の設備と独立して作動する設計とするとともに，重大事故等時の再結合反応による温度上昇が重大事故等時に使用する他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

静的触媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度は，他の設備と電氣的な分離を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は，静的触媒式水素処理装置内の水素ガス流路を妨げない配置及び寸法とすることで，静的触媒式水素処理装置の水素処理性能に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 3.10.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

静的触媒式水素処理装置は，想定される重大事故等時において，有効燃料部の被覆管がジルコニウム-水反応により全て反応したときに発生する水素ガス（約1,000kg）が，原子炉格納容器の設計圧力の2倍における原子炉格納容器漏えい率に対して保守的に設定した漏えい率（10%/日）で漏えいした場合において，ガス状水素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても，原子炉棟の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計とする。

また，静的触媒式水素処理装置は，原子炉棟内の水素ガスの効率的な除去を考慮して分散させ，適切な位置に配置する。

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は，静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度範囲を測定できる設計とする。

原子炉建物水素濃度は，原子炉建物4階（燃料取替階）の壁面及び天井付近，

並びに原子炉建物2階の非常用ガス処理系吸込配管近傍に分散させた適切な位置に配置し、想定される重大事故等時において、原子炉棟内の水素濃度を測定できる設計とする。また、原子炉建物水素濃度は、原子炉建物4階（燃料取替階）以外の水素ガスが漏えいする可能性の高いエリアにも設置し、水素ガスの早期検知及び滞留状況を把握できる設計とする。

#### 3.10.1.1.4 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。

静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口及び原子炉建物水素濃度は、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。

#### 3.10.1.1.5 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。

静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

静的触媒式水素処理装置は、水素ガスと酸素ガスが流入すると触媒反応によって受動的に起動する設備とし、操作不要な設計とする。静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度は、中央制御室で監視が可能な設計とする。

#### 3.10.1.1.6 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。

静的触媒式水素処理装置は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として触媒カートリッジの水素処理性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

原子炉建物水素濃度は、発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

第 3.10-1 表 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の  
主要機器仕様

(1) 静的触媒式水素処理装置

種類 触媒反応式

個数 18

水素処理容量 約 0.50kg/h/個 (水素濃度 4.0vol%, 100°C, 大気圧において)

(2) 静的触媒式水素処理装置入口温度

第 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。

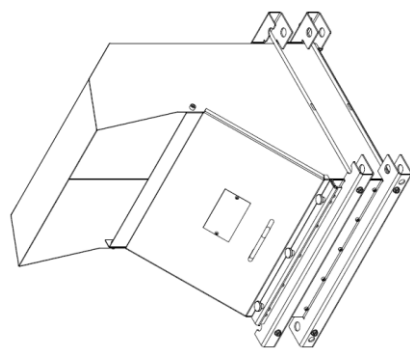
(3) 静的触媒式水素処理装置出口温度

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。

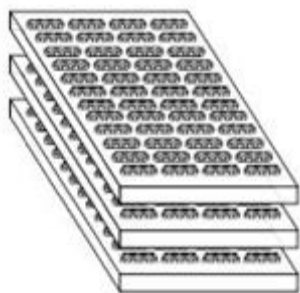
(4) 原子炉建物水素濃度

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。



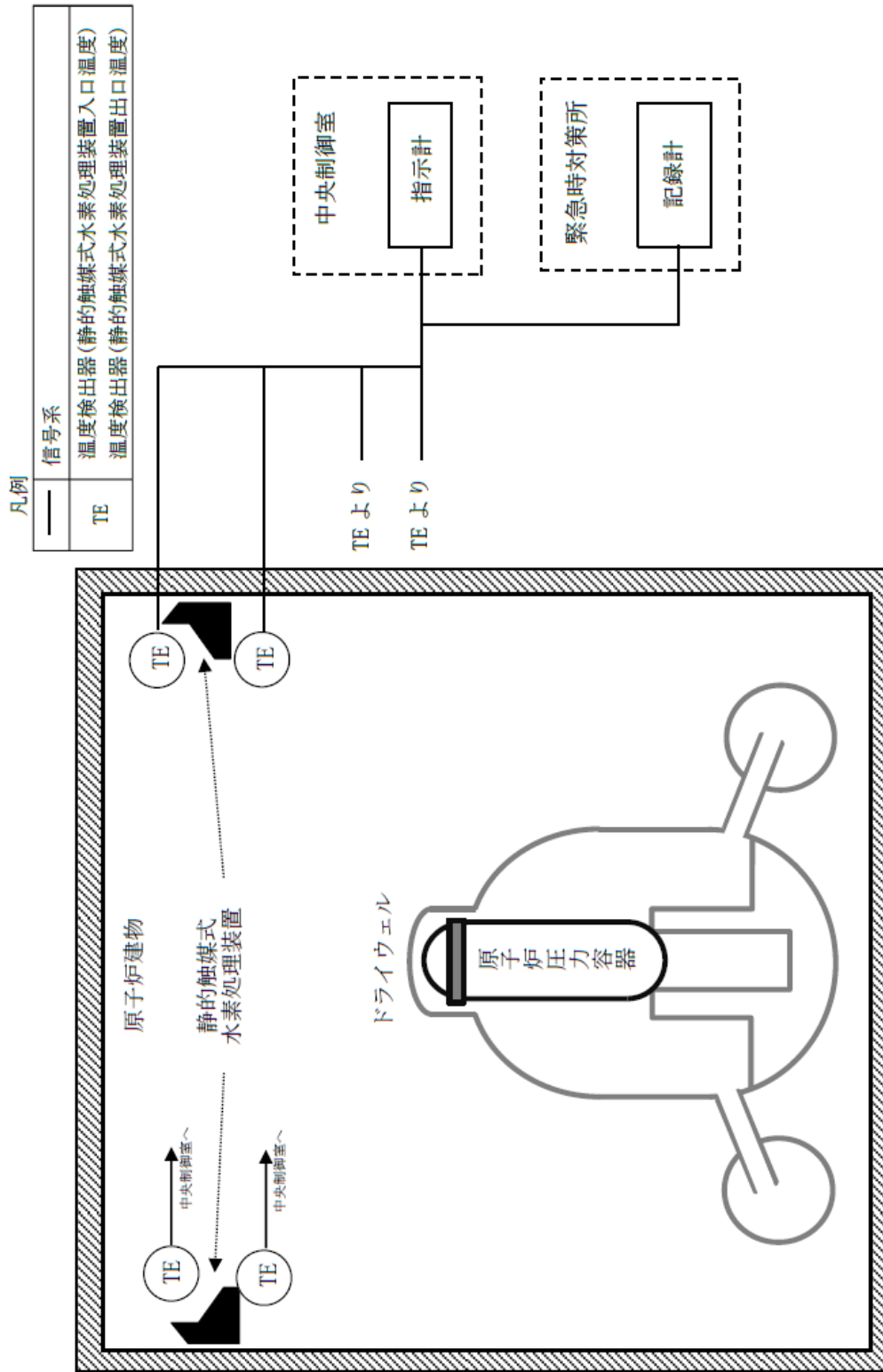


静的触媒式水素処理装置



触媒カートリッジ

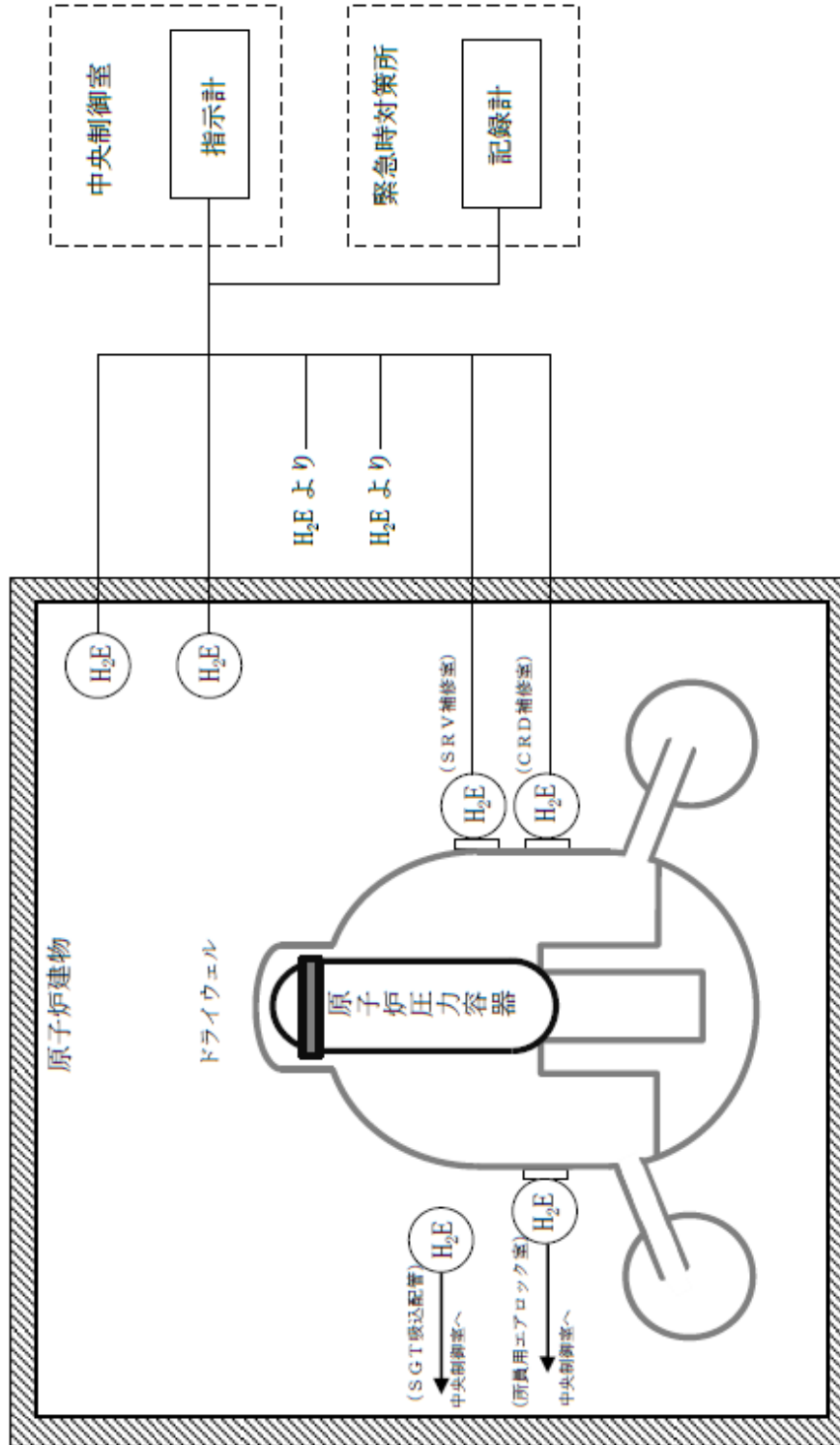
第3.10-1 図 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備構造図  
(静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制)



第 3.10-2 図 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備系統概要図  
(静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制)

凡例

—	信号系
H <sub>2</sub> E	水素検出器(原子炉建物水素濃度)



第 3.10-3 図 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備系統概要図  
(原子炉建物水素濃度監視設備による水素濃度測定)

### 3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備【56条】

#### 【設置許可基準規則】

(重大事故等の収束に必要な水の供給設備)

第五十六条 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」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) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。
  - b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。
  - c) 海を水源として利用できること。
  - d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。
  - e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。
  - f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）

### 3.13.1 適合方針

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の系統概要図を第 3.13-1 図から第 3.13-11 図に示す。

#### 3.13.1.1 重大事故等対処設備

重大事故等の収束に必要となる水の供給設備のうち、重大事故等の収束に必要となる水源として、低圧原子炉代替注水槽、サプレッション・チェンバ及びほう酸水貯蔵タンクを設ける。これら重大事故等の収束に必要となる水源とは別に、代替淡水源として輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を設ける。また、淡水が枯渇した場合に、海を水源として利用できる設計とする。

重大事故等の収束に必要となる水の供給設備のうち、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備として、大量送水車を設ける。また、海を利用するために必要な設備として、大型送水ポンプ車を設ける。

代替水源からの移送ルートを確認し、ホース及びポンプについては、複数箇所分散して保管する。

#### (1) 重大事故等の収束に必要となる水源

##### a. 低圧原子炉代替注水槽を水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（常設）及びペDESTAL代替注水系（常設）の水源として、低圧原子炉代替注水槽を使用する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

##### ・低圧原子炉代替注水槽

各系統の詳細については、「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」、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「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」に記載する。

b. サプレッション・チェンバを水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧原子炉代替注水系及び残留熱代替除去系並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）の水源として、サプレッション・チェンバを使用する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・サプレッション・チェンバ

各系統の詳細については、「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」, 「3.4 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」, 「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「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。

c. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段であるほう酸水注入系の水源として、ほう酸水貯蔵タンクを使用する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ほう酸水貯蔵タンク（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）

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。

d. 代替淡水源を水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（可搬型）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）の水源として、また、燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プールスプレイ系の水源として、代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を使用する。

各系統の詳細については、「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」，「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「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」及び「3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」に記載する。

e. 海を水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において，淡水が枯渇した場合に，低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための水源であるとともに，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（可搬型），格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペデスタル代替注水系（可搬型）の水源として，また，燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プールスプレイ系の水源として海を利用するための重大事故等対処設備として，大型送水ポンプ車を使用する。

大型送水ポンプ車は，海水を各系統へ供給できる設計とする。

また，原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車及び原子炉建物放水設備の大型送水ポンプ車の水源として，海を使用する。

大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及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・大型送水ポンプ車
- ・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，設計基準事故対処設備である非常用取水設備（取水口，取水管，取水槽）を重大事故等対処設備として使用する。

各系統の詳細については，「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」，「3.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」，「3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「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。

(2) 水源へ水を供給するための設備

a. 低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための設備

重大事故等の収束に必要な水源である低圧原子炉代替注水槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として，大量送水車を使用する。

大量送水車は，代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西

2) の淡水を低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。

また、淡水が枯渇した場合に、重大事故等の収束に必要な水源である低圧原子炉代替注水槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として、大量送水車及び大型送水ポンプ車を使用する。

大量送水車及び大型送水ポンプ車は、海水を低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。

大量送水車及び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
- ・大型送水ポンプ車
- ・燃料補給設備 (3.14 電源設備)

本システムの流路として、ホースを重大事故等対処設備として使用する。

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

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備の主要機器仕様を第3.13-1 表に示す。

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。

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。



#### 3.13.1.1.1 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。

低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系（常設）, 格納容器代替スプレイ系（常設）及びペデスタル代替注水系（常設）の多様性, 位置的分散については、「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」, 「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「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」に記載する。

サブプレッション・チェンバを水源とする高圧原子炉代替注水系及び残留熱代替除去系の多様性, 位置的分散については、「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」及び「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。

大量送水車は, 屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

大量送水車の接続口は, 共通要因によって接続できなくなることを防止するため, 位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

大型送水ポンプ車は, 屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

#### 3.13.1.1.2 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。

低圧原子炉代替注水槽及びサブプレッション・チェンバは, 重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車及び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。

大量送水車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。

#### 3.13.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

低圧原子炉代替注水槽は, 想定される重大事故等時において, 代替淡水源又は海を使用するまでの間に必要な容量を有する設計とする。

サブプレッション・チェンバは, 設計基準対象施設と兼用しており, 設計基準

対象施設としての保有水量での水頭が、想定される重大事故等時において、高圧原子炉代替注水系で使用する高圧原子炉代替注水ポンプ及び残留熱代替除去系で使用する残留熱代替除去ポンプの必要有効吸込水頭の確保に必要な容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

大量送水車は、想定される重大事故等時において、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を分散して保管する。

大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を分散して保管する。

代替水源からのホースは、複数ルートを考慮してそれぞれのルートに必要なホースの長さを満足する数量の合計に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮した数量を分散して保管する。

#### 3.13.1.1.4 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。

低圧原子炉代替注水槽は、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

サプレッション・チェンバは、原子炉棟内に設置し、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。

大量送水車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。

大量送水車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。また、大量送水車は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

大型送水ポンプ車の操作等は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

大型送水ポンプ車は、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。

#### 3.13.1.1.5 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。

低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系（常設）、格納容

器代替スプレイ系（常設）及びペデスタル代替注水系（常設）の操作性については、「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」, 「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「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」に記載する。

サプレッション・チェンバを水源とする高圧原子炉代替注水系及び残留熱代替除去系の操作性については、「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」及び「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。

大量送水車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。

大量送水車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。

大量送水車を接続する接続口については、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。

大型送水ポンプ車と大量送水車との接続は、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

大量送水車及び大型送水ポンプ車を用いて海水を各系統に供給する系統は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

#### 3.13.1.1.6 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。

低圧原子炉代替注水槽は、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に水位の確認により漏えいの有無の確認並びに内部の確認が可能な設計とする。

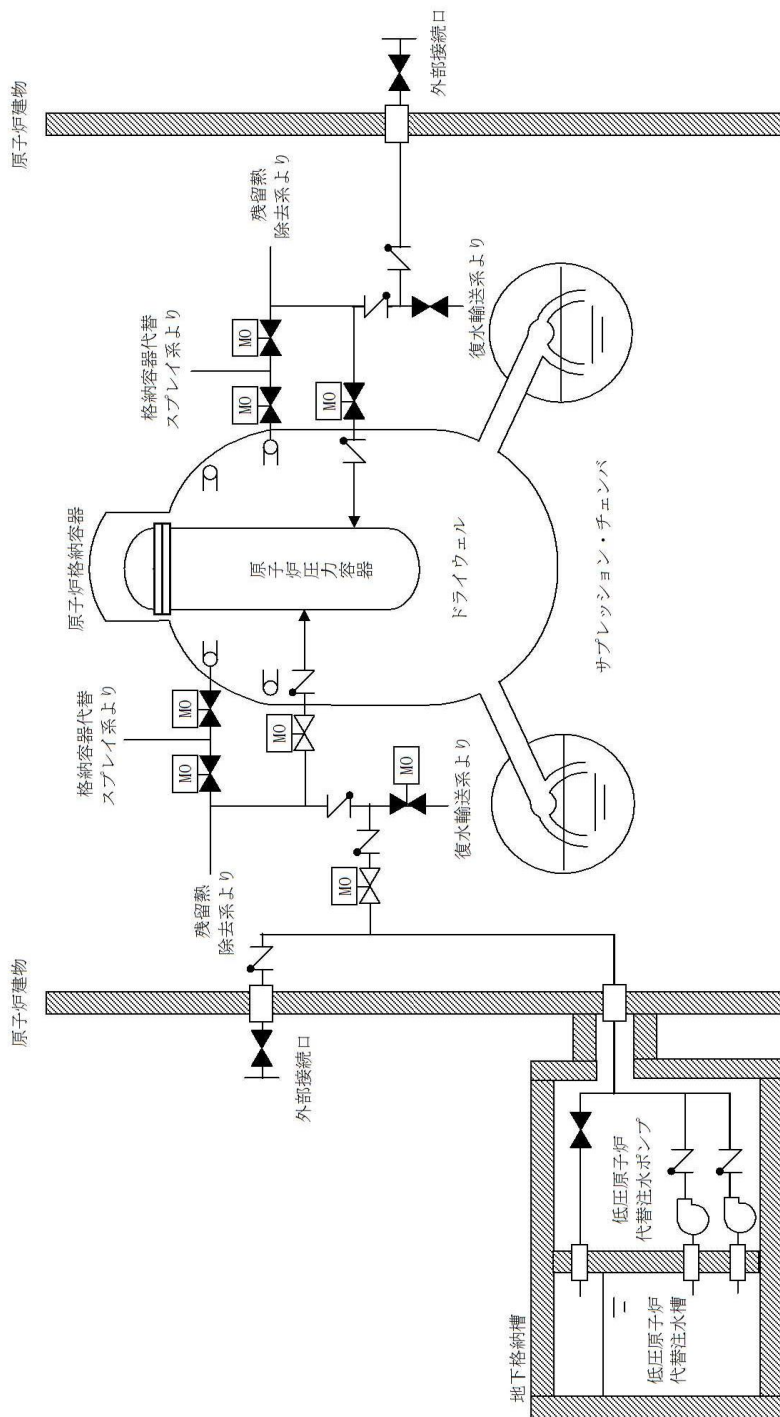
サプレッション・チェンバは、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認及び気密性能の確認が可能な設計とする。

大量送水車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、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。

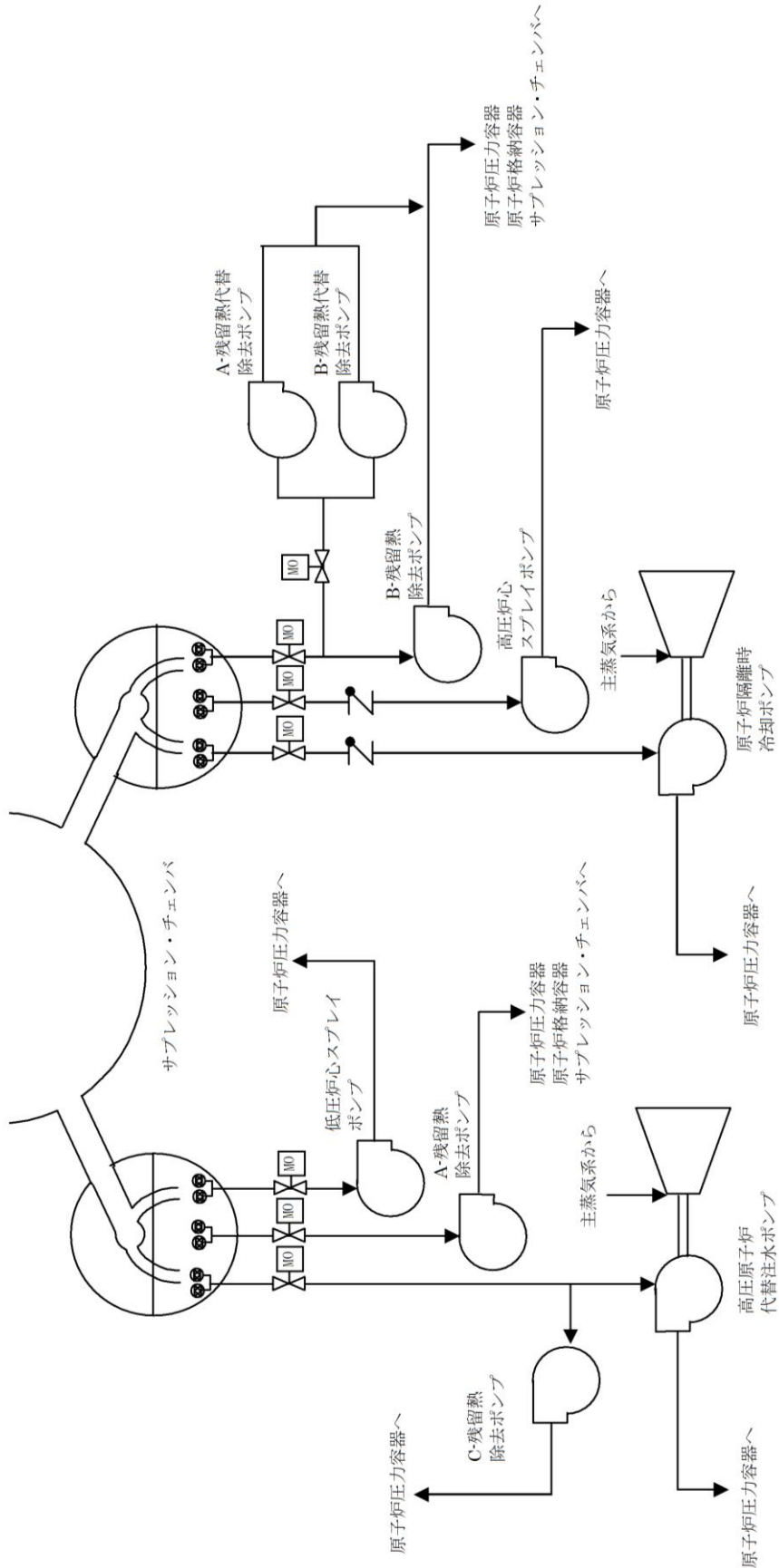
また、大量送水車及び大型送水ポンプ車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第3.13-1 表 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備の主要機器仕様

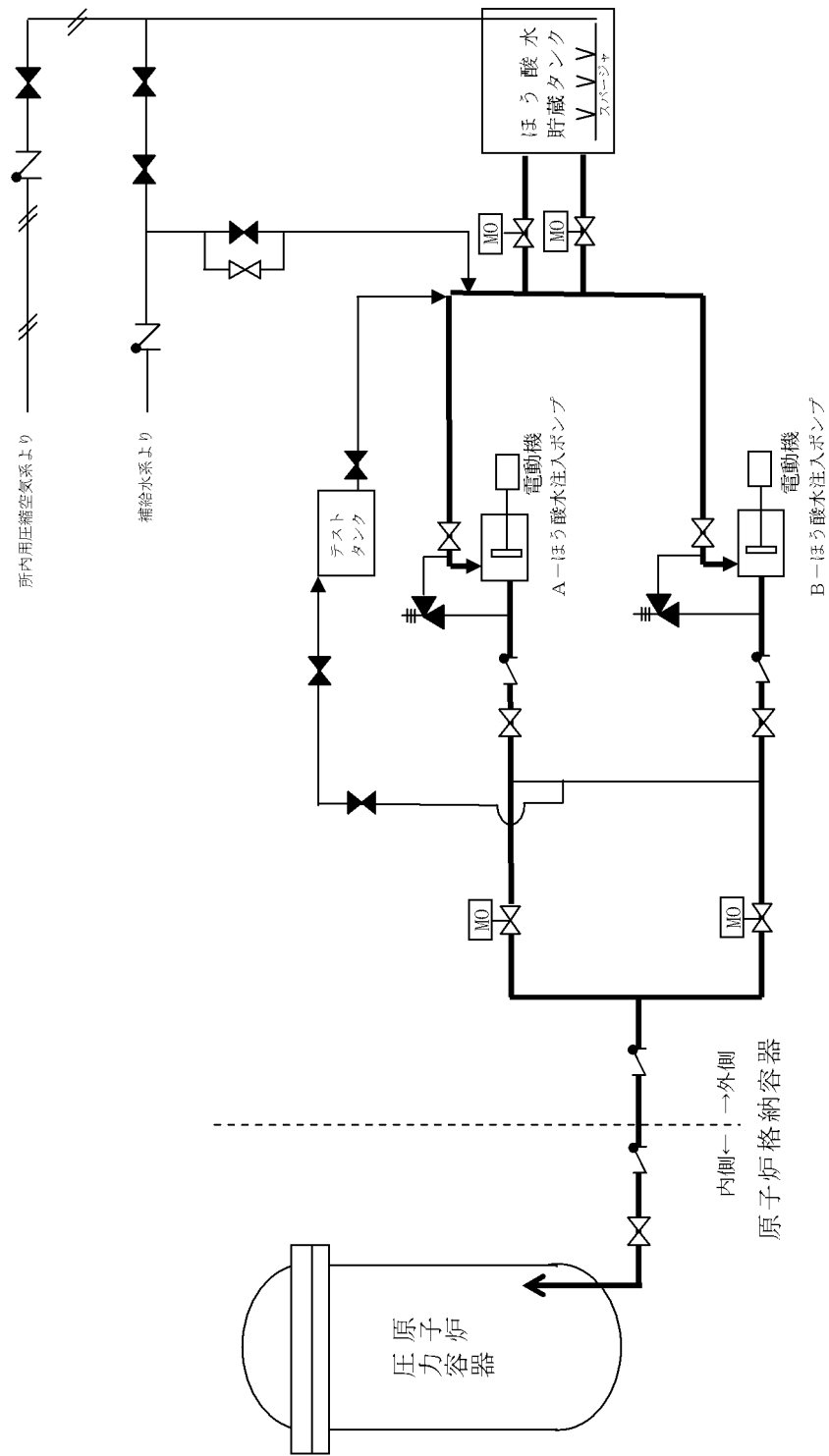
- (1) 低圧原子炉代替注水槽
  - 基 数 1
  - 容 量 約 1,300 m<sup>3</sup>
  - 主要部材質 鉄筋コンクリート
  
- (2) サプレッション・チェンバ
  - 容 積 サプレッション・チェンバ・プール水量 約 2,800 m<sup>3</sup>
  
- (3) ほう酸水貯蔵タンク
  - 第3.1-1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要仕様に記載する。
  
- (4) 大量送水車
  - 第3.11-1 表燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。
  
- (5) 大型送水ポンプ車
  - 個 数 2 (予備1)
  - 容 量 1,800m<sup>3</sup>/h



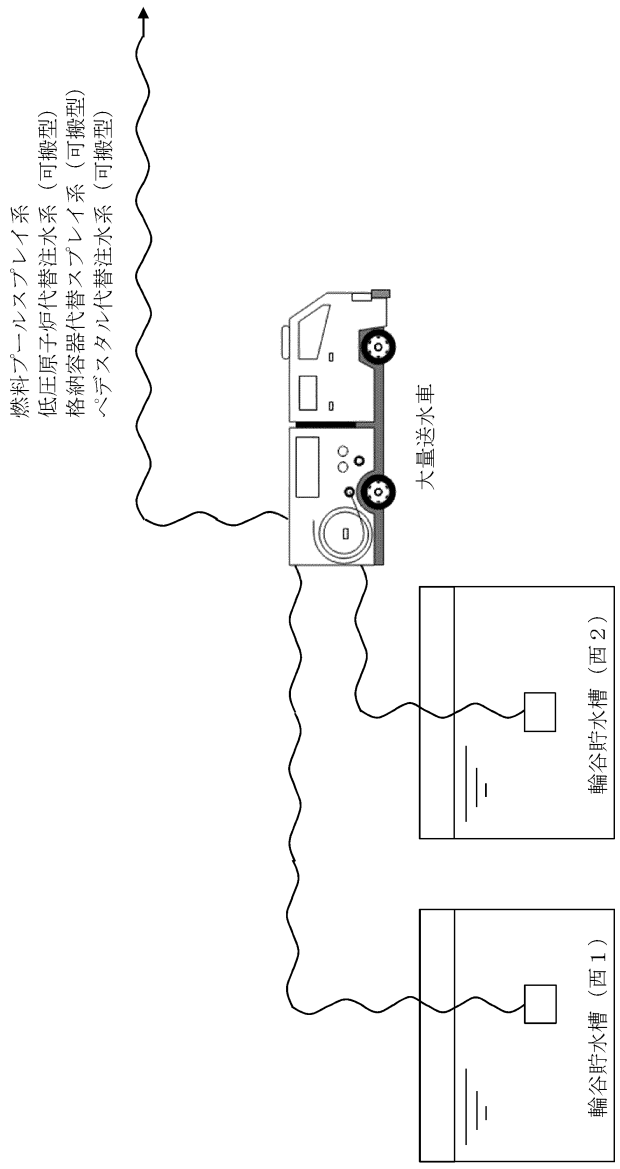
第3.13-1 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備系統概要図  
 (低圧原子炉代替注水槽を水源とした場合に用いる設備)



第3.13-2 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図  
 (サブレーション・チェンバを水源とした場合に用いる設備)

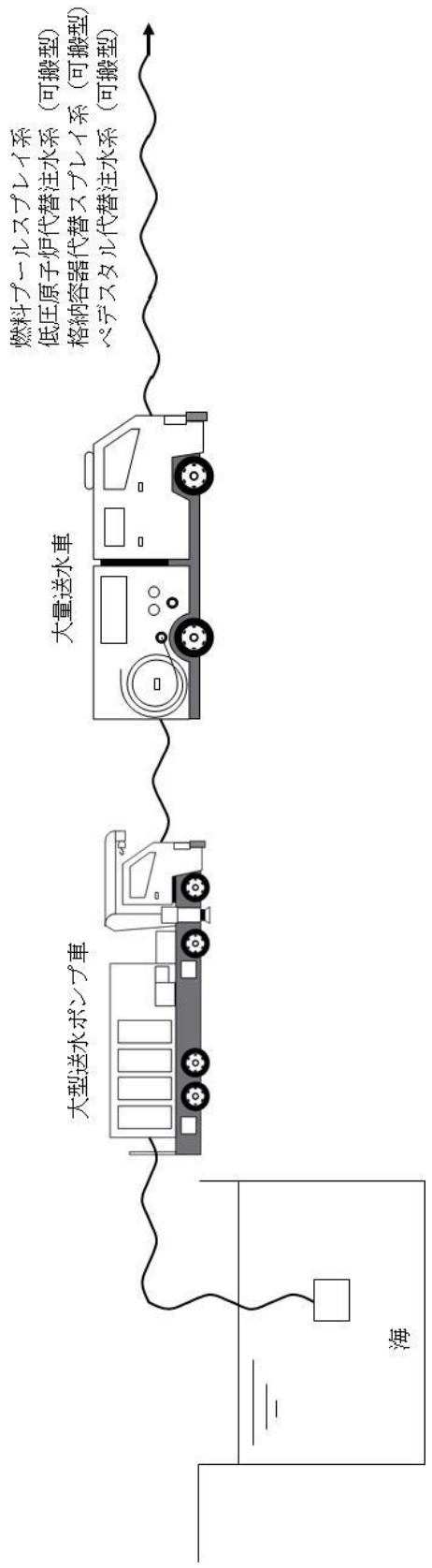


第3.13-3 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図  
 (ほろ酸水貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備)

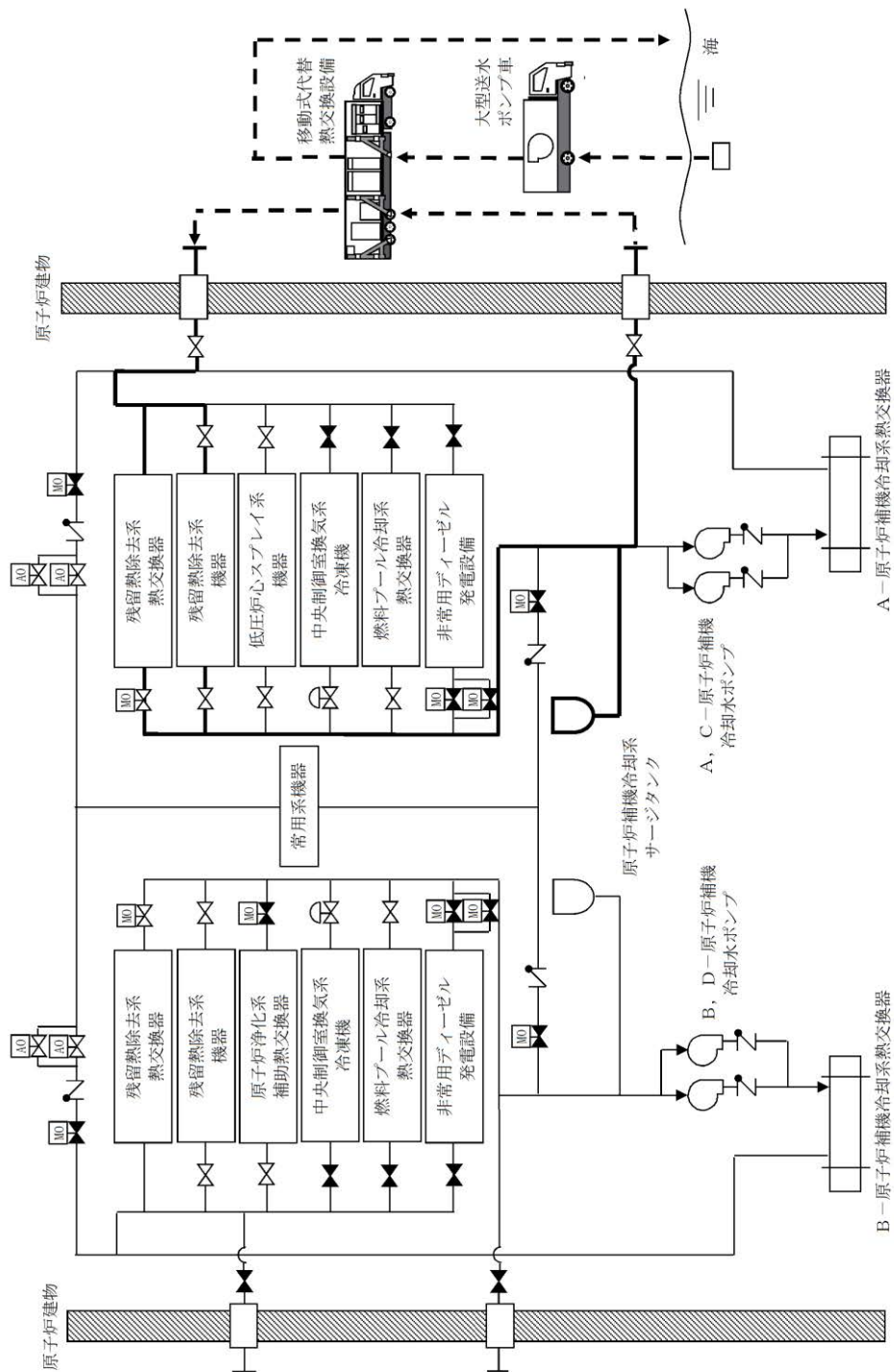


第3.13-4 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図  
 (代替淡水源を水源とした場合に用いる設備 (各系統の水源として使用))

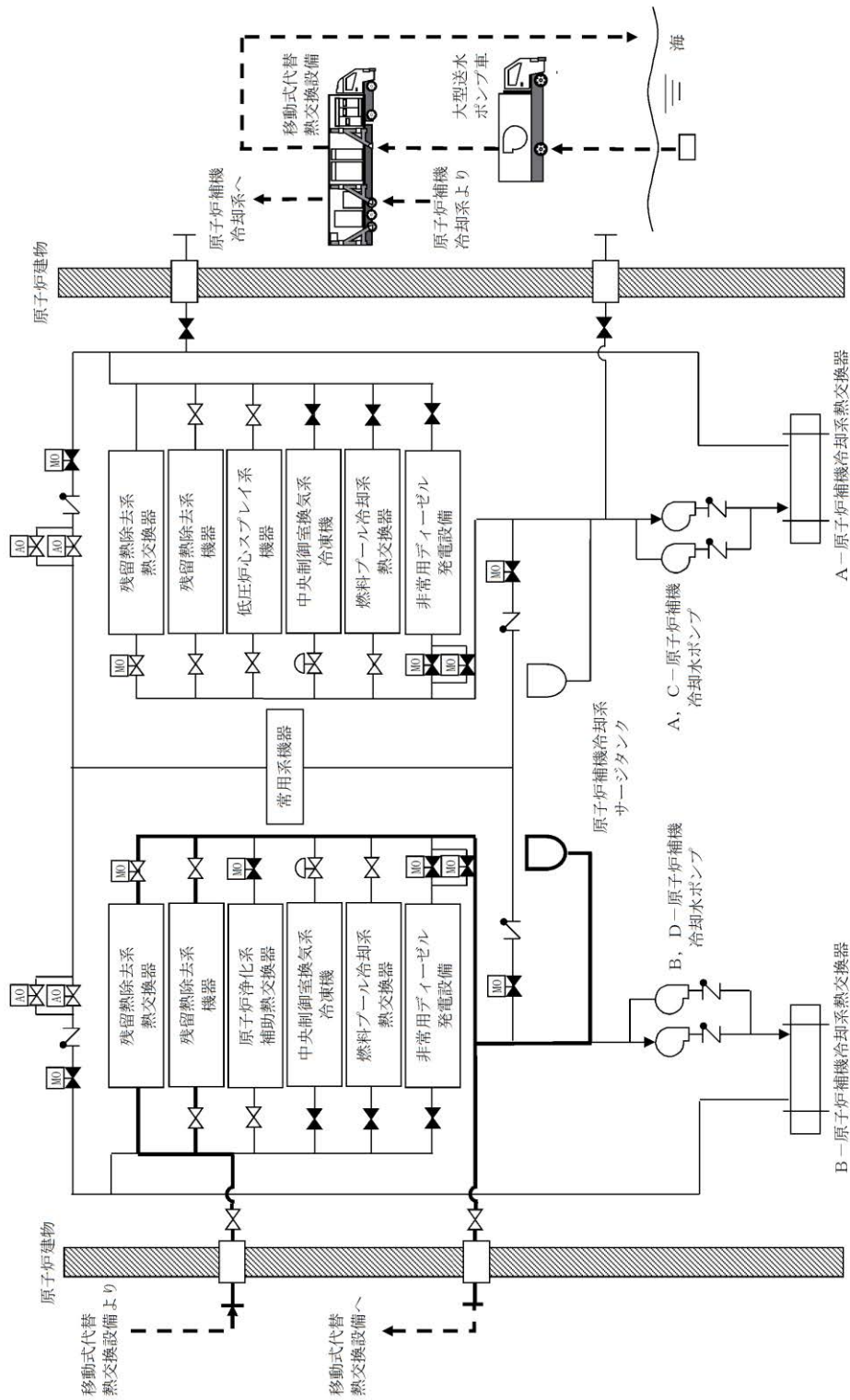




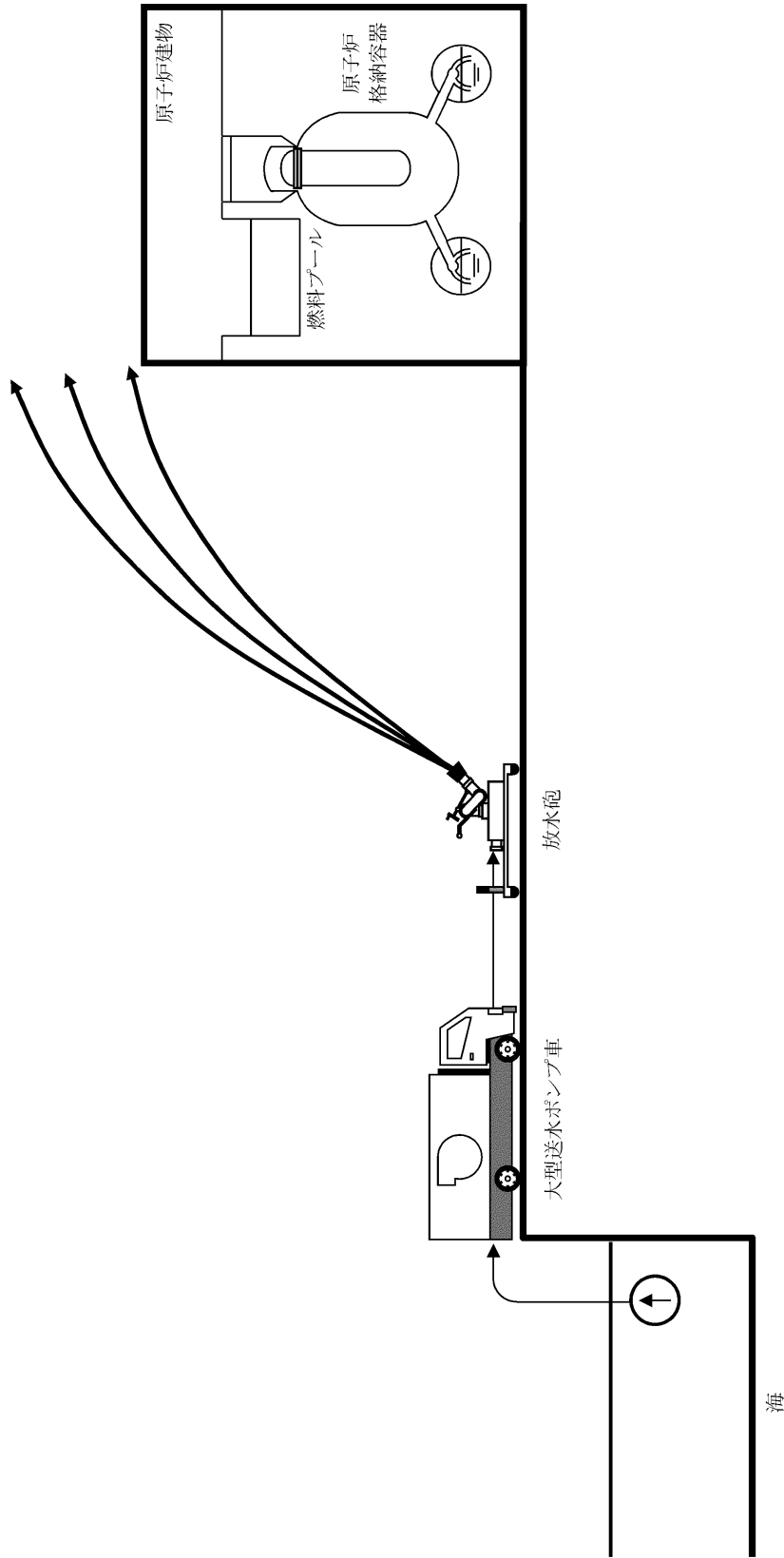
第3.13-5 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図  
 (海を水源とした場合に用いる設備 (各系統の水源として使用))



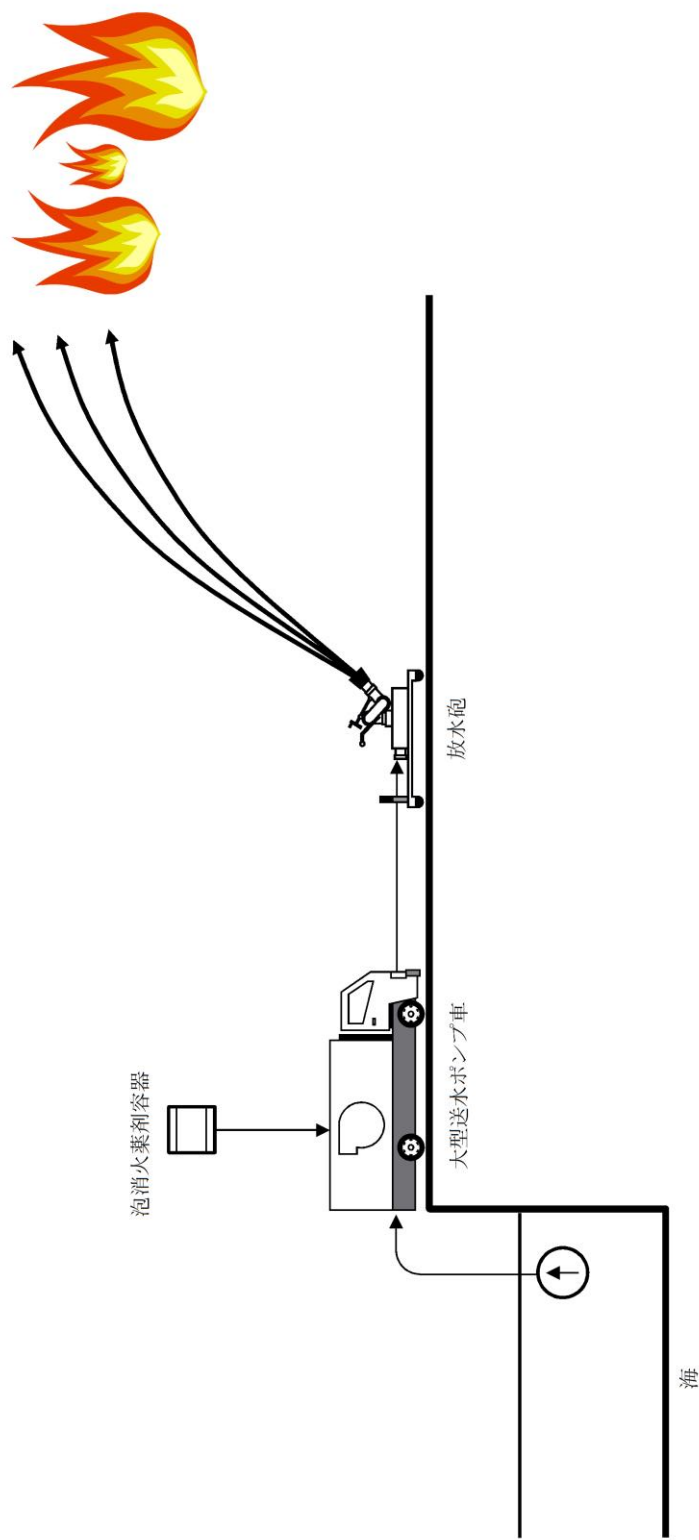
第3.13-6 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図  
 (海を水源とした場合に用いる設備 (最終ヒートシンクへの代替熱輸送) (A系))



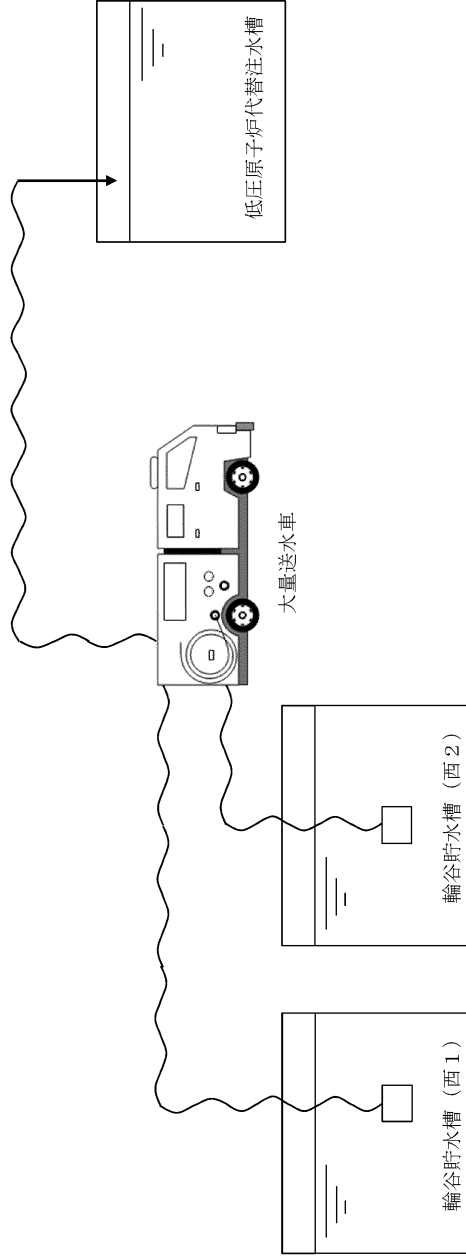
第3.13-7 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図  
(海を水源とした場合に用いる設備 (最終ヒートシンクへの代替熱輸送)) (B系)



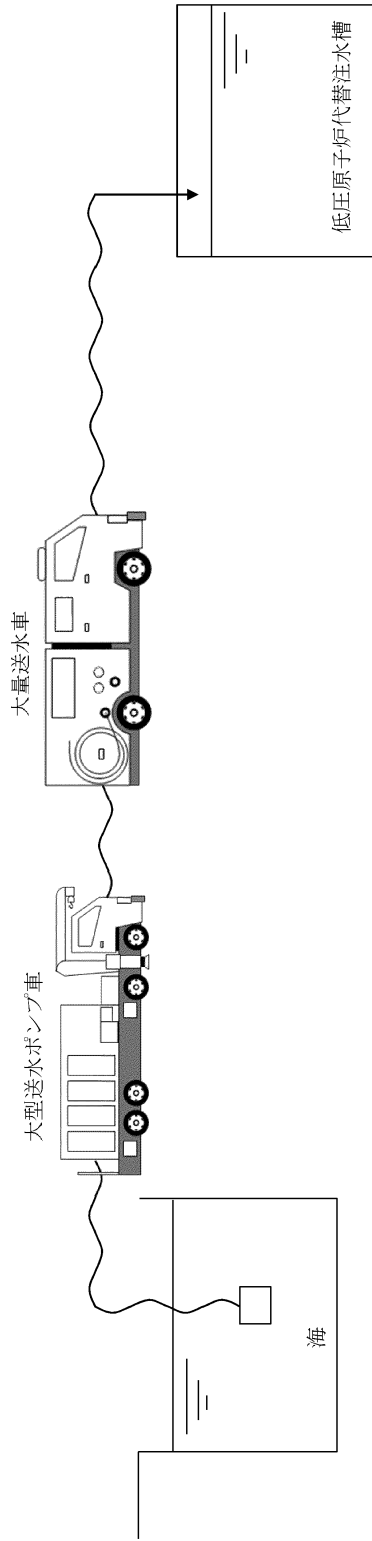
第3.13-8 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図  
 (海を水源とした場合に用いる設備 (大気への拡散抑制))



第3.13-9 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図  
 (海を水源とした場合に用いる設備 (航空機燃料火災への泡消火))



第3.13-10 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図  
 (低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための設備 (代替淡水源を水源とした場合))



第3.13-11 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図  
 (低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための設備 (海を水源とした場合))

### 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)(M/C)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 3.14-16 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（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，可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備を設ける。また，重大事故等時に重大事故等対処設備の補機駆動用の軽油を補給するための設備として，燃料補給設備を設ける。

##### (1) 代替交流電源設備による給電

###### a. 常設代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の故障（以下「全交流動力電源喪失」という。）した場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用する。

常設代替交流電源設備は，ガスタービン発電機，ガスタービン発電機用サービスタンク，ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，ガスタービン発電機用軽油タンク，電路，計測制御装置等で構成し，ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し，非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系，又は SA ロードセンタ，SA1 コントロールセンタ，SA2 コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。

ガスタービン発電機の燃料は，ガスタービン発電機用サービスタンクより自重でガスタービン発電機に燃料を補給できる設計とする。

また，ガスタービン発電機用サービスタンクの燃料は，ガスタービン発電機用軽油タンクよりガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。

常設代替交流電源設備は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・ガスタービン発電機
- ・ガスタービン発電機用サービスタンク
- ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ

- ・ガスタービン発電機用軽油タンク

#### b. 可搬型代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として、可搬型代替交流電源設備を使用する。

可搬型代替交流電源設備は、高圧発電機車、ガスタービン発電機用軽油タンク、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ーロードセンタ、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
- ・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）、B-115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）、230V系充電器（RCIC）、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、不要な負荷の切り離しを行い、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）及び230V系蓄電池（RCIC）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）及び230V系充電器（RCIC）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
- ・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）

- ・ 230V 系充電器 (R C I C)

b. 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、常設代替直流電源設備を使用する。

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。

- ・ S A用 115V 系蓄電池
- ・ S A用 115V 系充電器

c. 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，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
- ・ 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、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
- ・ 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、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、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
- ・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）、B-115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）、230V系充電器（RCIC）、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、不要な負荷の切り離し

を行い、交流電源喪失から 24 時間にわたり、B-115V 系蓄電池、B 1-115V 系蓄電池（SA）及び 230V 系蓄電池（RCIC）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、B 1-115V 系充電器（SA）及び 230V 系充電器（RCIC）を經由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ B-115V 系蓄電池
- ・ B 1-115V 系蓄電池（SA）
- ・ 230V 系蓄電池（RCIC）
- ・ B-115V 系充電器
- ・ B 1-115V 系充電器（SA）
- ・ 230V 系充電器（RCIC）

b. 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、常設代替直流電源設備を使用する。

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。

- ・ SA 用 115V 系蓄電池
- ・ SA 用 115V 系充電器

c. 可搬型直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障）及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備を使用する。

可搬型直流電源設備は、高圧発電機車、B 1-115V 系充電器（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、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（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
- ・ 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、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
- ・ 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，ディーゼル燃料デイトank，原子炉建物近傍及びタービン建物近傍のディーゼル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，ディーゼル燃料デイトank，原子炉建物近傍及びタービン建物近傍のディーゼル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から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、B 1-115V 系充電器 (S A)、S A 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用) により交流電力を直流に変換できることで、非常用蓄電池を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備の高圧発電機車、B 1-115V 系充電器 (S A)、S A 用 115V 系充電器、230V 系充電器 (常用) 及びタンクローリは、屋外の原子炉建物から離れた場所及び廃棄物処理建物内に設置又は保管することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機、ディーゼル燃料デイトンク、原子炉建物近傍及びタービン建物近傍のディーゼル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、低圧原子炉代替注水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中央制御室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ディーゼル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、ディーゼル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ディーゼル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、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機，ガスタービン発電機用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。

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。

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），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。

常設代替直流電源設備のSA用115V系蓄電池及びSA用115V系充電器は，通常時は非常用直流電源設備と分離し，重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する，及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型直流電源設備のB1-115V系充電器（SA），SA用115V系充電器及び230V系充電器（常用）は，通常時は非常用直流電源設備と分離し，重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する，及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型直流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは，接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作，遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型直流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンクは，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、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隔離していることで、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、負荷の切り離しを行わず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、負荷の切り離しを行わず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、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。

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），230V系充電器（RCIC）は，廃棄物処理建物に設置し，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の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

メタクラ切替盤，SA2コントロールセンタ，SA電源切替盤，非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は，原子炉建物付属棟に設置し，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。

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及び常設代替直流電源設備は、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、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。

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・性能検査及び分解点検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)、SA用115V系蓄電池、230V系蓄電池(RCIC)、B-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器及び230V系充電器(RCIC)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。

メタクラ切替盤及び高圧発電機車接続プラグ収納箱は、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は、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認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 4,800kW/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 7.9kL/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 4m<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 560kL/基

(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 560kL/基

c. タンクローリ

台数 1 (予備 1)  
容量 約 3 kL/台

(3) 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備

a. B-115V 系蓄電池及びB 1-115V 系蓄電池 (S A)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

組数 1  
電圧 115V  
容量 約 4,500Ah

(B-115V 系蓄電池 : 約 3,000Ah

B 1-115V 系蓄電池 (S A) : 約 1,500Ah)

b. 230V 系蓄電池 (R C I C)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

組数 1  
電圧 230V  
容量 約 1,500Ah

c. S A用 115V 系蓄電池

組数 1  
電圧 115V  
容量 約 1,500Ah

d. B-115V 系充電器及びB 1-115V 系充電器 (S A)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

個数 2  
電圧 120V  
容量 約 400A 及び約 200A

e. 230V系充電器（R C I C）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備（通常運転時等）
- ・非常用電源設備（重大事故等時）

個 数 1  
電 圧 240V  
容 量 約 200A

f. S A用 115V系充電器

個 数 1  
電 圧 120V  
容 量 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. B 1 - 115V系充電器（S A）

個 数 1

電 圧 120V

容 量 約 200A

c. S A用 115V系充電器

個 数 1

電 圧 120V

容 量 約 200A

d. 230V系充電器（常用）

個 数 1

電 圧 240V

容 量 約 200A

e. ガスタービン発電機用軽油タンク

基数 1

容量 約 560kL/基

f. タンクローリ

台数 1 (予備 1)

容量 約 3 kL/台

(5) 燃料補給設備

a. ガスタービン発電機用軽油タンク

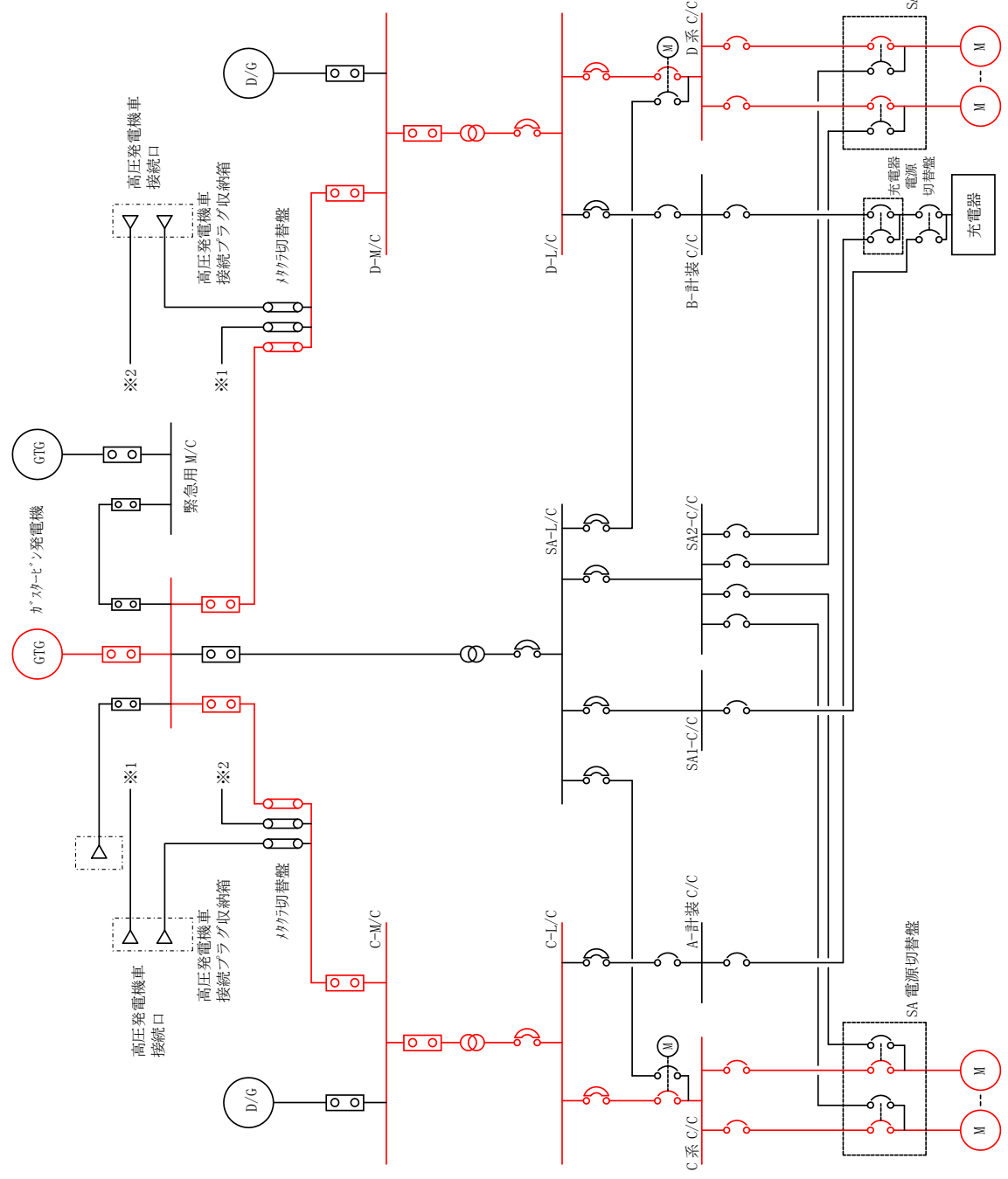
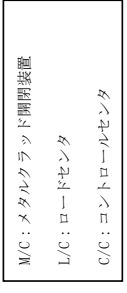
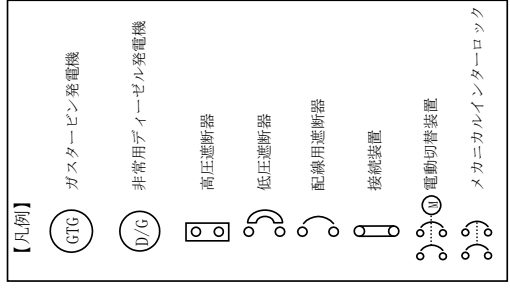
基数 1

容量 約 560kL/基

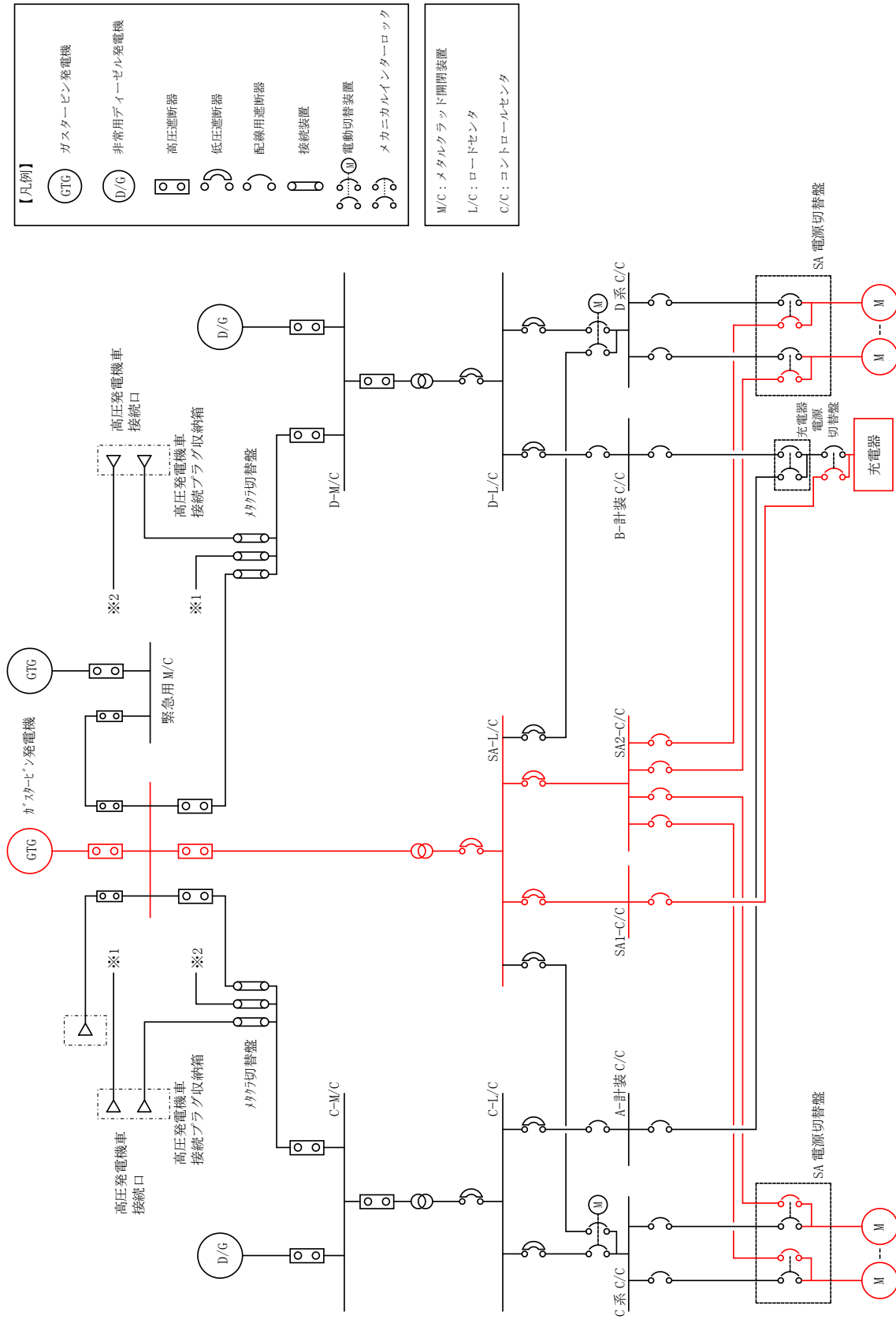
b. タンクローリ

台数 1 (予備 1)

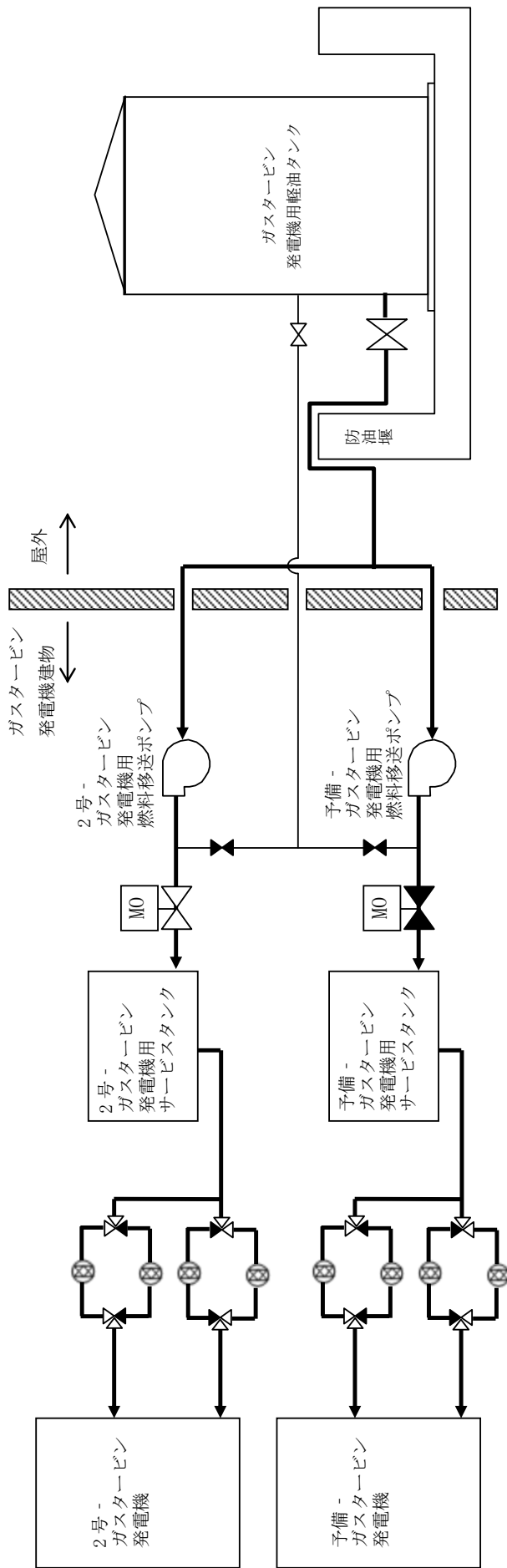
容量 約 3 kL/台



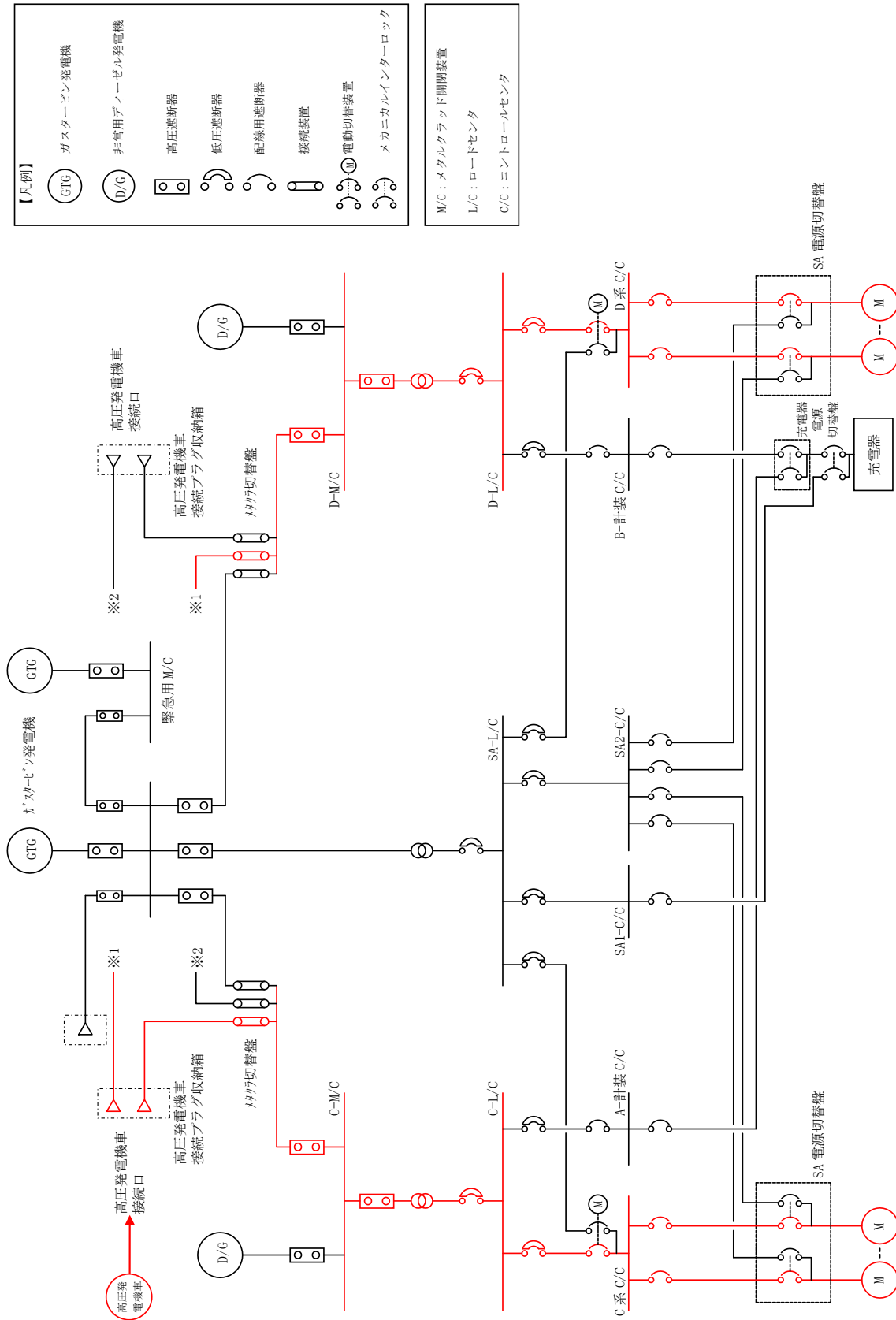
第3.14-1 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)  
(ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を經由して給電)



第3.14-2図 代替電源設備系統概要図（常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）

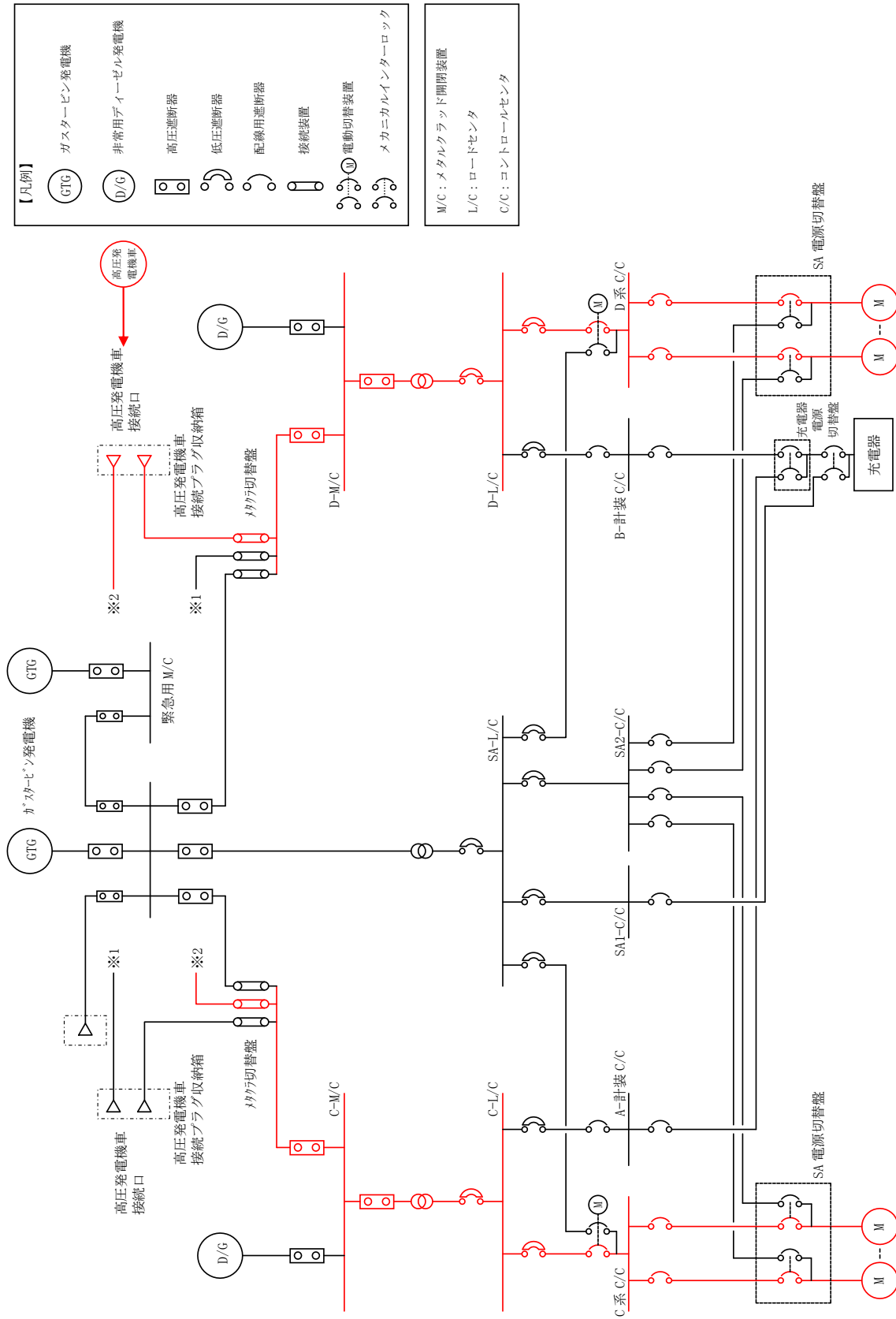


第3.14-3 図 代替電源設備系統概要図 (常代替交流電源設備による給電)  
(ガスタービン発電機の燃料系統)

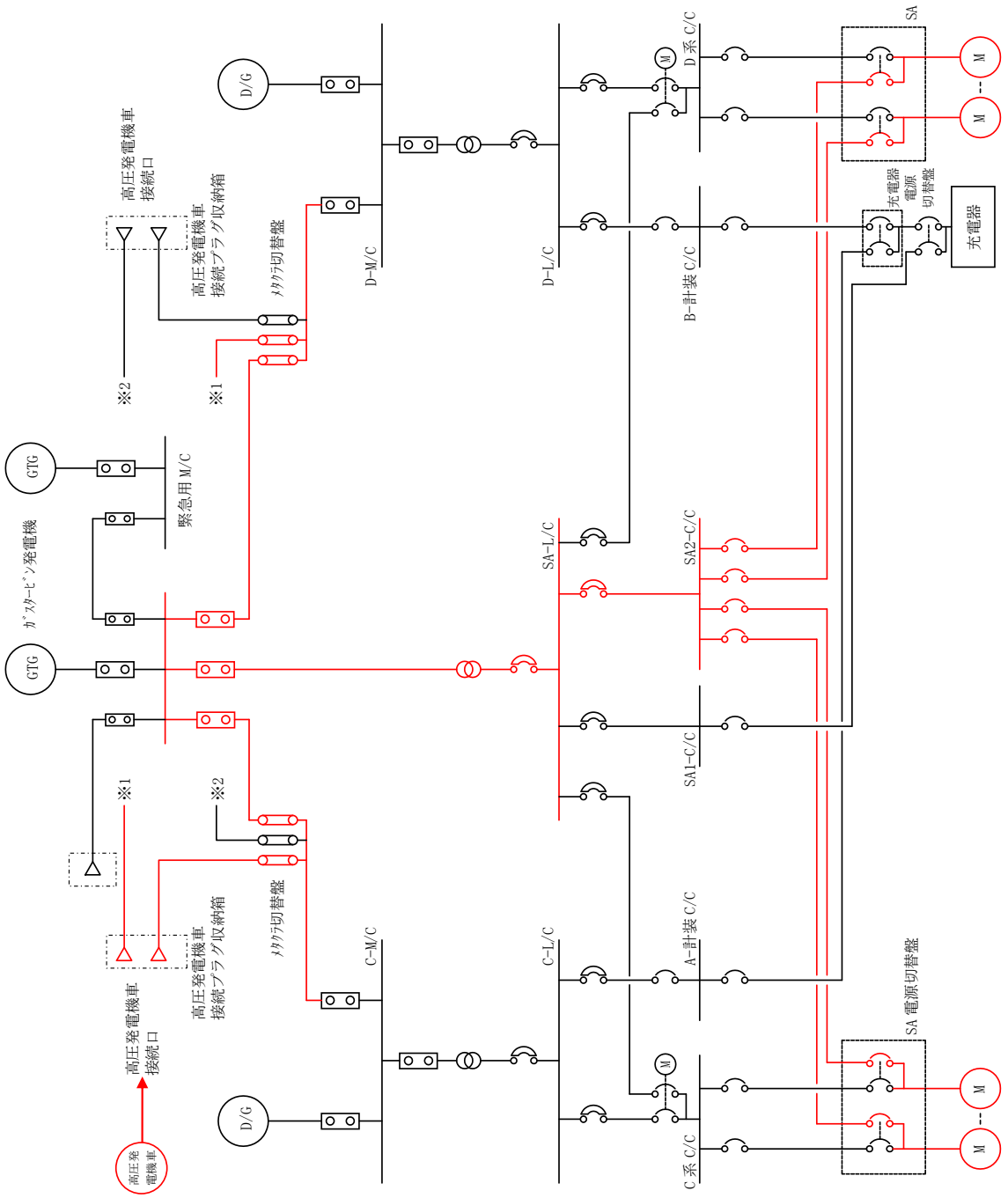
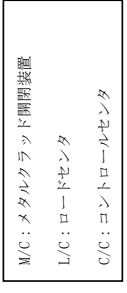
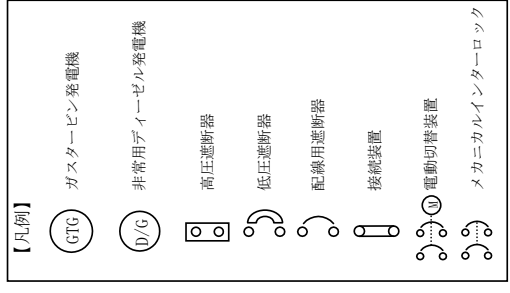


第 3.14-4 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)  
(高压発電機車から高压発電機車接続プラグ収納箱 (西側) 及び非常用所内電気設備を経由して給電)

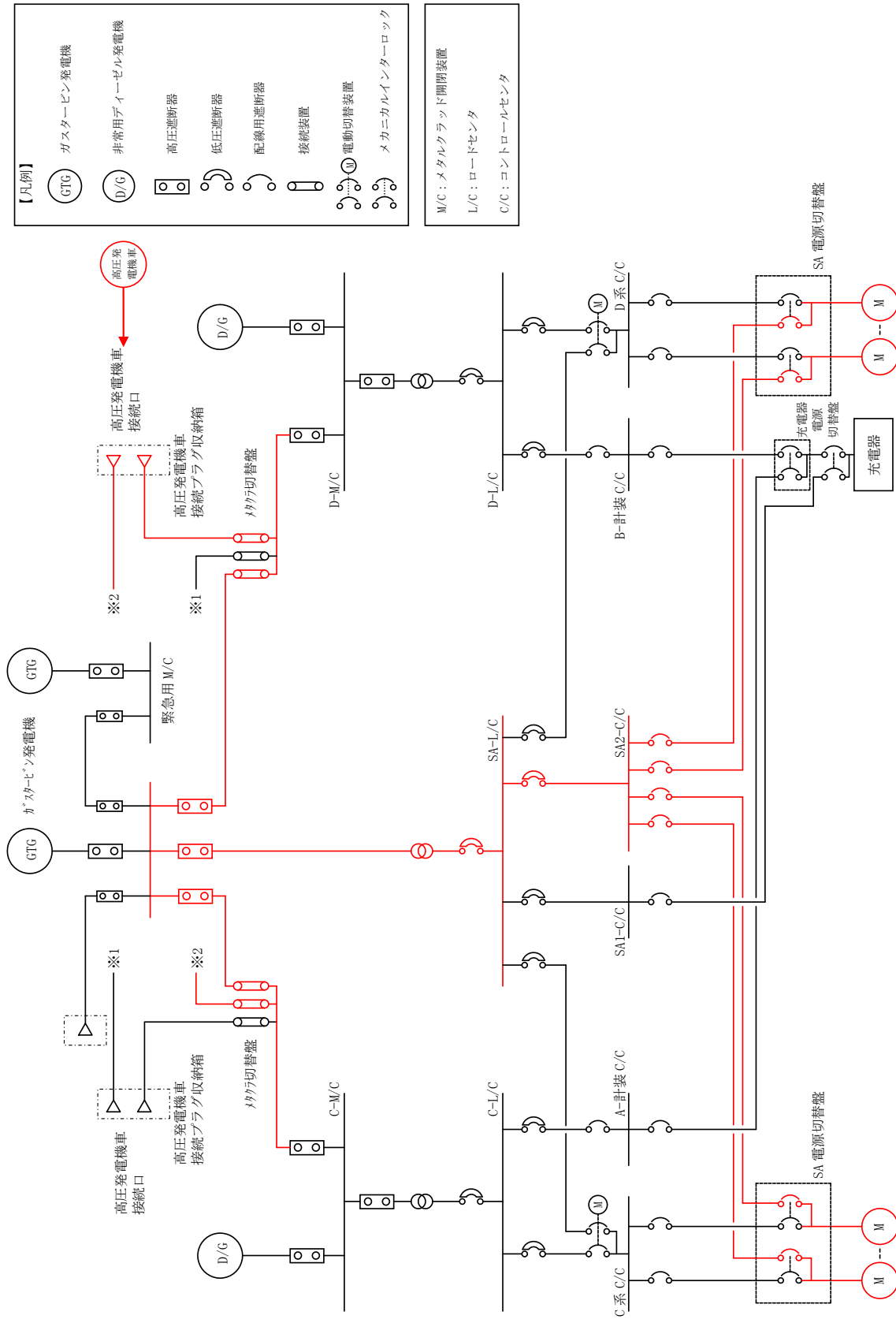




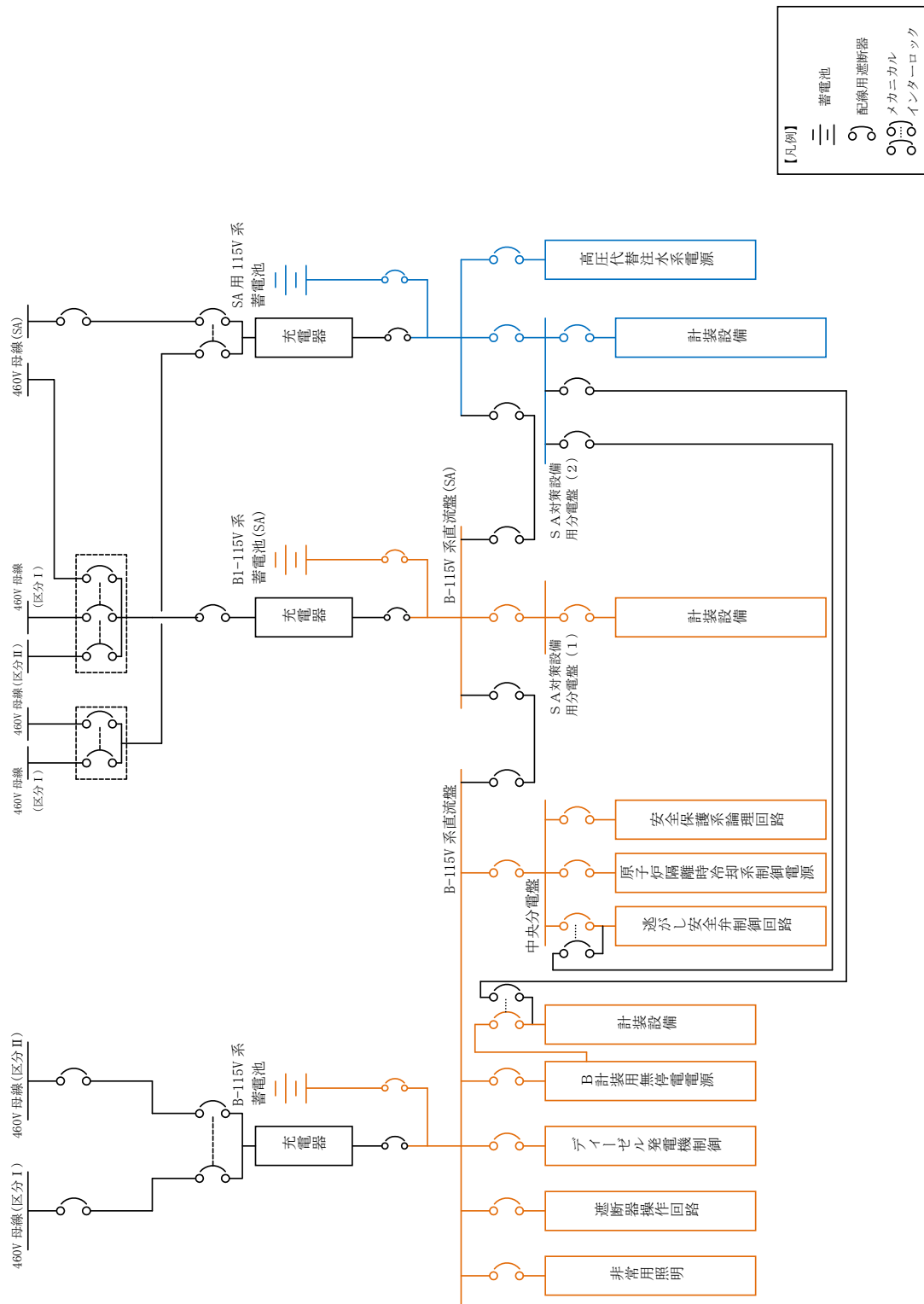
第 3.14-5 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)  
(高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱 (南側) 及び非常用所内電気設備を経由して給電)



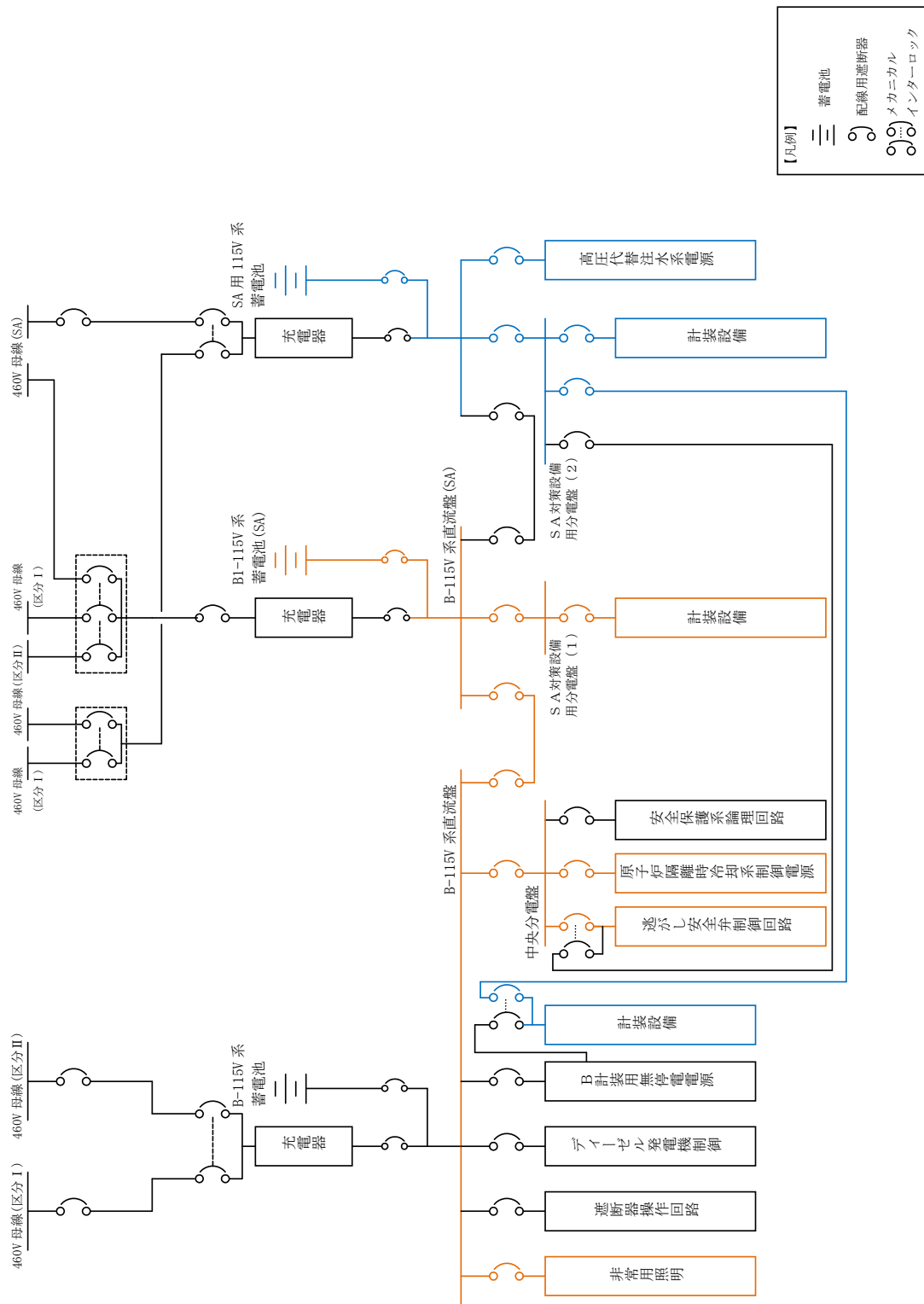
第 3.14-6 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)  
 (高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱 (西側) 及び代替所内電気設備を経由して給電)



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)  
(高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱 (南側) 及び代替所内電気設備を經由して給電)

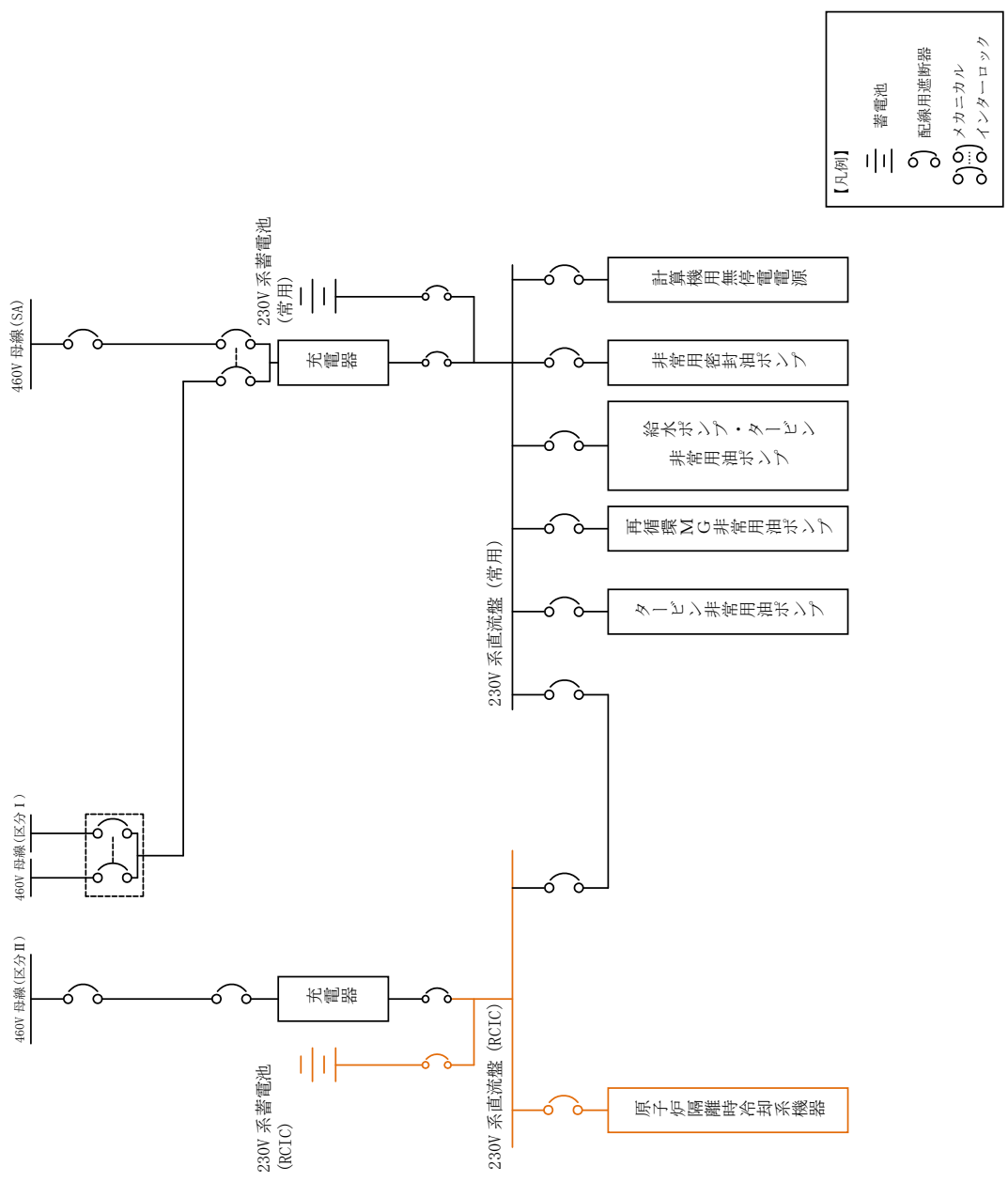


第 3.14-8 図 代替電源設備系統概要図 (所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電)  
 (B-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池 (SA), SA用115V系蓄電池による給電)

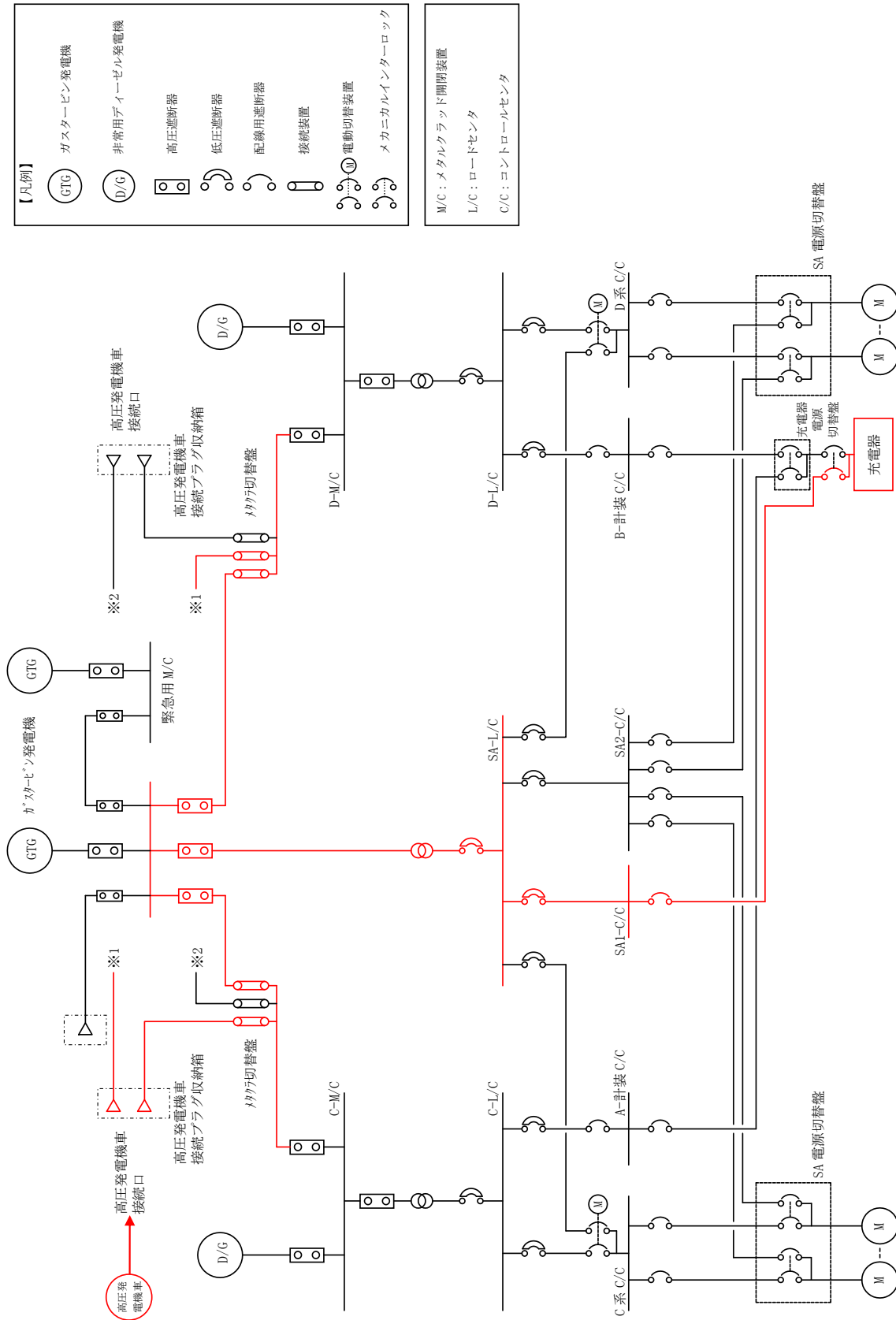


- 【凡例】
- 蓄電池
  - 配線用遮断器
  - メカニカル
  - インターロック

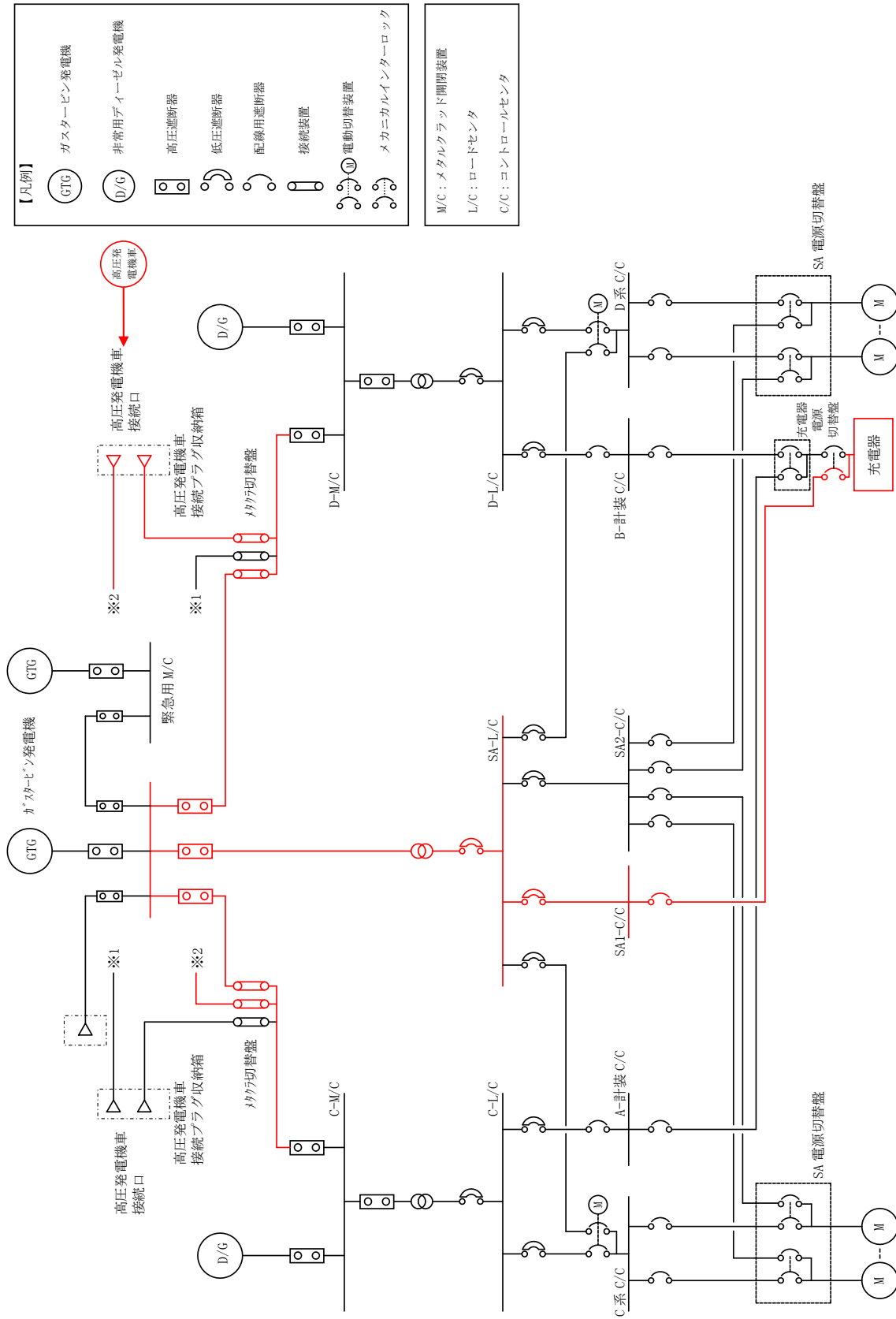
第 3.14-9 図 代替電源設備系統概要図 (所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電)  
(B1-115V系蓄電池 (SA), SA用115V系蓄電池による給電)



第 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による給電)  
(230V系蓄電池 (RCIC) による給電)

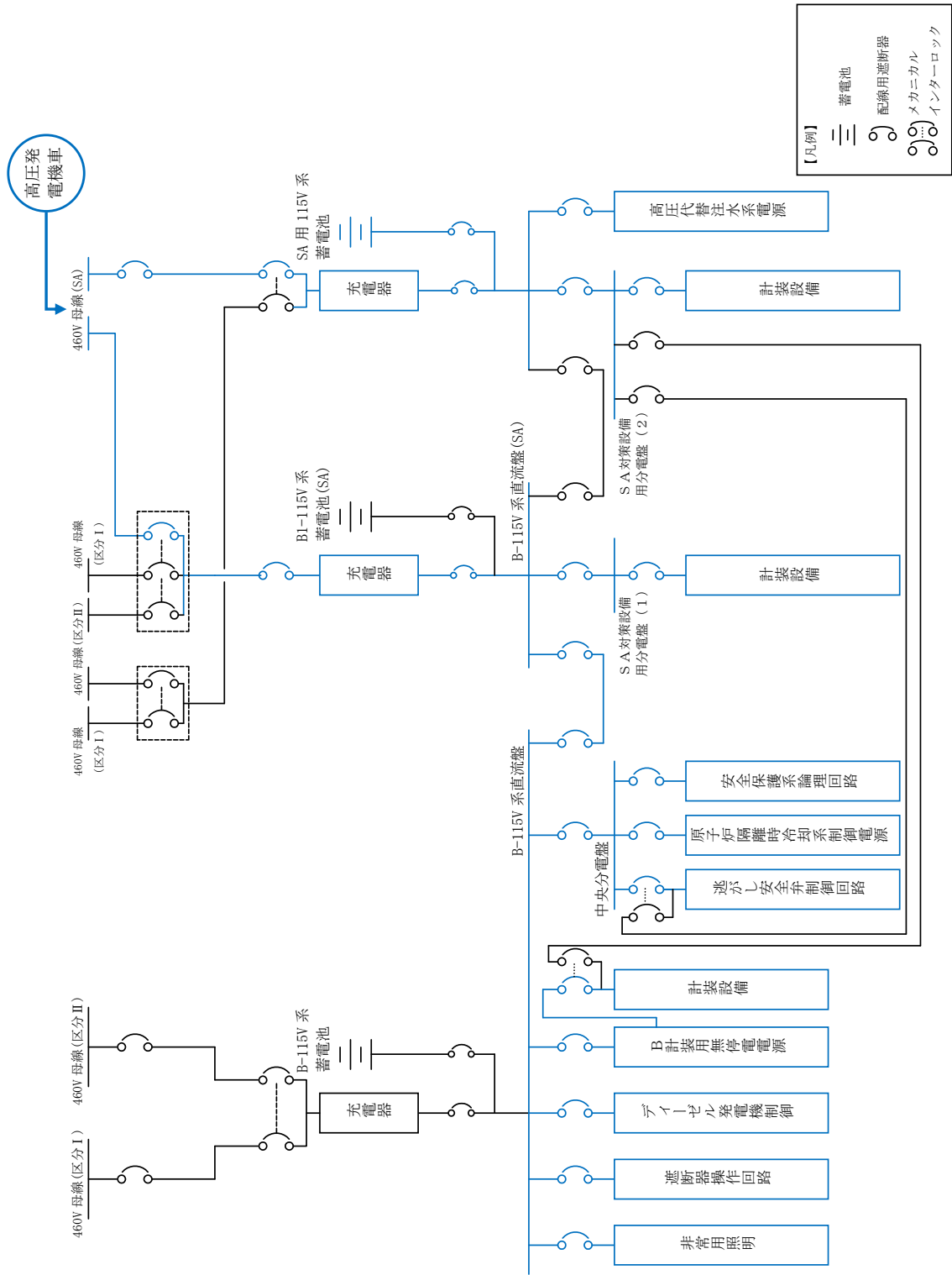


第3.14-11 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)  
(高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱 (西側) を経由して給電)

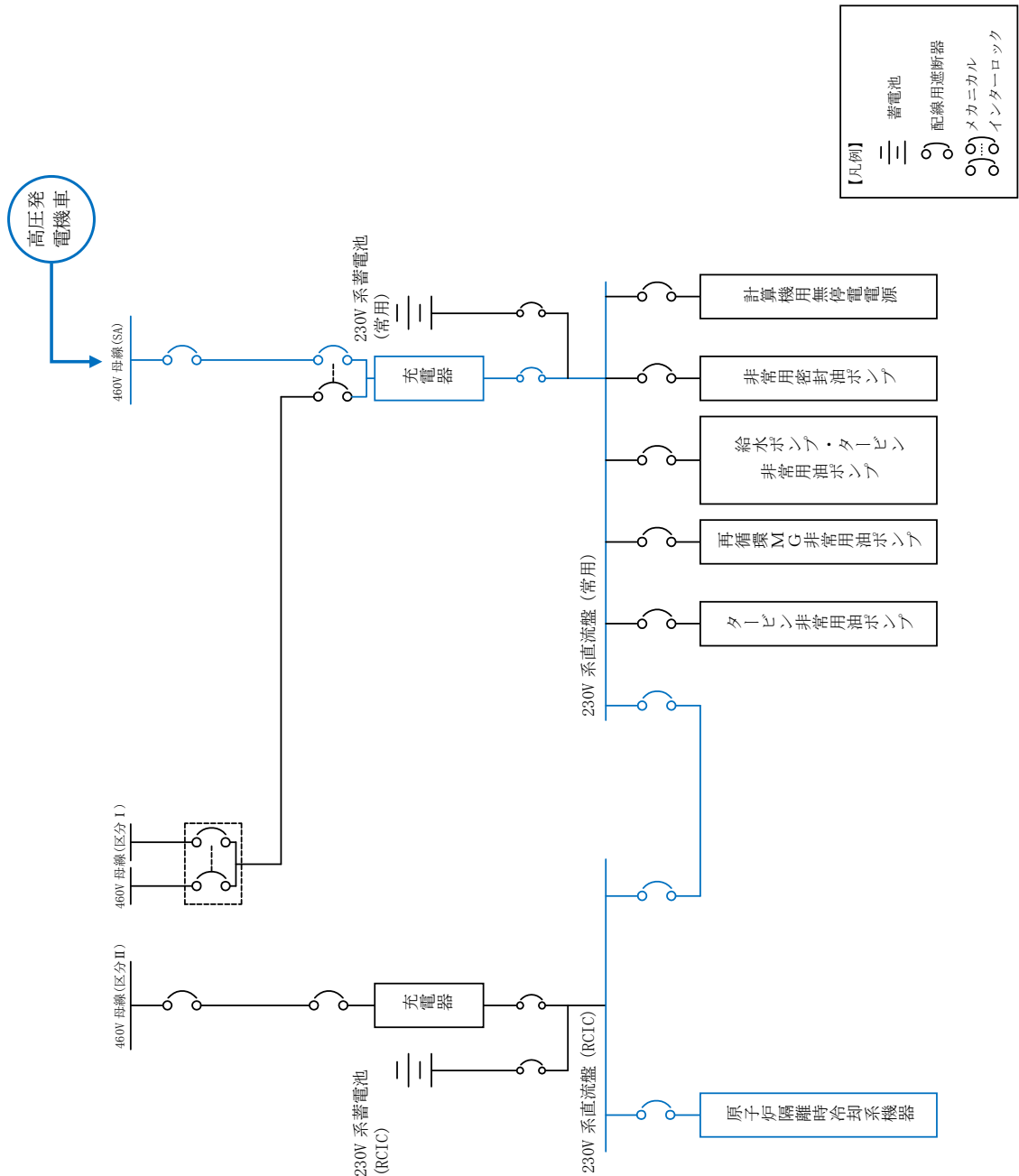


第 3.14-12 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)  
(高压発電機車から高压発電機車接続プラグ収納箱 (南侧) を経由して給電)

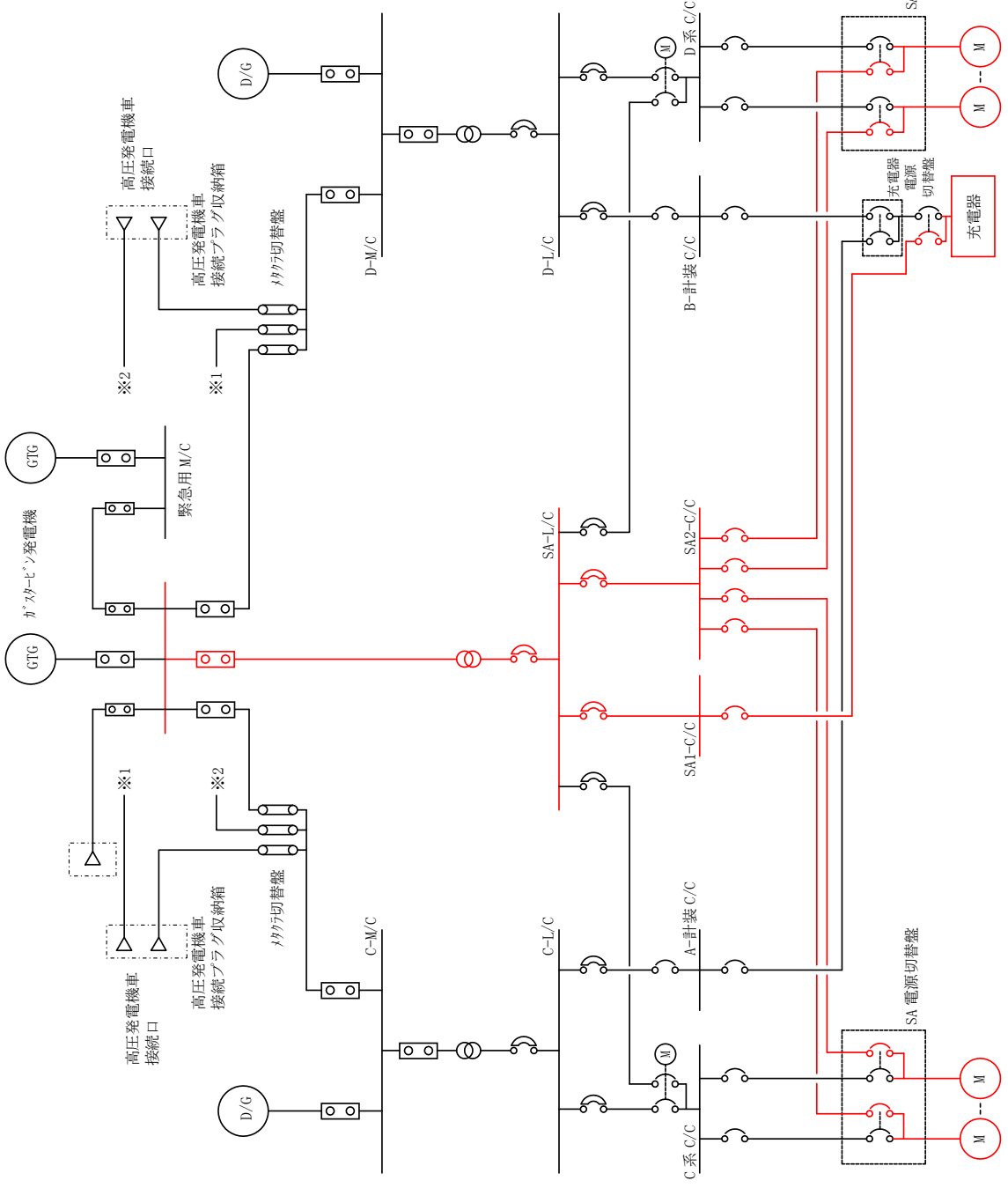
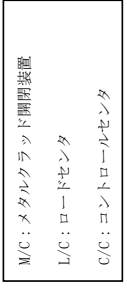
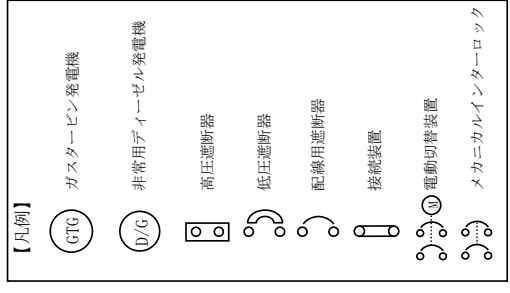




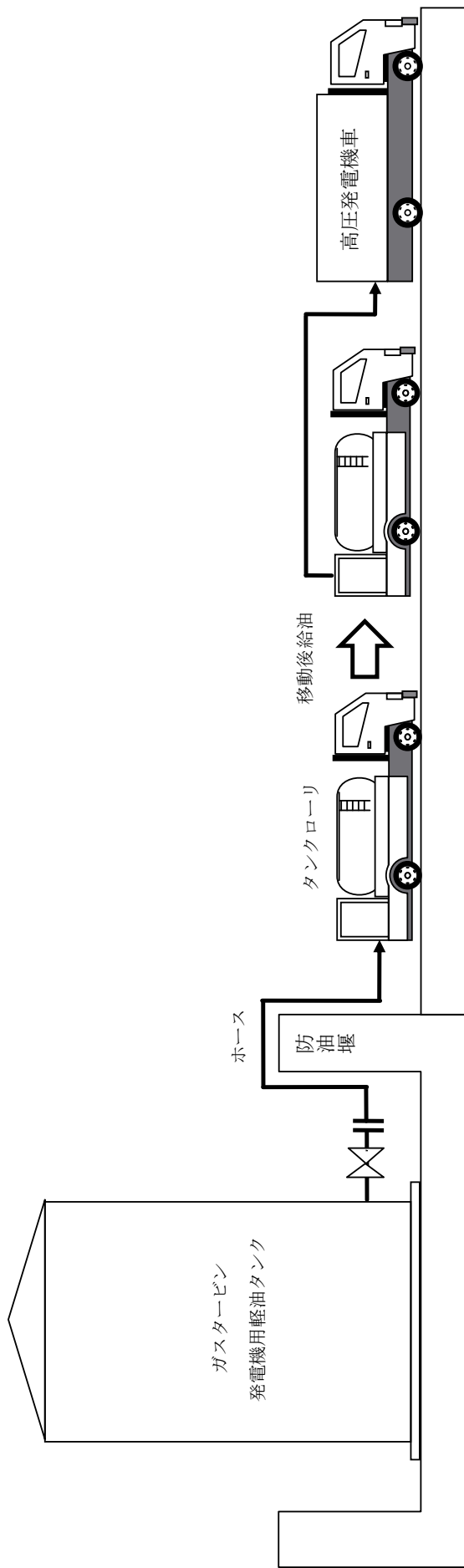
第3.14-13 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)  
 (充電器 (B1-115V系充電器 (SA), SA用115V系充電器を経由による給電)



第3.14-14 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)  
(充電器 (230V系充電器 (常用) を經由による給電)



第 3.14-15 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3.14-16図 代替電源設備系統概要図（タンクローリによる給油）

### 3.14.1.2 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（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、重大事故等時に代替制御棒挿入機能（A R I）、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、格納容器代替スプレイ（常設）格納容器代替スプレイ（可搬型）、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）、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（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、ディーゼル燃料デイタンク、ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料移送ポンプは、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及びディーゼル燃料デイタンクは、原子炉建物付属棟に設置し、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。

ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料移送ポンプは、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（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。

ディーゼル燃料デイトank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。

ディーゼル燃料貯蔵タンクは、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。

ディーゼル燃料移送ポンプは、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		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		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) ディーゼル燃料貯蔵タンク

	ディーゼル燃料貯蔵タンク
ディーゼル燃料貯蔵タンク 基 数 容 量	2 (非常用), 1 (高圧炉心スプレイ系用) 約 170kL/基
ディーゼル燃料貯蔵タンク 基 数 容 量	3 (非常用) 約 100kL/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（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、非常用蓄電池から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（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。

非常用蓄電池は、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。

非常用蓄電池及びそれに充電する充電器は、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。

#### 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（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。

非常用蓄電池は、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。

非常用蓄電池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) 非常用蓄電池

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（炉心損傷防止対策及び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を計測する設備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
- ・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

- ・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
- ・高圧炉心スプレィポンプ出口圧力
- ・残留熱除去ポンプ出口圧力
- ・低圧炉心スプレィポンプ出口圧力
- ・格納容器酸素濃度
- ・燃料プール水位・温度（S A）

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（S A）
- ・原子炉圧力（S A）
- ・原子炉水位（S A）
- ・高圧原子炉代替注水流量
- ・代替注水流量（常設）
- ・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ィ流量
- ・ドライウエル温度（S A）
- ・ペDESTAL温度（S A）
- ・ペDESTAL水温度（S A）
- ・サブプレッション・チェンバ温度（S A）
- ・サブプレッション・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）
- ・ドライウエル水位
- ・ペDESTAL水位
- ・格納容器水素濃度（S A）
- ・スクラバ容器水位
- ・スクラバ容器圧力
- ・スクラバ容器温度
- ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・低圧原子炉代替注水槽水位
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
- ・残留熱代替除去系ポンプ出口圧力
- ・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。

代替注水流量（可搬型）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。重大事故等時において、低圧代替注水の流量監視として1セット1個使用する。保有数は4セットと、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2個（共用）の合計6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28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28個を含めて合計56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）
- ・ドライウェル水位

- ・ペDESTAL水位
- ・中性子源領域計装
- ・平均出力領域計装

なお、中性子源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
- ・代替注水流量 (常設)
- ・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
- ・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
- ・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）
- ・ADS用N<sub>2</sub>ガス減圧弁二次側圧力（B系）
- ・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。

- ・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
- ・ADS用N<sub>2</sub>ガス減圧弁二次側圧力（A系）
- ・N<sub>2</sub>ガスボンベ圧力
- ・RCW熱交換出口温度
- ・原子炉補機冷却ポンプ圧力

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
- ・代替注水流量（可搬型）

安全パラメータ表示システム（SPDS）のSPDSデータ収集サーバは、廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDSデータ収集サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバは、緊急時対策所に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS伝送サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDSデータ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

可搬型計測器は、廃棄物処理建物内及び緊急時対策所内に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

### 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
- ・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（サブプレッション・チェンバ）
- ・中性子源領域計装
- ・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
- ・燃料プール水位・温度（S A）
- ・C－メタクラ母線電圧
- ・D－メタクラ母線電圧
- ・H P C S－メタクラ母線電圧
- ・C－ロードセンタ母線電圧
- ・D－ロードセンタ母線電圧
- ・A－115V系直流盤母線電圧
- ・B－115V系直流盤母線電圧
- ・230V系直流盤（常用）母線電圧
- ・B 1－115V系蓄電池（S A）電圧
- ・N<sub>2</sub>ガスボンベ圧力
- ・R C Wサージタンク水位
- ・R C W熱交換出口温度
- ・原子炉補機冷却ポンプ圧力

格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、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。格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度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。中性子源領域計装は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度（S A）
- ・原子炉圧力（S A）
- ・原子炉水位（S A）
- ・高圧原子炉代替注水流量
- ・代替注水流量（常設）
- ・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
- ・残留熱代替除去系ポンプ出口圧力
- ・原子炉建物水素濃度
- ・静的触媒式水素処理装置入口温度
- ・静的触媒式水素処理装置出口温度
- ・格納容器酸素濃度 (S A)
- ・燃料プール水位 (S A)
- ・燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)
- ・燃料プール監視カメラ (S A) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む)
- ・緊急用メタクラ電圧
- ・S Aロードセンタ母線電圧
- ・S A用 115V 系充電器盤蓄電池電圧
- ・ADS用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。

代替注水流量 (可搬型) 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。代替注水流量（可搬型）は、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。代替注水流量（可搬型）の注水先選択は、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。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバ及びSPDS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（SPDS）のうちSPDSデータ表示装置は、付属の操作スイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。

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（SPDS）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

可搬型計測器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による性能の確認が可能な設計とする。

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

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

個 数	2
計測範囲	-400～150cm ※1

(5) 原子炉水位（燃料域）

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	2
計測範囲	-800～-300cm ※1

(6) 原子炉水位（S A）

個 数	1
計測範囲	-900～150cm ※1

(7) 高圧原子炉代替注水流量

個 数	1
計測範囲	0～150m <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) 代替注水流量 (可搬型)

個 数	4(予備 2)
計測範囲	0~150m <sup>3</sup> /h

(10) 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

個 数	1
計測範囲	0~150m <sup>3</sup> /h

(11) 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

個 数	1
計測範囲	0~1500m <sup>3</sup> /h

(12) 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

個 数	3
計測範囲	0~1500m <sup>3</sup> /h

(13) 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

個 数	1
計測範囲	0~1500m <sup>3</sup> /h

(14) 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

(15) 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

(16) ドライウェル温度 (S A)

個 数	7
計測範囲	0~300℃

- (17) ペDESTAL温度 (S A)
- |      |         |
|------|---------|
| 個 数  | 2       |
| 計測範囲 | 0~300°C |
- (18) ペDESTAL水温度 (S A)
- |      |         |
|------|---------|
| 個 数  | 2       |
| 計測範囲 | 0~300°C |
- (19) サプレッション・チェンバ温度 (S A)
- |      |         |
|------|---------|
| 個 数  | 2       |
| 計測範囲 | 0~200°C |
- (20) サプレッション・プール水温度 (S A)
- |      |         |
|------|---------|
| 個 数  | 2       |
| 計測範囲 | 0~200°C |
- (21) ドライウエル圧力 (S A)
- |      |                |
|------|----------------|
| 個 数  | 2              |
| 計測範囲 | 0~1000kPa[abs] |
- (22) サプレッション・チェンバ圧力 (S A)
- |      |                |
|------|----------------|
| 個 数  | 2              |
| 計測範囲 | 0~1000kPa[abs] |
- (23) サプレッション・プール水位 (S A)
- |      |                            |
|------|----------------------------|
| 個 数  | 1                          |
| 計測範囲 | -0.80~5.50m <sup>**2</sup> |
- (24) ドライウエル水位
- |      |                                    |
|------|------------------------------------|
| 個 数  | 3                                  |
| 計測範囲 | -3.0m, -1.0m, +1.0m <sup>**3</sup> |
- (25) ペDESTAL水位
- |      |   |
|------|---|
| 個 数  | 4   |
| 計測範囲 | +0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m <sup>**4</sup> |
- (26) 格納容器水素濃度
- 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

・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%/0～100%

(27) 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%

(28) 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

個 数 2  
計測範囲  $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$

(29) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 2  
計測範囲  $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$

(30) 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

個 数 4  
計測範囲  $10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$  ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )

(31) 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

個 数  $6^{*5}$   
計測範囲 0～125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )

(32) スクラバ容器水位

個 数 8  
計測範囲

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。

(33) スクラバ容器圧力

個 数 4  
計測範囲 0～1MPa [gage]

(34) スクラバ容器温度

個 数 4  
計測範囲 0～300℃

(35) 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  $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$   
 $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$

(36) 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%

(37) 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

個 数 2  
計測範囲 0～200℃

(38) 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

個 数 2  
計測範囲 0～200℃

(39) 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

個 数 2  
計測範囲 0～1500m<sup>3</sup>/h

(40) 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

個 数	3
計測範囲	0～4MPa [gage]

(41) 低圧原子炉代替注水槽水位

個 数	1
計測範囲	0～1500m <sup>3</sup> (0～12542mm)

(42) 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]

(43) 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

個 数	1
計測範囲	0～10MPa [gage]

(44) 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

個 数	1
計測範囲	0～12MPa [gage]

(45) 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

個 数	1
計測範囲	0～5MPa [gage]

(46) 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力

個 数	2
計測範囲	0～3MPa [gage]

(47) 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物等の損傷を防止するための設備

個 数	1
	5
計測範囲	0～10vol%
	0～20vol%

(48) 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物等の損傷を防止するための設備

個 数	2
計測範囲	0～100℃

(49) 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物等の損傷を防止するための設備

個 数	2
計測範囲	0～400℃

(50) 格納容器酸素濃度

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
- ・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%/0～25%

(51) 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%

(52) 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。

(53) 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。

(54) 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。

(55) 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。

(56) 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 (固定型) の主要機器仕様に記載する。

(57) 可搬型計測器  
個 数 28 (予備 28)

※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 1328cm)

※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 (8.91MPa [gage]) を包絡する範囲として設定。なお、主蒸気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>							
	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>							「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ
④ 原子炉圧力容器内の温度	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			
	原子炉圧力容器温度 (SA) <sup>※1</sup>							
	原子炉圧力容器温度 (SA) <sup>※1</sup>							
	原子炉圧力容器温度 (SA) <sup>※1</sup>							
	原子炉圧力容器温度 (SA) <sup>※1</sup>							
	原子炉圧力容器温度 (SA) <sup>※1</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1328cm)。 ※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6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バイタル交流電源を電源とした計器である。



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) (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 原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※2	2	-400～150cm※3	-539～132cm※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			
	高压原子炉代替注水流量※1					
	代替注水流量 (常設) ※1					
	代替注水流量 (可搬型) ※1					
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量※1					
	高压炉心スブレイブポンプ出口流量※1					
	残留熱除去ポンプ出口流量※1					
	低压炉心スブレイブポンプ出口流量※1					
残留熱代替除去系原子炉注水流量※1						
原子炉圧力※1					「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						
サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ※1					「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ	

「④原子炉压力容器への注水量」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 (原子炉压力容器零レベルより1328cm)。 ※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6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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (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。	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。	
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0～1500m <sup>3</sup> /h	0～1314m <sup>3</sup> /h	高圧炉心スプレイポンプの最大注水量 (1314m <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	低圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量 (250m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	—
	代替注水流量 (可搬型)	4	0～150m <sup>3</sup> /h	—**8	大量送水車の最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	—
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0～1500m <sup>3</sup> /h	0～1380m <sup>3</sup> /h	残留熱除去ポンプの最大注水量 (1380m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0～1500m <sup>3</sup> /h	0～1314m <sup>3</sup> /h	低圧炉心スプレイポンプの最大注水量 (1314m <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 (30 m <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 1328cm)。 ※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 6 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、区分Ⅱ直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱバイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (4/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
④ 原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	サブレーション・プール水位 (SA) ※1				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	
	低圧原子炉代替注水槽水位※1				「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1328cm)。 ※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6箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び非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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (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	代替注水流速 (常設)	1	0 ~ 150 m <sup>3</sup> /h	—※8	「④原子炉圧力容器への注水」を監視するパラメータと同じ	1
	代替注水流速 (可搬型)					
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量				残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧原子炉代替注水槽水位※1				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ	
	ドライウエル圧力 (SA) ※1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ	
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ※1					
	ドライウエル水位※1					
	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	
	ペダスタル水位※1					
	残留熱代替除去系原子炉注水流速※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	
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力※1				「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1328cm)。 ※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6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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (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	ペデスタルに溶融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。	1
	サブレーション・チェンバ温度 (SA) ※2	2	0～200℃	最大値：88℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	
	サブレーション・プール水温度 (SA) ※2	2	0～200℃	最大値：88℃	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd：853kPa [gage]) におけるサブレーション・プールの飽和温度 (約178℃) を監視可能。	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					
「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1328cm)。 ※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6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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (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	0~1000kPa [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
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ※2	2	0~1000kPa [abs]	最大値： 206kPa [gage]		
	ドライウエル温度 (SA) ※1					
	ペデスタル温度 (SA) ※1					
	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						

※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1328cm)。 ※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6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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (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	ドライウエール水位	3	-3.0m, -1.0m, +1.0m <sup>※5</sup>	— <sup>※8</sup>	重大事故等時において、ペデスタルに溶融炉心の冷却に必要な水深があることを監視可能。	1
	サブレーション・プール水位 (SA)	1	-0.80~5.50m <sup>※4</sup>	-0.5~0m <sup>※4</sup>	ウエットウエルベント操作可否判断 (通常水位+1.3m) 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, +1.2m, +2.4m, +2.4m <sup>※6</sup>	— <sup>※8</sup>	重大事故等時において、ペデスタルに溶融炉心の冷却に必要な水深 (+2.4m) があることを監視可能。	1
	代替注水流量 (常設) <sup>※1</sup> 代替注水流量 (可搬型) <sup>※1</sup> 低圧原子炉代替注水槽水位 <sup>※1</sup>	「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1328cm)。 ※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6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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (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	1	0～5vol%/ 0～100vol%	0～2.0vol%	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(0～90vol%(ドライ条件))を計測可能な範囲とする。	—
	格納容器水素濃度(SA)	1	0～100vol%	0～2.0vol%	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(0～90vol%(ドライ条件))を計測可能な範囲とする。	—
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	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	約10Sv/h未滿 <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。)	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	約10Sv/h未滿 <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。)	—

※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1328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位(EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面(EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等に使用する設備のため、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6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バイタル交流電源を電源とした計器である。



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) (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
⑩ 未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装※2	4	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の 約 21 倍	原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。なお、中性子源領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均領域計装によって監視可能。	—
	平均出力領域計装※2	6 ※7	0 ~ 125% $(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フイードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	—

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分离器下端 (原子炉压力容器零レベルより 1328cm)。 ※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 6 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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (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	サブプレッション・プール水温度 (SA) ※2				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ		
	残留熱除去系熱交換器出口温度				「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				「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		
	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						
	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力※1					「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ	
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) ※1					「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ	
	ドライヴェル温度 (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1328cm)。 ※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6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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (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	スクラバ容器水位	8	[ ]	—**8	系統待機時におけるスクラバ容器水位の範囲 [ ] 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 [gauge]	—**8	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圧力 (0.853MPa [gauge]) が監視可能。	1	
	スクラバ容器温度	4	0 ~ 300°C	—**8	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	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	—**8	格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合) に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率 (約 $3 \times 10^2 \text{ Sv/h}$ ) を監視可能。	—
			1	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	—**8	格納容器ベント実施時 (炉心損傷していない場合) に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率 (約 $6.5 \times 10^2 \text{ mSv/h}$ ) を監視可能。	—
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	1	0 ~ 20vol% / 0 ~ 100vol%	—**8	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、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 (4vol%) 未満であることを監視可能。	—	
	「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						
	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						
格納容器水素濃度**1							
格納容器水素濃度 (SA) **1							

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1328cm)。 ※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6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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (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nkの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※2	2	0 ~ 200℃	最大値：90℃	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系熱交換器入口温度の最高使用温度 (114℃) を監視可能。	1
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0 ~ 200℃	最大値：90℃	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度 (114℃) を監視可能。 残留熱代替除去系の運転時における，残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度 (185℃) を監視可能。	1
	残留熱除去ポンプ出口流量				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ	
	原子炉圧力容器温度 (SA) ※1				「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ	
	サブレーション・プールの水温度 (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 ~ 1500m <sup>3</sup> /h	0 ~ 1218m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量 (1218m <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格納容器パイプスの監視」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 1328cm)。 ※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 6 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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (14/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑬ 格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	
	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 ※2					
	原子炉圧力 (S A) ※2					
	原子炉圧力容器温度 (S A) ※1					
	ドライウエル温度 (S A) ※2					
	ドライウエル圧力 (S A) ※2					
	サブレーション・チェンバ圧力 (S A) ※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、残留熱除去系統の最高使用圧力 (約 1.9MPa [gage]) を監視可能。	1
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	0 ~ 5 MPa [gage]	最大値： 2.0MPa [gage]	低圧炉心スプレイ系の運転時における、低圧炉心スプレイ系統の最高使用圧力 (2.0MPa [gage]) を監視可能。	
	原子炉圧力 ※1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1328cm)。 ※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6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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (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
④ 水源の確保 (1/2)	低圧原子炉代替注水槽水位	1	0 ~ 1500m <sup>3</sup> (0 ~ 12542mm)	-※8	低圧原子炉代替注水槽の底部からオーバーフローレベル (0~1238m <sup>3</sup> ) を監視可能である。	1
	サブレーション・プール水位 (SA) ※2				「⑧原子炉格納容器の水位」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					
	代替注水流量 (可搬型) ※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1328cm)。 ※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6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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (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
⑭ 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： 9.2MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系の運転時における，原子炉隔離時冷却系の最高使用圧力 (9.2MPa [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： 9.11MPa [gage]	高圧炉心スプレイ系の運転時における，高圧炉心スプレイ系の最高使用圧力 (9.11MPa [gage]) を監視可能。	
	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				
	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					
	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力※1	2	0～3 MPa [gage]	—※8	重大事故等時における，残留熱代替除去系ポンプの最高使用圧力 (2.5MPa [gage]) を監視可能。	1
	原子炉水位 (広帯域) ※1	「⑬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1328cm)。 ※4：基準点はサブレクション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は6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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (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 5	0～10vol% 0～20vol%	—※8	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)。	—
	静的触媒式水素処理装置入口温度 ※1 静的触媒式水素処理装置出口温度 ※1	2 2	0～100℃ 0～400℃	—※8	重大事故等時において、静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度を監視可能。	1
⑯ 原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度	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水素爆発を防止するため、可燃限界濃度 (酸素濃度：5.0vol%) を計測可能な範囲とする。	—
	格納容器酸素濃度 (SA)	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水素爆発を防止するため、可燃限界濃度 (酸素濃度：5.0vol%) を計測可能な範囲とする。	—

※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1328cm)。 ※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6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バイタル交流電源を電源とした計器である。



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) (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 (SA) ※2	1	-4.30~7.30m ※10	6982mm ※10	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から底部付近までの範囲にわたり水位を監視可能。	—
	燃料プール水位・温度 (SA) ※2	1 ※11	-1000~6710mm ※10	6982mm ※10	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°C	最大値： 65°C	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	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。	—
			10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h			
燃料プール監視カメラ (SA) ※2	1	—	— ※8	重大事故等時において燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	—	

※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 (原子炉圧力容器器壁レベルより1328cm)。 ※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6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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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 / 16)

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	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压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、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。
		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 : 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 (2/16)

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 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/16)

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ンネル ②原子炉水位 (SA) ③高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量 (常設) ③代替注水流量 (可搬型) 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 チャンネルが故障した場合, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA) により推定する。 ③高圧原子炉代替注水流量 (常設), 代替注水流量 (可搬型), 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) の差圧から原子炉圧力容器的満水を推定する。推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (SA)	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代替注水流量 (可搬型) 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 (常設), 代替注水流量 (可搬型), 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) の差圧から原子炉圧力容器的満水を優先する。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 (4/16)

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。 推定は、環境悪化の影響が小さい低圧原子炉代替注水槽水位を優先する。	
	代替注水流量 (可搬型)	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代替注水流量 (可搬型) 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注水量を推定する。 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 (5/16)

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・チェンバ圧力 (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・プール水位 (SA) 及びペデスタル水位の水位置変化により代替注水流量 (常設) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい低圧原子炉代替注水槽水位を優先する。
		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)	
	代替注水流量 (可搬型)	① ドライウエル圧力 (SA)	① 代替注水流量 (可搬型) 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) より代替注水流量 (可搬型) 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)	
		① ドライウエル水位	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	① 残留熱代替除去系原子炉注水流量	① 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去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注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。
		① 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	
		① ペデスタル水位	

※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 (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 (6/16)

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。
		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)	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・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 (7/16)

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 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/16)

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位	ドライウエル水位	①代替注水流量 (常設) ①代替注水流量 (可搬型) ②低圧原子炉代替注水槽水位	①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)、代替注水流量 (可搬型) 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。 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、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。
	サブプレッジョン・プール水位 (SA)	①代替注水流量 (常設) ①代替注水流量 (可搬型) ②低圧原子炉代替注水槽水位	①サブプレッジョン・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)、代替注水流量 (可搬型) のうち機器動作状態にある流量により、サブプレッジョン・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、サブプレッジョン・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。
	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代替注水流量 (可搬型) ③低圧原子炉代替注水槽水位	推定は、代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) を優先する。 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)、代替注水流量 (可搬型) 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 (10/16)

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 チャネルが故障した場合は、他チャ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。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	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) ②残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ②残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 ③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、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。 ②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、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。 ③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、注水先の原子炉水位を優先する。
最終ヒートシンクの確保	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ①残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 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)	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ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。 ②残留熱代替除去系による冷却において、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・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、残留熱代替除去系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 (11/16)

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 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	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ドライウェル圧力 (SA)	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) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。	
		②サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	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) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。	
	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ペ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ペ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。	
		①第1ペントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)	①主要パラメータの予備	①第1ペ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、予備の第1ペントフィルタ出口放射線モニタにより推定する。
			②格納容器水素濃度	②第1ペ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、予備の第1ペントフィルタ出口放射線モニタにより推定する。
	格納容器水素濃度 (SA)	②格納容器水素濃度 (SA)	②格納容器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、格納容器水素濃度及び格納容器水素濃度 (SA) により推定する。	
		②格納容器水素濃度 (SA)	②格納容器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、格納容器水素濃度及び格納容器水素濃度 (SA) により推定する。	
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)、サブプレッジョン・プール温度 (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。		
	①サブプレッジョン・プール温度 (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)、サブプレッジョン・プール温度 (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	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	②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、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	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 (12/16)

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。 推定は, 主要パラメータの他チヤンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度 (SA) より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は, 原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。
	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。 推定は, 主要パラメータの他チヤンネルを優先する。
	ドライウエル圧力 (SA)	①主要パラメータの他チヤンネル 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 (13/16)

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 (S A) ② [エリア放射線モニタ] ※2	①残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) 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 (S A) を優先する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (S A) ② [エリア放射線モニタ] ※2	①低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) 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 (S A) を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	<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>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>
	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残留熱代替除去系ポンプ出口圧力</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替除去系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、残留熱代替除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プール水位 (SA) が確保されていることを推定する。</li> <li>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。</li> </ul>

※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 (15/16)

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	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。
		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	
原子炉格納容器内 の酸素濃度	格納容器酸素濃度	①格納容器酸素濃度 (S A)	①格納容器酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (S A) により推定する。
	格納容器酸素濃度 (S A)	①格納容器酸素濃度	①格納容器酸素濃度 (S A) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度により推定する。

※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 (16/16)

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)、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)	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。

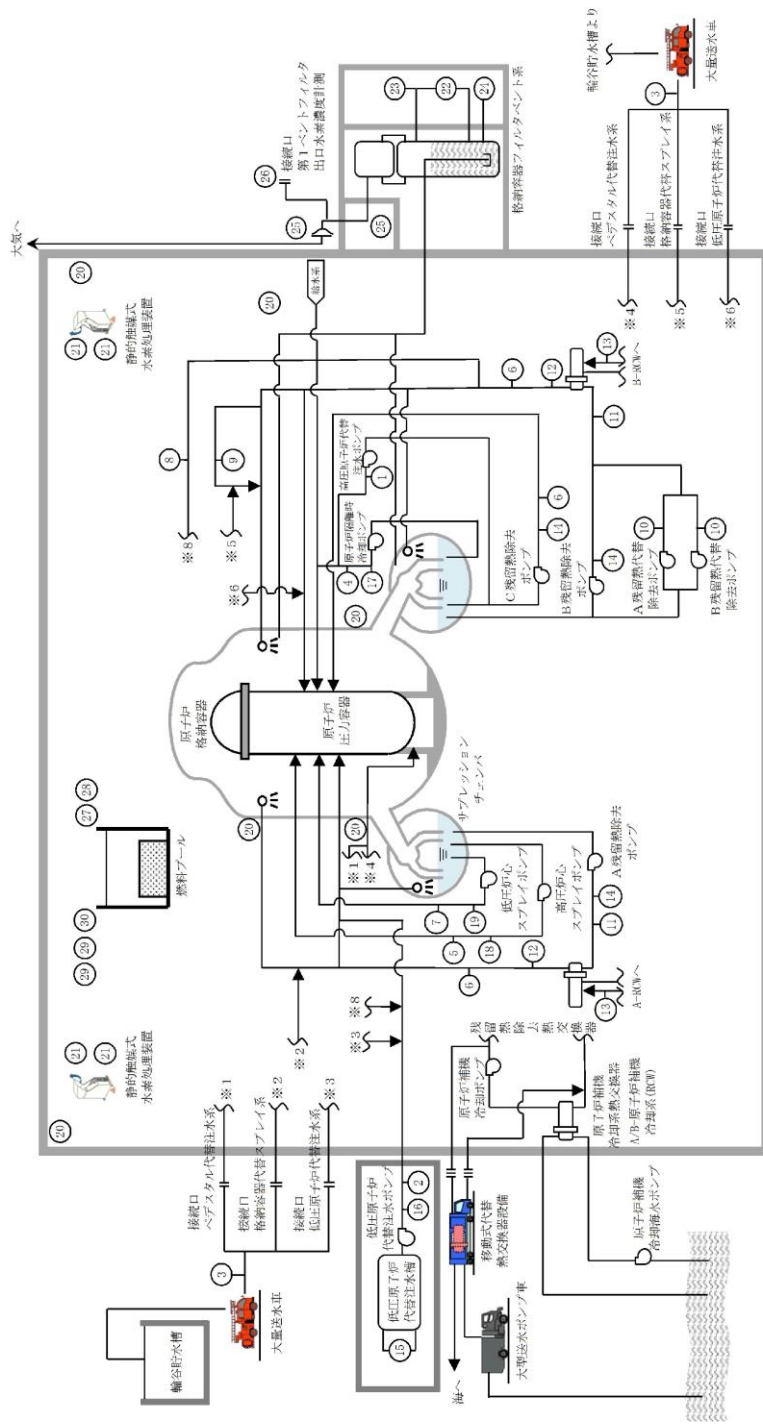
※ 1 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※ 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。

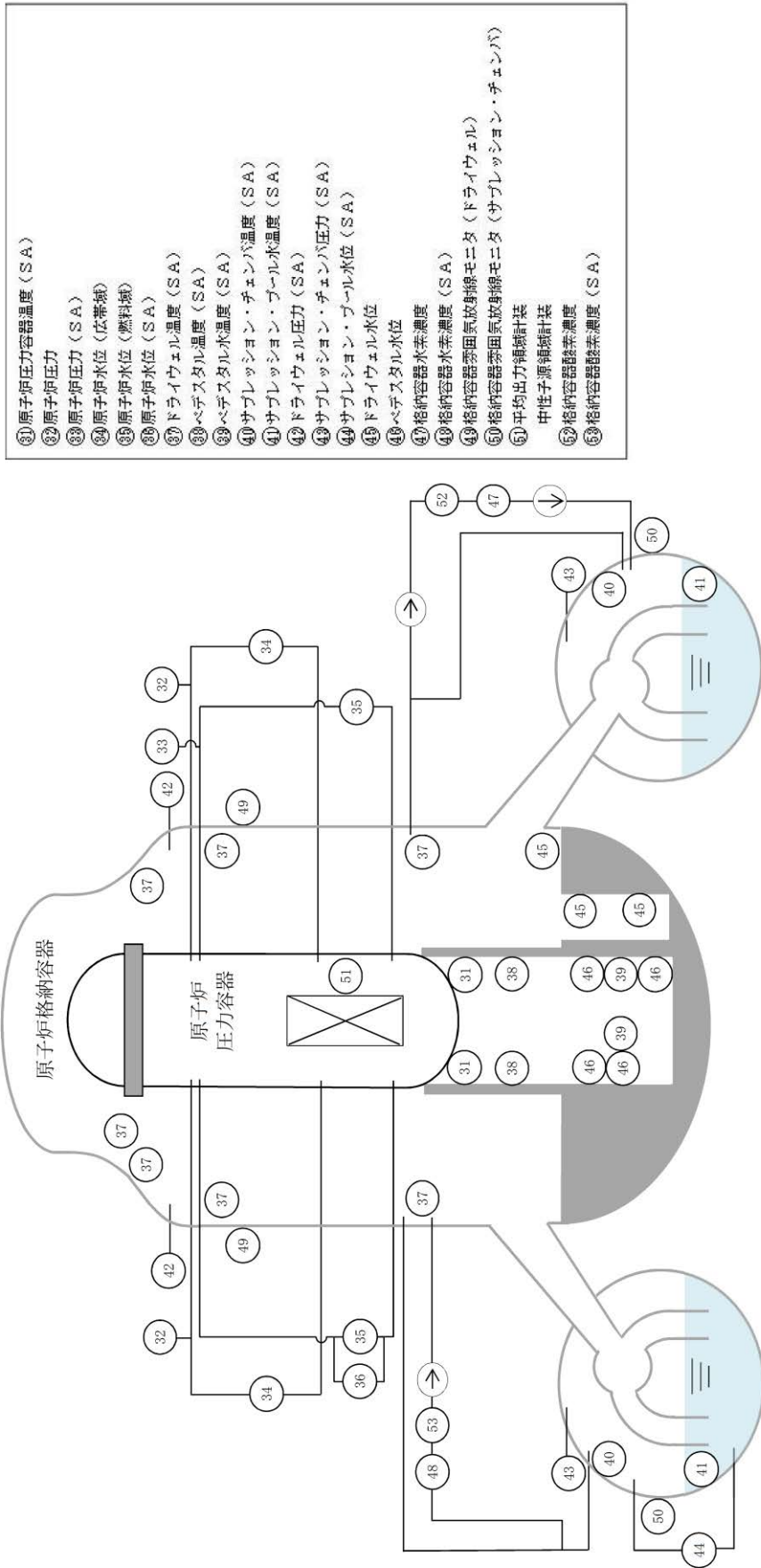
第 3.15-4 表 重大事故等対処設備を活用する手順の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

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> ガスボンベ圧力
	原子炉補機冷却ポンプ圧力
	RCW熱交換出口温度
	RCWサージタンク水位

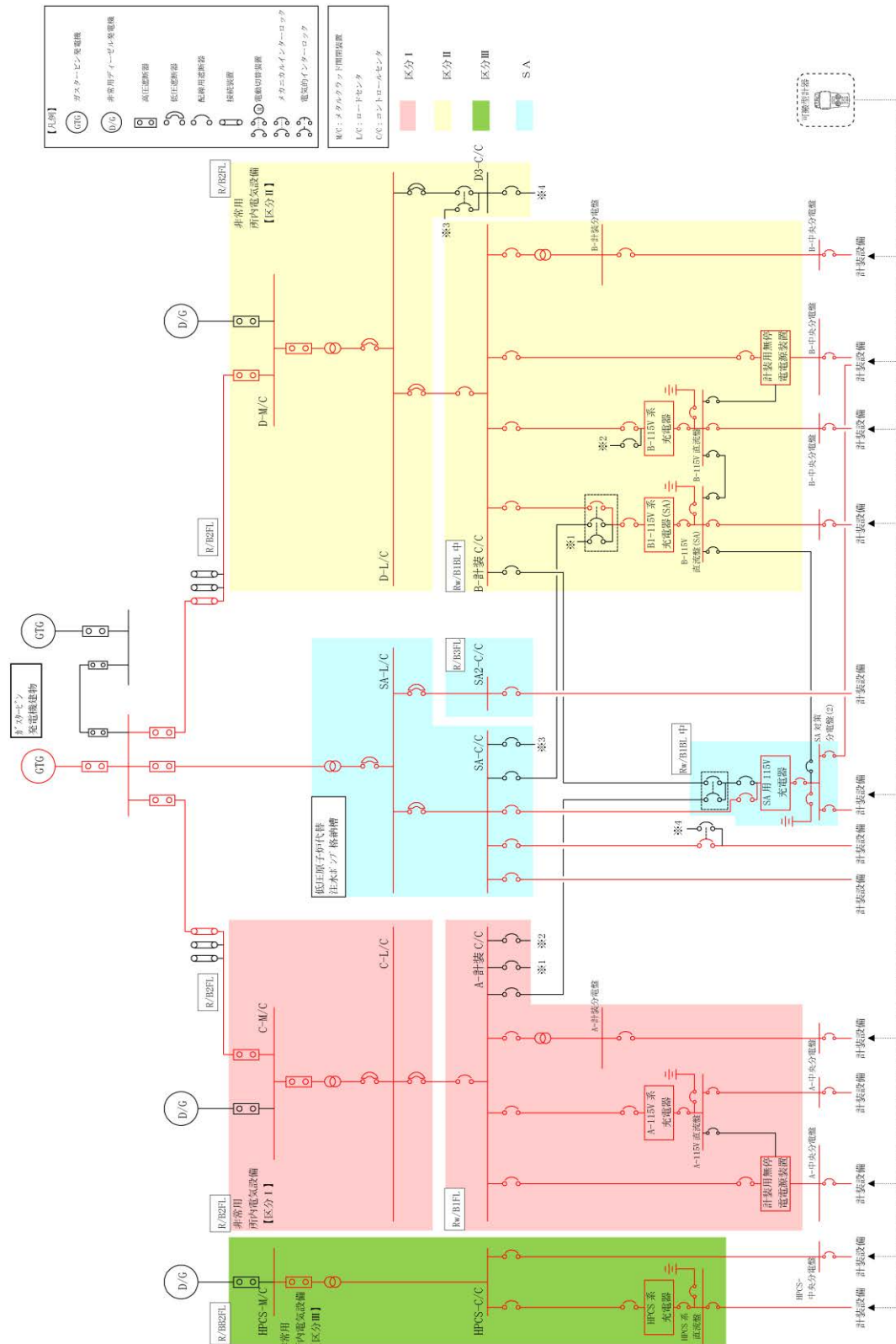
- |                     |                   |                                   |
|---------------------|-------------------|-----------------------------------|
| ① 高圧原子炉代替注水流量       | ⑮ 残留熱除去系熱交換器出口温度  | ⑳ スクラブ容器水位                        |
| ② 代替注水流量 (常設)       | ⑯ 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 | ㉑ スクラブ容器压力                        |
| ③ 代替注水流量 (可搬型)      | ⑰ 低圧原子炉代替注水泵出口压力  | ㉒ スクラブ容器温度                        |
| ④ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量   | ⑱ 低圧原子炉代替注水泵出口流量  | ㉓ 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)   |
| ⑤ 高圧原子炉代替注水泵出口流量    | ⑲ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 | ㉔ 燃料プール水位 (SA)                    |
| ⑥ 残留熱除去系スプレイポンプ出口流量 | ⑳ 高圧原子炉代替注水泵出口压力  | ㉕ 燃料プール水位・温度 (SA)                 |
| ⑦ 低圧原子炉代替注水泵出口流量    | ㉑ 低圧原子炉代替注水泵出口压力  | ㉖ 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ、低レンジ) (SA) |
| ⑧ 残留熱除去系原子炉代替注水流量   | ㉒ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口压力 |                                   |
| ⑨ 残留熱除去系スプレイ流量      | ㉓ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口温度 |                                   |
| ⑩ 残留熱除去系ポンプ出口压力     | ㉔ 静的触媒式水蒸気処理装置    |                                   |
| ⑪ 残留熱除去系熱交換器入口温度    | ㉕ 静的触媒式水蒸気処理装置    |                                   |



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)

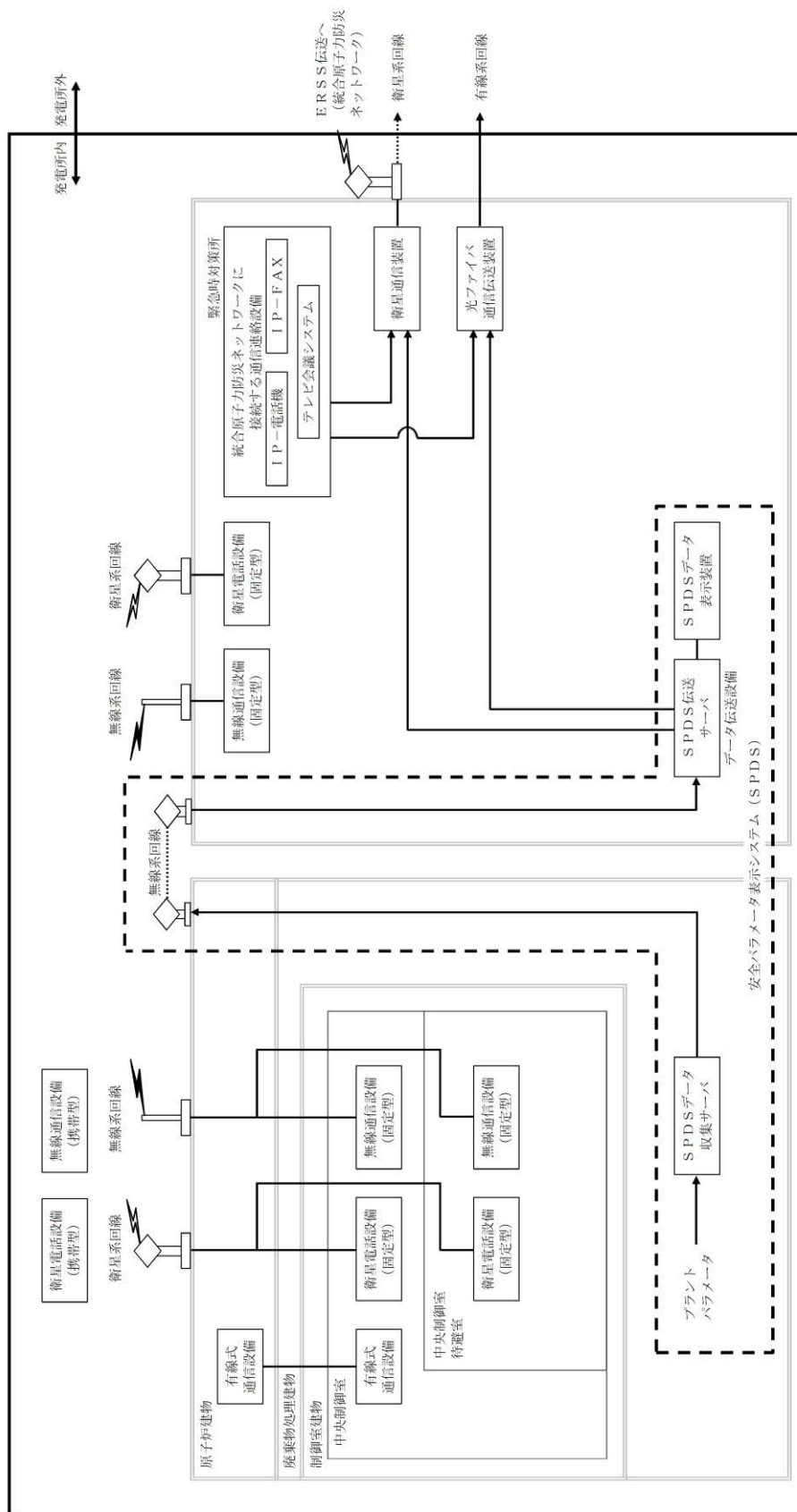


第 3.15-1 図 (2) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要 (その 2)



- 【凡例】
- ガスタービン発電機
  - 非常用ディーゼルの発電機
  - 高圧遮断器
  - 低圧遮断器
  - 配線用遮断器
  - 接触装置
  - 電動機回線保護
  - メカニカルインターロック
  - 電気のインターロック
- M/C: メカニカルインターロック装置  
L/C: ロードセンタ  
C/C: コントローラセンタ
- 区分Ⅰ
  - 区分Ⅱ
  - 区分Ⅲ
  - SA

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)

### 3.4 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

#### 【47条】

##### 【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)

第四十七条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第47条に規定する「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」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) 重大事故防止設備

a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。

b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。

c) 上記a)及びb)の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。

### 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

#### 3.4.1 設置許可基準規則第47条への適合方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去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、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設備として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び低圧原子炉代替注水系（常設）を設ける。

##### (1) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項(1)a))

設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプが有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、可搬型重大事故等対処設備として低圧原子炉代替注水系（可搬型）を使用する。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、第2保管、第3及び第4保管エリアに分散配備した大量送水車を用い、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）とは異なる代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び（西2））を水源として原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。

##### (2) 低圧原子炉代替注水系（常設）の設置（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低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプが有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、常設重大事故等対処設備として低圧原子炉代替注水系（常設）を使用する。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプ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、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）とは異なる低圧原子炉代替注水槽を水源として原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。

##### (3) 設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性、位置的分散の確保（設置許可基準規則解釈の第1項(1)c))

上記(1)及び(2)の重大事故等対処設備である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）は、設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）に対して、異なるポンプ（低圧原子炉代替注水ポンプ又は大量送水車）、駆動源（常設代替交流電源設備又はディーゼルエンジン）、冷却源（自滑水冷却）を用いることで多様性及び独立性を有する設計とする。



また、原子炉建物内に設置されている低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）に対して、常設設備である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おり、常設代替交流電源設備はガスタービン発電機建物内に設置することで位置的分散を図った設計とする。大量送水車、可搬型代替交流電源設備については、屋外に保管し、屋外から異なる複数の接続口に接続可能とし、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）に対して位置的分散を図る設計とする。

なお、多様性及び独立性、位置的分散については3.4.2.1.3項及び3.4.2.2.3項に詳細を示す。

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。

#### (4) 低圧炉心スプレイ系

低圧炉心スプレイ系は、電動機駆動ポンプ1台、炉心上部のスパージャ、配管・弁類及び計測制御装置からなり、大破断事故時には低圧注水系及び高圧炉心スプレイ系と連携して、中小破断事故時には高圧炉心スプレイ系あるいは自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有する。

#### (5) 残留熱除去系（低圧注水モード）

残留熱除去系（低圧注水モード）は、電動機駆動ポンプ3台、配管・弁類及び計測制御装置からなり、大破断事故時には低圧炉心スプレイ系及び高圧炉心スプレイ系と連携して、中小破断事故時には高圧炉心スプレイ系あるいは自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有する。

本系統は、原子炉水位低又は格納容器圧力高の信号で作動を開始し、サブレーション・プール水を直接炉心シュラウド内に注入する。

#### (6) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、原子炉停止後、炉心崩壊熱、原子炉圧力容器、配管及び冷却材中の保有熱を除去して、原子炉を冷却するためのものである。また、動的機器の単一故障を仮定した場合でも冷却材を低温まで冷却可能な設計である。原子炉冷却材は原子炉再循環ポンプ入口側から残留熱除去系のポンプ及び熱交換器を経て、原子炉再循環ポンプ出口側に戻される。

#### (7) 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機能を有する。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、残留熱除去系の機器等の冷却を行うための機能を有する。

原子炉補機冷却系については、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第 48 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお、原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に原子炉圧力容器に注水するための自主対策設備として、以下を整備する。

#### (8) 復水輸送系を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイポンプ、残留熱除去ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車が機能喪失した場合、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、自主対策設備として復水輸送系を用いた原子炉注水手段を整備している。

復水輸送系を用いた原子炉注水手段については、復水輸送ポンプを用い、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）とは異なる復水貯蔵タンクを水源として復水輸送系、残留熱除去系を通じて原子炉圧力容器へ注水する。

#### (9) 消火系を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイポンプ、残留熱除去ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車が機能喪失した場合、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、自主対策設備として消火系を用いた原子炉注水手段を整備している。

消火系を用いた原子炉圧力容器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、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）とは異なるろ過水タンク又は補助消火水槽を水源として消火系、復水輸送系及び残留熱除去系を通じて原子炉圧力容器へ注水する。

#### (10) 原子炉浄化系を用いた原子炉除熱の実施

発電用原子炉停止中において、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）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、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、自主対策設備として原子炉浄化系を用いた原子炉除熱手段を整備している。

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。

#### (11) 復旧手段の整備

設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）が全交流動力電源喪失により起動

できない場合には、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給することで低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）を復旧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、熔融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応設備として、以下を整備する。

(12) 低圧原子炉代替注水系（常設）による残存熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉压力容器内に熔融炉心が残存する場合には、低圧原子炉代替注水ポンプで原子炉压力容器に注水する低圧原子炉代替注水系（常設）により残存熔融炉心を冷却する。

(13) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉压力容器内に熔融炉心が残存する場合には、大量送水車で原子炉压力容器に注水する低圧原子炉代替注水系（可搬型）により残存熔融炉心を冷却する。

なお、熔融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の自主対策設備として、以下を整備する。

(14) 復水輸送系による残存熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉压力容器内に熔融炉心が残存する場合には復水輸送ポンプで原子炉压力容器に注水する復水輸送系により残存熔融炉心を冷却する。

(15) 消火系による残存熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉压力容器内に熔融炉心が残存する場合には、消火ポンプ又は補助消火ポンプで原子炉压力容器に注水する消火系により残存熔融炉心を冷却する。

また、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び（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。

(16) 低圧原子炉代替注水系の海水の利用

低圧原子炉代替注水系（常設）の水源である低圧原子炉代替注水槽並びに低圧原子炉代替注水系（可搬型）の水源である代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び（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、大型送水ポンプ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）への供給又は低圧原子炉代替注水系（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。

### 3.4.2 重大事故等対処設備

#### 3.4.2.1 低圧原子炉代替注水系（常設）

##### 3.4.2.1.1 設備概要

低圧原子炉代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）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、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する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（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）、計測制御装置及び、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並びに残留熱除去系の配管及び弁、注水先である原子炉圧力容器等から構成される。

本系統の系統概要図を図 3.4-1、重大事故等対処設備一覧を表 3.4-1 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圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプの電源について、低圧原子炉代替注水ポンプは、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から、代替所内電気設備である緊急用メタクラ、SAロードセンタを介して給電が可能な設計とする。

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（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上部に設置した外部接続口から低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。

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。

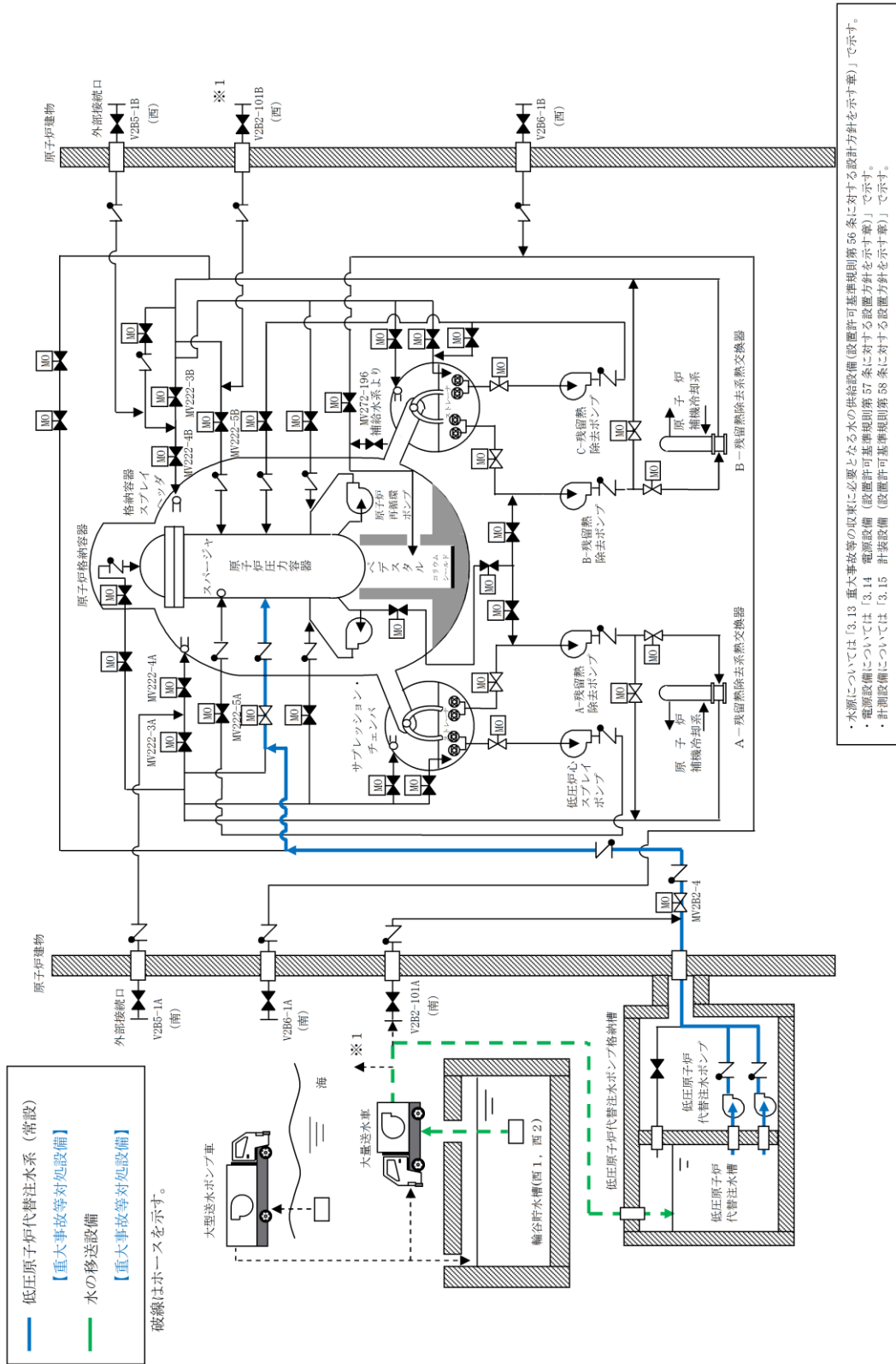


図 3.4-1 低圧原子炉代替注水系 (常設) 系統概要図

表 3.4-1 低圧代替注水系（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】
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】
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 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】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 高圧発電機車接続プラグ収納箱 緊急用メタクラ【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>	原子炉水位（SA）【常設】 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】

※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。

### 3.4.2.1.2 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

型式	:ターボ形
容量	:230m <sup>3</sup> /h/台
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内
原動機出力	:210kW

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。

### 3.4.2.1.3 低圧原子炉代替注水系（常設）の多様性及び独立性，位置的分散

低圧原子炉代替注水系（常設）は，設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系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，表 3.4-2 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，低圧炉心スプレイポンプ及びA，B及びC－残留熱除去ポンプと位置的分散された低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプを使用する設計とする。低圧原子炉代替注水ポンプのサポート系として，ポンプ冷却水は自滑水とすることで，低圧炉心スプレイポンプ及び残留熱除去系ポンプの冷却水と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とし，電源については，常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）から代替所内電気設備を経由した給電が可能な設計とすることで，低圧炉心スプレイポンプ及び残留熱除去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。水源については，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系の水源であるサプレッション・チェンバと異なる低圧原子炉代替注水槽を使用する設計とする。操作に必要な電動弁については，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，低圧原子炉代替注水系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

残留熱除去系と低圧原子炉代替注水系（常設）の独立性については，表 3.4-3 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。

なお，配管等の流路を構成する静的機器については，残留熱除去系注水ライン（残留熱除去系洗浄水弁より原子炉圧力容器につながる配管との合流部から原子炉圧力容器まで）を除く範囲で，可能な限り分離した設計とする。

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。



表 3.4-2 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		重大事故防止設備
		残留熱除去系 (低圧注水モード)	低圧炉心 スプレイ系
ポンプ	残留熱除去ポンプ	低圧炉心 スプレイポンプ	低圧原子炉代替 注水ポンプ
	原子炉建物 地下 2 階	原子炉建物 地下 2 階	低圧原子炉代替 注水ポンプ格納槽
水源	サプレッション ・チェンバ	サプレッション ・チェンバ	低圧原子炉代替 注水槽
	原子炉建物地下 2 階	原子炉建物地下 2 階	低圧原子炉代替 注水ポンプ格納槽
駆動用 空気	不要	不要	不要
潤滑油	油浴方式	油浴方式	油浴方式
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
駆動源	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)
	原子炉建物地下 2 階	原子炉建物地下 2 階	ガスタービン発電機建物 地上 1 階

表 3.4-3 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	重大事故等対処設備
		低圧炉心スプレイ系及びA、B及びC－残留熱除去系（低圧注水モード）	低圧原子炉代替注水系（常設）
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系は耐震Sクラス設計とし、重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水系（常設）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	2号炉の原子炉建物は、基準津波が到達しない位置に設置する設計とすることで、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低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系と、重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水系（常設）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低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系と、重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水系（常設）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）。	

### 3.4.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.4.2.1.4.1 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。

低圧原子炉代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置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，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽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3.4-4に示す設計とする。

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。

(47-3, 47-4)

表3.4-4 想定する環境条件及び荷重条件考慮

考慮する外的事象	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	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。

低圧原子炉代替注水系（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、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の系統構成として、A-RHR注水弁の全開操作を実施し、FLSR注水隔離弁を調整開とすることで原子炉压力容器への注水を行う。以上のことから、低圧原子炉代替注水系（常設）の操作に必要なポンプ及び操作に必要な弁を表3.4-5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し、A-RHR注水弁は原子炉建物3階（原子炉建物付属棟）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、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操作スイッチからのスイッチ操作でポンプ2台のうち1台を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3階（原子炉建物付属棟）SA電源切替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、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が可能な設計とする。

(47-3, 47-4)

表 3.4-5 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
A-RHR注水弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
FLSR注水隔離弁	弁閉→調整開	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。

低圧原子炉代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、表3.4-6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、弁動作試験を、また、停止中に分解検査、外観検査が可能な設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、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）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、低圧原子炉代替注水系（常設）の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。なお、F L S R注水隔離弁から原子炉圧力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A-R H R注水弁及びF L S R注水隔離弁の機能・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3.4-6 低圧原子炉代替注水系（常設）の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中	機能・性能確認	運転性能、漏洩の確認 弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能、漏洩の確認 弁開閉動作の確認
	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
	外観点検	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。

(47-5)

(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。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、残留熱除去系と共用する原子炉圧力容器注水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低圧原子炉代替注水系（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低圧原子炉代替注水系（常設）に切り替えるために表3.4-5で示す弁操作を行う。

(47-4)

(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。

低圧原子炉代替注水系（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。隔離弁については表3.4-7に示す。また、低圧原子炉代替注水系（常設）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。

(47-3, 47-4)

表3.4-7 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。

低圧原子炉代替注水系（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3.4-8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。原子炉建物2階で操作するA-RHR注水弁は、中央制御室に重大事故操作盤、原子炉建物付属棟にS A電源切替盤を設置する設計とすることで、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。

(47-3)

表 3.4-8 操作対象機器

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
A-RHR注水弁	原子炉建物2階	中央制御室
S A電源切替盤	原子炉建物3階 (原子炉建物付属棟)	原子炉建物3階 (原子炉建物付属棟)
F L S R注水隔離弁	原子炉建物1階	中央制御室

### 3.4.2.1.4.2 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。

低圧原子炉代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため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、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失、LOCA時注水機能喪失の重要事故シーケンス、及び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）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圧力容器への注水流量が最大200m<sup>3</sup>/hの範囲である。低圧原子炉代替注水ポンプは1台あたり200m<sup>3</sup>/h以上の注水が可能であるため、1台使用する設計とする。

原子炉圧力容器に注水する場合の低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉圧力容器に注水する場合の水源（低圧原子炉代替注水槽）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、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。

(47-6)

#### (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。



低圧原子炉代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、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。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系に対し、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、3.4.2.1.3項に記載のとおりである。

(47-2, 47-3, 47-4)

### 3.4.2.2 低圧原子炉代替注水系（可搬型）

#### 3.4.2.2.1 設備概要

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイポンプ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）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、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する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）及び、水源である代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び（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、タンクローリ、流路である低圧原子炉代替注水系（常設）、残留熱除去系の配管、弁、ホース、注水先である原子炉圧力容器から構成される。

重大事故等時においては、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系及び手動による原子炉減圧操作と連携し、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び（西2））を水源として、大量送水車で注水することにより炉心を冷却する機能を有する。

本システムの系統概要図を図3.4-3に、重大事故等対処設備一覧を表3.4-9に示す。

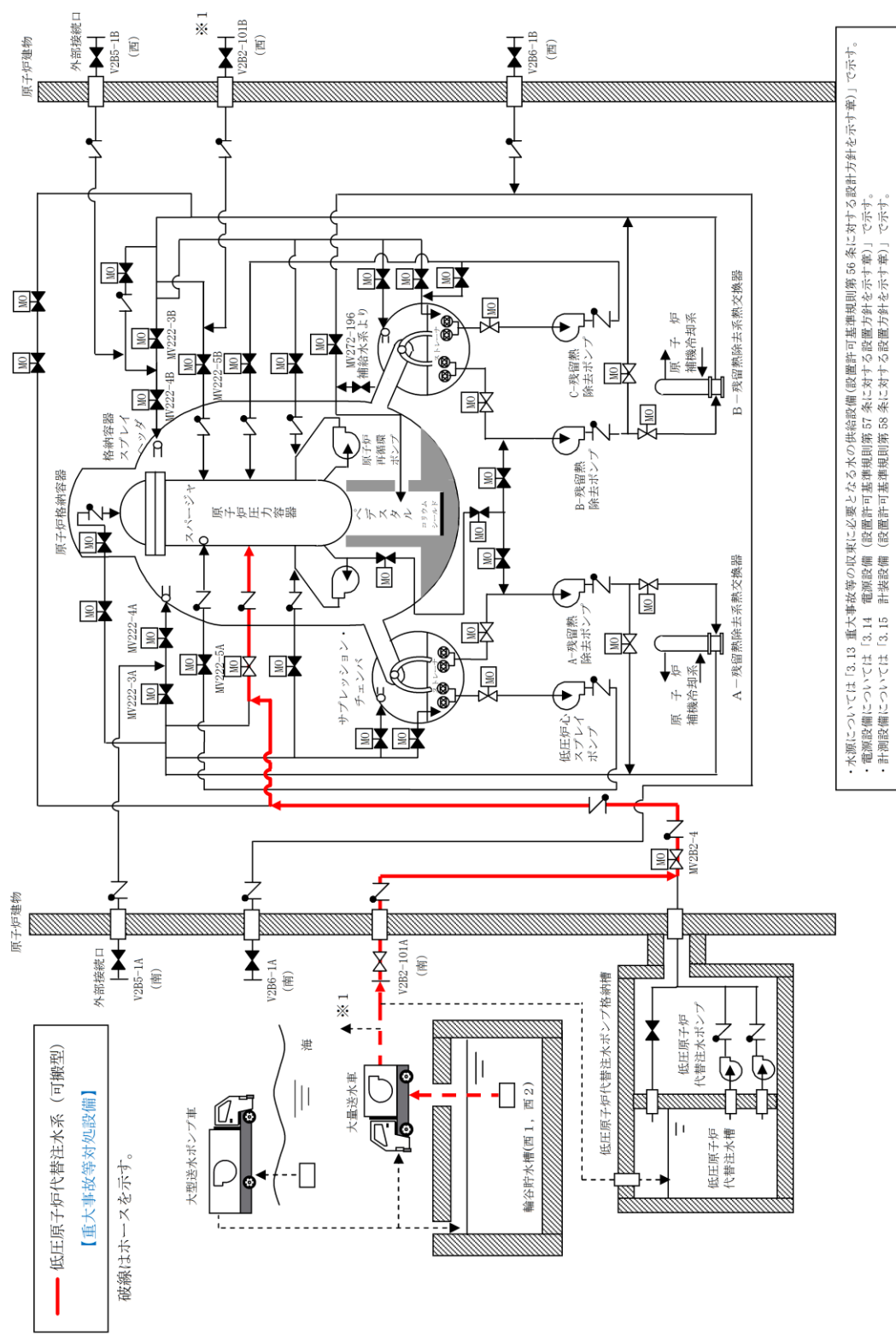
本システムは、大量送水車により、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び（西2））の水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

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及び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、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。

なお、大量送水車を使用する際に接続する外部接続口は、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、位置的分散を図った建物の複数の異なる面に設置する設計とする。

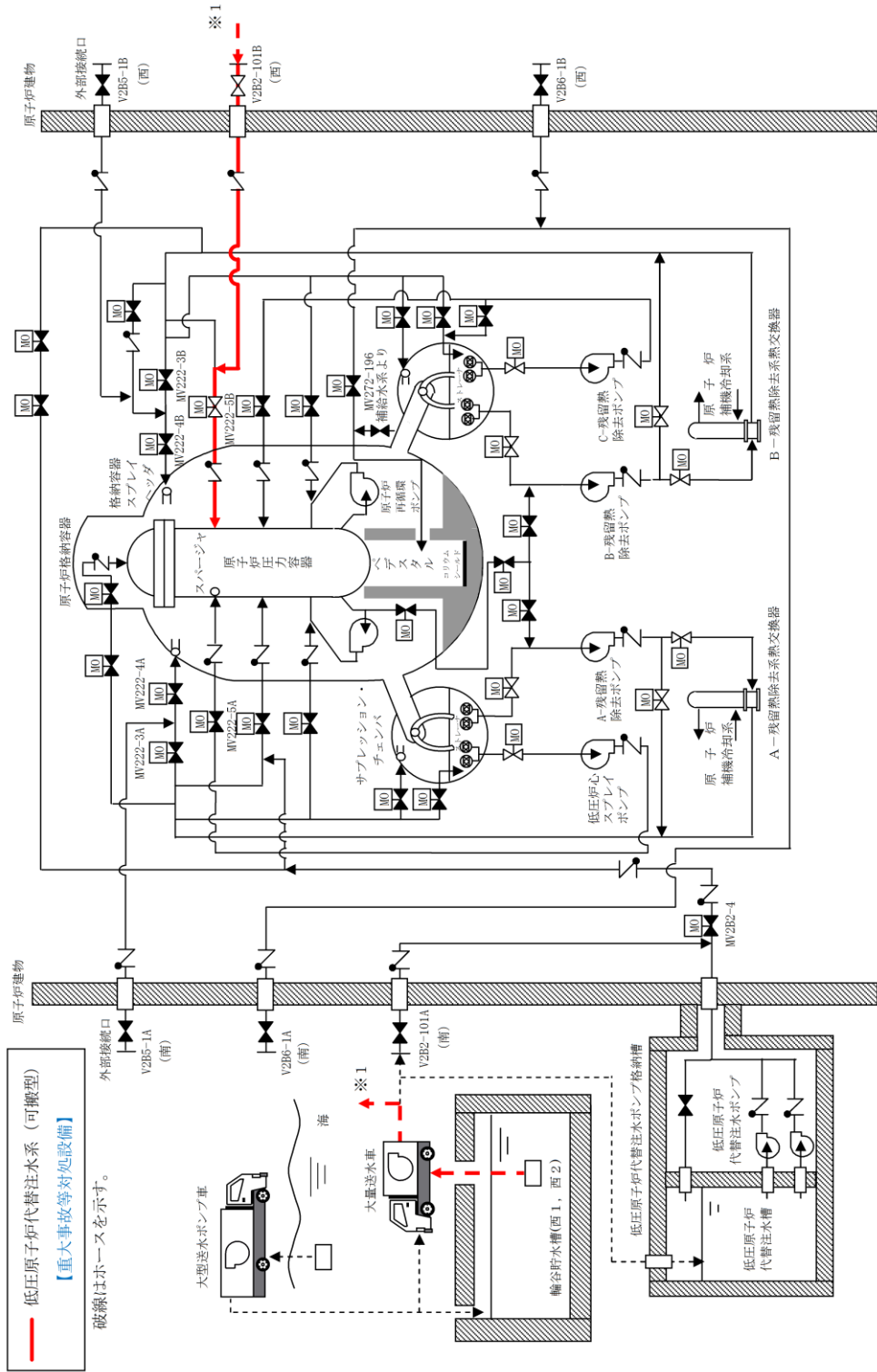
本システムの流路のうち、低圧原子炉代替注水系（常設）の主流路への合流以降は、低圧原子炉代替注水系（常設）と同様の流路で構成し、残留熱除去系の配管、弁を経由して原子炉圧力容器へ注水する。低圧原子炉代替注水系（常設）の主流路への合流以降については、「3.4.2.1 低圧原子炉代替注水系（常設）」で示す。



— 低圧原子炉代替注水系 (可搬型)  
【重大事故等対処設備】  
破線はホースを示す。

・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 3.4-2 A - 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 系統概要図



— 低圧原子炉代替注水系（可搬型）  
**【重大事故等対処設備】**  
 破線はホースを示す。

・水源については「3.13 重大事故等の取処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。  
 ・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 3.4-3 B—低圧原子炉代替注水系（可搬型） 系統概要図

表 3.4-9 低圧原子炉代替注水系（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】
附属設備	—
水源 <sup>※1</sup>	輪谷貯水槽（西側1）【常設】 輪谷貯水槽（西側2）【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】 ホース・接続口【可搬型】
注水先	原子炉压力容器【常設】
電源設備 <sup>※2</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】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 メタクラ切替盤【常設】 緊急用メタクラ【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】 燃料設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】
計装設備 <sup>※3</sup>	原子炉水位（SA）【常設】 代替注水流量（可搬型）【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。

### 3.4.2.2.2 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 [gage]
最高使用圧力	: 1.6MPa [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2, 第3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）」で示す。

### 3.4.2.2.3 低圧原子炉代替注水系（可搬型）の多様性，独立性，位置的分散

低圧原子炉代替注水系（可搬型）である大量送水車は，共通要因によって機能が損なわれるおそれがないよう，表3.4-10で示すとおり，残留熱除去系ポンプ及び低圧原子炉代替注水系（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，水源及び駆動源についても，多様性を有する設計とする。

また，残留熱除去系に対する低圧原子炉代替注水系（可搬型）の独立性については，表3.4-11で示すとおり地震，津波，火災，盗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有する設計とする。

大量送水車を使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水の配管は，代替淡水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について，残留熱除去ポンプを使用する系統に対して可能な限り独立性を有する設計とする。

さらに，故障の影響を考慮し，低圧原子炉代替注水系（可搬型）の大量送水車は，予備を有する設計とする。

表3.4-10 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 (低圧注水モード)	低圧炉心 スプレイ系	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)
ポンプ	残留熱除去 ポンプ	低圧炉心スプレ イポンプ	低圧原子炉代替 注水ポンプ	大量送水車
	原子炉建物 地下2階	原子炉建物 地下2階	低圧原子炉代替 注水ポンプ格納 槽	屋外
水源	サプレッション・ チェンバ	サプレッション・ チェンバ	低圧原子炉代替 注水槽	代替淡水源 (輪谷貯水槽)
駆動用 空気	不要	不要	不要	不要
潤滑油	油浴方式	水潤滑	水潤滑	不要
冷却水	原子炉補機冷 却系(及び原子 炉補機冷却海 水系)	原子炉補機冷 却系(及び原子 炉補機冷却海 水系)	自滑水	自滑水
駆動 電源	非常用ディー ゼル発電機	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)	—
	原子炉建物 地下2階	原子炉建物 地下2階	ガスタービン発 電機建物 地上1階	



表3.4-11 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
		低圧炉心スプレイ系及びA, B及びC-残留熱除去系(低圧注水モード)	低圧原子炉代替注水系(可搬型)
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系は耐震Sクラス設計とし、重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水系(可搬型)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	原子炉建物は、基準津波が到達しない位置に設置する設計とすることで、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低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系と、重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水系(可搬型)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低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系と、重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水系(可搬型)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)。	

### 3.4.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.4.2.2.4.1 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。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）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）近傍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3.4-12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。

(47-3, 47-4, 47-7, 47-8)

表3.4-12 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	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，原子炉圧力容器への注水は，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。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）を運転する場合は，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，大量送水車を起動することで原子炉圧力容器への注水を行う。なお，「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」シナリオにおいては，操作対象弁を現場で手動操作するが，弁に反射テープを施すことで暗闇でも識別可能な設計とする。

以上のことから，低圧原子炉代替注水系（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3.4-13に示す。

このうちA及びB－低圧原子炉代替注水元弁については，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。A，B－RHR注水弁及びFLSR注水隔離弁については，原子炉棟内に設置されているが，原子炉棟内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上，手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

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

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・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。

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。

(47-3, 47-4, 47-7)

表3.4-13 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
F L S R注水隔離弁	弁閉→弁開	原子炉建物1階	手動操作
A - RHR注水弁	弁閉→弁開	原子炉建物1階	手動操作
B - RHR注水弁	弁閉→弁開	原子炉建物2階	手動操作
A - 低圧原子炉代替注水元弁	弁閉→弁開	原子炉建物南側接続口	手動操作
B - 低圧原子炉代替注水元弁	弁閉→弁開	原子炉建物西側接続口	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。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の大量送水車は、表3.4-14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、弁動作試験、分解検査、外観検査が可能な設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の大量送水車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替え、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。

また、発電用原子炉の運転中又は停止中に、輪谷貯水槽を水源とし、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低圧原子炉代替注水系（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、接続口から残留熱除去系主配管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3.4-14 低圧原子炉代替注水系（可搬型）の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中または停止中	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
	分解点検	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
	外観点検	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。

(47-5)

#### (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。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の大量送水車は、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復水補給水系から重大事故等時に対処するために低圧原子炉代替注水系（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、各接続口の弁開閉操作、ホース敷設及び接続作業、大量送水車の移動、設置、起動操作を行う。

低圧原子炉代替注水系（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3.4-4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。

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		
		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 2時間10分																
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（淡水／海水）	緊急時対策要員	6																
	緊急時対策要員	6																

※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、20分以内で可能である。

図 3.4-4 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（淡水／海水）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 1.4 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。

低圧原子炉代替注水系（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，低圧原子炉代替注水系（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。

(47-3, 47-4, 47-5)

(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。

低圧原子炉代替注水系（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3.4-15に示す。このうち、屋外で操作する大量送水車、AまたはB低圧原子炉代替注水元弁及びホースは、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。A及びB-RHR注水弁については、原子炉棟内に設置されているが、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。

(47-3, 47-7)

表3.4-15 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
A-RHR注水弁	原子炉建物1階	原子炉建物1階
B-RHR注水弁	原子炉建物2階	原子炉建物2階
FLSR注水隔離弁	原子炉建物1階	原子炉建物1階
A-低圧原子炉代替注水元弁	原子炉建物南側接続口	原子炉建物南側接続口
B-低圧原子炉代替注水元弁	原子炉建物西側接続口	原子炉建物西側接続口
ホース	屋外	屋外

### 3.4.2.2.4.2 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。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）である大量送水車は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため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、炉心の著しい損傷の防止の事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗において、有効性が確認されている70m<sup>3</sup>/hで注水可能な設計とする。

大量送水車の容量については、原子炉停止後2時間20分後の崩壊熱除去に必要な注水流量として70m<sup>3</sup>/h以上とする。原子炉圧力容器に注水する場合の大量送水車の揚程は、原子炉圧力容器に注水する場合の水源（輪谷貯水槽）と注水先（原子炉圧力容器）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、大量送水車を1台運転で注水流量70m<sup>3</sup>/h達成可能な設計とする。

大量送水車は、重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水として原子炉冷却に必要な流量を確保できる容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は1プラントあたり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。

(47-6)

#### (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。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の大量送水車の接続箇所は、格納容器代替スプレイ系、ペDESTAL代替注水系及び燃料プールの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、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。

(47-7)

(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。

低圧原子炉代替注水系（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、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。

(47-7)

(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。

低圧原子炉代替注水系（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な設計とする。

(47-7)

(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。

低圧原子炉代替注水系（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、残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイポンプ、低圧原子炉代替注水系（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、発電所敷地内の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する。

(47-8)

(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。

低圧原子炉代替注水系（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，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）

(47-9)

(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。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）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等対処設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と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の残留熱除去系と常設重大事故等対処設備の低圧原子炉代替注水系（常設）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，3.4.2.2.3項に記載のとおりである。

(47-3, 47-4, 47-7, 47-8)

### 3.4.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.4.3.1 低圧炉心スプレイ系

##### 3.4.3.1.1 設備概要

低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、水-ジルコニウム反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する。

低圧炉心スプレイ系は、電動機駆動ポンプ1台、炉心上部のスパージャ、配管、弁類及び計測制御装置からなり、大破断事故時には低圧注水系及び高圧炉心スプレイ系と連携して、中小破断事故時には高圧炉心スプレイ系あるいは自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有している。

本系統は、原子炉水位低（レベル1）又は格納容器圧力高の信号で作動を開始し、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。

本系統の系統概要図を図3.4-5に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.4-16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。

また、低圧炉心スプレイ系は、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電に加えて、代替交流電源設備からの給電により復旧し、重大事故等時に使用できる設計とする。

- 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 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- 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。

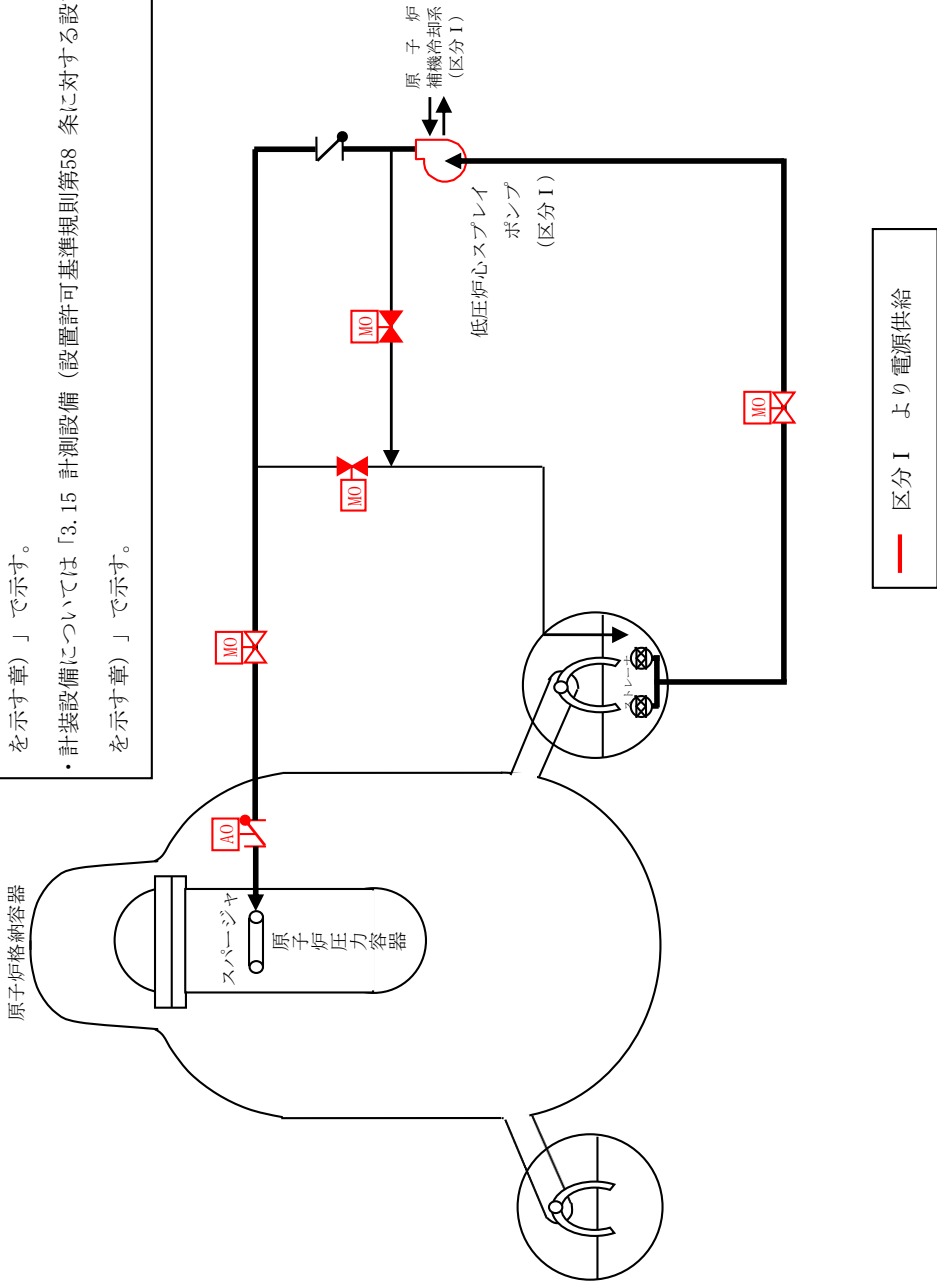


図3.4-5 低圧炉心スプレー系 系統概要図

表 3.4-16 低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	低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	低圧炉心スプレイ系 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>	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>※3</sup>	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】 低圧炉心スプレイポンプ出口流量【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：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。

### 3.4.3.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 低圧炉心スプレイ系

個数	1
容量	約 1,050m <sup>3</sup> /h/台
揚程	約 190m
取付箇所	原子炉建物地下 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。

#### 3.4.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

低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。

ただし、代替交流電源設備からの給電により低圧炉心スプレイ系を復旧させる場合については、低圧炉心スプレイ系は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電により起動する残留熱除去系（低圧注水モード）に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備の多様性、位置的分散については、「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。

低圧炉心スプレイ系については、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）としての低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、非常用ディーゼル発電機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 3.2-17 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。

低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。

低圧炉心スプレイポンプについては、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 3.4-17 に示す設計である。



表3.4-17 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	設置場所である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，低圧炉心スプレイ系は中央制御室にて操作可能な設計とする。低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。

低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においても使用する設計である。また，低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・性能試験が可能な設計である。低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に系統の機能・性能試験及び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。

### 3.4.3.2 残留熱除去系（低圧注水モード）

#### 3.4.3.2.1 設備概要

残留熱除去系（低圧注水モード）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、水-ジルコニウム反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系で構成する。

残留熱除去系（低圧注水モード）は、電動機駆動ポンプ3台、配管・弁類及び計測制御装置からなり、大破断事故時には低圧炉心スプレイ系及び高圧炉心スプレイ系と連携して、中小破断事故時には高圧炉心スプレイ系あるいは自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有する。

本系統は、3台の残留熱除去（低圧注水モード）ポンプごとに別々のループとなっており、原子炉水位低（レベル1）又は格納容器圧力高の信号で作動を開始し、サブプレッション・プール水を直接炉心シュラウド内に注入し、炉心を冷却する。

本系統の系統概要図を図3.4-6、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.4-18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。

また、残留熱除去系（低圧注水モード）は、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電に加えて、代替交流電源設備からの給電により復旧し、重大事故等時に使用できる設計とする。

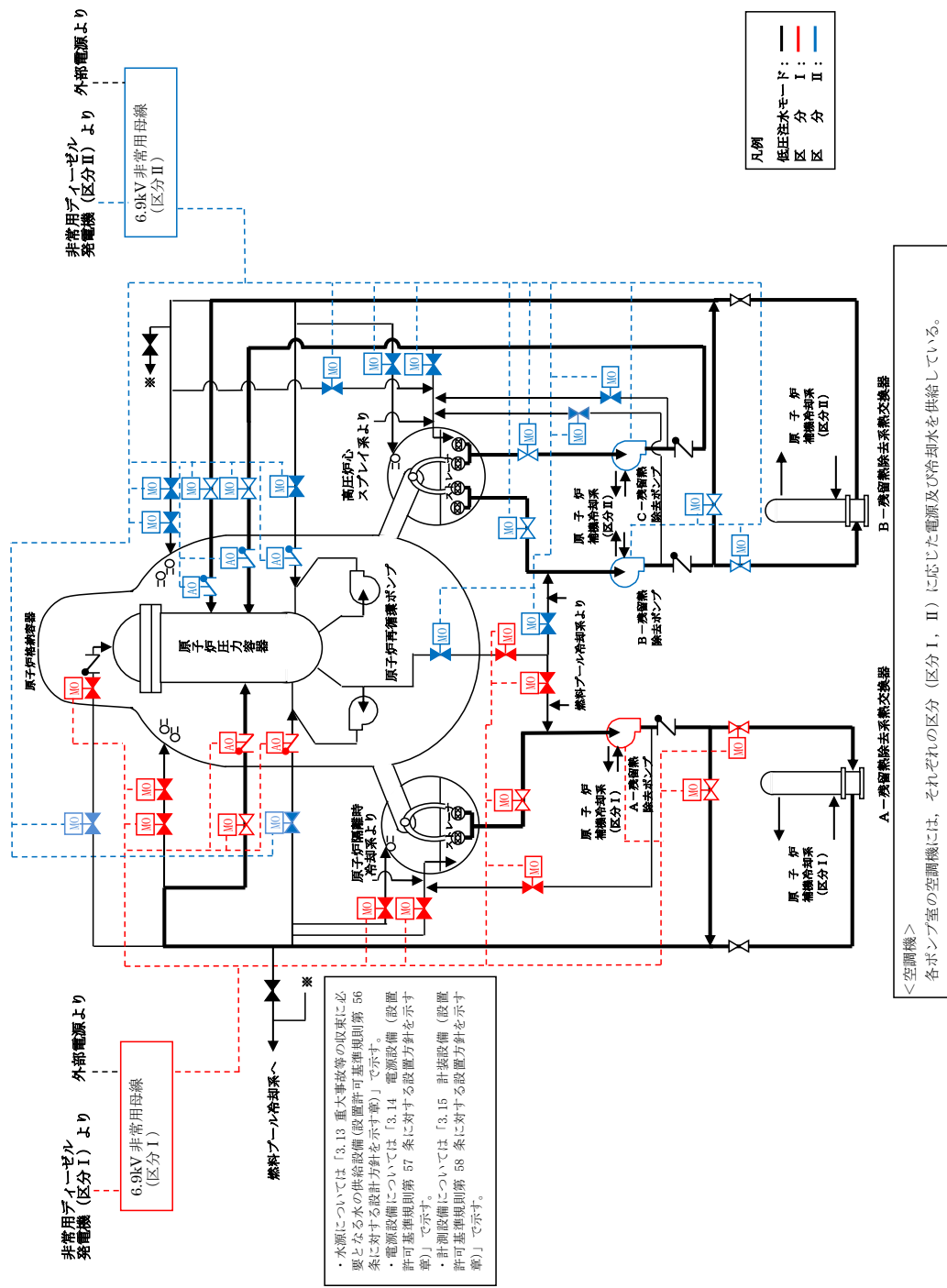


図 3.4-6 残留熱除去系 (低圧注水モード) 系統概要図

表 3.4-18 残留熱除去系（低圧注水モード）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	残留熱除去ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 <sup>※1</sup>	サプレッション・チェンバ
流路 <sup>※2</sup>	残留熱除去系・配管・弁【常設】
注水先	原子炉压力容器【常設】
電源設備 <sup>※3</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>※4</sup>	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】 残留熱除去ポンプ出口流量【常設】

※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：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含む。

※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。

### 3.4.3.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 残留熱除去（低圧注水モード）ポンプ

容量	: 約 1,200m <sup>3</sup> /h/台
揚程	: 約 100m
個数	: 3
取付箇所	: 原子炉建物地下 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。

### 3.4.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

残留熱除去系（低圧注水モード）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。

ただし、代替交流電源設備からの給電により残留熱除去系（低圧注水モード）を復旧させる場合については、残留熱除去系（低圧注水モード）は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電により起動する残留熱除去系（低圧注水モード）に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備の多様性、位置的分散については、「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。

残留熱除去系（低圧注水モード）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。

残留熱除去系（低圧注水モード）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。

残留熱除去系（低圧注水モード）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。

残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプについては、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 3.4-19 に示す設計である。

表3.4-19 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	設置場所である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，残留熱除去系（低圧注水モード）は中央制御室にて操作可能な設計とする。残留熱除去系（低圧注水モード）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。

残留熱除去系（低圧注水モード）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，残留熱除去系（低圧注水モード）については，テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプについては，発電用原子炉の運転中に系統の機能・性能試験及び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。

### 3.4.3.3 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

#### 3.4.3.3.1 設備概要

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、2ループから構成され、2基の熱交換器、2台のポンプ、配管弁類及び計装制御装置からなり、原子炉停止後、炉心崩壊熱及び圧力容器、配管、冷却材中の保有熱を除去して、原子炉を冷却するためのものである。

炉心崩壊熱及び保有熱は、原子炉停止後には復水器等により冷却され、冷却材温度が十分下がった後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）によって冷却される。

本システムの系統概要図を図3.4-7に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.4-20に示す。

本システムは設計基準対象施設であるとともに、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。

また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電に加えて、代替交流電源設備からの給電により復旧し、重大事故等時に使用できる設計とする。



・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。

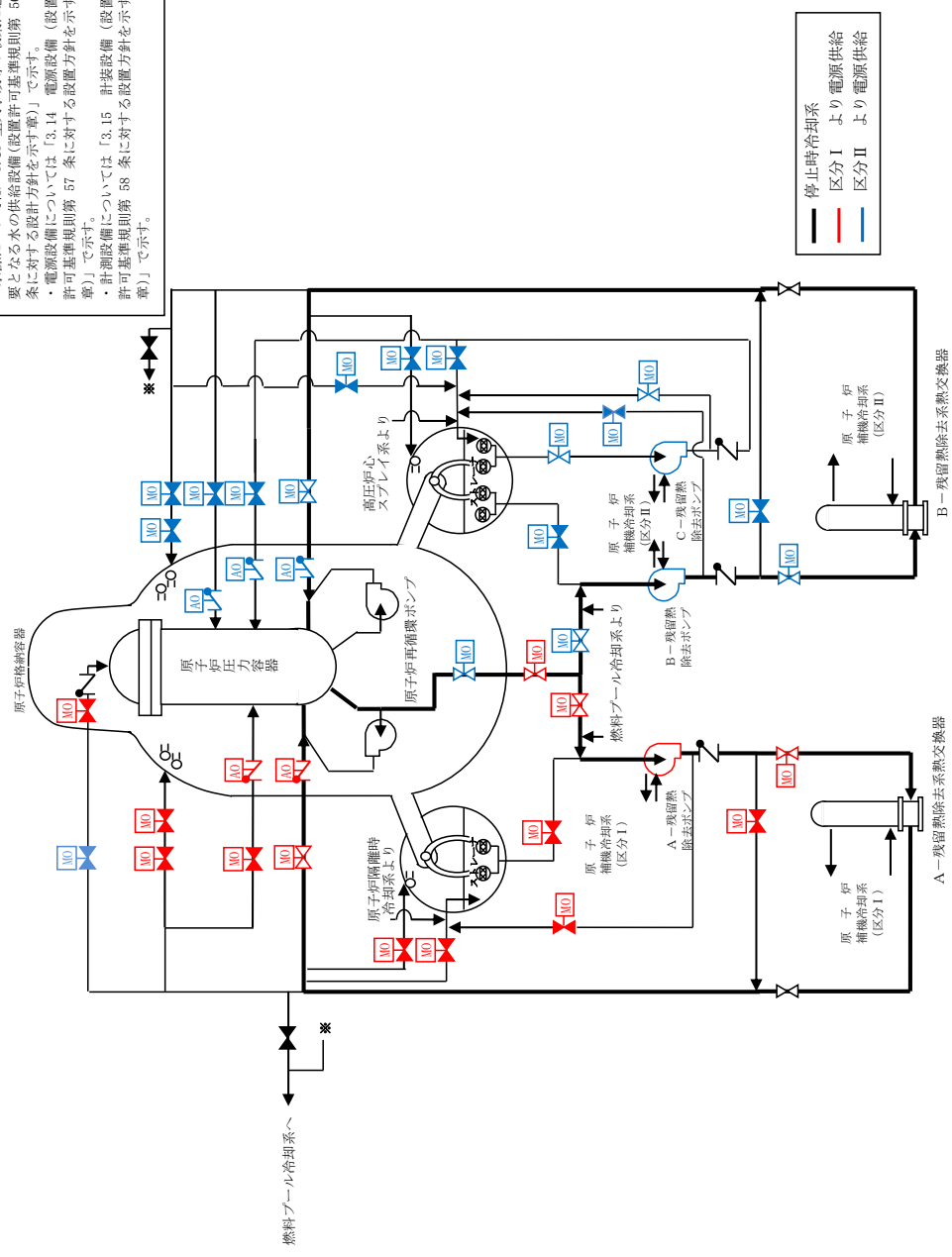


図 3.4-7 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 系統概要図

表3.4-20 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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	残留熱除去ポンプ【常設】 残留熱除去系 熱交換器【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ・ジェットポンプ【常設】 原子炉再循環系 配管・弁【常設】
注水先	原子炉圧力容器【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>	残留熱除去ポンプ出口流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【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（設置許可基準規目1）第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.4.3.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去（原子炉停止時冷却モード）ポンプ

容量 : 約320m<sup>3</sup>/h～約1050m<sup>3</sup>/h

全揚程 : 約100m

台数 : 2

取付箇所 : 原子炉建物地下2階

(2) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）熱交換器

基数 : 2

伝熱容量 : 約9.1MW/個（海水温度30℃において）

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。

#### 3.4.3.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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。

ただし、代替交流電源設備からの給電により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧させる場合については、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電により起動する残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備の多様性、位置的分散については、「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。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプ及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）熱交換器については、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。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプ及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）熱交換器については、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3.4-21に示す設計である。

表 3.4-21 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，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は中央制御室にて操作可能な設計である。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については，テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。残留熱除去（原子炉停止時冷却モード）ポンプ及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）熱交換器については，発電用原子炉の運転中に系統の機能・性能試験及び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。

### 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49条】

#### 【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器内の冷却等のための設備)

第四十九条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」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) 重大事故等対処設備

a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。

b) 上記a)の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。

(2) 兼用

a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。

### 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

#### 3.6.1 設置許可基準規則第49条への適合方針

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備として、格納容器代替スプレー系（常設）及び格納容器代替スプレー系（可搬型）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の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備として、格納容器代替スプレー系（常設）及び格納容器代替スプレー系（可搬型）を設ける。

##### (1) 格納容器代替スプレー系（常設）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項(1)a))

格納容器代替スプレー系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ（格納容器冷却モード）の機能喪失又はサブプレッション・チェンバのプール水を水源として使用できない場合に、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置された低圧原子炉代替注水ポンプを用い、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の水源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ーすることで原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。また、格納容器代替スプレー系（常設）は、スプレー水の放射性物質叩き落としの効果により原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

##### (2) 格納容器代替スプレー系（可搬型）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項(1)a))

格納容器代替スプレー系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ（格納容器冷却モード）、低圧原子炉代替注水ポンプが機能喪失した場合に、大量送水車を用い、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレー系（常設）の水源とは異なる、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））を水源として、格納容器代替スプレー系（常設）、残留熱除去系を通じてドライウェル内にスプレーすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。また、格納容器代替スプレー系（可搬型）は、スプレー水の放射性物質叩き落としの効果により原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

##### (3) 設計基準事故対処設備に対する多様性、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(1)b))

上記(1)及び(2)の重大事故等対処設備である格納容器代替スプレー系（常設）、格納容器代替スプレー系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残

留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して，異なるポンプ（低圧原子炉代替注水ポンプ又は大量送水車），駆動源（常設代替交流電源設備又はディーゼルエンジン），冷却源（自滑水冷却）を用いることで多様性及び独立性を有する設計とする。また，原子炉建物内に設置されている残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して，常設設備である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おり，常設代替交流電源設備はガスタービン発電設備建物内に設置することで位置的分散を図った設計とする。大量送水車については，屋外に保管し，屋外から異なる複数の接続口に接続可能とし，残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して位置的分散を図った設計とする。

なお，多様性及び独立性，位置的分散については，3.6.2.1.3 項及び3.6.2.2.3 項に詳細に示す。

(4) 兼用について（設置許可基準規則解釈の第1項(2)a))

本項における炉心損傷防止目的の設備と格納容器破損防止目的の設備は同一設備とする。

その他，設計基準対処施設であるが，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。

(5) 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）

残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）は，サブプレッション・チェンバのプール水温を所定の温度以下に冷却できる機能を有する。

本システムは，サブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器を経由してサブプレッション・チェンバに戻す。

(6) 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，残留熱除去系機器等の冷却を行うための機能を期待する。

原子炉補機冷却系については，「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお，原子炉格納容器内を冷却するための自主対策設備として，以下を整備する。

(7) 復水輸送系を用いた代替格納容器スプレイの実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ，低圧原子炉代替注水ポン



プが機能喪失した場合、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、自主対策設備として復水輸送系を用いた格納容器スプレイ手段を整備している。

復水輸送系を用いた格納容器スプレイ手段については、復水輸送ポンプを用い、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系の水源とは異なる復水貯蔵タンクを水源として復水輸送系、格納容器代替スプレイ系（常設）、残留熱除去系を通じて格納容器スプレイを行う手順を整備している。

#### (8) 消火系を用いた代替格納容器スプレイの実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ（格納容器冷却モード）、低圧原子炉代替注水ポンプが機能喪失した場合、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、自主対策設備として消火系を用いた格納容器スプレイ手段を整備している。

消火系を用いた格納容器スプレイ手段については、消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系の水源とは異なる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、格納容器代替スプレイ系（常設）、残留熱除去系を通じて格納容器スプレイを行う手順を整備している。

#### (9) ドライウェル冷却装置による格納容器内除熱

格納容器代替スプレイ系及び残留熱除去ポンプの復旧ができず、格納容器除熱手段がない場合に、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機海水ポンプの電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水を供給後、ドライウェル冷却装置を起動して原子炉格納容器を除熱する。

ドライウェル冷却装置ファンを停止状態としても、原子炉格納容器内への冷却水の供給を継続することで、ドライウェル冷却装置冷却器コイル表面で、原子炉格納容器内部の蒸気を凝縮し、原子炉格納容器の圧力上昇を緩和することが可能である。

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。

#### (10) 復旧手段の整備

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が全交流動力電源喪失により起動できない場合には、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給することで残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）を復旧する手段を整備する。

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、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。

(11) 格納容器代替スプレイ冷却系の海水の利用

格納容器代替スプレイ系（常設）の水源である低圧原子炉代替注水槽並びに格納容器代替スプレイ系（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、大型送水ポンプ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）への供給又は格納容器代替スプレイ系（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。

### 3.6.2 重大事故等対処設備

#### 3.6.2.1 格納容器代替スプレイ系（常設）

##### 3.6.2.1.1 設備概要

格納容器代替スプレイ系（常設）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）の有する発電用原子炉格納容器内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。また、格納容器代替スプレイ系（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、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させること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（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）、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・ヘッド並びにスプレイ先である原子炉格納容器等から構成される。

格納容器代替スプレイ系（常設）の系統概要図を図 3.6-1 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.6-1 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を経由して原子炉格納容器へスプレイすることで原子炉格納容器内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、代替所内電気設備である緊急用メタクラ、S A ロードセンタを介して供給が可能な設計とする。

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より低圧原子炉代替注水槽へ補給できる設計とする。

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（S A 電源切替盤の切替操作を含む）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。

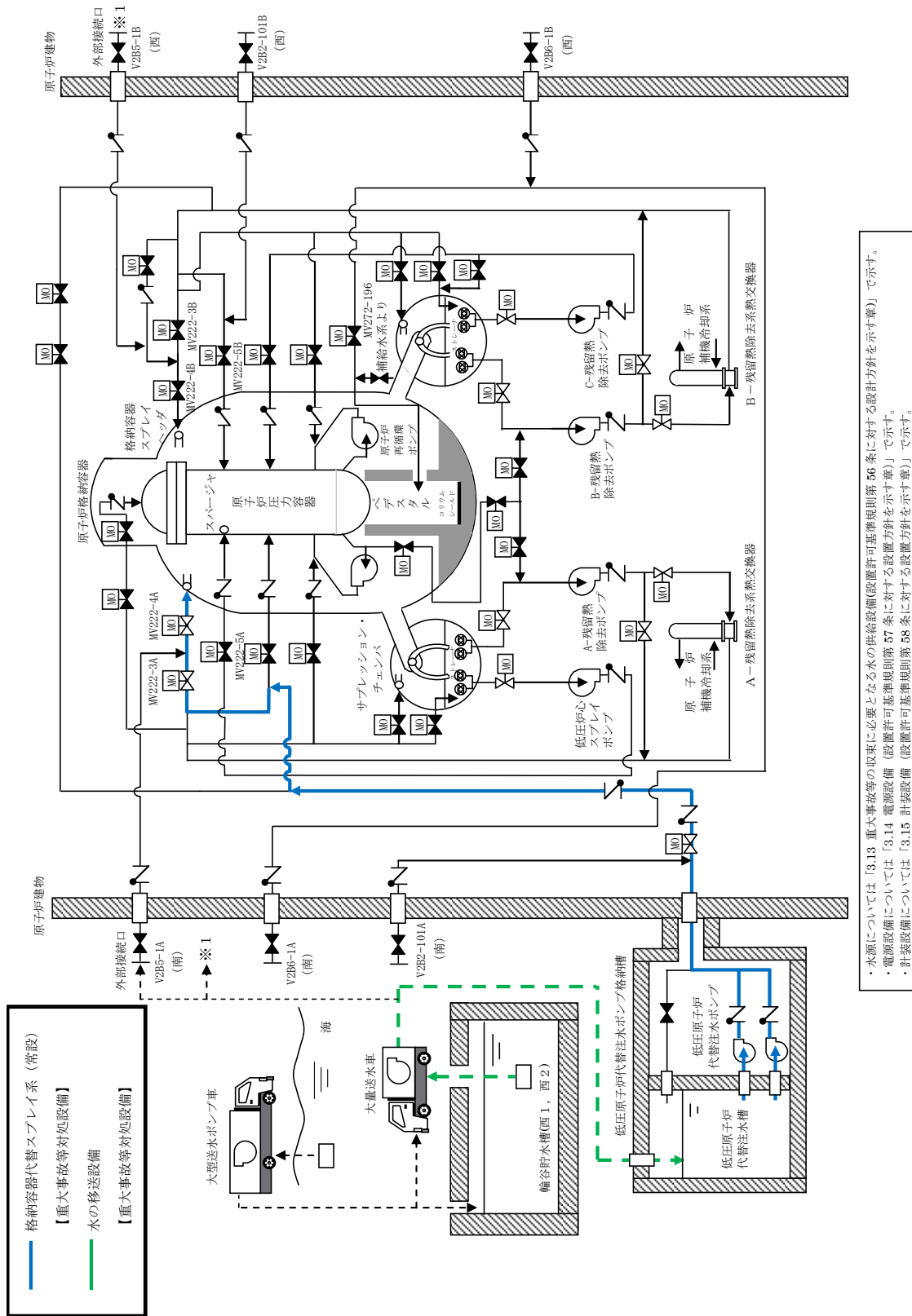


図 3.6-1 格納容器代替スプレイ系 (常設) 系統概要図

表 3.6-1 格納容器代替スプレイ系（常設）に関する重大事故等対処設備  
一覽

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】
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>	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】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 メタクラ切替盤【常設】 緊急用メタクラ【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】 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（SA）【常設】 ドライウエル水位【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：単線結線図を補足資料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。

※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。

### 3.6.2.1.2 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

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。

### 3.6.2.1.3 格納容器代替スプレイ系（常設）の多様性、独立性、位置的分散

格納容器代替スプレイ系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、表3.6-2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、A、B、C-残留熱除去ポンプと位置的分散された低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプを使用する設計とする。低圧原子炉代替注水ポンプのサポート系として、ポンプ冷却水は自滑水とすることで、残留熱除去ポンプの冷却水と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とし、電源については、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）から代替所内電気設備を経由した給電が可能な設計とすることで、残留熱除去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。水源については、残留熱除去系の水源であるサプレッション・チェンバと異なる低圧原子炉代替注水槽を使用する設計とする。操作に必要な電動弁については、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器代替スプレイ系（常設）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

残留熱除去系と格納容器代替スプレイ系（常設）の独立性については、表3.6-3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。

なお、ドライウェルスプレイラインにおける配管、スプレイ・ヘッド等の流路を構成する静的機器については、A-残留熱除去系ドライウェルスプレイライン（FLSR注水隔離弁より格納容器スプレイ・ヘッドにつながる配管との合流部から格納容器スプレイ・ヘッドまで）を除く範囲で、可能な限り分離した設計とする。また、A-RHRドライウェルス第1スプレイ弁及びA-RHRドライウェルス第2スプレイ弁の動的機能については、残留熱除去系とは異なる電源を供給する設計とする。

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。

表 3.6-2 格納容器代替スプレイ系（常設）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
	残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器代替スプレイ系（常設）
ポンプ	残留熱除去ポンプ	低圧原子炉代替注水ポンプ
	原子炉建物地下2階	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽
水源	サプレッション・チェンバ	低圧原子炉代替注水槽
	原子炉建物地下2階	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽
駆動用 空気	不要	不要
潤滑方式	油浴方式	油浴方式
冷却水	原子炉補機冷却系及び 原子炉補機海水系	不要 (自滑水)
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)
	原子炉建物地下2階	ガスタービン発電機 建物地上1階

表 3.6-3 残留熱除去系と格納容器代替スプレイ系（常設）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
		残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器代替スプレイ系(常設)
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は耐震Sクラス設計とし、重大事故等対処設備である格納容器代替スプレイ系（常設）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	原子炉建物は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残留熱除去系と、重大事故等対処設備である格納容器代替スプレイ系（常設）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残留熱除去系と、重大事故等対処設備である格納容器代替スプレイ系（常設）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）。	



### 3.6.2.1.4 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

#### 3.6.2.1.4.1 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。

格納容器代替スプレイ系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し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，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.6-4 に示す設計とする。

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。

(49-3, 49-4)

表 3.6-4 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，原子炉格納容器へのスプレイは，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。

格納容器代替スプレイ系（常設）によるドライウエル内へのスプレイを実施する場合は、低圧原子炉代替注水ポンプを起動する。その後、系統構成として、A-RHR ドライウエル第 1 スプレイ弁、A-RHR ドライウエル第 2 スプレイ弁、F L S R 注水隔離弁を開操作することでドライウエル内へのスプレイを行う。

以上のことから、格納容器代替スプレイ系（常設）の操作に必要なポンプ及び弁を表 3.6-5 に示す。

このうち F L S R 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し、A-RHR ドライウエル第 1 スプレイ弁、A-RHR ドライウエル第 2 スプレイ弁は、原子炉建物 3 階（原子炉建物付属棟）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操作スイッチからのスイッチ操作でポンプ 2 台のうち 1 台を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 3 階（原子炉建物付属棟）にある S A 電源切替盤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。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。

(49-3, 49-4)

表 3.6-5 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3階(原子炉建物付属棟)	スイッチ操作
A－RHRドライウェル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
A－RHRドライウェル第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。

格納容器代替スプレイ系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、表3.6-6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。

格納容器代替スプレイ系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、発電用原子炉の停止中に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、格納容器代替スプレイ系（常設）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。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ドライウェル第1スプレイ弁、及びA－RHRドライウェル第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 3.6-6 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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

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を行う。

(49-5)

(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。

格納容器代替スプレイ系（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格納容器代替スプレイ系（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格納容器代替スプレイ系（常設）に切り替えるために表 3.6-5 で示す弁操作を行う。SA 電源切替盤の操作については図 3.6-2 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。

(49-4)

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							
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)	中央制御室運転員A	1	▲																		
	現場運転員B, C	2																			

図 3.6-2 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。

格納容器代替スプレイ系 (常設) は, 通常時はFLSR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, 取合系統である残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。隔離弁については表3.6-7に示す。また, 格納容器代替スプレイ系 (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。

(49-3, 49-4)

表 3.6-7 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	FLSR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。

格納容器代替スプレイ系（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 3.6-8 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。原子炉建物 2 階で操作する 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。

(49-3)

表 3.6-8 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 3 階 (原子炉建物付属棟)	原子炉建物 3 階 (原子炉建物付属棟)
A-RHR ドライウェル第 1 スプレイ弁	原子炉建物 2 階	中央制御室
A-RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁	原子炉建物 2 階	中央制御室
F L S R 注水隔離弁	原子炉建物 1 階	中央制御室

3.6.2.1.4.2 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。

格納容器代替スプレイ系（常設）である低圧原子炉代替注水ポンプは，設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した

場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要なスプレイ流量を有する設計とする。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の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要なスプレイ流量を有する設計とする。

スプレイ流量としては、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）において、有効性が確認されている原子炉格納容器内へのスプレイ流量が 120m<sup>3</sup>/h であることから、低圧原子炉代替注水ポンプ 1 台あたり 120m<sup>3</sup>/h 以上をスプレイ可能な設計とし、1 台使用する設計とする。

原子炉格納容器内にスプレイする場合の低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源（低圧原子炉代替注水槽）と注水先（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 台運転でスプレイ流量 120m<sup>3</sup>/h 達成可能な揚程で設計する。

(49-6)

(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。

格納容器代替スプレイ系（常設）の低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」に示

す。

格納容器代替スプレイ系（常設）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対し，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，3.6.2.1.3項に記載のとおりである。

(49-2, 49-3, 49-4)



### 3.6.2.2 格納容器代替スプレイ系（可搬型）

#### 3.6.2.2.1 設備概要

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）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。また、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させること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、タンクローリ、流路である格納容器代替スプレイ系（常設）、残留熱除去系の配管及び弁、ホース、格納容器スプレイ・ヘッダ並びにスプレイ先である原子炉格納容器等から構成される。

重大事故等時においては、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））を水源として、大量送水車で注水することにより原子炉格納容器内を冷却する機能を有する。

本システムに関する重大事故等対処設備を表3.6-9に、本システム全体の概要図を図3.6-3,4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））の水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉格納容器へスプレイすることで原子炉格納容器内を冷却できる設計とする。

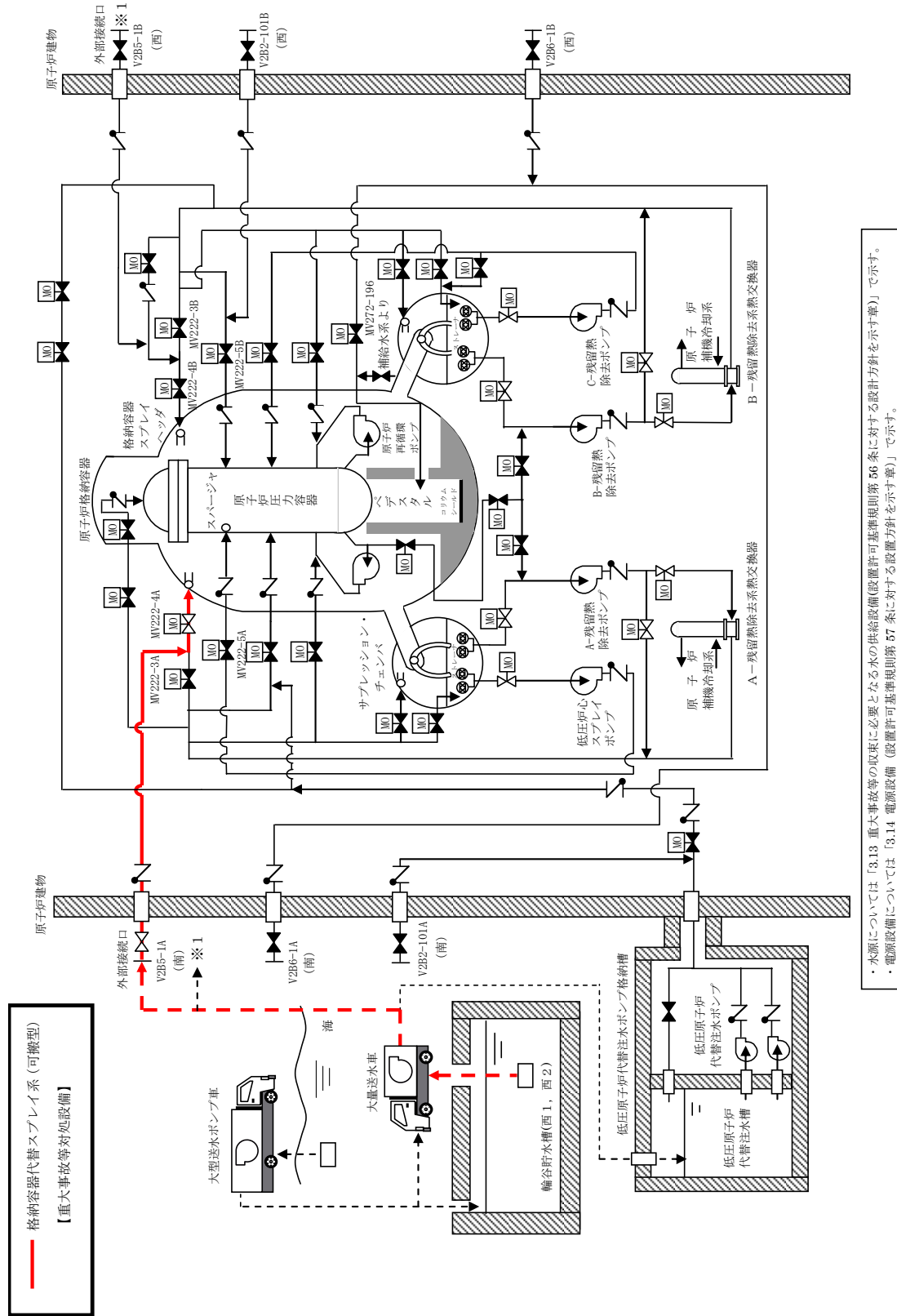
大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし、燃料は燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリを用いて補給できる設計とする。

本システム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。

なお、大量送水車を使用する際に接続する外部接続口は、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、位置的分散を図った建物の複数の異なる面に設置する設計とする。

本システムの流路のうち、格納容器代替スプレイ系（常設）の主流路への合流以降は、格納容器代替スプレイ系（常設）と同様の流路で構成し、残留熱除去系の配

管，弁，格納容器スプレイ・ヘッダを經由して原子炉格納容器内へスプレイする。  
格納容器代替スプレイ系（常設）の主流路への合流以降については，「3.6.2.1 格  
納容器代替スプレイ系（常設）」で示す。



格納容器代替スプレイ系 (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。

図 3.6-3 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) A 系 系統概要図



表 3.6-9 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】
附属設備	可搬型ストレーナ
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	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※ <sup>2</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】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 メタクラ切替盤【常設】 緊急用メタクラ【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】 タンクローリ【可搬型】
計装設備※ <sup>3</sup>	代替注水流量（可搬型）【可搬型】 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（SA）【常設】 ドライウエル水位【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：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。
- ※ 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。

### 3.6.2.2.2 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）」で示す。

### 3.6.2.2.3 格納容器代替スプレイ系（可搬型）の多様性、独立性、位置的分散

格納容器代替スプレイ系（可搬型）である大量送水車は、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等対処設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、表3.6-10で示すとおり、残留熱除去ポンプ及び格納容器代替スプレイ系（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、水源及び駆動源についても、多様性を有する設計とする。

また、残留熱除去系に対する格納容器代替スプレイ系（可搬型）の独立性については、表3.6-11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有する設計とする。

さらに、故障の影響を考慮し、格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車は、予備を有する設計とする。

表 3.6-10 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	
	残留熱除去系（格納容器冷却モード）	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）
ポンプ	残留熱除去ポンプ	低圧原子炉代替注水ポンプ	大量送水車
	原子炉建物地下2階	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	屋外
水源	サプレッション・チェンバ	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））
	原子炉建物地下2階	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	不要
潤滑方式	油浴方式	油浴方式	不要
冷却水	原子炉補機冷却系及び原子炉補機海水系	不要（自滑水）	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）	常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）	—
	原子炉建物地下2階	ガスタービン発電機建物 地上1階	



表 3.6-11 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
		残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器代替スプレイ系 (可搬型)
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は耐震Sクラス設計とし、重大事故等対処設備である格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 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	原子炉建物は、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である残留熱除去系と、重大事故等対処設備である格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 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である残留熱除去系と、重大事故等対処設備である格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 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)。	

### 3.6.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.6.2.2.4.1 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。

格納容器代替スプレイ系（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）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3.6-12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。

(49-4, 49-7, 49-8)

表 3.6-12 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	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，原子炉格納容器内へのスプレイは，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。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるドライウェル内へのスプレイを実施する場合は，A-RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁（B 系使用の場合は，B-RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁）の開操作を実施し，大量送水車の配備及びホース接続が完了し送水準備が完了した後，大量送水車を起動し，A-格納容器代替スプレイ元弁（B 系使用の場合は B-格納容器代替スプレイ元弁）の開操作を実施することでドライウェル内へのスプレイを行う。

以上のことから，格納容器代替スプレイ系（可搬型）の操作に必要なポンプ，弁及びホースを表 3.6-13 に示す。

このうち A-格納容器代替スプレイ元弁及び B-格納容器代替スプレイ元弁については，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。

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。

大量送水車の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・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）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。

(49-4, 49-7, 49-8, 49-9)

表 3.6-13 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
A-格納容器代替スプレイ元弁	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
B-格納容器代替スプレイ元弁	弁閉→弁開	屋外接続口位置	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。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）である大量送水車は、表 3.6-14 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。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替え、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。

また、発電用原子炉の運転中又は停止中に、輪谷貯水槽を水源とし、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格納容器代替スプレイ系（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、接続口から残留熱除去系主配管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 3.6-14 格納容器代替スプレイ系（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。

(49-5)

(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。

格納容器代替スプレイ系（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残留熱除去系から重大事故等時に対処するために格納容器代替スプレイ系（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，各接続口の弁開閉操作，ホース敷設及び接続作業，大量送水車の移動，設置，起動操作を行うことになる。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）である大量送水車の移動，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 3.6-5 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。

(49-4)

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	
		格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ 2時間19分															
格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ 【あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合】	緊急時対策要員	6	緊急時対策所～第4保管エリア移動 ※1		車両適合性確認		送水準備（ホース敷設（ブープック接続））		送水準備（ヘンダ～接続接続口）								
		6	緊急時対策所～第3保管エリア移動 ※2		車両適合性確認		大量送水車配管		送水準備（ホース敷設）								
		6	緊急時対策所～第3保管エリア移動 ※2		車両適合性確認		大量送水車配管		送水準備（ホース敷設）								
		6	緊急時対策所～第3保管エリア移動 ※2		車両適合性確認		大量送水車配管		送水準備（ホース敷設）								
		6	緊急時対策所～第3保管エリア移動 ※2		車両適合性確認		大量送水車配管		送水準備（ホース敷設）								
	緊急時対策要員	6	緊急時対策所～第3保管エリア移動 ※2		車両適合性確認		大量送水車配管		送水準備（ホース敷設）								
		6	緊急時対策所～第3保管エリア移動 ※2		車両適合性確認		大量送水車配管		送水準備（ホース敷設）								
		6	緊急時対策所～第3保管エリア移動 ※2		車両適合性確認		大量送水車配管		送水準備（ホース敷設）								
		6	緊急時対策所～第3保管エリア移動 ※2		車両適合性確認		大量送水車配管		送水準備（ホース敷設）								
		6	緊急時対策所～第3保管エリア移動 ※2		車両適合性確認		大量送水車配管		送水準備（ホース敷設）								

※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、20分以内で可能である。

図 3.6-5 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（大量送水車による送水）タイムチャート\*（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）

\*：「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の1.6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。

格納容器代替スプレイ系（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，他の設備に対して悪影響を及ぼさない運用とする。

また，格納容器代替スプレイ系（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。

(49-4, 49-5)

(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。

格納容器代替スプレイ系（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 3.6-15 に示す。このうち、屋外で操作する大量送水車、A－格納容器代替スプレイ元弁及びB－格納容器代替スプレイ元弁、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。

(49-7)

表 3.6-15 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
A－格納容器代替スプレイ元弁	屋外接続口位置	屋外接続口位置
B－格納容器代替スプレイ元弁	屋外接続口位置	屋外接続口位置
ホース	屋外	屋外

### 3.6.2.2.4.2 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。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要なスプレイ流量を有する設計とする。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の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要なスプレイ流量を有する設計とする。

スプレイ流量としては、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）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。

大量送水車の容量については、格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量として120m<sup>3</sup>/h以上とする。原子炉格納容器内へスプレイする場合の大量送水車の揚程は、原子炉格納容器内へスプレイする場合の水源（輪谷貯水槽）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、大量送水車を1台運転でスプレイ流量120m<sup>3</sup>/h達成可能な設計とする。

大量送水車は、重大事故等時において、格納容器代替スプレイ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台で、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。

(49-6)

#### (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。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）である大量送水車の接続箇所は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、ペDESTAL代替注水系（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。

(49-7)

(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。

格納容器代替スプレイ系（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、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。

接続口から残留熱除去系配管まで鋼製配管でつながる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。

(49-7)

(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。

格納容器代替スプレイ系（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。

(49-7)

(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。

格納容器代替スプレイ系（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、残留熱除去ポンプ、格納容器代替スプレイ系（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。

(49-8)

(6) アクセスルート確保（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。

格納容器代替スプレイ系（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）

(49-9)

(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。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）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等対処設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と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の残留熱除去系と常設重大事故等対処設備の格納容器代替スプレイ系（常設）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、3.6.2.2.3項に記載のとおりである。

(49-3, 49-4, 49-7, 49-8)

### 3.6.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.6.3.1 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）

##### 3.6.3.1.1 設備概要

残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）は、2ループから構成され、熱交換器2基、電動ポンプ2台、配管、弁類、ストレーナ及び計測制御装置からなり、サプレッション・チェンバへ放出された熱を除去して、サプレッション・プール水を冷却するためのものである。

サプレッション・チェンバへ放出された熱は、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）によって冷却される。

本システムの系統概要図を図 3.6-6 に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.6-16 に示す。

本システムは設計基準対象施設であるとともに、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。

また、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）は、非常用交流電源設備からの給電に加えて、代替交流電源設備からの給電により復旧し、重大事故等時に使用できる設計とする。

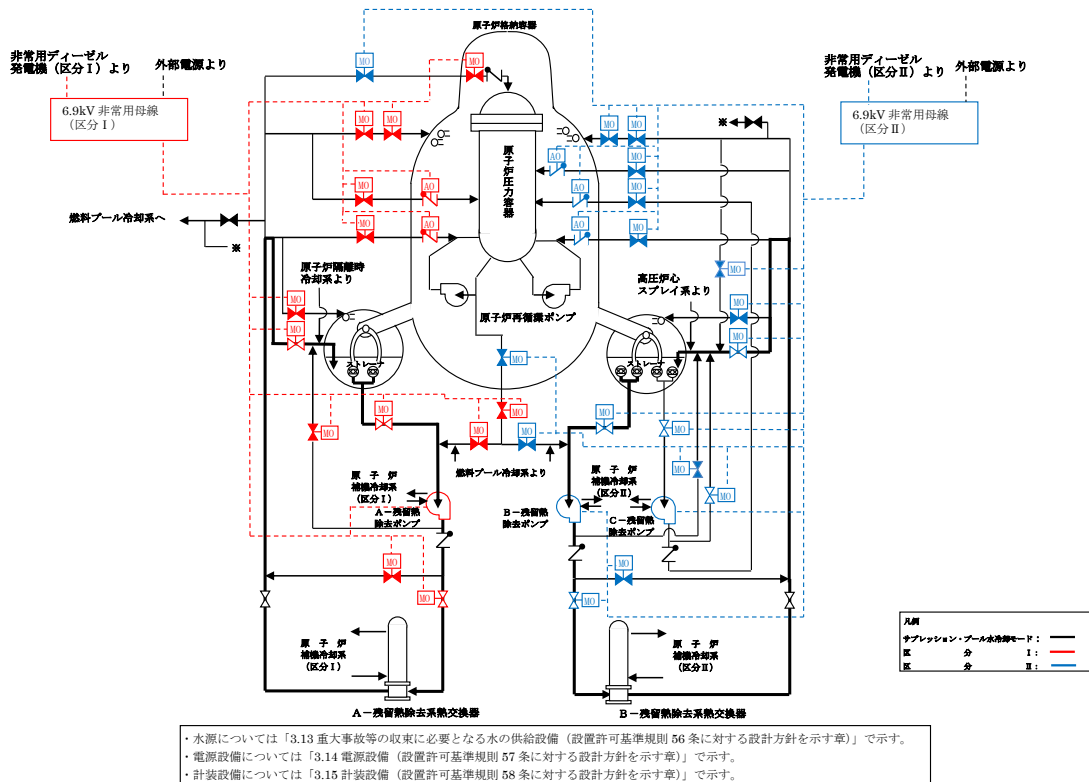


図 3.6-6 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）系統概要図

表 3.6-16 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）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	残留熱除去ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】
附属設備	—
水源 <sup>※1</sup>	サブプレッション・チェンバ【常設】
流路	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備 <sup>※2</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>※3</sup>	残留熱除去ポンプ出口流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】 サブプレッション・チェンバ温度（S A）【常設】 ドライウエル温度（S A）【常設】 サブプレッション・プール水温度（S A）【常設】 ドライウエル圧力（S A）【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力（S A）【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。

### 3.6.3.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 残留熱除去ポンプ

容量	: 約 1,200m <sup>3</sup> /h/台
全揚程	: 約 100m
個数	: 2
取付箇所	: 原子炉建物地下 2 階

#### (2) 残留熱除去系熱交換器

基数	: 2
伝熱容量	: 約 9.1MW/基 (海水温度 30℃において)

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。

### 3.6.3.1.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）は、想定される重大事故等時に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。

ただし、代替交流電源設備からの給電により残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）を復旧させる場合については、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備からの給電により起動する残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備の多様性、位置的分散については、「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。

残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）については、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。

残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）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。

残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器については、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。

残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器については、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 3.6-17 に示す設計である。

表 3.6-17 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，残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）は中央制御室にて操作可能な設計である。残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）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。

残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）については，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，残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）については，テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。残留熱除去ポンプについては，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。



### 3.7 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) 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弁設置し、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冷却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、原子炉建物付属棟に設置することで、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、有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも熔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、機器等は地下の格納槽に設置し、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3.7.2.1.4.1(6)参照）。

(2) 残留熱代替除去系の設置（設置許可基準規則第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。

(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、3.7.2.1.3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、薬液注入弁を開することで、サプレッション・チェンバスプレー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ー配管からドライウエルにスプレーすることが可能である。また、通常運転中より予めペDESTAL内にアルカリ薬剤を設置することにより、原子炉冷却材喪失事故発生直後においても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1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 格納容器フィルタベント系

##### 3.7.2.1.1 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及び圧力開放板、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。

本システムは、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頂部付近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。

本システムを使用する際には、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、サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合、若しくは何らかの原因によりサプレッション・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弁を經由してドライウェルへ排出される。

本システム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、本システムを使用した際には、原子炉格納容器内に含まれる可燃性ガスが本システム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システム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。

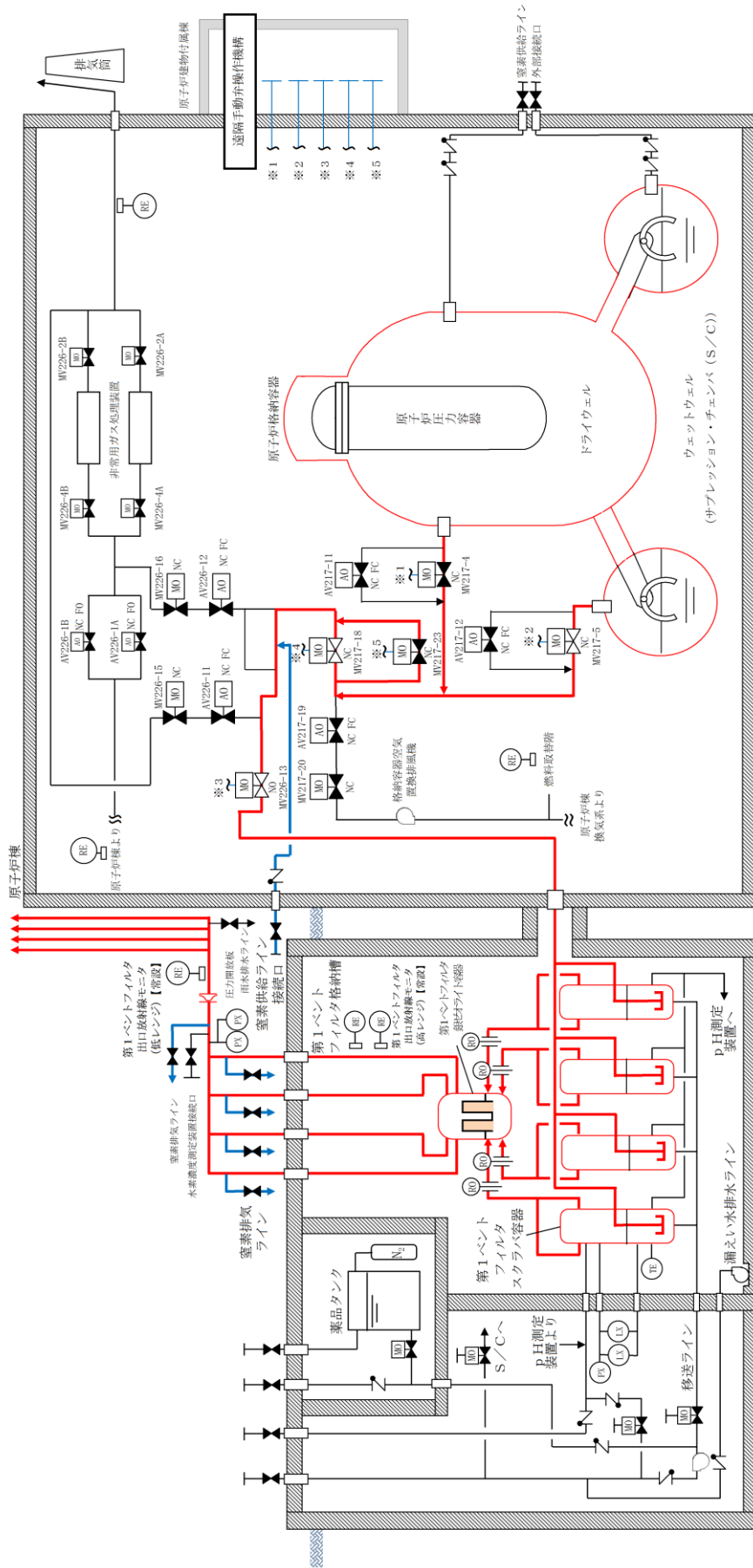
さらに、圧力開放板（第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器下流側）の下流に

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。

本系統を使用した際には，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，地下の格納槽に設置し，周辺での作業における被ばくを低減することとする。

本系統に関する系統概要図を図 3.7-1 に，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。





・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 3.7-1 格納容器フィルタバント系 系統概要図

表 3.7-1 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】
附属設備	遠隔手動弁操作機構【常設】 可搬式窒素供給装置【可搬型】
水源	—
排出元	原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む）【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【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】 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】 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】 ガスタービン発電機用軽油タンク【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

設備区分	設備名
	燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【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ついても記載する。

※2：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。

### 3.7.2.1.2 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 :   
 水溶液 (pH  以上)  
: 金属フィルタ :   
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 (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

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。

系統設計流量 : 約9.8kg/s (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

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。

3.7.2.1.3 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 3.7-2 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 (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地下の格納槽内に、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 3.7-2 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	
		原子炉建物地下2階	
熱交換器		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1階	第1保管エリア及び 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地下の格納槽内に，圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置する

### 3.7.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.7.2.1.4.1 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。

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3.7-3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 3.7-4 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地下の格納槽に設置しているため、凍結しない設計とする。

(50-4)

表 3.7-3 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 3.7-4 想定する環境条件及び荷重条件（原子炉建物頂部付近）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物頂部付近で想定される温度、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（原子炉建物屋上）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，NGC N2 ドライウェル出口隔離弁，NGC 非常用ガス処理入口隔離弁）については，遠隔手動弁操作機構にて原子炉建物附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，NGC N2 トーラス出口隔離弁，NGC N2 ドライウェル出口隔離弁，NGC 非常用ガス処理入口隔離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。NGC 非常用ガス処理入口隔離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を遠隔手動弁操作設備により，原子炉建物附属棟より人力にて遠隔操作することも可能である。なお，NGC 非常用ガス処理系入口隔離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 3.7-5 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 常用空調換気入口弁，NGC 常用空調換気入口弁後弁）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。

表 3.7-5 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 3.7-5 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	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 (原子炉建物内の原子炉棟外)	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	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 (原子炉建物内の原子炉棟外)	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	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 (原子炉建物内の原子炉棟外)	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	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 (原子炉建物内の原子炉棟外)	手動操作 (遠隔手動弁操作機構)
NGC FCVS第1ベントフィルタ入口弁	弁開 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	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>



機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
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>

※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 3.7-6 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3.7-6 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

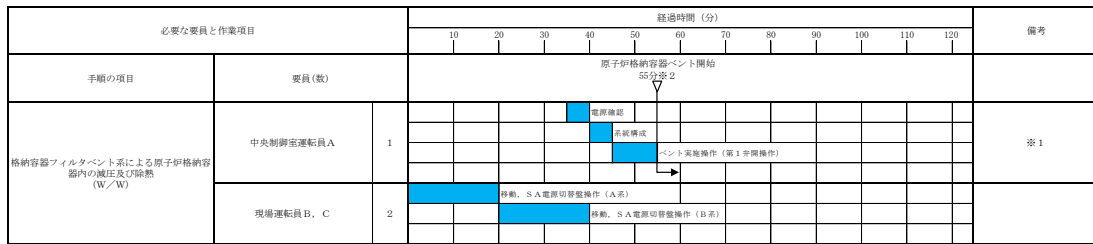
基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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（NGC N2トラス出口隔離弁、NGC N2ドライウェル出口隔離弁、NGC非常用ガス処理入口隔離弁）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附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、NGC N2トラス出口隔離弁、NGC N2ドライウェル出口隔離弁、NGC非常用ガス処理入口隔離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。NGC非常用ガス処理入口隔離弁が使用できない場合にはNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作機構により原子炉建物附属棟より人力にて操作することも可能である。NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁は、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。

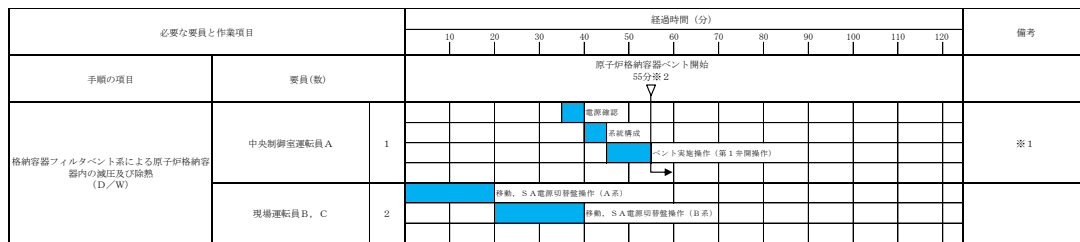
これにより、図3.7-2及び図3.7-3で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え操作が可能である。

(50-5)



※1：NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開とする。中央制御室運転員Aにて実施した場合、20分以内で可能である。  
 ※2：非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合は、中央制御室運転員Aにて25分以内で可能である。

第 3.7-2 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減圧及び除熱 (W/W) タイムチャート (現場操作による格納容器ベント) \*



※1：NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開とする。中央制御室運転員Aにて実施した場合、20分以内で可能である。  
 ※2：非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合は、中央制御室運転員Aにて25分以内で可能である。

第 3.7-3 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減圧及び除熱 (D/W) タイムチャート (現場操作による格納容器ベント) \*

\*：「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. 7-7 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、NGC非常用ガス処理入口隔離弁、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁、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. 7-8 のとおりである。

原子炉棟換気系との接続箇所は、NGC N2 トーラス出口隔離弁、NGC N2 ドライウェル出口隔離弁とNGC非常用ガス処理入口隔離弁、NGC非常用ガス処理系入口隔離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弁設置してある。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NGC非常用ガス処理系入口隔離弁、NGC非常用ガス処理系入口隔離弁バイパス弁と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弁ずつ設置してある。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 3.7-8 に示すように隔離弁を直列に2弁設置し、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 3.7-7 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	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	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 3.7-8 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	S G T N G C連絡ライン隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	S G T N G C連絡ライン隔離弁後弁	電動駆動	通常時閉
	S G T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
	S G T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	N G C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
	N G C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 3.7-9 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地下の格納槽の中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，同様に地下の格納槽の中に設置する。

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，原子炉建物付属棟に設置することで，運転員の放射線防護を考慮した設計とする。

(50-4)

表 3.7-9 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
第1ベントフィルタ装置 スクラバ容器	第1ベントフィルタ格納槽内	—
第1ベントフィルタ装置 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	原子炉建物頂部付近	—
NGC N2 トーラス 出口隔離弁	原子炉建物地下1階 (原子炉棟内)	中央制御室
		原子炉建物附属棟1階 (原子炉建物内の原子炉棟外)
NGC N2 ドライウ ェル出口隔離弁	原子炉建物2階 (原子炉棟内)	中央制御室
		原子炉建物附属棟2階 (原子炉建物内の原子炉棟外)
NGC 非常用ガス処理 入口隔離弁	原子炉建物3階 (原子炉棟内)	中央制御室
		原子炉建物附属棟3階 (原子炉建物内の原子炉棟外)
NGC 非常用ガス処理 入口隔離弁バイパス弁	原子炉建物3階 (原子炉棟内)	中央制御室
		原子炉建物附属棟3階 (原子炉建物内の原子炉棟外)
NGC FCVS 第1 ベントフィルタ入口弁	原子炉建物3階 (原子炉棟内)	中央制御室
SGT NGC 連絡ラ イン隔離弁	原子炉建物3階 (原子炉棟内)	中央制御室
SGT NGC 連絡ラ イン隔離弁後弁	原子炉建物3階 (原子炉棟内)	中央制御室
NGC 常用空調換気入 口隔離弁	原子炉建物3階 (原子炉棟内)	中央制御室
NGC 常用空調換気入 口隔離弁後弁	原子炉建物3階 (原子炉棟内)	中央制御室
SGT 耐圧強化ベント ライン止め弁	原子炉建物3階 (原子炉棟内)	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3階 (原子炉棟内)	中央制御室
真空破壊弁	原子炉格納容器内	—

### 3.7.2.1.4.2 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。

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。

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  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及び有効面積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。

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。

(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地下の格納槽に，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（格納容器スプレイ冷却モード）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イし，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イされた水は，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)

### 3.7.2.2 残留熱代替除去系

#### 3.7.2.2.1 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、流路である残留熱除去系の配管、弁、ストレーナ及び格納容器スプレイ・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行う場合は、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、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。

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及び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 3.7-4、本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.7-10 に示す。

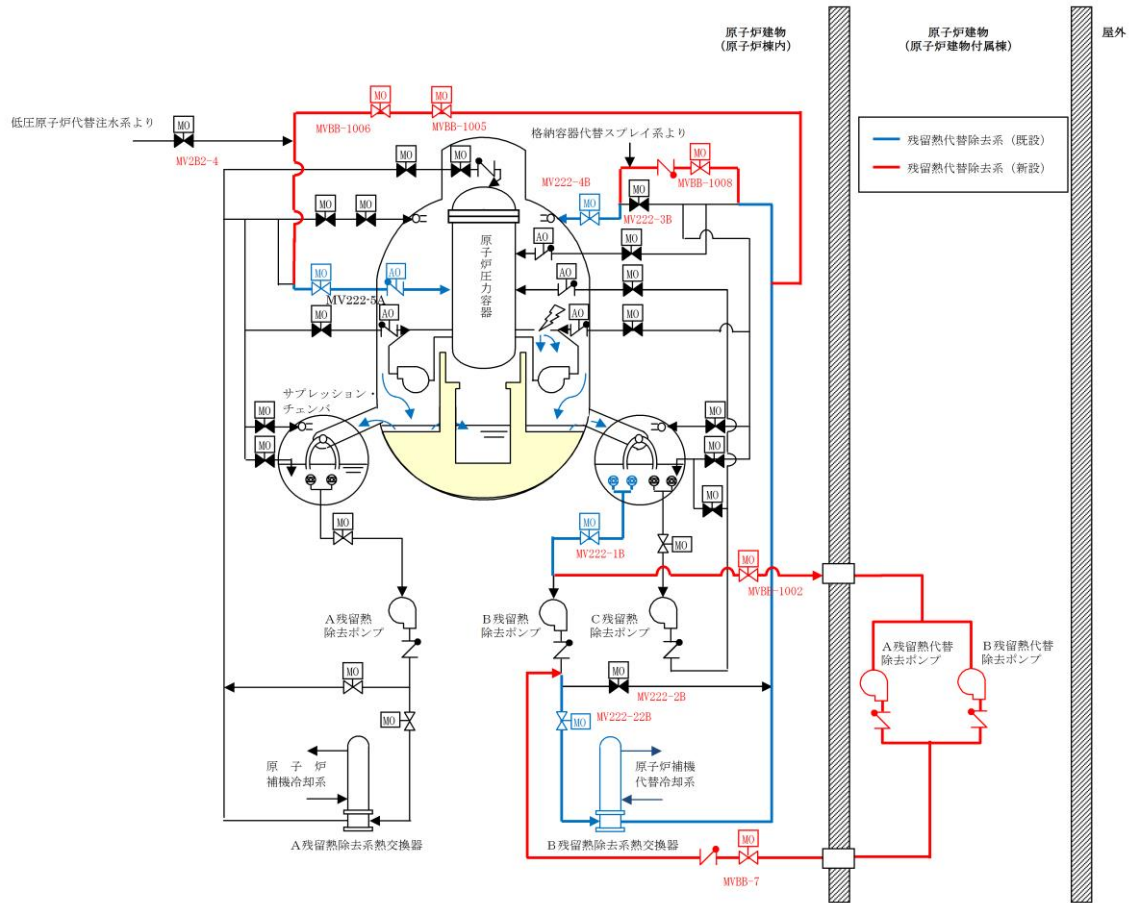


図 3.7-4 残留熱代替除去系 系統概要図

表 3.7-10 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	-
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】 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ【常設】 格納容器スプレイ・ヘッド【常設】 ホース【可搬型】
注水先	原子炉压力容器【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】 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】 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】 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力【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】 ドライウェル温度(SA)【常設】 ドライウェル圧力(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。

### 3.7.2.2.2 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 式 (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 保管エリア及び第 4 保管エリア

#### 熱交換器

伝熱容量 : 約 23MW/式 (海水温度 30℃において)  
伝熱面積 : 約  m<sup>2</sup>/式

#### 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

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。

全揚程 : 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

(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 : 1.2MPa [gage]  
最高使用温度 : 40℃  
原動機出力 :  kW  
個数 : 2 (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、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。

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。

### 3.7.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.7.2.2.3.1 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。

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3.7-11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3.7-12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 3.7-11 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 3.7-12 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。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 3.7-13 に操作対象機器の操作場所を示す。

(50-4, 50-5, 50-8)

表 3.7-13 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
RCW A-AHEF供給配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物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1階	手動操作

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
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-R CW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-R CW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-R HR熱交冷却水出口弁	弁閉→弁調整開	原子炉建物2階	手動操作
R CW A-DEG冷却水入口弁	弁開→弁閉	原子炉建物地下2階	手動操作
R CW 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
R CW B-AHEF供給配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物1階	手動操作
R CW B-AHEF戻り配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物1階	手動操作
B-R CW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-R CW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-R HR熱交冷却水出口弁	弁閉→弁調整開	原子炉建物2階	手動操作
R CW B-DEG冷却水入口弁	弁開→弁閉	原子炉建物地下2階	手動操作
R CW 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 3.7-14 及び表 3.7-15 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 RHR ライン入口止め弁、RHR 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 3.7-14 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 3.7-15 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 3.7-16 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である。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 3.7-16 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。

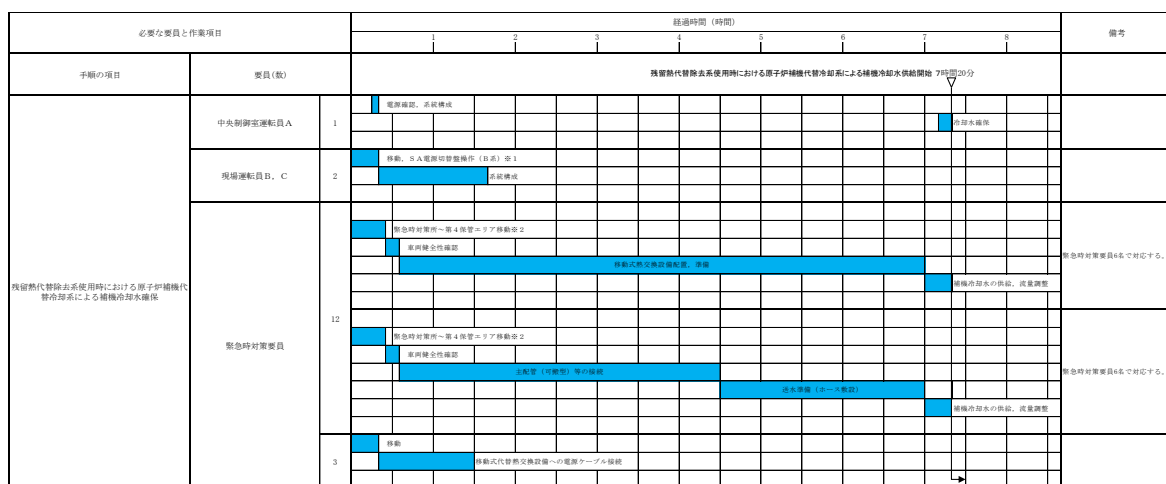
原子炉補機代替冷却系である移動式熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、本来の用途以外の用途には使用しない。

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（原子炉補機代替冷却系を閉操作、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 3.7-5 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 : 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 分以内に可能である。

※ 2 : 第 1 保管エリアの可搬設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

図 3.7-5 残留熱代替除去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 1.7 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 3.7-17 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 3.7-17 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 3.7-18 に示す。このうち、残留熱代替除去ポンプ、RHR RHAR ライン入口止め弁、RHAR 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、残留熱除去系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 3.7-18 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	原子炉建物地下2階 (原子炉建物付属棟)	中央制御室
B-残留熱代替除去ポンプ	原子炉建物地下2階 (原子炉建物付属棟)	中央制御室
RHR R H A Rライン入口止め弁	原子炉建物地下2階	中央制御室
R H A Rライン流量調節弁	原子炉建物地下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2階	中央制御室
RHR P C Vスプレー連絡ライン流量調節弁	原子炉建物中1階	中央制御室
A-RHR注水弁	原子炉建物2階	中央制御室
B-RHRドライウェル第2スプレー弁	原子炉建物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
R C W A-A H E F供給配管止め弁	原子炉建物1階	原子炉建物1階
R C W A-A H E F戻り配管止め弁	原子炉建物1階	原子炉建物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-R C W常用補機冷却水入口切替弁	原子炉建物地下1階	中央制御室
A-R C W常用補機冷却水出口切替弁	原子炉建物地下2階	中央制御室
A-RHR熱交冷却水出口弁	原子炉建物2階	原子炉建物2階
R C W A-D E G冷却水入口弁	原子炉建物地下2階	原子炉建物地下2階
R C W 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
R C W B-A H E F供給配管止め弁	原子炉建物地下1階	原子炉建物地下1階

機器名称	設置場所	操作場所
RCW B-AHEF 戻り配管 止め弁	原子炉建物地下1階	原子炉建物地下1 階
B-RCW 常用補機冷却水入口 切替弁	原子炉建物地下1階	中央制御室
B-RCW 常用補機冷却水出口 切替弁	原子炉建物地下2階	中央制御室
B-RHR 熱交冷却水出口弁	原子炉建物2階	原子炉建物2階
RCW B-DEG 冷却水入口 弁	原子炉建物地下2階	原子炉建物地下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
ホース	屋外	屋外

### 3.7.2.2.3.2 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（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（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170℃の場合において約15MW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℃，サブプレッション・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地下の格納槽内に、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。

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)

### 3.7.2.2.3.3 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 式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、大型送水ポンプ車の容量は流量 1,800m<sup>3</sup>/h とし設計し、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」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、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式に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1セットの合計3式を保管する。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、原子炉建物側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、原子炉建建物西側及び南側から接続できる箇所を1個ずつ計2個設けることで、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保管エリア及び第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 3.7-19 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對し、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 3.7-19 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>	—	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>	—	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>	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。

### 3.7.3 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。

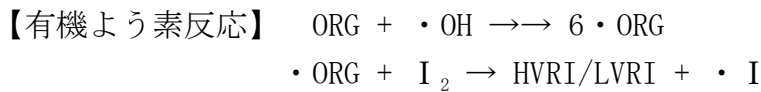
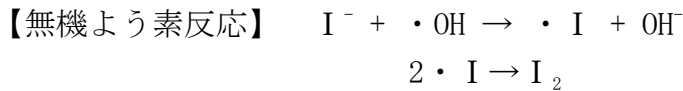
そこで、サプレッション・チェンバのプール水をアルカリ性に保つため、pH 制御として水酸化ナトリウムをサプレッション・チェンバに注入する。よう素の溶解量と pH の関係については、米国の論文<sup>\*2</sup>にまとめられており、サプレッション・チェンバのプール水をアルカリ性に保つことで、気相部へのよう素の移行を低減することが期待できる。

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 弁）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ペDESTAL 内にアルカリ薬剤を設置することにより、原子炉冷却材喪失事故発生直後においても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、ジルコニウム-水反応で発生する水素量に比べて十分少ないため、原子炉格納容器の異常な圧力上昇は生じない。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溶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、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（以下ペDESTAL内）に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する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、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ペDESTAL内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ペDESTAL内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。

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ペDESTAL内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。

#### (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、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、ペDESTAL内へ注水できる設計とする。

また、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL内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。

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



容器からペDESTAL内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。

- (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、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ペDESTAL内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ペDESTAL内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。

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、熔融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL内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。

- (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。

また、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S A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) 復水輸送系によるペDESTAL内への注水

復水輸送系によるペDESTAL内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ペDESTAL内への注水を行う手順を整備する。

(7) 消火系によるペDESTAL内への注水

消火系によるペDESTAL内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ペDESTAL内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、熔融炉心のペDESTAL内への落下遅延・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、熔融炉心のペDESTAL内への落下遅延・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、熔融炉心のペDESTAL内への落下遅延・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、溶融炉心のペDESTAL内への落下遅延・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（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圧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、溶融炉心のペDESTAL内への落下遅延・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圧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、溶融炉心のペDESTAL内への落下遅延・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圧力容器への注水

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圧力容器への注水機能が喪失した場合、溶融炉心のペDESTAL内への落下遅延・防止するために、原子炉補機冷却系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。

（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) 高圧炉心スプレイ系緊急注水の整備

全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系が機能喪失した場合、溶融炉心のペDESTAL内への落下遅延・防止するために、常設代替交流電源設備により高圧炉心スプレイ系の電源を復旧し、高圧炉心

スプレイポンプを無冷却水の状態で短時間起動し、原子炉圧力容器へ注水を実施する。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。

(高圧炉心注水系については「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。)

(14) 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、溶融炉心のペDESTAL内への落下遅延・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。

(15) 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、溶融炉心のペDESTAL内への落下遅延・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。

(16) 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、大型送水ポンプ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）への供給又はペDESTAL代替注水系（常設）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。

### 3.8.2 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ペDESTAL内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、ペDESTAL内にコリウムシールドを設置する。

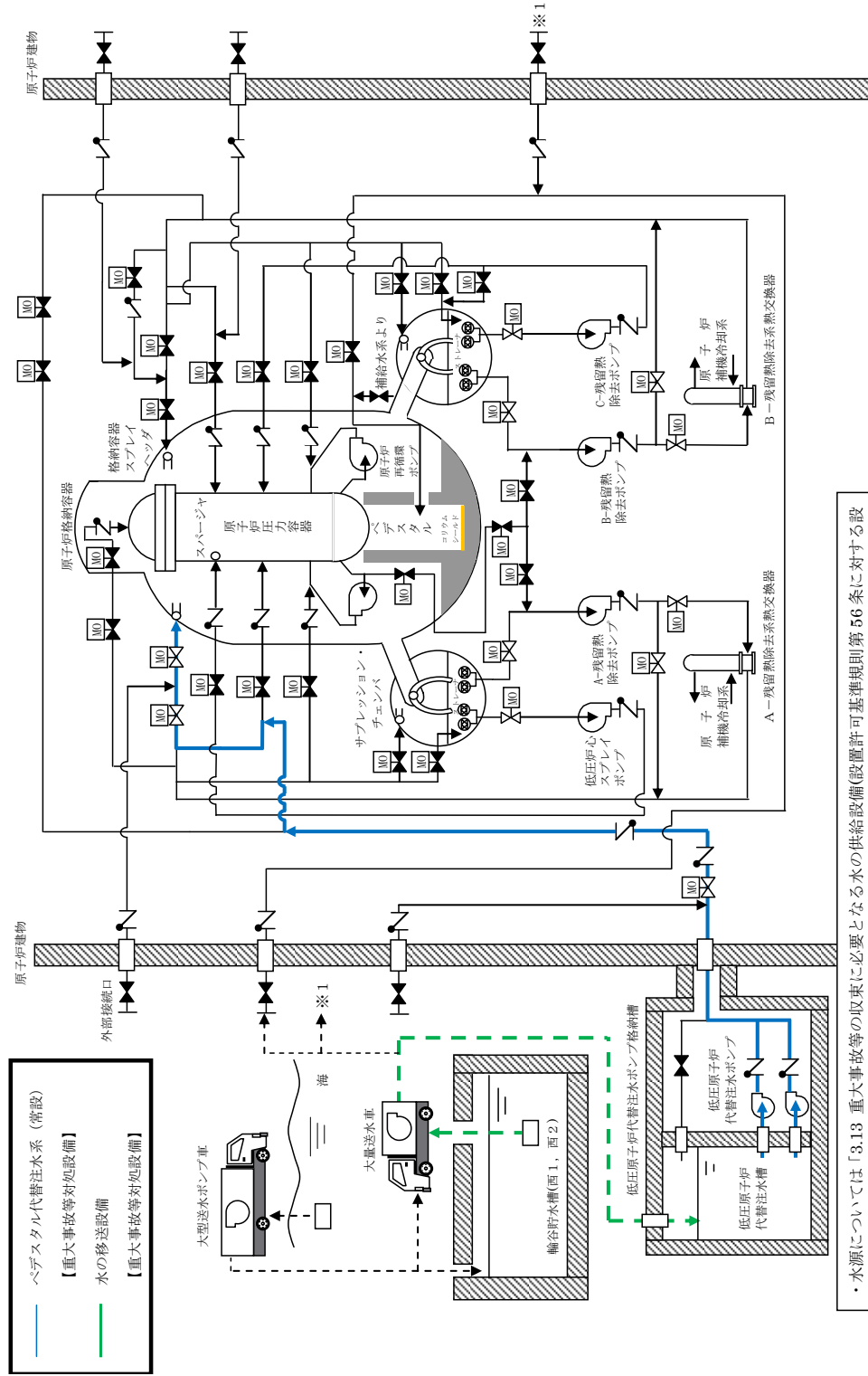
本系統全体の概要図を図 3.8-1 に、本系統に属する重大事故等対処設備を表 3.8-1 に示す。

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を経由して原子炉格納容器にスプレイすることでペDESTAL内へ流入させ、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。



ペデスタル代替注水系 (常設)

【重大事故等対処設備】

水の移送設備

【重大事故等対処設備】

- ・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 3.8-1 ペデスタル代替注水系 (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】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 メタクラ切替盤【常設】 緊急用メタクラ【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
外径	: ペDESTAL床全面
厚さ	: 約0.1m以上
個数	: 1
取付箇所	: ペDESTAL内

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DESTAL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，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置されたペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプに対し，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）の大量送水車は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DESTAL代替注水系（常設）は低圧原子炉代替注水槽，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。

駆動電源については，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（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。

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）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）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）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, 浴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浴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，ペDESTAL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，ペDESTAL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，ペDESTAL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）によるペDESTAL内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3階（原子炉建物付属棟）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3階（原子炉建物付属棟）にあるSA電源切替盤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。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3階(原子炉建物付属棟)	スイッチ操作
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																				

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。原子炉建物 2 階で操作する 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3階 (原子炉建物付属棟)	原子炉建物3階 (原子炉建物付属棟)
A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	原子炉建物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2階	中央制御室
F L S R注水隔離弁	原子炉建物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、ペDESTAL内に落下した溶融炉心を冷却するために必要な注水流量を有する設計とする。

注水流量としては、格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されているペDESTAL内への注水流量が約0.4時間で約80m<sup>3</sup>であることから、200m<sup>3</sup>/hで注水可能な設計とする。

ペDESTAL内に注水する場合の低圧原子炉代替注水ポンプは、ペDESTAL内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、ペDESTAL内には落下した溶融炉心が、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへ流入することを抑制するために必要な厚さを有する設計とする。

(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、タンクローリ、流路である復水輸送系及び補給水系の配管及び弁、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ペDESTAL内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、ペDESTAL内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））の水を復水輸送系及び補給水系配管を経由してペDESTAL内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及び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外部接続口は、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、位置的分散を図った建物の複数の異なる面に設置する。

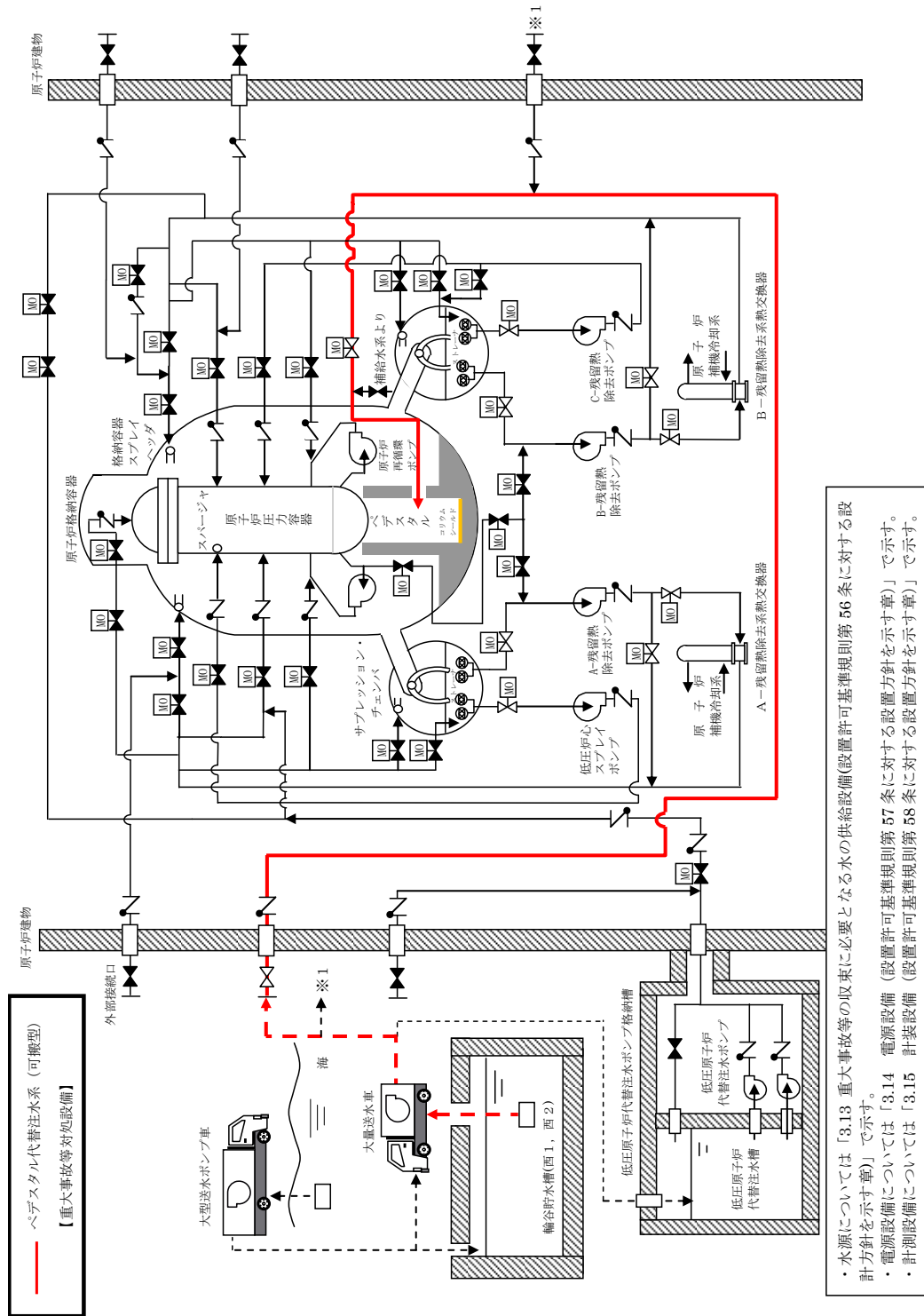
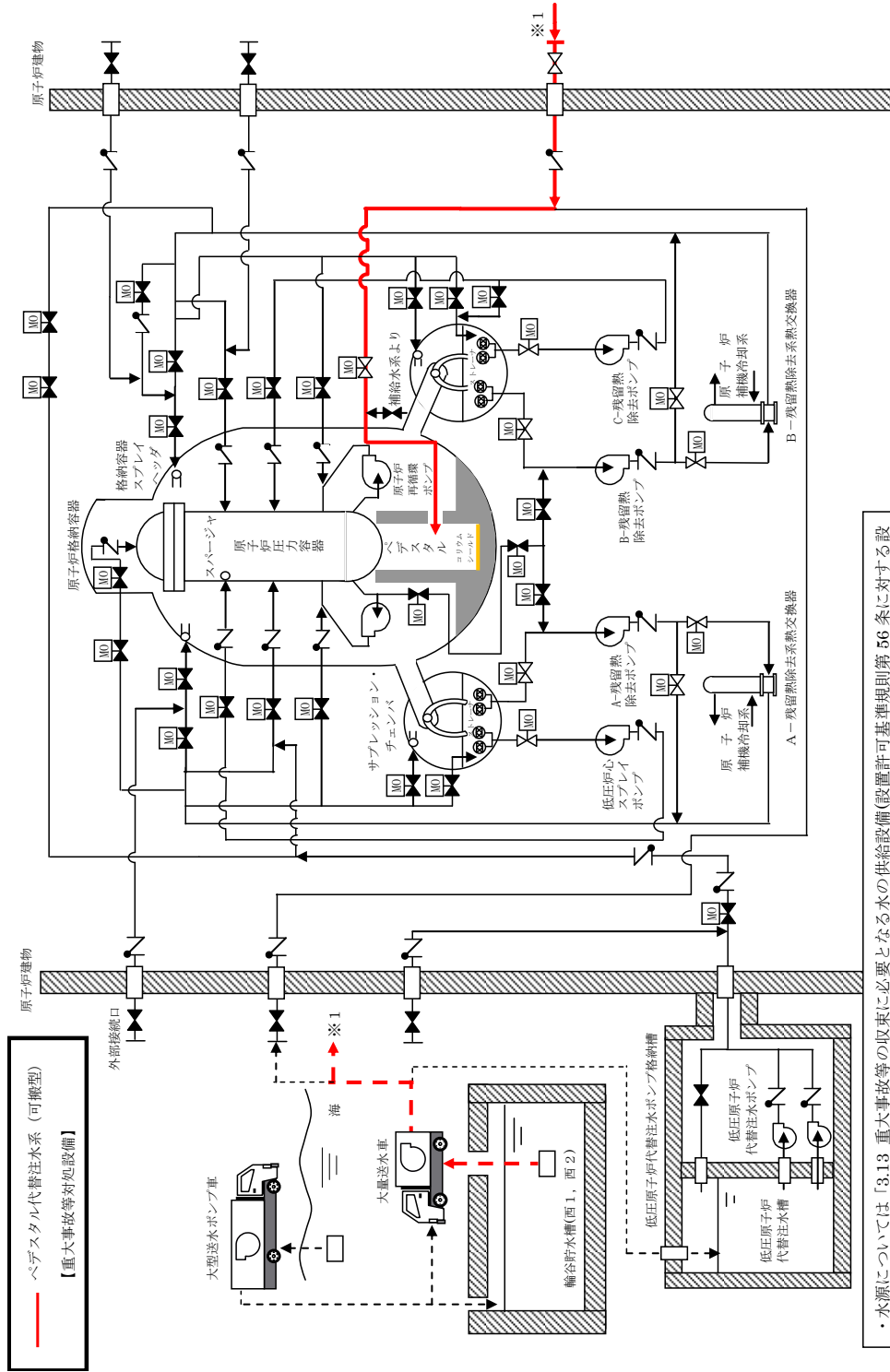


図 3.8-3 ペデスタル代替注水系 (可搬型) 系統概要図 (A系)



・水原については「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 3.8-4 ペデスタル代替注水系(可搬型) 系統概要図(B系)

表 3.8-10 ペデスタル代替注水系（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	復水輸送系配管・弁【常設】 補給水系配管・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】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 メタクラ切替盤【常設】 緊急用メタクラ【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】 タンクローリ【可搬型】
計装設備	代替注水流量（可搬型）【可搬型】 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】

※<sup>1</sup>：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。

※<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。

### 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DESTAL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）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，ペDESTAL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－ペDESTAL代替注水元弁（B系使用の場合は，B－ペDESTAL代替注水元弁）の開操作を実施することでペDESTAL内への注水を行う。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－ペDESTAL代替注水元弁及びB－ペDESTAL代替注水元弁については，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。MUW P C V代替冷却外側隔離弁は，原子炉建物 3 階（原子炉建物付属棟）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）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
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-ペデスタル代替注水元弁	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
B-ペデスタル代替注水元弁	弁閉→弁開	屋外接続口位置	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。

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

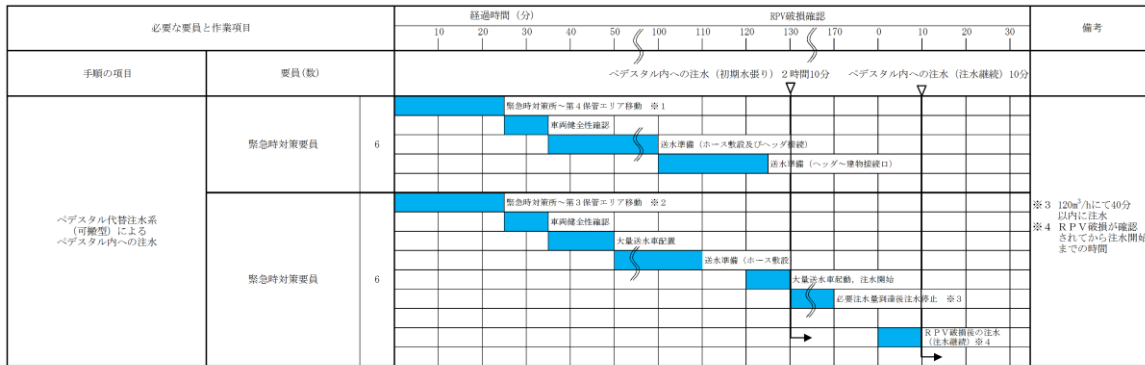
基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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 PCV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)



※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、20分以内で可能である。

図 3.8-5 ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水（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 3.8-13 に示す。このうち、屋外で操作する大量送水車、A－ペDESTAL代替注水元弁及びB－ペDESTAL代替注水元弁、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MUW 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 3 階（原子炉建物付属棟）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。

(51-7)

表 3.8-13 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 A電源切替盤	原子炉建物 3 階 （原子炉建物付属棟）	原子炉建物 3 階 （原子炉建物付属棟）
MUW P C V代替冷却外側 隔離弁	原子炉建物 1 階	中央制御室
A－ペDESTAL代替注水元弁	屋外接続口位置	屋外接続口位置
B－ペDESTAL代替注水元弁	屋外接続口位置	屋外接続口位置
ホース	屋外	屋外

### 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、ペDESTAL内に落下した溶融炉心を冷却するために必要な注水流量を有する設計とする。

注水流量としては、格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されているペDESTAL内への注水流量が約0.6時間で70m<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。

ペDESTAL内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、ペDESTAL内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）及び燃料プールの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，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。

接続口から補給水系配管まで鋼製配管でつながる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。

(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。

(51-2, 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、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、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、熔融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL内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、ペDESTAL内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 3.8-14 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ペDESTAL内へ流入させ、落下した熔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。

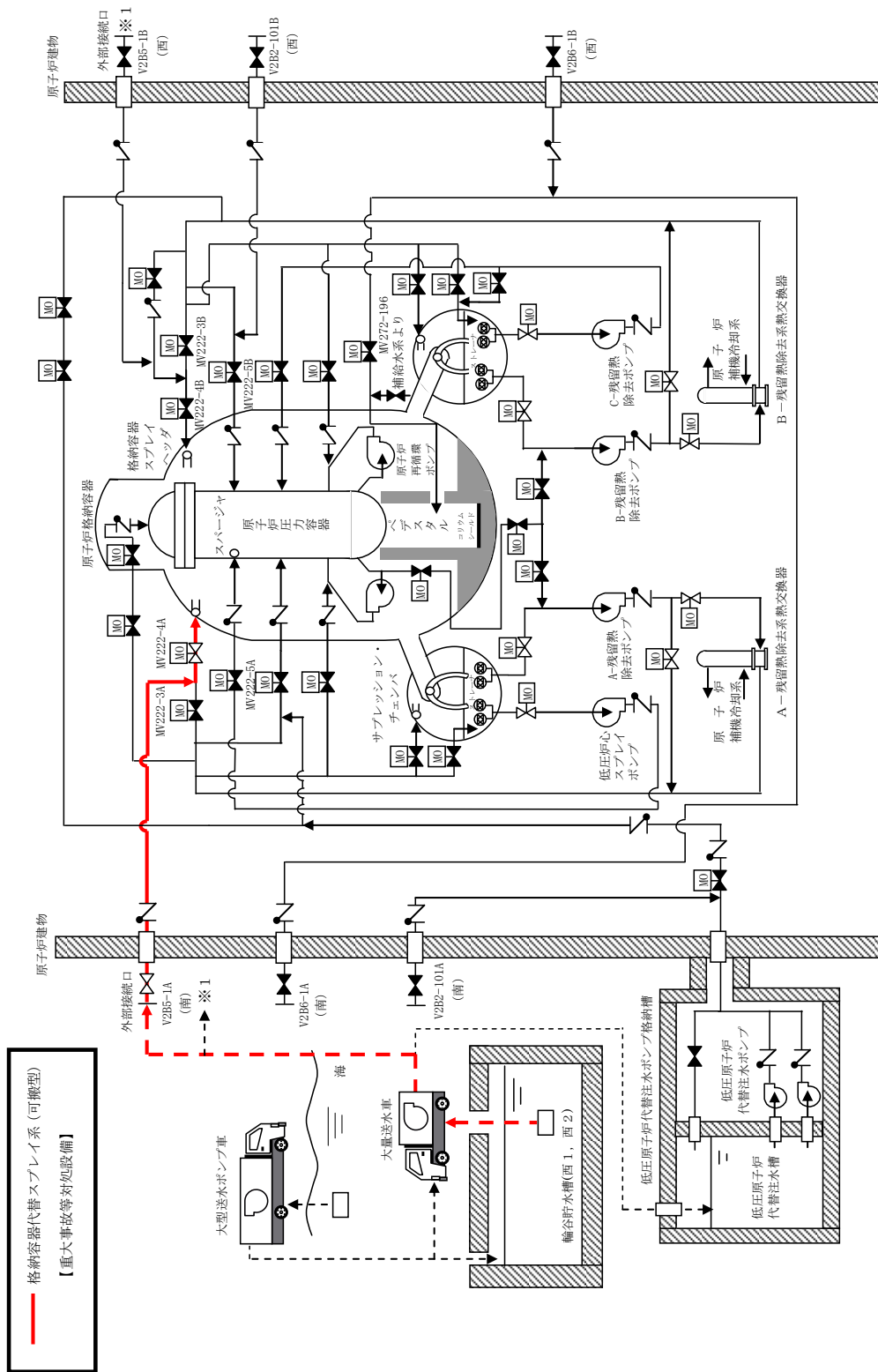
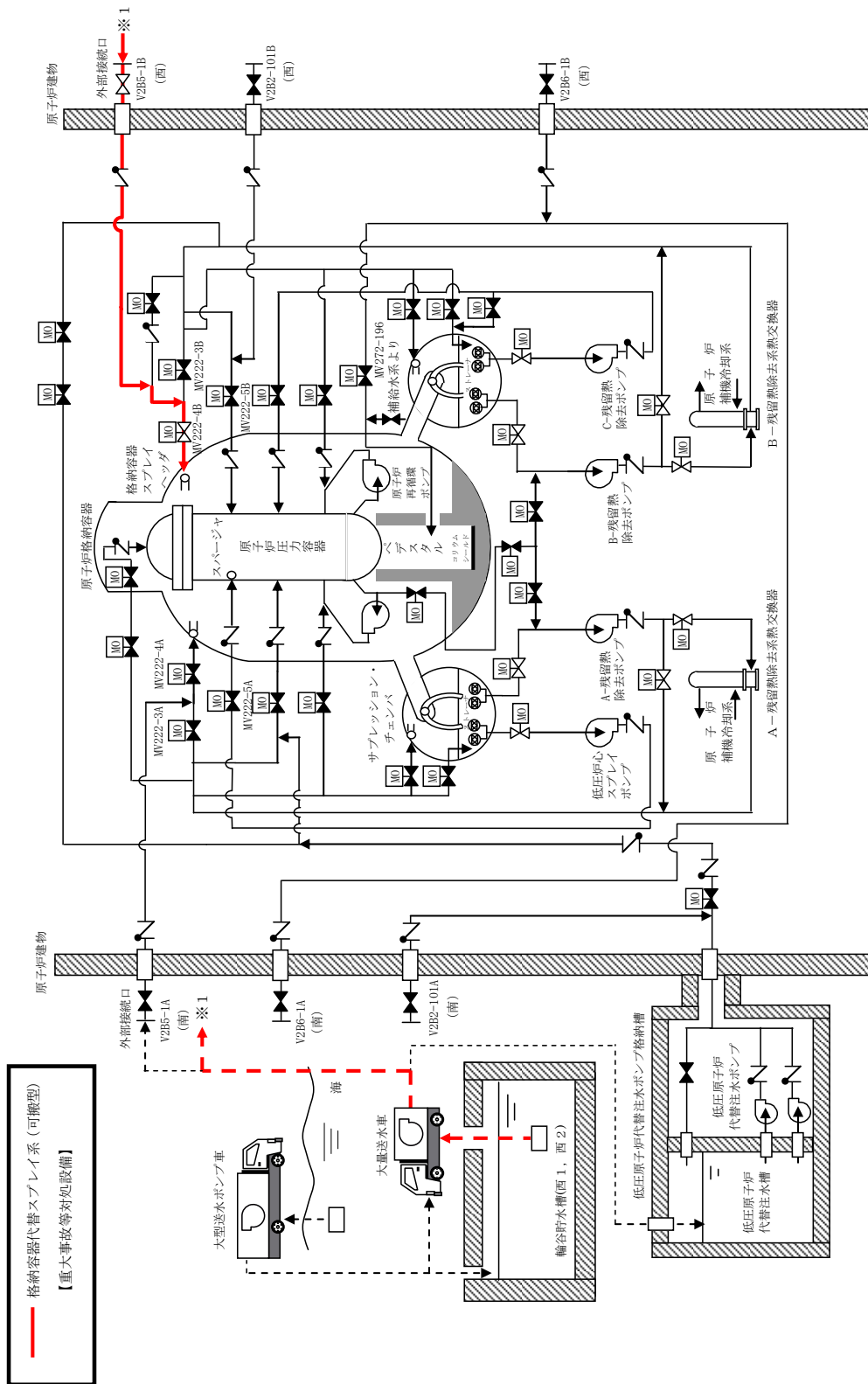


図 3.8-6 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 系統概要図 (A系)

・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。



・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イ系 (可搬型) 系統概要図 (B 系)

表 3.8-14 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】
附属設備	可搬型ストレーナ
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	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※ <sup>2</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】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 メタクラ切替盤【常設】 緊急用メタクラ【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】 タンクローリ【可搬型】
計装設備※ <sup>3</sup>	代替注水流量（可搬型）【可搬型】 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（SA）【常設】 ドライウエル水位【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：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。
- ※ 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。

#### 3.8.2.3.2 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 復水輸送系によるペDESTAL内注水設備

##### 3.8.3.1.1 設備概要

復水輸送系によるペDESTAL内への注水設備は、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ペDESTAL内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・弁類を經由してペDESTAL内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 消火系によるペDESTAL内注水設備

#### 3.8.3.2.1 設備概要

消火系によるペDESTAL内への注水設備は、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ペDESTAL内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、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、ペDESTAL内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、原子炉運転中において原子炉格納容器内は、窒素ガス制御系により常時不活性化されている。

##### (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近傍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）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）は、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から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が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視するため、原子炉棟内に格納容器水素濃度及び格納容器水素濃度（S A）を設置する。また、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って原子炉格納容器内が水素爆発することを防止するため、原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出する必要がある。このため、格納容器酸素濃度及び格納容器酸素濃度（S A）にて、原子炉格納容器内の酸素濃度の監視が可能な設計とする。

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、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度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

A-格納容器水素濃度及びA-格納容器酸素濃度は、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、A-格納容器水素濃度及びA-格納容器酸素濃度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及び格納容器酸素濃度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、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（真空破壊弁を含む）で構成する。

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。

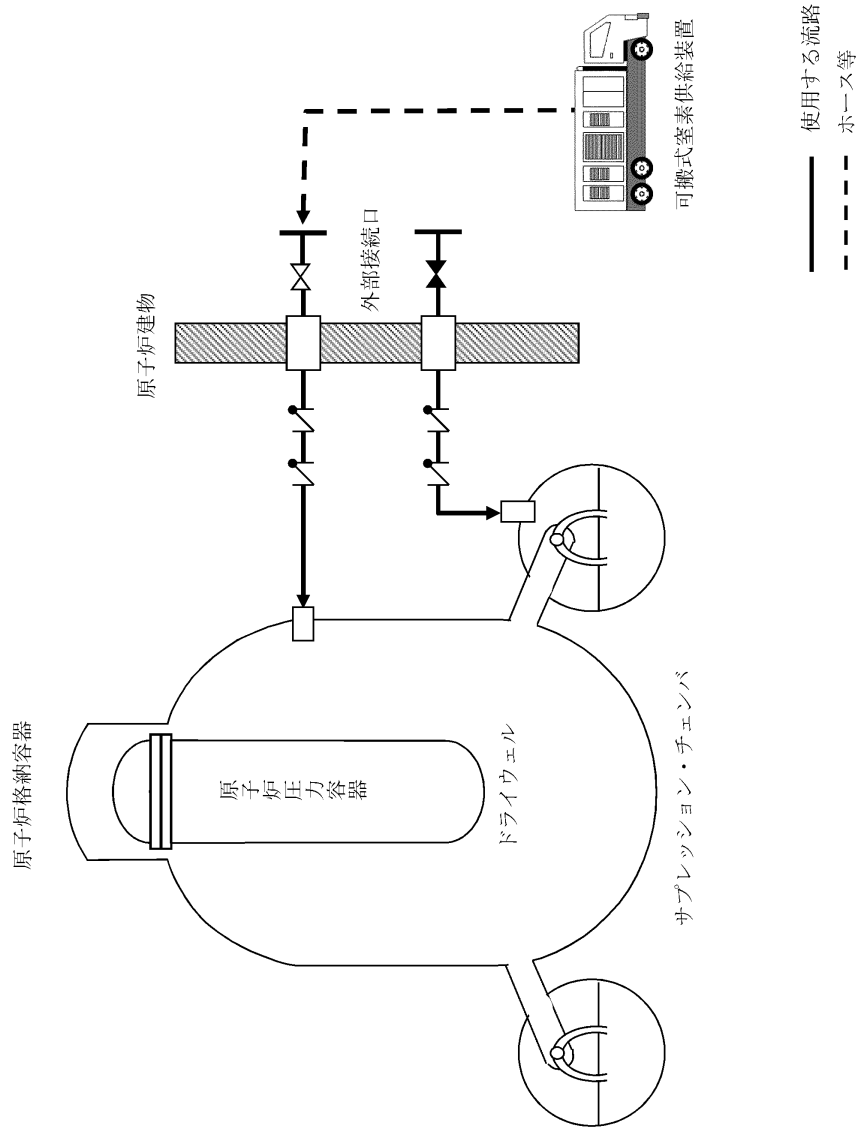


図 3.9-1 窒素ガス代替注入系 系統概要図



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】
注入先	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）【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】 タンクローリ【可搬型】
計装設備 <sup>※2</sup>	ドライウェル圧力（SA） サプレッション・チェンバ圧力（SA）

※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 100Nm <sup>3</sup> /h/台
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
ANI 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)	弁閉→弁開	屋外	手動操作
ANI 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)	弁閉→弁開	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。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、表 3.7-9 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、本来の用途以外の用途には使用しない。

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 3.9-4 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)

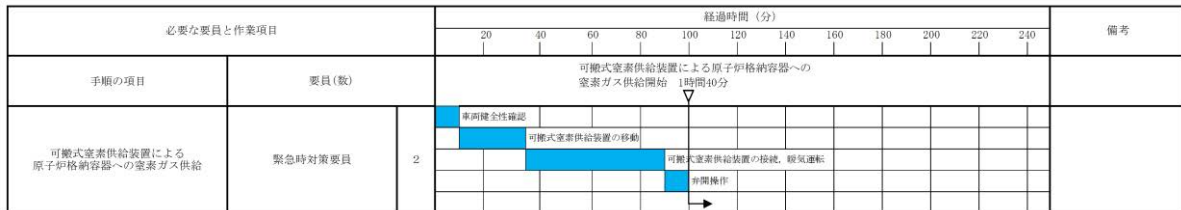


図 3.9-2 窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の不活性化 タイムチャート\*

\* : 「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 3.7-13 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、AN I 代替窒素供給ライン元弁(D/W側)及びAN I 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
AN I 代替窒素供給ライン元弁(D/W側)	屋外	屋外
AN I 代替窒素供給ライン元弁(S/C側)	屋外	屋外
ホース	屋外	屋外

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「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、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が100Nm<sup>3</sup>/hであることから、窒素供給装置1台あたり100Nm<sup>3</sup>/h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25A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。

(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、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、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、通常時は高台の第 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）

(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

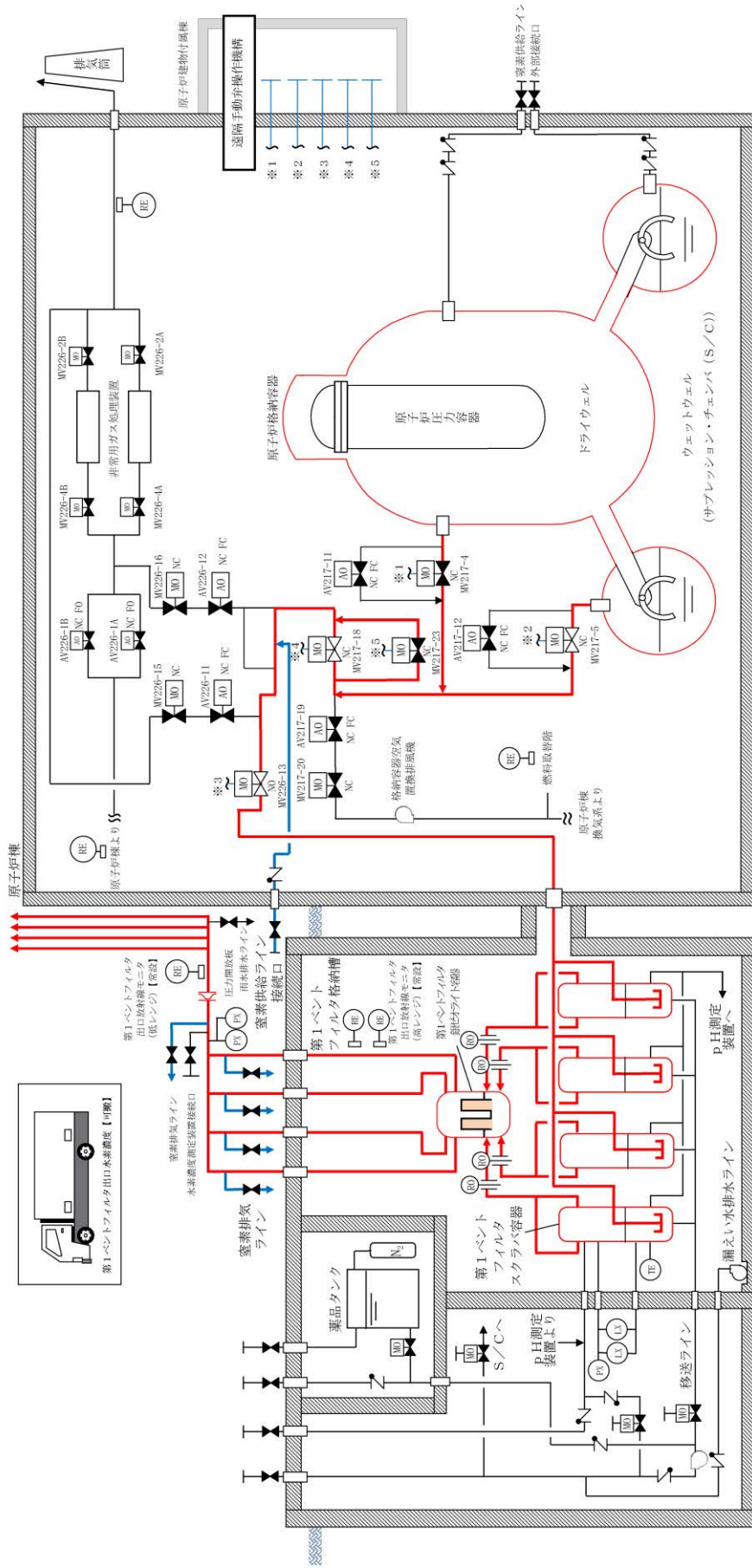
格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために使用する。

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及び圧力開放板、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頂部付近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。

本系統に関する系統概要図を図3.9-3、本系統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）、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  
示す節）」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  
示す節）」で示す。

図 3.9-3 格納容器フィルタバント系 システム概要図

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】
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】
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】 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】 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】

設備区分	設備名
	<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>  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>  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>ドライウエル温度（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>ドライウエル圧力（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。

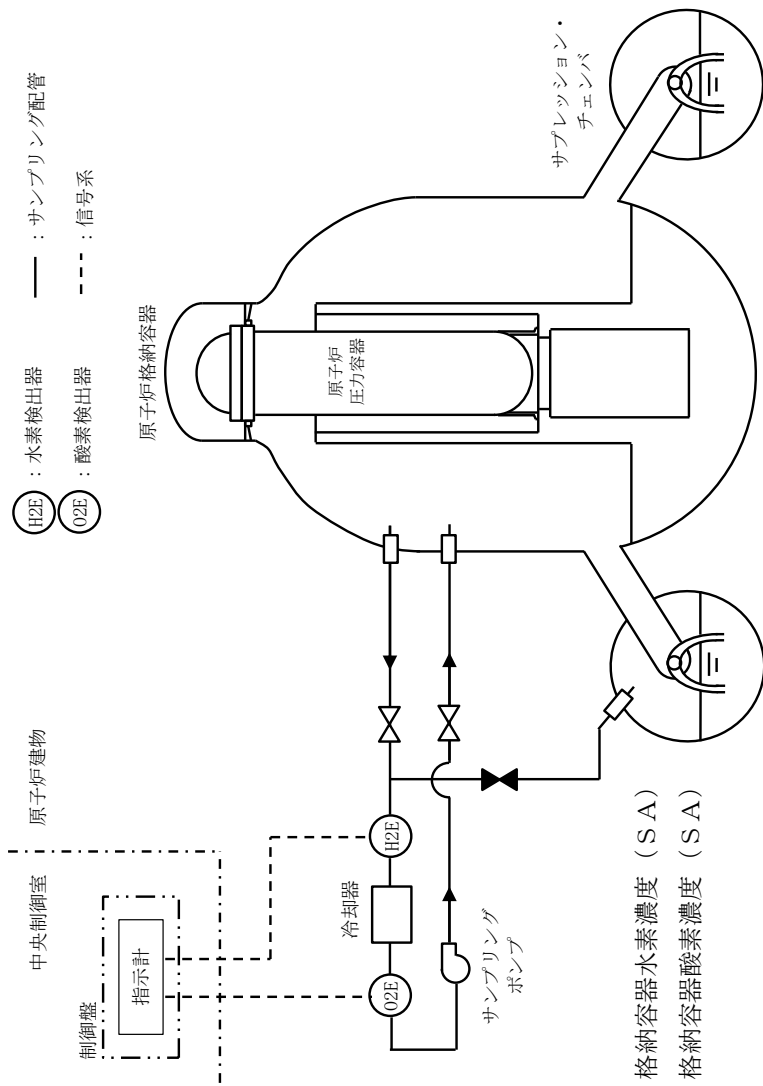
全交流動力電源喪失が発生した場合に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能であり、中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能である。

格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、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。

格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度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。

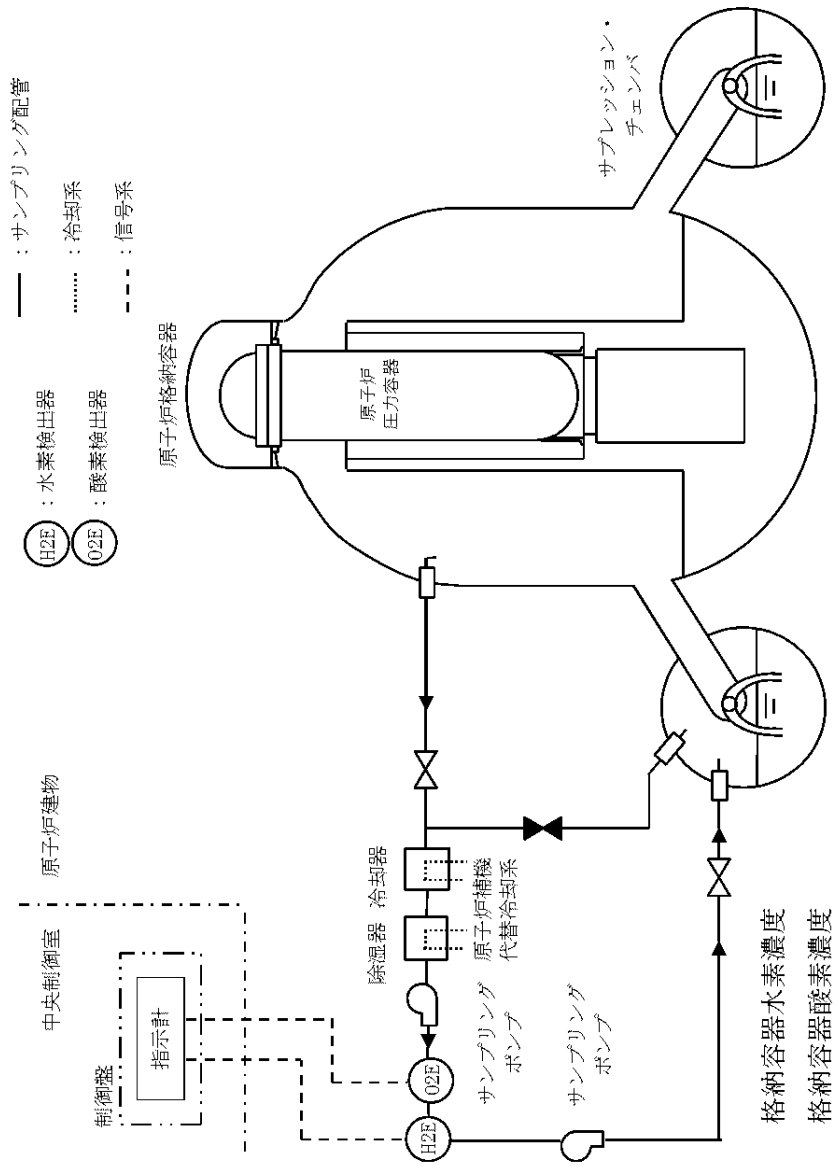
水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備（格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度）に関する系統概要図を図 3.9-4、5、水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.9-7 に示す。



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





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。

※2系列のうちB系を示す。

図 3.9-5 水素濃度及び酸素濃度監視設備（格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度）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 【常設】 格納容器酸素濃度 【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】 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】 高圧発電機車接続プラグ収納箱 【常設】 S Aロードセンタ 【常設】 S A 1 コントロールセンタ 【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】 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	原子炉建物中2階
格納容器水素濃度	熱伝導式水素検出器	0～5%/ 0～100%	1	原子炉建物3階
格納容器酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0～5%/ 0～25%	1	原子炉建物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に示す章）」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）及び格納容器酸素濃度（S A）は、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。

格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、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。

格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、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。

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 格納容器酸素濃度 (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)、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、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)、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度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 格納容器酸素濃度 (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

(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) , 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

(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) , 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、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)、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度の設置場所、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。

格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、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)	原子炉建物中 2 階	中央制御室
格納容器水素濃度 格納容器酸素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建物 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。

格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度は、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（酸素濃度：5vol%）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及び格納容器内酸素濃度は、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。

格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、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、サンプル



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

A-格納容器水素濃度及びA-格納容器酸素濃度は、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、A-格納容器水素濃度及びA-格納容器酸素濃度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A-格納容器水素濃度及びA-格納容器酸素濃度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)

### 3.10 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【53条】

#### 【設置許可基準規則】

(水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)

#### 第五十三条

発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」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) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。
  - b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。
  - c) 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。

### 3.10 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

#### 3.10.1 設置許可基準規則第53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建物等の水素爆発による損傷を防止するために、水素濃度制御設備及び水素濃度監視設備として以下の設備を設ける。

##### (1) 静的触媒式水素処理装置(設置許可基準規則解釈の第1項a), c))

水素濃度制御設備として、原子炉建物4階(燃料取替階)に静的触媒式水素処理装置を設置し、炉心の著しい損傷が発生して原子炉格納容器から原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御することで、原子炉建物の水素爆発を防止する設計とする。また、静的触媒式水素処理装置は運転員による起動操作を行うことなく、水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合できる装置を適用し、起動操作に電源が不要な設計とする。

また、静的触媒式水素処理装置の動作確認を行うために静的触媒式水素処理装置動作監視装置として、静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側に温度計を設置し、中央制御室で監視可能な設計とする。静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、代替電源設備からの給電により中央制御室において静的触媒式水素処理装置の動作確認が可能な設計とする。

##### (2) 水素濃度監視設備(設置許可基準規則解釈の第1項b), c))

原子炉建物水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として原子炉棟内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。また、原子炉建物水素濃度は代替電源設備からの給電により中央制御室において原子炉棟内水素濃度の監視が可能な設計とする。

また、重大事故等時において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するための自主対策設備として、以下を整備する。

##### (3) 原子炉ウェル代替注水系の設置

ドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和し、原子炉格納容器から原子炉棟への水素漏えいを抑制するために、原子炉ウェルに注水することでドライウェル主フランジを冷却する原子炉ウェル代替注水系を設置する。

原子炉ウェル代替注水系は、重大事故等時に原子炉建物外から代替淡水源(輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2))の水、若しくは海水を、大量

送水車により原子炉ウェルに注水することでドライウェル主フランジを冷却できる設計とする。

(4) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの設置

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを設置し、仮に原子炉棟内の水素濃度が上昇した場合においても、原子炉建物4階（燃料取替階）天井付近の水素ガスを外部へ排出することで、水素ガスの原子炉棟内滞留を防止する設計とする。

### 3.10.2 重大事故等対処設備

#### 3.10.2.1 静的触媒式水素処理装置

##### 3.10.2.1.1 設備概要

静的触媒式水素処理装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、原子炉建物等の水素爆発を防止する機能を有する。この設備は、触媒カートリッジ、ハウジング等の静的機器で構成し、運転員による起動操作を行うことなく、原子炉格納容器から原子炉棟に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることができる。

静的触媒式水素処理装置の動作監視装置として、静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側に温度計を設置し、中央制御室から監視可能な設計とする。また、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は代替電源設備から給電が可能な設計とする。

静的触媒式水素処理装置に関する概要図を図3.10-1に、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に関する系統概要図を図3.10-2に、重大事故等対処設備一覧を表3.10-1に示す。

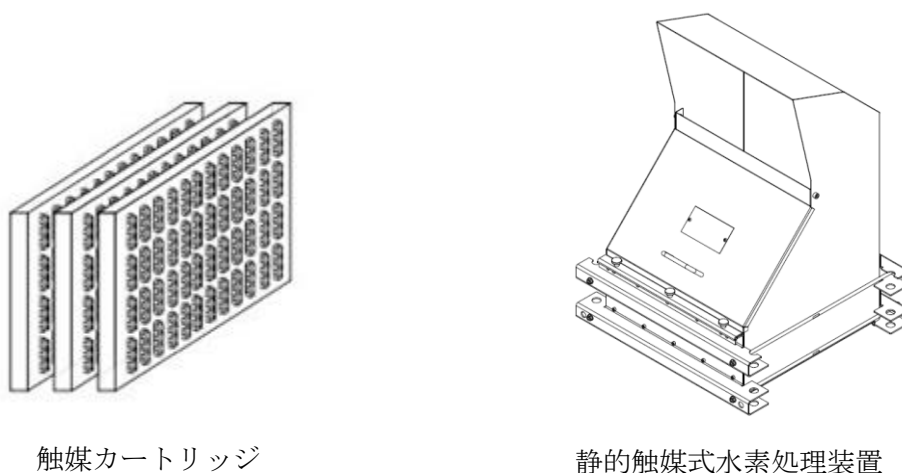


図 3.10-1 静的触媒式水素処理装置概要図

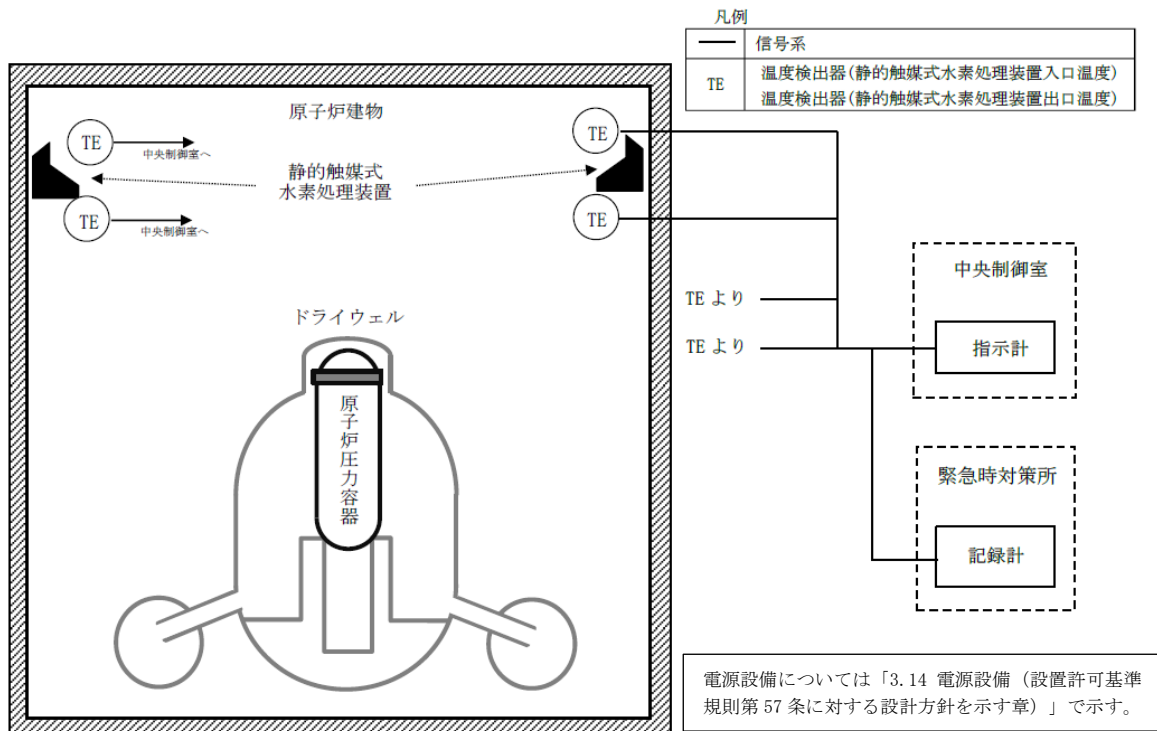


図 3.10-2 静的触媒式水処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の系統概要図

表3.10-1 静的触媒式水素処理装置，静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度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	静的触媒式水素処理装置【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】
附属設備	—
水源	—
流路	原子炉棟
注水先	—
電源設備※ <sup>1</sup>	常設代替直流電源設備 S A用 115V 系蓄電池【常設】 S A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】 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】 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
計装設備	—

※1：単線結線図を補足説明資料 53-2 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。

### 3.10.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 静的触媒式水素処理装置

種類	: 触媒反応式
水素処理容量	: 約0.50kg/h/個 (水素濃度4.0vol%, 100℃, 大気圧において)
最高使用温度	: 300℃
個数	: 18
本体材料	: ステンレス鋼
取付箇所	: 原子炉建物 4 階

#### (2) 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 主要設備の仕様を表3.10-2に示す。

表 3.10-2 主要設備の仕様

名称	検出器の種	計測範囲	個数	取付箇所
静的触媒式水素処理装置 入口温度	熱電対	0~100℃	2※	原子炉建物 4 階
静的触媒式水素処理装置 出口温度	熱電対	0~400℃	2※	原子炉建物 4 階

※：2個の静的触媒式水素処理装置に対して，出入口に1個設置

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。



### 3.10.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.10.2.1.3.1 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。

静的触媒式水素処理装置，静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は，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できるよう，以下の表3.10-3に示す設計とする。なお，静的触媒式水素処理装置は，触媒が湿度及び蒸気による性能低下を防止するために，触媒粒に疎水コーティングを施す設計とする。

(53-3)

表 3.10-3 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	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。

静的触媒式水素処理装置は、水素ガスと酸素ガスが流入すると触媒反応によって受動的に水素処理する設備とし、操作不要な設計とする。

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、想定される重大事故等時において中央制御室にて監視可能な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。

(53-3, 53-4)

(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。

静的触媒式水素処理装置は、表3.10-4に示すように、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能とするため、触媒カートリッジが取り出しできる設計とする。

静的触媒式水素処理装置には、専用の検査装置を用意し、静的触媒式水素処理装置内の触媒カートリッジを抜き取り、検査装置にセット後、水素ガスを含む試験ガスを通気することで水素処理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、触媒カートリッジに異物の付着がないこと、ハウジングが設計のとおり形状を保持していることを外観検査にて確認可能な設計とする。

(53-5, 別添資料-3)

表3.10-4 静的触媒式水素処理装置の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	外観検査	触媒カートリッジの外観確認 ハウジングの外観確認
	機能・性能試験	触媒カートリッジの水素処理性能確認

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、表3.10-5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。

(53-5)

表 3.10-5 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試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正

(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。

静的触媒式水素処理装置は、重大事故等時における原子炉棟内の水素濃度上昇抑制機能としてのみ使用することとし、本来の用途以外の用途に使用しない設計とする。また、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、重大事故等時における静的触媒式水素処理装置の動作確認に使用するものであり、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。そのため、静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度について、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。

(53-4)

(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。

静的触媒式水素処理装置は，他の設備と独立して原子炉建物4階（燃料取替階）壁面近傍等に機器単独で設置することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，静的触媒式水素処理装置は，水素ガスが存在しないと再結合反応を起こすことはなく，プラント運転中に他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。炉心の著しい損傷が発生し，原子炉建物4階（燃料取替階）に水素ガスが漏えいした場合は，静的触媒式水素処理装置が再結合反応により温度上昇するが，重大事故等時に使用する設備の機能に影響を与えるような温度範囲の位置に配置しないことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(53-3, 53-4)

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は，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，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は，静的触媒式水素処理装置内への水素ガス流入流路を妨げない配置及び寸法とすることで，静的触媒式水素処理装置の水素処理性能に悪影響を及ぼさない設計とする。

(53-3, 53-4, 別添資料-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。

静的触媒式水素処理装置は，触媒反応によって受動的に水素を処理する設備とし，現場における作業は発生しない。

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、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作業は発生しない。

### 3.10.2.1.3.2 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。

静的触媒式水素処理装置は、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器から原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建物の水素爆発を防止するために、原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に制御するために必要な水素処理容量を有する設計とする。また、静的触媒式水素処理装置は、原子炉棟内の水素ガスの効率的な除去を考慮して、原子炉建物4階（燃料取替階）内に分散させ、適切な位置に配置する。

静的触媒式水素処理装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内に存在するガス状水素による性能低下を考慮し、必要な水素処理容量に裕度をもたせた容量を有する個数を配備する。個数の設定に当たって用いる水素ガス発生量は、有効燃料部の被覆管全て（AFC100%）に相当する水素ガス発生量とし、1,000kgとする。これらの水素ガスが原子炉格納容器から原子炉棟に漏えいする原子炉格納容器漏えい率は、原子炉格納容器圧力853kPa[gage]（設計圧力の2倍）における原子炉格納容器漏えい率である約1.3%/日に余裕を考慮し10%/日とする。これらを踏まえて、静的触媒式水素処理装置の個数は、反応阻害物質ファクタ0.5を考慮し、上記で示す水素ガス漏えい量において原子炉建物4階（燃料取替階）を可燃限界未満に処理することができる個数「17個以上」とし、この個数に余裕を見込み18個とする。

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度範囲を測定できる設計とし、位置的分散を考慮して、原子炉建物4階（燃料取替階）壁面近傍等に分散配置した静的触媒式水素処理装置のうち2個にそれぞれ設置する設計とする。

(53-6)

(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。

静的触媒式水素処理装置，静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は，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。

静的触媒式水素処理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。

静的触媒式水素再処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は，同一目的の水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するための監視設備である原子炉建物水素濃度と異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とし，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，検出器の設置場所について位置的分散を図る設計とする。また，静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度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できる設計とする。

(53-2, 53-3, 53-4)

### 3.10.2.2 原子炉建物水素濃度

#### 3.10.2.2.1 主要設備

原子炉建物水素濃度は重大事故等が発生し、ジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素ガスが原子炉格納容器から原子炉棟へ漏えいした場合に、原子炉棟において、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定を行い、中央制御室において連続監視できる設計とする。また、原子炉建物水素濃度は代替電源設備から給電が可能な設計とする。

原子炉建物水素濃度に関する系統概要図を図3.10-3に、重大事故等対処設備一覧を表3.10-6に示す。

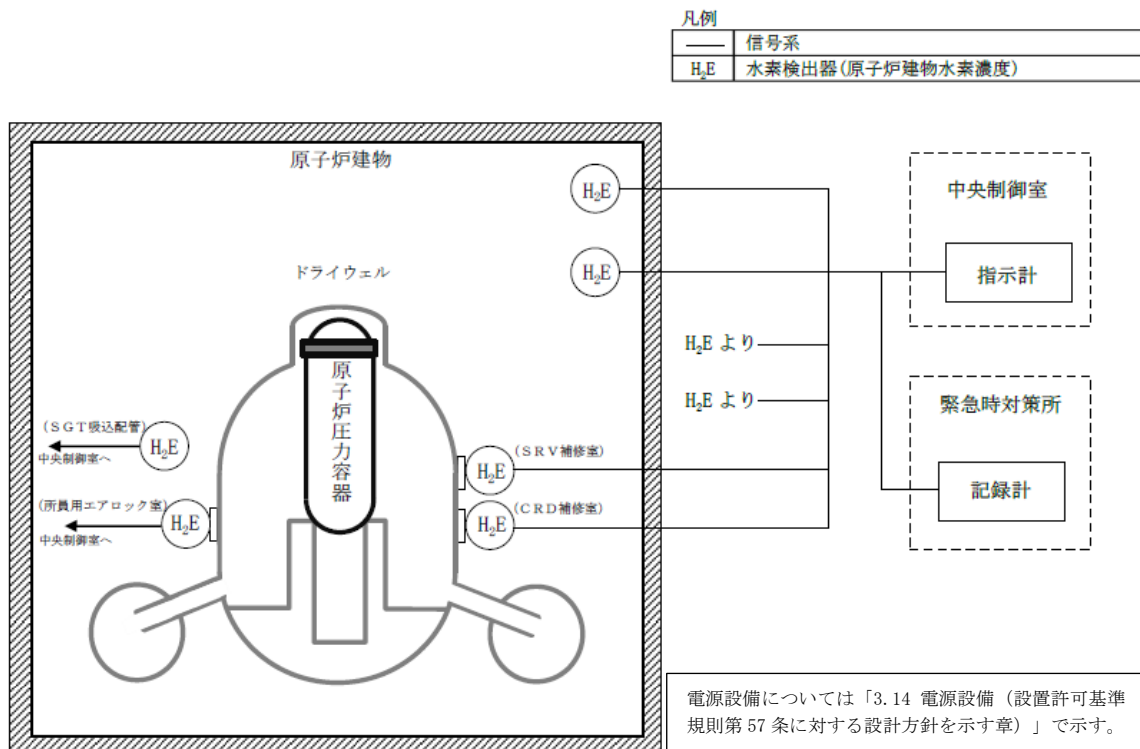


図 3.10-3 原子炉建物水素濃度の系統概要図

表3.10-6 原子炉建物水素濃度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	原子炉建物水素濃度【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備※ <sup>1</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】 タンクローリ【可搬型】
計装設備	—

※1：単線結線図を補足説明資料 53-2 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。



### 3.10.2.2.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を表3.10-7に示す。

表 3.10-7 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
原子炉建物 水素濃度	触媒式水素検出器	0~10vol%	1	原子炉建物 4 階
	熱伝導式水素検出器	0~20vol%	5	原子炉建物 4 階：1 個 原子炉建物 2 階：2 個 原子炉建物 1 階：2 個

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。

### 3.10.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.10.2.2.3.1 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。

原子炉建物水素濃度は，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，原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表3.10-8に示す設計とする。

(53-3)

表3.10-8 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	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。

原子炉建物水素濃度は、想定される重大事故等時において中央制御室にて監視可能な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。

(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。

原子炉建物水素濃度は、表3.10-9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。

(53-3, 53-4)

表3.10-9 原子炉建物水素濃度の試験及び検査性

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正

(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。

原子炉建物水素濃度は、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。

(53-4)

(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。

原子炉建物水素濃度は、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。

(53-3, 53-4)

(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。

原子炉建物水素濃度は、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。

3.10.2.2.3.2 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。

原子炉建物水素濃度は、炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素ガスが原子炉棟に漏えいした場合に、静的触媒式水素処理装置による水素

濃度低減（可燃限界である4 vol%未満）をトレンドとして連続的に監視できることが主な役割であることから、触媒式では0～10vol%，熱伝導式では0～20vol%を測定できる設計とする。なお、原子炉建物水素濃度は、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建物4階（燃料取替階）の壁面及び天井付近、並びに原子炉建物2階の非常用ガス処理系吸込配管近傍に分散させた適切な位置に配置し、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある原子炉建物4階（燃料取替階）以外のエリアにも設置し、水素ガスの早期検知及び滞留状況を把握する事が可能な設計とする。

(53-6)

(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。

原子炉建物水素濃度は、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。

原子炉建物水素濃度は、原子炉棟内に設置されており、環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災に対して，可能な限り頑健性をもたせた設計とする。

原子炉建物水素濃度は、同一目的の水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するための監視設備である静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度と異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とし、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、検出器の設置場所について位置的分散を図る設計とする。また、原子炉建物水素濃度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できる設計とする。

(53-2, 53-3, 53-4)

### 3.10.3 その他設備

#### 3.10.3.1 原子炉ウェル代替注水系

##### 3.10.3.1.1 設備概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ドライウェル主フランジを冷却することで原子炉格納容器外への水素ガス漏えいを抑制し、原子炉建物の水素爆発を防止するため、原子炉ウェル代替注水系を設ける。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。

原子炉ウェル代替注水系は、原子炉ウェルに水を注水し、ドライウェル主フランジシール材を原子炉格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。原子炉ウェル代替注水系は、大量送水車、接続口等で構成しており、重大事故等時において、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の水又は海水を原子炉ウェルに注水しドライウェル主フランジを冷却することで、ドライウェル主フランジからの水素ガス漏えいを抑制する設計とする。

したがって、事故時に速やかにドライウェル主フランジシール材を冠水させるように原子炉ウェルに水を張ることが必要であり、その際の必要注水量は冠水分と余裕分も見込み約30m<sup>3</sup>以上とする。これを注水開始から約2時間で達成できることを設計方針としており、原子炉ウェル代替注水系の系統流量は15m<sup>3</sup>/h以上とする。これを達成するために、原子炉ウェル代替注水系のポンプは大量送水車を採用する。また、大量送水車を接続する接続口は、位置的に分散して複数箇所に設置する。

##### 3.10.3.1.2 他設備への悪影響について

原子炉ウェル代替注水系を使用することで、原子炉ウェルに水が注水される。この際、悪影響として懸念されるのは、以下のとおりである。

- ・原子炉格納容器温度が200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水することから、ドライウェル主フランジを急冷することによる鋼材部の熱収縮による応力発生に伴う原子炉格納容器閉じ込め機能への影響
- ・ドライウェル主フランジを冷却することにより、ドライウェル主フランジからの水素ガス漏えいを防ぐことから、静的触媒式水素処理装置が設置されている原子炉建物4階（燃料取替階）に、原子炉格納容器内の水素ガスが直接漏えいしない傾向になることによる、原子炉建物水素爆発防止機能への影響
- ・ドライウェル主フランジを冷却することにより、原子炉ウェルに溜まった水が蒸発することから、原子炉棟に水蒸気が発生することによる、原子炉建物水素爆発防止機能への影響
- ・原子炉ウェルに注水しドライウェル主フランジを冷却するため、原子炉格納容器を除熱することによる原子炉格納容器負圧破損への影響
- ・原子炉ウェル代替注水系の使用による発電所内の運用リソースへの影響

このうち、ドライウェル主フランジ急冷による原子炉格納容器閉じ込め機能への影響については、ドライウェル主フランジ締付ボルト冷却時の発生応力を評価した結果、ボルトが急冷された場合でも応力値は降伏応力を下回っていることからボルトが破損することはない。

また、ドライウェル主フランジからの水素ガス漏えいを防ぐことによる、原子炉建物水素爆発防止機能への影響については、水素ガスの漏えい箇所を原子炉建物下層階（地上2階，1階，地下1階，地下2階）のみとして原子炉棟内の水素ガス挙動を評価し、可燃限界に至ることはないことが確認できているため、原子炉建物水素爆発防止機能に悪影響を与えない。

原子炉ウェルに溜まった水が蒸発することによる原子炉建物水素爆発防止機能への影響については、原子炉建物4階（燃料取替階）に水蒸気が追加で流入した場合の原子炉棟内の水素ガス挙動を評価し、可燃限界に至ることはないことが確認できているため、原子炉建物水素爆発防止機能に悪影響を与えない。

原子炉格納容器の負圧破損に対する影響については、原子炉ウェルに注水しドライウェル主フランジを冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さいため、原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。

運用リソースに関する影響については、必要な人員を想定した手順を準備しており、手順に基づいた対応を行うため、悪影響はない。また、淡水、電源又は燃料を必要とするが、淡水の使用量は水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が保有する水量に比べて十分小さく、悪影響はない。また、電源又は燃料については、他の設備の使用に悪影響を及ぼさないよう必要な電源又は燃料を確保できる場合にのみ使用する。

(別添資料-3)



### 3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備【56条】

#### 【設置許可基準規則】

(重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備)

第五十六条 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給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) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。
- b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。
- c) 海を水源として利用できること。
- d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。
- e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。
- f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。(PWR)

### 3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

#### 3.13.1 設置許可基準規則第56条への適合方針

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

#### (1) 重大事故等の収束に必要な水源の確保（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以外の水源の設備として、低圧原子炉代替注水槽、サプレッション・チェンバ及びほう酸水貯蔵タンクを設置することで、重大事故等の収束に必要な水を供給できる設計とする。また、これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に、複数の代替淡水源として輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を設置する。

更に、非常用取水設備（取水口、取水管、取水槽）から大量送水車及び大型送水ポンプ車を用いて海水を取水することで、海を水源として利用できる設計とする。

#### (2) 水の移送設備の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 a）, c）, d）, e））

重大事故等の収束に必要な水源である低圧原子炉代替注水槽、サプレッション・チェンバ及び複数の代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））並びに海について、大量送水車、大型送水ポンプ車及びホース等を用いることにより移送手段及び移送ルートを確認し、いずれの水源からでも水を供給することができる設計とする。低圧原子炉代替注水槽への水の供給については、低圧原子炉代替注水槽の接続口から供給できる設計とする。

なお、重大事故等の収束に必要な水を供給するための自主対策設備として、以下を整備する。

#### (3) 淡水タンク（純水タンク、1号ろ過水タンク、2号ろ過水タンク、非常用ろ過水タンク）並びに輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）を利用した水の供給設備の整備

低圧原子炉代替注水槽及び復水貯蔵タンクを水源とした各種注水時において、純水タンク、1号ろ過水タンク、2号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タ

ンクが健全な場合には、純水タンク、1号ろ過水タンク、2号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンクから大量送水車及びホース等を使用して低圧原子炉代替注水槽及び復水貯蔵タンクへ水を供給できる設計とする。

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした各種注水時において、輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）が健全な場合には、輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ大量送水車及びホース等を使用して水を供給できる設計とする。

#### (4) 複数の海水取水手段の整備

水源として海を利用する場合、取水場所を非常用取水設備（取水口、取水管、取水槽）からだけでなく荷揚場、2号炉放水槽、1号炉取水槽及び3号炉取水管点検立杭から、また、取水設備を大型送水ポンプ車だけでなく大量送水車を用いることで、多様性を持った設計とする。

### 3.13.2 重大事故等対処設備

#### 3.13.2.1 重大事故等の収束に必要な水源

##### 3.13.2.1.1 設備概要

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保する。

重大事故等の収束に必要な水源として，低圧原子炉代替注水槽，サブプレッション・チェンバ及びほう酸水貯蔵タンクを設置する。また，これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に，代替淡水源として輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を設置する。

低圧原子炉代替注水槽は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（常設），格納容器代替スプレイ系（常設）及びペDESTAL代替注水系（常設）の水源として使用する。

サブプレッション・チェンバは，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故等対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧原子炉代替注水系及び残留熱代替除去系並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）の水源として使用する。

ほう酸水貯蔵タンクは，原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段であるほう酸水注入系の水源として使用する。

代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は，低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための水源であるとともに，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（可搬型），格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）の水源として，また，燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プールスプレイ系の水源として使用する。

更に，上記以外の水源として海がある。

海は，淡水が枯渇した場合に，低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための水源であるとともに，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（可搬型），格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）の水源として，また，燃料プールの冷却又は注水に使用する設計

基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プールスプレイ系の水源として利用する。また、原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車及び原子炉建物放水設備である大型送水ポンプ車の水源として利用する。

上記に示す各系統の詳細は、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）、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）、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）、3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）、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）、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）、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（設置許可基準規則第51条に対する設計方針を示す章）、3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（設置許可基準規則第54条に対する設計方針を示す章）及び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）に記載する。

これら重大事故等の収束に必要なとなる水源に関する重大事故等対処設備等を表3.13-1に示す。また、重大事故等の収束に必要なとなる水源に係る系統概要図を図3.13-1～19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。
- 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。

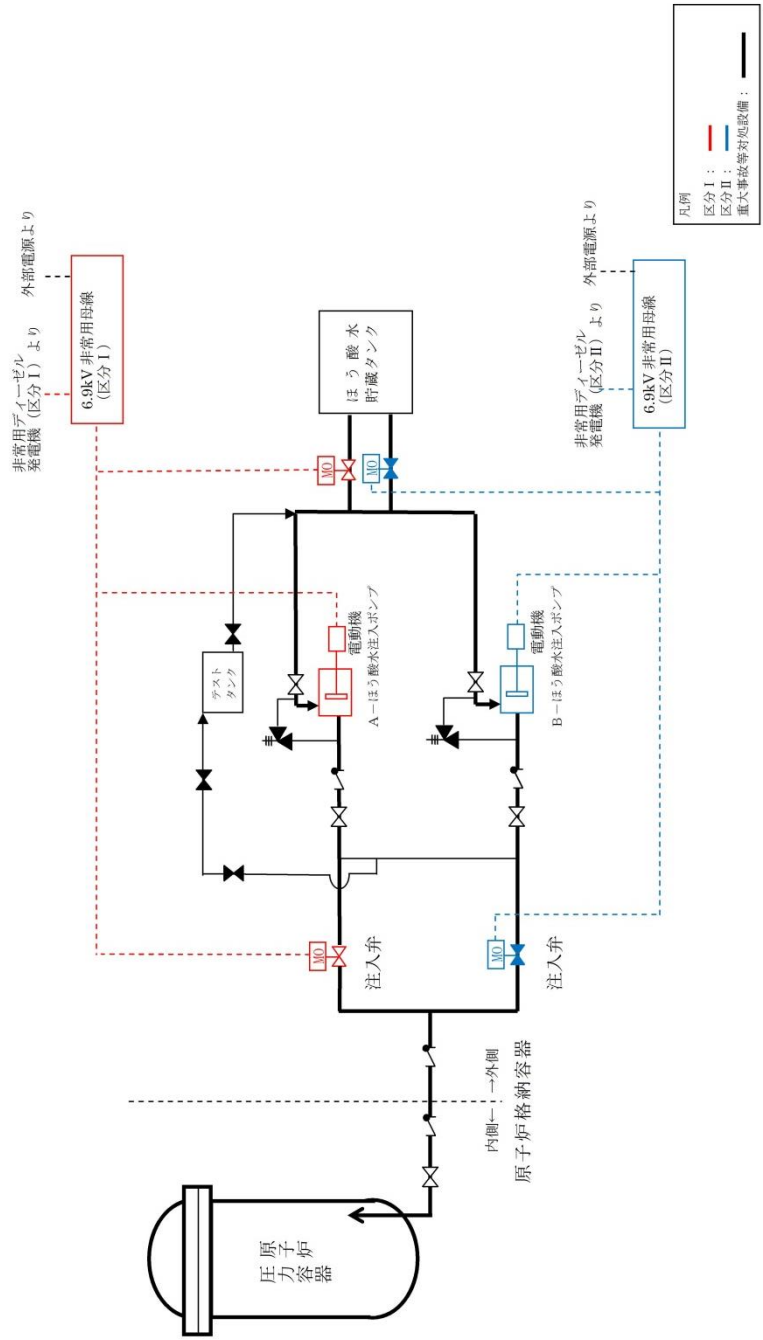


図 3.13-1 ほう酸水注入系 系統概要図

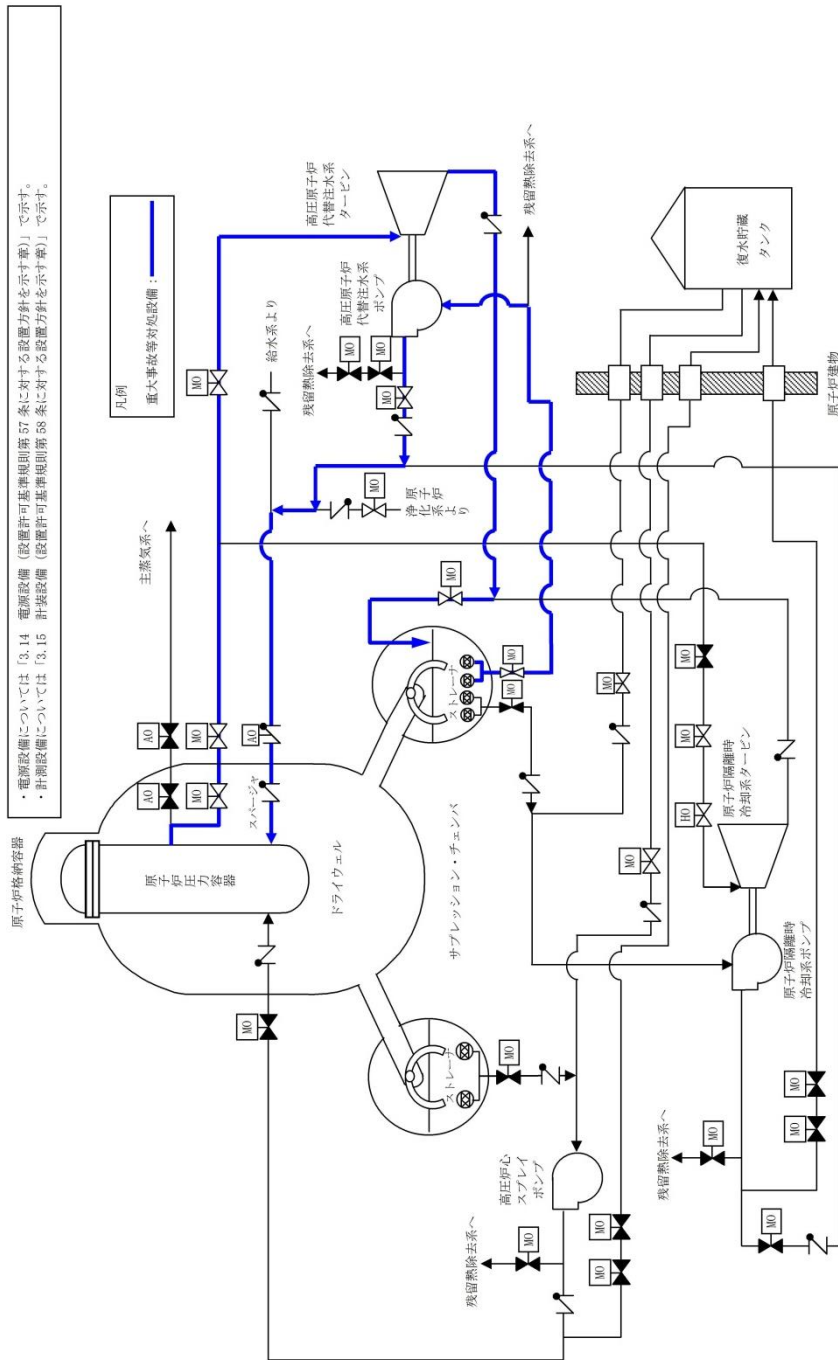


図 3.13-2 高圧原子炉代替注水系 系統概要図





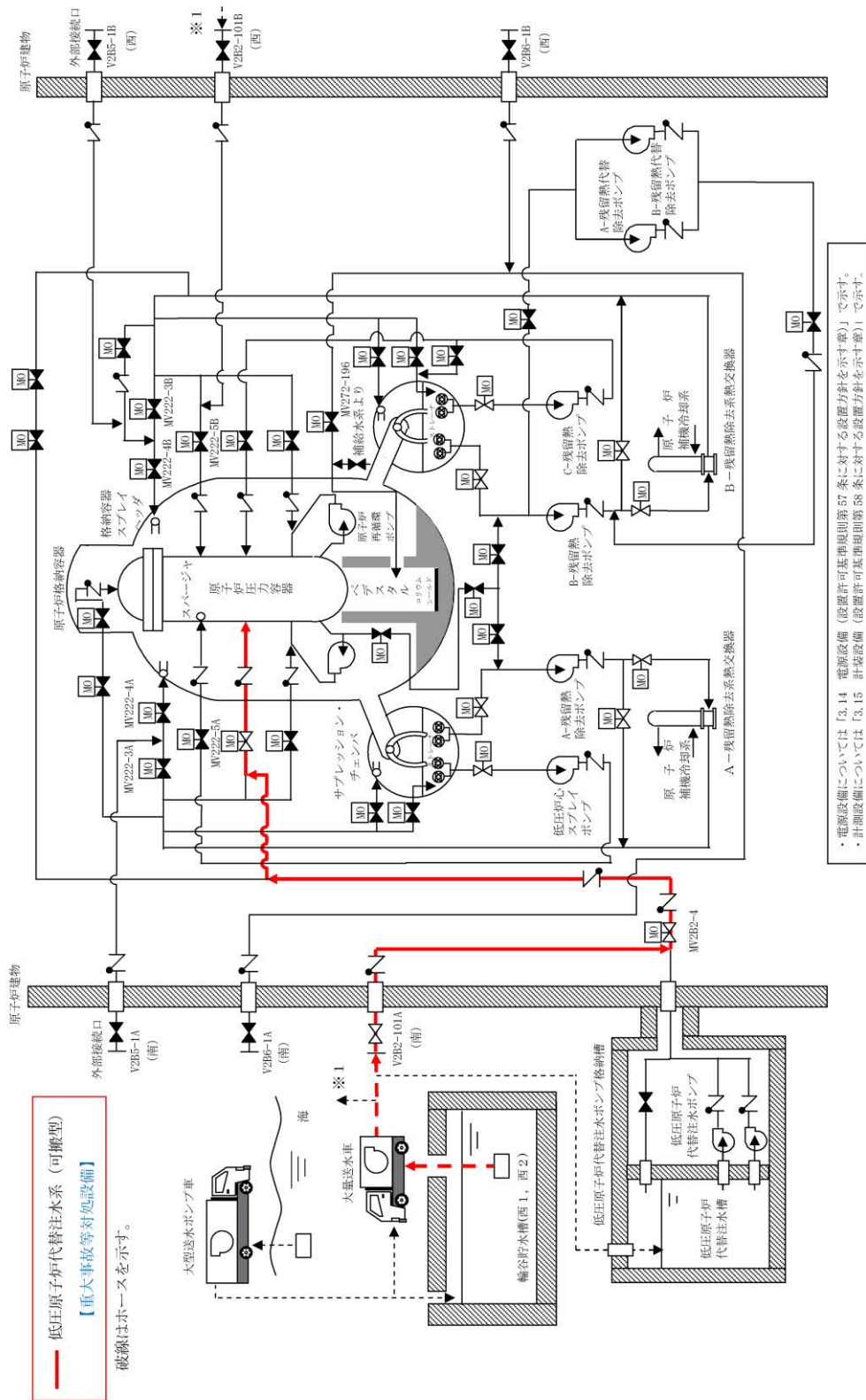
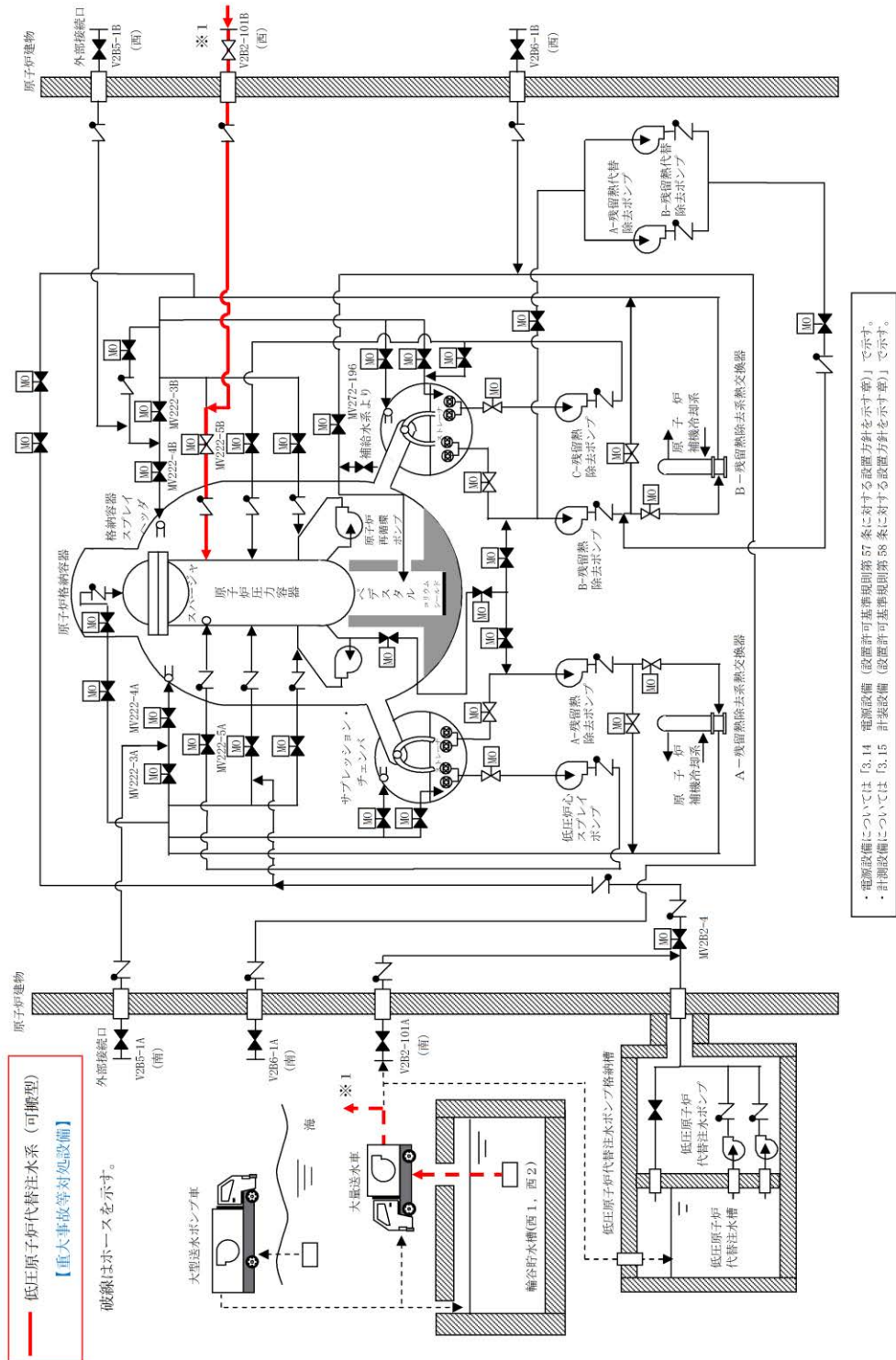
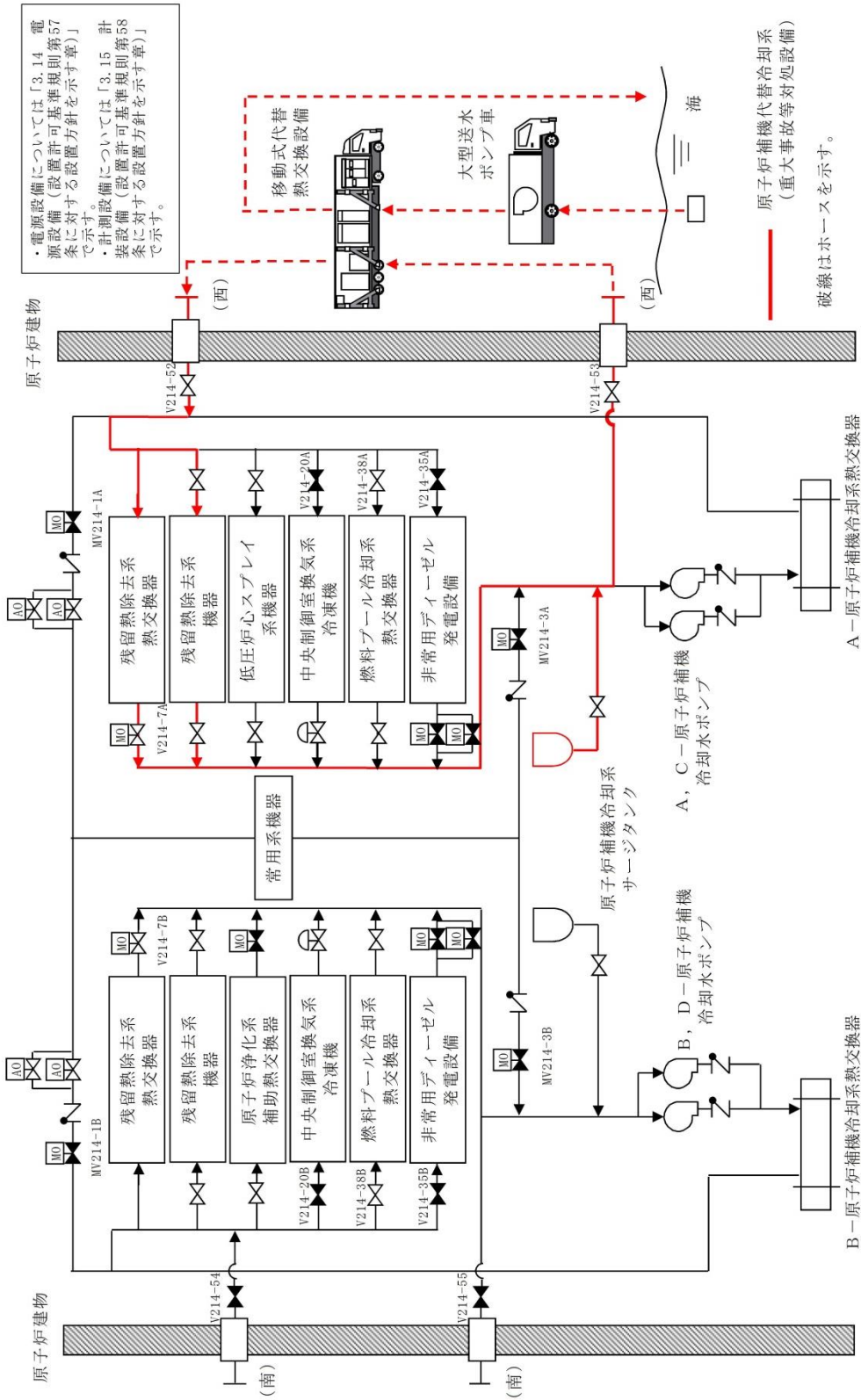


図 3.13-4 A-低圧原子炉代替注水系（可搬型） 系統概要図



・ 電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規程第57条に対する設置方針を示す部）」で示す。  
 ・ 計測設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規程第58条に対する設置方針を示す部）」で示す。

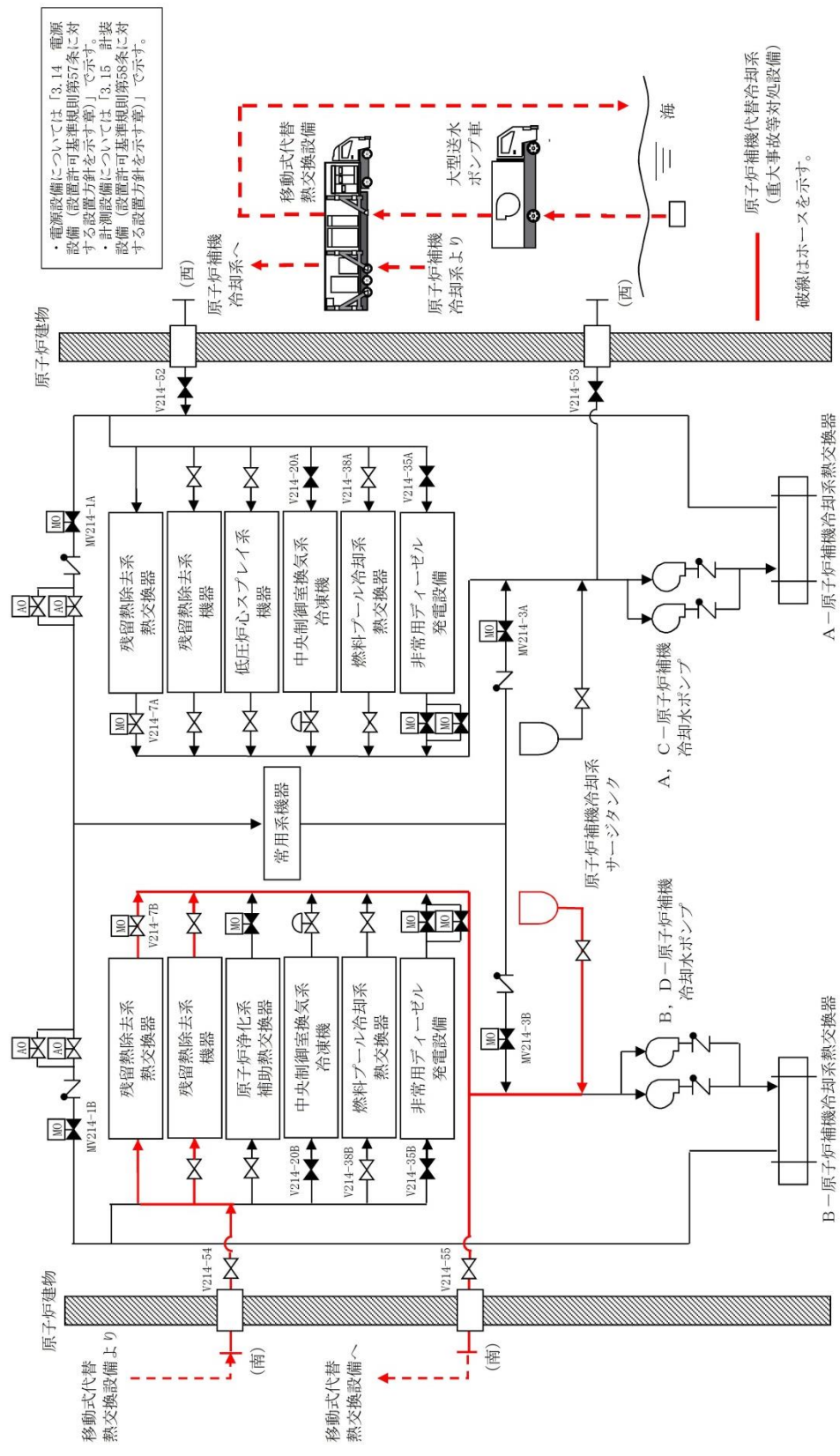
図 3.13-5 B-1 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 系統概要図



・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。

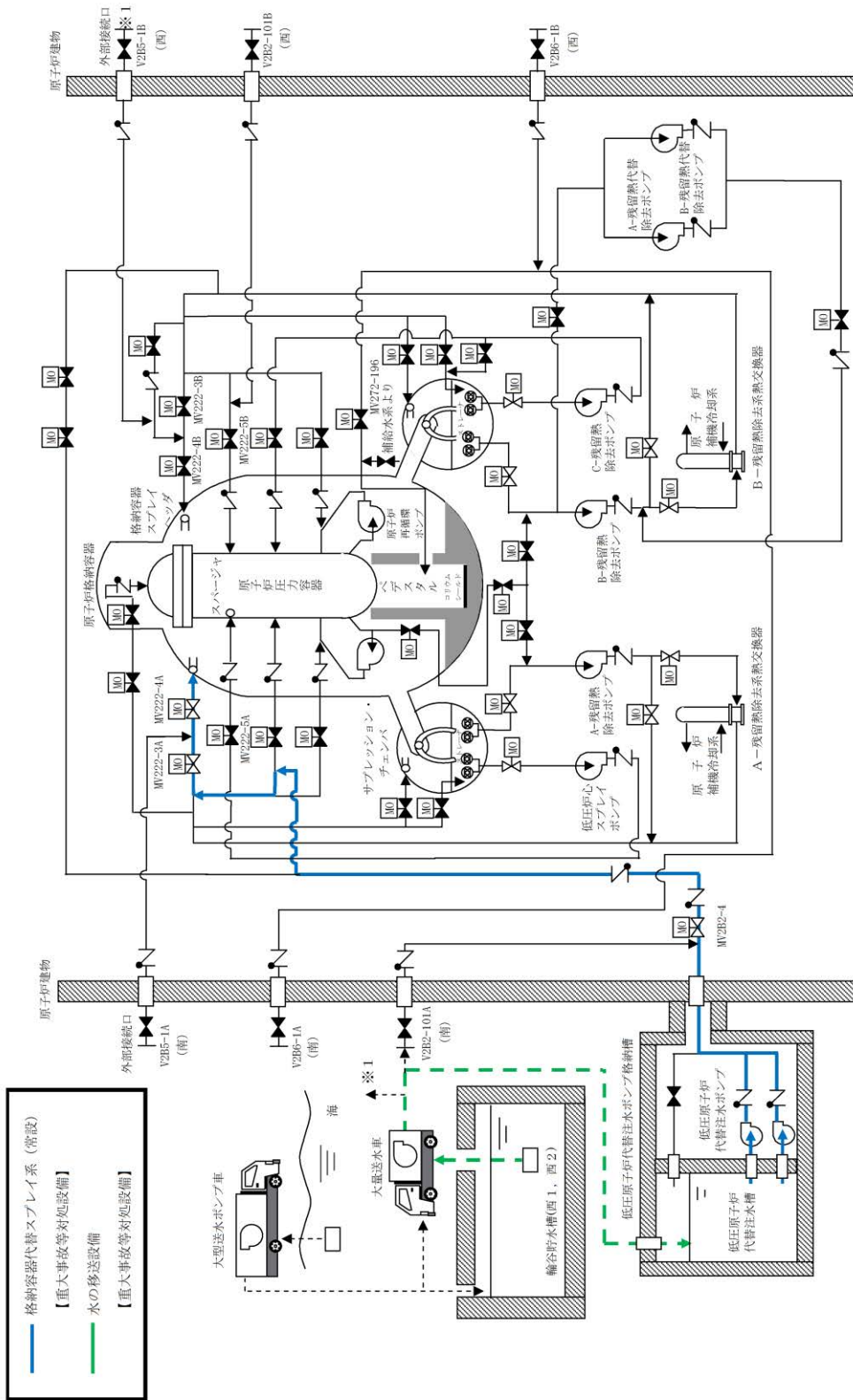
・計測設備については「3.15 計装設備 (設置許可基準規則第58条に対する設置方針を示す章)」で示す。

図 3.13-6 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (A系の例)



・電源設備については「3.14 電源設備 (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 (設置方針を示す章)」で示す。

図 3.13-7 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (B系の例)



格納容器代替スプレイ系 (常設)  
 【重大事故等対処設備】  
 水の移送設備  
 【重大事故等対処設備】

・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 3.13-8 格納容器代替スプレイ系 (常設) 系統概要図



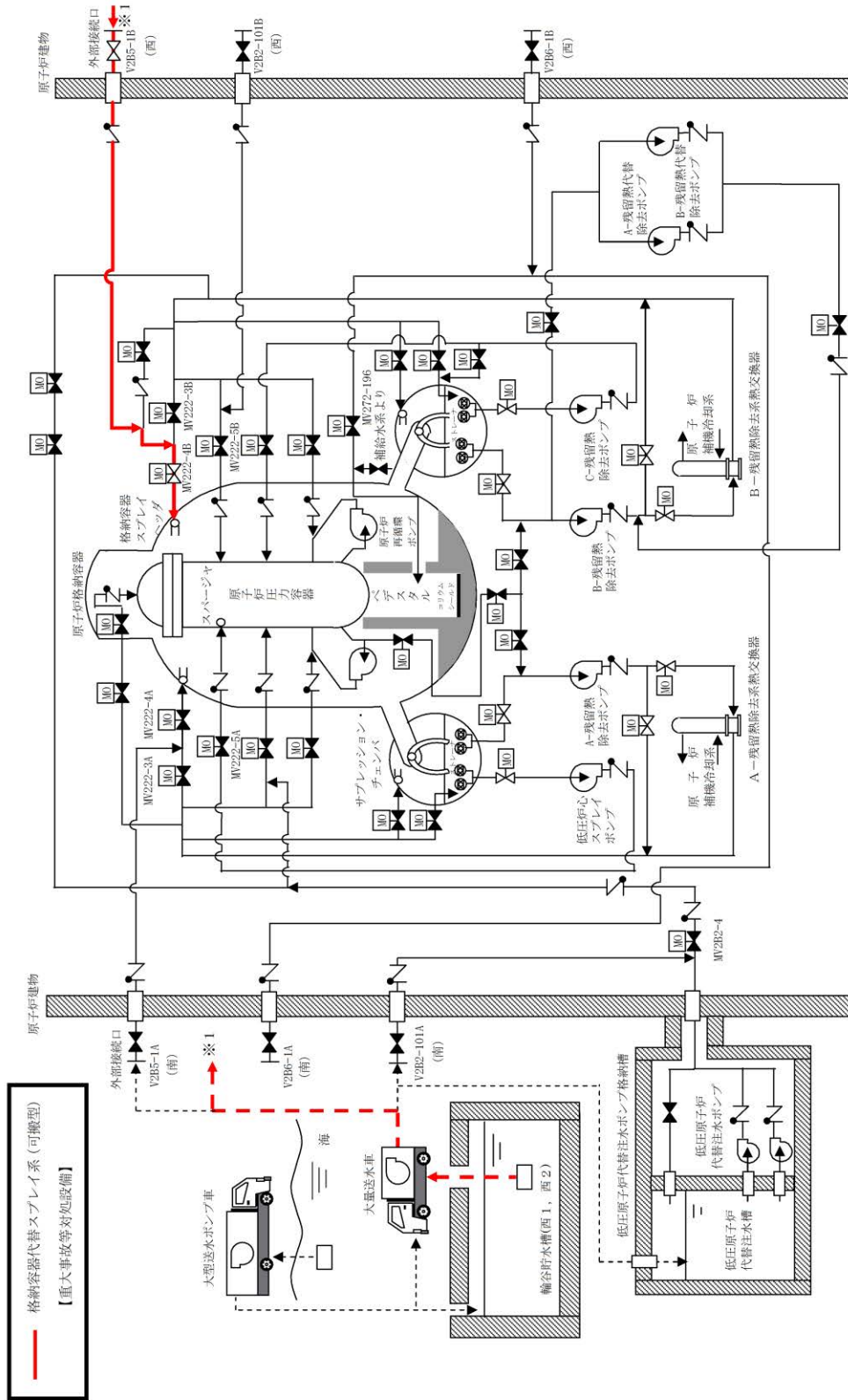


図 3.13-10 格納容器代替スプレイ系（可搬型）B系 系統概要図

・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。

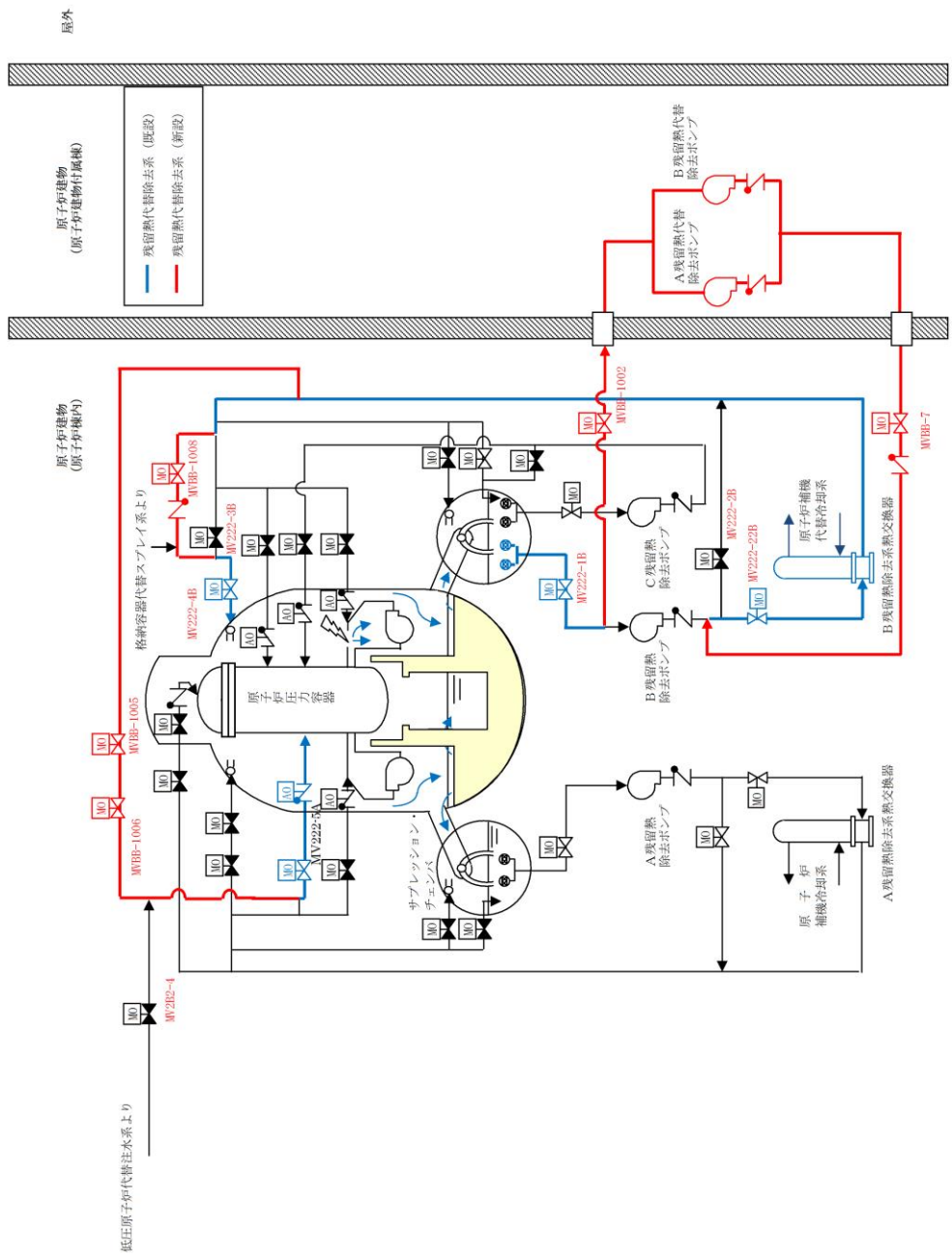
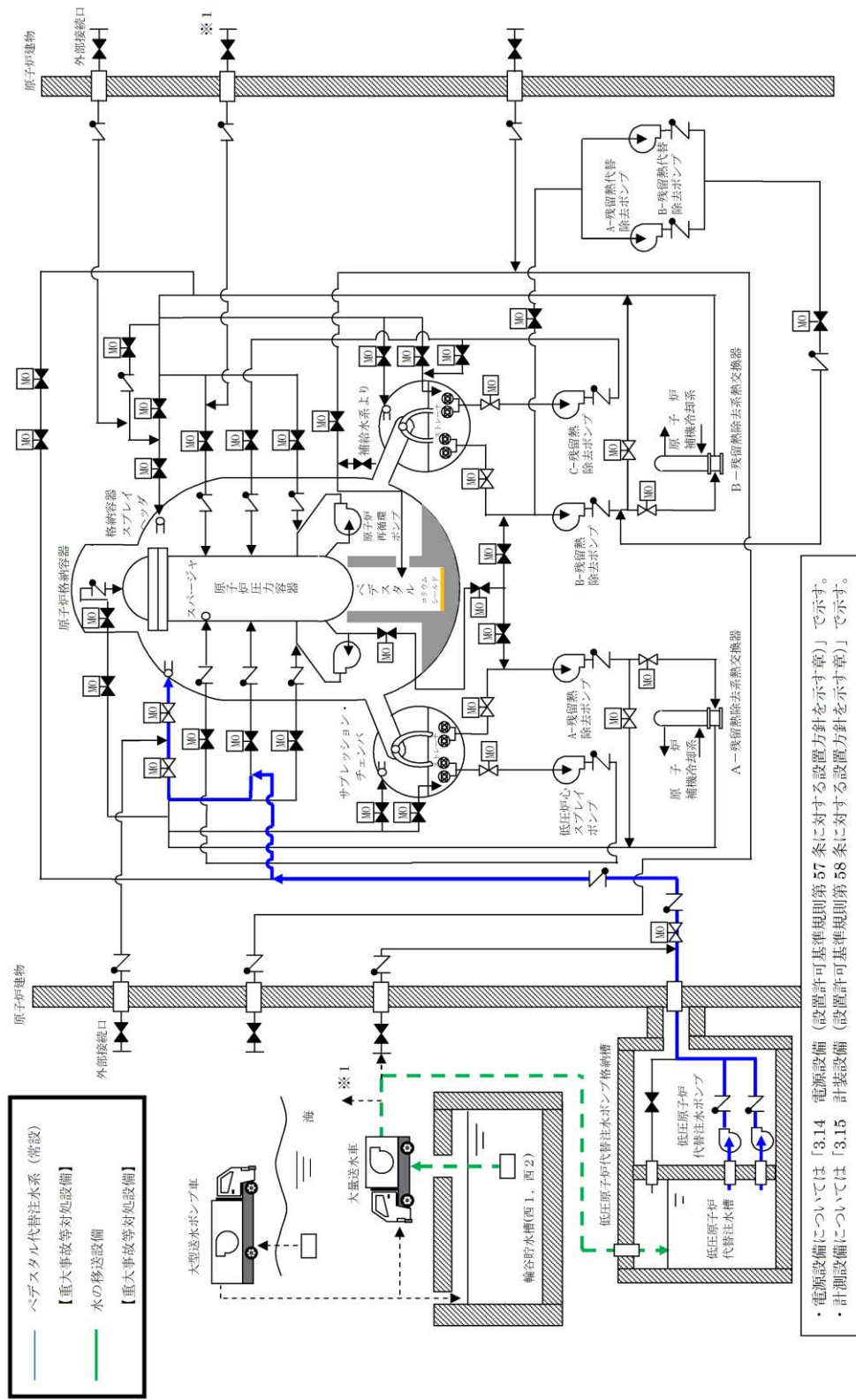


図 3.13-11 残留熱代替除去系 系統概要図





・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 3.13-12 ペデスタル代替注水系（常設） 系統概要図

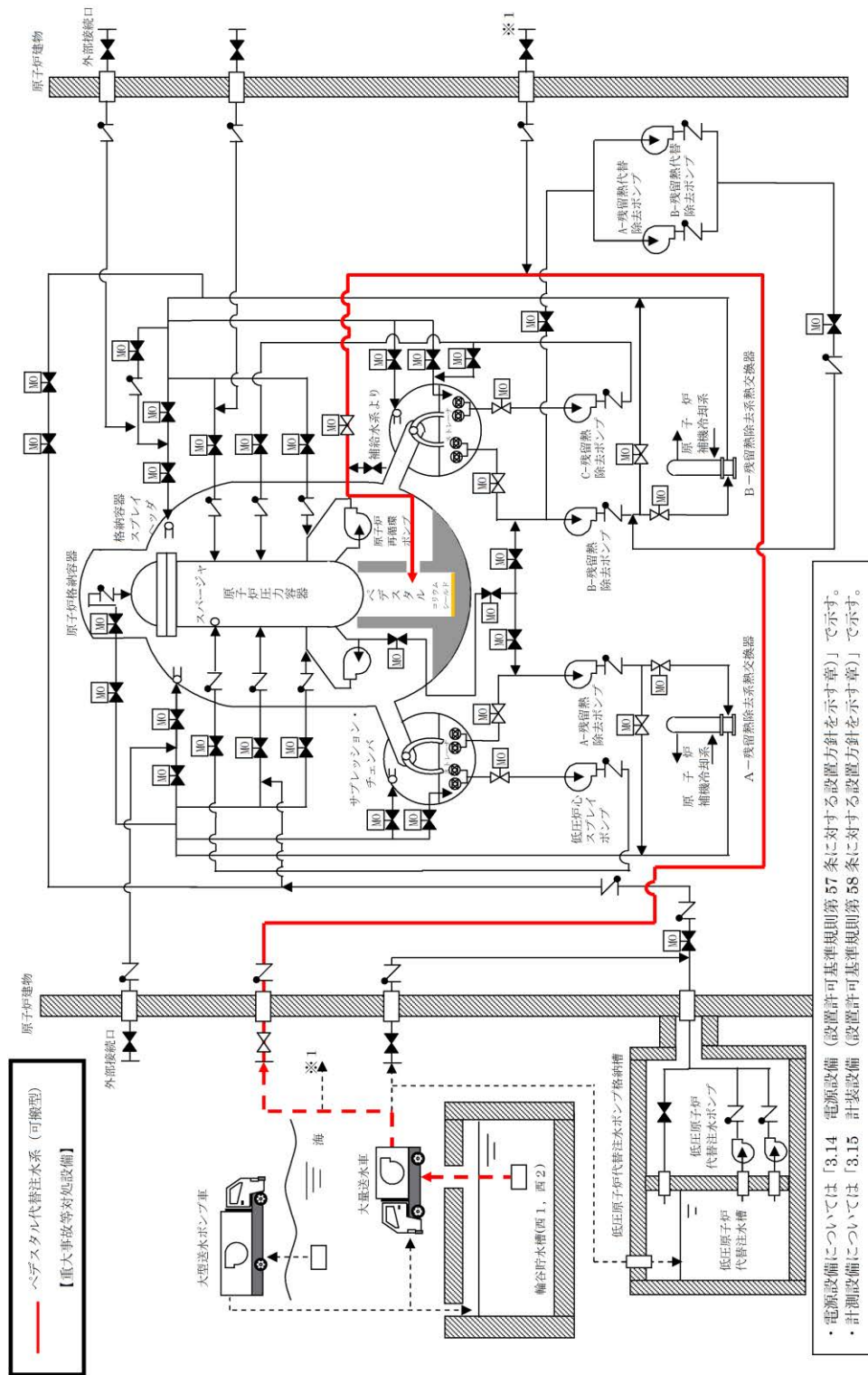


図 3.13-13 ペデスタル代替注水系 (可搬型) (A系) 系統概要図

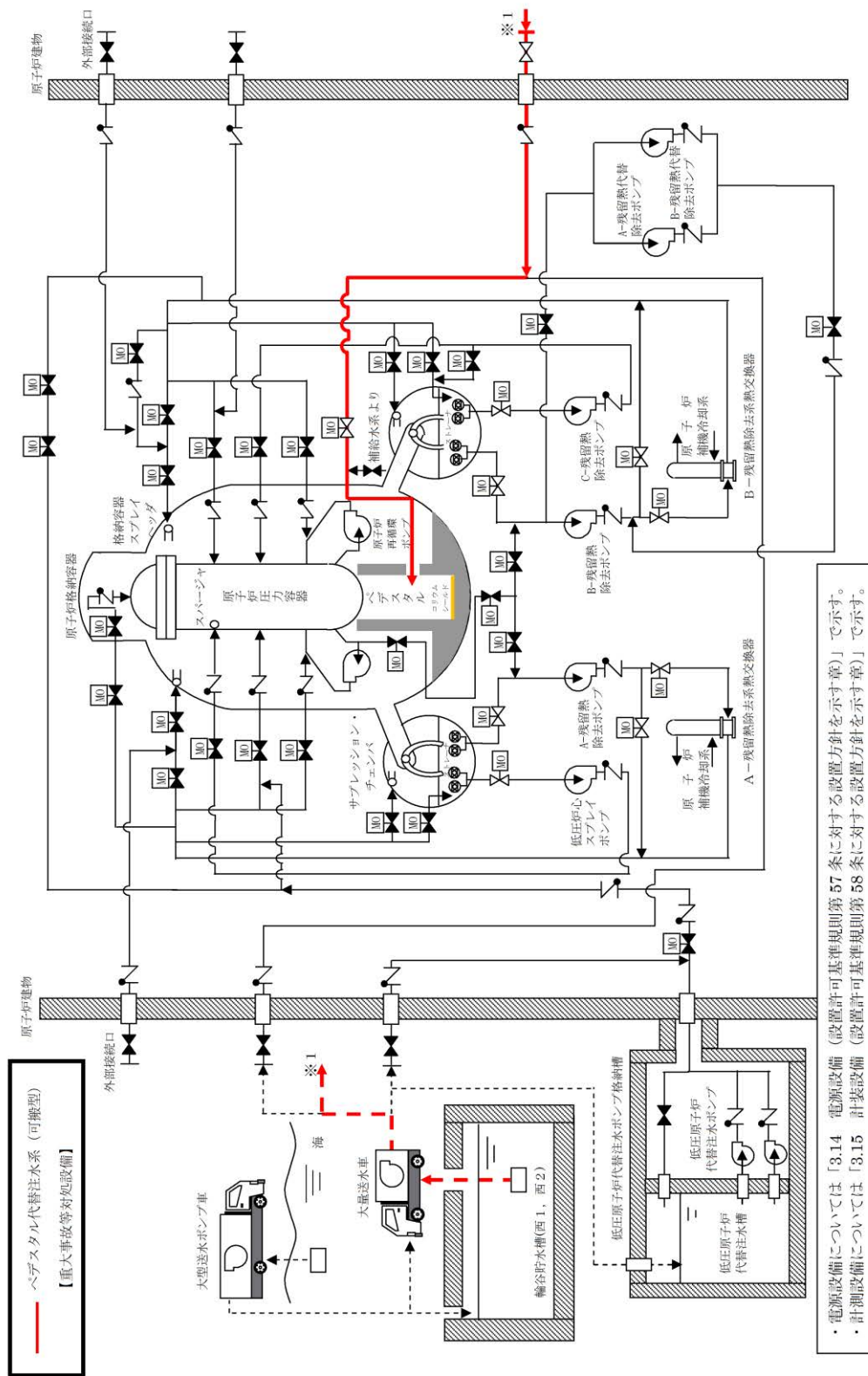


図 3.13-14 ペデスタル代替注水系（可搬型）（B系） 系統概要図

・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。

・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。

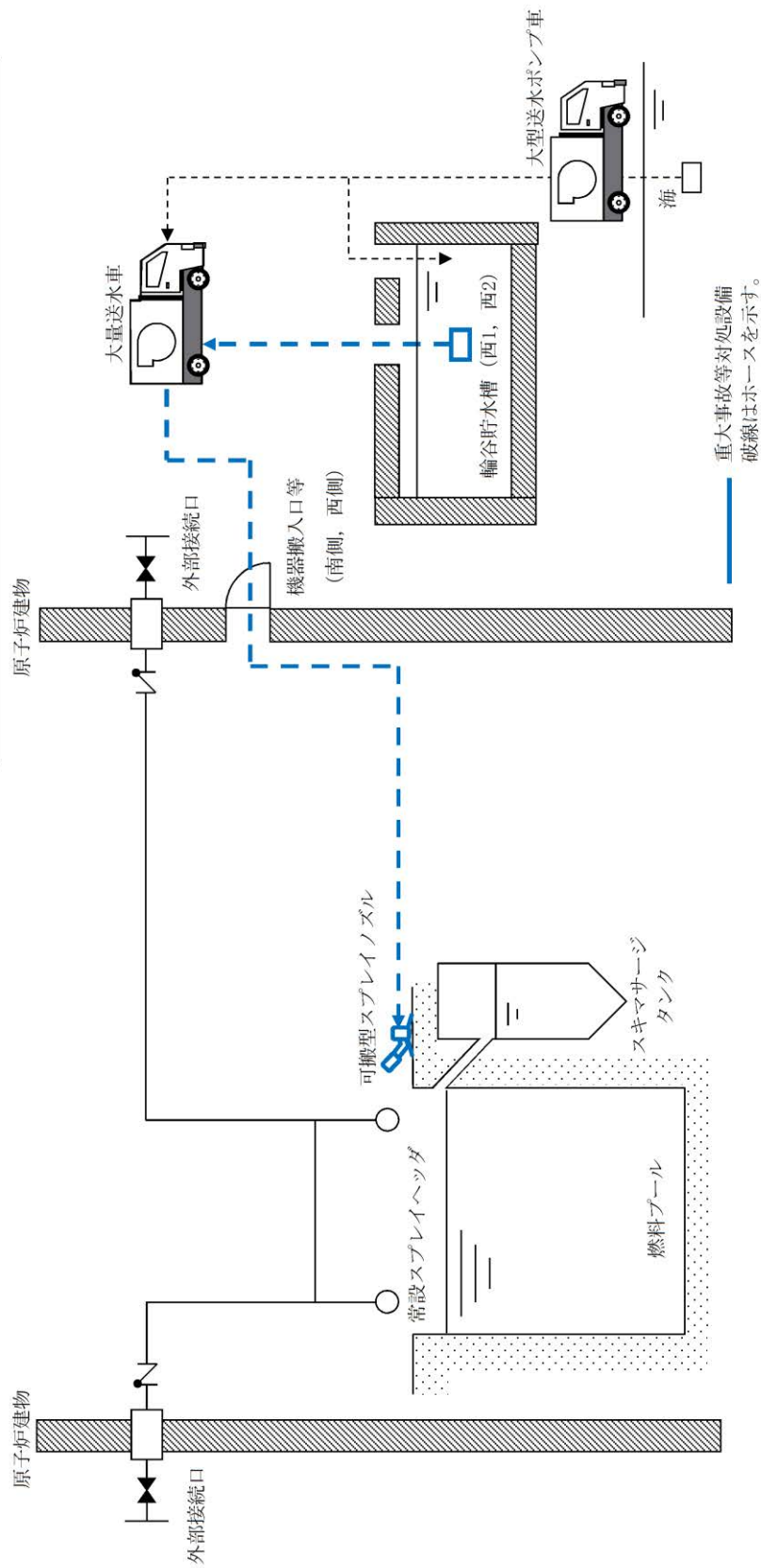


図 3.13-15 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレインノズル） 燃料プールへ注水  
及びスプレイする場合 系統概要図

・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不示す）」で示す。

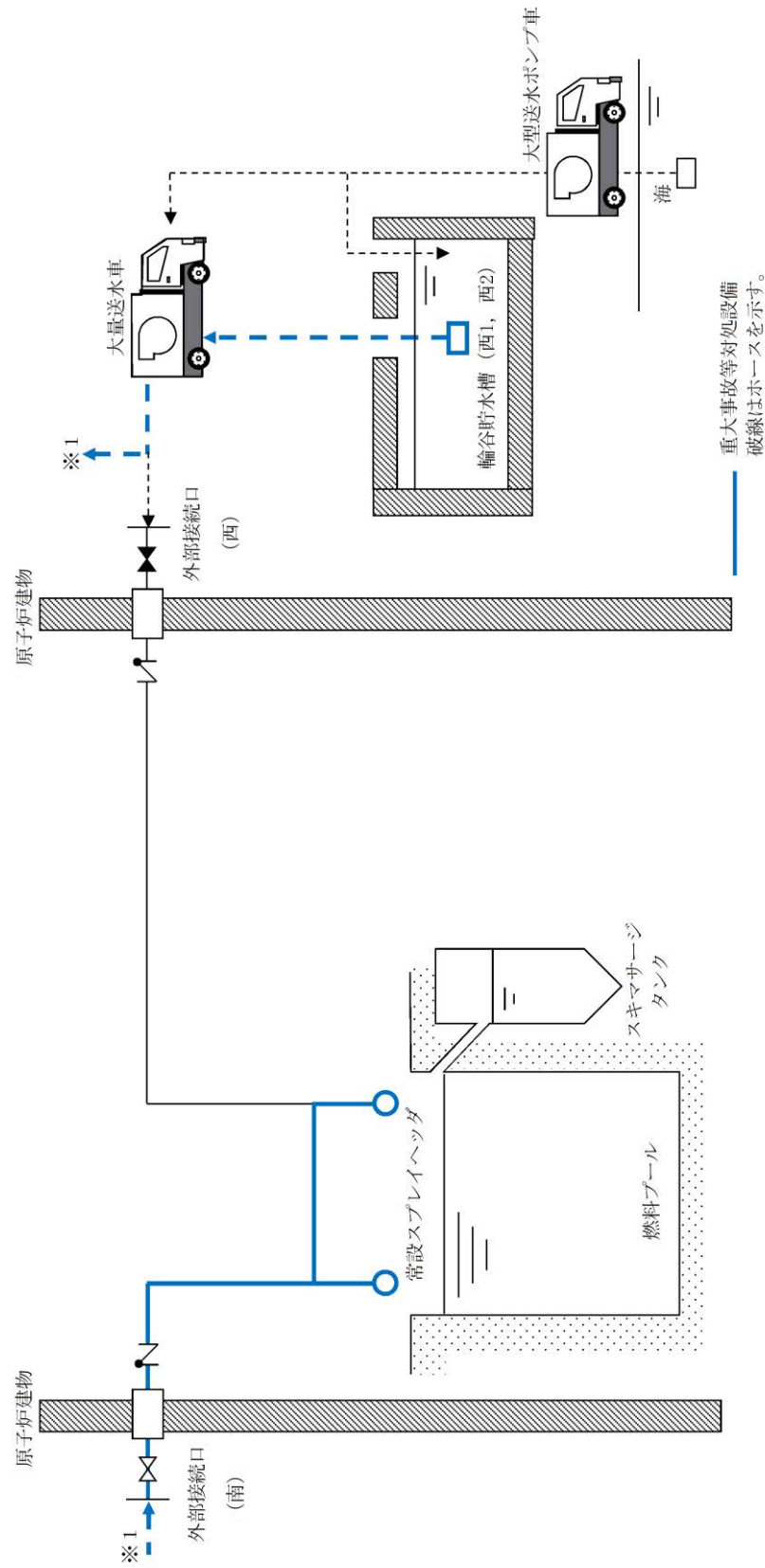


図 3.13-16 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド） 燃料プールへ注水  
及びスプレイする場合 系統概要図（A系）

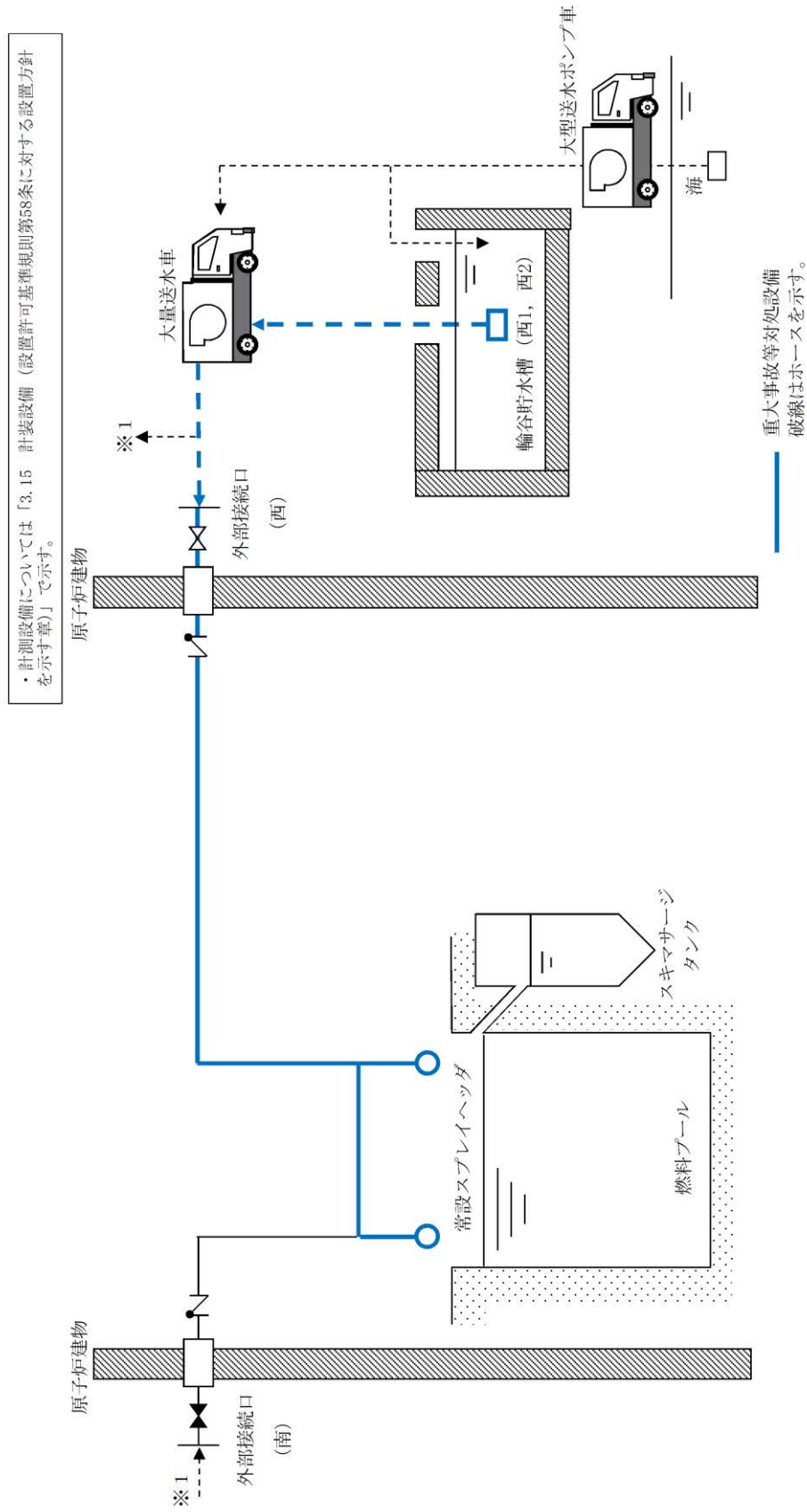


図 3.13-17 燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 燃料プールへ注水  
及びスプレイする場合 系統概要図 (B系)

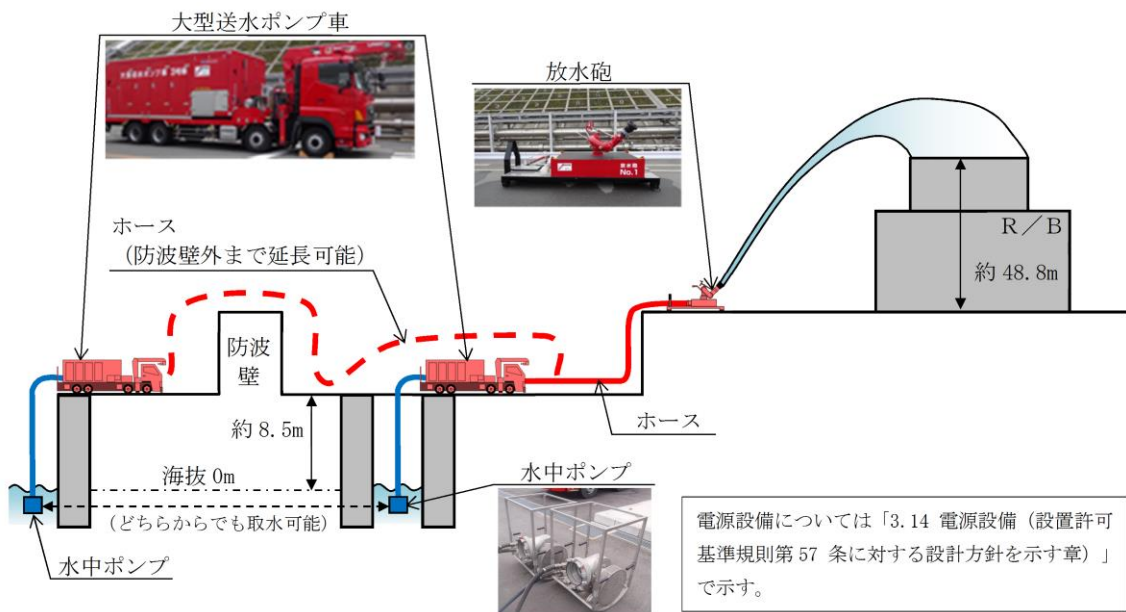


図 3.13-18 大気への放射性物質の拡散抑制 系統概要図

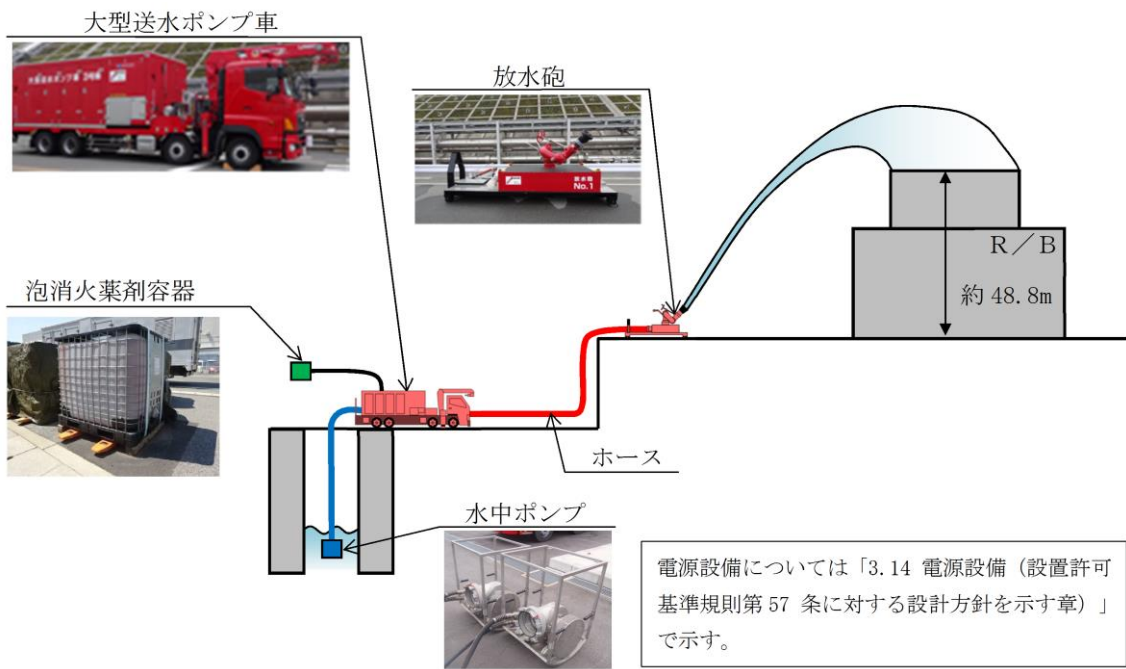


図 3.13-19 航空機燃料火災への泡消火 系統概要図

表 3. 13-1 重大事故等の収束に必要なとなる水源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	主要水源 低圧原子炉代替注水槽【常設】 サプレッション・チェンバ【常設】 ほう酸水貯蔵タンク【常設】 代替淡水源 輪谷貯水槽（西1）【常設】 輪谷貯水槽（西2）【常設】 代替水源 海
附属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備	—
計装設備※1	低圧原子炉代替注水槽水位【常設】 サプレッション・プール水位（SA）【常設】

※1：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。



### 3.13.2.1.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

#### (1) 低圧原子炉代替注水槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・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

個数 : 1  
容量 : 約 1,300 m<sup>3</sup>  
種類 : 貯蔵槽  
取付箇所 : 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内

#### (2) サプレッション・チェンバ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

個数 : 1  
容量 : 2,800 m<sup>3</sup>  
取付箇所 : 原子炉建物地下2階

なお、ほう酸水貯蔵タンクについては「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）」、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。

### 3.13.2.1.3 代替淡水源の仕様

代替淡水源の仕様を以下に示す。

#### (1) 輪谷貯水槽（西1）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

個数 : 1  
容量 : 約 5,000m<sup>3</sup>  
取付箇所 : 屋外

(2) 輪谷貯水槽（西2）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

個数 : 1  
容量 : 約 5,000m<sup>3</sup>  
取付箇所 : 屋外

#### 3.13.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

##### 3.13.2.1.4.1 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。

低圧原子炉代替注水槽は，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し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，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表3.13-2に示す設計とする。

サブプレッション・チェンバは，原子炉棟内の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3.13-2に示す設計とする。

(56-2, 56-3)

表 3.13-2 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	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内及び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	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，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及び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。

低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（常設）及びペデスタル代替注水系（常設）の操作性については、「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）」、「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）」及び「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（設置許可基準規則第 51 条に対する設計方針を示す章）」に記載する。

サプレッション・チェンバを水源とする高圧原子炉代替注水系及び残留熱代替除去系の操作性については、「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）」及び「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）」に記載する。

(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。

低圧原子炉代替注水槽は、表3.13-3に示すように発電用原子炉の停止中に、上部に設置しているハッチを開放し水中カメラにより内部の確認が可能な設計とする。また、漏えいの有無の確認が可能な設計とする。発電用原子炉運転中でも中央制御室にて水位に異常のないことの確認を行うことが可能な設計とする。

サブプレッション・チェンバは、表3.13-4に示すように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。また、気密性能の確認として、原子炉格納容器漏えい率試験が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中には中央制御室にて24時間に1回の頻度で水位の確認により漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

(56-4)

表3.13-3 低圧原子炉代替注水槽の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	外観検査	水中カメラにより内部を確認 漏えいの有無の確認
運転中	異常監視	水位の監視により異常の有無を確認

表3.13-4 サプレッション・チェンバの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	外観検査	目視により内部を確認
	機能・性能試験	原子炉格納容器漏えい率検査により気密性能を確認
運転中	異常監視	水位の監視により漏えいのないことを確認

(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。

低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（常設）及びペDESTAL代替注水系（常設）の切り替えの容易性については、「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）」、「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）」、「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（設置許可基準規則第51条に対する設計方針を示す章）」に記載する。

サブプレッション・チェンバを水源とする高圧原子炉代替注水系及び残留熱代替除去系の切り替えの容易性については、「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）」及び「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）」に記載する。

(56-3)

(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，悪影響防止等について」に示す。

低圧原子炉代替注水槽及びサブプレッション・チェンバは，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に対して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。

低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系（常設），格納容器代替スプレイ系（常設）及びペDESTAL代替注水系（常設）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所については，「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）」，「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）」及び「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（設置許可基準規則第51条に対する設計方針を示す章）」に記載する。

サブプレッション・チェンバを水源とする高圧原子炉代替注水系及び残留熱代替除去系の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所については，「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）」及び「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）」に記載する。



### 3.13.2.1.4.2 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。

低圧原子炉代替注水槽の水量が最も少なくなる事故シーケンスは、重大事故等対策の有効性評価で想定する各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しない場合）である。これは、大破断LOCAを起因事象とし、かつ、全交流動力電源喪失事象を加えた状態として、残留熱代替除去系を使用しない想定における過圧及び過温への対策の有効性を評価する事故シーケンスである。当該事故シーケンスにおいて、淡水の使用量は7日間で約5,316m<sup>3</sup>であり、低圧原子炉代替注水槽の貯水量約740m<sup>3</sup>が枯渇するのは事象発生から約21時間後程度であり、事象発生2時間30分後に代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））又は海水を供給するまでの間、重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とする。

サプレッション・チェンバは、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としての保有水量による水頭が、高圧原子炉代替注水系で使用する高圧原子炉代替注水ポンプ及び残留熱代替除去系で使用する残留熱代替除去ポンプの必要有効吸込水頭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。

(56-5)

#### (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。

低圧原子炉代替注水槽及びサプレッション・チェンバは、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。

低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（常設）及びペDESTAL代替注水系（常設）の多様性については、「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）」、「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）」及び「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（設置許可基準規則第51条に対する設計方針を示す章）」に記載する。

サプレッション・チェンバを水源とする高圧原子炉代替注水系及び残留熱代替除去系の多様性については、「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）」及び「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）」に記載する。

(56-2)

### 3.13.2.2 水の供給設備

#### 3.13.2.2.1 設備概要

水の供給設備は、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源である低圧原子炉代替注水槽，サプレッション・チェンバ及び代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））並びに海について，移送手段及び移送ルートを確認し，いずれの水源からでも水を供給することを目的として設置するものである。

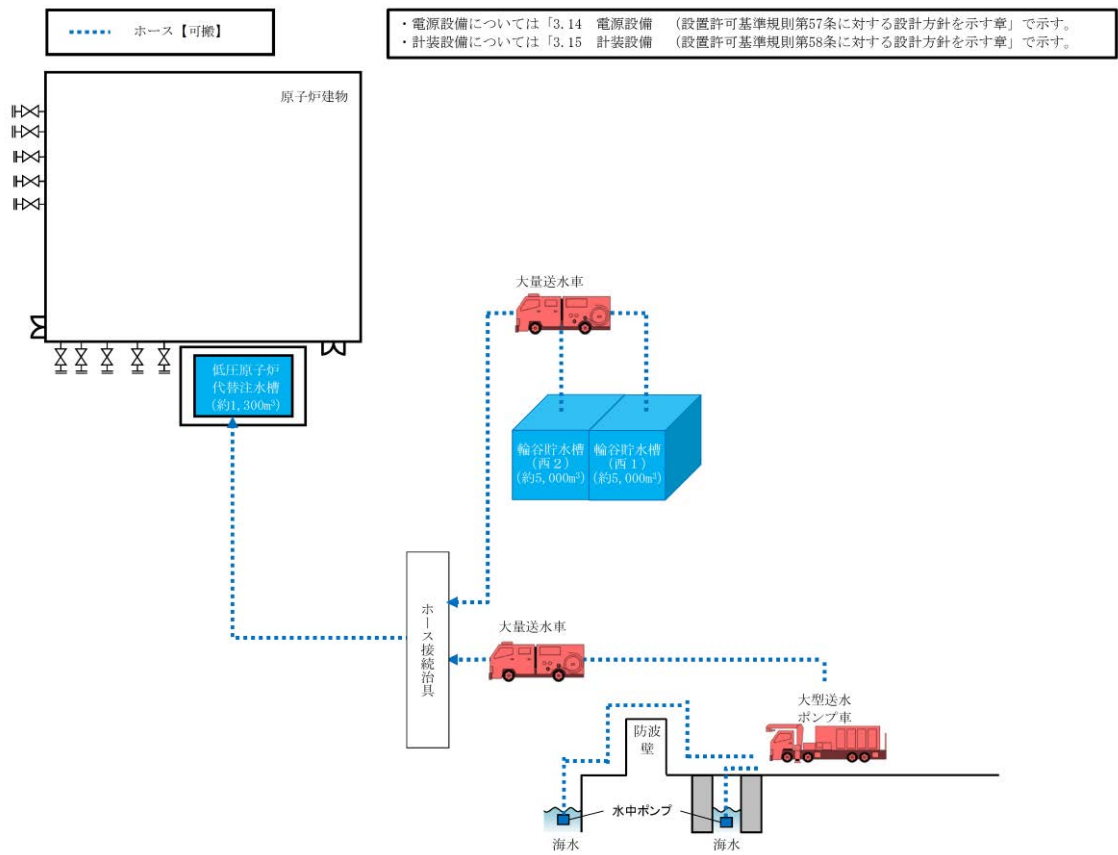
代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））から低圧原子炉代替注水槽へ淡水を供給する設備は，大量送水車及びホース等で構成する。低圧原子炉代替注水槽への淡水の供給は，代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））より大量送水車及びホースを用いて供給する。

低圧原子炉代替注水槽へ海水を供給する設備は，大型送水ポンプ車及びホース等で構成する。低圧原子炉代替注水槽への海水の供給は，非常用取水設備（取水口，取水管，取水槽）より大型送水ポンプ車，大量送水車及びホースを用いて供給する。

また，各系統へ海水を供給する設備は，大型送水ポンプ車，大量送水車及びホース等で構成する。各系統への海水の供給は，非常用取水設備（取水口，取水管，取水槽）より大型送水ポンプ車，大量送水車及びホースを用いて供給する。

なお，低圧原子炉代替注水槽への水の供給設備で使用する大量送水車は，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），ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び燃料プールスプレイ系と兼用する。

これら水の供給設備に関する重大事故等対処設備を表3.13-5に示す。また，本系統に係る系統概要図を図3.13-3, 4, 5, 8, 9, 10, 12, 13, 14, 15, 16, 17, 20に示す。



第 3.13-20 図 低圧原子炉代替注水槽への水の供給 系統概要図

表 3.13-5 水の移送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	大量送水車【可搬】 大型送水ポンプ車【可搬】
附属設備	—
水源	代替淡水源 輪谷貯水槽（西1）【常設】 輪谷貯水槽（西2）【常設】 代替水源 海 非常用取水設備 取水口【常設】 取水管【常設】 取水槽【常設】
流路	大量送水車 ホース【可搬】 大型送水ポンプ車 ホース【可搬】
注水先	—
電源設備 （燃料補給設備を含む）※ <sup>1</sup>	燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備※ <sup>2</sup>	低圧原子炉代替注水槽水位【常設】

※<sup>1</sup>：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。

※<sup>2</sup>：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。

### 3.13.2.2.2 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

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

種類	: ディフューザ型
容量	: 168m <sup>3</sup> /h/台
吐出圧力	: 0.85MPa[gage]
最高使用圧力	: 1.6MPa[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2, 3及び第4保管エリア
原動機出力	: 230kW

#### (2) 大型送水ポンプ車

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

種類	: うず巻型
容量	: 1,800m <sup>3</sup> /h/台
吐出圧力	: 1.4MPa[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, 3及び第4保管エリア  
原動機出力 : 1,193kW/台

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。

### 3.13.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.13.2.2.3.1 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。

大量送水車は、屋外の第2、3及び第4保管エリアに保管し、重大事故等時に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3.13-6に示す設計とする。

大型送水ポンプ車は、屋外の第1、3及び第4保管エリアに保管し、重大事故等時に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3.13-6に示す設計とする。

大量送水車及び大型送水ポンプ車の操作は、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機器を使用し、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。常時海水を通水する大型送水ポンプ車は、海水の影響を考慮した設計とし、機器付のストレーナにより異物の流入を防止する設計とする。

(56-3, 56-7)



表 3.13-6 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	<p>大量送水車は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短時間とすることで，設備への影響を考慮する。</p> <p>大型送水ポンプ車は，使用時に海水を通水するため，海水の影響を考慮した設計とする。</p>
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。

低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための操作が必要な機器を表3.13-7に示す。

大量送水車及び大型送水ポンプ車については、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。大量送水車及び大型送水ポンプ車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、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。

大量送水車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。

大量送水車を接続する接続口と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。

大量送水車及び大型送水ポンプ車とのホースの接続作業に当たっては、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

(56-6)

表 3.13-7 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	停止→起動	各設置場所（輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）周り、2号炉建物周り）	スイッチ操作
大型送水ポンプ車	停止→起動	各設置場所（非常用取水設備周り）	スイッチ操作
ホース	ホース接続	各設置場所	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。

大量送水車は、表3.13-8に示すように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。

大型送水ポンプ車は、表3.13-9に示すように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、大型送水ポンプ車、仮設流量計、ホースの系統構成で輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（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。

ホースは、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外観確認を行うことが可能な設計とする。

(56-4)

表 3.13-8 大量送水車の試験及び検査

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）及び漏えいの有無の確認
	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	ポンプ及びホースの外観確認
	車両検査	大量送水車の車両としての運転状態の確認

表 3.13-9 大型送水ポンプ車の試験及び検査

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	大型送水ポンプ車の運転性能（吐出圧力，流量）及び漏えいの有無の確認
	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	ポンプ及びホースの外観確認
	車両検査	大型送水ポンプ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。

大量送水車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。

大量送水車による代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））から低圧原子炉代替注水槽への淡水の供給並びに大型送水ポンプ車及び大量送水車から低圧原子炉代替注水槽への海水の供給に必要な資機材の移動、設置、起動操作については図3.13-21～22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。

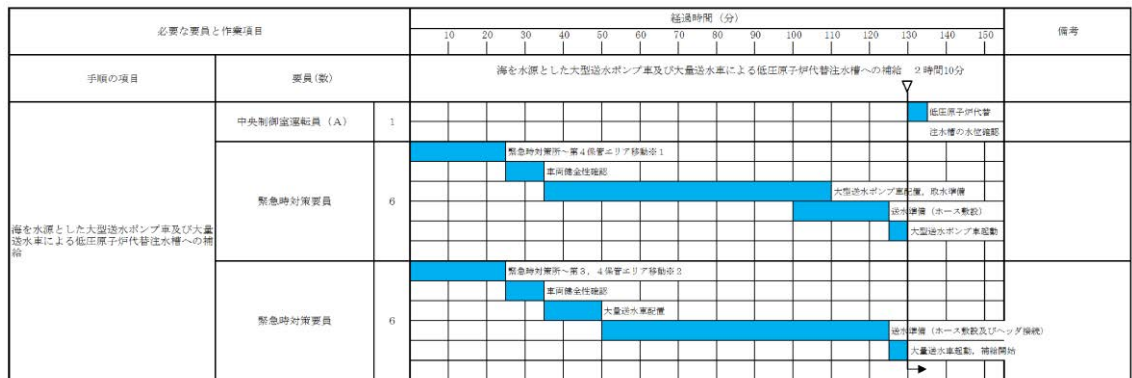
(56-3)



※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、20分以内で実施可能である。

図3.13-21 輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への供給のタイムチャート※



※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、20分以内で実施可能である。

図3.13-22 海を水源とした大型送水ポンプ車及び大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への供給のタイムチャート※

※：「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1.13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。

大量送水車及び大型送水ポンプ車は，通常時は接続先の系統と分離された状態で保管し，重大事故等時に接続することにより，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。

大量送水車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。

(56-4)

(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。

低圧原子炉代替注水槽への水の供給のために操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表3.13-10に示す。大量送水車，大型送水ポンプ車，ホースは全て屋外にあるため，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。

(56-3, 56-6)

表3.13-10 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	各設置場所（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）周り，2号炉建物周り）	各設置場所（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）周り）
大型送水ポンプ車	各設置場所（非常用取水設備周り）	各設置場所（非常用取水設備周り）
ホース	各設置場所	各設置場所



### 3.13.2.2.3.2 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。

低圧原子炉代替注水槽への水の供給のために使用する場合の大量送水車の容量は，運転中の発電用原子炉における重大事故シーケンスのうち，水使用の観点から厳しい有効性シナリオとなる雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）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低圧原子炉代替注水槽への供給流量 $120\text{m}^3/\text{h}$ を満足する設計とする。

低圧原子炉代替注水槽への海水の供給のために使用する場合の大型送水ポンプ車の容量は，運転中の発電用原子炉における重大事故シーケンスのうち，水使用の観点から厳しい有効性シナリオとなる雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）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大型送水ポンプ車を用いた低圧原子炉代替注水槽への供給流量 $120\text{m}^3/\text{h}$ を満足する設計とする。

また，低圧原子炉代替注水槽への水の供給のために使用する場合の大量送水車の揚程は，水源と供給先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）と低圧原子炉代替注水槽の圧力差），静水頭やホース及び弁類の圧損を基に設定する。

低圧原子炉代替注水槽への海水の供給のために使用する場合の大型送水ポンプ車の揚程は，水源と供給先の圧力差（海と低圧原子炉代替注水槽の圧力差），静水頭やホース及び弁類の圧損を基に設定する。

大量送水車は，重大事故等時において，低圧原子炉代替注水槽への水の供給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。

大型送水ポンプ車は，重大事故等時において，大量送水車への海水の供給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。

代替水源からのホースは、複数ルートを考慮してそれぞれのルートに必要なホースの長さを満足する数量の合計に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮した数量を分散して保管する。

(56-5)

(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。

低圧原子炉代替注水槽への水の供給に用いる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）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び燃料プールスプレイ系にも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で確実に接続ができる設計とする。

大型送水ポンプ車と大量送水車との接続は、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

なお、ホースについては車両にて設置場所まで輸送し、容易に敷設できる設計とする。

(56-6)

(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。低圧原子炉代替注水槽は、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。  
(56-6)

(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。

大量送水車及び大型送水ポンプ車は、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、接続及び操作等が可能である。

また、低圧原子炉代替注水槽への水の供給に用いる接続箇所と大量送水車のホース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することで確実に速やかに接続が可能な設計とする。

大量送水車と大型送水ポンプ車との接続は、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

(56-6)

(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。

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，発電所敷地内の第2保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管する。

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，発電所敷地内の第1保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管する。

(56-7)

(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。

大量送水車は，通常時は第2保管エリア，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，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。

大型送水ポンプ車は，通常時は第1保管エリア，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，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）

(56-8)

(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。

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，燃料プールの冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，発電所敷地内の第2保管エリア，第3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。

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，発電所敷地内の第1保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリアに分散して配置する設計とする。

(56-3, 56-6, 56-7)

### 3.13.3 その他設備

#### 3.13.3.1 淡水タンク（純水タンク，1号ろ過水タンク，2号ろ過水タンク，非常用ろ過水タンク）並びに輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）を利用した水の供給設備の整備

##### 3.13.3.1.1 設備概要

淡水タンクを利用した水の供給設備は，純水タンク，1号ろ過水タンク，2号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンクが健全な場合に，これらタンクから低圧原子炉代替注水槽及び復水貯蔵タンクへ，輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）が健全な場合に輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）へ水を供給する設備である。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。

低圧原子炉代替注水槽及び復水貯蔵タンクを水源とした各種注水時において，純水タンク，1号ろ過水タンク，2号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンクが健全な場合には，純水タンク，1号ろ過水タンク，2号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンクから大量送水車を使用して低圧原子炉代替注水槽及び復水貯蔵タンクへ水を供給できる設計とする。

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした各種注水時において，輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）が健全な場合には，輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ大量送水車を使用して水を供給できる設計とする。

(56-9)

#### 3.13.3.2 複数の海水取水手段の整備

##### 3.13.3.2.1 設備概要

海を水源として海水を送水する場合，取水場所を非常用取水設備（取水口，取水管，取水槽）からだけでなく荷揚場，2号炉放水槽，1号炉取水槽及び3号炉取水管点検立杭から，また，取水設備を大型送水ポンプ車だけでなく大量送水車を用いることで，多様性を持った設計とする。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。

(56-9)

### 3.13.3 水源を利用する重大事故等対処設備について

#### 3.13.3.1 主要水源を利用する重大事故等対処設備

主要水源を利用する重大事故等対処設備について、表3.13-11 に示す。

表3.13-11 主要水源を利用する重大事故等対処設備

水源	関係 条文	主要水源を利用する 重大事故等対処設備*		注水先
低圧原子炉 代替注水槽	47 条	低圧原子炉代替注水系 (常設)	低圧原子炉代替注水 ポンプ	原子炉 圧力容器
	49 条	格納容器代替スプレイ 系(常設)	低圧原子炉代替注水 ポンプ	原子炉 格納容器
	51 条	ペDESTAL代替注水系 (常設)	低圧原子炉代替注水 ポンプ	原子炉 格納容器
サプレッ ション・チェ ンバ	45 条	高圧原子炉代替注水系	高圧原子炉代替注水 ポンプ	原子炉 圧力容器
		原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却 ポンプ	原子炉 圧力容器
		高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ ポンプ	原子炉 圧力容器
	47 条	低圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイ ポンプ	原子炉 圧力容器
		残留熱除去系 (低圧注水モード)	残留熱除去ポンプ	原子炉 圧力容器
	49 条	残留熱除去系 (サプレッション・ プール水冷却モード)	残留熱除去ポンプ	原子炉 格納容器
	50 条	残留熱代替除去系	残留熱代替除去ポンプ	原子炉 圧力容器
原子炉 格納容器				
ほう酸水貯 蔵タンク	44 条	ほう酸水注入系	ほう酸水注入ポンプ	原子炉 圧力容器
	45 条	ほう酸水注入系	ほう酸水注入ポンプ	原子炉 圧力容器
	51 条	ほう酸水注入系	ほう酸水注入ポンプ	原子炉 圧力容器

\* 上記重大事故等対処設備の詳細については、各重大事故等対処設備を主要設備と位置付ける項にて示す。



### 3.13.3.2 代替淡水源を利用する重大事故等対処設備

代替淡水源を利用する重大事故等対処設備について、表3.13-12 に示す。

表3.13-12 代替淡水源を利用する重大事故等対処設備

水源	関係 条文	代替淡水源を利用する 重大事故等対処設備*		注水 または 供給先
輪谷貯水槽 (西1)及び 輪谷貯水槽 (西2)	47 条	低圧原子炉代替注水系 (可搬型)	大量送水車	原子炉 圧力容器
	49 条	格納容器代替スプレイ 系(可搬型)	大量送水車	原子炉 格納容器
	51 条	格納容器代替スプレイ 系(可搬型)	大量送水車	原子炉 格納容器
		ペデスタル代替注水系 (可搬型)	大量送水車	原子炉 格納容器
	54 条	燃料プールスプレイ系	大量送水車	燃料 プール
	56 条	水の移送設備	大量送水車	低圧原子 炉代替 注水槽

\* 上記重大事故等対処設備の詳細については、各重大事故等対処設備を主要設備と位置付ける項にて示す。

### 3.13.3.3 海を利用する重大事故等対処設備

海を利用する重大事故等対処設備について，表3.13-13 に示す。

表3.13-13 海を利用する重大事故等対処設備

水源	関係 条文	海を利用する 重大事故等対処設備*		移送先
海	47 条	低圧原子炉代替注水系 (可搬型)	大量送水車， 大型送水ポンプ車	原子炉 圧力容器
	48 条	原子炉補機代替冷却系	大型送水ポンプ車	移動式 代替熱交換 設備
	49 条	格納容器代替スプレイ 系(可搬型)	大量送水車， 大型送水ポンプ車	原子炉 格納容器
	51 条	格納容器代替スプレイ 系(可搬型)	大量送水車，	原子炉 格納容器
		ペDESTAL代替注水系 (可搬型)	大量送水車 大型送水ポンプ車	原子炉 格納容器
	54 条	燃料プールのスプレイ系	大量送水車， 大型送水ポンプ車	燃料 プール
	55 条	原子炉建物放水設備	大型送水ポンプ車	—
56 条	水の移送設備	大型送水ポンプ車	大量送水車	

\* 上記重大事故等対処設備の詳細については，各重大事故等対処設備を主要設備と位置付ける項にて示す。

### 3.13.3.4 水の循環又は除熱を目的とする重大事故等対処設備

水の循環又は除熱を目的とする重大事故等対処設備について、表3.13-14 に示す。

表 3.13-14 水の循環又は除熱を目的とする重大事故等対処設備

関係 条文	水の循環又は除熱を目的とする重大事故等対処設備*	
47 条	残留熱除去系（原子炉停止時冷却 モード）	残留熱除去ポンプ
		残留熱除去系熱交換器
48 条	原子炉補機代替冷却系	移動式代替熱交換設備
		大型送水ポンプ車
	原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却水ポンプ
		原子炉補機海水ポンプ
49 条	残留熱除去系（サブプレッション・ プール水冷却モード）	残留熱除去ポンプ
		残留熱除去系熱交換器
50 条	残留熱代替除去系	残留熱代替除去ポンプ
		残留熱除去系熱交換器
54 条	燃料プール冷却系	燃料プール冷却ポンプ
		燃料プール冷却系熱交換器

\* 上記重大事故等対処設備の詳細については、各重大事故等対処設備を主要設備と位置付ける項にて示す。

### 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，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（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（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）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）に切り替えるとともに、不要な負荷の切り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。

所内常設蓄電式直流電源設備は、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系に対し、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(4) 常設代替直流電源設備

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、常設代替直流電源設備を設ける設計とする。

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。

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、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系に対し、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(5) 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、B 1－115V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。

#### (6) 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、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。

その他、設計基準対象施設であるが、想定される重大事故時等においてその機能を考慮するため、以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置づける。

#### (7) 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。

(8) 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。

(9) 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。

(10) 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。

(11) 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。

(12) 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。

(13) 非常用コントロールセンタ切替盤

常設代替交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ために、S Aロードセンタ及びS Aコントロールセンタから非常用コントロールセンタに電源供給できるように、非常用コントロールセンタ切替盤を設ける設計とする。

(14) 緊急用メタクラ接続プラグ盤

代替所内電気設備に関連する自主対策設備として、可搬型代替交流電源設備から非常用高圧母線又は代替所内電気設備への電源供給手段の多重化を図るため、緊急用メタクラ接続プラグ盤を設ける設計とする。高圧発電車を緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し、緊急用メタクラから非常用高圧母線又は代替所内電気設備へ至る電路は、非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線へ至る電路に対して、独立した電路で系統構成する。

(15) 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。

(16) ディーゼル燃料貯蔵タンク

燃料補給設備に関連する自主対策設備として、重大事故等の対処に必要な大量送水車、高圧発電車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置に燃料を給油するタンクローリへ軽油を補給するために、ディーゼル燃料貯蔵タンクを使用する設計とする。

### 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回路を構成する「緊急用メタクラ」、「高圧発電機車接続プラグ収納箱」、「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」、「SA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」、ガスタービン発電機用軽油タンク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。

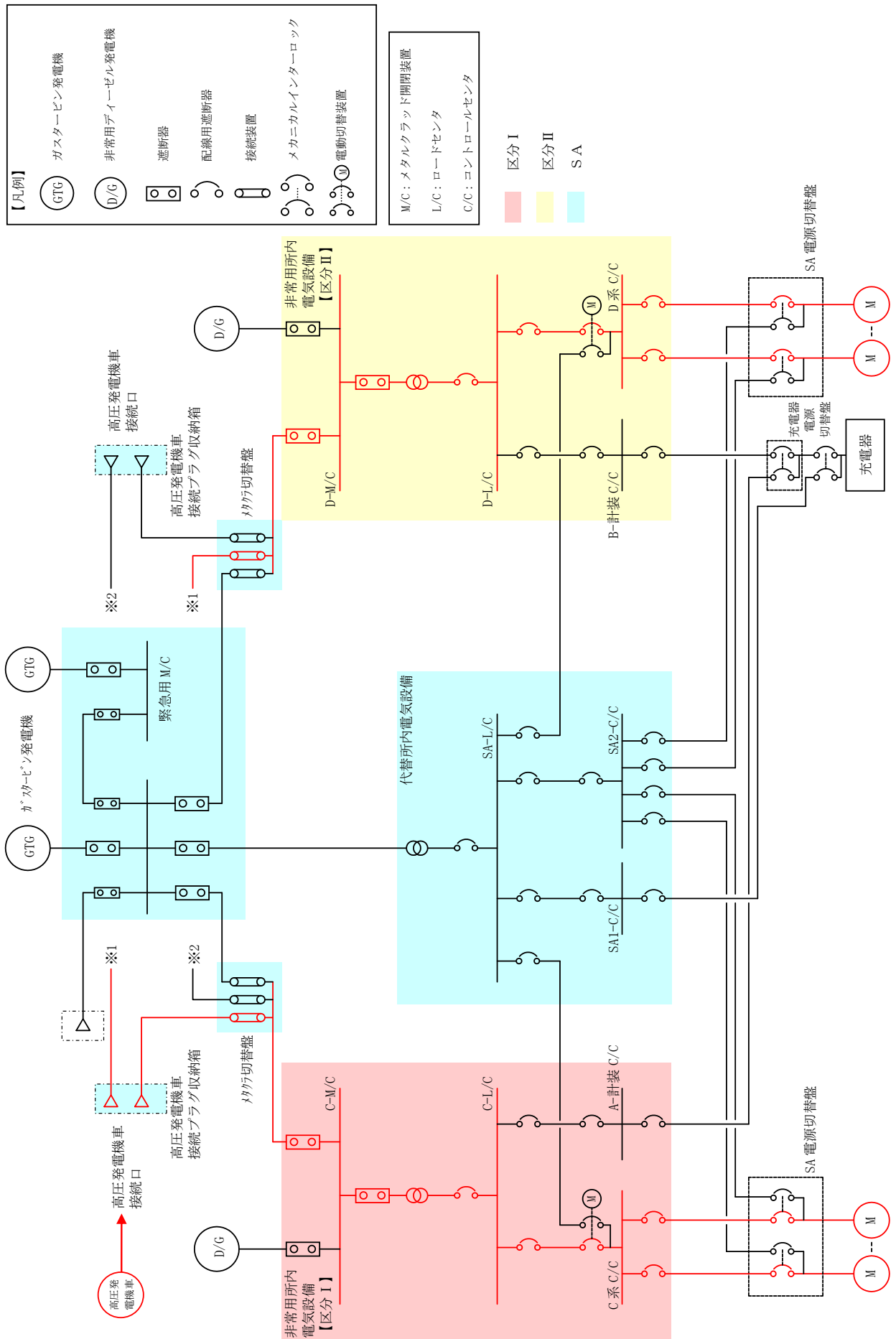
可搬型代替交流電源設備は、高圧発電機車を非常用高圧母線C系、非常用高圧母線D系に接続することで電力を供給できる設計とする。

本系統全体の概要図を第3.14-1～第3.14-5図に、本系統に属する重大事故等対処設備を第3.14-1表に示す。

本系統は、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）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。

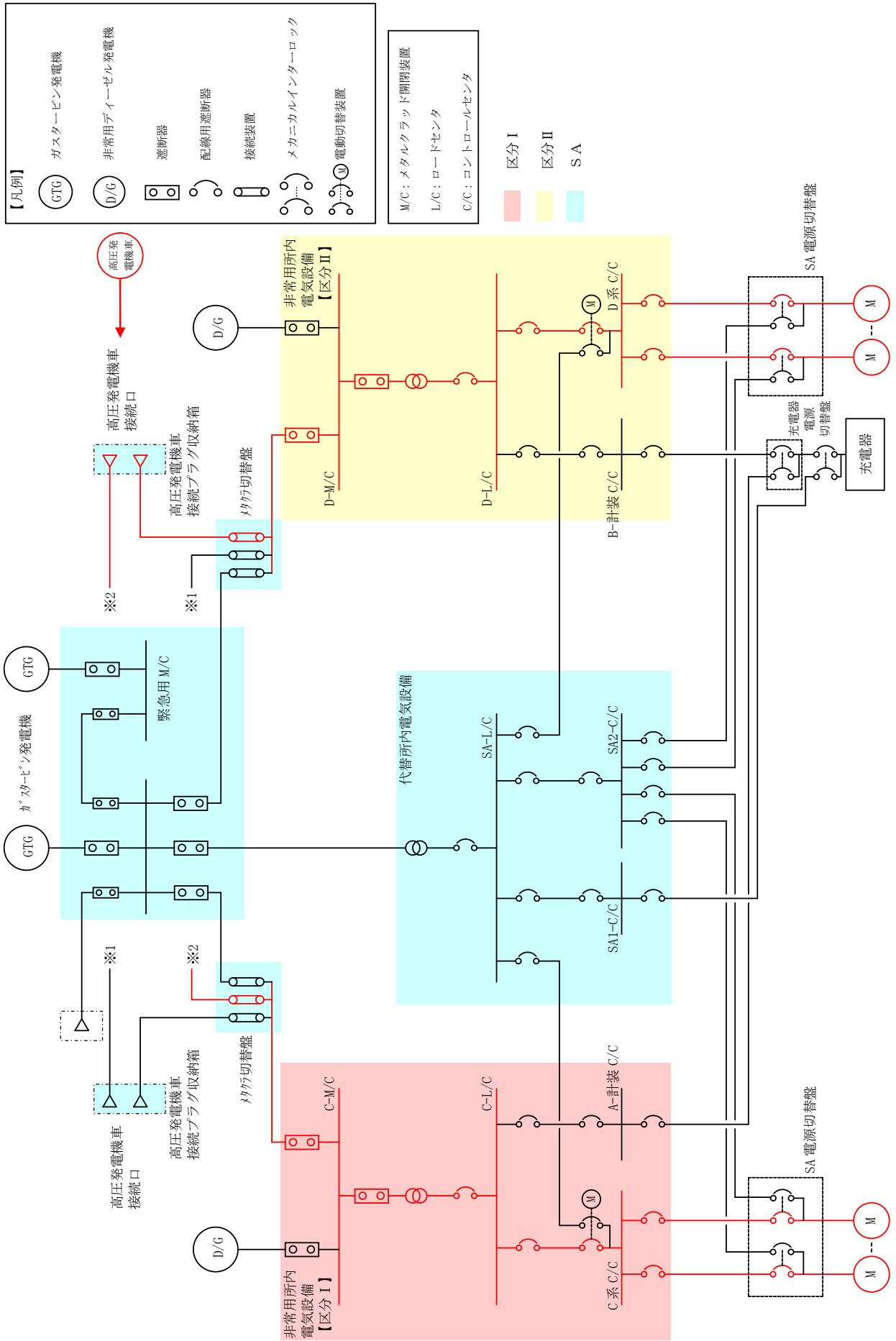
なお、外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が故障した場合にも使用する。

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。



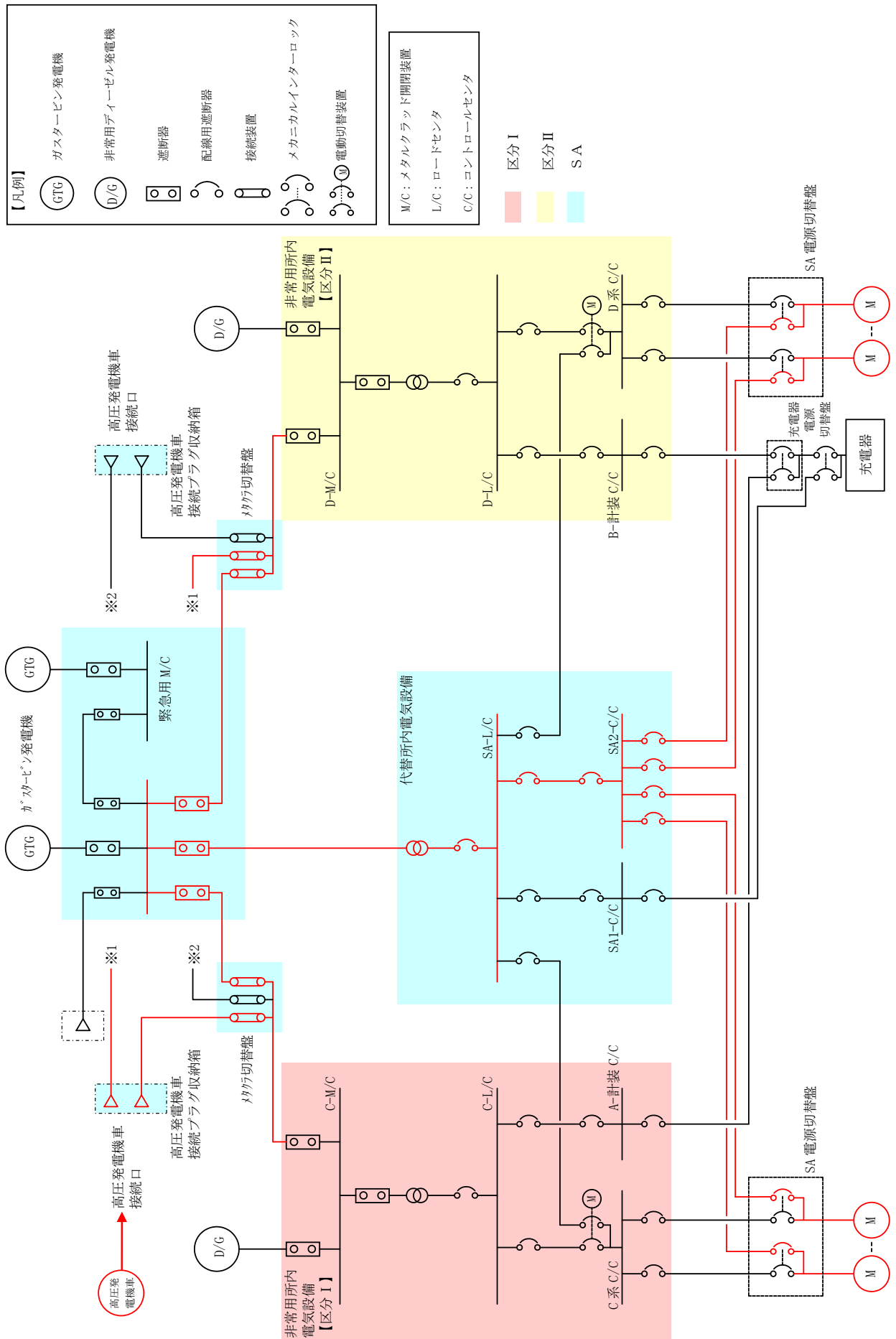
第 3.14-1 図 可搬型代替交流電源設備系統図

(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, D 系電路)



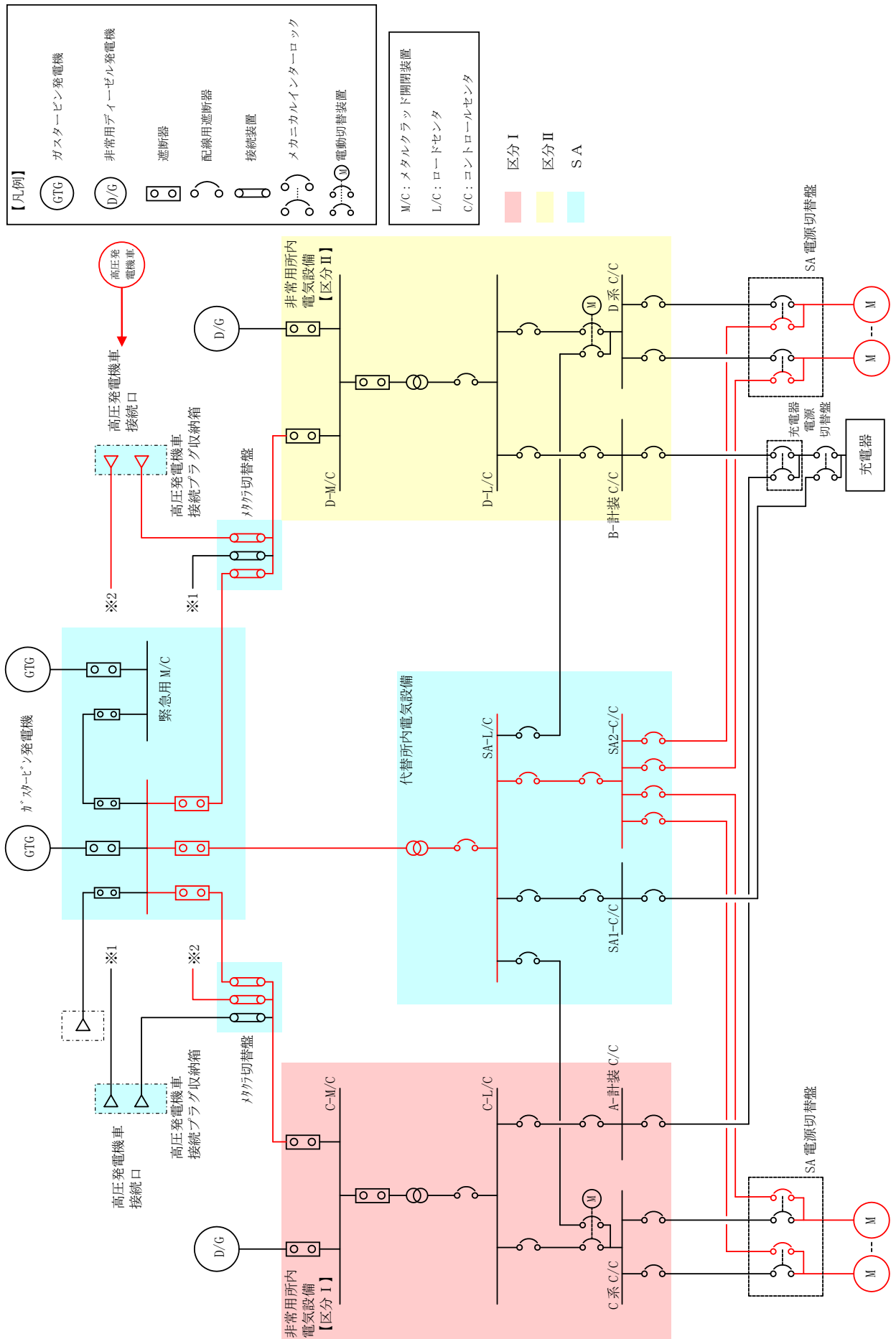
第 3.14-2 図 可搬型代替交流電源設備系統図

(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, D 系電路)



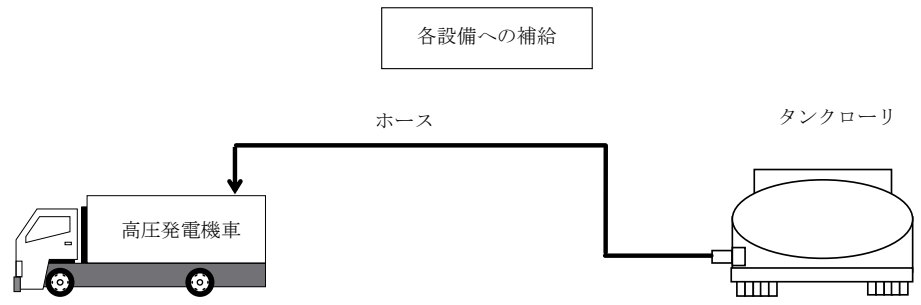
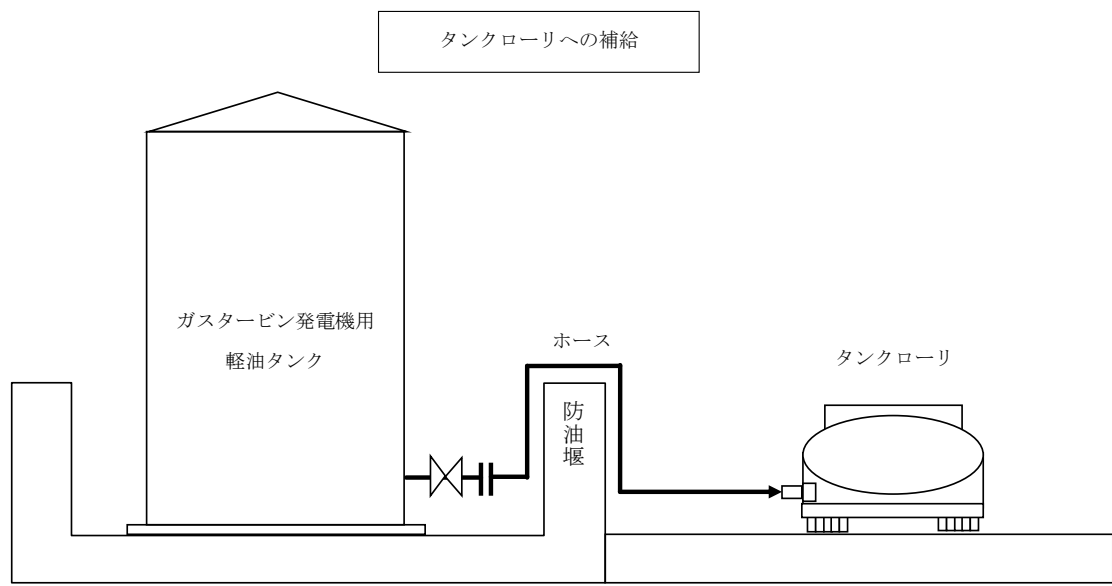
第3.14-3 図 可搬型代替交流電源設備系統図

(高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～SA1 コントローラセンタ及びSA2 コントローラセンタ電路)



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収納箱 (原子炉建物南側) ～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 3.14-5 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】 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， 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） 【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， 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， 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） 【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， 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） 【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） 【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】）
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及び第二設置場所

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 560kL/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) タンクローリ

容量 : 約 3.0kL/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）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ディーゼル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 ＜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, 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, 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
電源 供給先	非常用高压母線 C 系 非常用高压母線 D 系 ＜いずれも原子炉建物附属棟地上 2 階＞ 非常用高压母線 H 系 ＜原子炉原子炉建物附属棟地下 2 階＞	非常用高压母線 C 系 非常用高压母線 D 系 ＜いずれも原子炉建物附属棟地上 2 階＞ S A 1 コントロールセンタ ＜低压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 ＜原子炉建物附属棟地上 3 階＞
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	可搬型代替交流電源設備
燃料源	<p>ディーゼル燃料貯蔵タンク            &lt;原子炉建物西側及びタービン建物西側ディーゼル燃料貯蔵タンク設置場所屋外&gt;            ディーゼル燃料デイタンク            &lt;原子炉建物内原子炉建物附属棟地下1階&gt;</p>	<p>ガスタービン発電機用軽油タンク            &lt;ガスタービン発電機建物西側軽油タンク設置場所&gt;</p>
燃料流路	<p>ディーゼル燃料移送ポンプ            &lt;原子炉建物西側及びタービン建物西側ディーゼル燃料貯蔵タンク設置場所屋外&gt;</p>	<p>タンクローリ            &lt;第3保管エリア及び第4保管エリア&gt;</p>

### 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及び第二設置場所）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) 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 3.14-6 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（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、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 3.14-7 表～第 3.14-11 表に操作対象機器の操作場所を示す。

(57-2, 57-3, 57-8)

第 3.14-7 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

第 3.14-8 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	原子炉建物附属棟地上2階	ボルト・ネジ 接続操作
D-メタクラ切替盤		断路 →接続	原子炉建物附属棟地上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	原子炉建物附属棟地上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	原子炉建物附属棟地上2階	スイッチ 操作

第 3.14-9 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	原子炉建物附属棟地上2階	ボルト・ネジ 接続操作
D-メタクラ切替盤		断路 →接続	原子炉建物附属棟地上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	原子炉建物附属棟地上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	原子炉建物附属棟地上2階	スイッチ 操作

第 3.14-10 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) ～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	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	原子炉建物附属棟地上2階	ボルト・ネジ 接続操作
D-メタクラ切替盤		断路 →接続	原子炉建物附属棟地上2階	ボルト・ネジ 接続操作
緊急用メタクラ (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 (SAロードセンタ側)		切→入	中央制御室	スイッチ 操作
SAロードセンタ (緊急用メタクラ側)		切→入	中央制御室	スイッチ 操作
SA1 コントロールセンタ (SAロードセンタ側)		切→入	低圧原子炉代替注水ポンプ 格納槽内	スイッチ 操作
SA2 コントロールセンタ (SAロードセンタ側)		切→入	原子炉建物附属棟地上3階	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)

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	原子炉建物付属棟地上2階	ボルト・ネジ 接続操作
D-メタクラ切替盤		断路 →接続	原子炉建物付属棟地上2階	ボルト・ネジ 接続操作
緊急用メタクラ (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 (SAロードセンタ側)		切→入	中央制御室	スイッチ 操作
SAロードセンタ (緊急用メタクラ側)		切→入	中央制御室	スイッチ 操作
SA1 コントロールセンタ (SAロードセンタ側)		切→入	低圧原子炉代替注水ポンプ格 納槽内	スイッチ 操作
SA2 コントロールセンタ (SAロードセンタ側)		切→入	原子炉建物付属棟地上3階	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) タンクローリ

タンクローリについては、付属の操作ハンドルからのハンドル操作で起動する設計とする。タンクローリは付属の操作ハンドル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 3.14-12 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恐れのある傷、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 3.14-12 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3.14-13表に示すように発電用原子炉の運転中及び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3.14-13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
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 漏えいの有無の確認

c) 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 3.14-14 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、漏洩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 3.14-14 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

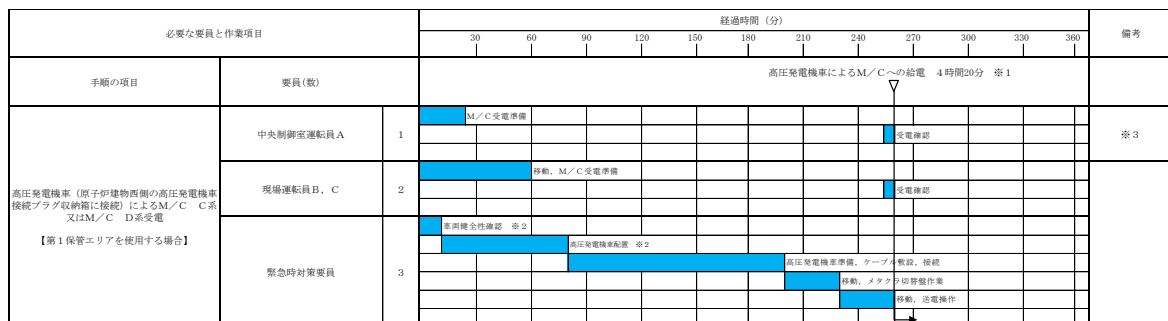
基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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 3.14-7 表～第 3.14-11 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、及びガスタービン発電機用軽油タンクから、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り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を設けることにより速やかな切り替えが可能な設計とする。

これにより第 3.14-6 図～第 3.14-8 図で示すタイムチャートの通り速やかに切り替えが可能である。

(57-3)



- ※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15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備作業で1時間15分以内で可能である。
- ※3 高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧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、高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧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20分以内で可能である。

第 3.14-6 図 高圧発電機車による非常用高圧母線 C 系、  
非常用高圧母線 D 系受電のタイムチャート

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	100	110		120						
手順の項目	要員(数)	以降、タンクローリから各機器等への給油を実施し、1時間40分 タンクローリの軽油残量に応じて繰り返す																		
ガスタービン発電機用軽油タンクから タンクローリへの補給	緊急時対策要員	2	移動	車両安全性確認	タンクローリ配置	バルブ付アタッチメント接続	補給準備	補給	補給片付け											

第 3.14-7 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

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)	20分※ 以降、各機器等への給油を繰り返す。タンクローリ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	緊急時対策要員	2	移動、補給準備	補給	片付け										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、給油時間を2分、準備・片付けを10分、トータル約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4分、給油時間を6分、準備・片付けを10分、トータル約20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、給油時間を6分、準備・片付けを10分、トータル約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、給油時間を1分、準備・片付けを10分、トータル約16分で可能である。

第 3.14-8 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

\* : 「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 3.14-15 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ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料移送ポンプ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, 非常用所内電気設備, 代替所内電気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 3.14-15 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	通常時切り離し
非常用交流 電源設備	ディーゼル燃料貯蔵タンク (タンクローリの接続口)	手動	通常時切り離し

(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、及びガスタービン発電機用軽油タンク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 3.14-16 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 3.14-16 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 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
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	原子炉建物附属棟地上2階	原子炉建物附属棟地上2階
D-メタクラ切替盤	原子炉建物附属棟地上2階	原子炉建物附属棟地上2階
非常用高圧母線C系	原子炉建物附属棟地上2階	原子炉建物附属棟地上2階
非常用高圧母線D系	原子炉建物附属棟地上2階	原子炉建物附属棟地上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420kLを上回る、容量約560kL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 3.14-17 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 3.14-17 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>非常用高压母線 非常用ロードセンタ &lt;いずれも原子炉建物付属棟地上2階&gt; 非常用コントロールセンタ &lt;原子炉建物付属棟地上2階及び地上中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; 高压発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) &lt;原子炉建物高压発電機車第一設置場所&gt; 高压発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) &lt;原子炉建物高压発電機車第二設置場所&gt; C-メタクラ切替盤 C-メタクラ切替盤 &lt;いずれも原子炉建物付属棟地上2階&gt; SAロードセンタ SA1コントロールセンタ &lt;低压原子炉代替注水ポンプ格納槽内&gt; SA2コントロールセンタ &lt;原子炉建物付属棟地上3階&gt;</p>
電路	<p>非常用ディーゼル発電機 ～非常用高压母線電路</p>	<p>高压発電機車 ～非常用高压母線C系，D系電路 高压発電機車 ～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 ～非常用高压母線C系，D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</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地上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地上 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 <原子炉建物付属棟地上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760kW及び連続最大負荷545kWである。最大負荷に十分な余裕を考慮し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、可搬型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、可搬型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、及びガスタービン発電機用軽油タンク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 3.14-18 表～第 3.14-22 表に対象機器の接続場所を示す。

(57-2, 57-8)

第 3.14-18 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～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	ノズル接続

第 3.14-19 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）～非常用高圧母線 C 系、非常用高圧母線 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 3.14-20 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) ～非常用高圧母線C系, 非常用高圧母線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 3.14-21 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 3.14-22 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

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)

なお、可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車の接続方法として、ガスタービン発電機建物南側にある緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し、緊急用メタクラを経由して非常用高圧母線C系、D系又はSA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタを受電することが可能な設計とする。本接続方法は事業者の自主的な取り組みで運用するものである。

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、非常用高圧母線D系に電源供給する場合、及びSAコントロールセンタ及びSA2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位置的分散を図った二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 3.14-18 表～第 3.14-22 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、及びガスタービン発電機用軽油タンク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 3.14-23 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 3.14-23 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 ＜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 地上 1 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 ～非常用高压母線電路	ガスタービン発電機 ～非常用高压母線 C 系，D 系電路 ガスタービン発電機 ～S A 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	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 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 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
電源 供給先	非常用高压母線 C 系 非常用高压母線 D 系 ＜いずれも原子炉建物付 属棟地上 2 階＞ 非常用高压母線 H P C S 系 ＜原子炉建物附属棟地下 2 階＞	非常用高压母線 C 系 非常用高压母線 D 系 ＜いずれも原子炉建物内＞ S A ロードセンタ S A コントロールセンタ ＜低压原子炉代替注水格納 槽内＞ S A 2 コントロールセンタ ＜原子炉建物附属棟地上 3 階＞	非常用高压母線 C 系 非常用高压母線 D 系 ＜いずれも原子炉建物附属 棟地上 2 階＞ S A コントロールセンタ ＜低压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 ＜原子炉建物附属棟地上 3 階＞

	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
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	ディーゼル燃料貯蔵タンク ＜原子炉建物西側及びタービン建物西側ディーゼル燃料貯蔵タンク設置場所＞ ディーゼル燃料デイタンク ＜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地上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＞ 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	ディーゼル燃料移送ポンプ ＜原子炉建物西側及びタービン建物西側ディーゼル燃料貯蔵タンク設置場所＞	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地上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 3.14-9 図～第 3.14-12 図に、本システムに属する重大事故等対処設備を第 3.14-24 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。

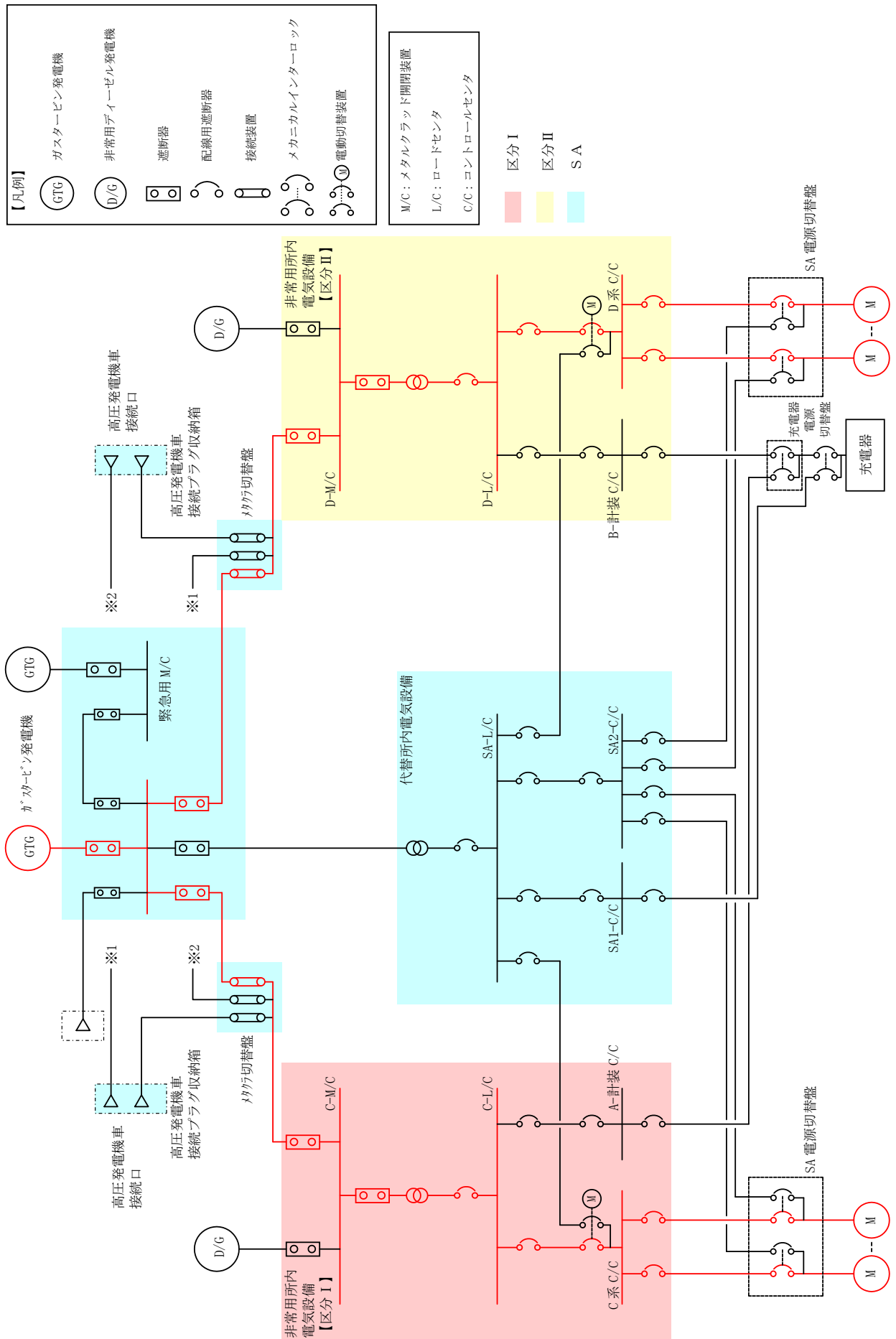
ガスタービン発電機の運転中は、ガスタービン発電機用軽油タンクからガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いてガスタービン発電機用サービスタンクへ自動で燃料補給を行うことで、事象発生後7日間にわたり常設代替交流電源設備から電力を給電する設計とする。

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。

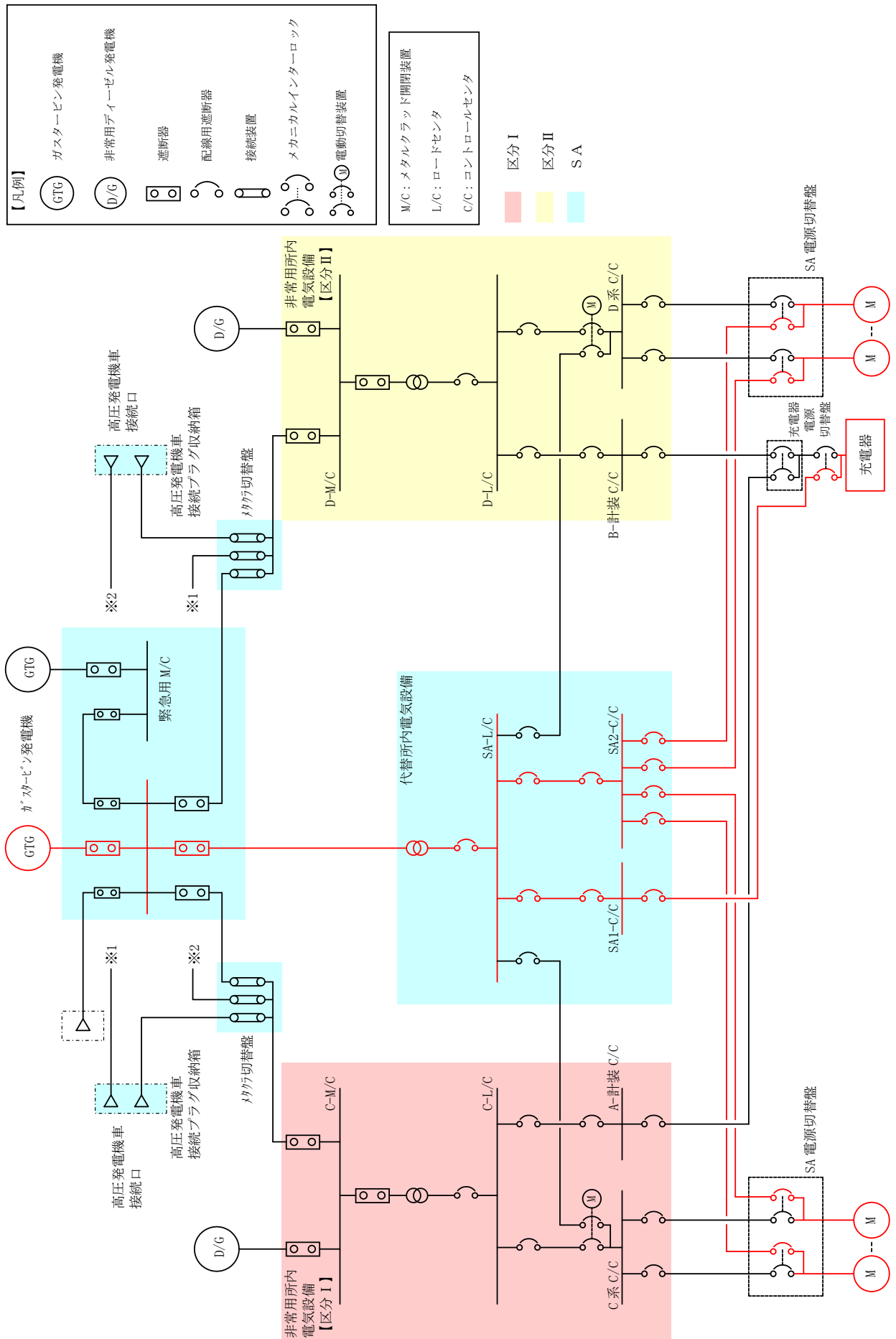
また、外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が故障した場合にも使用する。

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。

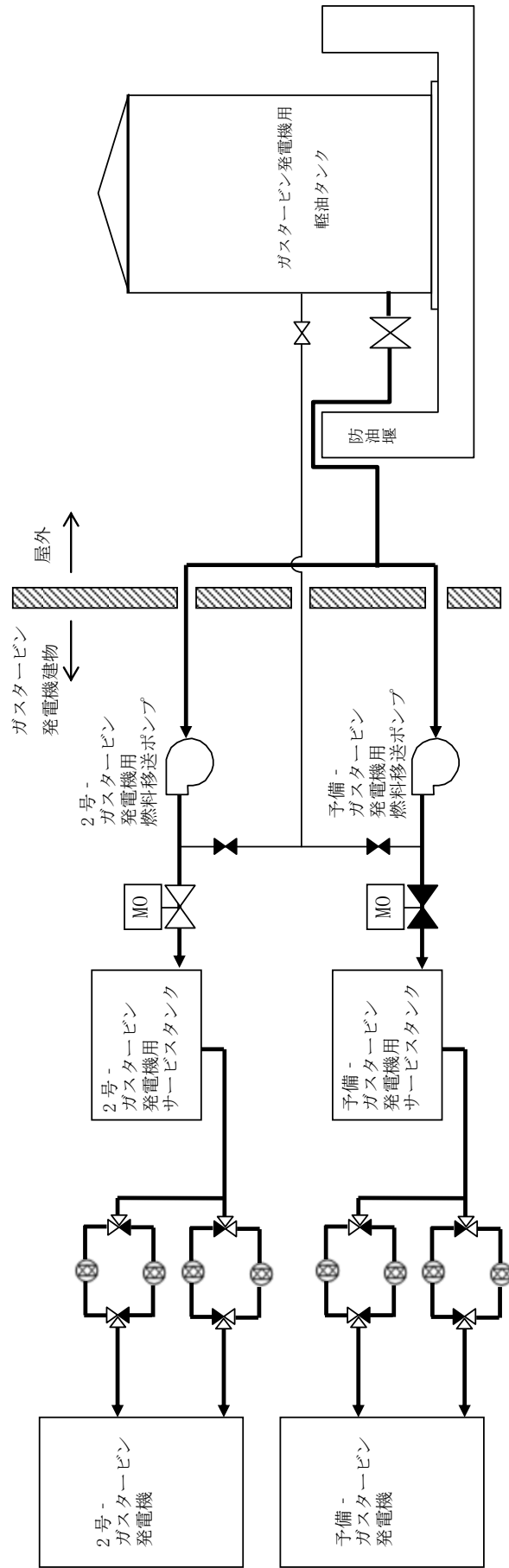
なお、原子炉補機代替冷却系については、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則 48 条に対する方針を示す章）」、緊急時対策所用電源設備については「3.18 緊急時対策所（設置許可基準規則 61 条に対する方針を示す章）」で示す。



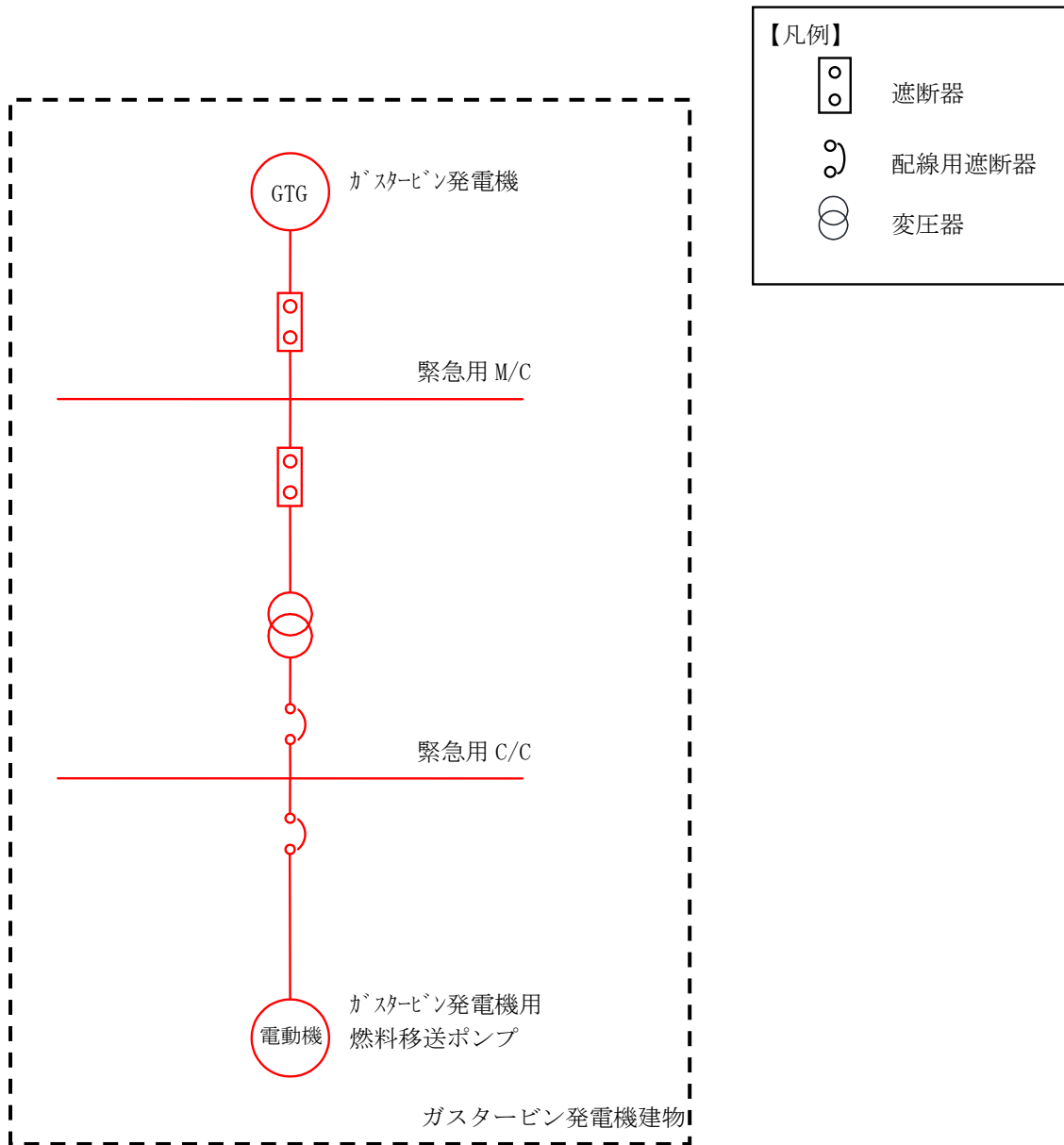
第3.14-9 図 常設代替交流電源設備系統図  
(ガスタービン発電機～非常用所内電気設備)



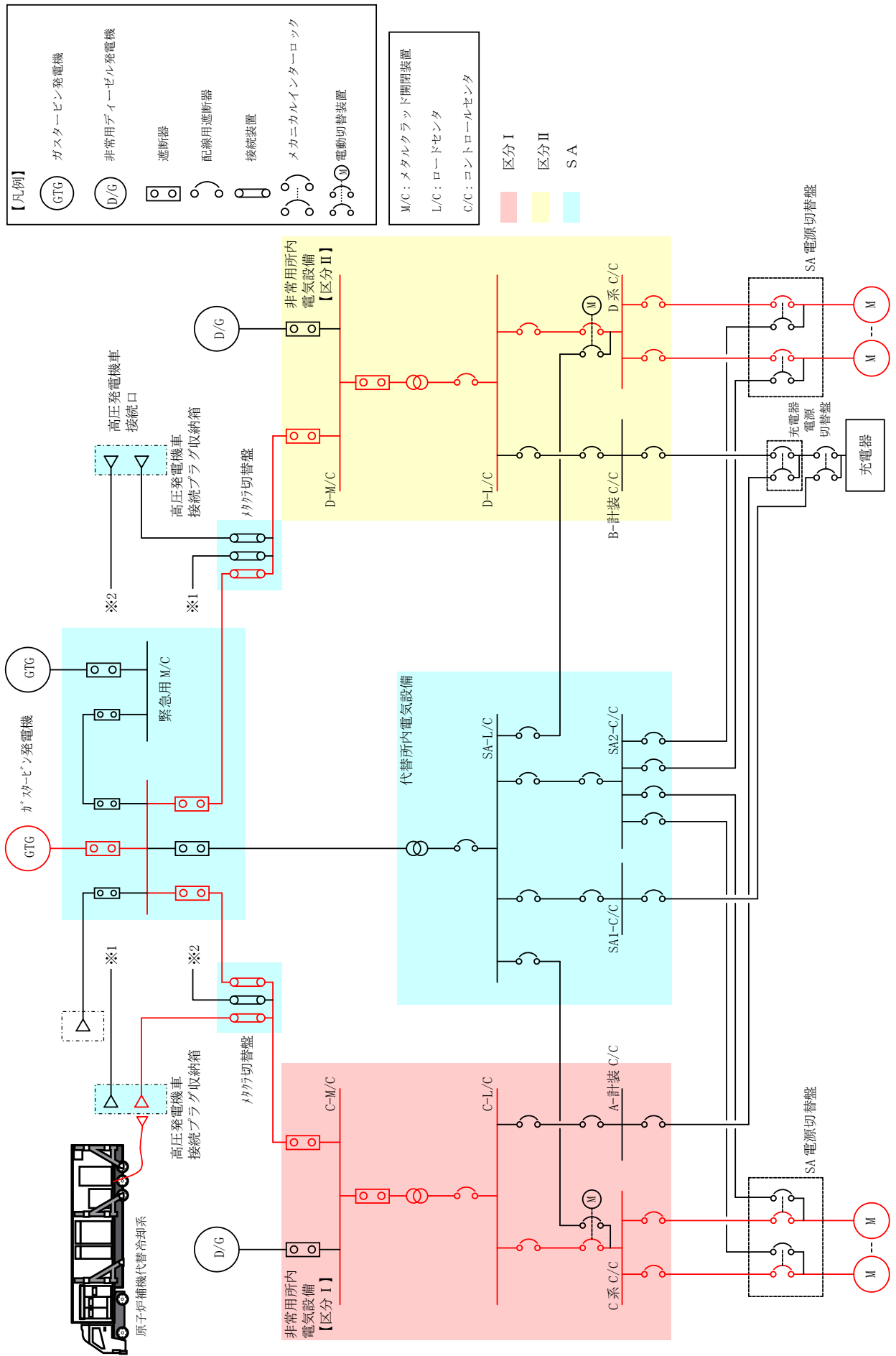
第 3.14-10 図 常設代替交流電源設備系統図  
(ガスタービン発電機～代替所内電気設備)



第3.14-11 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 3.14-12 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 3.14-13 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 3.14-24 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) <sup>※1</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地上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 560kL/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 : 0.95MPa [gage]  
最高使用温度 : 66℃  
原動機出力 : 約 3.7kW/台  
取付箇所 : ガスタービン発電機建物地上1階

(4) ガスタービン発電機用サービスタンク

種類 : たて置円筒形

容量 : 約 7.9kL/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地上 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3.14-25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3.14-26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、ディーゼル燃料貯蔵タンク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 3.14-25 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 3.14-26 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 ＜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地上 1 階＞
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線電路	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 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付属棟地上 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地上 2 階＞ S A ロードセンタ 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 ＜原子炉建物付属棟地上 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
燃料源	ディーゼル燃料貯蔵タンク ＜原子炉建物西側及びタービン建物西側ディーゼル燃料貯蔵タンク設置場所＞ディーゼル燃料デイトンク ＜原子炉建物内の原子炉区域外地下 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地上 2 階＞

	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 流路	ディーゼル燃料移送ポンプ ＜原子炉建物西側及びタービン建 物西側ディーゼル燃料貯蔵タンク 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地上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3.14-27表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-27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 3.14-28 表に示す設計とする。

(57-2, 57-3)

第 3.14-28 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3.14-29表に示す設計とする。

(57-2, 57-3)

第3.14-29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 3.14-30 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-30 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 3.14-31 表～第 3.14-33 表に操作対象機器の操作場所を示す。

(57-2, 57-3)

第 3.14-31 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	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	原子炉建物附属棟地上 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	原子炉建物附属棟地上 2 階	スイッチ 操作

第 3. 14-32 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	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
SAロードセンタ遮断器 (緊急用メタクラ側)	切→入	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	中央制御室	スイッチ 操作
SA1コントロールセンタ遮断器 (SAロードセンタ側)	切→入	低圧原子炉代替注水ポンプ 格納槽内	スイッチ 操作
SA2コントロールセンタ遮断器 (SAロードセンタ側)	切→入	原子炉建物附属棟地上3階	スイッチ 操作

常設代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. 14-33 表に操作対象機器の操作場所を示す。

(57-2, 57-3)

第 3. 14-33 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	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
C-メタクラ切替盤	断路 →接続	原子炉建物附属棟地上2階	ボルト・ ネジ接続 操作
D-メタクラ切替盤	断路 →接続	原子炉建物附属棟地上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。

(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 3.14-34 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 3.14-34 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 3.14-35 表に示すように発電用原子炉の運転中及び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洩検査が実施可能な設計とする。具体的には漏洩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 3.14-35 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
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 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3.14-36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3.14-36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3.14-37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)

3.14-37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 3.14-31 表～第 3.14-33 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 3.14-14 図～第 3.14-15 図で示すタイムチャートの通り速やかに切り替えが可能である。

(57-3)

必要な要員と作業項目		経過時間（分）												備考	
手順の項目	要員（数）	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
ガスタービン発電機による M/C、C系及びM/C、D系受電	中央制御室運転員 A	1	ガスタービン発電機起動、緊急用スタタの受電操作				ガスタービン発電機による M/C、D 系への給電※								
			M/C、D 系受電準備				1 時間 0 分 ガスタービン発電機による M/C、C 系への給電※								
			M/C、D 系受電確認												
			M/C、C 系受電準備												
			M/C、C 系受電確認												
	現場運転員 B、C	2	移動、D→M/C 受電準備												
			移動、D→M/C 受電操作												
			移動、C→M/C 受電準備												
			移動、C→M/C 受電操作												

※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 3.14-14 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

\*：「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

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	4	5	6	7		8		
		原子炉補機代替冷却系による除熱 予時間20分										
原子炉補機代替冷却系による除熱	中央制御室運転員 A	1	電源確保							炉排水確保		
	現場運転員 B, C	2	移動、S-A電源室移動操作 (注1) ※1	移動、蒸気発生 (非常用区域)								
	現場運転員 D, E	2	移動、蒸気発生 (非常用区域)									
	緊急時対策要員	12	緊急時対策用→第4設置→予移動完了	移動式代替機交換設備設置、稼働							炉排水の供給、流量調整	緊急時対策要員6名で対応する。
			電源室巡回確認									
			緊急時対策用→第4設置→予移動完了	移動式代替機交換設備設置、稼働							炉排水の供給、流量調整	緊急時対策要員6名で対応する。
			電源室巡回確認									
			緊急時対策用→第4設置→予移動完了	移動式代替機交換設備設置、稼働							炉排水の供給、流量調整	緊急時対策要員6名で対応する。
			電源室巡回確認									
	3	移動	移動式代替機交換設備への電源ケーブル接続									

※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。

### 第3.14-15 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 3.14-38 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 3.14-38 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 3.14-39 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 3.14-39 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 地上 1 階	中央制御室
緊急用メタクラ	ガスタービン発電機建物 地上 3 階	中央制御室
非常用高圧母線 C 系	原子炉建物附属棟地上 2 階	原子炉建物附属棟地上 2 階
非常用高圧母線 D 系	原子炉建物附属棟地上 2 階	原子炉建物附属棟地上 2 階
S A 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	中央制御室
S A 1 コントロールセンタ	低圧原子炉代替注水ポンプ 格納槽地下 1 階	低圧原子炉代替注水ポンプ 格納槽地下 1 階
S A 2 コントロールセンタ	原子炉建物附属棟地上 3 階	原子炉建物附属棟地上 3 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3.14-40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3.14-40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 地上1階	中央制御室
緊急用メタクラ	ガスタービン発電機建物 地上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	原子炉建物附属棟地上2階	原子炉建物附属棟地上2階
D-メタクラ切替盤	原子炉建物附属棟地上2階	原子炉建物附属棟地上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 3,004kW 及び連続最大負荷 2,912kW 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 420kL を上回る、容量約 560kL 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、全圧力 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 4.4kL/基に余裕を持った、容量約 7.9kL/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 3.14-41 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 3.14-41 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 ＜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地上 1 階＞
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高压母線電路	ガスタービン発電機 ～非常用高压母線 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
電源供給先	非常用高压母線 C 系 非常用高压母線 D 系 ＜いずれも原子炉建物附属棟地上 2 階＞ 非常用高压母線 H P C S 系 ＜原子炉建物附属棟地下 2 階＞	非常用高压母線 C 系 非常用高压母線 D 系 ＜いずれも原子炉建物附属棟地上 2 階＞ S A ロードセンタ 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 ＜原子炉建物附属棟地上 3 階＞
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	ディーゼル燃料貯蔵タンク ＜原子炉建物西側及びタービン建物西側ディーゼル燃料貯蔵タンク設置場所＞ ディーゼル燃料デイタンク ＜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地上 2 階＞
燃料流路	ディーゼル燃料移送ポンプ ＜原子炉建物西側及びタービン建物西側ディーゼル燃料貯蔵タンク設置場所＞	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地上 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3.14-42表に対象機器の接続場所を示す。

(57-2)

第3.14-42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

##### 3.14.2.3.1.1 所内常設蓄電式直流電源設備

所内常設蓄電式直流電源設備は、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）」及び「230V系蓄電池（RCIC）」、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）」及び「230V系充電器（RCIC）」で構成する。本システム全体の概要図を第3.14-16図～第3.14-18図に、本システムに属す重大事故等対処設備を第3.14-43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）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）に切り替えるとともに、不要な負荷の切り離しを行う。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）及び230V系充電器（RCIC）を經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。

所内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。

### 3.14.2.3.1.2 常設代替直流電源設備

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。

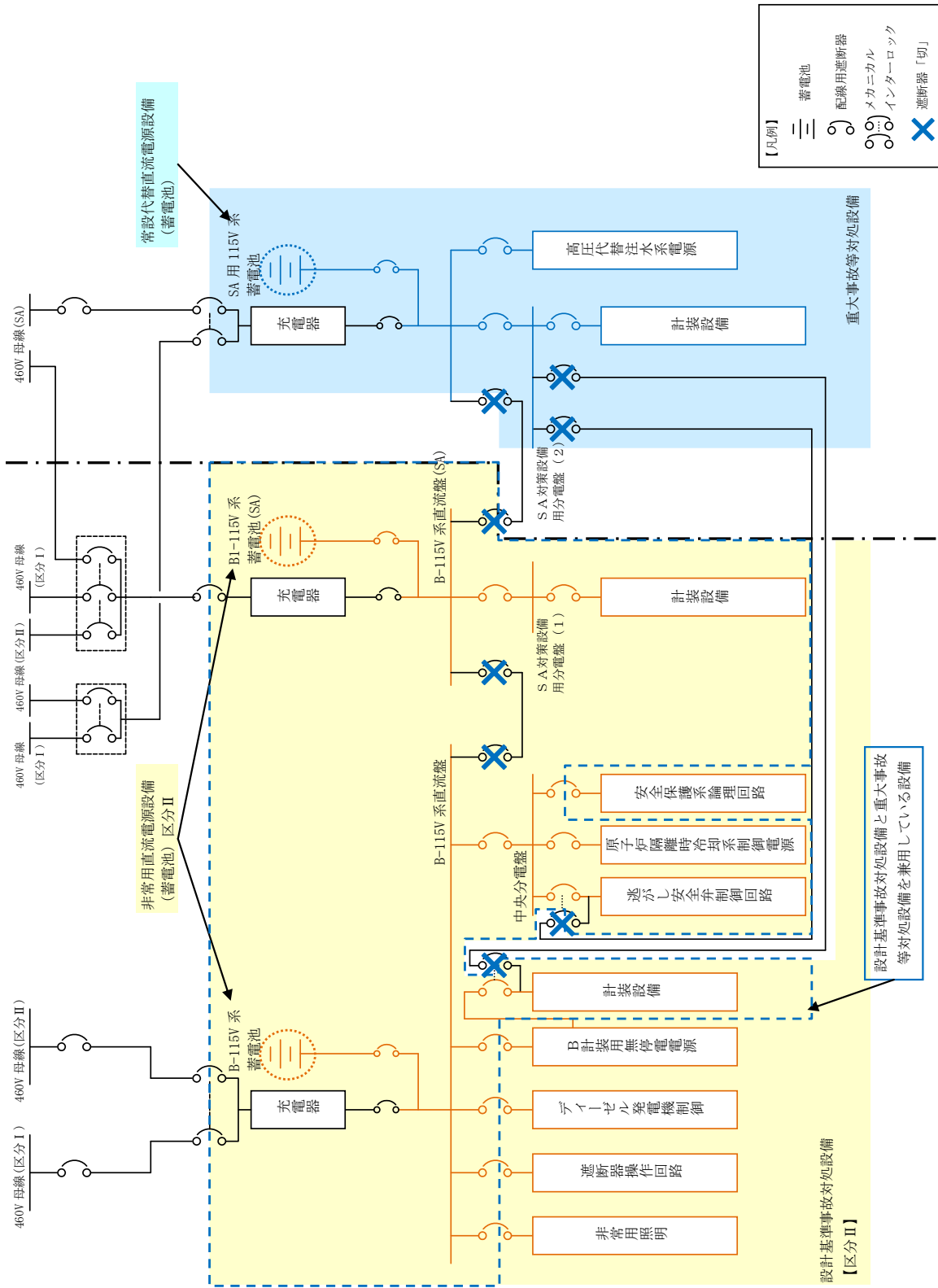
常設代替直流電源設備は全交流動力電源喪失時に直流設備に電源供給する「S A用 115V 系蓄電池」及び「S A用 115V 系充電器」で構成する。本系統全体の概要図を第 3.14-16 図～第 3.14-18 図に、本系統に属す重大事故等対処設備を第 3.14-44 表に示す。

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、S A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。

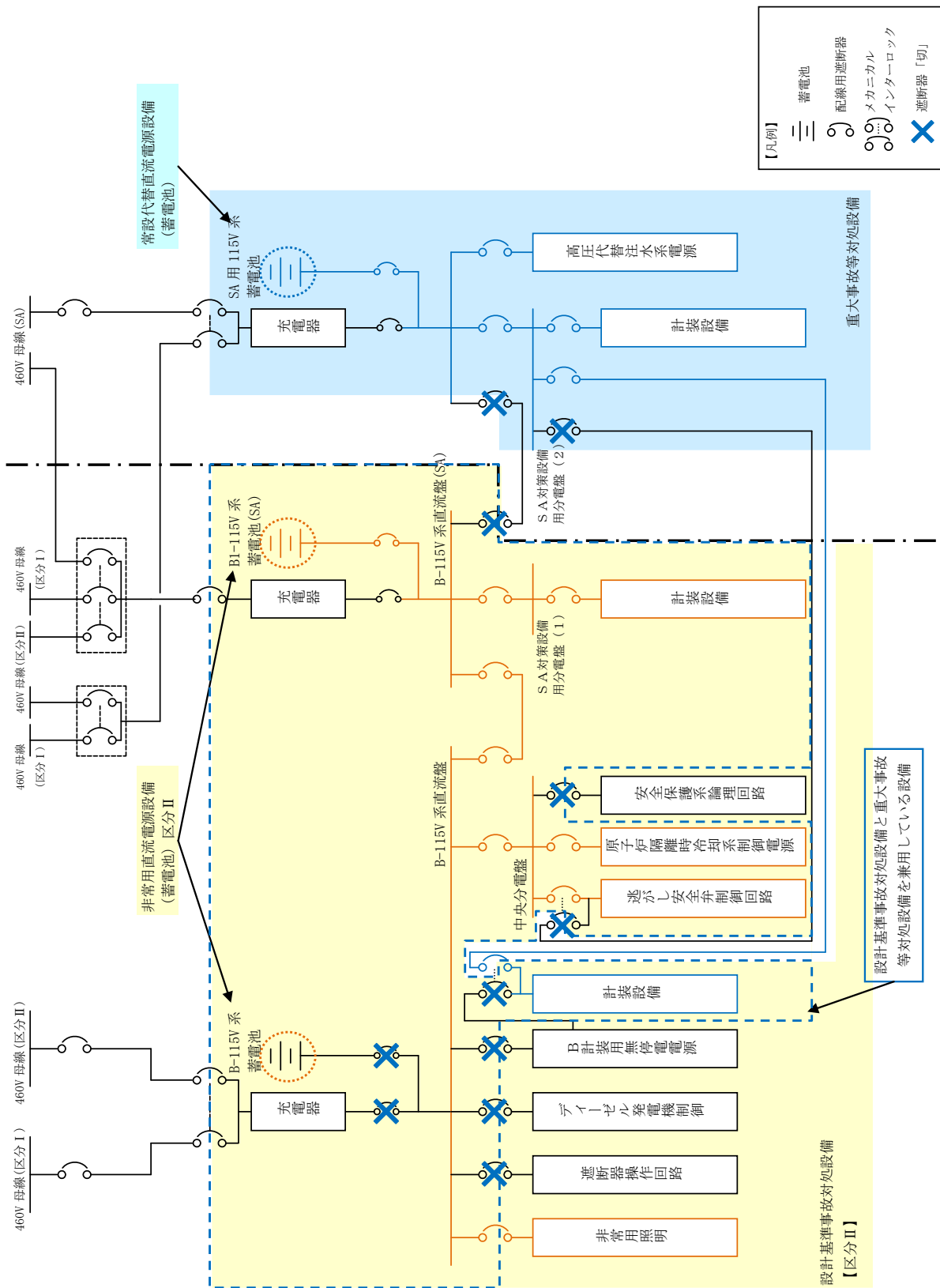
なお、交流電源である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備の復旧後に、交流電源をS A用 115V 系充電器を経由し直流母線に接続することで、電力を供給できる設計とする。

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。

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 3.14-16 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)

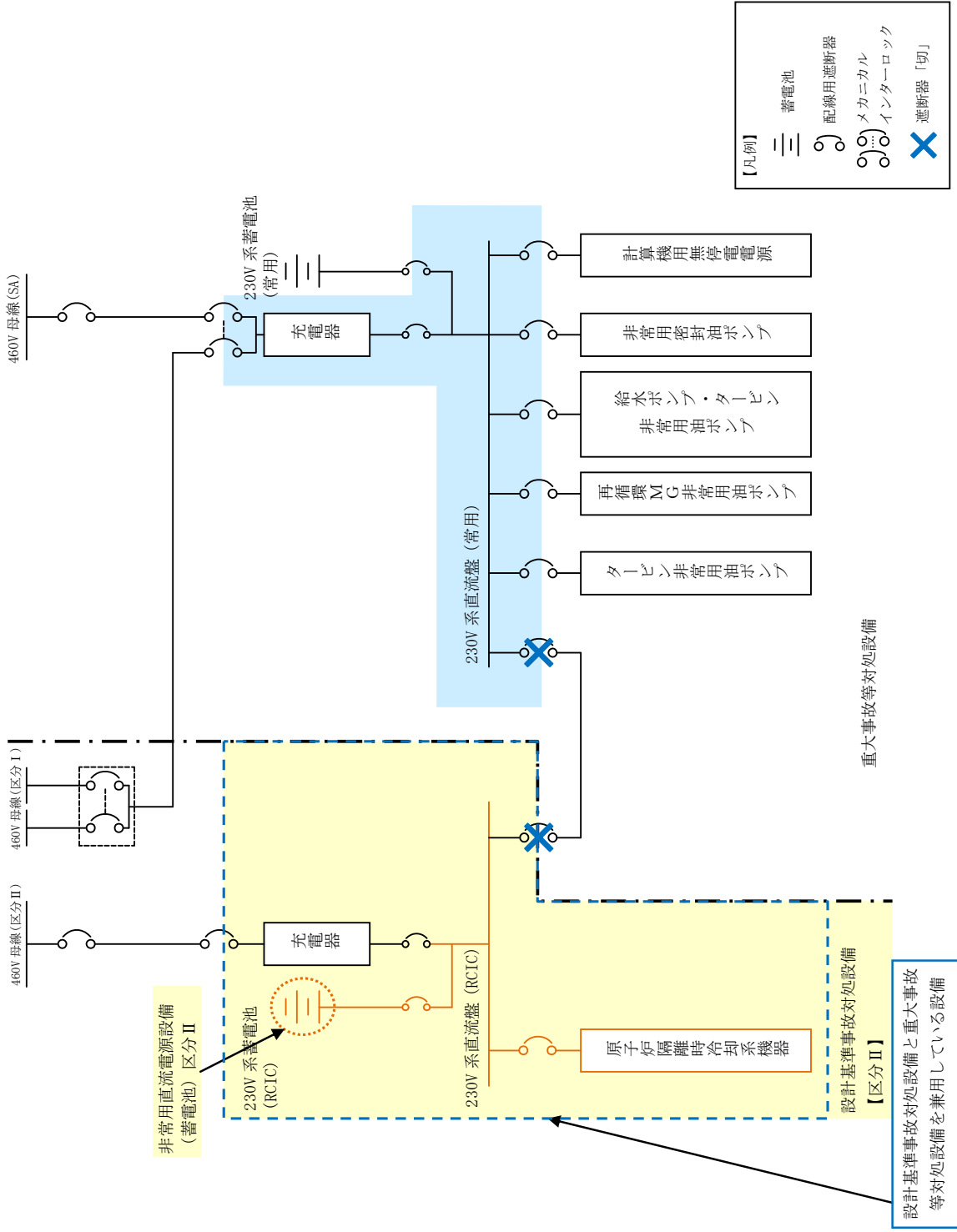


第3.14-17 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備系統図

(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 3.14-18 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 3.14-43 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 (R C I C)【常設】 B-115V 系充電器【常設】 B1-115V 系充電器 (SA)【常設】 230V 系充電器 (R C I C)【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 (R C I C) 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

表 3.14-44 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～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 1 階中階

#### (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 1 階中階

#### (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 : 廃棄物処理建物地上 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 1 階中階

#### (5) B-115V 系充電器

個数 : 1  
電圧 : 120V  
容量 : 約 400A  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下 1 階中階

(6) B 1 - 115V 系充電器 (S A)

個数 : 1  
電圧 : 120V  
容量 : 約 200A  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下 1 階中階

(7) S A用 115V 系充電器

個数 : 1  
電圧 : 120V  
容量 : 約 200A  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下 1 階中階

(8) 230V 系充電器 (R C I C)

個数 : 1  
電圧 : 240V  
容量 : 約 200A  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下 1 階中階

### 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3.14-45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3.14-46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3.14-45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 3.14-46 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地上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) B-115V系充電器 B1-115V系充電器(SA) 230V系充電器(RCIC) <いずれも廃棄物処理建物地下1階中階>
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

常設代替直流電源設備は、第 3.14-47 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 3.14-48 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 3.14-47 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、B 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 3.14-48 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系充電器 ＜廃棄物処理建物地下1階中階＞ SA用115V系蓄電池 ＜廃棄物処理建物地上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3.14-49表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-49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 3.14-50 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-50 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

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 3.14-51 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-51 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 3.14-52 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-52 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3.14-53表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-53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. 14-54 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3. 14-54 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

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 3.14-55 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-55 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 3.14-56 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-56 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 3.14-57 表に操作対象機器の操作場所を示す。

(57-2, 57-3)

第 3.14-57 表 操作対象機器（全交流動力電源喪失から 8 時間後の切り替え操作）

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 1 階中階	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 1 階中階	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 1 階中階	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 1 階中階	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 1 階中階	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

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 (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

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 (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 3.14-58 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 3.14-58 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 3.14-59 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 3.14-59 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

常設代替直流電源設備の S A用 115V 系蓄電池は、第 3.14-60 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 3.14-60 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 3.14-61 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 3.14-61 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3.14-62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恐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3.14-62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3.14-63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恐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3.14-63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

常設代替直流電源設備の S A用 115V 系充電器は、第 3.14-64 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恐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 3.14-64 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 3.14-65 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恐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 3.14-65 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), 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 3.14-57 表と同様である。

なお、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。

(57-3)

これにより第 3.14-19 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					
		8時間30分 B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)への切替										
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					電源切替準備 (RCIC停止操作)						
	現場運転員B, C					燃料、不要負荷の切離し 充電切替						

第 3.14-19 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) 切り替え) 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, B 1-115V 系充電器 (S A) は, 第 3.14-66 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, 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 3.14-66 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 3.14-67 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 3.14-67 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 1 階中階	廃棄物処理建物地下 1 階中階
B-115V 系直流盤	廃棄物処理建物地下 1 階中階	廃棄物処理建物地下 1 階中階
B-115V 系充電器	廃棄物処理建物地下 1 階中階	廃棄物処理建物地下 1 階中階
中央分電盤	廃棄物処理建物地上 1 階	廃棄物処理建物地上 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り離しを行わず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）

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、HPCS 系の各機器と第 3.14-68 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 3.14-68 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、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地上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) B-115V系充電器 B1-115V系充電器(SA) 230V系充電器(RCIC) <いずれも廃棄物処理建物地下1階中階>
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

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3.14-69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3.14-69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地上 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系充電器 〈廃棄物処理建物地下1階中階〉  SA用115V系蓄電池 〈廃棄物処理建物地上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」及び「タンクローリ」、代替所内電気設備として回路を構成する「高圧発電機車接続プラグ収納箱」、「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3.14-20図～第3.14-23図に、本系統に属する重大事故等対処設備を第3.14-70表に示す。

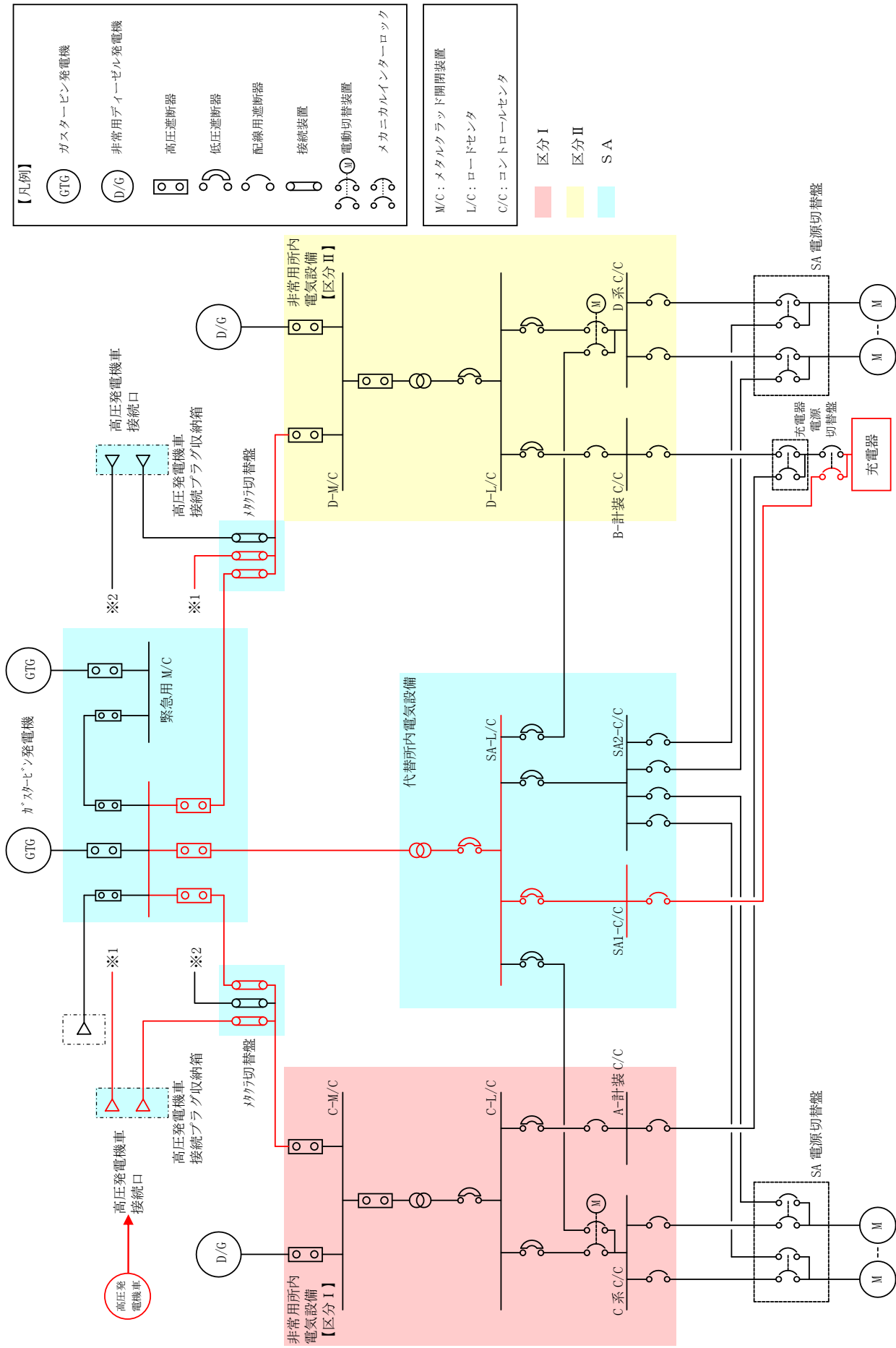
本系統は、高圧発電機車を所定の接続先である高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、代替所内電気設備の系統構成を行った後、高圧発電機車の操作ボタンにより起動する。その後、B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器及び230V系充電器(常用)から必要な負荷に給電する。また、高圧発電機車の運転中は、ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリにより燃料を高圧発電機車に補給することで高圧発電機車の運転を継続する。

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。

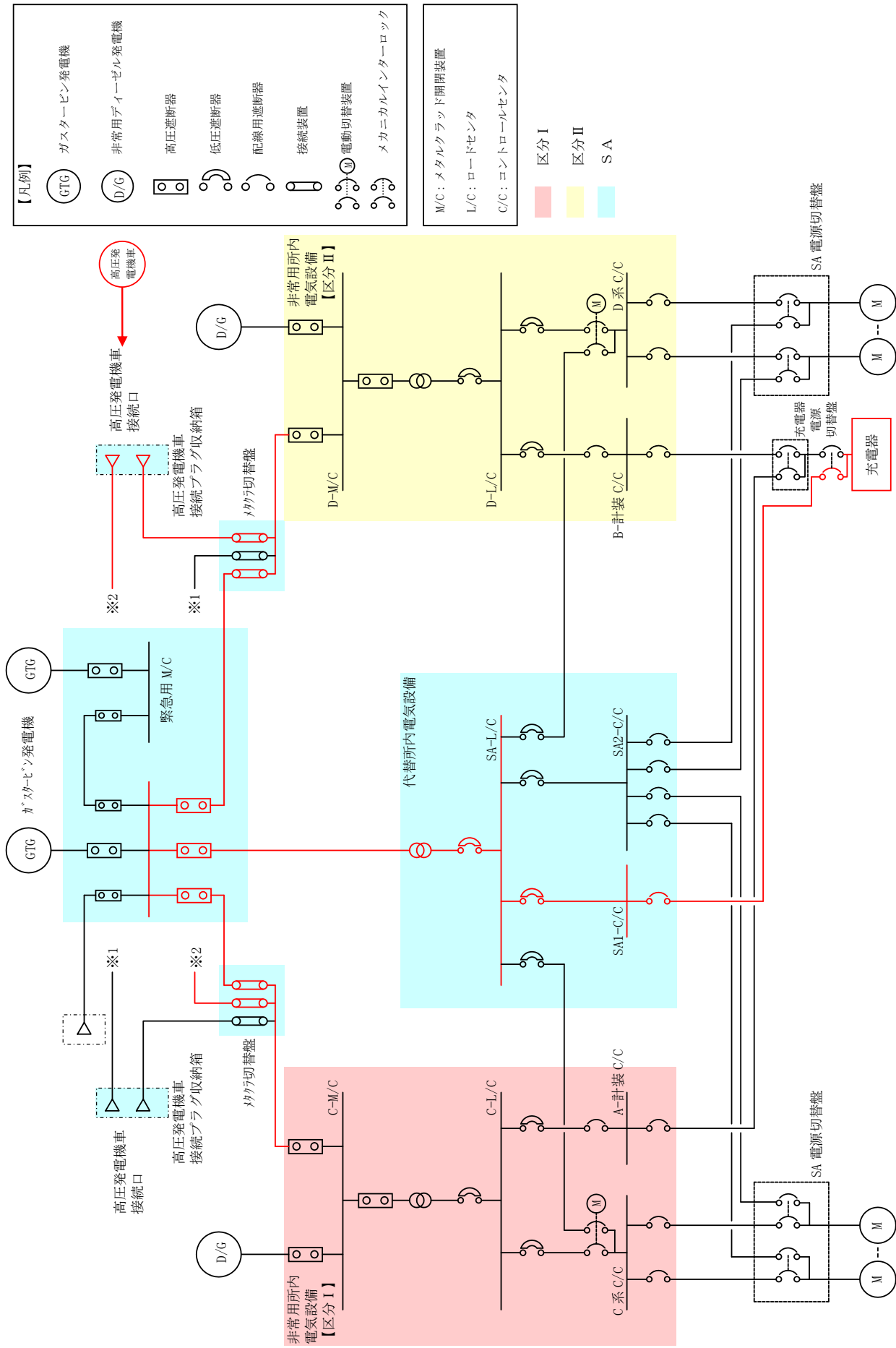
可搬型直流電源設備の設計基準事故対処設備に対する独立性、位置的分散については3.14.2.4.3項に詳細を示す。

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 3.14-20 図 可搬型直流電源設備系統図

(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 (SA), SA 用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用))



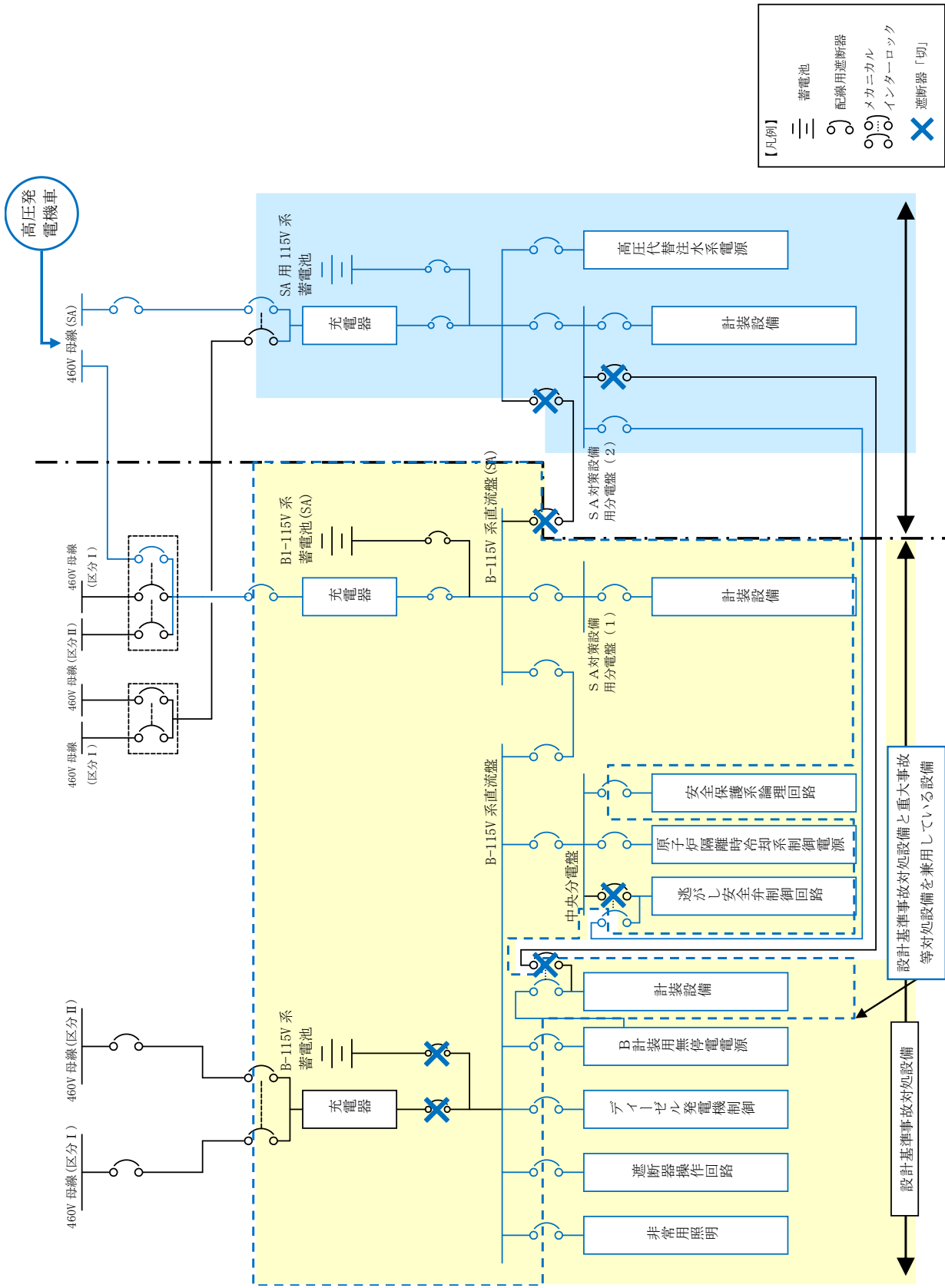
- 【凡例】
- GTG ガスタービン発電機
  - D/G 非常用ディーゼル発電機
  - 高压遮断器
  - 低压遮断器
  - 配線用遮断器
  - 接続装置
  - ⊙ 電動切替装置
  - ⊙ 機械インターロック

- M/C: メタルラット開閉装置
- L/C: ロードセンタ
- C/C: コントロールセンタ

- 区分 I
- 区分 II
- SA

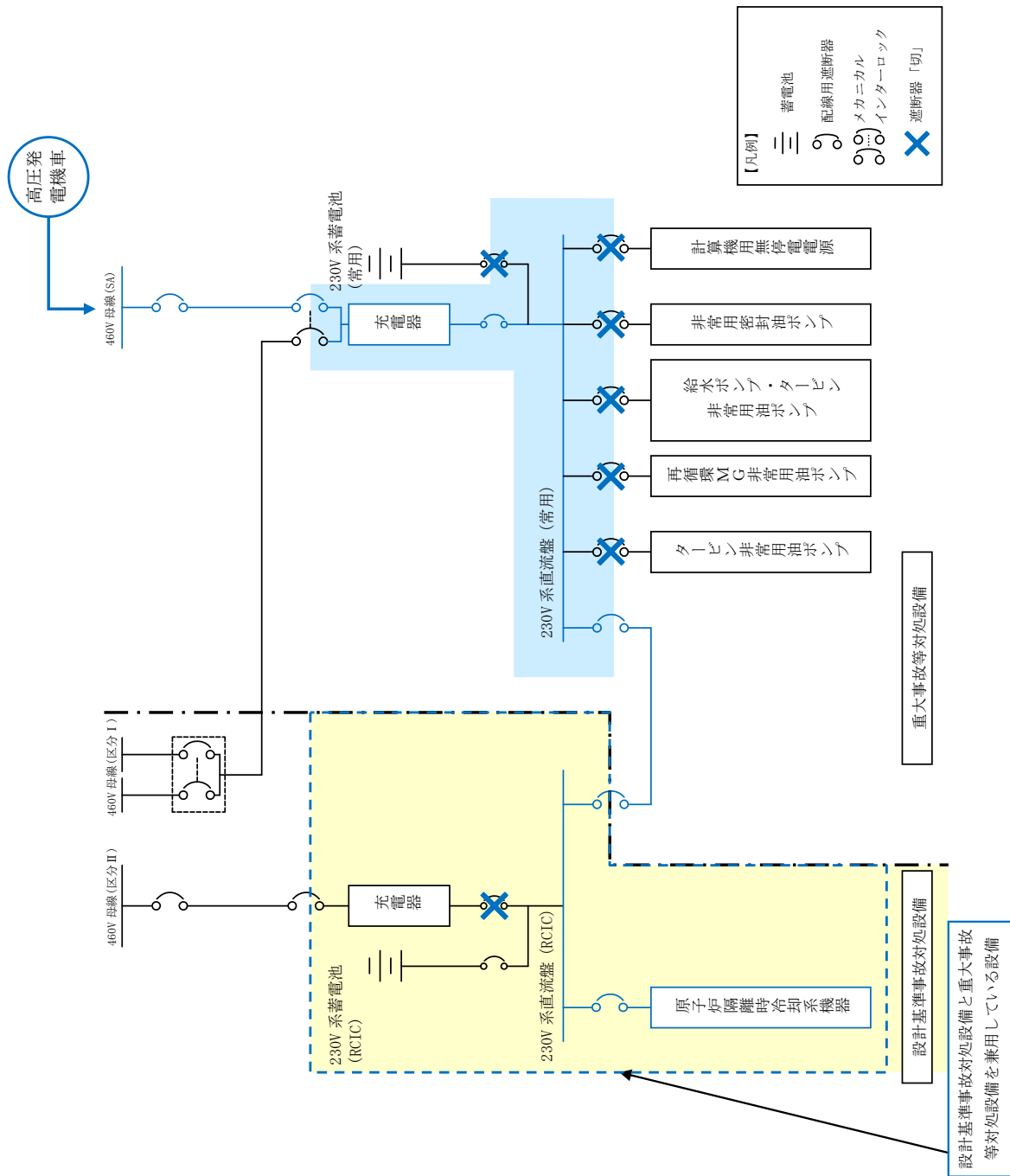
第 3.14-21 図 可搬型直流電源設備系統図

(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 (SA), SA用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用))



第 3.14-22 図 可搬型直流電源設備系統図 (直流 115V 系統)





第 3.14-23 図 可搬型直流電源設備系統図 (直流 230V 系統)

第 3.14-70 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】 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】)
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及び第二設置場所

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

容量 : 約 200A

取付箇所 : 廃棄物処理建物地下1階中階

#### (3) SA用 115V系充電器

個数 : 1

電圧 : 120V

容量 : 約 200A

取付箇所 : 廃棄物処理建物地下1階中階

#### (4) 230V系充電器 (常用)

個数 : 1

電圧 : 240V

容量 : 約 200A

取付箇所 : 廃棄物処理建物地下1階中階

(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 560kL/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)

(6) タンクローリ

容量 : 約 3.0kL/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

### 3.14.2.4.3 独立性及び位置的分散の確保

可搬型直流電源設備は、第3.14-71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3.14-72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3.14-71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	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 3.14-72 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 ＜廃棄物処理建物地上 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 1 階中階＞
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 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
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

	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
燃料源	ディーゼル燃料貯蔵タンク <原子炉建物西側及びタービン建物西側ディーゼル燃料貯蔵タンク設置場所> ディーゼル燃料デイタンク <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	ディーゼル燃料移送ポンプ <原子炉建物西側及びタービン建物西側ディーゼル燃料貯蔵タンク設置場所>	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及び第二設置場所）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3.14-73表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-73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 3.14-74 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-74 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3.14-75表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-75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 3.14-76 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-76 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 3.14-77 表に示す設計とする。

(57-2, 57-3)

第 3.14-77 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) 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3.14-78表に示す設計とする。

(57-2, 57-3)

第3.14-78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、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 3.14-79 表～第 3.14-81 表に操作対象機器の操作場所を示す。

(57-2, 57-3, 57-8)

第 3.14-79 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

第 3.14-80 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	原子炉建物附属棟地上 2 階	ボルト・ネジ 接続操作
D-メタクラ切替盤	断路 →接続	原子炉建物附属棟地上 2 階	ボルト・ネジ 接続操作
緊急用メタクラ (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 (S Aロードセンタ側)	切→入	中央制御室	スイッチ 操作
S Aロードセンタ (緊急用メタクラ側)	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 1 階中階	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 1 階中階	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 1 階中階	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 1 階中階	スイッチ 操作
230V 系充電器 (常用)	切→入	廃棄物処理建物地下 1 階中階	スイッチ 操作

第 3.14-81 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	原子炉建物附属棟地上 2 階	ボルト・ネジ 接続操作
D-メタクラ切替盤	断路 →接続	原子炉建物附属棟地上 2 階	ボルト・ネジ 接続操作
緊急用メタクラ (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 (S Aロードセンタ側)	切→入	中央制御室	スイッチ 操作
S Aロードセンタ (緊急用メタクラ側)	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 1 階中階	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 1 階中階	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 1 階中階	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 1 階中階	スイッチ 操作
230V 系充電器 (常用)	切→入	廃棄物処理建物地下 1 階中階	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) 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、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) 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、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) タンクローリ

タンクローリについては、付属の操作ハンドルからのハンドル操作で起動する設計とする。タンクローリは付属の操作ハンドル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 3.14-82 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恐れのある傷、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 3.14-82 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 3.14-83 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恐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 3.14-83 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 3.14-84 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恐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 3.14-84 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3.14-85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恐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3.14-85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3.14-86表に示すように発電用原子炉の運転中及び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3.14-86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
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 漏えいの有無の確認

f) タンクローリ

可搬型直流電源設備のタンクローリは、第 3.14-87 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 3.14-87 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。

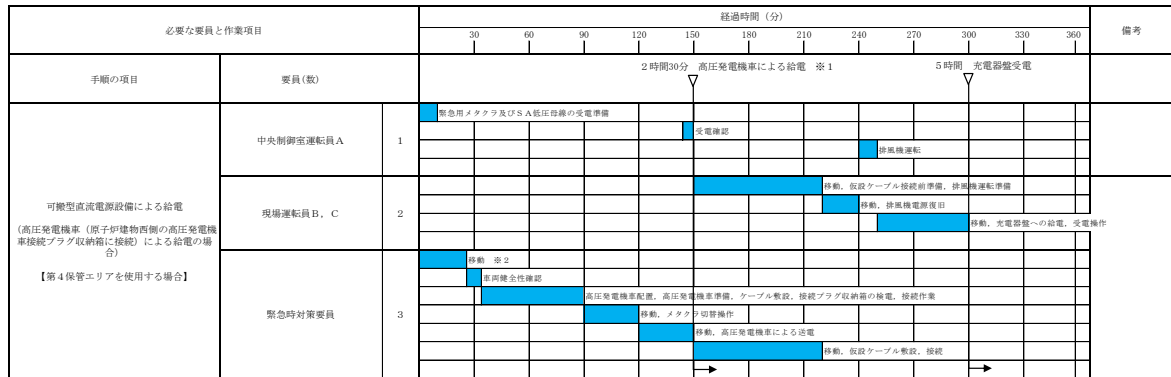
(ii) 適合性

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り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り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 3.14-79 表～第 3.14-81 表と同様である。

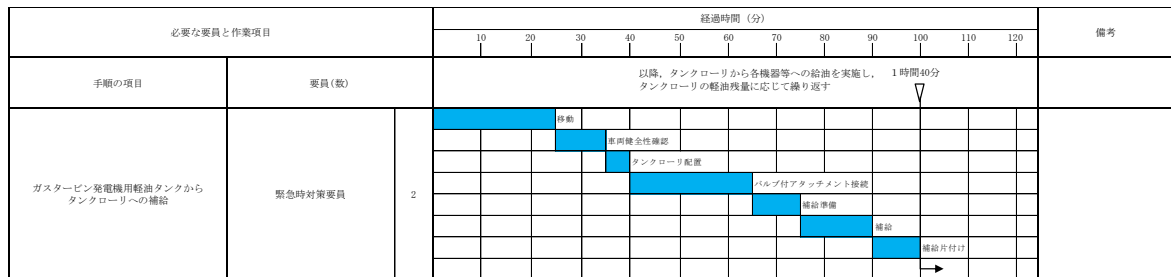
(57-3)

これにより第 3.14-24 図～第 3.14-26 図で示すタイムチャートの通り速やかに切り替えが可能である。

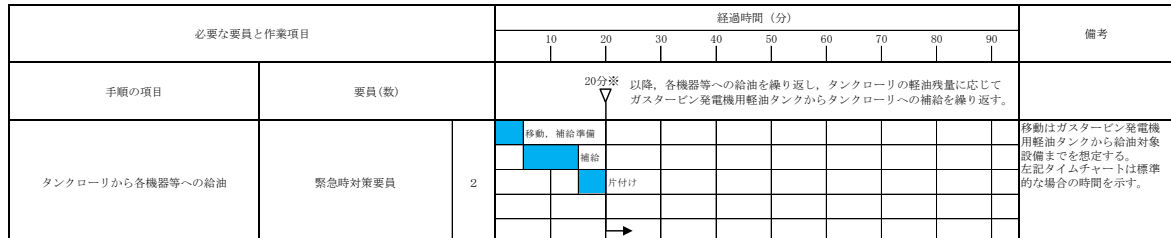


※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、2時間5分以内で可能である。  
 ※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

第 3.14-24 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



第 3.14-25 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



※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、給油時間を2分、準備・片付けを10分、トータル約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4分、給油時間を6分、準備・片付けを10分、トータル約20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、給油時間を6分、準備・片付けを10分、トータル約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、給油時間を1分、準備・片付けを10分、トータル約16分で可能である。

第 3.14-26 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

\* : 「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 3.14-88 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又は非常用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と切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 3.14-88 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	通常時切り離し
非常用交流電源設備	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	通常時切り離し



(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, 及びガスタービン発電機用軽油タンク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 3.14-89 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 3.14-89 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
C-メタクラ切替盤	原子炉建物附属棟地上 2 階	原子炉建物附属棟地上 2 階
D-メタクラ切替盤	原子炉建物附属棟地上 2 階	原子炉建物附属棟地上 2 階
緊急用メタクラ	ガスタービン発電機建物 地上 3 階	中央制御室
SAロードセンタ	原子炉低圧代替注水ポンプ格納槽地下 1 階	中央制御室
充電器電源切替盤	廃棄物処理建物地下 1 階中階	廃棄物処理建物地下 1 階中階
B1-115V系充電器(SA)	廃棄物処理建物地下 1 階中階	廃棄物処理建物地下 1 階中階
SA用 15V系充電器	廃棄物処理建物地下 1 階中階	廃棄物処理建物地下 1 階中階
230V系充電器(常用)	廃棄物処理建物地下 1 階中階	廃棄物処理建物地下 1 階中階

### 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出力容量として、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出力容量として、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、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420kLを上回る、容量約560kL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 3.14-90 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 3.14-90 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 非常用ロードセンタ <いずれも原子炉建物附属棟地上 2 階> 非常用コントロールセンタ <廃棄物処理建物地上 1 階及び地下 1 階中階>	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) <原子炉建物高圧発電機車第一設置場所> 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> C-メタクラ切替盤 D-メタクラ切替盤 <いずれも原子炉建物附属棟地上 2 階> SA ロードセンタ 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 <原子炉建物附属棟地上 3 階>
電路	非常用ディーゼル発電機 ~非常用高圧母線電路	高圧発電機車 ~非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 高圧発電機源車 ~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

	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地上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地上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 <原子炉建物附属棟地上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760kW及び連続最大負荷545kWである。最大負荷に十分な余裕を考慮し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、可搬型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、可搬型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及びガスタービン発電機用軽油タンク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 3.14-91 表～第 3.14-93 表に対象機器の接続場所を示す。

第 3.14-91 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～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	ノズル接続

第 3.14-92 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 3.14-93 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

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)

なお、可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車の接続方法として、ガスタービン発電機建物南側にある緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し、緊急用メタクラを経由して非常用高圧母線 C 系, D 系又は S A 1 コントロールセンタ, S A 2 コントロールセンタを受電することが可能な設計とする。本接続方法は事業者の自主的な取り組みで運用するものである。

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よっては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建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位置的分散を図った二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 3.14-91 表～第 3.14-93 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 3.14-94 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 3.14-94 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 ＜廃棄物処理建物地上 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 1 階中階＞	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 1 階中階＞
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 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
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

	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
燃料源	ディーゼル燃料貯蔵タンク <原子炉建物西側及びタービン建物西側ディーゼル燃料貯蔵タンク設置場所> ディーゼル燃料ダイタンク <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>
燃料流路	ディーゼル燃料移送ポンプ <原子炉建物西側及びタービン建物西側ディーゼル燃料貯蔵タンク設置場所>	—	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、高圧代替注水系、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電源喪失（代替交流電源喪失）により、重大事故に至る恐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。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

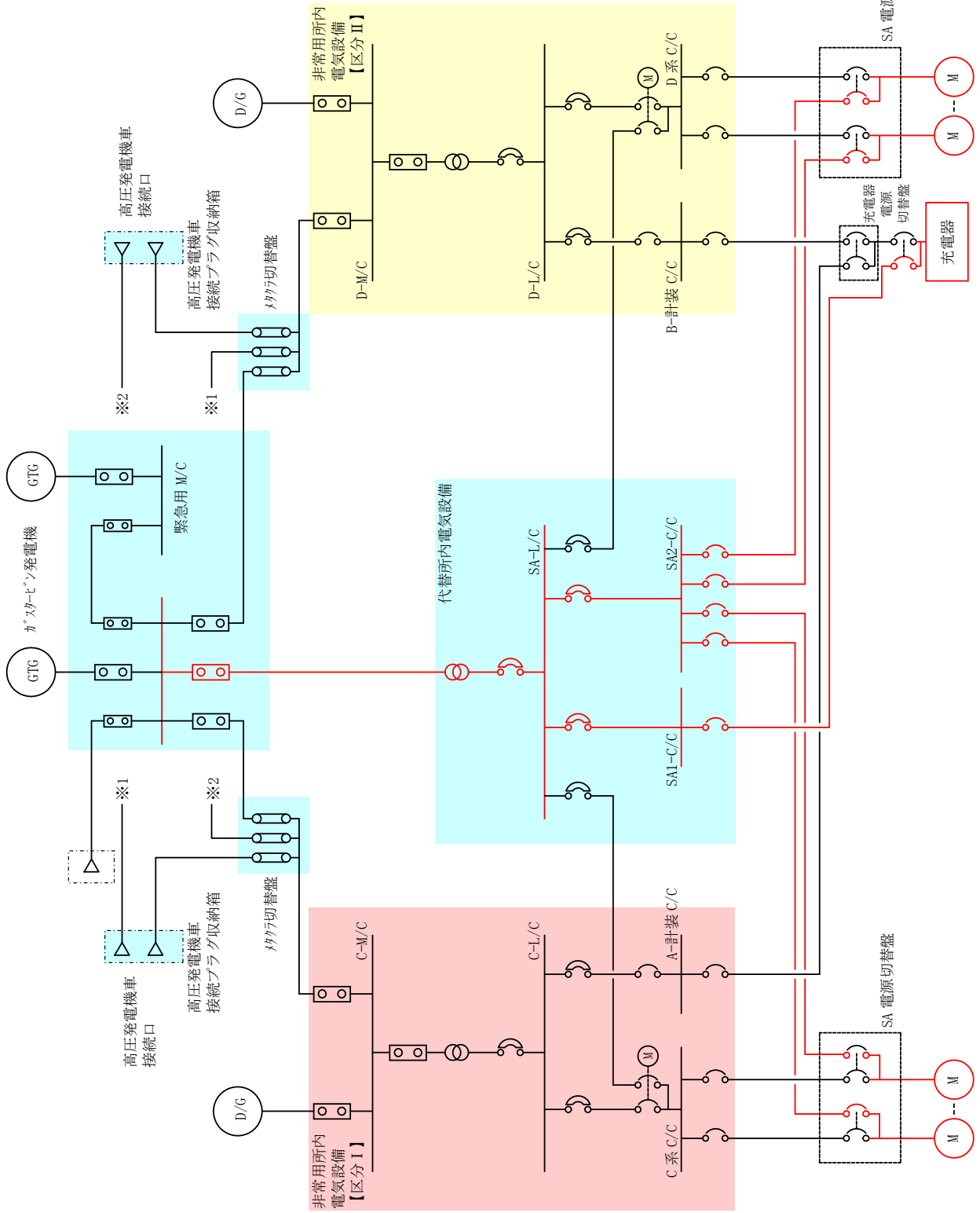
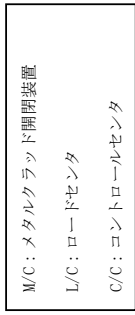
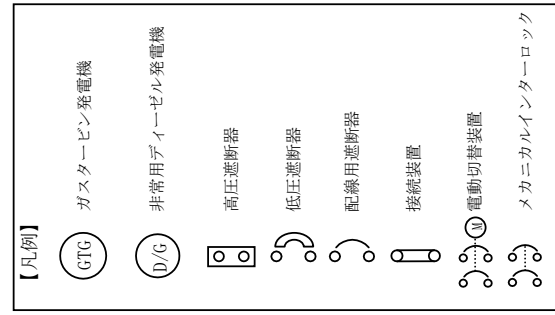
代替所内電気設備は、設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が喪失した場合、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備から必要な設備に電源を供給するための電路を確保することにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として設置するものである。

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」、「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3.14-27図～第3.14-29図に、本システムに属する重大事故等対処設備を第3.14-95表に示す。

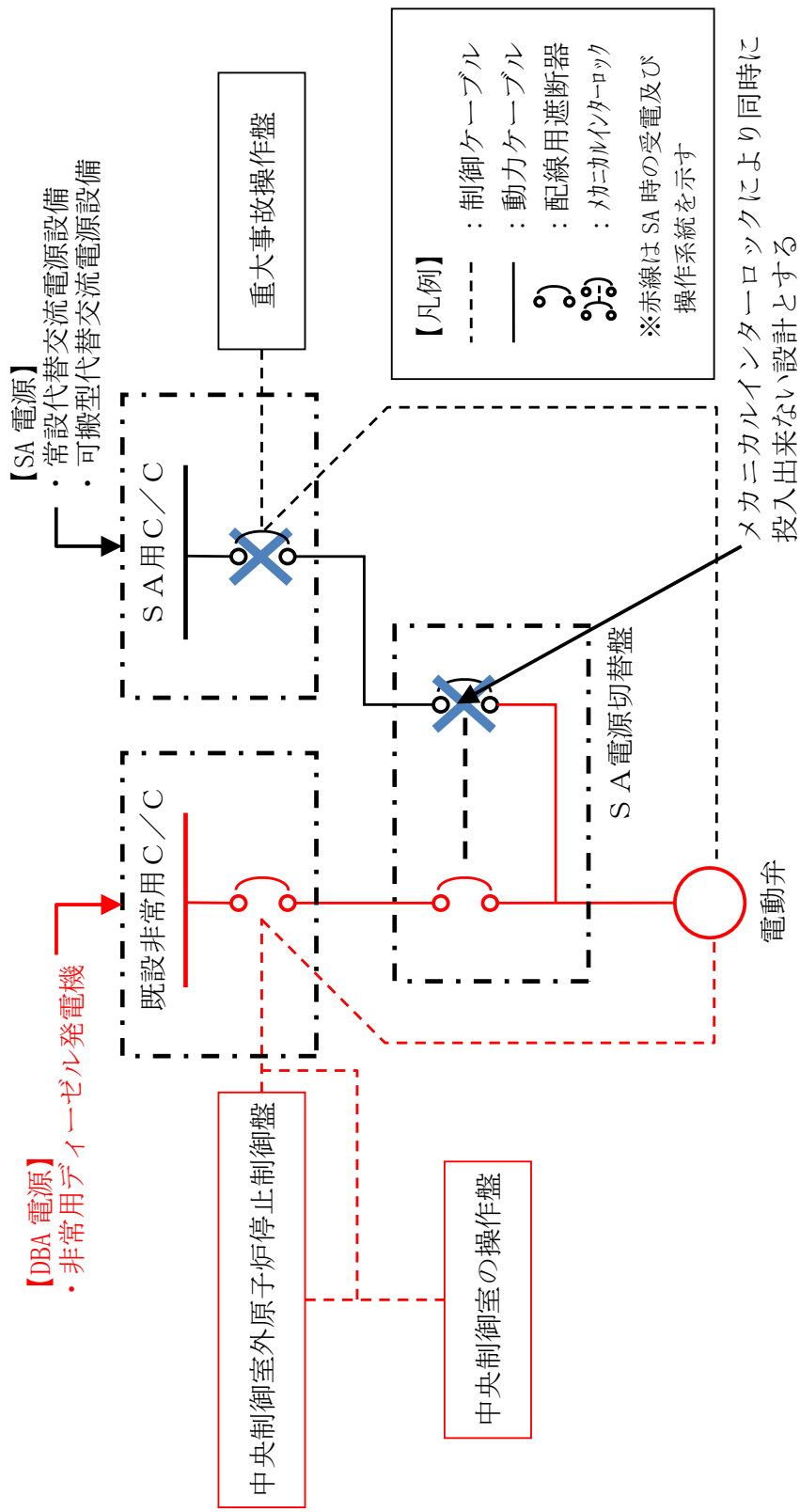
本システムは、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、SAロードセンタ、非常用高圧母線C系、非常用高圧母線D系、充電器電源切替盤、SA電源切替盤を操作してシステム構成することにより、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備の電路として使用する。

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。

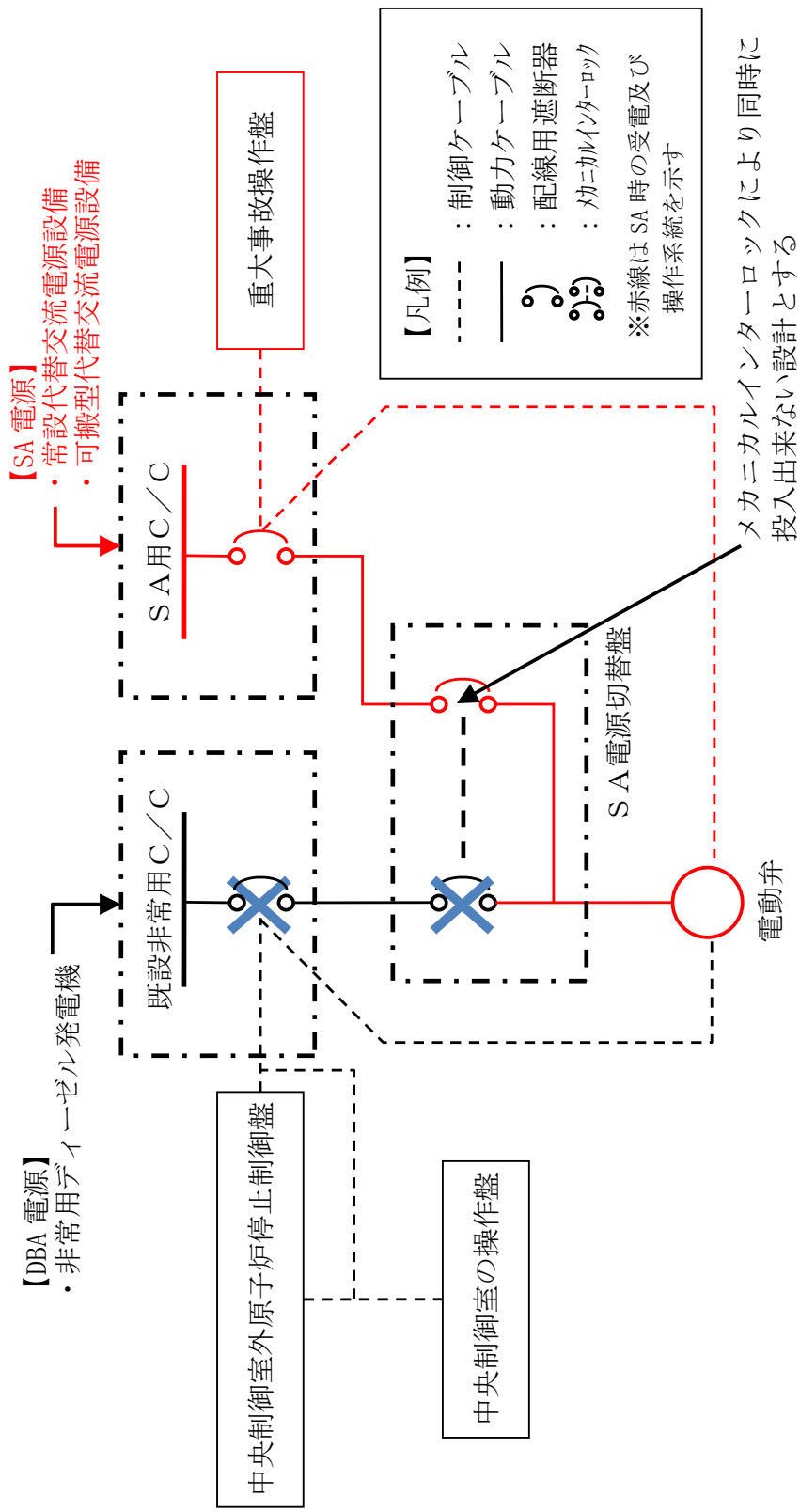
なお、SRV用電源切替盤については、「3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（設置許可基準規則第46条に対する設計方針を示す章）」で示す。



第 3.14-27 図 代替所内電気設備系統図



第 3.14-28 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 3.14-29 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 3.14-95 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】 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地上 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 : 原子炉建物附属棟地上 2 階

(3) 高圧発電機車接続プラグ収納箱

個数 : 一式  
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) 非常用高圧母線 C 系

電圧 : 6.9kV  
定格電流 : 約 1,200A  
取付箇所 : 原子炉建物附属棟地上 2 階

(5) 非常用高圧母線 D 系

電圧 : 6.9kV  
定格電流 : 約 1,200A  
取付箇所 : 原子炉建物附属棟地上 2 階

(6) S A 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

(7) 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

- (8) 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 : 原子炉建物附属棟地上 3 階
- (9) 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 1 階中階
- (10) S A 電源切替盤  
個数 : 一式  
取付箇所 : 原子炉建物附属棟地上 3 階
- (11) 重大事故操作盤  
個数 : 一式  
取付箇所 : 制御室建物地上 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3.14-96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3.14-97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、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、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3.14-96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 $S_s$ 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屋外、ガスタービン発電機建物、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 3.14-97 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 非常用ロードセンタ <いずれも原子炉建物附属棟地上 2 階> 非常用コントロールセンタ <廃棄物処理建物地上 1 階及び地下 1 階中階>	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> メタクラ切替盤 <原子炉建物附属棟地上 2 階> SA ロードセンタ SA 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> SA 2 コントロールセンタ <原子炉建物附属棟地上 3 階>
電路	非常用ディーゼル発電機 ~非常用高圧母線電路	高圧発電機車 ~非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 高圧発電機源車 ~ SA 1 コントロールセンタ及び SA 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 ~ SA 1 コントロールセンタ及び SA 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地上 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地上 2 階> SA 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> SA 2 コントロールセンタ <原子炉建物附属棟地上 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、原子炉建物付属棟地上2階及び地上中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恐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、原子炉建物付属棟地上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、地上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地上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3.14-98表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-98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 3.14-99 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-99 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3.14-100表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-100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) 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3.14-101表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-101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。

e) 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3.14-102表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-102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。

f) 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3.14-103表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-103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。



g) 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 3.14-104 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-104 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。

h) 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 3.14-105 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-105 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。

i) 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 3.14-106 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-106 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。

j) 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3.14-107表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-107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。

k) 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3.14-108表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-108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、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3.14-109表～第3.14-110表に操作対象機器の操作場所を示す。

(57-2, 57-3)

第3.14-109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 (SAロードセンタ側)	切→入	制御室建物地上4階 中央制御室	スイッチ 操作
SAロードセンタ (緊急用メタクラ側)	切→入	制御室建物地上4階 中央制御室	スイッチ 操作
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側)	切→入	制御室建物地上4階 中央制御室	スイッチ 操作

第 3.14-110 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
メタクラ切替盤	断路 →接続	原子炉建物附属棟地上 2 階	ボルト・ ナット 接続操作
緊急用メタクラ (メタクラ切替盤)	切→入	ガスタービン発電機建物内地 上 3 階	スイッチ 操作
緊急用メタクラ (S A ロードセンタ 側)	切→入	制御室建物地上 4 階 中央制御室	スイッチ 操作
S A ロードセンタ (緊急用メタクラ側)	切→入	制御室建物地上 4 階 中央制御室	スイッチ 操作
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 トロールセンタ側)	切→入	制御室建物地上 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) 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)

e) 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)

f) 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)



g) 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、操作不要である。

(57-2, 57-3)

h) 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、操作不要である。

(57-2, 57-3)

i) 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)

j) S A 電源切替盤

代替所内電気設備の S A 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 S A 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)

k) 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 F D 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 3.14-111 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恐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 3.14-111 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 3.14-112 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恐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 3.14-112 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 3.14-113 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恐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 3.14-113 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) 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. 14-114 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. 14-114 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

e) 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. 14-115 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. 14-115 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

f) 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、第 3.14-116 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恐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 3.14-116 表 S A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	S A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	S Aロードセンタの外観，寸法の確認 S Aロードセンタの盤内部の目視点検

g) S A1 コントロールセンタ

代替所内電気設備のS A1 コントロールセンタは、第 3.14-117 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 A1 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 3.14-117 表 S A1 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 A1 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 A1 コントロールセンタの外観，寸法の確認

h) 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. 14-118 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恐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. 14-118 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

i) 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. 14-119 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り替えの確認が可能な設計とする。

(57-4)

第 3. 14-119 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

j) 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 3.14-120 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り替えの確認が可能な設計とする。

(57-4)

第 3.14-120 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

k) 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 3.14-121 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り替えがF D画面にて確認可能な設計とする。

(57-4)

第 3.14-121 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。

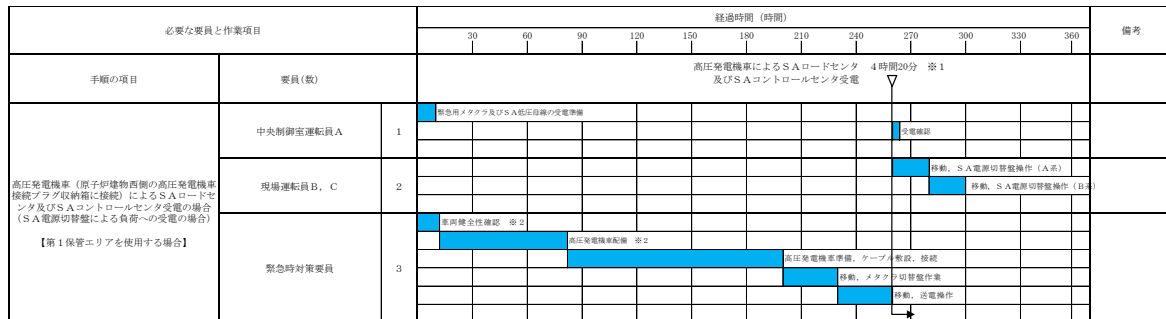
(ii) 適合性

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り替えが可能な設計とする。切り替え操作の対象機器は(2)操作性の第 3.14-109 表～第 3.14-110 表と同様である。

(57-3)

これにより第 3.14-30 図で示すタイムチャートの通り速やかに切り替えが可能である。



※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15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15分以内で可能である。

第 3.14-30 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

\*：「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。

代替所内電気設備は, 第 3.14-122 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 3.14-122 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。

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 3.14-123 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 3.14-123 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 地上 3 階	制御室建物地上 4 階 中央制御室
メタクラ切替盤	原子炉建物附属棟地上 2 階	原子炉建物附属棟地上 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
S A 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	制御室建物地上 4 階 中央制御室
S A 1 コントロー ルセンタ	低圧原子炉代替注水ポンプ 格納槽地下 1 階	—
S A 2 コントロー ルセンタ	原子炉建物附属棟 地上 3 階	—
充電器電源切替盤	廃棄物処理建物地下 1 階中階	廃棄物処理建物地下 1 階中階
S A 電源切替盤	原子炉建物附属棟地上 2 階	原子炉建物附属棟地上 3 階
重大事故操作盤	廃棄物処理建物地上 1 階	廃棄物処理建物地上 1 階
非常用高圧母線 C 系	原子炉建物附属棟地上 2 階	原子炉建物附属棟地上 2 階
非常用高圧母線 D 系	原子炉建物附属棟地上 2 階	原子炉建物附属棟地上 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502A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502A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、高圧発電機車が接続可能であり、ガスタービン発電機を使用して原子炉補機代替冷却系に対して電源供給することから、ガスタービン発電機1基の定格電流である502A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)

##### d) 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502A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)

e) 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502A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)

f) 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)

g) 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394A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)

h) 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99A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) 充電器電源切替盤

対象外である。

j) SA電源切替盤

対象外である。

k) 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 3.14-124 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 3.14-124 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 非常用ロードセンタ <いずれも原子炉建物附属棟 地上 2 階> 非常用コントロールセンタ <廃棄物処理建物地上 1 階及 び地下 1 階中階>	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> メタクラ切替盤 <原子炉建物附属棟地上 2 階> SA ロードセンタ SA 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> SA 2 コントロールセンタ <原子炉建物附属棟地上 3 階>
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線電路	高圧発電機車 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 高圧発電機源車 ～SA 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 ～SA 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 地上 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地上 2 階> SA 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> SA 2 コントロールセンタ <原子炉建物附属棟地上 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

常設代替交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ために、SAロードセンタ及びSA1コントロールセンタから非常用コントロールセンタに電源供給できるように設ける。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。

#### 3.14.2.6.6.2 緊急用メタクラ接続プラグ盤

##### 3.14.2.6.6.2.1 設備概要

可搬型代替交流電源設備から非常用高圧母線又は代替所内電気設備への電源供給手段の多重化を図るため、緊急用メタクラ接続プラグ盤を設ける。高圧発電機車を緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し、緊急用メタクラから非常用高圧母線又は代替所内電気設備へ至る電路は、非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線へ至る電路に対して、独立した電路で系統構成する。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（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「ディーゼル燃料貯蔵タンク」、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「ディーゼル燃料デイタンク」、ディーゼル燃料貯蔵タンクからディーゼル燃料デイタンクまで燃料を移送する「ディーゼル燃料移送ポンプ」、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及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の燃料はディーゼル燃料貯蔵タンクからディーゼル燃料デイタンクにディーゼル燃料移送ポンプを用いて自動で供給され、ディーゼル燃料デイタンクから自重で非常用ディーゼル発電機に供給される。

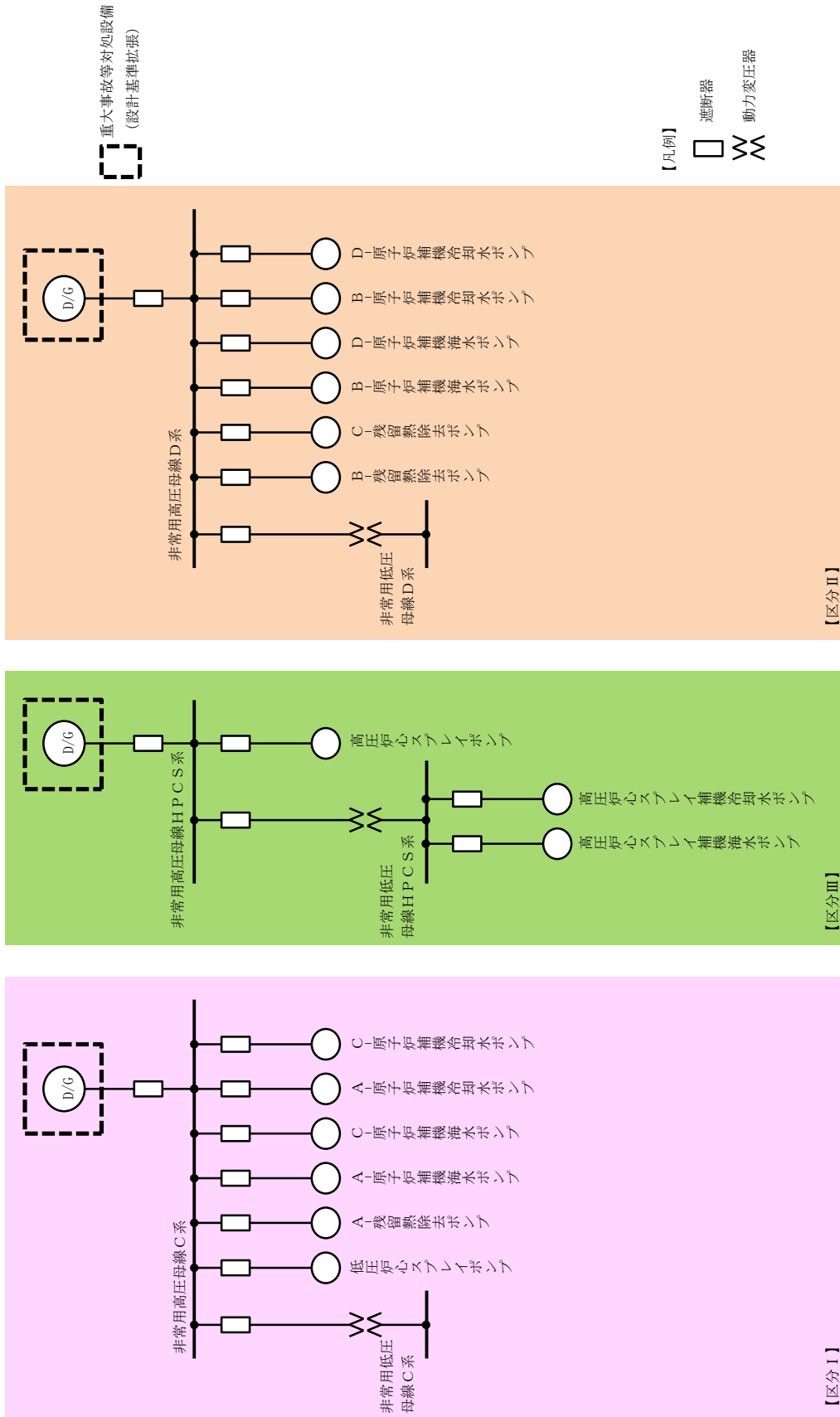
非常用ディーゼル発電機は、重大事故等時に代替制御棒挿入機能（AR I）、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能、ほう酸水注入系、代替自動減圧機能、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、原子炉補機冷却系、格納容器代替スプレイ（常設）格納容器代替スプレイ（可搬型）、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）、計装設備及び非常用ガス処理系へ電力を供給できる設計とする。

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及び計装設備へ電力を供給できる設計とする。

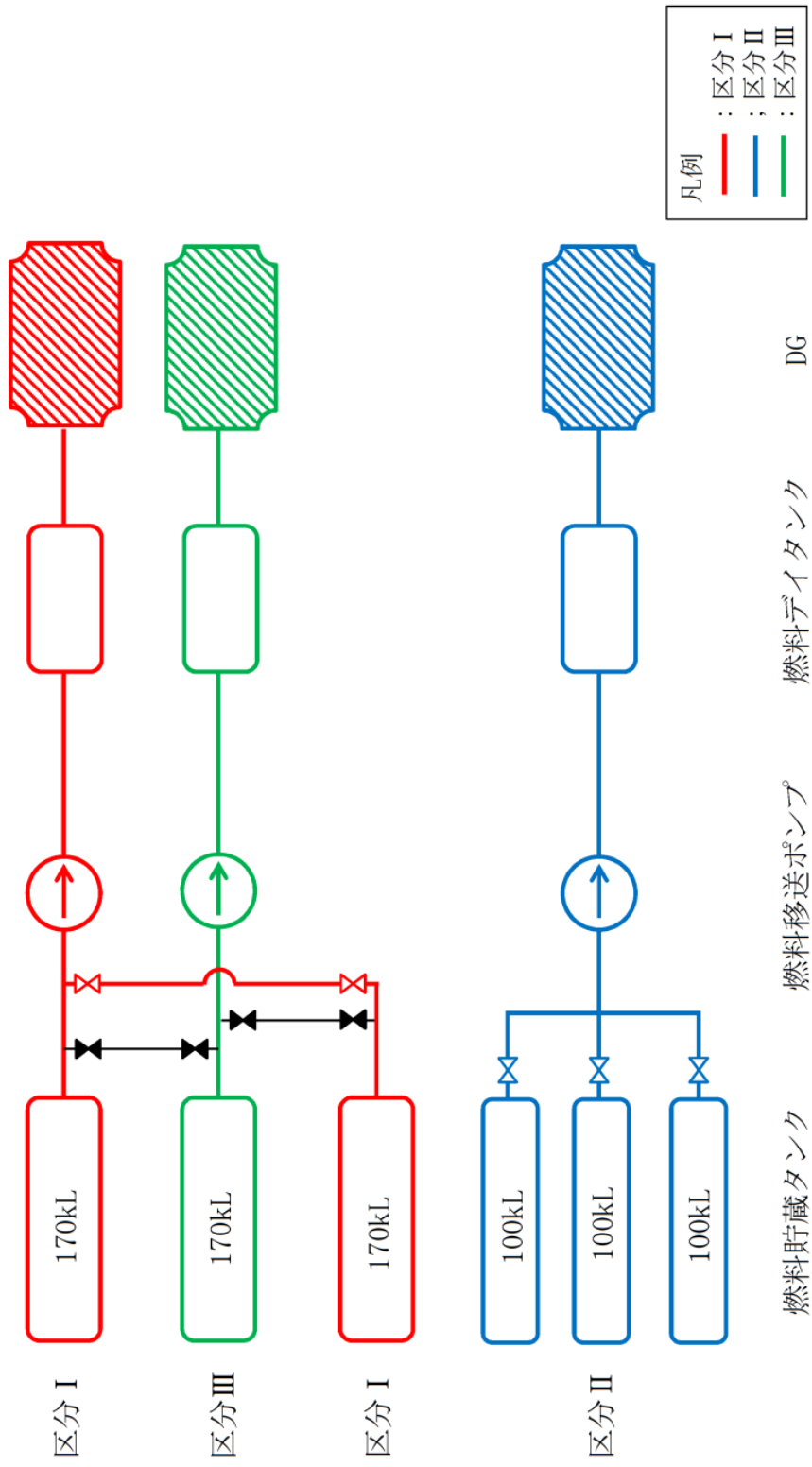
本システム全体の概要図を第 3.14-31 図に、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料供給システムの概要図を第 3.14-32 図に示す。また、本システムに属する設備のうち、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を第 3.14-125 表に示す。

本システムは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ため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。





第3.14-31 図 非常用交流電源設備 系統概要図



第 3.14-32 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ライ系ディーゼル発電機燃料供給系統)

第 3.14-125 表 非常用交流電源設備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	非常用ディーゼル発電機【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機【常設】 ディーゼル燃料移送ポンプ【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 ディーゼル燃料デイタンク【常設】
附属設備	—
燃料流路	ディーゼル燃料移送系配管・弁【常設】
電路	非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線電路【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】 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

### 3.14.3.1.2 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) ディーゼル燃料移送ポンプ

種類 : スクリュー式  
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 (高圧炉心スプレー系用)  
取付箇所 : タービン建物西側ディーゼル燃料貯蔵タンク設置場所  
出力 : 約 2.2kW/台

(4) ディーゼル燃料移送ポンプ

種類 : スクリュー型  
容量 : 約 4.0m<sup>3</sup>/h/台  
吐出圧力 : 約 0.5MPa  
最高使用圧力 : 約 0.98MPa [gage]  
最高使用温度 : 66℃  
個数 : 1 (非常用)  
取付箇所 : 原子炉建物西側ディーゼル燃料貯蔵タンク設置場所  
出力 : 約 3.7kW/台

(5) ディーゼル燃料貯蔵タンク

種類 : 横置円筒形  
容量 : 約 170kL/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 : タービン建物西側ディーゼル燃料貯蔵タンク設置場所

(6) ディーゼル燃料貯蔵タンク

種類 : 横置円筒形  
容量 : 約 100kL/基  
最高使用圧力 : 静水頭  
最高使用温度 : 66℃  
個数 : 3 (非常用)  
取付箇所 : 原子炉建物西側ディーゼル燃料貯蔵タンク設置場所

(7) ディーゼル燃料デイトンク

種類 : 横置円筒形

容量 : 約 16m<sup>3</sup>/基 (非常用), 約 9m<sup>3</sup>/基 (高压炉心スプレイ系用)

最高使用圧力 : 静水頭

最高使用温度 : 45℃

個数 : 2 (非常用), 1 (高压炉心スプレイ系用)

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重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、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、ディーゼル燃料デイトンク、ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料移送ポンプは、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3.14-126表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-126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 3.14-127 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-127 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) ディーゼル燃料移送ポンプ（A-ディーゼル燃料移送ポンプ，HPC S-ディーゼル燃料移送ポンプ）

非常用交流電源設備のディーゼル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 3.14-128 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-128 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，HPC S-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) ディーゼル燃料移送ポンプ (B-ディーゼル燃料移送ポンプ)

非常用交流電源設備のディーゼル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 3.14-129 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-129 表 想定する環境条件及び荷重条件(B-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) ディーゼル燃料貯蔵タンク（A-ディーゼル燃料貯蔵タンク，HPC S-ディーゼル燃料貯蔵タンク）

非常用交流電源設備のディーゼル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 3.14-130 表に示す設計とする。

(57-2)

第 3.14-130 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，HPC S-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) ディーゼル燃料貯蔵タンク（B-ディーゼル燃料貯蔵タンク）

非常用交流電源設備のディーゼル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3.14-131表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-131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) ディーゼル燃料デイトンク

非常用交流電源設備のディーゼル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3.14-132表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-132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、ディーゼル燃料移送ポンプ、ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル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。

ディーゼル燃料デイタンクは、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。

ディーゼル燃料貯蔵タンクは、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。

ディーゼル燃料移送ポンプは、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。

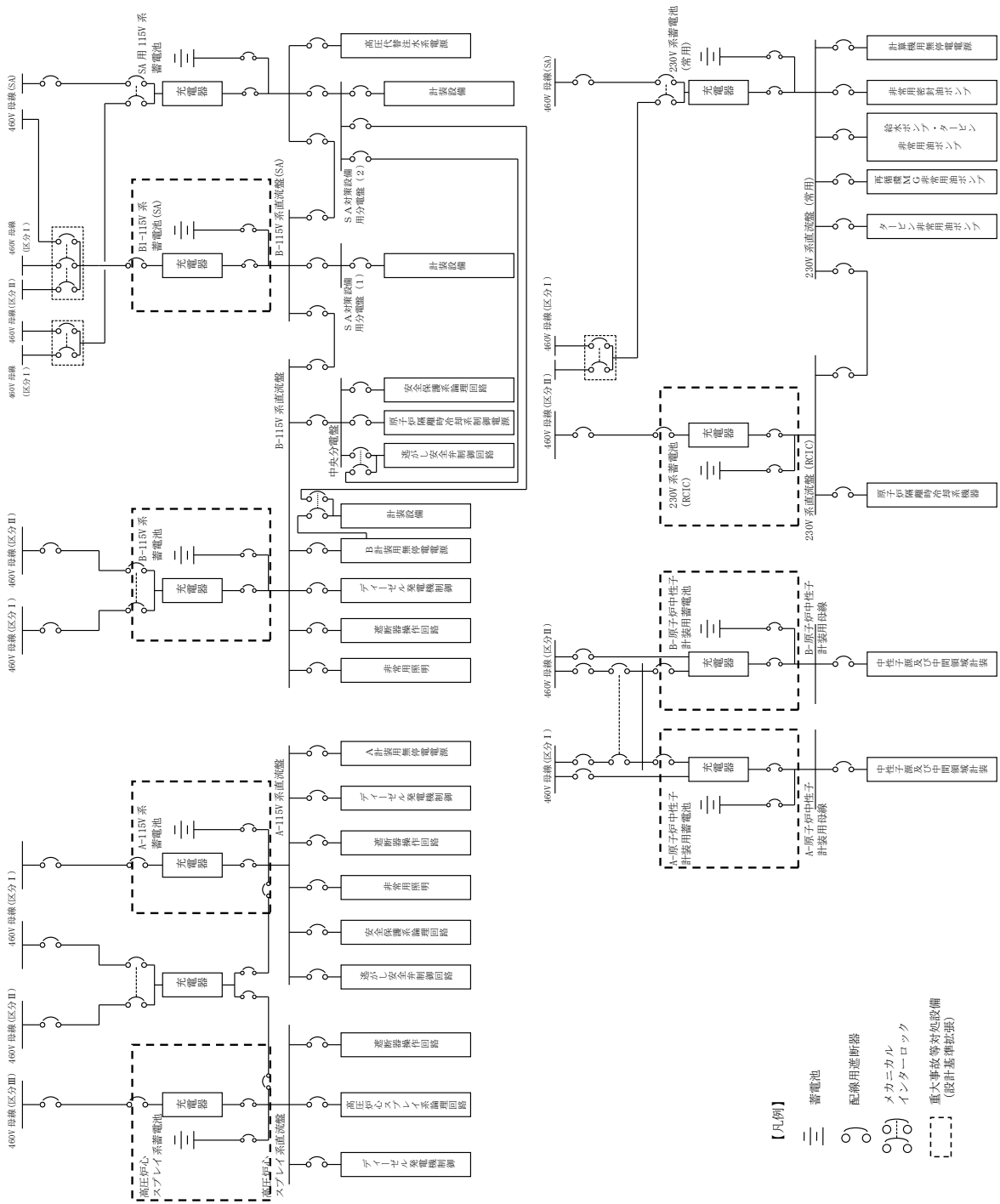
なお、「A-115V系蓄電池」、「B-115V系蓄電池」、「B1-115V系蓄電池(SA)」、「230V系蓄電池(RCIC)」、「高圧炉心スプレイ系蓄電池」、「A-原子炉中性子計装用蓄電池」及び「B-原子炉中性子計装用蓄電池」をまとめて「非常用蓄電池」という。

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り離しを行う。

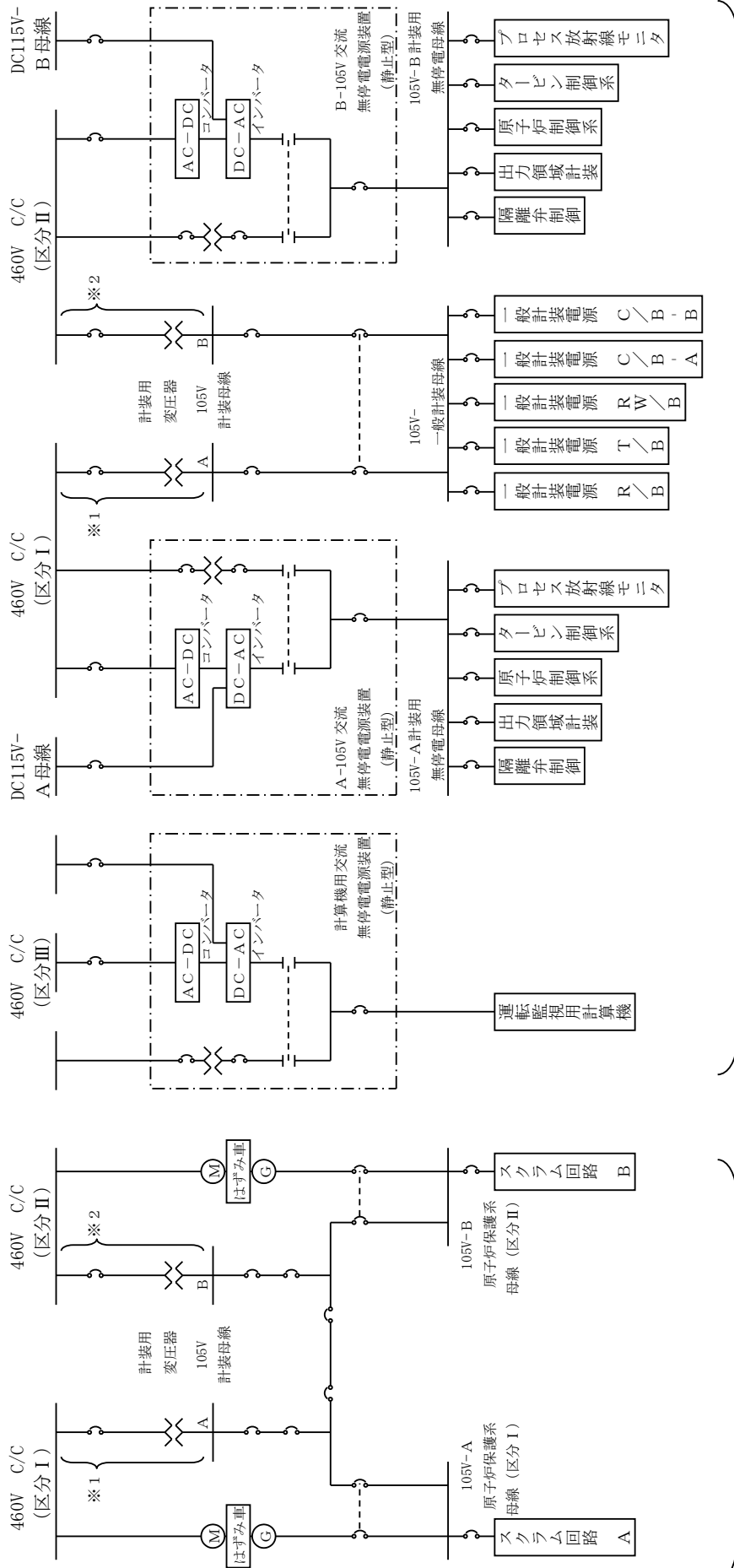
その後、運転継続することにより全交流動力電源喪失から8時間必要な負荷に電源供給することが可能である。

本システム全体の概要図を第3.14-33図～第3.14-34図に、本システムに属する設備の内、重大事故等対処設備(設計基準拡張)を第3.14-133表に示す。

本システムは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ため、重大事故等対処設備(設計基準拡張)と位置付ける。



第3.14-33 図 非常用直流電源設備 系統概要図



計装交流電源

(注) ※は同一設備の再掲

- 




- 




- 


第 3.14-34 図 計測制御用電源設備 系統概要図

第3.14-133表 非常用直流電源設備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	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】 230V系蓄電池（RCIC）【常設】 高圧炉心スプレイ系蓄電池【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】 A－115V系充電器【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】 高圧炉心スプレイ系充電器【常設】 A－原子炉中性子計装用充電器【常設】 B－原子炉中性子計装用充電器【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【常設】 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】 高圧炉心スプレイ系蓄電池及び充電器～直流母線電路【常設】 A－中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路【常設】 B－中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路【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】 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

### 3.14.3.2.2 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 : 廃棄物処理建物地上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1階中階

(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1階中階

(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1階中階

(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 : 廃棄物処理建物地上1階

- (7) B－中性子計装用系蓄電池  
個数 : 1  
電圧 : ±24V  
容量 : 約 90Ah  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下 1 階中階
- (8) A－115V 系充電器  
個数 : 1  
電圧 : 115V  
容量 : 約 210A  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地上 1 階
- (9) B－115V 系充電器  
個数 : 1  
電圧 : 120V  
容量 : 約 400A  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下 1 階中階
- (10) B 1－115V 系充電器 (S A)  
個数 : 1  
電圧 : 120V  
容量 : 約 200A  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下 1 階中階
- (11) 230V 系充電器 (R C I C)  
個数 : 1  
電圧 : 240V  
容量 : 約 200A  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下 1 階中階
- (12) 高圧炉心スプレイ系充電器  
個数 : 1  
電圧 : 120V  
容量 : 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 : ±27V  
容量 : 約 210A  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地上 1 階

(14) B－中性子計装用充電器

個数 : 1  
電圧 : ±27V  
容量 : 約 400A  
取付箇所 : 廃棄物処理建物地下 1 階中階

### 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、原子炉建物付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付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3.14-134表に示す設計とする。

(57-2)

第3.14-134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	原子炉建物付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	原子炉建物付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。

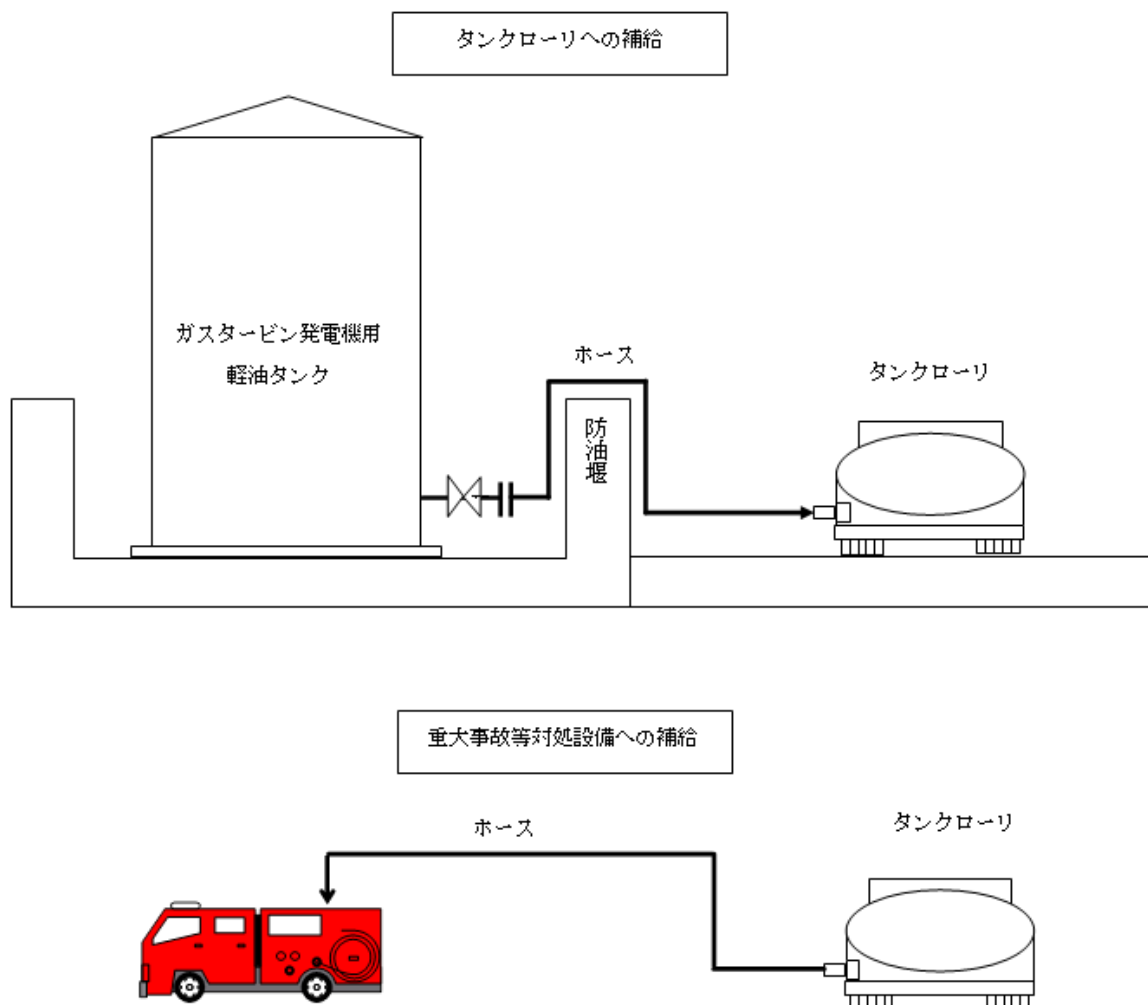
本設備はガスタービン発電機用軽油タンク、タンクローリ、流路であるガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁及びホースから構成される。

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3.14-135表に、本設備全体の概要図を第3.14-35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3.14-35図 燃料補給設備 系統概要図

第 3.14-135 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】 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 560kL/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) タンクローリ

容量	: 約 3.0kL/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ないよう，第 3.14-136 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 3.14-137 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 3.14-136 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	ディーゼル燃料貯蔵タンク ＜原子炉建物西側及びタービン建物西側＞ ディーゼル燃料デイトンク ＜原子炉建物地下 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地上 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＞
燃料流路	ディーゼル燃料移送ポンプ ＜原子炉建物西側及びタービン建物西側＞	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地上 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 3.14-137 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を設置する各設置場所（ディーゼル燃料貯蔵タンク：原子炉建物西側及びタービン建物西側，ディーゼル燃料デイタンク：原子炉建物地下 1 階，ディーゼル燃料移送ポンプ：原子炉建物西側及びタービン建物西側）と、重大事故防止設備を設置する設置場所（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）及び重大事故防止設備を保管する各保管場所（タンクローリ：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3.14-138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3.14-139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3.14-138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3.14-139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 3.14-140 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。

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 3.14-140 表に操作対象機器の操作場所を示す。

(57-2, 57-3)

第 3.14-140 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
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 3.14-141 表に示すように原子炉の運転中及び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洩検査が実施可能な設計とする。具体的には漏洩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。

燃料補給設備のタンクローリは、第 3.14-142 表に示すように原子炉の運転中又は停止中に目視点検、漏洩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 3.14-141 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
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 漏えいの有無の確認

第 3. 14-142 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り替えが可能な設計とする。

これにより第 3. 14-36 図～第 3. 14-37 図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。

(57-3)

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)	以降、タンクローリから各機器等への給油を実施し、1時間40分 タンクローリの軽油残量に応じて繰り返す																
ガスタービン発電機用軽油タンクから タンクローリへの補給	緊急時対策要員	2	移動															
			車両健全性確認															
			タンクローリ配置															
			バルブ付アタッチメント接続															
			給油準備															
			補給															
																補給片付け		

第 3.14-36 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

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す。タンクローリ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	緊急時対策要員	2	移動、補給準備										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。
			補給										
			片付け										

※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 3.14-37 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

\* : 「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。

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は, 第 3.14-143 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を閉止することで隔離する系統構成としており, 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 3.14-143 表 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離	駆動方式	動作
非常用交流電源設備	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

(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 3.14-144 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3.14-144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

### 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となる燃料量約421kLを上回る、容量約560kL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。

(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、可搬型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、可搬型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3.14-145表に示す。

(57-2)



第 3.14-145 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 3.14-146 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 3.14-146 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)

### 3.14.3.3.5 その他設備

#### 3.14.3.3.5.1 ディーゼル燃料貯蔵タンク

##### 3.14.3.3.5.1.1 設備概要

重大事故等の対処に必要となる大量送水車、高圧発電機車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置に燃料を給油するタンクローリへ軽油を補給するために、ディーゼル燃料貯蔵タンクを使用する。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。

### 3.15 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 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（炉心損傷防止対策及び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、「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、可搬型交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ができる設計とする。

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。

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。

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】 代替注水流量(可搬型) 【可搬型】 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 【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】 平均出力領域計装 【常設】 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】

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	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】 高压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】 低压原子炉代替注水槽水位 【常設】 低压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】 低压炉心スプレイポンプ出口圧力 (設計基準拡張) 【常設】 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 【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 【常設】 格納容器酸素濃度 (S A) 【常設】 燃料プール水位・温度 (S A) 【常設】 燃料プール水位 (S A) 【常設】 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A) 【常設】 燃料プール監視カメラ (S A) 【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 (S P D S) 【常設】 ※2 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	—
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】

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	<p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>  高圧発電機車【可搬型】</p> <p>  ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】</p> <p>  タンクローリ【可搬型】</p> <p>代替所内電気設備</p> <p>  緊急用メタクラ【常設】</p> <p>  メタクラ切替盤【常設】</p> <p>  高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】</p> <p>  SAロードセンタ【常設】</p> <p>  SA1コントロールセンタ【常設】</p> <p>  SA2コントロールセンタ【常設】</p> <p>  充電器電源切替盤【常設】</p> <p>  SA電源切替盤【常設】</p> <p>  重大事故操作盤【常設】</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備</p> <p>  B-115V系蓄電池【常設】</p> <p>  B1-115V系蓄電池(SA)【常設】</p> <p>  230V系蓄電池(RCIC)【常設】</p> <p>  B-115V系充電器【常設】</p> <p>  B1-115V系充電器(SA)【常設】</p> <p>  230V系充電器(RCIC)【常設】</p> <p>常設代替直流電源設備</p> <p>  SA用115V系蓄電池【常設】</p> <p>  SA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【可搬型】</p> <p>  B1-115V系充電器(SA)【常設】</p> <p>  SA用115V系充電器【常設】</p> <p>  230V系充電器(常用)【常設】</p> <p>  ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】</p> <p>  タンクローリ【可搬型】</p> <p>非常用交流電源設備</p> <p>  非常用ディーゼル発電機(設計基準拡張)【常設】</p> <p>  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】</p> <p>非常用直流電源設備</p> <p>  A-115V系蓄電池(設計基準拡張)【常設】</p> <p>  B-115V系蓄電池(設計基準拡張)【常設】</p>

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	<p>B 1 - 115V 系蓄電池 (S A) (設計基準拡張) 【常設】</p> <p>230V 系蓄電池 (R C I C) (設計基準拡張) 【常設】</p> <p>高圧炉心スプレイ系蓄電池 (設計基準拡張) 【常設】</p> <p>A - 原子炉中性子計装用蓄電池 (設計基準拡張) 【常設】</p> <p>B - 原子炉中性子計装用蓄電池 (設計基準拡張) 【常設】</p> <p>上記所内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。</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>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。</p> <p>非常用交流電源設備</p>

※ 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 (S P D S) 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°C	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 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 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>	0~1500m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建物地下 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>	0~1500m <sup>3</sup> /h	3	原子炉建物地下 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>	0~1500m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建物地下 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格納槽内
代替注水流量 (可搬型)	超音波式流量検出器 <sup>※19</sup>	0~150m <sup>3</sup> /h	4 (予備 2)	屋外
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 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 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

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
ペDESTAL温度 (S A)	熱電対	0~300℃	2	原子炉格納容器内
ペDESTAL水温度 (S A)	熱電対	0~300℃	2	原子炉格納容器内
サブレーション・チェンバ温度 (S A)	熱電対	0~200℃	2	原子炉格納容器内
サブレーション・プール水温度 (S A)	測温抵抗体	0~200℃	2	原子炉格納容器内
ドライウエル圧力 (S A)	弾性圧力検出器 <sup>※4</sup>	0~1000kPa [abs]	2	原子炉建物中 2 階 原子炉建物 3 階
サブレーション・チェンバ圧力 (S A)	弾性圧力検出器 <sup>※4</sup>	0~1000kPa [abs]	2	原子炉建物中 2 階 原子炉建物 3 階
サブレーション・プール水位 (S A)	差圧式水位検出器 <sup>※5</sup>	-0.80~5.50m ※12	1	原子炉建物地下 2 階
ドライウエル水位	電極式水位検出器	-3.0m, -1.0m, +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, +1.2m, +2.4m, +2.4m ※13	4	原子炉格納容器内
格納容器水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~5vol%/ 0~100vol%	1	原子炉建物 3 階
格納容器水素濃度 (S A)	熱伝導式水素検出器	0~100vol%	1	原子炉建物中 2 階
格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	電離箱	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	2	原子炉建物 1 階
格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバ)	電離箱	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	2	原子炉建物地下 1 階
中性子源領域計装	核分裂計数管	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>6</sup> s <sup>-1</sup> (1×10 <sup>3</sup> ~ 1×10 <sup>9</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	4	原子炉格納容器内

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
平均出力領域計装	核分裂電離箱	0~125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14}$ $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	6 <sup>※15</sup>	原子炉格納容器内
スクラバ容器水位	差圧式水位検出器 <sup>※6</sup>	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 20px;"></span>	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 <sup>※7</sup>	0~1MPa [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	原子炉建物中1階 原子炉建物1階
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	0~200°C	2	原子炉建物中1階 原子炉建物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 <sup>※3</sup>	0~1500m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建物地下2階
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 <sup>※8</sup>	0~12MPa [gage]	1	原子炉建物地下1階
残留熱除去ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 <sup>※8</sup>	0~4MPa [gage]	3	原子炉建物地下2階
低圧原子炉代替注水槽水位	差圧式検出器 <sup>※9</sup>	0~1500m <sup>3</sup>	1	低圧原子炉代替注水格納槽内
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>	0~4MPa [gage]	2	低圧原子炉代替注水格納槽内
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>	0~10MPa [gage]	1	原子炉建物地下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>	0~5MPa [gage]	1	原子炉建物地下2階

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
残留熱代替除去系 ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 <sup>※8</sup>	0~3MPa [gage]	1	原子炉建物地下 2 階
原子炉建物水素濃度	触媒式水素検出器	0~10vol%	1	原子炉建物 4 階
	熱伝導式水素検出器	0~20vol%	5	原子炉建物 2 階 原子炉建物 1 階
静的触媒式水素処理装置入口温度	熱電対	0~100℃	2	原子炉建物 4 階
静的触媒式水素処理装置出口温度	熱電対	0~400℃	2	原子炉建物 4 階
格納容器酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0~5%/ 0~25%	1	原子炉建物 3 階
格納容器酸素濃度 (S A)	磁気力式酸素検出器	0~25vol%	1	原子炉建物中 2 階
燃料プール水位・温度 (S A)	熱電対	-1000~ 6710mm <sup>※16</sup>	1 <sup>※17</sup>	原子炉建物 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 <sup>※18</sup>	-4.30~7.30m <sup>※16</sup>	1	原子炉建物 4 階
燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・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 4 階
	電離箱	10 <sup>1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h	1	原子炉建物 4 階
燃料プール監視カメラ (S A)	赤外線カメラ	—	1	原子炉建物 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 (蒸気部) と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プレッション・プール下部の圧力とサプレッション・チェンバ圧力 (基準面器からの水頭圧を含む) の差を計測

※ 6: 隔液ダイアフラムにかかる第 1 ベントフィルタ容器下部と容器の圧力差を計測

※ 7: 隔液ダイアフラムにかかる第 1 ベントフィルタ入口圧力と大気圧との差を計測

※ 8: 隔液ダイアフラムにかかるポンプ出口圧力を計測

- ※ 9： 隔液ダイヤ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 1328cm）。
- ※11： 基準点は格納容器底面（EL10100）。
- ※12： 基準点はサプレッション・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 6 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	28（予備 28）
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
- ・平均出力領域計装

なお，中性子源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（SA）
- ・高圧原子炉代替注水流量

- ・代替注水流量（常設）
- ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- ・高圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ・残留熱除去ポンプ出口流量
- ・低圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ・残留熱代替除去系原子炉注水流量
- ・残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
- ・ドライウエル圧力（S A）
- ・サプレッション・チェンバ圧力（S A）
- ・サプレッション・プール水位（S A）
- ・格納容器水素濃度
- ・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
- ・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）
- ・A D S用N<sub>2</sub>ガス減圧弁二次側圧力（B系）
- ・R C W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。

- ・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
- ・ADS用N<sub>2</sub>ガス減圧弁二次側圧力（A系）
- ・N<sub>2</sub>ガスボンベ圧力
- ・RCW熱交換出口温度
- ・原子炉補機冷却ポンプ圧力

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，原子炉棟内，原子炉建物附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，原子炉棟内，原子炉建物附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
- ・代替注水流量（可搬型）

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	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。

格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、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（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）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。

代替注水流量（可搬型）は、屋外で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。代替注水流量（可搬型）の注水先選択は、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。代替注水流量（可搬型）は、接続規格を統一することにより、接続箇所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、原子炉建物附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、その他の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。操作場所であるその他の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 (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 (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 (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
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
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
代替注水流量 (可搬型)	計器接続 注水先選択	屋外 中央制御室	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 3 階 (原子炉建物付 属棟内)	手動弁開閉 スイッチ 操作
S P D S 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 (その他の建物 内)	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 (S A)

- ・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）
- ・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）
- ・サブプレッション・チェンバ温度（S A）
- ・サブプレッション・プール水温度（S A）
- ・ドライウエル圧力（S A）
- ・サブプレッション・チェンバ圧力（S A）
- ・ドライウエル水位
- ・サブプレッション・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（サブプレッション・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
- ・残留熱代替除去系ポンプ出口圧力
- ・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
- ・ 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力
- ・ 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
- ・ A-115V系直流盤母線電圧
- ・ 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
- ・ A D S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
- ・ R C Wサージタンク水位
- ・ R C W熱交換出口温度
- ・ 原子炉補機冷却ポンプ圧力

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 (S A)			
	サプレッション・プール水位 (S A)			
	スクラバ容器水位			
	低圧原子炉代替注水槽水位			
	R C Wサージタンク水位			
	燃料プール水位 (S A)	停止中 又は運 転中		
	ドライウエル水位	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 (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)			
	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			
	A D S 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			
	原子炉補機冷却ポンプ圧力			

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）			
	代替注水流量（可搬型）			
	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	原子炉压力容器温度（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）			
	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熱交換出口温度			
	燃料プール水位・温度（S A）	停止中 又は運 転中		
水素及び酸素濃度計	格納容器水素濃度	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（S A）			
	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			
	格納容器酸素濃度（S A）			



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
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（サブプレッション・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	計器校正
	平均出力領域計装	運転中	機能・性能試験	プラトー特性
		停止中	機能・性能試験	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			
	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				
燃料プール監視カメラ（SA）	停止中 又は運転中	機能・性能試験	外観点検 表示確認	

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
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 (SPDS)		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

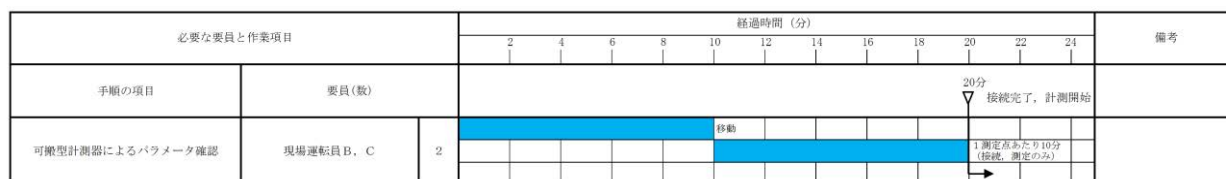
基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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 (SPDS) 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 (その他の建物内) 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。

(58-9)



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ずに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。

(58-3)

(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。

格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、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（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は、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。

代替注水流量（可搬型）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（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、その他の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 (サンプリング装置)	原子炉建物 3 階 (原子炉棟内)	中央制御室／中央制御室
格納容器酸素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建物 3 階 (原子炉棟内)	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)	原子炉建物中 2 階 (原子炉棟内)	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)	原子炉建物中 2 階 (原子炉棟内)	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
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
代替注水流量 (可搬型)	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 3 階 (原子炉建物附属棟内)	原子炉建物 3 階 (原子炉建物附属棟内)
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 (緊急時対策所内)	緊急時対策所 1 階 (緊急時対策所内)
可搬型計測器	廃棄物処理建物 1 階 (その他の建物内)	廃棄物処理建物 1 階 (その他の建物内)

(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
- ・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
- ・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
- ・燃料プール水位・温度（S A）

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（S A）
- ・原子炉圧力（S A）

- ・原子炉水位 (S A)
- ・高圧原子炉代替注水流量
- ・代替注水流量 (常設)
- ・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
- ・残留熱代替除去系ポンプ出口圧力
- ・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 (S P D S) 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、重大事故時、発電所内の必要のある場所に必要となるデータ量を伝送

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、1セット1個と、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個の合計2個を保管する設計とする。

代替注水流量（可搬型）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。重大事故等時において、低圧代替注水の流量監視として1セット1個使用する。保有数は4セットと、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2個（共用）の合計6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28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28個を含めて合計56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。

代替注水流量（可搬型）の計装ケーブル及び電源ケーブルの接続は、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。代替注水流量（可搬型）は、接続規格を統一することにより、容易かつ確実に接続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、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。

(58-9)

(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。

代替注水流量（可搬型）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、その他の建物内から接続可能な設計とする。

(58-9)

(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の少ない設置場所である屋外で操作可能な設計とする。

代替注水流量（可搬型）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の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の少ない設置場所である、その他の建物内で操作可能な設計とする。

(58-3) (58-9)

(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。

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。

代替注水流量（可搬型）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。

代替注水流量（可搬型）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、その他の建物内であり、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。

代替注水流量（可搬型）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>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>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>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>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>・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>・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	代替パラメータによる推定	<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、原子炉压力容器の温度及び水位である。</p> <p>原子炉压力容器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）、代替注水流量（可搬型）、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>
			可搬型計測器による計測	<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※12	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。	- (Ss)	SA用 直流電源	1
	原子炉圧力 容器内の温度							
	原子炉圧力※1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ			
	原子炉圧力 (SA) ※1							
	原子炉水位 (広帯域) ※1							
	原子炉水位 (燃料域) ※1							
② 原子炉圧力容器内の圧力	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			
	残留熱除去系熱交換器入口温度※1							
	原子炉圧力※2	2	0 ~ 10MPa [gage]	最大値： 8.29MPa [gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.91MPa [gage]) を包絡する範囲として設定。なお、主蒸気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。	S	区分 I, II バイタル 交流電源	1
	原子炉圧力 (SA) ※2	1	0 ~ 11MPa [gage]	最大値： 8.29MPa [gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gage]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gage]) を監視可能。	- (Ss)	SA用 直流電源	
	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圧力	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			
	原子炉圧力容器温度 (SA) ※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							
	基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。 ※4；基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。							
	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)。							
	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。							

※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 1328cm)。 ※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 6 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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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 <sup>※12</sup>	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) <sup>※2</sup>	2	-400～150cm <sup>※3</sup>	-539～132cm <sup>※3</sup>	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, II バイタル 交流電源	1
	原子炉水位 (燃料域) <sup>※2</sup>	2	-800～-300cm <sup>※3</sup>			S	区分 I, II バイタル 交流電源	
	原子炉水位 (SA) <sup>※2</sup>	1	-900～150cm <sup>※3</sup>			- (Ss)	SA用 直流電源	
	高压原子炉代替注水流量 <sup>※1</sup>							
	代替注水流量 (常設) <sup>※1</sup>							
	代替注水流量 (可搬型) <sup>※1</sup>							
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 <sup>※1</sup>							
	高压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>							
	低压炉心スプレイポンプ出口流量 <sup>※1</sup>							
残留熱代替除去系原子炉注水流量 <sup>※1</sup>								
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>								
サブレーション・チェンバ圧力 (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			

「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 1328cm)。 ※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 6 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 バイタル交流電源を電源とした計器である。

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 <sup>※12</sup>	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	— <sup>※8</sup>	高压原子炉代替注水泵の最大注水量 (93m <sup>3</sup> /h) を監視可能である。	— (Ss)	S A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	1
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0 ~ 1500m <sup>3</sup> /h	0 ~ 1314m <sup>3</sup> /h	高压炉心スプレイポンプの最大注水量 (1314m <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	— <sup>※8</sup>	低压原子炉代替注水泵の最大注水量 (250m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	— (Ss)	S A用 直流電源	—
	代替注水流量 (可搬型)	4	0 ~ 150m <sup>3</sup> /h	— <sup>※8</sup>	大量送水車の最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視 可能。	—	S A用 直流電源	—
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0 ~ 1500m <sup>3</sup> /h	0 ~ 1380m <sup>3</sup> /h	残留熱除去ポンプの最大注水量 (1380m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	S	区分 I, II 交流電源	
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0 ~ 1500m <sup>3</sup> /h	0 ~ 1314m <sup>3</sup> /h	低压炉心スプレイポンプの最大注水量 (1314m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	S	区分 I 交流電源	1
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	0 ~ 50m <sup>3</sup> /h	— <sup>※8</sup>	残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水 量 (30 m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	— (Ss)	S A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 1328cm)。 ※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 6 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 バイタル交流電源を電源とした計器である。

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				「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							
	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 1328cm)。 ※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 6 箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び非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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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※12	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)	1	0 ~ 150 m <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。	— (Ss)	SA用 直流電源	1
	代替注水量 (可搬型)							
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量							
	低圧原子炉代替注水槽水位※1				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ			
	ドライウエル圧力 (SA) ※1							
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ※1							
	ドライウエル水位※1							
	サブレーション・プール水位 (SA) ※1							
	ペDESTアル水位※1							
	残留熱代替除去系原子炉注水量※1							
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力※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 1328cm)。 ※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 6 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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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	ドライウエル温度 (SA) ※2	7	0 ~ 300°C	最大値: 145°C	原子炉格納容器的限界温度 (200°C) を監視可能。	- (Ss)	SA用 直流電源	1
	ペデスタル温度 (SA) ※2	2	0 ~ 300°C	最大値: 145°C	原子炉格納容器的限界温度 (200°C) を監視可能。	- (Ss)	SA用 直流電源	1
	ペデスタル水温度 (SA)	2	0 ~ 300°C	-※8	ペデスタル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。	- (Ss)	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°C	最大値: 88°C	原子炉格納容器的限界温度 (200°C) を監視可能。	- (Ss)	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°C	最大値: 88°C	原子炉格納容器的限界温度 (200°C) を監視可能。 178°C) を監視可能。	- (Ss)	SA用 直流電源	
	ドライウエル圧力 (SA) ※1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ						
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ※1								

※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 1328cm)。 ※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 6 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 バイタル交流電源を電源とした計器である。

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※12	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	0~1000kPa [abs]	最大値: 324kPa [gauge]	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd:853kPa [gauge]) を監視可能。	-	SA用 直流電源	1
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ※2	2	0~1000kPa [abs]	最大値: 206kPa [gauge]				
	ドライウエル温度 (SA) ※1							
	ペダスタル温度 (SA) ※1							
	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								

※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 1328cm)。 ※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 6 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 バイタル交流電源を電源とした計器である。



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	ドライウェル水位	3	-3.0m, -1.0m, +1.0m※5	-※8	重大事故等時において、ペデスタルに溶融炉心の冷却に必要な水深があることを監視可能。	- (Ss)	SA用 直流電源	1
	サブレーション・プール水位 (SA)	1	-0.80~5.50m※4	-0.5~0m※4	ウエットウェルベント操作可否判断 (通常水位+1.3m) 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。)	- (Ss)	SA用 直流電源	1
	ペデスタル水位	4	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m※6	-※8	重大事故等時において、ペデスタル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。	- (Ss)	SA用 直流電源	1
	代替注水流量 (常設) ※1 代替注水流量 (可搬型) ※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 「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 1328cm)。 ※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 6 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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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※12	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	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 vol% (ド ライ条件))を計測可能な範囲とする。	S	区分Ⅱ 交流電源	—
	格納容器水素濃度 (SA)	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 vol% (ド ライ条件))を計測可能な範囲とする。	— (Ss)	SA用 交流電源	—
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。)	S	区分Ⅰ, Ⅱ バイタル 交流電源	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	約 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。)	S	区分Ⅰ, Ⅱ バイタル 交流電源	—

※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 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。 ※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 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 6 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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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※12	可搬型計測器 個数
⑪ 未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装※2	4	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の 約 21 倍	原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお、中性子源領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均領域計装によって監視可能。	S	区分 I, II 交流電源	—
	平均出力領域計装※2	6 ※7	0 ~ 125% ( $1.2 \times 10^{20} \sim 2.8 \times 10^{24} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の 約 21 倍	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期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものではないことから、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時により中性子束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, II バイタル 交流電源	—

※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：基準点は気水分离器下端 (原子炉压力容器零レベルより 1328cm)。 ※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 6 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 バイタル交流電源を電源とした計器である。

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 ⑫最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・プール水温度 (SA) ※2				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ			
	残留熱除去系熱交換器出口温度				「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				「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			
	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							
	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力※1					「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ		
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) ※1					「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ		
	ドライウエル温度 (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 1328cm)。 ※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 6 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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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	スクラ容器水位	8	[ ]	- <sup>※8</sup>	系統待機時におけるスクラ容器水位の範囲 [ ] 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。	- (Ss)	SA用 直流電源	1
	スクラ容器圧力	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圧力 (0.853MPa [gauge]) が監視可能。	- (Ss)	SA用 直流電源	1
	スクラ容器温度	4	0 ~ 300°C	- <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温度 (200°C) を計測可能な範囲とする。	- (Ss)	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)	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 3 × 10 <sup>2</sup> Sv/h) を監視可能。	- (Ss)	SA用 直流電源	-
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	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。	- (Ss)	SA用 直流電源	-
<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>								
<p>「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</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 1328cm)。 ※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 6 箇所。  
 ※12：所内常設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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (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 <sup>※12</sup>	可搬型計測器 個数
⑫最終ヒートシンの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 <sup>※2</sup>	2	0 ~ 200°C	最大値: 90°C	残留熱除去系の運転時における, 残留熱除去系熱交換器入口温度の最高使用温度 (114°C) を監視可能。	S	区分 I, II 交流電源 SA用 直流電源	1
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0 ~ 200°C	最大値: 90°C	残留熱除去系及び残留熱代替除去系の運転時における, 残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度 (114°C) を監視可能。 残留熱代替除去系の運転時における, 残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度 (185°C) を監視可能。	S	区分 I, II 交流電源 SA用 直流電源	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) <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								
サブレーション・プール水温度 (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								
残留熱除去系熱交換器冷却水流量 <sup>※1</sup>								
		2	0 ~ 1500m <sup>3</sup> /h	0 ~ 1218m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量 (1218m <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, II 交流電源	1
残留熱除去ポンプ出口圧力 <sup>※1</sup> 「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 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm) ※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 6 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 バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) ※2											
	原子炉水位 (SA) ※2											
原子炉圧力容器内の状態	原子炉圧力 ※2				「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 ※2											
	原子炉圧力 (SA) ※2											
原子炉圧力容器温度 (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							
	ドライウエール温度 (SA) ※2											
	ドライウエール温度 (SA) ※2											
原子炉格納容器内の状態	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							
	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 (約 1.9MPa [gage]) を監視可能。	S	区分 I, II バイタル 交流電源 SA用直流電源	1
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	0 ~ 5 MPa [gage]	最大値： 2. 0MPa [gage]					低圧炉心スプレイ系の運転時における，低圧炉心スプレイ系統の最高使用圧力 (2.0MPa [gage]) を監視可能。	S	区分 I バイタル 交流電源	
原子炉圧力 ※1												
原子炉建物内の状態	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							
	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 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。 ※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 6 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 バイタル交流電源を電源とした計器である。

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※12	可搬型計測器 個数
④ 水源 の 確 保 (1/2)	低圧原子炉代替注水槽水位	1	0 ~ 1500m <sup>3</sup> (0 ~ 12542mm)	-※8	低圧原子炉代替注水槽の底部からオーバーフローレベル (0 ~ 1238m <sup>3</sup> ) を監視可能である。	- (Ss)	S A 用 直 流 電 源	1
	サブレーション・プール水位 (S A) ※2				「⑧原子炉格納容器の水位」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							
	代替注水流量 (可搬型) ※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 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量※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 1328cm)。 ※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 6 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バイタル交流電源を電源とした計器である。



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 [gauge]	最大値: 9.21MPa [gauge]	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統の最高使用圧力 (9.21MPa [gauge]) を監視可能。	S	区分Ⅱ 直流電源	1
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 <sup>※1</sup>	1	0 ~ 12MPa [gauge]	最大値: 9.11MPa [gauge]	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統の最高使用圧力 (9.11MPa [gauge]) 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 [gauge]	- <sup>※8</sup>	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 [gauge]) を監視可能。	- (Ss)	S A用 直流電源	1
	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 <sup>※1</sup>	2	0 ~ 3 MPa [gauge]	- <sup>※8</sup>	重大事故等時における, 残留熱代替除去系ポンプの最高使用圧力 (2.5MPa [gauge]) を監視可能。	- (Ss)	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 1328cm)。 ※4: 基準点はサブレクション・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり, 平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8: 重大事故等時に使用する設備のため, 設計基準事故時は値なし。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 6 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 B バイタル交流電源を電源とした計器である。

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 5	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)。	- (Ss)	S A 用 交流電源	-
	静的触媒式水素処理装置入口温度 <sup>※1</sup> 静的触媒式水素処理装置出口温度 <sup>※1</sup>	2 2	0~100°C 0~400°C	- <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。	- (Ss)	S A 用 直流電源	1 1
⑯ 原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度	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水素爆発を防止するため、可燃限界濃度 (酸素濃度: 5.0 vol%) を計測可能な範囲とする。	S	区分 II 交流電源	-
	格納容器酸素濃度 (S A)	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水素爆発を防止するため、可燃限界濃度 (酸素濃度: 5.0 vol%) を計測可能な範囲とする。	- (Ss)	S A 用 交流電源	-

※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 1328cm)。 ※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 6 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 バイタル交流電源を電源とした計器である。

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 <sup>※12</sup>	可搬型計測器 個数	
⑦ 燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA) <sup>※2</sup>	1	-4.30~7.30m <sup>※10</sup>	6982mm <sup>※10</sup>	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。	- (Ss)	SA用 交流電源	-	
	燃料プール水位・温度 (SA) <sup>※2</sup>	1 <sup>※11</sup>	-1000~6710mm <sup>※10</sup>	6982mm <sup>※10</sup>	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 (Ss)	区分Ⅱ 直流電源	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) <sup>※2</sup>	1	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>-4</sup> mSv/h	- <sup>※8</sup>	重大事故等時により変動する可能性がある放射線量率の範囲 (10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>-1</sup> mSv/h) にわたり監視可能。	-	SA用 直流電源	-
			10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>-4</sup> mSv/h						
	燃料プール監視カメラ (SA) <sup>※2</sup>	1	-	- <sup>※8</sup>	カメラ； SA用 直流電源 冷却設備；SA用 交流電源	- (Ss)	-	-	

※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 1328cm)。 ※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 6 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バイタル交流電源を電源とした計器である。

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 (1/16)

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	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压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、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。
		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：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 (2/16)

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)	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 (S A) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度 (S A) により飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャーンネルを優先する。
	原子炉圧力 (S A)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A) ②原子炉圧力容器温度 (S A)	①原子炉圧力 (S A) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度 (S A) により飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/16)

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ンネル ②原子炉水位 (SA) ③高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量 (常設) ③代替注水流量 (可搬型) 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サブプレッジョン・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 チャンネルが故障した場合, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA) により推定する。 ③高圧原子炉代替注水流量 (常設), 代替注水流量 (可搬型), 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) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器的満水を推定する。推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (SA)	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代替注水流量 (可搬型) 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サブプレッジョン・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 (常設), 代替注水流量 (可搬型), 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) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器的満水を優先する。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 (4/16)

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。 推定は、環境悪化の影響が小さい低圧原子炉代替注水槽水位を優先する。	
	代替注水流量 (可搬型)	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代替注水流量 (可搬型) 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注水量を推定する。 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 (5/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	
		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・チェンバ圧力 (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・プール水位 (SA) 及びペデスタル水位の水位置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サブレッション・チェンバ圧力 (SA)	
代替注水流量 (可搬型)	代替注水流量 (可搬型)	①ドライウエル圧力 (SA)	①代替注水流量 (可搬型) 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) より代替注水流量 (可搬型) 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サブレッション・チェンバ圧力 (SA)	
		①ドライウエル水位	
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去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残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	
		①ペデスタル水位	

※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3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/16)

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。
	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3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（7/16）

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（8/16）

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位	ドライウェル水位	①代替注水流量（常設） ①代替注水流量（可搬型） ②低圧原子炉代替注水槽水位	①ドライウェ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）、代替注水流量（可搬型）のうち機器動作状態にある流量により、ドライウェル水位を推定する。 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、ドライウェル水位を推定する。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。
	サブレーション・プール水位（SA）	①代替注水流量（常設） ①代替注水流量（可搬型） ②低圧原子炉代替注水槽水位	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、代替注水流量（常設）、代替注水流量（可搬型）のうち機器動作状態にある流量により、サブレーション・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、サブレーション・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。
	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代替注水流量（可搬型） ③低圧原子炉代替注水槽水位	推定は、代替注水流量（常設）、代替注水流量（可搬型）を優先する。 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）、代替注水流量（可搬型）により、ペデスタル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ペデスタル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
			推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：「」は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。



第3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/16)

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 チャネルが故障した場合は、他チャ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。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	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) ②残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ②残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 ③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、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。 ②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、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。 ③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、注水先の原子炉水位を優先する。
最終ヒートシンクの確保	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ①残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 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)	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ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。 ②残留熱代替除去系による冷却において、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・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、残留熱代替除去系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 (11/16)

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) ③サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①スクラバ容器圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②スクラバ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力 (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圧力逃がし装置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。 ③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 ③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・プール温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能になった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、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	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 (12/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チヤンネル 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。
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力	①主要パラメータの他チヤンネル 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に飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度 (SA) より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チヤンネルを優先する。
	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に飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度 (SA) より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は, 原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。
原子炉格納容器内の状態	ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チヤンネル 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。 推定は, 主要パラメータの他チヤンネルを優先する。
	ドライウエル圧力 (SA)	①主要パラメータの他チヤンネル 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3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/16)

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 (S A)	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 (S A) 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 (S A) 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 (S A)	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 (S A) 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 (S A) 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 (14/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	<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> <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>
	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残留熱代替除去系ポンプ出口圧力</li> </ul>	<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、残留熱代替除去系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、残留熱代替除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プール水位 (SA) が確保されていることを推定する。</p> <p>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3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/16)

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 ③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	①格納容器酸素濃度 (S A)	①格納容器酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (S A) により推定する。
原子炉格納容器内 の 酸素濃度	格納容器酸素濃度 (S A)	①格納容器酸素濃度	①格納容器酸素濃度 (S A) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度により推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

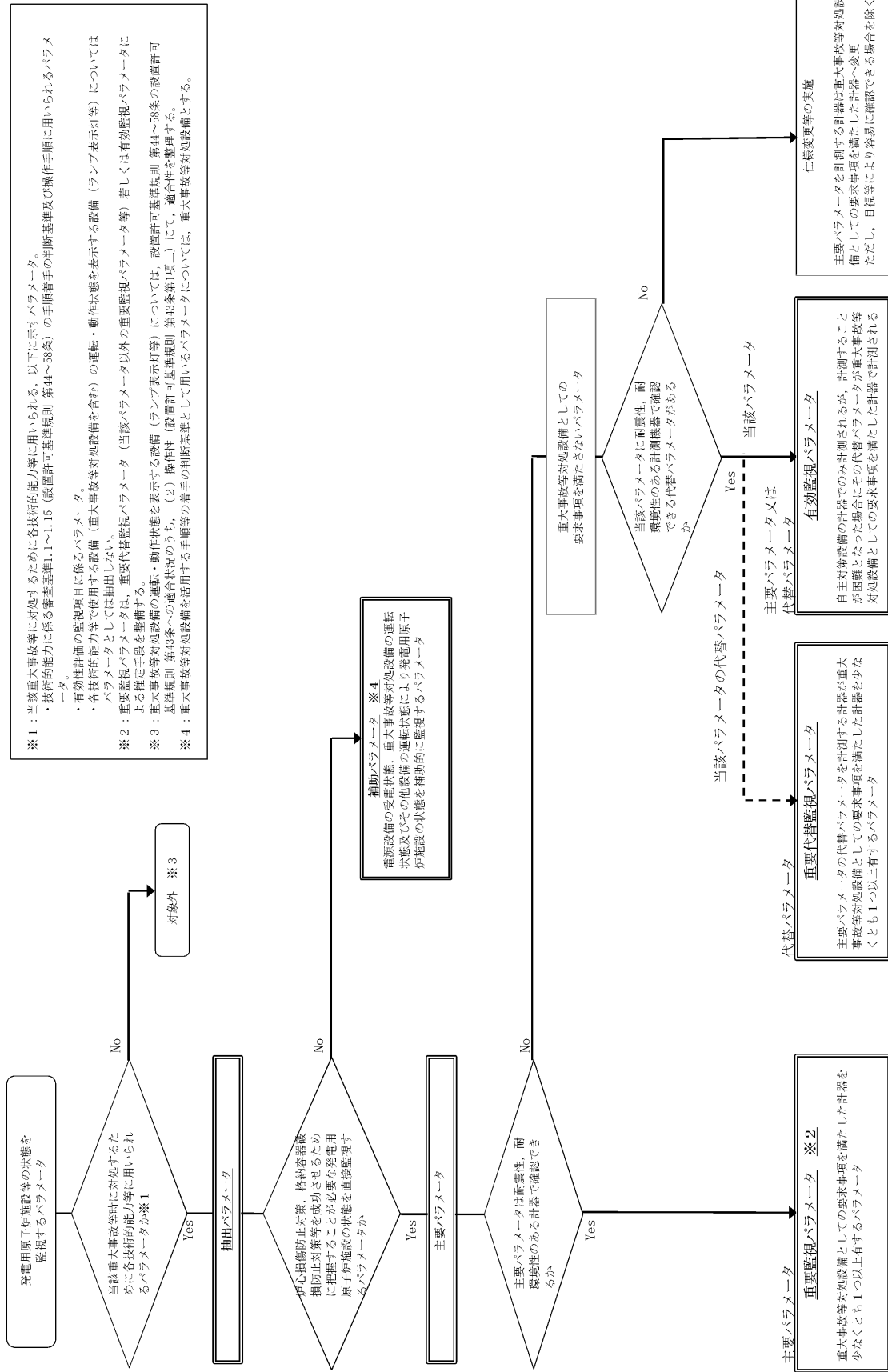
※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

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 (16/16)

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、燃料プールを直接監視する燃料プール水位 (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。

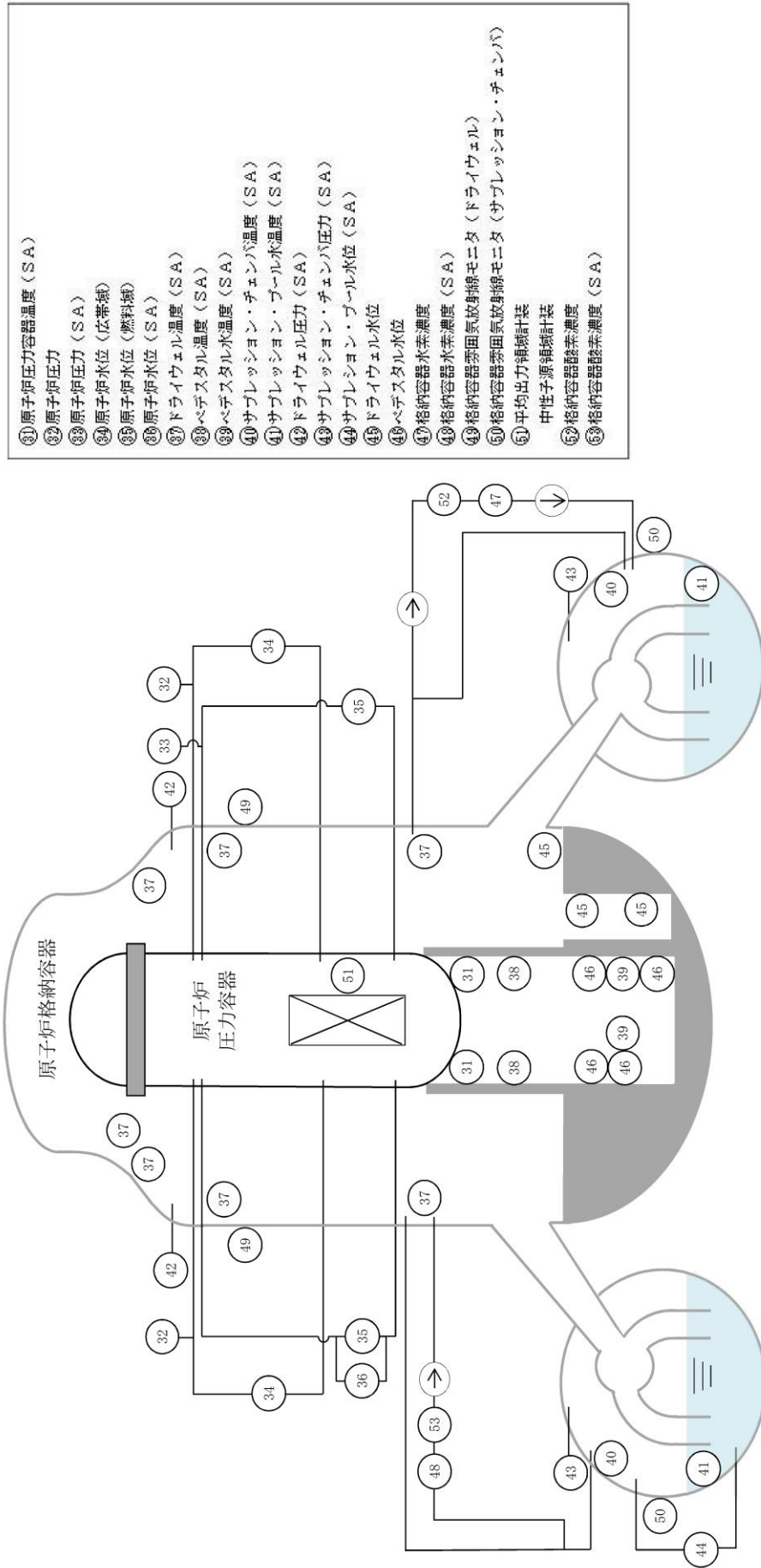


※1：当該重大事故等に対処するために各技術的能力等に用いられる、以下に示すパラメータ。  
 ・技術的能力に係る審査基準1.1～1.15（設置許可基準規則 第44～58条）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ。  
 ・有効性評価の監視項目に係るパラメータ。  
 ・各技術的能力等を使用する設備（重大事故等対処設備を含む）の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示等）についてはパラメータとして抽出しない。  
 ※2：重要監視パラメータは、重要代替監視パラメータ（当該パラメータ以外の重要監視パラメータ等）若しくは有効監視パラメータによる判定手段を整備する。  
 ※3：重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示等）については、設置許可基準規則 第44～58条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。  
 ※4：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3.15-2 図 重大事故時に必要なパラメータの選定フロー

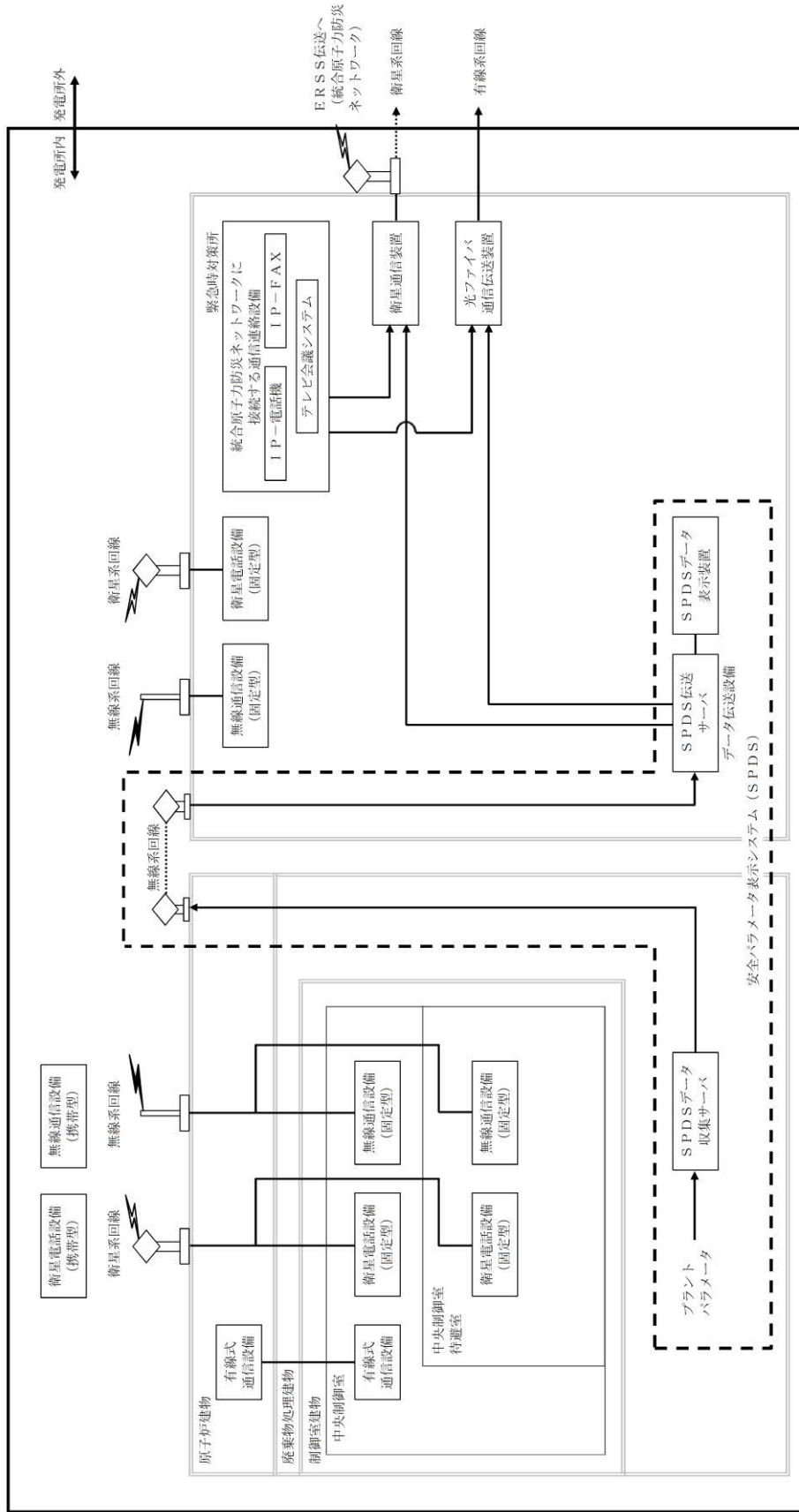


電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則  
第57条に対する設計方針に示す章）」



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)

## 別添資料－ 1

格納容器フィルタベント系について



## 目次

1. 概要	1
1.1 設置目的	1
1.2 基本性能	1
1.3 系統概要	1
2. 設計方針	3
2.1 系統設計	3
2.2 機器設計	5
2.3 電気・計装設計	5
2.4 耐震設計及び耐津波設計	5
2.5 その他考慮事項	6
2.6 設計条件	6
2.7 格納容器フィルタベント系	13
2.7.1 系統構成	13
2.7.2 フィルタ装置	16
2.7.3 配管及び弁類	25
2.8 附帯設備	36
2.8.1 計装設備	36
2.8.2 電源設備	42
2.8.3 補給設備	45
2.8.4 可搬式窒素供給装置	47
2.8.5 排水設備	51
3. フィルタ装置の性能	53
3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理	53
3.1.1 粒子状放射性物質の除去原理	53
3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理	58
3.2 運転範囲	62
3.3 性能検証試験結果	63
3.3.1 性能検証試験の概要	63
3.3.2 粒子状放射性物質の除去性能検証試験結果及び評価	67
3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能検証試験結果及び評価	72
3.3.4 フィルタ装置に関する留意事項	76
4. 運用方法	80
4.1 有効性評価の事故シーケンスにおける運用方法	80
4.1.1 炉心が損傷していない場合	80
4.1.2 炉心が損傷している場合	83
4.1.3 格納容器フィルタベント系操作手順について	88

4.2	現場における操作について	112
4.2.1	隔離弁の現場操作	112
4.2.2	スクラビング水・薬剤の補給	114
4.2.3	窒素の供給及び水素濃度測定	117
4.2.4	排水操作	118
4.3	一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用	119
4.4	格納容器フィルタベント系の運用に係る考慮事項	120
4.5	格納容器フィルタベント系の維持管理	121
5.	新規規制基準への適合性	126
5.1	設置許可基準規則への適合性	126
5.1.1	第38条 重大事故等対処施設の地盤	126
5.1.2	第39条 地震による損傷の防止	128
5.1.3	第40条 津波による損傷の防止	129
5.1.4	第41条 火災による損傷の防止	130
5.1.5	第43条 重大事故等対処設備	131
5.1.6	第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	141
5.1.7	第50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	143
5.1.8	第52条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	148

## 別 紙

- 別紙 1 ベント方法及び放出位置を変更することによる公衆被ばくへの影響について
- 別紙 2 水素の滞留に対する設計上の考慮について
- 別紙 3 フレキシブルシャフトが常時接続されている状態における弁操作の詳細メカニズム
- 別紙 4 格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作について
- 別紙 5 圧力開放板の信頼性について
- 別紙 6 格納容器減圧に伴うベント管からサプレッション・チェンバへの冷却水の流入について
- 別紙 7 主ライン・弁の構成について
- 別紙 8 ベント実施に伴う現場操作地点等における被ばく評価について
- 別紙 9 格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について
- 別紙 10 エアロゾルの保守性について
- 別紙 11 フィルタ装置における化学反応熱について
- 別紙 12 スクラビング水の粘性の変化が除去性能に与える影響について
- 別紙 13 フィルタ装置（スクラバ容器）の基数の違いによる影響について
- 別紙 14 格納容器フィルタベント系の漏えいに対する考慮について
- 別紙 15 格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮について
- 別紙 16 地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明
- 別紙 17 格納容器フィルタベント系使用後の保管管理
- 別紙 18 第 1 ベントフィルタ格納槽内における漏えい対策について
- 別紙 19 配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について
- 別紙 20 ステンレス構造材，膨張黒鉛パッキンの妥当性について
- 別紙 21 スクラビング水の保有水量の設定根拠について
- 別紙 22 フィルタ装置の各構成要素における機能について
- 別紙 23 スクラビング水の pH について
- 別紙 24 金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について
- 別紙 25 流量制限オリフィスの設定方法について
- 別紙 26 格納容器フィルタベント系の計装設備の網羅性について
- 別紙 27 格納容器フィルタベント系の計装設備の概略構成図
- 別紙 28 第 1 ベントフィルタ出口水素濃度計の計測時間遅れについて
- 別紙 29 計装設備が計測不能になった場合の推定方法，監視場所について
- 別紙 30 ベント実施時の放射線監視測定の考え方について
- 別紙 31 電源構成の考え方について
- 別紙 32 窒素供給装置の容量について
- 別紙 33 エアロゾルの密度の変化が慣性衝突効果に与える影響について
- 別紙 34 JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について

- 別紙 35 JAVA PLUS 試験結果を踏まえた銀ゼオライトフィルタの設計
- 別紙 36 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について
- 別紙 37 ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発・薬剤の容量不足について
- 別紙 38 銀ゼオライトフィルタにおけるよう素の再揮発, 吸着材の容量減少及び変質について
- 別紙 39 格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について
- 別紙 40 有効性評価における炉心損傷の判断根拠について
- 別紙 41 格納容器スプレイが実施できない場合のベント運用について
- 別紙 42 ベント停止手順について
- 別紙 43 格納容器 pH制御について
- 別紙 44 設備の維持管理についての補足事項
- 別紙 45 銀ゼオライトフィルタへのスクラビング水の影響について
- 別紙 46 格納容器からの異常漏えい時における対応について
- 別紙 47 ベント実施によるプルーム通過時の要員退避について
- 別紙 48 エアロゾルの粒径分布が除去性能に与える影響について
- 別紙 49 適合性審査において確認を行う事項(第50条等, FCVS)に対する記載事項について
- 別紙 50 セシウムの放出割合の評価方法
- 別紙 51 高温使用時におけるフランジ漏えい評価について
- 別紙 52 格納容器雰囲気温度によるベントの運用について
- 別紙 53 ベント実施時の影響を踏まえた接続口の優先順位について

## 1. 概要

### 1.1 設置目的

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、格納容器内の圧力及び熱を外部に放出し、原子炉格納容器の圧力及び温度を、限界圧力及び限界温度未満に維持することで、原子炉格納容器の破損を防止する目的で設置する。

排気ラインに設置するスクラバ容器により、サプレッション・チェンバの排気ラインまたはドライウェルの排気ラインを経由して排出する原子炉格納容器雰囲気ガスに含まれる放射性物質を低減することで、格納容器フィルタベント系使用時の環境への影響を緩和する。

また、格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内に滞留する水素ガスを環境へ放出する機能、及び、設計基準事故対処設備に係る最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷または格納容器の破損を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送するための機能も併せ持っている。

なお、スクラバ容器を設置することにより、格納容器フィルタベント系より排出される原子炉格納容器雰囲気ガスに含まれる放射性物質を十分に低減できると考えているが、環境への影響を更に低減させるため、スクラバ容器の下流に、原子炉格納容器雰囲気ガスに含まれるよう素を除去するための銀ゼオライト容器を設置する。

### 1.2 基本性能

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、格納容器に発生するガスを、フィルタ装置を通して大気に逃がすことで、放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。このため、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められている Cs-137 の放出量が 100TBq を下回ることができる性能を有したものとする。

フィルタ装置としては、上述した Cs-137 の放出量制限を満足させるため、粒子状放射性物質除去効率 99.9%以上の性能を有する装置を採用する。

また、当該装置は、ガス状放射性よう素の除去効率として、無機よう素は 99%以上、有機よう素は 98%以上の性能を有する。

### 1.3 系統概要

格納容器フィルタベント系の全体概要図を図 1.3-1 に示す。

本系統は、スクラバ容器、銀ゼオライト容器、圧力開放板等で構成する。本系統は、中央制御室からの操作で、第 1 弁及び第 2 弁を「全開」とすることにより、格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウェル又はサプレッション・チェンバより抜き出し、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に、排気管を通して原子炉

建物屋上位置（標高約 65m）で放出する。（別紙 1）

本系統は、排気ラインに圧力開放板を設け、水素爆発防止のため系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とする。この圧力開放板は、格納容器からの排気の妨げにならないように、格納容器からの排気圧力と比較して十分小さい圧力に設定する。

本系統は、中央制御室からの操作を可能とするため、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を可能とするが、電源の確保ができない場合であっても、放射線量率の低い原子炉建物付属棟（二次格納施設外）より遠隔で操作することができる。

なお、格納容器からの排気時に、高線量率となるフィルタ装置等からの被ばくを低減するために、必要な遮蔽等を行う。

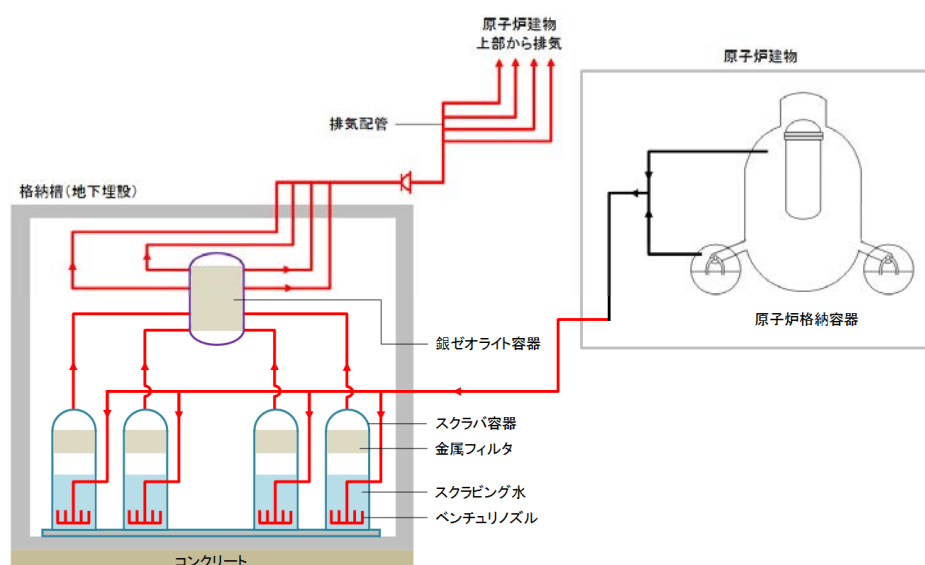


図 1.3-1 格納容器フィルタベント系 全体概要図

## 2. 設計方針

格納容器フィルタベント系は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）等の関係法令の要求を満足するよう設計する。以下に設計方針を示す。

### 2.1 系統設計

- (1) 残留熱除去系の機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び炉心の著しい損傷に先行する格納容器破損を防止するため、格納容器内のガスを排気することにより、最終的な熱の逃がし場である大気に熱を輸送し、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

《設置許可基準規則第 48 条》

- (2) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

《設置許可基準規則第 43 条, 48 条》

- (3) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内の水素を含むガスを排気することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに格納容器内での水素爆発を防止することができる設計とする。

《設置許可基準規則第 50 条, 52 条》

- (4) 格納容器内のガスをフィルタ装置に通すことにより、放射性物質の大気への放出量を低減できる設計とする。

フィルタ装置は、排気中に含まれるエアロゾル（粒子状放射性物質）に対して 99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して 99%以上及びガス状の有機よう素に対して 98%以上を除去可能な設計とする。

《設置許可基準規則第 50 条, 52 条》

- (5) 格納容器フィルタベント系は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として不活性ガス（窒素）に置換した状態で待機させ、系統内に可燃性ガス（水素）が蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とするとともに、使用後においても不活性ガスで置換できるよう、可搬式窒素供給装置を用いて系統内に窒素を供給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。

格納容器内酸素濃度をドライ条件に換算して 5 vol%未満で管理することで、格納容器フィルタベント系内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器フィルタベント系の使用によりスクラビング水内に捕集された放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素・酸素は、崩壊熱により発生する蒸気とともに排出されることから、格納容器フィルタベント系内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器フィルタベント系内で可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するベントラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。（別紙2）

《設置許可基準規則第50条，52条》

- (6) 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は，他の原子炉とは共用しない。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弁設置し，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。

《設置許可基準規則第43条，50条》

- (7) 格納容器フィルタベント系の使用に際して，格納容器の水素爆発を防止するため，窒素供給ラインを設け，格納容器へ窒素供給できる設計とする。

《設置許可基準規則第52条》

- (8) 格納容器フィルタベント系のベント弁は，現場でも操作が可能となるよう，遠隔手動弁操作機構を設け，原子炉棟外から容易かつ確実に開閉操作できる設計とする。（別紙3，別紙4）

《設置許可基準規則第43条，50条》

- (9) 炉心の著しい損傷時においても，現場において，人力で格納容器フィルタベント系のベント弁の操作ができるよう，遠隔手動弁操作機構を介した操作場所又は操作室を放射線量率の低い原子炉建物付属棟に設置する設計とする。

《設置許可基準規則第43条，50条》

- (10) 格納容器フィルタベント系待機時に格納容器フィルタベント系統内を不活性ガス（窒素）にて置換する際の大気との障壁として，圧力開放板を設置する設計とする。

圧力開放板は，格納容器からのベントガス圧力（0.427MPa [gage]～0.853MPa [gage]）と比較して十分に低い圧力である0.08MPa [gage]にて開放する設計であり，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であるため，バイパス弁は併置しない。（別紙5）

《設置許可基準規則第50条》

- (11) 格納容器フィルタベント系は，サブプレッション・チェンバ側及びドライウエル側のいずれからも排気できる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・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燃料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影響を受けない設計とする。（別紙6，別紙7）

《設置許可基準規則第50条》

- (12) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は，第1ベントフィルタ格納槽（地下埋設）に格納し，十分な厚さのコンクリート及び覆土により地上面



の放射線量を十分に低減する設計とする。また、フィルタ装置に接続する配管等は、原子炉棟内及び原子炉建物付属棟内に設置することにより、事故時の復旧作業における被ばくを低減する設計とする。（別紙4,別紙8）

《設置許可基準規則第43条,50条》

- (13) 水素を含むガスの排出経路において水素濃度及び放射性物質濃度を監視できる設計とする。

《設置許可基準規則第52条》

- (14) 想定される重大事故等時の使用条件下において、確実に操作ができ、性能を発揮できるよう、運転モード（系統待機モード、ベント運転モード、ベント後収束モード）を考慮し、排気容量にも十分な余裕を持たせた設計とする。

《設置許可基準規則第43条》

- (15) ベント機能の確実性を担保する観点から、可能な限り、系統に冗長性を持たせた設計とする。

## 2.2 機器設計

- (1) 配管及び弁類は、想定される重大事故等時において、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とするとともに、ベント実施の妨げにならない設計とする。

《設置許可基準規則第50条》

- (2) ベント弁は、想定される重大事故等時の使用条件下においても容易かつ確実に操作できるように、遮蔽や離隔等の放射線防護対策を行う設計とするとともに、操作方法に多様性を持たせた設計とする。

《設置許可基準規則第43条,50条》

- (3) 健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

《設置許可基準規則第43条》

- (4) フィルタ装置は、想定される重大事故等時の使用期間において、所定の性能を維持できる設計とし、ベント後に人的操作が可能な限り発生しないような設計とする。

## 2.3 電気・計装設計

- (1) 全交流動力電源喪失時においても確実に操作できるよう、運転に必要な機器、弁及び計装設備の電源は、代替電源から受電可能な設計とする。

《設置許可基準規則第52条》

## 2.4 耐震設計及び耐津波設計

- (1) 格納容器フィルタベント系は、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十分に支持することができる地盤に設置するとともに、基準地震

動 S s による地震力に対して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。

《設置許可基準規則第 38 条, 39 条》

- (2) 格納容器フィルタベント系は, 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。

《設置許可基準規則第 40 条》

## 2.5 その他考慮事項

- (1) 格納容器フィルタベント系は, 火災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, 火災の発生を防止することができ, かつ, 火災感知設備及び消火設備を有する設計とする。

《設置許可基準規則第 41 条》

- (2) 格納容器フィルタベント系は, 地震, 津波以外の自然現象等に対しても重大事故等に対処するために可能な限り必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

## 2.6 設計条件

格納容器フィルタベント系は, 格納容器のウェットウェル及びドライウェル貫通孔から配管を引き出し, ベント弁及び連結管 (ヘッド) を介してフィルタ装置にガスを引き込む。フィルタ装置で処理されたガスは排気配管を通過して原子炉建物頂部付近から排出する設計としており, 以下の設備で構成している。

### ・フィルタ装置

- ▶ スクラバ容器 (第 1 ベントフィルタスクラバ容器) : 4 基  
ベンチュリスクラバ及び金属フィルタを備え, 主として粒子状放射性物質及び無機よう素を除去
- ▶ 銀ゼオライト容器 (第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器) : 1 基  
銀ゼオライトフィルタを備え, 主として有機よう素を除去

### ・配管

- ▶ ベント弁 (第 3 弁) からスクラバ容器入口 : 200A~300A
- ▶ スクラバ容器から銀ゼオライト容器 : 200A~300A
- ▶ 銀ゼオライト容器から大気開放端 : 300A~400A

### ・伸縮継手

- 第 1 ベントフィルタ格納槽から原子炉建物 : 300A
- 銀ゼオライト容器から大気開放端 : 300A

### ・流量制限オリフィス : 4 個

- スクラバ容器から銀ゼオライト容器間の各配管に 1 個設置

### ・圧力開放板 : 1 個

- 銀ゼオライト容器から大気開放端間の配管に 1 個設置

### ・ベント弁 (電動駆動弁) : 5 個

・計装設備

格納容器フィルタベント系の系統概略図を図 2.6-1 に示す。

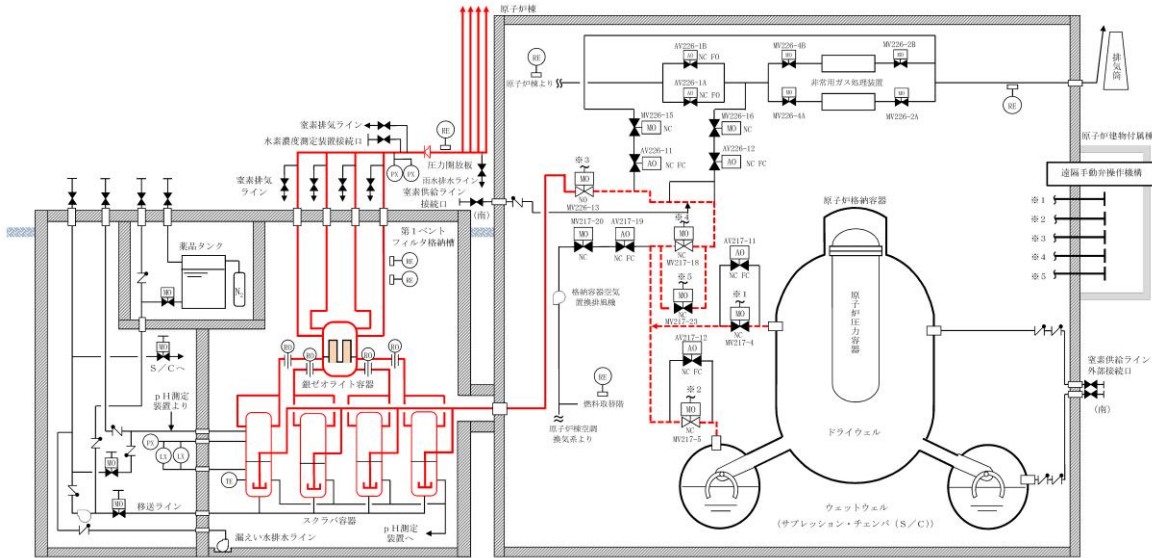


図 2.6-1 格納容器フィルタベント系 系統概略図

格納容器フィルタベント系については、想定される重大事故等時での使用条件下において、確実に操作ができ、性能を発揮できる設計とするため、以下の運転モードを考慮し、系統設計条件を定めている。主な系統設計条件を表 2.6-1 に示す。(別紙 9, 別紙 10, 別紙 11, 別紙 12)

【格納容器フィルタベント系で考慮する運転モード】

(1) 系統待機モード

格納容器に閉じ込め機能を期待する期間において系統待機状態を維持し、系統起動時の水素対策として、系統内を窒素雰囲気維持する。

(2) ベント運転モード

格納容器フィルタベント系の使用（ベント開始）のタイミングは、重大事故等の事象収束シナリオにより異なり、炉心損傷を伴わない事故シーケンスのうち「高圧・低圧注水機能喪失」等では、サプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達すれば格納容器スプレイを停止し、ベントの実施を判断する。炉心損傷を伴う格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する事象収束シナリオでは、サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達すれば格納容器スプレイを停止するとともにベントを実施する。これにより確実に 853kPa[gage] (2Pd) 到達までに格納容器ベントが実施できる。

(3) ベント後収束モード

ベント後のフィルタ装置（スクラバ容器）には多量の放射性物質を保持することになり、放射性物質の崩壊熱によりフィルタ装置（スクラバ容器）内の水は加熱され蒸発する。

表 2.6-1 格納容器フィルタベント系の主な系統設計条件

項目	設計条件	
最高使用圧力	853kPa[gage] (流量制限オリフィスまで)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（格納容器圧力の推移）を踏まえ、格納容器の限界圧力である 853kPa[gage]とする。
	427kPa[gage] (流量制限オリフィス以降)	格納容器フィルタベント系の系統圧力損失を評価した結果から、流量制限オリフィス以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、427kPa[gage]とする。
最高使用温度	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（格納容器温度の推移）を踏まえ、格納容器の限界温度である 200℃とする。	
系統流量 (ベントガス流量)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（ベントタイミング）を踏まえ、原子炉定格熱出力の 1% 相当の蒸気流量 (9.8kg/s @427kPa[gage]) とする。	
スクラバ容器内 発熱量	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（ソースターム評価）に基づく放射性物質の崩壊熱に対して、十分な余裕を見込み、370kW とする。	

格納容器フィルタベント系の系統設計における主な考慮事項を以下に示す。

a. 系統の冗長性

ベントガスはウェットウェル気相部とドライウェル気相部から排気することが可能な構成とし、系統の冗長性を確保しており、格納容器の接続位置も長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所としている。（別紙 7）

また、系統内唯一の動的機器であるベント弁は、中央制御室から遠隔操作できるとともに現場での操作が可能な構成とし、操作性上の冗長性を備える設計としている。

b. 位置的分散

フィルタ装置は、原子炉建物外の第 1 ベントフィルタ格納槽内に配置し、フィルタ装置入口配管については地下ダクトを通過して第 1 ベントフィルタ格納槽内に接続される構成としており、残留熱除去系等に対して位置的分

散を図った設計としている。

機器配置図を図 2.6-2-1 ～3, の第 1 ベントフィルタ格納槽内断面図を図 2.6-3 に示す。

c. 水素対策

フィルタ装置出口配管に圧力開放板を設置し、系統待機モードにおいて系統内を窒素雰囲気維持することで不活性化し、ベントの際の水素爆発を防止する設計としている。また、フィルタ装置出口配管に水素濃度測定装置接続口を設け、水素濃度を監視できる設計としている。(別紙 2)

d. 悪影響防止

格納容器からフィルタ装置間の主ラインに接続している他系統としては、非常用ガス処理系、原子炉棟空調換気系及び耐圧強化ベントラインがあり、他系統との接続配管については、隔離弁を 2 重に設置することで隔離機能の信頼性向上を図る設計としている。また、2 つの隔離弁は、通常時「閉」とするとともに、第 1 隔離弁については空気作動弁を採用し、重大事故等時に想定される弁の駆動源喪失時においても自動的に隔離できるよう、フェイル・クローズの設計としている。第 2 弁については電動駆動弁を採用し、他系統と接続状態において流量調整が可能な設計としている。(別紙 7)

e. 現場操作

ベント弁は、原子炉棟外(二次格納施設外)から現場操作可能とし、運転員の放射線防護を考慮した設計としている。

f. 排気処理

放射性物質による環境への影響を抑えるために、ベントガスはフィルタ装置を通した後、大気拡散による希釈効果を考慮して原子炉建物頂部付近から排出する設計としている。また、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設け、放射性物質濃度を監視できる設計としている。(別紙 1)

g. 格納容器との取り合い

格納容器フィルタベント系は、以下の理由から既設の原子炉格納容器から吸気する窒素ガス制御系と非常用ガス処理系のラインを経由する設計としている。なお、格納容器フィルタベント系は、原子炉建物から給気する非常用ガス処理系のラインを経由しない設計としている。

- ・これらの系統はもとより格納容器から原子炉格納容器雰囲気ガスを抜くために設計されていることから、配管口径や格納容器からの取り出し口の設置高さが格納容器ベントに適している。
- ・格納容器フィルタベント系を使用する場合に、経由する窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系のラインは、それぞれの系統として使用することはない。
- ・兼用する配管は静的機器であり損傷リスクは小さいこと、及び動的機器である弁については遠隔での人力操作を可能とするなど高い信頼性を確保

していることから、独立して設置するメリットは小さい。

#### h. その他

- フィルタ装置のうちスクラバ容器を4基構成としているため、フィルタ装置入口には連結管（ヘッダ）を設け、フィルタ装置の流れに偏りが出ない設計としている。（別紙13）
- フィルタ装置（スクラバ容器）への補給水ラインを設置し、ベント後収束モードにおいてフィルタ装置（スクラバ容器）へ水・薬剤を補給できる設計としている。
- フィルタ装置（スクラバ容器）からの排水ラインを設置し、ベント後収束モードにおいてフィルタ装置（スクラバ容器）からスクラビング水をサブプレッション・チェンバ等へ排水できる設計としている。
- 格納容器フィルタベント系は、使用環境を考慮した構造設計を行い、スクラビング水の漏えいを防止できる設計としている。（別紙14）
- フィルタ装置の配管経路は、連続下り勾配又は連続上り勾配とし、配管内の蒸気凝縮によるドレンの滞留防止を考慮した設計としている。
- 格納容器フィルタベント系は、外部事象に対して、原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に配置する等の考慮をした設計としている。（別紙15）
- 格納容器フィルタベント系は、ベント中のフィルタ装置等からの放熱による周囲温度上昇を低減するため、保温材（断熱材）を設置する設計としている。
- 格納容器フィルタベント系は、常設耐震重要重大事故防止設備かつ常設重大事故緩和設備であり、基準地震動S<sub>s</sub>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設計としている。（別紙16）

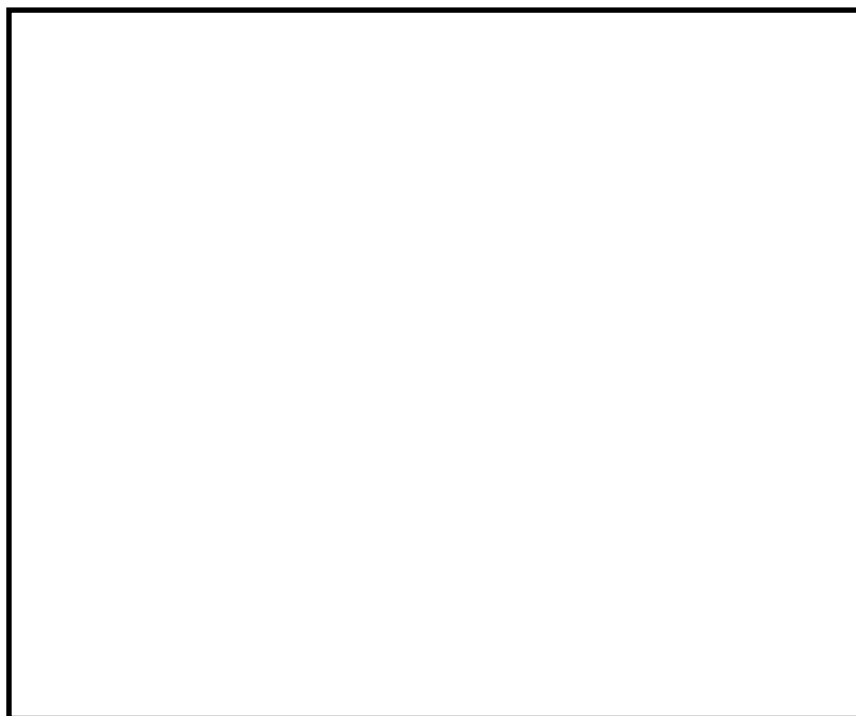


図 2.6-2-1 機器配置図 (その1)

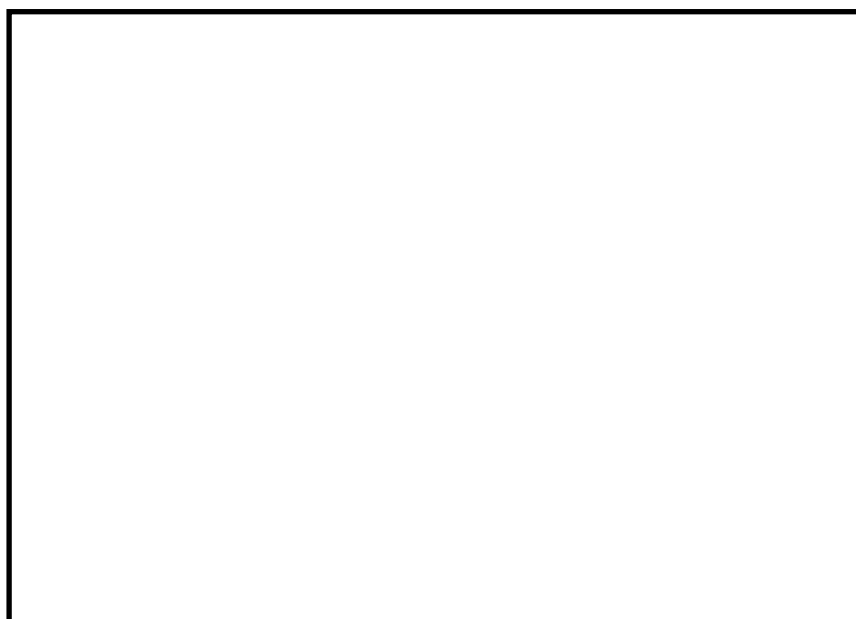


図 2.6-2-2 機器配置図 (その2)

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。

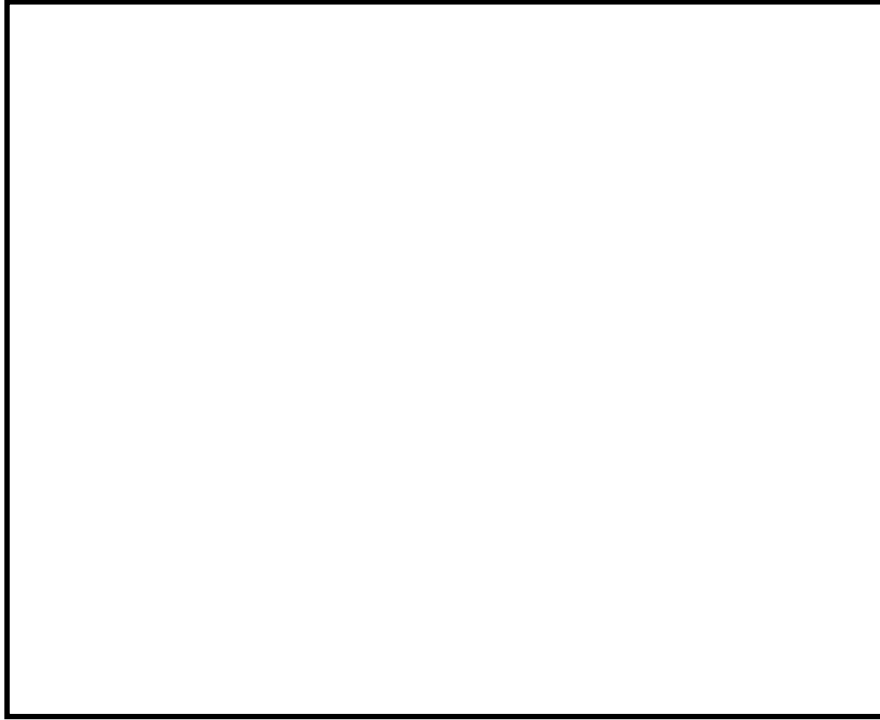


図 2.6-2-3 機器配置図 (その3)

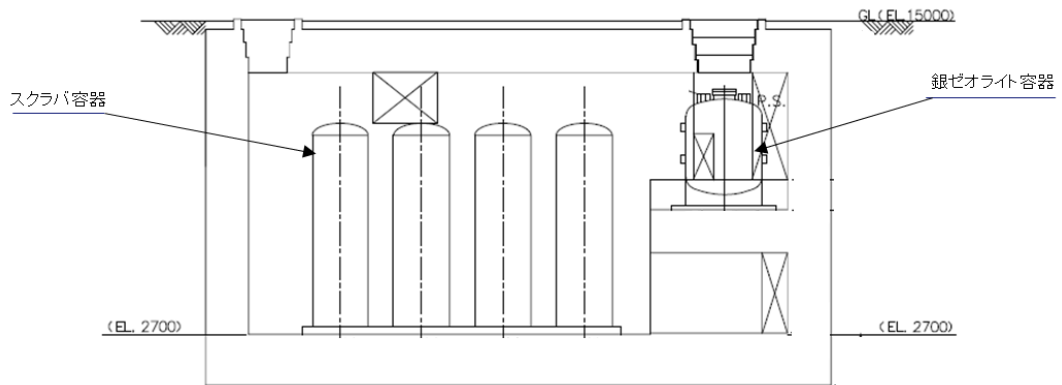


図 2.6-3 第1 ベントフィルタ格納槽 断面図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



## 2.7 格納容器フィルタベント系

### 2.7.1 系統構成

本系統は、屋外地下の第1ベントフィルタ格納槽内に設置するフィルタ装置、格納容器からフィルタ装置までの入口配管、フィルタ装置から大気開放される出口配管、圧力開放板、計装設備、電源設備、給水設備、可搬式窒素供給装置及び排水設備で構成される。

#### (1) 配管等の構成

入口配管は、格納容器のサプレッション・チェンバ及びドライウェルに接続された窒素ガス制御系配管が合流した下流に接続する非常用ガス処理系配管から分岐し、弁を経由してフィルタ装置に接続する。

出口配管には、待機時に窒素置換された系統と大気を隔離する圧力開放板を設置する。圧力開放板はベント開始時に微正圧で動作するものとし、信頼性の高いものを使用する。(別紙5)

スクラバ容器には、外部からスクラビング水を補給できるよう給水配管を設置する。また、外部から系統に窒素を供給できるよう窒素供給配管を設置する。また、ベント後の放射性物質を含むスクラビング水を格納容器(サプレッション・チェンバ)に移送するための移送ポンプ及び配管、さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が第1ベントフィルタ格納槽に漏えいした場合に、漏えい水を格納容器(サプレッション・チェンバ)に移送するための排水ポンプ及び配管を設置する。(別紙17, 別紙18)

図2.7-1に格納容器フィルタベント系の系統構成を示す。

#### (2) 材質及び構造

配管及び弁は、重大事故等クラス2機器として、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005/2007)」クラス2の規定に準拠して設計する。材質は炭素鋼を基本とするが、使用環境に応じて耐食性の高いステンレス鋼を使用する。炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し、特に屋外に敷設される配管の外面については、海塩粒子の付着による腐食防止の観点から、エポキシ樹脂系等の防食塗装を行う。(別紙14, 別紙19, 別紙20)

系統を構成する主要な機器の仕様を表2.7-1に、フィルタ装置及び配管の材質範囲を図2.7-2に示す。

#### (3) 系統の切替性

格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。対象となる系統は、原子炉棟換気空調系及び非常用ガス処理系である。これらの系統との取合いの弁は通常全閉状態であるが、開状態の場合でも中央制御室からの操作により、速やかに閉操作が可能である。

原子炉棟換気空調系及び非常用ガス処理系との取合いの弁は、フェイルクローズの空気駆動弁及びフェイルアズイズの電動駆動弁であることから、空気駆動弁については全交流動力電源喪失時には、全閉状態となり、電動駆動弁につ

いては、全閉状態を維持する。

以上より、格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、他系統と隔離し、流路の構成が可能である。

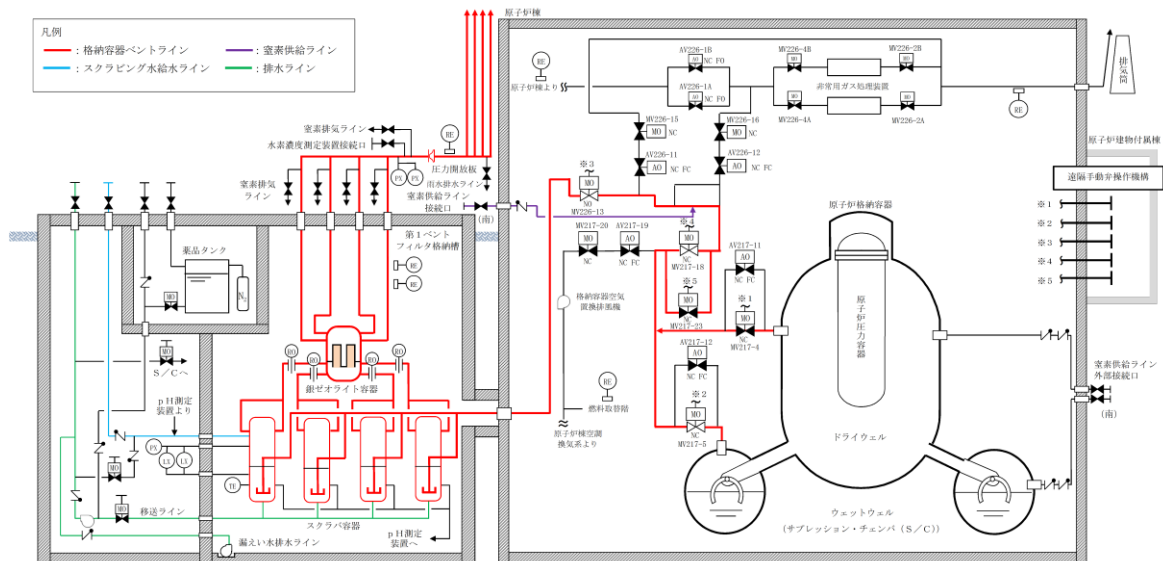


図 2.7-1 格納容器フィルタベント系 系統概略図

表 2.7-1 主要系統構成機器の仕様

(1) 配管

	口径	材質
a. フィルタ装置入口配管 (b. の範囲を除く)	300A	炭素鋼
b. フィルタ装置周辺配管	200A~300A	ステンレス鋼
c. フィルタ装置出口配管 (b. の範囲を除く)	300A~400A	炭素鋼

(2) 隔離弁

	型式	駆動方式	口径
a. ベント弁（第1弁： MV217-4, 5）（格納容器第1 隔離弁）	バタフライ弁	電動駆動（交流） ＋遠隔手動弁操作機構	600A
b. ベント弁（第2弁： MV217-18, 23）（格納容器 第2隔離弁）	バタフライ弁	電動駆動（交流） ＋遠隔手動弁操作機構	400A

(3) 圧力開放板

型式	設定破裂圧力	呼び径	材質	個数
反転型ラプチャディ スク	80kPa(差圧)	400A	ステンレス鋼	1

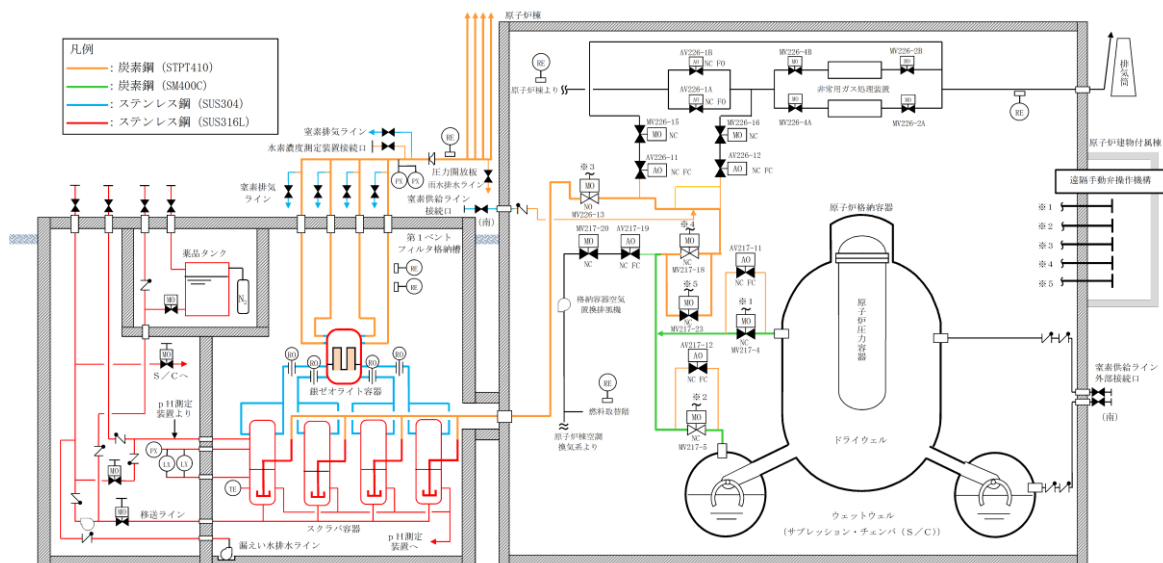


図 2.7-2 格納容器フィルタベント系の材料範囲

## 2.7.2 フィルタ装置

### (1) フィルタ装置（スクラバ容器）

フィルタ装置（スクラバ容器）は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められているCs-137の放出量が100TBqを下回ることができる性能を有するものとし、粒子状の放射性物質に対して除去効率（DF）99.9%の除去性能を有する装置を採用している。

フィルタ装置（スクラバ容器）は、スカート支持される円筒たて形容器であり、容器内にはスクラビング水を貯留し、下部にベンチュリノズル [ ] 及び多孔板を、上部には金属フィルタ [ ] を設置し、湿式のベンチュリスクラバ及び乾式の金属フィルタの2つのセクションを組み合わせることで粒子状放射性物質を除去するものである。

フィルタ装置の主な仕様を以下に示す。

- a. 容器は、重大事故等クラス2容器として「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005/2007）」クラス2容器の規定に準拠して設計する。
- b. 容器内に貯留するスクラビング水量は、捕集した放射性物質の崩壊熱による減少を考慮し、設計条件であるスクラバ容器内発熱量 370kW に対して、ベント開始後 24 時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が確保できるように設定する。なお、事象発生後 7 日で規定の水位を維持できることを確認している。（別紙 21）
- c. スクラビング水に接液するスクラバ容器等の材料は、スクラビング水の性状を考慮して、耐食性の高いステンレス鋼としている。（別紙 20）
- d. 容器には、スクラビング水の減少分を補充するための注水用ノズル、各容器水位に差異が出ないようにするための連絡配管用ノズル及びスクラビング水を移送するためのドレン用ノズルを設ける。なお、スクラビング水のサンプリングは、連絡配管から行う設計としている。
- e. 容器は、ベンチュリノズル及び金属フィルタを内蔵する。

フィルタ装置（スクラバ容器）の仕様を表 2.7.2-1 に、概略構造を図 2.7.2-1 に示す。（別紙 22）

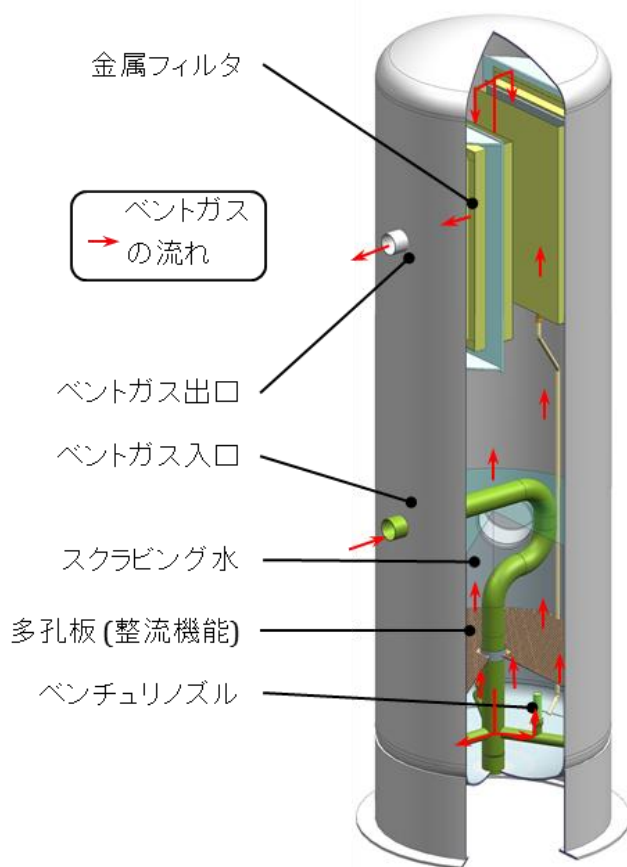


図 2.7.2-1 フィルタ装置 (スクラバ容器) 概略構造

【ベンチュリスクラバ】

第1セクションのベンチュリスクラバは、主にベンチュリノズルとスクラビング水で構成され、ベントガスに含まれる粒子状放射性物質及び無機よう素の大部分を除去し、スクラビング水中に保持できる。

ベンチュリノズルは、上部に行くにつれて緩やかに矩形断面の流路面積を増やして断面変化させており、上端は閉じて、側面に出口開口を設けている。ベンチュリノズルには、流路断面面積が小さくなるスロート部の側面にスクラビング水を取り込む開口を設けており、流入したガスをスロート部で高流速とすることでノズル周囲のスクラビング水を吸込み、ノズル内の流速差で気液混合させてから、上端吐出部からスクラビング水中に排出させる。

ベンチュリノズルは、分配管に対して直行する向きに設置されており、ノズル上部に設けた1本あたり2ヶ所の噴出口から、ベントガスを水平下向きに噴き出す。その噴出口を隣接するベンチュリノズルに向けないことで、隣接するベンチュリノズルに影響を与えない設計としている。

また、スクラビング水には化学薬剤として

を添加しており、無機よう素 (I<sub>2</sub>) の除去と再揮発

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。

防止を図っている。

スクラビング水を高アルカ

リ性の状態に維持するものである。(別紙 23)

ベンチュリノズルの材質は、耐アルカリ性に優れる [ ] とする。

スクラバ容器内のスクラビング水は地震発生時におけるスロッシングを考慮しても、金属フィルタ下端まで到達しないことを確認している。(別紙 21)

なお、高流速となるスロート部においては、性能検証試験に使用した後のベンチュリノズルの内面観察結果から、エロージョンは発生しないと考えている。(別紙 20)

フィルタ装置(スクラバ容器)の機能模式図を図 2.7.2-2、ベンチュリノズルの概略図を図 2.7.2-3、主要仕様を表 2.7.2-1、スクラビング水の仕様を表 2.7.2-1、ベンチュリノズルの配置及びベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要を図 2.7.2-4 に示す。

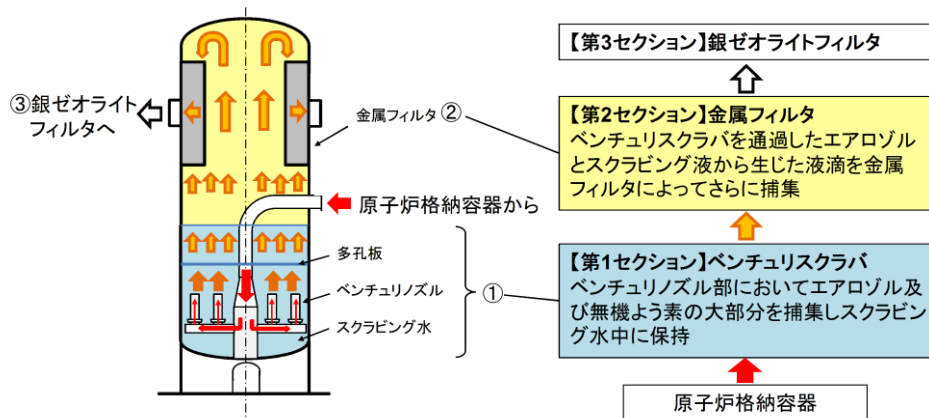


図 2.7.2-2 フィルタ装置(スクラバ容器)の機能模式図



図 2.7.2-3 ベンチュリノズル概略図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

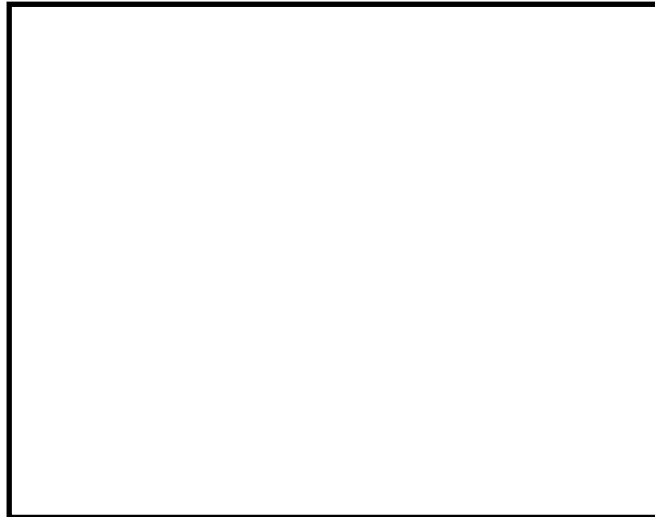
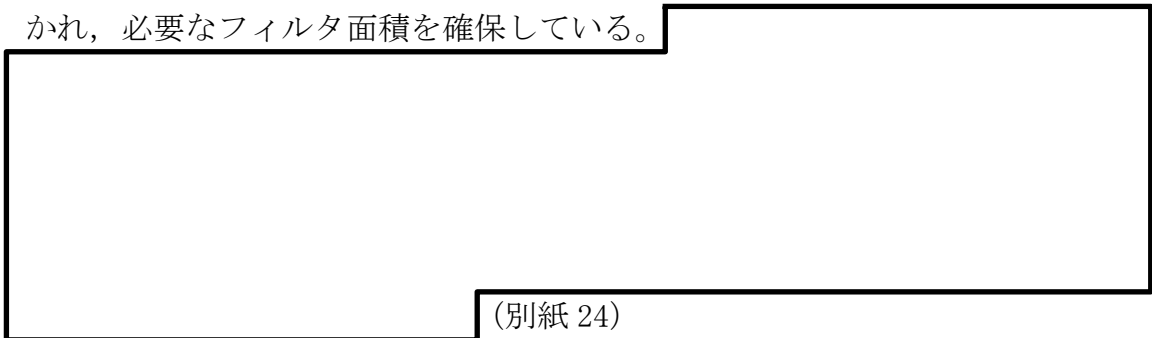


図 2.7.2-4 ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要

**【金属フィルタ】**

第2セクションの金属フィルタは、ベンチュリスクラバでは除去しきれなかった粒子状放射性物質を除去できる。金属フィルタは容器の上部に縦向きに置かれ、必要なフィルタ面積を確保している。



(別紙 24)

金属フィルタの機器仕様を表 2.7.2-1 に、概略図及びフィルタ容器内の配置を図 2.7.2-5 に示す。

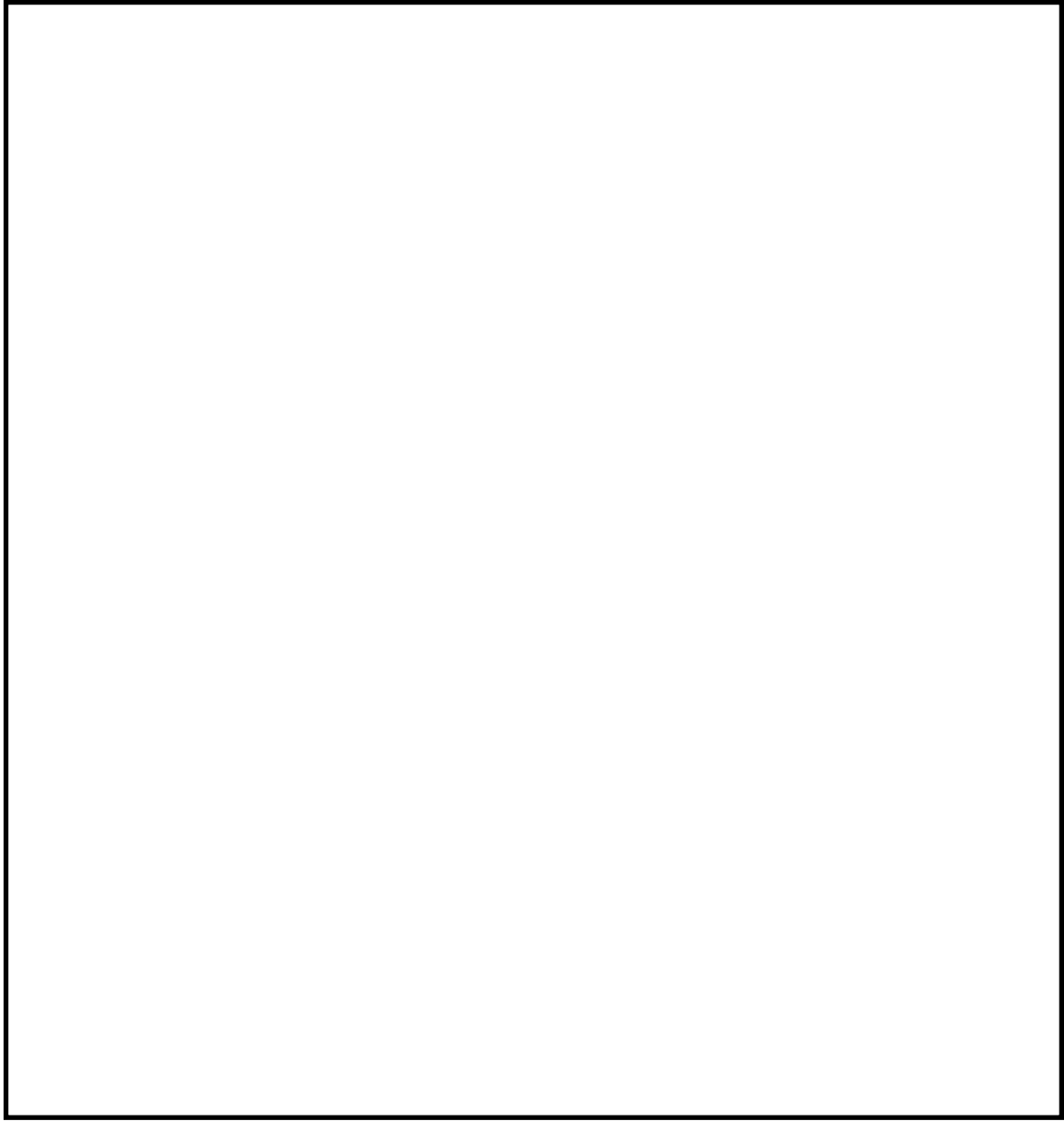


図 2.7.2-5 金属フィルタ概略図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



(a) プレフィルタ及び湿分分離機構



湿分分離機構の概要を図 2.7.2-6 に、ドレン配管接続部の概要を図 2.7.2-7 に示す。



図 2.7.2-6 湿分分離機構の概略図

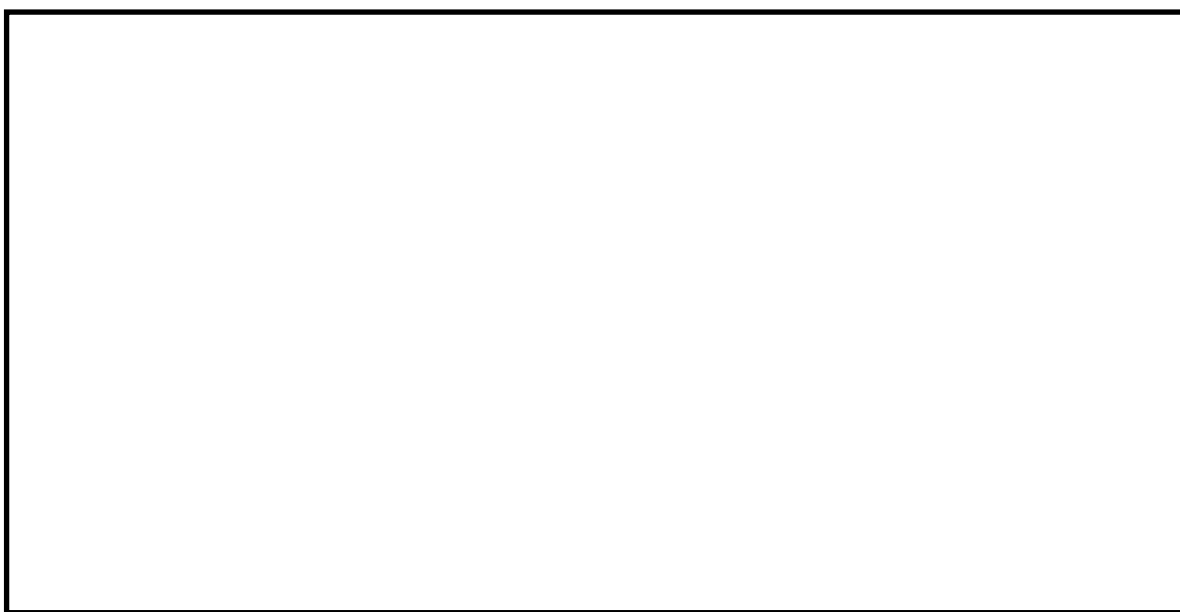


図 2.7.2-7 ドレン配管接続部の概略図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(b) メインフィルタ



(2) 流量制限オリフィス

スクラバ容器から銀ゼオライト容器までの4本の配管それぞれに、同一仕様の同心型流量制限オリフィスを設置し、フィルタ装置（スクラバ容器）内の体積流量をほぼ一定に保つ構成としている。（別紙 25）



流量制限オリフィスの主要仕様を表 2.7.2-1 に示す。

(3) フィルタ装置（銀ゼオライト容器）

フィルタ装置（銀ゼオライト容器）は、被ばく低減の観点から有機よう素に対して除去効率（DF）98%の除去性能を有する装置である。

フィルタ装置（銀ゼオライト容器）は、スカート支持される円筒たて形容器であり、容器内には銀ゼオライトフィルタを設置し、第1セクションのベンチュリスクラバ、第2セクションの金属フィルタに続く第3セクションとして主に有機よう素を除去するものである。

銀ゼオライトフィルタには、有機よう素の除去を効果的に行えるよう、

ゼオライト吸着剤（銀ゼオライト）を充填している。

スクラバ容器から出たベントガスは、銀ゼオライト容器胴下部の4つの入口ノズルから流入する。流入したベントガスは、同心円状に配置された銀ゼオライト層を通過し、銀ゼオライトで有機よう素を除去されてから、4つの出口ノズルからフィルタ装置出口配管を経て大気へ排出される。

銀ゼオライト容器の材料は、スクラビング水による接液部ではないが、腐食生成物の発生を極力少なくできるステンレス鋼としている。

フィルタ装置（銀ゼオライト容器）の概略構造を図 2.7.2-8、フィルタ装置全体の概略配置を図 2.7.2-9、主要仕様を表 2.7.2-1 に示す。（別紙 22）

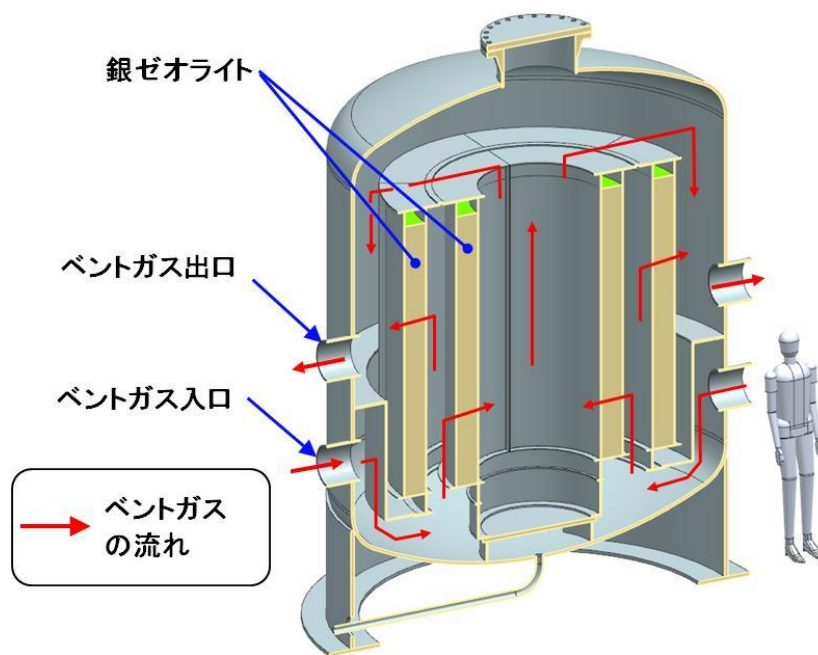


図 2.7.2-8 フィルタ装置（銀ゼオライト容器）概略構造

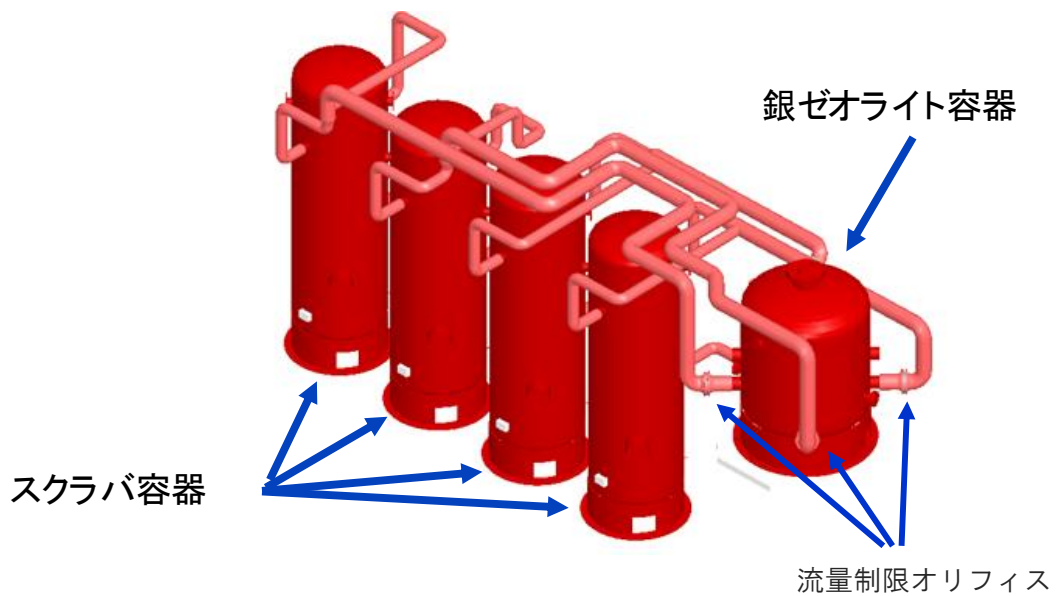


図 2.7.2-9 フィルタ装置全体 概略配置

表 2.7.2-1 フィルタ装置主要仕様

(1) フィルタ装置

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）  
 98%以上（有機よう素に対して）

a. スクラバ容器

型式 円筒たて形  
 最高使用圧力 853kPa [gage]  
 最高使用温度 200℃  
 材料 ステンレス鋼 (SUS316L)  
 胴内径 約 2 m  
 高さ 約 8 m  
 基数 4  
 ベンチュリノズル   
 金属フィルタ   
 スクラビング水 約 9 m<sup>3</sup>/基 (初期水量)  
 添加薬剤

b. 銀ゼオライト容器

型式 円筒たて形  
 最高使用圧力 427kPa [gage]  
 最高使用温度 200℃  
 材料 ステンレス鋼 (SUS316L)  
 胴内径 約 3 m  
 高さ 約 5 m  
 基数 1  
 吸着剤 銀ゼオライト

c. 流量制限オリフィス

材料 ステンレス鋼  
 個数 4  
 穴径

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。

### 2.7.3 配管及び弁類

配管及び弁類は以下のとおり設計している。

- (1) 格納容器フィルタベント系の主配管は、原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気を排出可能とする設計としている。格納容器フィルタベント系の配管については、ベント時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素及び酸素の滞留を防止するため、配置に留意する。具体的には配管ルートにUシール部ができないよう配置する。なお、新設部分については、水平配管に適切な勾配を設ける。主配管の主要仕様を表 2.7.3-1、格納容器フィルタベント系最上流部であるベント弁（第3弁）から大気開放端までの配管の配置を図 2.7.3-1～7 に示す。

表 2.7.3-1 主配管主要仕様

- a. ベント弁（第3弁）からスクラバ容器入口
- |     |               |
|-----|---------------|
| 呼び径 | 200A, 300A    |
| 材料  | 炭素鋼 (STPT410) |
- b. スクラバ容器入口からオリフィス入口
- |     |                          |
|-----|--------------------------|
| 呼び径 | 200A                     |
| 材料  | ステンレス鋼 (SUS316L, SUS304) |
- c. オリフィス入口から銀ゼオライト容器出口
- |     |                 |
|-----|-----------------|
| 呼び径 | 300A            |
| 材料  | ステンレス鋼 (SUS304) |
- d. 銀ゼオライト容器出口から大気開放端
- |     |               |
|-----|---------------|
| 呼び径 | 300A, 400A    |
| 材料  | 炭素鋼 (STPT410) |

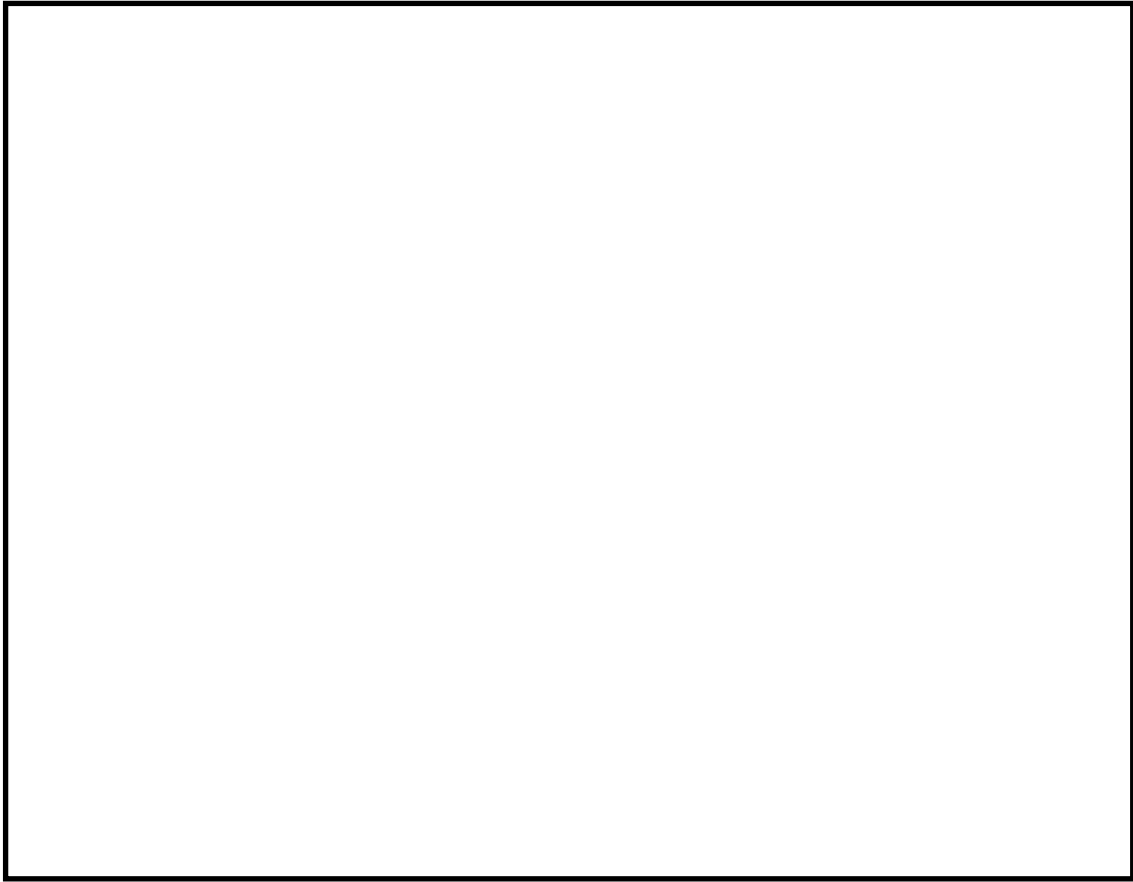


図 2.7.3-1 格納容器フィルタベント系 配管ルート図（鳥瞰図）

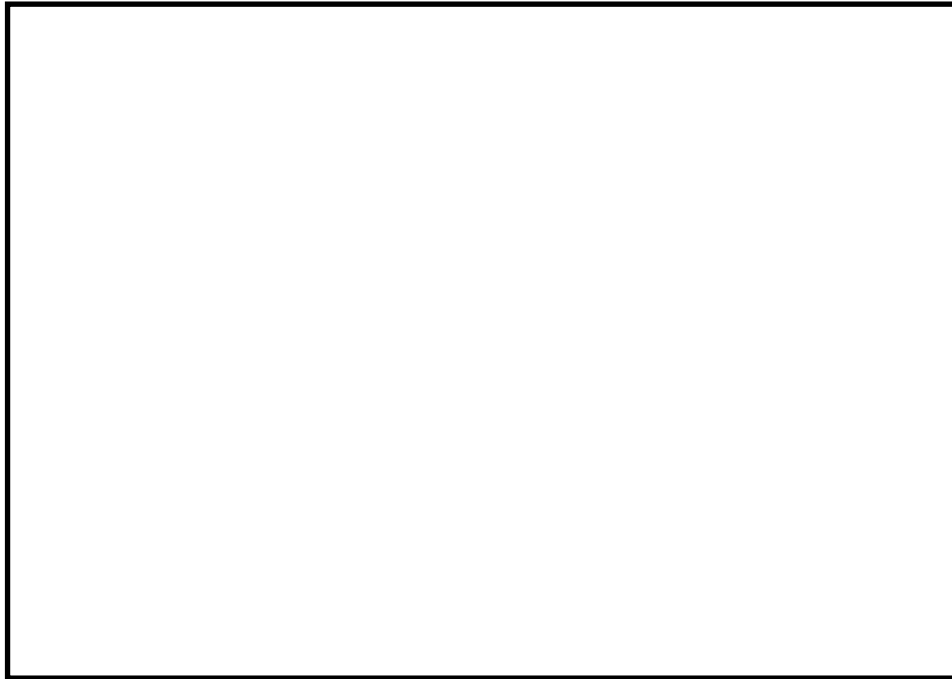


図 2.7.3-2 主配管の配置を明示した図面（その1）

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。

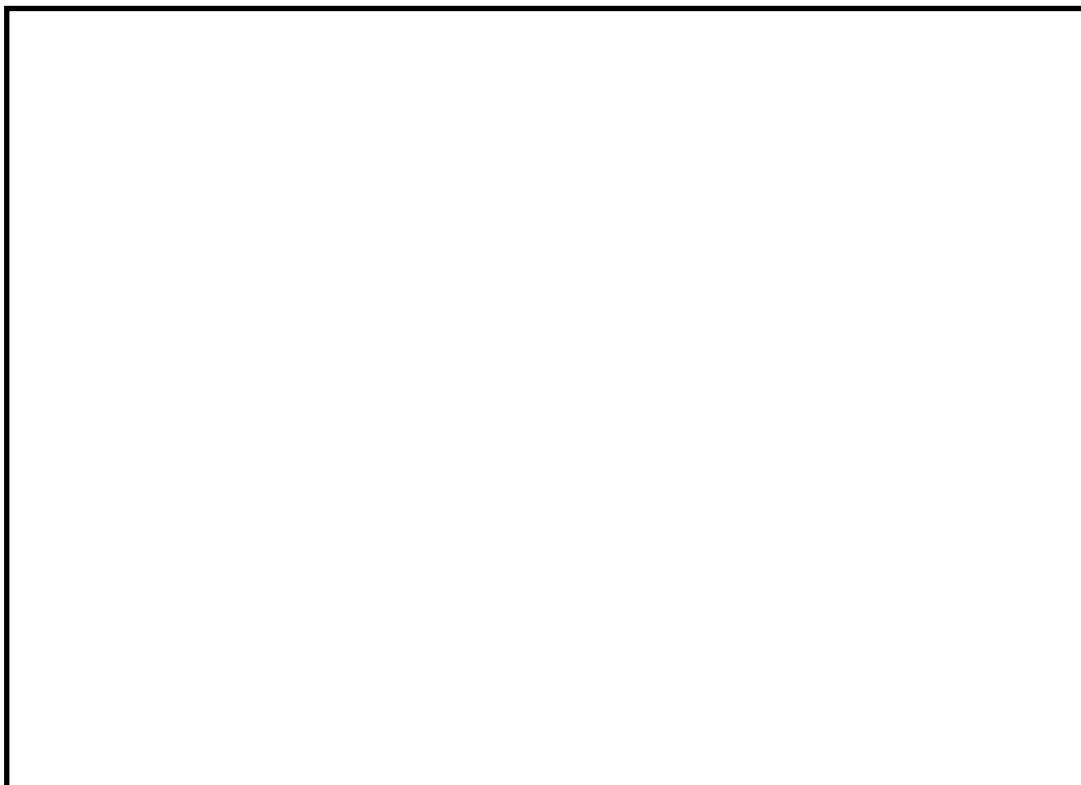


図 2.7.3-3 主配管の配置を明示した図面（その2）



図 2.7.3-4 主配管の配置を明示した図面（その3）

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。

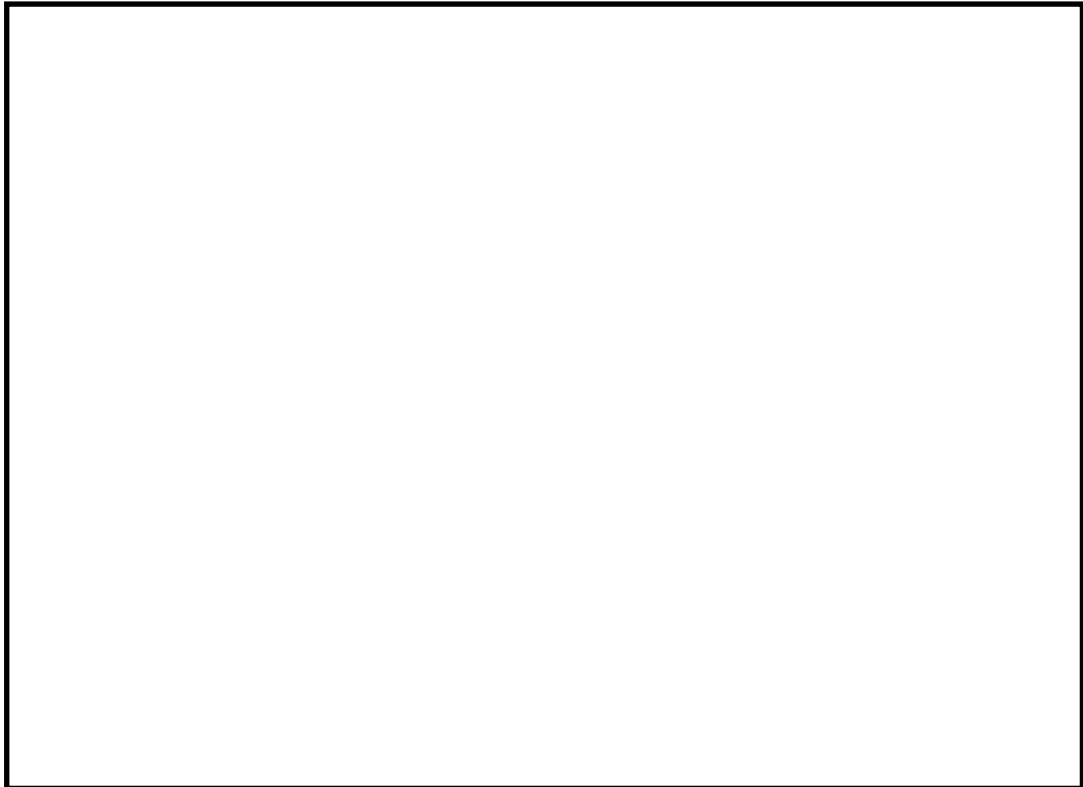


図 2.7.3-5 主配管の配置を明示した図面（その4）

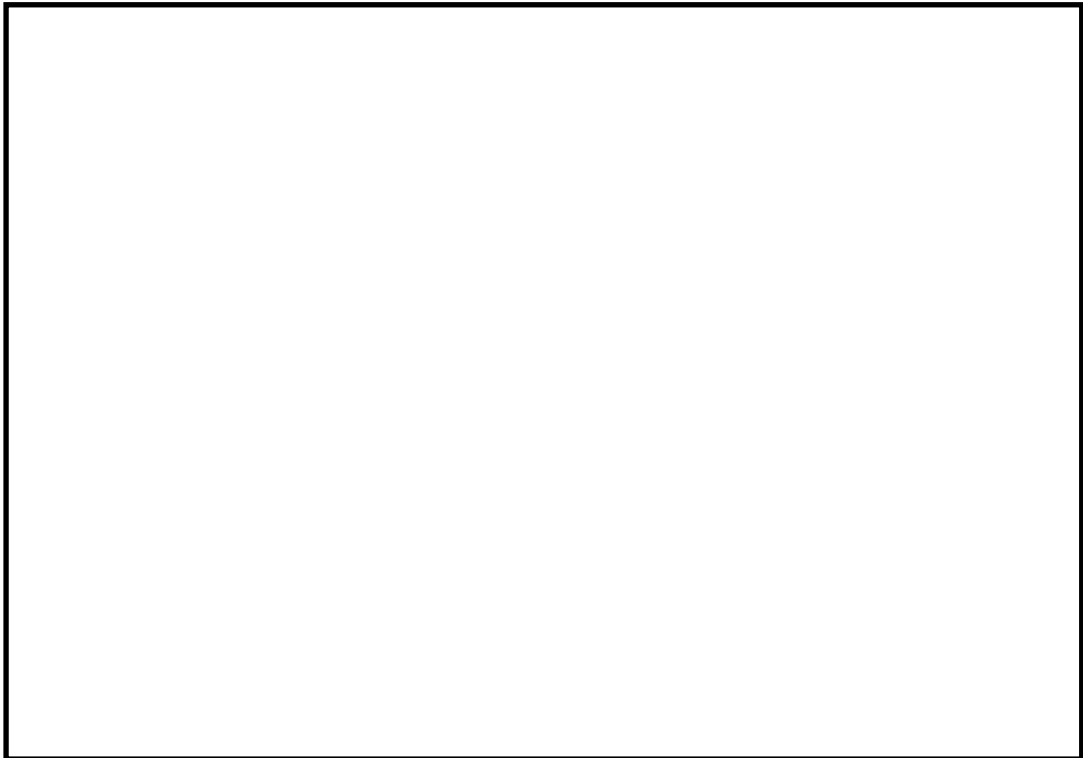


図 2.7.3-6 主配管の配置を明示した図面（その5）

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。



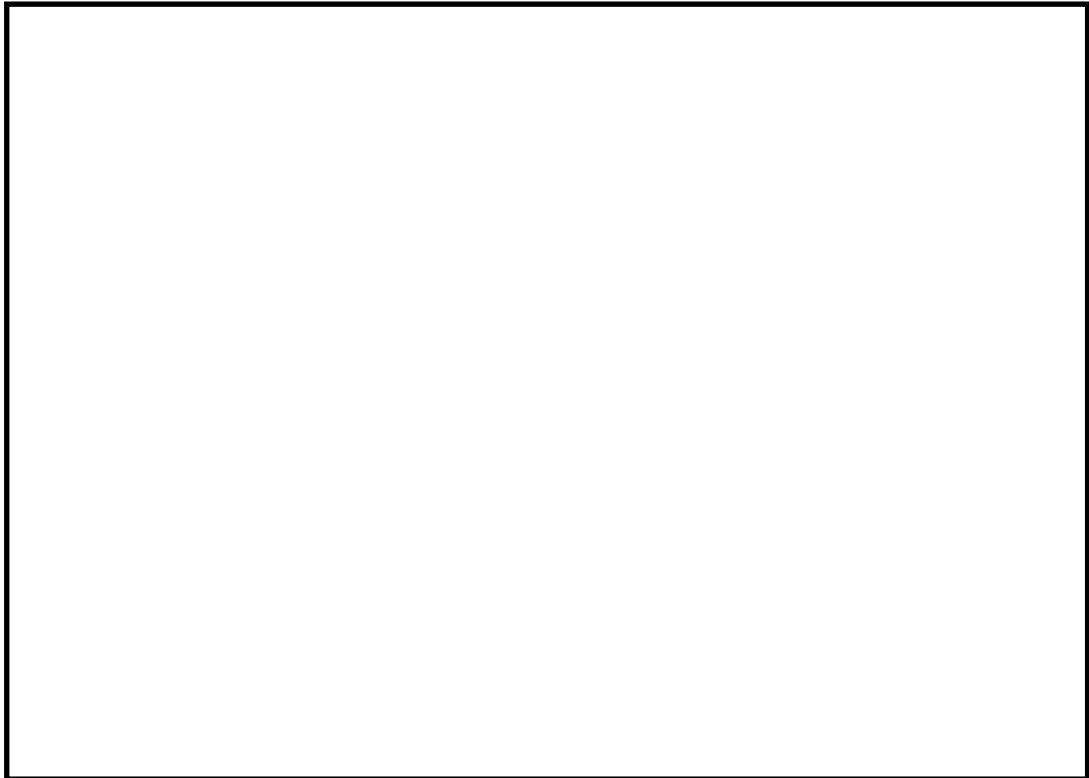


図 2.7.3-7 主配管の配置を明示した図面 (その6)

(2) 配管の材料はスクラビング水の性状を考慮し、スクラビング水に接液するおそれのある範囲 (フィルタ装置廻り) については耐食性の高いステンレス鋼とし、それ以外の範囲については基本的に炭素鋼としている。フィルタ装置及び配管の材料範囲を図 2.7.3-8 に示す。

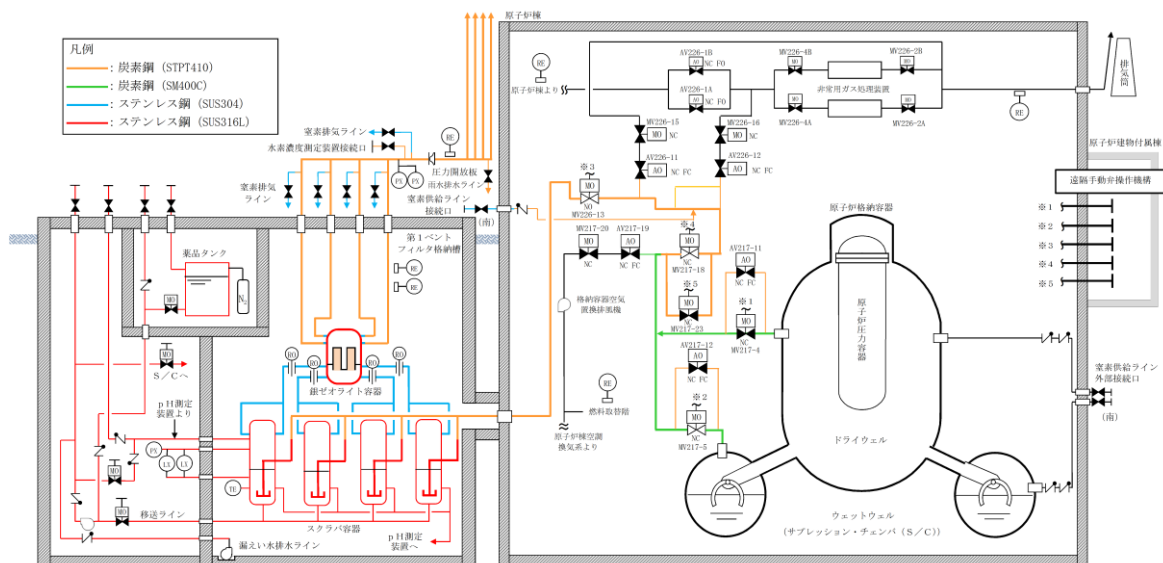


図 2.7.3-8 格納容器フィルタベント系の材料範囲

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) ベント弁（第1弁、第2弁及び第3弁）は、通常時、事故時（DBA及びSA）における弁への開閉要求及び遠隔手動弁操作機構の設置を考慮し、電動駆動弁としている。また、弁駆動に必要な電源は、代替交流動力電源からも給電可能な設計としている。さらに、駆動源喪失時にも弁作動が可能なよう、遠隔手動弁操作機構を設置することで、人力での開閉操作が可能な設計としており、操作の多様性を有した設計としている。電動駆動弁の主要仕様を表2.7.3-2、概要図を図2.7.3-9、遠隔手動弁操作機構の模式図を図2.7.3-10、ベント弁の設置位置を図2.7.3-11～13に示す。（別紙3）

表 2.7.3-2 電動駆動弁主要仕様

a. ベント弁（第1弁：MV217-4,5）（格納容器第1隔離弁）

型 式	バタフライ弁
呼 び 径	600A
材 料	炭素鋼（SCPH2）
駆 動 方 式	電動（交流）及び遠隔手動弁操作機構

b. ベント弁（第2弁：MV217-18,23）（格納容器第2隔離弁）

型 式	バタフライ弁
呼 び 径	400A
材 料	炭素鋼（SCPH2）
駆 動 方 式	電動（交流）及び遠隔手動弁操作機構

c. ベント弁（第3弁：MV226-13）

型 式	バタフライ弁
呼 び 径	300A
材 料	炭素鋼（SCPH2）
駆 動 方 式	電動（交流）及び遠隔手動弁操作機構

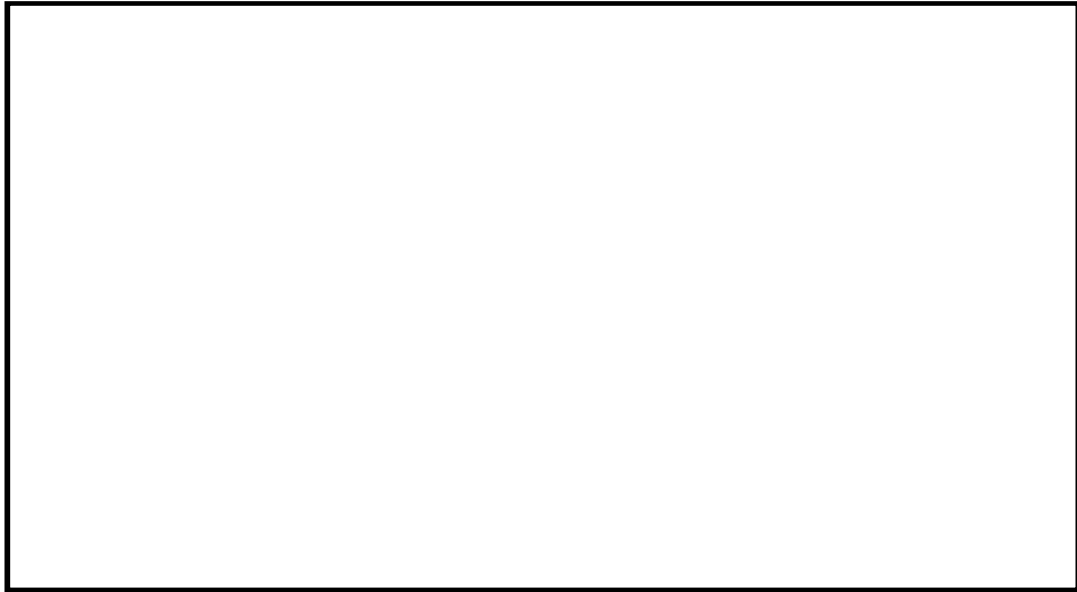


図 2.7.3-9 電動駆動弁 概要図

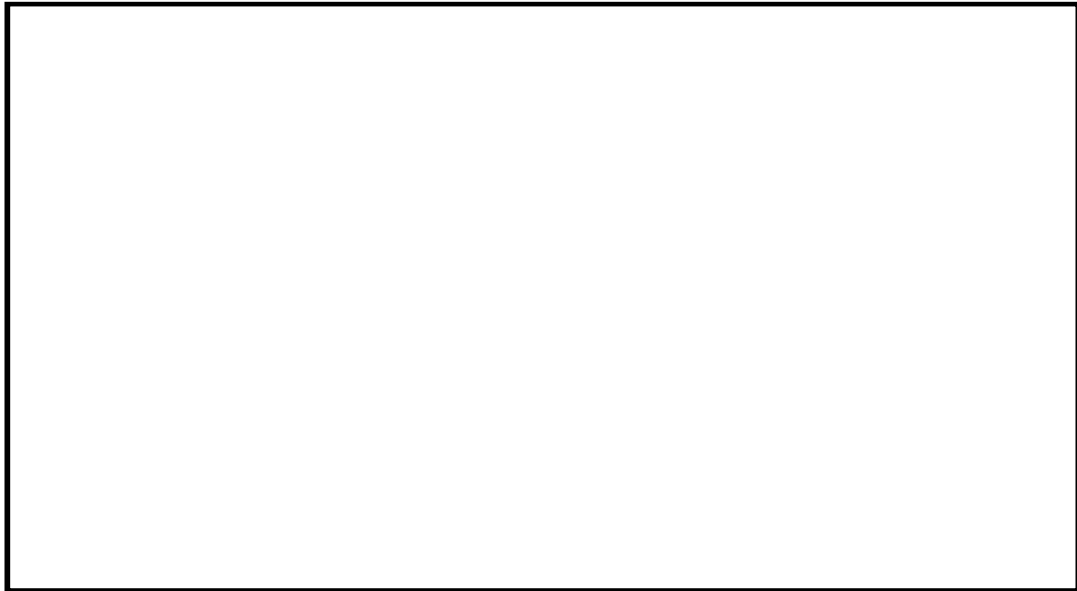


図 2.7.3-10 遠隔手動弁操作機構の模式図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図 2.7.3-11 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その1)

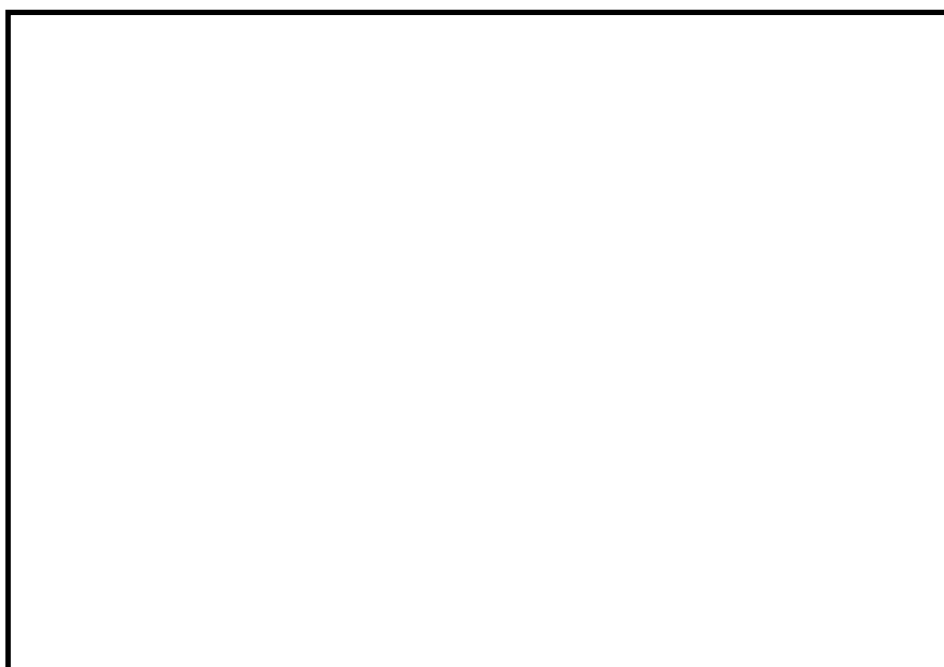


図 2.7.3-12 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その2)

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。

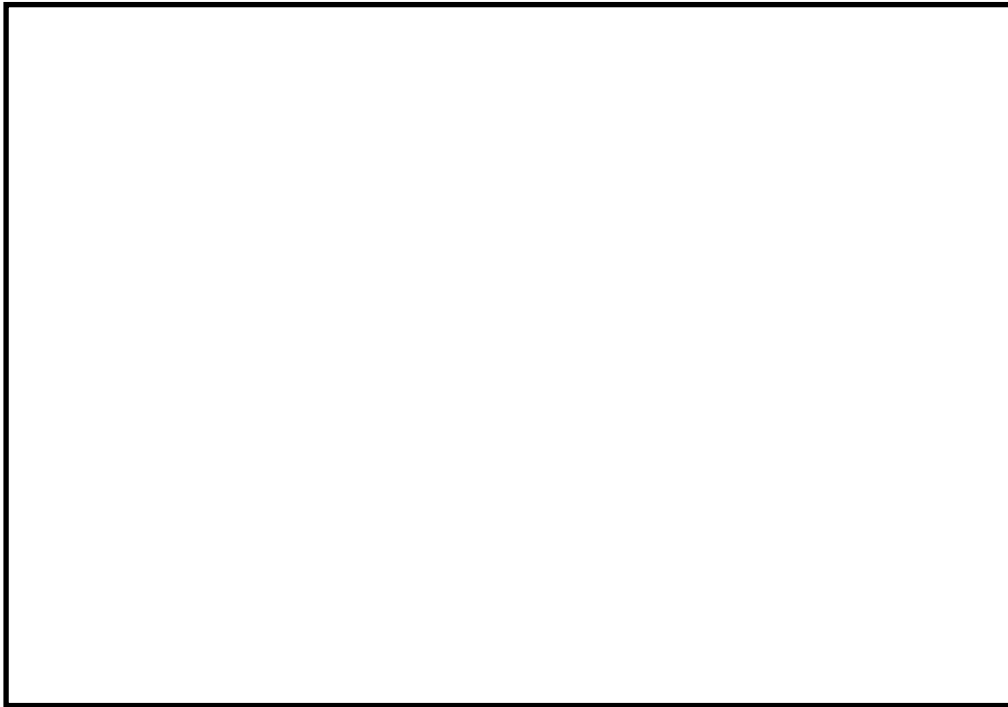


図 2.7.3-13 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その3)



図 2.7.3-14 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その4)

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) ベント弁は、第1弁及び第2弁を通常時閉とし、弁の閉固着等により開操作の妨げとならないように、弁を多重化（並列配置）し、開の信頼性向上を図る設計としている。また、第3弁については、ベント時の開要求を達成する観点から通常時開及び電源切保持とすることにより、弁の開状態が確実となるように管理するとともに、中央制御室において弁の開閉状態を表示させることにより、運転員が弁の開閉状態を目視で確認可能な設計としている。（別紙7）
- (5) 系統待機モード時の窒素環境保持のバウンダリである圧力開放板の設定破裂圧力は、ベントガス排出の妨げにならないよう80kPa(差圧)に設定している。圧力開放板の主要仕様を表2.7.3-3、構造図を図2.7.3-15に示す。（別紙5）

表 2.7.3-3 圧力開放板 主要仕様

a. 圧力開放板

型 式	反転型ラプチャディスク
設 定 圧 力	80kPa(差圧)
呼 び 径	400A
材 料	ステンレス鋼
個 数	1

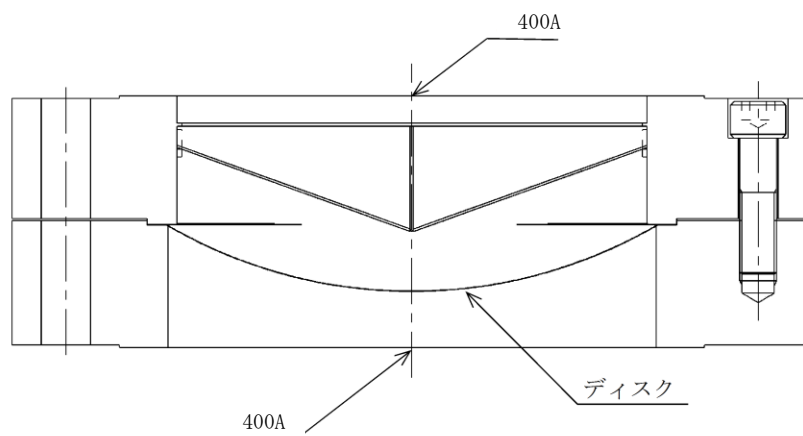


図 2.7.3-15 圧力開放板 構造図

- (6) 原子炉建物から第1ベントフィルタ格納槽までの配管及び銀ゼオライト容器から大気開放端までの配管には、熱変形に加え、自重及び地震による変位（相対変位を含む）を考慮し、伸縮継手を使用する。当該変位量が繰返し付加された場合でも、構造上許容繰返し回数を満足する設計としている。  
伸縮継手の主要仕様を表2.7.3-4、構造図を図2.7.3-16, 17に示す。

表 2.7.3-4 伸縮継手 主要仕様

a. 伸縮継手

呼 び 径	300A
材 料	ステンレス鋼

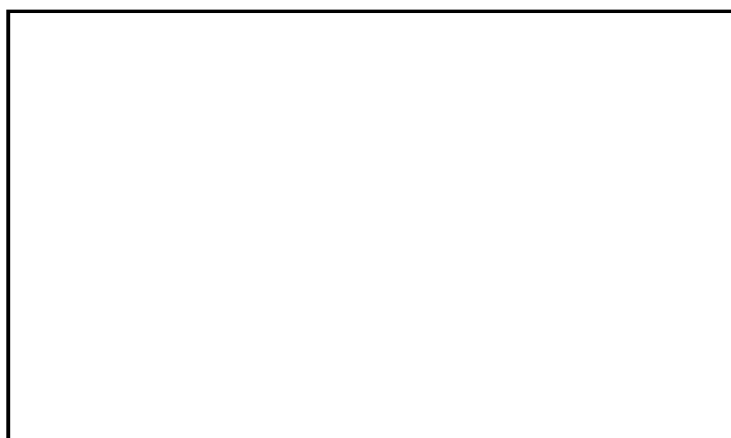


図 2.7.3-16 伸縮継手（排気配管）構造図



図 2.7.3-17 伸縮継手（原子炉建物～第1ベントフィルタ格納槽）構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 2.8 付帯設備

### 2.8.1 計装設備

格納容器フィルタベント系の計装設備は、各運転状態において、設備の状態を適切に監視するため、第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ及びフィルタ装置（スクラバ容器）周り計装設備にて構成する。（別紙26，別紙27，別紙28，別紙29）

#### (1) 第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計

第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計は、系統内の水素濃度が可燃限界4 vol%以下に維持されていることを監視するため、第1ベントフィルタ装置出口配管に設置する。（別紙2）

ベント開始時以降、可搬式窒素供給装置による窒素を供給し、系統内に残留するガスを掃気することで、水素が可燃限界に至ることはない。また、フィルタ装置内の放射性物質を保持するスクラビング水より放射線分解で発生する水素は、窒素供給することでフィルタ装置出口配管を通過して掃気され、可燃限界に至ることはない。

水素濃度の計測は、ベント開始時以降、可搬式窒素供給装置による窒素供給で系統内の排気及び不活性化を念のために行うような場合に必要により実施する。

第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計の計測範囲は、0～100vol%とし、0～20vol%に切り替えて計測できるようにする。計測した水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計の主要仕様を表2.8.1-1に示す。

表 2.8.1-1 第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計の仕様

種 類	熱伝導式水素濃度検出器
計測範囲	0～20 vol%/0～100vol%
個 数	1（予備1）
使用電源	交流電源

#### (2) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ

第1ベントフィルタ出口放射線モニタは、大気へ放出する放射性物質濃度を監視する目的で、排気中の放射性物質からのγ線強度を計測するため、第1ベントフィルタ出口配管近傍に設置する。（別紙30）

第1ベントフィルタ出口放射線モニタの計測範囲は、フィルタ使用時に想定される排気中の放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を計測できる範囲として、炉心損傷している場合は $10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$ （高レンジ用）を、炉心損傷していない場合は $10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$ （低レンジ用）を計測範囲としている。計測した放射線量率は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。



第1 ベントフィルタ出口放射線モニタの主要仕様を第2.8.1-2表に示す。

表2.8.1-2 第1 ベントフィルタ出口放射線モニタの仕様

	高レンジ用	低レンジ用
種類	電離箱式	電離箱式
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$
個数	2	1
使用電源	直流電源	直流電源

(3) フィルタ装置（スクラバ容器）周り計装設備

通常待機時、系統運転時及び事故収束時の各状態において、フィルタ装置の水位、圧力及び温度並びにスクラビング水 pH を監視するため、フィルタ装置周辺に水位計、圧力計、温度計及び pH 計を設置し、中央制御室、緊急時対策所及び一部現場において監視できる設計とする。

なお、フィルタ装置（スクラバ容器）周り計装設備のうち、フィルタ装置出口配管圧力計及びスクラバ水 pH 計は、系統待機時以外の系統運転時及び事故収束時は監視する必要がないため、自主対策設備とする。また、スクラバ容器水位計は、中央制御室及び現場にて監視が可能であるため、現場計器は自主対策設備とする。

(4) 各状態における監視の目的

a. 系統待機状態

格納容器フィルタベント系の通常待機時の状態を、以下のとおり確認する設計としている。

(a) フィルタ装置（スクラバ容器）の性能に影響するパラメータの確認

スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が、通常待機時の設定範囲内  であることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認する。

通常待機時における水位の範囲は、ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し、ベント開始後7日間は水補給が不要となるよう設定している。（別紙21）

また、スクラバ水 pH 計にて、pH がアルカリ性の状態  であることを監視することで、フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認する。（別紙23）

(b) 系統不活性状態の確認

フィルタ装置出口配管圧力計及びスクラバ容器圧力計にて、封入した窒素圧力（ [gage] 程度）を継続監視することによって、系統内の不活性状態を確認する。

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。

## b. 系統運転状態

格納容器フィルタベント系の運転時の状態を、以下のとおり確認する設計としている。

### (a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認

スクラバ容器圧力計にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。

また、スクラバ容器温度計にて、ベント開始によりスクラビング水が待機状態から飽和温度まで上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。さらに、第1ベントフィルタ出口放射線モニタが初期値から上昇することを計測することにより、ガスが通気されていることを把握できる。

### (b) フィルタ装置（スクラバ容器）の性能に影響するパラメータの確認

スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲内  にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が維持できることを確認する。

ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。（別紙 21）

### (c) ベントガスが放出されていることの確認

第1ベントフィルタ出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からの $\gamma$ 線強度を計測することで、フィルタ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認する。（別紙 30）

## c. 事故収束状態

格納容器フィルタベント系の事故収束時の状態を以下のとおり確認する設計としている。

### (a) 系統内に水素が滞留していないことの確認

第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計にて、窒素供給による系統パーージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認する。

### (b) フィルタ装置（スクラバ容器）の状態確認

フィルタ装置に異常がないことを確認するため、スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く。）、スクラバ容器温度計にて温度の異常な上昇がないこと及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタにて放射性物質の放出がないことを確認する。（別紙 17）

(5) 計装設備の仕様

フィルタ装置（スクラバ容器）の水位について図 2.8.1-1 に、計装設備の概略構成図を図 2.8.1-2 に、主要仕様を表 2.8.1-3 に示す。

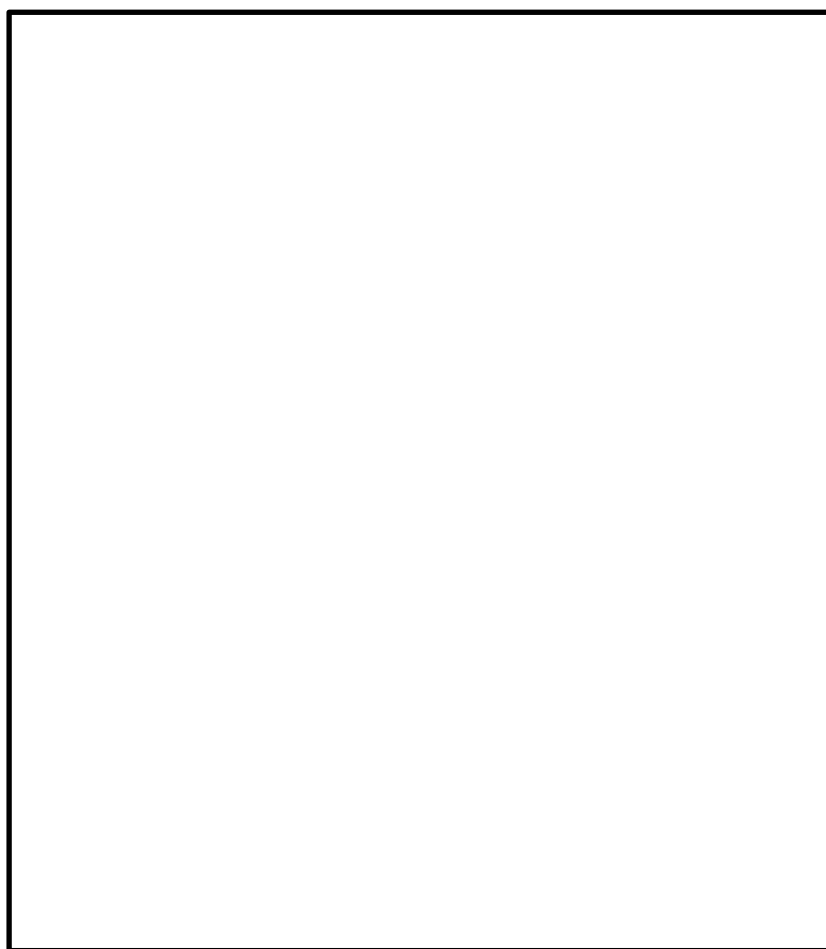


図 2.8.1-1 フィルタ装置（スクラバ容器）水位

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。

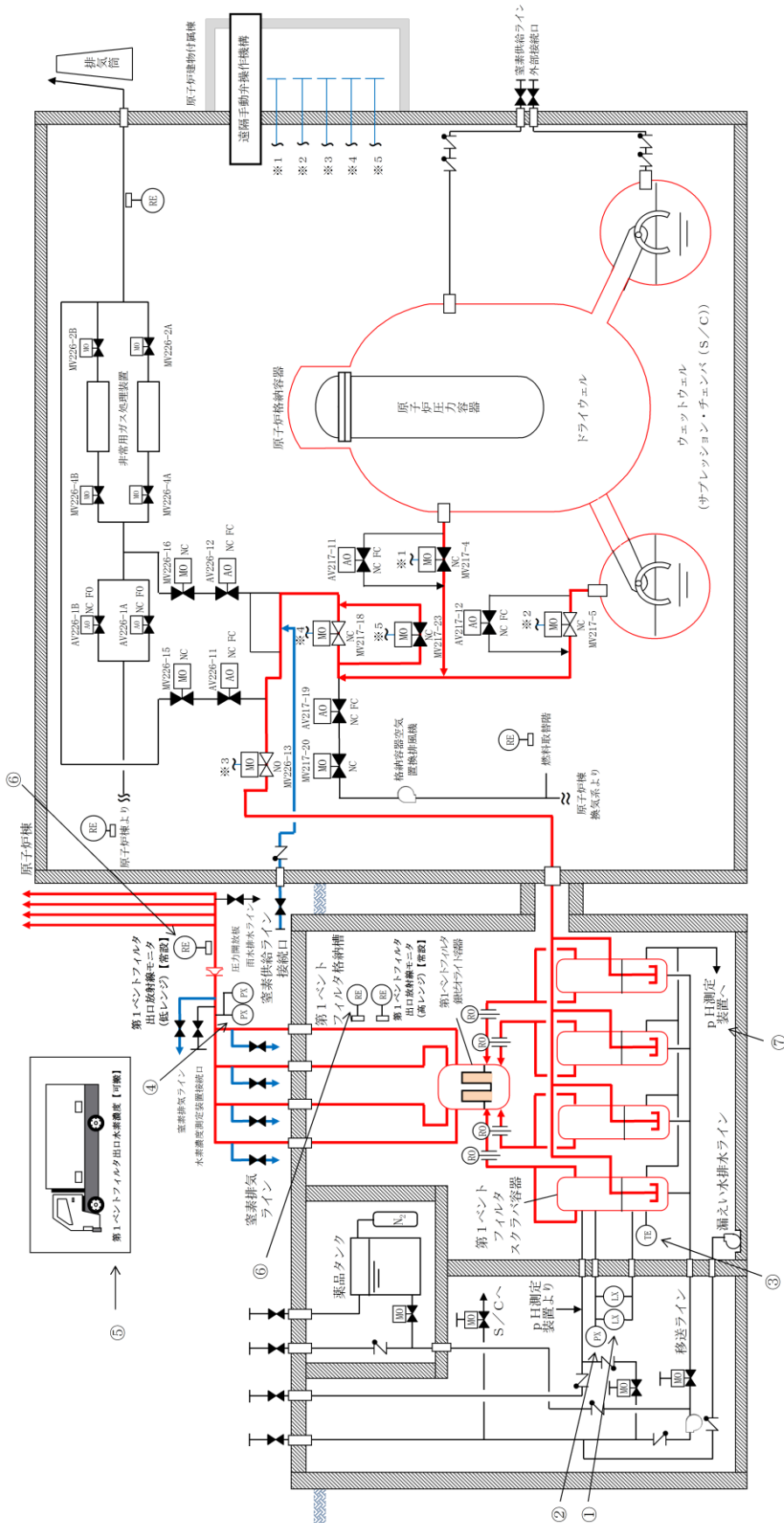


図 2.8.1-2 格納容器フィルタベント系の計装設備 概略構成図

表 2.8.1-3 格納容器フィルタベント系の計装設備主要仕様

監視パラメータ※1	監視目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
①スクラ容器水位	スクラ容器性能維持のための水位監視		系統待機時における水位の範囲 [ ] 及び系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 [ ] を計測可能な範囲とする。	8	中央制御室 緊急時対策所 現場
②スクラ容器圧力	系統運転中に格納容器内雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	0~1MPa [gage]	系統運転時に格納容器フィルタベント系の最高使用圧力である 0.853MPa [gage] (2Pd) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 [ ] [gage] 程度) が維持されていることを計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
③スクラ容器温度	スクラ容器の温度監視	0~300℃	システムの最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
④フィルタ装置出口配管圧力※2	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0~100kPa [gage]	系統待機時に、窒素置換 [ ] [gage] 程度) が維持されていることを計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所
⑤第1ベントフィルタ装置出口水素濃度	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	0~20vol%/ 0~100vol%	事故収束時に、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界 (4vol%) 未満であることを計測可能な範囲とする。	1 (予備1)	中央制御室 緊急時対策所
⑥第1ベントフィルタ出口放射線モニタ	系統運転中に放出される放射性物質濃度の確認	高レンジ: 10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	系統運転時に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量を計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所
		低レンジ: 10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>1</sup> mSv/h		1	
⑦スクラ容器水 pH※2	スクラ容器性能維持のための pH 監視	pH 0~14	系統待機時に、フィルタ装置スクラベング水の pH (pH0~14) が計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所

※1 監視パラメータの数字は図2.8.1-2の○数字に対応する。

※2 自主対策設備

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。

## 2.8.2 電源設備

ベントガスの流路となる配管に設置される電動駆動弁及び計装設備については、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用母線から受電できない場合には、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池並びに可搬型直流電源設備である高圧発電機車及び常設充電器から給電可能な構成とする。電源構成図を図2.8.2-1～2に示す。(別紙31)



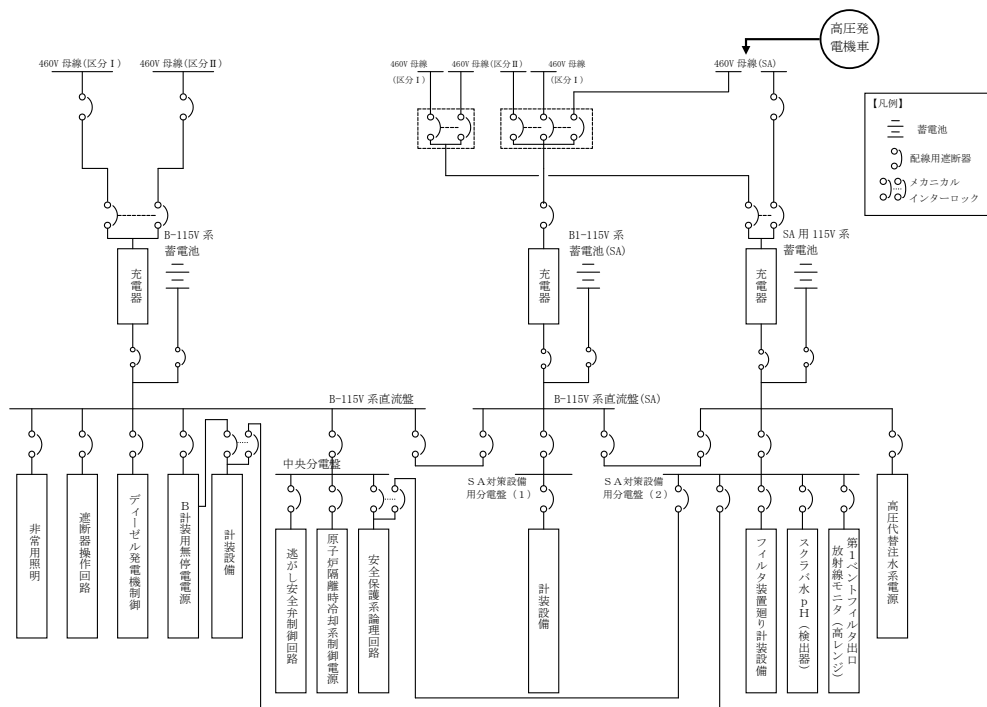


図 2.8.2-2 格納容器フィルタベント系 電源構成図（直流電源）



### 2.8.3 補給設備

補給設備は、薬品注入タンク、移送ポンプ、配管および電動駆動弁等で構成する。予め薬剤を添加し、高アルカリ性に維持した溶液を常設の薬品注入タンクにて保管することにより、スクラバ容器へ水・薬剤を補給できる設計としている。第1ベントフィルタ格納槽内の電動駆動弁についてはフィルタ装置による被ばくを考慮し、第1ベントフィルタ格納槽外から人力による遠隔操作が可能な設計とする（薬品タンク出口弁はスクラバ容器等と隔離された部屋に設置しているため、アクセスし手動操作可能）。

また、第1ベントフィルタ格納槽に外部接続口を設け、可搬設備により薬品注入タンクへの補給又は、直接スクラバ容器への補給が可能な設計としている。

なお、通常時、薬品注入タンク内を窒素環境とすることにより、タンク内の薬剤の劣化およびタンクの腐食を防止する設計としている。

補給設備は、中長期的に使用する設備であり、自主対策設備として設置及び保管する。

補給設備の主要仕様を表2.8.3-1、系統概略図を図2.8.3-1に示す。

表 2.8.3-1 補給設備主要仕様

a. 薬品注入タンク

材 質	ステンレス鋼
容 量	約 1 m <sup>3</sup>
基 数	1

b. 移送ポンプ (排水設備と兼用)

容 量	約 10m <sup>3</sup> /h
基 数	1

c. 配管

材 質	ステンレス鋼
口 径	100A, 80A, 50A, 25A

d. 電動駆動弁

型 式	グローブ弁
口 径	100A, 50A
駆 動 方 式	電動 (交流) 及び遠隔手動弁操作機構※

※薬品タンク出口弁は除く

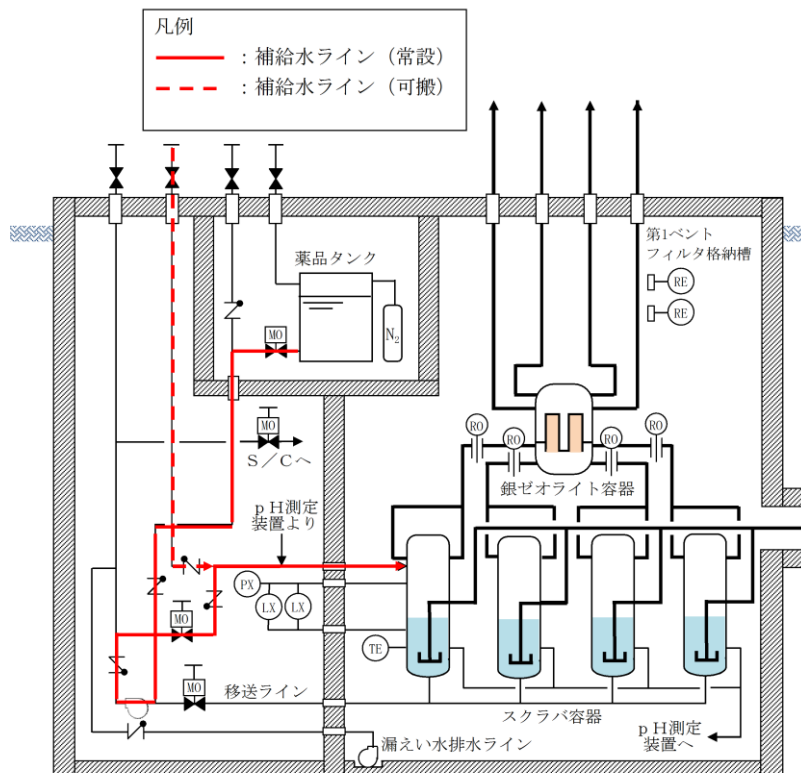


図 2.8.3-1 補給設備系統概略図

#### 2.8.4 可搬式窒素供給装置

ベント後収束モードのうち、ベント弁が開状態において、系統が未飽和となり、蒸気量が少なくなってきた場合は、系統内の排気及び不活性化を行うため、格納容器に接続される窒素供給ラインの屋外接続口から窒素を注入できる設計としている。また、ベント弁を閉止した場合に格納容器内及び格納容器フィルタベント系の排出経路の水素爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により格納容器フィルタベント系の排出経路及び格納容器に接続される窒素供給ラインの屋外接続口から窒素を注入できる設計としている。(別紙 32)

可搬式窒素供給装置及び配管の主要仕様を表 2.8.4-1、系統概略図を図 2.8.4-1 に示す。

表 2.8.4-1 可搬式窒素供給装置主要仕様

##### a. 可搬式窒素供給装置

種 類	圧力変動吸着式
容 量	約 100m <sup>3</sup> /h[normal]
純 度	約 99.9vol%
供給圧力	約 600~900kPa[gage]
台 数	1

##### b. 配管

呼 び 径	50A
材 料	炭素鋼 (STPT410) , ステンレス鋼 (SUS304)



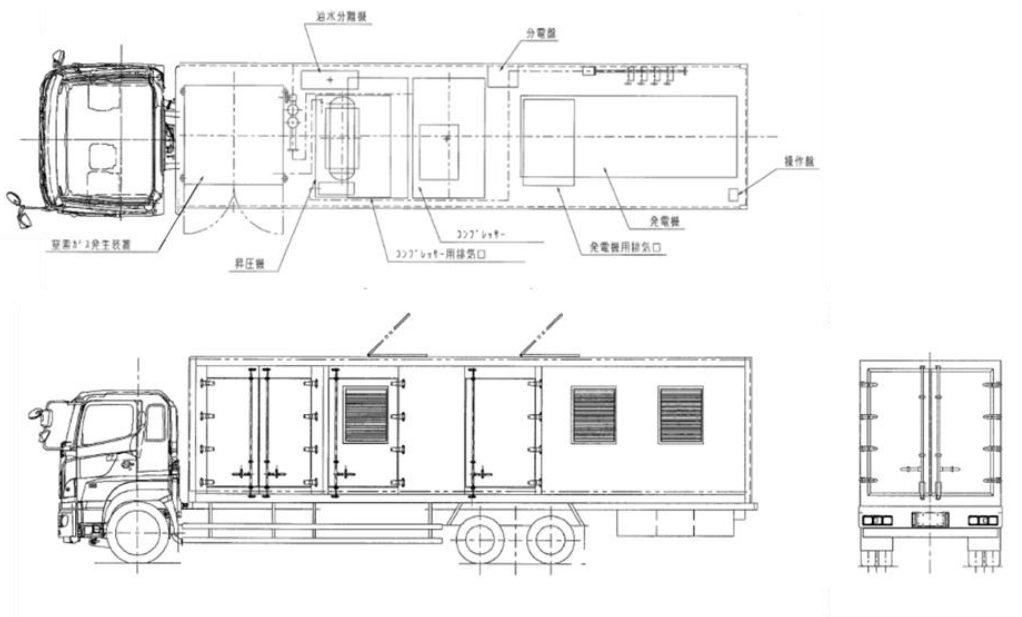


図 2.8.4-2 可搬式窒素供給装置 構造図

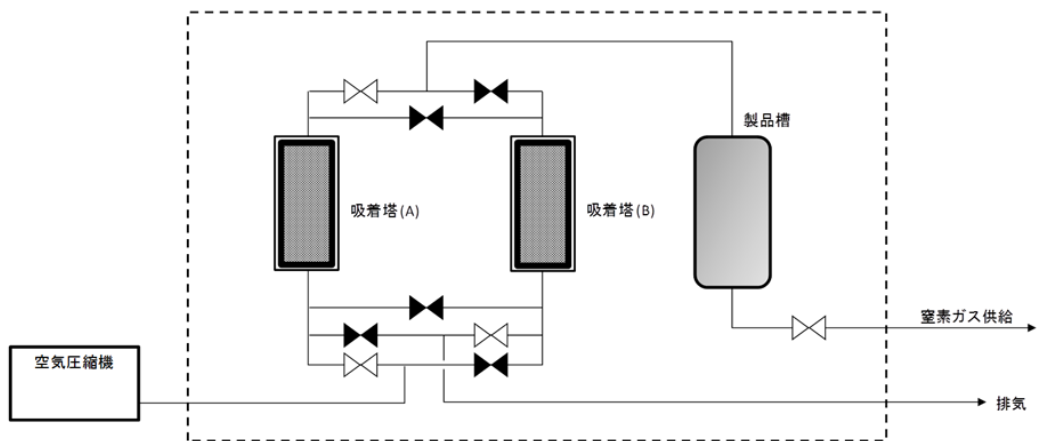


図 2.8.4-3 窒素発生装置(PSA式) 概略系統図

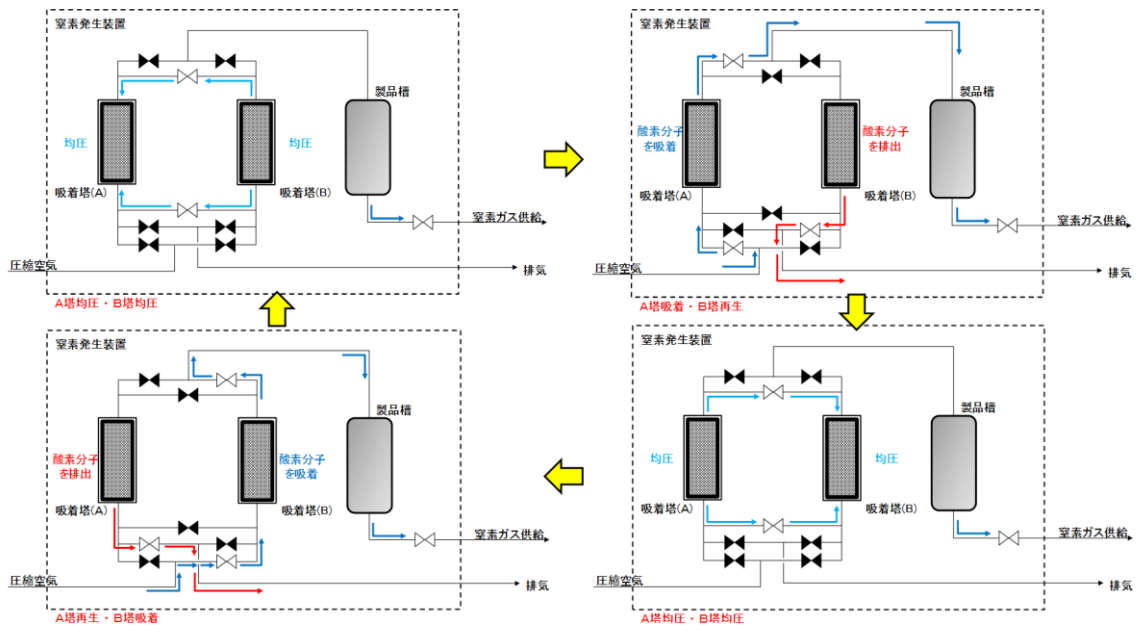


図 2.8.4-4 窒素発生装置(PSA式)着・脱着工程概要図

## 2.8.5 排水設備

排水設備は、移送ポンプ、排水ポンプ、配管および電動駆動弁等で構成し、ベント後の放射性物質を含むスクラビング水を常設の移送ポンプにより、格納容器（サブプレッション・チェンバ）へ移送できる設計としている。（別紙18）

さらに、万一、スクラバ容器から第1ベントフィルタ格納槽に漏えいした場合、常設の排水ポンプにより格納容器（サブプレッション・チェンバ）もしくは外部へ排出できる設計としている。第1ベントフィルタ格納槽内の電動駆動弁についてはフィルタ装置による被ばくを考慮し、第1ベントフィルタ格納槽外から人力による遠隔操作が可能な設計とする（S/C移送弁については、原子炉棟内に設置し、原子炉建物付属棟（二次格納施設外）から人力により遠隔操作が可能な設計としている）。

また、漏えいを早期に検知できるようにベントフィルタ室に漏えい検知器を設置し、その警報を中央制御室に発報可能な構成としている。

排水設備は、中長期的に使用する設備であり、自主対策設備として設置する。

排水設備の主要仕様を表2.8.5-1、系統概略図を図2.8.5-1に示す。

表 2.8.5-1 排水設備主要仕様

### a. 移送ポンプ（補給設備と兼用）

容 量	約 10m <sup>3</sup> /h
基 数	1

### b. 排水ポンプ

容 量	約 2m <sup>3</sup> /min
基 数	1

### c. 配管

材 質	ステンレス鋼
口 径	100A, 80A, 65A, 50A

### d. 電動駆動弁

型 式	グローブ弁
口 径	100A
駆 動 方 式	電動（交流）及び遠隔手動弁操作機構

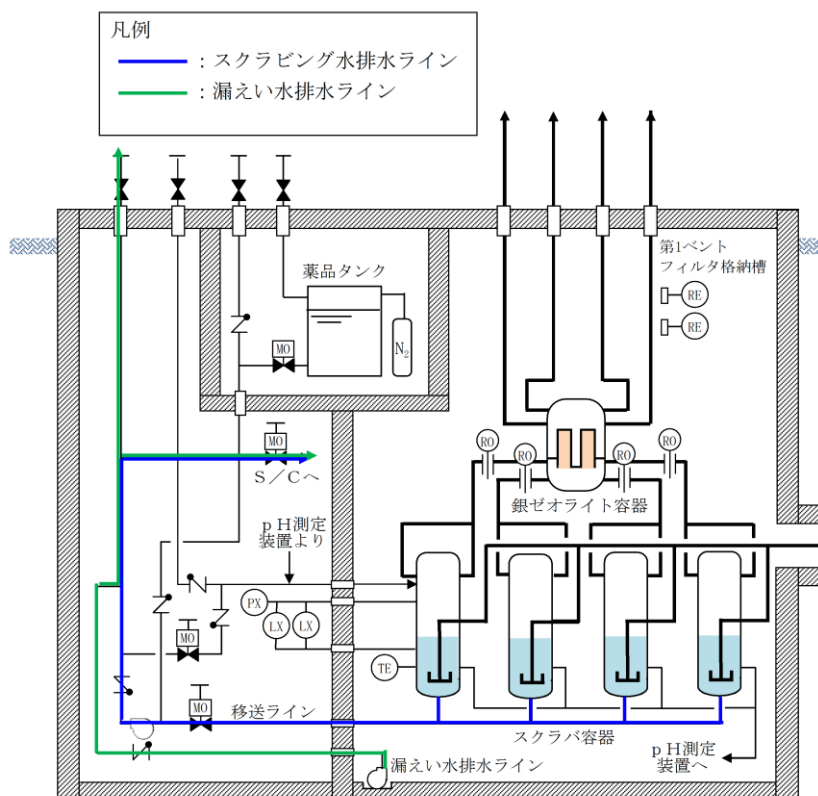


図 2.8.5-1 排水設備系統概略図



### 3. フィルタ装置の性能

#### 3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理

##### 3.1.1 粒子状放射性物質の除去原理

粒子状放射性物質（エアロゾル）の除去は、一般にフィルタ媒体（ベンチュリスクラバの場合は水滴，金属フィルタの場合は金属繊維）の種類によらず，主に以下の3つの効果の重ね合わせとして記述できる。

- ・ さえぎり効果（Interception）：粒径が大きい場合に有効
- ・ 拡散効果（Diffusion）：流速が遅い場合，粒径が小さい場合に有効
- ・ 慣性衝突効果（Inertia effect）：流速が早い場合，粒径が大きい場合に有効

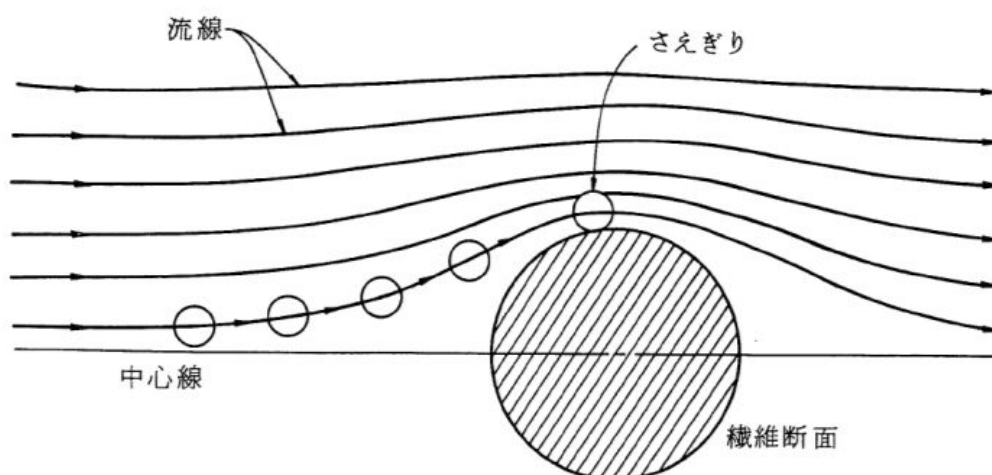
(1)～(3)に，それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが，フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径，流速の範囲が異なることから，幅広い粒径，流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

(4)，(5)に，ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理を示す。

##### (1) さえぎり効果

さえぎりによるエアロゾルの捕集は，図 3.1.1-1 に示すように，エアロゾルが流線にそって運動している場合に，フィルタ媒体表面から1粒子半径以内にエアロゾルが達したときに起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合，より遠くの流線に乗っていた場合でもフィルタ媒体と接触することが可能であるため，さえぎりによる除去効果は，エアロゾル粒径が大きい程大きくなる傾向にある。



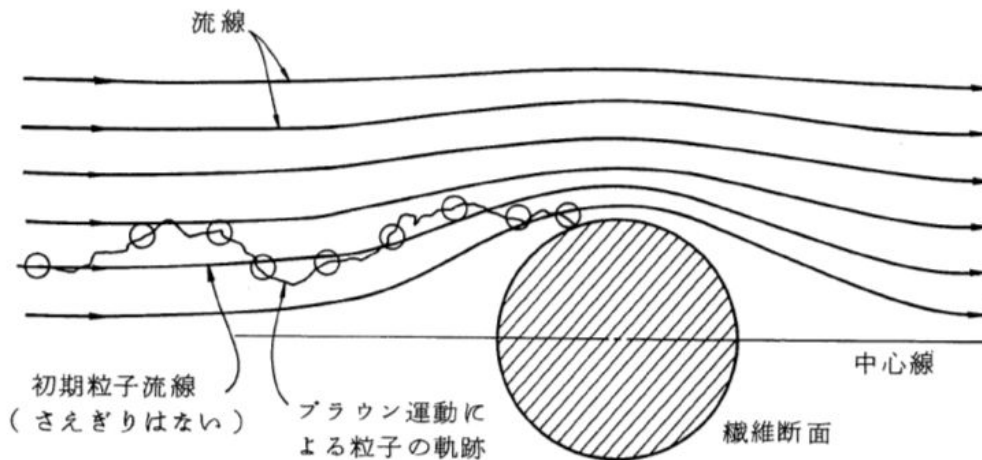
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

図 3.1.1-1 さえぎりによる捕集

## (2) 拡散効果

拡散によるエアロゾルの捕集は、図 3.1.1-2 に示すように、エアロゾルがフィルタ媒体をさえぎらない流線上を移動しているときでも、フィルタ媒体近傍を通過する際に、ブラウン運動によってフィルタ媒体に衝突することで起こる。

エアロゾル粒径が小さい場合、ブラウン運動による拡散の度合いが大きくなるため、拡散による除去効果は、エアロゾル粒径が小さい程大きくなる傾向にある。また、フィルタ媒体の近傍にエアロゾルが滞在する時間が長い程ブラウン運動によりフィルタ媒体に衝突する可能性が高まるため、拡散による除去効果は、流速が遅い程大きくなる傾向にある。



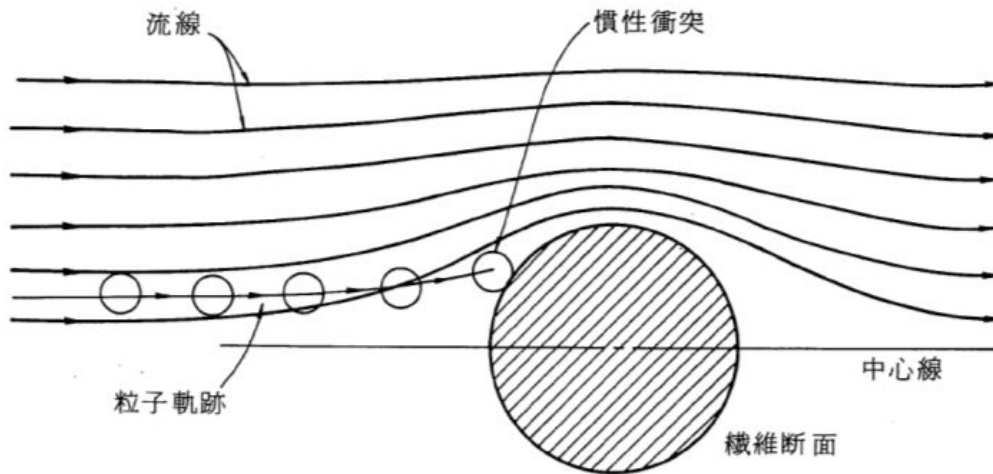
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

図 3.1.1-2 拡散による捕集

## (3) 慣性衝突効果

慣性衝突によるエアロゾルの捕集は、図 3.1.1-3 に示すように、エアロゾルがその慣性のために、フィルタ媒体の近傍で急に変化する流線に対応することができず、流線を横切ってフィルタ媒体に衝突するときに起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合、もしくは、エアロゾルの流れが速い場合にエアロゾルの持つ慣性が大きくなり、フィルタ媒体と衝突する可能性が高まるため、慣性衝突による除去効果は、エアロゾル粒径が大きい程大きく、流速が早い程大きくなる傾向にある。



出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

図 3.1.1-3 慣性衝突による捕集

#### (4) フィルタ装置における粒子状放射性物質の除去原理

エアロゾルの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが、フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる範囲は異なることから、幅広い粒径、流速のエアロゾルを除去するためには、異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

本フィルタ装置においては、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタを組合せ、エアロゾルの除去を行う。なお、ベンチュリスクラバではより粒径の大きいエアロゾルを除去し、金属フィルタではベンチュリスクラバの後段で、より粒径の小さいエアロゾルを除去する。

以下にベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおける粒子状放射性物質の除去原理を示す。

##### a. ベンチュリスクラバにおける粒子状放射性物質の除去原理

ベンチュリスクラバは、断面積の小さいベンチュリノズルのスロート部にベントガスを通し、ガス流速を大きくすることで発生する負圧によって、ガス流中に水滴を噴霧（いわゆる霧吹き）し、微小水滴にすることで粒子状放射性物質がスクラビング水と接触する面積を大きくすることにより、効果的に粒子状放射性物質をスクラビング水に捕集する。ベンチュリノズルにおける除去原理を図 3.1.1-4、ベンチュリノズルにおける速度模式図を図 3.1.1-5 に示す。

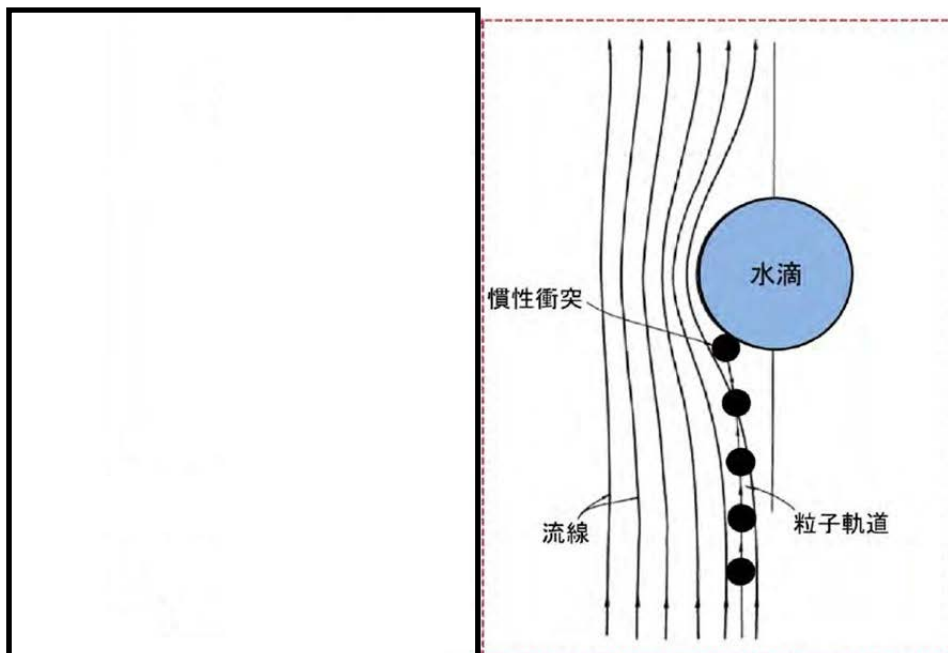


図 3.1.1-4 ベンチュリノズルにおける除去原理

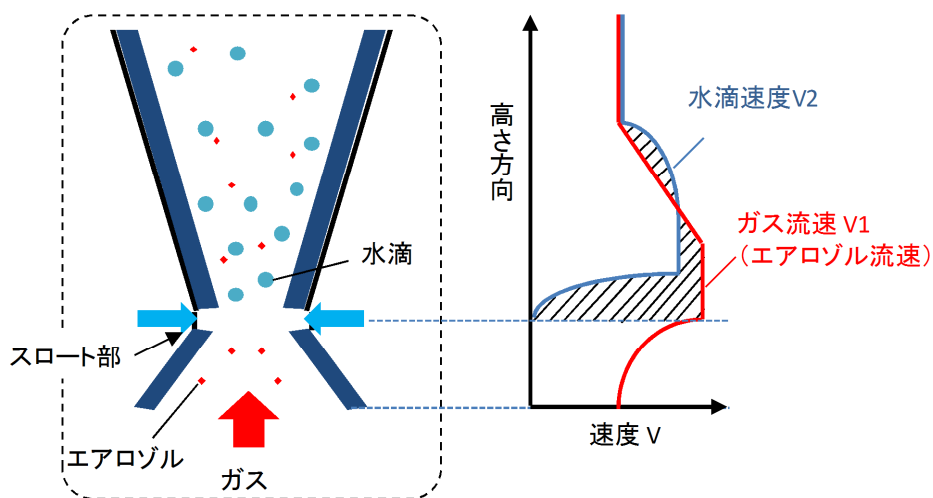


図 3.1.1-5 ベンチュリノズルにおける速度模式図

ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルのスロート部下流でガス流速 ( $V1$ ) と水滴流速 ( $V2$ ) の速度差が大きくなり、ガス中のエアロゾルが高速で水滴に衝突し、付着する現象を活用していることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。この慣性衝突効果では「流速」と「粒径」が主な影響因子である。(別紙 33)

以上より、ベンチュリスクラバの除去性能に影響を与える可能性のある主要なパラメータは、ガス流速、水滴流速、エアロゾル粒径及び水滴の噴霧量が考えられるが、水滴流速及び水滴の噴霧量はガス流速から一義的に決まるものであるため、ガス流速及びエアロゾル粒径が主要なパラメータと整理できる。

<補足>

ベンチュリスクラバにおける除去原理を図 3.1.1-6 に示す。

- ① ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入する。
- ② ベンチュリノズルのスロート部（絞り機構）によってベントガスが加速される。
- ③ ガス流速が最高になるスロート部（絞り機構）において、スクラビング水が吸入される。
- ④ ガス流速を大きくすることで発生する負圧によりガス流中に水滴を噴霧（いわゆる霧吹き）し、微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積を大きくすることにより、エアロゾルがフィルタ媒体（水滴）と衝突し、ベントガスから捕集される。
- ⑤ ベンチュリノズルの出口に設置した板によってベントガス及び液滴の流れの方向が変わり、エアロゾルはスクラビング水中に保持される。

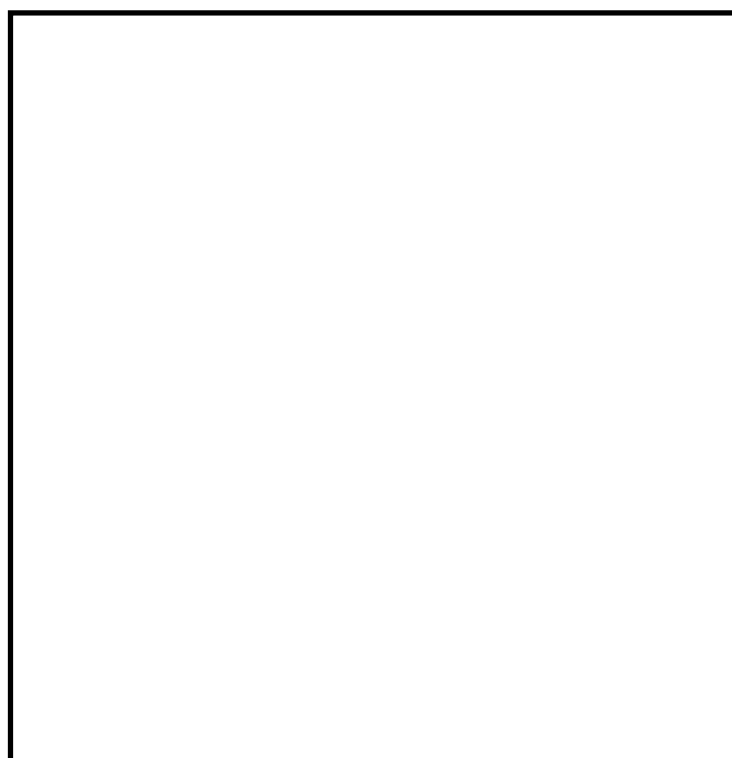


図 3.1.1-6 ベンチュリスクラバにおける除去原理の補足図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

### b. 金属フィルタにおける粒子状放射性物質の除去原理

金属フィルタの除去原理は、図 3.1.1-7 に示すように、さえぎり、拡散、慣性衝突効果の重ね合わせにより、エアロゾルを金属繊維表面に付着させ捕集する。さえぎり、拡散、慣性衝突効果では「流速」と「粒径」が主な影響因子である。

このため、金属フィルタの除去性能に対して、影響を与える可能性のある主要なパラメータとしては、ガス流速及びエアロゾル粒径を考慮する必要がある。

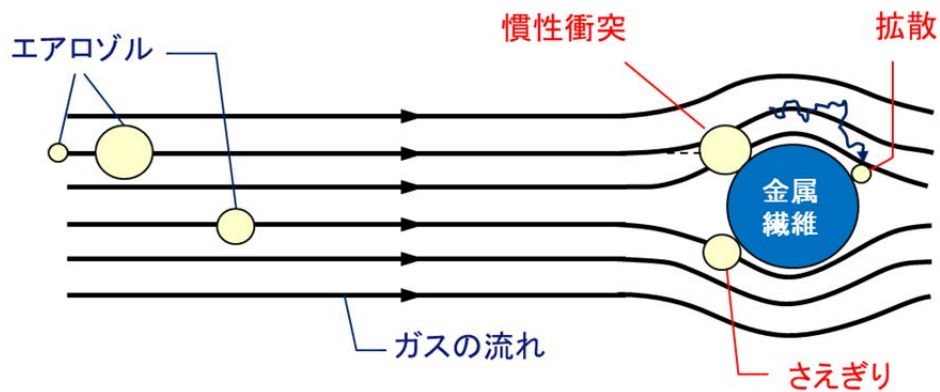


図 3.1.1-7 金属フィルタにおける除去原理

### 3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理

重大事故時に発生する放射性よう素は、粒子状よう素 (CsI: よう化セシウム等) と、ガス状よう素として無機よう素 ( $I_2$ : 元素状よう素) と有機よう素 ( $CH_3I$ : よう化メチル等) の形態をとる。大部分のよう素は粒子状よう素として格納容器内へ放出され、残りは無機よう素として格納容器内に放出されるが、無機よう素の一部は格納容器内の有機物 (塗装等) と結合し、有機よう素へ転換する。粒子状よう素については、エアロゾルの除去原理に基づき、ベンチュリスクラバと金属フィルタで捕集する。

無機よう素については、ベンチュリスクラバでスクラビング水と化学反応させることにより捕集し、さらに銀ゼオライトフィルタで吸着剤と化学反応させることにより捕集する。

また、有機よう素については、銀ゼオライトフィルタで吸着剤と化学反応させることにより捕集する。

(1) フィルタ装置内におけるベントガスの流れ

スクラバ容器内部の下部にベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル・スクラビング水等), 上部に金属フィルタを設置し, スクラバ容器下流側の流量制限オリフィスを介して, 銀ゼオライト容器を設置する。以下にベンチュリスクラバ及び銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の除去原理を示す。

ベントガスの流れを図 3. 1. 2-1 に示す。

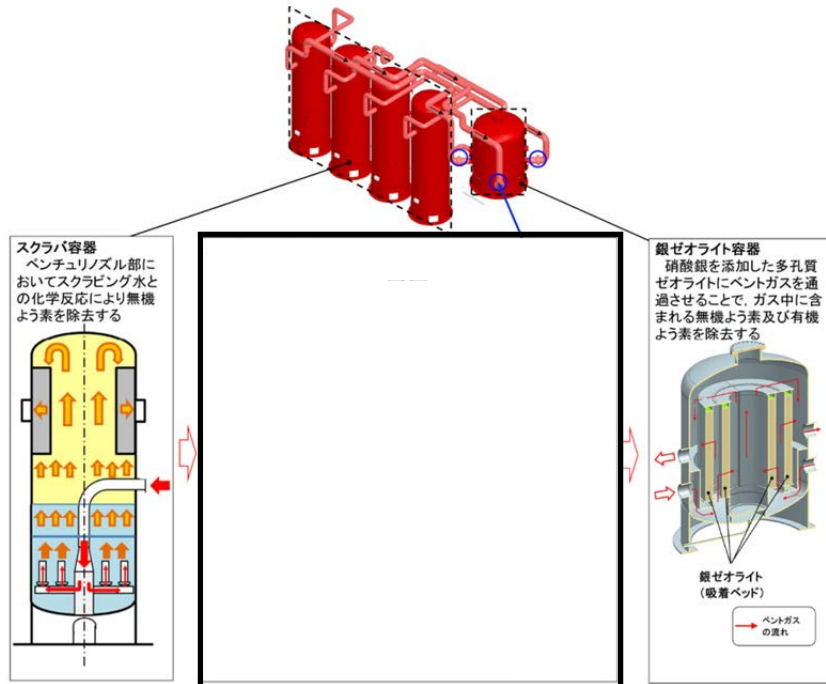
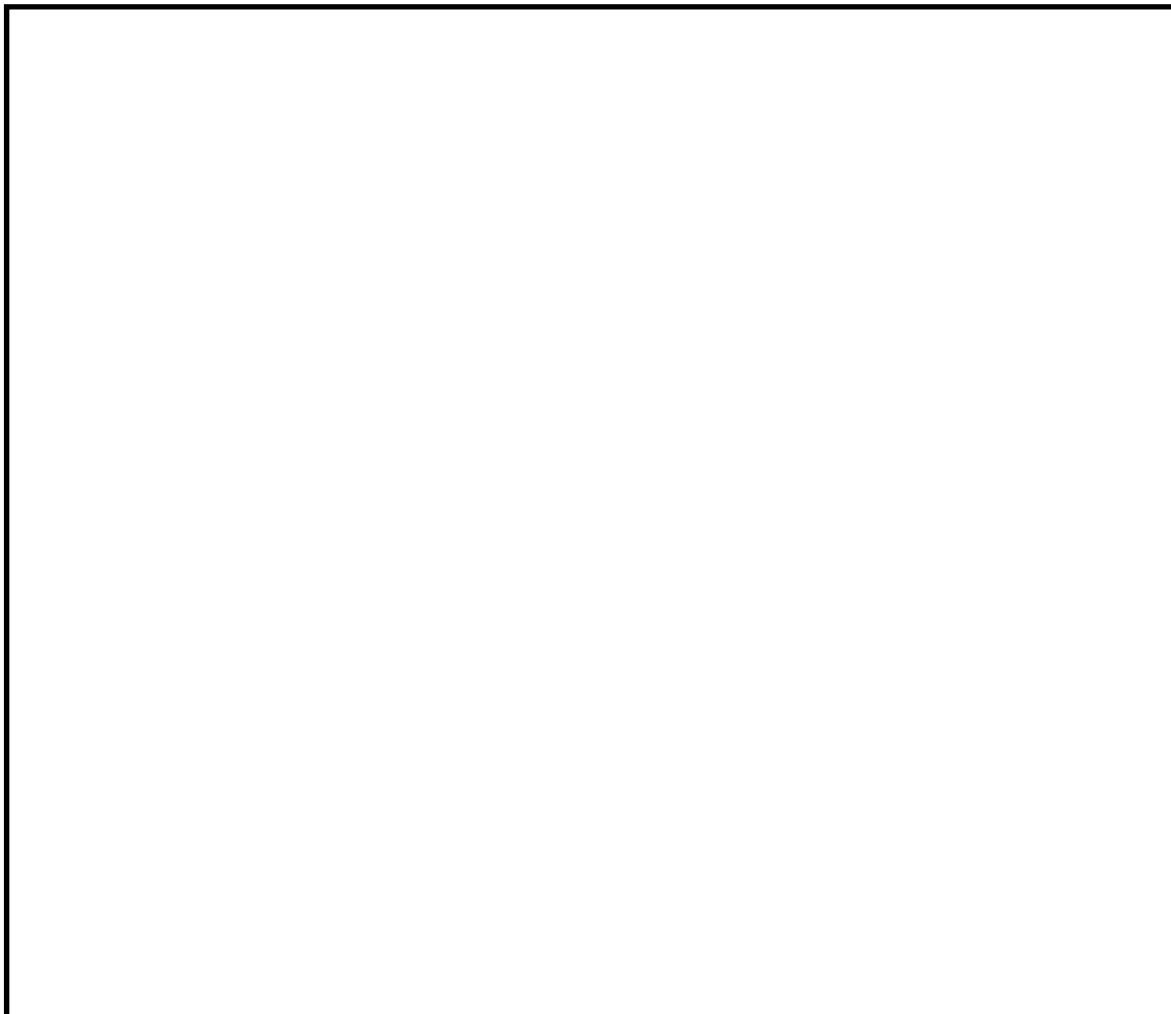


図 3. 1. 2-1 フィルタ装置内のベントガスの流れ

(1) ベンチュリスクラバにおけるガス状放射性よう素の除去原理

ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルの絞り部からスクラビング水を吸い込み、微細な液滴となったスクラビング水とベントガスが接触することにより、無機よう素を捕集する。



の添加によってスクラビング水中に水酸化物イオン (OH) が多量に存在し、高アルカリ性となる。

また、スクラビング水中のよう化物イオンと無機よう素の平衡はスクラビング水の pH の影響を受け、アルカリ性環境下では酸性環境下と比較してよう化物イオンの割合が大きいため、スクラビング水に捕集されたよう化物イオンが再び無機よう素となる再揮発が抑制される。

以上より、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去性能に影響を与える主要な因子として、スクラビング水の pH を考慮する必要がある。

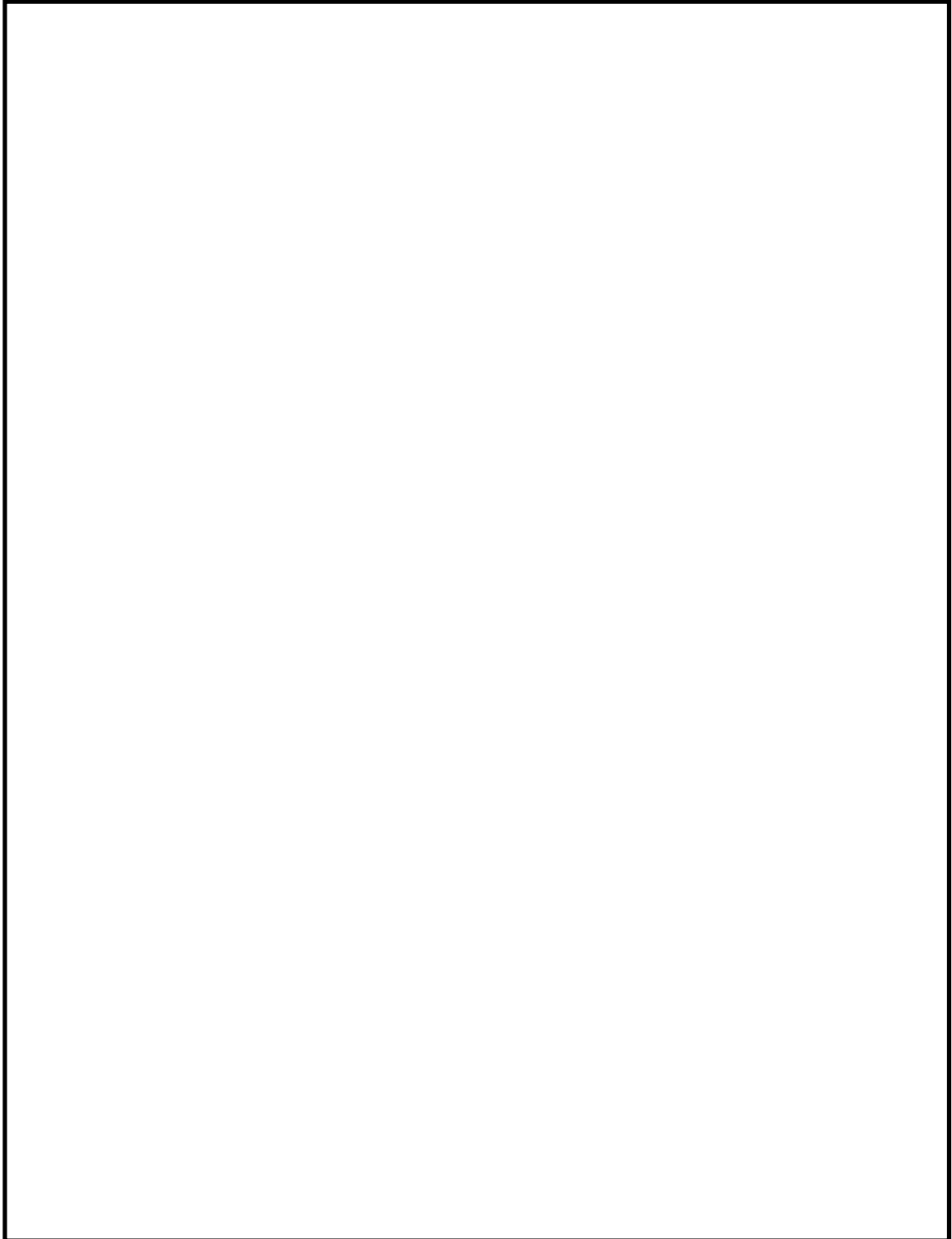
なお、一般的に、有機よう素は無機よう素と比較して活性が低く、反応しにくい化学種であるため、ベンチュリスクラバにおける有機よう素の捕集は期待していない。



(2) 銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の除去原理

a. 銀ゼオライトフィルタにおける除去原理

銀ゼオライトフィルタでは、 吸着剤を用い、以下の化学反応により、有機よう素及び無機よう素を捕集する。



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。

### 3.2 運転範囲

格納容器フィルタベント系の運転中（使用開始から事象静定まで）において、変動するパラメータとその想定変動範囲を表 3.2-1 に示す。

表 3.2-1 パラメータの想定変動範囲

パラメータ	想定変動範囲
ガス流速	格納容器フィルタベント系は流量制限オリフィスによりフィルタ装置内の体積流量を幅広い圧力範囲に対してほぼ一定に保つ設計としており、ガス流速の変動幅も極力小さいものとなる。ベント実施のタイミング（格納容器圧力 1Pd から 2Pd の間で実施）を考慮し、格納容器圧力が 2Pd（853kPa[gage]）から圧力低下率がほぼ横這いで静定した状態となる約 100kPa[gage]に至る圧力変動を想定変動範囲とし、その圧力変動に相当するガス流速（@ベンチュリノズル部）は [ ] となる。 なお、有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失）における格納容器圧力の最大値は約 659kPa[gage]である。
エアロゾル粒径	ベント時の粒径分布の質量中央径は [ ] となる。
ガス温度	格納容器の限界温度である 200℃から温度低下率がほぼ横這いで静定した状態となる約 120℃に至る温度範囲 [ ] をフィルタ装置に流入するガス温度の想定変動範囲とする。 なお、有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失）において、格納容器雰囲気温度は 200℃以下に維持され、ベント時の格納容器雰囲気温度は約 169℃となる。
蒸気割合	ベント～事象発生 7 日後におけるフィルタ装置に流入する蒸気割合は [ ] となる。
ガス過熱度	格納容器の限界圧力である 853kPa[gage]及びほぼ静定した状態となる 100kPa[gage]に対応するフィルタ装置（銀ゼオライト容器）におけるベントガスの過熱度は [ ] となる。

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。

### 3.3 性能検証試験結果

#### 3.3.1 性能検証試験の概要

Framatome 社(旧 AREVA 社)製のフィルタ装置は、大規模なセクター試験装置により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。以下に試験の概要を示す。(別紙 34)

##### (1) 粒子状放射性物質の除去性能試験 (JAVA 試験)

Framatome 社(旧 AREVA 社)社は、1980 年代後半から 1990 年にかけて、ドイツのカールシュタインにある試験施設(以下、「JAVA」という。)にて、電力会社、ドイツ原子力安全委員会(RSK)、その他第三者機関立会の下、フィルタ装置の粒子状放射性物質に対する除去性能試験を行っている。

試験装置には、実機に使用したものと同一形状のベンチュリノズル及び実機と同一仕様の金属フィルタを設置し、試験条件として、実機の想定事象における種々のパラメータ(圧力・温度・ガス流量等の熱水力条件、エアロゾル粒径・濃度等のエアロゾル条件)について試験を行うことにより、フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。試験装置の概要を図 3.3.1-1、試験条件を表 3.3.1-1 に示す。



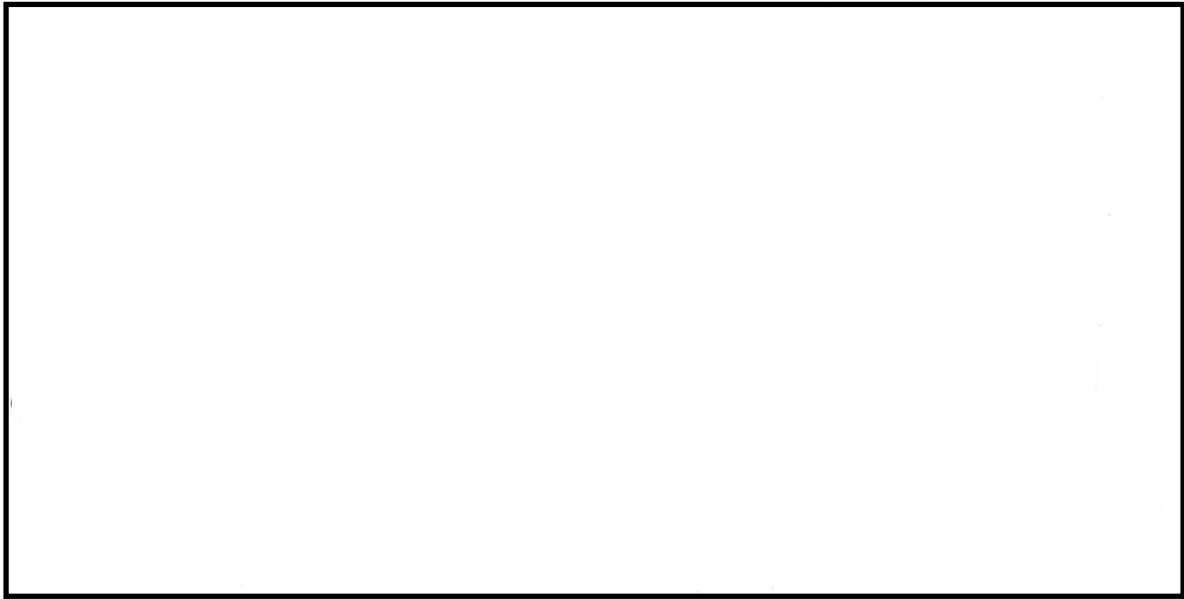


図 3.3.1-1 JAVA 試験装置概要

表 3.3.1-1 JAVA 試験条件 (粒子状放射性物質)

試 験 範 囲	
圧	力
温	度
流	量
蒸 気 割 合	
試験用エアロゾル	

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。

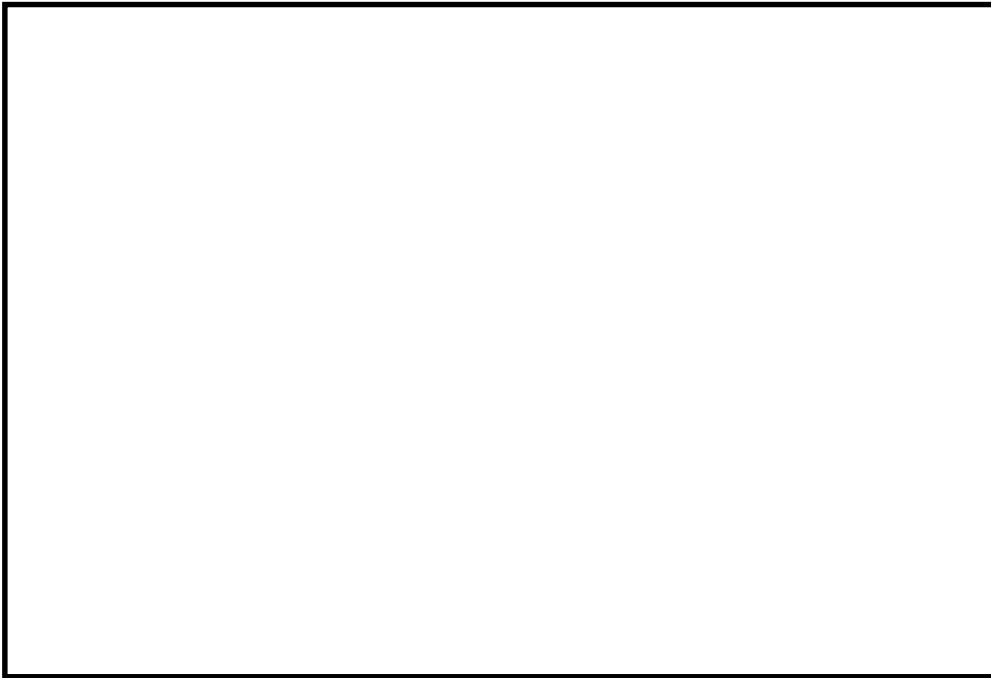


図 3.3.1-2 試験用エアロゾルの粒径分布

(2) 無機よう素の除去性能試験 (JAVA 試験)

Framatome 社(旧 AREVA 社)社は、「JAVA」試験装置を使用し、(1)に示したエアロゾルの除去性能試験と同時期に電力会社、RSK 及びその他第三者機関立会の下、無機よう素の除去性能試験を実施している。

試験条件として、実機の想定事象における種々のパラメータ(圧力・温度・ガス流量等の熱水力条件、スクラビング水の pH 等の化学条件)について試験を行うことにより、フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。試験条件を表 3.3.1-2 に示す。

表 3.3.1-2 JAVA 試験条件 (無機よう素)

試 験 範 囲	
圧	力
温	度
流	量
p H	
試 験 用 物 質	

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) 有機よう素の除去性能試験 (JAVA PLUS 試験)

Framatome 社(旧 AREVA 社)は、実規模を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、JAVA 試験施設を改造した施設(以下、「JAVA PLUS」という。)にて有機よう素に対する除去性能試験を行っている。

試験装置には、実機と同一仕様の銀ゼオライトを使用し、試験条件として、実機の想定事象における種々のパラメータについて試験を行うことにより、フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。

試験装置の概要を図 3.3.1-3、試験条件を表 3.3.1-3 に示す。

表 3.3.1-3 JAVA PLUS 試験条件

試 験 範 囲	
圧	
温 度	
流 量	
蒸 気 割 合	
過 熱 度	
試 験 用 物 質	



図 3.3.1-3 JAVA PLUS 試験装置概要

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。

### 3.3.2 粒子状放射性物質の除去性能検証試験結果及び評価

JAVA 試験における性能検証試験結果を表 3.3.2-1～4 に示す。粒子状放射性物質の除去原理では、3.1.1(4) a. および b. に示す通り、「流速」と「粒径」が主な影響因子であるため、ガス流速とエアロゾル粒径に対しての性能評価を行っている。さらに、その他のパラメータについてもフィルタ装置のエアロゾルの除去性能への影響を確認するため、ガス温度及び蒸気割合に対しての性能評価を行っている。

#### (1) ガス流速

ガス流速の変化による除去性能を確認するために、流量をベンチュリノズル部のガス流速と金属フィルタ部のガス流速に換算して確認した。

図 3.3.2-1 及び図 3.3.2-2 にベンチュリノズル部及び金属フィルタ部におけるガス流速に対して整理した性能検証試験結果を示す。

ガス流速によらず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることが分かる。

ベンチュリノズルにおけるガス流速が小さい場合は、ベンチュリノズル部においてガスと水滴の速度差が小さくなるため、DF が小さくなる可能性があるが、ベンチュリノズル部におけるガス流速の運転範囲  は性能検証試験範囲内であり、金属フィルタ部におけるガス流速の運転範囲についても性能検証試験範囲内であることから、フィルタ装置（スクラバ容器）は想定されるガス流速に対して十分な性能を示していると評価できる。

なお、運転範囲よりも小さいガス流速でもベンチュリスクラバの後段の金属フィルタにおいてエアロゾルを捕集できるため、フィルタ装置（スクラバ容器）はガス流速によらず十分な性能を示していると評価できる。

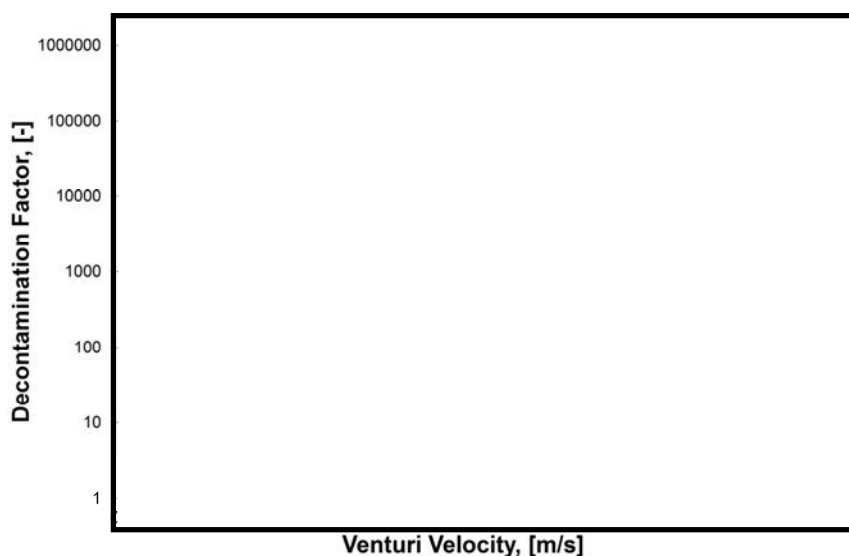


図 3.3.2-1 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

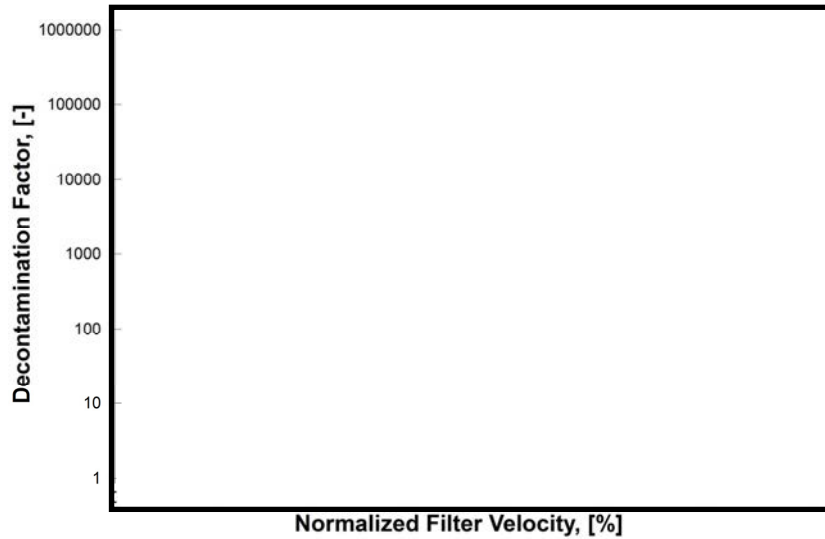


図 3.3.2-2 金属フィルタ部におけるガス流速に対する除去係数

(2) エアロゾル粒径

図 3.3.2-3 に試験用エアロゾル（エアロゾル粒径）に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果からエアロゾル粒径の大小によって除去性能に影響が出ているような傾向は見られておらず、いずれの試験結果においても要求される DF1,000 以上を満足していることが分かる。

ウェットウェルベントの際にフィルタ装置内に流入するエアロゾルの粒径分布の質量中央径は [ ] と小さい粒径となることが想定されるが、試験用エアロゾルとして質量中央径が同等である [ ] を使用していることから、フィルタ装置（スクラバ容器）は想定されるエアロゾル粒径に対して十分な性能を示していると評価できる。

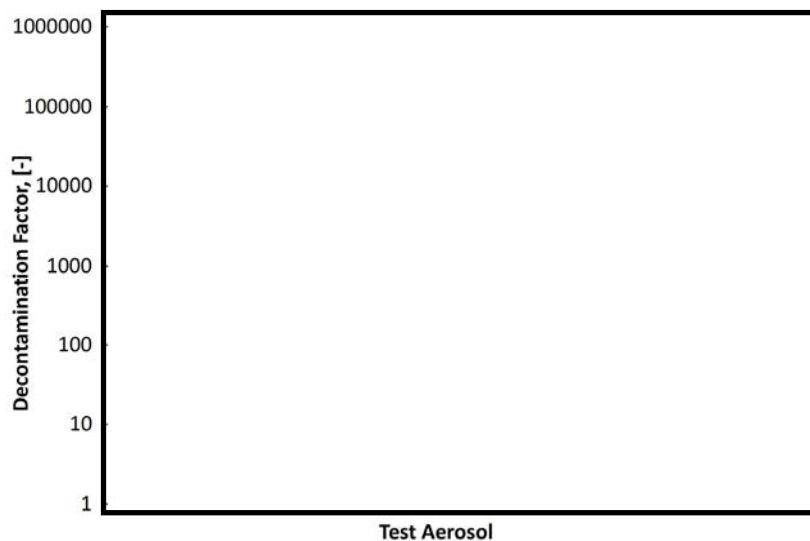


図 3.3.2-3 エアロゾル粒径に対する除去係数

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) ガス温度

図 3.3.2-4 にガス温度に対して整理した性能検証試験結果を示す。ガス温度によらず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることが分かる。

したがって、ガス温度の運転範囲  に対して、フィルタ装置は十分な性能を示していると評価できる。

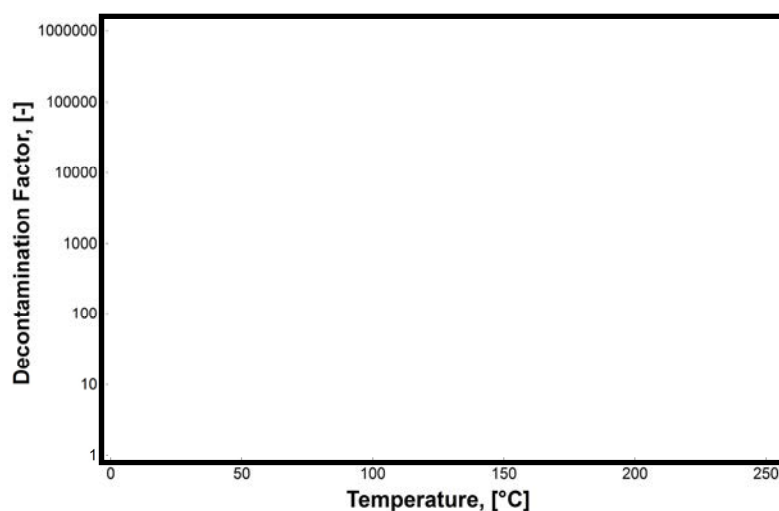


図 3.3.2-4 ガス温度に対する除去係数

### (4) 蒸気割合

図 3.3.2-5 に蒸気割合に対して整理した性能検証試験結果を示す。蒸気割合によらず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることが分かる。

ベントガスは蒸気が支配的になるが、ベントガスには窒素や水素といった非凝縮性ガスが含まれるため、蒸気割合による除去性能への影響を確認したが、試験結果ではその影響は認められず、フィルタ装置は、蒸気割合によらず十分な性能を示していると評価できる。

蒸気割合の運転範囲  は性能検証試験範囲内であり、フィルタ装置（スクラバ容器）は想定される蒸気割合に対して十分な性能を示していると評価できる。

なお、一般に蒸気割合が大きいほど、ガスの凝縮効果が見込まれ DF が大きくなることが考えられるが、0vol%の蒸気割合においても性能検証試験結果は要求性能を上回っており、フィルタ装置（スクラバ容器）は蒸気割合によらず十分な性能を示していると評価できる。

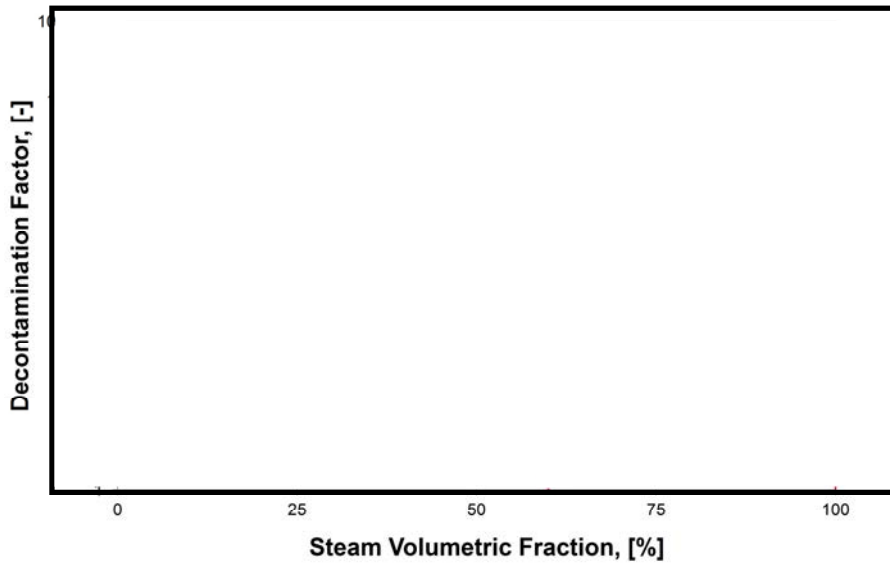


図 3.3.2-5 蒸気割合に対する除去係数

表 3.3.2-1 エアロゾル  除去性能試験結果

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m <sup>3</sup> )	Total Removal Efficiency (%)

表 3.3.2-2 エアロゾル  除去性能試験結果

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m <sup>3</sup> )	Total Removal Efficiency (%)

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。

表 3.3.2-3 エアロゾル [ ] 除去性能試験結果 (1 / 2)

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m <sup>3</sup> )	Total Removal Efficiency (%)

表 3.3.2-4 エアロゾル [ ] 除去性能試験結果 (2 / 2)

Test-No.	Gas Composition	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Pressure (bar abs)	Total Removal Efficiency (%)	Test Aerosol	Contaminated Gas Concentration (mg/m <sup>3</sup> )

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。

### 3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能検証試験結果及び評価

#### (1) ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去

JAVA 試験における無機よう素除去性能の試験結果を表 3.3.3-1 に示す。ベンチュリスクラバにおける無機よう素の捕集は化学反応によるものであり、その反応に影響を与えるパラメータであるスクラビング水の pH に対する無機よう素の除去係数を図 3.3.3-1 に示す。試験を実施した全域にわたって DF100 以上を満足していることがわかる。

スクラビング水の pH が低い場合は、無機よう素の DF が低くなる傾向が確認されているが、系統待機時のスクラビング水の pH は  に維持し、ベント時においてもアルカリ性を維持することから要求される性能を満足できると評価される。

一般的に無機よう素は、有機よう素と比べ反応しやすいため、銀ゼオライトフィルタでも捕集されやすい。したがって、ベンチュリスクラバに銀ゼオライトフィルタを組み合わせることで、さらに除去性能が高くなるものと考えられる。

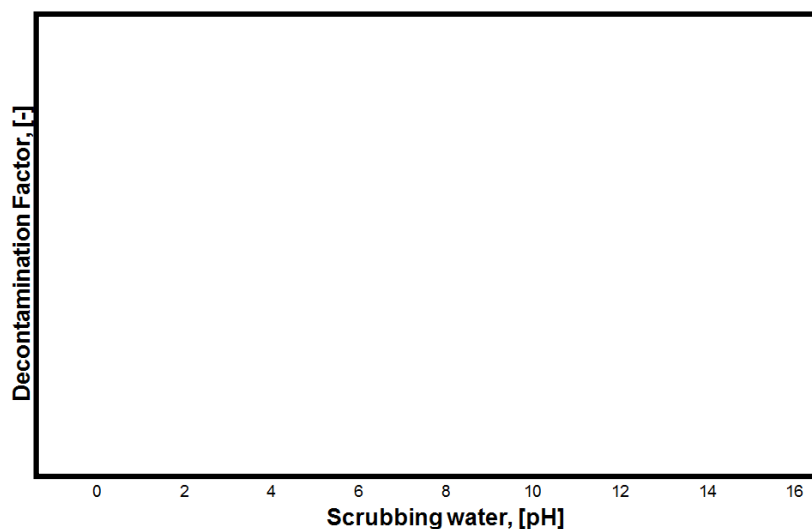


図 3.3.3-1 pH に対する無機よう素の除去係数

表 3. 3. 3-1 ベンチュリスクラバにおける無機よう素除去性能試験結果

Test-No.	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Scrubbing Water (pH)	Removal Efficiency (%)

(2) 銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の除去

a. 有機よう素の除去

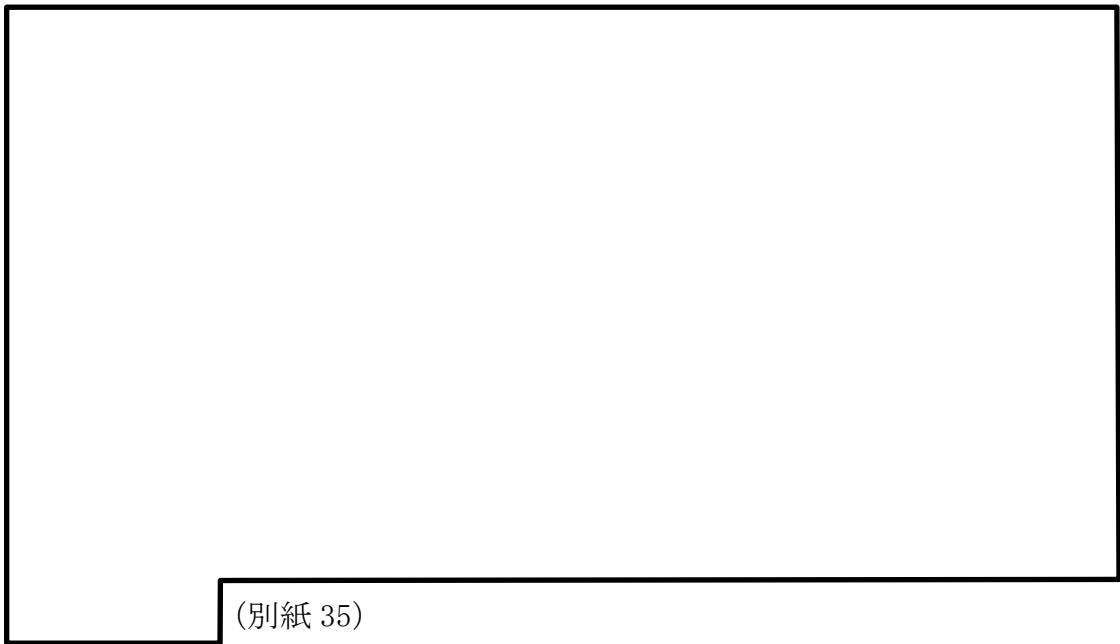
JAVA PLUS 試験における有機よう素除去性能の試験結果を表 3. 3. 3-2 に示す。試験で得られた除去係数を過熱度で整理したものを図 3. 3. 3-2 に示す。



図 3. 3. 3-2 JAVA PLUS 試験結果

ここで、JAVA PLUS 試験装置と実機においては、吸着ベッドの形状等が異なるため、ベントガスの吸着ベッドにおける滞留時間が異なる。その補正をするために、以下に示す関係を用いる。

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。



(別紙 35)

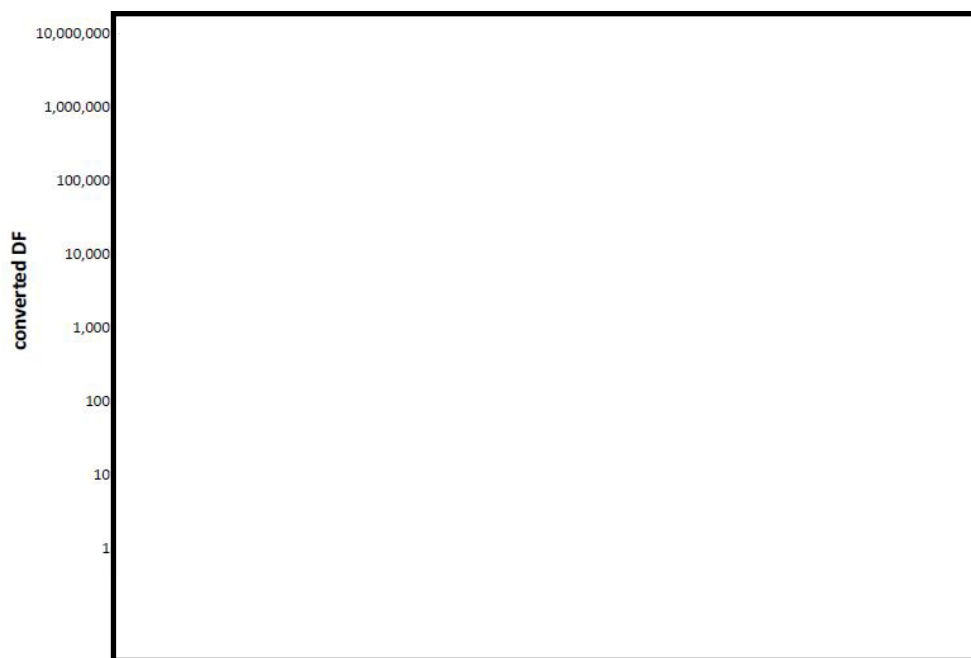


図 3. 3. 3-3 JAVA PLUS 試験結果 (実機条件補正)

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。

表 3.3.3-2 有機よう素除去性能試験結果

Test-No.	VSV inlet Pressure (bar abs)	Pressure in the M/S (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (kg/s)	Gas Composition (Steam:Air) (vol.%)		Removal Efficiency (%)

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。

### 3.3.4 フィルタ装置に関する留意事項

フィルタ装置を継続使用する際、粒子状放射性物質（エアロゾル）の除去に影響を与える可能性のある因子として以下の点を考慮する必要がある。（別紙 36）

- ・粒子状放射性物質（エアロゾル）の再浮遊
- ・金属フィルタの閉塞

また、ガス状放射性よう素の除去に影響を与える可能性のある因子として以下の点を考慮する必要がある。（別紙 37, 別紙 38）

- ・ガス状放射性よう素の再揮発
- ・銀ゼオライトフィルタの吸着飽和

なお、フィルタ装置に移行してくるエアロゾル、ガス状放射性よう素との化学反応による発熱及び化学反応生成物の影響は小さいと評価している。（別紙 11）

また、フィルタ装置上流配管の内面に付着する放射性物質の崩壊熱による温度上昇を考慮しても、配管の構造健全性に与える影響は小さいと評価している。

（別紙 19）

#### (1) 粒子状放射性物質（エアロゾル）の再浮遊

##### a. ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの再浮遊

###### (a) 想定する状態

ベンチュリスクラバにおいて捕集されたエアロゾルが蓄積すると、ベンチュリスクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。ベンチュリスクラバでは、スクラビング水の沸騰やベントガスの気流により細かい液滴が発生し、その液滴に内包されるエアロゾルがフィルタ装置（スクラバ容器）下流側に放出されることが考えられる。

###### (b) 影響評価

フィルタ装置（スクラバ容器）は、ベンチュリスクラバの後段に金属フィルタが設置されている。この金属フィルタには、ベンチュリスクラバからの液滴を除去するための機構（プレフィルタ、湿分分離機構）及びドレンをスクラビング水内に戻すためのドレン配管が設置されている。そのため、ベンチュリスクラバで発生した液滴はメインフィルタに到達する前に除去される。また、液滴の微細化や蒸発によってエアロゾルが放出される可能性があるが、これはメインフィルタにて捕集される。

以上のとおり、フィルタ装置（スクラバ容器）は、ベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計としている。（別紙 36）



b. 金属フィルタにおけるエアロゾルの再浮遊

(a) 想定する状態

金属フィルタにおいて捕集されたエアロゾルが蓄積すると、崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇し、放射性物質の融点・沸点を超えた場合に液体・気体となる。これらの液体・気体がベントガスに流された場合、金属フィルタ下流側にエアロゾルが放出されることが考えられる。

(b) 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、ベント中はベントガス、原子炉格納容器を不活性化するための窒素ガス等によって冷却される。また、ベント停止後において、格納容器フィルタベント系を不活性化するための窒素ガス等により冷却されるが、窒素ガスを停止しても周囲への放熱によって冷却されることから、金属フィルタの温度はエアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：CsOHの融点：272.3℃）に対して十分に低く抑えることができる。（別紙36）

(2) ガス状放射性よう素の再揮発

a. ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発

(a) 想定する状態

気液界面における無機よう素の平衡については温度依存性があり、温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増えることが知られている。高温のベントガスによりスクラビング水の温度が上昇した場合、スクラビング水中に捕集された無機よう素が気相中へ再揮発することが考えられる。

さらに、酸性物質を含むベントガスが流入し、スクラビング水のpHが低下した場合、気相中への無機よう素の再揮発が促進されることが考えられる。

(b) 影響評価

アルカリ性環境下では、スクラビング水中に存在する無機よう素が極めて少なくなるため、無機よう素の気相部への移行量はスクラビング水の温度が上昇したとしても十分小さい値となる。（別紙37）

JAVA試験は、高温のベントガスを用いて、無機よう素が気相中に移行しやすい条件での試験を実施しており、温度上昇による影響に配慮したものとなっている。

また、スクラビング水には  が添加されており、重大事故時においてもスクラビング水はアルカリ性に維持される。

## b. 銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の再揮発

### (a) 想定する状態

ゼオライトからのよう素の脱離反応は、400℃以上の高温状態において、数時間程度水素を通気した場合に起こることが知られている。炉心損傷後のベント時には、水-金属反応及び水の放射線分解等により発生した水素を含むベントガスがフィルタ装置（銀ゼオライト容器）に流入し、銀ゼオライトフィルタに捕集されたガス状放射性よう素の崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇した場合、捕集されたガス状放射性よう素の脱離が生じ再揮発することが考えられる。

### (b) 影響評価

銀ゼオライトフィルタに捕集されたガス状放射性よう素の崩壊熱は、ベント中はベントガスによって冷却される。また、ベント停止後においては、格納容器フィルタベント系を不活性化するための窒素ガス等によって冷却されるが、窒素ガスを停止しても周囲への放熱によって冷却されることから、銀ゼオライトフィルタの温度はガス状放射性よう素の再揮発が起こるような温度（400℃以上）に対して十分低く抑えることができる。（別紙 38）

## (3) 金属フィルタの閉塞

### a. 想定する状態

炉心損傷後のベント時には、放射性エアロゾルに加えて、炉内構造物の過温等により発生する非放射性エアロゾル、コアコンクリート反応により発生する CaO 等の非放射性エアロゾル等がフィルタ装置（スクラバ容器）に移行する可能性がある。これらのエアロゾルがベンチュリノズルの狭隘部や金属フィルタに付着して閉塞することが考えられる。

### b. 影響評価

ベンチュリノズルの狭隘部を通過するガス流速は、高速となる。ベンチュリノズルの狭隘部寸法に対して、エアロゾルの粒子径は極めて小さく、ベンチュリノズルが閉塞することはない。

ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは後段の金属フィルタに移行する。この金属フィルタに移行するエアロゾル量は、金属フィルタの設計負荷量に対して十分小さいことから、閉塞が発生することはない。（別紙 36）

(4) 薬剤の容量減少

a. 想定する状態

無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤 [ ] との反応により捕集されるが、薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には、無機よう素は捕集されずに下流に流出されることが考えられる。

b. 影響評価

スクラビング水に含まれる [ ] の量は、格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達することはない。(別紙 37)

(5) 銀ゼオライトフィルタの吸着飽和

a. 想定する状態

銀ゼオライトフィルタにおいて捕集されたガス状放射性よう素が蓄積すると、銀ゼオライトフィルタ内のガス状放射性よう素量が徐々に増加する。多量のガス状放射性よう素により銀ゼオライトフィルタが吸着飽和に達した場合、ガス状放射性よう素が捕集されずに系外へ放出されることが考えられる。

b. 影響評価

銀ゼオライトフィルタに移行するガス状放射性よう素量は、銀ゼオライトフィルタの吸着容量に対して十分小さいことから、吸着飽和に達することはない。(別紙 38)