

# 女川原子力発電所 2 号炉

## 重大事故等対処設備について

平成 30 年 5 月

東北電力株式会社

## 目次

1. 重大事故等対処設備
  - 1.1 重大事故等対処設備の設備分類
2. 基本的な設計方針
  - 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の基本設計方針
    - 2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等
    - 2.3.2 容量等
    - 2.3.3 環境条件等
    - 2.3.4 操作性及び試験・検査性
3. 個別設備の設計方針
  - 3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
  - 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
  - 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
  - 3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
  - 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
  - 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
  - 3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
  - 3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
  - 3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
  - 3.10 水素爆発による原子炉建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

下線部：今回提出資料

- 3.20 原子炉压力容器
- 3.21 原子炉格納容器
- 3.22 燃料貯蔵設備
- 3.23 非常用取水設備
- 3.24 原子炉建屋原子炉棟

添付資料 個別設備の設計方針の添付資料

- 別添資料－1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（原子炉格納容器フィルタベント系）について
- 別添資料－2 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（代替循環冷却系）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

下線部：今回提出資料

### 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

#### 【45 条】

##### 【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)

第四十五条 発電用原子炉施設には，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

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

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

a) 可搬型重大事故防止設備

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

b) 現場操作

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

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

### 3.2.1 適合方針

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

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の系統概要図を第3.2-1図及び第3.2-2図に示す。

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

#### 3.2.1.1 重大事故等対処設備

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

##### (1) フロントライン系故障時に用いる設備

###### a. 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却

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

高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプである高圧代替注水系ポンプ、配管・弁類、計測制御設備等で構成し、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵タンクの水を高圧炉心スプレイ系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

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

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 高圧代替注水系ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク（3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備）

- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・ 常設代替直流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・ 可搬型代替直流電源設備 (3.14 電源設備)

本系統の流路として、高圧代替注水系、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の配管及び弁、原子炉冷却材浄化系、補給水系及び主蒸気系の配管、燃料プール補給水系の弁並びに復水給水系の配管、弁及びスパーージャを重大事故等対処設備として使用する。

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

## (2) サポート系故障時に用いる設備

### a. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧

全交流動力電源喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電池式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電池式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段を整備する。

原子炉隔離時冷却系は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 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)

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隔離時冷却系をそれぞれ重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

## (3) 監視及び制御に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態が発電用原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備として、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉圧力、高圧代替注水系ポンプ出口流量及び復水貯蔵タンク水位を使用する。

原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）は原子炉水位を監視又は推定でき、原子炉圧力、高圧代替注水系ポンプ出口流量及び復水貯蔵タンク水位は原子炉圧力容器へ注水するための高圧代替注水系の動作状況を確認できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 原子炉水位（広帯域） (3.15 計装設備)
- ・ 原子炉水位（燃料域） (3.15 計装設備)

- ・原子炉圧力 (3.15 計装設備)
- ・高圧代替注水系ポンプ出口流量 (3.15 計装設備)
- ・復水貯蔵タンク水位 (3.15 計装設備)

#### (4) 事象進展抑制のために用いる設備

##### a. ほう酸水注入系による進展抑制

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

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

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

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

原子炉圧力容器については，「3.20 原子炉圧力容器」に記載する。

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

復水貯蔵タンクについては，「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。

原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉圧力，高圧代替注水系ポンプ出口流量及び復水貯蔵タンク水位は，「3.15 計装設備」に記載する。

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

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

#### 3.2.1.1.1 多様性，位置的分散

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

高圧代替注水系は，高圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，高圧代替注水系ポンプをタービン駆動とすることで，電動機駆動ポンプを使用する高圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。また，高圧代替注水系の起動に必要な電気作動弁は，所内常設蓄電式直流電源設備（125V蓄電池2B及び125V充電器盤2B），常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電及び現場において人力により，ポンプの起動に必要な弁を操作することで，非常用交流電源設備から給電される高圧炉心スプレイ系及び所内常設蓄電式直流

電源設備（125V蓄電池2A及び125V充電器盤2A）から給電される原子炉隔離時冷却系に対して、多様性を有する設計とする。

高圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の高圧炉心スプレイ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプと異なる区画に設置することで、高圧炉心スプレイ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系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。

電源設備の多様性、位置的分散については「3.14 電源設備」に記載する。

#### 3.2.1.1.2 悪影響防止

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

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

#### 3.2.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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

#### 3.2.1.1.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

高圧代替注水系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。また、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合において、高圧代替注水系の起動に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で人力により可能な設計とする。また、高圧代替注水系は、淡水だけでなく海水も使用可能な設計とする。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。

#### 3.2.1.1.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧代替注水系は、想定される重大事故等時において、通常時の隔離された系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。高圧代替注水系ポン



プは、中央制御室の操作スイッチにより弁を操作することで、起動が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室から操作可能な設計とする。また、高圧代替注水系の操作に必要な弁は、中央制御室から操作ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作が可能な設計とする。

#### 3.2.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

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

(1) 高圧代替注水系

a. 高圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

台数	1
容量	約90m <sup>3</sup> /h
全揚程	約845m以上

(2) ほう酸水注入系

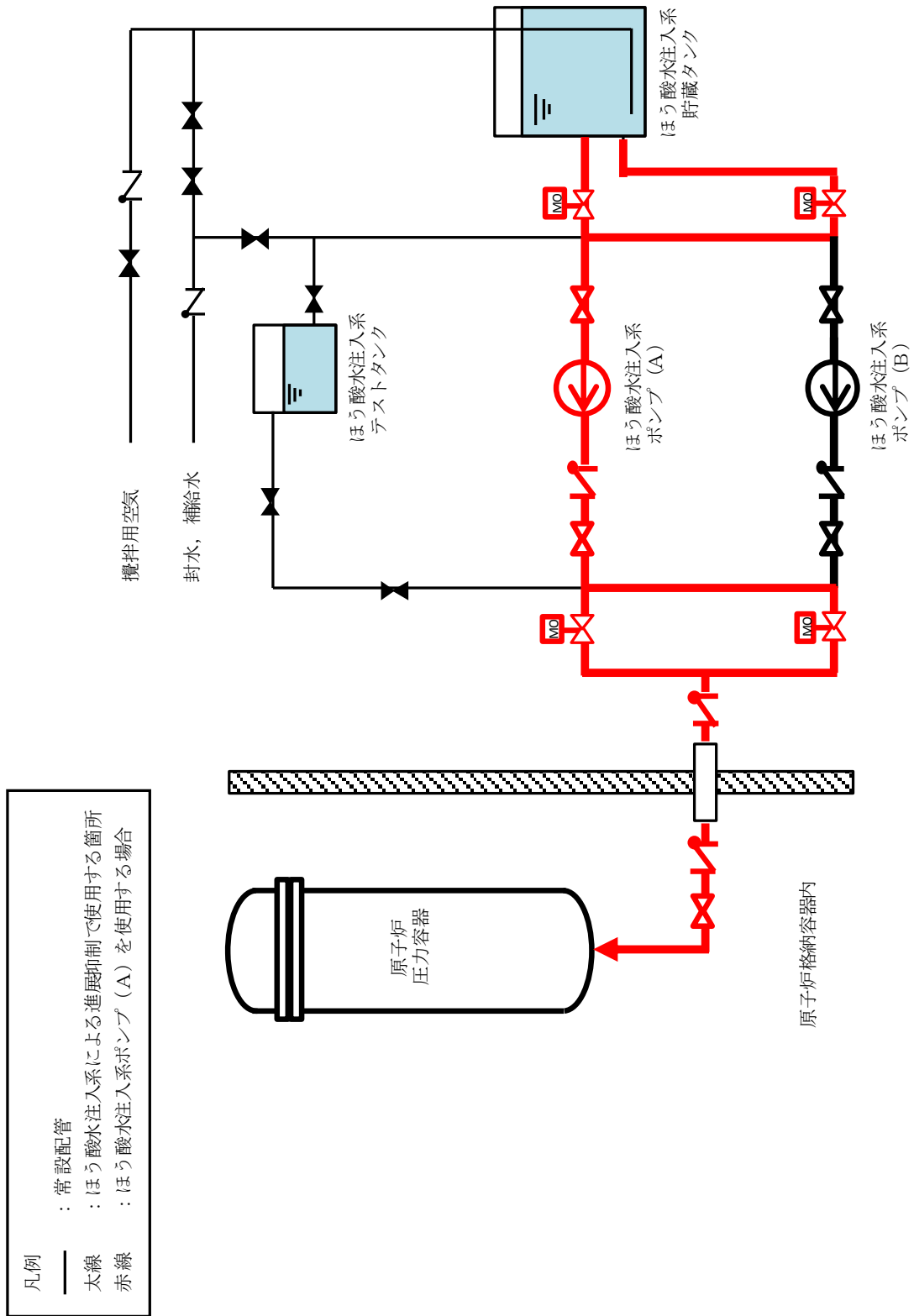
a. ほう酸水注入系ポンプ

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. ほう酸水注入系貯蔵タンク

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





第3.2-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（ほう酸水注入系による進展抑制）

### 3.2.1.2 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.2.1.2.1 高圧炉心スプレイ系

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

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

高圧炉心スプレイ系主要機器仕様を第3.2-2表に、系統概要図を第3.2-3図に示す。

#### 3.2.1.2.1.1 悪影響防止

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

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

#### 3.2.1.2.1.2 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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

#### 3.2.1.2.1.3 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧炉心スプレイ系ポンプ及び HPCS 注入隔離弁は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。高圧炉心スプレイ系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。また、中央制御室からの操作により HPCS 注入隔離弁を閉止できない場合において、HPCS 注入隔離弁の操作は、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。

#### 3.2.1.2.1.4 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

### 3.2.1.2.1.5 試験検査

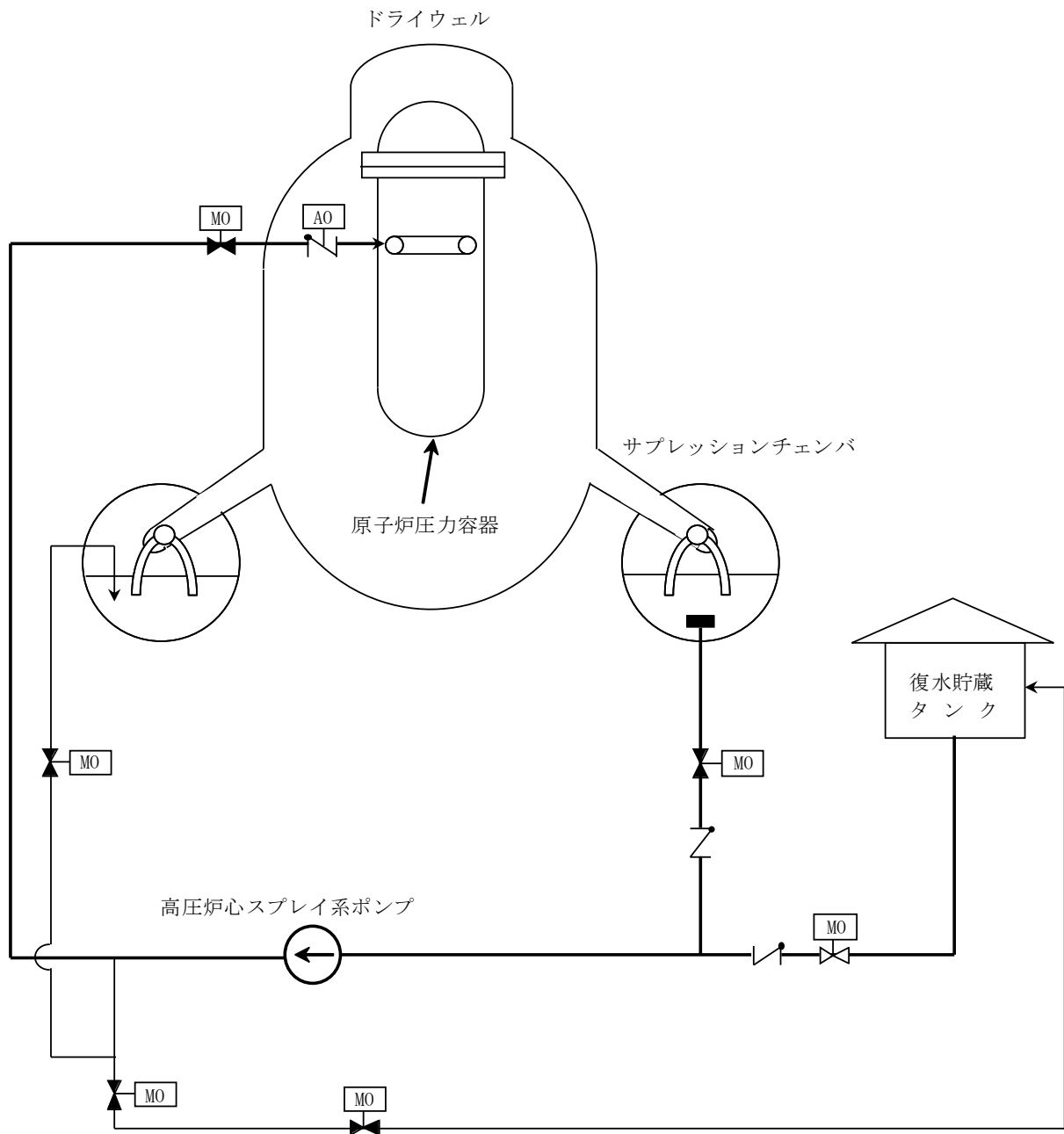
基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧炉心スプレイ系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、高圧炉心スプレイ系ポンプ及び HPCS 注入隔離弁は、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 3.2-2 表 高圧炉心スプレイ系主要機器仕様

(1) 高圧炉心スプレイ系ポンプ

台数	1
容量	325m <sup>3</sup> /h, 1074 m <sup>3</sup> /h
全揚程	863m , 274m



第 3.2-3 図 高圧炉心スプレイ系系統概要図



### 3.2.1.2.2 原子炉隔離時冷却系

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

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

原子炉隔離時冷却系主要機器仕様を第3.2-3表に、系統概要図を第3.2-4図に示す。

#### 3.2.1.2.2.1 悪影響防止

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

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

#### 3.2.1.2.2.2 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉隔離時冷却系ポンプは、設計基準対象施設として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、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

#### 3.2.1.2.2.3 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

#### 3.2.1.2.2.4 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

#### 3.2.1.2.2.5 試験検査

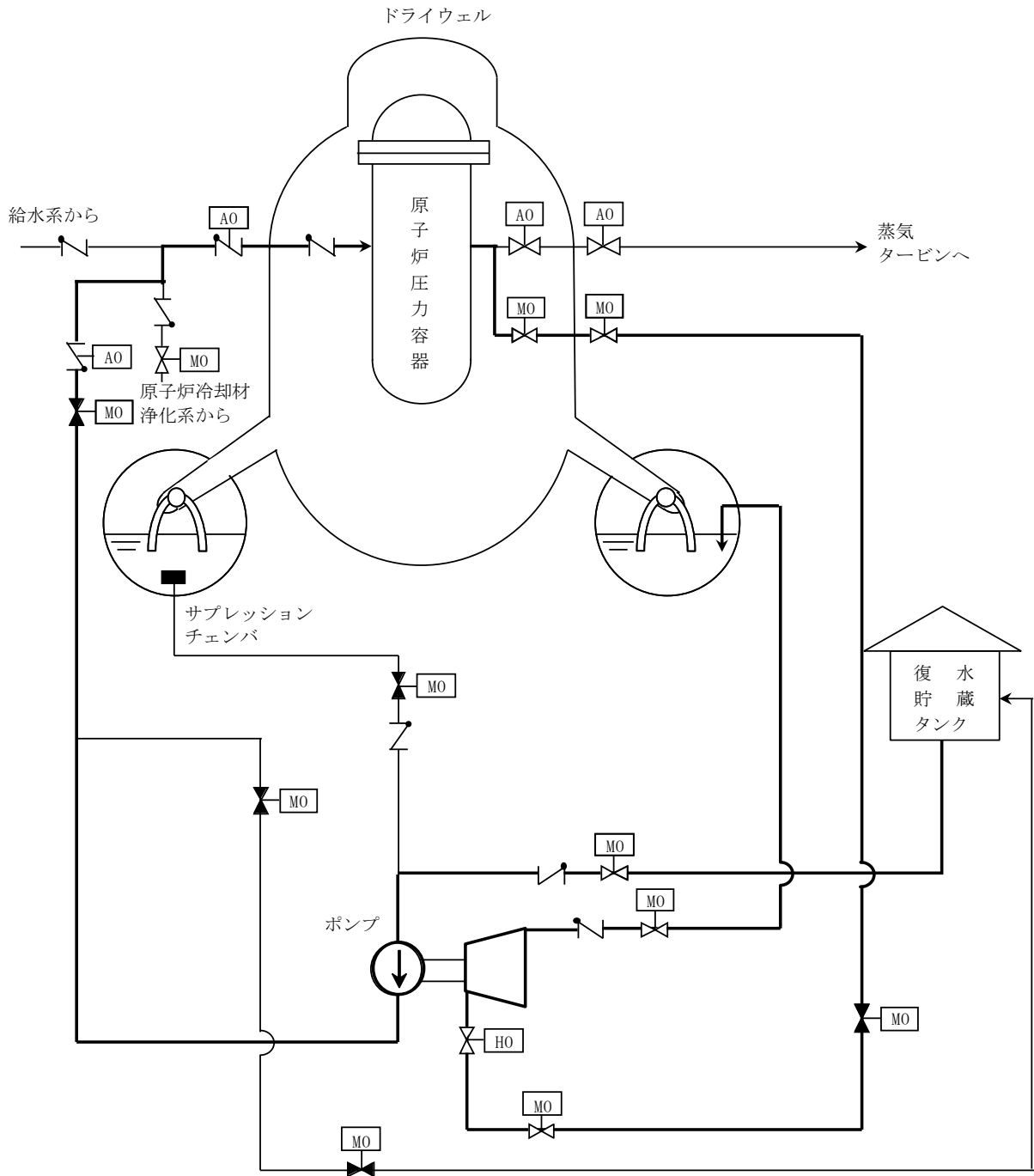
基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

第 3.2-3 表 原子炉隔離時冷却系主要機器仕様

(1) 原子炉隔離時冷却系ポンプ

台 数	1
容 量	96.5m <sup>3</sup> /h
全 揚 程	882m



第 3.2-4 図 原子炉隔離時冷却系系統概要図

### 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【46条】

#### 【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)

第四十六条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧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) ロジックの追加

a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること (BWR の場合)。

(2) 可搬型重大事故防止設備

a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁 (逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。

b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ボンベを配備すること。

c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。

### 3.3.1 適合方針

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

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の系統概要図及び説明図を第 3.3-1 図から第 3.3-4 図に示す。

#### 3.3.1.1 重大事故等対処設備(原子炉冷却系統施設)

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として主蒸気逃がし安全弁を設ける。

##### (1) フロントライン系故障時に用いる設備

###### a. 原子炉減圧の自動化

主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁を代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)により作動させ使用する。

主蒸気逃がし安全弁は、代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)からの信号により、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、主蒸気系からの蒸気を排気管により、サプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

なお、原子炉スクラムが失敗し、発電用原子炉の出力が維持されている状態において、自動減圧系又は代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)が作動することにより、原子炉圧力容器への注水に伴う急激な出力上昇が生じるため、ATWS 緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)により、自動減圧系及び代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)の作動を阻止することが可能な設計とする。ATWS 緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備(設置許可基準規則第 44 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・主蒸気逃がし安全弁
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ
- ・代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)(3.3.1.2 重大事故等対処設備(計測制御系統施設))

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用する。

b. 手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧

主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁を手動により作動させて使用する。

主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ又は主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、主蒸気系からの蒸気を排気管により、サブプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・主蒸気逃がし安全弁
- ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ
- ・所内常設蓄電式直流電源設備(3.14 電源設備)
- ・可搬型代替直流電源設備(3.14 電源設備)

本システムの流路として、主蒸気系配管（排気管含む）を重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 常設直流電源系統喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型代替直流電源設備を使用する。

可搬型代替直流電源設備は、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）（6個）の作動に必要な電源を供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替直流電源設備(3.14 電源設備)

b. 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、高圧窒素ガス供給系（非常用）を使用する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素ガス供給圧力が喪失した場合において、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。

なお、高圧窒素ガスポンベは、使用側及び待機側の2系列の高圧窒素ガスポンベを配備し、使用側のポンベ圧力が低下した場合においても、現場操作により高圧窒素ガスポンベの切替えが可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧窒素ガスポンベ(3.3.1.2 重大事故等対処設備(計測制御系統施設))

本系統の流路として、高圧窒素ガス供給系(非常用)、主蒸気系の配管及び弁並びに主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付)を重大事故等対処設備として使用する。

c. 主蒸気逃がし安全弁が作動可能な環境条件

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、代替高圧窒素ガス供給系を使用する。

代替高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時の環境条件において、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力(427 kPa[gage])を超えて上昇することにより、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付)の作動に必要な高圧窒素ガス供給系(非常用)の窒素ガス供給圧力が不足する可能性がある場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧窒素ガスポンベ(3.3.1.2 重大事故等対処設備(計測制御系統施設))

本系統の流路として、ホース、弁、代替高圧窒素ガス供給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、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付)を重大事故等対処設備として使用する。

d. 代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧

(a) 代替直流電源設備による復旧

全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、可搬型代替直流電源設備を使用する。

主蒸気逃がし安全弁は、可搬型代替直流電源設備により作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替直流電源設備(3.14 電源設備)

(b) 代替交流電源設備による復旧

全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備を使用する。

主蒸気逃がし安全弁は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設蓄電式直流電源設備を受電し、作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備(3.14 電源設備)
- ・可搬型代替交流電源設備(3.14 電源設備)

(3) 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁を使用する。

本システムは、「(1) b. 手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧」と同じである。

(4) インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備

インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁、原子炉建屋ブローアウトパネル及び HPCS 注入隔離弁を使用する。

主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作によって作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時に、原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいして蒸気となり、原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇した場合において、原子炉建屋原子炉棟内と外気との差圧が開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放し、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

HPCS 注入隔離弁は、現場での弁の手動操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉建屋ブローアウトパネル
- ・主蒸気逃がし安全弁
- ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ



- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・ 可搬型代替直流電源設備 (3.14 電源設備)

本システムの流路として、主蒸気系配管（排気管含む）を重大事故等対処設備として使用する。

なお、設計基準事故対処設備である HPCS 注入隔離弁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を減圧するための設備の主要機器仕様を第 3.3-1 表に示す。

HPCS 注入隔離弁については、「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。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）及び高圧窒素ガスポンベについては、「3.3.1.2 重大事故等対処設備（計測制御系統施設）」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。

所内常設蓄電式直流電源設備，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。

#### 3.3.1.1.1 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。

主蒸気逃がし安全弁，主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが，想定される重大事故等時に必要となる個数に対して十分に余裕をもった個数を分散して設置する設計とする。

主蒸気逃がし安全弁は，中央制御室からの手動操作又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）からの信号により作動することで，自動減圧機能による作動に対して多様性を有する設計とする。また，主蒸気逃がし安全弁は，可搬型代替直流電源設備からの給電により作動することで，所内常設蓄電式直流電源設備からの給電による作動に対して多様性を有する設計とする。代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の多様性，位置的分散については「3.3.1.2 重大事故等対処設備（計測制御系統施設）」に記載し，可搬型直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」に記載する。

#### 3.3.1.1.2 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。

主蒸気逃がし安全弁，主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，他の設備と独立して作動することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，原子炉建屋ブローアウトパネルは，開放動作により，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 3.3.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

主蒸気逃がし安全弁は，設計基準事故対処設備の主蒸気逃がし安全弁と兼用しており，設計基準事故対処設備の弁吹出量が，想定される重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な弁吹出量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備の弁吹出量と同仕様の設計とする。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準事故対処設備の主蒸気逃がし安全弁の主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと兼用しており，設計基準事故対処設備としての主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素供給の容量が，想定される重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための主蒸気逃がし安全弁の開動作に必要な供

給窒素の容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備の供給窒素の容量と同仕様の設計とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設の主蒸気逃がし安全弁の主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータと兼用しており、設計基準対象施設としての主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの窒素供給の容量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための主蒸気逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の容量に対して十分であるため、設計基準対象施設の供給窒素の容量と同仕様の設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、想定される重大事故等時において、原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした蒸気を原子炉建屋外に排気して、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させるために必要となる容量を有する設計とする。

#### 3.3.1.1.4 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。

主蒸気逃がし安全弁は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

主蒸気逃がし安全弁の操作は、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。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉棟内と屋外との境界に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

#### 3.3.1.1.5 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。

主蒸気逃がし安全弁、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉棟内と外気との差圧により自動的に開放する設計とする。

### 3.3.1.1.6 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。

主蒸気逃がし安全弁、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、発電用原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに外観の確認が可能な設計とする。また、主蒸気逃がし安全弁は、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、外観の確認が可能な設計とする。

第 3.3-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様

#### (1) 主蒸気逃がし安全弁

個 数 11

容 量

(安全弁機能の吹出圧力)

吹出圧力 (MPa[gage])	弁個数	容量／個 (吹出圧力×1.03 において) (t/h)
7.79	2	388
8.10	3	405
8.17	3	408
8.24	3	411

(逃がし弁機能の吹出圧力)

吹出圧力 (MPa[gage])	弁個数	容量／個 (吹出圧力において) (t/h)
7.37	2	356
7.44	3	360
7.51	3	363
7.58	3	367

#### (2) 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

個 数 11

容 量 15 ℓ/個

#### (3) 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

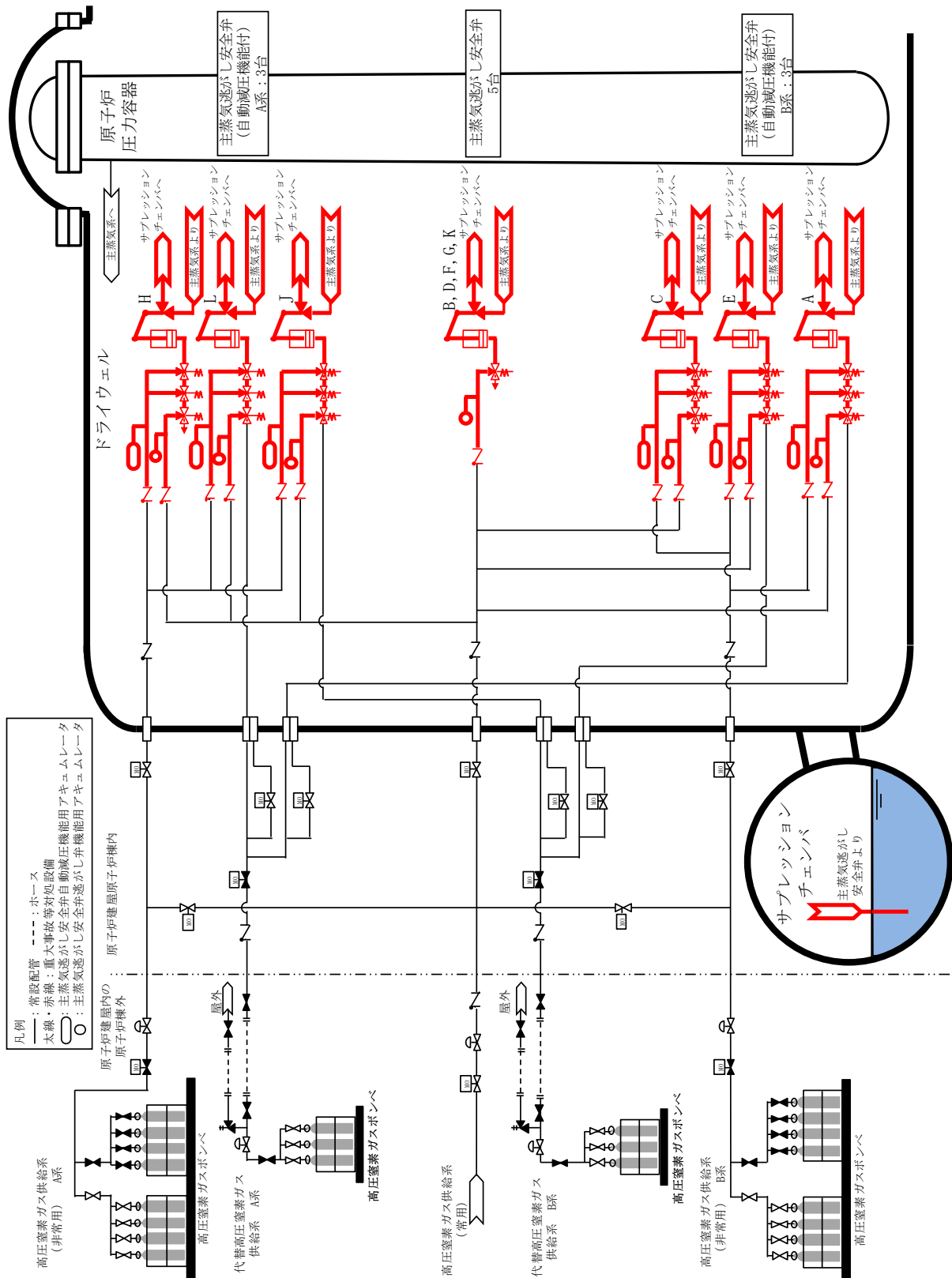
個 数 6

容 量 200 ℓ/個

#### (4) 原子炉建屋ブローアウトパネル

個 数 1 式

取付箇所 原子炉建屋



第 3.3-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図  
 (主蒸気逃がし安全弁, 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ)

### 3.3.1.2 重大事故等対処設備（計測制御系統施設）

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を作動させる代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）、高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系を設ける。

主蒸気逃がし安全弁については、「3.3.1.1 重大事故等対処設備（原子炉冷却系統施設）」に記載する。

#### (1) フロントライン系故障時に用いる設備

##### a. 原子炉減圧の自動化

自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を使用する。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、主蒸気逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、主蒸気逃がし安全弁を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。11個の主蒸気逃がし安全弁のうち2個がこの機能を有している。

なお、原子炉スクラムが失敗し、発電用原子炉の出力が維持されている状態において、自動減圧系又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動することにより、原子炉圧力容器への注水に伴う急激な出力上昇が生じるため、ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止することが可能な設計とする。ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第44条に対する設計方針を示す章）」で示す。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用し、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用する。

#### (2) サポート系故障時に用いる設備

##### a. 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、高圧窒素ガス供給系（非常用）を使用する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素ガス供給圧力が喪失した場合において、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。

なお、高圧窒素ガスポンベは、使用側及び待機側の2系列の高圧窒素ガスポンベを配備し、使用側のポンベ圧力が低下した場合においても、現場操作により高圧窒素ガスポンベの切替えが可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧窒素ガスポンベ

本系統の流路として、高圧窒素ガス供給系（非常用）、主蒸気系の配管及び弁並びに主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を重大事故等対処設備として使用する。

#### b. 主蒸気逃がし安全弁が作動可能な環境条件

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、代替高圧窒素ガス供給系を使用する。

代替高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時の環境条件において、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力(427 kPa[gage])を超えて上昇することにより、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な高圧窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガス供給圧力が不足する可能性がある場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧窒素ガスポンベ

本系統の流路として、ホース、弁、代替高圧窒素ガス供給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、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を重大事故等対処設備として使用する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様を第

#### 3. 3-2 表に示す。

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。

### 3.3.1.2.1 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。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は，他の設備と電氣的に分離することで，共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は，自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，自動減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは，原子炉建屋内の原子炉棟外に保管することで，原子炉格納容器内の主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと共通要因によって，同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

### 3.3.1.2.2 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。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は，自動減圧系とは別の制御盤に収納することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は，検出器及び警報設定器（原子炉水位低（レベル1）信号用，原子炉水位低（レベル3）信号用，残留熱除去系ポンプ出口圧力高信号用及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高信号用）からの入力信号については共有するが，自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し，自動減圧系へ悪影響を及ぼさない設計とする。また，論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用するが，自動減圧系と電氣的な隔離装置を用いて信号を分離することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は，他の設備と電氣的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）からの自動減圧系作動阻止信号は，自動減圧系と代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）で共有しているが，隔離装置（リレー）を用いて電氣的に分離し，自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は，通常時は弁により他の系統と隔離し，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系は，主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）用電磁弁の排気ラインに接続し，通常時の作動用窒素ガス流路とは異なる電磁弁の排気側から作動用窒素ガスを供給する構成であるため，配管及び弁を設置することにより通常時の作動用窒素ガスの排気流路を確保し，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，重大事故等時は，重大事故等対処設備として系統構成することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。



### 3.3.1.2.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、炉心が露出しないように有効燃料棒頂部より高い設定として、原子炉水位低（レベル1）信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。なお、主蒸気逃がし安全弁の作動は原子炉冷却材の放出となり、その補給に残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系による注水が必要であることから、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に作動する設計とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な容量を有する設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、高圧窒素ガス供給系（非常用）で8本使用し、代替高圧窒素ガス供給系で3本使用する。故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し合計で22本を確保し、分散して配備する。

### 3.3.1.2.4 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。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、中央制御室及び原子炉建屋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。

代替高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力の2倍となった場合においても主蒸気逃がし安全弁を確実に作動できるよう、供給圧力を設定する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置し、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。

また、高圧窒素ガスポンベの切替え操作は、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。

### 3.3.1.2.5 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。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、自動で2個の主蒸気逃がし安全弁を作動させることで、操作が不要な設計とする。なお、原子炉水

位検出器を多重化し、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ出口圧力高又は低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高の信号のAND論理にて弁の作動信号を発信させ、さらに多重化することにより信頼性の向上を図った設計とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）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し、系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチ及び設置場所でのハンドルによる手動操作が可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベと高圧窒素ガス供給系（非常用）の接続は、一般的に用いられる工具及び専用工具を用いて接続する方式とすることで、容易かつ確実に接続できる設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチ及び設置場所での手動操作が可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベの出口配管と代替高圧窒素ガス供給系の接続は、同一口径（媒介金具を含む）及び同一の接続方式とすることで、容易かつ確実に接続できる設計とする。

#### 3.3.1.2.6 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。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験として模擬入力による論理回路確認及びタイマーの動作確認が可能な設計とする。また、特性試験として模擬入力による計器校正及び設定値確認が可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系は、発電用原子炉運転中又は停止中に外観検査及び機能・性能試験が可能な設計とする。

また、高圧窒素ガスポンベは、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査により高圧窒素ガスポンベの変形、発錆等の異常の有無及び残圧の確認が可能な設計とする。

第 3.3-2 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様

(1) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

個 数 2

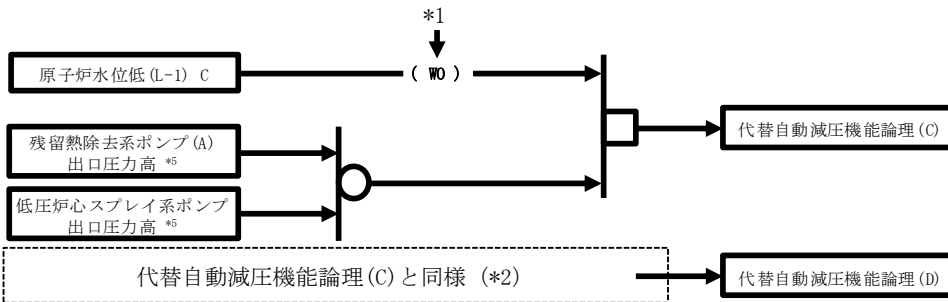
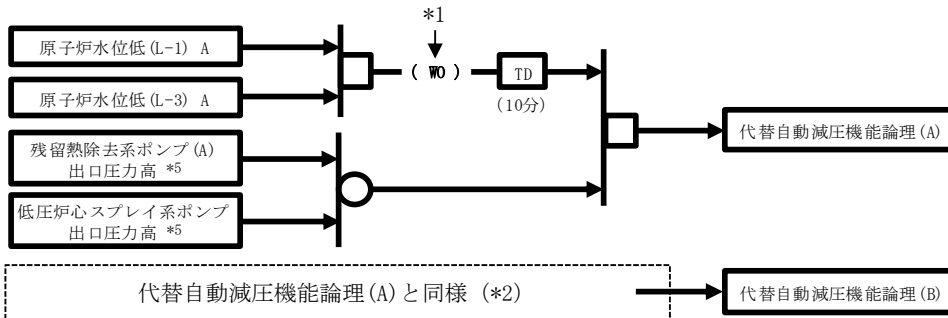
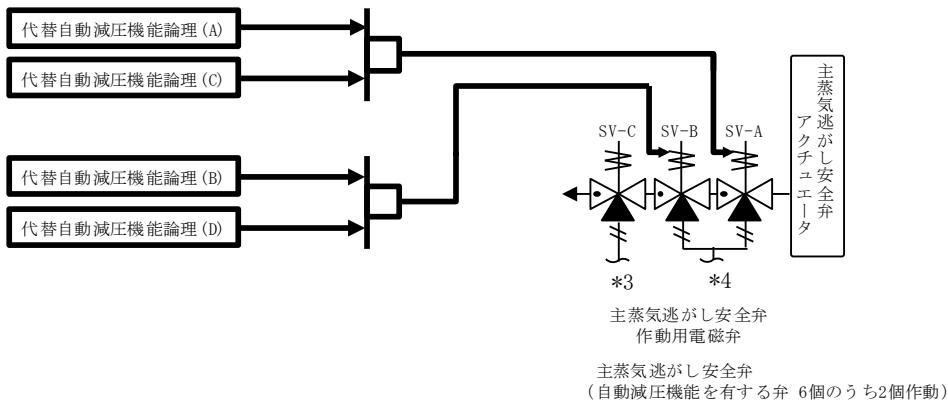
(2) 高圧窒素ガスボンベ

本 数	22（うち 11 本は予備）*
容 量	約 47 ℓ/個
充填圧力	約 15 MPa
使用箇所	原子炉建屋内の原子炉棟外
保管場所	原子炉建屋内の原子炉棟外

\* : 「高圧窒素ガス供給系（非常用）」で 16 本（うち 8 本は予備）, 「代替高圧窒素ガス供給系」で 6 本（うち 3 本は予備）使用する。

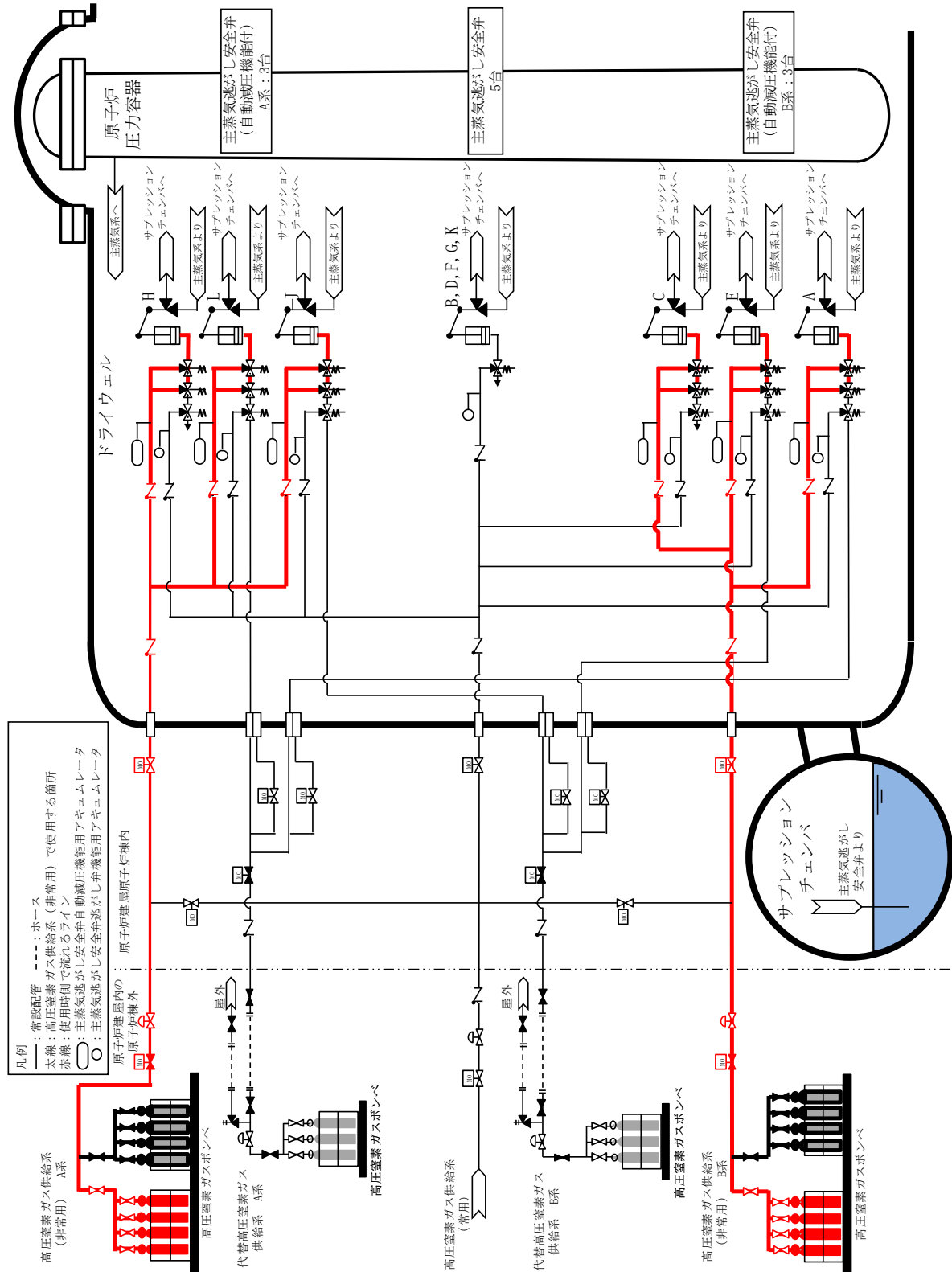
凡例

	AND論理
	OR論理
	時間遅れ
	信号阻止

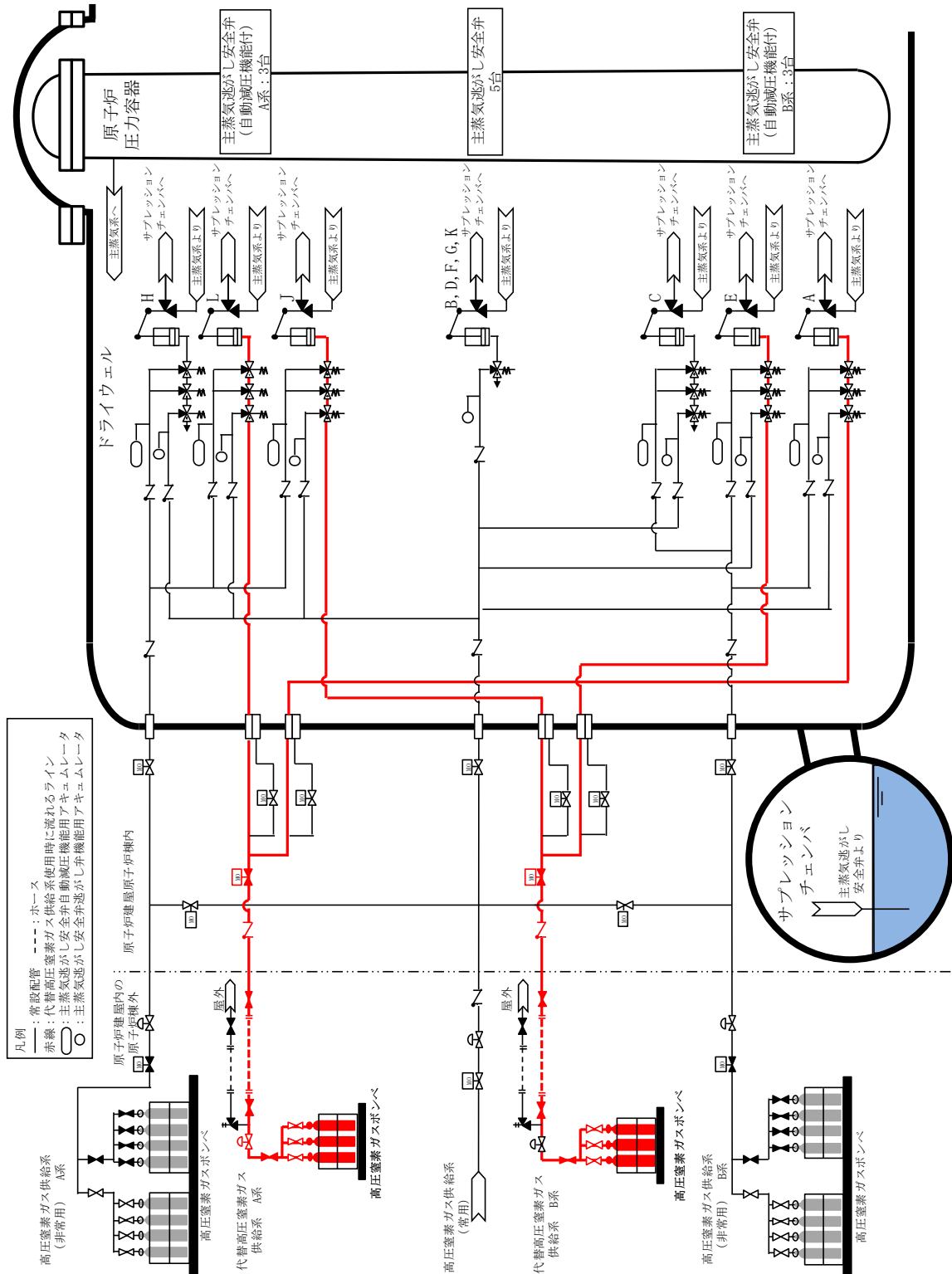


- \*1: 自動減圧系 (A) 作動阻止信号又は代替自動減圧機能論理リセット信号。
- \*2: 論理 (B) 及び論理 (D) については、各信号を下記のとおり読み替える。
  - ・原子炉水位低 (L-1) A, C → 原子炉水位低 (L-1) B, D
  - ・原子炉水位低 (L-3) A → 原子炉水位低 (L-3) B
  - ・残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力高
  - ・低圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ (C) 出口圧力高
  - ・自動減圧系 (A) 作動阻止信号 → 自動減圧系 (B) 作動阻止信号
- \*3: 高圧窒素ガス供給系 (常用) より供給。
- \*4: 高圧窒素ガス供給系 (常用) 又は (非常用) より供給。
- \*5: 論理 (A) 及び論理 (C) の「残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力高」, 「低圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力高」は異なる計測機器からの信号。論理 (B) 及び論理 (D) においても同じ。

第 3.3-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備  
(代替自動減圧機能説明図)



第 3.3-3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図  
（高圧窒素ガス供給系（非常用））



第 3.3-4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図  
(代替高圧窒素ガス供給系)

### 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つて、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

(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3.4-5図に示す。

また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系が使用できる場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

#### 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) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却

残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を使用する。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、復水移送ポンプ、配管・弁類、計測制御設備等で構成し、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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受電が可能な設計とする。また、系統構成に必要な電気作動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備からの受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。

- ・ 復水移送ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク（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）
- ・ 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)
- ・所内常設蓄電式直流電源設備 (3.14 電源設備)

本システムの流路として、補給水系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系の配管及び弁、並びに燃料プール補給水系の弁を重大事故等対処設備として使用する。

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

#### (b) 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による発電用原子炉の冷却

残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）を使用する。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）は、炉心損傷防止対策の有効性評価に関する事故シーケンスグループのうち「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗」時に使用する設計とする。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）は、直流駆動低圧注水ポンプ、配管・弁類、計測制御設備等で構成し、直流駆動低圧注水ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を高圧炉心スプレイ系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

直流駆動低圧注水ポンプは、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の受電が可能な設計とする。また、系統構成に必要な弁のうち電気作動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの受電が可能な設計とする。

なお、系統構成に必要な電気作動弁（交流）は、交流電源に期待できないことから設置場所にて操作できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・直流駆動低圧注水ポンプ
- ・復水貯蔵タンク (3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備)
- ・所内常設蓄電式直流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・常設代替直流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・可搬型代替直流電源設備 (3.14 電源設備)

本システムの流路として、補給水系の配管、高圧炉心スプレイ系及び直流駆動低圧注水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圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

(c) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）を使用する。

低圧代替注水系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース、配管・弁類、計測制御設備等で構成し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（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容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海を利用できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の系統構成に必要な電気作動弁は、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受電が可能な設計とする。また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
- ・ 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、ホース、注水用ヘッダ、接続口並びに補給水系及び残留熱除去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圧力容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（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、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（常設）は、「(1)a.(a) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」による発電用原子炉の冷却」及び「(1)a.(b) 低圧代替注水系（常

設) (直流駆動低圧注水ポンプ) 」による発電用原子炉の冷却」と同じである。

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

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (低圧注水モード) の復旧

全交流動力電源喪失により, 残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として, 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受電により機能を復旧し, 残留熱除去系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, 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) 又は原子炉補機代替冷却水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水系 (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水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) を重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用する。

c. 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備

(a) 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 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, 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) を使用する。

低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) は, 復水移送ポンプ, 配管・弁類, 計測制御設備等で構成し, 復水移送ポンプにより, 復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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受電が可能な設計とする。また、系統構成に必要な電気作動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備からの受電が可能な設計とする。

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

#### (b) 低圧代替注水系（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、低圧代替注水系（可搬型）を使用する。

低圧代替注水系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース・配管・弁類、計測制御設備等で構成し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（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容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海を利用できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の系統構成に必要な電気作動弁は、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受電が可能な設計とする。また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

本系統の詳細については、「(1)a.(c) 低圧代替注水系（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）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（常設）は、「(1)a.(a) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(b) 低圧代替注水系（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）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（可搬型）は、「(1)a.(c)低圧代替注水系（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）及び低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（常設）は、「(1)a.(a)低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(b) 低圧代替注水系（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）及び低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（可搬型）は、「(1)a.(c)低圧代替注水系（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）及び低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として、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受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系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、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水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水系（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水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

原子炉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，「3.4.1.2.1 残留熱除去系」に記載する。

低圧炉心スプレイ系については，「3.4.1.2.2 低圧炉心スプレイ系」に記載する。

大容量送水ポンプ車（タイプⅡ）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。

復水貯蔵タンク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。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）及び原子炉補機代替冷却水系については，「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，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源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。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は，残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，復水移送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又は可搬型代替交流電源設備からの受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受電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の電気作動弁（交流）は，代替所内電気設備を経由して受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受電する系統に対して独立性を有する設計とする。また，電気作動弁（直流）は，代替所内電気設備を経由した所内常設蓄電式直流電源設備からの受電により遠隔操作が可能な設計とする。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、復水貯蔵タンクを水源とすることで、サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。

復水移送ポンプは、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプと原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

復水貯蔵タンクは、屋外に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置されているサプレッションチェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）は、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、直流駆動低圧注水ポンプを常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの受電により駆動することで、非常用交流電源設備からの受電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）の電気作動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの受電により遠隔操作が可能な設計とする。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）は、復水貯蔵タンクを水源とすることで、サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。

直流駆動低圧注水ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置されている残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系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。

復水貯蔵タンクは、屋外に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置されているサプレッションチェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の駆動電源を不要（付属空冷式ディーゼルエンジン）とすることで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の電気作動弁は、代替所内電気設備を経由して受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受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残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系、並びに復水貯蔵タンクを水源とする低圧代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及び復水移送ポンプ、並びに原子炉建屋内の原子炉棟外の直流駆動低圧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。

大容量送水ポンプ（タイプ I）からの接続口は、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。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（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。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、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系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性及び独立性、位置的分散については「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。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）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。

低圧代替注水系（可搬型）は、通常時は大容量送水ポンプ（タイプ I）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。



低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して、各系統に必要な流量を1台で確保可能な容量を有する設計とする。なお、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系の同時使用は考慮しない。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、保管場所において転倒しないことを確認することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に使用する復水移送ポンプは、設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ1台又は2台におけるポンプ流量が、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。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）に使用する直流駆動低圧注水ポンプは、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。

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として1台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに1台使用することから、1セット2台使用する。保有数は2セットで4台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで1台の合計5台を保管する。

代替淡水源を水源として使用する場合には、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して、各系統に必要な流量を1台で確保可能な容量を有する設計とする。なお、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールスプレイ系の同時使用は考慮しない。

#### 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。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に使用する復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮した設計とする。

復水移送ポンプの操作は、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にて遠隔操作可能な設計とする。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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、中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作可能な設計とする。

また、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水源を優先し、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。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）に使用する直流駆動低圧注水ポンプは、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置し、想定される重大事故等時における原子炉建屋内の原子炉棟外の環境条件を考慮した設計とする。

直流駆動低圧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にて遠隔操作可能な設計とする。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）の系統構成に必要な弁のうち電気作動弁（交流）は、交流電源に期待できないことから設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で操作が可能な設計とし、電気作動弁（直流）は、中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作可能な設計とする。

また、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水源を優先し、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。

低圧代替注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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屋外の環境条件を考慮した設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）と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。

想定される重大事故等時において、低圧代替注水系（可搬型）の系統構成に必要な弁のうち、原子炉建屋原子炉棟内に設置する弁は中央制御室の操作スイッチにて

遠隔操作が可能な設計とし、屋外の系統構成に必要な弁は設置場所での操作が可能な設計とする。また、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する弁は、遠隔手動弁操作設備により屋外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。

また、低圧代替注水系（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。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の操作に必要な復水移送ポンプ及び弁は、いずれも中央制御室の操作スイッチにより遠隔操作が可能な設計とする。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）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。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）の操作に必要な直流駆動低圧注水ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより遠隔操作が可能な設計とする。また、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）の系統構成に必要な弁のうち電気作動弁（交流）は、交流電源に期待できないことから設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で操作が可能な設計とし、系統構成に必要な電気作動弁（直流）は、中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作可能な設計とする。

低圧代替注水系（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。

低圧代替注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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。

低圧代替注水系（可搬型）の系統構成に必要な弁のうち、原子炉建屋原子炉棟内に設置する弁は中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作が可能な設計とし、屋外の系統構成に必要な弁は設置場所での操作が可能な設計とする。また、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する弁は、遠隔手動弁操作設備により屋外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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。

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）と接続口との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

#### 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。

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

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の復水移送ポンプは、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。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）の直流駆動低圧注水ポンプは、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。

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

また、低圧代替注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

大容量送水ポンプ（タイプ I）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) 低圧代替注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

台数 3（うち1台は予備）\*

容量 約100m<sup>3</sup>/h/台

全揚程 約85m

\*：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使用する場合は、  
うち2台は予備とする。

b. 直流駆動低圧注水ポンプ

台数 1

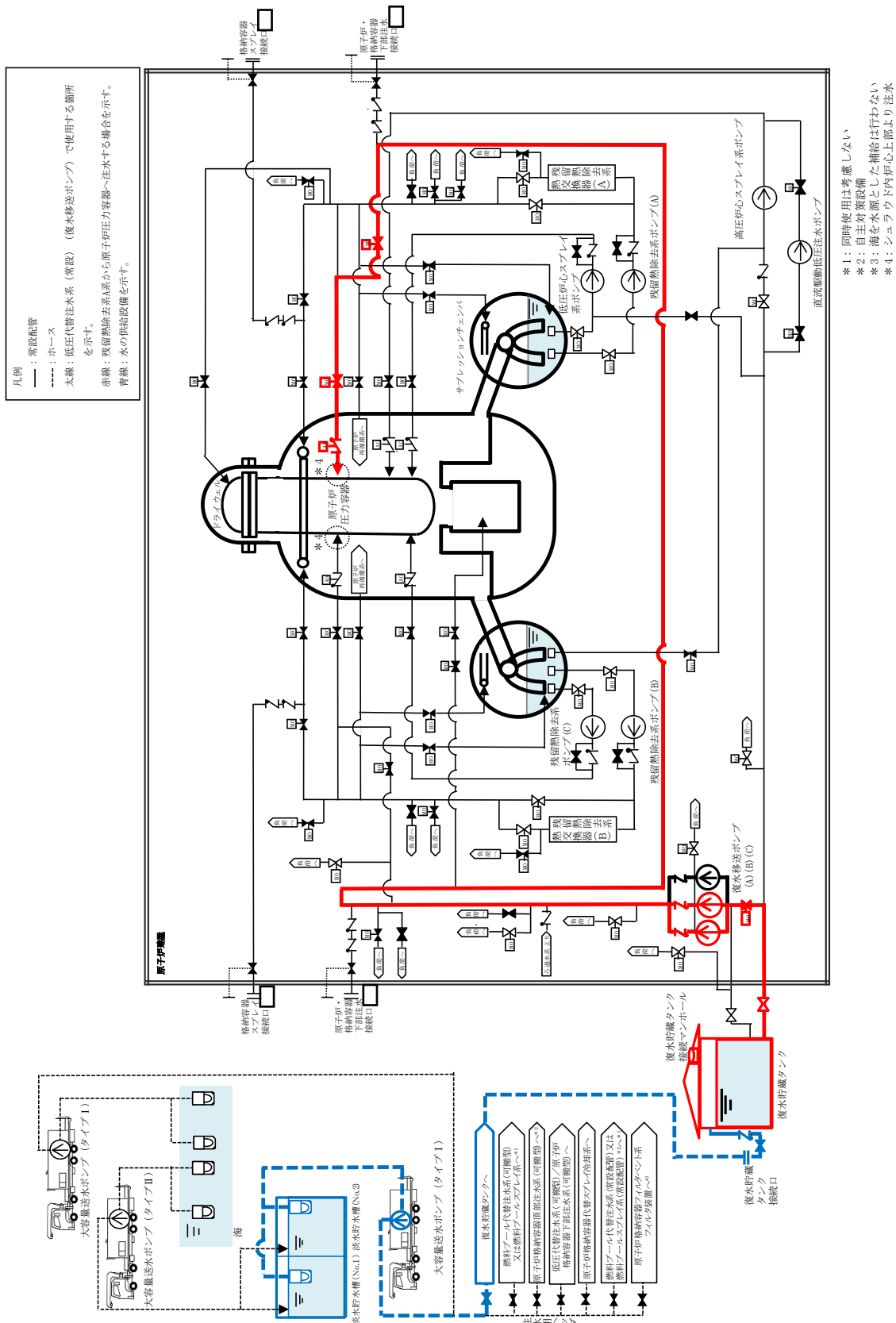
容量 約82m<sup>3</sup>/h/台

全揚程 約75m

(2) 低圧代替注水系（可搬型）

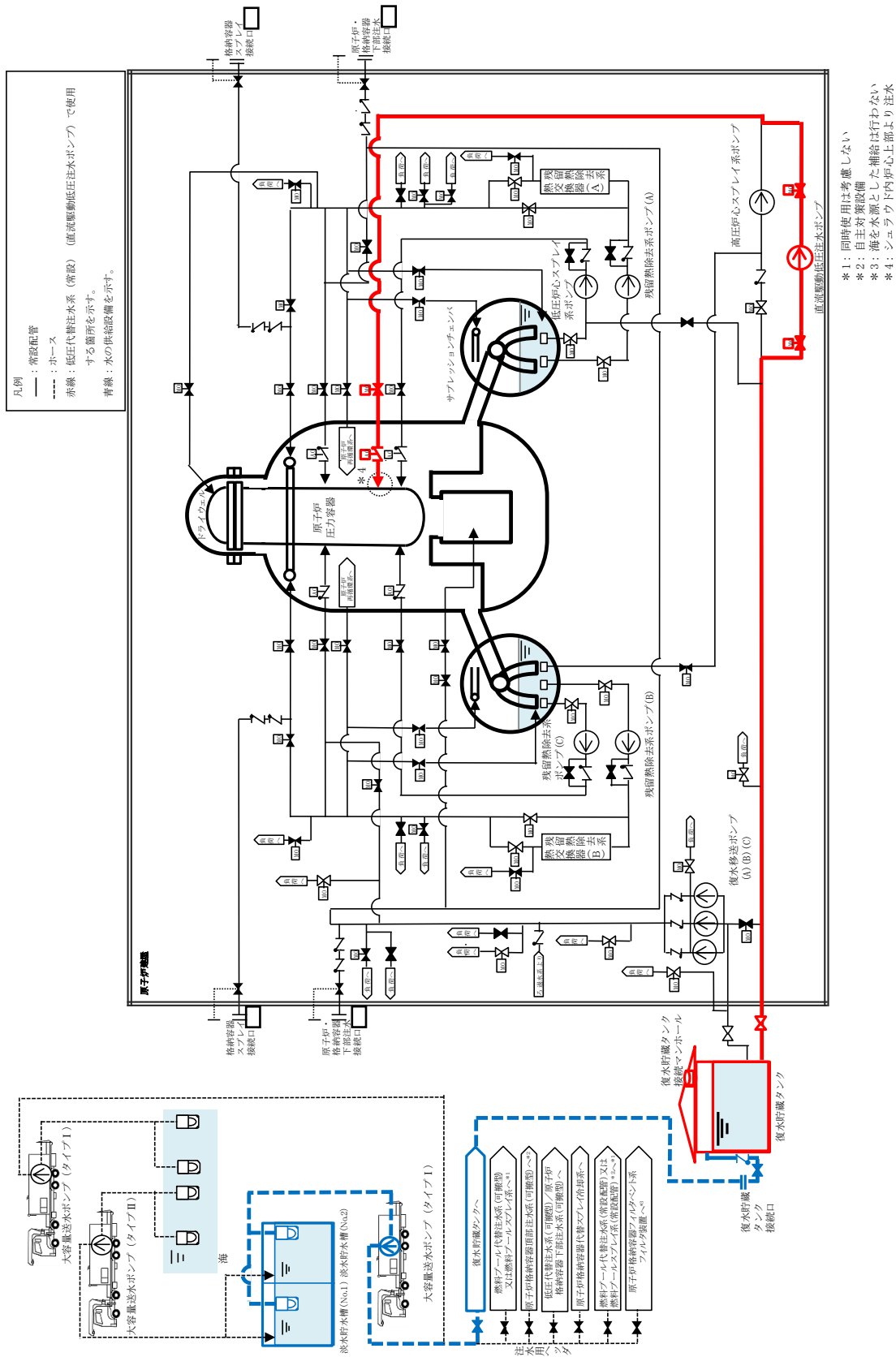
a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

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 3.4-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ））

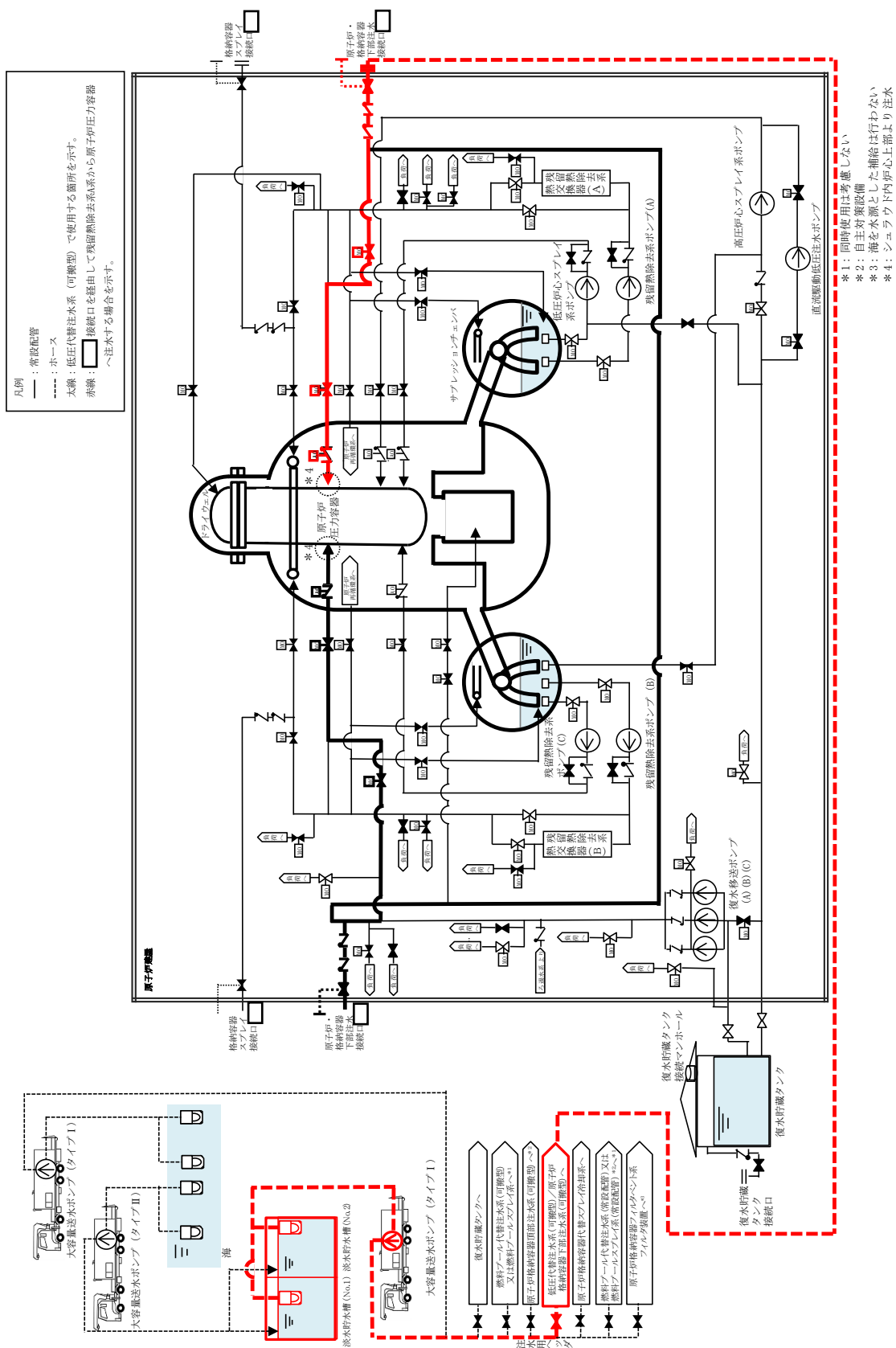
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



- \* 1: 同時使用は考慮しない
- \* 2: 自主対策設備
- \* 3: 海を水源とした補給は行わない
- \* 4: シュラウド内炉心上部より注水

第 3.4-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図(低圧代替注水系(常設) (直流駆動低圧注水ポンプ))

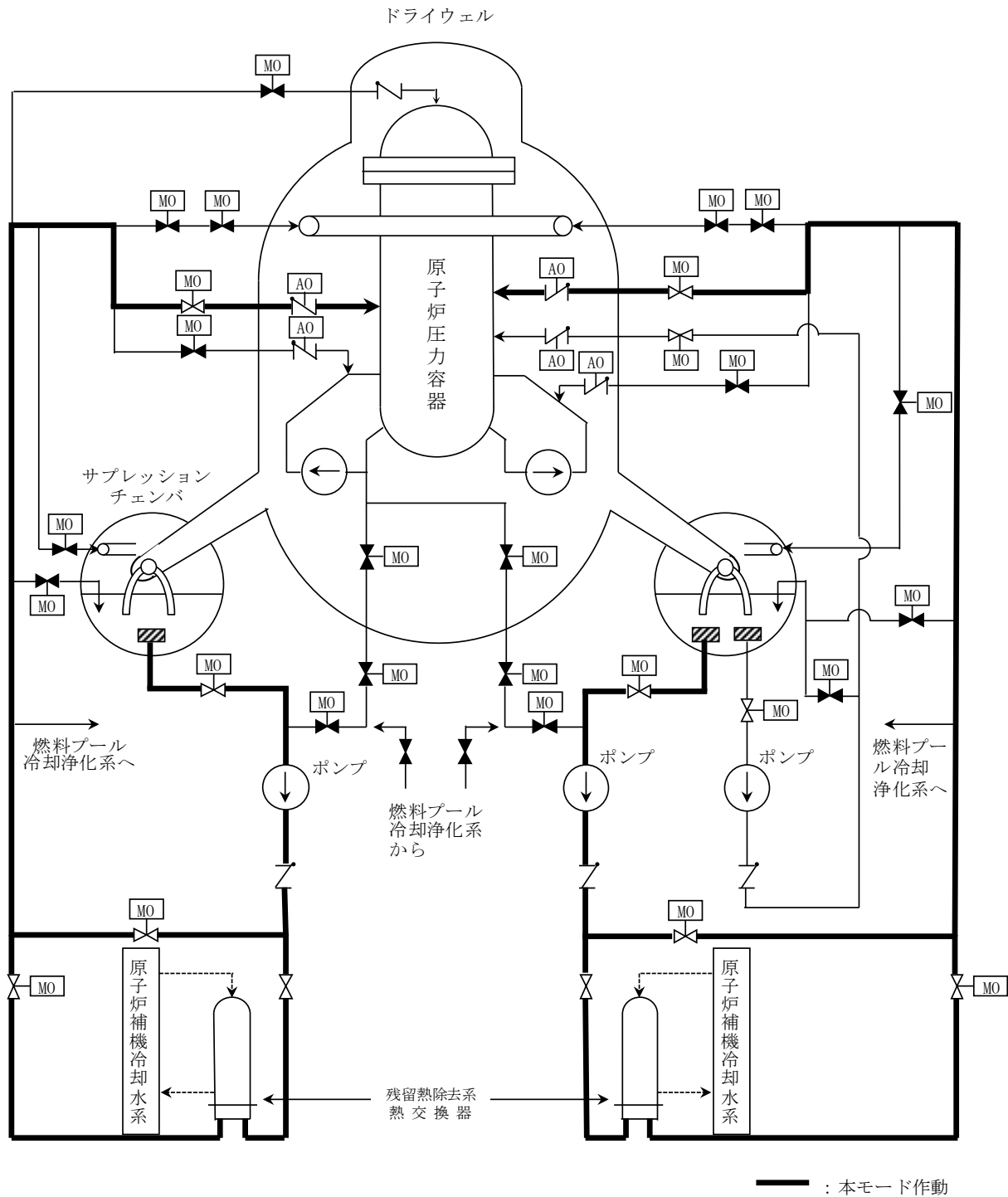
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



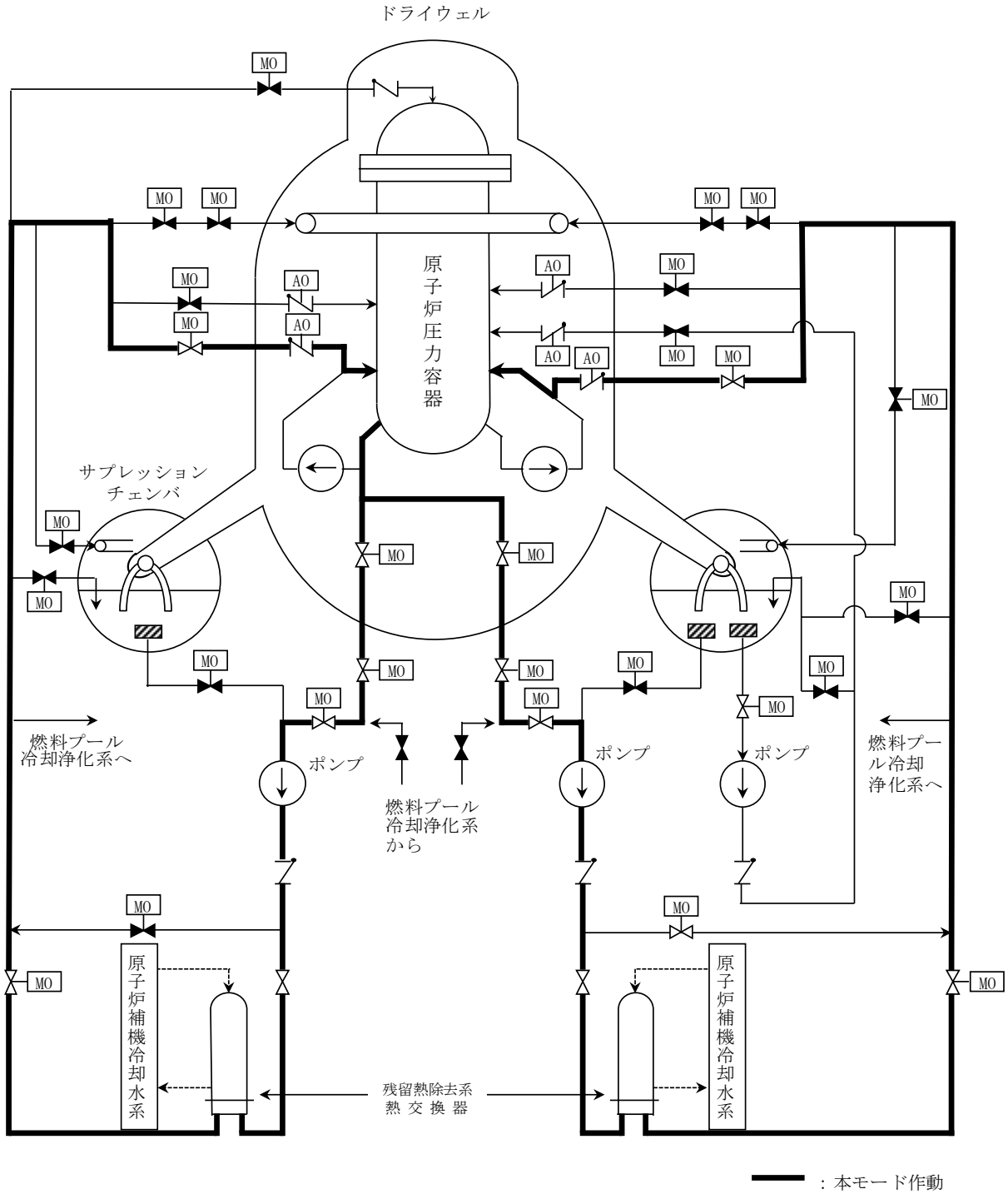
第 3.4-3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（低圧代替注水系（可搬型））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。





第 3.4-4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（代替交流電源設備を用いた低圧注水系の復旧）



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（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 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3.4-2表に、系統概要図を第3.4-6図から第3.4-8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。

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。

#### 3.4.1.2.1.2 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

残留熱除去系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。

#### 3.4.1.2.1.3 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。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋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、中央制御室で遠隔操作可能な設計とする。

#### 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。

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。

#### 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。

残留熱除去系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、残留熱除去系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3.4-2表 残留熱除去系主要機器仕様

(1) ポンプ

台数 3 (低圧注水モードとして使用する場合)  
2 (原子炉停止時冷却モードとして使用する場合)  
容量 約1,160m<sup>3</sup>/h/台

(2) 熱交換器

基数 2  
伝熱容量 約8.80MW/基 (海水温度 26°Cにおいて)

#### 3.4.1.2.2 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3.4-3表に、系統概要図を第3.4-7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。

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。

##### 3.4.1.2.2.2 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

低圧炉心スプレイ系ポンプは、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。

##### 3.4.1.2.2.3 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。

低圧炉心スプレイ系ポンプは、原子炉建屋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、中央制御室で遠隔操作可能な設計とする。

##### 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。

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。

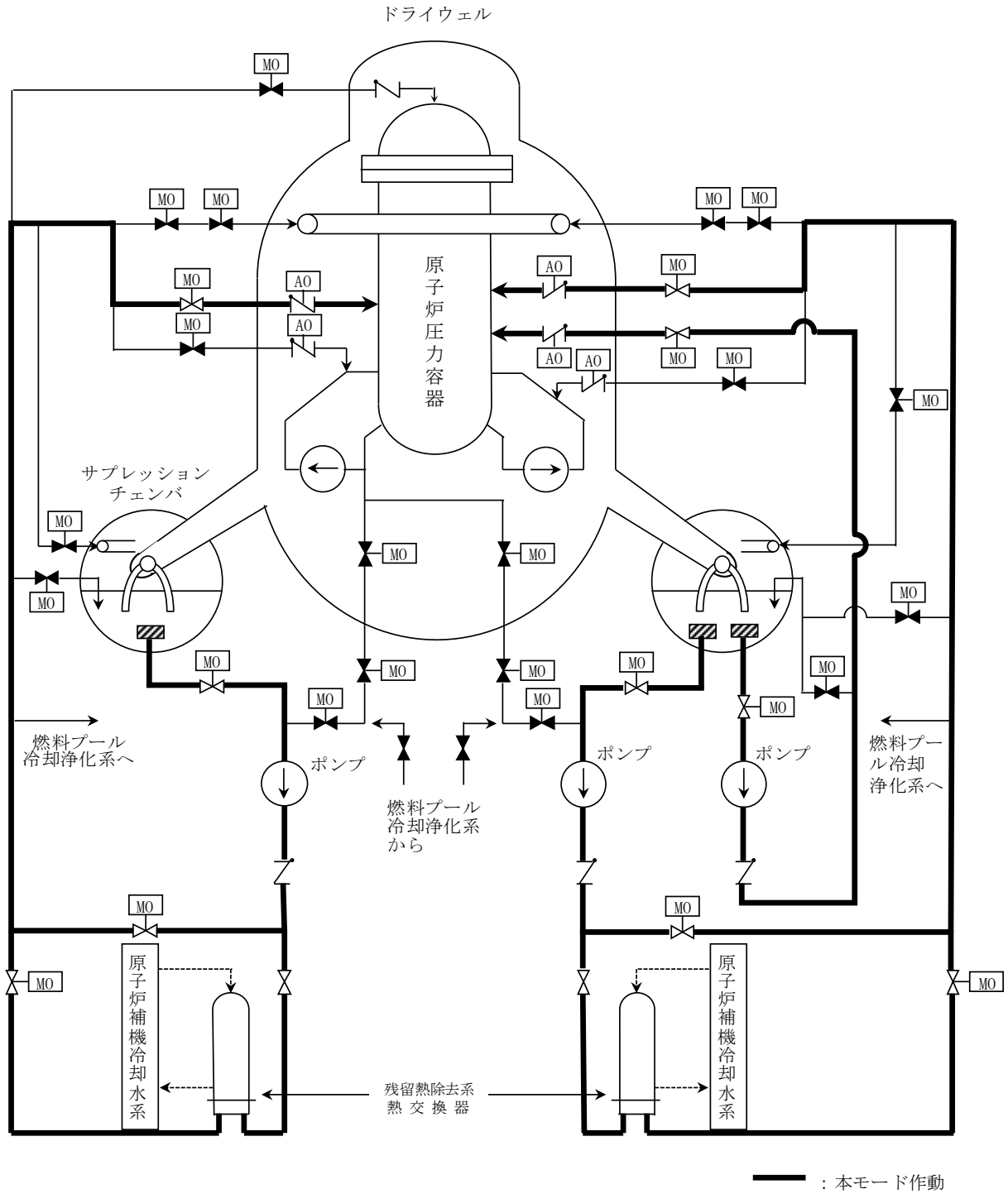
##### 3.4.1.2.2.5 試験検査

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。

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、低圧炉心スプレイ系は、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。

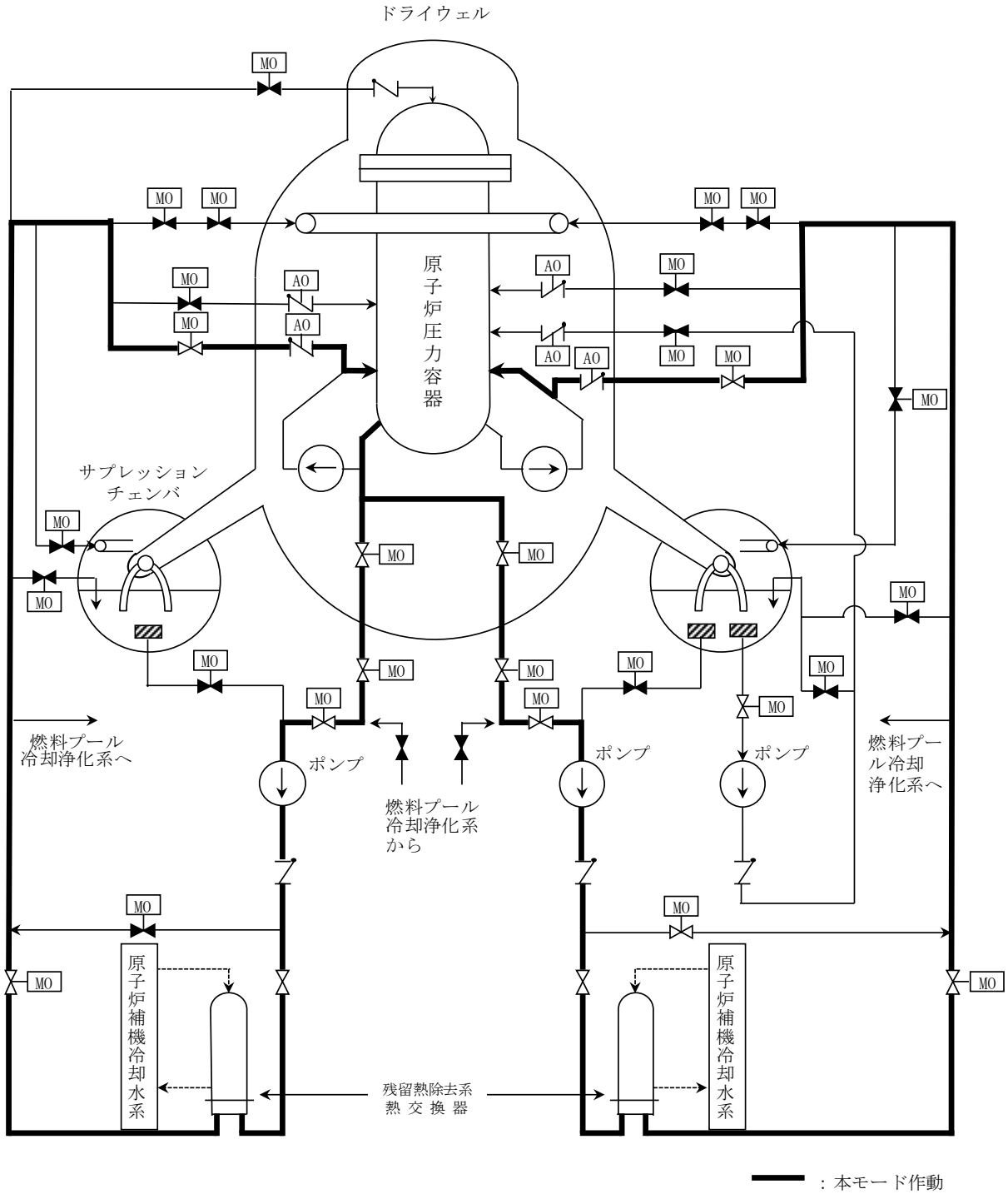
第 3.4-3 表 低圧炉心スプレイ系主要機器仕様

- (1) ポンプ  
台数 1  
容量 約1,074m<sup>3</sup>/h/台

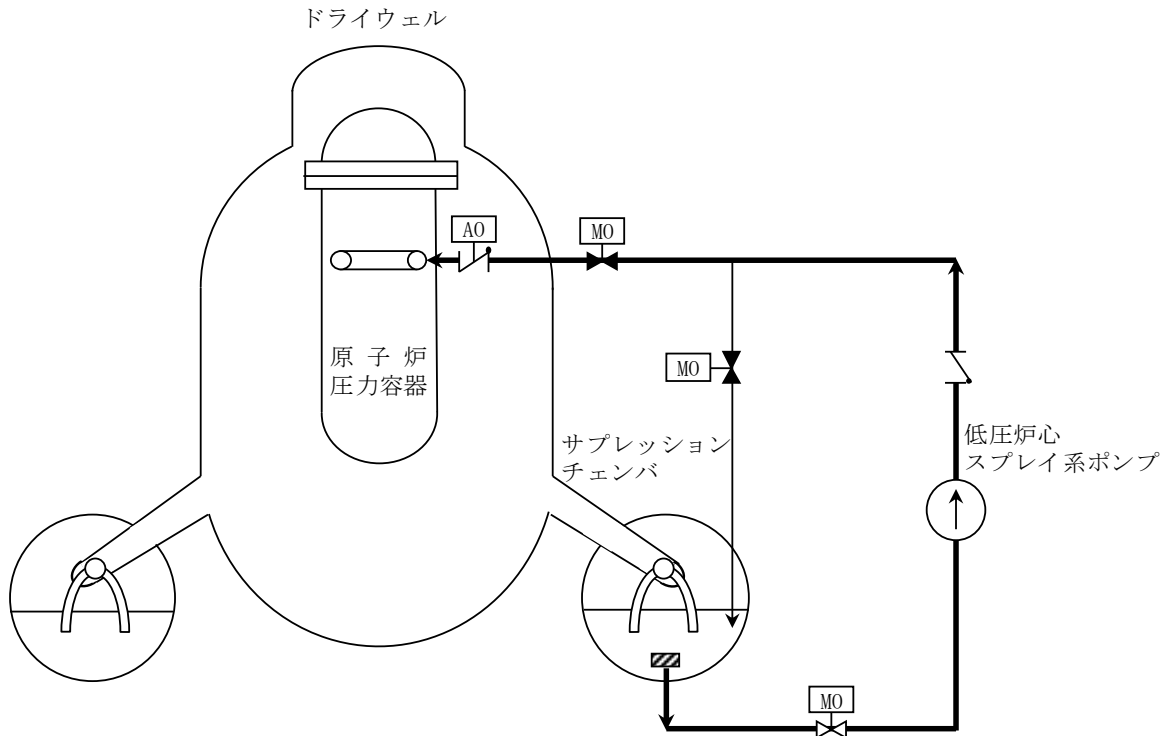


第 3.4-6 図 残留熱除去系（低圧注水モード）系統概要図





第 3.4-7 図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）系統概要図



第 3.4-8 図 低圧炉心スプレイ系系統概要図

### 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

#### 【設置許可基準規則】

(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)

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

(解釈)

- 1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
  - a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。
  - b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。
  - c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。

また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。
  - d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。

### 3.5.1 適合方針

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

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

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

#### 3.5.1.1 重大事故等対処設備

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

##### (1) フロントライン系故障時に用いる設備

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

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

原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、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、原子炉格納容器調気系の配管を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送可能な設計とする。

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

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

###### b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が

発生する前に生じるものに限る。)を防止するための重大事故等対処設備として、耐圧強化ベント系を使用する。

耐圧強化ベント系は、配管・弁類、計測制御設備で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、排気筒を通して大気へ放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送可能な設計とする。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。

耐圧強化ベント系を使用する際に流路となる原子炉格納容器調気系等の配管及び弁は他号炉とは共用しない設計とし、他の系統・機器とは、弁にて隔離することにより、他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。

耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器が負圧とならない設計とする。仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が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。

耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、原子炉建屋内の原子炉棟外からの遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作及び原子炉建屋原子炉棟内の設置場所での人力操作により、容易かつ確実に開閉操作が可能な設計とする。また、耐圧強化ベント系の系統構成に必要な電気作動弁は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの受電により、遠隔操作も可能な設計とする。これらにより、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。

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、いずれからもベント操作を実施可能な設計とする。サプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器ベントでは、サプレッションチェンバ水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの原子炉格納容器ベントでは、有効燃料棒上端高さよりも高い接続位置とすることにより、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。

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

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)
- ・代替所内電気設備 (3.14 電源設備)
- ・所内常設蓄電式直流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・常設代替直流電源設備 (3.14 電源設備)

- ・可搬型代替直流電源設備 (3.14 電源設備)

本系統の流路として、原子炉格納容器調気系、非常用ガス処理系の配管及び弁並びに排気筒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。

## (2) サポート系故障時に用いる設備

### a. 原子炉補機代替冷却水系による発電用原子炉及び原子炉格納容器の除熱

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

原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器及び淡水ポンプを搭載した熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、サブプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保が可能な一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ（タイプ I）により熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送可能な設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・熱交換器ユニット
- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・燃料補給設備 (3.14 電源設備)

本系統の流路として、原子炉補機冷却水系の配管、弁及びサージタンク、残留熱除去系熱交換器、並びにホース、除熱用ヘッダ及び接続口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、取水路及び海水ポンプ室を重大事故等対処設備として使用する。

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

原子炉格納容器については、「3.21 原子炉格納容器」に記載する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及

び燃料補給設備については、「3.14 電源設備」に記載する。

非常用取水設備については、「3.23 非常用取水設備」に記載する。

#### 3.5.1.1.1 多様性及び独立性，位置的分散

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

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

原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成に必要な電気作動弁は，所内常設蓄電式直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備のいずれかから受電する設計とすること又は原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作が可能な設計とすることで，非常用交流電源設備からの受電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対して，駆動源の多様化を図っている。

また，耐圧強化ベント系の系統構成に必要な電気作動弁は，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備のいずれかから受電する設計とすること又は原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作及び設置場所での人力操作が可能な設計とすることで，非常用交流電源設備からの受電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対して，駆動源の多様化を図っている。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板並びに耐圧強化ベント系は，原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器並びに屋外の海水ポンプ室の原子炉補機冷却海水ポンプと異なる区画に設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

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

原子炉補機代替冷却水系は，原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の駆動電源を不要（付属空冷式ディーゼルエンジン）とすることで，電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対して多様性を有する設計とする。また，原子炉補機代替冷却水系は，原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系に対して，除熱手段

の多様性を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉建屋及び排気筒から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水系熱交換器、耐圧強化ベント系及び原子炉格納容器フィルタベント系並びに屋外の海水ポンプ室の原子炉補機冷却海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機冷却海水系に対して独立性を有するとともに、熱交換器ユニットから原子炉補機冷却水系配管との合流点までの系統は、原子炉補機冷却水系から独立性を確保する設計とする。

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

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

#### 3.5.1.1.2 悪影響防止

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

耐圧強化ベント系は、通常時は弁により他の系統・機器と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、通常時は熱交換器ユニット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、原子炉補機冷却水系と原子炉補機代替冷却水系を同時に使用しないことにより、相互の機能に影響を及ぼさない運用とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設置場所において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。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 3.5.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

耐圧強化ベント系は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するために必要な蒸気の排気流



量に対して十分な容量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な容量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時において、残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去するために必要な熱交換量及びポンプ流量を有する設計とし、熱交換器ユニット 1 台と大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台の 1 式を使用する。

熱交換器ユニットは、1 セット 1 台で使用することから、保有数は 2 セットで 2 台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで 1 台の合計 3 台を保管する。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として 1 台、また、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各システムへの注水設備及び水の供給設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで 1 台の合計 5 台を保管する。

また、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時において、残留熱除去系による発電用原子炉及び原子炉格納容器の除熱又は代替循環冷却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浄化系による使用済燃料プールの除熱に同時に使用するため、各システムの必要な容量を 1 式で確保が可能な容量を有する設計とする。

#### 3.5.1.1.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁の操作は、想定される重大事故等時において、原子炉建屋内の原子炉棟外からの遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作及び原子炉建屋原子炉棟内の設置場所での人力操作により、容易かつ確実に開閉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である電気作動弁については、中央制御室から操作が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、屋外に保管及び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を考慮した設計とする。

熱交換器ユニットと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、設置場所にて実施可能な設計とする。

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

熱交換器ユニットと大容量送水ポンプ（タイプ I）との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所にて実施可能な設計とする。

また、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、常時海水を通水するため、海水の影響を考慮し、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。

#### 3.5.1.1.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

耐圧強化ベント系は、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。

耐圧強化ベント系を使用する際の排出経路に設置される隔離弁は、原子炉建屋内の原子炉棟外からの遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作及び原子炉建屋原子炉棟内の設置場所での人力操作により、容易かつ確実に開閉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である電気作動弁については、中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、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水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属の操作スイッチにより、設置場所にて操作可能な設計とする。原子炉補機代替冷却水系の系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設置場所まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な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。

熱交換器ユニットと接続口との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続可能な設計とする。

熱交換器ユニットと大容量送水ポンプ（タイプ I）との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続可能な設計とする。

#### 3.5.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

耐圧強化ベント系は、発電用原子炉の停止中に弁の開閉動作及び漏えいの確認が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、熱交

換器ユニットの熱交換器及び淡水ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解が可能な設計とする。大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

また、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

第 3.5-1 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系

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

(2) 耐圧強化ベント系

系 統 数	1
系統設計流量	10.0kg/s (原子炉格納容器圧力427kPa[gage]において)

(3) 原子炉補機代替冷却水系

a. 熱交換器ユニット

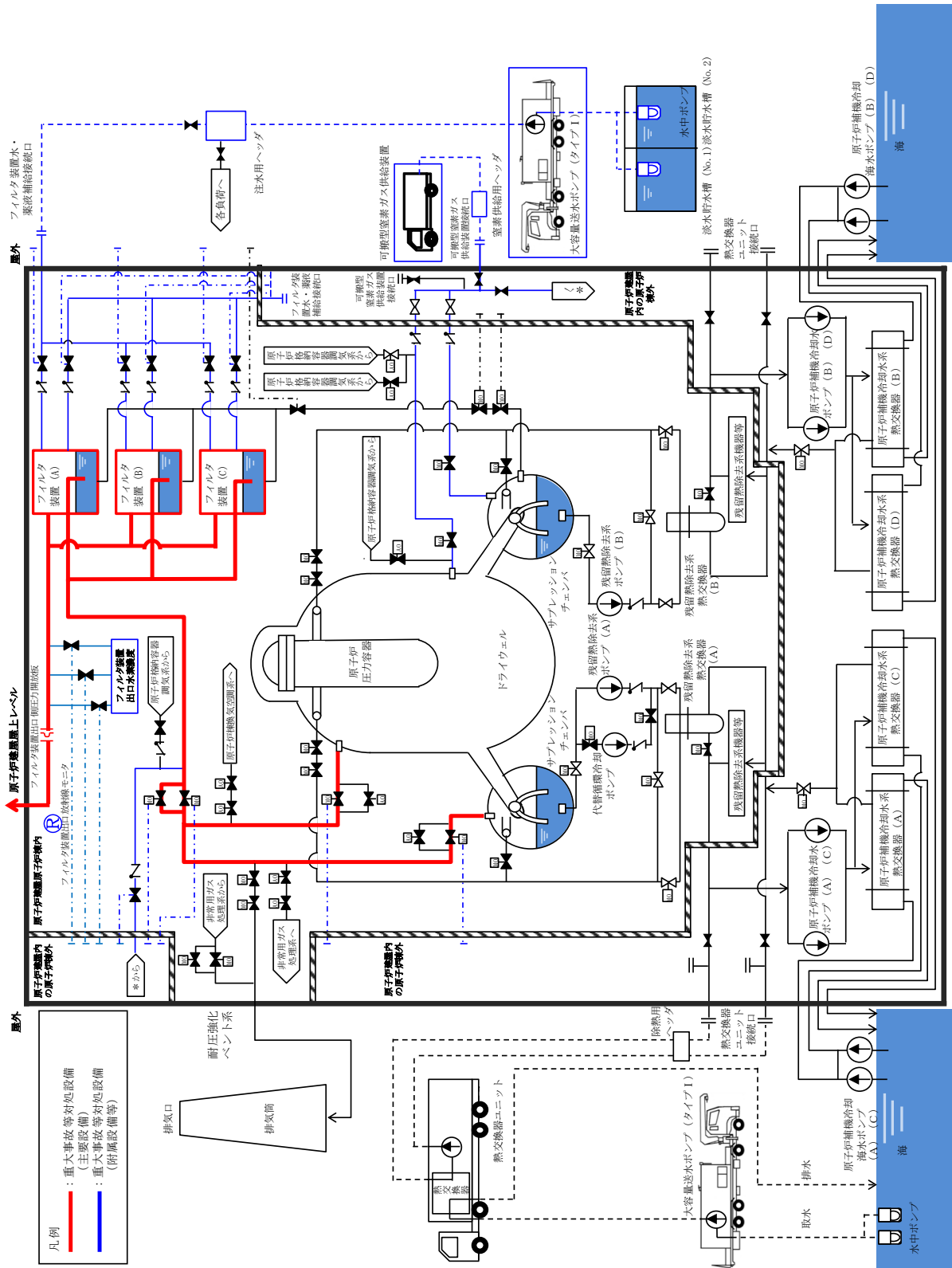
兼用する設備は以下のとおり。

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

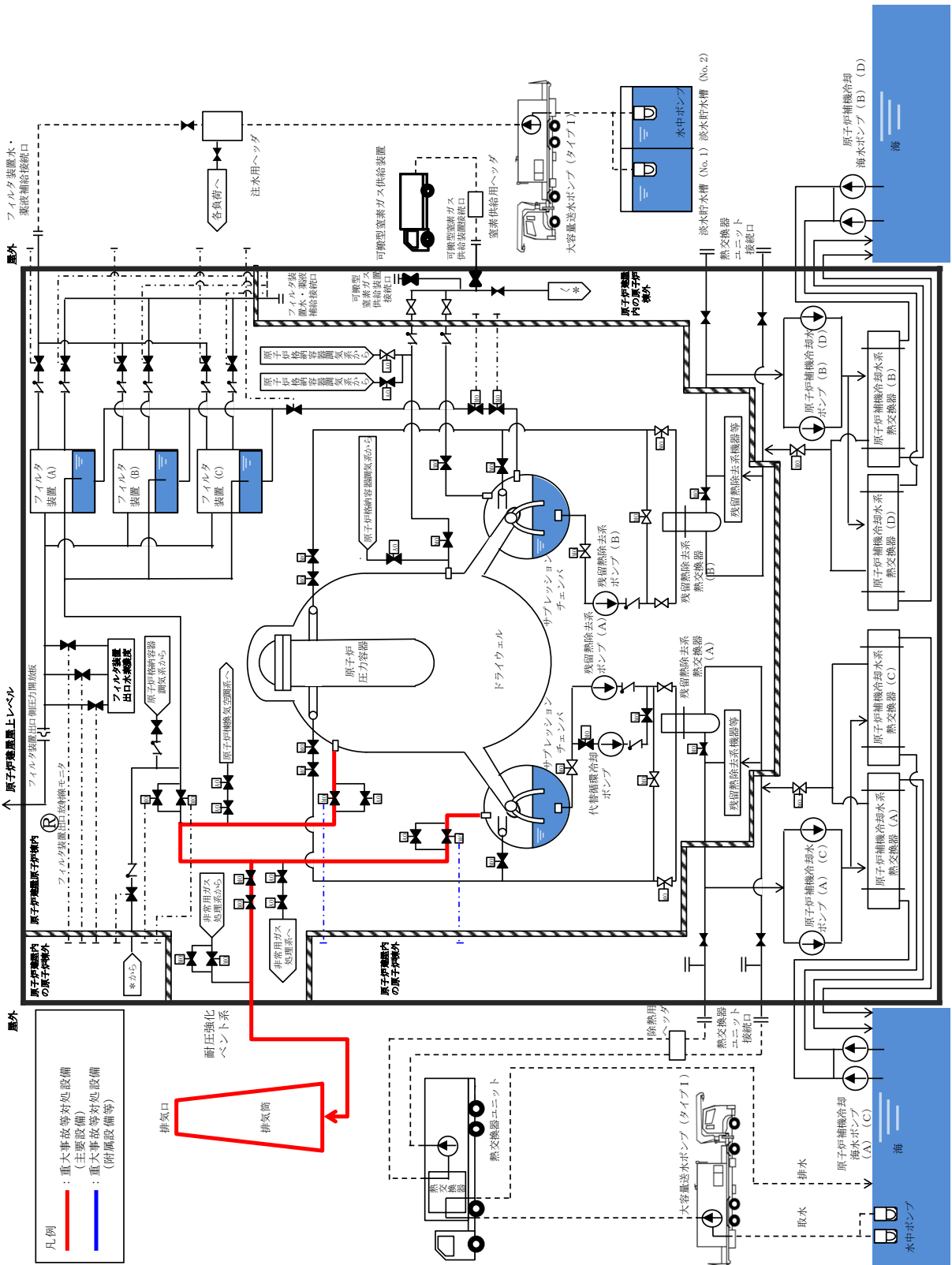
台 数	3 (うち1台は予備)
熱交換器	
基 数	3/台
容 量	約20.0 MW/台 (海水温度26℃において)
淡水ポンプ	
台 数	1
容 量	約730m <sup>3</sup> /h/台
揚 程	約70m

b. 大容量送水ポンプ (タイプ I)

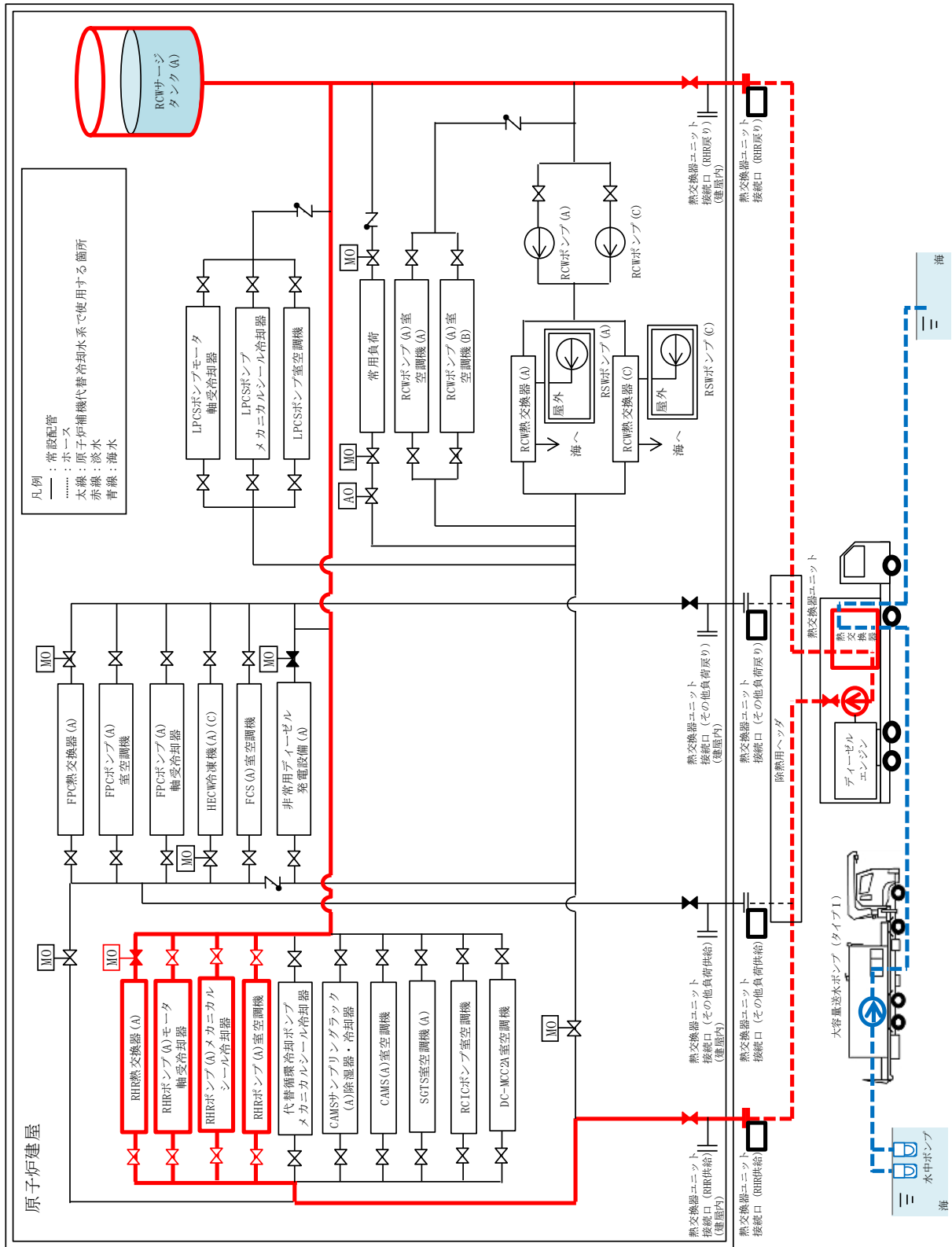
第 3.11-1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。



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

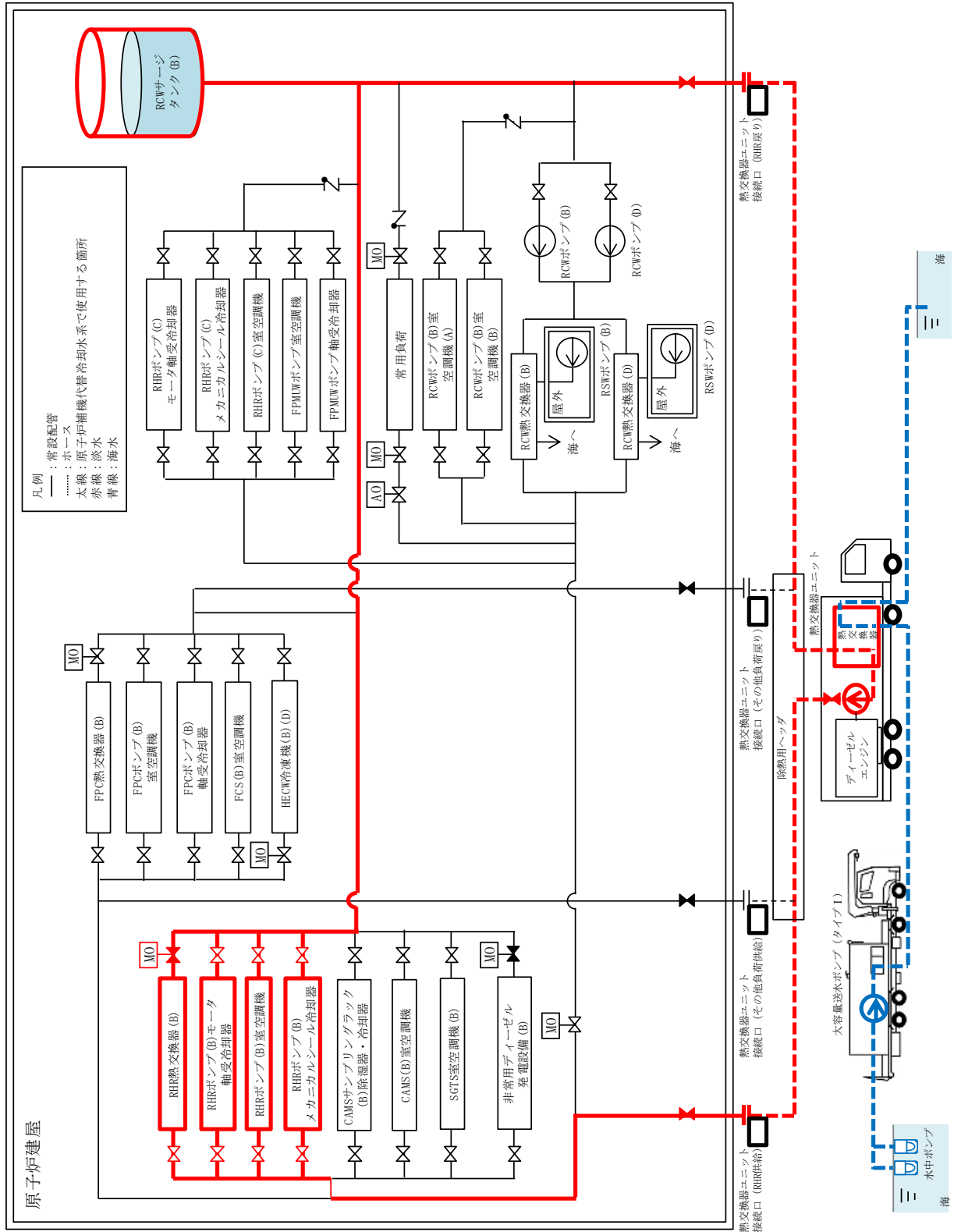


第 3.5-2 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図  
 (耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱)



第 3.5-3 図(1) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図  
 (原子炉補機代替冷却水系 A 系による発電用原子炉及び原子炉格納容器の除熱)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第 3.5-3 図(2) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図  
 (原子炉補機代替冷却水系 B 系による発電用原子炉及び原子炉格納容器の除熱)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



### 3.5.1.2 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.5.1.2.1 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。本系統は、非常用機器、残留熱除去系機器の冷却と原子炉常用補機、廃棄物処理系機器等の冷却を行う。原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

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

#### 3.5.1.2.1.1 悪影響防止

基本方針については「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）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対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 3.5.1.2.1.2 容量等

基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器は、設計基準事故時の原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

#### 3.5.1.2.1.3 環境条件等

基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器は、原子炉建屋内の原子炉棟外又は屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室にて実施可能な設計とする。

原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器は、常時海水を通水するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

#### 3.5.1.2.1.4 操作性の確保

基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

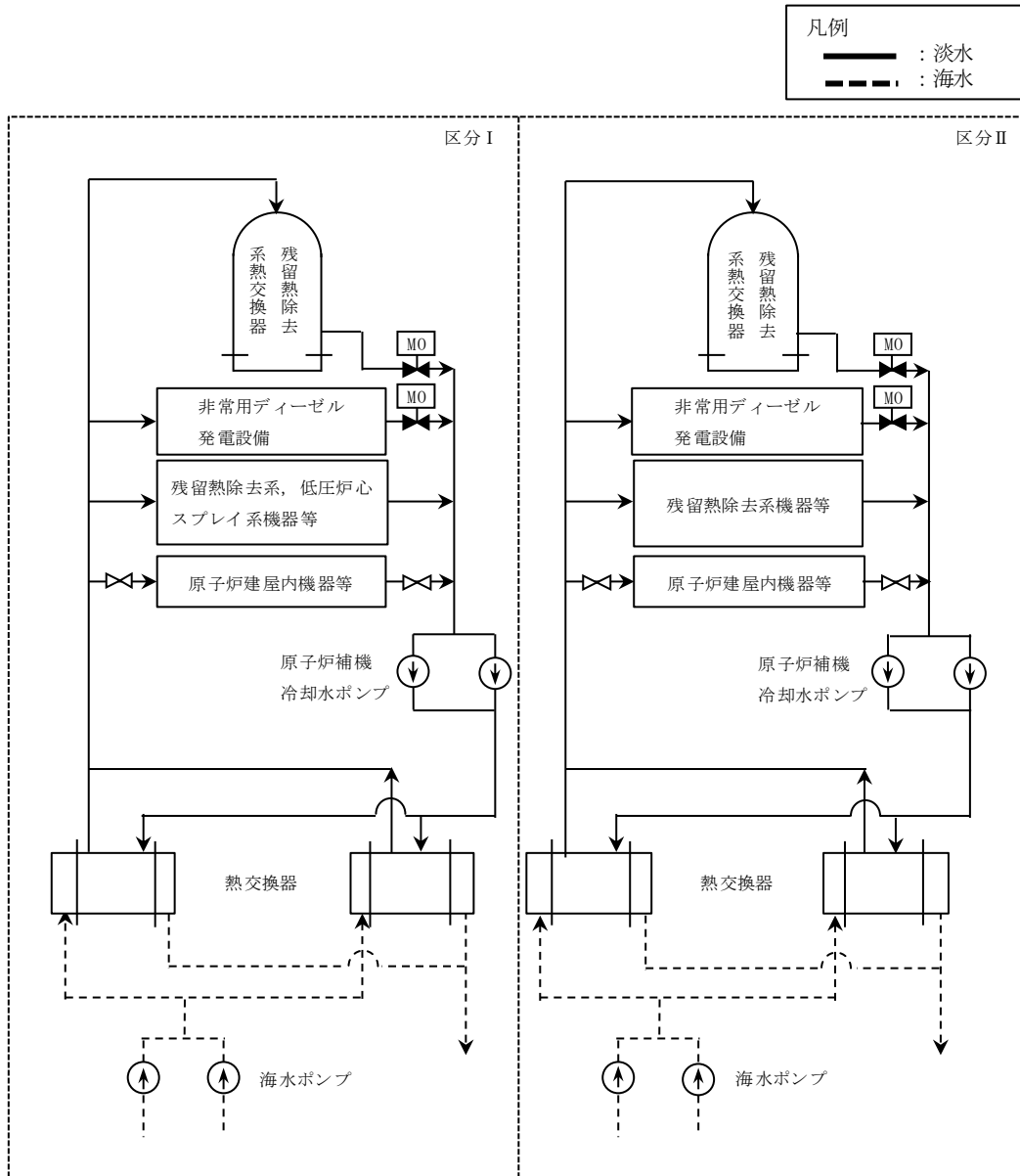
#### 3.5.1.2.1.5 試験検査

基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

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

	区分 I 及び区分 II
原子炉補機冷却水ポンプ 台数 容量	各区分において 2 (うち 1 台は通常運転時予備) 約 1400m <sup>3</sup> /h/台
原子炉補機冷却海水ポンプ 台数 容量	各区分において 2 (うち 1 台は通常運転時予備) 約 1900m <sup>3</sup> /h/台
原子炉補機冷却水系熱交換器 基数 容量	各区分において 2 (うち 1 基は通常運転時予備) 約 17.3 MW/基 (海水温度 26°C において)



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

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

高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。本システムは、高圧炉心スプレイ系機器の運転で発生する熱の冷却を行う。高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）は、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

高圧炉心スプレイ補機冷却水系主要機器仕様を第3.5-3 表に、系統概要図を第3.5-5 図に示す。

#### 3.5.1.2.2.1 悪影響防止

基本方針については「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）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対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 3.5.1.2.2.2 容量等

基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器は、設計基準事故時の高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

#### 3.5.1.2.2.3 環境条件等

基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器は、原子炉建屋内の原子炉棟外又は屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室にて実施可能な設計とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器は、常時海水を通水するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

#### 3.5.1.2.2.4 操作性の確保

基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

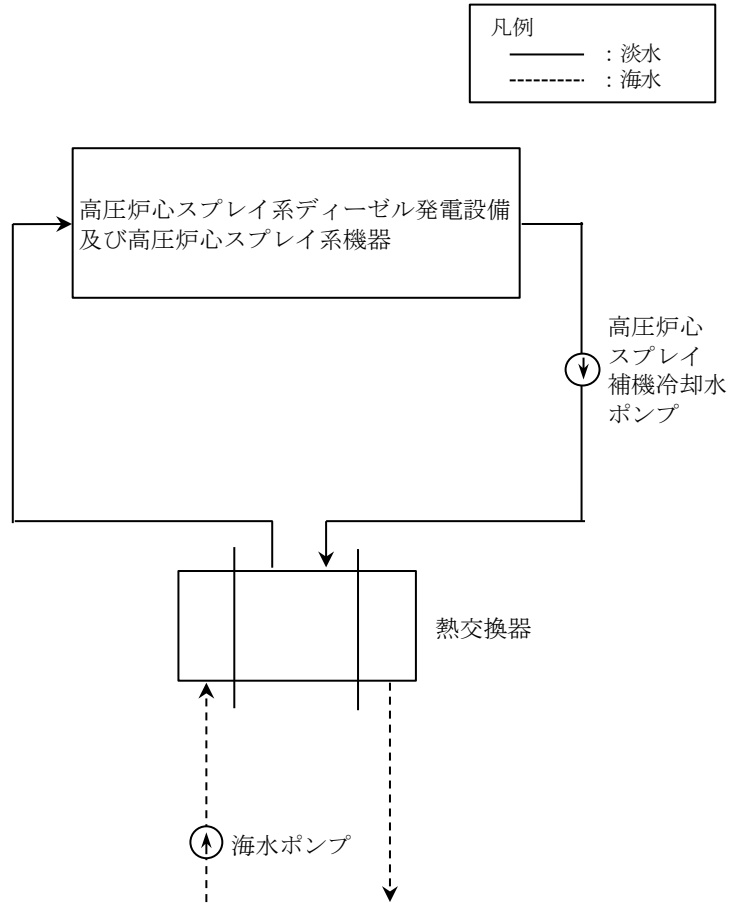
#### 3.5.1.2.2.5 試験検査

基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

第 3.5-3 表 高圧炉心スプレイ補機冷却水系  
 (高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む) 主要機器仕様

	区分Ⅲ
高圧炉心スプレイ補機 冷却水ポンプ 台数 容量	1 約 240m <sup>3</sup> /h/台
高圧炉心スプレイ補機 冷却海水ポンプ 台数 容量	1 約250m <sup>3</sup> /h/台
高圧炉心スプレイ補機 冷却水系熱交換器 基数 容量	1 約2.67 MW/基 (海水温度26°Cにおいて)



第 3.5-5 図 高圧炉心スプレィ補機冷却水系  
 (高圧炉心スプレィ補機冷却海水系を含む) 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低下させるために必要な設備を施設しなければならない。

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) 重大事故防止設備

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項の格納容器損傷防止目的の設備は、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。

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

原子炉格納容器内の冷却等のための設備の系統概要図を第3.6-1図から第3.6-3図に示す。

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

#### 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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系を設ける。

(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) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器の冷却

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

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース・配管・弁類、計測制御設備等で構成し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由してスプレイ管からドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、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容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海を利用できる設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の系統構成に必要な電気作動弁は、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受電が可能な設計とする。また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、付属空冷式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軽油タンク又はガスタービン発電設備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。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・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、ホース、注水用ヘッド、接続口並びに残留熱除去系の配管及び弁、スプレー管を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉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) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系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（格納容器スプレー冷却モード）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原子炉格納容器代替スプレー冷却系は、「(1)a. (a) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

##### (b) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）の復旧

全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）を復旧する。

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの受電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水をドライウェル内及びサプレッションチェンバ内にスプレーする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水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水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水系（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水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(c) 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受電により機能を復旧し，残留熱除去系ポンプ及び熱交換器により，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水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水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水系（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水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

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

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系による原子炉格納容器内の冷却

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（格納容器スプレー冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，原子炉格納容器代替スプレー冷却系を使用する。

原子炉格納容器代替スプレー冷却系は，大容量送水ポンプ（タイプ I），ホース・配管・弁類，計測制御設備等で構成し，大容量送水ポンプ（タイプ I）により，代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由してスプレー管からドライウエル内にスプレーすることで，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、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容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海を利用できる設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の系統構成に必要な電気作動弁は、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受電が可能な設計とする。また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、付属空冷式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軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

本系統の詳細については、「(1)a.(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系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) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却

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（格納容器スプレイ冷却モード）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原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、「(1)b.(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(b) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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（格納容器スプレイ冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備は、「(1)b.(b) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧」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.(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」と同じである。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、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。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）及び原子炉補機代替冷却水系については、「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。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）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」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となる水の供給設備」に記載する。

原子炉格納容器については、「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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の駆動電源を不要（付属空冷式ディーゼルエンジン）とすることで，電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して多様性を有する設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の電気作動弁は，代替所内電気設備を經由して受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經由して受電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は，代替淡水源を水源とすることで，サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して異なる水源を有する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は，原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで，原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系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。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）からの接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は，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，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は，通常時は大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して，各系統に必要な流量を1台で確保可能な容量を有する設計とする。なお，燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系の同時使用は考慮しない。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，保管場所において転倒しないことを確認することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷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。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として1台，また，「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに1台使用することから，1セット2台使用する。保有数は2セットで4台，故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで1台の合計5台を確保する。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して，各系統に必要な流量を1台で確保可能な容量を有する設計と

する。なお、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールスプレイ系の同時使用は考慮しない。

#### 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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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屋外の環境条件を考慮した設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）と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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の系統構成に必要な弁のうち、原子炉建屋原子炉棟内に設置する弁は中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作が可能な設計とし、屋外の系統構成に必要な弁は設置場所での操作が可能な設計とする。また、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する弁は、遠隔手動弁操作設備により屋外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。

また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の系統構成に必要な弁のうち、原子炉建屋原子炉棟内に設置する弁は中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作が可能な設計とし、屋外の系統構成に必要な弁は設置場所での操作が可能な設計とする。また、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する弁は、遠隔手動弁操作設備により屋外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）と接続口との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。



#### 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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の大容量送水ポンプ（タイプ I）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並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

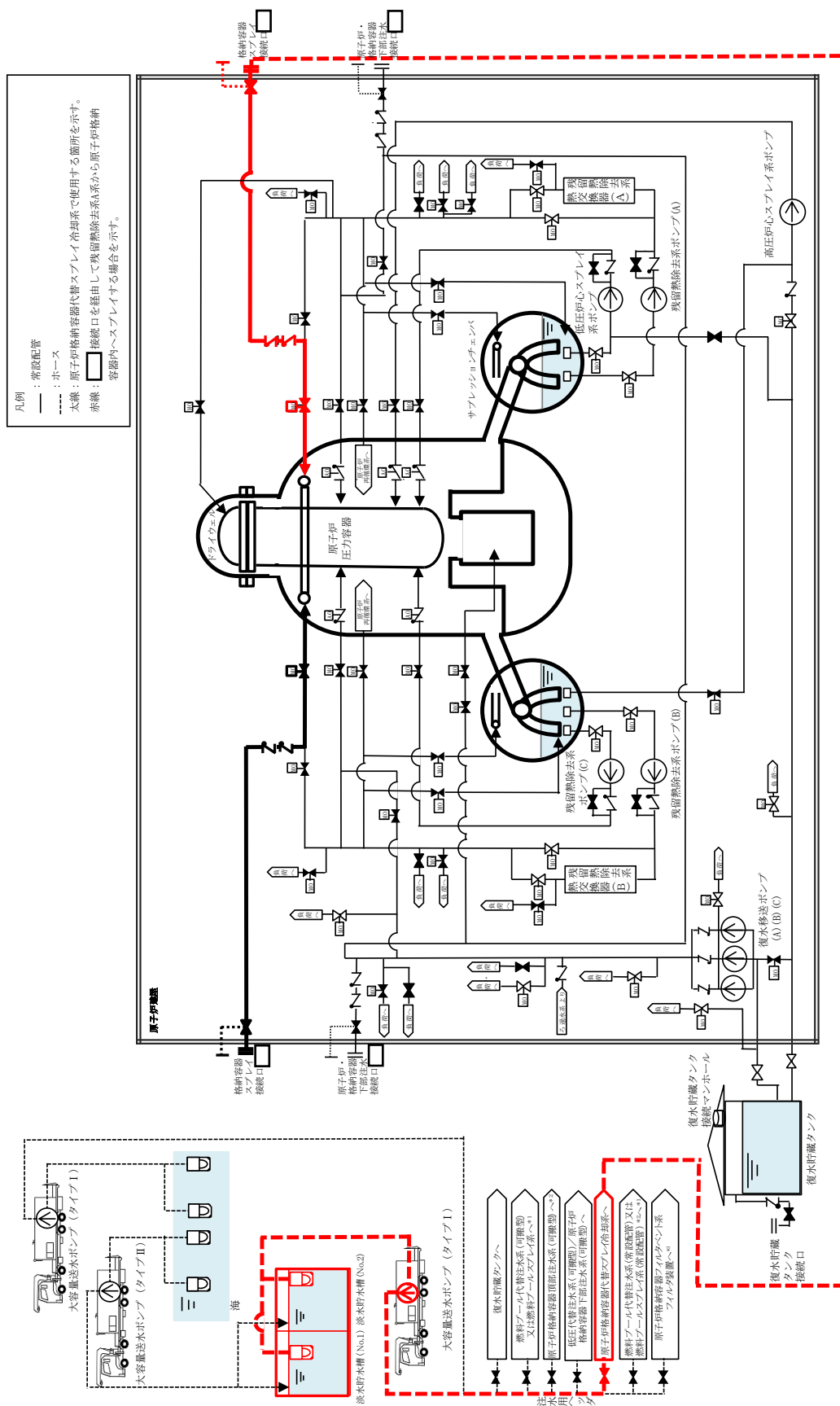
また、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

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) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

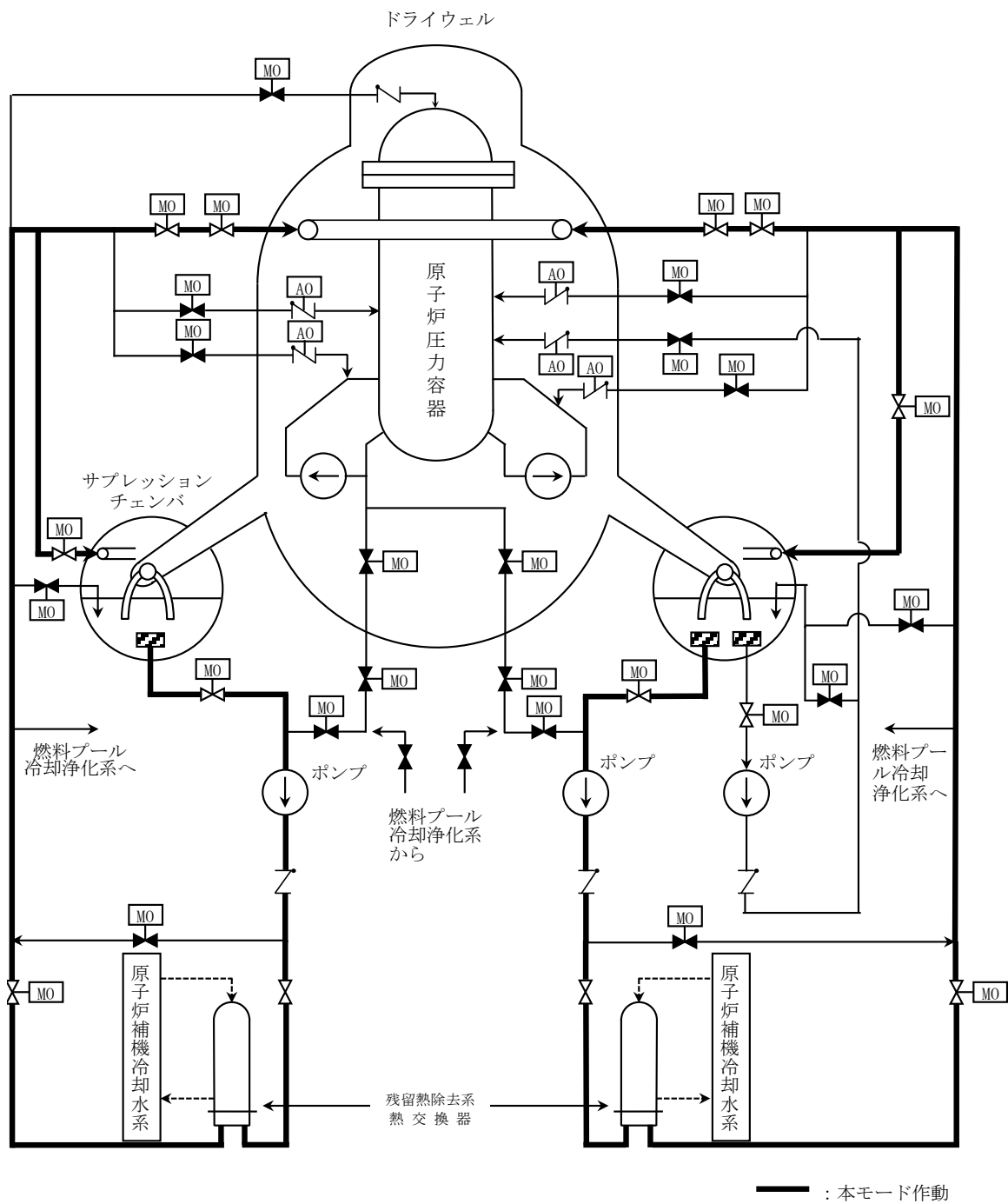
a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

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。

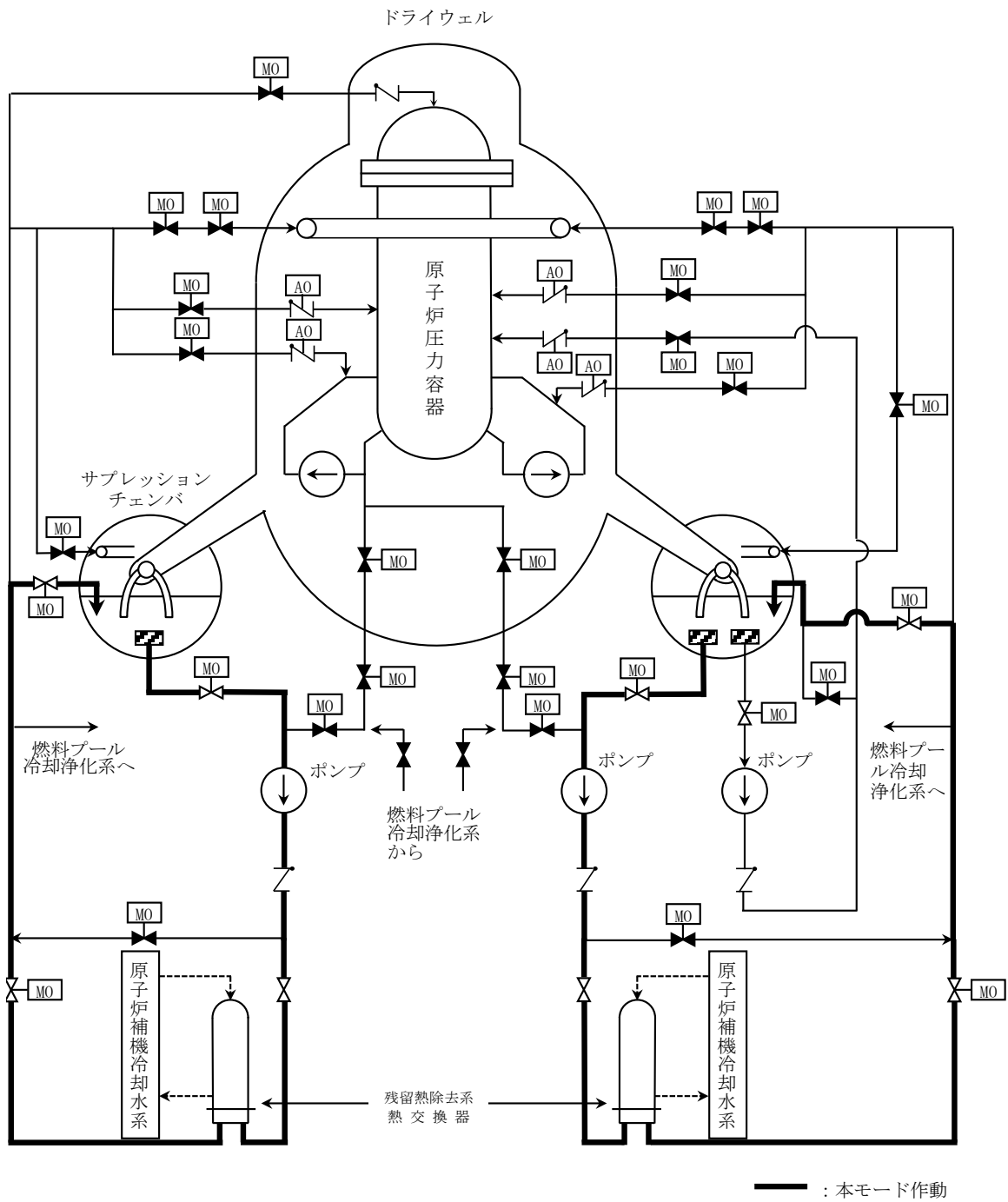


第 3.6-1 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



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（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧）



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（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

残留熱除去系の格納容器スプレイ冷却モード及びサブ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3.6-4 図及び第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。

残留熱除去系の格納容器スプレイ冷却モード及びサブ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。

残留熱除去系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。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋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、中央制御室で遠隔操作可能な設計とする。

#### 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、残留熱除去系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 (格納容器スプレイモード又はサプレッションプール水冷却モードとして使用する場合)

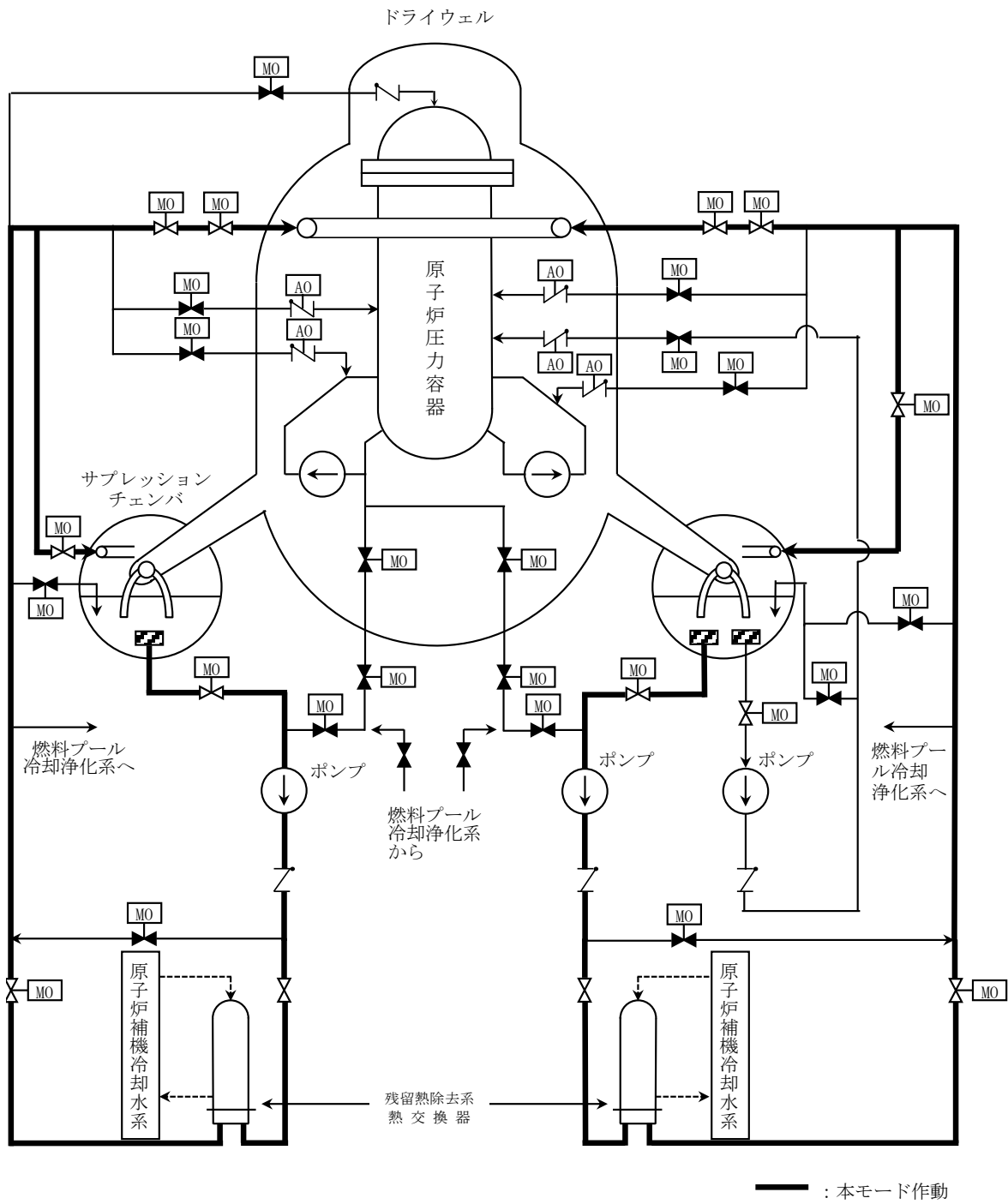
容量 約1,160m<sup>3</sup>/h/台

(2) 熱交換器

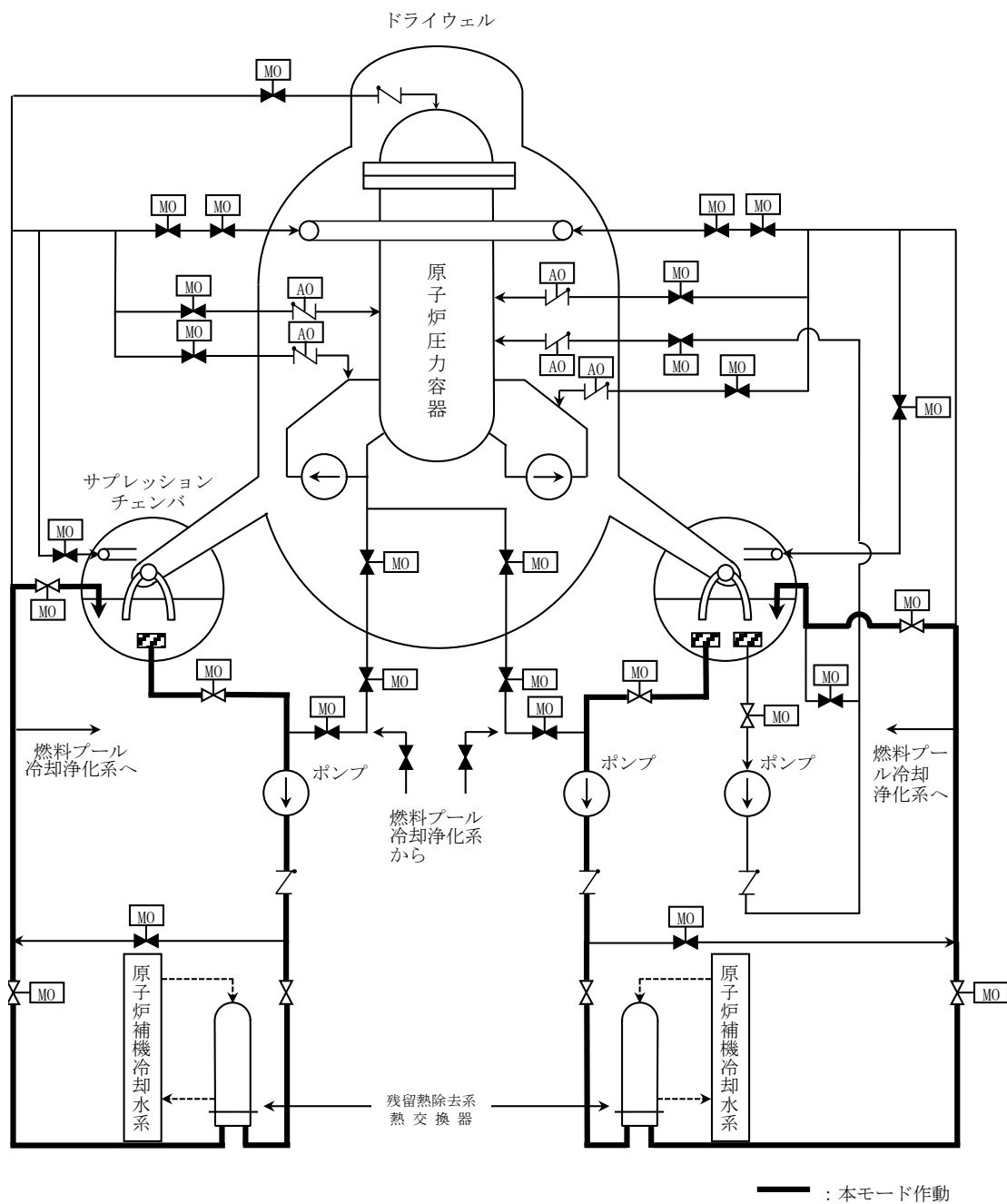
基数 2

伝熱容量 約 8.80MW/基 (海水温度 26°Cにおいて)





第 3.6-4 図 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）系統概要図



第 3.6-5 図 残留熱除去系（サブ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)

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)

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ー等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。
- 4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。

### 3.7.1 適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置する。

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図に示す。

#### 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、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、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、代替循環冷却系を設ける。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、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。

##### (1) 代替循環冷却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重大事故等対処設備として、代替循環冷却系を使用する。

代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプ、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、代替循環冷却ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系を經由して、原子炉圧力容器への注水又は原子炉格納容器内へスプレーすることで、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させることが可能な設計とする。原子炉圧力容器に注水された系統水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、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する。

代替循環冷却系は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は、代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により冷却可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器及び淡水ポンプを搭載した熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース・配管・弁類、計測制御装置等から構成し、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により熱交換ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送可能な設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とする。燃料は、燃料補給設備である軽油タン

ク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・代替循環冷却ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・熱交換器ユニット
- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・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）

代替循環冷却系の流路として、残留熱除去系の配管、弁及びストレーナ並びにスプレイ管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水系の流路として、原子炉補機冷却水系の配管、弁及びサージタンク、残留熱除去系熱交換器、並びにホース、除熱用ヘッド及び接続口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、取水路及び海水ポンプ室を重大事故等対処設備として使用する。

## (2) 原子炉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、原子炉格納容器内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、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する。

原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、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、原子炉格納容器調気系の配管を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。

フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質、有機よう素及びガス状の無機よう素を除去可能な設計とする。

本システムは、サプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからもベント操作を実施可能な設計とする。サプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器ベントでは、サプレッションチェンバ水面からの高さを確保すること、また、ドライウエル側からの原子炉格納容器ベントでは、有効燃料棒上端高さより

も高い接続位置とすることにより、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、ベント時に系統内を通過する可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統待機時は系統内を窒素で不活性化する設計とする。使用後には、ベントガスに含まれる可燃性ガス及びフィルタ装置で捕集した放射性物質による水の放射線分解によって発生する可燃性ガスが系統内に滞留し、可燃限界に至ることを防止するため、可搬型窒素ガス供給装置により窒素を供給することで、系統内の掃気及び不活性化を行う設計とする。

また、フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、ベント時の可燃性ガスの滞留を防止する設計とする。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し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。

原子炉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、原子炉格納容器フィルタベント系と他系統を隔離する弁は、直列に2弁設置し、原子炉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により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉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よう原子炉格納容器スプレイを行う場合は、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は原子炉格納容器スプレイを停止する運用とする。

原子炉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は、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。

遠隔手動弁操作設備の操作場所は原子炉建屋内の原子炉棟外とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、作業員の放射線防護を考慮した設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁である電気作動弁については、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直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。

系統内に設置するフィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉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低い圧力で開放する設計とすることで操作が不要な設計とする。

フィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより、使用後に高線量となるフィルタ装置等から作業員が受ける被ばくを低減できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・フィルタ装置
- ・フィルタ装置出口側圧力開放板
- ・所内常設蓄電式直流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・常設代替直流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・可搬型代替直流電源設備 (3.14 電源設備)

本システムの流路として、原子炉格納容器調気系および原子炉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となる水の供給設備」に記載する。

原子炉格納容器については、「3.21 原子炉格納容器」に記載する。

常設代替交流電源設備、代替所内電気設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源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。

代替循環冷却系及び原子炉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。

代替循環冷却系は、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可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備及び常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により駆動可能な設計とする。また、原子炉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は、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉建屋から離れた屋外の複数個所に分散して保管することで、原子炉建屋内の原子炉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。

原子炉補機代替冷却水系の接続口は、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。

代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に、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屋原子炉棟内に設置し、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は原子炉建屋原子



炉棟内の異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系と原子炉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、代替循環冷却系と原子炉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。

代替循環冷却系は、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、代替循環冷却系は閉ループにて構成する設計とする。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系は、通常時は熱交換器ユニット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、原子炉補機冷却水系と原子炉補機代替冷却水系を同時に使用しないことにより、相互の悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設置場所において輪留めによる固定等を行うことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉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、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に、それぞれの系統と隔離する弁は直列に 2 弁設置し、流路構成することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 3.7.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替循環冷却ポンプの容量は、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容量を有する設計とする。

代替循環冷却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。

代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時において、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熱交換量を有する設計とし、熱交換器ユニット 1 台及び大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台の 1 式を使用する。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは、1 セット 1 台で使用することから、保有数は 2 セットで 2 台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで 1 台の合計 3 台を保管する。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として 1 台、また、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備との同時使用時には更に 1 台を使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで 1 台の合計 5 台を保管する。

また、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時において、代替循環冷却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浄化系による使用済燃料プールの除熱に同時に使用するため、各系統の必要な容量を 1 式で確保できる容量を有する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、重大事故等時に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。

スクラバ溶液の水位については、想定される重大事故シナリオにおいて、フィルタ装置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。

スクラバ溶液の薬剤濃度については、無機よう素の捕集と再揮発防止を図るため、想定されるスクラバ溶液の pH 低下要因に対しても、スクラバ溶液はアルカリ性を維持することができる十分な薬剤を保有し、無機よう素に対する除去効率が放射性よう素フィルタと組み合わせて、99.8% 以上となる設計とする。

金属繊維フィルタは、想定される重大事故等時において原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合に、金属繊維フィルタへ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。

放射性よう素フィルタは、ベントガスの滞留時間を考慮し、ガス状放射性よう素の除去効率が 98% 以上となる吸着ベッド厚さを有する設計とする。

フィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉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低い圧力で開放する設計とする。

#### 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。

代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に設置し、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。

代替循環冷却ポンプは、想定される重大事故等時において、中央制御室で操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系の残留熱除去系熱交換器は原子炉建屋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。

代替循環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、中央制御室から操作可能な設計とする。代替循環冷却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、中央制御室から遠隔で操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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屋外の環境条件を考慮した設計とする。

熱交換器ユニットと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のできる設計とする。

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

大容量送水ポンプ（タイプ I）と熱交換器ユニットとの接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所での操作が可能な設計とする。

また、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、常時海水を通水するため、海水の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。

代替循環冷却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。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉建屋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は、重大事故等時の作業員の放射線防護を考慮し、隔離弁の設置場所と異なる原子炉建屋内の原子炉棟外からも操作が可能となるように遠隔手動弁操作設備を設け、必要に応じて遮蔽材を設置することで、人力により確実に操作可能な設計とする。

### 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。

代替循環冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

代替循環冷却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、代替循環冷却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。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系は、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できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。原子炉補機代替冷却水系の系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作ができる設計とし、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する弁及び屋外の熱交換器ユニットに設置する弁は、設置場所にて操作が可能な設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設置場所まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な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。

熱交換器ユニットと接続口の接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続することが可能な設計とする。

熱交換器ユニットと大容量送水ポンプ（タイプ I）との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

原子炉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。

原子炉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、遠隔手動弁操作設備を設置するとともに、操作場所は原子炉建屋内の原子炉棟外とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、作業員の放射線防護を考慮した設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁である電気作動弁については、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直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。

### 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。

代替循環冷却系は、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。代替循環冷却ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の

確認が可能な設計とする。また、残留熱除去系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に開放及び外観の確認が可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの熱交換器及び淡水ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解検査が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

また、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

原子炉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。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、発電用原子炉の停止中に開放検査が可能な設計とする。また、放射性よう素フィルタは、発電用原子炉の停止中に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確認が可能な設計とする。

フィルタ装置出口側圧力開放板は、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) 代替循環冷却系

a. 代替循環冷却ポンプ

台数 1  
容量 150m<sup>3</sup>/h/台  
全揚程 80m

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 8.8MW

c. 熱交換器ユニット

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

d. 大容量送水ポンプ (タイプ I)

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

(2) 原子炉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. フィルタ装置

個数 1  
系統設計流量 10.0kg/s (原子炉格納容器圧力 427kPa [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)  
99.8%以上 (無機よう素に対して)  
98 %以上 (有機よう素に対して)

材料

スクラバ溶液

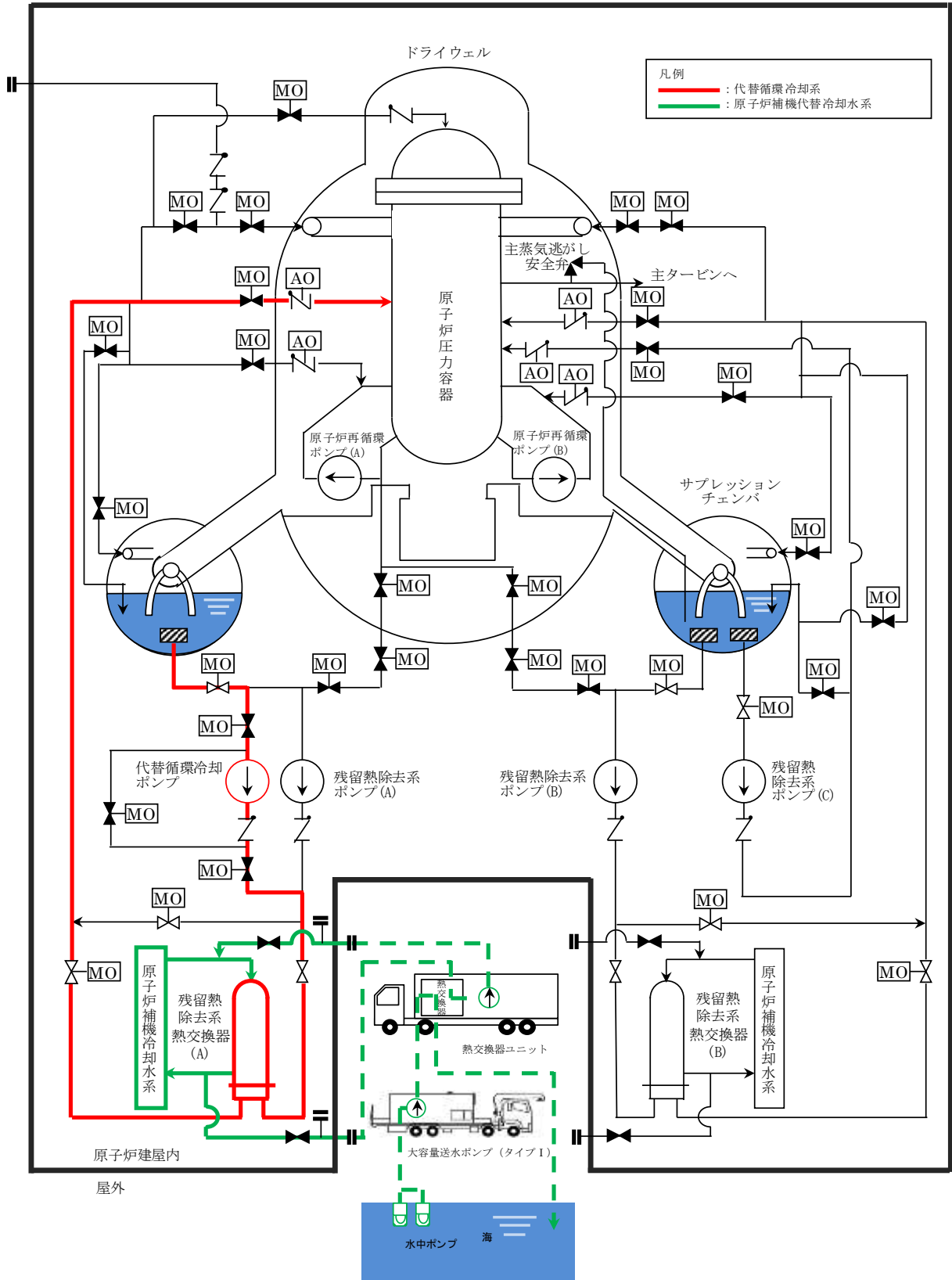
金属繊維フィルタ

放射性よう素フィルタ 銀ゼオライト

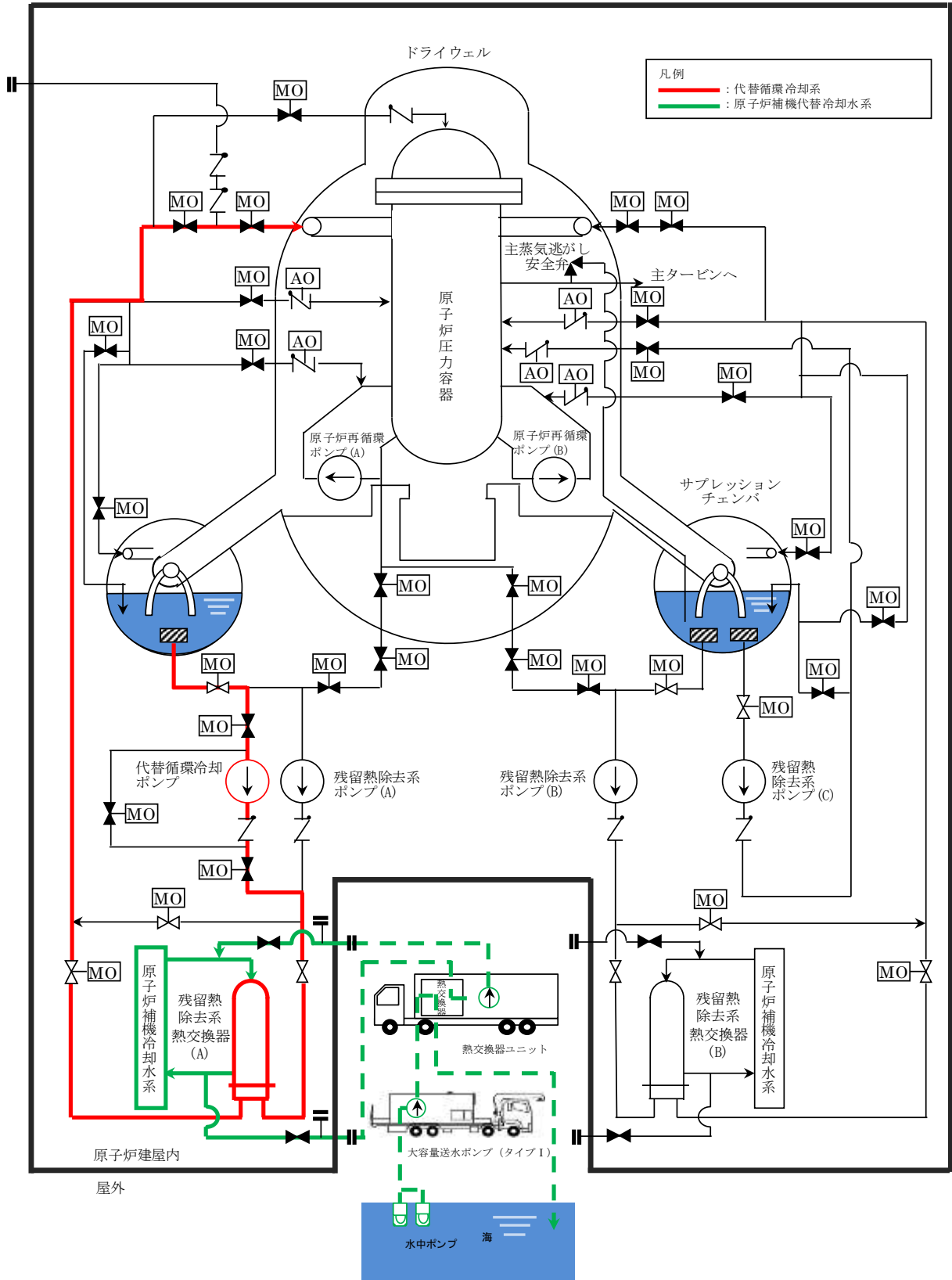
b. フィルタ装置出口側圧力開放板

個数 1  
設定破裂圧力 (差圧) 約 100kPa

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

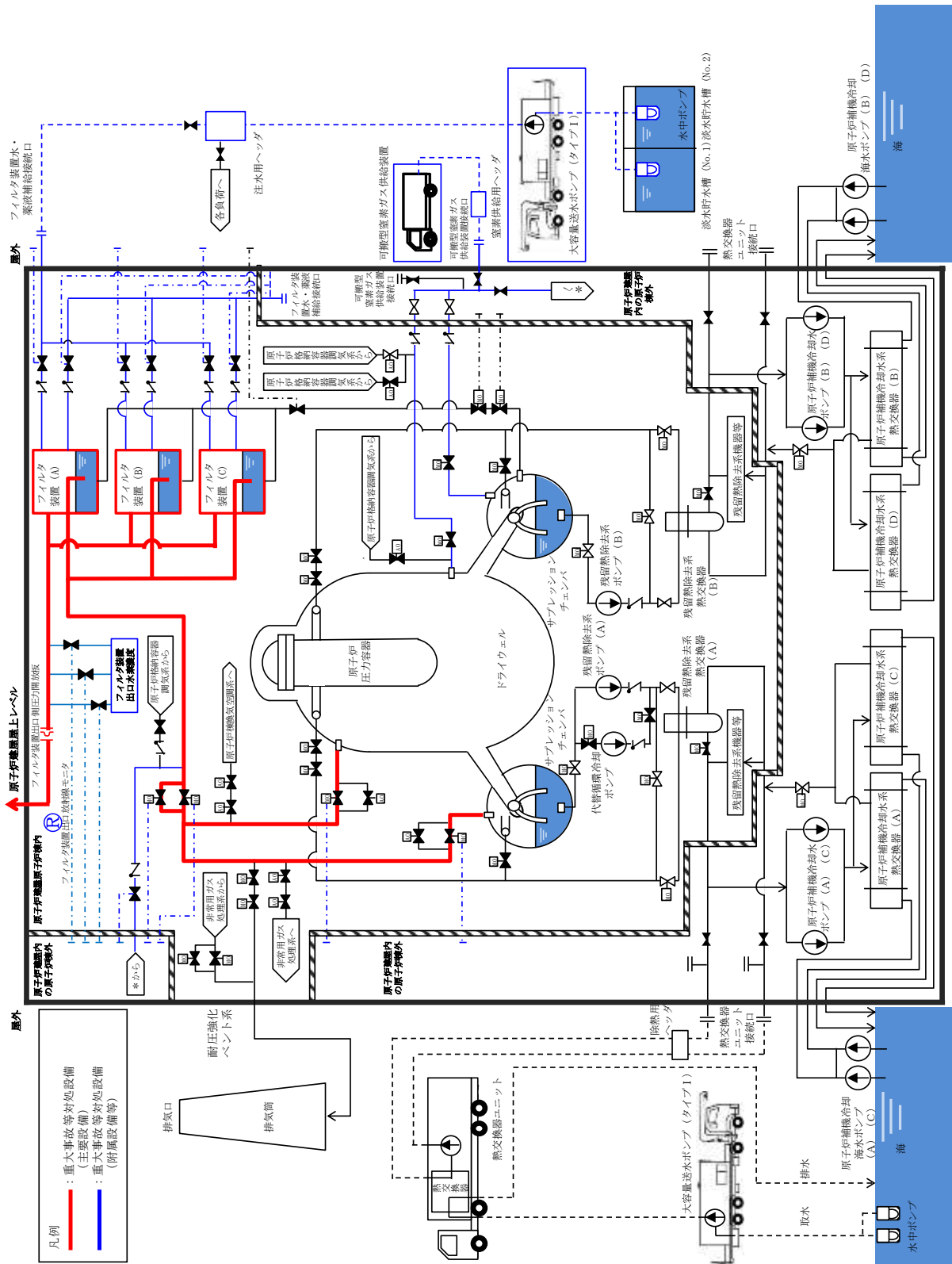


第 3.7-1 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図  
(代替循環冷却系による原子炉注水)



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  
(代替循環冷却系による原子炉格納容器スプレイ)





### 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】

#### 【設置許可基準規則】

(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)

第五十四条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。

2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備(注水ライン及びポンプ車等)を配備すること。

b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。

3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備(スプレイノズル、スプレイライン及びポンプ車等)を配備すること。

b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。

c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。

4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。

a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。

- b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。
- c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。

### 3. 11. 1 適合方針

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

使用済燃料プールの冷却等のための設備の系統概要図を第 3. 11-1 図から第 3. 11-4 図、第 3. 11-6 図及び第 3. 11-7 図に示す。また、使用済燃料プールの監視のための設備の系統概要図を第 3. 11-5 図に示す。

#### 3. 11. 1. 1 重大事故等対処設備

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための設備として、燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）を設ける。

また、使用済燃料プールに接続する燃料プール冷却浄化系戻り配管の破損時に、サイフォン現象によって使用済燃料プール水が漏えいした場合において、遮蔽必要水位以下に水位が低下することを防止するため、燃料プール冷却浄化系戻り配管上部の遮蔽必要水位以上の位置にサイフンブレイク孔を設ける。

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するための設備として、燃料プールスプレイ系を設ける。

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として、放水設備（大気への拡散抑制設備）を設ける。

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、重大事故等時において、使用済燃料プールの状態を監視するための設備として、使用済燃料プール監視設備を設ける。

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼすおそれがある場合において、使用済燃料プールの除熱に必要な設備として、燃料プール冷却浄化系を設ける。

(1) 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プールの小規模な漏えい発生時に用いる設備

a. 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水

残留熱除去系（燃料プール水の冷却）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能又は残留熱除去系（燃料プール水の補給）及び燃料プール補給水系の有する使用済燃料プールの注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プール代替注水系（常設配管）を使用する。

燃料プール代替注水系（常設配管）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース、配管・弁類、計測制御設備等から構成され、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水を燃料プール冷却浄化系等を経由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持可能な設計とする。

なお、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（常設配管）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容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海を利用可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

主要な設備は以下のとおりである。

- ・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
- ・燃料補給設備（3.14 電源設備）

本系統の流路として、ホース、注水用ヘッダ、接続口並びに燃料プール冷却浄化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使用済燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。

b. 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水

残留熱除去系（燃料プール水の冷却）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能又は残留熱除去系（燃料プール水の補給）及び燃料プール補給水系の有する使用済燃料プールの注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プー

ル代替注水系（可搬型）を使用する。

燃料プール代替注水系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース・弁類、計測制御設備等から構成され、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水をホース等を経由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持可能な設計とする。

なお、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（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容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海を利用可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

主要な設備は以下のとおりである。

- ・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
- ・燃料補給設備（3.14 電源設備）

本系統の流路として、ホース及び注水用ヘッダを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である使用済燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。

## (2) 使用済燃料プールの大規模な漏えい発生時に用いる設備

### a. 燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プールスプレイ系を使用する。

燃料プールスプレイ系は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、スプレイノズル、ホース・弁類、計測制御設備等から構成され、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水をホース等を経由してスプレイノズルから使用済燃料プールへスプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減可能な設計とする。

なお、スプレイや蒸気環境下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって、臨界を防止することが可能な設計とする。

燃料プールスプレイ系は、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容量送水ポンプ（タイプⅡ）により、海を利用可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより

駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

主要な設備は以下のとおりである。

- ・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
- ・スプレイノズル
- ・燃料補給設備（3.14 電源設備）

本システムの流路として、ホース及び注水用ヘッダを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である使用済燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。

b. 放水設備（大気への拡散抑制設備）による大気への放射性物質の拡散抑制

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、放水設備（大気への拡散抑制設備）を使用する。

放水設備（大気への拡散抑制設備）は、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲、ホース等から構成され、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により、海を水源として、ホースを通り放水砲から原子炉建屋へ放水することで、環境への放射性物質の放出をできる限り低減可能な設計とする。

本システムの詳細については、「3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」に記載する。

(3) 重大事故等時の使用済燃料プールの監視に用いる設備

a. 使用済燃料プール監視設備による使用済燃料プールの状態監視

重大事故等時における使用済燃料プールの状態を監視するための重大事故等対処設備として、使用済燃料プール監視設備である使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラを使用する。

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）は、想定される重大事故等時に変動する可能性のある範囲を測定可能な設計とする。

使用済燃料プール監視カメラは、想定される重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視可能な設計とする。

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）及び使用済燃料プール上

部空間放射線モニタ（高線量，低線量）は，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電可能な設計とし，使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール監視カメラは，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可能な設計とする。

主要な設備は以下のとおりである。

- ・ 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）
- ・ 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）
- ・ 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）
- ・ 使用済燃料プール監視カメラ
- ・ 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）
- ・ 可搬型代替直流電源設備（3.14 電源設備）

#### (4) 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための設備

##### a. 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱

重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための重大事故等対処設備として，燃料プール冷却浄化系を使用する。

燃料プール冷却浄化系は，燃料プール冷却浄化系ポンプ，燃料プール冷却浄化系熱交換器，燃料プール冷却浄化系配管・弁類，計測制御設備等から構成され，燃料プール冷却浄化系ポンプにより，燃料プール冷却浄化系熱交換器を経由して使用済燃料プールの水を循環することで，使用済燃料プールを除熱可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系は，全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が機能喪失した場合でも，常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却水系により復旧し，使用済燃料プールを除熱可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系に使用する原子炉補機代替冷却水系は，熱交換器及び淡水ポンプを搭載した熱交換器ユニット，大容量送水ポンプ（タイプ I），ホース，配管・弁類，計測制御設備等で構成し，熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し，大容量送水ポンプ（タイプ I）により熱交換器ユニットに海水を送水することで，燃料プール冷却浄化系熱交換器等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送可能な設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は，付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし，燃料は燃料補給設備である軽油



タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

主要な設備は以下のとおりとする。

- ・燃料プール冷却浄化系ポンプ
- ・燃料プール冷却浄化系熱交換器
- ・熱交換器ユニット
- ・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・燃料補給設備（3.14 電源設備）

燃料プール冷却浄化系の流路として、燃料プール冷却浄化系の配管、弁、スキマサージタンク及びディフューザを重大事故等対処設備として使用する。

原子炉補機代替冷却水系の流路として、原子炉補機冷却水系の配管、弁及びサージタンク並びにホース、除熱用ヘッダ及び接続口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使用済燃料プール並びに設計基準事故対処設備である非常用取水設備の取水口、取水路及び海水ポンプ室を重大事故等対処設備として使用する。

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を第3.11-1表に示す。

使用済燃料プールについては、「3.22 燃料貯蔵設備」に記載する。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）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。

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、可搬型代替直流電源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. 11. 1. 1. 1 多様性, 位置的分散

基本方針については、「2. 3. 1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）、燃料プール冷却浄化系及び燃料プール補給水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大容量送水ポンプ（タイプ I）の駆動電源を不要（付属空冷式ディーゼルエンジン）とすることで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）、燃料プール冷却浄化系及び燃料プール補給水系に対して多様性を有する設計とする。

また、燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）は、代替淡水源を水源とすることで、使用済燃料プールを水源とする残留熱除去系（燃料プールの冷却）及び燃料プール冷却浄化系、サブプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（燃料プールの補給）並びに復水貯蔵タンクを水源とする燃料プール補給水系に対して異なる水源を有する設計とする。

燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール補給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。また、燃料プール代替注水系（常設配管）の接続口は、大容量送水ポンプ（タイプ I）と共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。燃料プール代替注水系（可搬型）に使用するホースは、共通要因によって設置できなくなることを防止するため、原子炉建屋の異なる面に設置された扉等を経由して、屋外から使用済燃料プールまで設置可能な設計とする。

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管し、スプレイノズルは、原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画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。また、燃料プールスプレイ系に使用するホースは、共通要因によって設置できなくなることを防止するため、原子炉建屋の異なる面に設置された扉等を経由して、屋外から使用済燃料プールまで設置可能な設計とする。

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量, 低線量）は、燃料貯蔵プール水位、燃料貯蔵プール水温度、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、燃料交換フロア放射線モニタ、燃料取替エリア放射線モニタ及び原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタと共通要因によって同時に機能が損なわれることのないよう、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量, 低線量）は、非常用交流電源設備に対して、多様

性を有する所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電可能な設計とし、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール監視カメラは、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受電可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器と原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なうことのないよう位置的分散を図る設計とする。

燃料プール冷却浄化系に使用する原子炉補機代替冷却水系は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）をの駆動電源を不要（付属空冷式ディーゼルエンジン）とすることで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対して多様性を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器並びに屋外の海水ポンプ室の原子炉補機冷却海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

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

#### 3.11.1.1.2 悪影響防止

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

燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールスプレイ系は、他の設備と独立して使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設置場所において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。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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。

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラは、他の設備と電氣的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プール冷却浄化系に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用するにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プール冷却浄化系に使用する原子炉補機代替冷却水系は、通常時は熱交換器ユニット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、原子炉補機冷却水系と原子炉補機代替冷却水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運用とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設置場所において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。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

### 3.11.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な容量を有するものとして、1セット1台使用する。

燃料プールのスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等において、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な容量を有するものとして、1セット1台使用する。

燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、代替淡水源を水源として使用する場合には、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して、各系統に必要な流量を1台で確保可能な容量を有する設計とする。なお、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系の同時使用は考慮しない。

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）及び使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）は、使用済燃料プール内の水位低下を監視可能なよう、想定される重大事故等時において変動する可能性のある使用済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計測可能な設計とする。また、使用済燃料プール内における冷却水の加熱状態を監視可能なよう、常温から沸騰状態の温度を計測可

能な設計とする。

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）は，想定される重大事故等時において変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。

使用済燃料プール監視カメラは，想定される重大事故等時において可視光カメラにより使用済燃料プールが把握可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は，設計基準対象施設と兼用しており，設計基準対象施設としてのポンプ流量及び熱交換量が，想定される重大事故等時において使用済燃料プール内燃料体から発生する崩壊熱を除去するために必要なポンプ流量及び熱交換量に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様の設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は，想定される重大事故等時において，燃料プール冷却浄化系熱交換器等の機器で発生した熱を除去するために必要な熱交換量及びポンプ流量を有する設計とし，熱交換器ユニット 1 台及び大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台の 1 式を使用する。

燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系及び原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として 1 台，また，「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから，1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台，故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで 1 台の合計 5 台を保管する。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは，1 セット 1 台で使用することから，保有数は 2 セットで 2 台，故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで 1 台の合計 3 台を保管する。

また，熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は，想定される重大事故等時において，燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱と残留熱除去系による発電用原子炉及び原子炉格納容器の除熱又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に同時に使用するため，各系統の必要な容量を 1 式で確保可能な容量を有する設計とする。

#### 3.11.1.1.4 環境条件等

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料

プールのスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、屋外に保管及び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を考慮した設計とする。

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）と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、設置場所にて実施可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の操作は、設置場所にて実施可能な設計とする。

燃料プールのスプレイ系に使用するスプレイノズルは、原子炉建屋原子炉棟内に保管及び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屋原子炉棟内の環境条件を考慮した設計とする。

燃料プールのスプレイ系に使用するスプレイノズルの接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所にて実施可能な設計とする。また、スプレイノズルは、設置場所への設置後は、操作が不要な設計とする。

燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系は、淡水だけでなく海水も使用可能な設計とするが、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。

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラは、原子炉建屋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屋原子炉棟内の環境条件を考慮した設計とする。

燃料プール冷却浄化系に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、原子炉建屋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屋原子炉棟内の環境条件を考慮した設計とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室にて実施可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化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、中央制御室にて実施可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、屋外に保管及び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を考慮した設計とする。

熱交換器ユニットと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、設置場所にて実施可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等

時において、中央制御室又は設置場所にて実施可能な設計とする。

熱交換器ユニットと大容量送水ポンプ（タイプⅠ）との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所にて実施可能な設計とする。

また、原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、常時海水を通水するため、海水の影響を考慮し、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. 11. 1. 1. 5 操作性の確保

基本方針については、「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールスプレイ系は、想定される重大事故等時において、切り替えせずに使用可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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。

燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設置場所まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な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。

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）と接続口との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールスプレイ系は、常設設備と接続しない設計とし、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）とホースとの接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

燃料プールスプレイ系に使用するスプレイノズルとホースとの接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

スプレイノズルは、設置場所への設置後は、操作が不要な設計とする。

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラは、想定される重大事故等時において、切り替えせずに使用可能な設計とする。

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラは、想定される重大事故等時において、操作を必

要とすることなく、中央制御室にて監視可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

燃料プール冷却浄化系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。

燃料プール冷却浄化系に使用する原子炉補機代替冷却水系は、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水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属の操作スイッチにより、設置場所にて操作可能な設計とする。原子炉補機代替冷却水系の系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設置場所まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な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。

熱交換器ユニットと接続口との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続可能な設計とする。

熱交換器ユニットと大容量送水ポンプ（タイプ I）との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続可能な設計とする。

#### 3.11.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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。また、大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

燃料プールスプレイ系に使用するスプレイノズルは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、腐食等の有無を目視で確認可能な設計とする。

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）及び使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に温度確認及び絶縁抵抗測定の特性試験が可能な設計とする。

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に模擬入力による特性試験、線源校正が可能な設計とする。

使用済燃料プール監視カメラは、発電用原子炉の運転中又は停止中に映像確認、



外観確認が可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系は、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、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、分解及び外観の確認が可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系に使用する原子炉補機代替冷却水系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、熱交換器ユニットの熱交換器及び淡水ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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を確認可能な設計とする。

また、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

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

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

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原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

種類	うず巻形
個数	5（うち 1 台は予備）
容量	1,440 m <sup>3</sup> /h/台以上
揚程	122 m 以上

(2) 燃料プールスプレイ系

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

「(1) a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）」に記載する。

b. スプレイノズル

個数	7（うち 4 個は予備）
----	--------------

(3) 放水設備（大気への拡散抑制設備）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ II）

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に記載する。

b. 放水砲

第 3.12-1 表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機器仕様に記載する。

(4) 使用済燃料プール監視設備

a. 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個数	1（検出点 21 箇所）
計測範囲	水位 -4,240mm～7,010mm（O.P. 21680～O.P. 32930mm）
	温度 0℃～150℃

b. 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個数 水位 1

温度 2

計測範囲 水位 -4,300mm～7,300mm（O. P. 21620～O. P. 33220mm）

温度 0℃～120℃

c. 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）
- ・放射線管理設備（重大事故等時）

高線量

個数 1

計測範囲  $10^1 \sim 10^8$  mSv/h

低線量

個数 1

計測範囲  $10^{-2} \sim 10^5$  mSv/h

d. 使用済燃料プール監視カメラ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個数 1

(5) 燃料プール冷却浄化系

a. 燃料プール冷却浄化系ポンプ

個数 2（うち1台は予備）

容量 160 m<sup>3</sup>/h/台以上

全揚程 80 m 以上

b. 燃料プール冷却浄化系熱交換器

基数 2（うち1基は予備）

容量 1.26 MW/個以上

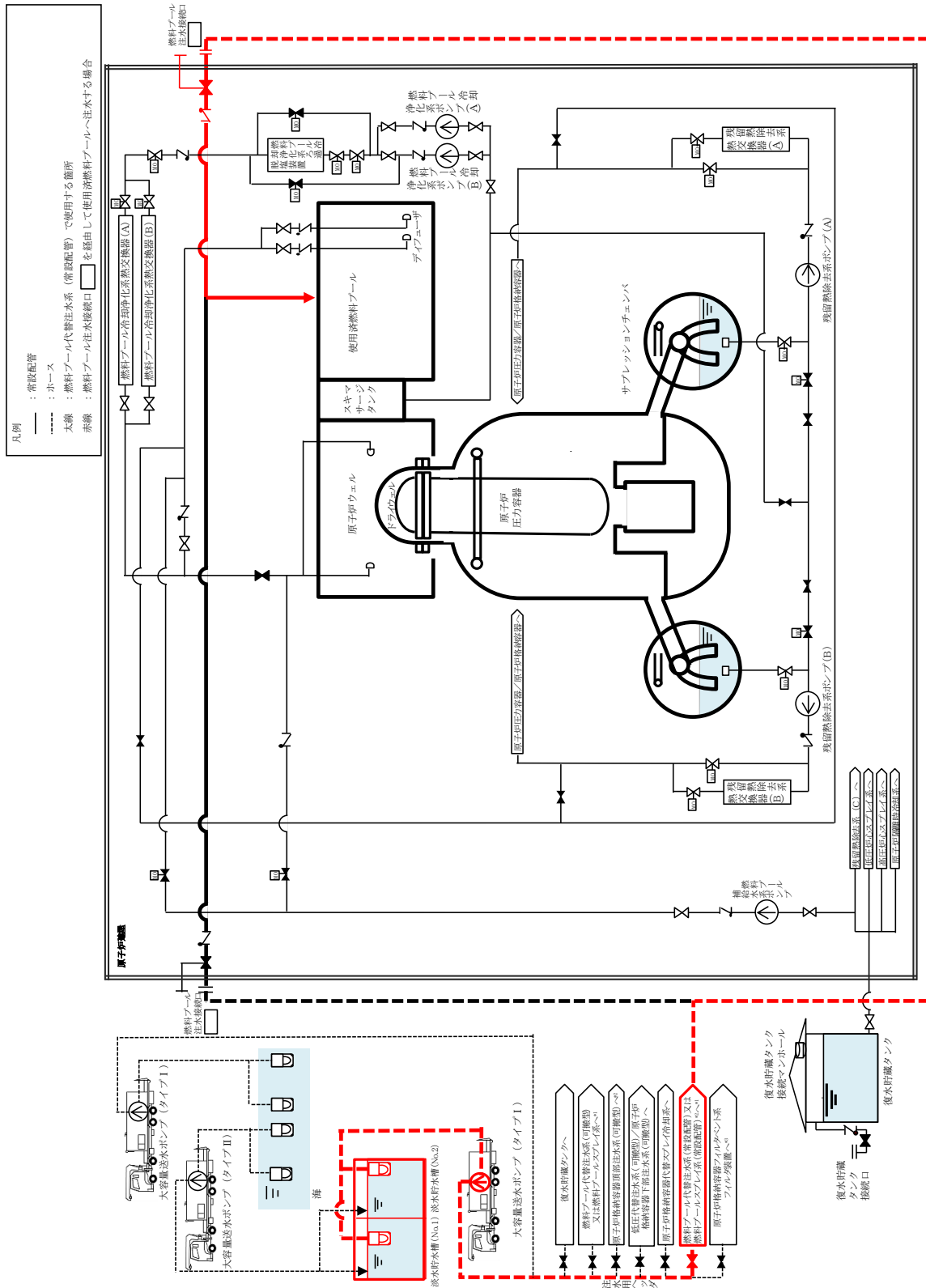
(6) 原子炉補機代替冷却水系

a. 熱交換器ユニット

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

b. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

「(1) a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）」に記載する。

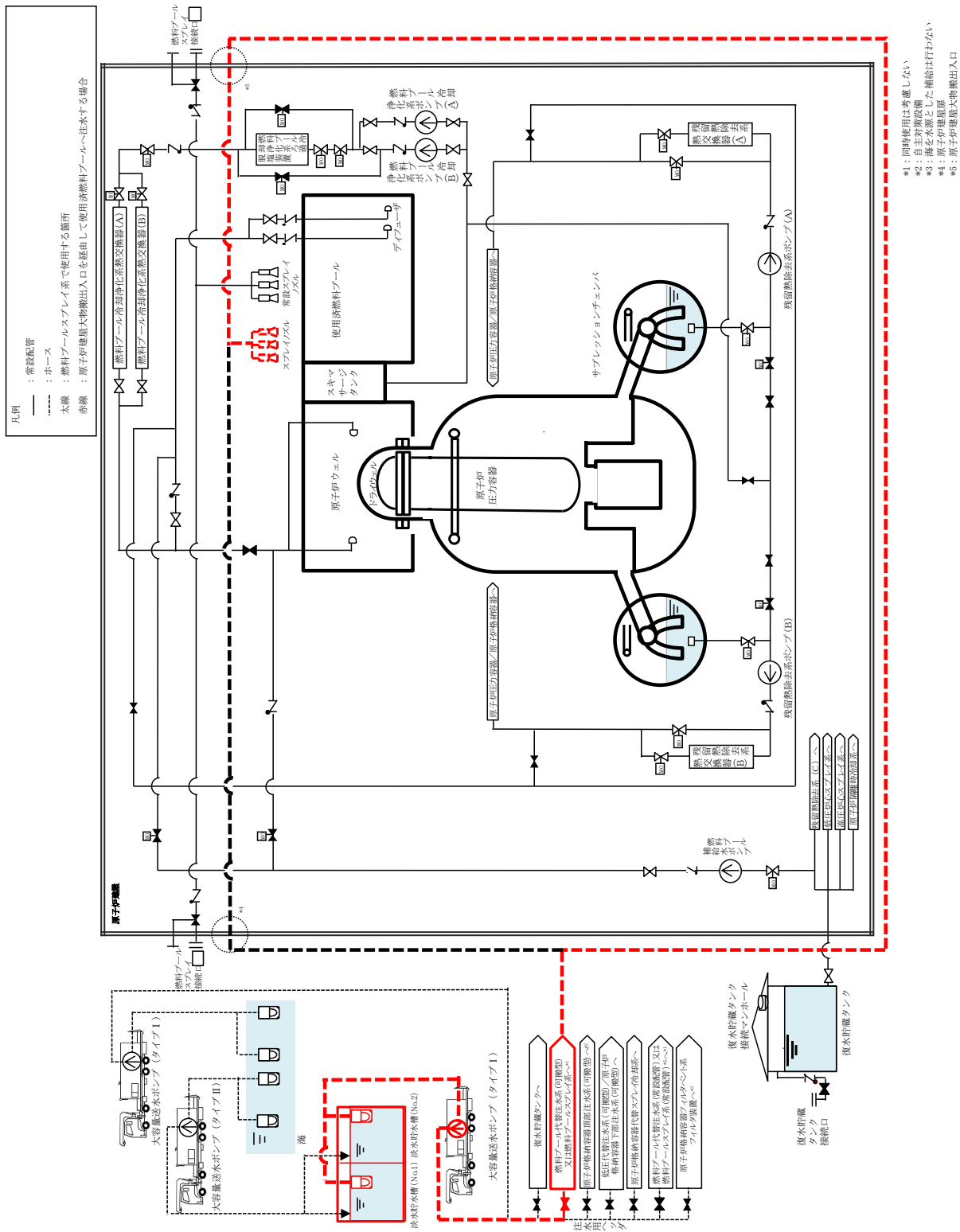


\*1: 同時使用は考慮しない  
 \*2: 自主対策設備  
 \*3: 海を水源とした補給は行わない

第 3. 11-1 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図  
 (燃料プール代替注水系 (常設配管) による使用済燃料プールへの注水)

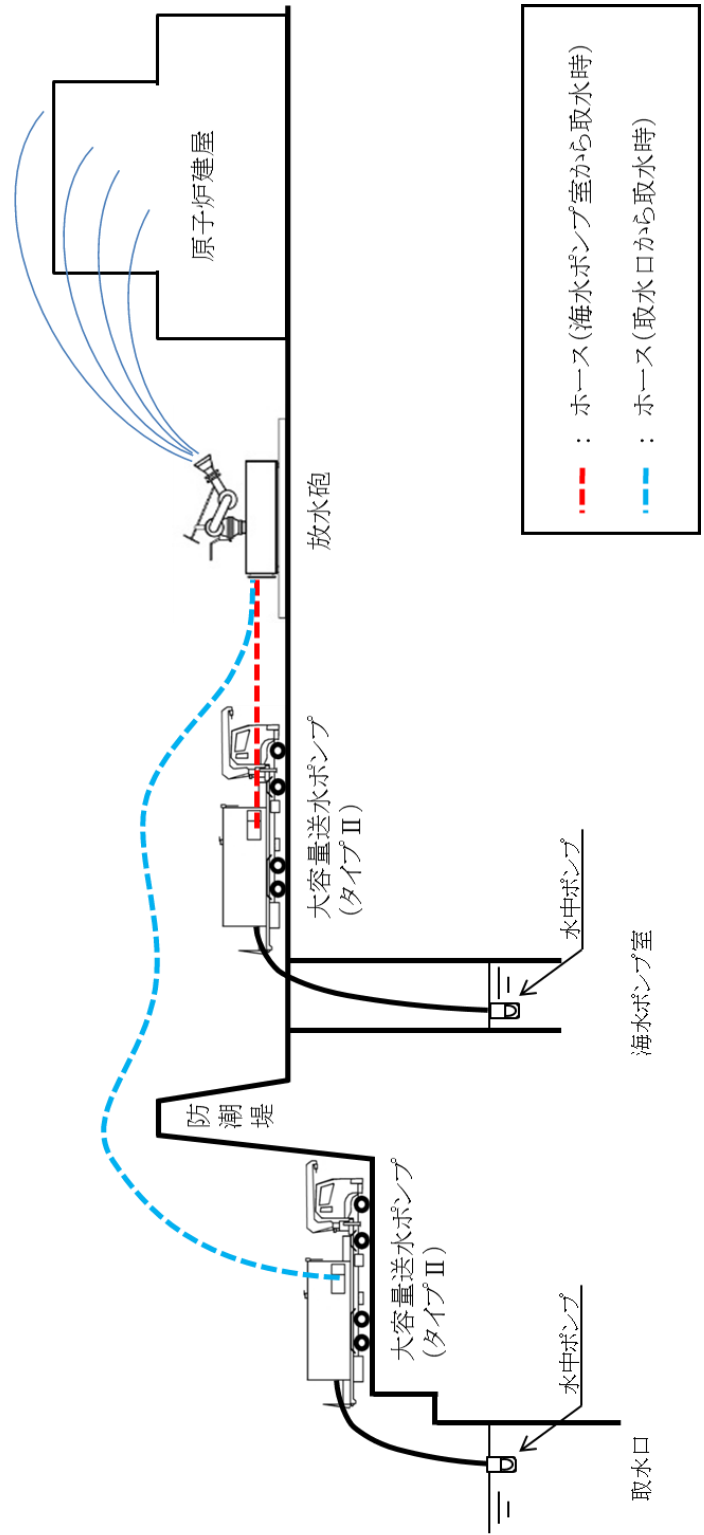
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



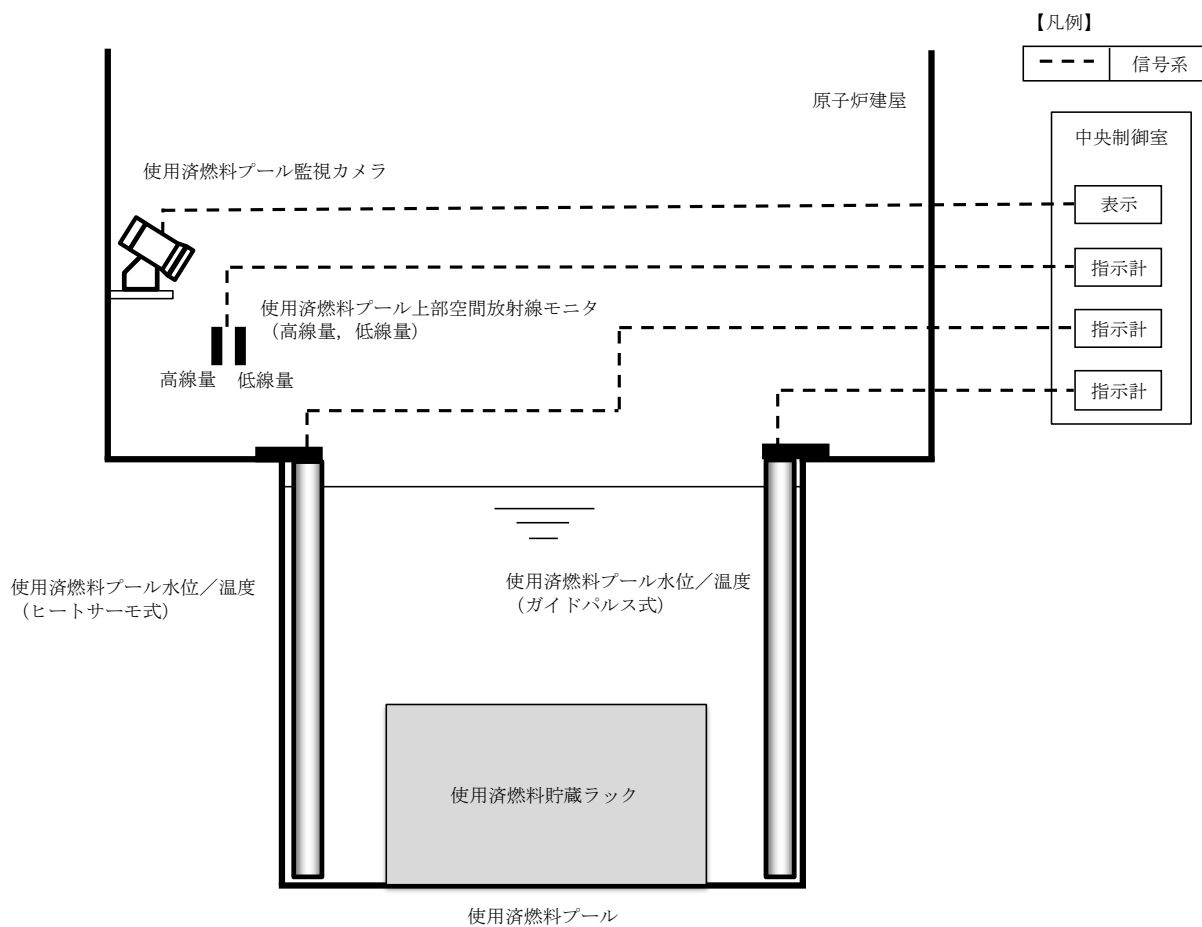


第3.11-3図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図  
 (燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

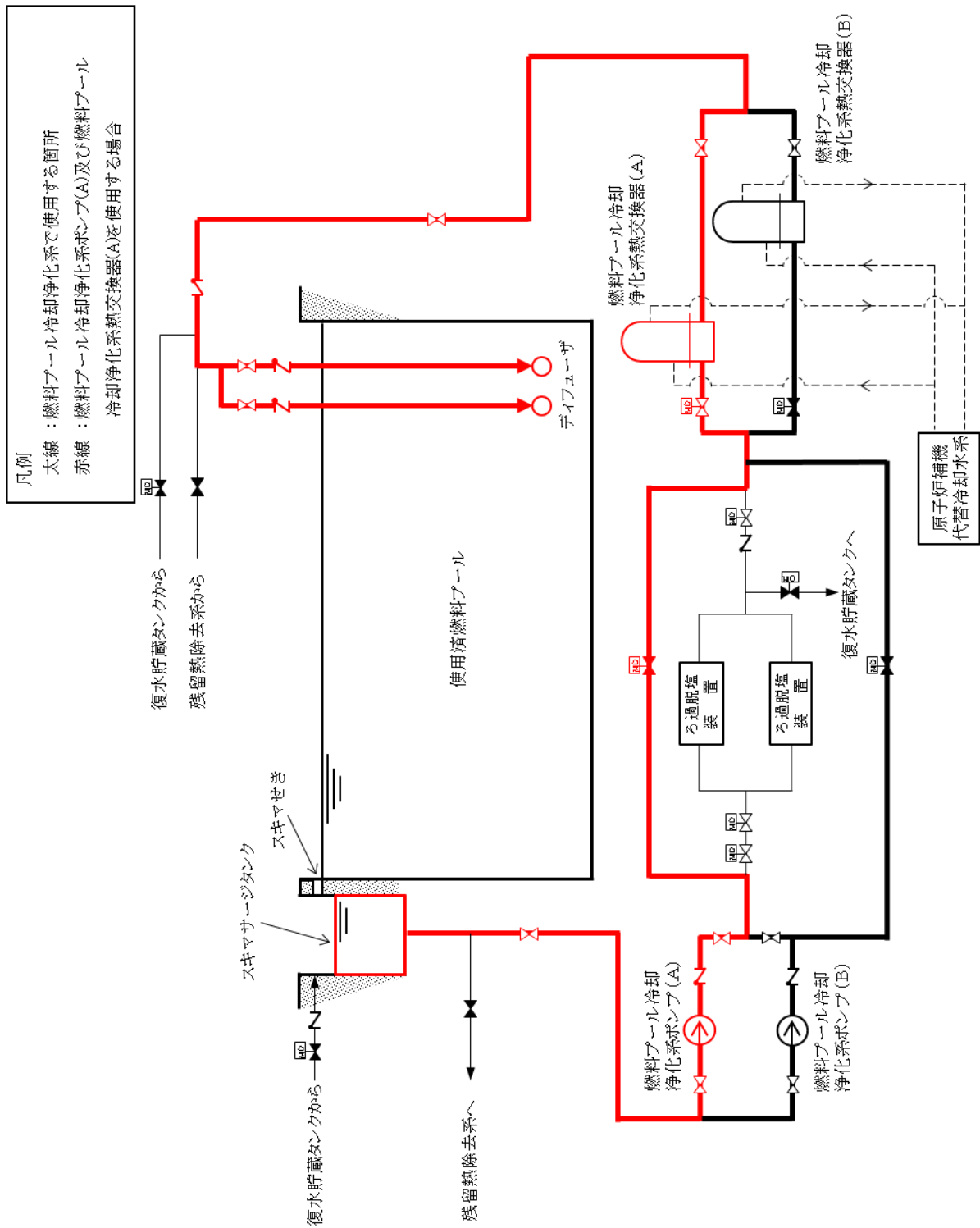


第 3. 11-4 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図  
 (放水設備 (大気への拡散抑制設備) による大気への放射性物質の拡散抑制)

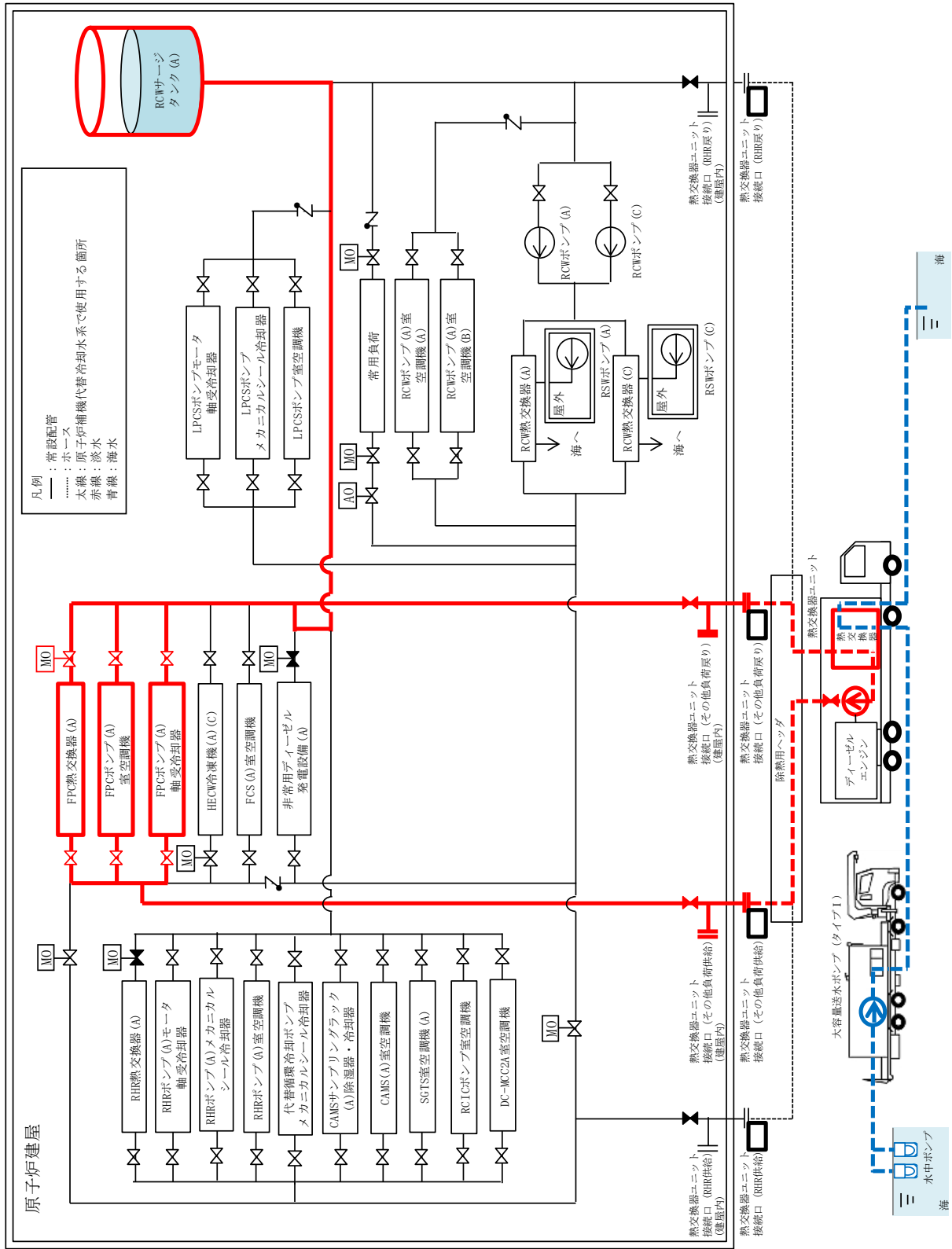


第 3. 11-5 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図  
 (使用済燃料プール監視設備による使用済燃料プールの状態監視)



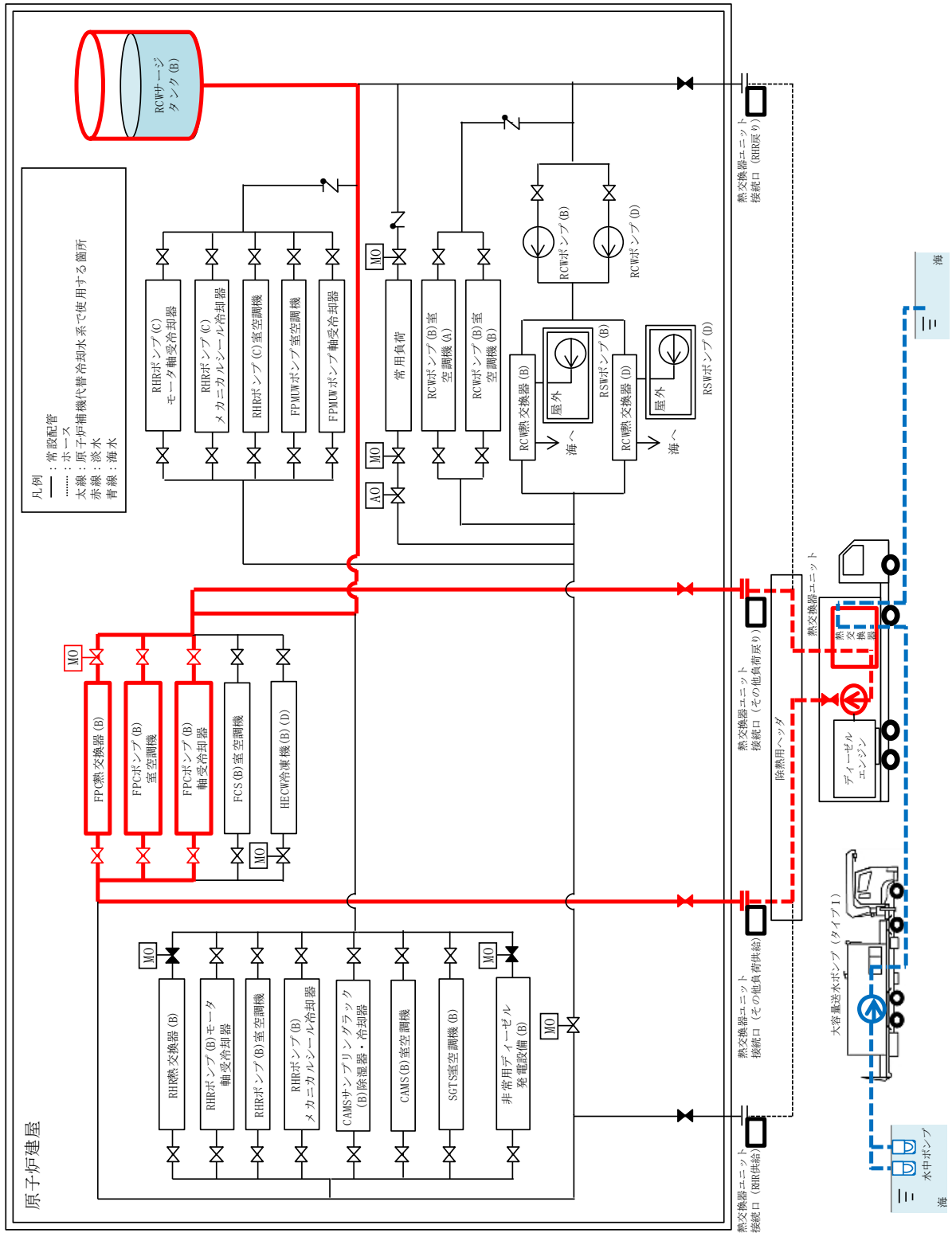


第 3. 11-6 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図  
 (燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱)  
 (燃料プール冷却浄化系)



第 3.11-7 図(1) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図  
 (燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱)  
 (原子炉補機代替冷却水系 (その 1))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第 3.11-7 図(2) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図  
 (燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱)  
 (原子炉補機代替冷却水系 (その 2))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 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. 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な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等の収束に必要な水の供給設備の系統概要図を第 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な水の供給設備のうち、重大事故等の収束に必要な水源として、復水貯蔵タンク、サプレッションチェンバ及びほう酸水注入系貯蔵タンクを設ける。これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に、代替淡水源として淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 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な水の供給設備のうち、設計基準事故等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及び海水を利用するために必要な設備として、大容量送水ポンプ (タイプ I) 及び大容量送水ポンプ (タイプ II) を設ける。

代替水源からの移送ルートを確保し、ホース及びポンプについては、複数個所に分散して保管する。

##### (1) 重大事故等の収束に必要な水源

###### a. 復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代替注水系、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)、低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) 及び原子炉格納容器下部注水系 (常設) 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及び高圧炉心スプレイ系の水源として復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。

###### ・復水貯蔵タンク

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」及び「3. 8 原子炉格納容器下部の冷却等のための設備」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代

替循環冷却系並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である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），残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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，サブ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。

- ・サブ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. ほう酸水注入系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，ほう酸水注入系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。

- ・ほう酸水注入系貯蔵タンク（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，復水貯蔵タンク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代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器フィルタベント系への水補給及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の水源として，また，使用済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代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールスプレイ系の水源として，代替淡水源である淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 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」，「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「3.8 原子炉格納容器下部の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、復水貯蔵タンク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代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、また、使用済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代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び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、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を使用する。

また、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）へ海水を供給するための水源であるとともに、原子炉補機代替冷却水系の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び放水設備の大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の水源として海を使用する。

主要な設備は、以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
- ・大容量送水ポンプ（タイプⅡ）

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、取水路及び海水ポンプ室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」、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」、「3.8 原子炉格納容器下部の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. 復水貯蔵タンク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復水貯蔵タンクへ淡水を供給するための重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を使用する。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、代替淡水源である淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）の淡水を復水貯蔵タンクの復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールを経由して復水貯蔵タンクへ供給できる設計とする。

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復水貯蔵タンクへ海水を供給するための重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を使用する。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、代替水源である海より海水を復水貯蔵タンクの復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールを経由して復

水貯蔵タンク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淡水貯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、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を使用する。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の燃料は、燃料補給設備である軽油タンク、タンクローリ及びガスタービン発電設備軽油タンク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。

- ・ 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
- ・ 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）
- ・ 燃料補給設備

本システムの流路として、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。

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

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

復水貯蔵タンクを水源とする高压代替注水系，低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ），低压代替注水系（常設）（直流駆動低压注水ポンプ）及び格納容器下部注水系（常設）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压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压時に発電用原子炉を冷却するための設備」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代替循環冷却系の多様性，位置的分散については、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）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。

復水貯蔵タンクへの水の供給で用いる大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の接続口は，複数の場所に設けることで信頼性向上を図る設計とする。

#### 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。

復水貯蔵タンク及びサプレッションチェンバは，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は，通常時の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。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は，他場所において転倒しないことを確認することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）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。

復水貯蔵タンクは，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容量が，想定される重大事故等時において，代替淡水源を使用するまでの間に必要な容量を有しているため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。

サプレッションチェンバは，設計基準対象施設と兼用しており，設計基準対象施設としての保有水量での水頭が，想定される重大事故等時において，代替循環冷却

系で使用する代替循環冷却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。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び供給設備として1台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時には更に1台使用することから、1セット2台使用する。保有数は、2セットで4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5台を保管する。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、想定される重大事故等時において、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

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。

復水貯蔵タンクは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

サプレッションチェンバは、原子炉建屋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。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）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。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の常設設備との接続及び操作並びに系統構成に必要な弁操作は、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、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）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。

#### 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。

復水貯蔵タンクを水源とする高圧代替注水系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）及び原子炉格納容

器下部注水系（常設）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」、「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」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」に記載する。

サプレッションチェンバを水源とする代替循環冷却系の操作性については、「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。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いて復水貯蔵タンクへの淡水及び海水を供給する系統及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を用いて淡水貯水槽へ海水を供給する系統は、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移動、設置、起動操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）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、設置場所にて輪止め等による固定が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を接続する接続口については、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

#### 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。

復水貯蔵タンクは、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、発電用原子炉の停止中に漏えいの有無の確認並びに外観の確認が可能な設計とする。

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外観の確認及び気密性能の確認が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）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。

また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）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) 復水貯蔵タンク

基 数	1
容 量	約 3,000m <sup>3</sup>
主要部材質	ステンレス鋼

(2) サプレッションチェンバ

容 量	約 2,800m <sup>3</sup>
-----	-----------------------

(3) ほう酸水注入系貯蔵タンク

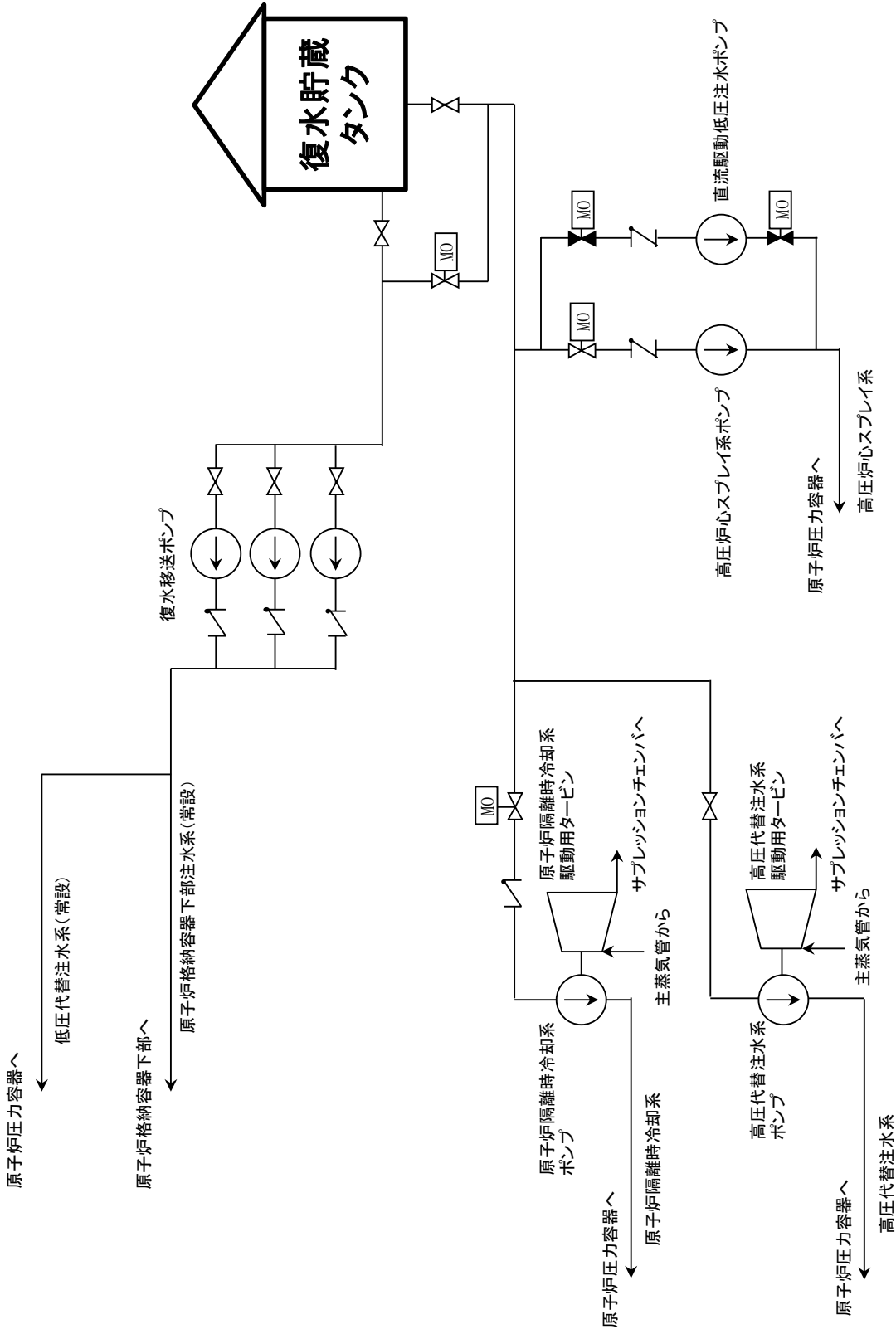
第 3-1-1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要仕様に記載する。

(4) 大容量送水ポンプ (タイプ I)

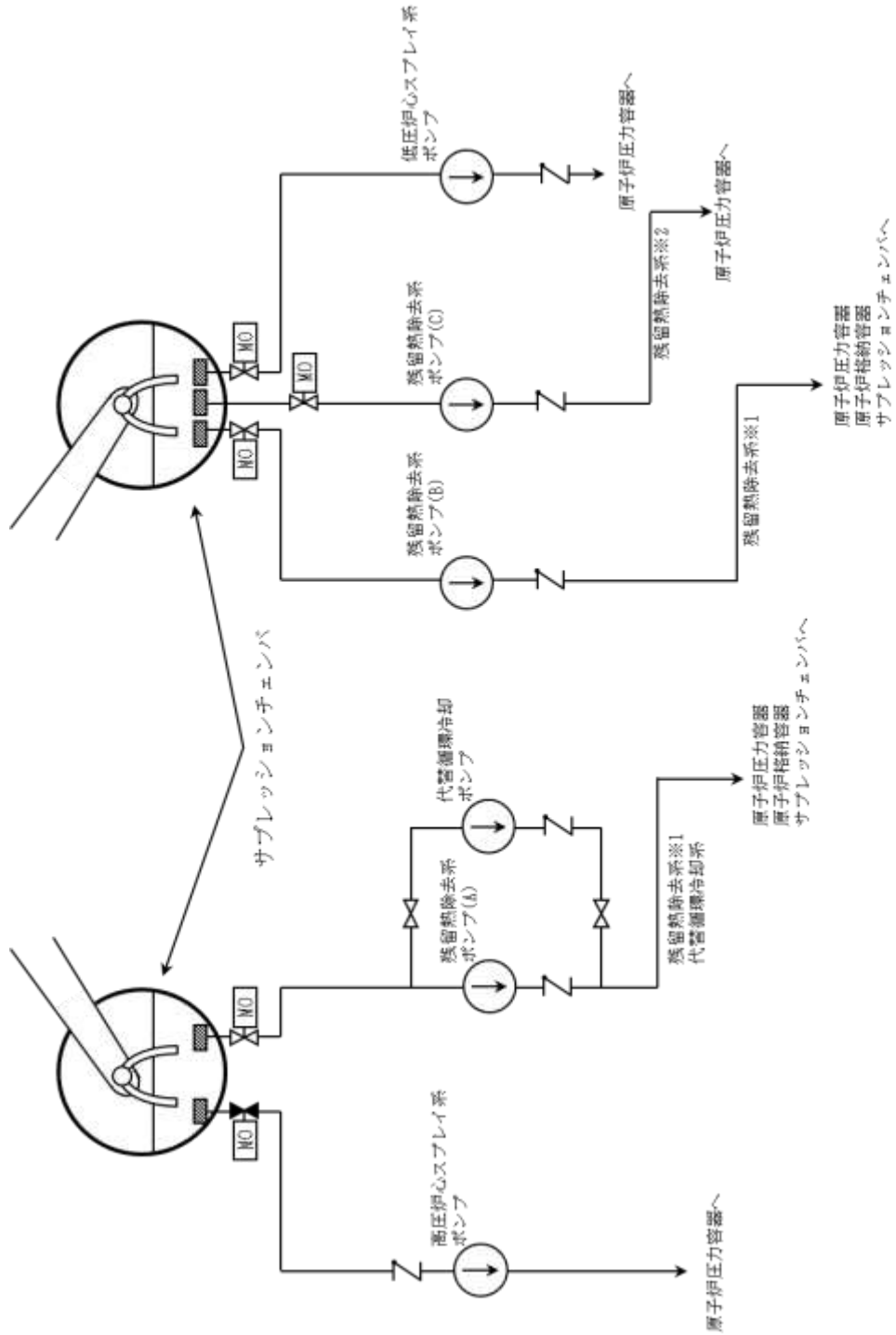
台 数	5 (うち 1 台は予備)
容 量	1,440m <sup>3</sup> /h/台

(5) 大容量送水ポンプ (タイプ II)

台 数	3 (うち 1 台は予備)
容 量	1,800m <sup>3</sup> /h/台



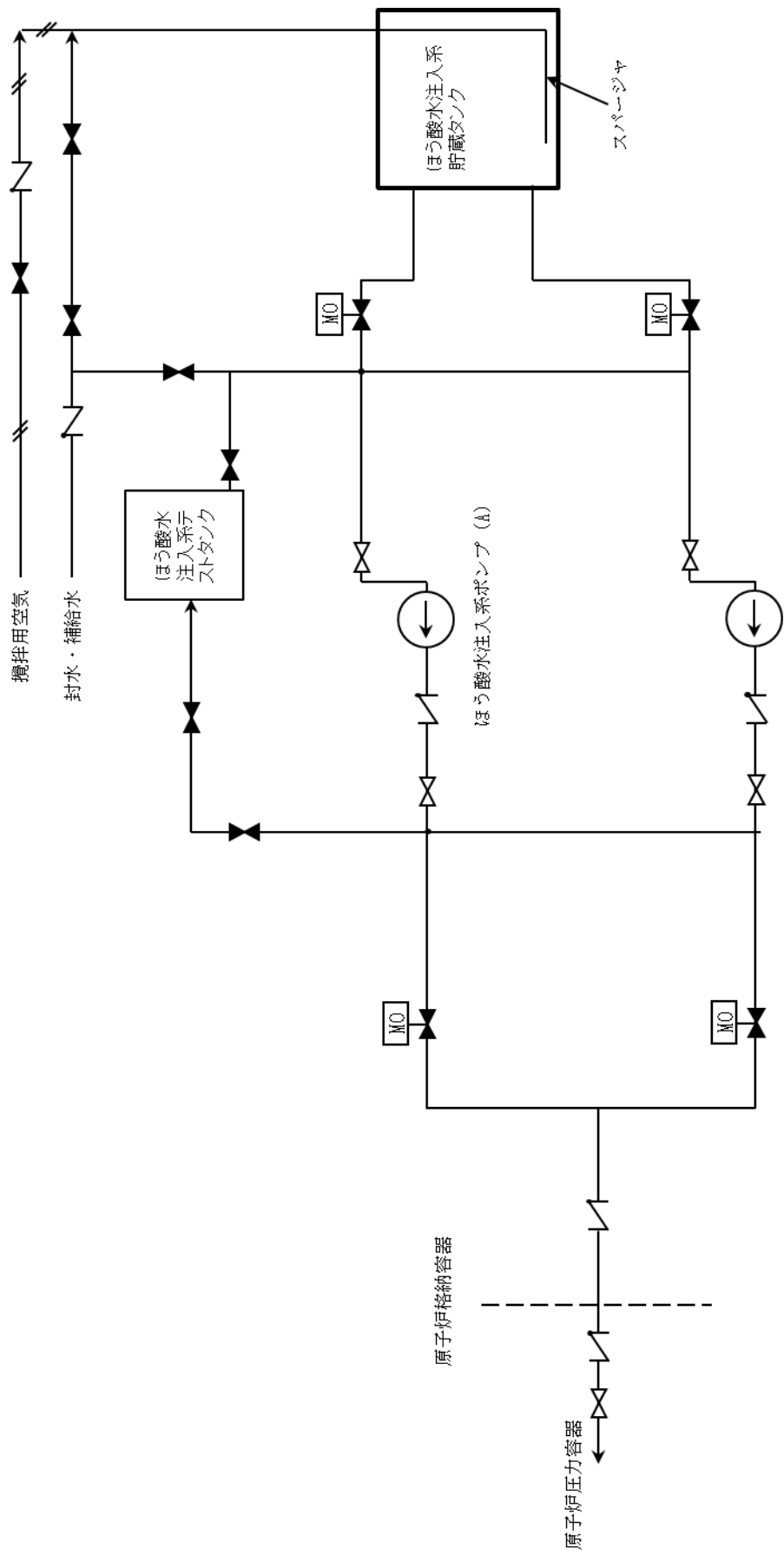
第 3.13-1 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図  
 (復水貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備)



※1 低圧注水モード  
 格納容器スプレイ冷却モード  
 サブレーションポンプ冷却モード

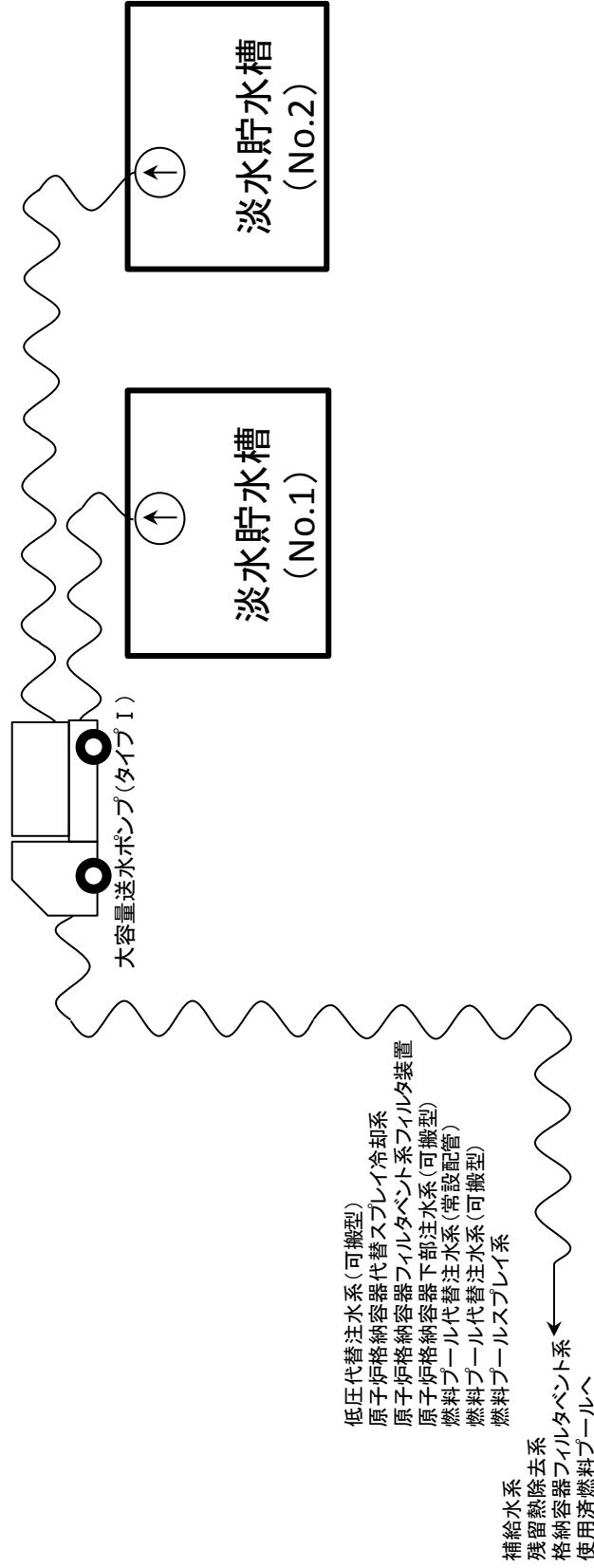
※2 低圧注水モード

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)



ほう酸水注入系ポンプ (B)

第 3.13-3 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  
 (ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした場合)に用いる設備)

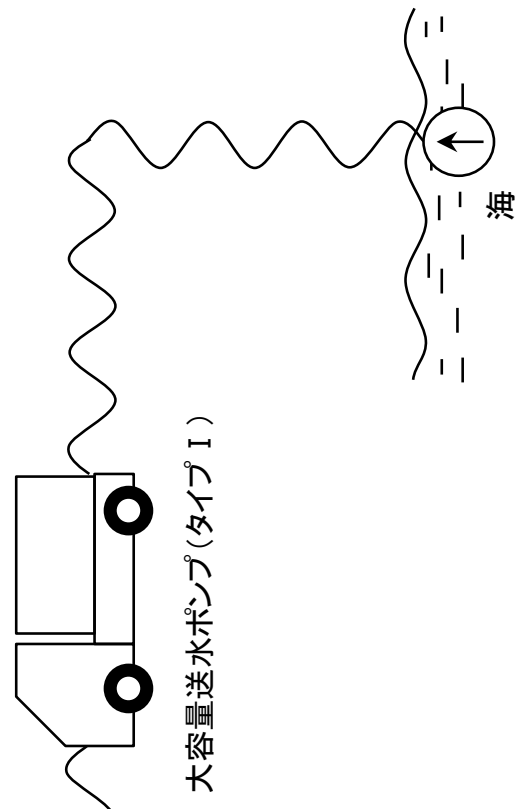


第 3.13-4 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図  
 (代替淡水源を水源とした場合に用いる設備 (各系統の水源として使用))

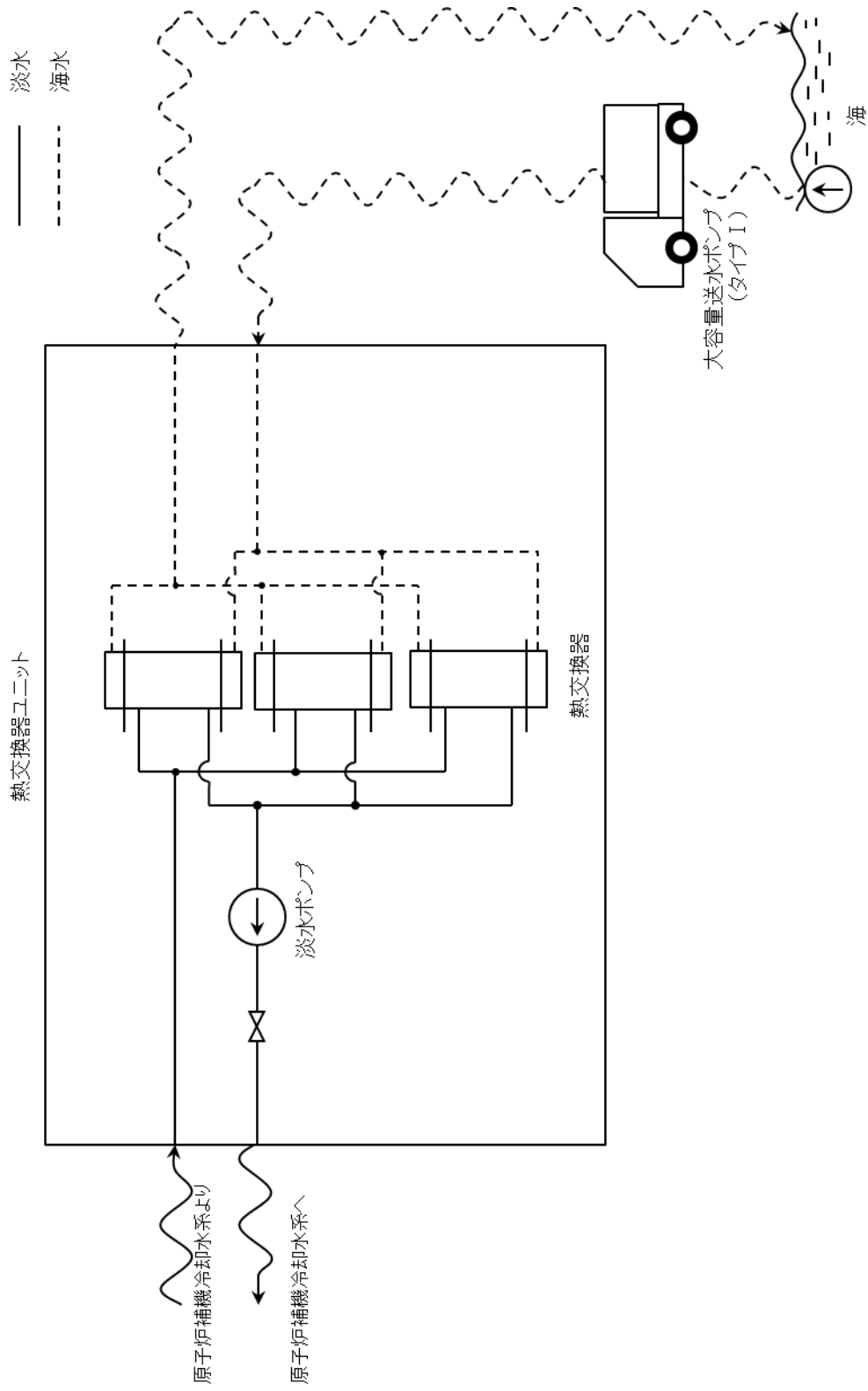


低圧代替注水系(可搬型)  
 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系  
 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)  
 燃料プール代替注水系(常設配管)  
 燃料プール代替注水系(可搬型)  
 燃料プールスプレイ系

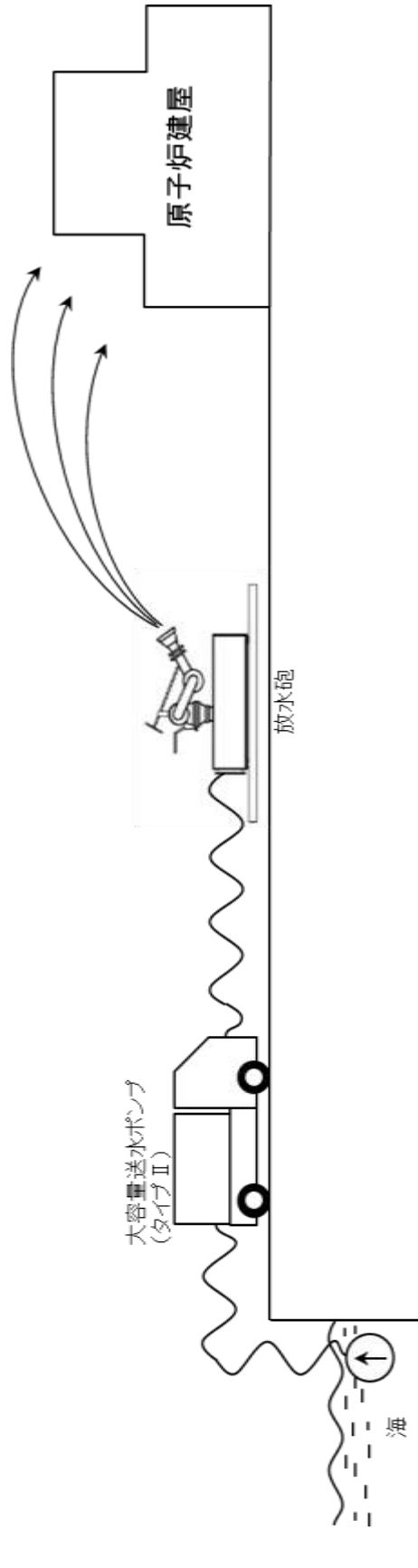
補給水系  
 残留熱除去系  
 格納容器フィルタベント系  
 使用済燃料プールへ



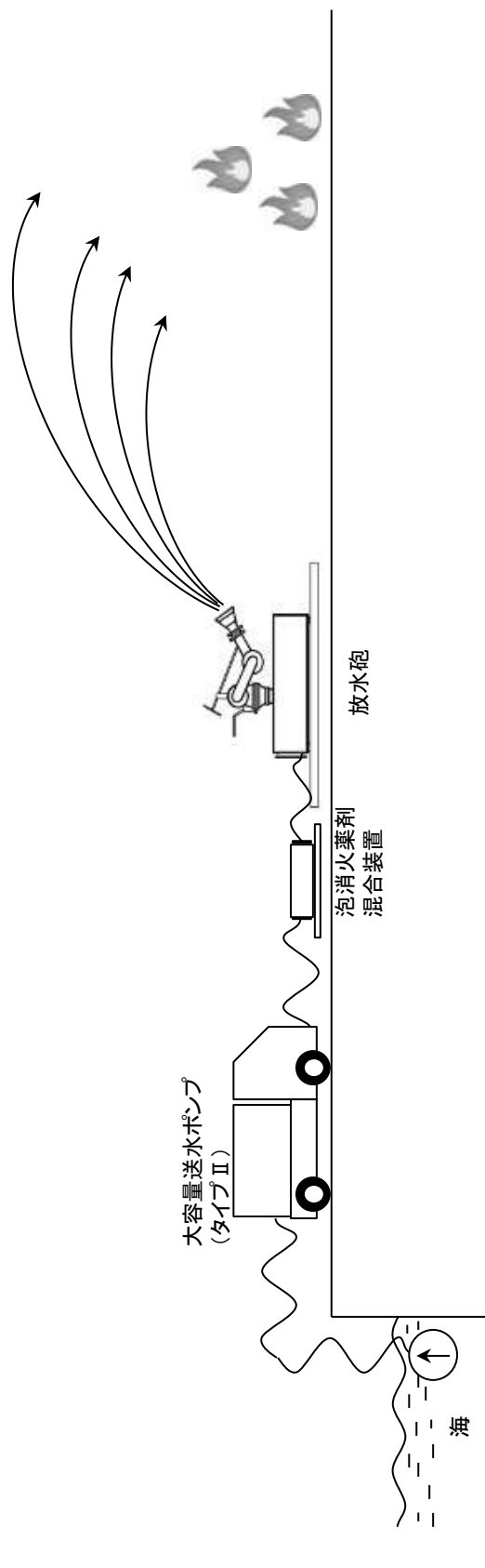
第 3.13-5 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図  
 (海を水源とした場合に用いる設備(各系統の水源として使用))



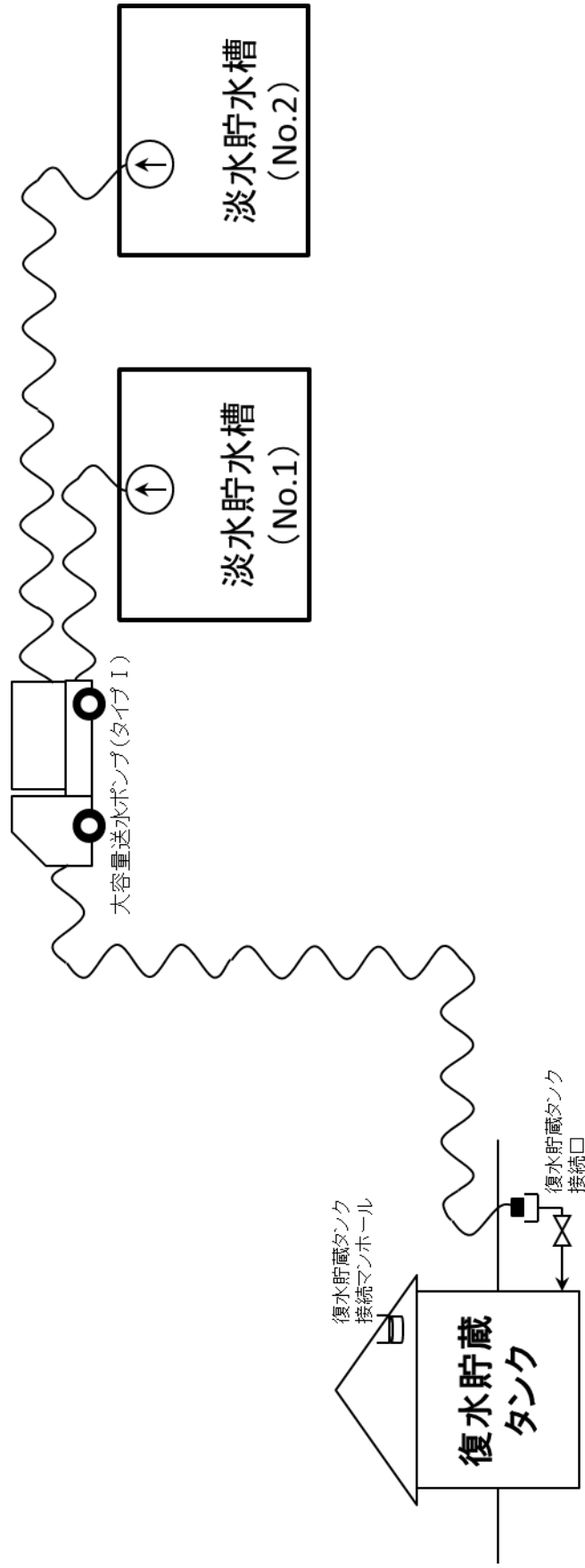
第 3.13-6 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図  
 (海を水源とした場合に用いる設備 (最終ヒートシンクへの代替熱輸送))



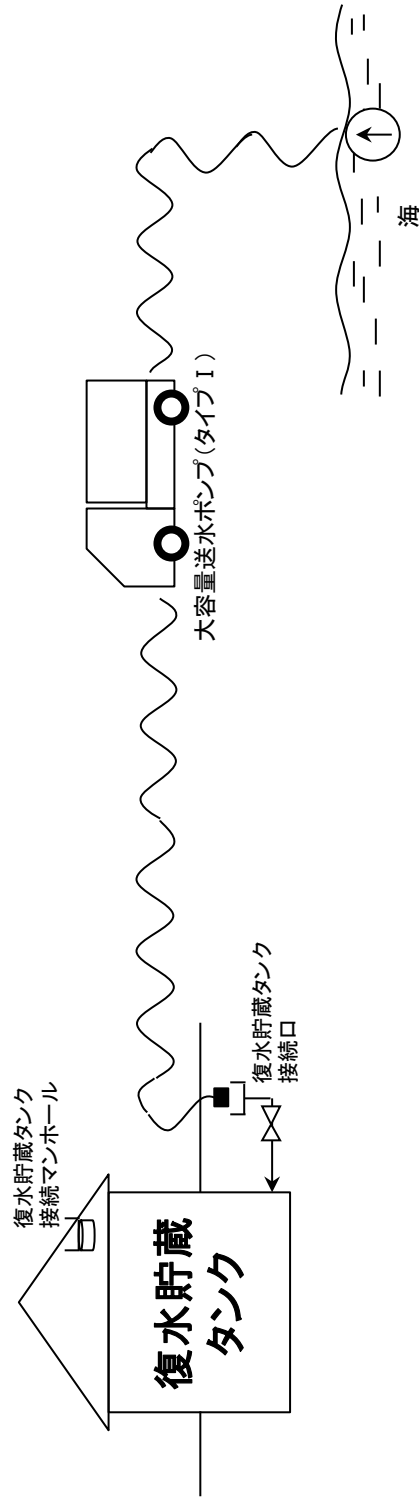
第 3.13-7 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図  
 (海を水源とした場合に用いる設備 (大気への拡散抑制))



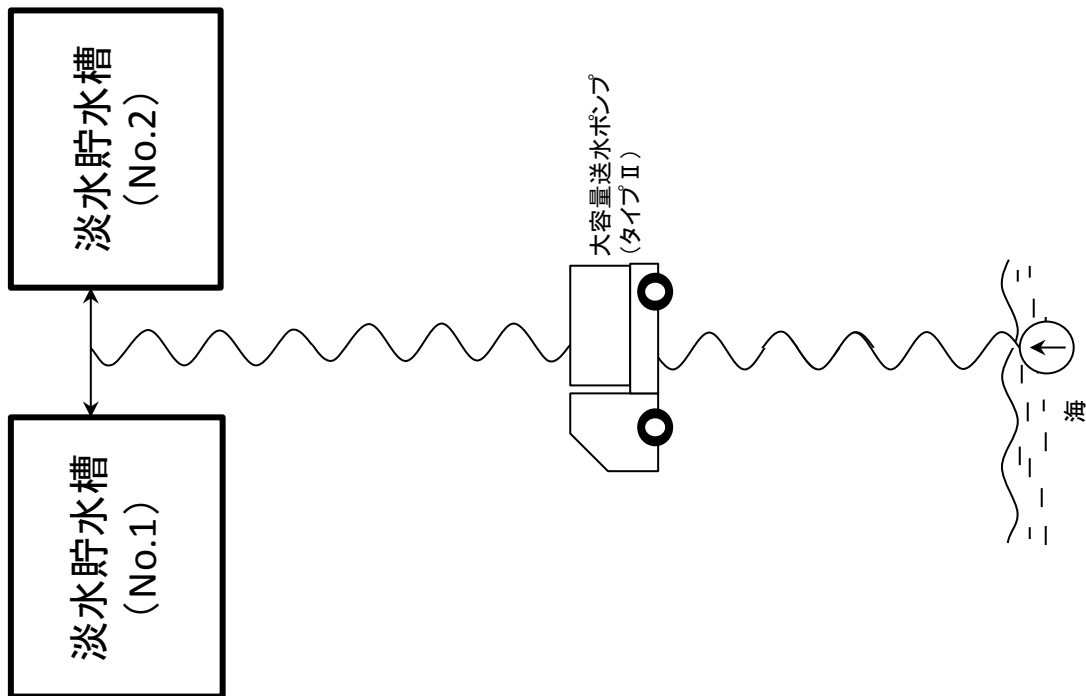
第 3.13-8 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図  
 (海を水源とした場合に用いる設備 (航空機燃料火災への泡消火))



第 3.13-9 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  
 (復水貯蔵タンク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 3.13-10 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図  
 (復水貯蔵タンクへ水を供給するための設備 (海を水源とした場合))



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  
 (淡水貯水槽へ水を供給するための設備)

### 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) 複番号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。
- e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。

- a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。



### 3.14.1 適合方針

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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 3.14-15 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，高圧炉心スプレイ系用交流電源設備，非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系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，可搬型代替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(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，ガスタービン発電設備軽油タンク，ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ，電路，計測制御設備等で構成し，ガスタービン発電機を外部電源の喪失時に自動起動し，非常用高圧母線 2C 系，非常用高圧母線 2D 系及び緊急用低圧母線 2G 系へ接続することで，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，ガスタービン発電設備軽油タンクよりガスタービン発電設備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及び高圧炉心スプレイ系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
- ・ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ

###### 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，電源車，軽油タンク，ガスタービン発電設備軽

油タンク，タンクローリ，電路，計測制御設備等で構成し，電源車を非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系又は緊急用低圧母線 2G 系へ接続することで，電力を供給できる設計とする。

電源車の燃料は，軽油タンク又はガスタービン発電設備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及び高圧炉心スプレイ系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。

- ・電源車
- ・軽油タンク
- ・ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・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，125V 蓄電池 2A，125V 蓄電池 2B，125V 充電器盤 2A，125V 充電器盤 2B，電路，計測制御設備等で構成し，全交流動力電源喪失直後に 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B から設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に電源供給を行い，全交流動力電源喪失から 1 時間後に，中央制御室において不要な負荷の切離しを行う。さらに，全交流動力電源喪失から 8 時間後に，現場において不要な負荷の切離しを行い，全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり，125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B 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 125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B 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。

- ・125V 蓄電池 2A
- ・125V 蓄電池 2B
- ・125V 充電器盤 2A
- ・125V 充電器盤 2B

### 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，125V 代替蓄電池，250V 蓄電池，電路，計測制御設備等で構成し，全交流動力電源喪失直後に 125V 代替蓄電池は重大事故等対処設備に 8 時間にわたり電力を供給し，250V 蓄電池は全交流動力電源喪失から 1 時間後に，中央制御室において不要な負荷の切離しを行い，全交流動力電源

喪失から 24 時間にわたり、電力を供給できる設計とする。また、可搬型代替交流電源設備の交流電源を 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤を經由し直流母線へ接続することで、可搬型代替直流電源設備として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。

- ・ 125V 代替蓄電池
- ・ 250V 蓄電池

c. 可搬型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、可搬型代替直流電源設備を使用する。

可搬型代替直流電源設備は、125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、125V 代替充電器盤、250V 充電器盤、電源車、軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ、電路、計測制御設備等で構成し、125V 系統は、125V 代替蓄電池から 8 時間必要な負荷に電源供給し、その後、電源車を代替所内電気設備及び 125V 代替充電器盤を經由し直流母線へ接続することで、24 時間にわたり電力を供給できる設計とする。250V 系統は、電源供給開始から 1 時間後に、中央制御室において不要な負荷の切離しを行い、電源供給開始から 24 時間にわたり必要な負荷に電源供給し、その後、電源車を代替所内電気設備及び 250V 充電器盤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。

電源車の燃料は、軽油タンク又はガスタービン発電設備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。

可搬型代替直流電源設備は、電源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 時間以上必要な負荷に電力を供給できる設計とする。

可搬型代替直流電源設備は、非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系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。

- ・ 125V 代替蓄電池
- ・ 250V 蓄電池
- ・ 125V 代替充電器盤
- ・ 250V 充電器盤
- ・ 電源車
- ・ 軽油タンク
- ・ ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・ 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、ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線 2F 系、緊急用高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系、緊急用低圧母線 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2C 系、緊急用交流電源切替盤 2D 系、非常用高圧母線 2C 系、非常用高圧母線 2D 系、計測制御設備等で構成し、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交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の確保を図る設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ガスタービン発電機接続盤
- ・緊急用高圧母線 2F 系
- ・緊急用高圧母線 2G 系
- ・緊急用動力変圧器 2G 系
- ・緊急用低圧母線 2G 系
- ・緊急用交流電源切替盤 2G 系
- ・緊急用交流電源切替盤 2C 系
- ・緊急用交流電源切替盤 2D 系
- ・非常用高圧母線 2C 系
- ・非常用高圧母線 2D 系

#### (4) 燃料補給設備による補給

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、軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ及びホースを使用する。

電源車、大容量送水ポンプ(タイプ I)、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプ II)は、軽油タンク又はガスタービン発電設備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。

軽油タンク又はガスタービン発電設備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。

- ・軽油タンク
- ・ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・タンクローリ

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。

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及び高圧炉心スプレイ系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機関により駆動することで，ディーゼル機関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及びディーゼル機関により駆動する高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を用いる高圧炉心スプレイ系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，ガスタービン発電設備軽油タンク及びガスタービン発電設備燃料移送ポンプは，原子炉建屋から離れた屋外に設置することで，原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機，非常用ディーゼル発電設備燃料デイトank，高圧炉心スプレイ系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設備燃料デイトank並びに原子炉建屋近傍の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

常設代替交流電源設備は，ガスタービン発電機から非常用高圧母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって，常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備及び高圧炉心スプレイ系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及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，電源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及び冷却方式が水冷である高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を用いる高圧炉心スプレイ系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，電源車をディーゼル機関により駆動することで，ガスタービン機関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電源車及びタンクローリは，屋外の原子炉建屋から離れた場所に保管することで，原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機，非常用ディーゼル発電設備燃料デイトank，高圧炉心スプレイ系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設備燃料デイトank並びに原子炉建屋近傍の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備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電源車及びタンクローリは，原子

炉建屋から離れた屋外に設置するガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク及びガスタービン発電設備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、電源車から非常用高圧母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備及び高圧炉心スプレイ系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電源車の接続箇所は、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、非常用直流電源設備を兼ねた設備であり、制御建屋内の非常用直流電源設備2系統及び原子炉建屋内の高圧炉心スプレイ系用直流電源設備1系統は、各区分ごとに区画された部屋へ設置することで、非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備が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、125V蓄電池及び125V充電器盤から直流母線までの系統において、各区分ごとに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2系統及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備1系統の蓄電池及び充電器盤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を兼ねる非常用直流電源設備2系統及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備1系統は、互いに独立性を有する設計とする。

常設代替直流電源設備は、非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系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、各設備ごとに区画された部屋へ設置することで、位置的分散を図る設計とする。

常設代替直流電源設備は、125V代替蓄電池から125V直流母線までの系統及び250V蓄電池から250V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及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備の125V蓄電池から125V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及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替直流電源設備は、非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系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、電源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及び冷却方式が水冷である高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

から給電する高圧炉心スプレイ系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、125V 代替充電器盤及び250V 充電器盤により交流電力を直流に変換できることで、蓄電池(非常用及び高圧炉心スプレイ系用)を用いる非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

可搬型代替直流電源設備の125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、125V 代替充電器盤、250V 充電器盤、電源車及びタンクローリは、制御建屋内及び屋外の原子炉建屋から離れた場所に設置又は保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電設備燃料デイタンク、高圧炉心スプレイ系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設備燃料デイタンク並びに原子炉建屋近傍の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ並びに制御建屋内の125V 蓄電池及び125V 充電器盤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。

可搬型代替直流電源設備は、電源車から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替直流電源設備は非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替直流電源設備の電源車の接続箇所は、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ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線2F系、緊急用高圧母線2G系、緊急用動力変圧器2G系、緊急用低圧母線2G系、緊急用交流電源切替盤2G系、緊急用交流電源切替盤2C系及び緊急用交流電源切替盤2D系は、非常用所内電気設備と異なる区画に設置することで、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、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、原子炉建屋近傍の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備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。

軽油タンク及びガスタービン発電設備軽油タンクは、屋外に分散して設置することで、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。

### 3.14.1.1.2 悪影響防止

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

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機は、通常時は遮断器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設備軽油タンク及びガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、独立した系統とすることで、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電源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。

可搬型代替交流電源設備のガスタービン発電設備軽油タンクは、独立した系統とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

電源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。

所内常設蓄電式直流電源設備の 125V 蓄電池 2A, 125V 蓄電池 2B, 125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B 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、重大事故等時にも系統構成を変更することなく継続使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

常設代替直流電源設備の 125V 代替蓄電池は、通常時は非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備と分離し、重大事故等時に遮断器操作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 250V 蓄電池は、通常時は常用所内電源 250V 系統として電源供給し、重大事故等時にも系統構成を変更することなく継続使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替直流電源設備の 125V 代替蓄電池及び 125V 代替充電器盤は、通常時は非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備と分離し、重大事故等時に遮断器操作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。

可搬型代替直流電源設備の 250V 蓄電池及び 250V 充電器盤は、通常時は常用所内電源 250V 系統として電源供給し、重大事故等時にも系統構成を変更することなく継続使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替直流電源設備の電源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。

可搬型代替直流電源設備の軽油タンクは、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。

可搬型代替直流電源設備のガスタービン発電設備軽油タンクは、独立した系統とすることで、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ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線 2F 系、緊急用高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系及び緊急用低圧母線 2G 系は、通常時は遮断器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交流電源切替盤 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2C 系、緊急用交流電源切替盤 2D 系、非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系は、重大事故等時に遮断器操作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。

燃料補給設備の軽油タンクは、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。

燃料補給設備のガスタービン発電設備軽油タンクは、独立した系統とすることで、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 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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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。

ガスタービン発電設備軽油タンクは、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を要求されるガスタービン発電機が事故後7日間連続運転する場合に必要な燃料を補給可能な容量を有する設計とする。

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、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。

電源車は、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2台使用する。保有数は2セット4台に加えて、緊急時対策所用代替交流電源設備として1台並び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用として1台の合計6台を分散して保管する。

125V蓄電池2A及び125V蓄電池2Bは、想定される重大事故等時において、1時間後に中央制御室にて不要な負荷の切離しを行う。さらに8時間後に、現場にて不要な負荷の切離しを行い、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。

125V代替蓄電池は、想定される重大事故等時において、8時間にわたり必要な直流設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

250V蓄電池は、想定される重大事故等時において、1時間後に中央制御室にて不要な負荷の切離しを行い、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。

125V代替充電器盤は、想定される重大事故等時において、125V代替蓄電池による電源供給の後に、電源車を用いて125V代替充電器盤を受電することにより、16時間以上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。

250V充電器盤は、想定される重大事故等時において、250V蓄電池による電源供給の後に、電源車を用いて250V充電器盤を受電することにより、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。

ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線2F系、緊急用高圧母線2G系、緊急用動力変圧器2G系、緊急用低圧母線2G系は、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。

軽油タンクは、設計基準事故対処設備と兼用しており、設計基準事故対処設備としての容量が、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後7日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

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2台使用する。保有数は1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。

#### 3.14.1.1.4 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。

ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク及びガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、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。

ガスタービン発電機は、外部電源喪失時に自動起動し、想定される重大事故等時において、中央制御室からの操作も可能な設計とする。

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、ガスタービン発電機起動後に自動起動

し、想定される重大事故等時において、緊急用電気品建屋からの操作も可能な設計とする。

電源車は、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。

電源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。

125V 蓄電池 2A, 125V 蓄電池 2B, 125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B は、制御建屋に設置し、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。

125V 代替蓄電池, 250V 蓄電池, 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤は、制御建屋に設置し、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接続盤及び緊急用高圧母線 2F 系は、緊急用電気品建屋に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

緊急用高圧母線 2F 系の遮断器は、ガスタービン発電機起動後に自動投入し、想定される重大事故等時において、中央制御室からの操作も可能な設計とする。

緊急用高圧母線 2G 系, 緊急用動力変圧器 2G 系, 緊急用低圧母線 2G 系, 緊急用交流電源切替盤 2G 系, 緊急用交流電源切替盤 2C 系, 緊急用交流電源切替盤 2D 系, 非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

緊急用高圧母線 2G 系, 緊急用交流電源切替盤 2G 系, 緊急用交流電源切替盤 2C 系, 緊急用交流電源切替盤 2D 系, 非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系の遮断器の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室からの操作が可能な設計とする。

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。

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. 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。

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、外部電源喪失時に自動起動し、中央制御室の操作スイッチでも操作が可能な設計とする。系統構成に必要な遮断器は、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。

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。

電源車は、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。

電源車は、電源車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。

電源車を接続する電源車接続口については、コネクタ接続とすること及び接続状態を目視で確認できることから、容易かつ確実に接続可能な設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備は、通常時において本来の用途である設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備として電源供給しており、想定される重大事故等時においても、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り替える操作を必要とせず電源供給を継続することが可能な設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備は、全交流動力電源喪失から1時間後に、中央制御室において不要な負荷を切り離し、さらに、全交流動力電源喪失から8時間後に、現場において不要な負荷を切離すことが可能な設計とする。

常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備のうち125V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。

常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備のうち250V系統は、全交流動力電源喪失から1時間後に、中央制御室において不要な負荷を切り離すことが可能な設計とする。

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。

緊急用高圧母線2G系、緊急用交流電源切替盤2G系、緊急用交流電源切替盤2C系、緊急用交流電源切替盤2D系、非常用高圧母線2C系及び非常用高圧母線2D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。

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。

軽油タンクは、系統構成に必要な弁を手動弁とすることで、確実に操作可能な設計とする。

ガスタービン発電設備軽油タンクは、系統構成に必要な弁を手動弁とすることで、確実に操作可能な設計とする。

タンクローリは、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し、系統構成に必要な弁を手動弁とすることで、確実に操作可能な設計とする。

タンクローリは、系統構成に必要な弁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。

タンクローリと軽油タンク又はガスタービン発電設備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、軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクの払出口に特別な工具を要しない専用金具にて接続することにより、容易かつ確実に接続可能な設計とする。

#### 3. 14. 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。

ガスタービン発電機は、発電用原子炉の運転中又は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な設計とし、発電用原子炉の停止中に特性試験及び分解検査が可能な設計とする。

ガスタービン発電設備軽油タンクは、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に外観検査が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中に漏えい試験及び開放検査が可能な設計とする。

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又は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な設計とし、発電用原子炉の停止中に漏えい試験及び分解検査が可能な設計とする。

電源車は、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に機能・性能試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中に特性試験が可能な設計とする。また、電源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。

125V 蓄電池 2A, 125V 蓄電池 2B, 125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池は、発電用原子炉の運転中又は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な設計とする。

125V 充電器盤 2A, 125V 充電器盤 2B, 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤は、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に機能・性能試験が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中に特性試験及び外観検査が可能な設計とする。

ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線 2F 系、緊急用高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系、緊急用低圧母線 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2C 系、緊急用交流電源切替盤 2D 系、非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系は、発電用原子炉の停止中に特性試験及び外観検査が可能な設計とする。

軽油タンクは、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に外観検査が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中に漏えい試験及び開放検査が可能な設計とする。

ガスタービン発電設備軽油タンクは、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に外観検査が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中に漏えい試験及び開放検査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発電用原子炉の停止中に漏えい試験、機能・性能試験、開放検査及び外観検査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検査が可能な設計とする。

第 3. 14-1 表 代替電源設備の主要機器仕様

(1) 常設代替交流電源設備

a. ガスタービン発電機

ガスタービン機関

台数	2
使用燃料	軽油
出力	約 3, 600kW/台

発電機

台数	2
種類	横軸回転界磁 3 相同期発電機
容量	約 4, 500kVA/台
力率	0. 8
電圧	6. 9kV
周波数	50Hz

b. ガスタービン発電設備軽油タンク

基数	3
容量	約 110kL/基

c. ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ

台数	2
容量	約 3m <sup>3</sup> /h/台

(2) 可搬型代替交流電源設備

a. 電源車

ディーゼル機関

台数	6(うち 1 台は予備)
使用燃料	軽油

発電機

台数	6(うち 1 台は予備)
種類	横軸回転界磁 3 相同期発電機
容量	約 400kVA/台
力率	0. 85
電圧	6. 9kV
周波数	50Hz

b. 軽油タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備(通常運転時等)
- ・非常用電源設備(重大事故等時)

- |    |           |
|----|-----------|
| 基数 | 6         |
| 容量 | 約 110kL/基 |
- c. ガスタービン発電設備軽油タンク
- |    |           |
|----|-----------|
| 基数 | 3         |
| 容量 | 約 110kL/基 |
- d. タンクローリ
- |    |              |
|----|--------------|
| 台数 | 3(うち 1 台は予備) |
| 容量 | 約 4kL/台      |

(3) 所内常設蓄電式直流電源設備

- a. 125V 蓄電池 2A
- 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 | 125V      |
| 容量 | 約 8,000Ah |
- b. 125V 蓄電池 2B
- 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 | 125V      |
| 容量 | 約 6,000Ah |
- c. 125V 充電器盤 2A
- 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)
- |    |        |
|----|--------|
| 台数 | 1      |
| 電圧 | 125V   |
| 容量 | 約 700A |
- d. 125V 充電器盤 2B
- 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)
- |    |        |
|----|--------|
| 台数 | 1      |
| 電圧 | 125V   |
| 容量 | 約 700A |



(4) 常設代替直流電源設備

- a. 125V 代替蓄電池
  - 組数 1
  - 電圧 125V
  - 容量 約 2,000Ah
- b. 250V 蓄電池
  - 組数 1
  - 電圧 250V
  - 容量 約 6,000Ah

(5) 可搬型代替直流電源設備

- a. 125V 代替蓄電池
  - 組数 1
  - 電圧 125V
  - 容量 約 2,000Ah
- b. 250V 蓄電池
  - 組数 1
  - 電圧 250V
  - 容量 約 6,000Ah
- c. 125V 代替充電器盤
  - 台数 1
  - 電圧 125V
  - 容量 約 700A
- d. 250V 充電器盤
  - 台数 1
  - 電圧 250V
  - 容量 約 600A
- e. 電源車
  - ディーゼル機関
    - 台数 6(うち 1 台は予備)
    - 使用燃料 軽油
  - 発電機
    - 台数 6(うち 1 台は予備)
    - 種類 同期発電機
    - 容量 約 400kVA/台
    - 力率 0.85
    - 電圧 6.9kV
    - 周波数 50Hz

f. 軽油タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備(通常運転時等)
- ・非常用電源設備(重大事故等時)

基数	6
容量	約 110kL/基

g. ガスタービン発電設備軽油タンク

基数	3
容量	約 110kL/基

h. タンクローリ

台数	3(うち 1 台は予備)
容量	約 4kL/台

(6) 代替所内電気設備

a. 緊急用動力変圧器 2G 系

個数	1
容量	約 750kVA
電圧	6.9kV/460V

(7) 燃料補給設備

a. 軽油タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備(通常運転時等)
- ・非常用電源設備(重大事故等時)

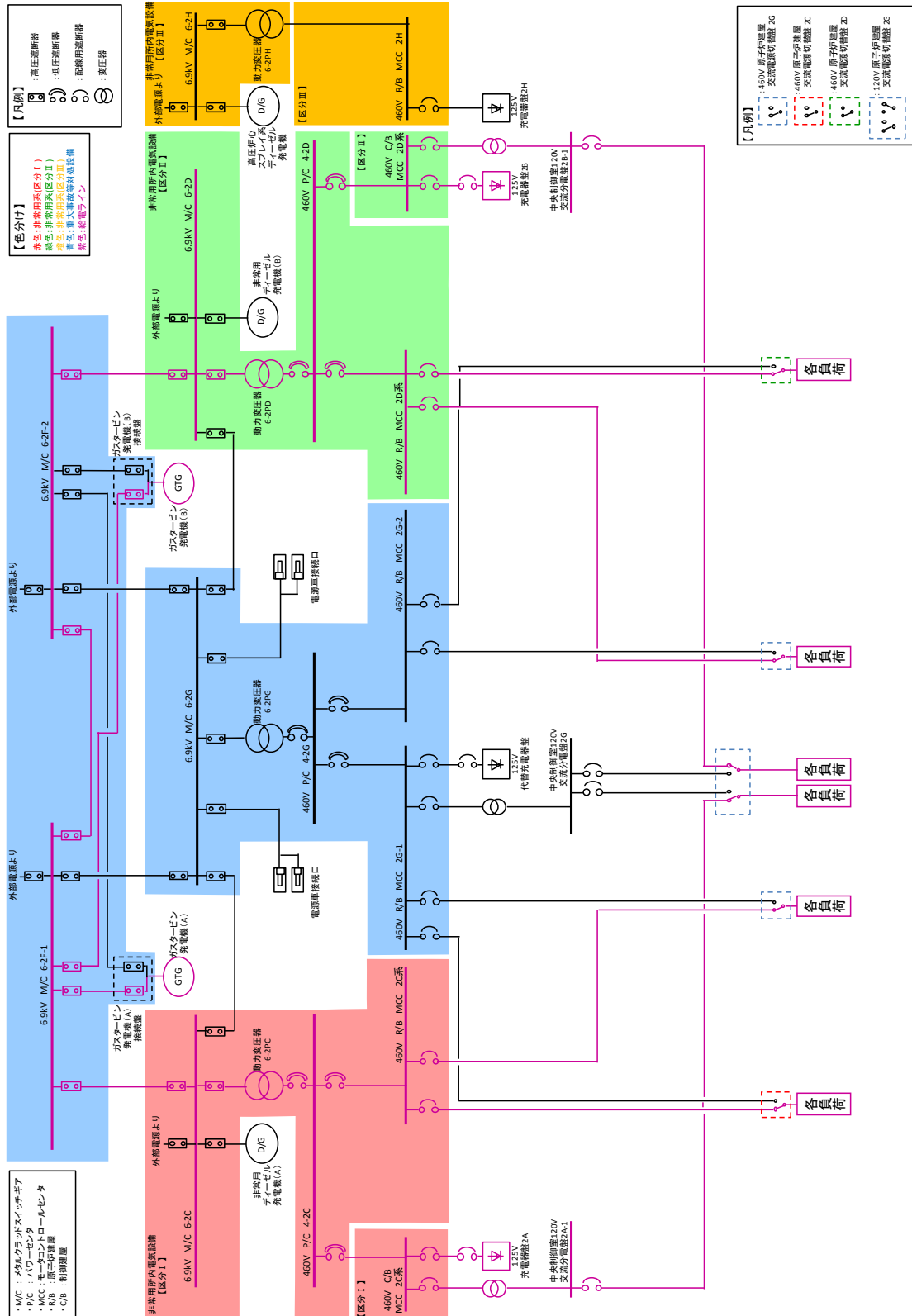
基数	6
容量	約 110kL/基

b. ガスタービン発電設備軽油タンク

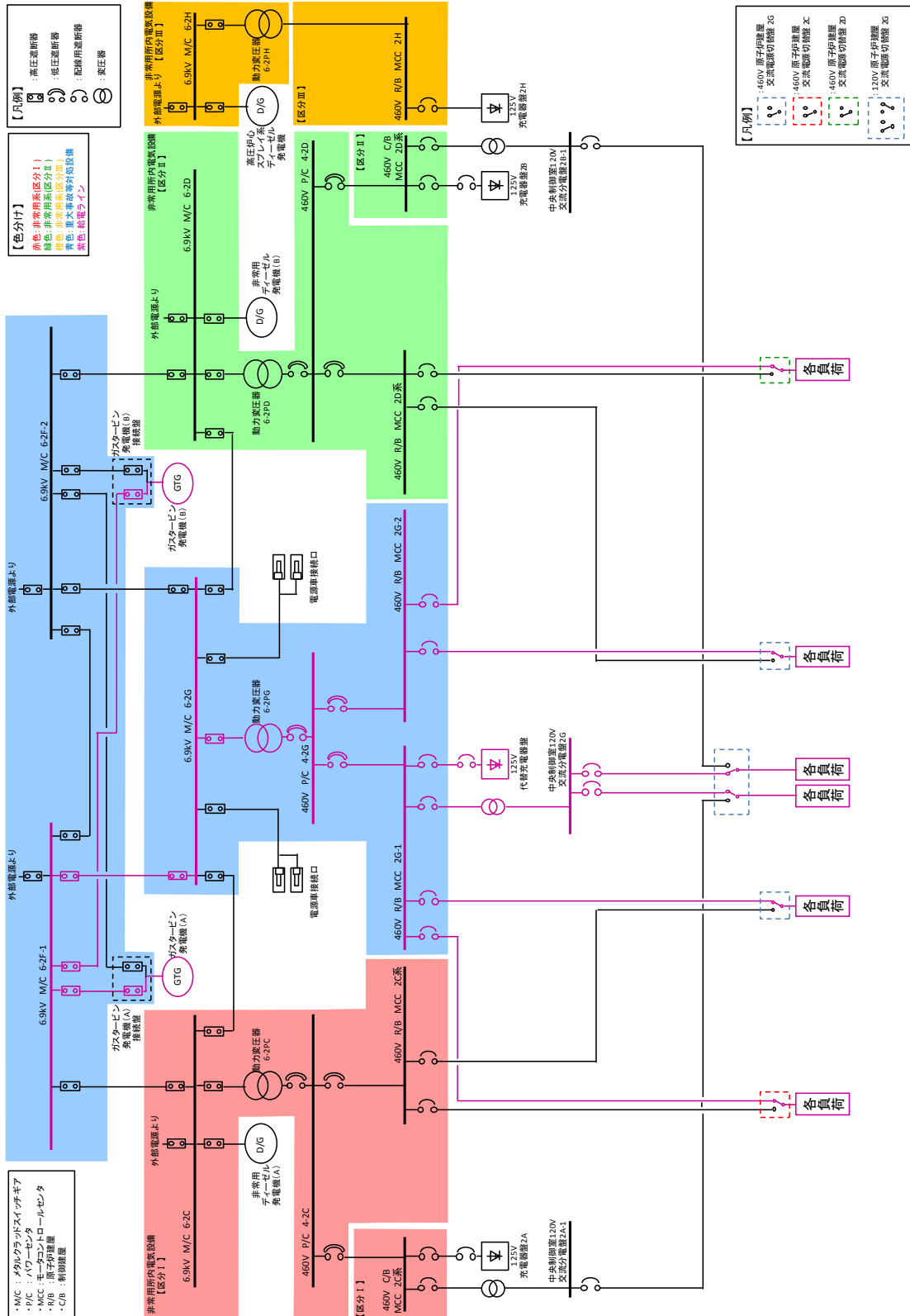
基数	3
容量	約 110kL/基

c. タンクローリ

台数	3(うち 1 台は予備)
容量	約 4kL/台

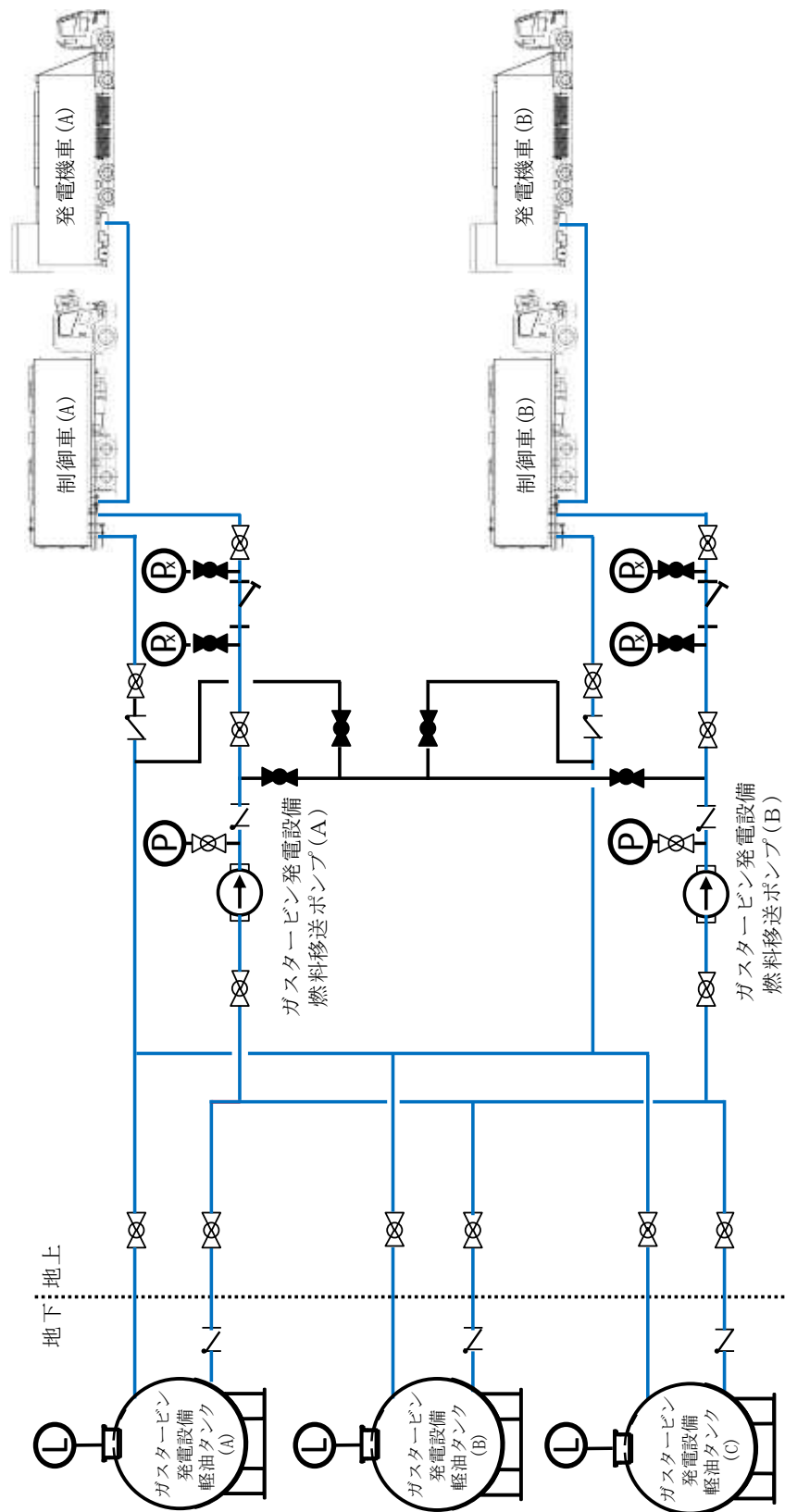


第 3.14-1 図 代替電源設備系統概要図(常設代替交流電源設備による給電)  
 (ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を経由して給電)

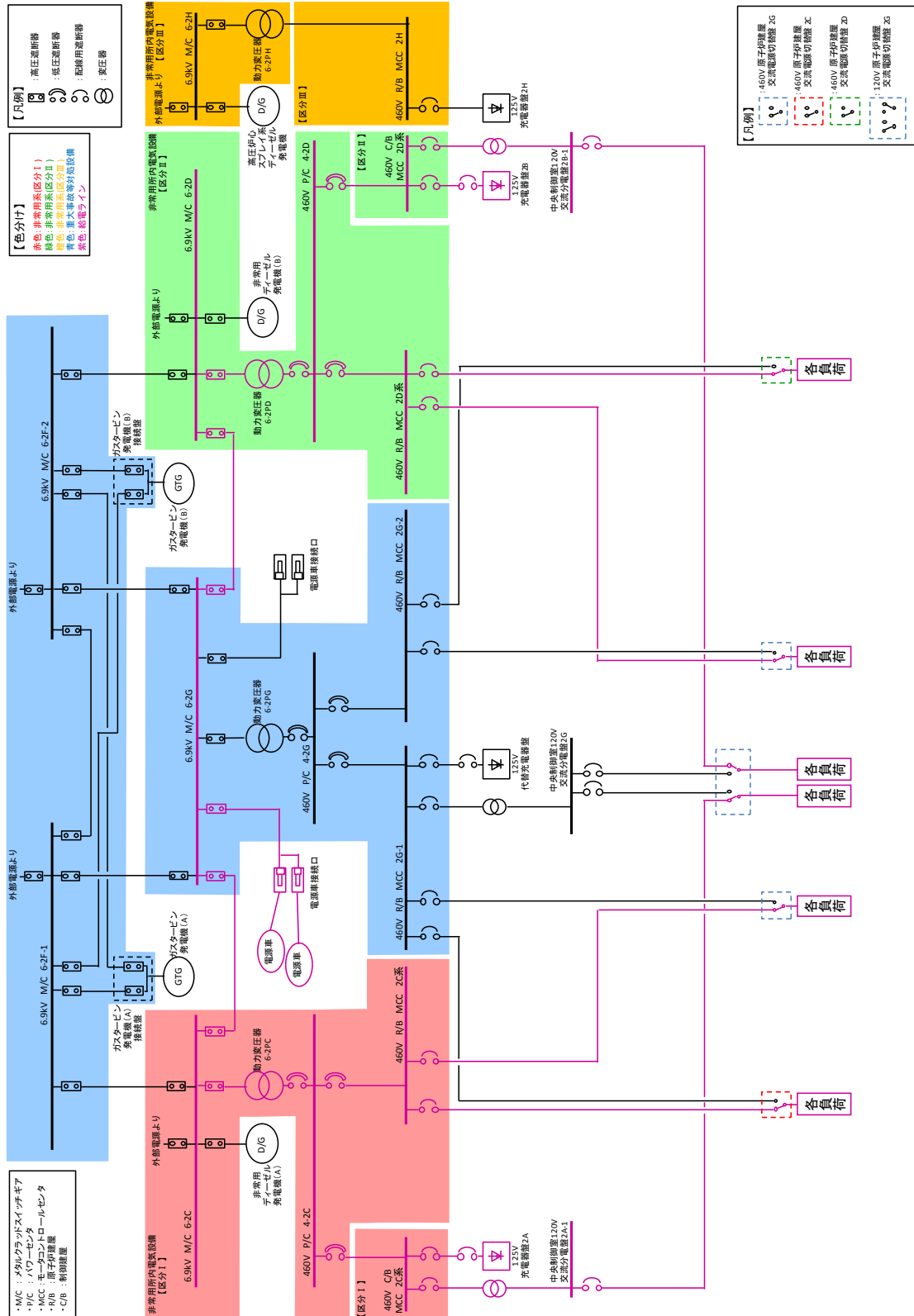


第 3.14-2 図 代替電源設備系統概要図(常設代替交流電源設備による給電)  
 (ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由して給電)

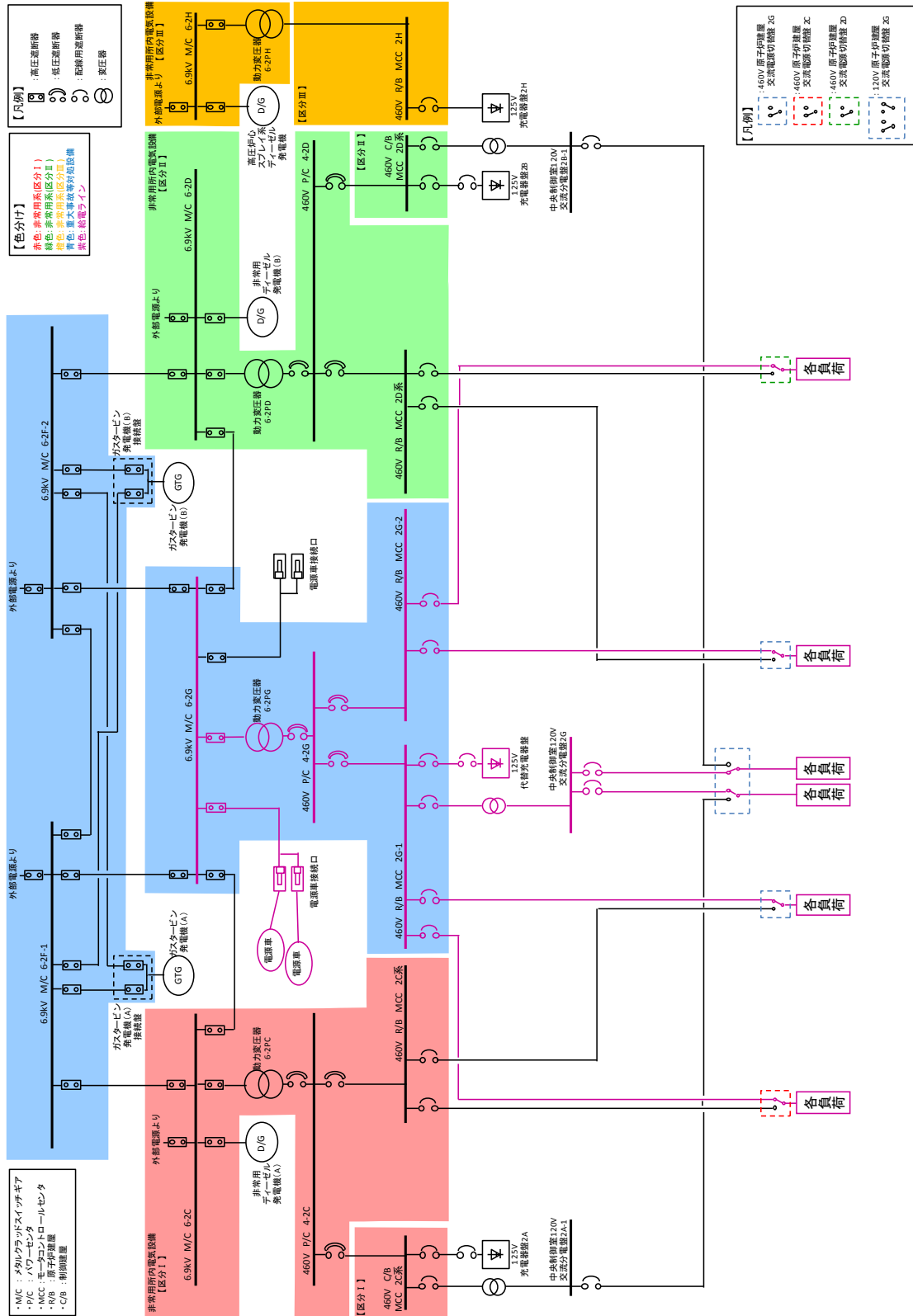
— : 使用時系統



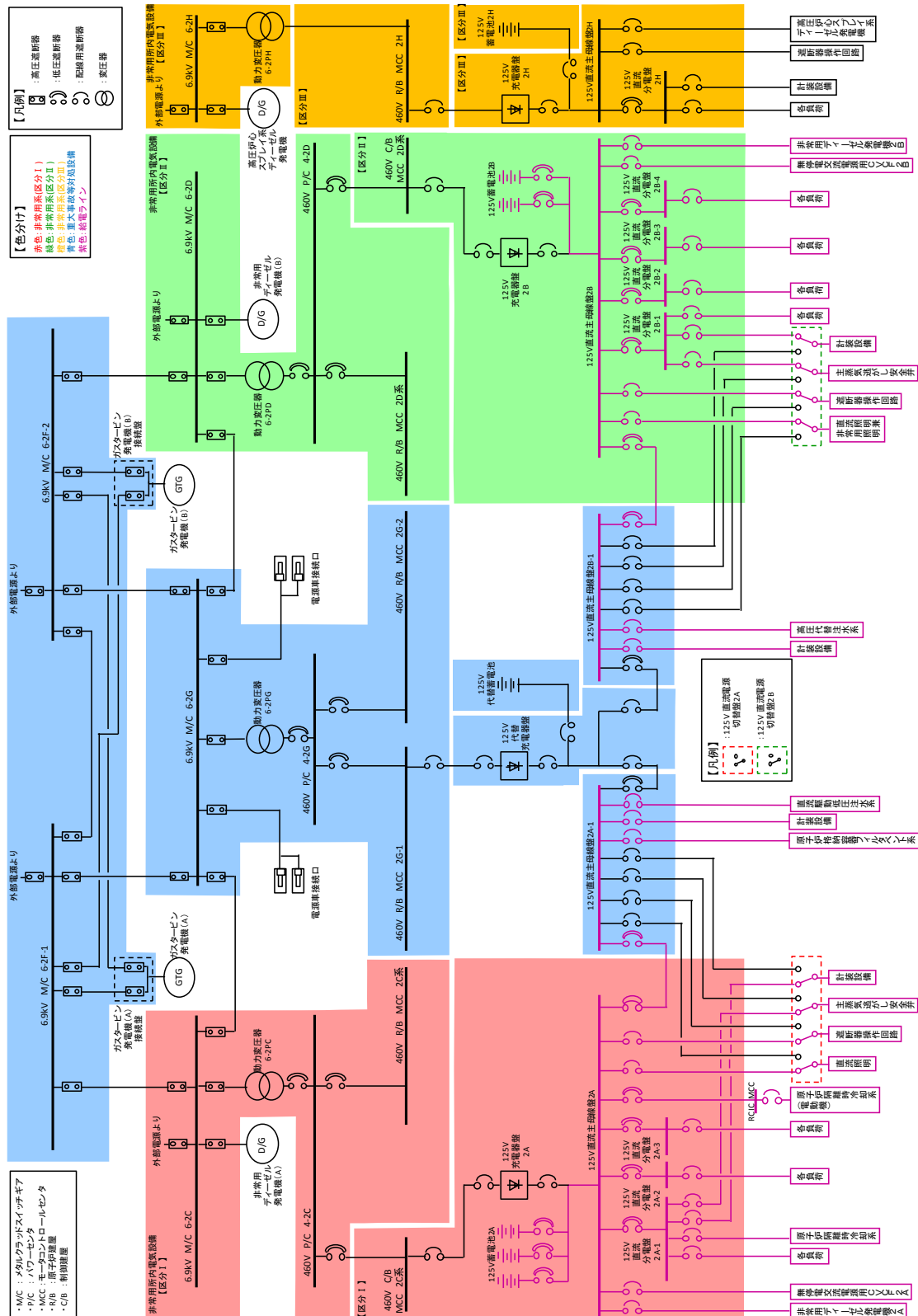
第 3.14-3 図 代替電源設備系統概要図(常設代替交流電源設備による給電)  
(ガスタービン発電機の燃料系統)



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)  
 (電源車から電源車接続口及び非常用所内電気設備を経由して給電)

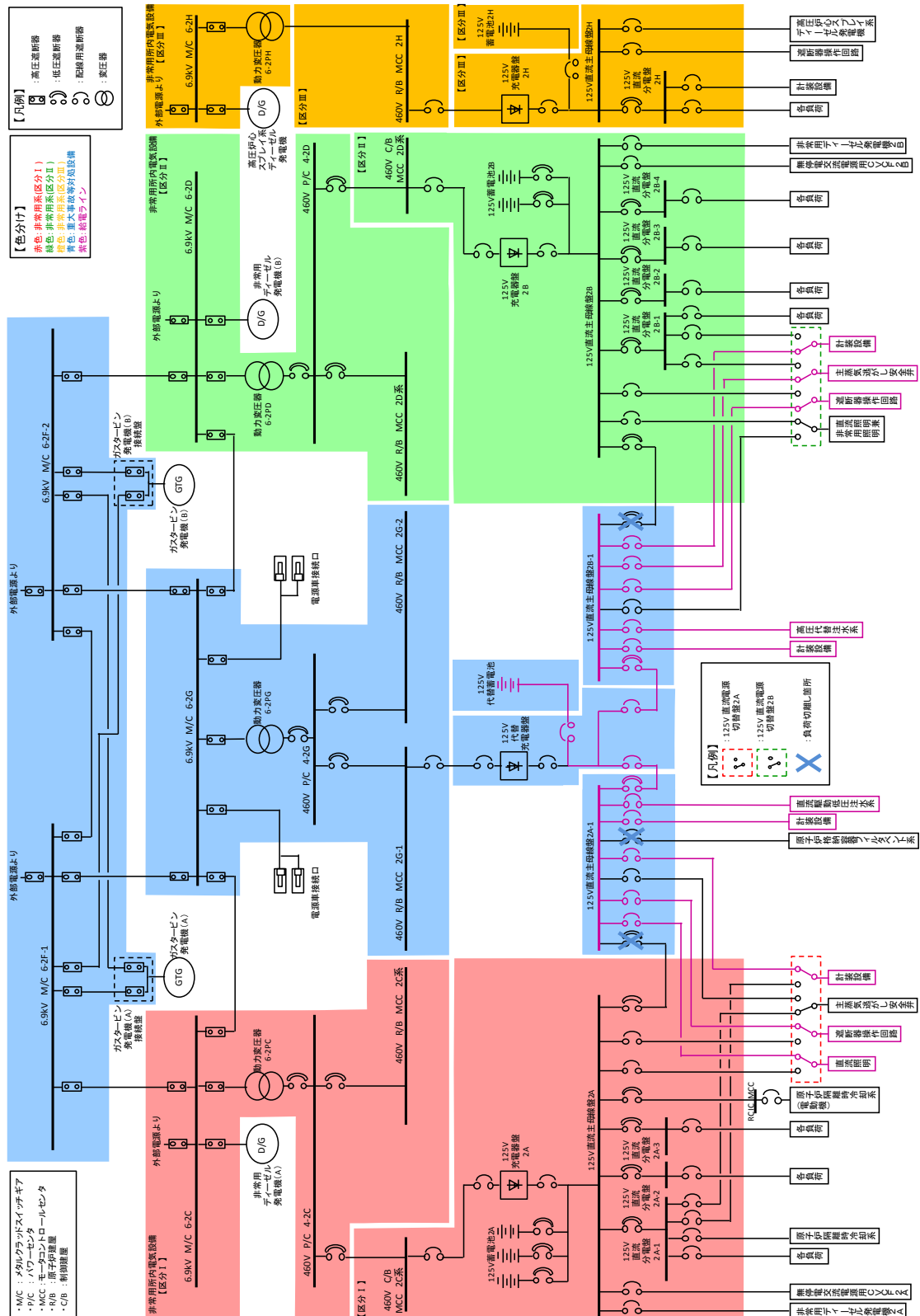


第 3.14-5 図 代替電源設備系統概要図(可搬型代替交流電源設備による給電)  
 (電源車から電源車接続口及び代替所内電気設備を經由して給電)

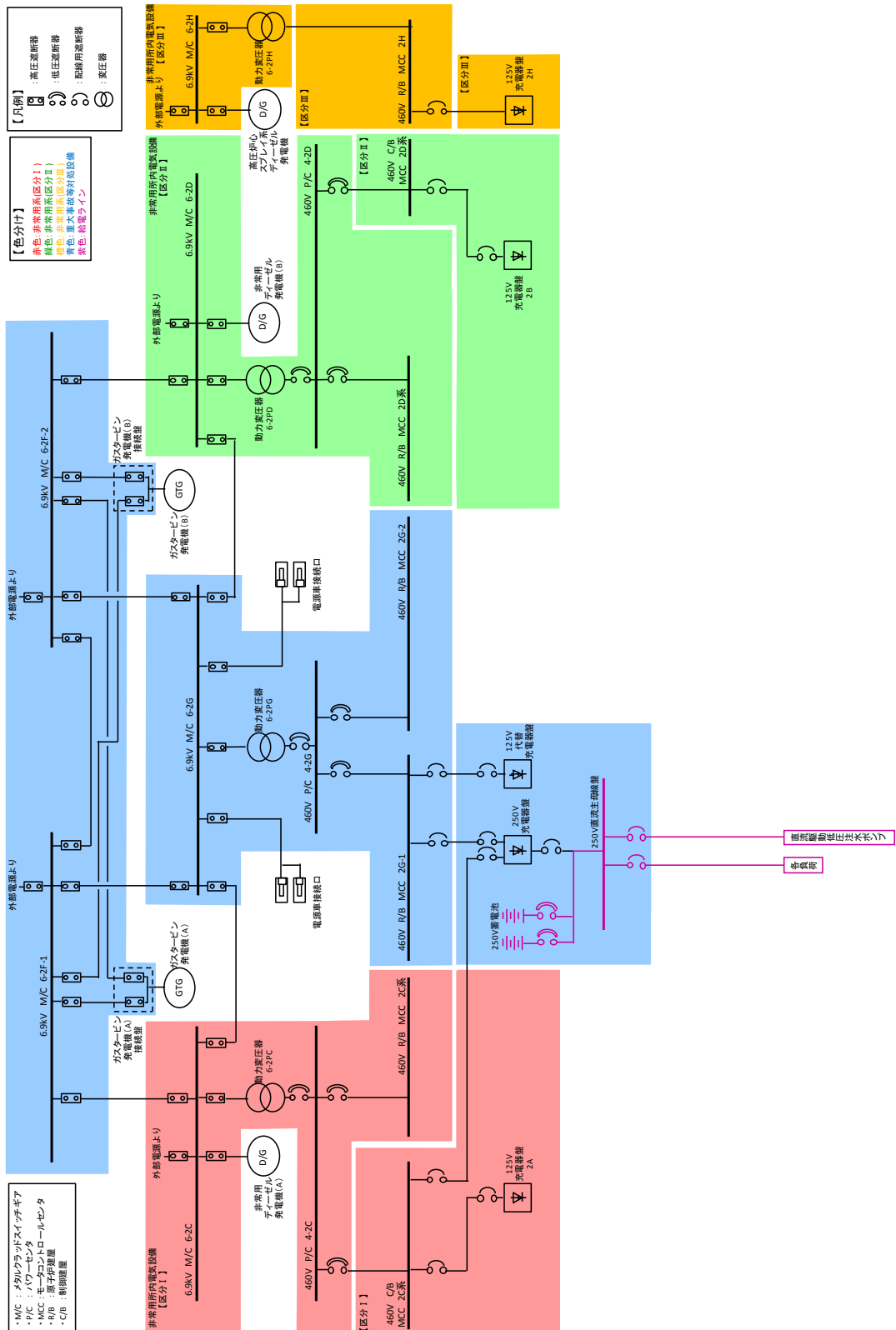


第 3.14-6 図 代替電源設備系統概要図(所内常設蓄電池式直流電源設備による給電)  
(125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による給電)

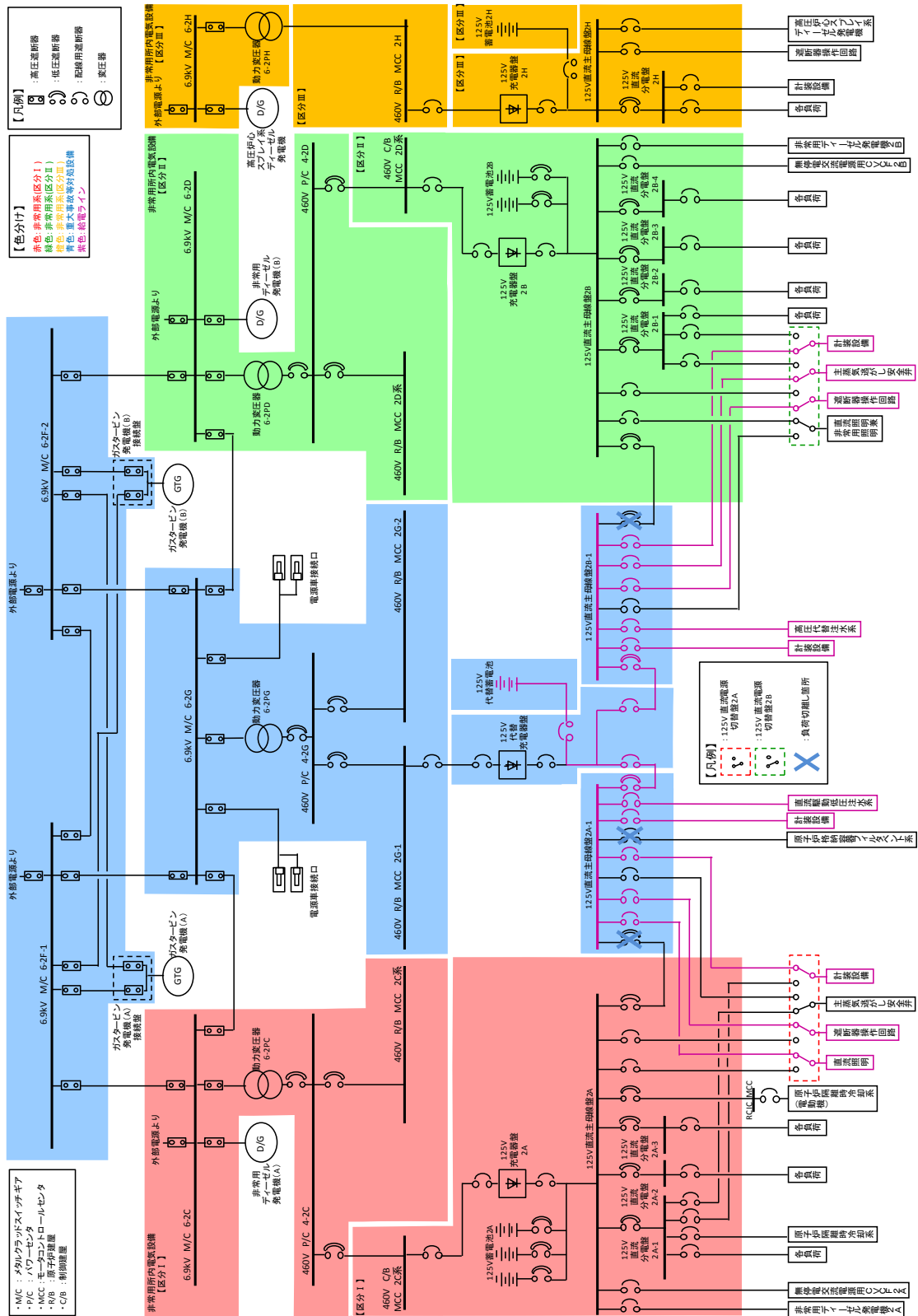




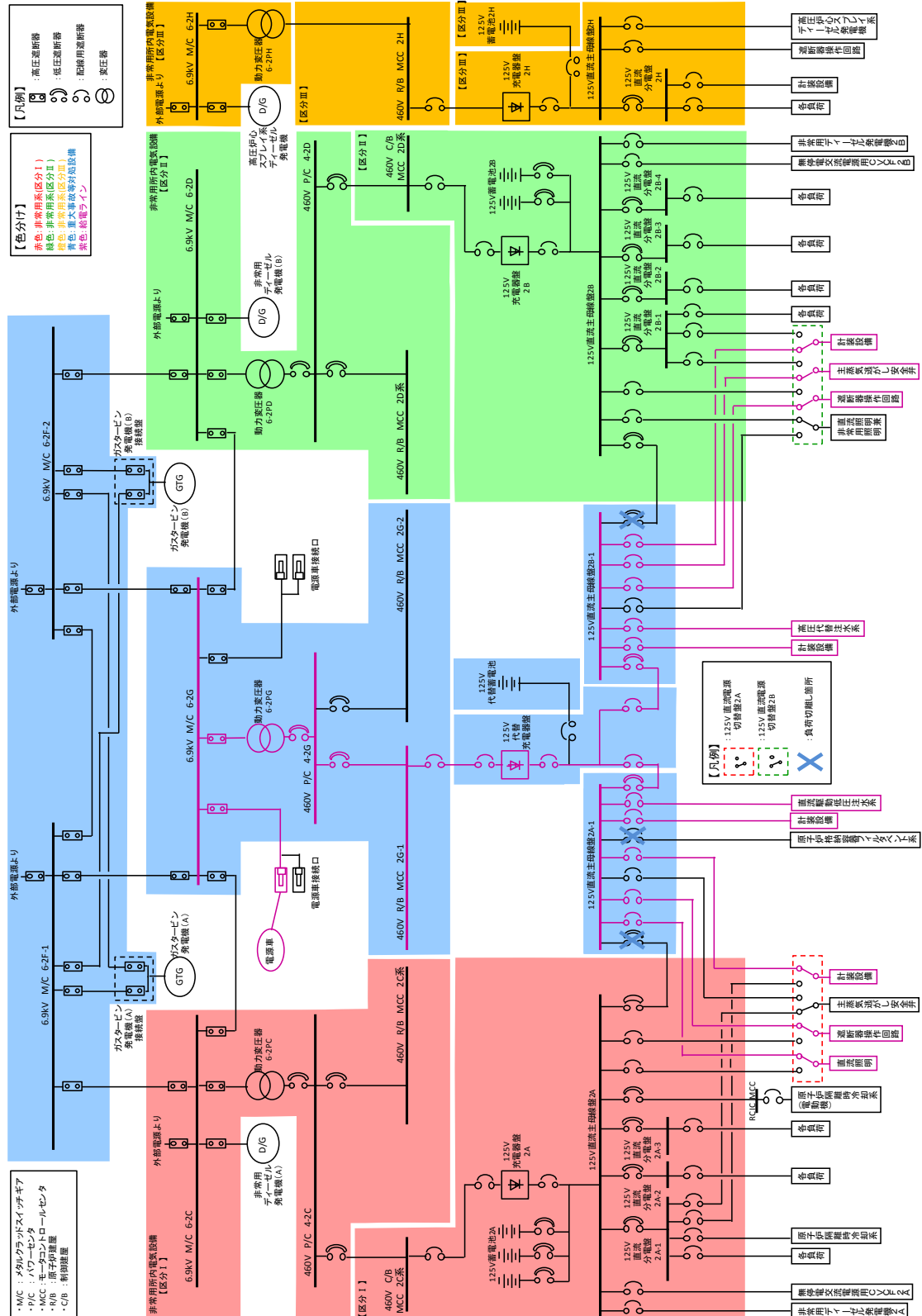
第 3.14-7 図 代替電源設備系統概要図(常設代替直流電源設備による給電)  
(125V 代替蓄電池による給電)



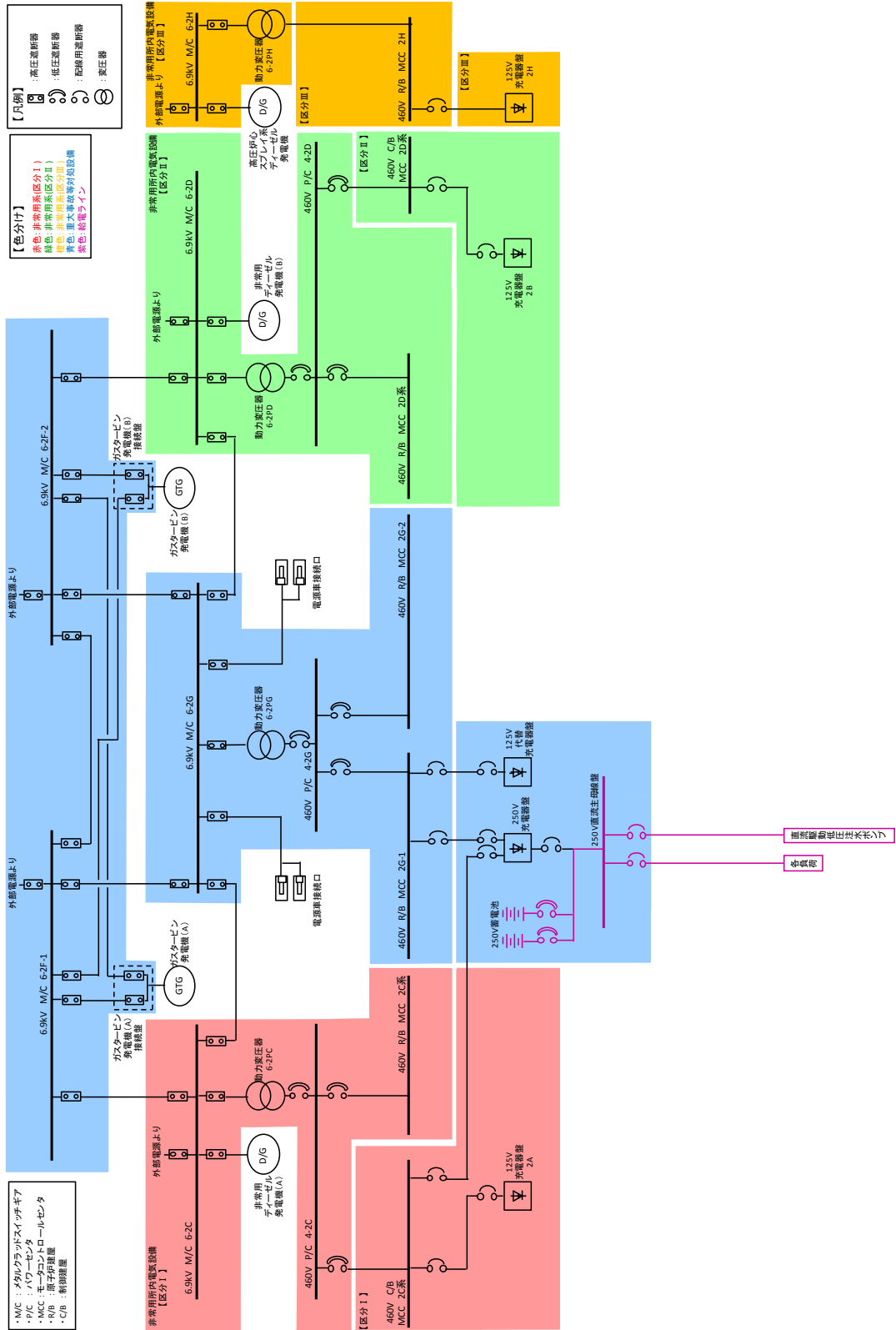
第 3.14-8 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替直流電源設備による給電) (250V 蓄電池による給電)



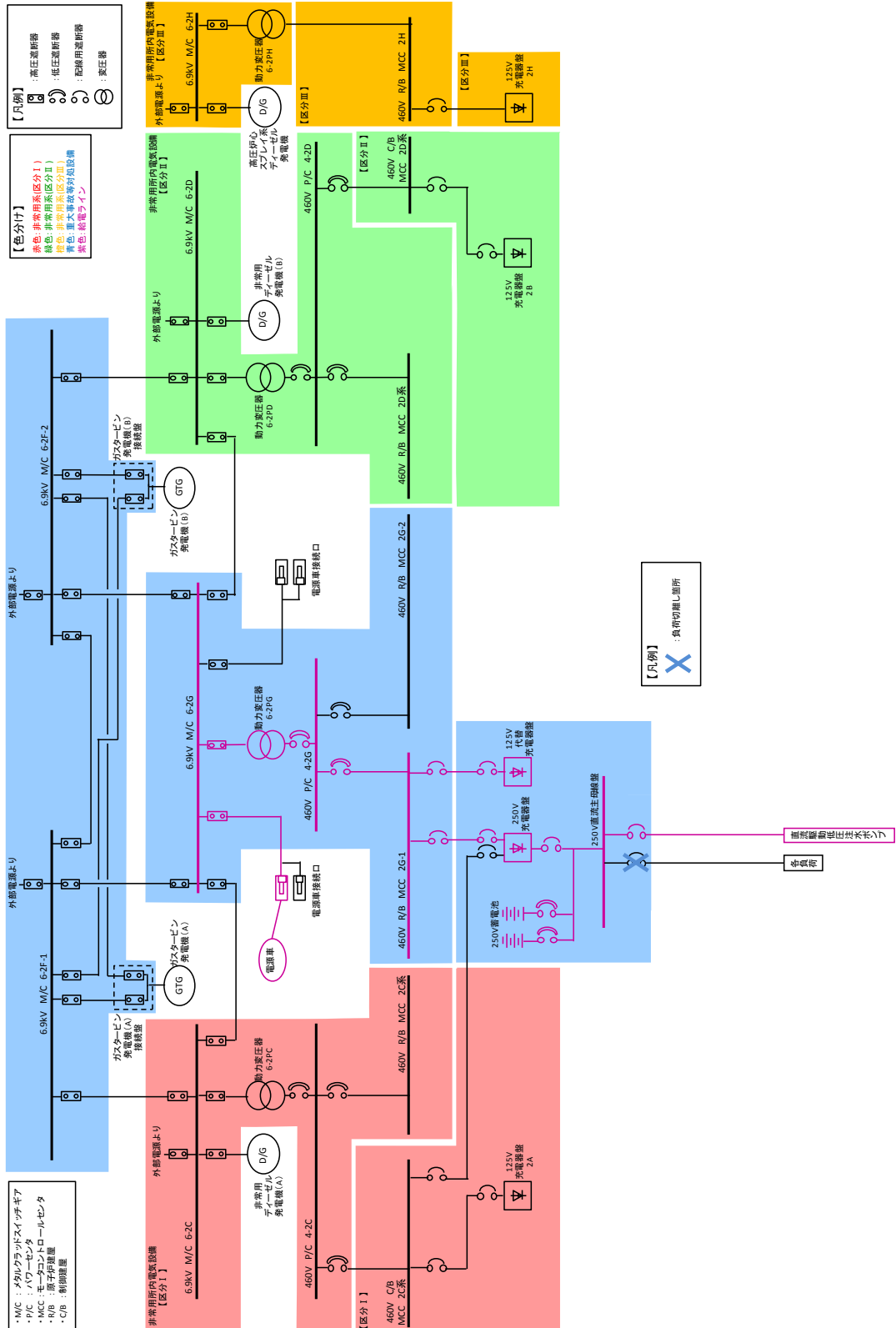
第 3.14-9 図 代替電源設備システム概要図(可搬型代替直流電源設備による給電)  
(125V 代替蓄電池による給電)



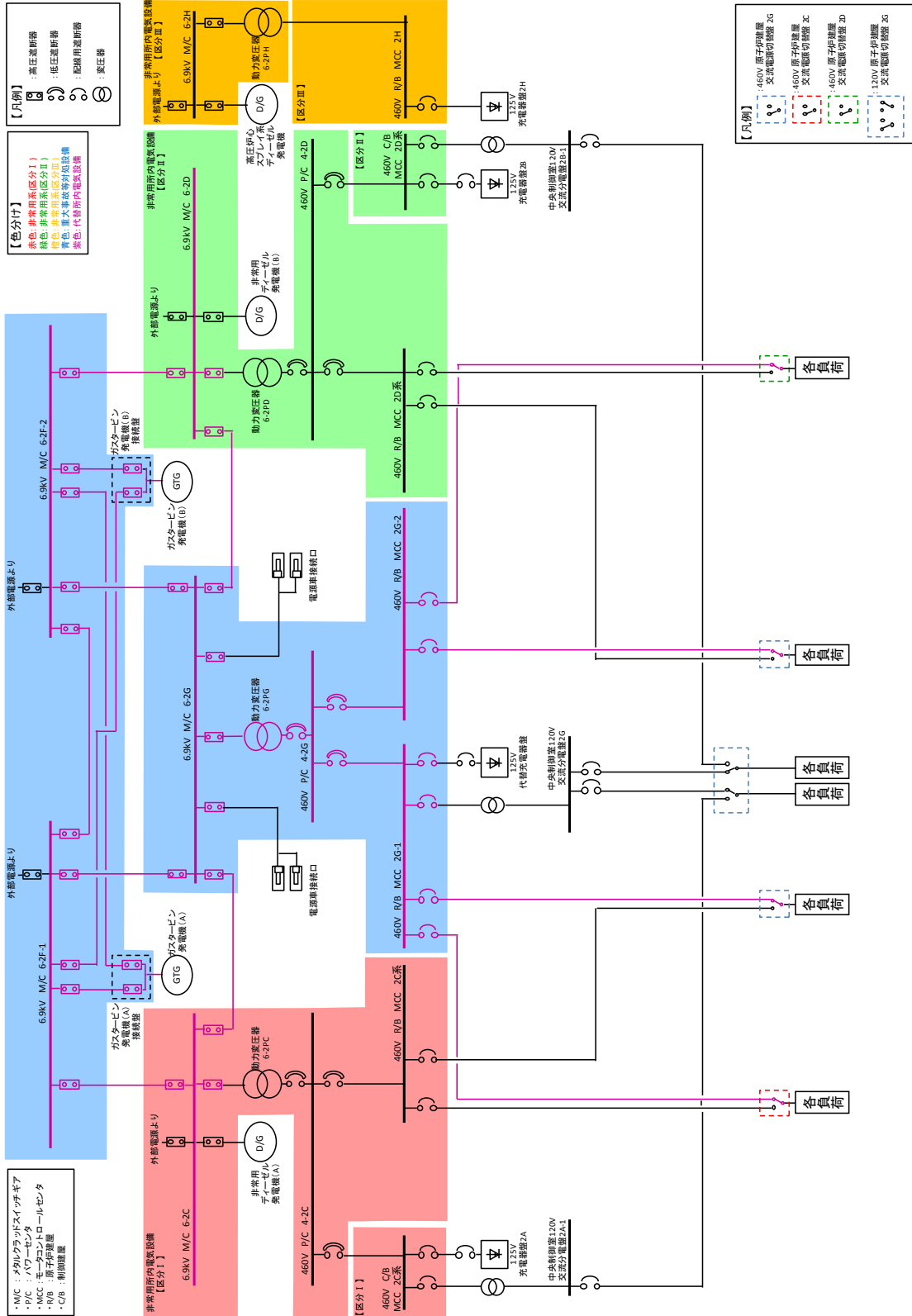
第 3.14-10 図 代替電源設備系統概要図(可搬型代替直流電源設備による給電)  
 (電源車から電源車接続口及び代替所内電気設備を経由して給電(125V 系統))



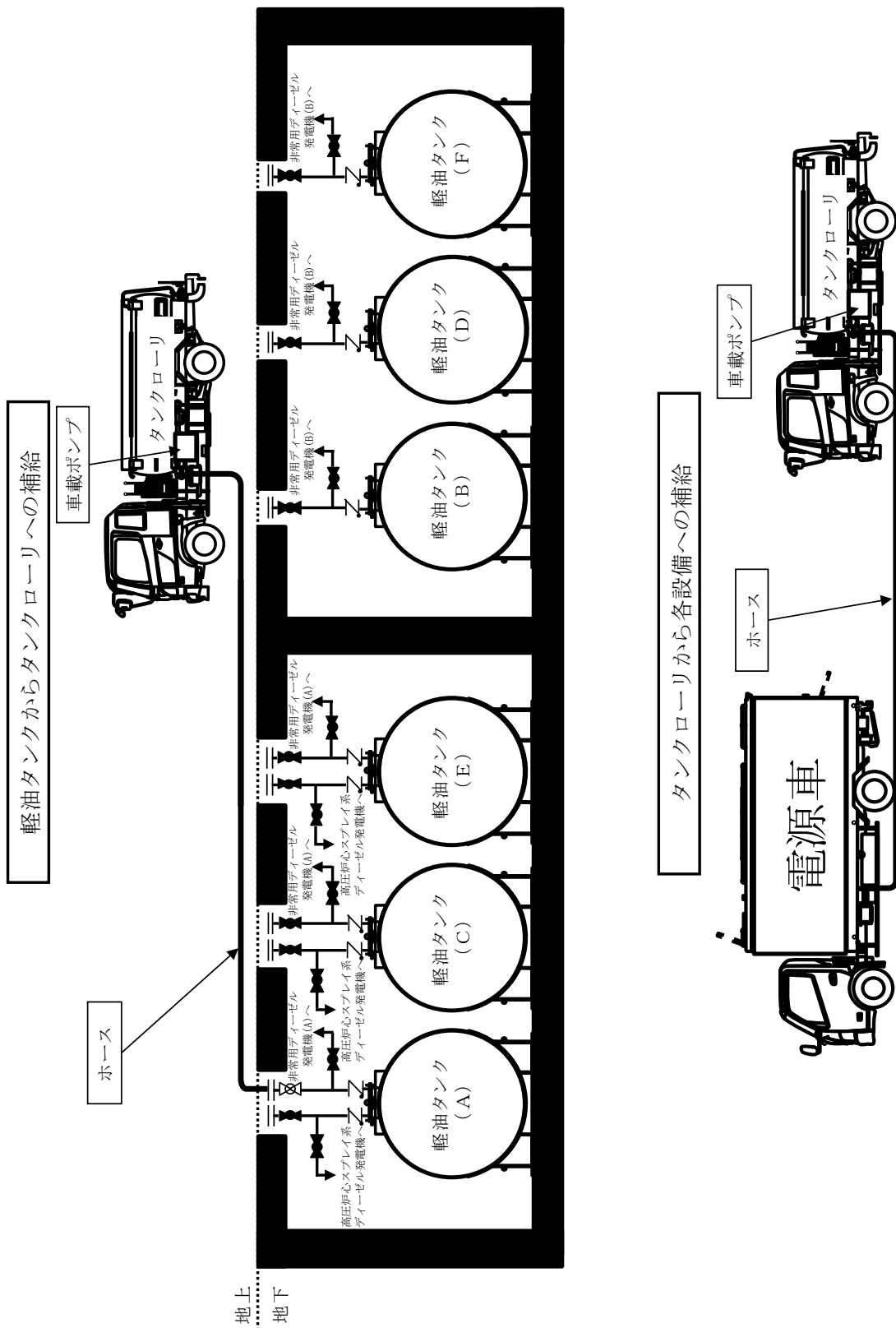
第 3.14-11 図 代替電源設備系統概要図(可搬型代替直流電源設備による給電)  
(250V 蓄電池による給電)



第 3.14-12 図 代替電源設備系統概要図(可搬型代替直流電源設備による給電)  
 (電源車から電源車接続口及び代替所内電気設備を経由して給電(250V 系統))



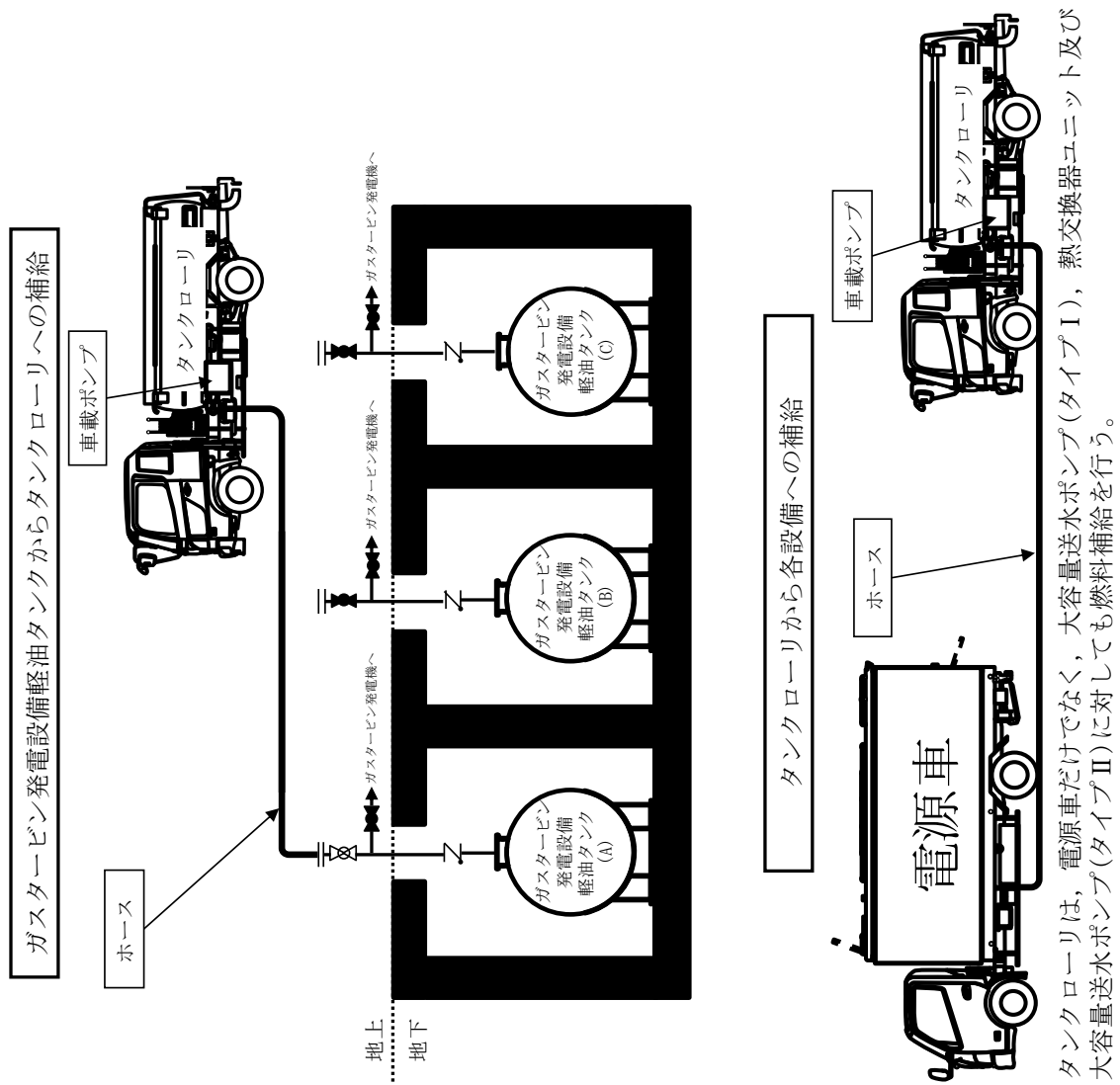
第 3. 14-13 図 代替電源設備系統概要図(代替所内電気設備による給電)



第 3.14-14 図 代替電源設備系統概要図(タンクローリによる補給)  
(軽油タンク)

タンクローリは、電源車だけでなく、大容量送水ポンプ(タイプI), 熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプII)に対しても燃料補給を行う。





第 3. 14-15 図 代替電源設備系統概要図(タンクローリによる補給)  
(ガスタービン発電設備軽油タンク)

### 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は、重大事故等時に、ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)、ATWS 緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)、ほう酸水注入系、高圧代替注水系、代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、残留熱除去系(低圧注水モード)による低圧注水、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉停止時冷却、原子炉補機冷却水系、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器内の冷却、残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)によるサブプレッションチェンバのプール水の冷却、計測制御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、多様性及び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、他の施設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、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ、軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料デイタンクは、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及び非常用ディーゼル発電設備燃料デイタンクは、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

非常用ディーゼル発電機の操作は、中央制御室から可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び軽油タンクは、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。

#### 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は、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電設備燃料デイトankは、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の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発電用原子炉の停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

軽油タンクは、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の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発電用原子炉の停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又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。

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
エンジン 台数 出力 起動時間 使用燃料	2 約 6,430kW/台(連続) 約 10 秒 軽油
発電機 台数 種類 容量 力率 電圧 周波数	2 横軸回転界磁 3 相同期発電機 約 7,625kVA/台 0.8 6.9kV 50Hz
軽油タンク 基数 容量	6 約 110kL/基

### 3. 14. 1. 2. 2 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備

高圧炉心スプレイ系用交流電源設備は、想定される重大事故等時において、非常用交流電源設備と組み合わせて、重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用する。

高圧炉心スプレイ系用交流電源設備は、重大事故等時に、非常用交流電源設備と組み合わせて、ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)、ATWS 緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)、ほう酸水注入系、高圧代替注水系、代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、残留熱除去系(低圧注水モード)による低圧注水、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉停止時冷却、原子炉補機冷却水系、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器内の冷却、残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)によるサブプレッションチェンバのプール水の冷却、計測制御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、多様性及び位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

高圧炉心スプレイ系用交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。

高圧炉心スプレイ系用交流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合同じ系統構成で、非常用交流電源設備と組み合わせて、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、他の施設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。

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設備燃料移送ポンプ、軽油タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトタンクは、設計基準事故時に使用する場合の容量が、非常用交流電源設備と組み合わせて、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。

高圧炉心スプレイ系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設備燃料デイトタンクは、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧炉心スプレイ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。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び軽油タンクは、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。

#### 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。

高圧炉心スプレイ系用交流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合同じ系統構成で重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用する。高圧炉心スプレイ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. 2. 5 試験検査

基本方針については、「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料タンクは、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の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発電用原子炉の停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

軽油タンクは、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の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発電用原子炉の停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又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。

第 3. 14-3 表 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備の主要機器仕様

(1) 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
エ ン ジ ン 台 数 出 力 起 動 時 間 使 用 燃 料	1 約 3, 230kW(連続) 約 13 秒 軽油
発 電 機 台 数 種 類 容 量 力 率 電 圧 周 波 数	1 横軸回転界磁 3 相同期発電機 約 3, 750kVA 0.8 6. 9kV 50Hz
軽油タンク 基 数 容 量	6 約 110kL/基

### 3. 14. 1. 2. 3 高圧炉心スプレイ系用直流電源設備

高圧炉心スプレイ系用直流電源設備は、想定される重大事故等時において、高圧炉心スプレイ系用交流電源設備と組み合わせて、重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用する。

高圧炉心スプレイ系用直流電源設備は、全交流動力電源喪失から 8 時間、125V 蓄電池 2H から電力を供給できる設計とする。

高圧炉心スプレイ系用直流電源設備は、「2. 3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性及び位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

高圧炉心スプレイ系用直流電源設備の主要機器仕様を第 3. 14-4 表に示す。

#### 3. 14. 1. 2. 3. 1 悪影響防止

基本方針については、「2. 3. 1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

高圧炉心スプレイ系用直流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合同じ系統構成で、高圧炉心スプレイ系用交流電源設備と組み合わせて、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、他の施設に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 3. 14. 1. 2. 3. 2 容量等

基本方針については、「2. 3. 2 容量等」に示す。

125V 蓄電池 2H は、設計基準事故時に使用する場合の容量が、高圧炉心スプレイ系用交流電源設備と組み合わせて、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. 3. 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。

125V 蓄電池 2H 及びそれに充電する 125V 充電器盤 2H は、原子炉建屋内に設置し、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. 3. 4 操作性の確保

基本方針については、「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧炉心スプレイ系用直流電源設備は、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. 3. 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。

125V 蓄電池 2H は、発電用原子炉の運転中又は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な設計とする。

125V 充電器盤 2H は、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に機能・



性能試験が可能な設計とし，発電用原子炉の停止中に特性試験及び外観検査が可能な設計とする。

第 3. 14-4 表 高圧炉心スプレイ系用直流電源設備の主要機器仕様

(1) 高圧炉心スプレイ系蓄電池

	高圧炉心スプレイ系 蓄電池
蓄電池 組数 電圧 容量	1 125V 約 400Ah
充電器 台数 充電方式	2(うち 1 台は予備) 浮動(常時)

### 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

#### 【45 条】

##### 【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)

第四十五条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であつて、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

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

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

a) 可搬型重大事故防止設備

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

b) 現場操作

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

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

### 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

#### 3.2.1 設置許可基準規則第45条への適合方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び設計基準対象施設である原子炉隔離時冷却系が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、以下の対策及び設備を設ける。

##### (1) 高圧代替注水系の設置（設置許可基準規則解釈の第1項(1)）

設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び設計基準対象施設である原子炉隔離時冷却系が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、常設重大事故等対処設備として高圧代替注水系を設置する。

高圧代替注水系は、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合でも、高圧炉心スプレイ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプよりも高所に設置された高圧代替注水系ポンプを用い、復水貯蔵タンクを水源として高圧状態の原子炉圧力容器へ注水し、炉心を冷却可能な設計とする。また、高圧代替注水系ポンプは、原子炉蒸気で駆動可能な蒸気タービン駆動ポンプとし、原子炉蒸気を弁操作で高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンに供給することで起動可能な設計とする。

また、高圧代替注水系は、全交流動力電源喪失した場合でも、所内常設蓄電式直流電源設備(125V 蓄電池 2B)からの給電により、起動及び高圧注水が必要な期間にわたって運転継続が可能な設計とする。さらに、所内常設蓄電式直流電源設備が機能喪失した場合でも、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備（電源車、125V 代替充電器盤、125V 代替蓄電池の組合せ）からの給電により、起動及び高圧注水が必要な期間にわたって運転継続が可能な設計とする。

これにより、高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系の現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作による起動及び十分な期間の運転継続を行うための措置や、原子炉隔離時冷却系の現場での人力による弁の操作により起動及び十分な期間の運転継続を行うための措置に対し、同等以上の効果を有する設計とする。

##### (2) 高圧代替注水系の現場操作による運転（設置許可基準規則解釈の第1項(1)b)）

高圧代替注水系は、全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失した場合でも、現場で系統構成に必要な弁を人力で操作することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続可能な設計とする。なお、人力による措置が容易に行えるよう、高圧代替注水系は機械式ガ

バナでタービン給気蒸気量を制御する方式とし、弁操作のみで起動停止運転継続が可能な設計とする。本操作対象弁については、共通要因によって直流電源により駆動する電気作動弁と同時に機能を損なわないよう、現場で人力により操作するためのハンドルを設け、手動操作可能とすることで多様性を持つ設計とする。

なお、人力による措置が容易に行えるため、「現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ボンベ）を用いた弁の操作により、高圧代替注水系の起動及び十分な期間の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等の整備」（設置許可基準規則解釈の第1項(1)a)）は不要とするが、設置許可基準規則第57条への適合方針として、可搬型代替直流電源設備による給電も可能な設計とする。

### (3) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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。

#### (i) 原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系は、復水給水系からの給水喪失時に原子炉水位の異常低下を防止し、水位を維持する機能を有する。

本システムは、原子炉水位低の信号による自動起動又は中央制御室からの手動操作によって起動し、復水貯蔵タンクの水を復水給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水する。

#### (ii) 高圧炉心スプレイ系

高圧炉心スプレイ系は、冷却材喪失事故時において、大破断事故時には低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）と連携し、中小破断事故時には単独で原子炉を冷却する機能を有する。

本システムは、原子炉水位低（レベル2）又はドライウエル圧力高の信号で作動を開始し、復水貯蔵タンクの水又はサプレッションチェンバ内のプール水を炉心上部に取付けられた炉心スプレイスパーチャのノズルから燃料集合体にスプレイすることによって原子炉を冷却する。また、原子炉水位高（レベル8）信号でスプレイを自動的に停止する。

### (4) 技術的能力審査基準への適合のための手順等の整備

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に、原子炉を冷却するために必要な監視及び制御の手順等として、以下を整備する。

(i) 監視及び制御に用いる設備

「高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却」により原子炉圧力容器へ注水する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備として、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉圧力、高圧代替注水系ポンプ出口流量及び復水貯蔵タンク水位を整備する。

原子炉水位は、発電量原子炉を冷却するための原子炉水位を監視又は推定でき、原子炉圧力、高圧代替注水系ポンプ出口流量及び復水貯蔵タンク水位は原子炉圧力容器へ注水するための高圧代替注水系の動作状況を確認可能な設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉水位（広帯域）（3.15 計装設備【58条】）
- ・原子炉水位（燃料域）（3.15 計装設備【58条】）
- ・原子炉圧力（3.15 計装設備【58条】）
- ・高圧代替注水系ポンプ出口流量（3.15 計装設備【58条】）
- ・復水貯蔵タンク水位（3.15 計装設備【58条】）

(5) 技術的能力審査基準への適合のための復旧手段の整備

復旧手段として、以下を整備する。

(i) 復旧手段の整備

全交流動力電源喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電池式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電池式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段を整備する。

なお、電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(6) 技術的能力審査基準への適合のための重大事故等の進展抑制をするための手段の整備

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に重大事故等の進展抑制をするための手段として、ほう酸水注入系による進展抑制を整備する。

(i) ほう酸水注入系による進展抑制

高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水により原子炉水位を維持できない場合には、重大事故等の進展抑制のため、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源として、常設代替

交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、ほう酸水注入系ポンプを用いて原子炉圧力容器への注入を実施する。なお、ほう酸水注入系については「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第44条に対する設計方針を示す章）」で示す。常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(7) 自主対策設備の整備

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に重大事故等の進展抑制をするための自主対策設備として、以下を整備する。

(i) ほう酸水注入系による進展抑制（原子炉圧力容器へ注水する場合）

高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水により原子炉水位を維持できない場合には、重大事故等の進展抑制のため、純水タンクを水源として、ほう酸水注入系ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。

(ii) 制御棒駆動水压系による進展抑制

高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水により原子炉水位を維持できない場合には、重大事故等の進展抑制のため、復水貯蔵タンクを水源として、制御棒駆動水ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。

(8) 高圧代替注水系の海水の利用

高圧代替注水系の水源である復水貯蔵タンク及び代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2））の淡水が枯渇した場合において、取水箇所（取水口又は海水ポンプ室）より、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を用いて、海水を淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2）へ供給する設計とする。淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2）から復水貯蔵タンクへの海水供給は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いて復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールから補給可能な設計とする。

なお、自主対策設備として、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）が使用できない場合は、取水箇所（海水ポンプ室）より、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を用いて、海水を直接復水貯蔵タンクへ補給する手段を整備している。

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。

### 3.2.2 重大事故等対処設備

#### 3.2.2.1 高圧代替注水系

##### 3.2.2.1.1 設備概要

高圧代替注水系は、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び設計基準対象施設である原子炉隔離時冷却系が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を冷却すること及び原子炉水位を維持することを目的として設置するものである。

本システムは、蒸気タービン駆動ポンプである高圧代替注水系ポンプ、電源設備である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代替直流電源設備、計装設備、水源である復水貯蔵タンク、注水流路である高圧代替注水系（注水系）及び高圧炉心スプレイ系の配管及び弁、補給水系及び原子炉冷却材浄化系の配管、燃料プール補給水系の弁、復水給水系の配管、弁及びスパーージャ並びに蒸気流路である高圧代替注水系（蒸気系）及び原子炉隔離時冷却系の配管及び弁、主蒸気系の配管、注水先である原子炉圧力容器から構成される。

本システムの系統概要図を図 3.2-1 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.2-1 に示す。

本システムは、高圧代替注水系ポンプにより、復水貯蔵タンクを水源として、補給水系、高圧炉心スプレイ系、原子炉冷却材浄化系、復水給水系を経由して原子炉圧力容器へ注水することで発電用原子炉を冷却可能な設計とする。

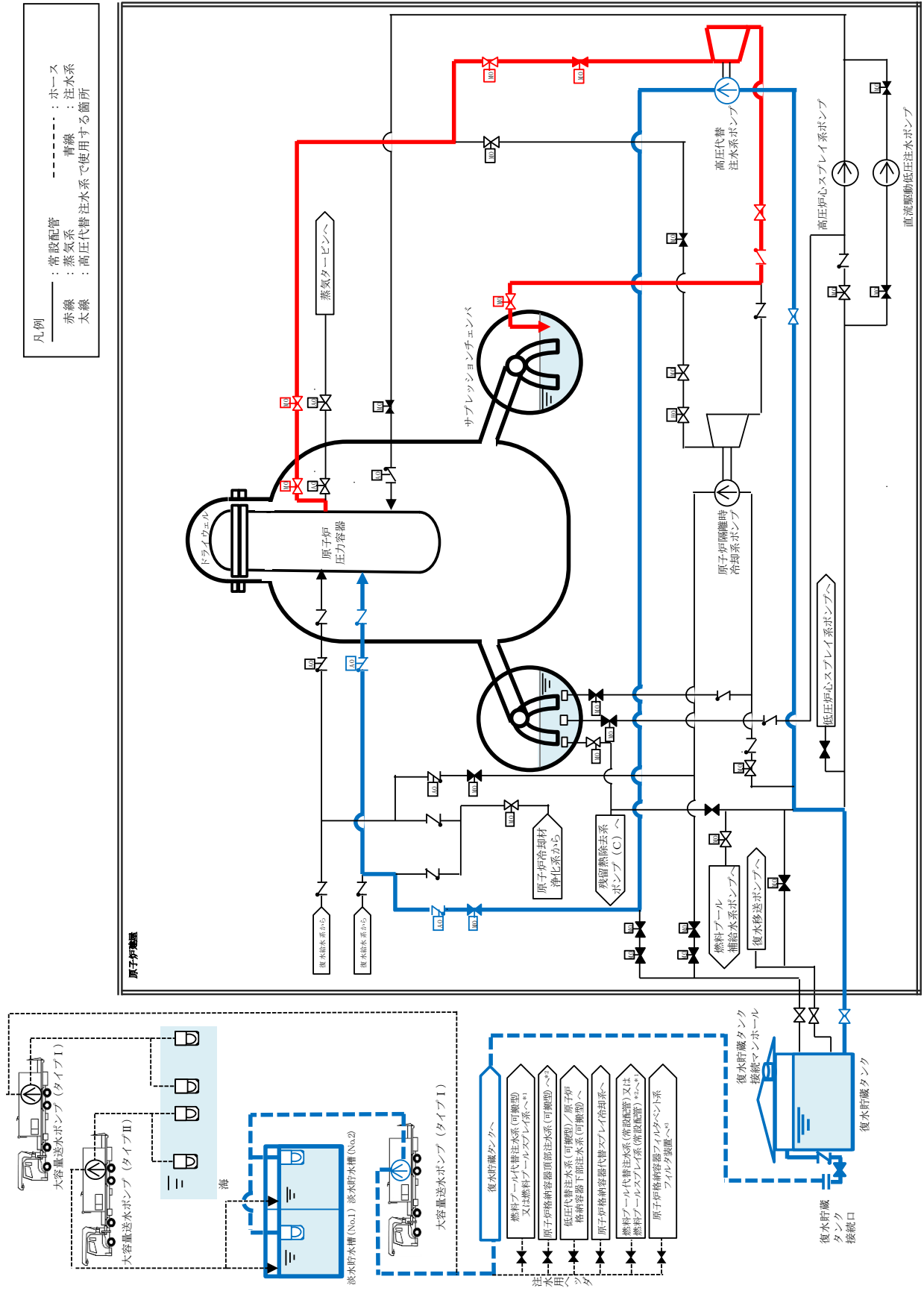
本システムは、全交流動力電源喪失した場合でも、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電により中央制御室から遠隔手動操作可能な設計とする。さらに、所内常設蓄電式直流電源設備が機能喪失した場合でも、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により中央制御室から遠隔手動操作可能な設計とする。仮に、可搬型代替直流電源が機能喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、現場で系統構成に必要な弁を人力で操作することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続可能な設計とする。

高圧代替注水系の蒸気供給ラインは、原子炉隔離時冷却系の蒸気供給ラインから分岐し、HPAC タービン止め弁の開操作により高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンに蒸気を導く。高圧代替注水系のタービン排気ラインは、原子炉隔離時冷却系のタービン排気ラインに合流し、タービン排気をサブプレッションチェンバへ放出する。高圧代替注水系のポンプ吸込ラインは、高圧炉心スプレイ系のポンプ吸込ラインから分岐し、復水貯蔵タンクの水をポンプに供給する。高圧代替注水系のポンプ吐出ラインは、原子炉冷却材浄化系及び復水給水系を経由して原子炉圧力容器へ繋がる。なお、高圧代替注水系のポンプ吐出ラインには復水貯蔵タンクに繋がるテストラインを設置する。



水源である復水貯蔵タンクは、枯渇しそうな場合においても、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水を大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いて、復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールから復水貯蔵タンクへ補給可能な設計とする。

本系統の操作に当たっては、中央制御室又は現場で HPAC タービン止め弁及び HPAC 注入弁の開操作をすることで本系統を起動させ、運転を行う。



\* 1: 同時使用は考慮しない  
 \* 2: 自主対策設備  
 \* 3: 海を水源とした補給は行わない

図 3.2-1 高压代替注水系 系統概要図

表 3.2-1 高圧代替注水系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧代替注水系ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 <sup>*1</sup>	復水貯蔵タンク【常設】
流路	蒸気系 高圧代替注水系（蒸気系） 配管・弁【常設】 主蒸気系 配管【常設】 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁【常設】 注水系 高圧代替注水系（注水系） 配管・弁【常設】 補給水系 配管【常設】 高圧炉心スプレイ系 配管・弁【常設】 燃料プール補給水系 弁【常設】 原子炉冷却材浄化系 配管【常設】 復水給水系 配管・弁・スパージャ【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備 <sup>*2</sup>	所内常設蓄電式直流電源設備 125V 蓄電池 2B【常設】 125V 充電器盤 2B【常設】 上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 125V 代替蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 電源車【可搬】 125V 代替充電器盤【常設】 125V 代替蓄電池【常設】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
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】 原子炉圧力【常設】 高圧代替注水系ポンプ出口流量【常設】 復水貯蔵タンク水位【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：単線結線図を補足説明資料45-2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。

### 3.2.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 高圧代替注水系ポンプ

種類	:	ターボ形
容量	:	90.8m <sup>3</sup> /h/個
全揚程	:	882m
最高使用圧力	:	吸込側 1.37MPa／吐出側 14.0MPa
最高使用温度	:	66℃
個数	:	1
取付箇所	:	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 80px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span> (原子炉建屋原子炉棟内)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.2.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.2.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

高压代替注水系の高压代替注水系ポンプは，原子炉建屋 $\square$ （原子炉建屋原子炉棟内）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，原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.2-2に示す設計とする。

高压代替注水系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作可能な設計とする。

(45-3, 45-4)

表 3.2-2 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋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	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，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可能な設計とする（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設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋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	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

$\square$  枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(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」に示す。

高圧代替注水系を運転する場合は、系統構成として、RCIC 蒸気供給ライン分離弁及びFPMUW ポンプ吸込弁の全閉操作並びにHPAC 注入弁の全開操作を実施した後、HPAC タービン止め弁を全開操作することで原子炉圧力容器へ注水を行う。その後、原子炉水位を所定の水位に維持するように、HPAC タービン止め弁の開閉操作を行う。

高圧代替注水系ポンプは、HPAC タービン止め弁の全開操作によりタービンに蒸気が供給されることで起動することから、ポンプ自体の起動操作は不要である。以上のことから、高圧代替注水系の操作に必要な弁を表 3.2-3 に示す。

高圧代替注水系の操作に必要な弁は、いずれも中央制御室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。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

ただし、仮に、電源設備が全て機能喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、高圧代替注水系の操作に必要な弁は、現場で人力により手動操作可能な設計とする。

いずれの操作対象弁も手動ハンドルが設置されており、現場での操作は、想定される重大事故等が発生した場合において、設置場所である原子炉建屋原子炉棟内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、十分な操作空間を確保し、確実に手動操作可能な設計とする。

(45-3, 45-4)

表 3.2-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
HPAC 注入弁	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
			原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	手動操作	
HPAC タービン 止め弁	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
	全開→全閉		原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	手動操作	
RCIC 蒸気供給 ライン分離弁	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
			原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	手動操作	
FPMUW ポンプ 吸込弁	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
			原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	手動操作	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(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」に示す。

高压代替注水系は、表3.2-4に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び弁動作試験が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に弁動作試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

高压代替注水系には、高压代替注水系ポンプ吐出ラインから復水貯蔵タンクに繋がるテストラインを設置し、発電用原子炉の運転中又は停止中に原子炉蒸気を用いて高压代替注水系ポンプ駆動用タービンを駆動させ、復水貯蔵タンクの水を復水貯蔵タンクへ送水する機能・性能試験が可能な設計とする。

高压代替注水系を運転するために必要な操作対象弁（HPAC 注入弁，HPAC タービン止め弁及び FPMUW ポンプ吸込弁）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁動作試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

一方で、RCIC 蒸気供給ライン分離弁については、発電用原子炉の運転中に弁動作試験を行った場合に、閉状態で動作不能になるリスクを踏まえて、停止中にのみ弁動作試験を実施する。

また、高压代替注水系ポンプは、ケーシングカバー及びタービンカバーを取り外しが可能な構造とし、発電用原子炉の停止中にポンプ及びタービンの部品（主軸，軸受，羽根車及びタービン等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

(45-5)

表 3.2-4 高压代替注水系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能，漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ及びタービン各部の状態を目視等で確認
	外観検査	ポンプ及びタービン外観の確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(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」に示す。

高压代替注水系の流路のうち、主蒸気系及び原子炉隔離時冷却系と共用する高压代替注水系蒸気供給ライン、補給水系及び高压炉心スプレイ系と共用する高压代替注水系ポンプ吸込ライン並びに原子炉冷却材浄化系及び復水給水系と共用する高压代替注水系ポンプ吐出ライン以外については、重大事故等対処設備の目的のみに使用されるため、本来の用途以外の用途には使用しない。

本来の用途以外の用途として高压代替注水系に使用する主蒸気系及び原子炉隔離時冷却系、補給水系及び高压炉心スプレイ系並びに原子炉冷却材浄化系及び復水給水系については、通常時の隔離された系統構成から高压代替注水系に切り替えるために表 3.2-3 に示す弁操作を行う。

主蒸気系及び原子炉隔離時冷却系と共用する高压代替注水系蒸気供給ラインについては、通常時の隔離された系統構成から HPAC タービン止め弁を全開操作し、RCIC 蒸気供給ライン分離弁を全閉操作することにより、原子炉隔離時冷却系から高压代替注水系側への蒸気供給に切り替える。なお、RCIC 蒸気供給ライン分離弁は、蒸気供給の切替えの他、高压代替注水系運転時において、原子炉隔離時冷却系の自動起動インターロックにより RCIC タービン止め弁が自動開した場合の悪影響を防止するため、全閉操作を実施する。

また、補給水系及び高压炉心スプレイ系と共用する高压代替注水系ポンプ吸込ラインについては、高压代替注水系運転時において、系統構成として FPMUW ポンプ吸込弁の全閉操作を実施する。

原子炉冷却材浄化系及び復水給水系と共用する高压代替注水系ポンプ吐出ラインについては、通常時の隔離された系統構成から HPAC 注入弁を全開操作することで、高压代替注水系の流路に切り替える。

これらの切替え操作については、中央制御室から遠隔操作可能な設計とし、図 3.2-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え可能な設計とする。

また、仮に、電源設備が全て機能喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、高压代替注水系の操作に必要な弁を現場で人力

により手動操作することにより，図 3.2-3 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え可能な設計とする。

(45-3, 45-4)

		経過時間 (分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	
手順の項目	要員 (数)	15分 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による注水開始										
中央制御室からの 高圧代替注水系起動	中央制御室運転員 A 1	電源確認 <sup>※1</sup>	系統構成， 起動操作 <sup>※2</sup>									

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.2-2 中央制御室からの高圧代替注水系起動 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 1.2 で示すタイムチャート

		経過時間 (分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	
手順の項目	要員 (数)	35分 高圧代替注水系ポンプ現場起動による注水開始										
現場手動操作による 高圧代替注水系起動 (サポート系故障時)	中央制御室運転員 A 1	可搬型計測器による監視 <sup>※1</sup>										
	現場運転員 B, C 2	移動・系統構成 <sup>※2</sup>	起動操作 <sup>※3</sup>									

※1：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※2：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※3：機器の動作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.2-3 現場手動操作による高圧代替注水系起動 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 1.2 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

高压代替注水系は、通常時は原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系から隔離する系統構成とすることで、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。また、高压代替注水系は、高压炉心スプレイ系に対して独立した注水ラインを有する設計とすることで、相互に悪影響を及ぼさない設計とする。

取合い系統との隔離弁を表 3.2-5 に示す。

高压代替注水系を用いる場合は、通常時の隔離された状態から、弁操作により重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、高压代替注水系は、原子炉隔離時冷却系運転時に系統隔離弁が自動開することによる原子炉隔離時冷却系機能への悪影響を防止するために、HPAC タービン止め弁及び HPAC 注入弁に自動開閉インターロックを設けない設計とする。

なお、高压代替注水系と原子炉隔離時冷却系は、相互に悪影響を及ぼすことのないように、同時に使用しない運用とする。

また、高压代替注水系の蒸気配管及び弁は、高压の原子炉蒸気が供給されるラインであることから十分な強度を持たせた設計とする。

また、高压代替注水系ポンプ駆動用タービンは、単段式のタービンであり、タービン翼は一体鍛造品の円板から放電加工により翼型を削り出す方法で製造されているものを適用することで、タービンが破損により飛散することがない設計とする。

(45-4, 45-7)

表 3.2-5 高压代替注水系の通常時における取合い系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
原子炉冷却材浄化系	HPAC 注入弁	電気作動	通常時閉
原子炉隔離時冷却系	HPAC タービン止め弁	電気作動	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧代替注水系の操作に必要な弁の設置場所、操作場所を表 3.2-3 に示す。これらの弁は全て、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ない中央制御室で操作可能な設計とする。

また、仮に、電源設備が全て機能喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合については、これらの弁を原子炉建屋内の設置場所で人力により操作するが、高圧代替注水系は事象初期に用いるものであり、操作場所の放射線量が高くなる前に操作する運用とする。

(45-3, 45-4)

### 3.2.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項第一号）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

高圧代替注水系は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び設計基準対象施設である原子炉隔離時冷却系が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、十分な期間、原子炉水位を維持できる容量を有する設計とする。

高圧代替注水系ポンプの容量は、炉心損傷防止対策の有効性評価に関する事故シーケンスグループのうち、「全交流動力電源喪失（TBU 事故シーケンス及び TBD 事故シーケンス）」並びに「LOCA 時注水機能喪失」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量である  $90.8\text{m}^3/\text{h}$  以上とし、同じく高圧注水系である原子炉隔離時冷却系注水流量に合わせて  $90.8\text{m}^3/\text{h}$  を公称値とする。

また、原子炉圧力容器に注水する場合の高圧代替注水系ポンプの全揚程は、原子炉圧力容器に注水する場合の水源（復水貯蔵タンク）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を考慮し、注水流量  $90.8\text{m}^3/\text{h}$  を達成可能な設計とする。

(45-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第二号）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

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

高压代替注水系は、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。

高压代替注水系は、高压注水機能を持つ設計基準事故対処設備である高压炉心スプレイ系及び設計基準対象施設である原子炉隔離時冷却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 3.2-6 に示すとおり多様性、位置的分散を図る設計とする。

高压代替注水系ポンプは、地震、津波、溢水及び火災に対して、高压炉心スプレイ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプと同時に機能を損なうおそれがないように、異なる階に位置的分散された原子炉建屋地下 2 階（原子炉建屋原子炉棟内）に配置する設計とする。

高压代替注水系ポンプは、サポート系による冷却水を不要とすることで設計基準対象施設である高压炉心スプレイ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却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する。

高压代替注水系ポンプの駆動方式については、共通要因によって同時に機能喪失しないよう、タービン駆動とすることで電動機駆動ポンプを使用する高压炉心スプレイ系に対して多様性を図る設計とする。

高压代替注水系の操作に必要な弁の駆動電源は、所内常設蓄電式直流電

源設備（125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B）又は常設代替直流電源設備（125V 代替蓄電池）とすることで、高圧炉心スプレイ系の駆動電源である高圧炉心スプレイ系用交流電源設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機）及び原子炉隔離時冷却系の駆動電源である所内常設蓄電式直流電源設備（125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A）と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。

さらに、所内常設蓄電式直流電源設備（125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B）が機能喪失した場合でも、常設代替直流電源設備（125V 代替蓄電池）又は可搬型代替直流電源設備（電源車、125V 代替充電器盤及び 125V 代替蓄電池の組合せ）を駆動電源とすることで、高圧炉心スプレイ系の駆動電源である高圧炉心スプレイ系用交流電源設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機）及び原子炉隔離時冷却系の駆動電源である所内常設蓄電式直流電源設備（125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A）と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。

また、仮に、電源設備が全て機能喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、高圧代替注水系の操作に必要な弁はハンドルを設けており手動操作が可能であるため、現場で人力により手動操作することでポンプの起動が可能であり、高圧炉心スプレイ系の駆動電源である高圧炉心スプレイ系用交流電源設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機）及び原子炉隔離時冷却系の駆動電源である所内常設蓄電式直流電源設備（125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A）と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。



表 3.2-6 高压代替注水系の多様性, 位置的分散

項目	設計基準対象施設		重大事故等対処設備			
	高压炉心 スプレイ系	原子炉隔離時 冷却系	高压代替注水系			
ポンプ	高压炉心 スプレイ系ポンプ	原子炉隔離時冷却系ポンプ	高压代替注水系ポンプ			
	原子炉建屋 □	原子炉建屋 □	原子炉建屋 □			
水源	復水貯蔵タンク 又はサプレッション チェンバ	復水貯蔵タンク 又はサプレッション チェンバ	復水貯蔵タンク			
	屋外/原子炉建屋 □	屋外/原子炉建屋 □	屋外			
駆動電源	高压炉心スプレイ系用 交流電源設備 (高压炉心 スプレイ系ディーゼル 発電機)	所内常設蓄電式直流電 源設備 (125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A)	所内常設蓄電式直 流電源設備 (125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B)	常設代替 直電源設 備 (125V 代替蓄 電)	可搬型代替直 流電源設備 (電 源車, 125V 代替 充電器盤及び 125V 代替蓄電 池の組合せ)	人力手動操 作
	原子炉建屋 □	制御建屋 □	制御建屋 □	制御建屋 □	制御建屋 □	原子炉建屋 □
駆動用 空気	不要	不要	不要			
潤滑油	不要 (内包油)	不要 (軸直結ポンプによる 油潤滑)	不要 (水潤滑)			
冷却方式	水冷 (高压炉心スプレイ補 機冷却水系 (高压炉心ス プレイ補機冷却海水系 を含む))	不要 (自己冷却)	不要 (自己冷却)			

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.2.3 高圧代替注水系の現場操作の整備

全交流動力電源喪失、常設直流電源系統喪失を想定し、高圧代替注水系について、現場での人力による弁の操作により、系統の起動及び原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続を行うために必要な設備を整備する。

なお、操作手順等の詳細については「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の「1.2 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手順等」に示す。

#### (1) 操作概要

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が使用できない場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器への注水を実施する。

また、高圧代替注水系の起動及び十分な期間の運転継続を行うために必要な監視パラメータ（原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉圧力、高圧代替注水系出口流量、復水貯蔵タンク水位）への給電が困難な場合、可搬型計測器を接続し、中央制御室にて計測、監視を行う。

#### (2) 操作場所

原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟）及び中央制御室

#### (3) 必要要員数及び操作時間

高圧代替注水系現場起動のうち、現場での高圧代替注水系の系統構成及び高圧代替注水系ポンプ起動操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。なお、本操作は、高圧代替注水系の操作に必要な弁の操作場所の放射線量が高くなる前に操作する運用とする。

- ・必要要員数 : 2名（現場運転員2名）
- ・所要時間目安 : 35分（模擬操作時間23分）

また、高圧代替注水系現場起動のうち、中央制御室での可搬型計測器の接続、可搬型計測器による計測、監視に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

- ・必要要員数 : 1名（運転員1名）
- ・所要時間目安 : 25分（模擬操作時間25分）

高圧代替注水系現場起動のタイムチャートを図3.2-4に示す。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

手順の項目		要員 (数)		経過時間 (分)										備考			
				10	20	30	40	50	60	70	80	90	100				
				35分 高压代替注水系ポンプ現場起動による注水開始													
現場手動操作による 高压代替注水系起動 (サポート系故障時)	中央制御室運転員 A	1	可搬型計測器による監視 <sup>※1</sup>														
	現場運転員 B, C	2	移動・系統構成 <sup>※2</sup>		起動操作 <sup>※3</sup>												

※1: 機器の動作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※2: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の動作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※3: 機器の動作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.2-4 現場手動操作による高压代替注水系起動 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 1.2 で示すタイムチャート

(4) 操作の成立性について

(i) 原子炉建屋原子炉棟

作業環境: ヘッドライト・懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。操作は汚染の可能性を考慮し、放射線防護具 (全面マスク, ポケット線量計及びゴム手袋等) を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路: ヘッドライト・懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性: 通常の弁操作であり、容易に操作可能である。

連絡手段: 通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PHS 端末) 及び送受話器 (ページング) を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。

(ii) 中央制御室

作業環境: ヘッドライトを中央制御室に配備しており、中央制御室照明消灯時においても操作性を確保している。また、懐中電灯及びランタンをバックアップとして配備している。

移動経路: ヘッドライトを中央制御室に配備しており、中央制御室照明消灯時においても操作対象となる制御盤までアクセス可能である。また懐中電灯及びランタンをバックアップとして配備している。

操作性: 通常作業におけるケーブルのリフト及びケーブルの接続操作であり、容易に実施可能である。

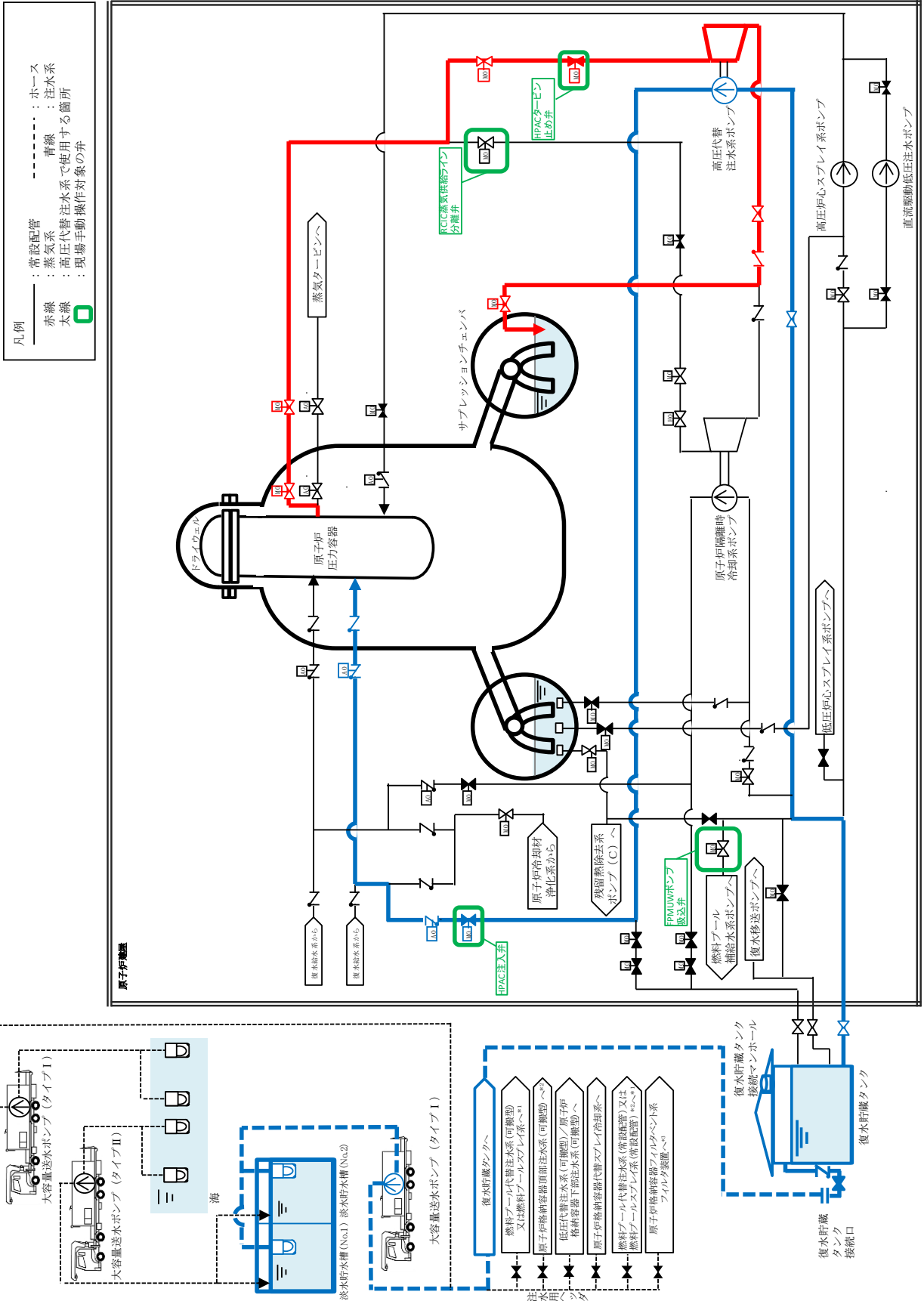
連絡手段: 中央制御室内での作業であり口頭で連絡をとることができる。

(5) 人力操作対象弁について

高圧代替注水系の人力による現場起動にあたっては、発電用原子炉の通常運転状態から、系統構成として図 3.2-5 で示す RCIC 蒸気供給ライン分離弁及び FPMUW ポンプ吸込弁の全閉操作並びに HPAC 注入弁の全開操作を実施した後、HPAC タービン止め弁の開閉操作で起動停止可能な設計であり、これらの弁は手動ハンドルが設置されている。

(6) 運転継続について

高圧代替注水系ポンプを人力操作で起動した後は、可搬型計測器により原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉圧力、高圧代替注水系出口流量及び復水貯蔵タンク水位を監視し、原子炉水位を所定の水位（レベル 3 からレベル 8）に維持するように、レベル 8 に到達した場合は高圧代替注水系を停止し、レベル 3 に到達した場合は高圧代替注水系を起動する操作を HPAC タービン止め弁の操作により行う。また、水源である復水貯蔵タンクは、枯渇しそうな場合においても、淡水貯水槽の淡水を大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いて、復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールから復水貯蔵タンクへ補給可能な設計となっている。以上の運転操作で、高圧代替注水系は、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続が可能であると考ええる。



\* 1 : 同時使用は考慮しない  
 \* 2 : 自主対策設備  
 \* 3 : 海を水源とした補給は行わない

図 3.2-5 高圧代替注水系の現場操作について

添 3.2-27

### 3.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.2.4.1 原子炉隔離時冷却系

##### 3.2.4.1.1 設備概要

原子炉隔離時冷却系は、復水給水系からの給水喪失時に原子炉水位の異常低下を防止し、水位を維持する機能を有する。

原子炉隔離時冷却系は、ポンプ、蒸気駆動タービン、配管・弁類からなり、原子炉蒸気の一部を用いたタービン駆動ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水する。

本システムは、原子炉水位低の信号による自動起動又は中央制御室からの手動操作によって起動し、復水貯蔵タンクの水を復水給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水する。

本システムの系統概要図を図 3.2-6 に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.2-7 に示す。

本システムは設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

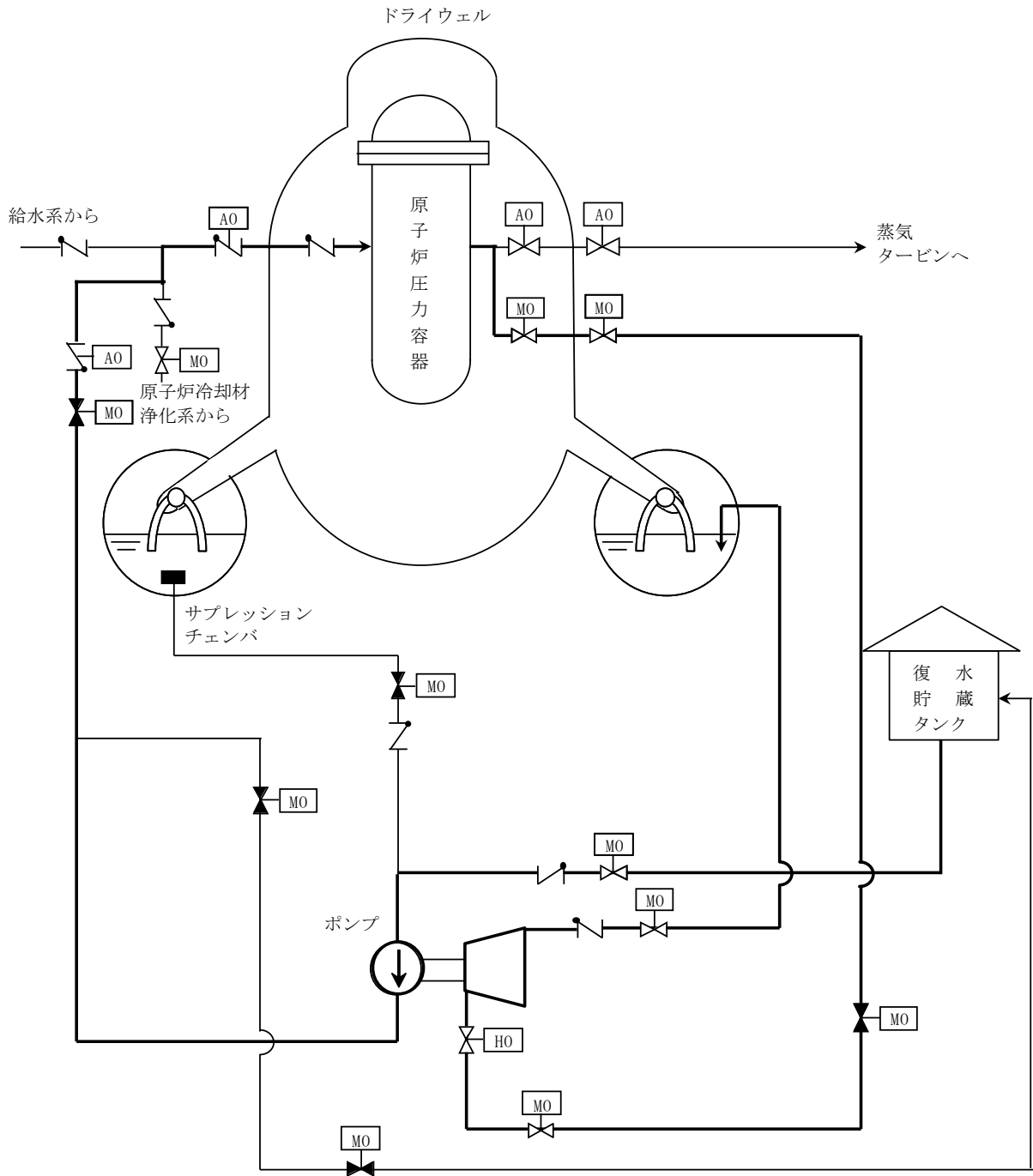


図 3.2-6 原子炉隔離時冷却系 系統概要図

表 3.2-7 原子炉隔離時冷却系に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 <sup>*1</sup>	復水貯蔵タンク【常設】
流路	蒸気系 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁【常設】 主蒸気系 配管【常設】 注水系 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁【常設】 補給水系 配管【常設】 高圧炉心スプレイ系 配管・弁【常設】 原子炉冷却材浄化系 配管【常設】 復水給水系 配管・弁・スパージャ【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備 <sup>*2</sup>	所内常設蓄電式直流電源設備 125V 蓄電池 2A【常設】 125V 充電器盤 2A【常設】 上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備 <sup>*3</sup>	原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量【常設】 復水貯蔵タンク水位【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：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。



### 3.2.4.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 原子炉隔離時冷却系ポンプ

定格容量	:	96.5 m <sup>3</sup> /h/個
定格揚程	:	882m
個数	:	1
取付箇所	:	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 80px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span> (原子炉建屋原子炉棟)

### 3.2.4.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

原子炉隔離時冷却系については、設計基準対象施設として使用する場合と同様のシステム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。

原子炉隔離時冷却系は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

原子炉隔離時冷却系は、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。

原子炉隔離時冷却系ポンプについては、設計基準対象施設として使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉隔離時冷却系ポンプについては、原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟) に設置す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屋（原子炉建屋原子炉棟）の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.2-8 に示す設計である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.2-8 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	原子炉建屋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	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，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設計である（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋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	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計である。

また，原子炉隔離時冷却系は想定される重大事故時において，中央制御室にて操作可能な設計である。原子炉隔離時冷却系の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作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。

基本方針について，「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉隔離時冷却系については，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等時においても使用する設計である。また，原子炉隔離時冷却系については，テストラインにより系統の機能・性能試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計である。

原子炉隔離時冷却系ポンプについては，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弁動作試験，分解検査及び外観検査を実施可能な設計である。

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

### 3.2.4.2 高圧炉心スプレイ系

#### 3.2.4.2.1 設備概要

高圧炉心スプレイ系は、非常用炉心冷却系の 1 つである。非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の大破損を防止し、ジルコニウム-水反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系で構成する。

高圧炉心スプレイ系は、電動機駆動ポンプ 1 台、スパージャ、配管・弁類、ストレーナ及び計装設備からなり、大破断事故時には低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）と連携し、中小破断事故時には単独で炉心を冷却する機能を有する。

本システムは、原子炉水位低（レベル 2）又はドライウエル圧力高の信号で作動を開始し、復水貯蔵タンクの水又はサプレッションチェンバ内のプール水を炉心上部に取付けられた炉心スプレイスパージャのノズルから燃料集合体にスプレイすることによって炉心を冷却する。また、原子炉水位高（レベル 8）信号でスプレイを自動的に停止する。水源は、第一次水源として復水貯蔵タンクの水を使用するが、復水貯蔵タンクの水位が設定値より下がるか、サプレッションチェンバ内のプール水位が設定値より上がると、第二次水源のサプレッションチェンバ内のプール水に自動的に切り替わるようになっている。

本システムの系統概要図を図 3.2-7 に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.2-9 に示す。

本システムは設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

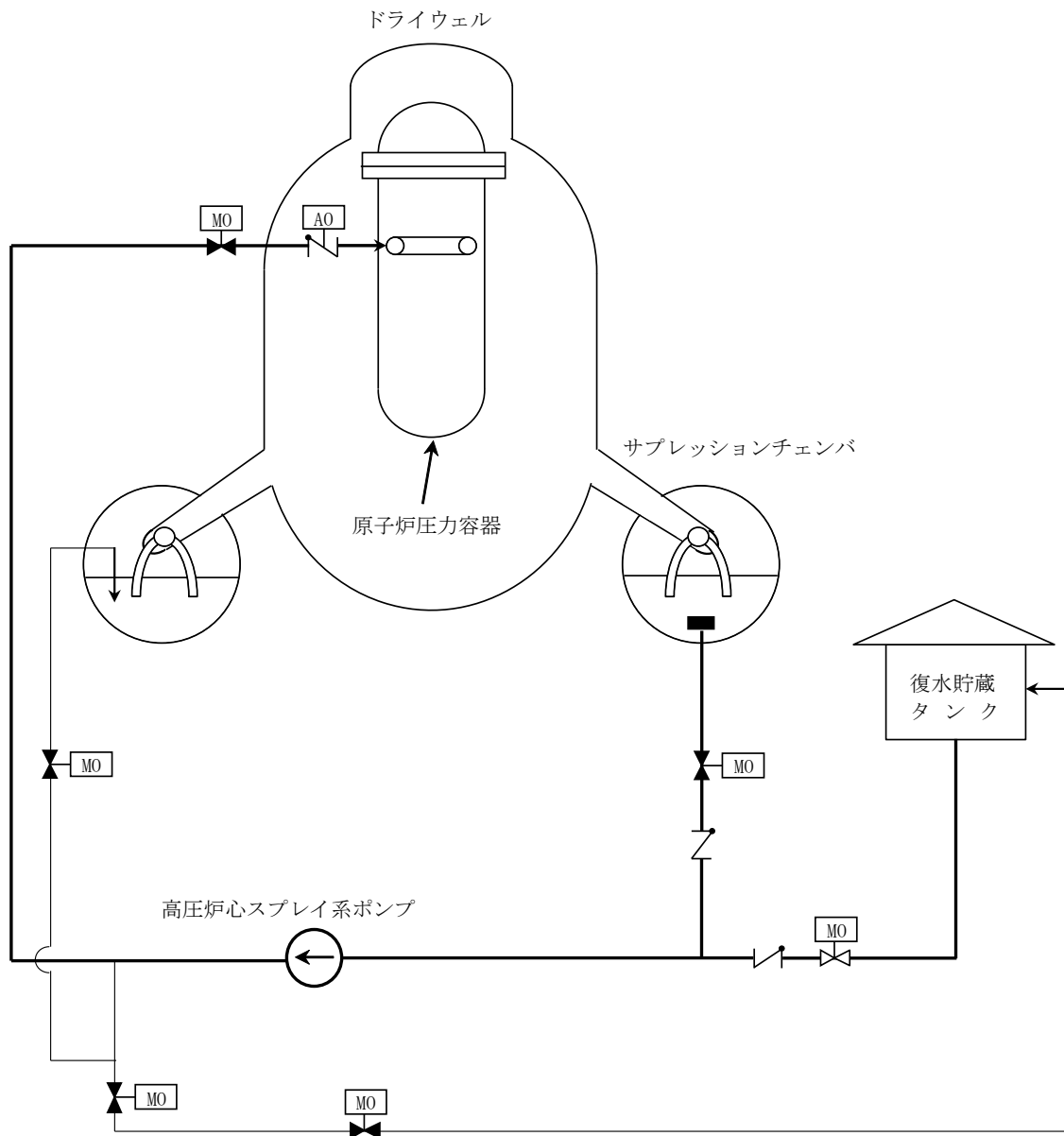


図 3.2-7 高圧炉心スプレイ系 系統概要図

表 3.2-9 高圧炉心スプレイ系に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧炉心スプレイ系ポンプ【常設】
附属設備	—
水源*1	復水貯蔵タンク【常設】 サプレッションチェンバ[水源]
流路	高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】 補給水系 配管【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備*2	高圧炉心スプレイ系用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機【常設】
計装設備*3	原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量【常設】 復水貯蔵タンク水位【常設】 圧力抑制室水位【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：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。

### 3.2.4.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 高圧炉心スプレイ系ポンプ

定格容量 : 325m<sup>3</sup>/h/個, 1074m<sup>3</sup>/h/個  
定格揚程 : 863m, 274m  
個数 : 1  
取付箇所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.2.4.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

高圧炉心スプレイ系は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

高圧炉心スプレイ系については、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。

高圧炉心スプレイ系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

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

高圧炉心スプレイ系ポンプについては、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

高圧炉心スプレイ系ポンプについては、原子炉建屋 $\square$ （原子炉建屋原子炉棟内）に設置する設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.2-10に示す設計である。

表 3.2-10 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋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	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、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設計である（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋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	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計である。

また、高圧炉心スプレイ系は中央制御室にて操作可能な設計である。高圧炉心ス

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧炉心スプレイ系については、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。高圧炉心スプレイ系については、テストラインにより系統の機能・性能試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計である。

高圧炉心スプレイ系ポンプについては、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弁動作試験、分解検査及び外観検査を実施可能な設計である。

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。



### 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46条】

#### 【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)

第四十六条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧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) ロジックの追加

a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること (BWR の場合)。

(2) 可搬型重大事故防止設備

a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁 (逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。

b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。

c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。

### 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

#### 3.3.1 設置許可基準規則第46条への適合方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備として、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）、可搬型代替直流電源設備、高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系を設ける。

##### (1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）（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が有する発電用原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための常設重大事故等対処設備として、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を設ける。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプの運転の場合に、主蒸気逃がし安全弁2個を作動させる設計とする。

##### (2) 主蒸気逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源設備からの給電）（設置許可基準規則解釈の第1項(2)a）

主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源システムが喪失し、発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、代替電源からの給電により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための可搬型重大事故等対処設備として、可搬型代替直流電源設備を設ける。

可搬型代替直流電源設備は、主蒸気逃がし安全弁に給電することにより主蒸気逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な設計とする。

##### (3) 主蒸気逃がし安全弁機能回復（高圧窒素ガス供給系（非常用））（設置許可基準規則解釈の第1項(2)b）

設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素ガス供給圧力が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための重大事故等対処設備として高圧窒素ガス供給系（非常用）を設ける。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、可搬型の高圧窒素ガスポンペを窒素ガス供給源として、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）に窒素ガスを供給し作動させることにより原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な設計とする。

(4) 主蒸気逃がし安全弁機能回復（代替高圧窒素ガス供給系）（設置許可基準規則解釈の第1項(2)b)c))

設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素ガス供給圧力が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための重大事故等対処設備として代替高圧窒素ガス供給系を設ける。

代替高圧窒素ガス供給系は、可搬型の高圧窒素ガスポンペを窒素ガス供給源として、原子炉格納容器内の圧力が仮に最高使用圧力の2倍の状態(854kPa[gage])に達した場合においても、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）（4個）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な設計とする。

(5) 原子炉建屋ブローアウトパネル

格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時において、原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放することにより原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。

(6) 技術的能力審査基準への適合のための設備の整備（復旧手段の整備）

全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により発電用原子炉の減圧ができない場合において、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による所内常設蓄電式直流電源設備への電源供給若しくは可搬型代替直流電源設備により、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を復旧して原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。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。

(7) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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。

(i) インターフェイスシステム LOCA 隔離弁

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である HPCS 注入隔離弁は格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時において、弁の手動操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する機能を有する。

(8) 自主対策設備の整備

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための自主対策設備として、以下を整備する。

(i) 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための自主対策として、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復手段を整備する。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、作動回路に可搬型蓄電池を接続することにより、主蒸気逃がし安全弁(2個)の機能を回復させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

### 3.3.2 重大事故等対処設備

#### 3.3.2.1 主蒸気逃がし安全弁

##### 3.3.2.1.1 設備概要

主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止するため原子炉格納容器内の主蒸気系配管に設置されており、主蒸気系からの排気は、排気管により、サプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮するようにする。主蒸気逃がし安全弁は、バネ式（アクチュエータ付）で、アクチュエータにより逃がし弁として作動させることもできるバネ式安全弁である。

主蒸気逃がし安全弁は、バネ式の安全弁に、外部から強制的に開閉を行うアクチュエータを取り付けたもので、蒸気圧力がバネの設定圧力に達すると自動開放するほか、外部信号によってアクチュエータのピストンに主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスを供給して弁を強制的に開放することができる。主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、通常運転時に原子炉格納容器調気系より窒素ガスが供給されており、アクチュエータの作動に必要な圧力を上回る窒素ガス圧力を保有することにより、確実に主蒸気逃がし安全弁の作動が可能な設計とする。なお、原子炉格納容器調気系は設計基準対象施設であり、重大事故等対処設備とは位置付けない。

また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁を手動開操作して発電用原子炉を減圧することが可能な設計とする。

本システムの系統概要図を図 3.3-1 に、設備概要図を図 3.3-2 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.3-1 に示す。

#### (1) 逃がし弁機能

本機能における主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号により、アクチュエータのピストンを作動させて強制的に開放する。

#### (2) 安全弁機能

本機能における主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバックアップとして、圧力上昇に伴いスプリング力に打ち勝って自動開放されることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の 1.1 倍を超えないように設計する。なお、11 個の主蒸気逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

#### (3) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル 1）及び残

留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、アクチュエータのピストンを作動させて主蒸気逃がし安全弁を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させ、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による早期の注水を促す。なお、11個の主蒸気逃がし安全弁のうち、2個がこの機能を有している。

#### (4) 手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧

主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの窒素ガスをアクチュエータに供給して11個の弁を作動することが可能な設計とする。また、11個の主蒸気逃がし安全弁のうち6個については、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータとは独立した主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを有しており、中央制御室からの遠隔手動操作により主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素ガスをアクチュエータに供給し、弁を作動することが可能な設計とする。

なお、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所の発見又は隔離ができない場合の重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作によって弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制することが可能な設計とする。

#### (5) 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

アキュムレータのうち、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、主蒸気逃がし安全弁が逃がし弁機能により原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるために必要な、駆動用窒素ガスを供給する。主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、通常運転時に原子炉格納容器調気系より窒素ガスが供給されており、アクチュエータ作動に必要な圧力を上回る窒素ガス圧力をあらかじめ保有することが可能な設計とする。なお、11個の主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、すべてこの機能を有しており、各々のアキュムレータが各主蒸気逃がし安全弁に窒素ガスを供給可能な設計とする。

#### (6) 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

アキュムレータのうち、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉水位低とドライウェル圧力高の両方の信号により、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を強制的に開放するために必要な、駆動用窒素ガスを供給する。主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは通常運転時に原子炉格納容器調気系より窒素ガスが供給されており、アクチュエータ作動に必要な圧力を上回る窒素ガス圧力をあらかじめ保有することが可能な設計とする。なお、6個の主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、すべてこの機能を

有しており，各々のアキュムレータが各主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）に窒素ガスを供給可能な設計とする。

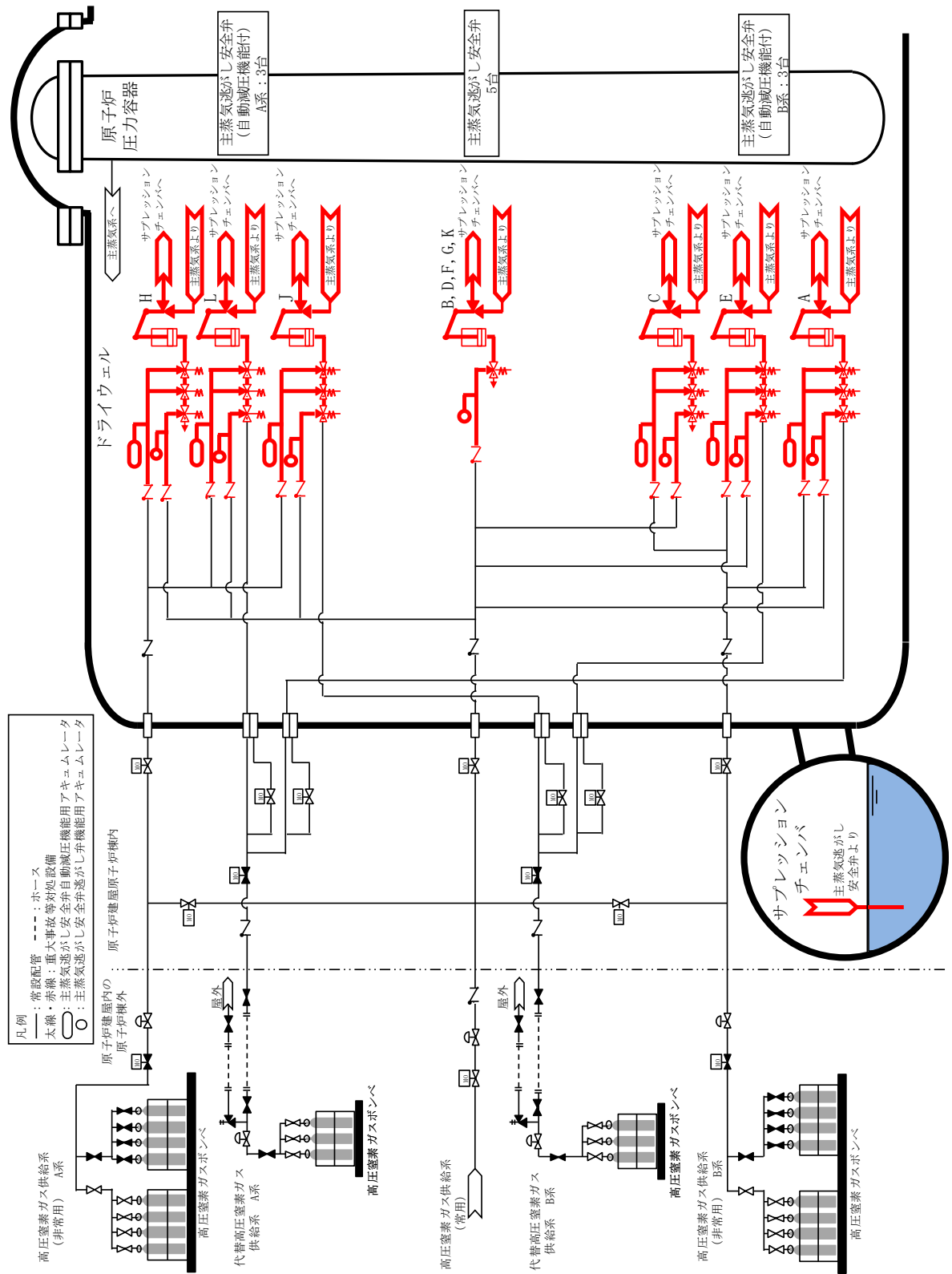


図 3.3-1 主蒸気逃がし安全弁，主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 系統概要図



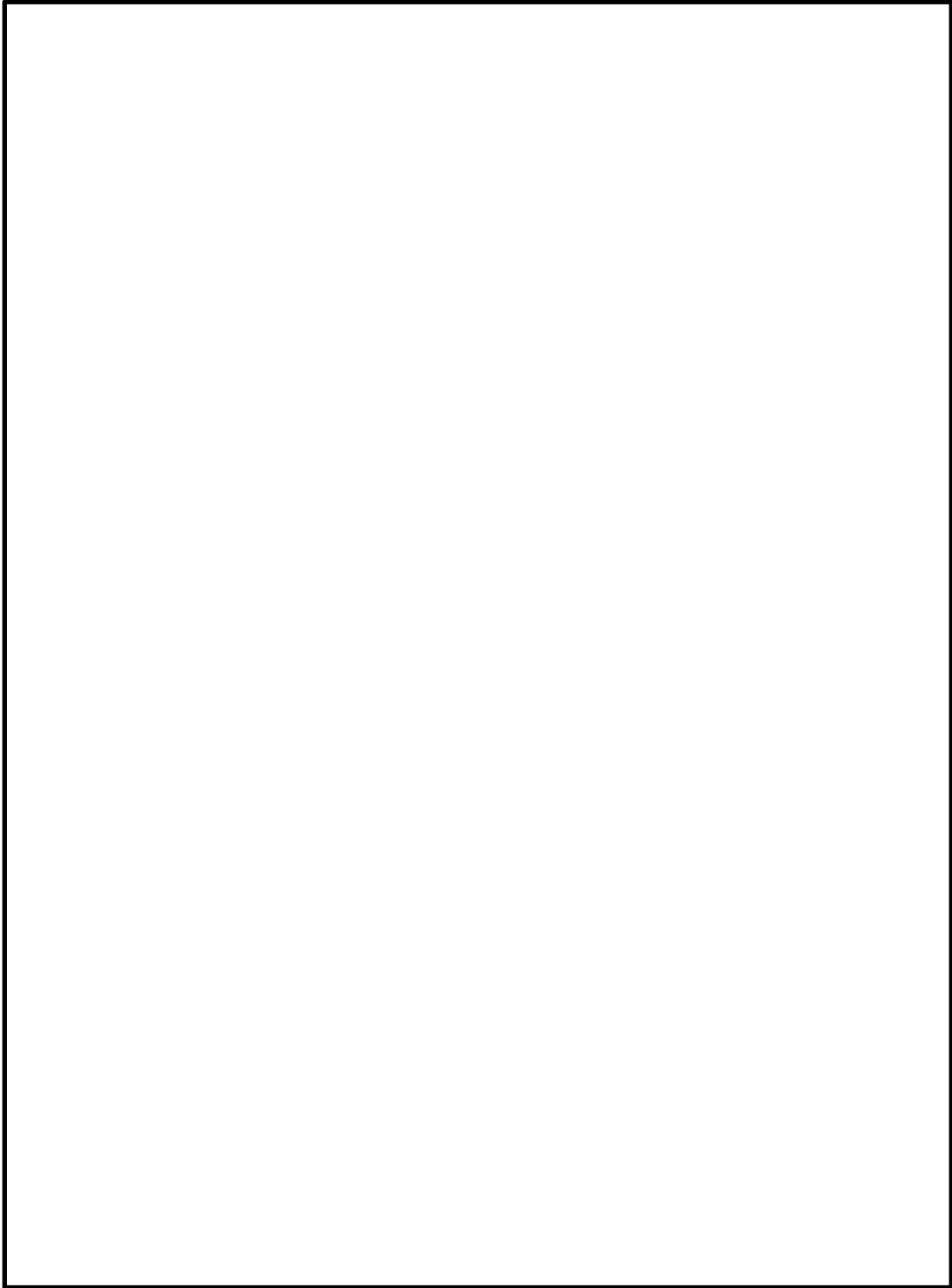


図 3.3-2 主蒸気逃がし安全弁 設備概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

添 3.3-9

表 3.3-1 主蒸気逃がし安全弁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	主蒸気逃がし安全弁【常設】*1 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ【常設】 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	主蒸気系配管（排気管含む）【常設】
注水先	—
電源設備*2	所内常設蓄電式直流電源設備 125V 蓄電池 2A【常設】 125V 蓄電池 2B【常設】 125V 充電器盤 2A【常設】 125V 充電器盤 2B【常設】 上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 125V 代替蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 125V 代替蓄電池【常設】 125V 代替充電器盤【常設】 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備*3	原子炉圧力【常設】

\*1：主蒸気逃がし安全弁 11 個のうち、自動減圧機能を有する弁は以下のとおり。

B21-NO-F001A, C, E, H, J, L 計 6 個

\*2：単線結線図を補足説明資料 46-2 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発電用原子炉施設の状態。

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。

### 3.3.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 主蒸気逃がし安全弁

型式：バネ式（アクチュエータ付）

個数：11

取付箇所：原子炉格納容器内

(安全弁機能の吹出圧力)

吹出圧力 (MPa[gage])	弁個数	容量／個（吹出圧力×1.03 において）(t/h)
7.79	2	388
8.10	3	405
8.17	3	408
8.24	3	411

(逃がし弁機能の吹出圧力)

吹出圧力 (MPa[gage])	弁個数	容量／個（吹出圧力において） (t/h)
7.37	2	356
7.44	3	360
7.51	3	363
7.58	3	367

#### (2) 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

種類：たて置円筒形

個数：11

容量：15 ℓ/個

最高使用圧力：1.77MPa[gage]

最高使用温度：171℃

取付箇所：原子炉格納容器内

#### (3) 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

種類：たて置円筒形

個数：6

容量：200 ℓ/個

最高使用圧力：1.77MPa[gage]

最高使用温度：171℃

取付箇所：原子炉格納容器内

### 3.3.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.3.2.1.3.1 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項第一号）

###### (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。

主蒸気逃がし安全弁、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉格納容器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格納容器内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.3-2に示す設計とする。

主蒸気逃がし安全弁の操作は、中央制御室から遠隔操作可能な設計とする。

原子炉格納容器内の圧力が仮に最高使用圧力の2倍の状態（854kPa[gage]）に達した場合においても、代替高压窒素ガス供給系により主蒸気逃がし安全弁を作動させることが可能な設計とする。

(46-3, 46-4)

表 3.3-2 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	原子炉格納容器内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	原子炉格納容器内に設置するため、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設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉格納容器内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、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 項第二号）

(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。

主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室の操作スイッチにより操作可能な設計とする。主蒸気逃がし安全弁の操作に必要な機器を表 3.3-3 に示す。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

また、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータについては、操作不要な設計とする。

(46-3)

表 3.3-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法
主蒸気逃がし安全弁	全閉→全開	原子炉格納容器内	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 項第三号）

(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。

主蒸気逃がし安全弁は、表 3.3-4 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

主蒸気逃がし安全弁は、機能・性能試験として安全弁機能検査、逃がし弁機能検査及び自動減圧系機能検査を行うことが可能な設計とする。

安全弁機能検査として、窒素ガスにより対象弁の入口側を加圧し、その吹出し圧力を測定する。また、窒素ガスにより入口側を加圧し、規定圧力で保持後、弁座からの漏えい量を確認することが可能な設計とする。

逃がし弁機能検査として、逃がし弁機能の作動に必要な模擬入力を行い、各検出要素の作動及び復帰する圧力値が許容範囲内であることを確認することが可能な設計とする。また、各検出要素の検出器の作動を電気回路で模擬し、論理回路が作動すること及び模擬信号入力により主蒸気逃がし安全弁が全開及び全閉することが確認可能な設計とする。

自動減圧系機能検査として、模擬入力により自動減圧系を作動させ、主蒸気逃がし安全弁が全開するまでの時間を測定し、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁の全数が、許容動作範囲内で「全開」動作することが確認可能な設計とする。

分解検査として、浸透探傷検査により機能・性能に影響を及ぼす指示模様がないこと、目視により機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、打こん、変形、摩耗及び浸食がないことが確認可能な設計とする。

主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作により弁の開閉を行い、「全開」から「全閉」及び「全閉」から「全開」へ動作することが確認可能な設計とする。

なお、主蒸気逃がし安全弁は、多重性を備えた機器であるが、各々が独立して他の系統へ悪影響を及ぼさず検査が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中における検査を行う際、接近性を考慮した必要な空間を備え、構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。

(46-5)

表 3.3-4 主蒸気逃がし安全弁の試験及び検査

発電用原子炉の 状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	安全弁機能による吹出圧力確認及び漏えい有無の確認 逃がし弁機能による作動確認 自動減圧機能による作動確認
	分解検査	弁各部の状態を目視等で確認
	外観検査	主蒸気逃がし安全弁外観の確認

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、表 3.3-5 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し、漏えいの有無及び外観の確認が可能な設計とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、機能・性能試験として、高圧窒素ガスを供給することで、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの漏えいの有無の確認を行う

ことが可能な設計とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて確認を行うことが可能な設計とする。

なお、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、多重性を備えた機器であるが、各々が独立して他の系統へ悪影響を及ぼさず検査が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中における検査を行う際、接近性を考慮した必要な空間を備え、構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。

表 3.3-5 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータからの漏えい有無の確認
	外観検査	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ外観の確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(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。

主蒸気逃がし安全弁、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、本来の用途以外の用途として使用するための切替えが不要であり、主蒸気逃がし安全弁の使用にあたり切り替えることなく使用可能な設計とする。

(46-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(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。

主蒸気逃がし安全弁, 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは, 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使用可能とし, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-3, 46-4)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(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。

主蒸気逃がし安全弁の操作に必要な機器を表 3.3-3 に示す。

主蒸気逃がし安全弁は, 放射線量が高くなるおそれが少ない中央制御室にて操作が可能である。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータについては, 操作不要な設計とする。また, 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素ガス供給圧力が喪失した場合でも, 高圧窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガスポンベにより主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）（6 個）への窒素ガス供給が可能であり, 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの復旧作業が不要な設計とする。

(46-3)



### 3.3.2.1.3.2 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項第一号）

##### (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。

主蒸気逃がし安全弁は、設計基準事故対処設備の弁吹出量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な弁吹出量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備の弁吹出量と同仕様の設計とする。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備としての主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素供給の容量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための主蒸気逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備の供給窒素の容量と同仕様の設計とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設としての主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの窒素供給の容量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための主蒸気逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の容量に対して十分であるため、設計基準対象施設の供給窒素の容量と同仕様の設計とする。

(46-6)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項第二号）

##### (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。

主蒸気逃がし安全弁、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、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 項第三号）

(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。

主蒸気逃がし安全弁、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが、想定される重大事故等時に必要な個数に対して十分に余裕を持った個数を分散して設置することにより、多重性を有する設計とする。また、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉格納容器内に設置することにより、外部からの共通要因により同時に安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）からの信号により作動することで、自動減圧系による作動に対して多様性を有する設計とする。また、主蒸気逃がし安全弁は、常設代替直流電源設備（125V 代替蓄電池）又は可搬型代替直流電源設備（125V 代替蓄電池、125V 代替充電器盤及び電源車の組合せ）からの給電により作動することで、所内常設蓄電式直流電源設備（125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B）からの給電による作動に対して多様性を有する設計とする。

主蒸気逃がし安全弁の多様性又は多重性、位置的分散について、表 3.3-6 に示す。

(46-2, 46-3, 46-4)

表 3.3-6 主蒸気逃がし安全弁の多重性及び多様性

項目	重大事故等対処設備 (設計基準事故対処設備としての安全機能を兼ねる)			
	主蒸気逃がし安全弁			
	逃がし弁機能 (11 個)		自動減圧機能 (6 個) *	
駆動用 窒素 供給源	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用 アキュムレータ (11 個)		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用ア キュムレータ (6 個)	
	原子炉格納容器内		原子炉格納容器内	
駆動用 電源	所内常設蓄電式 直流電源設備 (125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B)	常設代替直流電源 設備 (125V 代替蓄 電池) 又は 可搬型代替直流 電源設備 (125V 代替蓄電池 , 125V 代替充電器 盤及び電源車の組 合せ)	所内常設蓄電式 直流電源設備 (125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B)	常設代替直流電源 設備 (125V 代替蓄 電池) 又は 可搬型代替直流 電源設備 (125V 代替蓄電池 , 125V 代替充電器 盤及び電源車の組 合せ)
	制御建屋 <input type="checkbox"/>	制御建屋 <input type="checkbox"/>	制御建屋 <input type="checkbox"/>	制御建屋 <input type="checkbox"/>
操作系	インターロック 又は手動操作	手動操作	インターロック 又は手動操作	手動操作
	中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室

\* : 主蒸気逃がし安全弁 11 個のうち、自動減圧機能を有する弁は以下のとおり。  
B21-NO-F001A, C, E, H, J, L 計 6 個

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.3.2.2 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

#### 3.3.2.2.1 設備概要

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止することを目的に設置するものである。

本システムは、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、主蒸気逃がし安全弁（2個）を作動させる論理回路を設ける設計とする。代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉水位検出器を多重化し、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の信号のAND論理にて弁の作動信号を発信させ、さらに多重化することにより信頼性の向上を図った設計とする。

なお、原子炉スクラムが失敗し、発電用原子炉の出力が維持されている状態において、自動減圧系又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動することにより、原子炉圧力容器への注水に伴う急激な出力上昇が生じるため、ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止することが可能な設計とする。ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第44条に対する設計方針を示す章）」で示す。

本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表3.3-7に示す。

表 3.3-7 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）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	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備*1	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*2	原子炉圧力【常設】 原子炉水位【常設】

\*1：単線結線図を補足説明資料 46-2 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。

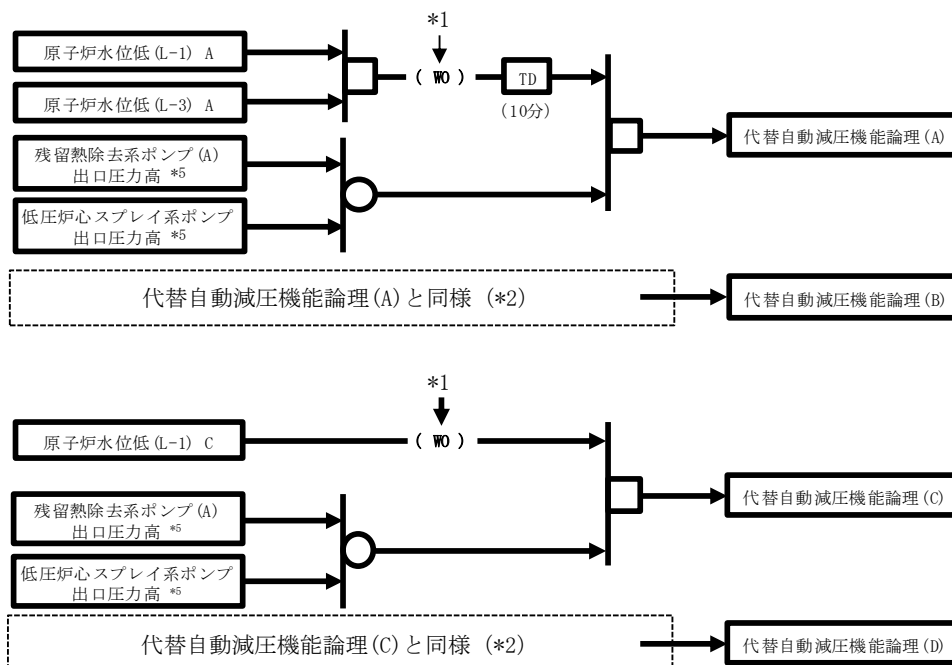
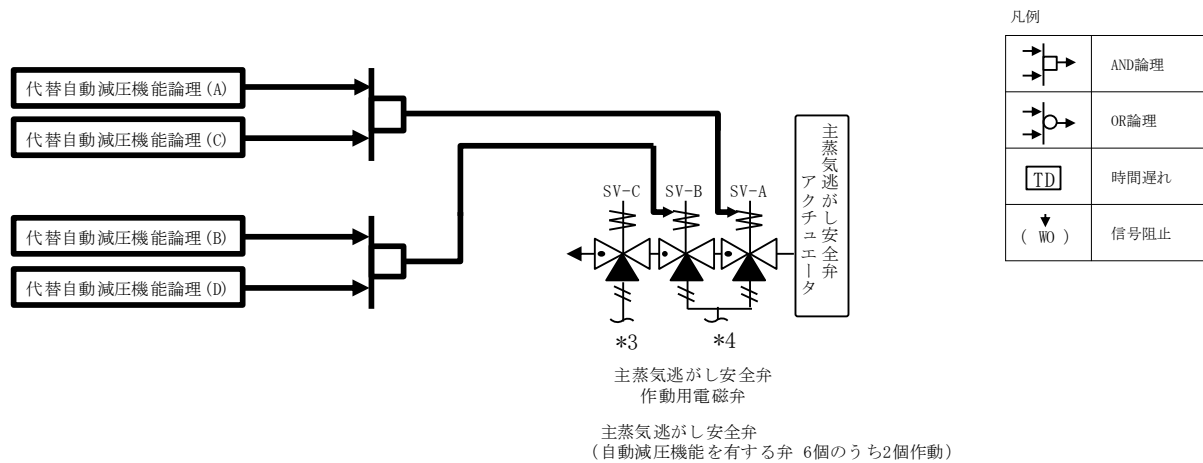
\*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態。

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。

なお、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、以降、代替自動減圧機能という。

### 3.3.2.2.2 主要設備の仕様

図 3.3-3 に代替自動減圧機能の作動回路の説明図を示す。



- \*1：自動減圧系(A) 作動阻止信号又は代替自動減圧機能論理リセット信号。
- \*2：論理(B)及び論理(D)については、各信号を下記のとおり読み替える。
  - ・原子炉水位低(L-1) A, C → 原子炉水位低(L-1) B, D
  - ・原子炉水位低(L-3) A → 原子炉水位低(L-3) B
  - ・残留熱除去系ポンプ(A) 出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ(B) 出口圧力高
  - ・低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ(C) 出口圧力高
  - ・自動減圧系(A) 作動阻止信号 → 自動減圧系(B) 作動阻止信号
- \*3：高圧窒素ガス供給系（常用）より供給。
- \*4：高圧窒素ガス供給系（常用）又は（非常用）より供給。
- \*5：論理(A)及び論理(C)の「残留熱除去系ポンプ(A) 出口圧力高」, 「低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力高」は異なる計測機器からの信号。論理(B)及び論理(D)においても同じ。

図 3.3-3 代替自動減圧機能説明図

3.3.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.2.3.1 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項第一号）

(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。

代替自動減圧機能は、中央制御室内、原子炉建屋 $\square$ 、原子炉建屋 $\square$  $\square$ 、原子炉建屋 $\square$ 及び原子炉建屋 $\square$ （原子炉建屋原子炉棟内）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、中央制御室内及び原子炉建屋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3.3-8に示す設計とする。

(46-3)

表 3.3-8 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	中央制御室内及び原子炉建屋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	中央制御室内及び原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、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設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	中央制御室内及び原子炉建屋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	重大事故等時においても、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項第二号）

(i) 要求事項

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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。

代替自動減圧機能は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、自動で主蒸気逃がし安全弁（2個）を作動させる論理回路を設ける設計とする。原子炉水位検出器を多重化し、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の信号のAND論理にて弁の作動信号を発信させ、さらに多重化することにより信頼性の向上を図った設計とする。

なお、代替自動減圧機能の論理回路による減圧ができない場合は、中央制御室の操作スイッチにより操作可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項第三号）

(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。

代替自動減圧機能は、主蒸気逃がし安全弁の作動信号を発信する設備であり、発電用原子炉の運転中に試験又は検査を実施する場合には、過大な出力変動等により発電用原子炉に外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となるため、表3.3-9に示すように発電用原子炉停止中に機能・性能試験として、模擬入力による論理回路確認及びタイマーの動作時間確認、特性試験として、模擬入力による計器校正及び設定値確認が可能な設計とする。

(46-5)



表 3.3-9 代替自動減圧機能の試験及び検査

発電用原子炉の 状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	論理回路確認 タイマーの動作時間確認
	特性試験	計器校正 設定値確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(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。

代替自動減圧機能は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用が可能な設計とする。

(46-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(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。

代替自動減圧機能は、他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替自動減圧機能の論理回路は、多重化された自動減圧系と別の制御盤に収納することで自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

検出器（原子炉水位低（レベル1），残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の信号）からの入力信号については共有するが、自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、自動減圧系へ悪影響を及ぼさない設計とする。また、論理回路からの作動用電

磁弁制御信号についても共用するが、自動減圧系と電氣的な隔離装置(リレー)を用いて信号を分離しており、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧機能の論理回路は、他の設備とヒューズによる電氣的な分離をすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ATWS 緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)からの自動減圧系作動阻止信号は、自動減圧系と代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)で共有しているが、隔離装置(リレー)を用いて電氣的に分離し、自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

(46-3, 46-11, 46-12)

(6) 設置場所(設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号)

(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。

代替自動減圧機能は、現場における操作が不要な設計とする。

### 3.3.2.2.3.2 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項第一号）

##### (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。

代替自動減圧機能は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するための設備であることを考慮し、有効燃料棒頂部より高い設定として、原子炉水位低（レベル1）信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。なお、主蒸気逃がし安全弁の作動は原子炉冷却材の放出となり、その補給に残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系による注水が必要であることから、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、主蒸気逃がし安全弁（2個）を作動させる論理回路を設ける設計とする。

(46-6)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項第二号）

##### (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。

代替自動減圧機能は、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項第三号）

##### (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。

代替自動減圧機能の論理回路は，多重化された自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで，共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

代替自動減圧機能の論理回路は，他の設備とヒューズによる電氣的な分離をすることで，共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

(46-3, 46-11)

### 3.3.2.3 主蒸気逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源設備からの給電）

#### 3.3.2.3.1 設備概要

主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な所内常設蓄電式直流電源設備の直流電源が喪失した場合においても、可搬型代替直流電源設備からの給電により、主蒸気逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な設計とする。

可搬型代替直流電源設備は、125V 代替蓄電池から 8 時間必要な負荷に電源供給し、その後、可搬型代替交流電源設備である電源車から代替所内電気設備を經由して、125V 代替充電器盤を受電することにより、合計 24 時間にわたり、主蒸気逃がし安全弁等、重大事故等の対応に必要な直流電源設備へ電源供給が可能な設計とする。また、電源車の運転中は、軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて燃料を電源車に補給することで、電源車の運転を継続することが可能な設計とする。

主蒸気逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源設備）に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.3-10 に示す。

なお、可搬型代替直流電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

表 3.3-10 主蒸気逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源設備）  
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	125V 代替蓄電池【常設】 125V 代替充電器盤【常設】 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】*1 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】*2 タンクローリ【可搬】
附属設備	—
燃料流路	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁【常設】 ホース【可搬】
電路	125V 代替蓄電池及び 125V 代替充電器盤 ～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路【常設】 電源車～電源車接続口(原子炉建屋)*3 ～緊急用低圧母線 2G 系*4 ～125V 代替充電器盤 ～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋)電路【可搬】) (電源車接続口(原子炉建屋) ～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路【常設】)
計装設備 (補助)*5	125V 直流主母線盤 2A-1 電圧【常設】 125V 直流主母線盤 2B-1 電圧【常設】

\*1：軽油タンクは、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(A)，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(B)，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(C)，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(D)，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(E)及び非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(F)により構成される。

\*2：ガスタービン発電設備軽油タンクは、ガスタービン発電設備軽油タンク(A)，ガスタービン発電設備軽油タンク(B)及びガスタービン発電設備軽油タンク(C)により構成される。

\*3：電源車接続口(原子炉建屋)は、電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )，電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )，電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )及び電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )により構成される。

\*4：緊急用低圧母線 2G 系は、460V パワーセンタ 4-2G，460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2G-1 及び 460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2G-2 により構成される。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

\*5：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。

### 3.3.2.4 主蒸気逃がし安全弁機能回復（高圧窒素ガス供給系（非常用））

#### 3.3.2.4.1 設備概要

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素ガス供給圧力が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的に設置するものである。

本システムは、窒素ガス供給源である可搬型の高圧窒素ガスボンベ、流路である高圧窒素ガス供給系（非常用）、主蒸気系の配管及び弁並びに主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータで構成する。

本システムは、中央制御室又は設置場所での弁操作により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）（6個）のアクチュエータへ窒素ガスを供給し作動させることが可能な設計とし、独立した2系列で位置的分散を図る設計とする。

本システムの各系列には、使用側及び待機側の2系列の高圧窒素ガスボンベを配備し、使用側のボンベ圧力が低下した場合においても、現場操作により高圧窒素ガスボンベの切替えが可能な設計とする。

本システムに関する系統概要図を図 3.3-4 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.3-11 に示す。



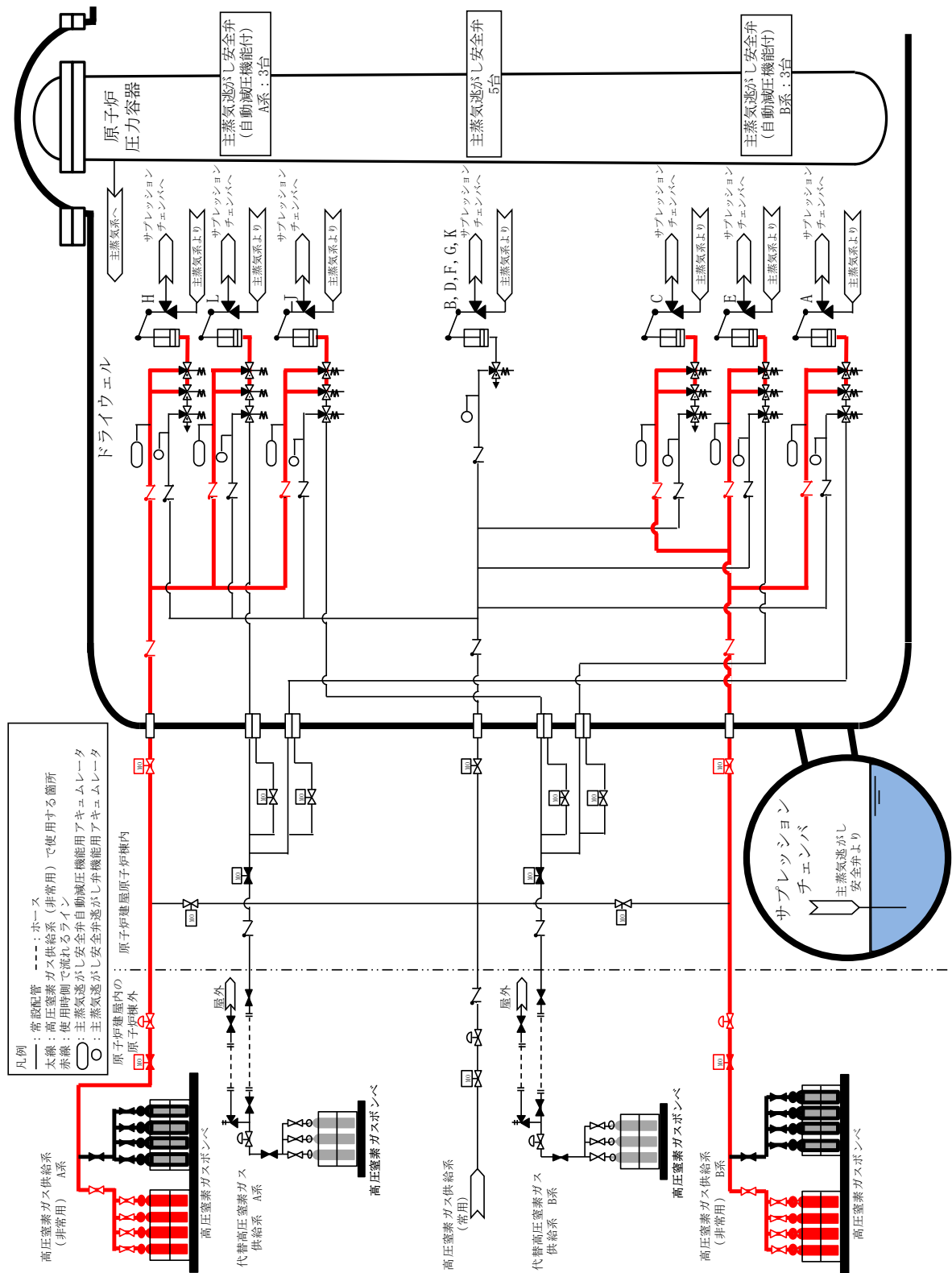


図 3.3-4 高圧窒素ガス供給系（非常用）系統概要図

表 3.3-11 主蒸気逃がし安全弁機能回復（高圧窒素ガス供給系（非常用））  
に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧窒素ガスボンベ【可搬】
附属設備	—
水源	—
流路	高圧窒素ガス供給系 配管・弁【常設】 主蒸気系 配管・弁 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ【常設】
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】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 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（補助）*2	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力【常設】

\*1：単線結線図を補足説明資料 46-2 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：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。

### 3.3.2.4.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 高圧窒素ガスボンベ

- 個 数 : 22 (うち予備 11) \*
- 容 量 : 約 47 ℓ/個
- 充填圧力 : 約 15 MPa[gage]
- 使用箇所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外)
- 保管場所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外)

\*：「高圧窒素ガス供給系（非常用）」で 16 本（うち予備 8 本），「代替高圧窒素ガス供給系」で 6 本（うち予備 3 本）使用する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.3.2.4.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.3.2.4.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する高圧窒素ガスポンベは，原子炉建屋           （原子炉建屋内の原子炉棟外）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，原子炉建屋内の原子炉棟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 3.3-12 に示す設計とする。

また，高圧窒素ガスポンベの切替え操作は，設置場所で可能な設計とする。  
(46-3)

表 3.3-12 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉棟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	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため，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設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため，風（台風）及び積雪の影響を受けない。
電磁的障害	重大事故等時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項第二号）

###### (i) 要求事項

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）を使用する場合は、高圧窒素ガス供給系（常用）との隔離のため HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(A)及び HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(B)の閉操作を実施後、高圧窒素ガスボンベからの窒素ガス供給のため HPIN 非常用窒素ガス入口弁(A)及び HPIN 非常用窒素ガス入口弁(B)の開操作を実施し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）へ窒素ガスを供給する。高圧窒素ガス供給系（非常用）の操作に必要な機器を表 3.3-13 に示す。

本システムの操作に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチにより操作可能な設計とする。

中央制御室の操作盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

なお、本システムの操作に必要な弁は、ハンドルによる手動操作も可能とし、設置場所である原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内) 及び原子炉建屋   (原子炉建屋内の原子炉棟外) に十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

想定される重大事故等時において、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋原子炉棟外の環境条件（被ばく影響等）を考慮のうえ、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋内の原子炉棟外にて作業可能な設計とする。

高圧窒素ガスボンベの切替えは、HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁、HPIN 窒素ガスボンベラック元弁及びボンベコックをハンドルによる手動操作及び専用工具（ボンベコック操作用）を用いた操作により可能な設計とする。また、設置場所である原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外) に十分な操作空間を確保することで、使用するボンベの切替え操作が可能な設計とする。

(46-3, 46-4, 46-7)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.3-13 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(A)	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	高圧窒素ガス供給系(常用)との隔離
			原子炉建屋(原子炉建屋原子炉棟内)	手動操作	
HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(B)	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
			原子炉建屋(原子炉建屋原子炉棟内)	手動操作	
HPIN 非常用窒素ガス入口弁(A)	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	
HPIN 非常用窒素ガス入口弁(B)	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋(原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
			中央制御室	スイッチ操作	
高圧窒素ガスポンベ	切替え	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋(原子炉建屋内の原子炉棟外)	切替操作*	

\* : 高圧窒素ガスポンベの切替えを行う際に操作する弁について、補足説明資料 46-4 に示す。

(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号)

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガス供給系(非常用)は、表 3.3-14 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

表 3.3-14 高圧窒素ガス供給系(非常用)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	供給圧力の確認, 漏えい有無の確認
	外観検査	高圧窒素ガスポンベの変形, 発錆等の異常の有無及び残圧の確認

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

高圧窒素ガス供給系は、機能・性能試験として、高圧窒素ガスボンベから高圧窒素ガスを供給することで、高圧窒素ガス供給系の供給圧力の確認及び系統全体の漏えい有無の確認を行うことが可能な設計とする。

高圧窒素ガスボンベは、外観検査として、高圧窒素ガスボンベの変形、発錆等の異常の有無及び残圧の確認が可能な設計とする。

(46-5)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(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。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

待機時の系統構成から使用時の系統構成へ切替え操作を行うために必要な操作対象弁（A 系は HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁（A）及び HPIN 非常用窒素ガス入口弁（A）、B 系は HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁（B）及び HPIN 非常用窒素ガス入口弁（B））は、中央制御室のスイッチ操作により速やかに切替え可能な設計とする。

なお、本系統の操作に必要な弁は、手動操作も可能とし、設置場所である原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）及び原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉棟外）でのハンドル操作により図 3.3-5 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な設計とする。

高圧窒素ガスボンベの切替えは、HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁、HPIN 窒素ガスボンベラック元弁及びボンベコックを操作ハンドルによる手動操作及び専用工具（ボンベコック操作用）を用いた操作により使用側から待機側へ図 3.3-5 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な設計とする。

(46-4)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

		経過時間(分)																				備考	
		10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m	110m	120m	130m	140m	150m	160m	170m	180m	190m	200m		
手順の項目	要員(数)	高圧窒素ガス供給系原子炉格納容器入口圧力低警報発生 約50分 高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保																					
高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保	中央制御室運転員A	1																					
	現場運転員B, C	2																					

※1: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

		経過時間(分)																				備考	
		10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m	110m	120m	130m	140m	150m	160m	170m	180m	190m	200m		
手順の項目	要員(数)	高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報発生 約35分 高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保																					
高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保	現場運転員B, C	2																					

※1: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.3-5 高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保(手動操作)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1.3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項第五号)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

高圧窒素ガス供給系(非常用)は, HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁の開操作及びHPIN 非常用窒素ガス入口弁の開操作によって, 通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離が可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給系(非常用)に使用する高圧窒素ガスポンベは, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-4)

(6) 設置場所(設置許可基準規則第43条第1項第六号)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設

置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.3-13 に示す。操作に必要な機器は，中央制御室にて操作を行うため，放射線量が高くなるおそれが少なく操作可能である。

高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する高圧窒素ガスポンベの切替え操作に必要な機器は表 3.3-13 に示す。ポンベの切替えは原子炉建屋（原子炉建屋内の原子炉棟外）にて操作を行うため，放射線量が高くなるおそれが少なく操作可能である。

(46-3, 46-7)



### 3.3.2.4.3.2 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項第一号）

##### (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。

高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する高圧窒素ガスポンベは、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な容量を有する設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、高圧窒素ガス供給系（非常用）で8本使用し、代替高圧窒素ガス供給系での使用も考慮し、負荷に直接接続する可搬型設備であることから、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し合計で22本を確保し、分散して配備する。

(46-6)

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項第二号）

##### (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。

高圧窒素ガスポンベと高圧窒素ガス供給系（非常用）の接続は、一般的に用いられる工具（スパナ等）及び専用工具（ボンベコック操作）を用いて接続する方式とすることで、容易かつ確実に接続できる設計とする。

(46-3, 46-7)

#### (3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項第三号）

##### (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。

高圧窒素ガスポンベは, 原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものではないことから本条文の直接的な要求は受けないが, 高圧窒素ガス供給系(非常用)がA系, B系独立した2系を有する系統であることから, それぞれの接続口を, 原子炉建屋内の原子炉棟外の異なる複数の場所に設け, 信頼性向上を図る設計とする。

(46-7)

(4) 設置場所(設置許可基準規則第43条第3項第四号)

(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。

高圧窒素ガス供給系(非常用)に使用する高圧窒素ガスポンベは, 想定される重大事故等時における放射線を考慮しても, 放射線量が高くなるおそれの少ない原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため, 重大事故等時においても, 高圧窒素ガスポンベの切替え操作が可能な設計とする。

(46-3, 46-7)

(5) 保管場所(設置許可基準規則第43条第3項第五号)

(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。

高圧窒素ガスポンベは, 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, 原子炉格納容器内の多重化された主

蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと位置的分散を図り、原子炉建屋 $\square$ (原子炉建屋内の原子炉棟外)に分散して保管する。

(46-3, 46-8)

(6) アクセスルートの確保 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項第六号)

(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。

高圧窒素ガス供給系 (非常用) に使用する高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外) に設置し、想定される重大事故等時においても、設置場所でのポンベの切替え操作に支障をきたすことがないように、複数の屋内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)

(46-9)

(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 項第七号)

(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。

高圧窒素ガス供給系 (非常用) に使用する高圧窒素ガスポンベは、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋内の原子炉棟外に保管し、共通要因によって、設計基準事故対処設備である多重化された主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り主蒸気逃がし

$\square$  枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

し安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと多様性又は多重性及び位置的分散を図る設計とする。

高圧窒素ガスポンベの多様性又は多重性及び位置的分散について、表 3.3-15 に示す。

(46-3, 46-4, 46-7, 46-8)

表 3.3-15 高圧窒素ガスポンベの多様性又は多重性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	アキュムレータ	高圧窒素ガスポンベ
減圧用の弁	主蒸気逃がし安全弁 11 個	主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付) 6 個 <sup>*1</sup>
	原子炉格納容器内	
作動用 窒素ガス 供給源	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用 アキュムレータ 6 個	高圧窒素ガスポンベ 22 本 (うち予備 11 本) <sup>*2</sup>
	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用 アキュムレータ 11 個	—
	原子炉格納容器内	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> </span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)

\*1：設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁 11 個のうち、主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付) 6 個を重大事故等対処設備として兼用する。

\*2：「高圧窒素ガス供給系 (非常用)」で 16 本 (うち予備 8 本), 「代替高圧窒素ガス供給系」で 6 本 (うち予備 3 本) 使用する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.3.2.5 主蒸気逃がし安全弁機能回復（代替高圧窒素ガス供給系）

#### 3.3.2.5.1 設備概要

代替高圧窒素ガス供給系は、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素ガス供給圧力が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的に設置するものである。

本システムは、想定される重大事故等時の環境条件において、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力(427 kPa[gage])を超えて上昇することにより、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な高圧窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガス供給圧力が不足する可能性がある場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧可能な設計とする。

本システムは、窒素ガス供給源である可搬型の高圧窒素ガスボンベ、流路であるホース並びに代替高圧窒素ガス供給系の配管及び弁等で構成する。

本システムは、中央制御室での操作により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）（4個）のアクチュエータへ窒素ガスを供給し、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（854kPa[gage]）の状況においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な設計とする。

本システムによる主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動は、電磁弁操作を必要とせず、排気ラインから直接主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のアクチュエータに窒素ガスを供給することで開操作することが可能であり、高圧窒素ガス供給系（非常用）に対して独立した設計とする。

本システムは、独立した2系を有するシステムであり、接続口は原子炉建屋内の原子炉棟外の異なる場所に設ける設計とする。

本システムのシステム構成に必要な電気作動弁は、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が喪失した場合においても、非常用所内電気設備とは独立した重大事故等対処設備である代替所内電気設備を用いて、ガスタービン発電機又は電源車から受電可能な設計とする。

可搬型の高圧窒素ガスボンベは、高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系に使用する設計とする。

本システムに関するシステム概要図を図 3.3-6 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.3-16 に示す。



表 3.3-16 主蒸気逃がし安全弁機能回復（代替高圧窒素ガス供給系）  
に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧窒素ガスボンベ【可搬】
附属設備	—
水源	—
流路	代替高圧窒素ガス供給系 配管・弁【常設】 ホース・弁【可搬】
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】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備（補助）*2	代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力【常設】

\*1：単線結線図を補足説明資料 46-2 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：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。

### 3.3.2.5.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 高圧窒素ガスボンベ

- 個 数 : 22（うち予備 11）\*
- 容 量 : 約 47 ℓ/本
- 充填圧力 : 約 15 MPa[gage]
- 使用箇所 : 原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉棟外）
- 保管場所 : 原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉棟外）

\*：「高圧窒素ガス供給系（非常用）」で 16 本（うち予備 8 本），「代替高圧窒素ガス供給系」で 6 本（うち予備 3 本）使用する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.3.2.5.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.5.3.1 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項第一号）

(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。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは，原子炉建屋□□（原子炉建屋内の原子炉棟外）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原子炉建屋内の原子炉棟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3.3-17に示す設計とする。

(46-3)

表3.3-17 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	原子炉建屋内の原子炉棟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	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため，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設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため，風（台風）及び積雪の影響を受けない。
電磁的障害	重大事故等時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項第二号）

(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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



(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。

代替高圧窒素ガス供給系は、系統構成として A 系については代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給止め弁 (A)、代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給弁 (A) 及び代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (A) を開操作し、代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-1) 及び代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-2) の閉操作を実施する。その後、代替 HPIN 第一隔離弁 (A) を開操作することにより主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付) へ窒素ガスを供給する。B 系についても同様の操作により主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付) へ窒素ガスを供給する。代替高圧窒素ガス供給系の操作に必要な機器を表 3.3-18 に示す。

本系統の操作に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチ及び設置場所でのハンドルによる手動操作が可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

ハンドルによる手動操作は、操作弁の設置場所である原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外) に十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.3-18 操作対象機器

設備名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
高圧窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	F090A
高圧窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁 (B)	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	F090A
代替HPIN窒素ガスポンベ供給止め弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	1008A
代替HPIN窒素ガスポンベ供給止め弁 (B)	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	1008B
代替HPIN窒素ガスポンベ供給弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	1007A
代替HPIN窒素ガスポンベ供給弁 (B)	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	1007B
ホース	ホース接続	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
代替HPIN窒素ガス供給止め弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	101A
代替HPIN窒素ガス供給止め弁 (B)	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	101B
代替 HPIN 第一隔離弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	104A
代替 HPIN 第一隔離弁 (B)	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	104B
代替HPIN窒素排気出口弁 (A-1)	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	105A-1
代替HPIN窒素排気出口弁 (A-2)	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	105A-2
代替HPIN窒素排気出口弁 (B-1)	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	105B-1
代替HPIN窒素排気出口弁 (B-2)	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	105B-2

(46-3, 46-4, 46-7)

(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号)

(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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(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。

代替高圧窒素ガス供給系は、表 3.3-19 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

表 3.3-19 代替高圧窒素ガス供給系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	供給圧力の確認, 漏えい有無の確認
	外観検査	高圧窒素ガスポンペの変形, 発錆等の異常の有無及び残圧の確認

代替高圧窒素ガス供給系は、機能・性能試験として、高圧窒素ガスポンベから高圧窒素ガスを供給することで、高圧窒素ガス供給系の供給圧力の確認及び系統全体の漏えい有無の確認を行うことが可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、外観検査として、高圧窒素ガスポンベの変形、発錆等の異常の有無及び残圧の確認が可能な設計とする。

(46-5)

(4) 切替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号)

(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。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系は、通常時の主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付)の作動に必要な主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付)用電磁弁の排気ラインに接続し、高圧窒素ガスポンベから作動用窒素ガスを供給するため、重大事故等時に対処するために系統構成を切り替える必要がある。

通常時の系統構成から使用時の系統構成へ切替え操作を行うために必要な操作対象弁のうち原子炉建屋原子炉棟内の弁(A系は、代替 HPIN 窒素排気出口

弁 (A-1), 代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-2), 代替 HPIN 第一隔離弁 (A), B 系は代替 HPIN 窒素排気出口弁 (B-1), 代替 HPIN 窒素排気出口弁 (B-2), 代替 HPIN 第一隔離弁 (B)) は, 中央制御室でのスイッチ操作, 原子炉建屋内の原子炉棟外の弁 (A 系は, 高压窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁 (A), 代替 HPIN 高压窒素ガスポンベ供給止め弁 (A), 代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (A), 代替 HPIN 高压窒素ガスポンベ供給弁 (A), B 系は, 代替 HPIN 高压窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁 (B), 代替 HPIN 高压窒素ガスポンベ供給止め弁 (B), 代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (B), 代替 HPIN 高压窒素ガスポンベ供給弁 (B)) は, 設置場所での手動操作により図 3.3-7 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な設計とする。

(46-4)

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)												備考	
				10	20	30	40	50	60	70							
				25分 代替高压窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開操作開始 (原子炉減圧)													
代替高压窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放	中央制御室運転員A	1	電源確認 <sup>※1</sup>														
	現場運転員B, C	2															
					移動及び系統構成 <sup>※3</sup>												
					> 減圧操作(適宜実施)												

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.3-7 代替高压窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放タイムチャート\*

\*: 「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1.3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項第五号)

(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。

代替高压窒素ガス供給系は, 主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付)用電磁弁の排気ラインに接続し, 通常時の作動用窒素ガス流路とは異なる電磁弁の排気側から作動用窒素ガスを供給する構成であるため, 配管及び弁を設置することにより通常時の作動用窒素ガスの排気流路を確保し, 悪影響を及ぼさない設計とする。また, 重大事故等時は, 重大事故等対処設備として系統構成することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、通常時に接続先の系統と分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系の通常状態における主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動用窒素ガスの排気流路を構成する弁を表 3.3-20 に示す。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、ボンベラックに固縛することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

表 3.3-20 主蒸気逃がし安全弁の排気流路を構成する弁

弁名称	作動方式	状態
代替 HPIN 第一隔離弁 (A)	電気作動	通常時閉
代替 HPIN 第一隔離弁 (B)	電気作動	通常時閉
代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-1)	電気作動	通常時開
代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-2)	電気作動	通常時開
代替 HPIN 窒素排気出口弁 (B-1)	電気作動	通常時開
代替 HPIN 窒素排気出口弁 (B-2)	電気作動	通常時開

(46-4)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(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。

代替高圧窒素ガス供給系の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.3-18 に示す。操作が必要な機器は、中央制御室及び原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外) にて操作を行うため、放射線量が高くなるおそれが少なく操作可能である。

(46-3, 46-7)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.3.2.5.3.2 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項第一号）

##### (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。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な容量を有する設計とする。また、想定される重大事故等時の、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍の状態（854kPa[gage]）においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な容量を有する設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、代替高圧窒素ガス供給系で3本使用し、高圧窒素ガス供給系（非常用）での使用も考慮し、負荷に直接接続する可搬型設備であることから、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し合計で22本を確保し、分散して配備する。

(46-6)

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項第二号）

##### (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っては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガスポンベの出口配管と代替高圧窒素ガス供給系の接続は、同一口径（媒介金具を含む）及び同一の接続方式とすることで、容易かつ確実に接続できる設計とする。

(46-3, 46-7)

#### (3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項第三号）

##### (i) 要求事項

常設設備と接続するものにあっては、共通要因によって接続することができ

なくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

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

高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものではないことから本条文の直接的な要求は受けないが、代替高圧窒素ガス供給系が、A系、B系独立した2系を有する系統であることから、それぞれの接続口を、原子炉建屋内の原子炉棟外の異なる複数の場所に設け、信頼性向上を図る設計とする。

(46-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項第四号）

(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。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、想定される重大事故等時における放射線を考慮しても、放射線量が高くなるおそれが少ない原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、重大事故等時においても、接続口との接続が可能な設計とする。

(46-3, 46-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項第五号）

(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。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、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条件を考慮し、原子炉格納容器内に多重化された主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと位置的分散を図り、原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外) に分散して保管する。

(46-3, 46-8)

(6) アクセスルートの確保 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項第六号)

(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。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置し、想定される重大事故等時においても、設置場所での接続作業に支障をきたすことがないように、複数の屋内アクセスルートを確認する。

(46-9)

(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 項第七号)

(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。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋内の原子炉棟外に保管し、共通要因によって、設計基準事故対処設備である多重化された主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと多様性又は多重性及び位置的分散を図る設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



高圧窒素ガスポンベの多様性及び位置的分散について、表 3. 3-21 に示す。  
(46-3, 46-4, 46-7, 46-8)

表 3. 3-21 高圧窒素ガスポンベの多様性又は多重性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	アキュムレータ	高圧窒素ガスポンベ
減圧用の弁	主蒸気逃がし安全弁 11 個	主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付) 4 個 <sup>*1</sup>
	原子炉格納容器内	
作動用 窒素ガス 供給源	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用ア キュムレータ 6 個	高圧窒素ガスポンベ 22 本 (うち予備 11 本) <sup>*2</sup>
	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用ア キュムレータ 11 個	—
	原子炉格納容器内	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 1em; height: 1em; vertical-align: middle;"></span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)

\*1：設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁 11 個のうち、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）4 個を重大事故等対処設備として兼用する。

\*2：「高圧窒素ガス供給系（非常用）」で 16 本（うち予備 8），「代替高圧窒素ガス供給系」で 6 本（うち予備 3）使用する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.3.2.6 原子炉建屋ブローアウトパネル

#### 3.3.2.6.1 設備概要

原子炉建屋ブローアウトパネルは、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時に、原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいして蒸気となり、原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇した場合において、原子炉建屋原子炉棟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。

本設備は、止め板等で構成し、運転員による開放操作を行うことなく、原子炉建屋原子炉棟内と外気との差圧が開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放することで、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。これにより、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることで、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時に HPCS 注入隔離弁を現場操作により閉止することが可能となる。

原子炉建屋ブローアウトパネルに関する設備概要図を図 3.3-8 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.3-22 に示す。

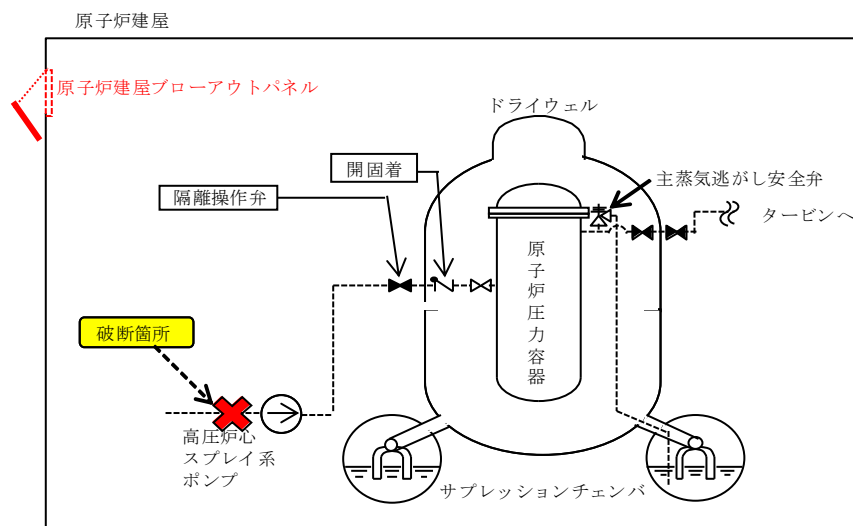


図 3.3-8 原子炉建屋ブローアウトパネル設備概要図

表 3.3-22 原子炉建屋ブローアウトパネルに関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	原子炉建屋ブローアウトパネル【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備	—
計装設備	—

### 3.3.2.6.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

#### (1) 原子炉建屋ブローアウトパネル

個 数：1 式

取付箇所：原子炉建屋

### 3.3.2.6.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

#### 3.3.2.6.3.1 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 項第一号）

###### (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。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，原子炉建屋原子炉棟内と屋外との境界に設置し，想定される重大事故等時における，原子炉建屋原子炉棟内及び屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮できるよう，表 3.3-23 に示す設計とする。

(46-3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.3-23 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	原子炉建屋原子炉棟内及び屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる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設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時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 項第二号）

(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。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，原子炉建屋原子炉棟内と屋外との差圧により，自動的に開放する設備とする。

(46-3)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(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。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，表 3.3-24 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。

(46-5)

表 3.3-24 原子炉建屋ブローアウトパネルの試験及び検査

発電用原子炉の 状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	原子炉建屋ブローアウトパネル外観の確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、本来の用途以外の用途として使用しない。  
また、原子炉建屋ブローアウトパネルは、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。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(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。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、他の設備と独立して作動することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放動作により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-3, 46-4)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(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。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉棟内と屋外との差圧により、自動的に開放する設備とする。

3.3.2.6.3.2 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項第一号）

(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。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、想定される重大事故等時において、原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした蒸気を原子炉建屋外に排気して、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させるために必要となる容量を有する設計とする。

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項第二号）

(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。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、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項第三号）

(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。

原子炉建屋ブローアウトパネルは常設重大事故防止設備であるが、同一目的の設計基準事故対処設備はない。

(46-3, 46-4)

### 3.3.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.3.3.1 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁

##### 3.3.3.1.1 設備概要

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である HPCS 注入隔離弁は、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生個所の隔離によって、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを防止する目的として使用する。

本設備は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統であり、発電用原子炉運転中に接続箇所電気作動弁の開閉試験を実施する高圧炉心スプレイ系の注水ラインに1個設置する構成とする。

格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）は、隔離弁の隔離失敗により低圧設計部分が異常に過圧されることで発生するが、主蒸気逃がし安全弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧により原子炉冷却材漏えいの抑制を継続し、現場操作による隔離弁の全閉操作を実施することで、破断が発生した系統を隔離する設計とする。

なお、主蒸気逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧は隔離弁の隔離操作が完了するまで継続する。

本設備の系統概要図を図 3.3-9 に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.3-25 に示す。

本系統は設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

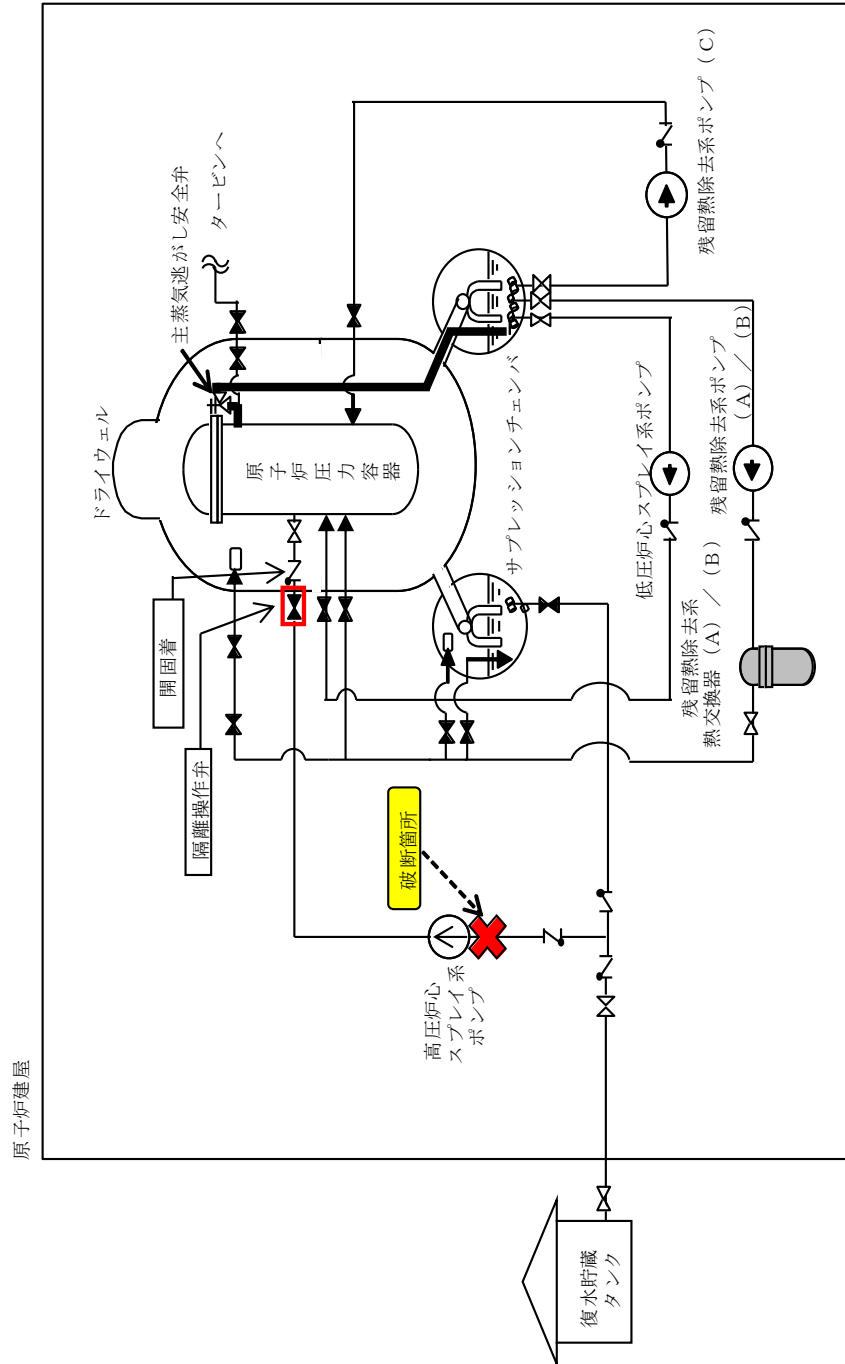


図 3.3-9 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁系統概要図



表 3.3-25 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁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	HPCS 注入隔離弁【常設】
附属設備	—
電源設備	—
計装設備*	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力【常設】

\* : 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。

### 3.3.3.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) HPCS 注入隔離弁

最高使用圧力 : 10.8MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)

### 3.3.3.1.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である HPCS 注入隔離弁は、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。

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である HPCS 注入隔離弁については、設計基準対象施設として使用する場合同様の系統構成で重大事故等時においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

また、インターフェイスシステム LOCA 隔離弁は、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。

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である HPCS 注入隔離弁については、原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉建屋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 3.3-26 に示す設計である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.3-26 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	原子炉建屋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	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，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設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響を受けない。
電磁的障害	重大事故等時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、インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である HPCS 注入隔離弁は、設置場所である原子炉建屋原子炉棟内にて手動操作が可能な設計であり、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。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である HPCS 注入隔離弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等時においても使用する設計である。また、HPCS 注入隔離弁は、発電用原子炉の運転中に機能・性能試験、停止中に分解検査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。

### 3.4 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つて、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

(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残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ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、低圧代替注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（常設）を設ける。

##### (1) 低圧代替注水系（可搬型）の配備（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残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が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代替注水系（可搬型）を設ける。

低圧代替注水系（可搬型）は、第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアに分散配備した大容量送水ポンプ（タイプI）を用い、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系とは異なる代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））を水源として、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却可能な設計とする。

##### (2) 低圧代替注水系（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残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、また、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故等対処設備として低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）を設ける。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、原子炉建屋原子炉棟内に設置した復水移送ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系とは異なる復水貯蔵タンクを水源として原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却可能な設計とする。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）は、炉心損傷防止対策の有効性評価に関する事故シーケンスグループのうち「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗」に対応するために、直流駆動低圧注水ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系とは異なる復水貯蔵タンクを水源として、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却可能な設計とする。

- (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代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して，異なるポンプ（復水移送ポンプ，直流駆動低圧注水ポンプ又は大容量送水ポンプ（タイプI）），駆動電源（ガスタービン発電機，電源車，250V蓄電池又は電源車，250V充電器盤及び250V蓄電池の組合せ），冷却源（自己冷却）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，残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して，常設設備である復水移送ポンプは原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画へ設置し，直流駆動低圧注水ポンプは，原子炉建屋内の原子炉棟外に設置，ガスタービン発電機は屋外に設置することで位置的分散を図る設計とする。可搬型設備である大容量送水ポンプ（タイプI）及び電源車については，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（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して位置的分散を図る設計とする。

なお，設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性，位置的分散については，3.4.2.1.3項，3.4.2.2.3項及び3.4.2.3.3項に詳細を示す。

- (4) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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。

- (i) 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，冷却材喪失事故時において，低圧炉心スプレイ系，高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系と連携して原子炉を冷却する機能を有する。

本システムは，原子炉水位低（レベル1）又はドライウエル圧力高の信号で作動を開始し，サブプレッションチェンバ内のプール水を直接原子炉圧力容器内（炉心シュラウド内）へ注水する。

- (ii) 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，炉心崩壊熱及び原子炉圧力容器，配管，冷却材中の保有熱（残留熱）を除去して，原子炉を冷却する機能を有する。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。

冷却材は原子炉圧力容器から残留熱除去系のポンプ，残留熱除去系熱交換器を通して原子炉圧力容器に戻される。

(iii) 低圧炉心スプレイ系

低圧炉心スプレイ系は、冷却材喪失事故時において、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と連携して原子炉を冷却する機能を有する。

本系統は、原子炉水位低（レベル1）又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し、サブプレッションチェンバ内のプール水をスパーージャから、燃料集合体上へスプレイすることによって、原子炉を冷却する。

(iv) 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器等で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。本系統は、想定される重大事故等時においても、非常用機器、残留熱除去系機器等の冷却を行うための機能を有する。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）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。

(5) 自主対策設備の整備（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自主対策設備として、以下を整備する。

(i) 復水移送ポンプによる残留熱除去系 B 系を用いた原子炉注水

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自主対策設備として、残留熱除去系 B 系を用いた復水移送ポンプでの原子炉圧力容器への注水手段を整備している。

残留熱除去系 B 系を用いた復水移送ポンプでの原子炉圧力容器への注水手段は、復水貯蔵タンクを水源として、復水移送ポンプにより、高圧炉心スプレイ系、補給水系及び残留熱除去系 B 系の配管を経由して原子炉圧力容器へ注水する。

(ii) ろ過水ポンプによる原子炉注水

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自主対策として、ろ過水ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水手段を整備している。

ろ過水ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水手段は、ろ過水タンクを水源として、ろ過水ポンプにより、ろ過水系、補給水系及び残留熱除去系の配管を経由して原子炉圧力容器へ注水する。

(6) 技術的能力審査基準への適合のための復旧手段の整備  
復旧手段として、以下を整備する。

(i) 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（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系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（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。

(7) 技術的能力審査基準への適合のための設備の整備

熔融炉心が原子炉圧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。

(i) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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、原子炉圧力容器内に熔融炉心が残存する場合には、復水移送ポンプで原子炉圧力容器に注水する低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により、残存熔融炉心を冷却する。

(ii) 低圧代替注水系（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、原子炉圧力容器内に熔融炉心が残存する場合には、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）で原子炉圧力容器に注水する低圧代替注水系（可搬型）により、残存熔融炉心を冷却する。

(8) 自主対策設備の整備（残存熔融炉心冷却設備）

熔融炉心が原子炉圧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。

(i) 復水移送ポンプによる残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管を用いた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、原子炉圧力容器内に熔融炉心が残存する場合には、復水移送ポンプで原子炉圧力容器に注水する残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管により、残存熔融炉心を冷却する。

- (ii) 復水移送ポンプによる残留熱除去系 B 系を用いた残存溶融炉心の冷却  
炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には，復水移送ポンプで原子炉圧力容器に注水する残留熱除去系 B 系により，残存溶融炉心を冷却する。
- (iii) 大容量送水ポンプ（タイプ I）による残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管を用いた残存溶融炉心の冷却  
炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には，大容量送水ポンプ（タイプ I）で原子炉圧力容器に注水する残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管により，残存溶融炉心を冷却する。
- (iv) ろ過水ポンプによる残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管を用いた残存溶融炉心の冷却  
炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には，ろ過水ポンプで原子炉圧力容器に注水する残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管により，残存溶融炉心を冷却する。
- (v) ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却  
炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には，ろ過水ポンプで原子炉圧力容器に注水するろ過水系，補給水系及び残留熱除去系配管により，残存溶融炉心を冷却する。

#### (9) 低圧代替注水系の海の利用

低圧代替注水系（常設）の水源である復水貯蔵タンク並びに低圧代替注水系（可搬型）の水源である代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水が枯渇した場合において，大容量送水ポンプ（タイプ II）を用いて，海水取水箇所（海水ポンプ室又は取水口）より，海水を淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）へ供給する設計とする。淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）から復水貯蔵タンクへの海水供給は，大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いて復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールから補給可能な設計とする。

また，淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）が使用できない場合は，大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いて，海水取水箇所（海水ポンプ室又は取水口）より，海水を直接復水貯蔵タンクへ補給及び各種注水（原子炉格納容器，原子炉圧力容器，使用済燃料プールへの注水）の手段を整備している。

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 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）

##### 3.4.2.1.1 設備概要

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が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、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、発電用原子炉を冷却することを目的に設置するものである。

本システムは、復水移送ポンプ、電源設備であ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所内常設蓄電式直流電源設備、計装設備、水源である復水貯蔵タンク、流路である補給水系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系の配管及び弁、燃料プール補給水系の弁、注水先である原子炉圧力容器から構成される。

本システムの系統概要図を図 3.4-1 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.4-1 に示す。

本システムは、復水移送ポンプ 3 台のうち 2 台により、復水貯蔵タンクを水源とし、補給水系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系 A 系配管を経由して原子炉圧力容器へ注水することで発電用原子炉を冷却可能な設計とする。

復水移送ポンプ及び系統構成に必要な電気作動弁（交流）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、代替所内電気設備を経由して受電可能な設計とする。また、系統構成に必要な電気作動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備から受電可能な設計とする。

ガスタービン発電機の燃料は、ガスタービン発電設備軽油タンクよりガスタービン発電設備燃料移送ポンプを用いて補給可能な設計とする。

電源車の燃料は、ガスタービン発電設備軽油タンク又は軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

水源である復水貯蔵タンクは、枯渇しそうな場合においても、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））の淡水を、大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いて、復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールから復水貯蔵タンクへ補給可能な設計とする。

本システムの操作に当たっては、中央制御室での弁操作（緊急用交流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復水移送ポンプを起動し運転を行う。

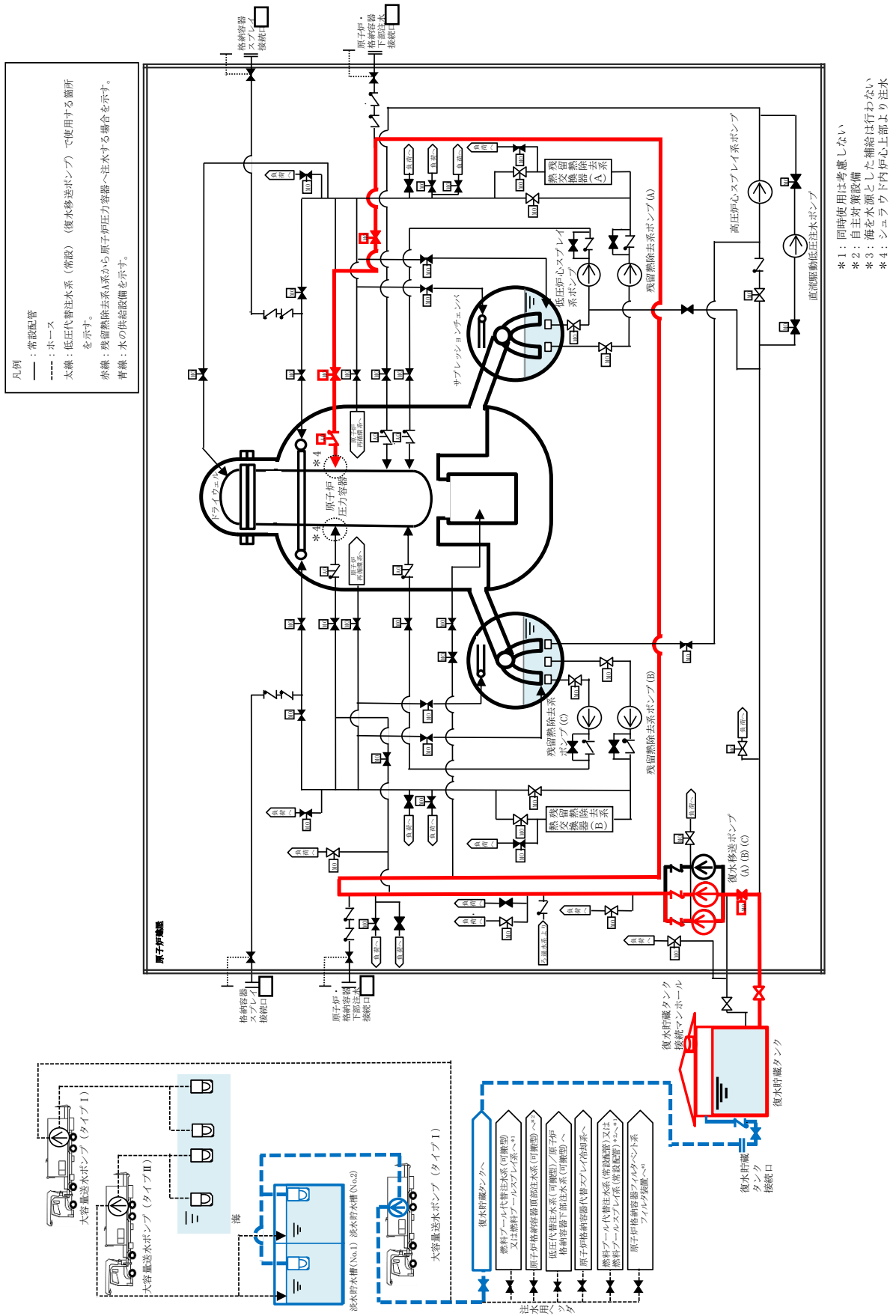


図 3.4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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	復水移送ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 <sup>*1</sup>	復水貯蔵タンク【常設】
流路	補給水系 配管・弁【常設】 高圧炉心スプレイ系 配管・弁【常設】 燃料プール補給水系 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】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 代替所内電気設備 ガスタービン発電機接続盤【常設】 緊急用高圧母線 2F 系【常設】 緊急用高圧母線 2G 系【常設】 緊急用動力変圧器 2G 系【常設】 緊急用低圧母線 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2C 系【常設】 非常用高圧母線 2C 系【常設】 非常用高圧母線 2D 系【常設】 所内常設蓄電式直流電源設備 125V 蓄電池 2B【常設】 125V 充電器盤 2B【常設】 上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備 <sup>*3</sup>	原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）【常設】 復水貯蔵タンク水位【常設】

\*1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2：単線結線図を補足説明資料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) 復水移送ポンプ

種類	:	うず巻形
容量	:	100m <sup>3</sup> /h/個
全揚程	:	85m
最高使用圧力	:	1.37MPa[gage]
最高使用温度	:	66℃
個数	:	3（うち予備1）
取付箇所	:	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 80px; height: 15px;"></span> (原子炉建屋原子炉棟内)
原動機出力	:	45kW

### 3.4.2.1.3 設計基準事故対処設備に対する低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の多様性及び独立性，位置的分散

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系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3.4-2に示すとおり多様性，位置的分散を図る設計とする。

ポンプについては，原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内) の残留熱除去系ポンプ (A)，(B)，(C) 及び低圧炉心スプレイ系ポンプと位置的分散された原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内) の復水移送ポンプを使用し多様性を図る設計とする。

水源については，残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系の水源であるサブプレッションチェンバと異なる復水貯蔵タンクを使用する設計とする。

また，復水貯蔵タンクは，屋外に設置することで，原子炉建屋内に設置されているサブプレッションチェンバに対して位置的分散を図る設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

駆動電源については、常設の復水移送ポンプを使用する際は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車を駆動電源とし、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、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの駆動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。

復水移送ポンプのサポート系としては、冷却水は自己冷却とすることで、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプと共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。

残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系と、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の独立性については、表 3.4-3 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。

なお、配管等の流路を構成する静的機器については、残留熱除去系低圧注水ライン（原子炉圧力容器から RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁に繋がる配管との分岐部まで）を除く範囲で、可能な限り設計基準事故対処設備と分離した設計とする。動的機器である RHR A 系 LPCI 注入隔離弁については、設計基準事故対処設備と兼用しているが、設計基準事故対処設備とは異なる電源から受電可能な設計とする。

仮に、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁が故障した場合でも、自主対策設備として、他系の残留熱除去系配管を用いた低圧代替注水を整備している。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に使用する復水移送ポンプ及び系統構成に必要な電気作動弁（交流）は、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が機能喪失した場合においても、非常用所内電気設備とは独立した重大事故等対処設備である代替所内電気設備を用いて、ガスタービン発電機又は電源車から受電可能な設計とする。また、系統構成に必要な電気作動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備である 125V 蓄電池 2B から受電可能な設計とする。

表 3.4-2 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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 （低圧注水モード）	低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	低圧炉心 スプレイ系ポンプ	復水移送ポンプ
	原子炉建屋 <input type="checkbox"/>	原子炉建屋 <input type="checkbox"/>	原子炉建屋 <input type="checkbox"/>
水源	サプレッションチェンバ	サプレッションチェンバ	復水貯蔵タンク
	原子炉建屋 <input type="checkbox"/>	原子炉建屋 <input type="checkbox"/>	屋外
駆動電源	非常用交流電源設備 （非常用ディーゼル発電機）	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） 又は 可搬型代替交流電源設備 （電源車）
	原子炉建屋 <input type="checkbox"/>	原子炉建屋 <input type="checkbox"/>	屋外
駆動用 空気	不要	不要	不要
潤滑油	不要 （内包油）	不要 （内包油）	不要 （内包油）
冷却方式	水冷 （原子炉補機冷却水系（原子 炉補機冷却海水系を含む））	水冷 （原子炉補機冷却水系（原子 炉補機冷却海水系を含む））	不要 （自己冷却）

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
	残留熱除去系（低圧注水モード） 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）	
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（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系は耐震 S クラス設計とし，重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は，基準地震動 Ss で機能維持可能な設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり同時にその機能が損なわれることのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系と重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は基準津波の影響を受けない原子炉建屋内に設置することで，津波が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系と重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は，火災が共通要因となり，同時に故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す。）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系と重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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。）。	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 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項第一号）

###### (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。

低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の復水移送ポンプは，原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）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，原子炉建屋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3.4-4に示す設計とする。

復水移送ポンプの操作は，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にて遠隔操作可能な設計とする。

(47-3, 47-4)

表 3.4-4 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋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	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，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可能な設計とする（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設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋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	重大事故等時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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(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。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を運転する場合は、系統構成として、CRD 復水入口弁、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施後、復水貯蔵タンク水源確保として、復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作を実施し、復水移送ポンプの起動、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作及び RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施することで、原子炉圧力容器への注水を行う。低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の運転に必要なポンプ及び操作に必要な弁を表 3.4-5 に示す。












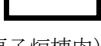
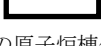
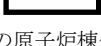
低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の操作に必要なポンプ及び弁は、いずれも中央制御室からの遠隔操作でポンプの起動（ポンプ 3 台のうち 2 台を起動）及び弁を開閉することが可能な設計とし、また、ポンプ及び電気作動弁（交流）については、緊急用交流電源切替盤 2G 系及び 2C 系を中央制御室から遠隔操作することで、給電元の切替えも可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

(47-3, 47-4)



表 3.4-5 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
復水移送ポンプ(A)	停止→起動	原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	うち2台 使用
復水移送ポンプ(B)	停止→起動	原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
復水移送ポンプ(C)	停止→起動	原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
CRD 復水入口弁	全開→全閉	原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライ ン止め弁	全開→全開	原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
MUMC サンプリング取出 止め弁	全開→全閉	原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
FPMUW ポンプ吸込弁	全開→全閉	原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR ヘッドスプレイラ イン洗浄流量調整弁	全開→調整開	原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR A系 LPCI 注入隔離 弁	全開→全開	原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
緊急用交流電源 切替盤 2G系	DB→SA	原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	非常用高圧 母線機能喪 失時に切替 え操作実施
緊急用交流電源 切替盤 2C系	DB→SA	原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(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。

低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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・性能試験及び弁動作試験を、また、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験、弁動作試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に使用する復水移送ポンプは、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（軸、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、復水貯蔵タンクを水源とし、復水移送ポンプを起動させ、復水貯蔵タンクへ送水するテストラインを使用することで、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）としての機能・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、復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁及び RHR A 系 LPCI 注入隔離弁については、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁動作試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

表 3.4-6 低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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、漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ各部の状態を目視等で確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

運転性能の確認として、復水移送ポンプの吐出圧力、系統（ポンプ周り）の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。

復水移送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。

復水移送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) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(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。

低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、復水移送ポンプを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系統構成を切り替える必要があるため、系統に必要な弁を設ける。切替え操作として、復水移送ポンプの起動操作、系統構成として CRD 復水入口弁、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作、原子炉压力容器へ注水するために RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施し、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を行う。

なお、復水貯蔵タンクからの復水移送ポンプ吸込みラインは、復水貯蔵タンクの常用ライン及び非常用ラインがあるが、通常運転時は常用ラインを使用している。重大事故等時は復水貯蔵タンク水源確保のため、復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作を行い、復水移送ポンプ吸込みラインを非常用ラインに切り替える。

低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）である復水移送ポンプの起動及び系統の切替えに必要な弁については、中央制御室から遠隔操作可能な設計とすることで、図 3.4-2 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。

また、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の操作に必要なポンプ及び電気作動弁（交流）については、緊急用交流電源切替盤 2G 系及び 2C 系を中央制御室より、遠隔操作することで給電元の切替えが可能である。

(47-4)

手順の項目	要員（数）	経過時間（分）							備考	
		0	10	20	30	40	50	60		70
		15分 原子炉压力容器への注水								
低压代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）による原子炉压力容器への注水	中央制御室運転員A	1								

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.4-2 低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉压力容器への注水タイムチャート\*

\*：「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 項第五号）

(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。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は，通常時は残留熱除去系，燃料プール冷却浄化系及び原子炉格納容器下部注水系と隔離する系統構成とすることで，残留熱除去系，燃料プール冷却浄化系及び原子炉格納容器下部注水系へ悪影響を及ぼさない設計とする。取合い系統との隔離弁を表 3.4-7 に示す。

また，低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に使用する復水移送ポンプは，原子炉格納容器下部注水系（常設）と兼用するため，各々の必要流量が確保可能な設計とする。各々の必要流量とは，原子炉格納容器下部への注水を行う場合において，原子炉圧力容器の破損前は，低圧代替注水系（常設）で 80m<sup>3</sup>/h，原子炉格納容器下部注水系（常設）で 50m<sup>3</sup>/h であり，これらの必要流量を確保可能な設計とする。

(47-3, 47-4)

表 3.4-7 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の通常時における取合い系統との隔離弁

取合い系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
残留熱除去系	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	電気作動	通常時閉
	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	電気作動	通常時閉
	RHR C 系 LPCI 注入ライン洗浄止め弁	手動操作	通常時閉
燃料プール冷却浄化系	FPC スキマサージタンク補給水入口弁	電気作動	通常時閉
	FPC 原子炉ウェル・D/Sピット水張り弁	手動操作	通常時閉
原子炉格納容器下部注水系	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	電気作動	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(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。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.4-5 に示す。これらの設備は全て操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ない中央制御室で操作可能な設計とする。

(47-3)

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 項第一号）

(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。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に使用する復水移送ポンプは、設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 1 台又は 2 台におけるポンプ流量が、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。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に使用する復水移送ポンプは、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、炉心損傷防止対策の有効性評価に関する事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「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として、「全交流動力電源喪失」

失」,「崩壊熱除去機能喪失」,「LOCA 時注水機能喪失」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」では復水移送ポンプ1台運転時で120m<sup>3</sup>/h以上,「高圧・低圧注水機能喪失」では復水移送ポンプ2台運転時で145m<sup>3</sup>/h以上(復水移送ポンプ1台当たり72.5m<sup>3</sup>/h以上)を注水可能な設計とする。

原子炉圧力容器へ注水する場合の復水移送ポンプの揚程は,原子炉圧力容器に注水する場合の水源(復水貯蔵タンク)と注水先(原子炉圧力容器)の圧力差,静水頭,並びに機器,配管及び弁類の圧力損失を考慮し,復水移送ポンプ1台運転で注水流量120m<sup>3</sup>/h,復水移送ポンプ2台運転で注水流量145m<sup>3</sup>/hを達成可能な設計とする。

(47-6)

(2) 共用の禁止(設置許可基準規則第43条第2項第二号)

(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。

低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)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項第三号)

(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。

低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)は,設計基準事故対処設備の残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系に対して,多様性,位置的分散を図る設計とする。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 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）

#### 3.4.2.2.1 設備概要

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が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、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、発電用原子炉を冷却することを目的に設置するものである。

本システムは、直流駆動低圧注水ポンプ、電源設備である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代替直流電源設備、計装設備、水源である復水貯蔵タンク、流路である補給水系の配管及び高圧炉心スプレイ系、直流駆動低圧注水系の配管及び弁、燃料プール補給水系の弁、注水先である原子炉圧力容器から構成される。

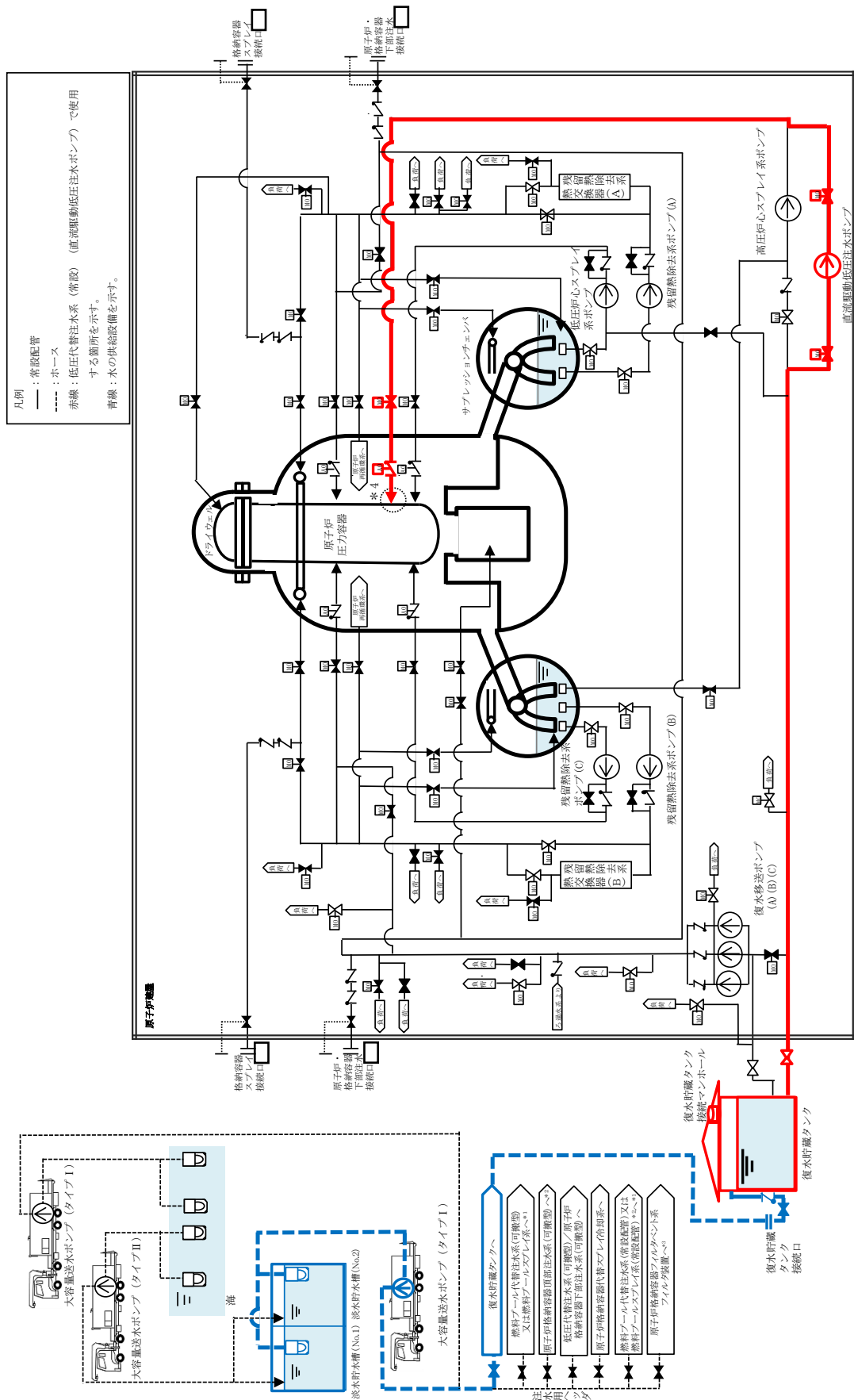
本システムの系統概要図を図 3.4-3 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.4-8 に示す。

本システムは、直流駆動低圧注水ポンプにより、復水貯蔵タンクを水源とし、補給水系、高圧炉心スプレイ系及び直流駆動低圧注水系を經由して原子炉圧力容器へ注水することで発電用原子炉を冷却可能な設計とする。

直流駆動低圧注水ポンプは、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受電可能な設計とする。また、系統構成に必要な弁のうち電気作動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から受電可能な設計とする。

水源である復水貯蔵タンクは、枯渇しそうな場合においても、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））の淡水を、大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いて、復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールから復水貯蔵タンクへ補給可能な設計とする。

本システムは、炉心損傷防止対策として「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗」時に使用するため、系統構成に当っては、流路上にある電気作動弁（交流）については、設置場所での弁操作を行い、その後、電気作動弁（直流）を中央制御室で弁操作し系統構成を行った後、中央制御室の操作スイッチにより直流駆動低圧注水ポンプを起動し運転を行う。



- \*1: 同時使用は考慮しない
- \*2: 自主対策設備
- \*3: 海を水源とした補給は行わない
- \*4: シュユラウド内炉心上部より注水

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



表 3.4-8 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）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	直流駆動低圧注水ポンプ【常設】
附属設備	—
水源*1	復水貯蔵タンク【常設】
流路	補給水系 配管【常設】 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スパージャ【常設】 直流駆動低圧注水系 配管・弁【常設】 燃料プール補給水系 弁【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備*2	所内常設蓄電式直流電源設備 125V 蓄電池 2A【常設】 125V 蓄電池 2B【常設】 125V 充電器盤 2A【常設】 125V 充電器盤 2B【常設】 上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 125V 代替蓄電池【常設】 250V 蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 125V 代替蓄電池【常設】 250V 蓄電池【常設】 125V 代替充電器盤【常設】 250V 充電器盤【常設】 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備*3	原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量【常設】 復水貯蔵タンク水位【常設】

\*1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2：単線結線図を補足説明資料 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) 直流駆動低圧注水ポンプ

種類	:	うず巻形
容量	:	82m <sup>3</sup> /h/個以上
全揚程	:	75m 以上
最高使用圧力	:	1.37MPa[gage]
最高使用温度	:	66℃
個数	:	1
取付箇所	:	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
原動機出力	:	37kW

### 3.4.2.2.3 設計基準事故対処設備に対する低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）の多様性及び独立性，位置的分散

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系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 3.4-9 に示すとおり多様性，位置的分散を図る設計とする。

ポンプについては，原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内) の残留熱除去系ポンプ (A), (B), (C) 及び低圧炉心スプレイ系ポンプと位置的分散された原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外) の直流駆動低圧注水ポンプを使用し多様性を図る設計とする。

水源については，残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系の水源であるサブプレッションチェンバと異なる復水貯蔵タンクを使用する設計とする。

また，復水貯蔵タンクは，屋外に設置することで，原子炉建屋内に設置されているサブプレッションチェンバに対して位置的分散を図る設計とする。

駆動電源については，常設の直流駆動低圧注水ポンプを使用する際は，常設代替直流電源設備である 250V 蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である電源車，250V 充電器盤及び蓄電池の組合せを駆動電源とすることで，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの駆動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。

直流駆動低圧注水ポンプのサポート系としては，冷却水は自己冷却とすることで，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプと共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系と、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）の独立性については、表 3. 4-10 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。

なお、配管等の流路を構成する静的機器については、高圧炉心スプレイ系（直流駆動低圧注水系である直流駆動低圧注水ポンプ吸込み弁と高圧炉心スプレイポンプ吸込み弁の分岐部から高圧炉心スプレイポンプ吐出配管と直流駆動注水系流量調整弁の接続部までを除く）とし、設計基準対処設備である残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と流路を分離することで独立性を有する設計とする。また、流路上にある HPCS 注入隔離弁については、交流電源に期待できないことから手動で開閉可能な設計とする。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）の系統構成に必要な電気作動弁（直流）は、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が機能喪失した場合においても、非常用所内電気設備とは独立した、所内常設蓄電式直流電源設備である 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B 又は常設代替直流電源設備である 125V 代替蓄電池、可搬型代替直流電源設備である電源車、125V 代替充電器盤及び 125V 代替蓄電池からの組合せから受電可能な設計とする。

表 3. 4-9 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）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 (低圧注水モード)	低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（常設） (直流駆動低圧注水ポンプ)
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	低圧炉心スプレイ系ポンプ	直流駆動低圧注水ポンプ
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span>	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span>	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
水源	サブプレッション チェンバ	サブプレッション チェンバ	復水貯蔵タンク
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span>	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span>	屋外
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	常設代替直流電源設備 (250V 蓄電池) 又は 可搬型代替直流電源設備 (電源車, 250V 充電器盤及び 250V 蓄電池の組合せ)
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span>	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span>	制御建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> 及び屋外
駆動用 空気	不要	不要	不要
潤滑油	不要 (内包油)	不要 (内包油)	不要 (内包油)
冷却方式	水冷 (原子炉補機冷却水系 (原子 炉補機冷却海水系を含む) )	水冷 (原子炉補機冷却水系 (原子 炉補機冷却海水系を含む) )	不要 (自己冷却)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.4-10 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（低圧注水モード） 低圧炉心スプレイ系		低圧代替注水系（常設） （直流駆動低圧注水ポンプ）	
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（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系は耐震Sクラス設計とし、重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）は、基準地震動Ssで機能維持可能な設計とすることで、基準地震動Ssが共通要因となり同時にその機能が損なわれることのない設計とする。		
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系と重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）は、基準津波の影響を受けない原子炉建屋内に設置することで、津波が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。		
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系と重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）は、火災が共通要因となり、同時に故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す。）。		
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系と重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）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項第一号）

###### (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。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）の直流駆動低圧注水ポンプは、原子炉建屋           （原子炉建屋内の原子炉棟外）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、原子炉建屋内の原子炉棟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3.4-11に示す設計とする。

直流駆動低圧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にて遠隔操作可能な設計とする。

(47-3, 47-4)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.4-11 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	原子炉建屋内の原子炉棟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	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため，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可能な設計とする（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設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時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 項第二号）

(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。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）を運転する場合は，系統構成として，電気作動弁（交流）である HPCS 注入隔離弁の全開操作は交流電源に期待できないことから設置場所にて実施後，電気作動弁（直流）である FPMUW ポンプ吸込弁の全閉操作，直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁の全開操作及び直流駆動低圧注水系流量調整弁の開操作を実施し，直流駆動低圧注水ポンプの起動を実施することで，原子炉圧力容器への注水を行う。低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）の運転に必要なポンプ及び操作に必要な弁を表 3.4-12 に示す。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）の操作に必要なポンプ及び電気作動弁（直流）は，いずれも中央制御室からの遠隔操作でポンプの起動及び弁を開閉することが可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

(47-3, 47-4)

表 3.4-12 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
直流駆動低圧注水ポンプ	停止→起動	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	
FPMUW ポンプ吸込弁	全開→全閉	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ 操作	
直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁	全閉→全開	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ 操作	
直流駆動低圧注水系流量調整弁	全閉→調整開	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	
HPCS 注入隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	手動操作	

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(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。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）は、表 3.4-13 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び弁動作試験を、また、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験、弁動作試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）に使用する直流駆動低圧注水ポンプは、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（軸、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、直流駆動低圧注水ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、直流駆動低圧注水系テストタンクを水源とする他系統と独立したテストラインにより、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、直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁及び直流駆動低圧注水系流量調整弁については、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁動作試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.4-13 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）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，漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ各部の状態を目視等で確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

運転性能の確認として，直流駆動低圧注水ポンプの吐出圧力，系統（ポンプ周り）の振動，異音，異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。

直流駆動低圧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。

直流駆動低圧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) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(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。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）は，通常時に使用する高圧炉心スプレイ系から重大事故等時に対処するために系統構成を切り替える必要があるため，系統に必要な弁を設ける。切替え操作として，直流駆動低圧注水ポンプの起動操作，系統構成として FPMUW ポンプ吸込弁の全閉操作，並びに原子炉圧力容器へ注水するために HPCS 注入隔離弁及び直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁の全開操作，直流駆動低圧注水系流量調整弁の開操作を行う。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）である直流駆動低圧注水ポンプの起動及び系統の切替えに必要な弁操作については，設置場所での弁操作及び中央制御室からの遠隔操作により，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。

(47-4)

手順の項目		要員 (数)		経過時間 (分)												備考	
				10	20	30	40	50	60	70							
				35分 原子炉压力容器への注水													
低压代替注水系 (常設) (直流駆動低压注水ポンプ)による 原子炉压力容器への注水	中央制御室運転員A	1	電源確認 <sup>※1</sup>														
	現場運転員B, C	2															

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.4-4 低压代替注水系 (常設) (直流駆動低压注水ポンプ) による原子炉压力容器への注水 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 項第五号)  
 (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。

低压代替注水系 (常設) (直流駆動低压注水ポンプ) は, 通常時は高压炉心スプレイ系と隔離する系統構成とすることで, 高压炉心スプレイ系へ悪影響を及ぼさない設計とする。取合い系統との隔離弁を表 3.4-14 に示す。

また, 低压代替注水系 (常設) (直流駆動低压注水ポンプ) 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 3.4-14 低压代替注水系 (常設) (直流駆動低压注水ポンプ) の通常時における取合い系統との隔離弁

取合い系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
高压炉心スプレイ系	直流駆動低压注水ポンプ吸込弁	電気作動	通常時閉
	直流駆動低压注水系流量調整弁	電気作動	通常時閉



(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(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。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.4-12 に示す。直流駆動低圧注水ポンプ及び電気作動弁（直流）は操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ない中央制御室で操作可能な設計とする。また、系統構成に当たり、流路上にある電気作動弁（交流）については、交流電源を期待できないことから原子炉建屋（原子炉建屋原子炉棟内）の設置場所で人力で操作するが、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）は事象初期に用いるものであり、操作場所の放射線量が高くなる前に操作する運用とする。

(47-3)

3.4.2.2.4.2 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 項第一号）

(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。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）に使用する直流駆動低圧注水ポンプは、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発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。

注水流量としては、炉心損傷防止対策の有効性評価に関する事故シーケンスグループのうち「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として、82m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

直流駆動低圧注水ポンプの揚程は、水源（復水貯蔵タンク）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差、静水頭、並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を考慮し、直流駆動低圧注水ポンプ 1 台運転で注水流量 82m<sup>3</sup>/h を達成可能な設計とする。

(47-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第二号）

(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。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）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 項第三号）

(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。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して、多様性、位置的分散を図る設計とする。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。

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

### 3.4.2.3 低圧代替注水系（可搬型）

#### 3.4.2.3.1 設備概要

低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が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に設置するものである。

本システムは、大容量送水ポンプ（タイプ I）、電源設備である非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備、計装設備、水源である代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））、燃料補給設備である軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリ、流路であるホース、注水用ヘッダ、接続口、補給水系、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から構成される。

本システムの系統概要図を図 3.4-5 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.4-15 に示す。

本システムは、屋外に設置する大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台により、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））の水を補給水系及び残留熱除去系 A 系又は B 系の配管等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで発電用原子炉を冷却可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の系統構成に必要な電気作動弁は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備経由して受電可能な設計とする。

ガスタービン発電機の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電設備軽油タンクよりガスタービン発電設備燃料移送ポンプを用いて補給可能な設計とする。

電源車の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電設備軽油タンク又は軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）を使用する際に接続する接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、位置的分散を図った建屋の複数の異なる面に設置する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備，並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する設計とする。

本系統の操作に当たっては，中央制御室での弁操作（緊急用交流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，大容量送水ポンプ（タイプ I）に付属する操作スイッチにより，大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し，遠隔手動弁操作設備により屋外から原子炉建屋内の原子炉棟外の弁を操作し運転を行う。

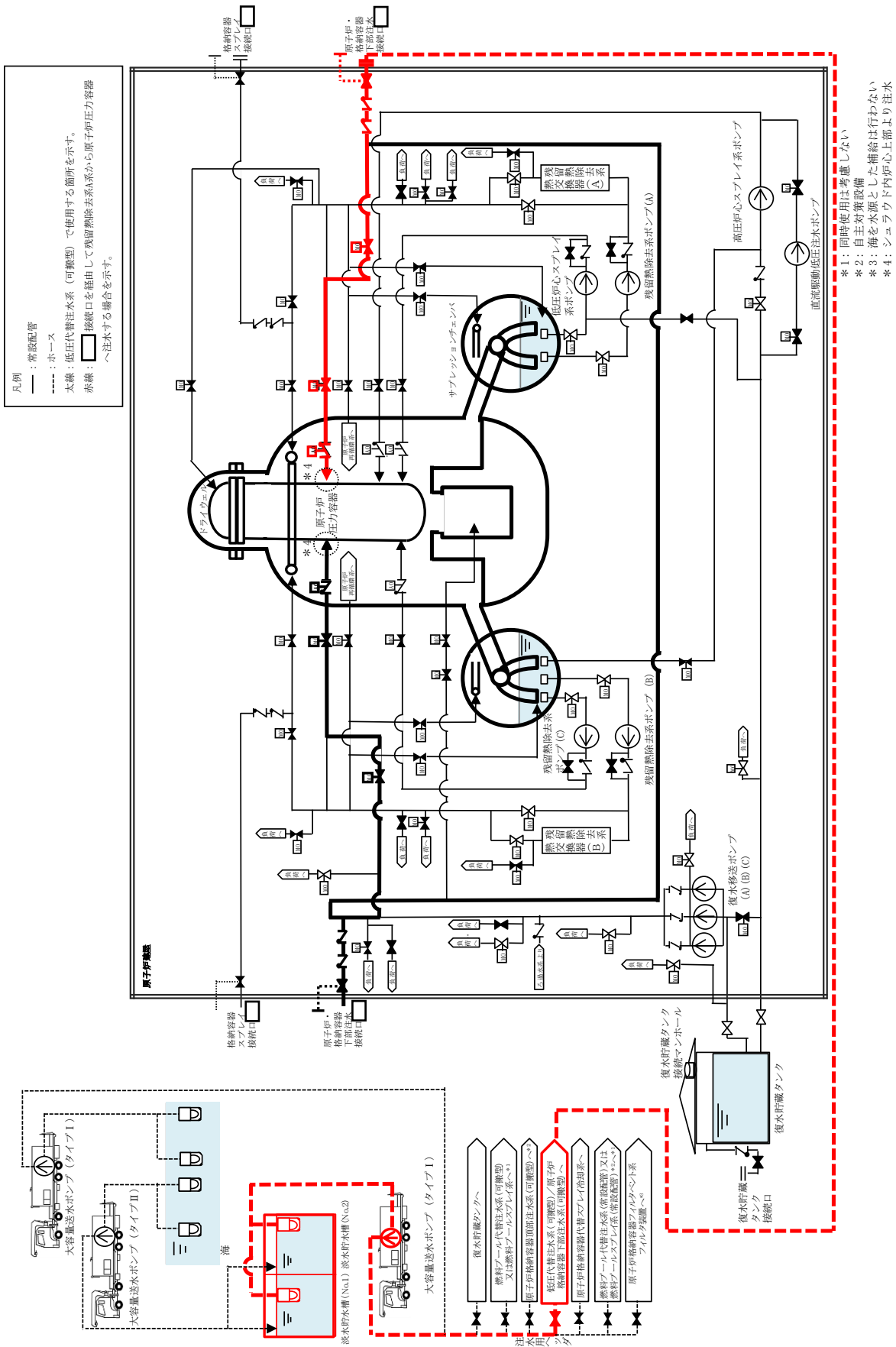


図 3.4-5 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.4-15 低圧代替注水系（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	大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】
附属設備	ホース延長回収車
水源*1	淡水貯水槽（No. 1）【常設】 淡水貯水槽（No. 2）【常設】
流路	ホース・注水用ヘッダ・接続口【可搬】 補給水系 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*2 （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】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 代替所内電気設備 ガスタービン発電機接続盤【常設】 緊急用高圧母線 2F 系【常設】 緊急用高圧母線 2G 系【常設】 緊急用動力変圧器 2G 系【常設】 緊急用低圧母線 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2C 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2D 系【常設】 非常用高圧母線 2C 系【常設】 非常用高圧母線 2D 系【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備*3	原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）【常設】 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）【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：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。

### 3.4.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 大容量送水ポンプ（タイプI）<sup>\*1</sup>

種類	：	うず巻形
容量	：	1,440 m <sup>3</sup> /h/個以上
揚程	：	122 m
最高使用圧力	：	0.9 MPa[gage] <sup>*2</sup> , 1.2MPa[gage] <sup>*3,4</sup>
最高使用温度	：	50℃
個数	：	5（うち予備1） <sup>*5</sup>
設置場所	：	屋外（淡水貯水槽（No.1） <sup>*2</sup> , 淡水貯水槽（No.2） <sup>*2</sup> , 取水口 <sup>*3,4</sup> 及び海水ポンプ室 <sup>*3,4</sup> ）
保管場所	：	屋外（第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エ リア及び第4保管エリア）
原動機出力	：	<input type="text"/> kW

\*1：「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備，並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する。

\*2：淡水貯水槽を水源とし，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合は示す。

\*3：「原子炉補機代替冷却水系」に使用する場合は示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

\*4：海を水源とし、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合を示す。

\*5：「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として1台、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として1台使用する。

### 3.4.2.3.3 設計基準事故対処設備に対する低圧代替注水系（可搬型）の多様性及び独立性、位置的分散

低圧代替注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系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 3.4-16 に示すとおり多様性、位置的分散を図る設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、屋外の保管エリアに保管し、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）の屋外に設置することで、原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）に設置されている設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。

水源については、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系の水源であるサブプレッションチェンバと異なる代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を使用する設計とする。また、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は、屋外に設置することで、原子炉建屋内に設置されているサブプレッションチェンバに対して位置的分散を図る設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、サポート系による冷却水を不要とすることで、設計基準事故等対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプと共通要因によって、同時に機能喪失しない設計とし、駆動電源については、不要（付属空冷式ディーゼルエンジン）とすることで、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの駆動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。

残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対する低圧代替注水系（可搬型）の独立性については、表 3.4-17 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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



なお、配管等の流路を構成する静的機器については、残留熱除去系低圧注水ライン（原子炉圧力容器から RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁に繋がる配管との分岐部まで）を除く範囲で、可能な限り設計基準事故対処設備と分離した設計とする。動的機器である RHR A 系 LPCI 注入隔離弁については、設計基準事故対処設備と兼用しているが、設計基準事故対処設備とは異なる電源から受電可能な設計とする。

仮に、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁が故障した場合でも、他系の残留熱除去系配管を用いた低圧代替注水を整備している。

低圧代替注水系（可搬型）の系統構成に必要な電気作動弁は、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が機能喪失した場合においても、非常用所内電気設備とは独立した重大事故等対処設備である代替所内電気設備を用いて、ガスタービン発電機又は電源車から受電可能な設計とする。

さらに、故障の影響を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、予備を有する設計とする。

表 3.4-16 低圧代替注水系の多様性，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		
	残留熱除去系 (低圧注水モード)	低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ)	低圧代替注水系 (可搬型)
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	低圧炉心スプレイ系ポンプ	復水移送ポンプ	直流駆動低圧注水ポンプ	大容量送水ポンプ (タイプ I)
	原子炉建屋 [ ]	原子炉建屋 [ ]	原子炉建屋 [ ]	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外 (第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び 第 4 保管エリア)
水源	サプレッション チェンバ	サプレッション チェンバ	復水貯蔵タンク	復水貯蔵タンク	代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 又は 淡水貯水槽 (No. 2))
	原子炉建屋 [ ]	原子炉建屋 [ ]	屋外	屋外	屋外
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル 発電機)	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) 又は 可搬型代替交流電源 設備 (電源車)	常設代替直流電源 設備 (250V 蓄電池) 又は 可搬型代替直流電源 設備 (電源車, 250V 充電器盤及び 250V 蓄 電池の組合せ)	不要 (付属空冷式ディー ゼルエンジン)
	原子炉建屋 [ ]	原子炉建屋 [ ]	屋外	制御建屋 [ ] 及び屋外	屋外
駆動用空気	不要	不要	不要	不要	不要
潤滑油	不要 (内包油)	不要 (内包油)	不要 (内包油)	不要 (内包油)	不要 (内包油)
冷却方式	水冷 (原子炉補機冷却水 系 (原子炉補機冷却海 水系を含む))	水冷 (原子炉補機冷却水 系 (原子炉補機冷却海 水系を含む))	不要 (自己冷却)	不要 (自己冷却)	不要 (自己冷却)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.4-17 低圧代替注水系（可搬型）の独立性

項目	設計基準事故対処設備	
	残留熱除去系（低圧注水モード） 低圧炉心スプレイ系	重大事故等対処設備 低圧代替注水系（可搬型）
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系は、耐震Sクラス設計とし、重大事故等対処設備の低圧代替注水系（可搬型）は、基準地震動 $S_s$ で機能維持可能な設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり同時にその機能が損なわれることのない設計とする。
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系は、基準津波の影響を受けない原子炉建屋内に設置し、重大事故等対処設備の低圧代替注水系（可搬型）は、基準津波の影響を受けない第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアに保管することで、津波が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系と重大事故等対処設備の低圧代替注水系（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残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系と重大事故等対処設備の低圧代替注水系（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。）。

### 3.4.2.3.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.4.2.3.4.1 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項第一号）

###### (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。

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）は、屋外の第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアに保管し、重大事故等時は、淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2）付近の屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.4-18に示す設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプI）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。

(47-7, 47-8)

表 3.4-18 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	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可能な設計とする（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，輪留め等で固定可能な設計とする。
風（台風）・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても，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 項第二号）

(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。

低圧代替注水系（可搬型）を運転する場合は，系統構成として，T/B 緊急時隔離弁，R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施後，RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施し，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置及びホース接続が完了した後，大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し，原子炉・格納容器下部注水弁，緊急時原子炉北側外部注水入口弁（又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁）の全開操作及び RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁（又は RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁）の開操作を実施することで原子炉圧力容器への注水を行う。低圧代替注水系（可搬型）の運転に必要なポンプ，操作に必要な弁及び接続ホースを表 3.4-19 に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の操作に必要な原子炉建屋原子炉棟内に設置する弁は、いずれも中央制御室からの遠隔操作が可能な設計とし、また、緊急用交流電源切替盤 2G 系、2C 系及び 2D 系を中央制御室から遠隔操作することで、給電元の切替えも可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

屋外の系統構成に必要な原子炉・格納容器下部注水弁は、設置場所にて操作可能な設計とする。原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する緊急時原子炉北側外部注水入口弁（又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁）は、重大事故等時の作業性を考慮し、遠隔手動弁操作設備により屋外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。

また、大容量送水ポンプ（タイプ I）については、大容量送水ポンプ（タイプ I）付属の操作スイッチから起動する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）の操作は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な車両設計とするとともに、設置場所にて輪留め等で固定可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具及び技量を必要としない、簡便な接続方式である嵌合構造とし、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 3.4-19 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作	
ホース	ホース接続	屋外	屋外	手動操作	
原子炉・格納容器下部注水弁	全閉→全開	屋外	屋外	手動操作	注水用ヘッダ 付属弁
緊急時原子炉北側外部注水入口 弁	全閉→全開	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外	手動操作 (遠隔手動弁 操作設備)	<input type="checkbox"/> 接続時
緊急時原子炉東側外部注水入口 弁	全閉→全開	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外	手動操作 (遠隔手動弁 操作設備)	<input type="checkbox"/> 接続時
T/B 緊急時隔離弁	全開→全開	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全開	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全開	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHRヘッドスプレイライン洗浄流 量調整弁	全閉→調整開	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	A系使用時
RHR B系格納容器冷却ライン洗浄 流量調整弁	全閉→調整開	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	B系使用時
RHR A系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	A系使用時
RHR B系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	B系使用時
緊急用交流電源切替盤 2G 系	DB→SA	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	非常用高圧母 線機能喪失時 に切替え操作 実施
緊急用交流電源切替盤 2C 系	DB→SA	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	
緊急用交流電源切替盤 2D 系	DB→SA	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	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 項第三号)

(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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(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。

低圧代替注水系（可搬型）は、表 3.4-20 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験，弁動作試験及び外観検査が可能な設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）を水源とする他系統と独立したテストラインにより，運転性能及び漏えい有無の確認が可能な設計とする。また，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。

なお，緊急時原子炉北側外部注水入口弁，緊急時原子炉東側外部注水入口弁，RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁，RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁，RHR A 系 LPCI 注入隔離弁及び RHR B 系 LPCI 注入隔離弁については，発電用原子炉の運転中又は停止中に弁動作試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

また，原子炉・格納容器下部注水弁は，弁の動作試験が可能な設計とする。

表 3.4-20 低圧代替注水系（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	運転性能，漏えい有無の確認 車両走行状態の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	外観検査	き裂，腐食等の有無を目視で確認

運転性能の確認として，大容量送水ポンプ（タイプ I）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き裂，腐食等の有無を目視で確認することが可能な設計とする。

(47-5)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(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。

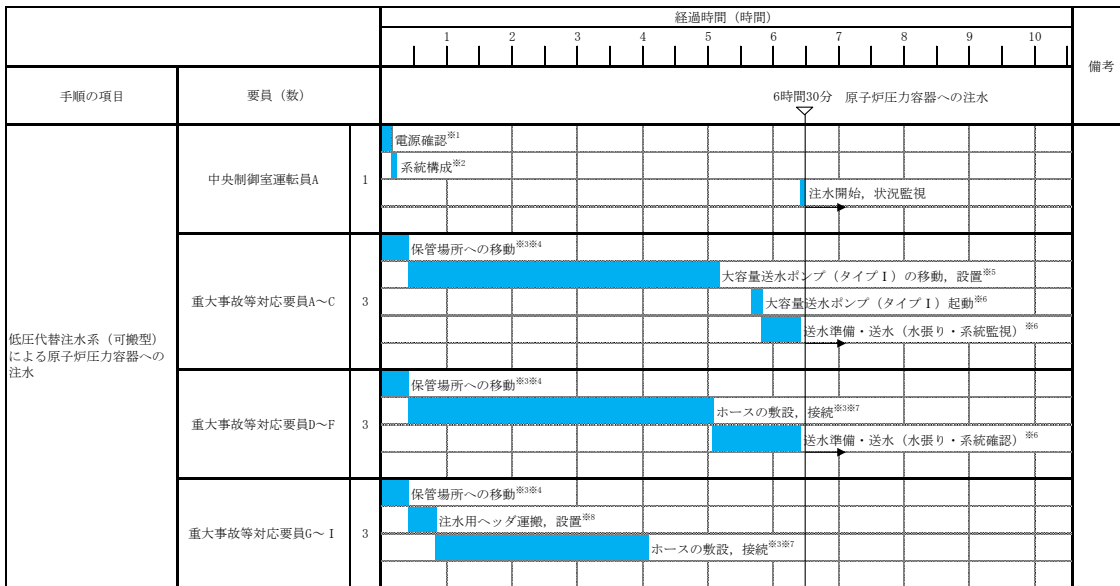
低压代替注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）は、本来の用途以外の用途には使用しない。

なお、低压代替注水系（可搬型）は、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系統構成を切り替える必要があるため、系統に必要な弁を設ける。切替え操作として、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動操作，T/B 緊急時隔離弁，R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作，並びに原子炉压力容器へ注水するために RHR A 系 LPCI 注入隔離弁（又は RHR B 系 LPCI 注入隔離弁），原子炉・格納容器下部注水弁及び緊急時原子炉北側外部注水入口弁（又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁）の全開操作を実施し，RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を行う。

低压代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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 3.4-6 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。

また，低压代替注水系（可搬型）の操作に必要な弁については，緊急用交流電源切替盤 2G 系，2C 系及び 2D 系を中央制御室より，遠隔操作することで給電元の切替えが可能である。

(47-4)



※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※3：大容量送水ポンプ（タイプ I）及びホースの保管場所は第1保管エリア，第2保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリア，ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※4：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※5：大容量送水ポンプ（タイプ I）の移動時間として，第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ（タイプ I）設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6：大容量送水ポンプ（タイプ I）起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※7：ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※8：注水用ヘッダの運搬距離として，第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.4-6 低压代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（交流電源が確保されている場合） 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 1.4 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 項第五号）

(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。

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，通常時に接続先の系統と分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は，通常時は残留熱除去系，燃料プール冷却浄化系及び原子炉格納容器下部注水系と隔離する系統構成とすることで，残留熱除去系，燃料プール冷却浄化系及び原子炉格納容器下部注水系へ悪影響を及ぼさない設計とする。取合い系統との隔離弁を表 3.4-21 に示す。

また，低圧代替注水系（可搬型）を用いる場合は，弁操作等によって，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。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，保管場所において転倒しないことを確認することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して，各系統に必要な流量を 1 台で確保可能な 569m<sup>3</sup>/h 以上の容量を有する設計とする。なお，燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系の同時使用は考慮しない。

(47-4, 47-5)



表 3.4-21 低圧代替注水系（可搬型）の通常時における取合い系統との隔離弁

取合い系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
残留熱除去系	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	電気作動	通常時閉
	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	電気作動	通常時閉
	RHR C 系 LPCI 注入ライン洗浄止め弁	手動操作	通常時閉
燃料プール冷却浄化系	FPC スキマサージタンク補給水入口弁	電気作動	通常時閉
	FPC 原子炉ウェル・D/Sピット水張り弁	手動操作	通常時閉
原子炉格納容器下部注水系	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	電気作動	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(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。

低圧代替注水系（可搬型）の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.4-19 に示す。このうち、屋外で操作する大容量送水ポンプ（タイプ I）、緊急時原子炉北側外部注水入口弁（又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁）の遠隔手動弁操作設備、注水用ヘッダ及びホースは、屋外にあり操作場所及び設置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。また、中央制御室にて操作を行う機器は、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。

(47-3, 47-7)

3.4.2.3.4.2 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 項第一号）

(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。

低压代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低压の状態であって、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、炉心損傷防止対策の有効性評価に関する事故シナリオグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「高圧・低压注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「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として、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では  $120\text{m}^3/\text{h}$  以上、「高圧・低压注水機能喪失」では  $145\text{m}^3/\text{h}$  以上を注水可能な設計とする。

低压代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、作業効率化、被ばく低減を図るため「低压代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して、各システムに必要な流量を 1 台で確保可能な  $569\text{m}^3/\text{h}$  以上の容量を有する設計とする。なお、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系の同時使用は考慮しない。

さらに、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「原子炉補機代替冷却水系」として必要な流量  $1,200\text{m}^3/\text{h}$  以上の容量を有する設計とする。

原子炉圧力容器へ注水する場合の大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、原子炉圧力容器に注水する場合の水源（代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差、静水頭、並びに機器、配管・ホース及び弁類の圧力損失を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台運転で原子炉圧力容器へ必要な流量を注水できる揚程を確保可能な設計とする。

なお、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低压代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への

補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として 1 台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで 1 台の合計 5 台を確保する。

(47-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第二号）

(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。

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）と接続口との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）から注水用ヘッドまでのホース及び接続部は口径を 300A に統一する設計とする。

注水用ヘッドから低圧代替注水系（可搬型）の接続口までのホース及び接続部は、口径を 150A に統一する設計とする。

(47-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第三号）

(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。

低圧代替注水系（可搬型）に使用する接続口は、重大事故等時の環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響により接続できなくなること防止するため、原子炉建屋  に 1 箇所及び原子炉建屋  に 1 箇所設置する設計とする。

(47-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第四号）

(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。

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、屋外で使用する設備であり、想定される重大事故等時における放射線を考慮しても、設置及び接続口への接続作業が可能であると想定している。仮に放射線量が高い場合は、放射線量を測定し、線源からの離隔距離をとり放射線量が低い場所に設置すること等により、設備の設置及び常設設備との接続を可能とする。なお、設置場所での接続作業は、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、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 項第五号）

(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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプ、常設重大事故等対処設備である復水移送ポンプと位置的分散を図り、第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管する設計とする。

(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 項第六号）

(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。

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管しており、想定される重大事故等時においても、保管場所から設置場所までの経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、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）

(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 項第七号）

(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である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系と常設重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）に対し、多様性、位置的分散を図る設計とする。これらの詳細については、3.4.2.3.3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 残留熱除去系（低圧注水モード）

##### 3.4.3.1.1 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、ジルコニウム-水反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系で構成する。

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・弁類及び計装設備からなり、冷却材喪失事故時には低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系と連携して、発電用原子炉を冷却する機能を有する。

本システムは、3台の残留熱除去系（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）又はドライウエル圧力高の信号で作動を開始し、サブプレッションチェンバのプール水を直接原子炉圧力容器内（炉心シュラウド内）に注水し、炉心を冷却する。

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3.4-22に示す。

本システム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。

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、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）からの給電により復旧し、重大事故等時に使用可能な設計とする。

また、残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉補機代替冷却水系により原子炉及びサブプレッションプール水の冷却が可能な設計とする。

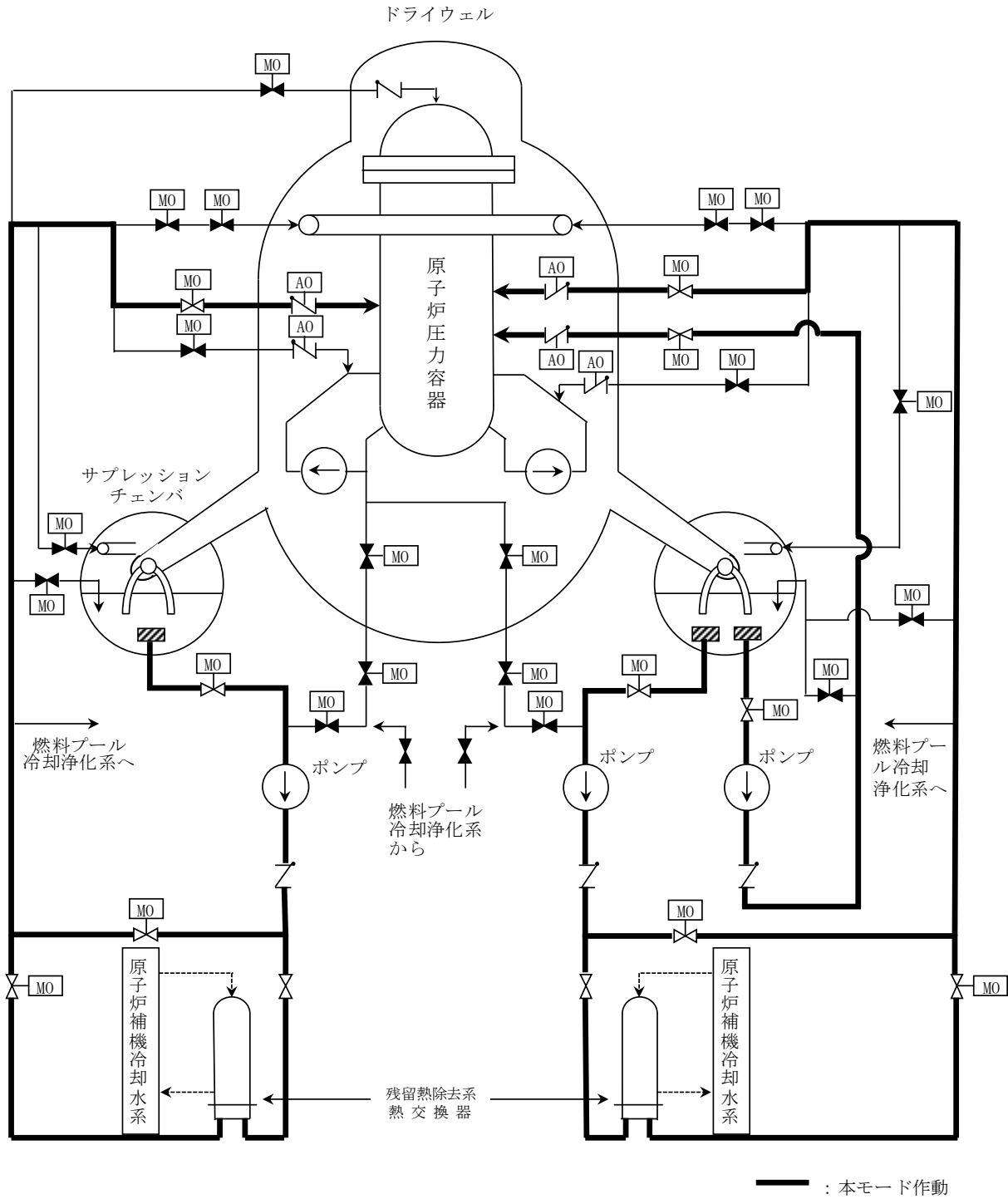


図 3.4-7 残留熱除去系（低圧注水モード）系統概要図



表 3.4-22 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	残留熱除去系ポンプ【常設】
附属設備	—
水源*1	サプレッションチェンバ【常設】
流路*2	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備*3	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*4	原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 残留熱除去系ポンプ出口流量【常設】 圧力抑制室水位【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：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。

### 3.4.3.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 残留熱除去系ポンプ

定格容量 : 1,160m<sup>3</sup>/h/個  
 定格揚程 : 105m  
 個数 : 3（低圧注水モードとして使用する場合）  
 取付箇所 : 原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.4.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

残留熱除去系（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、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（ガスタービン発電機）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。

残留熱除去系ポンプについては、原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）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屋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3.4-23に示す設計である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.4-23 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	原子炉建屋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	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，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設計である（詳細は「2.1.2耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋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	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計である。

また，残留熱除去系（低圧注水モード）は中央制御室にて遠隔操作可能な設計である。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。

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・性能試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計である。

残留熱除去系ポンプについては，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を実施可能な設計である。

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（原子炉停止時冷却モード）

#### 3.4.3.2.1 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、熱交換器 2 基、電動機駆動ポンプ 2 台、ジェットポンプ、配管・弁及び計装設備からなり、原子炉停止後、炉心崩壊熱及び原子炉圧力容器、配管、冷却材中の保有熱（残留熱）を除去して、発電用原子炉を冷却するためのものである。

炉心崩壊熱及び残留熱は、原子炉停止後には主復水器で冷却され、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 3.4-8 に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.4-24 に示す。

本システム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。

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、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）からの給電により復旧し、重大事故等時に使用可能な設計とする。

また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、原子炉補機代替冷却水系により原子炉の冷却が可能な設計とする。

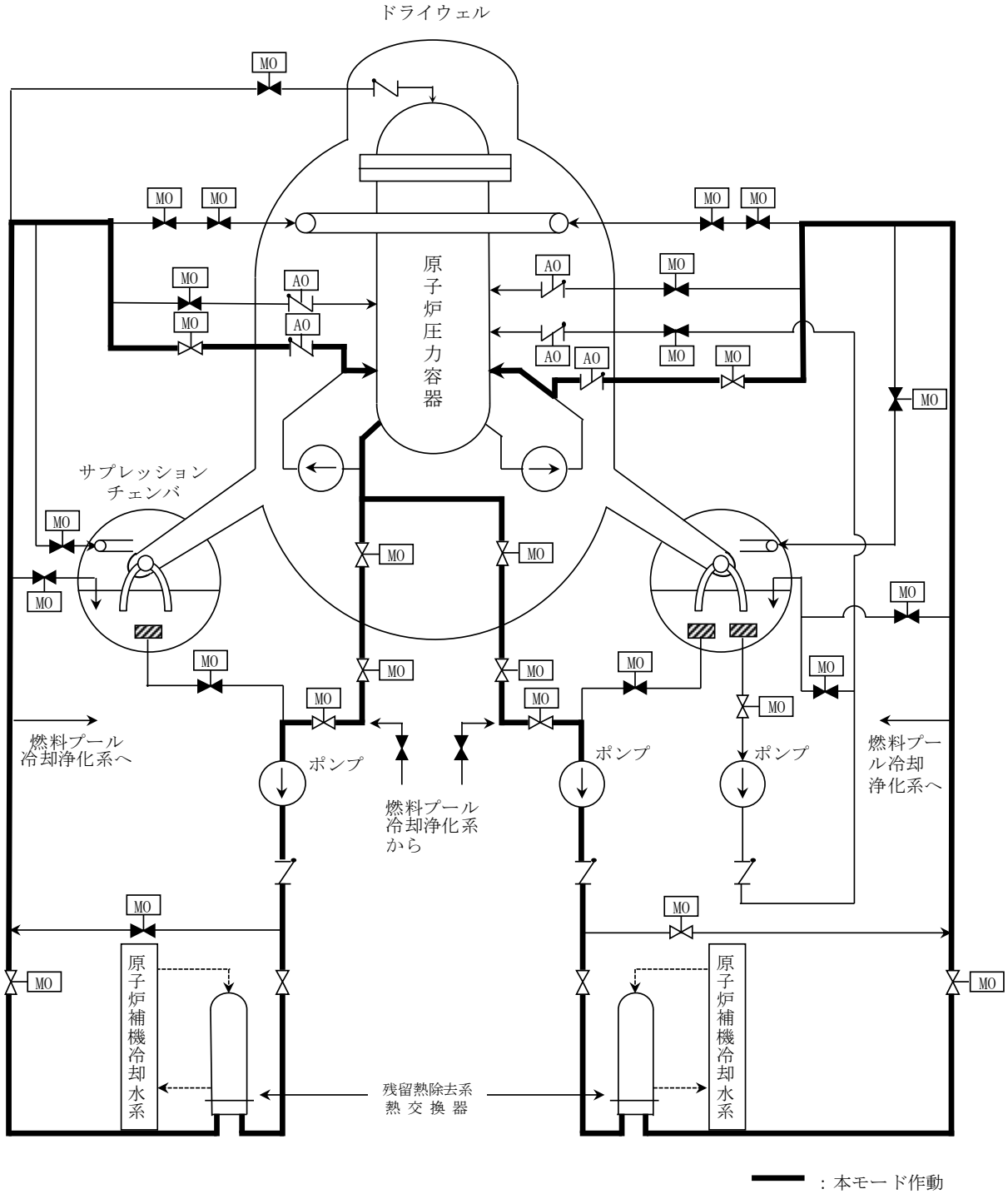


図 3.4-8 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）系統概要図

表 3.4-24 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	残留熱除去系ポンプ【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【常設】 原子炉再循環系 配管・ジェットポンプ【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備*1	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*2	原子炉圧力容器温度【常設】 残留熱除去系ポンプ出口流量【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）」に示す。

\*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態。

計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.4.3.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 残留熱除去系ポンプ

定格容量 : 1,160m<sup>3</sup>/h/個  
 定格揚程 : 105m  
 個数 : 2（原子炉停止時冷却モードとして使用する場合）  
 取付箇所 : 原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）

#### (2) 残留熱除去系熱交換器

個数 : 2  
 伝熱容量 : 8.80MW/個（海水温度 26℃において）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.4.3.2.3 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、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（ガスタービン発電機）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。

残留熱除去系ポンプについては、原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）、残留熱除去系熱交換器については、原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）に設置する設備であることから、想定される重大事故等における原子炉建屋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3.4-25 に示す設計である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.4-25 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	原子炉建屋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	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，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設計である（詳細は「2.1.2耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋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	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計である。

また，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は中央制御室にて遠隔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。

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・性能試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計である。

残留熱除去系ポンプは，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を実施可能な設計である。

残留熱除去系熱交換器は，発電用原子炉の停止中に開放検査及び外観検査を実施可能な設計である。

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 低圧炉心スプレイ系

#### 3.4.3.3.1 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、ジルコニウム-水反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系で構成する。

低圧炉心スプレイ系は、電動機駆動ポンプ1台、炉心上部のスパーチャ、配管・弁類及び計装設備からなり、冷却材喪失事故時には低圧注水系、高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系と連携して、原子炉を冷却する機能を有する。

本システムは、原子炉水位低（レベル1）又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し、サプレッションチェンバ内のプール水をスパーチャから燃料集合体上へスプレイすることによって、発電用原子炉を冷却する。

本システムの系統概要図を図3.4-9に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.4-26に示す。

本システム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）からの給電により、重大事故等時に使用可能な設計とする。

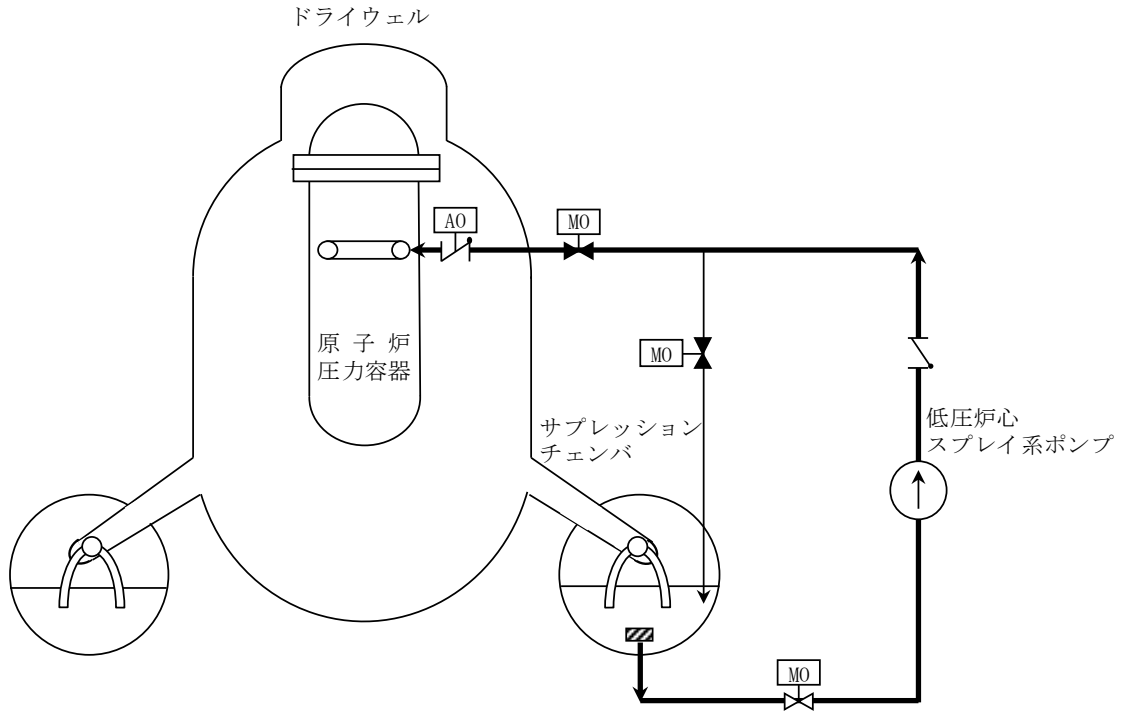


図 3.4-9 低圧炉心スプレイ系 系統概要図

表 3.4-26 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	低圧炉心スプレイ系ポンプ【常設】
附属設備	—
水源*1	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・ストレーナ・スパージャ【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備*2	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*3	原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量【常設】 圧力抑制室水位【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）」に示す。

\*3：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。

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。

### 3.4.3.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 低圧炉心スプレイ系ポンプ

定格容量 : 1,074m<sup>3</sup>/h/個  
 全揚程 : 211m  
 個数 : 1  
 取付箇所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.4.3.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

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。

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。

低圧炉心スプレイ系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

低圧炉心スプレイ系ポンプについては、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。

低圧炉心スプレイ系ポンプについては、原子炉建屋 $\square$ （原子炉建屋原子炉棟内）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屋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3.4-27に示す設計である。

表 3.4-27 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋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	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、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設計である（詳細は「2.1.2耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋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	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

また、低圧炉心スプレイ系は中央制御室にて遠隔操作可能な設計である。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。

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、設計基準対処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・性能試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計である。

低圧炉心スプレイ系ポンプについては、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を実施可能な設計である。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

### 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

#### 【設置許可基準規則】

(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)

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

(解釈)

- 1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
  - a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。
  - b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。
  - c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。

また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。
  - d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。

### 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

#### 3.5.1 設置許可基準規則第48条への適合方針

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止する設備として、原子炉補機代替冷却水系、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系を設ける。

##### (1) 原子炉補機代替冷却水系の設置（設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), c)）

設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として原子炉補機代替冷却水系を設ける。

原子炉補機代替冷却水系は、第1保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアに分散配備した可搬型の熱交換器ユニット並びに第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアに分散配備した大容量送水ポンプ（タイプ I）を用い、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に原子炉補機冷却水系へ繋ぎ込むことにより、最終的な熱の逃がし場である海へ熱の輸送が可能な設計とする。

当該設備は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする。（原子炉補機代替冷却水系の設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性、位置的分散については3.5.2.1.3項に詳細を示す。）

##### (2) 原子炉格納容器フィルタベント系の設置（設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), d)）

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。

原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを、原子炉格納容器調気系の配管を經由して、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置を通して大気へ逃がすことにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置はベンチュリスクラバ、金属繊維フィルタ及び放射性よう素フィルタ等で構成し、排気中に含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。

なお、設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については3.5.2.2.2項に詳細を示す。

原子炉格納容器フィルタベント系は、設置許可基準規則解釈の第 50 条の第 3 項 b) の要求を満たすものとし、また、使用に際しては、当該設備を使用して原子炉格納容器ベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行う。

当該設備については「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」、敷地境界での線量監視設備については「3.17 監視測定設備（設置許可基準規則第 60 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(3) 耐圧強化ベント系の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a), b), d)）

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための常設重大事故等対処設備として耐圧強化ベント系を設ける。

なお、設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については 3.5.2.2.2 項に詳細を示す。

耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用するものとし、また、使用に際しては、当該設備を使用して原子炉格納容器ベント実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行う。

敷地境界での線量監視設備については「3.17 監視測定設備（設置許可基準規則第 60 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

また、当該設備については以下のとおり、設置許可基準規則第 50 条第 3 項 b) に準ずる設計とする。

- (i) 当該設備は炉心損傷前に使用するものであるため、ベントガスに含まれる放射性物質は微量である。また、当該設備を使用して原子炉格納容器ベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して敷地境界での線量評価を行った結果、敷地境界での線量は「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に記載の基準を満たしている。
- (ii) 当該設備は炉心損傷前に使用するものであるため、ベントガスに含まれる可燃性ガスは微量であり、原子炉格納容器ベント中に可燃性ガス濃度が可燃限界濃度に達することはない。
- (iii) 当該設備を使用する際に流路となる原子炉格納容器調気系及び非常用ガス処理系の配管及び弁は他号炉とは共用しない。また、当該系統は弁にて隔



離することにより，他の系統及び機器に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，原子炉格納容器ベントを実施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。仮に，原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても，原子炉格納容器内圧力が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) 当該設備を使用する際に操作が必要な隔離弁は，原子炉建屋内の原子炉棟外からの遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作及び原子炉建屋原子炉棟内の設置場所での人力操作により，容易かつ確実に開閉操作可能な設計とする。また，耐圧強化ベント系の系統構成に必要な電気作動弁は，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代替直流電源設備からの受電により，遠隔操作も可能な設計とする。
- (vi) 当該設備は，炉心損傷前に使用するものであるため，原子炉建屋内の原子炉棟外からの遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作及び原子炉建屋原子炉棟内の設置場所での人力操作が可能である。
- (vii) 当該設備を使用する際に流路となる配管については，ラプチャーディスクを設置しない設計とする。
- (viii) 当該設備と原子炉格納容器との接続位置は，サブ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，いずれの経路からも原子炉格納容器ベント操作を実施可能な設計とする。

サブプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器ベントでは，サブプレッションチェンバ水面からの高さを確保すること，また，ドライウエル側からの原子炉格納容器ベントでは，有効燃料棒上端高さよりも高い接続位置とすることにより，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) 当該設備を使用する際に流路となる配管については使用後に高線量となるフィルター等を設置しない設計とする。

#### (4) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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。

##### (i) 残留熱除去系

残留熱除去系は、弁の切替え操作によって以下の3つのモードにより、原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去、サプレッションチェンバ内のプール水の冷却を行う。

- a. 原子炉停止時冷却モード
- b. 格納容器スプレイ冷却モード
- c. サプレッションプール水冷却モード

原子炉停止時冷却モードについては、「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章）」、格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モードについては、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第49条に対する設計方針を示す章）」で示す。

##### (ii) 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器等で発生する熱を冷却除去する機能を有する。

本システムは、淡水ループ及び海水系で構成し重大事故等時においても非常用機器及び残留熱除去系機器等を冷却する。

##### (iii) 高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）

高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）は、高圧炉心スプレイ系機器の運転で発生する熱を冷却除去する機能を有する。

本システムは、淡水ループ及び海水系で構成し、重大事故等時においても高圧炉心スプレイ系機器の運転で発生する熱を冷却する。

### 3.5.2 重大事故等対処設備

#### 3.5.2.1 原子炉補機代替冷却水系

##### 3.5.2.1.1 設備概要

原子炉補機代替冷却水系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、この機能を代替し、発電用原子炉及び原子炉格納容器の除熱を行うことを目的に設置するものである。

本系統は、熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、電源設備である常設代替交流電源設備、計装設備、燃料補給設備である軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリ、流路であるホース、除熱用ヘッド、接続口、原子炉補機冷却水系の配管、弁、サージタンク、残留熱除去系熱交換器並びに非常用取水設備から構成される。

本系統の系統概要図を図 3.5-1 及び図 3.5-2 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.5-1 に示す。

熱交換器ユニットは、海水を冷却源とした熱交換器、淡水ポンプ等で構成され、移動可能とするために熱交換器、淡水ポンプ等は車両に搭載する設計とする。また、熱交換器ユニット内に海水ストレーナを設置し、熱交換器への異物混入による性能低下を防止する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、海を水源とし、熱交換器ユニットの熱交換器に送水し、熱交換後の海水を海へ排水することにより、最終的な熱の逃がし場である海へ熱を輸送可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の淡水側は、熱交換器ユニットの淡水側と接続口をホースにより接続し、海水側は、熱交換器ユニットの海水側と大容量送水ポンプ（タイプⅠ）をホースにより接続することで流路を構成可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器ユニットの熱交換器で除熱した淡水を、熱交換器ユニットの淡水ポンプによりホース及び接続口を経由して原子炉補機冷却水系に送水し、残留熱除去系熱交換器で熱交換した淡水は、接続口及びホースを経由して熱交換器ユニットに戻る循環ラインを形成する設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の系統構成に必要な電気作動弁は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から受電可能な設計とする。

ガスタービン発電機の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電設備軽油タンクよりガスタービン発電設備燃料移送ポンプを用いて補給可能な設計とする。

熱交換器ユニットを使用する際に接続する接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備、並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する設計とする。

本系統の操作に当たっては、中央制御室及び設置場所での弁操作により系統構成を行った後、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）に付属する操作スイッチにより、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を起動し運転を行う。

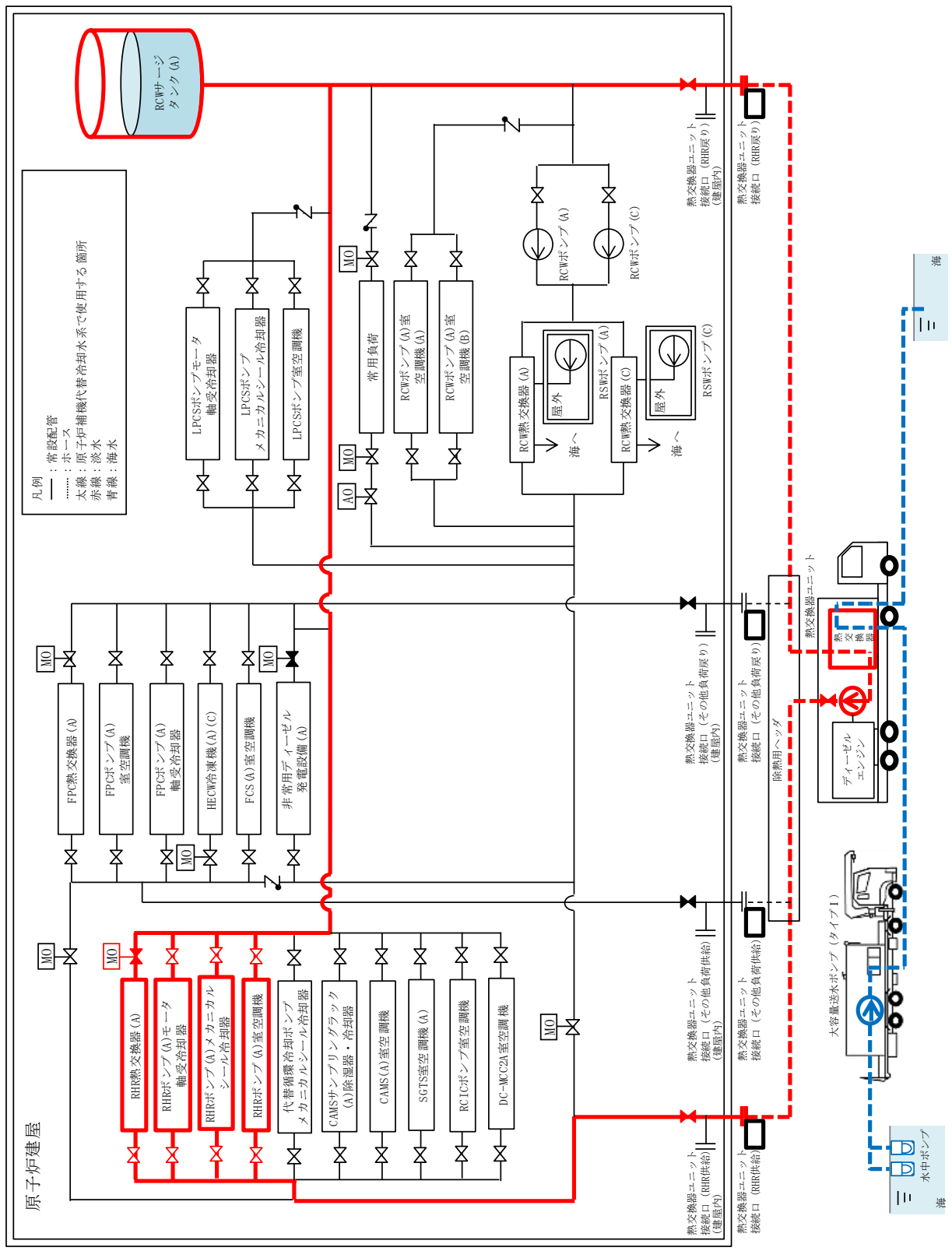


図 3.5-1 原子炉補機代替冷却水系 A 系 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

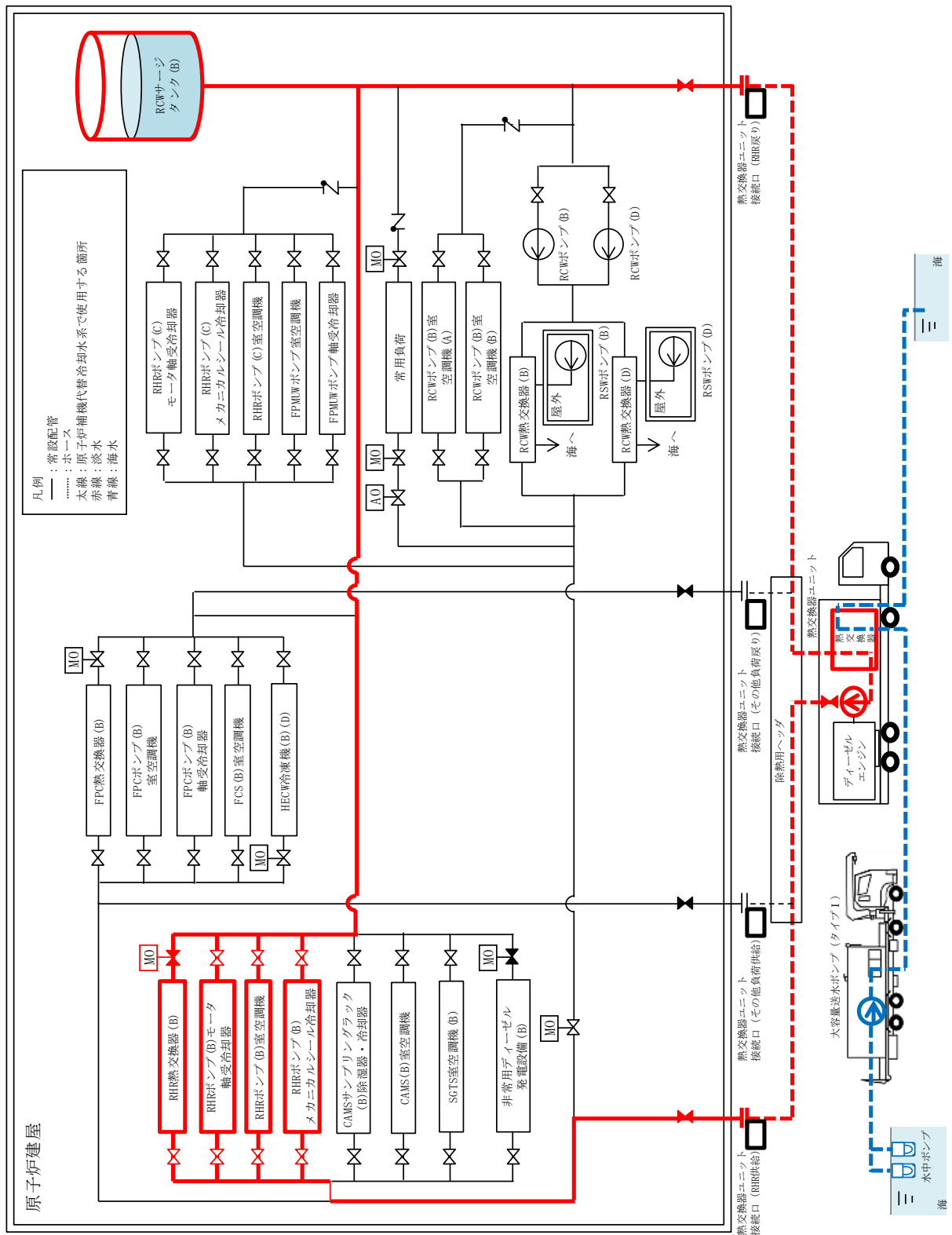


図 3.5-2 原子炉補機代替冷却水系 B 系 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.5-1 原子炉補機代替冷却水系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】
附属設備	ホース延長回収車【可搬】
水源	—
流路	ホース・除熱用ヘッダ・接続口【可搬】 原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 非常用取水設備 取水口【常設】 取水路【常設】 海水ポンプ室【常設】
注水先	—
電源設備*1 (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備*2	ドライウエル温度【常設】 圧力抑制室内空気温度【常設】 サプレッションプール水温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【常設】

\*1：単線結線図を補足説明資料 48-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び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。

### 3.5.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 熱交換器ユニット

容量	: 20.0 MW/個 (海水温度 26°Cにおいて)
最高使用圧力	: 淡水側 1.18 MPa[gage] / 海水側 1.20 MPa[gage]
最高使用温度	: 淡水側 70 °C / 海水側 50 °C
個数	: 3 (うち予備 1)
設置場所	: 屋外 (原子炉建屋付近)
保管場所	: 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)

#### (熱交換器)

伝熱面積	: <input type="text"/> m <sup>2</sup> /式
個数	: 1 式

#### (淡水ポンプ)

種類	: うず巻形
容量	: 730 m <sup>3</sup> /h/個
揚程	: 70 m
最高使用圧力	: 1.18 MPa [gage]
最高使用温度	: 70 °C
原動機出力	: <input type="text"/> kW
個数	: 1

#### (2) 大容量送水ポンプ (タイプ I) \*1

種類	: うず巻形
容量	: 1,440 m <sup>3</sup> /h/個以上
揚程	: 122 m
最高使用圧力	: 0.9MPa [gage] *2, 1.2MPa [gage] *3,4
最高使用温度	: 50°C
個数	: 5 (うち予備 1) *5
設置場所	: 屋外 (淡水貯水槽 (No. 1) *2, 淡水貯水槽 (No. 2) *2, 取水口 *3,4 及び海水ポンプ室 *3,4)
保管場所	: 屋外 (第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び第 4 保管エリア)
原動機出力	: <input type="text"/> kW

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



- \*1 : 「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備，並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する。
- \*2 : 淡水貯水槽を水源とし，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合は示す。
- \*3 : 「原子炉補機代替冷却水系」に使用する場合は示す。
- \*4 : 海を水源とし，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合は示す。
- \*5 : 「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備として 1 台，「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として 1 台使用する。

### 3.5.2.1.3 原子炉補機代替冷却水系の多様性及び独立性，位置的分散

原子炉補機代替冷却水系は，共通要因によって設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.5-2 に示すとおり多様性，位置的分散を図る設計とする。

熱交換器ユニットは，屋外の保管エリアに保管し，原子炉建屋近傍に設置することで，原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉棟外）に設置されている設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，屋外の保管エリアに保管し，取水口又は設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却海水ポンプとは異なる区画の海水ポンプ室に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は，サポート系による冷却水を不要とすることで，設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ポンプと共通要因によって同時に機能喪失しない設計とし，駆動電源についても不要（付属空冷式ディーゼルエンジン）とすることで，原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ポンプの駆動電源である非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。

原子炉補機代替冷却水系と原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は，表 3.5-3 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。

原子炉補機代替冷却水系は，原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と共通要因によって同時に機能喪失しないよう，原子炉補機冷却海水系から独立性を確保するとともに，熱交換器ユニットから原子炉補機冷却水系配管との合流点までの系統は，原子炉補機冷却水系から独立性を確保する設計とする。

なお，静的機器の故障が系統機能喪失確率に与える影響は軽微であることから，静的機器である原子炉補機冷却水系の配管については，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とで兼用している。また，動的機器である弁については，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とで兼用しているが，定期的な点検等により健全性を確認するとともに，設計基準事故対処設備とは異なる電源を供給する設計とすること，また，必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。

さらに，故障の影響を考慮し，熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は，予備を有する設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.5-2 原子炉補機代替冷却水系の多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む)	原子炉補機代替冷却水系
ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ	熱交換器ユニット
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	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)
	原子炉補機冷却海水ポンプ	大容量送水ポンプ (タイプ I)
	屋外 (海水ポンプ室)	屋外 (第1保管エリア, 第2保管エリア 第3保管エリア及び第4保管エリア)
水源	海水	海水 (左記と取水位置が異なる)
	屋外 (海水ポンプ室)	屋外 (海水ポンプ室又は取水口)
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	不要 (付属空冷式ディーゼルエンジン)
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span>	屋外
駆動用 空気	不要	不要
潤滑油	不要 (内包油)	不要 (内包油)
冷却方式	不要 (自己冷却)	不要 (自己冷却)

表 3.5-3 原子炉補機代替冷却水系の独立性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む)	原子炉補機代替冷却水系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) は, 耐震 S クラス設計とし, 重大事故等対処設備の原子炉補機代替冷却水系は, 基準地震動 $S_s$ で機能維持可能な設計とすることで, 基準地震動 $S_s$ が共通要因となり, 同時にその機能が損なわれることのない設計とする。
	津波	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) は, 基準津波の影響を受けない原子炉建屋内及び屋外に設置し, 重大事故等対処設備の原子炉補機代替冷却水系は, 基準津波の影響を受けない第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリアに保管することで, 津波が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。
	火災	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) と, 重大事故等対処設備の原子炉補機代替冷却水系は, 火災が共通要因となり, 同時に故障することのない設計とする (「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す。)
	溢水	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) と, 重大事故等対処設備の原子炉補機代替冷却水系は, 溢水が共通要因となり, 同時に故障することのない設計とする (「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す。)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.5.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.5.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは，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，原子炉建屋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，表3.5-4に示す設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）は，屋外の第1保管エリア，第2保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリアに保管し，重大事故等時は，屋外の取水口又は海水ポンプ室に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能が有効に発揮することができるよう，表3.5-4に示す設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）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。

(48-4, 48-7, 48-8)

表 3.5-4 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	常時海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，輪留め等で固定可能な設計とする。
風（台風）・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても，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 項第二号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは，原子炉建屋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車両設計とするとともに，設置場所にて輪留め等で固定可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，海水ポンプ室又は取水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車両設計とするとともに，設置場所にて輪留め等で固定可能な設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は，付属の操作スイッチから起動する設計とする。熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の操作は，操作者の操作性，監視性及び識別性を考慮し，また，十分な操作空間を確保することで，確実に操作可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用するホースの接続作業は，特殊な工具及び技量を必要としない，簡便な接続方式である嵌合構造とし，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。

原子炉補機代替冷却水系の操作に必要な弁のうち、原子炉建屋原子炉棟内に設置する RCW 代替冷却水不要負荷分離弁(A), RCW 代替冷却水不要負荷分離弁(B), RCW 代替冷却水 FPC 負荷分離弁(A), RHR 熱交換器(A)冷却水出口弁, RHR 熱交換器(B)冷却水出口弁, FPC 熱交換器 (A) 冷却水出口弁及び FPC 熱交換器 (B) 冷却水出口弁は、いずれも中央制御室の操作スイッチによる遠隔操作で弁を開閉することが可能な設計とする。中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性、監視性及び識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

また、原子炉補機代替冷却水系の操作に必要な弁のうち、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する RCW ポンプ(A)吸込弁, RCW ポンプ(B)吸込弁, RCW ポンプ(C)吸込弁, RCW ポンプ(D)吸込弁, RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁(A), RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁(B), RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁(A), RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁(B), RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁(A), RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁(B), RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁(A), RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁(B)及び非常用 D/G(B)冷却水入口弁、並びに屋外の熱交換器ユニットに設置する淡水ポンプ出口弁は、設置場所での操作が可能な設計とし、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の運転に操作が必要な機器を表 3.5-5-1 及び表 3.5-5-2 に示す。

(48-3, 48-4, 48-7)

表 3.5-5-1 操作対象機器(原子炉補機代替冷却水系 A 系)

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法
熱交換器ユニット	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作
大容量送水ポンプ(タイプ I)	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作
ホース	ホース接続	屋外	屋外	手動操作
淡水ポンプ出口弁	全閉→調整開	屋外	屋外	手動操作
RCW ポンプ(A)吸込弁	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作
RCW ポンプ(C)吸込弁	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作
RCW 代替冷却水不要負荷分離弁(A)	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] □ (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作
RCW 代替冷却水 FPC 負荷分離弁(A)	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作
RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁(A)	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作
RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁(A)	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作
RHR 熱交換器(A)冷却水出口弁	全開→調整開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作
RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁(A)	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作
RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁(A)	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作
FPC 熱交換器(A)冷却水出口弁	調整開→調整開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.5-5-2 操作対象機器(原子炉補機代替冷却水系 B 系)

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法
熱交換器ユニット	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作
大容量送水ポンプ(タイプ I)	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作
ホース	ホース接続	屋外	屋外	手動操作
淡水ポンプ出口弁	全閉→調整開	屋外	屋外	手動操作
RCW ポンプ(B)吸込弁	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作
RCW ポンプ(D)吸込弁	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作
RCW 代替冷却水不要負荷分離弁(B)	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作
RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁(B)	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作
RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁(B)	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作
RHR 熱交換器(B)冷却水出口弁	全閉→調整開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作
RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁(B)	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作
RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁(B)	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作
FPC 熱交換器(B)冷却水出口弁	調整開→調整開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作
非常用 D/G(B)冷却水入口弁	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機代替冷却水系は、表 3.5-6 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験、弁動作試験、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水系に使用する熱交換器ユニットは、発電用原子炉の運転中又は停止中に運転性能（吐出圧力、流量）及び漏えいの有無を確認可能な設計とするとともに、淡水ポンプ、熱交換器等を分解し、内部構成部品の状態を目視等で確認することが可能な設計とする。また、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。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）を水源とする他系統と独立したテストラインにより、運転性能（吐出圧力、流量）及び漏えいの有無を確認可能な設計とする。また、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。

原子炉補機代替冷却水系に使用するホース及び除熱用ヘッダは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、腐食等の有無を目視で確認することが可能な設計とする。

なお、原子炉補機代替冷却水系の弁は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、弁の動作試験を実施することで機能・性能の確認が可能な設計とする。

(48-5)

表 3.5-6 原子炉補機代替冷却水系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	運転性能の確認、漏えいの有無の確認、車両運転状態の確認
	弁動作試験	弁の開閉動作の確認
	分解検査	熱交換器ユニットの淡水ポンプ、熱交換器等を分解し、各部を目視等で確認
	外観検査	き裂、腐食等の有無を目視で確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(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。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、本来の用途以外の用途には使用しない。

なお、原子炉補機代替冷却水系は、通常時に使用する系統である原子炉補機冷却水系から重大事故等時に対処するために系統を切り替える必要がある。原子炉補機代替冷却水系 A 系への切替え操作として、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の移動、設置、起動操作、RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁(A)、RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁(A)、RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁(A)及び RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁(A)の全開操作、RCW 代替冷却水不要負荷分離弁(A)、RCW 代替冷却水 FPC 負荷分離弁(A)、RCW ポンプ吸込弁(A)及び RCW ポンプ吸込弁(C)の全閉操作、RHR 熱交換器(A)冷却水出口弁、FPC 熱交換器(A)冷却水出口弁及び淡水ポンプ出口弁の調整開操作を行う。また、原子炉補機代替冷却水系 B 系についても同様の操作を行うことで切替え可能である。

系統の切替えに必要な弁については、中央制御室での操作スイッチによる操作及び設置場所での手動操作により容易に操作可能な設計とすることで、図 3.5-3 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。

(48-4)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)											備考				
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11					
		原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保 7時間35分															
原子炉補機代替冷却水系A系による補機冷却水確保(海水ポンプ室から海水を取水する場合)	中央制御室運転員A	1	電源確認 <sup>※1</sup>														
			系統構成 <sup>※2</sup>														
	現場運転員B, C	2	系統構成 <sup>※3</sup>														
			扉開放(熱交換器ユニット接続口(建屋内)を使用する場合のみ) <sup>※4</sup>														
			水張り <sup>※3</sup>														
	重大事故等対応要員A~C	3	保管場所への移動 <sup>※5※6</sup>														
			防潮壁扉の開放 <sup>※7</sup>														
			大容量送水ポンプ(タイプI)の移動・設置 <sup>※8</sup>														
			大容量送水ポンプ(タイプI)の起動 <sup>※9</sup>														
	重大事故等対応要員D~F	3	送水準備, 送水(熱交換器ユニット(海水側)水張り, 系統確認) <sup>※9</sup>														
			保管場所への移動 <sup>※5※6</sup>														
			熱交換器ユニットの移動 <sup>※10</sup>														
			ホースの敷設, 接続 <sup>※11</sup>														
				送水準備, 送水(熱交換器ユニット水張り, 系統確認) <sup>※12</sup>													
				熱交換器ユニットの起動 <sup>※12</sup>													

- ※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
- ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
- ※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
- ※4: 類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
- ※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)の保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, 熱交換器ユニットの保管場所は第1保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア
- ※6: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
- ※7: 設計状況を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※8: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動距離として, 第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ(タイプI)設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※9: 大容量送水ポンプ(タイプI)起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※10: 熱交換器ユニットの移動距離として, 第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
- ※11: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※12: 熱交換器ユニットの設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.5-3 原子炉補機代替冷却水 A 系による補機冷却水確保 タイムチャート\*  
(海水ポンプ室から海水を取水する場合)

\*: 「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 1.5 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 項第五号)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプ I)は, 通常時に接続先の系統と分離することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、取合い系統である原子炉補機冷却水系と隔離可能な弁を設置することで、悪影響を及ぼさない設計とする。取合い系統との隔離弁を表 3.5-7 に示す。

原子炉補機代替冷却水系を用いる場合は、弁操作によって、重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、系統運転時には原子炉補機冷却水系と原子炉補機代替冷却水系を同時に使用しないことで、相互の機能に影響を及ぼさない運用とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、保管場所において転倒しないことを確認することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

なお、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、重大事故等時において、残留熱除去系による発電用原子炉若しくは原子炉格納容器の除熱又は代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱と燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を同時に使用するため、各系統の必要な除熱量を同時に確保可能な容量を有する設計とする。

(48-3, 48-4, 48-5)

表 3.5-7 原子炉補機代替冷却水系の通常時における他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
原子炉補機冷却水系	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (A)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (A)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (B)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (B)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (B)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (B)	手動操作	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(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

本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉補機代替冷却水系の運転に操作が必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.5-5-1 及び表 3.5-5-2 に示す。このうち、屋外で操作する熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ(タイプ I)及びホースは屋外にあり、設置場所及び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。また、中央制御室及び原子炉建屋内の原子炉棟外にて操作を行う機器は、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。

(48-3, 48-7)

### 3.5.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項第一号）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉補機代替冷却水系は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な容量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、最終ヒートシンクへの熱を輸送する機能が喪失した場合であって、残留熱除去系が使用可能な状況において、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熱交換量及びポンプ流量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器ユニット 1 台及び大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台を 1 式として使用し、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系の運転を行う場合にサブプレッションプール水の除熱効果が確認されている容量 16.0 MW 以上を除熱可能な設計とする。

なお、熱交換器ユニットの熱交換量は 20.0 MW、大容量送水ポンプ（タイプ I）の流量 1,200m<sup>3</sup>/h として設計することで、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」シナリオにおいて原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系の運転を行う場合又は有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」若しくは有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおいて原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な容量を確保可能な設計とする。

熱交換器ユニットは、1 台で使用することから、保有数は 2 セットで 2 台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで 1 台の合計 3 台を確保する。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として 1 台、また、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原

子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで 1 台の合計 5 台を確保する。

(48-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第二号）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットと接続口の接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

熱交換器ユニットから除熱用ヘッダまでのホース及び接続部は、口径を 300A に統一する設計とする。

除熱用ヘッダから接続口までのホース及び接続部は、口径を 200A に統一する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットと大容量送水ポンプ（タイプ I）との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）から熱交換器ユニットまでのホース及び接続部は、口径を 300A に統一する設計とする。

熱交換器ユニットから海までのホース及び接続部は、口径を 300A に統一する設計とする。

(48-3, 48-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第三号）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

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

原子炉補機代替冷却水系に使用する接続口は、重大事故等時の環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。

具体的には，原子炉補機冷却水系 A 系に接続する接続口を原子炉建屋□に 1 箇所及び原子炉建屋内の原子炉棟外に 1 箇所並びに原子炉補機冷却水系 B 系に接続する接続口を原子炉建屋□に 1 箇所設置し，位置的分散を図る設計とする。

(48-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第四号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は，屋外で使用する設備であり，想定される重大事故等時における放射線を考慮しても，設置及び接続口への接続作業が可能であると想定している。仮に放射線量が高い場合は，放射線量を測定し，線源からの離隔距離をとり放射線量が低い場所に設置すること等により，設備の設置及び常設設備との接続を可能とする。なお，現場での接続作業は，簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより，確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(48-3, 48-7)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第五号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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，設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器並びに常設重大事故等対処設備である原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系と位置的分散を図り，複数箇所に分散して保管する設計とする。

(48-8)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第六号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は，第 1 保管エリア，第 2 保管エリア，第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管し，想定される重大事故等時においても，保管場所から設置場所までの経路について，設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう，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）

(48-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項第七号）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

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

原子炉補機代替冷却水系は、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故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3.5-8に示す設計とすることにより、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）及び常設重大事故等対処設備である原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系に対して多様性を有し、位置的分散を図る設計とする。

また、最終ヒートシンクについても、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）及び原子炉補機代替冷却水系が海であることに対し、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は大気とし、多様性を図る設計とする。

(48-2, 48-3, 48-7, 48-8)

表 3.5-8 多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備		
	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む)	原子炉補機代替冷却水系	原子炉格納容器 フィルタベント系	耐圧強化ベント系
ポンプ (淡水)	原子炉補機冷却水ポンプ	熱交換器ユニット	-	-
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	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)		
ポンプ (海水)	原子炉補機冷却海水ポンプ	大容量送水ポンプ (タイプI)	-	-
	屋外 (海水ポンプ室)	屋外 (第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア)		
熱交換器	原子炉補機冷却水系熱交換器	熱交換器ユニット	-	-
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	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)		
最終 ヒートシンク	海	海	大気	大気
駆動電源 (ポンプ(淡水))	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	不要 (付属空冷式ディーゼルエンジン)	不要	不要
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	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)		
駆動電源 (ポンプ(海水))	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	不要 (付属空冷式ディーゼルエンジン)	不要	不要
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外 (第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア)		

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.5.2.2 原子炉格納容器フィルタベント系

#### 3.5.2.2.1 設備概要

原子炉格納容器フィルタベント系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため、大気を最終ヒートシンクとし原子炉から発生する熱を輸送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、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、電源設備（所内常設蓄電式直流電源設備、常設交流代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備）、計装設備、流路である原子炉格納容器調気系、原子炉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、及び排出元である原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上の放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する設計とする。

本システムの系統概要図を図 3.5-4 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.5-9 に示す。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系については、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」に示す。

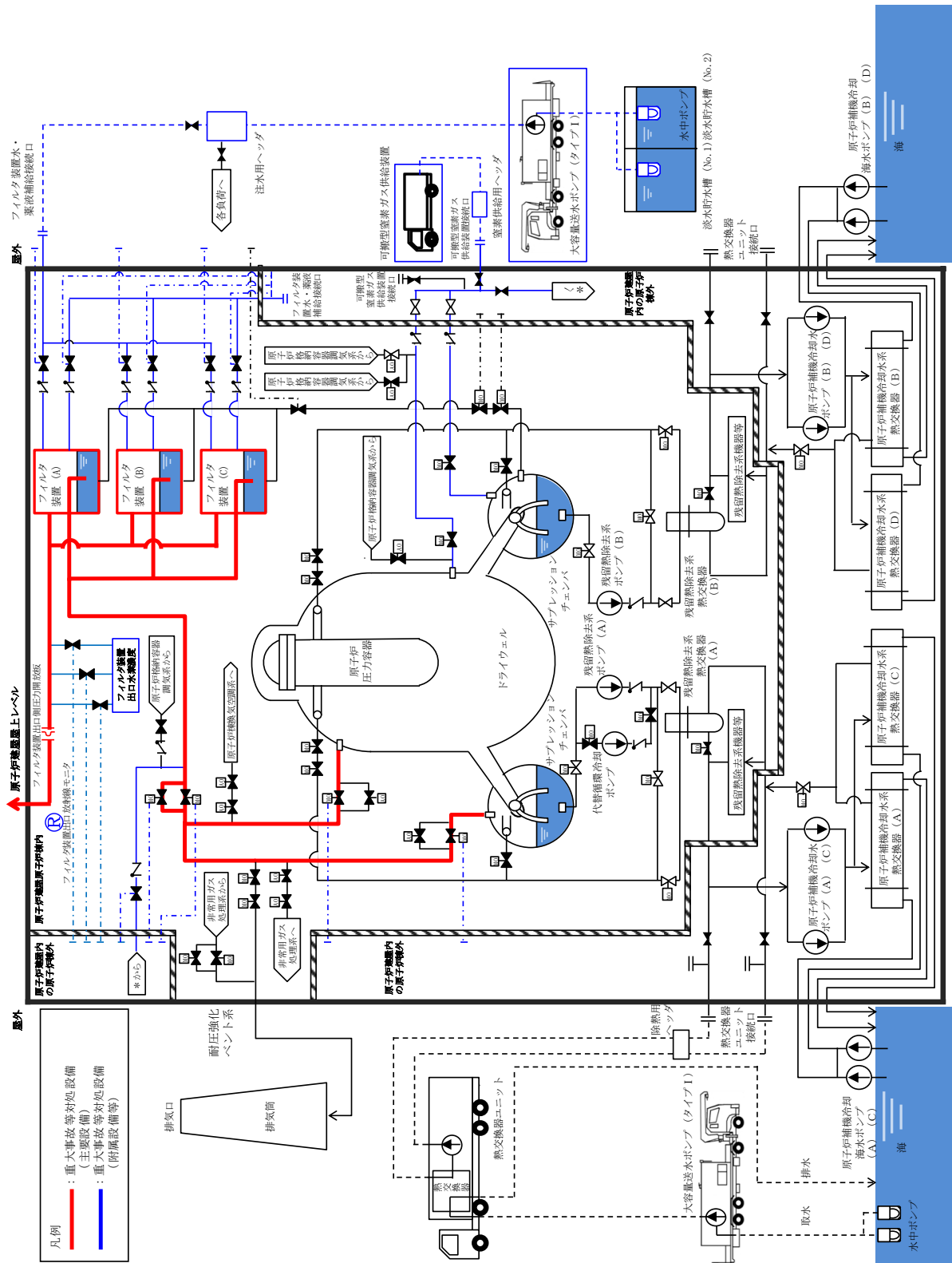


図 3.5-4 原子炉格納容器フィルタベント系系統概要図

表 3.5-9 原子炉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

設備区分	設備名
主要設備	フィルタ装置【常設】 フィルタ装置出口側圧力開放板【常設】
附属設備	可搬型窒素ガス供給装置【可搬】 遠隔手動弁操作設備【常設】 大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】 ホース延長回収車【可搬】
排出元	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）【常設】
水源 <sup>*1</sup>	淡水貯水槽（No. 1）【常設】 淡水貯水槽（No. 2）【常設】
流路	原子炉格納容器調気系 配管・弁【常設】 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁【常設】 ホース，窒素供給用ヘッダ，接続口【可搬】 ホース・注水用ヘッダ・接続口【可搬】
注入先	—
電源設備 <sup>*2</sup>	所内常設蓄電式直流電源設備 125V 蓄電池 2A【常設】 125V 充電器盤 2A【常設】 上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として，以下の設備を使用する。 常設交流代替電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 125V 代替充電器盤【常設】 可搬型代替直流電源設備 電源車【可搬】 125V 代替充電器盤【常設】 125V 代替蓄電池【常設】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【常設】

(次項へ続く)

設備区分	設備名
計装設備*3	フィルタ装置入口圧力（広帯域）【常設】 フィルタ装置出口圧力（広帯域）【常設】 フィルタ装置水位（広帯域）【常設】 フィルタ装置水温度【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置出口水素濃度【常設】 ドライウェル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【常設】 ドライウェル温度【常設】 圧力抑制室内空気温度【常設】 サプレッションプール水温度【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：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。

\*3：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。

### 3.5.2.2.2 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の多様性及び独立性，位置的分散

原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.5-10 に示すとおり多様性及び位置的分散を図る設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の独立性については，表 3.5-11 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に独立性を確保する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成に必要な電気作動弁は，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備のいずれかから受電する設計とするが，原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作が可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。

耐圧強化ベント系の系統構成に必要な電気作動弁は，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備のいずれかから受電する設計とするが，原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作及び設置場所での人力操作が可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。

また，原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系については，残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と異なり，ポンプ等を必要としないが，これらの系統を構成する主要設備については，残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対して位置的分散を図る設計とする。

なお，原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の配管及び弁の一部については，残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の配管及び弁と同一階に設置するが，残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の配管及び弁とは異なる区画に設置することにより，位置的分散を図る設計とする。



表 3.5-10 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の多重性又は多様性及び独立性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故等対処設備	
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ 冷却モード)	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系 を含む)	原子炉格納容器 フィルタベント系	耐圧強化ベント系
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	不要 <sup>*1</sup>	不要 <sup>*2</sup>
	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉補機冷却海水ポンプ 屋外 (海水ポンプ室)		
水源	サブプレッションチェンバ	海		
	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	屋外 海水ポンプ室		
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		
	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟外)	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟外)		
駆動用空気	不要	不要		
潤滑油	不要 (内包油)	不要 (内包油)		
冷却方式	水冷 (原子炉補機冷却氷系及び 原子炉補機冷却海水系)	不要 (自己冷却)		

\*1：原子炉格納容器フィルタベント系は，残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と区画され分離する。

\*2：耐圧強化ベント系は，残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と区画され分離する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.5-11 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の独立性

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 (格納容器スプレイ冷却モード) 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む)		原子炉格納容器 フィルタベント系	耐圧強化ベント系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、耐震 S クラス設計とし、重大事故等対処設備の原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は、基準地震動 $S_s$ で機能を維持可能な設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり、同時にその機能が損なわれることのない設計とする。		
	津波	原子炉建屋は、基準津波の影響を受け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同時に故障することのない設計とする。		
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と、重大事故等対処設備の原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は、火災が共通要因となり、同時に故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す。）。		
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と、重大事故等対処設備の原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は、溢水が共通要因となり、同時に故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す。）。		

### 3.5.2.3 耐圧強化ベント系

#### 3.5.2.3.1 設備概要

耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため、大気を最終ヒートシンクとし発電用原子炉から発生する熱を輸送することを目的に設置するものである。

本システムを使用する際には、サプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果を期待し、サプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器ベントを基本とする。万一、サプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器ベントが実施できない場合は、ドライウエル側からの原子炉格納容器ベントを実施する。ドライウエル側からの原子炉格納容器ベントを実施する場合には、サプレッションチェンバ内の雰囲気ガスは、真空破壊装置を経由してドライウエルへ排出する。

本システムは、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及び可搬型代替直流電源設備）、計装設備、流路である原子炉格納容器調気系及び非常用ガス処理系の配管、弁及び排気筒、排出元である原子炉格納容器等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系を経由して非常用ガス処理系へ導き、排気筒を通して大気へ放出する。

本システムの系統概要図を図 3.5-5 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.5-12 に示す。

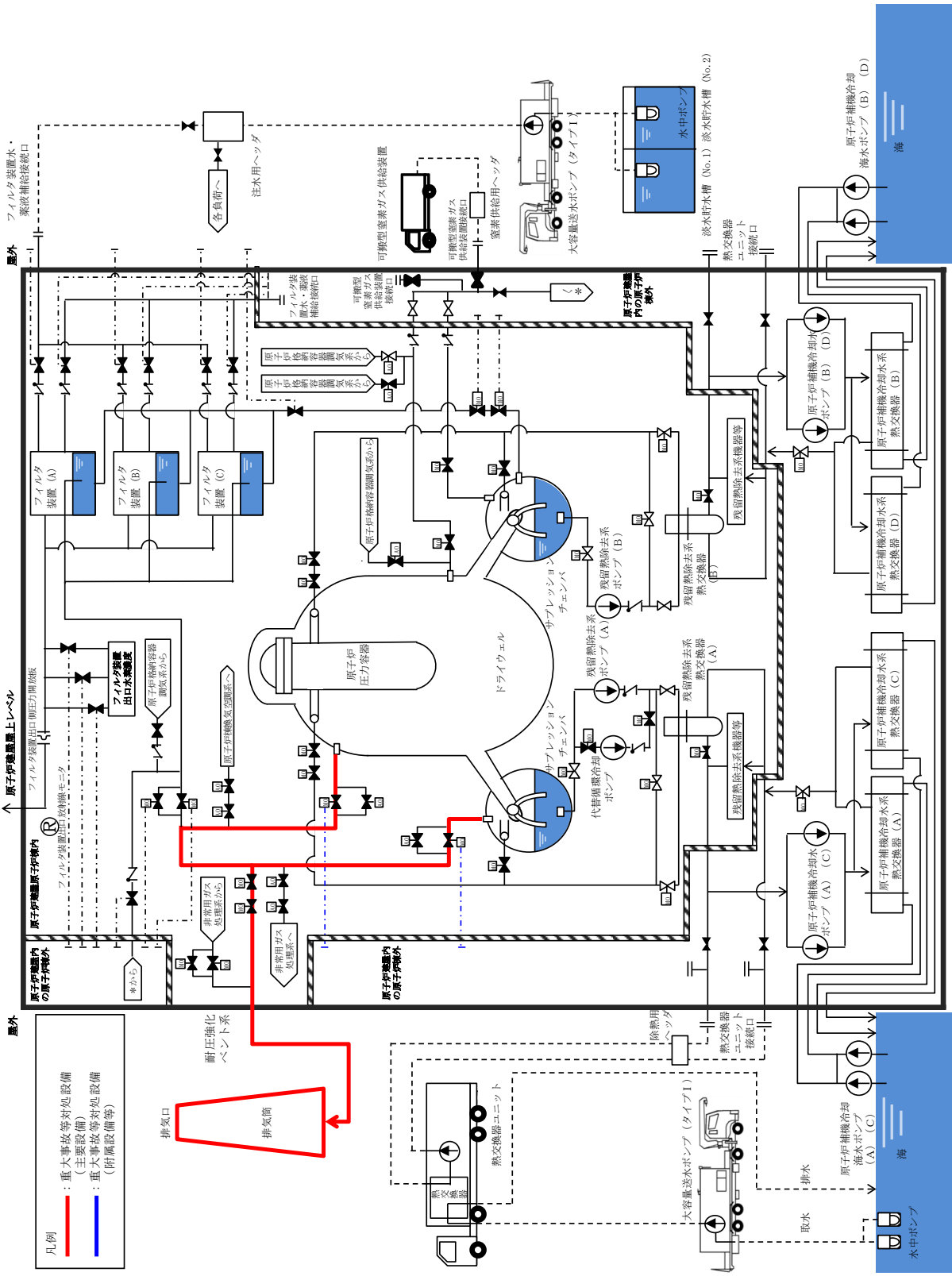


図 3.5-5 耐圧強化ベント系系統概要図

表 3.5-12 耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備

設備区分	設備名
主要設備	—
附属設備	遠隔手動弁操作設備【常設】
排出元	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）【常設】
流路	原子炉格納容器調気系 配管・弁【常設】 非常用ガス処理系 配管・弁【常設】 排気筒【常設】
注入先	—
電源設備*1	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>ガスタービン発電機【常設】</p> <p>ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】</p> <p>ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>電源車【可搬】</p> <p>軽油タンク【常設】</p> <p>ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】</p> <p>タンクローリ【可搬】</p> <p>代替所内電気設備</p> <p>ガスタービン発電機接続盤【常設】</p> <p>緊急用高圧母線 2F 系【常設】</p> <p>緊急用高圧母線 2G 系【常設】</p> <p>緊急用動力変圧器 2G 系【常設】</p> <p>緊急用低圧母線 2G 系【常設】</p> <p>緊急用交流電源切替盤 2D 系【常設】</p> <p>非常用高圧母線 2C 系【常設】</p> <p>非常用高圧母線 2D 系【常設】</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備</p> <p>125V 蓄電池 2A【常設】</p> <p>125V 充電器盤 2A【常設】</p> <p>上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として、以下の設備を使用する。</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>常設</p> <p>常設代替直流電源設備</p> <p>125V 代替蓄電池【常設】</p>

(次頁へ続く)

設備区分	設備名
電源設備*1	可搬型代替直流電源設備 125V 代替蓄電池【常設】 125V 代替充電器盤【常設】 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備*2	ドライウェル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【常設】

\*1：単線結線図を補足説明資料 48-2 に示す。

電源設備については「3. 14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び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。

### 3.5.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 耐圧強化ベント系

最高使用圧力 : 427kPa [gage]

最高使用温度 : 171℃

容量 : 10.0kg/s (原子炉格納容器圧力 427kPa [gage]において)

### 3.5.2.3.3 耐圧強化ベント系の多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散

耐圧強化ベント系の多様性, 独立性, 位置的分散については, 「3.5.2.2.2 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散」で示す。

### 3.5.2.3.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.5.2.3.4.1 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項第一号)

###### (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。

耐圧強化ベント系を構成する機器は, 原子炉建屋原子炉棟内及び屋外に設置していることから, 想定される重大事故等時における原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内) 及び屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し, その機能を有効に発揮することができるよう, 表 3.5-13 に示す設計とする。

(48-3, 48-4)

表 3.5-13 耐圧強化ベント系の環境条件及び荷重条件への対応

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉棟内及び屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置する配管及び弁については，天候による影響は受けない。 屋外に設置する配管については，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うことが可能な設計とする。
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設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉棟内に設置する配管及び弁については，風（台風）及び積雪の影響は受けない。 屋外に設置する配管については，トレンチ及び排気筒内に設置することから，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時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 項第二号）

(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」に示す。

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な電気作動弁（D/W ベント用出口隔離弁，S/C ベント用出口隔離弁，PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁）は，いずれも中央制御室からの遠隔操作が可能な設計とし，また，PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁は，緊急用交流電源切替盤 2D 系を中央制御室から遠隔操作することで，給電元の切替えも可能な設計とする。また，電源喪失時においては，D/W ベント用出口隔離弁，S/C ベント用出口隔離弁は，原



子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作が可能な設計とする。また、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及びPCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁は、設置場所での人力操作により操作可能な設計とする。耐圧強化ベント系の操作に必要な機器を表 3.5-14 に示す。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

(48-3, 48-4)

表 3.5-14 操作対象機器

設備名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
D/W ベント用 出口隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	ドライウ ェルから の原子炉 格納容器 ベント時
		原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原 子炉棟外)		人力操作 (遠隔手動弁 操作設備)	
S/C ベント用 出口隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	サプレッ ションチ ェンバか らの原子 炉格納容 器ベント 時
		原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原 子炉棟外)		人力操作 (遠隔手動弁 操作設備)	
PCV 耐圧強化 ベント用連絡 配管隔離弁	全閉→調整 開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
		原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉 棟内)		人力操作	
PCV 耐圧強化 ベント用連絡 配管止め弁	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
		原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉 棟内)		人力操作	
ベント用 HVAC 側隔離弁	全閉確認	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 *1	
ベント用 HVAC 側止め弁	全閉確認	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 *1	
ベント用 SGTS 側隔離弁	全閉確認	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 *1	
ベント用 SGTS 側止め弁	全閉確認	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 *1	

(次頁へ続く)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

設備名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
FCVS ベントラ イン隔離弁 A	全閉確認	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 *1	
			原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	人力操作 (遠隔手動 弁操作設備)	
FCVS ベントラ イン隔離弁 B	全閉確認	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 *1	
			原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	人力操作 (遠隔手動 弁操作設備)	
非常用ガス処 理系フィルタ 装置 出口 弁 (A)	全閉確認	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 *1	
			原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉 棟内)	人力操作	
非常用ガス処 理系フィルタ 装置 出口 弁 (B)	全閉確認	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 *1	
			原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉 棟内)	人力操作	

\*1 中央制御室にてランプ確認を行う

全閉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 項第三号）

(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」に示す。

耐圧強化ベント系は、機能・性能試験及び弁作動試験が可能な設計とする。  
耐圧強化ベント系において原子炉格納容器から排気筒までのラインを構成する電気作動弁については、発電用原子炉の停止中に弁開閉試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。発電用原子炉の運転中については、弁の開閉により系統内の封入した窒素が外部に放出されることを防止するため、機能・性能試験は実施しない。

耐圧強化ベント系の試験及び検査について表 3.5-15 へ示す。

(48-5)

表 3.5-15 耐圧強化ベント系の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	漏えいの有無の確認
	弁動作試験	弁の開閉動作の確認

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(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」に示す。

耐圧強化ベント系は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

本システムを使用する際には、流路に接続される弁を開操作することにより、ベントガスを非常用ガス処理系配管を経由して排気筒へ導くことが可能である。

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な電気作動弁（D/W ベント用出口隔離弁，S/C ベント用出口隔離弁，PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁）は、いずれも中央制御室からの遠隔操作が可能な設計とし、また、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁は、緊急用交流電源切替盤 2D 系を中央制御室から遠隔操作することで、給電元の切替えも可能な設計とする。また、電源喪失時においては、D/W ベント用出口隔離弁，S/C ベント用出口隔離弁は、原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作が可能な設計とする。また、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁は、設置場所での人力操作により操作可能な設計とする。

これにより図 3.5-6 及び図 3.5-7 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。

(48-4)

		経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
手順の項目	要員 (数)	15分 系統構成完了 (中央制御室から操作の場合) 55分 系統構成完了 (現場から操作の場合)			
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (系統構成)	中央制御室運転員A	1	電源確認 <sup>※1</sup> 系統構成 <sup>※2※3</sup>		
	現場運転員B, C	2	移動・系統構成 <sup>※3※4</sup>		

- ※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
- ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
- ※3: 中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施
- ※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

		経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
手順の項目	要員 (数)	5分 減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合) 1時間35分 減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)			
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (S/Cベントの場合)	中央制御室運転員A	1	ベント開始 <sup>※1※2</sup>		
	現場運転員B, C	2	移動・ベント開始 <sup>※2※3</sup>		

- ※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
- ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
- ※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.5-6 耐圧強化ベント系による減圧及び除熱(サプレッションチェンバ側)のタイムチャート\*

		経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
手順の項目	要員 (数)	15分 系統構成完了 (中央制御室から操作の場合) 55分 系統構成完了 (現場から操作の場合)			
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (系統構成)	中央制御室運転員A	1	電源確認 <sup>※1</sup> 系統構成 <sup>※2※3</sup>		
	現場運転員B, C	2	移動・系統構成 <sup>※3※4</sup>		

- ※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
- ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
- ※3: 中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施
- ※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

		経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
手順の項目	要員 (数)	5分 減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合) 1時間35分 減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)			
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (D/Wベントの場合)	中央制御室運転員A	1	ベント開始 <sup>※1※2</sup>		
	現場運転員B, C	2	移動・ベント開始 <sup>※2※3</sup>		

- ※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
- ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
- ※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.5-7 耐圧強化ベント系による減圧及び除熱(ドライウェル側)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 1.5 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 項第五号）

(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。

耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器調気系及び非常用ガス処理系が接続されている。

耐圧強化ベント系は、通常時は PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び耐圧強化ベント用連絡配管止め弁を閉運用とすることで、原子炉格納容器調気系、非常用ガス処理系及び原子炉格納容器フィルタベント系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。通常時における耐圧強化ベント系の取合い系統との隔離弁を表 3.5-16 に示す。

また、耐圧強化ベント系は、重大事故等時において耐圧強化ベント系を使用する際に、排気経路を構成するための取合い系統との隔離弁を閉とすることで、取合い系統に悪影響を及ぼさない設計とする。重大事故等時における耐圧強化ベント系の取合い系統との隔離弁を表 3.5-17 に示す。

耐圧強化ベント系と非常用ガス処理系（非常用ガス処理系排風機入口側）及び原子炉格納容器調気系を隔離する弁は、直列に 2 個設置し、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。また、耐圧強化ベント系と原子炉格納容器フィルタベント系及び非常用ガス処理系（非常用ガス処理系フィルタ装置出口側）を隔離する弁は、通常時閉の電気作動弁であり、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。

(48-3, 48-4)

表 3.5-16 耐圧強化ベント系の通常時における取合い系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
原子炉格納容器調気系	PCV 耐圧強化ベント用 連絡配管隔離弁	電気作動	通常時閉
非常用ガス処理系	PCV 耐圧強化ベント用 連絡配管止め弁	電気作動	通常時閉
原子炉格納容器 フィルタベント系*	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	電気作動	通常時閉
	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	電気作動	通常時閉

\* 原子炉格納容器フィルタベント系は、重大事故等対処設備であり、通常時は使用しない系統である。

表 3.5-17 耐圧強化ベント系の重大事故等時における取合い系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
原子炉建屋原子炉棟 換気空調系	ベント用 HVAC 側隔離弁	空気作動	通常時閉 電源喪失時閉
	ベント用 HVAC 側止め弁	空気作動	通常時閉 電源喪失時閉
原子炉格納容器 フィルタベント系	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	電気作動	通常時閉
	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	電気作動	通常時閉
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系フィルタ装置 出口弁 (A)	電気作動	通常時閉
	非常用ガス処理系フィルタ装置 出口弁 (B)	電気作動	通常時閉
	ベント用 SGTS 側隔離弁	空気作動	通常時閉 電源喪失時閉
	ベント用 SGTS 側止め弁	空気作動	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 項第六号）

(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。

耐圧強化ベント系の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.5-14 に示す。これらの機器は全て中央制御室にて操作を行い、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、電源喪失時には、D/W ベント用出口隔離弁、S/C ベント用出口隔離弁は、原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作が可能な設計とする。また、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁は、設置場所にて操作を行うが、炉心損傷前であることから、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。

(48-3, 48-4)

### 3.5.2.3.4.2 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項第一号）

##### (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。

耐圧強化ベント系は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するために必要な蒸気の排気流量に対して十分な容量を有する設計とする。

耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、大気を最終ヒートシンクとし原子炉から発生する熱を輸送するため、原子炉定格熱出力の1%に相当する蒸気流量である 10.0kg/s を排気することが可能な容量とする。

炉心の崩壊熱が定格熱出力の1%になるのは、原子炉停止から2～3時間後である。一方、有効性評価シナリオである LOCA 時注水機能喪失シナリオにおけるベント開始時間は、原子炉停止から約 43 時間後となっている。そのため、ベント開始時における原子炉格納容器内の発生蒸気量は、耐圧強化ベント系の設計流量よりも小さな値となる。よって耐圧強化ベント系を用いて原子炉格納容器を減圧することは可能である。

また、炉心損傷前の原子炉格納容器ベントは原子炉格納容器圧力が最高使用圧力である 427kPa までに実施することとなるため、耐圧強化ベント系の最高使用圧力は 427kPa とする。

また、耐圧強化ベント系の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度の 171℃ とする。

(48-6)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項第二号）

##### (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。  
耐圧強化ベント系は, 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 項第三号)

(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。

耐圧強化ベント系は, 設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 及び原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) に対し, 多様性及び独立性, 位置的分散を図る設計する。これらの詳細については, 3.5.2.2.2 項に記載のとおりである。

(48-2, 48-3, 48-4)



### 3.5.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.5.3.1 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）

##### 3.5.3.1.1 設備概要

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器等で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。

本系統は、淡水ループ及び海水系で構成し、冷却水ポンプ、熱交換器、海水ポンプ、配管・弁類及び計装設備で構成する。

本系統は、非常用機器、残留熱除去系機器の冷却と原子炉常用補機、廃棄物処理系機器等の冷却を行う。

冷却水ポンプ、熱交換器及び海水ポンプは、通常運転時は1台運転としており、1台予備とする。

残留熱除去系機器の冷却は、残留熱除去系の2系統に対応して原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）区分Ⅰ、区分Ⅱの2区分に分離し、独立に冷却を行うことができる。

その他常用機器冷却は区分Ⅰ、区分Ⅱの2区分に適切に区分されており、非常時には弁により非常用機器冷却と分離することができる。

本系統の系統概要図を図3.5-8に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.5-18に示す。

本系統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もその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

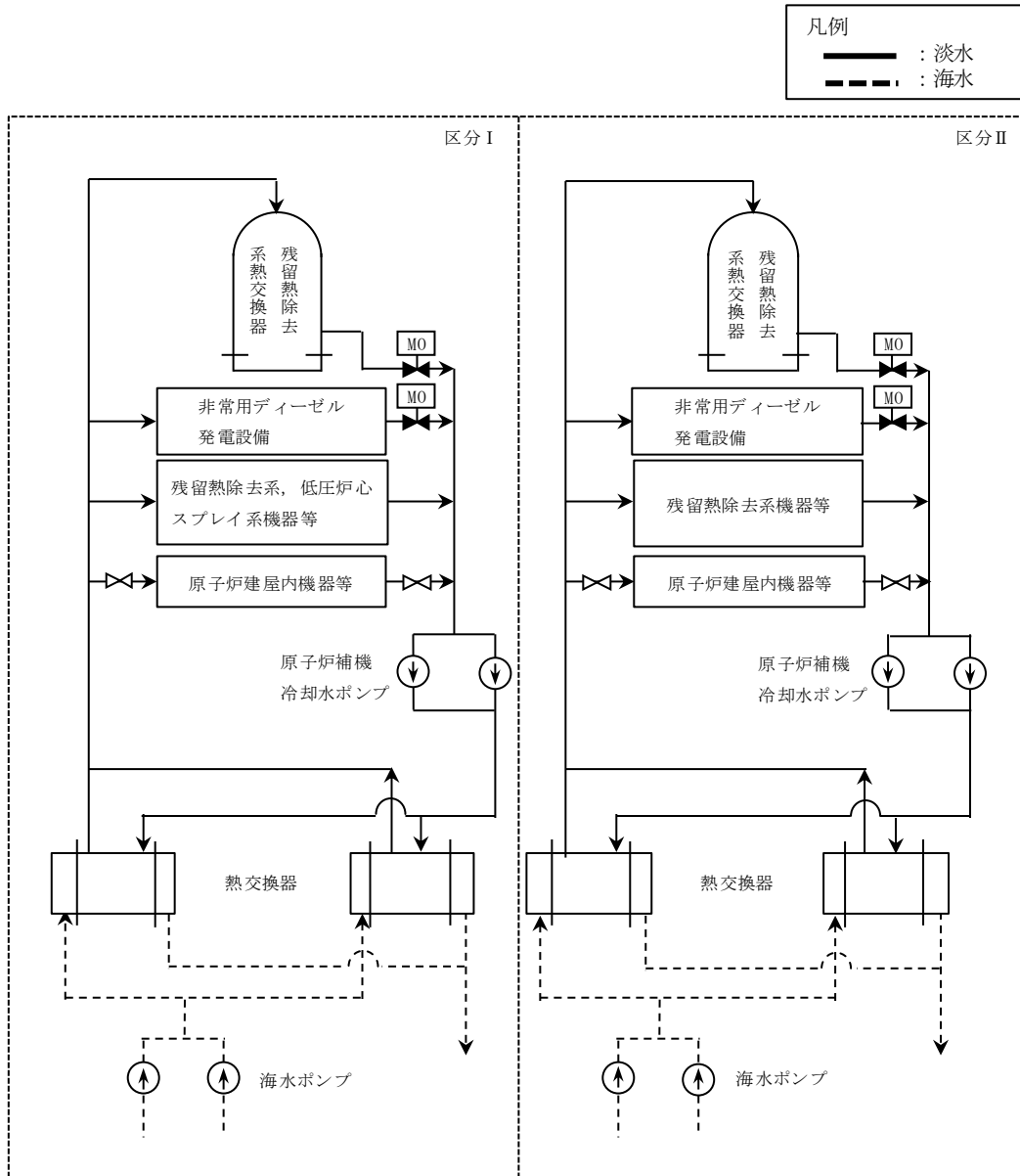


図 3.5-8 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） 系統概要図

表3.5-18 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に関する  
重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	原子炉補機冷却水ポンプ【常設】 原子炉補機冷却海水ポンプ【常設】 原子炉補機冷却水系熱交換器【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）配管・弁・海水系ストレナ・サージタンク[流路] 非常用取水設備 取水口 取水路 海水ポンプ室
注水先	—
電源設備 <sup>*1</sup>	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 <sup>*2</sup>	残留熱除去系ポンプ出口流量【常設】 原子炉補機冷却水系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量【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）」に示す。

\*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。

### 3.5.3.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 原子炉補機冷却水ポンプ

容量	: 1400m <sup>3</sup> /h/個
個数	: 各区分において2 (うち1個は通常運転時予備)
取付箇所	: 原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)

#### (2) 原子炉補機冷却海水ポンプ

容量	: 1900m <sup>3</sup> /h/個
個数	: 各区分において2 (うち1個は通常運転時予備)
取付箇所	: 屋外 (海水ポンプ室)

#### (3) 原子炉補機冷却水系熱交換器

容量	: 約17.3 MW/個 (海水温度26°Cにおいて)
個数	: 各区分において2 (うち1個は通常運転時予備)
取付箇所	: 原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.5.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）については、設計基準対象施設として使用する場合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。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

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

原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器については、設計基準事故時の最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器については、原子炉建屋 $\square$ （原子炉建屋内の原子炉棟外）又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原子炉建屋内の原子炉棟外又は屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.5-19に示す設計である。

また、常時海水を通水する原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプは、海水の影響を考慮した設計とし、ストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表3.5-19 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	原子炉建屋内の原子炉棟外又は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	原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器は，原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため，天候による影響は受けない。 原子炉補機冷却海水ポンプは，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である。
海水を通水する系統への影響	原子炉補機冷却水ポンプは，海水を通水しない。 原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプは，常時海水を通水するため，海水の影響を考慮し，耐腐食材料を使用する設計である。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計である（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器は，原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。 原子炉補機冷却海水ポンプは，屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，機器が損傷しない設計である。
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である。

また，原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は中央制御室にて操作可能な設計である。原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作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。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）については，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）については，テストラインにより系統の機能・性能試験及び漏えいの有無の確認並びに弁動作試験が可能な設計である。

原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ポンプは、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を実施可能な設計である。

原子炉補機冷却水系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に開放検査及び外観検査を実施可能な設計である。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

### 3.5.3.2 高圧炉心スプレィ補機冷却水系（高圧炉心スプレィ補機冷却海水系を含む）

#### 3.5.3.2.1 設備概要

高圧炉心スプレィ補機冷却水系（高圧炉心スプレィ補機冷却海水系を含む）は、高圧炉心スプレィ系機器の運転で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。

本系統は、淡水ループ及び海水系で構成し、冷却水ポンプ、熱交換器、海水ポンプ、配管・弁類及び計装設備で構成する。

本系統の系統概要図を図3.5-9に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.5-20に示す。

本系統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もその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

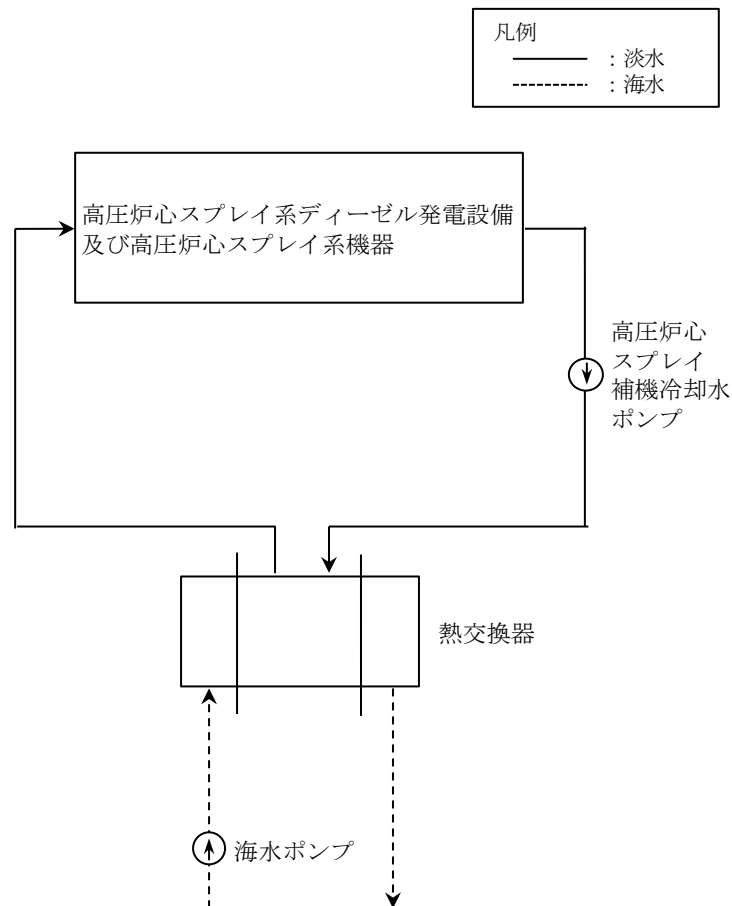


図3.5-9 高圧炉心スプレィ補機冷却水系（高圧炉心スプレィ補機冷却海水系を含む）  
系統概要図



表3.5-20 高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）  
に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ【常設】 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ【常設】 高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）配管・弁・海水系ストレナ・サージタンク[流路] 非常用取水設備 取水口 取水路 海水ポンプ室
注水先	—
電源設備*1	高圧炉心スプレイ系用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備	—

\*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）」に示す。

### 3.5.3.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 高圧炉心スプレー補機冷却水ポンプ

容量 : 240 m<sup>3</sup>/h/個  
個数 : 1  
取付箇所 : 原子炉建屋   
(原子炉建屋内の原子炉棟外)

#### (2) 高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプ

容量 : 250 m<sup>3</sup>/h/個  
個数 : 1  
取付箇所 : 屋外 (海水ポンプ室)

#### (3) 高圧炉心スプレー補機冷却水系熱交換器

容量 : 約2.67 MW/個  
(海水温度26℃において)  
個数 : 1  
取付箇所 : 原子炉建屋   
(原子炉建屋内の原子炉棟外)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.5.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）については、設計基準対象施設として使用する場合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。

高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

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。

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却水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。

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器については、原子炉建屋 $\square$ （原子炉建屋内の原子炉棟外）又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原子炉建屋内の原子炉棟外又は屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.5-21に示す設計である。

また、常時海水を通水する高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプは、海水の影響を考慮した設計とし、ストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.5-21 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	原子炉建屋内の原子炉棟外又は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	<p>高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、天候による影響は受けない。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、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である。</p>
海水を通水する系統への影響	<p>高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプは、海水を通水しない。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、常時海水を通水するため、海水の影響を考慮し、耐腐食材料を使用する設計である。</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設計である（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	<p>高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して、機器が損傷しないことを評価により確認する。</p>
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また、高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）は中央制御室にて遠隔操作可能な設計である。高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）の系統構成及び運転に必要な操作機器は、中央制御室で操作することから、操作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。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）については、設計基準対象施設として使用する場合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、高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）については、テストラインにより系統の機能・性能試験及び漏え

いの有無の確認並びに弁動作試験が可能な設計である。

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、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を実施可能な設計である。

高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に開放検査及び外観検査を実施可能な設計である。

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低下させるために必要な設備を施設しなければならない。

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) 重大事故防止設備

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項の格納容器損傷防止目的の設備は、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である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系を設ける。

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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系を設ける。

#### (1) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の設置（設置許可基準規則解釈の第1項(1) a))

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の機能が喪失した場合に、屋外に設置した大容量送水ポンプ（タイプ I）を用い、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の水源とは異なる代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源として、ドライウェル内にスプレイすることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、スプレイ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可能な設計とする。

#### (2) 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) b))

上記(1)の重大事故等対処設備である原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して、異なるポンプ（大容量送水ポンプ（タイプ I））、駆動源（付属空冷式ディーゼルエンジン）、冷却源（自己冷却）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、可搬型設備である大容量送水ポンプ（タイプ I）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することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して位置的分散を図る設計とする。

なお、設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性、位置的分散については、3.6.2.1.3項に詳細を示す。

#### (3) 兼用（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原子炉格納容器破損防止目的の設備は同一設備とする。

#### (4) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の整備

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。

##### (i) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、サブプレッションチェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイする。

ドライウエル内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もどり、サブプレッションチェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去系の熱交換器で冷却された後、再びスプレイされる。

##### (ii) 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内のプール水温度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系のポンプ及び熱交換器を通してサブプレッションチェンバに戻す。

##### (iii) 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器等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有する。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）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。

#### (5) 自主対策設備の整備

原子炉格納容器内の冷却等のための自主対策設備として、以下を整備する。

##### (i) 復水移送ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ

原子炉格納容器内の冷却等のための自主対策として、復水移送ポンプを用いた原子炉格納容器内へのスプレイ手段を整備している。

復水移送ポンプを用いた原子炉格納容器内へのスプレイ手段は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の水源とは異なる復水貯蔵タンクを水源として、復水移送ポンプにより、補給水系及び残留熱除去系の配管を経由して原子炉格納容器内へスプレイする。



(ii) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱

ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱として、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水を供給後、ドライウエル冷却系下部送風機を起動して原子炉格納容器内を除熱する手段を整備している。

ドライウエル冷却系下部送風機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、ドライウエル冷却系下部冷却器の冷却コイル表面で、原子炉格納容器内部の蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和することが可能である。

(6) 代替電源による残留熱除去系の復旧手段の整備

復旧手段として、以下を整備する。

(i) 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（格納容器スプレイ冷却モード及び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（格納容器スプレイ冷却モード及び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。

(7) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の海の利用

淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）が使用できない場合は、大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いて、海水取水箇所（海水ポンプ室又は取水口）より、海水を直接復水貯蔵タンクへ補給及び各種注水（原子炉格納容器、原子炉圧力容器、使用済燃料プールへの注水）の手段を整備している。

海の利用については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.6.2 重大事故等対処設備

#### 3.6.2.1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

##### 3.6.2.1.1 設備概要

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が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、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配備するものである。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、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、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配備するものである。

本システムは、大容量送水ポンプ（タイプ I）、電源設備である非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備、計装設備、水源である代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））、燃料設備である軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリ、流路であるホース、注水用ヘッド、接続口、残留熱除去系の配管、弁及びスプレイ管、注水先である原子炉格納容器から構成される。

重大事故等時においては、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源として大容量送水ポンプ（タイプ I）でスプレイ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。

本システムは、屋外に設置する大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））の水を残留熱除去系 A 系又は B 系の配管等を経由して、ドライウェル内へスプレイすることで原子炉格納容器内を冷却可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の系統構成に必要な電気作動弁は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して受電可能な設計とする。

ガスタービン発電機の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電設備軽油タンクよりガスタービン発電設備燃料移送ポンプを用いて補給可能な設計とする。

電源車の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電設備軽油タンク又は軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）を使用する際に接続する接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、位置的分散を図った建屋の複数の異なる面に設置する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備、並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する設計とする。

本系統の操作に当たっては、中央制御室での弁操作（緊急用交流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、大容量送水ポンプ（タイプ I）に付属する操作スイッチにより、大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し、遠隔手動弁操作設備により屋外から原子炉建屋内の原子炉棟外の弁を操作しスプレイする。

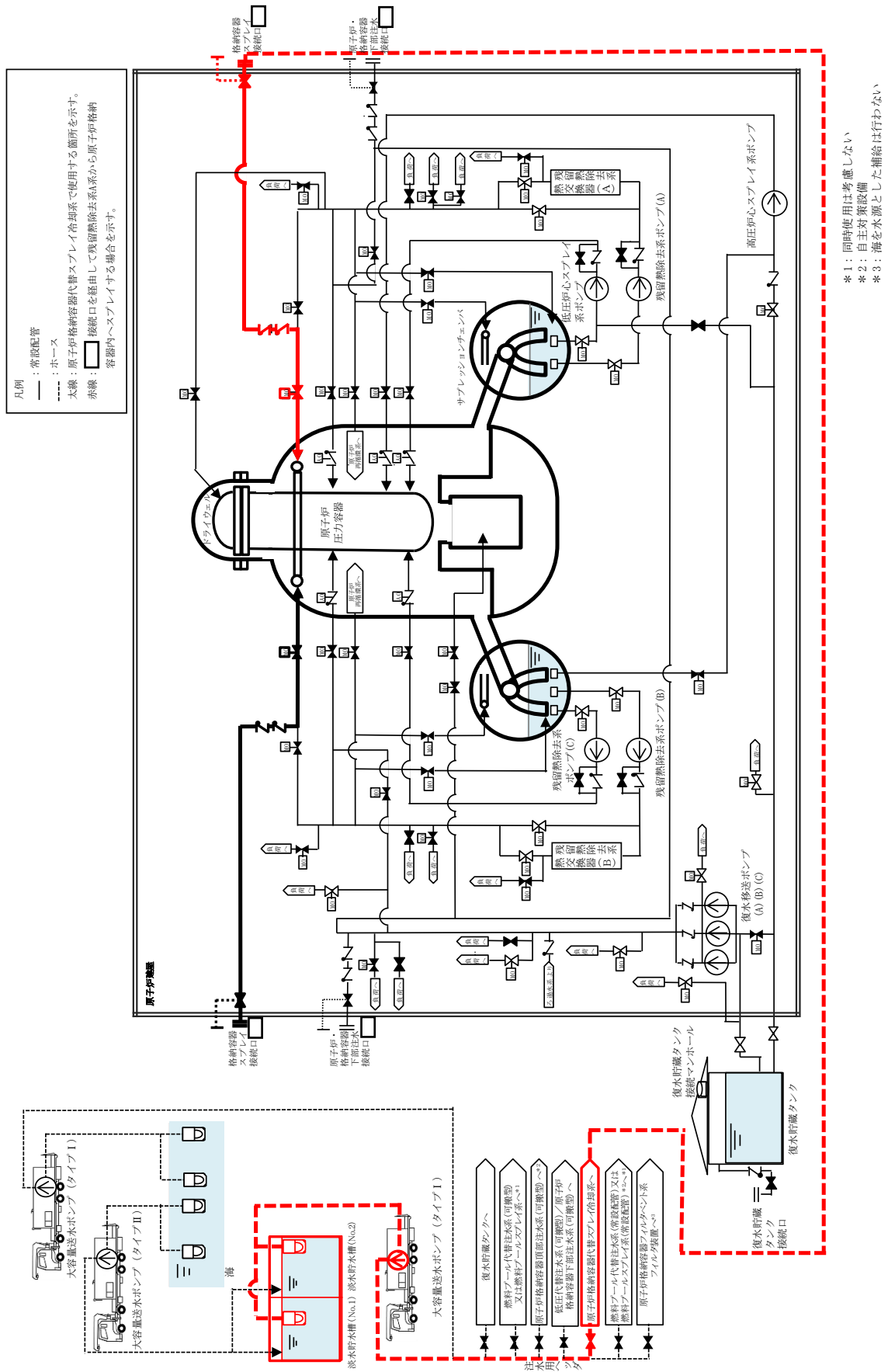


図 3.6-1 原子炉格納容器代替スプレィ冷却系 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】
附属設備	ホース延長回収車【可搬】
水源 <sup>*1</sup>	淡水貯水槽（No. 1）【常設】 淡水貯水槽（No. 2）【常設】
流路	ホース・注水用ヘッダ・接続口【可搬】 残留熱除去系 配管・弁【常設】 スプレイ管【常設】
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】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 代替所内電気設備 ガスタービン発電機接続盤【常設】 緊急用高圧母線 2F 系【常設】 緊急用高圧母線 2G 系【常設】 緊急用動力変圧器 2G 系【常設】 緊急用低圧母線 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2C 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2D 系【常設】 非常用高圧母線 2C 系【常設】 非常用高圧母線 2D 系【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備 <sup>*3</sup>	原子炉格納容器代替スプレイ流量【常設】 ドライウエル温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【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 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。

### 3.6.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 大容量送水ポンプ（タイプ I）<sup>\*1</sup>

種類	：	うず巻形
容量	：	1,440 m <sup>3</sup> /h/個以上
揚程	：	122 m
最高使用圧力	：	0.9 MPa[gage] <sup>*2</sup> , 1.2MPa[gage] <sup>*3,4</sup>
最高使用温度	：	50°C
個数	：	5（うち予備 1） <sup>*5</sup>
設置場所	：	屋外（淡水貯水槽（No. 1） <sup>*2</sup> , 淡水貯水槽（No. 2） <sup>*2</sup> , 取水口 <sup>*3,4</sup> 及び海水ポンプ室 <sup>*3,4</sup> ）
保管場所	：	屋外（第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び第 4 保管エリア）
原動機出力	：	<input type="text"/> kW

\*1：「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレー冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレー系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備，並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する。

\*2：淡水貯水槽を水源とし，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレー冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレー系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合を示す。

\*3：「原子炉補機代替冷却水系」に使用する場合を示す。

\*4：海を水源とし，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレー冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレー系及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合を示す。

\*5：「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレー冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ル代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として1台、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として1台使用する。

### 3.6.2.1.3 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

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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、位置的分散を図る設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプI）は、屋外の保管エリアに保管し、淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2）付近の屋外に設置することで、原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）に設置されている設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。

水源については、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の水源であるサブプレッションチェンバと異なる代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））を使用する設計とする。また、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）は、屋外に設置することで、原子炉建屋内に設置されているサブプレッションチェンバに対して位置的分散を図る設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプI）は、サポート系による冷却水を不要とすることで、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプと共通要因によって同時に機能喪失しない設計とし、駆動電源については、不要（付属空冷式ディーゼルエンジン）とすることで、残留熱除去系ポンプの駆動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）共通要因によってと同時に機能喪失しない設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）と原子炉格納容器代替スプレイ冷却系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。

なお、配管等の流路を構成する静的機器については、残留熱除去系スプレイライン（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系との接続部から原子炉格納容器へのスプレイライン）を除く範囲で、可能な限り設計基準事故対処設備と分離した設計とする。動的機器であるRHR A系格納容器スプレイ隔離弁及びRHR B系格納容器スプレイ隔離弁については、設計基準事故対処設備と兼用しているが、設計基準事故対処設備とは異なる電源を受電可能な設計とする。

仮にRHR A系格納容器スプレイ隔離弁が故障した場合でも、他系（RHR B系格納容器スプレイ隔離弁）を用いた原子炉格納容器代替スプレイを整備している。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の系統構成に必要な電気作動弁は、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が機能喪失した場合においても、非常用所内電気設備とは独立した重大事故等対処設備である代替所内電気設備を用いて、ガスタービン発電機又は電源車から受電可能な設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

さらに、故障の影響を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、予備を有する設計とする。

表 3.6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の多様性、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
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	大容量送水ポンプ（タイプ I）
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">                    </span>	屋外 (第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び 第 4 保管エリア)
水源	サプレッションチェンバ	代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 又は 淡水貯水槽 (No. 2) )
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">                    </span>	屋外
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	不要 (付属空冷式ディーゼルエンジン)
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">                    </span>	屋外
駆動用空気	不要	不要
潤滑油	不要 (内包油)	不要 (内包油)
冷却方式	水冷 (原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) )	不要 (自己冷却)

表 3.6-3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の独立性

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 (格納容器スプレイ冷却モード)	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は耐震 S クラス設計とし、重大事故等対処設備の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、基準地震動 Ss で機能維持可能な設計とすることで、基準地震動 Ss が共通要因となり、同時にその機能が損なわれることのない設計とする。
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、基準津波の影響を受けない原子炉建屋内に設置し、重大事故等対処設備の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、基準津波の影響を受けない第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに保管することで、津波が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）と重大事故等対処設備の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、火災が共通要因となり、同時に故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す。）。
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）と重大事故等対処設備の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、溢水が共通要因となり、同時に故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す。）。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



### 3.6.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.6.3.1 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項第一号）

###### (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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は，屋外の第1保管エリア，第2保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリアに保管し，重大事故等時は，淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2）付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.6-4に示す設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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。

(49-7, 49-8)

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	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可能な設計とする（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，輪留め等で固定可能な設計とする。
風（台風）・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても，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 項第二号）

(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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系を運転する場合は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置及びホース接続が完了した後、大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し、格納容器スプレイ弁の開操作、RHR A 系代替格納容器スプレイ注入元弁（又は RHR B 系代替格納容器スプレイ注入元弁）及び RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁（又は RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁）を全開とすることで原子炉格納容器内へのスプレイを行う。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の運転に必要なポンプ、操作に必要な弁及び接続ホースを表 3.6-5 に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の操作に必要な原子炉建屋原子炉棟内に設置する弁は、いずれも中央制御室からの遠隔操作が可能な設計とし、また、緊急用交流電源切替盤 2C 系及び 2D 系を中央制御室から遠隔操作することで、給電元の切替えも可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

屋外の系統構成に必要な格納容器スプレイ弁は、設置場所にて操作可能な設計とする。原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する RHR A 系代替格納容器スプレイ注入元弁（又は RHR B 系代替格納容器スプレイ注入元弁）は、重大事故等時の作業性を考慮し、遠隔手動弁操作設備により屋外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。

また、大容量送水ポンプ（タイプ I）については、大容量送水ポンプ（タイプ I）付属の操作スイッチから起動する設計とする。









大容量送水ポンプ（タイプ I）の操作は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2）まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な車両設計とするとともに、設置場所にて輪留め等で固定可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具及び技量を必要としない、簡便な接続方式である嵌合構造とし、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。

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

表 3.6-5 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作	
ホース	ホース接続	屋外	屋外	手動操作	
格納容器スプレイ弁	全閉→調整開	屋外	屋外	手動操作	注水用ヘッド付属弁
RHR A 系格納容器代替スプレイ注入元弁	全閉→全開	原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)	 接続時
RHR B 系格納容器代替スプレイ注入元弁	全閉→全開	原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)	 接続時
RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	A 系使用時
RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	B 系使用時
緊急用交流電源切替盤 2C 系	DB→SA	原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	非常用高圧母線機能喪失時に切替え操作実施
緊急用交流電源切替盤 2D 系	DB→SA	原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外)	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 項第三号)

(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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、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、弁動作試験及び外観検査が可能な設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）を水源とする他系統と独立したテストラインにより、運転性能及び漏えい有無の確認が可能な設計とする。また、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。

なお、RHR A 系代替格納容器スプレイ注入元弁、RHR B 系代替格納容器スプレイ注入元弁、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁及び RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁については、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁動作試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

また、格納容器スプレイ弁は、弁の動作試験が可能な設計とする。

表 3.6-6 原子炉格納容器代替冷却系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えい有無の確認 車両走行状態の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	外観検査	き裂、腐食等の有無を目視で確認

運転性能の確認として、大容量送水ポンプ（タイプ I）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き裂、腐食等の有無を目視で確認することが可能な設計とする。

(49-5)

#### (4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

##### (i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

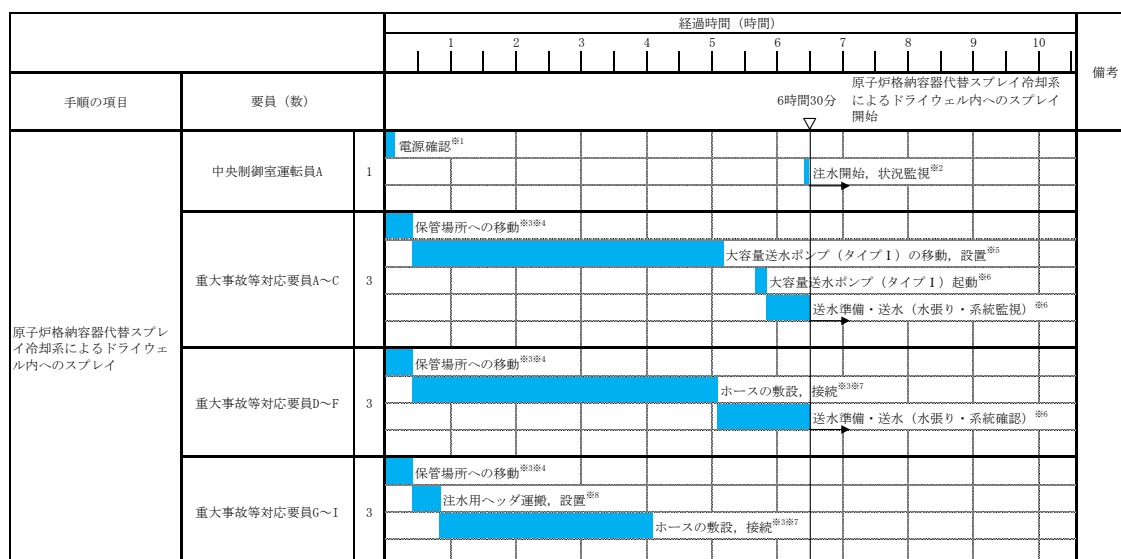
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、本来の用途以外の用途には使用しないため、切替せずに使用可能な設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の使用時は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動操作、原子炉格納容器内へスプレイするための系統構成として、格納容器スプレイ弁の開操作、RHR A 系代替格納容器スプレイ注入元弁（又は RHR B 系代替格納容器スプレイ注入元弁）及び RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁（又は RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁）の全開操作を行う。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の移動、設置、起動操作及び系統構成に必要な弁操作については、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。

また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の操作に必要な弁については、緊急用交流電源切替盤 2G 系、2C 系及び 2D 系を中央制御室より、遠隔操作することで給電元の切替えが可能である。

(49-3, 49-4)



※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※3: 大容量送水ポンプ (タイプ I) 及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプ I) の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプ I) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6: 大容量送水ポンプ (タイプ I) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※7: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※8: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイタイムチャート\*

\*: 「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 1.6 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 項第五号）

(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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，通常時に接続先の系統と分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は，通常時は残留熱除去系と隔離する系統構成としており，残留熱除去系へ悪影響を及ぼさない設計とする。取合い系統との隔離弁を表 3.6-7 に示す。

また，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系を用いる場合は，弁操作等によって，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。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，保管場所において転倒しないことを確認することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器下部注水系（可搬方），原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して，各系統に必要な流量を 1 台で確保可能な 569m<sup>3</sup>/h 以上の容量を有する設計とする。なお，燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールスプレイ系の同時使用は考慮しない。

(49-4, 49-5)

表 3.6-7 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の通常時における取合い系統との隔離弁

取合い系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
残留熱除去系	RHR A 系格納容器代替スプレイ注入第二逆止弁	—	通常時閉
	RHR B 系格納容器代替スプレイ注入第二逆止弁	—	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.6-5 に示す。このうち、屋外で操作する大容量送水ポンプ（タイプ I）、RHR A 系代替格納容器スプレイ注入元弁（又は RHR B 系代替格納容器スプレイ注入元弁）の遠隔手動弁操作設備、注水用ヘッド及びホースは、屋外にあり操作場所及び設置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。また、中央制御室にて操作を行う機器は、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。

(49-3, 49-7)

3.6.3.2 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 項第一号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「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」及び「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として、88m<sup>3</sup>/h をスプレイ可能な設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、作業効率化、被ばく低減を図るため「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して、各系統に必要な流量を 1 台で確保可能な  $569\text{m}^3/\text{h}$  以上の容量を有する設計とする。なお、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系の同時使用は考慮しない。さらに、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「原子炉補機代替冷却水系」として必要な流量  $1,200\text{m}^3/\text{h}$  以上の容量を有する設計とする。

原子炉格納容器内へスプレイする場合の大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源（代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）又は海）と注水先（原子炉格納容器内）の圧力差、静水頭、並びに機器、配管、ホース及び弁類の圧力損失を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台運転で原子炉格納容器内へ必要な流量をスプレイできる揚程を確保可能な設計とする。

なお、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として 1 台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで 1 台の合計で 5 台を確保する。

(49-6)

## (2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第二号）

### (i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。



原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）と接続口との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）から注水用ヘッドまでのホース及び接続部は口径を 300A に統一する設計とする。

注水用ヘッドから原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の接続口までのホース及び接続部は、口径を 150A に統一する設計とする。

(49-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第三号）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

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

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する接続口は、重大事故等時の環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため、原子炉建屋  に 1 箇所及び原子炉建屋  に 1 箇所設置する設計とする。

(49-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第四号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、屋外で使用する設備であり、想定される重大事故等時における

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

放射線を考慮しても、設置及び接続口への接続作業が可能であると想定している。仮に放射線量が高い場合は、放射線量を測定し、線源からの離隔距離をとり放射線量が低い場所に設置すること等により、設備の設置及び常設設備との接続を可能とする。なお、設置場所での接続作業は、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(49-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第五号）

(i) 要求事項

地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

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

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプと位置的分散を図り、第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管する設計とする。

(49-8)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第六号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管しており、想定される重大事故等時においても、保管場所から設置場所までの経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、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）

(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 項第七号）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故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である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対し、多様性，位置的分散を図る設計とする。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。

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

### 3.6.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.6.4.1 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）

##### 3.6.4.1.1 設備概要

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、熱交換器2基、電動機駆動ポンプ2台、スプレイ管、配管、弁類、ストレーナ及び計装設備からなり、冷却材喪失事故後に、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内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイする。

ドライウエル内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イされた水とともに残留熱除去系の熱交換器で冷却された後、再びスプレイされる。

本システムは独立した2系統で構成し、1系統で再循環配管破断による冷却材流出のエネルギー、崩壊熱及び燃料の過熱に伴う燃料被覆管（ジルカロイ）と水との反応による発生熱を除去し、原子炉格納容器内圧力及び温度が異常上昇することを緩和する。

冷却材喪失事故時には、残留熱除去系は低圧注水系として自動起動し、次に遠隔手動操作により、電気作動弁を切り替えることによって格納容器スプレイ冷却モードとしての機能を有するような設計としている。

本システムの系統概要図を図3.6-3に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.6-8に示す。

本システム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。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）からの給電により復旧し、重大事故等時に使用可能な設計とする。

また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、原子炉補機代替冷却水系によりサブプレッションチェンバ内のプール水の冷却が可能な設計とする。

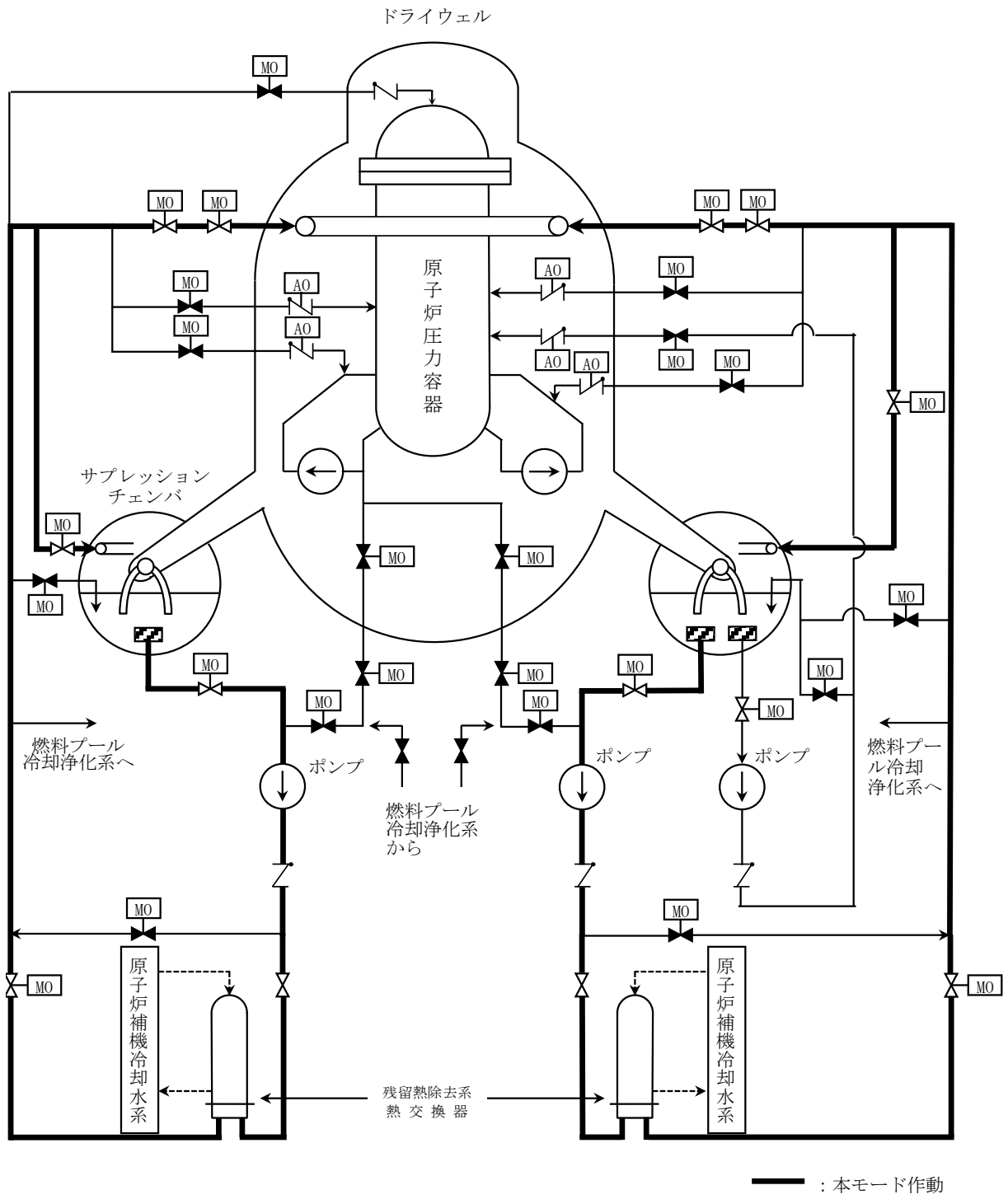


図 3.6-3 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）系統概要図

表 3.6-8 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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	残留熱除去系ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】
附属設備	—
水源*1	サ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】 スプレイ管【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備*2	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*3	残留熱除去系ポンプ出口流量【常設】 ドライウエル温度【常設】 圧力抑制室内空気温度【常設】 サプレッションプール水温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【常設】 圧力抑制室水位【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）」に示す。

\*3：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。

#### 3.6.4.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

##### (1) 残留熱除去系ポンプ

- 定格容量 : 1,160m<sup>3</sup>/h/個
- 定格揚程 : 105m
- 個数 : 2(格納容器スプレイ冷却モードとして使用する場合)
- 取付箇所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)

##### (2) 残留熱除去系熱交換器

- 個数 : 2
- 伝熱容量 : 8.80MW/個（海水温度 26℃において）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.6.4.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）からの給電により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を復旧させる場合については、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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（格納容器スプレイ冷却モード）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（ガスタービン発電機）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（格納容器スプレイ冷却モード）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（格納容器スプレイ冷却モード）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。

残留熱除去系ポンプについては、原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）、残留熱除去系熱交換器については、原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）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屋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3.6-9に示す設計である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.6-9 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋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	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，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設計である（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋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	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計である。

また，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は中央制御室にて遠隔操作可能な設計である。残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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。

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（格納容器スプレイ冷却モード）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（格納容器スプレイ冷却モード）については，テストラインにより系統の機能・性能試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計である。

残留熱除去系ポンプは，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を実施可能な設計である。

残留熱除去系熱交換器は，発電用原子炉の停止中に開放検査及び外観検査を実施可能な設計である。

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。



### 3.6.4.2 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）

#### 3.6.4.2.1 設備概要

残留熱除去系（サブ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、電動機駆動ポンプ 2 台、配管、弁類及び計装設備からなり、原子炉隔離時に主蒸気逃がし安全弁からサブプレッションチェンバ内のプール水に移行した崩壊熱及び残留熱を除去するためのものである。

崩壊熱及び残留熱は、残留熱除去系（サブ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 3.6-4 に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.6-10 に示す。

本システム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。

残留熱除去系（サブ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（非常用ディーゼル発電機）からの給電に加えて、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）からの給電により復旧し、重大事故等時に使用できる設計とする。

また、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は、原子炉補機代替冷却水系によりサブプレッションチェンバ内のプール水の冷却が可能な設計とする。

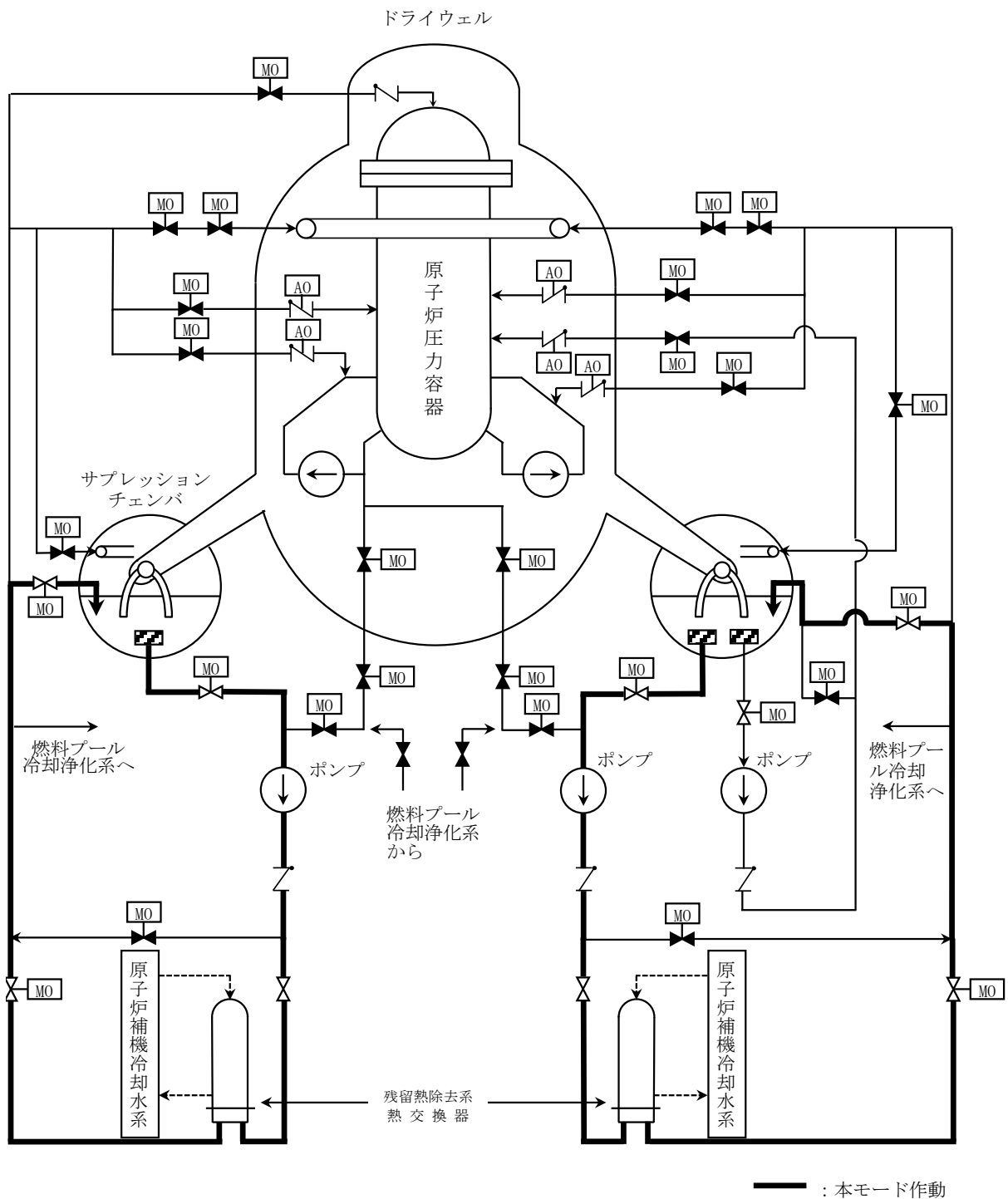


図 3.6-4 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）系統概要図

表 3.6-10 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	残留熱除去系ポンプ【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【常設】
計装設備 <sup>*3</sup>	残留熱除去系ポンプ出口流量【常設】 サブプレッションプール水温度【常設】 圧力抑制室水位【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）」に示す。

\*3：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。

#### 3.6.4.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

##### (1) 残留熱除去系ポンプ

定格容量 : 1,160m<sup>3</sup>/h/個  
 定格揚程 : 105m  
 個数 : 2（サブプレッションプール水冷却モードとして使用する場合）  
 取付箇所 : 原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）

##### (2) 残留熱除去系熱交換器

個数 : 2  
 伝熱容量 : 8.80MW/個（海水温度 26℃において）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.6.4.2.3 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、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（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（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（ガスタービン発電機）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。

残留熱除去系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。

残留熱除去系ポンプについては、原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）、残留熱除去系熱交換器については、原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）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屋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3.6-11に示す設計である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.6-11 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	原子炉建屋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	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，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設計である（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋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	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計である。

また，残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は中央制御室にて遠隔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。

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。

残留熱除去系ポンプは，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験及び漏えいの有無の確認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を実施可能な設計である。

残留熱除去系熱交換器は，発電用原子炉の停止中に開放検査及び外観検査を実施可能な設計である。

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)

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)

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ー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、代替循環冷却系を設置する。また、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して、原子炉格納容器フィルタベント系を設置する。

##### (1) 代替循環冷却系の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a）

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、重大事故等対処設備として代替循環冷却系を設ける。

代替循環冷却系は、サプレッションチェンバを水源として、代替循環冷却ポンプによる原子炉圧力容器への注水又は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水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いて除熱することで、発電用原子炉の循環冷却が可能な設計とする。

##### (2) 原子炉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過圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。

原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを、原子炉格納容器調気系の配管を經由して、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置を通して大気へ逃がすことにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置はベンチュリスクラバ、金属繊維フィルタ、放射性よう素フィルタ等で構成し、排気中に含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、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) 原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる放射性物質を低減するため、フィルタ装置を設置する設計とする。

フィルタ装置にて、排気中に含まれる粒子状放射性物質に対して 99.9%以上、無機よう素に対して 99.8%以上、有機よう素に対して 98%以上を除去可能な設計とする。



(ii) ベント時に系統内を通過する可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統待機時は系統内を窒素で不活性化する設計とする。使用後には、ベントガスに含まれる可燃性ガス及びフィルタ装置で捕集した放射性物質による水の放射線分解によって発生する可燃性ガスが系統内に滞留し、可燃限界に至ることを防止するため、可搬型窒素ガス供給装置により窒素を供給することで、系統内の掃気及び不活性化を行う設計とする。

また、フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、ベント時の可燃性ガスの滞留を防止する設計とする。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し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。

(iii) 原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に流路となる原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系の配管等は、他号炉と共用しない。また、原子炉格納容器フィルタベント系と他系統を隔離する弁は、直列に2弁設置することで、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統及び機器を確実に隔離することにより、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、原子炉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、原子炉格納容器スプレイを行う場合においても、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は原子炉格納容器スプレイを停止する運用とする。

(v) 原子炉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電気作動の隔離弁は、全交流動力電源喪失した場合でも、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代替直流電源設備より受電により中央制御室での操作が可能な設計とする。また、隔離弁の設置場所と異なる原子炉建屋内の原子炉棟外からも操作が可能となるように遠隔手動弁操作設備を設け、人力により確実に操作可能な設計とする。

(vi) 原子炉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は、重大事故等時の作業員の放射線防護を考慮し、隔離弁の設置場所と異なる原子炉建屋内の原子炉棟外からも操作が可能となるように遠隔手動弁操作設備を設け、人力により確実に操作可能な設計とする。また、必要に応じて遮蔽材を設置することで、作業員の放射線防護を考慮した設計とする。

(vii) ベント時に系統内を通過する可燃性ガスによる爆発を防止するため、系統

待機時は系統内を窒素で不活性化する。このため、フィルタ装置から放出口へ至る配管上には、窒素封入時に大気と隔離するため、原子炉格納容器からの排気圧力(427kPa[gage])と比較して十分低い差圧100kPaにて開放する圧力開放板を設ける設計とし、原子炉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)原子炉格納容器フィルタベント系と原子炉格納容器との接続位置は、サブ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、いずれの経路からもベント操作を実施可能な設計とする。

サブプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器ベントでは、サブプレッションチェンバ水面からの高さを確保すること、また、ドライウエル側からの原子炉格納容器ベントでは、有効燃料棒上端高さよりも高い接続位置とすることにより、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)フィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより、使用後に高線量となるフィルタ装置等から作業員が受ける被ばくを低減できる設計とする。また、フィルタ装置に接続する配管等は、原子炉建屋原子炉棟内に設置するが、重大事故等時のアクセスルートや作業エリアの放射線量率に影響する箇所については、必要に応じて遮蔽体を設置することにより、原子炉建屋内での作業における被ばく低減を行うこととしている。

(3) 原子炉格納容器フィルタベント系と代替循環冷却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)

原子炉格納容器フィルタベント系及び代替循環冷却系は、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。

原子炉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電気作動の隔離弁は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により中央制御室から操作が可能であり、さらに、人力により確実に操作可能な設計とすることで、常設代替交流電源設備からの給電が可能な代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプI)は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の原子炉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。

原子炉補機代替冷却水系の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧

力開放板は原子炉建屋原子炉棟内に設置し、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に、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屋原子炉棟内の異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系と代替循環冷却系は、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、代替循環冷却系と原子炉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。

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、3.7.2.3項に詳細を示す。

(4) 自主対策設備の整備（原子炉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設備）

原子炉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。

(i) 原子炉格納容器 pH 調整系の設置

設置許可基準規則解釈第3項 b) i) に関連する自主対策設備として、原子炉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、原子炉格納容器 pH 調整設備を設ける。

本システムは、原子炉格納容器pH調整系ポンプにより、原子炉格納容器pH調整系貯蔵タンク内の水酸化ナトリウム水溶液を原子炉格納容器pH調整系配管から原子炉格納容器内に注入可能な設計とする。

(ii) 原子炉格納容器フィルタベント系薬液補給装置の設置

設置許可基準規則解釈第3項 b) i) に関連する自主対策設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際、フィルタ装置内のスクラバ溶液が酸性化することを防止し、フィルタ装置のスクラバ溶液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、原子炉格納容器フィルタベント系薬液補給装置を設ける。なお、スクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有することにより、ベントを実施した場合でもアルカリ性を維持可能な設計としている。

本システムは、可搬の薬液補給装置により、及びを原子炉格納容器フィルタベント系配管からフィルタ装置に注入可能な設計とする。

また、本設備は、事故後8日目以降に使用するものである。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3.7.2 重大事故等対処設備

#### 3.7.2.1 代替循環冷却系

##### 3.7.2.1.1 設備概要

代替循環冷却系は、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ことを目的として設置する。

代替循環冷却系は、サプレッションチェンバのプール水を代替循環冷却ポンプにより原子炉圧力容器への注水又は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水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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可能な設計とする。

代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系熱交換器、電源設備（常設代替交流電源設備）、計装設備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、弁及びストレーナ並びにスプレイ管、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經由し、代替循環冷却ポンプに供給される。代替循環冷却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残留熱除去系熱交換器を經由し原子炉圧力容器への注水又は原子炉格納容器内へスプレイが可能な設計とする。

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、ベント管からサプレッションチェンバに戻ることにより、循環冷却ラインを形成する。また、原子炉格納容器内へスプレイされた系統水も同様に、ベント管からサプレッションチェンバに戻ることにより、循環冷却ラインを形成する。

本系統は、全交流動力電源が喪失した場合でも、常設代替交流電源設備から受電することが可能な設計とする。

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又は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又は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、代替循環冷却系を使用する場合は、原子炉補機代替冷却水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、代替循環冷却系の機能を確保する際に使用する系統からの放射性物質の放出を防止するため、代替循環冷却系による循環ラインは閉ループにて構成する。

代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ（タイプ I）、電源設備である常設代替交流電源設備、計装設備、燃料補給設備である軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ、流路であるホース、除熱用ヘッド、原子炉補機冷却水系の配管、弁、サージタンク

及び残留熱除去系熱交換器等から構成される。

熱交換器ユニットは、海水を冷却源とした熱交換器、淡水ポンプ等で構成され、移動可能とするために熱交換器、淡水ポンプ等は車両に搭載する設計とする。また、熱交換器ユニット内に海水ストレーナを設置し、熱交換器への異物混入による性能低下を防止する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、海を水源とし、熱交換器ユニットの熱交換器に送水し、熱交換後の海水を海へ排水することにより、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の淡水側は、熱交換器ユニットの淡水側と接続口をホースにより接続し、海水側は、熱交換器ユニットの海水側と大容量送水ポンプ（タイプ I）をホースにより接続することで流路を構成可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器ユニットの熱交換器で除熱した淡水を、熱交換器ユニットの淡水ポンプによりホース及び接続口を経由して原子炉補機冷却水系に送水し、残留熱除去系熱交換器で熱交換した淡水は、接続口及びホースを経由して熱交換器ユニットに戻る循環ラインを形成する設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

本システムの操作に当たっては、中央制御室及び設置場所での弁操作により系統構成を行った後、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）に付属する操作スイッチにより、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し運転を行う。

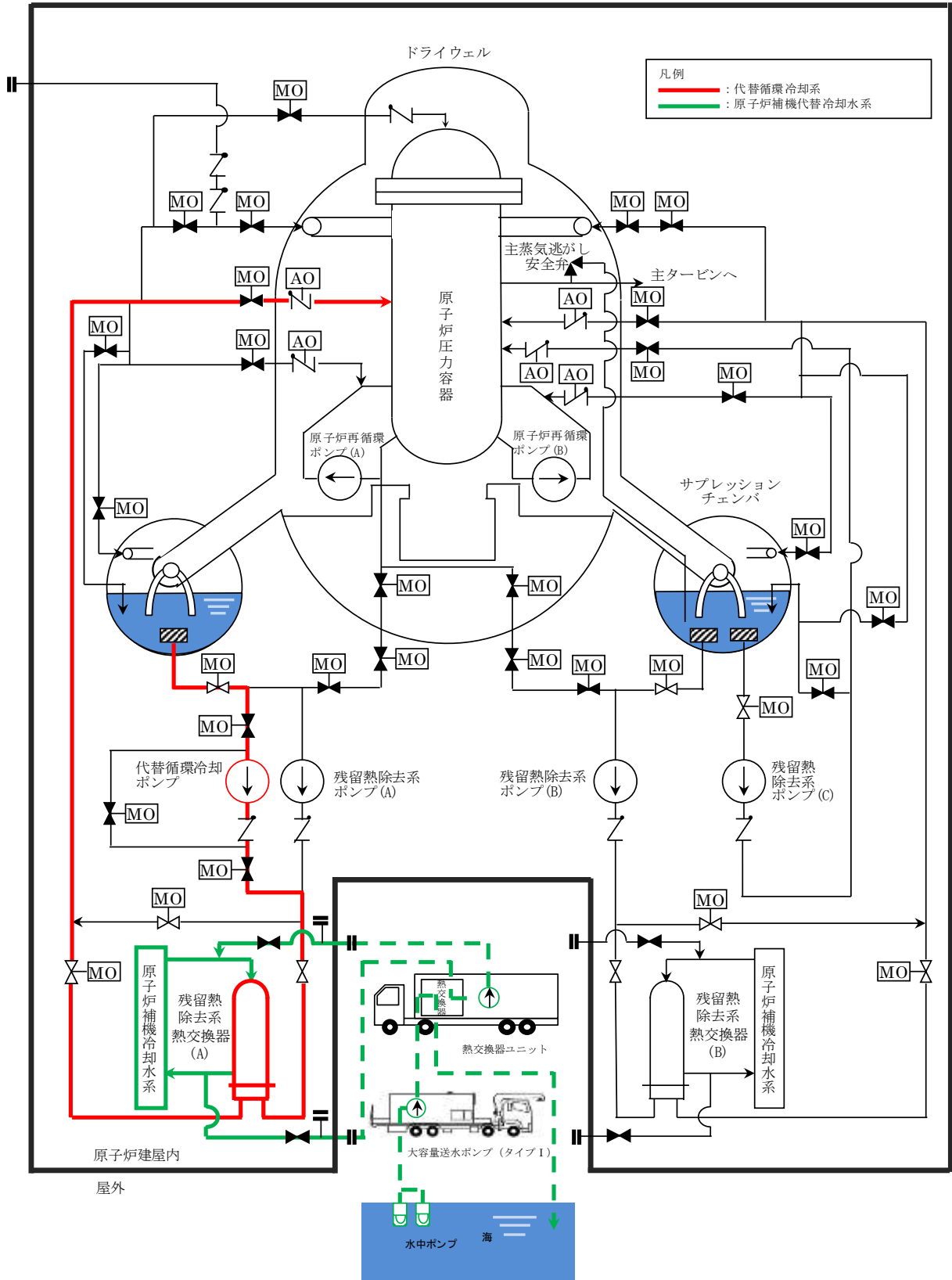
原子炉補機代替冷却水系の系統構成に必要な電気作動弁は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から受電可能な設計とする。

ガスタービン発電機の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電設備軽油タンクよりガスタービン発電設備燃料移送ポンプを用いて補給可能な設計とする。

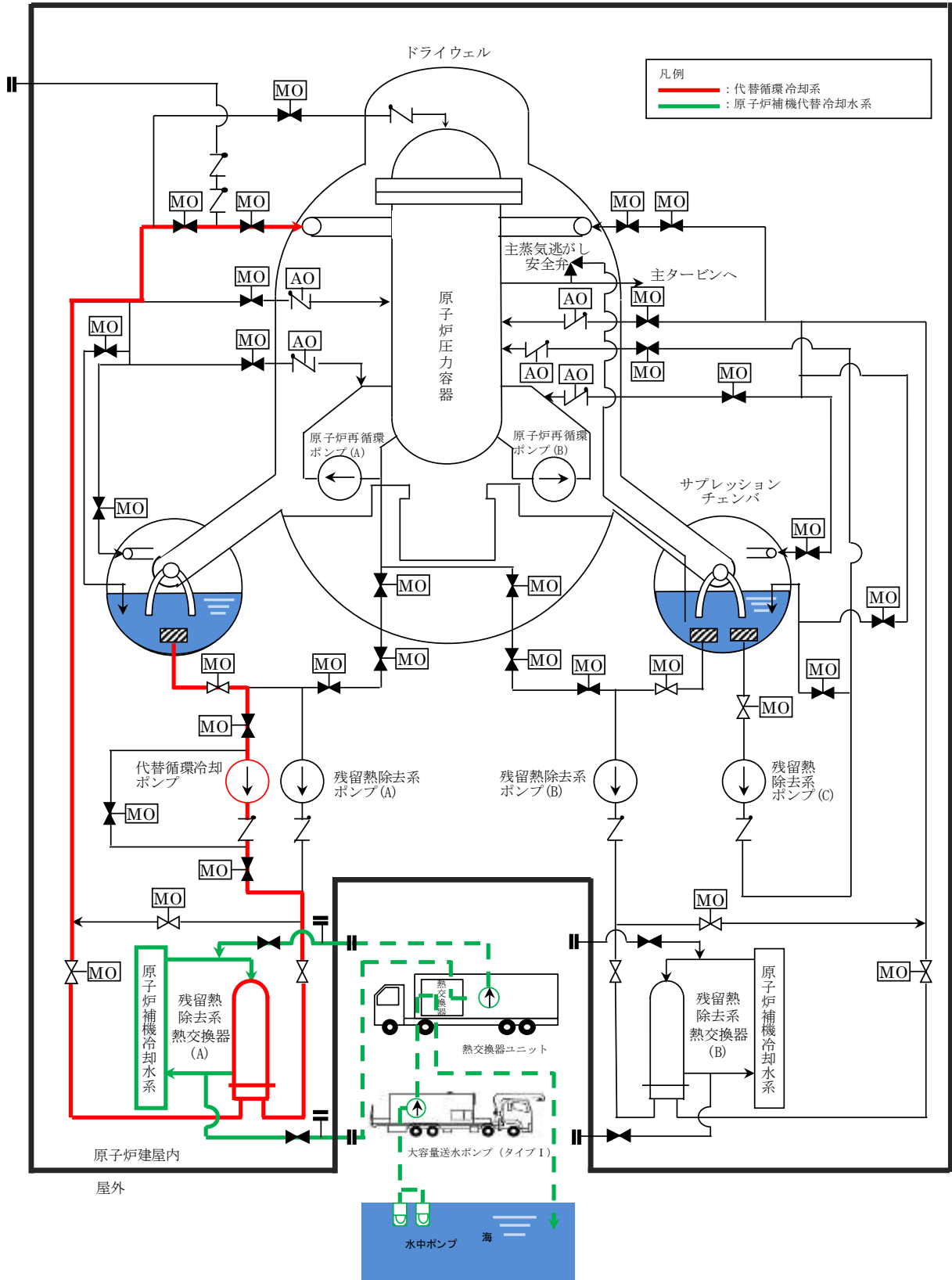
熱交換器ユニットを使用する際に接続する接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、位置的分散を図った建屋の複数箇所に設置する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統への注水設備及び水の供給設備並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する設計とする。

本システムに関する系統概要図を図3.7-1及び図3.7-2、本システムに関する重大事故対処設備一覧を表3.7-1 に示す。



第 3.7-1 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図  
(代替循環冷却系による原子炉注水)



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  
(代替循環冷却系による原子炉格納容器スプレイ)

表 3.7-1 代替循環冷却系に関する重大事故等対処設備

設備区分	設備名
主要設備	代替循環冷却ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】
附属設備	ホース延長回収車【可搬】
水源*1	サ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】 原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク【常設】 ホース，除熱用ヘッダ，接続口【可搬】 スプレイ管【常設】 非常用取水設備 取水口【常設】 取水路【常設】 海水ポンプ室【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】 原子炉格納容器【常設】
電源設備*2 （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】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 代替所内電気設備 ガスタービン発電機接続盤【常設】 緊急用高圧母線 2F 系【常設】 緊急用高圧母線 2G 系【常設】 緊急用動力変圧器 2G 系【常設】 緊急用低圧母線 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2C 系【常設】 非常用高圧母線 2C 系【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】



計装設備*3	代替循環冷却ポンプ出口流量【常設】 サプレッションプール水温度【常設】 原子炉格納容器下部水位【常設】 ドライウエル水位【常設】 ドライウエル温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【常設】 圧力抑制室水位【常設】
--------	---

\*1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2：単線結線図を補足説明資料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。

\*3：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) 代替循環冷却ポンプ

種類	: うず巻形
容量	: 150m <sup>3</sup> /h/台
全揚程	: 80m
最高使用圧力	: 3.73MPa[gage]
最高使用温度	: 186℃
個数	: 1
取付箇所	: 原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span> （原子炉建屋内の原子炉棟外）
原動機出力	: 90kW

#### (2) 残留熱除去系熱交換器

容量	: 約8.8MW
伝熱面積	: 約 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 30px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span> m <sup>2</sup>
個数	: 1

#### (3) 熱交換器ユニット

容量	: 20.0 MW/個（海水温度26℃において）
最高使用圧力	: 淡水側1.18 MPa[gage]／海水側1.20 MPa [gage]
最高使用温度	: 淡水側70℃／海水側50℃
個数	: 3（うち予備1）

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

設置場所 : 屋外 (原子炉建屋付近)  
保管場所 : 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)

(熱交換器)

伝熱面積 :  m<sup>2</sup>/式  
個数 : 1 式

(淡水ポンプ)

種類 : うず巻形  
容量 : 730 m<sup>3</sup>/h/個  
揚程 : 70 m  
最高使用圧力 : 1.18 MPa [gage]  
最高使用温度 : 70 °C  
原動機出力 :  kW  
個数 : 1

(4) 大容量送水ポンプ (タイプ I) \*1

種類 : うず巻形  
容量 : 1,440 m<sup>3</sup>/h/個以上  
揚程 : 122 m  
最高使用圧力 : 0.9 MPa[gage]\*2, 1.2MPa[gage]\*3,4  
最高使用温度 : 50°C  
個数 : 5 (うち予備 1) \*5  
設置場所 : 屋外 (淡水貯水槽 (No. 1) \*2, 淡水貯水槽 (No. 2) \*2, 取水口\*3,4 及び海水ポンプ室\*3,4)  
保管場所 : 屋外 (第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア)  
原動機出力 :  kW

\*1 : 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備, 並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する。

\*2 : 淡水貯水槽を水源とし, 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへ

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

の補給」に使用する場合を示す。

\*3 : 「原子炉補機代替冷却水系」に使用する場合を示す。

\*4 : 海を水源とし、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレー冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレー系及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合を示す。

\*5 : 「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレー冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレー系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として1台、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として1台使用する。

### 3.7.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.7.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合状況

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

###### (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。

代替循環冷却ポンプは、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する設備であり、代替循環冷却系で使用する残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋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屋内の原子炉棟外、原子炉建屋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3.7-2に示す設計とする。

代替循環冷却ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットは、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、原子炉建屋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、表3.7-3に示す設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）は、屋外の第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアに保管し、重大事故等時は、屋外の取水口又は海水ポンプ室に設置する設備である

ことから、想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能が有効に発揮することができるよう、表 3.7-3 に示す設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

また、代替循環冷却系運転後における配管等の周囲の線量低減のため、フラッシングが可能な設計とする。

(50-4, 50-5, 50-8, 50-9)

表 3.7-2 想定する環境条件及び荷重条件  
(代替循環冷却ポンプ，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	原子炉建屋内の原子炉棟外，原子炉建屋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。
屋外の天候に影響	原子炉建屋内の原子炉棟外，原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，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設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外，原子炉建屋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	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.7-3 想定する環境条件及び荷重条件  
(熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I))

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	常時海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，輪留め等により固定可能な設計とする。
風 (台風)・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても，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 項第二号)

(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」に示す。

代替循環冷却ポンプの起動および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り操作が可能な設計とする。中央制御室の制御盤の操作器，表示器及び銘板は，操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し，また，十分な操作空間を確保することで，確実に操作可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは，原子炉建屋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車両設計とするとともに，設置場所にて輪留め等で固定可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) は，海水ポンプ室又は取水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車両設計とするとともに，設置場所にて輪留め等で固定可能な設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I) は，付属の操作スイッチから起動する設計とする。熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I) の操作は，操作者の操作性，監視性及び識別性を考慮し，また，十分な操作空間を確保することで，確実に操作可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用するホースの接続作業は、特殊な工具及び技量を必要としない、簡便な接続方式である嵌合構造とし、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。

原子炉補機代替冷却水系の操作に必要な弁のうち、原子炉建屋原子炉棟内に設置する RCW 代替冷却水不要負荷分離弁(A), RCW 代替冷却水 FPC 負荷分離弁(A) 及び RHR 熱交換器(A)冷却水出口弁は、いずれも中央制御室の操作スイッチによる遠隔操作で弁を開閉することが可能な設計とする。中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

また、原子炉補機代替冷却水系の操作に必要な弁のうち、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する RCW ポンプ(A)吸込弁, RCW ポンプ(C)吸込弁, RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁(A), RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁(A) 及び屋外の熱交換器ユニットに設置する淡水ポンプ出口弁は、設置場所での操作が可能な設計とし、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

また、代替循環冷却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、残留熱除去系に大容量送水ポンプ（タイプ I またはタイプ II）から外部水源を供給することにより、逆洗操作を実施する。

表3.7-4に操作対象機器の操作場所を示す。

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

表 3.7-4 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法
代替循環冷却ポンプ	起動・停止	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作
RHR ポンプ (A) S/C 吸込弁	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作
代替循環冷却ポンプ吸込弁	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作
代替循環冷却ポンプ流量調整弁	全閉→調整開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作
RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	全開→調整開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作
RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作
RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	全閉→調整開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作
RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作
熱交換器ユニット	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作
大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作
ホース	ホース接続	屋外	屋外	手動操作
淡水ポンプ出口弁	全閉→調整開	屋外	屋外	手動操作
RCW ポンプ (A) 吸込弁	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作
RCW ポンプ (C) 吸込弁	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作
RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (A)	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作
RCW 代替冷却水 FPC 負荷分離弁 (A)	全開→全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作
RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作
RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作
RHR 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	全閉→調整開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	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 項第三号)

(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。

代替循環冷却系及び残留熱除去系熱交換器は、表 3.7-5 及び表 3.7-6 に示す

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

ように発電用原子炉の運転中に機能・性能試験，弁動作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，弁動作試験と分解検査，開放検査，外観検査が可能な設計とする。

代替循環冷却ポンプは，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（軸，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り外して，熱交換器部品（伝熱管等）の状態を確認する開放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，サプレッションチェンバを水源とし，代替循環冷却ポンプを起動させサプレッションチェンバ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・性能試験及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。なお，RHR A系 LPCI 注入隔離弁，RHR A系 LPCI 注入試験可能逆止弁，RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁及び RHR A系格納容器スプレイ隔離弁については，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弁開閉試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

(50-6)

表 3.7-5 代替循環冷却系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能，漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ各部の状態を目視等で確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

表 3.7-6 残留熱除去系熱交換器の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	漏えい有無の確認
停止中	漏えい試験	漏えい有無の確認
	開放検査	熱交換器部品の表面状態を，目視等で確認
	外観検査	熱交換器外観の確認

原子炉補機代替冷却水系は，表 3.7-7 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験，弁動作試験，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水系に使用する熱交換器ユニットは、発電用原子炉の運転中又は停止中に運転性能（吐出圧力、流量）及び漏えいの有無を確認可能な設計とするとともに、淡水ポンプ及び熱交換器等を分解し、内部構成部品の状態を目視等で確認することが可能な設計とする。また、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。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）を水源とする他系統と独立したテストラインにより、運転性能（吐出圧力、流量）及び漏えいの有無を確認可能な設計とする。また、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。

原子炉補機代替冷却水系に使用するホース及び除熱用ヘッダは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、腐食等の有無を目視で確認することが可能な設計とする。

また、原子炉補機代替冷却水系の弁は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、弁の動作試験を実施することで機能・性能の確認が可能な設計とする。

(50-6)

表 3.7-7 原子炉補機代替冷却水系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	運転性能の確認、漏えいの有無の確認、車両運転状態の確認
	弁動作試験	弁の開閉動作の確認
	分解検査	熱交換器ユニットの淡水ポンプ、熱交換器等を分解し、各部を目視等で確認
	外観検査	き裂、腐食等の有無を目視で確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(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。

代替循環冷却系は、本来の用途以外の用途には使用しない。

なお、代替循環冷却系は、通常時に使用する残留熱除去系から重大事故等時

に対処するために系統構成を切り替える必要がある。切り替え操作として代替循環冷却ポンプ吸込弁の全開操作を実施し、代替循環冷却ポンプ流量調整弁の開操作を行う。

これらの弁については、中央制御室での操作スイッチによる操作により容易に操作可能な設計とすることで、図 3.7-3 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。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、本来の用途以外の用途には使用しない。

なお、原子炉補機代替冷却水系は、通常時に使用する系統である原子炉補機冷却水系から重大事故等時に対処するために系統を切り替える必要がある。原子炉補機代替冷却水系 A 系への切り替え操作として、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の移動、設置、起動操作、RCW 代替冷却水不要負荷分離弁(A)、RCW 代替冷却水 FPC 負荷分離弁(A)、RCW ポンプ吸込弁(A)及びRCW ポンプ吸込弁(C)の全閉操作、RHR 熱交換器(A)冷却水出口弁及び淡水ポンプ出口弁の調整開操作を行う。

これらの弁については、中央制御室での操作スイッチによる操作及び設置場所での手動操作により容易に操作可能な設計とすることで、図 3.7-4 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。

(50-5)

		経過時間 (時間)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	
手順の項目	要員 (数)	四分 代替循環冷却系運転開始										
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	中央制御室運転員A	1	電源確認 <sup>※1</sup>	系統構成 <sup>※2</sup>	ポンプ起動 <sup>※2</sup>							

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.7-3 代替循環冷却系のタイムチャート\*

		経過時間 (時間)											備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	
手順の項目	要員 (数)	原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保 7時間35分											
原子炉補機代替冷却水系A系による補機冷却水確保 (海水ポンプ室から海水を取水する場合)	中央制御室運転員A	1	電源確認 <sup>※1</sup>	系統構成 <sup>※2</sup>								送水状況監視	
	現場運転員B, C	2	系統構成 <sup>※3</sup>	扉開放 (熱交換器ユニット接続口 (建屋内) を使用する場合のみ) <sup>※4</sup>								水張り <sup>※5</sup>	
	重大事故等対応要員A~C	3	保管場所への移動 <sup>※6</sup>	防潮壁扉の開放 <sup>※7</sup>								大容量送水ポンプ (タイプI) の移動・設置 <sup>※8</sup>	
	重大事故等対応要員D~F	3	保管場所への移動 <sup>※6</sup>	熱交換器ユニットの移動 <sup>※10</sup>								大容量送水ポンプ (タイプI) の起動 <sup>※9</sup>	
			送水準備, 送水 (熱交換器ユニット (海水側) 水張り, 系統確認) <sup>※9</sup>										
			送水準備, 送水 (熱交換器ユニット水張り, 系統確認) <sup>※12</sup>										
												熱交換器ユニットの起動 <sup>※12</sup>	

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4: 類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプI) の保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び4保管エリア、熱交換器ユニットの保管場所は第1保管エリア、第3保管エリア及び4保管エリア  
 ※6: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※7: 設計状況を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※8: 大容量送水ポンプ (タイプI) の移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ (タイプI) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※9: 大容量送水ポンプ (タイプI) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※10: 熱交換器ユニットの移動距離として、第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※11: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※12: 熱交換器ユニットの設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.7-4 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保 タイムチャート (A系接続) (海水ポンプ室から海水を取水する場合) \*

\*: 「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1.7で示すタイムチャート (原子炉補機代替冷却系については1.5で示すタイムチャートを示す)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(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。

代替循環冷却系は、通常時は残留熱除去系と隔離する系統構成としており、残留熱除去系へ悪影響を及ぼさない設計とする。取合い系統との隔離弁を表 3.7-8 に示す。

代替循環冷却系を用いる場合は、弁操作により重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、サブ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、代替循環冷却系は閉ループにて構成する設計とする。

代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、通常時に接続先の系統と分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、取合い系統である原子炉補機冷却水系と隔離可能な弁を設置することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。取合い系統との隔離弁を表 3.7-8 に示す。

また、原子炉補機代替冷却水系を用いる場合は、弁操作によって、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。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、保管場所において転倒しないことを確認することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

なお、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、重大事故等時において、代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱と燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を同時に使用するため、各系統の必要な除熱量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

(50-4, 50-5, 50-6)

表 3.7-8 代替循環冷却系の通常時における他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
残留熱除去系	代替循環冷却ポンプ吸込弁	電気作動	通常時閉
	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	電気作動	通常時閉
原子炉補機冷却水系	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	手動弁	通常時閉
	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	手動弁	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(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。

代替循環冷却系の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.7-4 に示す。これらの設備は全て操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ない中央制御室で操作可能な設計とする。

また、代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.7-4 に示す。このうち、屋外で操作する熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ(タイプ I)及びホースは屋外にあり、設置場所及び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。また、中央制御室及び原子炉建屋内の原子炉棟外にて操作を行う機器は、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。

代替循環冷却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、可能な限り主ラインから最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運用とする。

また、代替循環冷却系が機能喪失した場合に必要な操作及び監視、代替循環冷却系の運転と同時に必要な操作、代替循環冷却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、代替循環冷却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、残留熱除去系に大容量送水ポンプ（タイプ I）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)

3.7.2.1.3.2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第一号）

(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。

代替循環冷却系は、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。

代替循環冷却ポンプの容量は、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容量を有する設計とする。

代替循環冷却系の流量としては、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）代替循環冷却系を使用する場合」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量 150m<sup>3</sup>/h 又は、「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレー流量 150m<sup>3</sup>/h とする。

代替循環冷却ポンプは、水源と移送先の圧力差及び静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を考慮し、代替循環冷却ポンプ 1 台運転で注水流量 150m<sup>3</sup>/h 達成可能な設計とする。

代替循環冷却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ブプレッションチェンバのプール水温約 150℃の場合において約 14.7MW であるが、重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積に対して、設計基準事故対処設備として想定する条件での必要伝熱面積が大きいことから、設計基準事故対処設備としての海水温度 26℃、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 8.8MW とする。

(50-7)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第二号）

(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。

代替循環冷却系は, 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 項第三号)

(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。

代替循環冷却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原子炉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可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は原子炉建屋原子炉棟内に設置し, 代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に, 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格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板とは異なる区画の原子炉建屋原子炉棟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。

代替循環冷却ポンプは, 設計基準事故対処設備である残留熱除去系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, 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水系の常設設備である熱交換器ユニット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熱交換器ユニット及び大容量送水車 (熱交換器ユニット用) を設置する。「(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項七)」の適合性で示す。

(50-2, 50-4, 50-5)

### 3.7.2.1.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項第一号）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉補機代替冷却水系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器の除熱をするために必要な熱交換器の容量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な熱交換量及びポンプ流量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器ユニット1台及び大容量送水ポンプ（タイプ I）1台を1式として使用し、代替循環冷却系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている容量である14.7 MW以上を除熱可能な設計とする。

なお、熱交換器ユニットの熱交換量は20.0 MW、大容量送水ポンプ（タイプ I）の流量1200m<sup>3</sup>/hとして設計することで、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」シナリオにおいて原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系の運転を行う場合又は有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」若しくは「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合において、同時に重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を行った場合に必要な容量を確保可能な設計とする。

熱交換器ユニットは、1台で使用することから、保有数は2セットで2台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで1台の合計3台を確保する。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として1台、また、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統への注水設備及び水の供給設備との同時使用時にはさらに1台を使用することから、1セット2台使用する。保有数は2セットで4台、故障時の



バックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで1台の合計5台を確保する。

(50-7)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項第二号）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットと接続口の接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

熱交換器ユニットから除熱用ヘッダまでのホース及び接続部は、口径を300Aに統一する設計とする。

除熱用ヘッダから接続口までのホース及び接続部は、口径を200Aに統一する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）と熱交換器ユニットとの接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプI）から熱交換器ユニットまでのホース及び接続部は、口径を300Aに統一する設計とする。

熱交換器ユニットから海までのホース及び接続部は、口径を300Aに統一する設計とする。

(50-4, 50-8)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項第三号）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

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

原子炉補機代替冷却水系に使用する接続口は、重大事故等時の環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。

具体的には、原子炉補機冷却水系 A 系に接続する接続口を原子炉建屋  に 1 箇所及び原子炉建屋内の原子炉棟外に 1 箇所設置し、位置的分散を図る設計とする。

(50-8)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第四号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、屋外で使用する設備であり、想定される重大事故等時における放射線を考慮しても、設置及び接続口への接続作業が可能であると想定している。仮に放射線量が高い場合は、放射線量を測定し、線源からの離隔距離をとり放射線量が低い場所に設置すること等により、設備の設置及び常設設備との接続を可能とする。なお、設置場所での接続作業は、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、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 項第五号）

(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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(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。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器並びに常設重大事故等対処設備である原子炉格納容器フィルタベント系と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する設計とする。

(50-9)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第六号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、通常時は第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管し、想定される重大事故等時においても、保管場所から設置場所までの経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、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 項第七号）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

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

原子炉補機代替冷却水系は，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，熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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 3.7-9 に示す設計とすることにより，設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）及び常設重大事故等対処設備である原子炉格納容器フィルタベント系に対して，多様性を有し，位置的分散を図る設計とする。

また，最終ヒートシンクについても，原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）及び原子炉補機代替冷却水系が海であることに對し，原子炉格納容器フィルタベント系は大気とし，多様性を図る設計とする。

(50-2, 50-4, 50-5, 50-8, 50-9)

表 3.7-9 多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む)	原子炉補機 代替冷却水系	原子炉格納容器 フィルタベント系
ポンプ (淡水)	原子炉補機冷却水ポンプ	熱交換器ユニット	-
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 1em; height: 1em;"></span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	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)	
ポンプ (海水)	原子炉補機冷却海水ポンプ	大容量送水ポンプ (タイプI)	-
	屋外 (海水ポンプ室)	屋外 (第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び 第4保管エリア)	
熱交換器	原子炉補機冷却水系熱交換器	熱交換器ユニット	-
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 1em; height: 1em;"></span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	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)	
最終 ヒートシンク	海	海	大気
駆動電源 (ポンプ(淡水))	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	不要 (付属空冷式ディーゼルエンジン)	不要
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 1em; height: 1em;"></span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	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)	
駆動電源 (ポンプ(海水))	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	不要 (付属空冷式ディーゼルエンジン)	不要
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 1em; height: 1em;"></span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外 (第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び 第4保管エリア)	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.7.2.2 原子炉格納容器フィルタベント系

#### 3.7.2.2.1 設備概要

原子炉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、原子炉格納容器内で発生する可燃性ガスを環境へ放出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、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、電源設備（所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備）、計装設備及び流路である原子炉格納容器調気系、原子炉格納容器フィルタベント系及び遠隔手動弁操作設備、排出元である原子炉格納容器（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、フィルタ装置出口側圧力開放板が破裂することで、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを、原子炉格納容器調気系の配管を経由して、フィルタ装置を通して原子炉建屋屋上に設ける放出口から大気へ逃がすことにより、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させることが可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントは、フィルタ装置による放射性物質の低減効果に加え、サプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果を期待し、サプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器ベントを基本とする。万一、サプレッションチェンバからのベント開始を確認できない場合は、ドライウエル側からの原子炉格納容器ベントを実施する。ドライウエル側からの原子炉格納容器ベントを実施する場合には、サプレッションチェンバ内のガスは、真空破壊装置を経由してドライウエルへ排出される。

本システムには、電気作動の隔離弁を設置し、原子炉格納容器からの排気は、この弁を開操作することにより行う。隔離弁は、全交流動力電源喪失した場合でも、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代替直流電源設備より受電が可能であり、さらに、遠隔手動弁操作設備を設けることで放射線量率の低い原子炉建屋の原子炉棟外から操作することができる。

ベンチュリスクラバは、ベンチュリノズル、スクラバ溶液等で構成し、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を捕集し、保持する。

スクラバ溶液は高アルカリ性水溶液であり、ベンチュリスクラバで捕集した粒子状放射性物質を保持するとともに、アルカリ性条件下で無機よう素の捕集と再揮発防止を図る。スクラバ溶液は待機時に十分な量の薬剤を保有することにより、ベントを実施した際に原子炉格納容器から移行する酸の量を保守的に想定しても、アルカリ性を維持することができる。また、ベント時に、フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱によりスクラバ溶液が減少した場合に、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、フィルタ装置へ水補給が可能な設計とする。

金属繊維フィルタは、粒子状放射性物質を捕集し、保持する。

放射性よう素フィルタには、吸着材（銀ゼオライト）を充填し、ベントガスを通過させることにより、有機よう素及び無機よう素を捕集する。

ベント時に系統内を通過する可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統待機時は系統内を窒素で不活性化する設計とする。使用後には、ベントガスに含まれる可燃性ガス及びフィルタ装置で捕集した放射性物質による水の放射線分解によって発生する可燃性ガスが系統内に滞留し、可燃限界に至ることを防止するため、可搬型窒素ガス供給装置により窒素を供給することで、系統内の掃気及び不活性化を行う設計とする。

また、フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、ベント時の可燃性ガスの滞留を防止する設計とする。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し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。

フィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより、使用後に高線量となるフィルタ装置等から作業員が受ける被ばくを低減できる設計とする。

本系統の系統概要図を図 3.7-5 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.7-10 に示す。

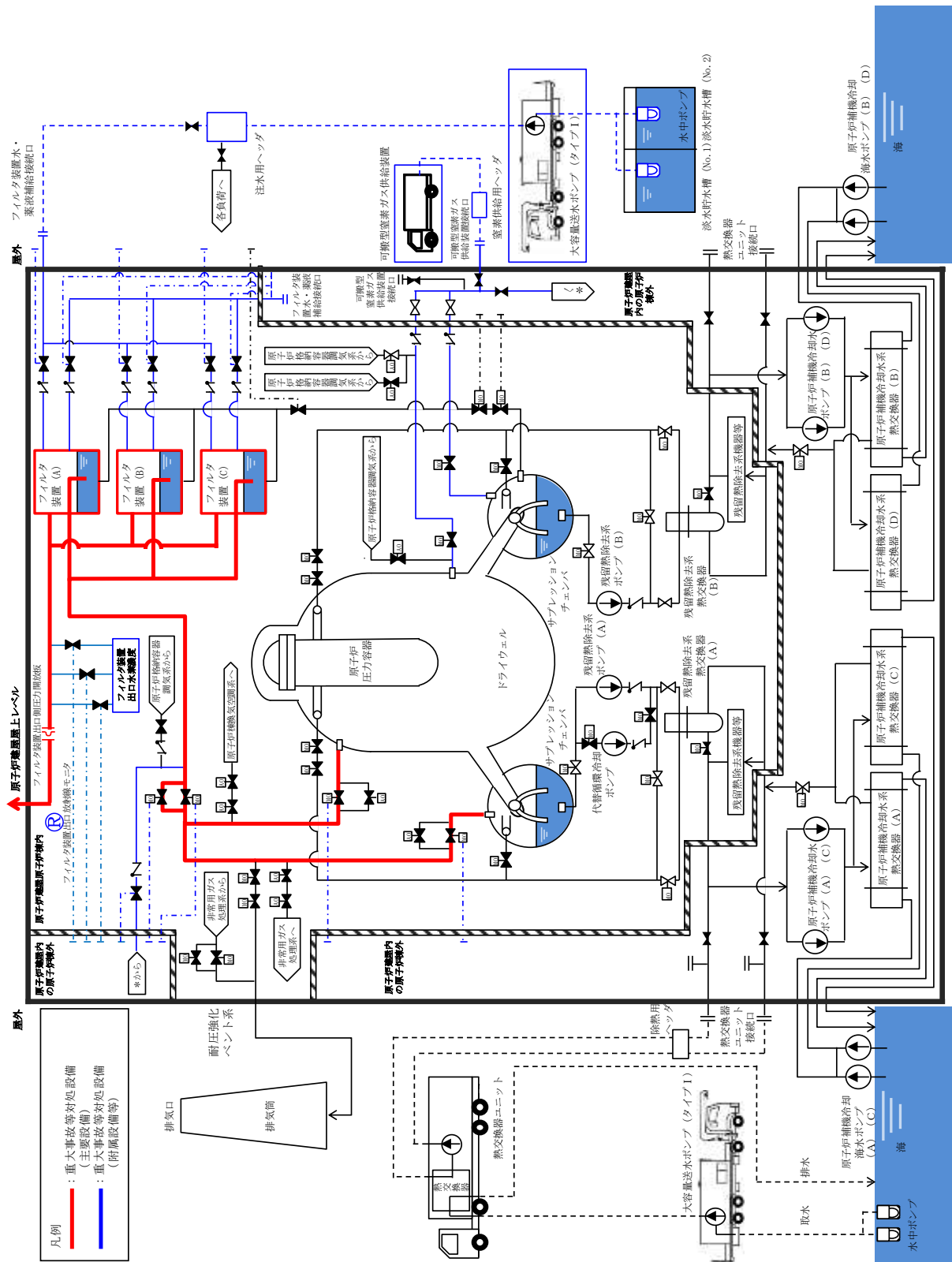


図 3.7-5 原子炉格納容器フィルタベント系系統概要図



表 3.7-10 原子炉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

設備区分	設備名
主要設備	フィルタ装置【常設】 フィルタ装置出口側圧力開放板【常設】
附属設備	可搬型窒素ガス供給装置【可搬】 遠隔手動弁操作設備【常設】 大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】 ホース延長回収車【可搬】
排出元	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）【常設】
水源 <sup>*1</sup>	淡水貯水槽（No. 1）【常設】 淡水貯水槽（No. 2）【常設】
流路	原子炉格納容器調気系 配管，弁【常設】 原子炉格納容器フィルタベント系 配管，弁【常設】 ホース，窒素供給用ヘッダ，接続口【可搬】 ホース・注水用ヘッダ・接続口【可搬】
注水先	フィルタ装置【常設】
電源設備 <sup>*2</sup>	所内常設蓄電式直流電源設備 125V 蓄電池 2A【常設】 125V 充電器盤 2A【常設】 上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設交流代替電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 125V 代替蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 電源車【可搬】 125V 代替充電器盤【常設】 125V 代替蓄電池【常設】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【常設】

(次項へ続く)

設備区分	設備名
計装設備*3	フィルタ装置入口圧力 (広帯域) 【常設】
	フィルタ装置出口圧力 (広帯域) 【常設】
	フィルタ装置水位 (広帯域) 【常設】
	フィルタ装置水温度 【常設】
	フィルタ装置出口放射線モニタ 【常設】
	フィルタ装置出口水素濃度 【常設】
	ドライウエル圧力 【常設】
	圧力抑制室圧力 【常設】
	ドライウエル温度 【常設】
	圧力抑制室内空気温度 【常設】
	サプレッションプール水温度 【常設】

\*1： 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2： 単線結線図を補足説明資料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。

\*3： 主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態。  
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.7.2.2.2 主要設備の仕様

#### (1) 原子炉格納容器フィルタベント系の機器仕様

##### a. フィルタ装置

材料 : スクラバ溶液 :

金属繊維フィルタ :

放射性よう素フィルタ : 銀ゼオライト

除去効率 : 99.9% (粒子状放射性物質に対して)  
99.8% (無機よう素に対して)  
98% (有機よう素に対して)

最高使用圧力 : 854kPa [gage]

最高使用温度 : 200°C

系統設計流量 : 10.0kg/s (原子炉格納容器圧力 427kPa [gage]において)

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

b. フィルタ装置出口側圧力開放板

設定破裂圧力（差圧）： 約 100kPa

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)

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。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は，原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内) 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屋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 3.7-11 に示す設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系の操作は，中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。また，電源喪失時においても，遠隔手動弁操作設備を設けることで，原子炉建屋内の原子炉棟外から人力操作が可能な設計とする。

(50-4, 50-5)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.7-11 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	原子炉建屋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。
屋外の天候に影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，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設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	原子炉建屋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	重大事故等時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。

原子炉格納容器フィルタベント系の操作に必要な弁は，いずれも中央制御室からの遠隔操作が可能な設計とする。また，電源喪失時においては，原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備により人力で操作可能な設計とする。

また，排気管に設置するフィルタ装置出口側圧力開放板は，原子炉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低い圧力で開放する設計とすることで操作が不要な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系使用時に，原子炉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（ベント用 SGTS 側隔離弁，ベント用 HVAC 側隔離弁，PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁）については，中央制御室において閉操作又は閉確認をすることが可能な設計とする。なお，非常用ガス処理系，原子炉建屋原子炉棟換気空調系及び耐圧強化ベント系には，原子炉格納容器フィルタベント系との隔離を確実にするため，通常時閉の隔離弁を直

列に2弁設置する。

中央制御室の制御盤の操作器，表示器及び銘板は，操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し，また，十分な操作空間を確保することで，確実に操作できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系の操作に必要な機器を表 3.7-12 に示す。

(50-4, 50-5)

表 3.7-12 原子炉格納容器フィルタベント系の操作対象設備リスト

設備名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
フィルタ装置 (A)	—	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	—	—	
フィルタ装置 (B)	—	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	—	—	
フィルタ装置 (C)	—	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	—	—	
フィルタ装置 出口側圧力開放板	閉止→破裂	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	—	—	
S/C ベント用出口隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	サプレッションチェンバからのベント時
	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	
D/W ベント用出口隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	ドライウェルからのベント時
	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	
FCVS ベントライン隔離弁 A	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	どちらか一方を開
	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	
FCVS ベントライン隔離弁 B	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
	全閉→全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	

(次項へ続く)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

設備名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
ベント用 HVAC 側隔離弁	全閉確認	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 ※1	
ベント用 HVAC 側止め弁	全閉確認	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 ※1	
ベント用 SGTS 側隔離弁	全閉確認	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 ※1	
ベント用 SGTS 側止め弁	全閉確認	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 ※1	
PCV 耐圧強化ベ ント用連絡配管 隔離弁	全閉確認	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 ※1	
PCV 耐圧強化ベ ント用連絡配管 止め弁	全閉確認	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 ※1	

※1 中央制御室にてランプ確認を行う

全閉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。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、表 3.7-13 に示すように、発電用原子炉の停止中に開放検査及び機能・性能試験が可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、発電用原子炉の停止中にマンホールを開放し、各部の目視点検が可能な設計とする。スクラバ溶液は、サンプリングを行い、濃度確認及び pH 確認が可能な設計とする。また、銀ゼオライトについては、サンプリングを行い、吸着性能確認が可能な設計とする。

フィルタ装置出口側圧力開放板は、ホルダーから取り外して、定期的に取り替えが可能な設計とする。

また、原子炉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主ラインを構成する電動弁については、表 3.7-13 に示すように発電

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

用原子炉の停止中に機能・性能試験及び弁動作試験が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中については、弁の開閉試験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、開閉試験は実施しない。また、機能性能試験として、原子炉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。

(50-6)

表 3.7-13 原子炉格納容器フィルタベント系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	スクラバ溶液濃度確認, pH 確認
		銀ゼオライト吸着性能確認
		漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	開放検査	各部の目視点検
		圧力開放板の取替

(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。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は、本来の用途以外の用途には使用しない。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを実施する場合には、流路に接続される弁を開操作することにより、ベントガスをフィルタ装置に導くことが可能である。

これらの操作は、中央制御室の操作スイッチによる操作が可能な設計とし、また、電源喪失時においては、原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備により人力で操作可能な設計とする。

これにより、図 3.7-6 及び図 3.7-7 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。

(50-5)

		経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
手順の項目	要員 (数)	15分 系統構成完了 (中央制御室から操作の場合) 1時間15分 系統構成完了 (現場から操作の場合)			
原子炉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 (現場操作含む) (系統構成)	中央制御室運転員A	1	電源確認 <sup>※1</sup> 系統構成 <sup>※2※3</sup>		
	現場運転員B, C	2	移動・系統構成 <sup>※3※4</sup>		

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※3: 中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施  
 ※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

		経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
手順の項目	要員 (数)	5分 減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合) 1時間55分 減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)			
原子炉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 (現場操作含む) (S/Cベントの場合)	中央制御室運転員A	1	ベント開始 <sup>※1※2</sup>		
	現場運転員B, C	2	防護具装備 <sup>※3</sup> 移動・ベント開始 <sup>※2※4</sup>		

※1: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※2: 中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施  
 ※3: 訓練実績に基づく装備時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.7-6 原子炉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 (サプレッションチェンバ側) のタイムチャート \*

		経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
手順の項目	要員 (数)	15分 系統構成完了 (中央制御室から操作の場合) 1時間15分 系統構成完了 (現場から操作の場合)			
原子炉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 (現場操作含む) (系統構成)	中央制御室運転員A	1	電源確認 <sup>※1</sup> 系統構成 <sup>※2※3</sup>		
	現場運転員B, C	2	移動・系統構成 <sup>※3※4</sup>		

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※3: 中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施  
 ※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

		経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
手順の項目	要員 (数)	5分 減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合) 1時間55分 減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)			
原子炉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 (現場操作含む) (D/Wベントの場合)	中央制御室運転員A	1	ベント開始 <sup>※1※2</sup>		
	現場運転員B, C	2	防護具装備 <sup>※3</sup> 移動・ベント開始 <sup>※2※4</sup>		

※1: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※2: 中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施  
 ※3: 訓練実績に基づく装備時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.7-7 原子炉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 (ドライウエル側) タイムチャート \*

\*: 「実用発電用原子炉にかか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。

原子炉格納容器フィルタベント系には, 非常用ガス処理系, 原子炉建屋原子炉棟換気空調系及び耐圧強化ベント系が接続される。

通常時に使用する系統としては, 表 3.7-14 のとおり, 原子炉格納容器調気系があるが, FCVS ベントライン隔離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原子炉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 3.7-15 のとおりである。

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に, それぞれの系統と隔離する弁は直列に 2 弁設置し, 流路構成することにより, 取合い系統に悪影響を及ぼさない設計とする。これらのうち, 原子炉格納容器フィルタベント系と非常用ガス処理系及び原子炉格納容器調気系を隔離する弁は, 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。また, 原子炉格納容器フィルタベント系と耐圧強化ベント系を隔離する弁は, 通常時閉の電気作動弁であり, 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。

(50-4, 50-5)

表 3.7-14 原子炉格納容器フィルタベント系の取合い系統との隔離弁（通常時）

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
原子炉格納容器調気系	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	電気作動	通常時閉
	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	電気作動	通常時閉

表 3.7-15 原子炉格納容器フィルタベント系の取合い系統との隔離弁(重大事故等時)

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
非常用ガス処理系	ベント用 SGTS 側隔離弁	空気作動	通常時閉 電源喪失時閉
	ベント用 SGTS 側止め弁	空気作動	通常時閉 電源喪失時閉
原子炉建屋原子炉棟 換気空調系	ベント用 HVAC 側隔離弁	空気作動	通常時閉 電源喪失時閉
	ベント用 HVAC 側止め弁	空気作動	通常時閉 電源喪失時閉
耐圧強化ベント系	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁※	電気作動	通常時閉
	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁※	電気作動	通常時閉

※ 耐圧強化ベント使用時に切替え操作が必要(中央制御室若しくは現場にて容易に切替え可能)

(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。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより、重大事故等対処設備の操作及び復旧作業に影響を及ぼさないものとする。

また、原子炉格納容器フィルタベント系の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.7-12 に示す。このうち、中央制御室で操作をする機器は、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。また、電源喪失時においては、操作場所を放射線量が高くなるおそれが少ない原子炉建屋内の原子炉棟外としているため操作が可能である。

(50-4)

### 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。

原子炉格納容器フィルタベント系は、重大事故等時に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。

ベント時には、ベントガス中に含まれる水蒸気の凝縮、スクラバ溶液に捕集された放射性物質による発熱等により、スクラバ溶液は増減するが、スクラバ溶液の水位については、想定される重大事故シナリオにおいて、フィルタ装置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。

スクラバ溶液の薬剤濃度は、無機よう素の捕集と再揮発防止を図るため、想定されるスクラバ溶液のpH低下要因に対しても、スクラバ溶液はアルカリ性を維持することができる十分な薬剤を保有し、無機よう素に対する除去効率が放射性よう素フィルタと組み合わせて、99.8%以上となる設計とする。

金属繊維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等時において原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合に、金属繊維フィルタへ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。

放射性よう素フィルタの吸着ベッド厚さについては、ベントガスの滞留時間を考慮し、ガス状放射性よう素の除去効率が98%以上となる設計とする。

フィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉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低い圧力（差圧約100kPa）で開放する設計とする。

(50-7)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

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

原子炉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。

原子炉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代替循環冷却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可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は, 原子炉建屋原子炉棟内に設置し, 代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に, 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, 原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

一方で, 原子炉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, 重大事故防止設備と整理しており, 設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 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。これらの詳細については, 3.5.2.2.2 項に記載のとおりである。

(50-4, 50-5)

### 3.7.2.3 原子炉格納容器フィルタベント系と代替循環冷却系の多様性及び可能な限りの独立性，位置的分散

原子炉格納容器フィルタベント系と代替循環冷却系は，同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.7-16 に示すとおり多様性，位置的分散を図った設計とする。原子炉格納容器フィルタベント系及び代替循環冷却系は，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。原子炉格納容器フィルタベント系は，人力により排出経路に設置される隔離弁を操作することで，原子炉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代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は，原子炉建屋  に設置する原子炉格納容器フィルタベント系から離れた屋外の複数個所に分散して保管することで，原子炉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。熱交換器ユニットの接続口は，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個所に設置する。原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は原子炉建屋原子炉棟内に設置し，代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に，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屋原子炉棟内の異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。原子炉格納容器フィルタベント系と代替循環冷却系は，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，原子炉格納容器フィルタベント系と代替循環冷却系は，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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.7-16 多様性, 位置的分散

項目	重大事故等対処設備		
	原子炉格納容器 フィルタベント系	代替循環冷却系	
ポンプ	不要 <sup>※1</sup>	代替循環冷却ポンプ 原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	
熱交換器		残留熱除去系熱交換器	熱交換器ユニット
		原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	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)
水源		サプレッションチェンバ	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)
潤滑方式		油浴方式	
冷却水		原子炉補機代替冷却水系	
駆動電源		常設代替交流電源設備	不要 (付属空冷式ディーゼルエン ジン)
		屋外 (緊急用電気品建屋 <input type="checkbox"/> )	屋外 (第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び 第4保管エリア)

※1 原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板については、原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内) の残留熱除去系熱交換器と異なる区画に設置する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】

#### 【設置許可基準規則】

(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)

第五十四条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。

2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。

b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。

3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) スプレー設備として、可搬型スプレー設備（スプレーノズル、スプレーライン及びポンプ車等）を配備すること。

b) スプレー設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。

c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。

4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。

a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であ

ること。

- b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。
- c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。



### 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

#### 3.11.1 設置許可基準規則第54条への適合方針

設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）、燃料プール冷却浄化系、及び燃料プール補給水系が有する使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する設備として、燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）を設ける。

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する設備として、燃料プールスプレイ系及び放水設備（大気への拡散抑制設備）を設ける。

ただし、臨界の防止については、以下の設備により設計基準対象施設である使用済燃料貯蔵ラックの形状を保持することで未臨界性を維持する。

(54-13)

#### (1) 燃料プール代替注水系（常設配管）の配備（設置許可基準規則解釈の第1項、第2項）

設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）、燃料プール冷却浄化系及び燃料プール補給水系が有する使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合においても使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、重大事故等対処設備として燃料プール代替注水系（常設配管）を設置する。

燃料プール代替注水系は、第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアに分散配備した大容量送水ポンプ（タイプI）を用い、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））を水源として、燃料プール冷却浄化系の配管を通じて使用済燃料プールへ注水することが可能な設計とする。

なお、使用済燃料プールに接続する燃料プール冷却浄化系戻り配管の破損時に、サイフォン現象によって使用済燃料プール水が漏えいした場合において、遮蔽必要水位以下に水位が低下することを防止するため、燃料プール冷却浄化系戻り配管上部の遮蔽必要水位以上の位置にサイフォンブレイク孔を設ける。

サイフォンブレイク孔は、使用済燃料プールの水位がサイフォンブレイク孔まで低下した時点で、受動的にサイフォン現象の継続を停止可能な設計とする。

(54-12)

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）の配備（設置許可基準規則解釈の第1項、第2項）

設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）、燃料プール冷却浄化系及び燃料プール補給水系が有する使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合においても使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、可搬型重大事故等対処設備として燃料プール代替注水系（可搬型）を配備する。

燃料プール代替注水系（可搬型）は、第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアに分散配備した大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用い、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））を水源として、使用済燃料プールへ注水が可能な設計とする。

(54-12)

(3) 燃料プールのスプレイ系の配備（設置許可基準規則解釈の第3項）

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するため、可搬型重大事故等対処設備として燃料プールのスプレイ系を配備する。

燃料プールのスプレイ系は、第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアに分散配備した大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用い、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））を水源として、使用済燃料プール内燃料体に直接スプレイすることで、燃料体の損傷を緩和することが可能であるとともに、スプレイ水による放射性物質の叩き落とし効果により、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減することが可能な設計とする。

(4) 放水設備（大気への拡散抑制設備）の配備（設置許可基準規則解釈の第3項c））

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、可搬型重大事故等対処設備として、放水設備（大気への拡散抑制設備）を配備する。

放水設備（大気への拡散抑制設備）は、第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリアに分散配備した大容量送水ポンプ（タイプⅡ）並びに第1保管エリア及び第4保管エリアに分散配備した放水砲を用い、海を水源として原子炉建屋へ放水することで、大気への放射性物質の拡散を抑制可能な設計とする。

なお、放水設備（大気への拡散抑制設備）については、「3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（設置許可基準規則第 55 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(5) 使用済燃料プール監視設備の設置（設置許可基準規則解釈の第 4 項）

使用済燃料プールの水位、温度及びプール上部の放射線量率について、使用済燃料プールに係る想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）を設置する。

また、使用済燃料プールの状態を監視するため、使用済燃料プール監視カメラを設置する。

上記の監視設備は、代替電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室で監視可能な設計とする。

(6) 技術的能力審査基準への適合のための設備の整備

重大事故等が発生した場合における使用済燃料プール水の蒸発による重大事故等対処設備への悪影響を防止するための対応設備として、以下を整備する。

(i) 燃料プール冷却浄化系の設置

重大事故等時において、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の機能喪失により、設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール水の冷却）及び燃料プール冷却浄化系が有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼすおそれがある場合において、使用済燃料プール内燃料体から発生する崩壊熱を除熱するため、常設重大事故等対処設備として燃料プール冷却浄化系を設置する。

燃料プール冷却浄化系は、原子炉補機代替冷却水系を用いることで、使用済燃料プール内燃料体から発生する崩壊熱を燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器により除熱可能な設計とする。

(7) 自主対策設備の整備

使用済燃料プールの冷却等のための自主対策設備として、以下を整備する。

(i) ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却等のための自主対策設備として、ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水手段を整備する。

ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水手段は、ろ過水ポンプを用い、ろ過水タンクを水源として、補給水系、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系の配管を通じて使用済燃料プールへ注水する。

- (ii) 燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ  
使用済燃料プールの冷却等のための自主対策設備として、燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ手段を整備する。

燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ手段は、大容量送水ポンプ（タイプ I）を用い、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源として、燃料プール冷却浄化系の配管を通じて使用済燃料プールへスプレイする。

- (8) 大規模損壊等発生時における使用済燃料プール水の漏えい緩和のための資機材の整備

大規模損壊等の重大事故等を超える事象により、使用済燃料プールの水位が著しく低下した場合において、平板鋼等により、使用済燃料プールからの漏えいを緩和する手段を整備する。資機材は、使用済燃料プールが設置されている原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）に保管する。

ただし、この手段では漏えいを緩和できない場合があること、重い平板鋼を使用するため作業効率が悪いことから、今後得られた知見を参考に、より効果的な漏えい緩和策を取り入れていく。

- (9) 燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールスプレイ系の海の利用

燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールスプレイ系の水源である代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水が枯渇した場合において、大容量送水ポンプ（タイプ II）を用いて、海水取水箇所（海水ポンプ室又は取水口）より、海水を淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）へ供給する設計とする。淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）から復水貯蔵タンクへの海水供給は、大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いて復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールを通じて復水貯蔵タンクへ補給可能な設計とする。

また、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）が使用できない場合は、大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いて、海水取水箇所（海水ポンプ室又は取水口）より、海水を直接、復水貯蔵タンクへ補給並びに使用済燃料プールへ注水及びスプレイする手段を整備している。

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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3. 11. 2 重大事故等対処設備

#### 3. 11. 2. 1 燃料プール代替注水系（常設配管）

##### 3. 11. 2. 1. 1 設備概要

燃料プール代替注水系（常設配管）は、設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）、燃料プール冷却浄化系及び燃料プール補給水系が有する使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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、大容量送水ポンプ（タイプ I）、計装設備、水源である代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））、燃料補給設備である軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリ、流路であるホース、注水用ヘッダ、接続口、燃料プール冷却浄化系の配管及び弁並びに注水先である使用済燃料プールから構成される。

本システムの系統概要図を図 3. 11-1 に、重大事故等対処設備一覧を表 3. 11-1 に示す。

本システムは、屋外に設置する大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））の水を燃料プール冷却浄化系の配管等を経由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止可能な設計とする。

本システムの操作に当たっては、大容量送水ポンプ（タイプ I）付属の操作スイッチにより、大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し、遠隔手動弁操作設備により屋外から原子炉建屋内の原子炉棟外の弁を操作し運転を行う。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）を使用する際に接続する接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、位置的分散を図った建屋の複数の異なる面に設置する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備、並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する設計とする。



表 3.11-1 燃料プール代替注水系（常設配管）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	大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】
附属設備	ホース延長回収車【可搬】
水源*1	淡水貯水槽（No. 1）【常設】 淡水貯水槽（No. 2）【常設】
流路	ホース・注水用ヘッダ・接続口【可搬】 燃料プール冷却浄化系配管・弁【常設】
注水先	使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）【常設】
電源設備 （燃料補給設備を含む）	燃料補給設備 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備*2	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）【常設】 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）【常設】 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）【常設】 使用済燃料プール監視カメラ【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：主要設備を用いた使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷緩和，臨界防止及び放射線の遮蔽対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態。

計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.11.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 大容量送水ポンプ（タイプ I）<sup>\*1</sup>

種類	: うず巻形
容量	: 1,440 m <sup>3</sup> /h/個以上
揚程	: 122 m
最高使用圧力	: 0.9 MPa[gage] <sup>*2</sup> , 1.2 MPa[gage] <sup>*3,4</sup>
最高使用温度	: 50 °C
個数	: 5（うち予備 1） <sup>*5</sup>
設置場所	: 屋外（淡水貯水槽（No. 1） <sup>*2</sup> , 淡水貯水槽（No. 2） <sup>*2</sup> , 取水口 <sup>*3,4</sup> 又は海水ポンプ室 <sup>*3,4</sup> ）
保管場所	: 屋外（第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び第 4 保管エリア）
原動機出力	: <input type="text"/> kW

\*1: 「低圧代替注水系（可搬型）, 原子炉格納容器代替スプレー冷却系, 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）, 燃料プール代替注水系（常設配管）, 燃料プール代替注水系（可搬型）, 燃料プールのスプレー系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備, 並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する。

\*2: 淡水貯水槽を水源とし, 「低圧代替注水系（可搬型）, 原子炉格納容器代替スプレー冷却系, 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）, 燃料プール代替注水系（常設配管）, 燃料プール代替注水系（可搬型）, 燃料プールのスプレー系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合を示す。

\*3: 「原子炉補機代替冷却水系」に使用する場合を示す。

\*4: 海を水源とし, 「低圧代替注水系（可搬型）, 原子炉格納容器代替スプレー冷却系, 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）, 燃料プール代替注水系（常設配管）, 燃料プール代替注水系（可搬型）, 燃料プールのスプレー系及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合を示す。

\*5: 「低圧代替注水系（可搬型）, 原子炉格納容器代替スプレー冷却系, 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）, 燃料プール代替注水系（常設配管）, 燃料プール代替注水系（可搬型）, 燃料プールのスプレー系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として 1 台, 「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として 1 台使用する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



### 3.11.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.11.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）は，屋外の第1保管エリア，第2保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリアに保管し，重大事故等時は，淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2）付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.11-2に示す設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプI）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。

(54-3, 54-4, 54-8)

表 3.11-2 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	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可能な設計とする（常時海水を通水しない）。なお，使用済燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，輪留め等で固定可能な設計とする。
風（台風）・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても，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 項第二号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（常設配管）を運転する場合は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置及びホースの接続が完了した後、大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し、燃料プール注水・スプレイ弁（常設配管）及び原子炉建屋北側燃料プール代替注水元弁（又は原子炉建屋東側燃料プール代替注水元弁）の全開操作を実施することで使用済燃料プールへの注水を行う。燃料プール代替注水系（常設配管）の運転に操作が必要な機器を表 3.11-3 に示す。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、大容量送水ポンプ（タイプ I）付属の操作スイッチから起動する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）の操作は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な車両設計するとともに、設置場所にて輪留め等で固定可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具及び技量を必要としない、簡便な接続方式である嵌合構造とし、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。

屋外の系統構成に必要な燃料プール注水・スプレイ弁（常設配管）は、設置場所にて操作可能な設計とする。原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する原子炉建屋北側燃料プール代替注水元弁（又は原子炉建屋東側燃料プール代替注水元弁）は、重大事故等時の作業性を考慮し、遠隔手動弁操作設備により屋外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。

(54-3, 54-4, 54-7)

表 3.11-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
大容量送水ポンプ（タイプI）	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作	
ホース	ホース接続	屋外	屋外	手動操作	
燃料プール注水・スプレイ弁（常設配管）	全閉→調整開	屋外	屋外	手動操作	注水用ヘッダ 付属弁
原子炉建屋北側燃料プール代替注水元弁	全閉→全開	屋外	屋外	手動操作	<input type="checkbox"/> 接続時
原子炉建屋東側燃料プール代替注水元弁	全閉→全開	屋外	屋外	手動操作	<input type="checkbox"/> 接続時

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（常設配管）は、表 3.11-4 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験、弁動作試験及び外観検査が可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）を水源とする他系統と独立したテストラインにより、運転性能（吐出圧力、流量）及び漏えいの有無を確認可能な設計とする。また、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。

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用するホース及び注水用ヘッダは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、腐食等の有無を目視で確認が可能な設計とする。

なお、燃料プール注水・スプレイ弁（常設配管）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、弁動作試験を実施することで機能・性能の確認が可能な設計とする。

また、原子炉建屋北側燃料プール代替注水元弁及び原子炉建屋東側燃料プール代替注水元弁については、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁動作試験を実施することで機能・性能の確認が可能な設計とする。

(54-5)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.11-4 燃料プール代替注水系（常設配管）の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中又は 停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えい有無の確認 車両走行状態の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	外観検査	き裂，腐食等の有無を目視で確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(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。

燃料プール代替注水系（常設配管）は，切り替えせずに使用可能な設計とする。

なお，燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の移動，設置，起動操作及び系統構成に必要な弁操作については，図 3.11-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに実施可能である。

(54-4)

		経過時間 (時間)										備考						
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10							
手順の項目	要員 (数)	6時間25分 燃料プール代替注水系 (常設配管) による使用済燃料プールへの注水																
燃料プール代替注水系 (常設配管) による使用済燃料プールへの注水	中央制御室運転員A	1	電源確認 <sup>※1</sup>									状況監視						
		重大事故等対応要員A~C	3	保管場所への移動 <sup>※2※3</sup>	大容量送水ポンプ (タイプI) の移動, 設置 <sup>※4</sup>						大容量送水ポンプ (タイプI) 起動 <sup>※5</sup>							
										送水準備・送水 (水張り・系統監視) <sup>※5</sup>								
	重大事故等対応要員D~F	3	保管場所への移動 <sup>※2※3</sup>	ホースの敷設, 接続 <sup>※6</sup>						送水準備・送水 (水張り・系統監視) <sup>※5</sup>								
	重大事故等対応要員G~I	3	保管場所への移動 <sup>※2※3</sup>	注水用ヘッダ運搬, 設置 <sup>※7</sup>						ホースの敷設, 接続 <sup>※6</sup>								

- ※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
- ※2: 大容量送水ポンプ (タイプI) の保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア
- ※3: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
- ※4: 大容量送水ポンプ (タイプI) の移動距離として, 第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ (タイプI) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※5: 大容量送水ポンプ (タイプI) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※6: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※7: 注水用ヘッダの運搬距離として, 第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間と注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.11-2 燃料プール代替注水系 (常設配管) による使用済燃料プールへの注水  
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 1.11 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

燃料プール代替注水系 (常設配管) は, 他の設備から独立して使用可能な設備とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プール代替注水系 (常設配管) に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) は, 通常時に接続先の系統と分離することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、保管場所において転倒しないことを確認することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して、各系統に必要な流量を 1 台で確保可能な 569m<sup>3</sup>/h 以上の容量を有する設計とする。なお、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系の同時使用は考慮しない。

(54-3, 54-4, 54-5)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設配管）の運転に操作が必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.11-3 に示す。このうち、屋外で操作する大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース、注水用ヘッド及び原子炉建屋北側燃料プール代替注水元弁（又は原子炉建屋東側燃料プール代替注水元弁）の遠隔手動弁操作設備は、屋外にあり設置場所及び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。

(54-3, 54-7)

### 3. 11. 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 項第一号）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については，「2. 3. 2 容量等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合においても使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な容量を有する設計とする。

注水流量としては，使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故シーケンスのうち，「想定事故 1」及び「想定事故 2」に係る有効性評価解析において，有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量として，114 m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，作業効率化，被ばく低減を図るため「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して，各系統に必要な流量を 1 台で確保可能な 569 m<sup>3</sup>/h 以上の容量を有する設計とする。なお，燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールスプレイ系の同時使用は考慮しない。

さらに，大容量送水ポンプ（タイプ I）は，「原子炉補機代替冷却水系」として必要な流量 1,200 m<sup>3</sup>/h 以上の容量を有する設計とする。

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，静水頭，並びに機器，配管・ホース及び弁類の圧力損失を考慮し，大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台運転で使用済燃料プールへ必要な流量を注水可能な揚程を確保可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として 1 台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで 1 台の合計 5 台を確保する。

(54-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第二号）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）と接続口との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）から注水用ヘッドまでのホース及び接続部は口径を 300A に統一する設計とする。

注水用ヘッドから燃料プール代替注水系（常設配管）の接続口までのホース及び接続部は、口径を 150A に統一する設計とする。

(54-3, 54-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第三号）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。



(ii) 適合性

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

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する接続口は、重大事故等時の環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため、原子炉建屋 $\square$ に1箇所及び原子炉建屋 $\square$ に1箇所設置する設計とする。

(54-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項第四号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）は、屋外で使用する設備であり、想定される重大事故等時における放射線を考慮しても、設置及び接続口への接続作業が可能であると想定している。仮に放射線量が高い場合は、放射線量を測定し、線源からの離隔距離をとり放射線量が低い場所に設置すること等により、設備の設置及び常設設備との接続を可能とする。なお、設置場所での接続作業は、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(54-3, 54-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項第五号）

(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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(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。

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，残留熱除去系ポンプ，燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール補給水ポンプと位置的分散を図り，第 1 保管エリア，第 2 保管エリア，第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管する設計とする。

(54-3, 54-8)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第六号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，第 1 保管エリア，第 2 保管エリア，第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管しており，想定される重大事故等時においても，保管場所から設置場所までの経路について，設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう，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）

(54-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第七号）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

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

燃料プール代替注水系（常設配管）は、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料プール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 3.11-5 に示す設計とすることにより、設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）、燃料プール冷却浄化系及び燃料プール補給水系に対して、多様性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(54-2, 54-3, 54-4, 54-7, 54-8)

表 3.11-5 燃料プール代替注水系（常設配管）の多様性及び位置的分散

項目	設計基準対象施設				重大事故等対処設備
	残留熱除去系 (燃料プール水の 冷却)	残留熱除去系 (燃料プール水の 補給)	燃料プール 冷却浄化系	燃料プール補給水系	燃料プール 代替注水系(常設配管)
ポンプ	残留熱除去系 ポンプ	残留熱除去系 ポンプ	燃料プール冷却 浄化系ポンプ	燃料プール補給水系 ポンプ	大容量送水ポンプ (タイプ I)
	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉 棟内)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉 棟内)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉 棟内)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉 棟内)	屋外 (第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び 第 4 保管エリア)
水源	使用済燃料プール	サブプレッション チェンバ	使用済燃料プール	復水貯蔵タンク	代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 又 は淡水貯水槽 (No. 2))
	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉 棟内)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉 棟内)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉 棟内)	屋外	屋外
駆動 電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル 発電機)	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)	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル 発電機)	不要 (付属空冷式ディーゼ ルエンジン)
	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	屋外
駆動用 空気	不要	不要	不要	不要	不要
潤滑油	不要 (内包油)	不要 (内包油)	不要 (内包油)	不要 (内包油)	不要 (内包油)
冷却 方式	水冷 (原子炉補機冷却水 系(原子炉補機冷却海 水系を含む))	水冷 (原子炉補機冷却水 系(原子炉補機冷却海 水系を含む))	水冷 (原子炉補機冷却水 系(原子炉補機冷却海 水系を含む))	水冷 (原子炉補機冷却水 系(原子炉補機冷却海 水系を含む))	不要 (自己冷却)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3. 11. 2. 2 燃料プール代替注水系（可搬型）

#### 3. 11. 2. 2. 1 設備概要

燃料プール代替注水系（可搬型）は、設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）、燃料プール冷却浄化系及び燃料プール補給水系が有する使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止することを目的として配備するものである。

本システムは、大容量送水ポンプ（タイプ I）、計装設備、水源である代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））、燃料補給設備である軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリ、流路であるホース、注水用ヘッド及び注水先である使用済燃料プールから構成される。

本システムの系統概要図を図 3. 11-3 に、重大事故等対処設備一覧を表 3. 11-6 に示す。

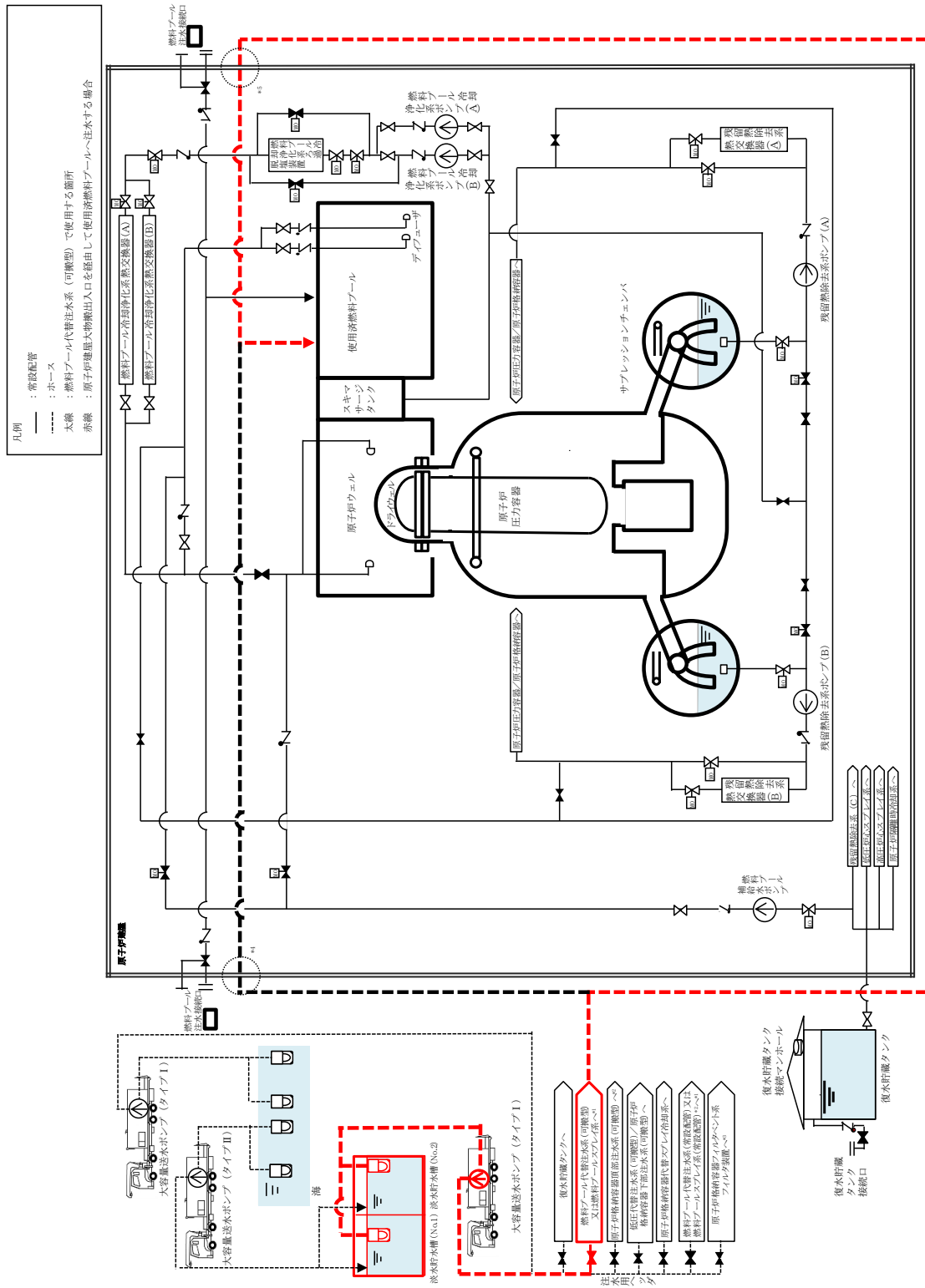
本システムは、屋外に設置する大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））の水をホース等を経由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止可能な設計とする。

本システムの操作に当たっては、屋外並びに原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉棟外）及び原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）から （原子炉建屋原子炉棟内）でのホース接続により系統構成を行った後、大容量送水ポンプ（タイプ I）付属の操作スイッチにより、大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し、運転を行う。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備、並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



\*1: 同時使用は考慮しない  
 \*2: 自主対策設備した補給は行わない  
 \*3: 海水を濾過しない  
 \*4: 原子炉建屋大物搬出入口  
 \*5: 原子炉建屋大物搬出入口

図 3.11-3 燃料プール代替注水系 (可搬型) システム概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.11-6 燃料プール代替注水系（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	大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】
附属設備	ホース延長回収車【可搬】
水源*1	淡水貯水槽（No. 1）【常設】 淡水貯水槽（No. 2）【常設】
流路	ホース・注水用ヘッダ【可搬】
注水先	使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）【常設】
電源設備 （燃料補給設備を含む）	燃料補給設備 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備*2	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）【常設】 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）【常設】 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）【常設】 使用済燃料プール監視カメラ【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：主要設備を用いた使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷緩和，臨界防止及び放射線の遮蔽対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態。

計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3. 11. 2. 2. 2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 大容量送水ポンプ (タイプ I) \*1

種類	: うず巻形
容量	: 1,440 m <sup>3</sup> /h/個以上
揚程	: 122 m
最高使用圧力	: 0.9 MPa[gage]*2, 1.2MPa[gage]*3,4
最高使用温度	: 50℃
個数	: 5 (うち予備 1) *5
設置場所	: 屋外 (淡水貯水槽 (No. 1) *2, 淡水貯水槽 (No. 2) *2, 取水口*3,4 及び海水ポンプ室*3,4)
保管場所	: 屋外 (第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び第 4 保管エリア)
原動機出力	: <input type="text"/> kW

\*1: 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備, 並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する。

\*2: 淡水貯水槽を水源とし, 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合を示す。

\*3: 「原子炉補機代替冷却水系」に使用する場合を示す。

\*4: 海を水源とし, 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合を示す。

\*5: 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として 1 台, 「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として 1 台使用する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



### 3.11.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.11.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，屋外の第1保管エリア，第2保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリアに保管し，重大事故等時は，淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2）付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.11-7に示す設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

(54-3, 54-4, 54-8)

表 3.11-7 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可能な設計とする（常時海水を通水しない）。なお，使用済燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，輪留め等で固定可能な設計とする。
風（台風）・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても，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 項第二号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型）を運転する場合は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの接続及び燃料プール注水・スプレイ弁の開操作により系統構成を行った後、大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し、使用済燃料プールへの注水を行う。燃料プール代替注水系（可搬型）の運転に操作が必要な機器を表 3.11-8 に示す。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、大容量送水ポンプ（タイプ I）付属の操作スイッチから起動する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）の操作は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な車両設計とするとともに、設置場所にて輪留め等で固定可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具及び技量を必要としない、簡便な接続方式である嵌合構造とし、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。

屋外の系統構成に必要な燃料プール注水・スプレイ弁（可搬型）は、設置場所にて操作可能な設計とする。

(54-3, 54-4, 54-7)

表 3.11-8 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作	
ホース	ホース接続	屋外並びに原子炉建屋 <input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外) 及び <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内) から <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	屋外並びに原子炉建屋 <input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外) 及び <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内) から <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	手動操作	
燃料プール注水・スプレイ弁 (可搬型)	全閉→調整開	屋外	屋外	手動操作	注水用ヘッド付属弁

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型）は、表 3.11-9 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、弁動作試験及び外観検査が可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2）を水源とする他系統と独立したテストラインにより、運転性能（吐出圧力、流量）及び漏えいの有無を確認可能な設計とする。また、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。

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用するホース及び注水用ヘッドは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、腐食等の有無を目視で確認が可能な設計とする。

なお、燃料プール注水・スプレイ弁（可搬型）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、弁動作試験を実施することで機能・性能の確認が可能な設計とする。

(54-5)

表 3.11-9 燃料プール代替注水系（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	運転性能、漏えい有無の確認 車両走行状態の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	外観検査	き裂、腐食等の有無を目視で確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(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。

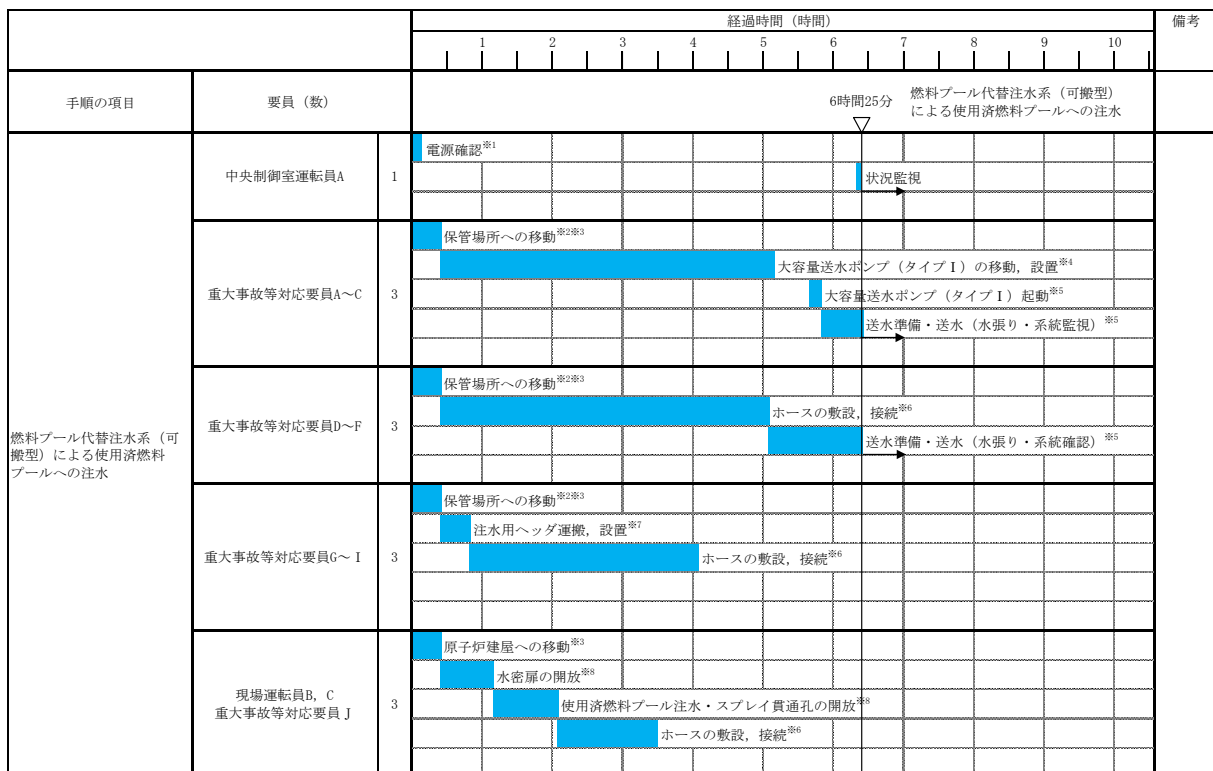
(ii) 適合性

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。

燃料プール代替注水系（可搬型）は、切り替えせずに使用可能な設計とする。

なお、燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の移動、設置、起動操作及び系統構成に必要な弁操作については、図 3.11-4 で示すタイムチャートのとおり速やかに実施可能である。

(54-4)



※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2：大容量送水ポンプ（タイプ I）の保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※3：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4：大容量送水ポンプ（タイプ I）の移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ（タイプ I）設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※5：大容量送水ポンプ（タイプ I）起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6：ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※7：注水用ヘッドの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間と注水用ヘッド設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※8：水密扉等の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.11-4 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水  
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 1.11 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，通常時に接続先の系統と分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，保管場所において転倒しないことを確認することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，大容量送水ポンプ（タイプ I）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して，各系統に必要な流量を 1 台で確保可能な 569m<sup>3</sup>/h 以上の容量を有する設計とする。なお，燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系の同時使用は考慮しない。

(54-3, 54-4, 54-5)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型）の運転に操作が必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.11-8 に示す。このうち、屋外で操作する大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース及び注水用ヘッダは、屋外にあり設置場所及び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。

原子炉建屋 [ ]（原子炉建屋内の原子炉棟外）及び [ ]（原子炉建屋原子炉棟内）から [ ]（原子炉建屋原子炉棟内）で操作するホースは、想定される重大事故等時における設置場所及び操作場所の放射線量を考慮しても、設置及び接続作業が可能であると想定している。

(54-3, 54-7)

### 3.11.2.2.3.2 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 項第一号）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合においても使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な容量を有する設計とする。

注水流量としては、使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故シーケンスのうち、「想定事故 1」及び「想定事故 2」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量として、114 m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、作業効率化、被ばく低減を図るため「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して、各系統に必

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

要な流量を1台で確保可能な569 m<sup>3</sup>/h以上の容量を有する設計とする。なお、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系の同時使用は考慮しない。

さらに、大容量送水ポンプ（タイプI）は、「原子炉補機代替冷却水系」として必要な流量1,200 m<sup>3</sup>/h以上の容量を有する設計とする。

使用済燃料プールに使用する大容量送水ポンプ（タイプI）の揚程は、使用済燃料プールに注水する場合の静水頭、並びに機器、ホース及び弁類の圧力損失を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプI）1台運転で使用済燃料プールへ必要な流量を注水できる揚程を確保可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプI）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として1台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに1台使用することから、1セット2台使用する。保有数は2セットで4台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで1台の合計5台を確保する。

(54-6)

## (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項第二号）

### (i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型）は、常設設備と接続しない設計とする。

なお、燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）とホースとの接続は、ホースの口径を統一し、簡便な接続方式で

ある嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）から注水用ヘッドまでのホース及び接続部は口径を 300A に統一する設計とする。

注水用ヘッドから使用済燃料プールまでのホースは、口径を 150A に統一する設計とする。

(54-3, 54-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第三号）

(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

燃料プール代替注水系（可搬型）は常設設備と接続しない設計とする。

なお、燃料プール代替注水系（可搬型）に使用するホースは、共通要因により設置できなくなることを防止するため、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、原子炉建屋□□の大物搬出入口又は原子炉建屋□□の原子炉建屋扉を経由して、屋外から使用済燃料プールまで設置可能な設計とする。

(54-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第四号）

(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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、屋外で使用する設備であり、想定される重大事故等時における放射線を考慮しても、設置及びホースの接続作業が可能であると想定している。仮に放射線量が高い場合は、放射線量を測定し、線源からの離隔距離をとり放射線量が低い場所に設置すること等により、設備の設置を可能とする。なお、設置場所での接続作業は、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に速やかに接続が可能な設計とする。

原子炉建屋 $\square$ （原子炉建屋内の原子炉棟外）及び $\square$ （原子炉建屋原子炉棟内）から $\square$ （原子炉建屋原子炉棟内）で操作するホースは、想定される重大事故等時における放射線量を考慮しても、設置及び接続作業が可能であると想定している。なお、設置場所での接続作業は、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(54-3, 54-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第五号）

(i) 要求事項

地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

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

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、残留熱除去系ポンプ、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール補給水ポンプと位置的分散を図り、第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管する設計とする。

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用するホースのうち原子炉建屋原子炉棟内に設置するホースは、原子炉建屋原子炉棟内の異なる場所に分散して保管する設計とする。

(54-3, 54-8)

$\square$  枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第六号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、通常時は第 1 保管エリア，第 2 保管エリア，第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管しており，想定される重大事故等時においても，保管場所から設置場所までの経路について，設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう，複数のアクセスルートを確保する。

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用するホースのうち原子炉建屋原子炉棟内に設置するものは，通常時は原子炉建屋原子炉棟内に保管しており，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，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）  
(54-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第七号）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

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

燃料プール代替注水系（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、表 3.11-10 に示す設計とすることにより、設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）、燃料プール冷却浄化系及び燃料プール補給水系に対して、多様性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(54-2, 54-3, 54-4, 54-7, 54-8)

表 3.11-10 燃料プール代替注水系（可搬型）の多様性及び位置的分散

項目	設計基準対象施設				重大事故等対処設備
	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却)	残留熱除去系 (燃料プール水の補給)	燃料プール冷却浄化系	燃料プール補給水系	燃料プール代替注水系（可搬型）
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	残留熱除去系ポンプ	燃料プール冷却浄化系ポンプ	燃料プール補給水系ポンプ	大容量送水ポンプ（タイプ I）
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> (原子炉建屋原子炉棟内)	屋外 (第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリア)
水源	使用済燃料プール	サプレッションチェンバ	使用済燃料プール	復水貯蔵タンク	代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2))
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> (原子炉建屋原子炉棟内)	屋外	屋外
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	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)	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	不要 (付属空冷式ディーゼルエンジン)
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外
駆動用空気	不要	不要	不要	不要	不要
潤滑油	不要 (内包油)	不要 (内包油)	不要 (内包油)	不要 (内包油)	不要 (内包油)
冷却方式	水冷 (原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) )	水冷 (原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) )	水冷 (原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) )	水冷 (原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) )	不要 (自己冷却)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3. 11. 2. 3 燃料プールのスプレイ系

#### 3. 11. 2. 3. 1 設備概要

燃料プールのスプレイ系は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止することを目的として配備するものである。

本システムは、大容量送水ポンプ（タイプ I）、計装設備、水源である代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））、燃料補給設備である軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリ、流路であるホース、注水用ヘッド、スプレイノズル及び注水先である使用済燃料プールから構成される。

本システムの系統概要図を図 3. 11-5 に、重大事故等対処設備一覧を表 3. 11-11 に示す。

本システムは、屋外に設置する大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））の水をスプレイノズル等を経由して使用済燃料プールへスプレイすることで、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する。

本システムの操作に当たっては、屋外並びに原子炉建屋 [ ]（原子炉建屋内の原子炉棟外）及び [ ]（原子炉建屋内原子炉棟外）から [ ]（原子炉建屋原子炉棟内）でのホース接続、原子炉建屋 [ ]（原子炉建屋原子炉棟内）でのスプレイノズルの設置により系統構成を行った後、大容量送水ポンプ（タイプ I）付属の操作スイッチにより、大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し、運転を行う。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備、並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

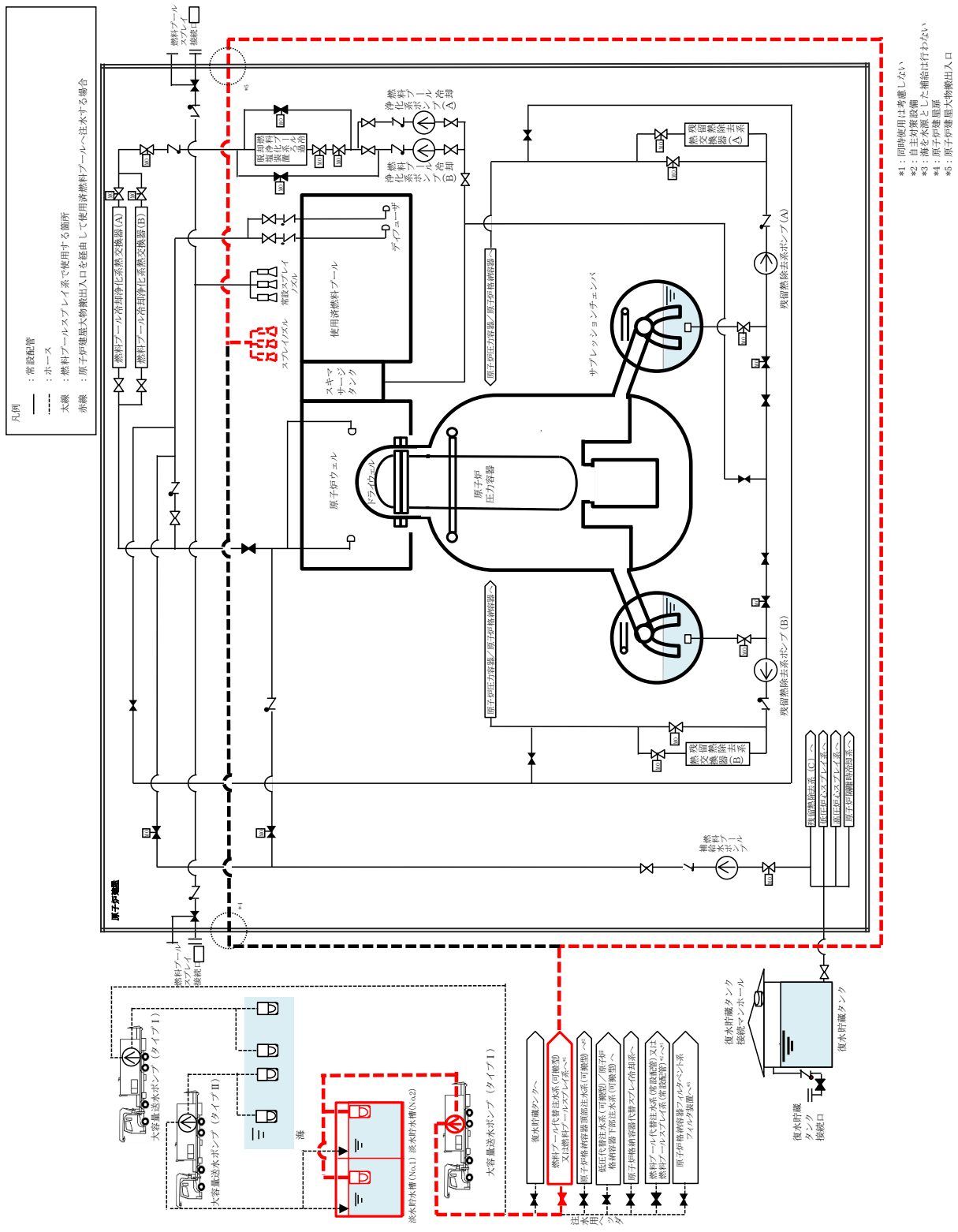


図 3.11-5 燃料プールスプレイ系 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.11-11 燃料プールスプレイ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	大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】 スプレイノズル【可搬】
附属設備	ホース延長回収車【可搬】
水源*1	淡水貯水槽（No. 1）【常設】 淡水貯水槽（No. 2）【常設】
流路	ホース・注水用ヘッダ【可搬】
注水先	使用済燃料プール【常設】
電源設備 （燃料補給設備を含む）	燃料補給設備 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備*2	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）【常設】 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）【常設】 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）【常設】 使用済燃料プール監視カメラ【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：主要設備を用いた使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷緩和，臨界防止及び放射線の遮蔽対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態。

計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3. 11. 2. 3. 2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 大容量送水ポンプ (タイプ I) \*1

種類	: うず巻形
容量	: 1,440 m <sup>3</sup> /h/個以上
揚程	: 122 m
最高使用圧力	: 0.9 MPa[gage]*2, 1.2MPa[gage]*3,4
最高使用温度	: 50℃
個数	: 5 (うち予備 1) *5
設置場所	: 屋外 (淡水貯水槽 (No. 1) *2, 淡水貯水槽 (No. 2) *2, 取水口*3,4 及び海水ポンプ室*3,4)
保管場所	: 屋外 (第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び第 4 保管エリア)
原動機出力	: <input type="text"/> kW

#### (2) スプレイノズル

最高使用温度	: 40 ℃
個数	: 7 (うち予備 4)
設置場所	: 原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉建屋原子炉棟内)
保管場所	: 原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉建屋原子炉棟内)

\*1: 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備, 並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する。

\*2: 淡水貯水槽を水源とし, 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合を示す。

\*3: 「原子炉補機代替冷却水系」に使用する場合を示す。

\*4: 海を水源とし, 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合を示す。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

\*5 : 「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として1台，「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として1台使用する。



### 3.11.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.11.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）は，屋外の第1保管エリア，第2保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリアに保管し，重大事故等時は，淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2）付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.11-12に示す設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプI）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。

燃料プールスプレイ系に使用するスプレイノズルは，原子炉建屋 $\square$  $\square$ （原子炉建屋原子炉棟内）及び $\square$ （原子炉建屋原子炉棟内）に保管し，重大事故等時は，原子炉建屋 $\square$ （原子炉建屋原子炉棟内）の使用済燃料プール付近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屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.11-13に示す設計とする。

また，設置場所への設置後は，操作が不要な設計とする。

(54-3, 54-4, 54-8)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.11-12 想定する環境条件及び荷重条件（大容量送水ポンプ（タイプ I））

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可能な設計とする（常時海水を通水しない）。なお，使用済燃料プールへのスプレイは，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，輪留め等で固定可能な設計とする。
風（台風）・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮しても機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.11-13 想定する環境条件及び荷重条件（スプレイノズル）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋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	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，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可能な設計とする（常時海水を通水しない）。なお，使用済燃料プールへのスプレイは，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。
風（台風）・積雪	原子炉建屋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	重大事故等時においても，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 項第二号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プールスプレイ系を運転する場合は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの接続、スプレイノズルの設置及び燃料プール注水・スプレイ弁（可搬型）の開操作により系統構成を行った後、大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し、使用済燃料プールへのスプレイを行う。燃料プールスプレイ系の運転に操作が必要な機器を表 3.11-14 に示す。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、大容量送水ポンプ（タイプ I）付属の操作スイッチから起動する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）の操作は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2）まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な車両設計とするとともに、設置場所にて輪留め等で固定可能な設計とする。

ホース及びスプレイノズルの接続作業に当たっては、特殊な工具及び技量を必要としない、簡便な接続方式である嵌合構造とし、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。

屋外の系統構成に必要な燃料プール注水・スプレイ弁（可搬型）は、設置場所にて操作可能な設計とする。

スプレイノズルは、設置場所への設置後は、操作が不要な設計とする。

(54-3, 54-4, 54-7)

表 3.11-14 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作	
ホース	ホース接続	屋外並びに原子炉建屋 [ ] [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟 外) 及び [ ] (原子炉建 屋原子炉棟内) から [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	屋外並びに原子炉建屋 [ ] [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟 外) 及び [ ] (原子炉建 屋原子炉棟内) から [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	手動操作	
スプレイノズル	ホース接続	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内) 及 び [ ] (原子炉建屋原 子炉棟内)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	手動操作	
燃料プール注水・ス プレイ弁(可搬型)	全閉→調整開	屋外	屋外	手動操作	注水用ヘッ ダ付属弁

(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号)

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プールのスプレイ系は、表 3.11-15 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、弁動作試験及び外観検査が可能な設計とする。

燃料プールのスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2) を水源とする他系統と独立したテストラインにより、運転性能 (吐出圧力、流量) 及び漏えいの有無を確認可能な設計とする。また、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。

燃料プールのスプレイ系に使用するホース及び注水用ヘッダは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、腐食等の有無を目視で確認が可能な設計とする。

なお、燃料プール注水・スプレイ弁 (可搬型) は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、弁動作試験を実施することで機能・性能の確認が可能な設計とする。

燃料プールのスプレイ系に使用するスプレイノズルは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、腐食等の有無を目視で確認が可能な設計とする。

(54-5)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.11-15 燃料プールスプレイ系の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中又は 停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えい有無の確認 車両走行状態の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	外観検査	き裂，腐食等の有無を目視で確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(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。

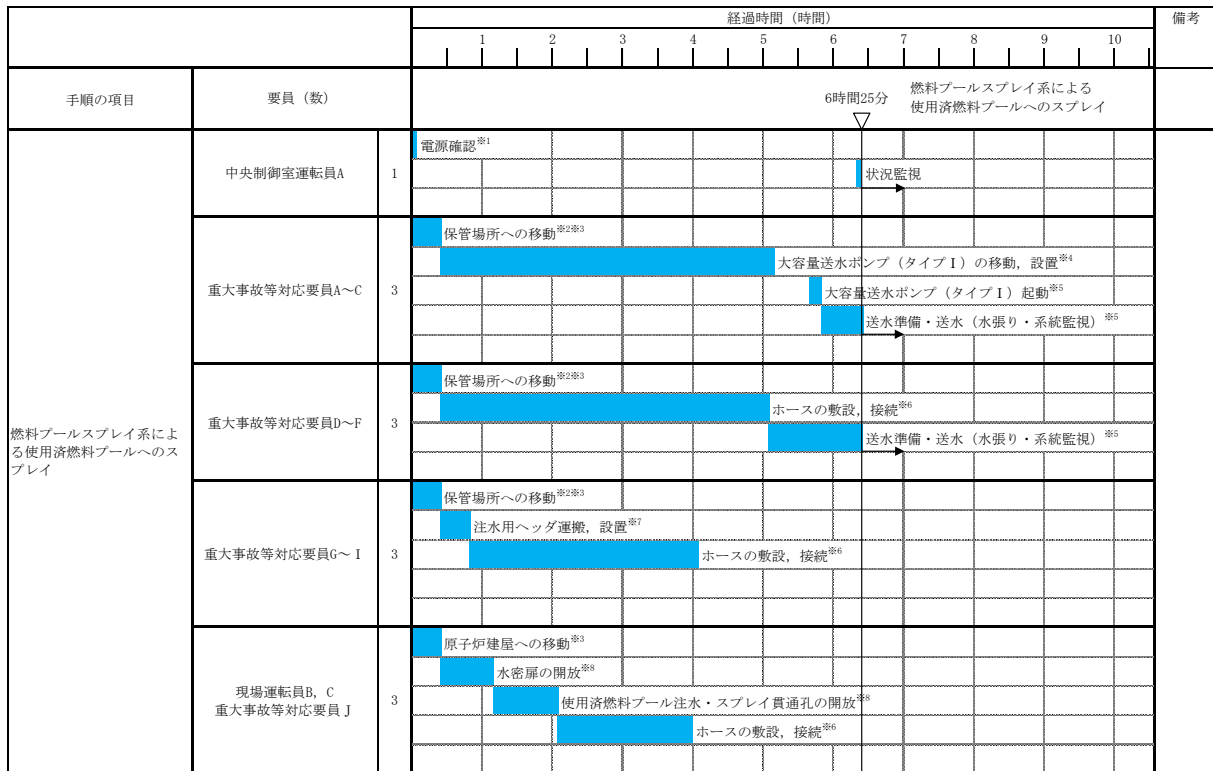
(ii) 適合性

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。

燃料プールスプレイ系は，切り替えせずに使用可能な設計とする。

なお，燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の移動，設置，起動操作及び系統構成に必要な弁操作については，図 3.11-6 で示すタイムチャートのとおり速やかに実施可能である。

(54-4)



- ※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
- ※2: 大容量送水ポンプ (タイプI) の保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア
- ※3: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
- ※4: 大容量送水ポンプ (タイプI) の移動距離として, 第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ (タイプI) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※5: 大容量送水ポンプ (タイプI) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※6: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※7: 注水用ヘッダの運搬距離として, 第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間と注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※8: 水密扉等の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.11-6 燃料プールのスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ  
タイムチャート\*

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.11 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

燃料プールのスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、通常時に接続先の系統と分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、保管場所において転倒しないことを確認することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プールのスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して、各系統に必要な流量を 1 台で確保可能な 569m<sup>3</sup>/h 以上の容量を有する設計とする。なお、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系の同時使用は考慮しない。

燃料プールのスプレイ系に使用するスプレイノズルは、通常時に接続先の系統と分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(54-3, 54-4, 54-5)

## (6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プールのスプレイ系の運転に操作が必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.11-14 に示す。このうち、屋外で操作する大容量送水ポンプ（タイプ I）、注水用ヘッダ及びホースは、屋外にあり設置場所及び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。

原子炉建屋 $\square$ （原子炉建屋内の原子炉棟外）及び $\square$ （原子炉建屋内の原子炉棟内）から $\square$ （原子炉建屋原子炉棟内）で操作するホース及び原子炉建屋 $\square$ （原子炉建屋原子炉棟内）で操作するスプレイノズルは、設置場所の放射線量を確認し、適切な放射線防護対策により作業安全を確保した上で操作を実施する。

スプレイノズルは、設置場所への設置後は、操作が不要な設計とする。

なお、原子炉建屋原子炉棟内での作業が困難な場合には、原子炉建屋原子炉棟内での作業が不要である燃料プールスプレイ系（常設配管）により、使用済燃料プールへスプレイすることが可能である。

(54-3, 54-7)

### 3. 11. 2. 3. 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 項第一号）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2. 3. 2 容量等」に示す。

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な容量を有する設計とする。

スプレイ流量としては、使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量が約  $9.7 \text{ m}^3/\text{h}$  であり、また、1 個あたりの必要流量が  $42 \text{ m}^3/\text{h}$  であるスプレイノズルを 3 個使用して全ての使用済燃料プール内燃料体に対してスプレイするため  $126 \text{ m}^3/\text{h}$  が必要であることから、 $126 \text{ m}^3/\text{h}$  以上をスプレイ可能な設計とする。

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、作業効率化、被ばく低減を図るため「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プー

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



ル代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して、各系統に必要な流量を1台で確保可能な569 m<sup>3</sup>/h以上の容量を有する設計とする。なお、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系の同時使用は考慮しない。

さらに、大容量送水ポンプ（タイプI）は、「原子炉補機代替冷却水系」として必要な流量1,200 m<sup>3</sup>/h以上の容量を有する設計とする。

燃料プールのスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）の揚程は、使用済燃料プールにスプレイする場合の静水頭、並びに機器、ホース及び弁類の圧力損失、スプレイノズルの必要圧力を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプI）1台運転で使用済燃料プールへ必要な流量をスプレイ可能な揚程を確保可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプI）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として1台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに1台使用することから、1セット2台使用する。保有数は2セットで4台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで1台の合計5台を確保する。

燃料プールのスプレイ系は、3個のスプレイノズルを使用して全ての使用済燃料プール内燃料体にスプレイ可能な設計とすることから、1セット3個使用する。保有数は、2セットで6個、故障時のバックアップで1個の合計7個を確保する。

(54-6)

## (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項第二号）

### (i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プールスプレイ系は、常設設備と接続しない設計とする。

なお、燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）とホースとの接続は、ホースの口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）から注水用ヘッダまでのホース及び接続部は口径を 300A に統一する設計とする。

注水用ヘッダから 150A/65A の媒介金具までのホース及び接続部は口径を 150A に、150A/65A の媒介金具からスプレイノズルまでのホース及び接続部は口径を 65A に統一する設計とすることで、確実に接続可能な設計とする。

(54-3, 54-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第三号）

(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

燃料プールスプレイ系は、常設設備と接続しない設計とする。

なお、燃料プールスプレイ系に使用するホースは、共通要因により設置できなくなることを防止するため、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、原子炉建屋□□の大物搬出入口又は原子炉建屋□□の原子炉建屋扉を経由して、屋外から使用済燃料プールまで設置可能な設計とする。

(54-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第四号）

(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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，屋外で使用する設備であり，想定される重大事故等時における放射線を考慮しても，設置及びホースの接続作業が可能であると想定している。仮に放射線量が高い場合は，放射線量を測定し，線源からの離隔距離をとり放射線量が低い位置に設置すること等により，設備の設置を可能とする。なお，設置場所での接続作業は，簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより，確実に速やかに接続が可能な設計とする。

原子炉建屋 [ ]（原子炉建屋内の原子炉棟外）及び [ ]（原子炉建屋内の原子炉棟外）から [ ]（原子炉建屋原子炉棟内）で操作するホース及び原子炉建屋 [ ]（原子炉建屋原子炉棟内）で操作するスプレイノズルは，設置場所の放射線量を確認し，適切な放射線防護対策で作業安全を確保した上で操作を実施する。なお，設置場所での接続作業は，簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより，確実に速やかに接続が可能な設計とする。

燃料プールスプレイ系に使用するスプレイノズルは，設置場所への設置後は，操作が不要な設計とする。

なお，原子炉建屋原子炉棟内での作業が困難な場合には，原子炉建屋原子炉棟内での作業が不要である燃料プールスプレイ系（常設配管）により，使用済燃料プールへスプレイすることが可能である。

(54-3, 54-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第五号）

(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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(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。

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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、重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管する設計とする。

燃料プールスプレイ系に使用するスプレイノズル及び原子炉建屋原子炉棟内に設置するホースは、原子炉建屋原子炉棟内の異なる場所に分散して保管する設計とする。

(54-3, 54-8)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第六号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管しており、想定される重大事故等時においても、保管場所から設置場所までの経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、複数のアクセスルートを確保する。

燃料プールスプレイ系に使用するスプレイノズル及びホースのうち原子炉建屋原子炉棟内に設置するものは、通常時は原子炉建屋原子炉棟内に保管しており、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、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）

なお、原子炉建屋原子炉棟内へのアクセスが困難な場合には、原子炉建

屋原子炉棟内へのアクセスが不要である燃料プールのスプレイ系（常設配管）により、使用済燃料プールへスプレイすることが可能である。

(54-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項第七号）

(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

燃料プールのスプレイ系は、重大事故緩和設備であり、同一目的の設計基準対象施設はない。

なお、燃料プールのスプレイ系は、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故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3.11-16に示す設計とすることにより、設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）、燃料プール冷却浄化系及び燃料プール補給水系に対して、多様性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(54-2, 54-3, 54-4, 54-7, 54-8)

表 3.11-16 燃料プールの多様性及び位置的分散

項目	設計基準対象施設				重大事故等対処設備
	残留熱除去系 (燃料プール水の 冷却)	残留熱除去系 (燃料プール水の 補給)	燃料プール 冷却浄化系	燃料プール補給水系	燃料プール スプレイ系
ポンプ	残留熱除去系 ポンプ	残留熱除去系 ポンプ	燃料プール冷却 浄化系ポンプ	燃料プール補給水系 ポンプ	大容量送水ポンプ (タイプ I)
	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉 棟内)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉 棟内)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉 棟内)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉 棟内)	屋外 (第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び 第 4 保管エリア)
水源	使用済燃料プール	サプレッション チェンバ	使用済燃料プール	復水貯蔵タンク	代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 又 は淡水貯水槽 (No. 2))
	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉 棟内)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉 棟内)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉 棟内)	屋外	屋外
駆動 電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル 発電機)	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)	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル 発電機)	不要 (付属空冷式ディー ゼルエンジン)
	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	屋外
駆動用 空気	不要	不要	不要	不要	不要
潤滑油	不要 (内包油)	不要 (内包油)	不要 (内包油)	不要 (内包油)	不要 (内包油)
冷却 方式	水冷 (原子炉補機冷却水 系 (原子炉補機冷却海 水系を含む) )	水冷 (原子炉補機冷却水 系 (原子炉補機冷却海 水系を含む) )	水冷 (原子炉補機冷却水 系 (原子炉補機冷却海 水系を含む) )	水冷 (原子炉補機冷却水 系 (原子炉補機冷却海 水系を含む) )	不要 (自己冷却)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3. 11. 2. 4 燃料プール冷却浄化系

#### 3. 11. 2. 4. 1 設備概要

燃料プール冷却浄化系は、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の機能喪失により、設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール水の冷却）及び燃料プール冷却浄化系が有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼすおそれがある場合において、原子炉補機代替冷却水系を用いて、使用済燃料プール内燃料体から発生する崩壊熱を除熱することを目的として設置するものである。

燃料プール冷却浄化系は、燃料プール冷却浄化系ポンプ、燃料プール冷却浄化系熱交換器、電源設備である常設代替交流電源設備、計装設備、流路である燃料プール冷却浄化系配管、弁、スキマサージタンク、ディフューザ等から構成される。

燃料プール冷却浄化系は重大事故等時において、使用済燃料プールからスキマせきを越えてスキマサージタンクに流出する使用済燃料プール水を燃料プール冷却浄化系ポンプで昇圧し、燃料プール冷却浄化系熱交換器を通した後、使用済燃料プールのディフューザから吐出する。燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去した熱は、原子炉補機代替冷却水系を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送することが可能な設計とする。

本システムの系統概要図を図 3. 11-7 に、重大事故等対処設備一覧を表 3. 11-17 に示す。

原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ（タイプ I）、電源設備である常設代替交流電源設備、計装設備、燃料補給設備である軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ、流路であるホース、除熱用ヘッダ、接続口、原子炉補機冷却水系の配管、弁、サージタンク、燃料プール冷却浄化系熱交換器並びに非常用取水設備から構成される。

本システムの系統概要図を図 3. 11-8 及び図 3. 11-9 に、重大事故等対処設備一覧を表 3. 11-17 に示す。

熱交換器ユニットは、海水を冷却源とした熱交換器、淡水ポンプ等で構成され、移動可能とするために熱交換器、淡水ポンプ等は車両に搭載する設計とする。また、熱交換器ユニット内に海水ストレーナを設置し、熱交換器への異物混入による性能低下を防止する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、海を水源とし、熱交換器ユニットの熱交換器に送水し、熱交換後の海水を海に排水することにより、最終的な熱の逃がし場である海へ熱を輸送可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の淡水側は、熱交換器ユニットの淡水側と接続口をホースにより接続し、海水側は、熱交換器ユニットの海水側と大容量送水ポンプ（タイプ I）をホースにより接続することで流路を構成可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器ユニットの熱交換器で除熱した淡水を、熱交換器ユニットの淡水ポンプによりホース及び接続口を経由して原子炉補機冷却水系に送水し、燃料プール冷却浄化系熱交換器で熱交換した淡水は、接続口及びホースを経由して熱交換器ユニットに戻る循環ラインを形成する設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプ、燃料プール冷却浄化系及び原子炉補機代替冷却水系の系統構成に必要な電気作動弁は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から受電可能な設計とする。

ガスタービン発電機の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電設備軽油タンクよりガスタービン発電設備燃料移送ポンプを用いて補給可能な設計とする。

熱交換器ユニットを使用する際に接続する接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備、並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する設計とする。

本系統の操作に当たっては、中央制御室及び設置場所での弁操作により系統構成を行った後、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）付属の操作スイッチにより熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し運転を行う。



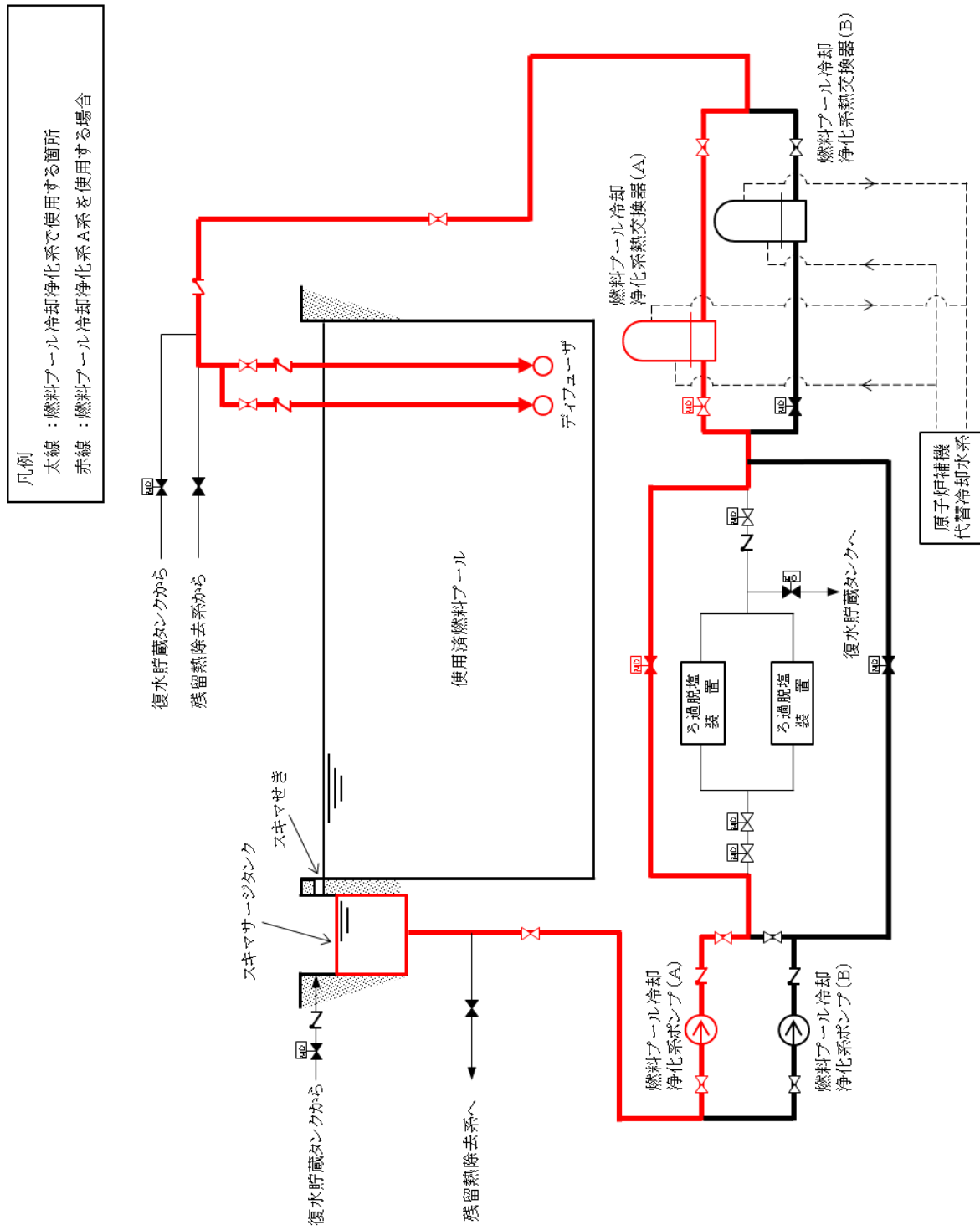


図 3.11-7 燃料プール冷却浄化系 系統概要図

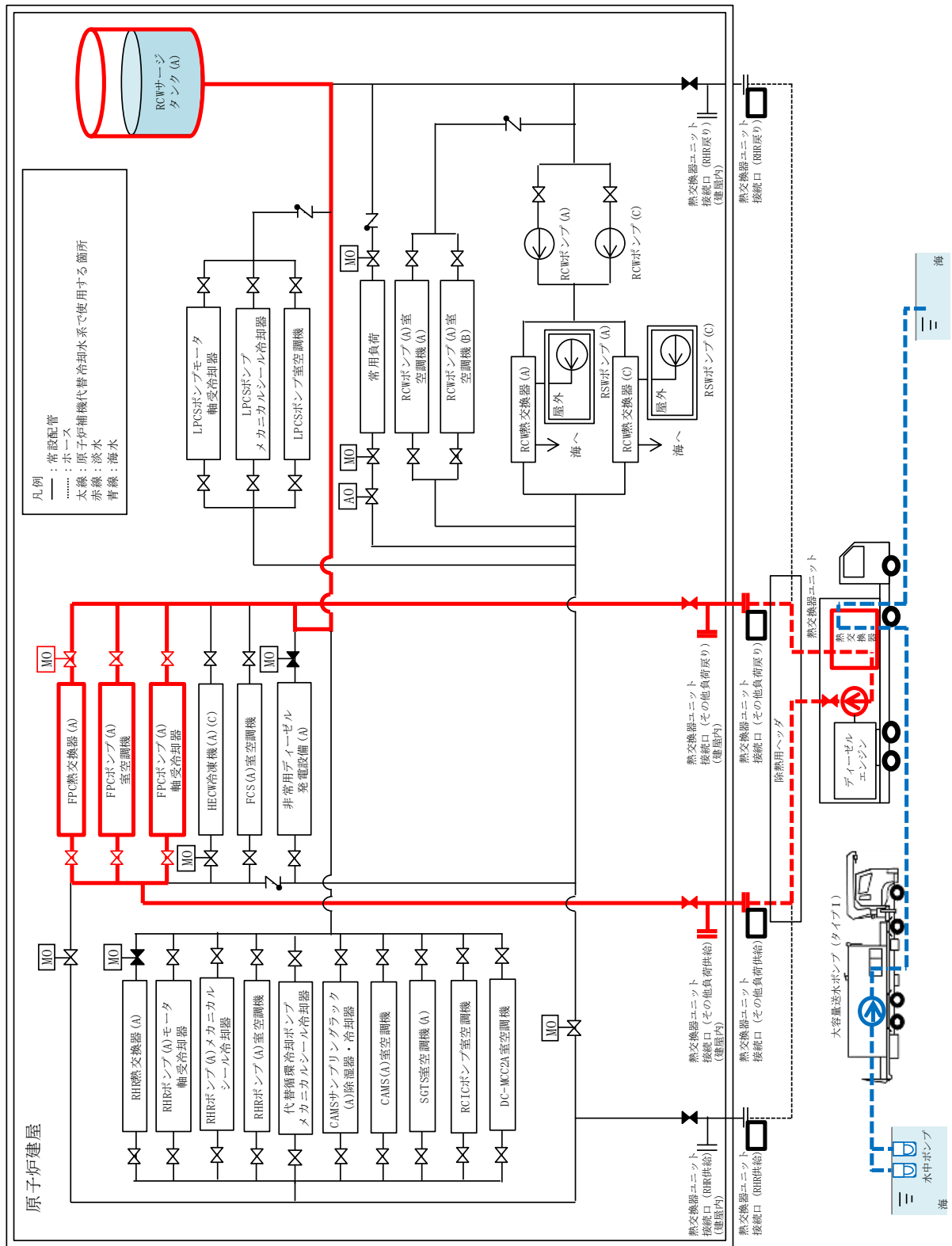


図 3.11-8 原子炉補機代替冷却水系 A 系 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

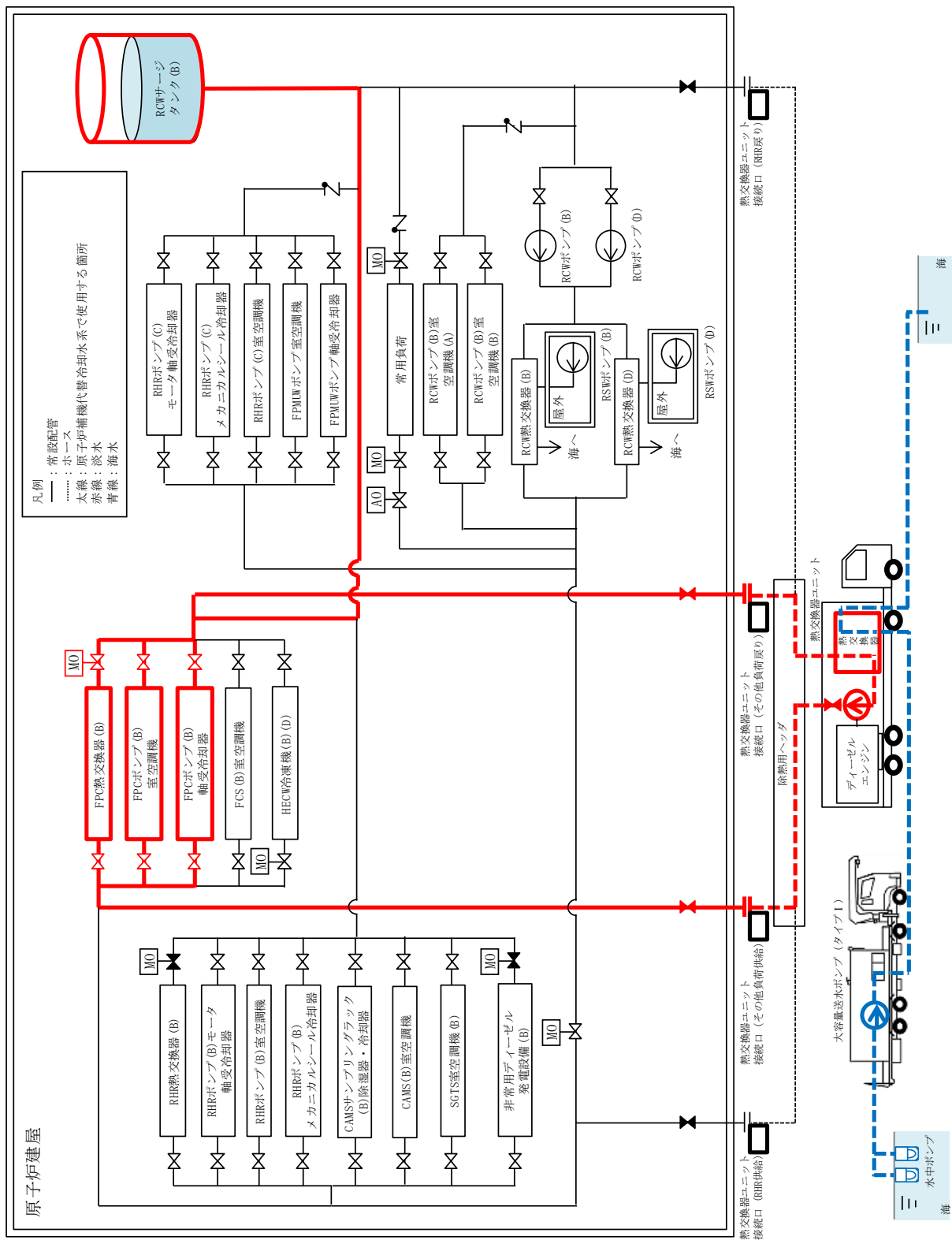


図 3.11-9 原子炉補機代替冷却水系 B 系 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.11-17 燃料プール冷却浄化系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	燃料プール冷却浄化系ポンプ【常設】 燃料プール冷却浄化系熱交換器【常設】 熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】
附属設備	ホース延長回収車【可搬】
水源	使用済燃料プール【常設】
流路	燃料プール冷却浄化系 配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ【常設】 ホース・除熱用ヘッダ・接続口【可搬】 原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク【常設】 燃料プール冷却浄化系熱交換器【常設】 非常用取水設備 取水口【常設】 取水路【常設】 海水ポンプ室【常設】
注水先	使用済燃料プール【常設】
電源設備*1 (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備*2	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）【常設】 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）【常設】

\*1：単線結線図を補足説明資料 54-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2：主要設備を用いた使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷緩和、臨界防止及び放射線の遮蔽対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態。

計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3. 11. 2. 4. 2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 燃料プール冷却浄化系ポンプ

種類	:	うず巻形
容量	:	160 m <sup>3</sup> /h/個
全揚程	:	80 m
最高使用圧力	:	1.37 MPa[gage]
最高使用温度	:	66 °C
個数	:	2 (うち予備 1)
設置場所	:	原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉建屋原子炉棟内)
原動機出力	:	<input type="text"/> kW

#### (2) 燃料プール冷却浄化系熱交換器

個数	:	2 (うち予備 1)
容量	:	1.26 MW/個

#### (3) 熱交換器ユニット

容量	:	20.0 MW/個 (海水温度 26°Cにおいて)
最高使用圧力	:	淡水側 1.18 MPa[gage], 海水側 1.20 MPa[gage]
最高使用温度	:	淡水側 70°C, 海水側 50°C
個数	:	3 (うち予備 1)
設置場所	:	屋外 (原子炉建屋付近)
保管場所	:	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)

#### (熱交換器)

伝熱面積	:	<input type="text"/> m <sup>2</sup> /式
個数	:	1 式

#### (淡水ポンプ)

種類	:	うず巻形
容量	:	730 m <sup>3</sup> /h/個
揚程	:	70 m
最高使用圧力	:	1.18 MPa[gage]
最高使用温度	:	70°C
原動機出力	:	<input type="text"/> kW
個数	:	1

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

(4) 大容量送水ポンプ (タイプ I) \*1

種類	: うず巻形
容量	: 1,440 m <sup>3</sup> /h/個以上
揚程	: 122 m
最高使用圧力	: 0.9 MPa [gage]*2, 1.2MPa [gage]*3,4
最高使用温度	: 50°C
個数	: 5 (うち予備 1) *5
設置場所	: 屋外 (淡水貯水槽 (No. 1) *2, 淡水貯水槽 (No. 2) *2, 取水口*3,4 及び海水ポンプ室*3,4)
保管場所	: 屋外 (第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び第 4 保管エリア)
原動機出力	: <input type="text"/> kW

\*1: 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備, 並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する。

\*2: 淡水貯水槽を水源とし, 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合を示す。

\*3: 「原子炉補機代替冷却水系」に使用する場合を示す。

\*4: 海を水源とし, 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合を示す。

\*5: 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として 1 台, 「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として 1 台使用する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3.11.2.4.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.11.2.4.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プール冷却浄化系の燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は，原子炉建屋 $\square$ （原子炉建屋原子炉棟内）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屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.11-18に示す設計とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプの操作は，中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは，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，原子炉建屋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，表3.11-19に示す設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）は，屋外の第1保管エリア，第2保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリアに保管し，重大事故等時は，屋外の取水口又は海水ポンプ室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，表3.11-19に示す設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）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。

(54-3, 54-4, 54-8)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.11-18 想定する環境条件及び荷重条件  
(燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋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	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，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設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋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	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.11-19 想定する環境条件及び荷重条件  
(熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）)

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	常時海水を通水する機器については，海水の影響を考慮した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，輪留め等により固定可能な設計とする。
風（台風）・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても，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 項第二号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール冷却浄化系及び原子炉補機代替冷却水系の運転に必要なポンプ及び操作に必要な機器を表 3.11-20 及び表 3.11-21 に示す。

燃料プール冷却浄化系の操作に必要なポンプ及び弁である燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)、燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)、FPC ろ過脱塩装置入口第一弁、FPC ろ過脱塩装置入口第二弁、FPC ろ過脱塩装置出口弁、FPC 熱交換器(A)入口弁、FPC 熱交換器(B)入口弁、FPC ろ過脱塩装置バイパス弁(A)及びFPC ろ過脱塩装置バイパス弁(B)は、いずれも中央制御室の操作スイッチによる遠隔操作でポンプの起動及び弁を開閉することが可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性、監視性及び識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは、原子炉建屋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車両設計とするとともに、設置場所にて輪留め等で固定可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、海水ポンプ室又は取水口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車両設計とするとともに、設置場所にて輪留め等で固定可能な設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属の操作スイッチから起動する設計とする。熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の操作は、操作者の操作性、監視性及び識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用するホースの接続作業は、特殊な工具及び技量を必要としない、簡便な接続方式である嵌合構造とし、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。

原子炉補機代替冷却水系の操作に必要な弁のうち、原子炉建屋原子炉棟内に設置する RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (A)、RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (B)、RCW 代替冷却水 FPC 負荷分離弁 (A)、RHR 熱交換器 (A) 冷却水出口弁、RHR 熱交換器 (B) 冷却水出口弁、FPC 熱交換器 (A) 冷却水出口弁及び FPC 熱交換器 (B) 冷却水出口弁は、いずれも中央制御室の操作スイッチによる遠隔操作で弁を開閉することが可能な設計とする。中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

また、原子炉補機代替冷却水系の操作に必要な弁のうち、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する RCW ポンプ (A) 吸込弁、RCW ポンプ (B) 吸込弁、RCW ポンプ (C) 吸込弁、RCW ポンプ (D) 吸込弁、RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)、RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (B)、RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)、RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (B)、RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (A)、RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (B)、RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (A)、RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (B) 及び非常用 D/G (B) 冷却水入口弁、並びに屋外の熱交換器ユニットに設置する淡水ポンプ出口弁は、設置場所での操作が可能な設計とし、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

(54-3, 54-4, 54-7)

表 3.11-20 操作対象機器（原子炉補機代替冷却水系 A 系を使用する場合）

設備名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)	停止→起動	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
FPC ろ過脱塩装置入口第一弁	全開 →全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
FPC ろ過脱塩装置入口第二弁	全開 →全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
FPC ろ過脱塩装置出口弁	全開 →全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
FPC 熱交換器(A) 入口弁	全開又は全閉 →全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
FPC 熱交換器(B) 入口弁	全閉又は全開 →全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
FPC ろ過脱塩装置バイパス弁(A)	全閉 →調整開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
熱交換器ユニット	停止 →起動	屋外	屋外	スイッチ操作	
大容量送水ポンプ(タイプ I)	停止 →起動	屋外	屋外	スイッチ操作	
ホース	ホース接続	屋外	屋外	手動操作	
淡水ポンプ出口弁	全閉 →調整開	屋外	屋外	手動操作	
RCW ポンプ(A) 吸込弁	全開 →全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
RCW ポンプ(C) 吸込弁	全開 →全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
RCW 代替冷却水不要負荷分離弁(A)	全開 →全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RCW 代替冷却水 FPC 負荷分離弁(A)	全開 →全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁(A)	全閉 →全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁(A)	全閉 →全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
RHR 熱交換器(A) 冷却水出口弁	全閉 →調整開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁(A)	全閉 →全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁(A)	全閉 →全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
FPC 熱交換器(A) 冷却水出口弁	調整開 →調整開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.11-21 操作対象機器（原子炉補機代替冷却水系 B 系を使用する場合）

設備名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)	停止 →起動	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
FPC ろ過脱塩装置入口第一弁	全開 →全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
FPC ろ過脱塩装置入口第二弁	全開 →全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
FPC ろ過脱塩装置出口弁	全開 →全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
FPC 熱交換器(A) 入口弁	全開又は全閉 →全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
FPC 熱交換器(B) 入口弁	全閉又は全開 →全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
FPC ろ過脱塩装置バイパス弁(B)	全閉 →調整開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
熱交換器ユニット	停止 →起動	屋外	屋外	スイッチ操作	
大容量送水ポンプ(タイプ I)	停止 →起動	屋外	屋外	スイッチ操作	
ホース	ホース接続	屋外	屋外	手動操作	
淡水ポンプ出口弁	全閉 →調整開	屋外	屋外	手動操作	
RCW ポンプ(B) 吸込弁	全開 →全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
RCW ポンプ(D) 吸込弁	全開 →全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (B)	全開 →全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (B)	全閉 →全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (B)	全閉 →全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
RHR 熱交換器(B) 冷却水出口弁	全閉 →調整開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁(B)	全閉 →全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁(B)	全閉 →全開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
FPC 熱交換器(B) 冷却水出口弁	調整開 →調整開	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
非常用 D/G(B) 冷却水入口弁	全開 →全閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(3) 試験及び検査性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール冷却浄化系は、表 3.11-22 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能試験、弁動作試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、ケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（軸、羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系に使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、水室を取り外して、内部構成部品の状態を目視等で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、使用済燃料プールを水源として燃料プール冷却浄化系ポンプを起動し、FPC ろ過脱塩装置入口第一弁、FPC ろ過脱塩装置入口第二弁、FPC ろ過脱塩装置出口弁、FPC 熱交換器(A) 入口弁、FPC 熱交換器(B) 入口弁、FPC ろ過脱塩装置バイパス弁(A) 及び FPC ろ過脱塩装置バイパス弁(B)の弁動作試験を実施することで、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器をバイパスした状態で、重大事故等対処設備としての燃料プール冷却浄化系の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

(54-5)

表 3.11-22 燃料プール冷却浄化系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ各部及び熱交換器の内部構成部品等の状態を目視等で確認
	外観検査	ポンプ及び熱交換器外観の確認

原子炉補機代替冷却水系は、表 3.11-23 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験、弁動作試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは、発電用原子炉の運転中又は停止中に運転性能（吐出圧力、流量）及び漏えいの有無を確認可能な設計とするとともに、淡水ポンプ、熱交換器等を分解し、内部構成部品の状態を目視等で確認することが可能な設計とする。また、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。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）を水源とする他系統と独立したテストラインにより、運転性能（吐出圧力、流量）及び漏えいの有無を確認可能な設計とする。また、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。

原子炉補機代替冷却水系に使用するホース及び除熱用ヘッダは、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、腐食等の有無を目視で確認することが可能な設計とする。

また、原子炉補機代替冷却水系の弁は、発電用原子炉の運転中及び停止中に、弁の動作試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

(54-5)

表 3.11-23 原子炉補機代替冷却水系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えい有無の確認 車両走行状態の確認
	弁動作試験	弁の開閉動作の確認
	分解検査	熱交換器ユニットの淡水ポンプ、熱交換器等を分解し、各部を目視等で確認
	外観検査	き裂、腐食等の有無を目視で確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(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。

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、本来の用途以外の用途には使用しない。

重大事故等時において、燃料プール冷却浄化系は、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置に通水しないことから、FPC ろ過脱塩装置入口第一弁、FPC ろ過脱塩装置入口第二弁及び FPC ろ過脱塩装置出口弁を全閉操作し、FPC ろ過脱塩装置バイパス弁(A)又は FPC ろ過脱塩装置バイパス弁(B)を開操作することで、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置のバイパスラインに切り替えることが可能な設計とする。

系統の切替えに必要な弁については、中央制御室から遠隔操作可能な設計とすることで、図 3.11-10 に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。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、本来の用途以外の用途には使用しない。

原子炉補機代替冷却水系は、通常時に使用する系統である原子炉補機冷却水系から重大事故等時に対処するために系統を切り替える必要がある。原子炉補機代替冷却水系 A 系への切替え操作として、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の移動、設置及び起動操作、RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁(A)、RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁(A)、RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁(A)及びRCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁(A)の全開操作、RCW 代替冷却水不要負荷分離弁(A)、RCW 代替冷却水 FPC 負荷分離弁(A)、RCW ポンプ吸込弁(A)及びRCW ポンプ吸込弁(C)の全閉操作、RHR 熱交換器(A)冷却水出口弁、FPC 熱交換器(A)冷却水出口弁及び淡水ポンプ出口弁の調整開操作を行う。また、原子炉補機代替冷却水系 B 系についても同様の操作を行うことで切替え可能である。

系統の切替えに必要な弁については、中央制御室での操作スイッチによる操作及び設置場所での手動操作により容易に操作可能な設計とすることで、図 3.11-11 で示すタイムチャートのとおり、速やかに切り替えることが可能である。

(54-4)

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
		20分 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱開始							
燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 <sup>※3</sup>	中央制御室運転員A	1	電源確認 <sup>※1</sup>	ポンプ起動 <sup>※2</sup>					

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※3：本手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手段等」のうち「最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送」の操作完了後に実施する

図 3.11-10 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱  
タイムチャート\*

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)											備考							
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11								
		原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保 7時間35分																		
原子炉補機代替冷却水系A系による補機冷却水確保（海水ポンプ室から海水を取水する場合）	中央制御室運転員A	1	電源確認 <sup>※1</sup>	系統構成 <sup>※2</sup>																
	現場運転員B, C	2		系統構成 <sup>※3</sup>	扉開放（熱交換器ユニット接続口（建屋内）を使用する場合のみ） <sup>※4</sup>															
	重大事故等対応要員A～C	3		保管場所への移動 <sup>※5※6</sup>		防潮壁扉の開放 <sup>※7</sup>														

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※3：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4：類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※5：大容量送水ポンプ（タイプI）及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び4保管エリア、熱交換器ユニットの保管場所は第1保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車の保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び4保管エリア  
 ※6：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※7：設計状況を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※8：大容量送水ポンプ（タイプI）の移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ（タイプI）設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※9：大容量送水ポンプ（タイプI）起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※10：熱交換器ユニットの移動距離として、第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※11：ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※12：熱交換器ユニットの設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.11-11 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保 タイムチャート  
（A系接続）（海水ポンプ室から海水を取水する場合）\*

\*：「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1.11で示すタイムチャート（原子炉補機代替冷却水系については1.5で示すタイムチャートを示す）



(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用するにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、通常時に接続先の系統と分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、取合い系統である原子炉補機冷却水系と隔離可能な弁を設置することで、悪影響を及ぼさない設計とする。取合い系統との隔離弁を表 3.11-24 に示す。

原子炉補機代替冷却水系を用いる場合は、弁操作によって、重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、系統運転時には原子炉補機冷却水系と原子炉補機代替冷却水系を同時に使用しないことで、相互の機能に影響を及ぼさない運用とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、保管場所において転倒しないことを確認することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

なお、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、重大事故等時において、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱と残留熱除去系による発電用原子炉若しくは原子炉格納容器の除熱又は代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱を同時に使用するため、各系統の必要な除熱量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

(54-3, 54-4, 54-5)

表 3.11-24 原子炉補機代替冷却水系の通常時における他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
原子炉補機冷却水系	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (A)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (A)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (B)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (B)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (B)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (B)	手動操作	通常時閉

(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プール冷却浄化系及び原子炉補機代替冷却水系の運転に操作が必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.11-20 及び表 3.11-21 に示す。

燃料プール冷却浄化系の操作に必要な機器は全て中央制御室にて操作を行い、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。

原子炉補機代替冷却水系の操作に必要な機器のうち、屋外で操作する熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ(タイプ I)及びホースは屋外にあり、設置場所及び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。また、中央制御室及び原子炉建屋内の原子炉棟外にて操作を行う機器は、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。

(54-3, 54-7)

### 3. 11. 2. 4. 3. 2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第一号）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2. 3. 2 容量等」に示す。

燃料プール冷却浄化系の燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としてのポンプ流量及び熱交換器の熱交換量が、重大事故等時において使用済燃料プール内燃料体等から発生する崩壊熱を除熱するために必要なポンプ流量及び熱交換量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様の設計とする。

設計基準対象施設として使用する場合の燃料プール冷却浄化系熱交換器の設計熱交換量は、海水温度 26℃、使用済燃料プールの水温 52℃において約 1.26 MW/基とする。

重大事故等対処設備として使用する場合の燃料プール冷却浄化系熱交換器の熱交換量は、海水温度 26℃、使用済燃料プールの水温 65℃、燃料プール冷却浄化系ポンプを 1 台で運転し、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットから供給される冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器 1 基に通水する場合において、2.29 MW/基とする。

重大事故等時に使用済燃料プール内燃料体から発生する崩壊熱量は、原子炉停止後 57 日が経過した燃料体が存在する場合（保管期間が最も短いもので原子炉からの取り出し後 47 日が経過した燃料が存在する場合）の崩壊熱量である 1.5 MW であることから、原子炉補機代替冷却水系を用いた燃料プール冷却浄化系により、重大事故等時において使用済燃料プール内燃料体から発生する崩壊熱を除熱可能である。

(54-6)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第二号）

##### (i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

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

燃料プール冷却浄化系は, 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 項第三号)

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は, 共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

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

燃料プール冷却浄化系は, 設計基準対象施設である残留熱除去系 (燃料プール水の冷却) に対して多重性又は多様性, 位置的分散を図る設計とする。

燃料プール冷却浄化系の多様性, 位置的分散について, 表 3.11-25 に示す。

(54-2, 54-3, 54-4)

表 3.11-25 燃料プール冷却浄化系の多様性及び位置的分散

項目	設計基準対象施設	重大事故等対処設備
		残留熱除去系 (燃料プール水の冷却)
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	燃料プール冷却浄化系ポンプ
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> (原子炉建屋原子炉棟内)
熱交換器	残留熱除去系熱交換器	燃料プール冷却浄化系熱交換器
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> (原子炉建屋原子炉棟内)
水源	使用済燃料プール	使用済燃料プール
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> (原子炉建屋原子炉棟内)
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)
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外
駆動用空気	不要	不要
潤滑油	不要 (内包油)	不要 (内包油)
冷却方式	水冷 (原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) )	水冷 (原子炉補機代替冷却水系)

燃料プール冷却浄化系に使用する原子炉補機代替冷却水系は、原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) と共通要因によって同時に機能喪失しないよう、原子炉補機冷却海水系から独立性を確保するとともに、熱交換器ユニットから原子炉補機冷却水系配管との合流点までの系統は、原子炉補機冷却水系から独立性を確保する設計とする。

### 3.11.2.4.3.3 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項第一号)

##### (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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、燃料プール冷却浄化系ポンプが起動可能な状況において、燃料プール冷却浄化系熱交換器の冷却水として、使用済燃料プール内燃料体から発生する崩壊熱を除去するために必要な熱交換量及びポンプ流量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器ユニット 1 台及び大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台を 1 式として使用し、重大事故等時に使用済燃料プール内燃料体から発生する崩壊熱を除去するために必要な容量である 2.29MW 以上を除熱可能な設計とする。

なお、熱交換器ユニットの熱交換量は 20.0 MW、大容量送水ポンプ（タイプ I）の流量は 1200 m<sup>3</sup>/h として設計することで、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」シナリオにおいて原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系の運転を行う場合又は有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」若しくは有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおいて原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な容量を確保可能な設計とする。

熱交換器ユニットは、1 台で使用することから、保有数は 2 セットで 2 台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで 1 台の合計で 3 台を確保する。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として 1 台、また、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備との同時使用時にはさらに 1 台を使用することから、1 セット 2 台で使用する。保有数は 2 セットで 4 台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで 1 台の合計 5 台を確保する。

(54-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第二号）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットと接続口の接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

熱交換器ユニットから除熱用ヘッダまでのホース及び接続部は、口径を 300A に統一する設計とする。

除熱用ヘッダから接続口までのホース及び接続部は、口径を 200A に統一する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）と熱交換器ユニットとの接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）から熱交換器ユニットまでのホース及び接続部は、口径を 300A に統一する設計とする。

熱交換器ユニットから海までのホース及び接続部は、口径を 300A に統一する設計とする。

(54-3, 54-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第三号）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

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

原子炉補機代替冷却水系に使用する接続口は、重大事故等時の環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。

具体的には、原子炉補機冷却水系 A 系に接続する接続口を原子炉建屋□□に 1 箇所及び原子炉建屋内の原子炉棟外に 1 箇所、並びに原子炉補機冷却水系 B 系に接続する接続口を原子炉建屋□□に 1 箇所設置し、位置的分散を図る設計とする。

(54-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第四号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、屋外で使用する設備であり、想定される重大事故等時における放射線を考慮しても、設置及び接続口への接続作業が可能であると想定している。仮に放射線量が高い場合は、放射線量を測定し、線源からの離隔距離をとり放射線量が低い場所に設置すること等により、設備の設置及び常設設備との接続を可能とする。なお、設置場所での接続作業は、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(54-3, 54-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第五号）

(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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



(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。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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，設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプと位置的分散を図り，複数箇所に分散して保管する設計とする。

(54-3, 54-8)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第六号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は，第 1 保管エリア，第 2 保管エリア，第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管し，想定される重大事故等時においても，保管場所から設置場所までの経路について，設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう，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）

(54-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第七号）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

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

原子炉補機代替冷却水系は, 共通要因によって, 設計基準事故対処設備の安全機能, 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故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 3.11-26 に示す設計とすることにより, 設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)に対して, 多様性を有し, 位置的分散を図る設計とする。

(54-2, 54-3, 54-4, 54-7, 54-8)

表 3.11-26 原子炉補機代替冷却水系の多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む)	原子炉補機代替冷却水系
ポンプ (淡水)	原子炉補機冷却水系ポンプ	熱交換器ユニット
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	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)
ポンプ (海水)	原子炉補機冷却海水ポンプ	大容量送水ポンプ(タイプI)
	屋外 (海水ポンプ室)	屋外 (第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア)
熱交換器	原子炉補機冷却水系熱交換器	熱交換器ユニット
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	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)
最終 ヒートシンク	海	海
駆動電源 (ポンプ(淡水))	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	不要 (付属空冷式ディーゼルエンジン)
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	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)
駆動電源 (ポンプ(海水))	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	不要 (付属空冷式ディーゼルエンジン)
	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外 (第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.11.2.5 使用済燃料プール監視設備

#### 3.11.2.5.1 設備概要

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）は，想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測を行い，中央制御室において監視可能な設計とする。また，使用済燃料プール監視カメラは，想定される重大事故等時の使用済燃料プールの状態を中央制御室において監視可能な設計とする。

使用済燃料プール監視設備は，全交流動力電源が喪失した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又は可搬型代替交流電源設備である電源車から受電可能な設計とする。また，中央制御室の指示計等の監視設備は，所内常設蓄電式直流電源設備（125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B），常設代替直流電源設備（125V 代替蓄電池）又は可搬型代替直流電源設備（125V 代替蓄電池，125V 代替充電器盤及び電源車の組み合わせ）から受電可能な設計とする。

本システムの系統概要図を図 3.11-12 に，重大事故等対処設備一覧を表 3.11-27 に示す。

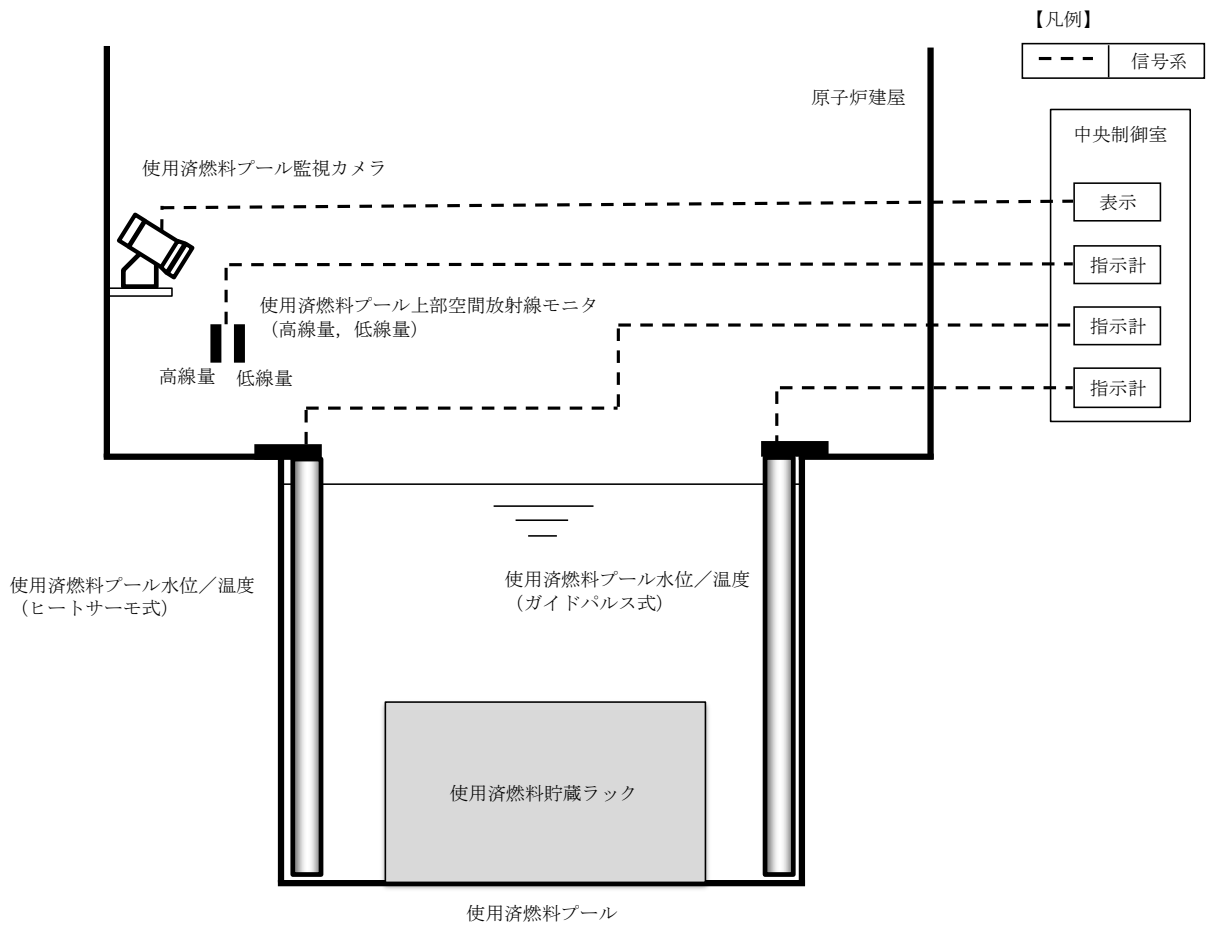


図 3.11-12 使用済燃料プール監視設備の系統概要図

表 3.11-27 使用済燃料プール監視設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）【常設】 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）【常設】 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）【常設】 使用済燃料プール監視カメラ【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備*	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 所内常設蓄電式直流電源設備 125V蓄電池2A【常設】 125V蓄電池2B【常設】 125V充電器盤2A【常設】 125V充電器盤2B【常設】 常設代替直流電源設備 125V代替蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 125V代替蓄電池【常設】 125V代替充電器盤【常設】 電源車【常設】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【常設】

(次頁へ続く)

設備区分	設備名
電源設備*	上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備

\*：単線結線図を補足説明資料 54-2 に示す。

電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3. 11. 2. 5. 2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を表 3. 11-28 に示す。

表 3. 11-28 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
使用済燃料プール水位／ 温度（ヒートサーモ式）	熱電対	-4, 240～7, 010mm <sup>*1</sup> (O. P. 21680～ O. P. 32930mm) <sup>*2</sup>	1 <sup>*3</sup>	原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉建屋原子炉棟内)
		0～150℃		
使用済燃料プール水位／ 温度（ガイドパルス式）	ガイドパルス 式水位検出器	-4, 300～7, 300mm <sup>*1</sup> (O. P. 21620～ O. P. 33220mm) <sup>*2</sup>	1	原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉建屋原子炉棟内)
	測温抵抗体	0～120℃	2	
使用済燃料プール上部空 間放射線モニタ（高線量）	電離箱	10 <sup>1</sup> ～10 <sup>8</sup> mSv/h	1	原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉建屋原子炉棟内)
使用済燃料プール上部空 間放射線モニタ（低線量）	電離箱	10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> mSv/h	1	原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉建屋原子炉棟内)
使用済燃料プール監視 カメラ	可視光カメラ	—	1	原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉建屋原子炉棟内)

\*1：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端（O. P. 25920mm）

\*2：O. P.（女川原子力発電所工事用基準面）=T. M. S. L.（東京湾平均海面）-0.74m

\*3：検出点 21 箇所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.11.2.5.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.11.2.5.3.1 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項第一号）

###### (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。

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式），使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式），使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）及び使用済燃料プール監視カメラは，原子炉建屋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屋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可能なよう，表3.11-29に示す設計とする。

(54-3, 54-4)

表 3.11-29 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	原子炉建屋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	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，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設計とする。（詳細は，「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	原子炉建屋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	重大事故等時においても，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 項第二号）

(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可能なものであること。

(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。

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラは、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とし、現場及び中央制御室における操作は発生しない。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

(54-3)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(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。

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）及び使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に特性試験が可能な設計とする。なお、特性試験として、温度確認及び絶縁抵抗の測定を実施し健全性の確認を行う。

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に特性試験、線源校正が可能なように、模擬入力による校正又は線源校正が可能な設計とする。なお、放射線モニタは、線源校正を実施し基準線量当量率に対する検出器の特性の確認を行う。

使用済燃料プール監視カメラは、発電用原子炉の運転中又は停止中に映像確認、外観確認が可能な設計とする。

なお、これらの計器の特性試験については、使用済燃料プール監視設備が少なくとも1つ以上機能維持した状態で行う。

表 3. 11-30 に使用済燃料プール監視設備の試験及び検査を示す。

(54-5)

表 3. 11-30 使用済燃料プール監視設備の試験及び検査

名称	発電用原子炉の状態	項目	内容
使用済燃料プール水位／温度 (ヒートサーモ式)	運転中又は 停止中	特性試験	絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正
使用済燃料プール水位／温度 (ガイドパルス式)	運転中又は 停止中	特性試験	絶縁抵抗測定 温度確認 水位確認 計器校正
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	運転中又は 停止中	特性試験	線源校正 計器校正
使用済燃料プール監視カメラ	運転中又は 停止中	機能・性能試験	外観確認 映像確認

(4) 切替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号)

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故時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。

使用済燃料プール水位／温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位／温度 (ガイドパルス式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) 及び使用済燃料プール監視カメラは、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

(54-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(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。

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式），使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式），使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）及び使用済燃料プール監視カメラは，他の設備とヒューズにより電氣的に分離とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(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可能なよう，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。

使用済燃料プールの監視設備は，重大事故等時において中央制御室にて監視可能な設計とし，現場における作業は発生しない。

(54-3)

3.11.2.5.4 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則 43 条第 2 項第一号）

(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。

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）及び使用済燃料プール

水位／温度（ガイドパルス式）は、使用済燃料プール内の水位低下を監視可能なよう、想定される重大事故等時において変動する可能性のある使用済燃料プール上部付近から底部付近までの範囲にわたり水位を計測可能な設計とする。また、使用済燃料プール内における冷却水の加熱状態を監視可能なよう、常温から沸騰状態の温度を計測可能な設計とする。

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。

使用済燃料プール監視カメラは、想定される重大事故等時において可視光カメラにより使用済燃料プールが把握可能な設計とする。

(54-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第二号）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共有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。

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式），使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式），使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）及び使用済燃料プール監視カメラは，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) 設計基準対象設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第三号）

(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。

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）は、設計基準事故対処設備である燃料貯蔵プール水位、燃料貯蔵プール水温度、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、燃料交換フロア放射線モニタ、燃料取替エリア放射線モニタ、原子炉建屋原子炉棟排气放射線モニタと共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、可能な限り位置的分散を図る設計とする。

なお、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）は、設計基準事故対処設備を兼ねた設備である。

使用済燃料プール監視カメラは、同一目的の使用済燃料プール監視設備である使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）と多様性を考慮した設計とする。

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラの電源については、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）に対して多様性を有する代替電源設備から給電が可能な設計とする。

(54-2, 54-3, 54-11)

### 3.13 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、復水貯蔵タンク、サプレッションチェンバ及びほう酸水注入系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可能な設計とする。

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淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) を設置する。

さらに、海水取水箇所(取水口又は海水ポンプ室)から大容量送水ポンプ(タイプⅠ)又は大容量送水ポンプ(タイプⅡ)を用いて海水を取水することで、海を水源として利用可能な設計とする。

#### (2) 水の供給設備の整備(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十分な量の水を有する水源である復水貯蔵タンク、サプレッションチェンバ及び複数の代替淡水源(淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2))並びに海について、大容量送水ポンプ(タイプⅠ)、大容量送水ポンプ(タイプⅡ)、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可能な設計とする。復水貯蔵タンクへの水の供給については、復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールから供給可能な設計とする。

#### (3) 自主対策設備の整備

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。

##### (i) 淡水タンク(ろ過水タンク、純水タンク及び原水タンク)を利用した水の供給設備の整備

復水貯蔵タンクへの水の供給において代替淡水源(淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2))を水源とした供給ができない場合であって、ろ過水タンク、純水タンク及び原水タンクが健全である場合には、重大事故等の収束に必要な水を確保するため、ろ過水タンクから大容量送水ポンプ(タイプⅠ)、大容量送水ポンプ(タイプⅡ)、ホース等を使用して復水貯蔵タンクへ水を供給可能な設計とする。

### 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、復水貯蔵タンク、サプレッションチェンバ及びほう酸水注入系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、代替淡水源として淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）を設置する。

復水貯蔵タンクは、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高压代替注水系、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低压代替注水系（常設）（直流駆動低压注水ポンプ）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）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及び高压炉心スプレイ系の水源として使用する。

サ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対処設備が機能喪失した場合の代替手段である代替循環冷却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、高压炉心スプレイ系、低压炉心スプレイ系、残留熱除去系（低压注水モード）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の水源として使用する。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、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。

代替淡水源である淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は、復水貯蔵タンク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压代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、使用済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代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールスプレイ系の水源として、また、炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器の破損を防止する設備である原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給をするための水源として使用する。

さらに、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、復水貯蔵タンク、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）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压代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び原



子炉格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、使用済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代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び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水系の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び放水設備である大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の水源として使用する。

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）」、「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）」、「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3.13-1～17に示す。

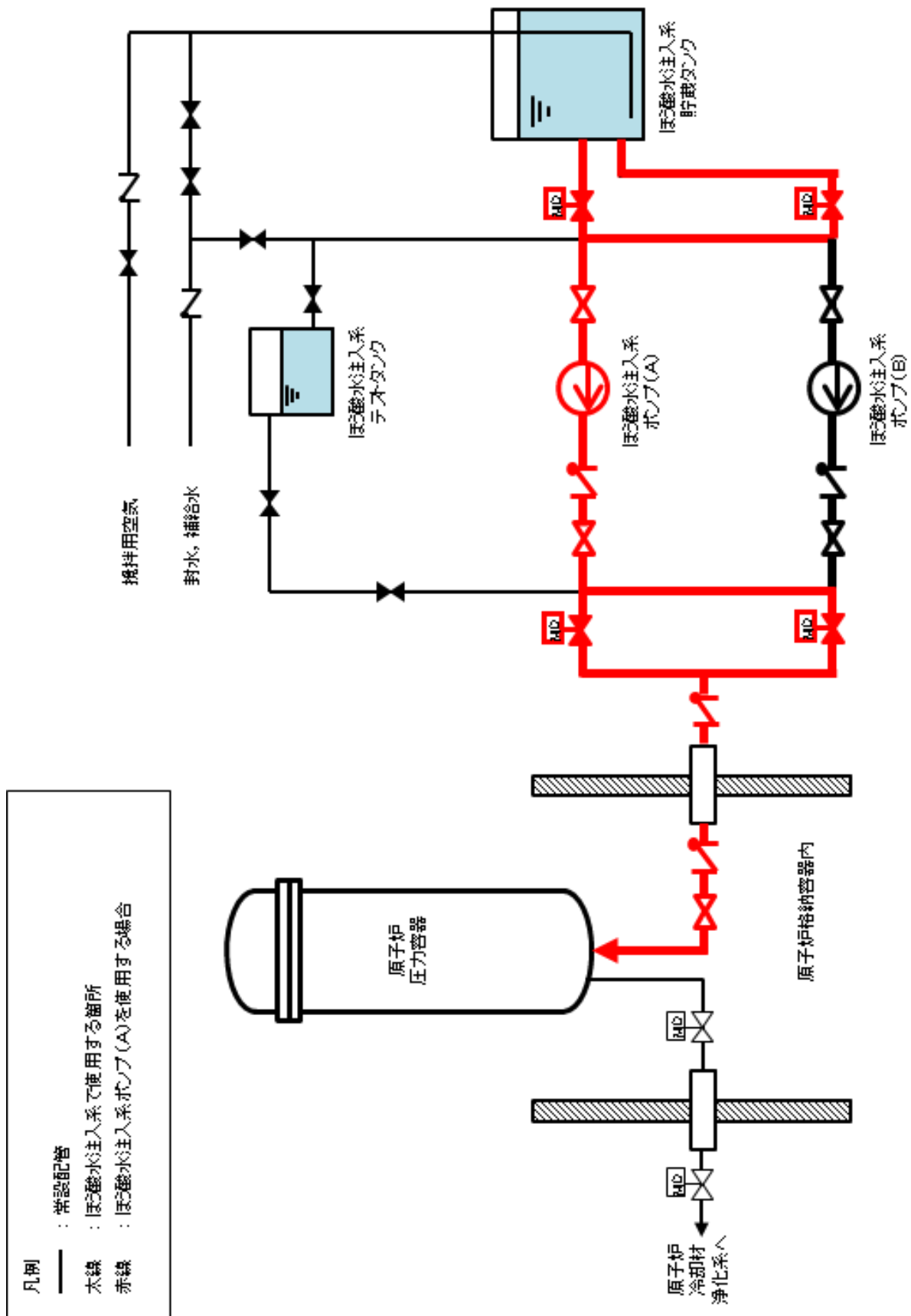
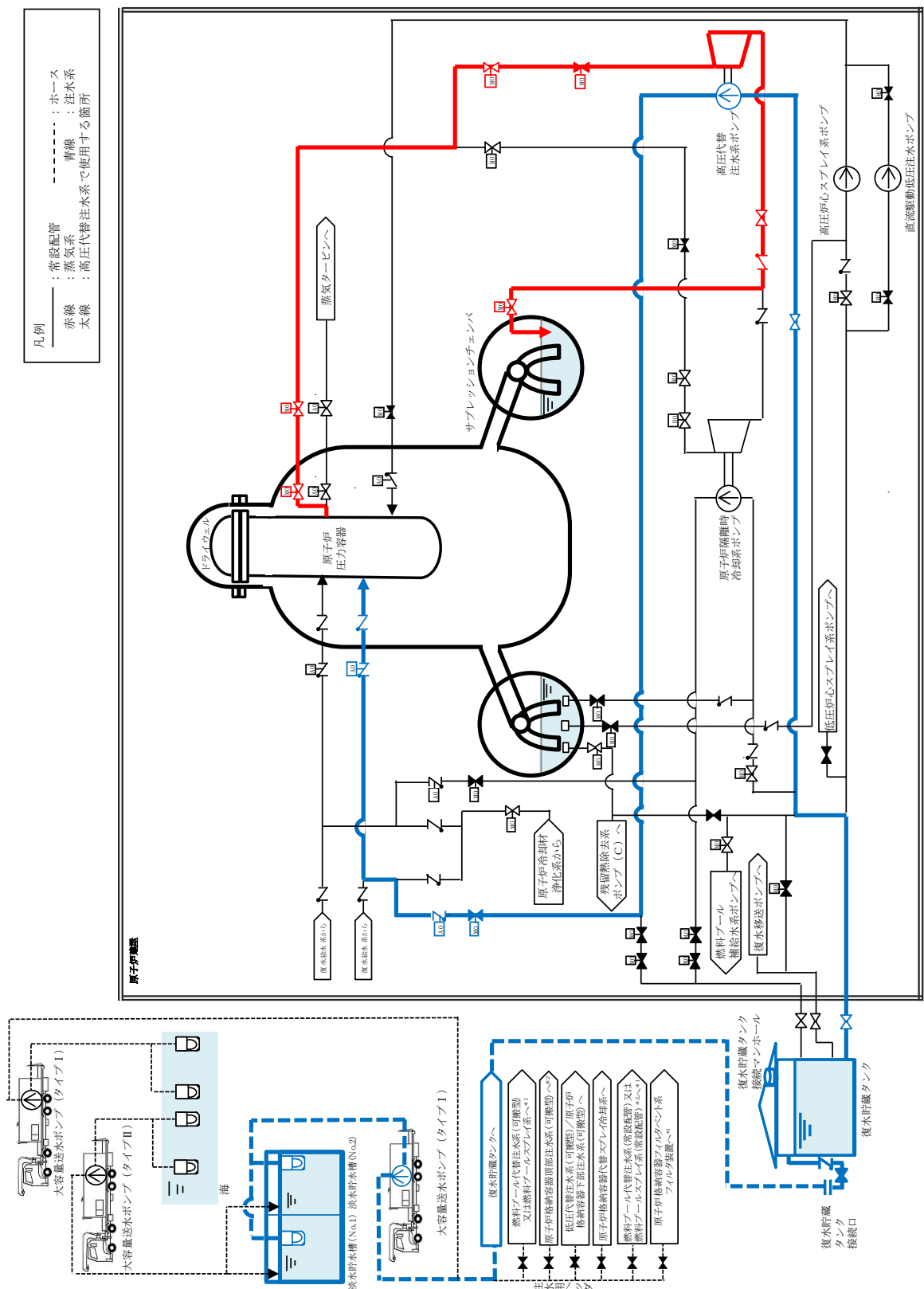


図 3.13-1 ほう酸水注入系 系統概要図



\*1: 同時使用は考慮しない  
 \*2: 自主対策設備  
 \*3: 海を水源とした補給は行わない

図 3.13-2 高圧代替注水系 系統概要図



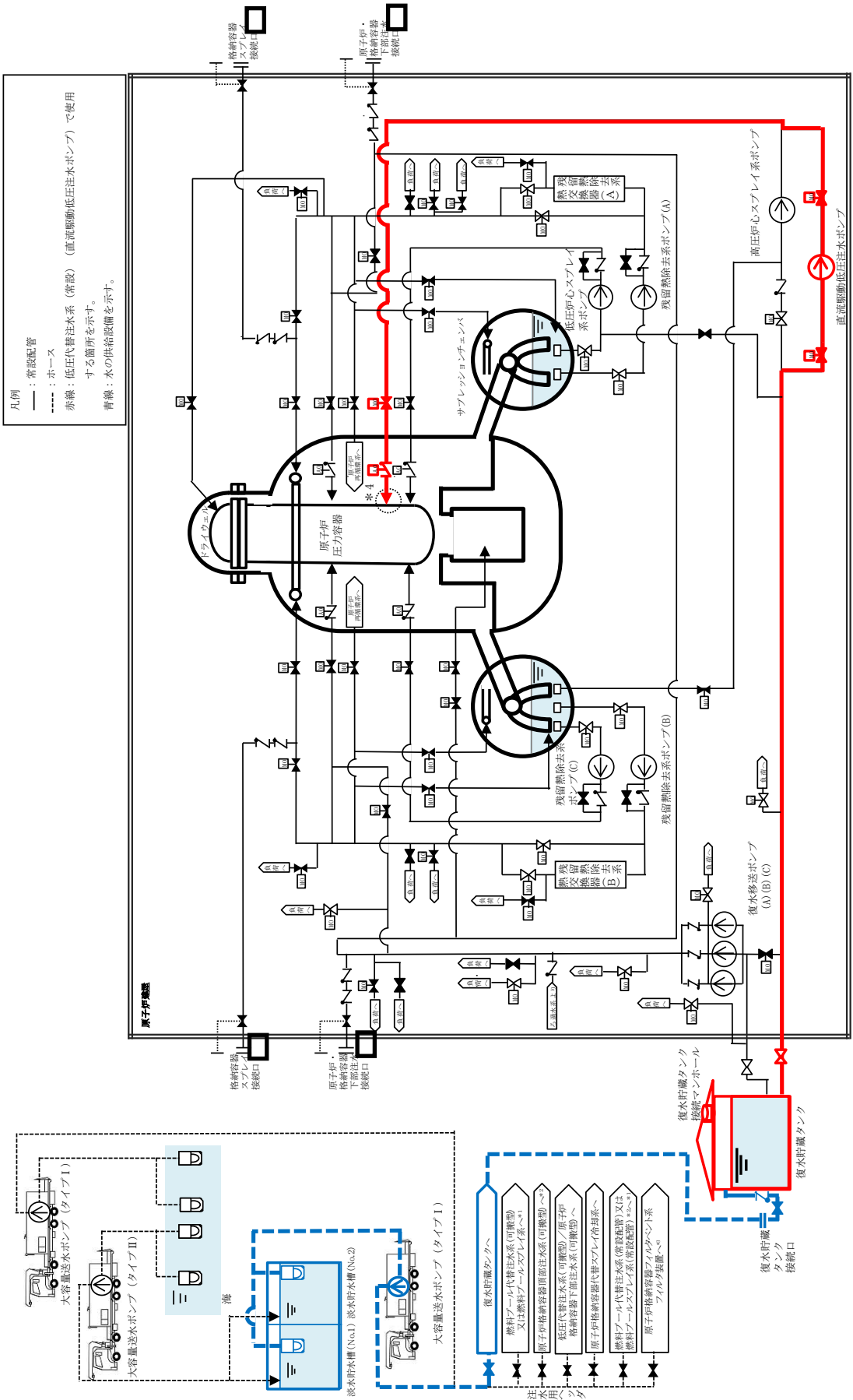


図 3.13-4 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

添 3.13-8

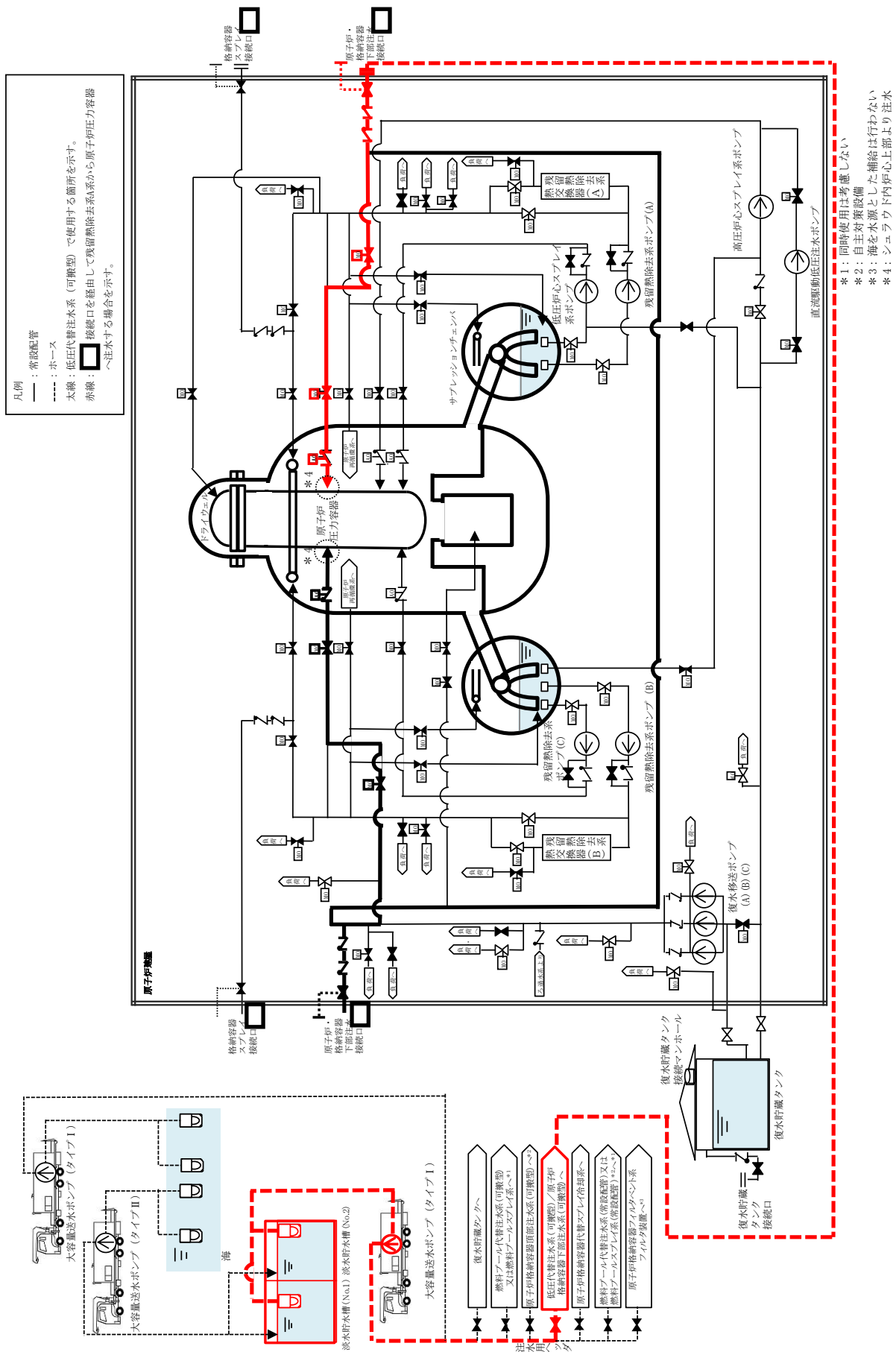


図 3.13-5 低圧代替注水系（可搬型） 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

添 3.13-9

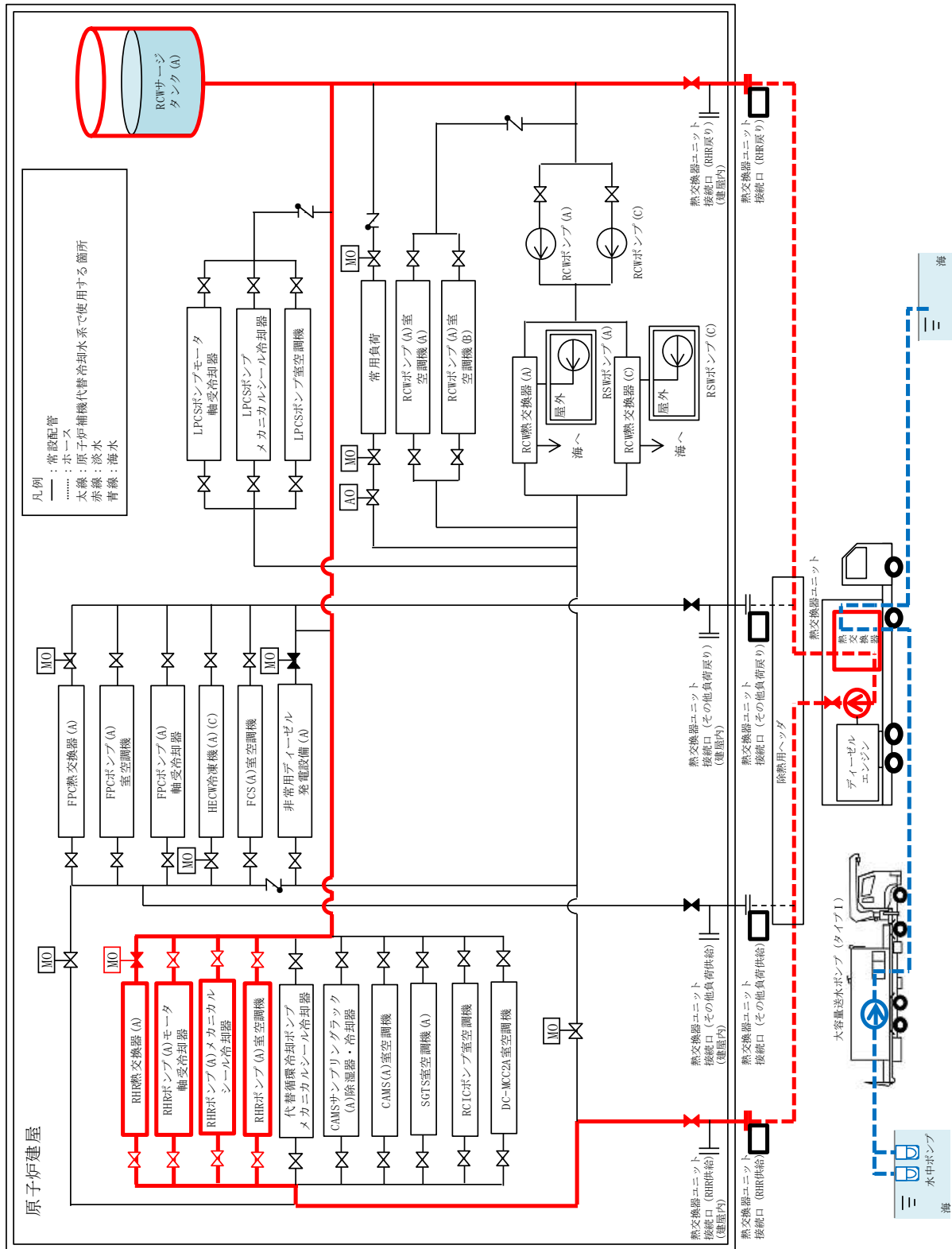
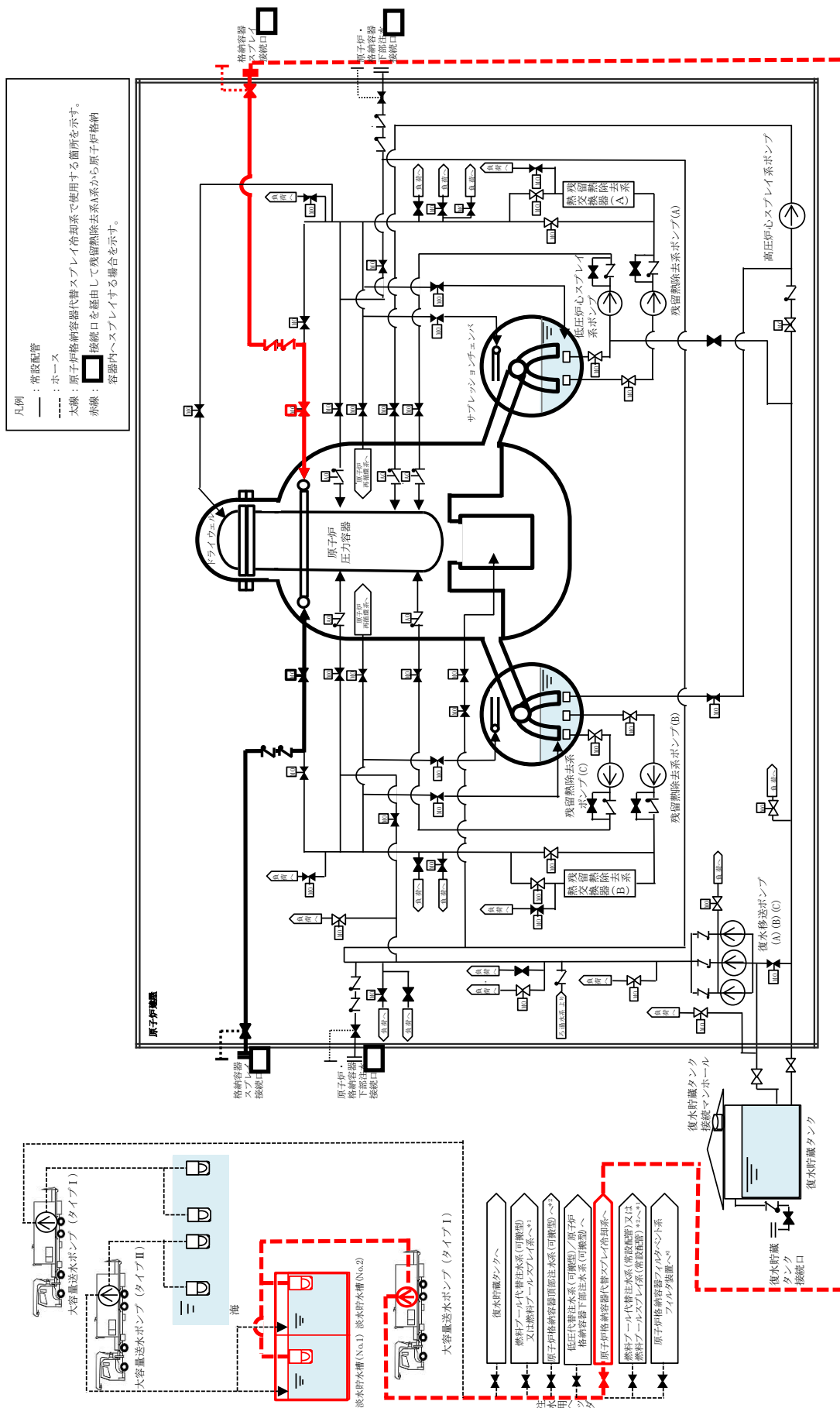


図 3.13-6 原子炉補機代替冷却水系 (A系の場合) 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

添 3.13-10



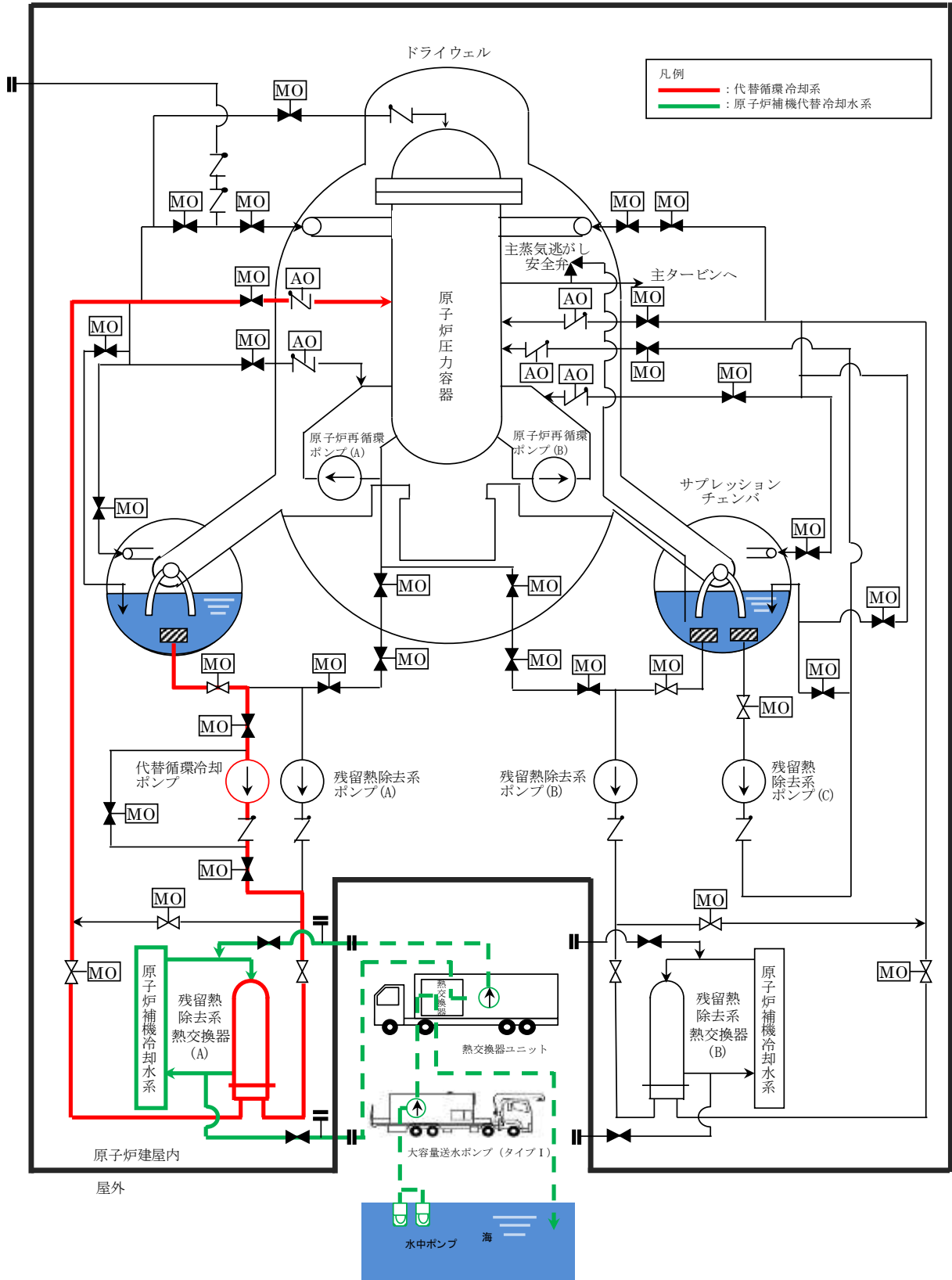
\*1: 同時使用は考慮しない  
 \*2: 自主対策設備  
 \*3: 海を水源とした補給は行わない

図 3.13-7 原子炉格納容器代替スプレー冷却系 系統概要図

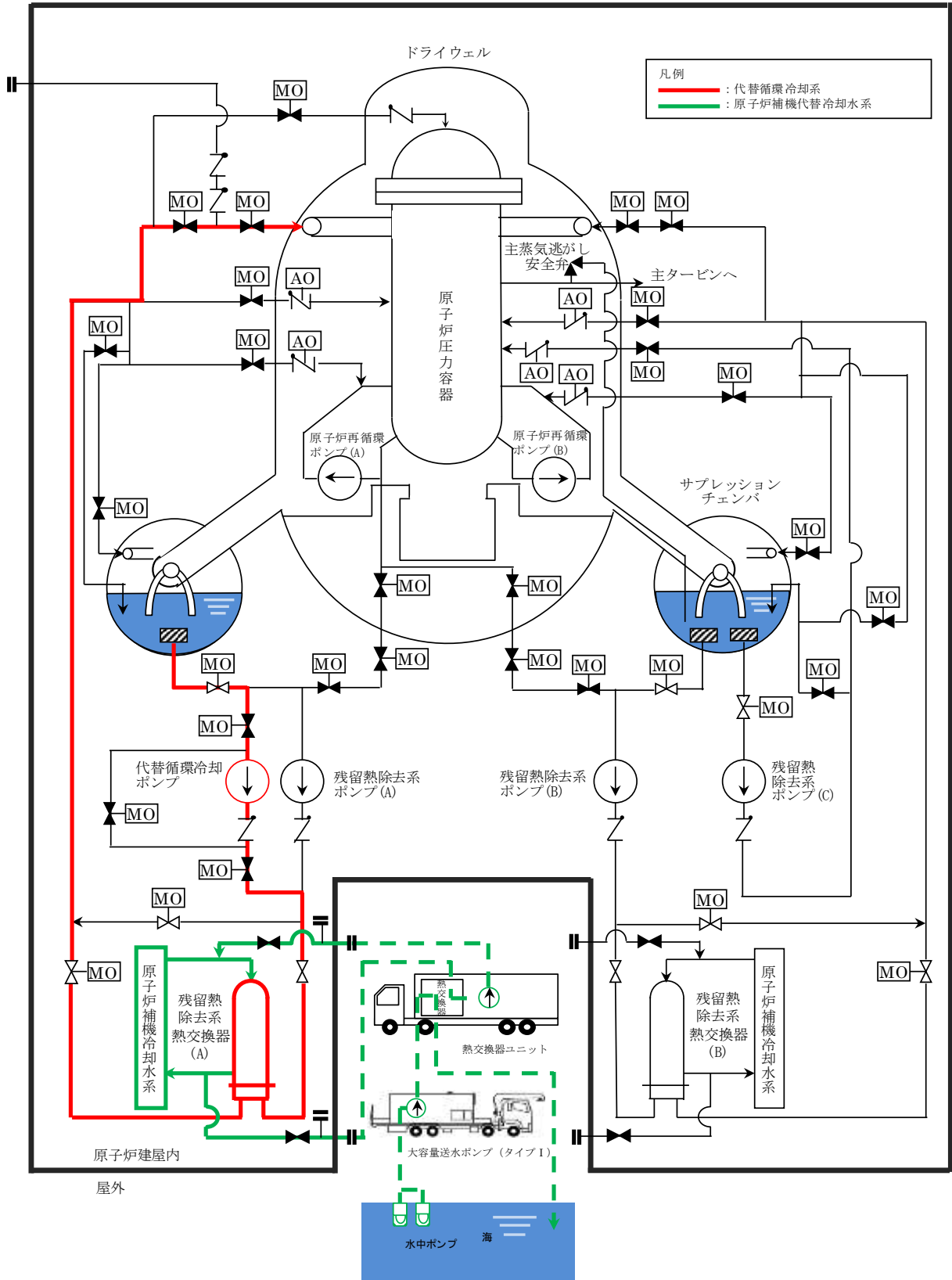
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

添 3.13-11





第 3.13-8 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  
(代替循環冷却系による原子炉注水)



第 3.13-9 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  
(代替循環冷却系による原子炉格納容器スプレー)



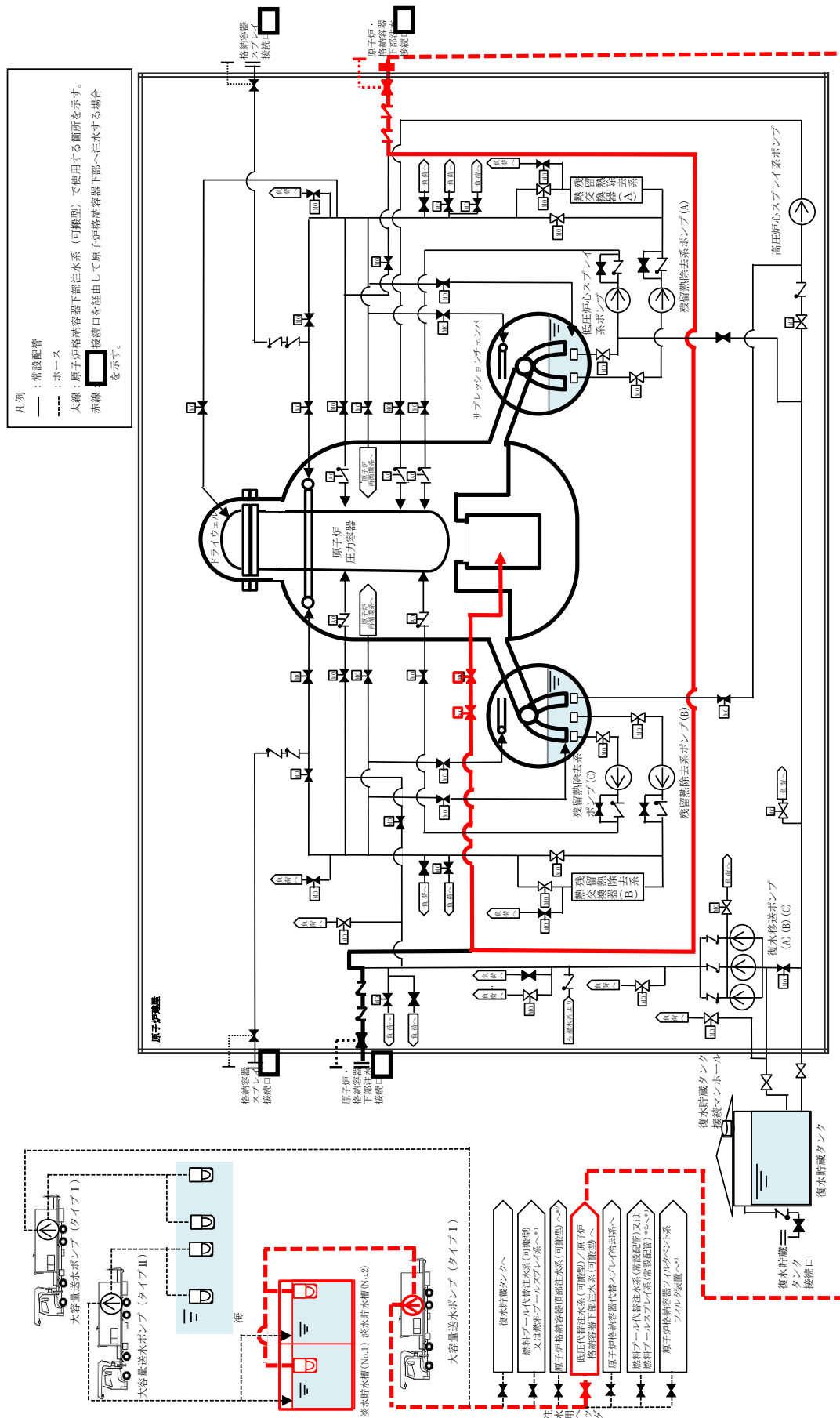
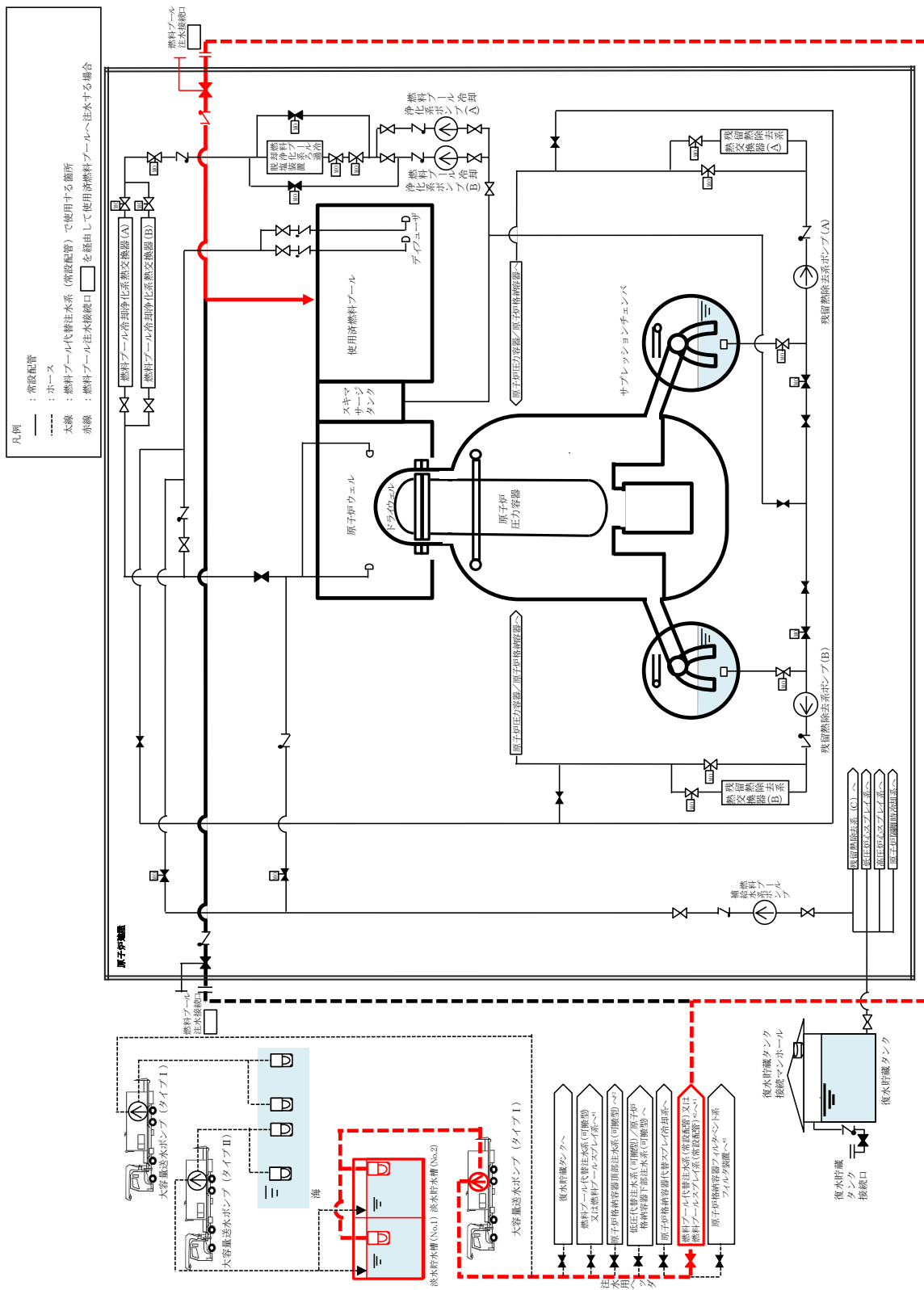


図 3.13-11 原子炉格納容器下部注水系（可搬型） 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

添 3.13-15

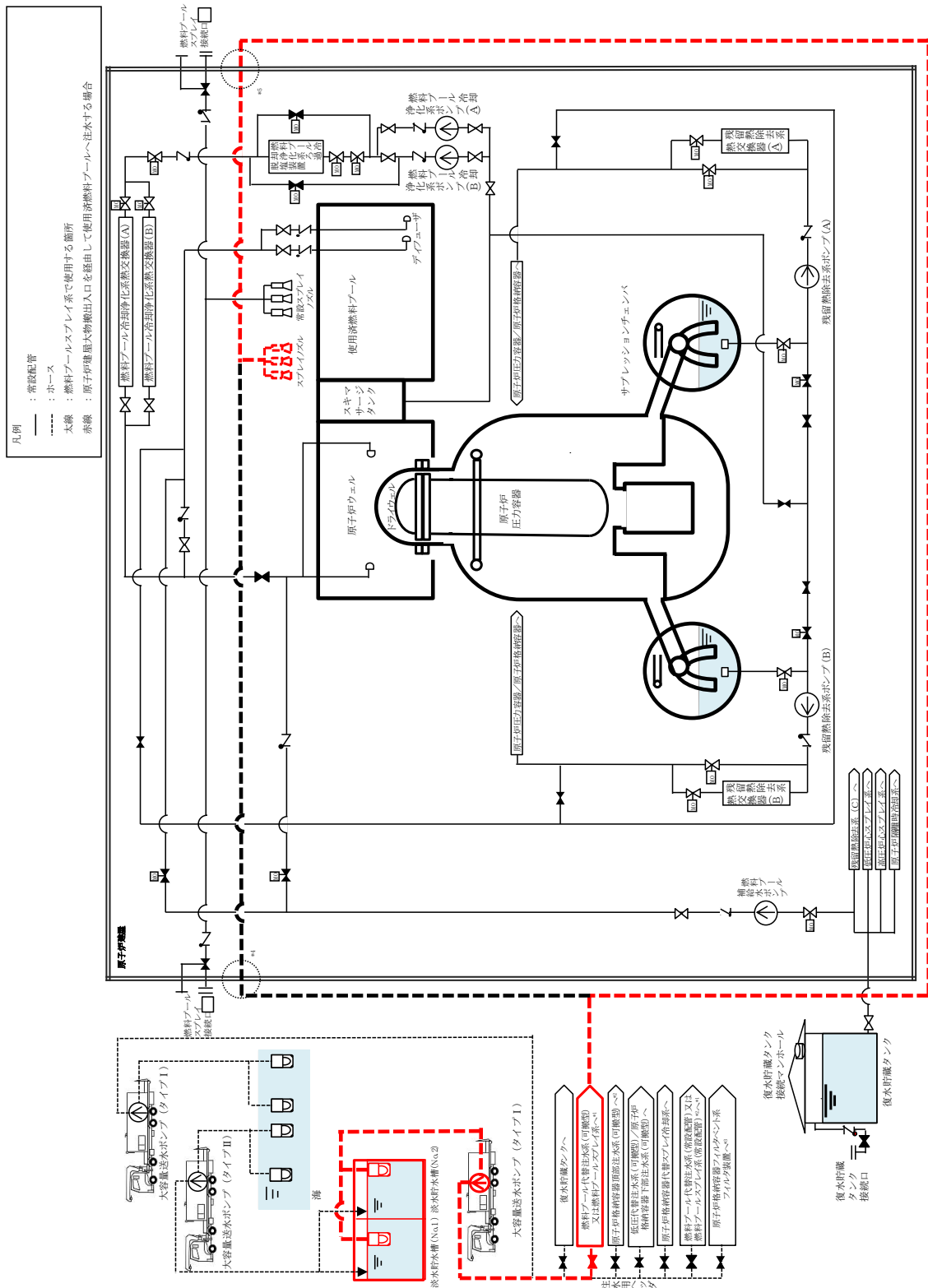


\*1: 同時使用は考慮しない  
 \*2: 自主対策設備  
 \*3: 海を水源とした補給は行わない

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

添 3.13-16





\*1: 同時使用は考慮しない  
 \*2: 自主対策設備と補給は行わない  
 \*3: 自主対策設備  
 \*4: 自主対策設備  
 \*5: 原子炉建屋大物搬出入口

図 3.13-14 燃料プールスプレイ系 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

添 3.13-18





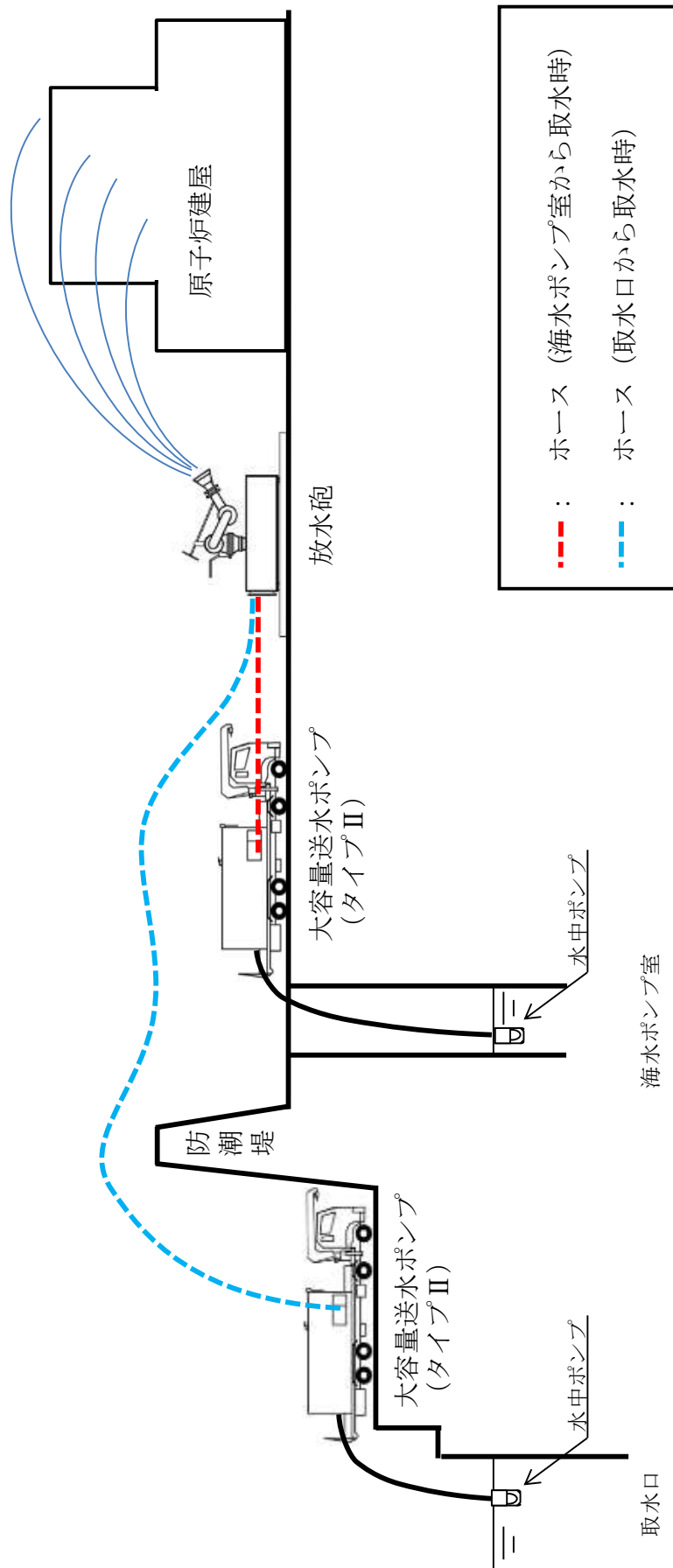


図 3.13-16 放水設備（大気への拡散抑制設備） 系統概要図

添 3.13-20

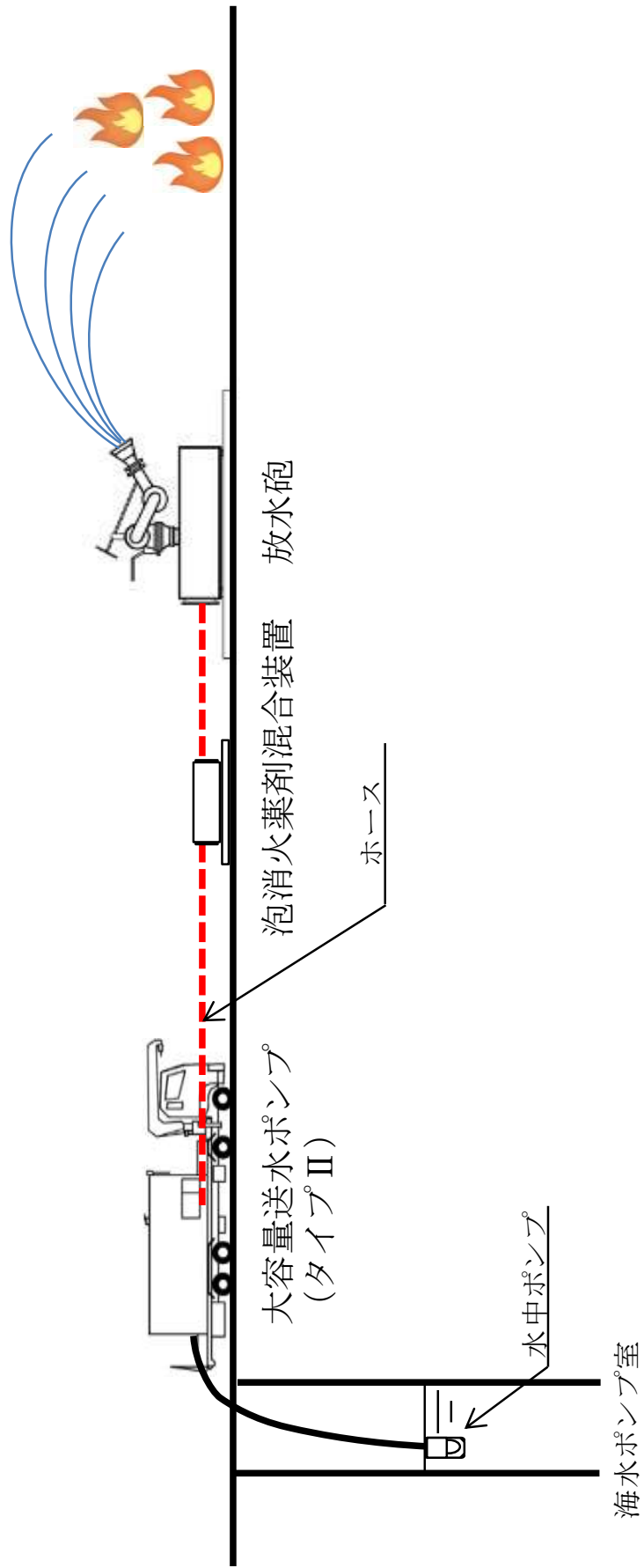


図 3.13-17 放水設備 (泡消火設備) 系統概要図

表 3.13-1 重大事故等収束のための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*1	主要水源 復水貯蔵タンク【常設】 サプレッションチェンバ【常設】 ほう酸水注入系貯蔵タンク【常設】 代替淡水源 淡水貯水槽 (No. 1)【常設】 淡水貯水槽 (No. 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*2	復水貯蔵タンク水位【常設】 圧力抑制室水位【常設】

\*1：ほう酸水注入系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）」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。

### 3.13.2.1.2 主要設備の仕様

主要水源の仕様を以下に示す。

#### (1) 復水貯蔵タンク

個数 : 1  
容量 : 約 3,000 m<sup>3</sup>  
種類 : たて置円筒形  
取付箇所 : 屋外

#### (2) サプレッションチェンバ

個数 : 1  
容量 : 約 2,800 m<sup>3</sup>  
取付箇所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)

代替淡水源の仕様を以下に示す。

#### (1) 淡水貯水槽 (No. 1)

個数 : 1  
容量 : 約 5,000 m<sup>3</sup>  
取付箇所 : 屋外

#### (2) 淡水貯水槽 (No. 2)

個数 : 1  
容量 : 約 5,000 m<sup>3</sup>  
取付箇所 : 屋外

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

添 3.13-23

### 3.13.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.13.2.1.3.1 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項第一号）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等時における温度，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。

復水貯蔵タンクは，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，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3.13-2に示す設計とする。

サプレッションチェンバは原子炉建屋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，原子炉建屋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3.13-3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（復水貯蔵タンク）

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がないように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）。可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	屋外で想定される風荷重，積雪荷重を考慮して，機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.13-3 想定する環境条件及び荷重条件（サブプレッションチェンバ）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋（原子炉建屋原子炉棟内）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	原子炉建屋（原子炉建屋原子炉棟内）に設置するため，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設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	原子炉建屋（原子炉建屋原子炉棟内）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	重大事故等時においても，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 項第二号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等時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。

復水貯蔵タンクを水源とする高压代替注水系、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低压代替注水系（常設）（直流駆動低压注水ポンプ）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）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压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压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）」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。

サブプレッションチェンバを水源とする代替循環冷却系の操作性については、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」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 項第三号）

(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。

復水貯蔵タンクは、表 3.13-4 に示すように発電用原子炉の停止中に、外観検査として傷、割れ、変形、腐食、浸食等の有無を目視等で確認可能な設計とする。また、漏えいの有無の確認可能な設計とする。発電用原子炉の運転中には漏えい検出装置により漏えいのないことの確認可能な設計とする。

サブプレッションチェンバは、表 3.13-5 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、全体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 3.13-4 復水貯蔵タンクの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	外観検査	傷, 割れ, 変形, 腐食, 浸食等の有無を目視等で確認
運転中又は停止中	異常監視	漏えい検出装置により漏えいのないことを確認

表 3.13-5 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	傷, 割れ, 変形, 腐食, 浸食等の有無を目視等で確認
	機能・性能試験	全体漏えい率試験により気密性能を確認
運転中	異常監視	水位の確認により漏えいのないことを確認

(4) 切替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号)

(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。

復水貯蔵タンクを水源とする高压代替注水系, 低压代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ), 低压代替注水系 (常設) (直流駆動低压注水ポンプ) 及び原子炉格納容器下部注水系 (常設) の切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压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压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)」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代替循環冷却系の切り替えの容易性については、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 (設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章)」に記載する。



## (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

## (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。

復水貯蔵タンク及びサプレッションチェンバは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に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 項第六号）

## (i) 要求事項

想定される重大事故等時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。

復水貯蔵タンクを水源とする高压代替注水系、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低压代替注水系（常設）（直流駆動低压注水ポンプ）及び原子炉格納容器下部注水系（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、「3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高压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压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）」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代替循環冷却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、「3.7 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. 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 項第一号）

##### (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。

復水貯蔵タンクは、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容量が、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））又は海を使用するまでの間に必要な容量を有しているため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

復水貯蔵タンクの水量は、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グループのうち事故後 10 時間に最も少なくなる事故シーケンスが「LOCA 時注水機能喪失(中小破断 LOCA+高圧 ECCS 失敗+低圧 ECCS 失敗)」(淡水使用量：約 810 m<sup>3</sup>) であることから、この水使用量を上回る容量として復水貯蔵タンクの容量は 1,192 m<sup>3</sup>とし、復水貯蔵タンクの水が枯渇する前に代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））から淡水又は海水を供給可能な設計とすることで、重大事故等の収束に必要な十分な容量を有する設計とする。

淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は、重大事故等の収束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による水頭が、代替循環冷却系で使用する代替循環冷却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 項第二号）

##### (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。

復水貯蔵タンク及びサブ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 項第三号）

(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。

復水貯蔵タンクを水源とする高压代替注水系, 低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）, 低压代替注水系（常設）（直流駆動低压注水ポンプ）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）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压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压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）」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。

サブプレッションチェンバを水源とする代替循環冷却系の多様性については、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」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復水貯蔵タンク、サプレッションチェンバ及び代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 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（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））から復水貯蔵タンクへ淡水を供給する設備は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、計装設備、水源である複数の代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））、燃料補給設備（軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ）並びに流路であるホース・注水用ヘッド・接続口及び補給水系の配管・弁で構成される。

淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）へ海水を供給する設備は、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、計装設備、非常用取水設備（取水口、取水路及び海水ポンプ室）、燃料補給設備（軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ）並びに流路であるホース及び配管・弁で構成される。

復水貯蔵タンクへ海水を供給する設備は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、計装設備、非常用取水設備（取水口、取水路及び海水ポンプ室）、燃料補給設備（軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ）並びに流路であるホース・注水用ヘッド・接続口及び補給水系の配管・弁で構成される。

復水貯蔵タンクへの淡水の供給は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））から、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース及び注水用ヘッドを用いて接続先である接続口（復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホール）を経由して行う。

淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）への海水の供給は、海を水源として、海水取水箇所（取水口又は海水ポンプ室）から大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及びホースを用いて行う。

また、復水貯蔵タンクへの海水の供給は、海水取水箇所（取水口及び海水ポンプ室）より、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース及び注水用ヘッドを用いて注水先である接続口（復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホール）を経由して行う。

なお、復水貯蔵タンクへの水の供給設備で使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する設計とする。

また、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）への水の供給設備で使用する

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、「淡水貯水槽への水の供給」の供給設備、及び「放水設備（大気への拡散抑制設備）又は放水設備（泡消火設備）」の放水設備として使用する設計とする。

これら水の供給設備に関する重大事故等対処設備を表 3.13-6 に示す。また、本システムに係わる系統概要図を図 3.13-2, 3, 5, 7, 10, 18 に示す。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにて駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

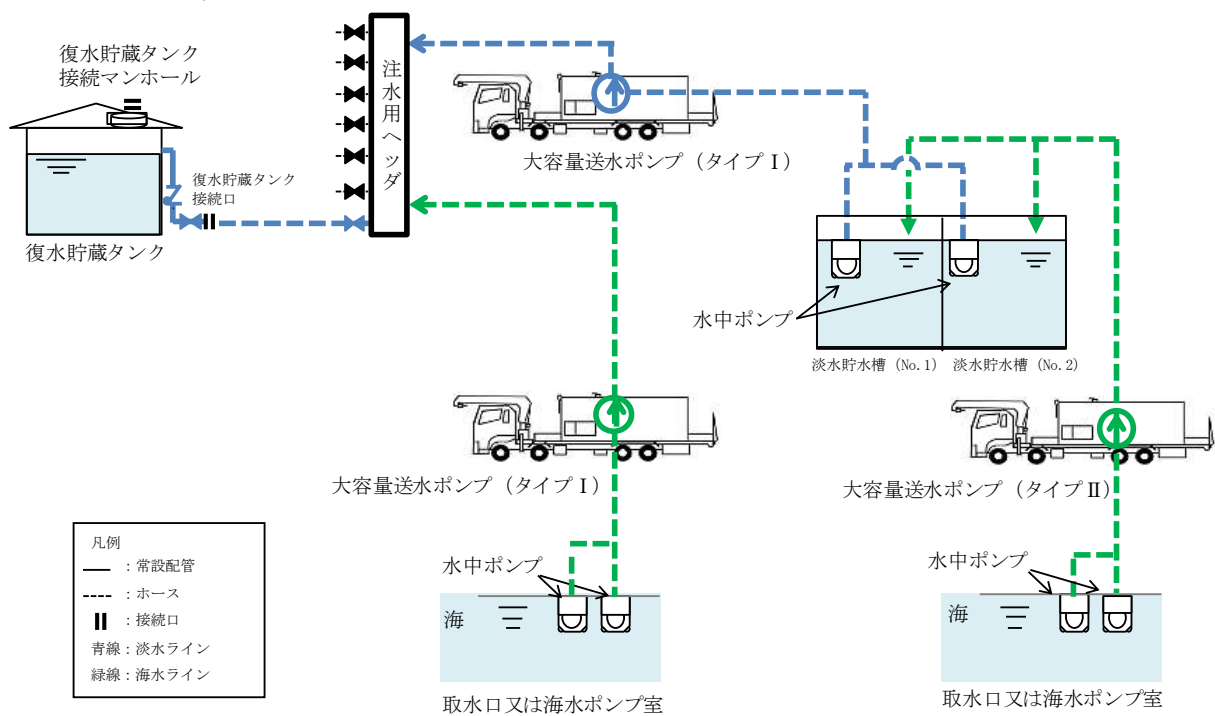


図 3.13-18 復水貯蔵タンクへの水の供給 系統概要図  
 (復水貯蔵タンク接続口への接続の場合)

表 3.13-6 水の供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	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）【可搬】 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）【可搬】
附属設備	ホース延長回収車
水源	代替淡水源 淡水貯水槽（No.1）【常設】 淡水貯水槽（No.2）【常設】 代替水源 海 非常用取水設備 取水口【常設】 取水路【常設】 海水ポンプ室【常設】
流路	大容量送水ポンプ（タイプⅠ） ホース・注水用ヘッダ・接続口【可搬】 補給水系 配管・弁【常設】 大容量送水ポンプ（タイプⅡ） ホース・配管・弁【可搬】
注水先	—
電源設備 （燃料補給設備を含む）	燃料補給設備 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備*1	復水貯蔵タンク水位【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。

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。

### 3.13.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 大容量送水ポンプ (タイプ I) \*1

種類	: うず巻形
容量	: 1,440 m <sup>3</sup> /h/個以上
揚程	: 122 m
最高使用圧力	: 0.9 MPa[gage]*2, 1.2 MPa[gage]*3,*4
最高使用温度	: 50°C
個数	: 5 (うち予備 1) *5
設置場所	: 屋外 (淡水貯水槽 (No. 1) *2, 淡水貯水槽 (No. 2) *2, 取水口 *3, *4 又は海水ポンプ室 *3, *4)
保管場所	: 屋外 (第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び第 4 保管エリア)
原動機出力	: <input type="text"/> kW

\*1: 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレー冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレー系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する。

\*2: 淡水貯水槽を水源とし, 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレー冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレー系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合を示す。

\*3: 「原子炉補機代替冷却水系」に使用する場合を示す。

\*4: 海を水源とし, 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレー冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレー系及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合を示す。

\*5: 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレー冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレー系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として 1 台, 「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として 1 台使用する。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(2) 大容量送水ポンプ (タイプⅡ) \*1

種類	:	うず巻形
容量	:	1,800 m <sup>3</sup> /h/個以上
揚程	:	122 m
最高使用圧力	:	1.2 MPa[gage]
最高使用温度	:	50°C
個数	:	3 (うち予備 1) *2
設置場所	:	屋外 (取水口又は海水ポンプ室)
保管場所	:	屋外 (第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア及び第 4 保管エリア)
原動機出力	:	<input type="text"/> kW

\*1 : 「淡水貯水槽への水の供給」の供給設備及び「放水設備 (大気への拡散抑制設備) 又は放水設備 (泡消火設備)」の放水設備として使用する。

\*2 : 「淡水貯水槽への水の供給」の供給設備として 1 台, 「放水設備 (大気への拡散抑制設備) 又は放水設備 (泡消火設備)」の放水設備として 1 台使用する。

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 項第一号)

(i) 要求事項

想定される重大事故等時における温度, 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。

大容量送水ポンプ (タイプⅠ) は, 屋外の第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに保管し, 重大事故等時に淡水貯水槽 (No. 1), 淡水貯水槽 (No. 2), 取水口又は海水ポンプ室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, 表 3.13-7 に示す設計とする。

大容量送水ポンプ (タイプⅡ) は, 屋外の第 1 保管エリア, 第 2 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口又は海水ポンプ室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

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



きるよう、表 3.13-7 に示す設計とする。

また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）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。

(56-3, 56-7)

表 3.13-7 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がないように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	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は，淡水だけでなく海水も使用する（常時海水は使用しない）。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。 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）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。
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，輪止め等で固定可能な設計とする。
風（台風）・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても，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 項第二号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等時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。

復水貯蔵タンクへ水を供給するための操作が必要な機器及び操作に必要な弁を表 3.13-8 に示す。このうち、復水貯蔵タンク補給弁及び復水貯蔵タンク外部注水入口弁については、復水貯蔵タンク接続口接続時に接続口が設置されている屋外（CST 連絡トレンチ／バルブ室）の場所から手動操作で弁を開閉可能な設計とする。また、復水貯蔵タンク接続マンホールについては、復水貯蔵タンク接続マンホール接続時に復水貯蔵タンク接続マンホールが設置されている屋外の場所から手動操作で開閉可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）については、付属の操作スイッチから起動する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の操作は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、複数の代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2））、海水取水箇所（取水口又は海水ポンプ室）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、設置場所にて輪止め等で固定可能な設計とする。

ホースの接続作業にあたっては、特殊な工具及び技量を必要としない、簡便な接続方式である嵌合構造とし、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。

復水貯蔵タンク接続マンホールから復水貯蔵タンクへ補給する場合、復水貯蔵タンクのマンホールを取外し、ホースを接続するための治具を取り付ける。マンホールと治具の接続はフランジ接続とし、一般的な工具を用いて、確実に取付け可能な設計とする。治具とホースの接続は、簡便な接続方式である嵌合構造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。

(56-6)

表 3.13-8 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
大容量送水ポンプ (タイプⅠ)	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作	
大容量送水ポンプ (タイプⅡ)	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作	
ホース	ホース接続	屋外	屋外	手動操作	
復水貯蔵タンク補 給弁	全閉→調整開	屋外	屋外	手動操作	注水用ヘッダ付属 弁
復水貯蔵タンク外 部注水入口弁	全閉→全開	屋外	屋外	手動操作	復水貯蔵タンク接 続口接続時
復水貯蔵タンク接 続マンホール	マンホール取 外し, 治具取 付け	屋外	屋外	手動操作	復水貯蔵タンク接 続マンホール接続 時

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(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。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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機能・性能試験、弁動作試験及び外観の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉運転中又は停止中に、淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2）を水源とする他系統と独立したテストラインにより、運転性能及び漏えい有無の確認が可能な設計とする。また、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。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、表 3.13-10 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観の確認が可能な設計とする。また、淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2）を水源とする他系統と独立したテストラインにより、運転性能及び漏えい有無の確認が可能な設計とする。また、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。

運転性能の確認として、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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き裂、腐食等の有無を目視で確認することが可能な設計とする。

なお、復水貯蔵タンク補給弁及び復水貯蔵タンク外部注水入口弁については、発電用原子炉の運転中及び停止中に弁動作試験を実施することで弁開閉動作の機能・性能が確認可能な設計とする。

(56-4)

表 3.13-9 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中又は 停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えい有無の確認 車両走行状態の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	外観検査	き裂，腐食等の有無を目視で確認

表 3.13-10 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中又は 停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えい有無の確認 車両走行状態の確認
	外観検査	き裂，腐食等の有無を目視で確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(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。

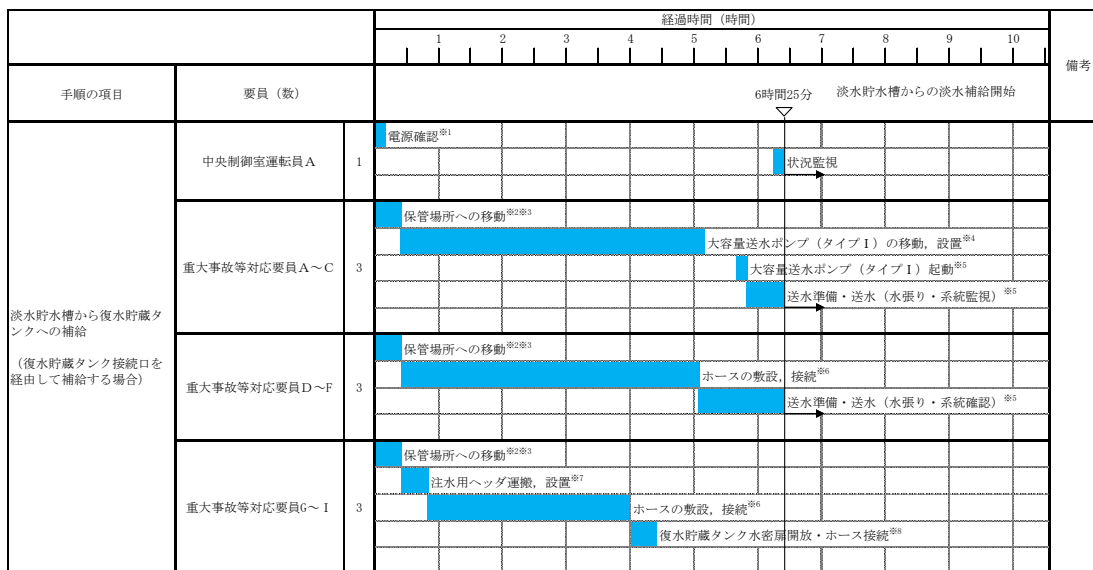
(ii) 適合性

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。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、本来の用途以外の用途には使用しない。

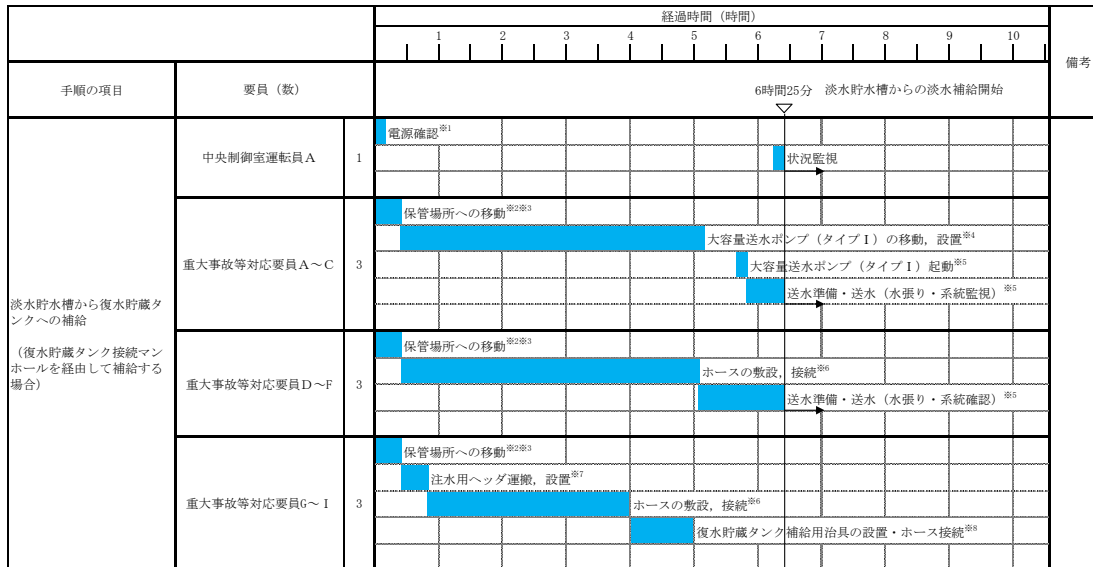
なお、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））から復水貯蔵タンクへの淡水の供給，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による海から復水貯蔵タンクへの海水の供給並びに大容量送水ポンプ（タイプⅡ）による海から淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）への海水の供給に必要な資機材の移動，設置，起動操作については図 3.13-19～26 に示すタイムチャートのとおり速やかに切替えることが可能である。

(56-3)



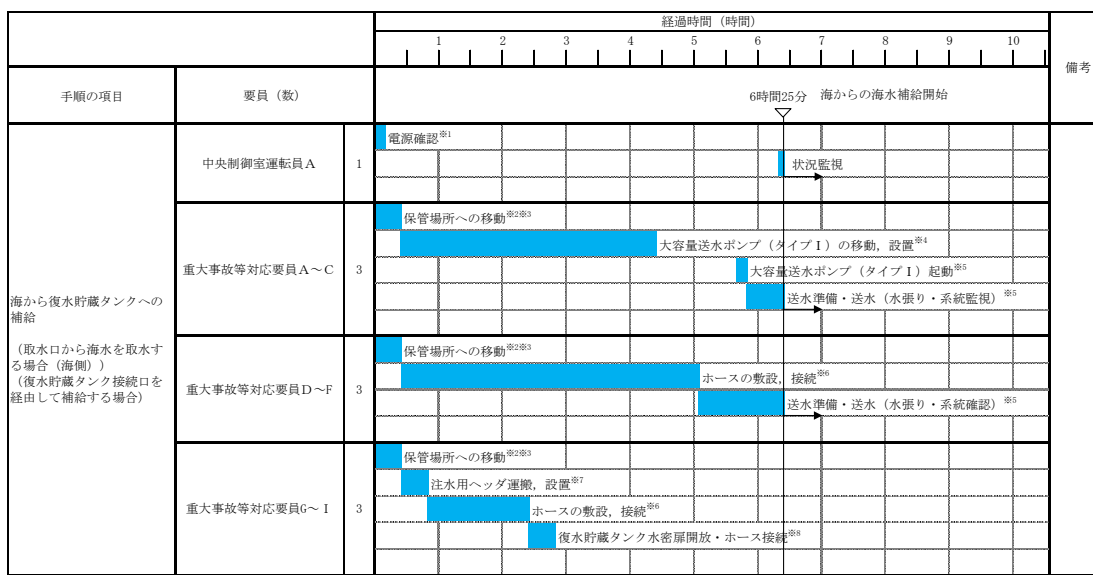
※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2：大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及びホースの保管場所は第1保管エリア，第2保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリア，注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※3：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4：大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の移動時間として，第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※5：大容量送水ポンプ（タイプⅠ）起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6：ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※7：注水用ヘッダの運搬距離として，第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※8：設計状況を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.13-19 淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの水の供給（復水貯蔵タンク接続口を  
経由して供給する場合） タイムチャート\*



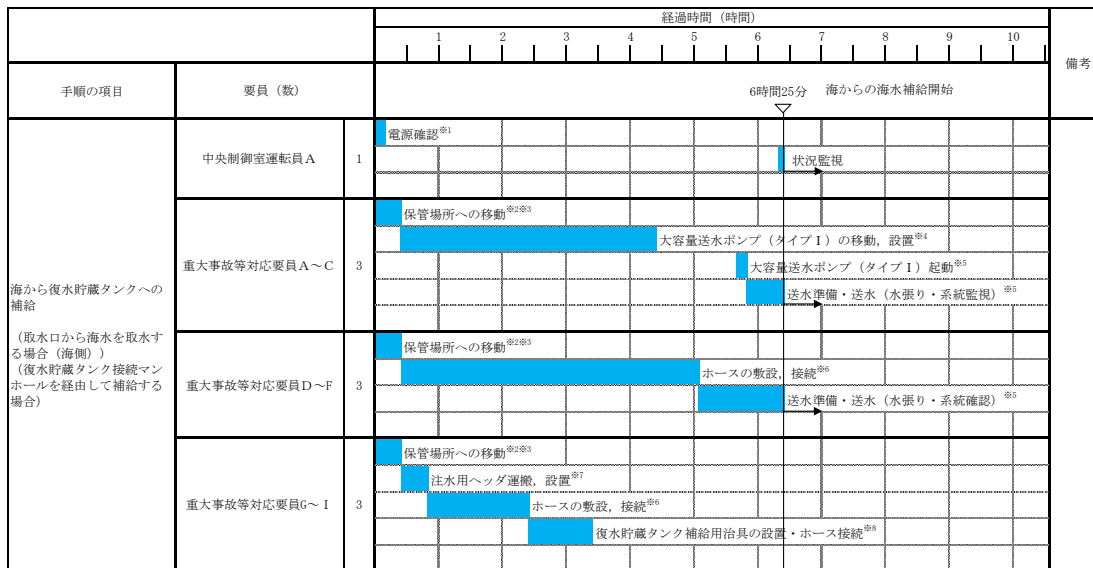
※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 大容量送水ポンプ (タイプ1) 及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, 注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※3: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4: 大容量送水ポンプ (タイプ1) の移動時間として, 第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプ1) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプ1) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※7: 注水用ヘッダの運搬距離として, 第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※8: 設計状況を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3. 13-20 淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの水の供給 (復水貯蔵タンク接続マンホールを経由して供給する場合) タイムチャート\*



※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 大容量送水ポンプ (タイプ1) 及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, 注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※3: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4: 大容量送水ポンプ (タイプ1) の移動時間として, 第2保管エリアから取水口までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプ1) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプ1) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※7: 注水用ヘッダの運搬距離として, 第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※8: 設計状況を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3. 13-21 海から復水貯蔵タンクへの水の供給 (取水口から取水し, 復水貯蔵タンク接続口を経由して供給する場合) タイムチャート\*



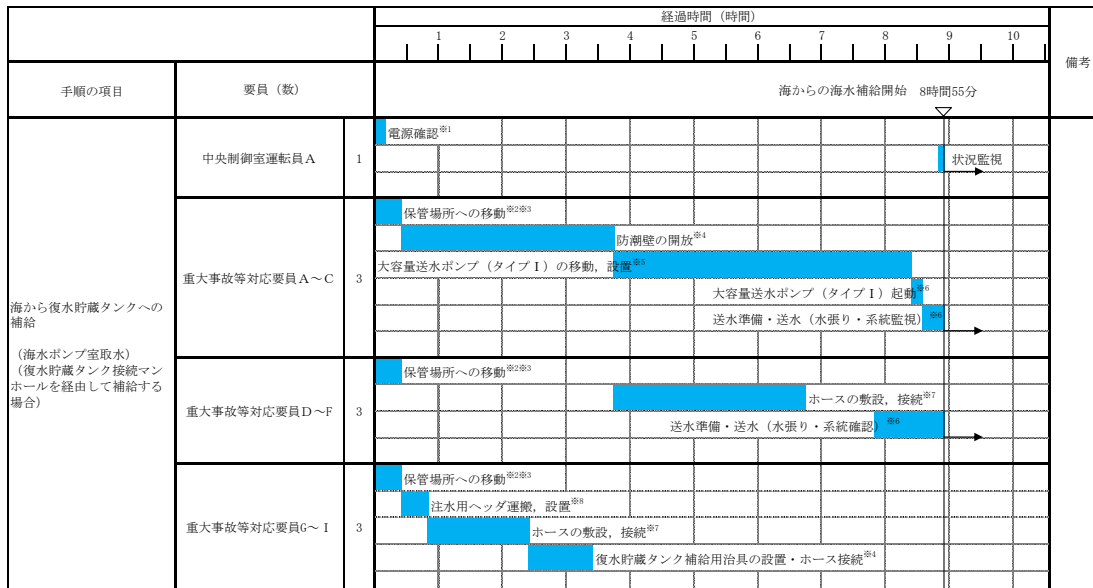
※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 大容量送水ポンプ (タイプ1) 及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, 注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※3: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4: 大容量送水ポンプ (タイプ1) の移動時間として, 第2保管エリアから取水口までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプ1) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプ1) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※7: 注水用ヘッダの運搬距離として, 第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※8: 設計状況を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3. 13-22 海から復水貯蔵タンクへの水の供給 (取水口から取水し, 復水貯蔵タンク接続マンホールを経由して供給する場合) タイムチャート\*



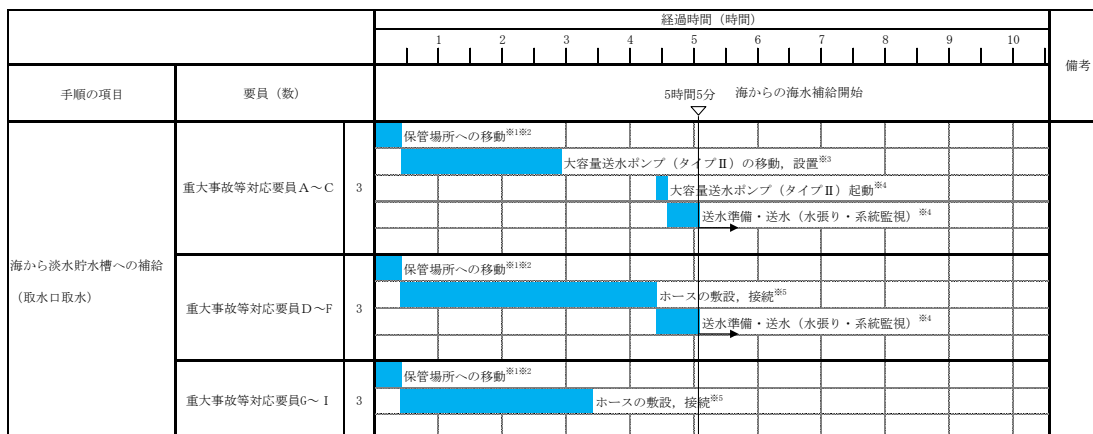
※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 大容量送水ポンプ (タイプ1) 及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, 注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※3: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4: 設計状況を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプ1) の移動時間として, 第2保管エリアから海水ポンプ室までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプ1) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6: 大容量送水ポンプ (タイプ1) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※7: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※8: 注水用ヘッダの運搬距離として, 第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3. 13-23 海から復水貯蔵タンクへの水の供給 (海水ポンプ室から取水し, 復水貯蔵タンク接続口を経由して供給する場合) タイムチャート\*



※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 大容量送水ポンプ (タイプ I) 及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※3: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4: 設計状況を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプ I) の移動時間として, 第2保管エリアから海水ポンプ室までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプ I) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6: 大容量送水ポンプ (タイプ I) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※7: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※8: 注水用ヘッドの運搬距離として, 第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッド設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

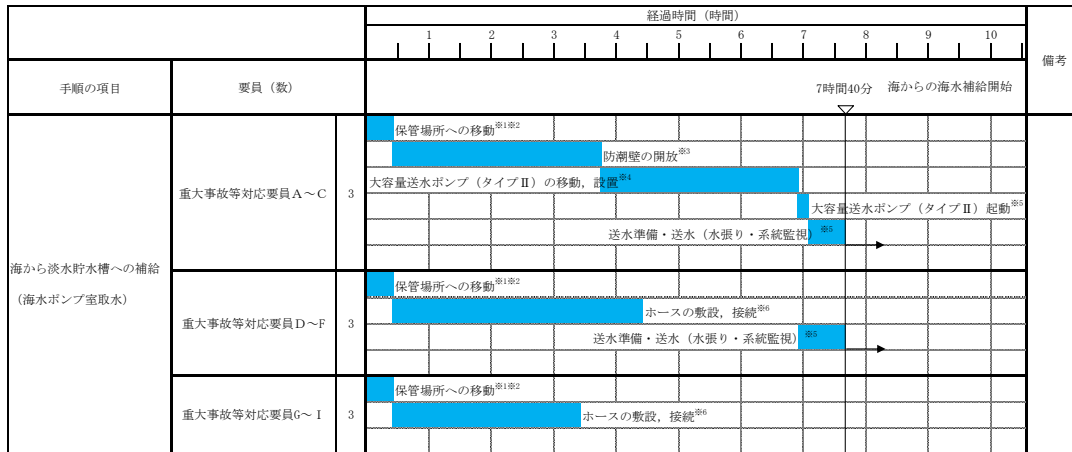
図 3. 13-24 海から復水貯蔵タンクへの水の供給 (海水ポンプ室から取水し, 復水貯蔵タンク接続マンホールを經由して供給する場合) タイムチャート\*



※1: 大容量送水ポンプ (タイプ II) 及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※2: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※3: 大容量送水ポンプ (タイプ II) の移動時間として, 第2保管エリアから取水口までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプ II) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4: 大容量送水ポンプ (タイプ II) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※5: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3. 13-25 海から淡水貯水槽への水の供給 (取水口から取水する場合) タイムチャート\*





※1: 大容量送水ポンプ (タイプII) 及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※2: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※3: 設計状況を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4: 大容量送水ポンプ (タイプII) の移動時間として, 第2保管エリアから海水ポンプ室までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプII) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプII) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3. 13-26 海から淡水貯水槽への水の供給 (海水ポンプ室から取水する場合)  
 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」への適合方針について (個別手順) 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 項第五号）

(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。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）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、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。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、保管場所において転倒しないことを確認することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）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。

(56-3)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等時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。

復水貯蔵タンクへ水を供給するための操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.13-8 に示す。大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、ホース、注水用ヘッド、復水貯蔵タンク外部注水入口弁及び復水貯蔵タンク接続マンホールは、全て屋外にあり操作場所及び設置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。

(56-6)

3.13.2.2.3.2 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 項第一号）

(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。

復水貯蔵タンクへの水の供給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の容量は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止に係る有効性評価解析において有効性が確認されている、 $150\text{m}^3/\text{h}$ 以上とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、作業効率化、被ばく低減を図るため「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して、各系統に必要な流量を1台で確保可能な $569\text{m}^3/\text{h}$ 以上の容量を有する設計とする。なお、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系の同時使用は考慮しない。さらに、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、「原子炉補機代替冷却水系」として必要な流量 $1,200\text{m}^3/\text{h}$ 以上の容量を有する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の揚程は、水源（代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海）と供給先（復水貯蔵タンク）の圧力差、静水頭、機器圧力損失、配管・ホース及び弁類の圧力損失を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）1台運転で復水貯蔵タンクへの水の供給量を達成可能な揚程を確保可能な設計とする。

なお、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び供給設備として1台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時には更に1台使用することから、1セット2台使用する。保有数は2セットで4台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで1台の合計5台を確保する。

淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）への水の供給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の容量は、淡水貯水槽から大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により各系統に注水・供給する流量の合計である $569\text{m}^3/\text{h}$ 以上の容量を有する設計とする。

さらに、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、「放水設備（大気への拡散抑制設備）又は放水設備（泡消火設備）」として必要な流量 $1,200\text{m}^3/\text{h}$ 以上の容量を有する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の揚程は、水源（海）と供給先（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））の圧力差、静水頭、機器圧力損失、配管・

ホース及び弁類の圧力損失を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）1台運転で淡水貯水槽への水の供給量を達成可能な揚程を確保可能な設計とする。

なお、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、「淡水貯水槽への水の供給」の供給設備として1台、また、「放水設備（大気への拡散抑制設備）又は放水設備（泡消火設備）」の放水設備との同時使用時は更に1台使用することから、1セット1台使用する。保有数は1セットで2台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで1台の合計3台を確保する。

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項第二号）

### (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、接続部の口径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。

復水貯蔵タンクへの水の供給に用いる大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の接続箇所は、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系及び原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給にも使用することができるよう、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）から来るホースと接続口について、口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）から注水用ヘッドまでのホース及び接続部は、口径を300Aに統一する設計とする。

注水用ヘッドから復水貯蔵タンク接続口までのホース及び接続部は、口径を150Aに統一する設計とする。

なお、復水貯蔵タンク接続マンホールとホースの接続は、マンホールを取外し、簡便な接続方式である嵌合構造を持った治具を取付けることで、特殊な工具及び技量を必要とせず確実な接続が可能な設計とする。また、治具の取付けは、一般的な工具を用いてフランジ接続により容易にかつ確実に取付

け可能な設計とする。

淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）への水の供給に用いる大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の接続箇所は、口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

(56-6)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第三号）

(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。

復水貯蔵タンクへの水の供給で用いる大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものではないことから本条文の直接的な要求は受けないが、復水貯蔵タンクへの接続口を屋外（CST 連絡トレンチ／バルブ室）に 1 箇所、復水貯蔵タンク屋根マンホールにつながる復水貯蔵タンク接続マンホールを 1 箇所設置し、複数の場所に設けることで信頼性向上を図る設計とする。

(56-3, 56-6)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第四号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等時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。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、屋外で使用する設備であり、想定される重大事故等時における放射線を考慮しても、設置及び接続口への接続、弁操作等の作業が可能であると想定している。仮に放射線量が高い場合は、放射線量を測定し、線源からの離隔距離をとり放射線量が低い位置に設置すること等により、設備の設置及び常設設備

との接続を可能とする。なお、設置場所での接続作業は、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(56-6)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第五号）

(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。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響その他の条件を考慮し、これら共通要因により同時に機能を喪失しないよう、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は第 1 保管エリア、第 2 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管する設計とする。

(56-7)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第六号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等時において、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。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、想定される重大事故等時においても、保管場所から設置場所までの経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、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）

(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 項第七号）

(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。

水の供給設備に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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、第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散保管し位置的分散を図る設計とする。

なお、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は同一目的の設計基準事故対処設備はないものの、原子炉建屋と位置的分散を図り、第 1 保管エリア、第 2 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管する設計とする。

(56-3, 56-6, 56-7)

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	関連 条文	主要水源を利用する 重大事故等対処設備*1		注水先
復水貯蔵タンク	45 条	高压代替注水系	高压代替注水系 ポンプ	原子炉 压力容器
		原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却 系ポンプ	原子炉 压力容器
		高压炉心スプレイ系	高压炉心スプレイ 系ポンプ	原子炉 压力容器
	47 条	低压代替注水系 (常設)	復水移送ポンプ	原子炉 压力容器
			直流駆動低压注水 ポンプ	原子炉 压力容器
51 条	原子炉格納容器下部 注水系 (常設)	復水移送ポンプ	原子炉 格納容器	
サプレッション チェンバ	45 条	高压炉心スプレイ系	高压炉心スプレイ 系ポンプ	原子炉 压力容器
	47 条	残留熱除去系 (低压 注水モード)	残留熱除去系 ポンプ	原子炉 压力容器
		低压炉心スプレイ系	低压炉心スプレイ 系ポンプ	原子炉 压力容器
	49 条	残留熱除去系 (格納 容器スプレイ冷却モ ード)	残留熱除去系 ポンプ	原子炉 格納容器
		残留熱除去系 (サブ レッションプール水 冷却モード)	残留熱除去系 ポンプ	原子炉 格納容器
	50 条	代替循環冷却系	代替循環冷却 ポンプ	原子炉 压力容器 原子炉 格納容器
ほう酸水注入 系貯蔵タンク	44 条	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系 ポンプ	原子炉 压力容器
	45 条	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系 ポンプ	原子炉 压力容器
	51 条	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系 ポンプ	原子炉 压力容器

\*1 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	関連 条文	代替淡水源を利用する 重大事故等対処設備*1		注水先
淡水貯水槽 (No. 1)	47 条	低圧代替注水系（可搬型）	大容量送水ポンプ（タイプ I）	原子炉 圧力容器
	49 条	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	大容量送水ポンプ（タイプ I）	原子炉 格納容器
	50 条	原子炉格納容器フィルタベント系	大容量送水ポンプ（タイプ I）	フィルタ 装置
	51 条	原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	大容量送水ポンプ（タイプ I）	原子炉 格納容器
	54 条	燃料プール代替注水系（常設配管）	大容量送水ポンプ（タイプ I）	使用済燃料プール
		燃料プール代替注水系（可搬型）	大容量送水ポンプ（タイプ I）	使用済燃料プール
		燃料プールのスプレイ系	大容量送水ポンプ（タイプ I）	使用済燃料プール
56 条	水の供給設備	大容量送水ポンプ（タイプ I）	復水貯蔵 タンク	
淡水貯水槽 (No. 2)	47 条	低圧代替注水系（可搬型）	大容量送水ポンプ（タイプ I）	原子炉 圧力容器
	49 条	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	大容量送水ポンプ（タイプ I）	原子炉 格納容器
	50 条	原子炉格納容器フィルタベント系	大容量送水ポンプ（タイプ I）	フィルタ 装置
	51 条	原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	大容量送水ポンプ（タイプ I）	原子炉 格納容器
	54 条	燃料プール代替注水系（常設配管）	大容量送水ポンプ（タイプ I）	使用済燃料プール
		燃料プール代替注水系（可搬型）	大容量送水ポンプ（タイプ I）	使用済燃料プール
		燃料プールのスプレイ系	大容量送水ポンプ（タイプ I）	使用済燃料プール
56 条	水の供給設備	大容量送水ポンプ（タイプ I）	復水貯蔵 タンク	

\*1 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	関連 条文	海を利用する 重大事故等対処設備*1		注水先
海	47 条	低压代替注水系（可搬型）	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	原子炉 圧力容器
	48 条	原子炉補機代替冷却水系	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	熱交換器 ユニット
	49 条	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	原子炉 格納容器
	50 条	原子炉補機代替冷却水系	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	熱交換器 ユニット
	51 条	原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	原子炉 格納容器
	54 条	燃料プール代替注水系（常設配管）	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	使用済燃料 プール
		燃料プール代替注水系（可搬型）	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	使用済燃料 プール
		燃料プールのスプレイ系	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	使用済燃料 プール
		重大事故等時における使用済燃料プールの除熱	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	熱交換器 ユニット
	55 条	原子炉建屋放水設備	大容量送水ポンプ（タイプⅡ）	—
	56 条	水の供給設備	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	復水貯蔵 タンク
			大容量送水ポンプ（タイプⅡ）	淡水貯水槽 (No. 1) *2 淡水貯水槽 (No. 2) *2

\*1 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。

\*2 低压代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系の水源として利用できる。

3. 13. 3. 4 水の循環又は冷却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

関連条文	水の循環又は除熱を目的とする重大事故等対処設備*1	
47 条	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	残留熱除去系ポンプ
		残留熱除去系熱交換器
48 条	原子炉補機代替冷却水系	熱交換器ユニット
		大容量送水ポンプ（タイプ I）
	原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ
		原子炉補機冷却海水ポンプ
		原子炉補機冷却水系熱交換器
	高圧炉心スプレー補機冷却水系	高圧炉心スプレー補機冷却水ポンプ
高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプ		
高圧炉心スプレー補機冷却水系熱交換器		
49 条	残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）	残留熱除去系ポンプ
		残留熱除去系熱交換器
	残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）	残留熱除去系ポンプ
		残留熱除去系熱交換器
50 条	代替循環冷却系	代替循環冷却ポンプ
		残留熱除去系熱交換器
54 条	使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ
		燃料プール冷却浄化系熱交換器

\*1 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にあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。
  - e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。
- 2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。
- a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。

### 3.14 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，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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，可搬型代替直流電源設備及び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) 及び iii))

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，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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。

可搬型代替交流電源設備は，電源車を代替所内電気設備に接続して運転し，代替所内電気設備である緊急用高圧母線及び非常用所内電気設備である非常用高圧母線を操作することで，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。

電源車の燃料は，軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて燃料を運搬し，補給可能な設計とする。

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及びその燃料移送系並びに高圧炉心スプレイ系用交流電源設備及びその燃料移送系に対して，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) 及び iii))

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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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。

常設代替交流電源設備は、代替所内電気設備に接続されたガスタービン発電機が、外部電源の喪失時に自動起動することにより、代替所内電気設備に電源供給し、また、非常用所内電気設備である非常用高圧母線を操作することで、非常用所内電気設備へも電源供給する設計とする。

ガスタービン発電機の燃料は、ガスタービン発電設備軽油タンクよりガスタービン発電設備燃料移送ポンプを用いて補給可能な設計とする。

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及びその燃料移送系並びに高圧炉心スプレイ系用交流電源設備及びその燃料移送系に対して、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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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。

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 125V 蓄電池から設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に電源供給を行い、全交流動力電源喪失から 1 時間後に、中央制御室において不要な負荷の切離しを行う。さらに、全交流動力電源喪失から 8 時間後に、現場において不要な負荷の切離しを行い、全交流動力電源喪失から 24 時間必要な負荷に電源供給することを可能な設計とする。

なお、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 系及び非常用直流電源設備 B 系と兼用し、非常用直流電源設備 A 系、非常用直流電源設備 B 系及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備は独立性を有し、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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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。

常設代替直流電源設備は、全交流動力電源喪失直後に 125V 代替蓄電池から重大事故等対処設備に電源供給を行い、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を可能な設計とする。また、全交流動力電源喪失直後に 250V 蓄電池から重大事故等対処設備に電源供給を行い、全交流動力電源喪失から 1 時間後に、中央制御室において不要な負荷の切離しを行い、全交流動力電源喪失から 24 時間必要な負荷に電源供給することを可能な設計とする。

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及び高圧炉心スプレイ系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。

(5) 可搬型代替直流電源設備(設置許可基準解釈の第 1 項 c)並びに a) i) 及び iii))

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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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、可搬型代替直流電源設備を設ける。

可搬型代替直流電源設備は、125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池から必要な負荷に電源供給し、その後、可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して、125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤を受電することにより、24 時間以上必要な負荷に電源供給することを可能な設計とする。

可搬型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及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備並びに 125V 充電器盤に電源を供給する非常用ディーゼル発電機とその燃料移送系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機とその燃料移送系に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(6) 号炉間電力融通設備(設置許可基準解釈の第 1 項 d))

号炉間電力融通設備については、単独号炉申請であるため、自主対策設備として設ける設計とする。

(7) 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又は可搬型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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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。

代替所内電気設備は、ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線、緊急用動力変圧器、緊急用低圧母線及び緊急用交流電源切替盤により、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。



(8) 重大事故等対処設備(設計基準拡張)

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)と位置付ける。

(i) 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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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。

(ii) 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備

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、非常用交流電源設備による電源供給と組み合わせて、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料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、高圧炉心スプレイ系用交流電源設備を設ける設計とする。

(iii) 高圧炉心スプレイ系用直流電源設備

外部電源が喪失した場合、直流設備に電源を供給することにより、非常用直流電源設備による電源供給と組み合わせて、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料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、高圧炉心スプレイ系用直流電源設備を設ける設計とする。

(9) 燃料補給設備

重大事故等発生時に重大事故等対処設備の補機駆動用に軽油を補給するために、以下を整備する。

(i) 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。

(10) 自主対策設備の整備

電源設備の自主対策設備として、以下を整備する。

(i) 125V 代替充電器盤用電源車接続設備

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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために、125V 代替充電器盤用電源車接続設備を設ける。

125V 代替充電器盤用電源車接続設備は、可搬型代替交流電源設備が代替所内電気設備を経由せずに直接 125V 代替充電器盤を受電することにより、必要な負荷に電源供給することを可能な設計とする。

(ii) 号炉間電力融通設備

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、3号炉から号炉間電力融通ケーブル(常設)又は号炉間電力融通ケーブル(可搬型)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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために、号炉間電力融通設備を設ける。

号炉間電力融通設備は、号炉間電力融通ケーブル(常設)を2号炉の代替所内電気設備である緊急用高圧母線(緊急用電気品建屋側)及び3号炉の非常用所内電気設備である非常用高圧母線に遮断器の手動操作で接続することで、2号炉の非常用所内電気設備に電源供給し、また、号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を2号炉の代替所内電気設備である緊急用高圧母線(原子炉建屋側)及び3号炉の非常用所内電気設備である非常用高圧母線にケーブルを手動で接続後、遮断器の手動操作で接続することで、2号炉の非常用所内電気設備に電源供給する設計とする。

### 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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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配備するものである。

可搬型代替交流電源設備の電気系統は、ディーゼル機関及び発電機を搭載した「電源車」、電源車を接続する「電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )」及び「電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )」並びに代替所内電気設備として回路を構成する「緊急用高圧母線 2G 系」及び「緊急用動力変圧器 2G 系」並びに電源供給先である「非常用高圧母線 2C 系」、「非常用高圧母線 2D 系」及び「緊急用低圧母線 2G 系」で構成する。

可搬型代替交流電源設備の燃料移送系は、燃料を保管する「軽油タンク」及び「ガスタービン発電設備軽油タンク」並びに軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクから電源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、電源車を非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系又は緊急用低圧母線 2G 系に接続することで電力を供給できる設計とする。

本系統の概要図を図 3. 14-1～6 に、本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3. 14-1 に示す。

本系統は、電源車を所定の接続先(電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )又は電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ ))に接続し、緊急用高圧母線 2G 系、非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系の系統構成を行った後、電源車の操作ボタンにより起動し、運転を行う。

電源車の運転中は、軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて燃料を電源車に補給する。また、タンクローリは、電源車だけでなく、大容量送水ポンプ(タイプ I)、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプ II)に対しても燃料補給を行う。

電源車は、可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用代替交流電源設備として使用する設計とする。

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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

なお、大容量送水ポンプ(タイプⅠ)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 47 条に対する方針を示す章)」、「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 48 条に対する方針を示す章)」、「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 49 条に対する方針を示す章)」、「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 50 条に対する方針を示す章)」、「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 51 条に対する方針を示す章)」、「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(設置許可基準規則 52 条に対する方針を示す章)」、「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 54 条に対する方針を示す章)」及び「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 56 条に対する方針を示す章)」並びに熱交換器ユニットについては、「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)」、「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 50 条に対する方針を示す章)」、「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(設置許可基準規則 52 条に対する方針を示す章)」及び「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 54 条に対する方針を示す章)」並びに大容量送水ポンプ(タイプⅡ)については、「3.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備(設置許可基準規則 55 条に対する方針を示す章)」及び「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 56 条に対する方針を示す章)」並びに緊急時対策所用代替交流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。

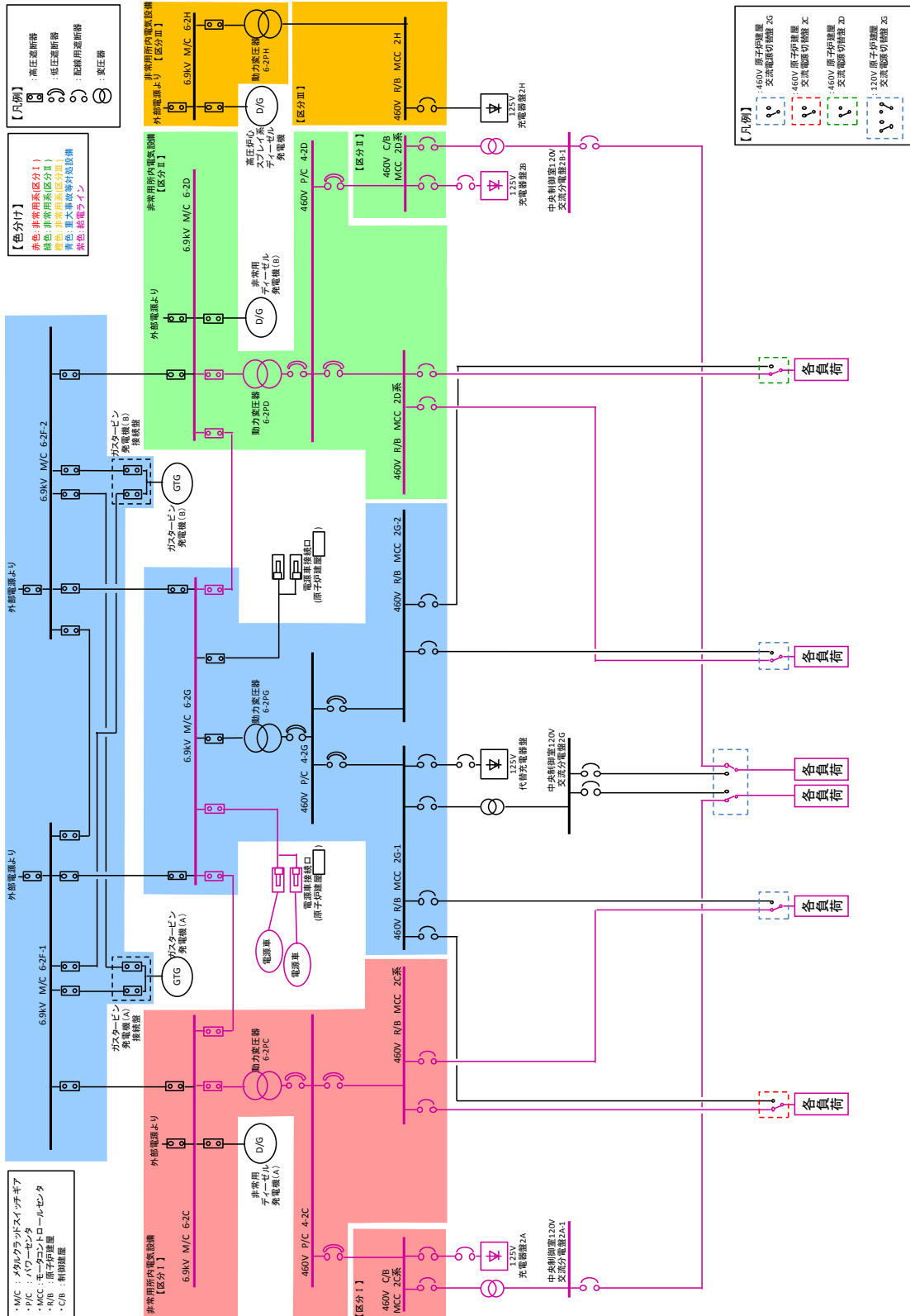


図 3.14-1 可搬型代替交流電源設備系統図  
 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系電路)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

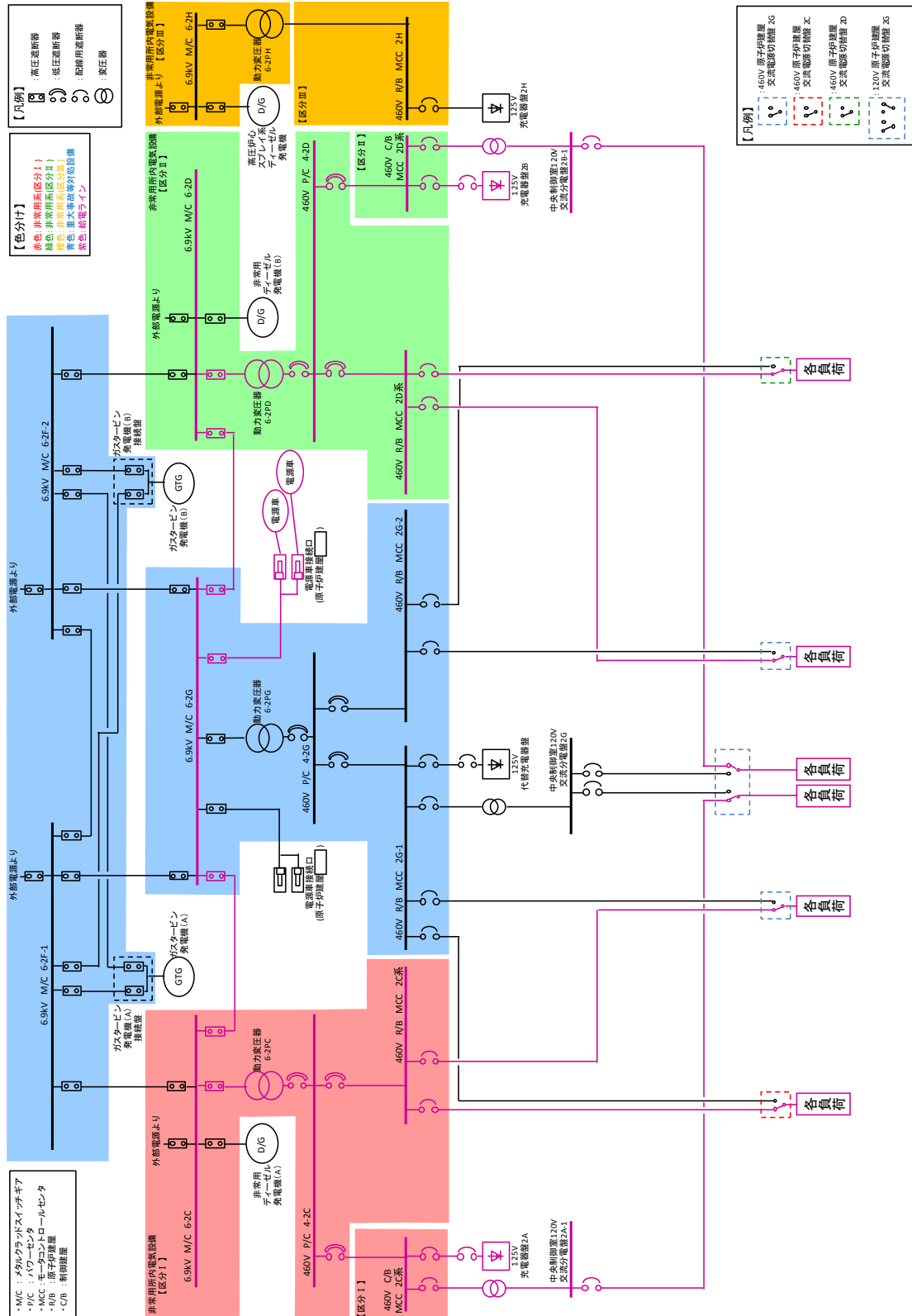


図 3.14-2 可搬型代替交流電源設備系統図  
 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系電路)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

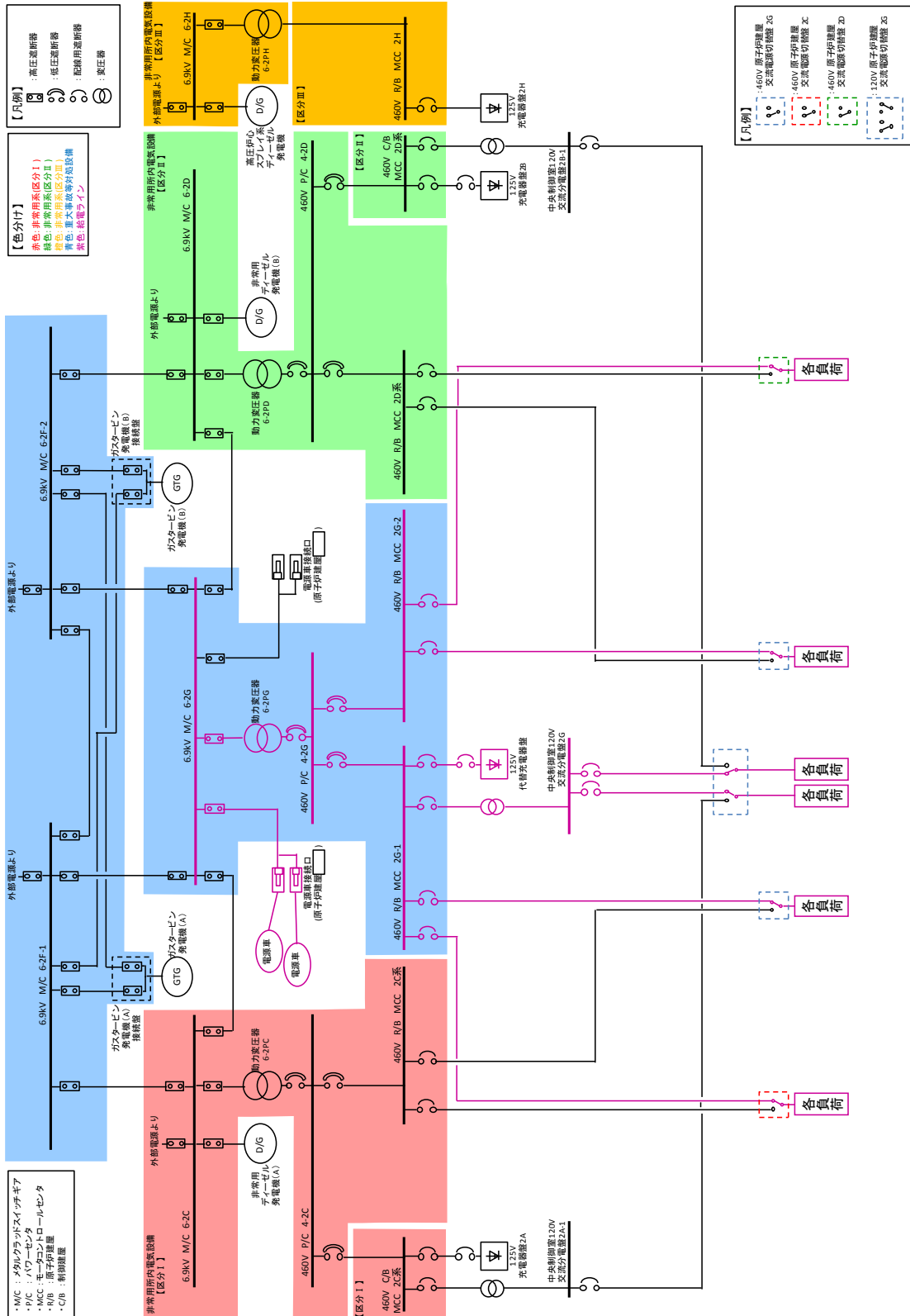


図 3.14-3 可搬型代替交流電源設備系統図  
 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系電路)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

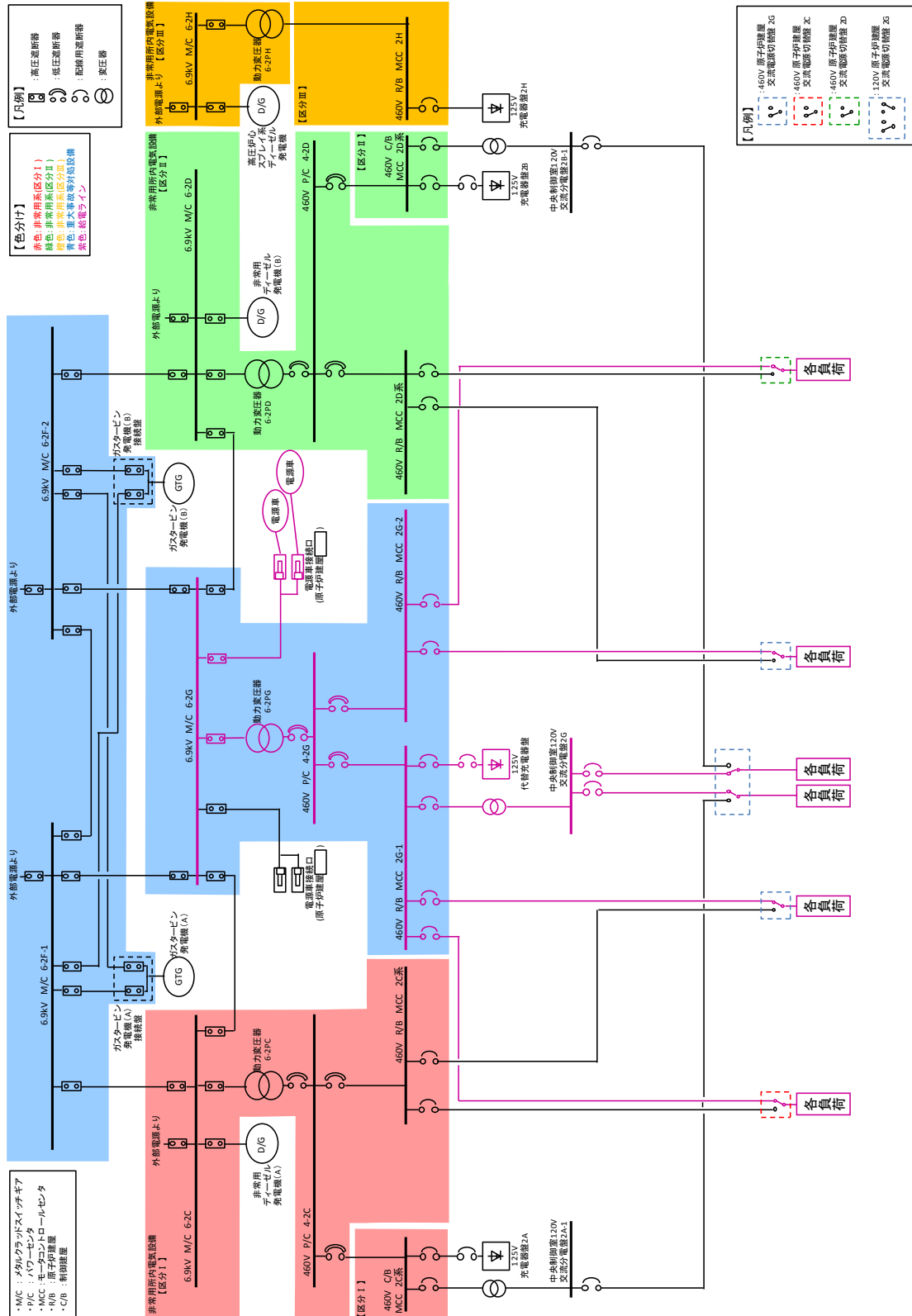


図 3.14-4 可搬型代替交流電源設備系統図  
 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系電路)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



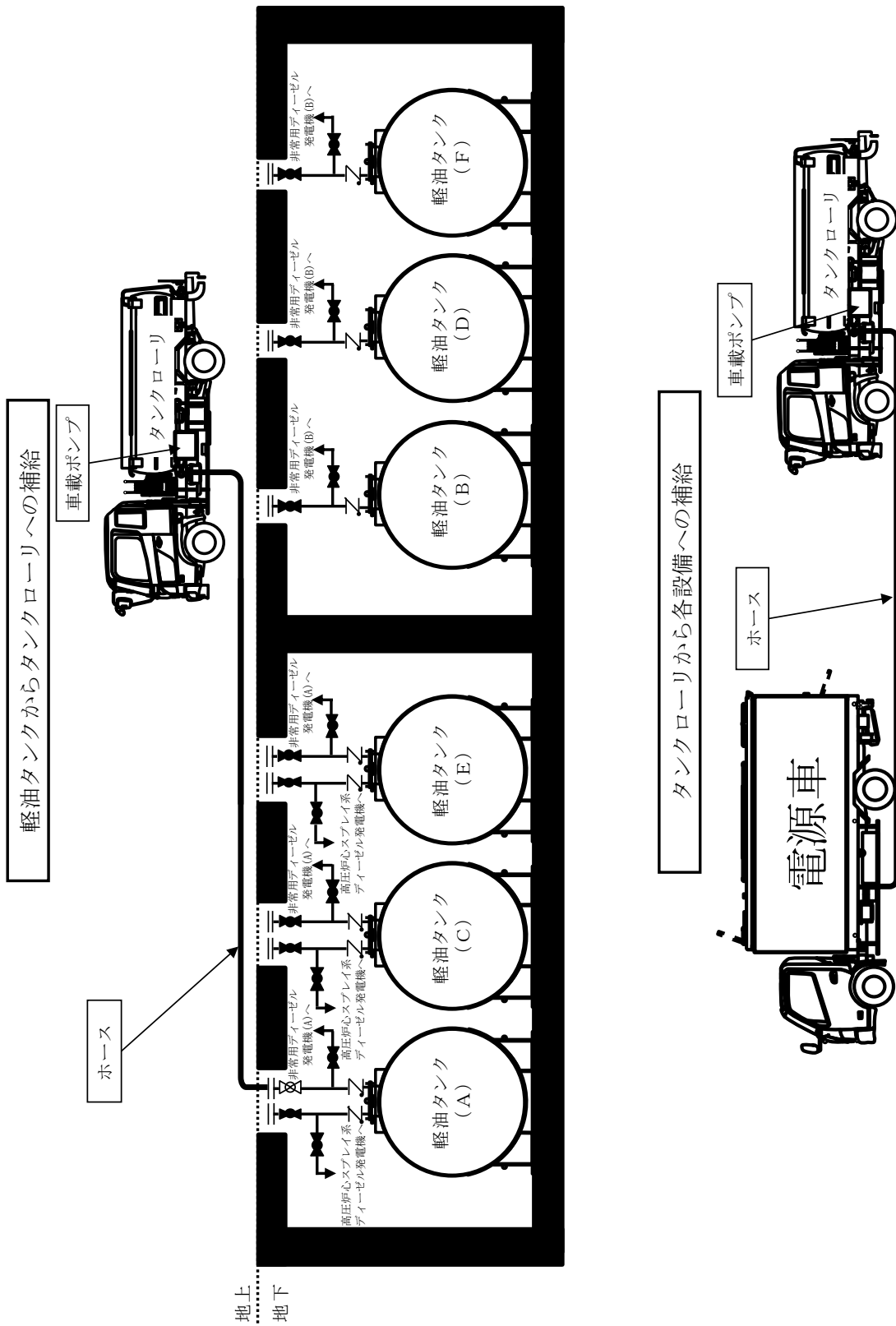


図 3.14-5 可搬型代替交流電源設備系統図  
(燃料移送系 (軽油タンク))

タンクローリは、電源車だけでなく、大容量送水ポンプ(タイプI)、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプII)に対しても燃料補給を行う。

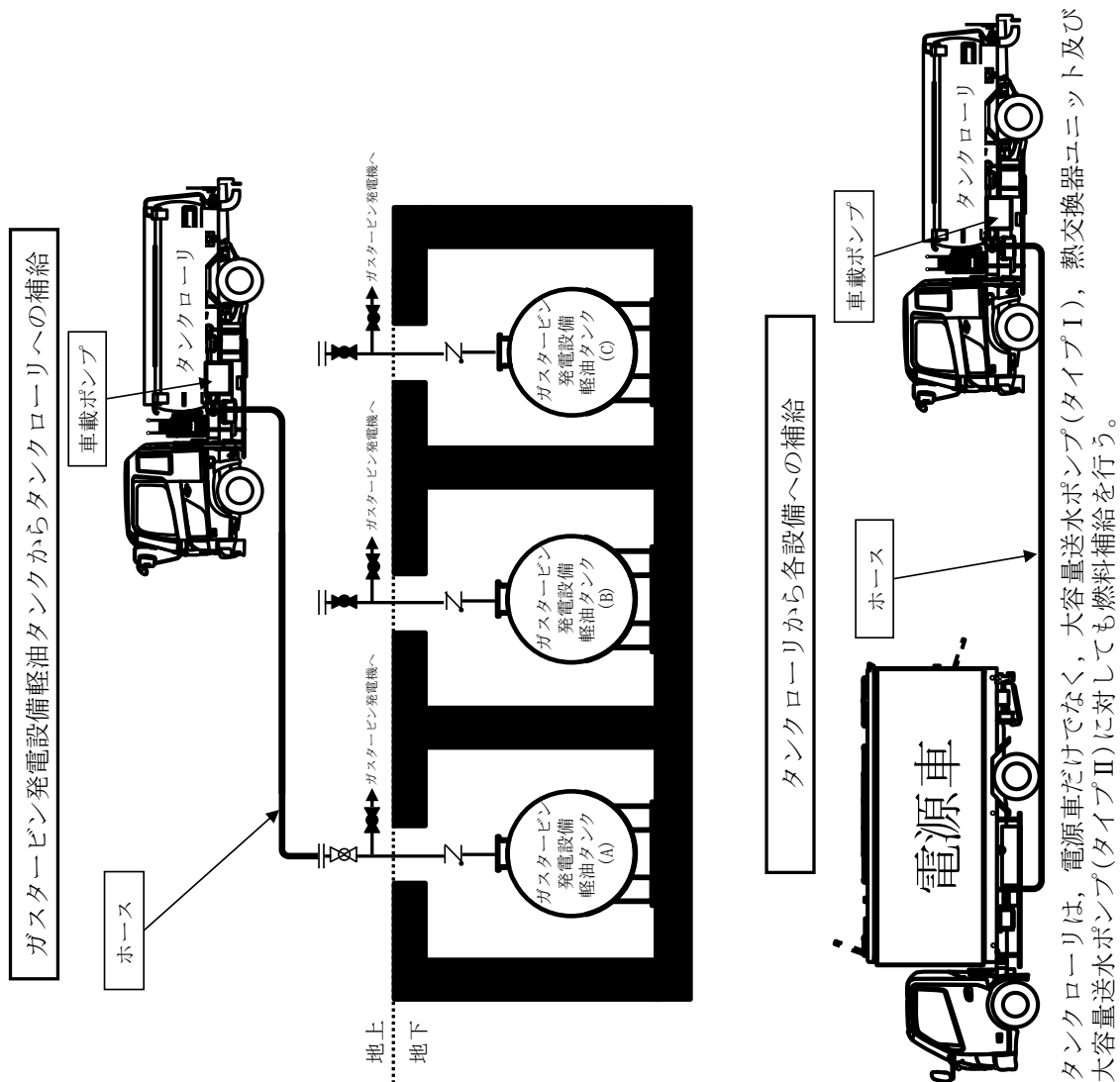


図 3.14-6 可搬型代替交流電源設備系統図  
 (燃料移送系 (ガスタービン発電設備軽油タンク))

表 3.14-1 可搬型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	電源車【可搬】 軽油タンク【常設】*1 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】*2 タンクローリ【可搬】
附属設備	—
燃料流路	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁【常設】 ホース【可搬】
電路	電源車～電源車接続口(原子炉建屋)*3 ～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋)電路【可搬】) (電源車接続口(原子炉建屋) ～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路【常設】)  電源車～電源車接続口(原子炉建屋) ～緊急用低圧母線 2G 系電路 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋)電路【可搬】) (電源車接続口(原子炉建屋) ～緊急用低圧母線 2G 系電路【常設】)
計装設備 (補助)*4	6-2C 母線電圧【常設】 6-2D 母線電圧【常設】 4-2C 母線電圧【常設】 4-2D 母線電圧【常設】

- \* 1：軽油タンクは，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(A)，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(B)，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(C)，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(D)，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(E)及び，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(F)により構成される。
- \* 2：ガスタービン発電設備軽油タンクは，ガスタービン発電設備軽油タンク(A)，ガスタービン発電設備軽油タンク(B)及びガスタービン発電設備軽油タンク(C)により構成される。
- \* 3：電源車接続口(原子炉建屋)は，電源車接続口(原子炉建屋[ ])，電源車接続口(原子炉建屋[ ])，電源車接続口(原子炉建屋[ ])及び電源車接続口(原子炉建屋[ ])により構成される。
- \* 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補助パラメータ

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.14.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 電源車 \*1

ディーゼル機関

個数 : 6(うち予備 1) \*2

使用燃料 : 軽油

発電機

個数 : 6(うち予備 1) \*2

種類 : 同期発電機

容量 : 400kVA/個

力率 : 0.85

電圧 : 6.9kV

周波数 : 50Hz

設置場所 : 屋外

(原子炉建屋  又は原子炉建屋  \*3 並びに  
緊急時対策建屋  \*4)

保管場所

: 屋外

(第2保管エリア, 第3保管エリア, 第4保管エリア  
及び緊急時対策建屋 )

\*1: 「可搬型代替交流電源設備」及び「緊急時対策所用代替交流電源設備」として使用する。

\*2: 「可搬型代替交流電源設備」で4個, 「緊急時対策所用代替交流電源設備」で1個使用する。

\*3: 「可搬型代替交流電源設備」に使用する場合を示す。

\*4: 「緊急時対策所用代替交流電源設備」に使用する場合を示す。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(2) 軽油タンク

種類	: 横置円筒形
容量	: 110kL/個
最高使用圧力	: 静水頭
最高使用温度	: 66°C
個数	: 6
取付箇所	: 屋外

(3) ガスタービン発電設備軽油タンク

種類	: 横置円筒形
容量	: 110kL/個
最高使用圧力	: 静水頭
最高使用温度	: 50°C
個数	: 3
取付箇所	: 屋外

(4) タンクローリ

容量	: 4.0kL/個
最高使用圧力	: 24kPa[gage]
最高使用温度	: 40°C
個数	: 3(うち予備 1)
設置場所	: 屋外
保管場所	: 屋外

(第2保管エリア, 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、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備と同時にその機能が損なわれないよう、表 3.14-2 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、電源車を非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機と位置的分散された屋外(第2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、設置位置についても非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機と位置的分散された屋外(原子炉建屋 $\square$ 又は原子炉建屋 $\square$ )に設置する設計とする。電路については、可搬型代替交流電源設備から非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 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及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備から非常用高圧母線 2H 系を受電する電路に対して、独立した電路で系統構成することにより、共通要因によって同時に機能を損なわれないよう独立した設計とする。電源の冷却方式については、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の水冷式に対して、電源車は空冷式とすることで、多様性を確保する設計とする。燃料源については、非常用ディーゼル発電機は非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンクからの供給であるのに対して、電源車は車載燃料とすることで、位置的分散された設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、表 3.14-3 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及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備との独立性を確保する設計とする。

(57-2, 57-3, 57-9)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3. 14-2 可搬型代替交流電源設備の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備	可搬型代替交流電源設備
電源	非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 <いずれも原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)>	電源車 <屋外 (第2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) ～非常用高圧母線 2C 系電路  非常用ディーゼル発電機(B) ～非常用高圧母線 2D 系電路  高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線 2H 系電路	電源車～電源車接続口(原子炉建屋) ～非常用高圧母線 2C 系及び 非常用高圧母線 2D 系電路  電源車～電源車接続口(原子炉建屋) ～緊急用低圧母線 2G 系電路
電源供給先	非常用高圧母線 2C 系 非常用高圧母線 2D 系 非常用高圧母線 2H 系 <いずれも原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)>	非常用高圧母線 2C 系 非常用高圧母線 2D 系 <いずれも原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)>  緊急用低圧母線 2G 系 <原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)>
電源の冷却方式	水冷式	空冷式
燃料源	軽油タンク <屋外>  非常用ディーゼル発電設備 燃料デイタンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 燃料デイタンク <いずれも原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)>	軽油タンク <屋外>  ガスタービン発電設備軽油タンク <屋外>  電源車(車載燃料) <屋外>
燃料流路	非常用ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ <いずれも屋外>	タンクローリ <屋外 (第2保管エリア, 第3保管エリア及び 第4保管エリア)>

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



表 3.14-3 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
		非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備	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及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備は、耐震 S クラス設計とし、重大事故等対処設備の可搬型代替交流電源設備は、基準地震動 Ss で機能維持可能な設計とすることで、基準地震動 Ss が共通要因となり、同時にその機能が損なわれることのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備は、基準津波の影響を受けない原子炉建屋内の原子炉棟外及び屋外に設置し、重大事故等対処設備の可搬型代替交流電源設備は、基準津波の影響を受けない第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアへ保管及び屋外へ設置することで、津波が共通要因となり、同時に故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備並びに重大事故等対処設備の可搬型代替交流電源設備は、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非常用交流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備並びに重大事故等対処設備の可搬型代替交流電源設備は、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。）。	

### 3.14.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 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. 電源車

可搬型代替交流電源設備の電源車は，可搬型で屋外の第2保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリアに保管し，重大事故等時は，屋外(原子炉建屋 $\square$ 又は $\square$ )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，表3.14-4に示す設計とする。

また，電源車の操作は，設置場所にて操作可能な設計とする。

(57-2)

表 3.14-4 想定する環境条件及び荷重条件(電源車)

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	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，輪留め等で固定可能な設計とする。
風(台風)・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

b. 軽油タンク

可搬型代替交流電源設備の軽油タンクは、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時における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.14-5 に示す設計とする。

(57-2, 57-3)

表 3.14-5 想定する環境条件及び荷重条件(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設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	屋外の地下に設置するため、風(台風)及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

c. ガスタービン発電設備軽油タンク

可搬型代替交流電源設備のガスタービン発電設備軽油タンクは、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時における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3. 14-6 に示す設計とする。

(57-2, 57-3)

表 3. 14-6 想定する環境条件及び荷重条件(ガスタービン発電設備軽油タンク)

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設計とする(詳細は「2. 1. 2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	屋外の地下に設置するため, 風(台風)及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

d. 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、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、表 3. 14-7 に示す設計とする。

また、タンクローリの操作は、設置場所にて操作可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

表 3. 14-7 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、輪留め等で固定可能な設計とする。
風(台風)・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して、機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても、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操作に必要な電源車，代替所内電気設備の各遮断器，非常用所内電気設備の各遮断器及び燃料移送系の各機器については，中央制御室及び現場にて容易に操作可能な設計とする。表 3.14-8～11 に操作対象機器を示す。

(57-2, 57-3)

表 3.14-8 操作対象機器

(電源車～電源車接続口 (原子炉建屋 ) ) 又は電源車接続口 (原子炉建屋 )  
 ～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路)

機器名称		状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
電源車	発電機	停止 →運転	屋外 (原子炉建屋 <input type="text"/> 又は 原子炉建屋 <input type="text"/> )	屋外 (原子炉建屋 <input type="text"/> 又は 原子炉建屋 <input type="text"/> )	スイッチ 操作	
	遮断器	切 →入				
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1 用又は 6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-2 用)		入 →切	原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 遮断器 (電源車接続口 (原子炉建屋 <input type="text"/> ) 用 又は電源車接続口 (原子炉建屋 <input type="text"/> ) 用)		切 →入	原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2C 用)		切 →入	原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2D 用)		切 →入	原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2C 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 用)	切 →入	原子炉建屋 [ ] (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2D 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 用)	切 →入	原子炉建屋 [ ] (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	

表 3.14-9 操作対象機器

(電源車～電源車接続口 (原子炉建屋 [ ]) 又は電源車接続口 (原子炉建屋 [ ]) )  
～緊急用低圧母線 2G 系電路)

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
電源車	発電機	屋外 (原子炉建屋 [ ] 又は 原子炉建屋 [ ] )	屋外 (原子炉建屋 [ ] 又は 原子炉建屋 [ ] )	スイッチ 操作	
	遮断器	切 →入			
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1 用又は 6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-2 用)	入 →切	原子炉建屋 [ ] (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 遮断器 (電源車接続口 (原子炉建屋 [ ]) 用 又は電源車接続口 (原子炉建屋 [ ]) 用)	切 →入	原子炉建屋 [ ] (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



表 3.14-10 操作対象機器  
(軽油タンク～電源車流路)

機器名称	状態の 変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
D/G(A)軽油タンク(A)出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
D/G(A)軽油タンク(C)出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
D/G(A)軽油タンク(E)出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
D/G(B)軽油タンク(B)出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
D/G(B)軽油タンク(D)出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
D/G(B)軽油タンク(F)出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
D/G(A)軽油タンク(A) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
D/G(A)軽油タンク(C) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
D/G(A)軽油タンク(E) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
D/G(B)軽油タンク(B) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
D/G(B)軽油タンク(D) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
D/G(B)軽油タンク(F) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
HPCS D/G 軽油タンク(A) 出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
HPCS D/G 軽油タンク(C) 出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
HPCS D/G 軽油タンク(E) 出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
HPCS D/G 軽油タンク(A) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
HPCS D/G 軽油タンク(C) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
HPCS D/G 軽油タンク(E) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
タンクローリ付ポンプ	停止 →運転	屋外	屋外	スイッチ 操作	
ホース	ホース 接続	屋外	屋外	手動操作	

表 3.14-11 操作対象機器  
 (ガスタービン発電設備軽油タンク～電源車流路)

機器名称	状態の 変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
GTG 軽油タンク (A) 出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
GTG 軽油タンク (B) 出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
GTG 軽油タンク (C) 出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
GTG 軽油タンク (A) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
GTG 軽油タンク (B) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
GTG 軽油タンク (C) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
タンクローリ付ポンプ	停止 →運転	屋外	屋外	スイッチ 操作	
ホース	ホース 接続	屋外	屋外	手動操作	

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. 電源車

可搬型代替交流電源設備の電源車は、原子炉建屋に設置する電源車接続口(原子炉建屋□)又は電源車接続口(原子炉建屋□)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等による固定が可能な設計とする。また、電源車は、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。電源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及び監視性を考慮し、かつ、十分な操作空間を確保し、容易に操作可能な設計とする。電源車のケーブルは、コネクタ接続が可能な設計とし、電源車接続口(原子炉建屋□)又は電源車接続口(原子炉建屋□)に容易に接続及び敷設可能な設計とする。また、電源車は2台同期運転が可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

b. 軽油タンク

可搬型代替交流電源設備の軽油タンクは、D/G 軽油タンク出口弁及びD/G 軽油タンク払出口止め弁を手動弁とすることで、確実に操作可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

c. ガスタービン発電設備軽油タンク

可搬型代替交流電源設備のガスタービン発電設備軽油タンクは、GTG 軽油タンク出口弁及びGTG 軽油タンク払出口止め弁を手動弁とすることで、確実に操作可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

d. タンクローリ

可搬型代替交流電源設備のタンクローリは、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、運転員の操作及び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、D/G 軽油タンク払出口止め弁及びGTG 軽油タンク払出口止め弁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等による固定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、容易かつ確実に操作可能な設計とする。

(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. 電源車

可搬型代替交流電源設備の電源車は、表 3.14-12 に示すように、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に機能・性能試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中に特性試験が可能な設計とする。また、電源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。

電源車は、運転性能の確認として、発電機の運転状態として電圧、電流及び周波数の確認が可能な設計とすることにより出力性能の確認が可能な設計とする。また、電源車の部品状態の確認として、目視等により性能に影響を及ぼすおそれのある損傷及び腐食等がないことを確認する分解検査が可能な設計とする。また、電源車ケーブルの絶縁抵抗測定が可能な設計とする。

(57-4)

表 3. 14-12 電源車の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	電源車の出力性能（電圧，電流及び周波数）の確認 電源車の運転状態の確認 車両走行状態の確認
	分解検査	搭載機器部の分解並びに各部の検査，手入れ，清掃及び消耗部品の取替え
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 電源車外観の確認
停止中	機能・性能試験	電源車の出力性能（電圧，電流及び周波数）の確認 電源車の運転状態の確認 車両走行状態の確認
	特性試験	搭載機器部及びケーブルの絶縁抵抗の確認
	分解検査	搭載機器部の分解並びに各部の検査，手入れ，清掃及び消耗部品の取替え
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 電源車外観の確認

b. 軽油タンク

可搬型代替交流電源設備の軽油タンクは、表 3.14-13 に示すように、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に外観検査が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中に漏えい試験及び開放検査が可能な設計とする。

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損傷及び腐食等がないことの確認が可能な設計とする。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。

また、軽油タンクの漏えい試験の実施が可能な設計とする。具体的には漏えい試験が可能な隔離弁を設ける設計とする。

軽油タンクは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)

表 3.14-13 軽油タンクの試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 油面レベルの確認
停止中	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 油面レベルの確認
	漏えい試験	漏えいの有無の確認
	開放検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 軽油タンク内面の損傷及び腐食等の有無を目視等で 確認

c. ガスタービン発電設備軽油タンク

可搬型代替交流電源設備のガスタービン発電設備軽油タンクは、表 3.14-14 に示すように、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に外観検査が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中に漏えい試験及び開放検査が可能な設計とする。

ガスタービン発電設備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損傷及び腐食等がないことの確認が可能な設計とする。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。

また、ガスタービン発電設備軽油タンクの漏えい試験の実施が可能な設計とする。具体的には漏えい試験が可能な隔離弁を設ける設計とする。

ガスタービン発電設備軽油タンクは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)

表 3.14-14 ガスタービン発電設備軽油タンクの試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 油面レベルの確認
停止中	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 油面レベルの確認
	漏えい試験	漏えいの有無の確認
	開放検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 軽油タンク内面の損傷及び腐食等の有無を目視等で 確認



d. タンクローリ

可搬型代替交流電源設備のタンクローリは、表 3.14-15 に示すように、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に漏えい試験，機能・性能試験，開放検査及び外観検査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検査が可能な設計とする。

タンクローリは，油量及び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の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。

(57-4)

表 3.14-15 タンクローリの試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	漏えい試験	漏えいの有無の確認
	機能・性能試験	安全弁の作動確認及び計器校正の実施 車両走行状態の確認
	開放検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 タンク内面の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 タンクローリ外観の確認
停止中	漏えい試験	漏えいの有無の確認
	機能・性能試験	安全弁の作動確認及び計器校正の実施 車両走行状態の確認
	開放検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 タンク内面の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 タンクローリ外観の確認

(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

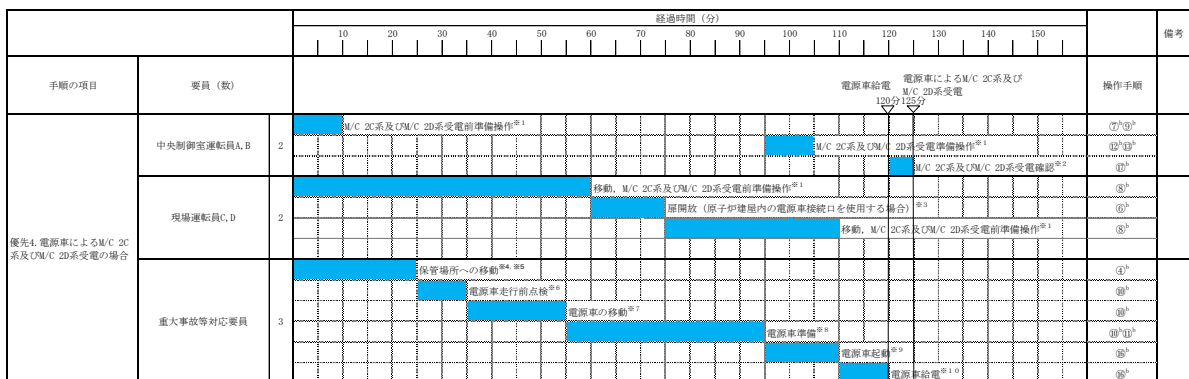
基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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表 3.14-8~11 と同様である。

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、通常時の系統構成から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、非常用高压母線 2C 系、非常用高压母線 2D 系及び緊急用高压母線 2G 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。また、必要な燃料系統の操作は、D/G 軽油タンク出口弁、D/G 軽油タンク払出口止め弁、GTG 軽油タンク出口弁及び GTG 軽油タンク払出口止め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替えが可能な設計とする。

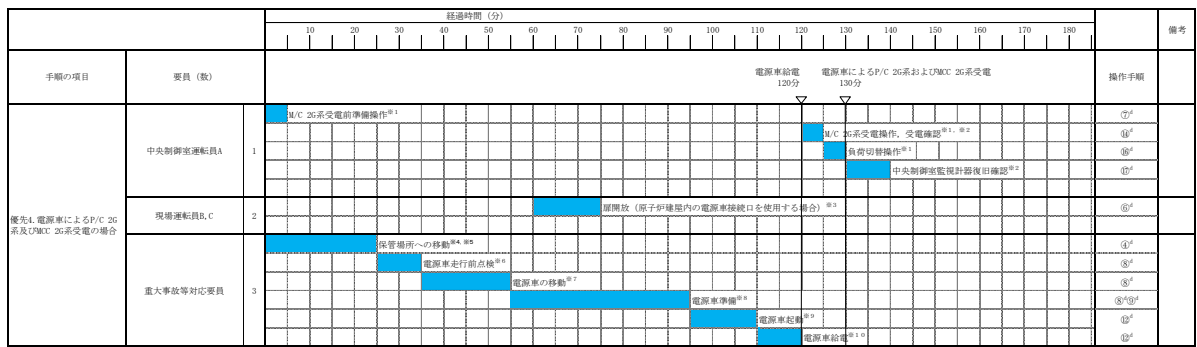
これにより、図 3.14-7~10 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(57-3)



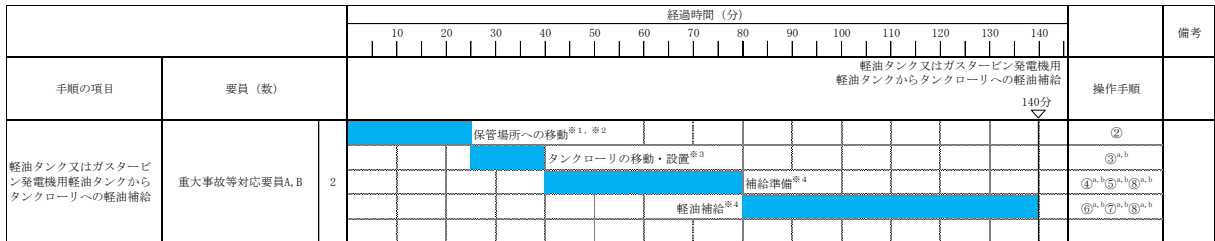
※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※2: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※3: 中央制御室から屋までの移動時間及び類似の屋間放線操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4: 電源車の保管場所は第3保管エリア、第3保管エリア、4保管エリア  
 ※5: 緊急時対策用第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6: 電源車の走行前点検の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※7: 電源車の保管場所から電源車接続口までの移動の実績を考慮した時間に余裕を見込んだ時間  
 ※8: 電源車の準備(ケーブルの取付及び接続)の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※9: 電源車の起動の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※10: 電源車の給電の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.14-7 電源車による非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系受電のタイムチャート



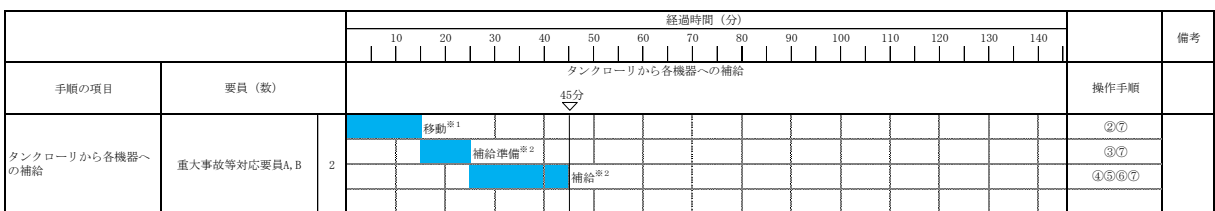
※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※2: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※3: 中央制御室から扉までの移動時間及び扉の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4: 電源車の保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア、4保管エリア  
 ※5: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6: 電源車の走行前点検の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※7: 電源車の保管場所から電源車接続口までの移動の実績を考慮した時間に余裕を見込んだ時間  
 ※8: 電源車の準備（ケーブルの敷設及び接続）の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※9: 電源車の起動の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※10: 電源車の給電の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.14-8 電源車による緊急用低圧母線 2G 系受電のタイムチャート



※1: タンクローリの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア、4保管エリア  
 ※2: 重大事故等対応要員の移動は、緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間  
 ※3: タンクローリの移動は、注水用の大容量送水ポンプ（タイプ1）設置場所から熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ1）設置場所までの移動を想定した時間  
 ※4: タンクローリへの補給は軽油補給作業の実績に余裕を見込んだ想定時間

図 3.14-9 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの燃料補給のタイムチャート



※1: タンクローリの移動距離として第2保管エリアから軽油タンクまでの移動を想定した移動時間  
 ※2: 各機器への補給は類似訓練の実績に余裕を見込んだ想定時間

図 3.14-10 タンクローリから各機器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 電源の確保に関する手順等」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, 表 3.14-16 に示すように, 通常時は電源となる電源車を代替所内電気設備と切り離し, また, タンクローリを軽油タンク, 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ並びにガスタービン発電設備軽油タンク及びガスタービン発電設備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, 非常用交流電源設備, 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備及び常設代替交流電源設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

電源車及びタンクローリは, 輪留め等による固定をすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(57-3, 57-7)

表 3.14-16 他系統との隔離

取合い系統	系統隔離	駆動方式	状態
代替所内電気設備	6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 遮断器 (電源車接続口 (原子炉建屋 <input type="checkbox"/> ) 用)	電気作動	通常時切
代替所内電気設備	6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 遮断器 (電源車接続口 (原子炉建屋 <input type="checkbox"/> ) 用)	電気作動	通常時切
非常用交流電源設備	D/G(A)軽油タンク(A) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
非常用交流電源設備	D/G(A)軽油タンク(C) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
非常用交流電源設備	D/G(A)軽油タンク(E) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
非常用交流電源設備	D/G(B)軽油タンク(B) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
非常用交流電源設備	D/G(B)軽油タンク(D) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
非常用交流電源設備	D/G(B)軽油タンク(F) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
高压炉心スプレイ系用 交流電源設備	HPCS D/G 軽油タンク(A) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
高压炉心スプレイ系用 交流電源設備	HPCS D/G 軽油タンク(C) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
高压炉心スプレイ系用 交流電源設備	HPCS D/G 軽油タンク(E) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
常設代替交流電源設備	GTG 軽油タンク(A) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
常設代替交流電源設備	GTG 軽油タンク(B) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
常設代替交流電源設備	GTG 軽油タンク(C) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(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操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.14-8～11 に示す。

これらの機器の操作場所は、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屋外及び中央制御室とすることで操作可能な設計とする。

(57-2)

### 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. 軽油タンク

可搬型代替交流電源設備の軽油タンクは、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可搬型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91kLを上回る、容量660kLを有する設計とする。

(57-5)

##### b. ガスタービン発電設備軽油タンク

可搬型代替交流電源設備のガスタービン発電設備軽油タンクは、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可搬型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91kLを上回る、容量330kL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、電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )及び電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )から、非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系並びに緊急用低压母線 2G 系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多様性及び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。

これらの詳細については、3.14.2.5.5.2(3)項に記載のとおりである。

(57-2, 57-3, 57-9)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 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. 電源車

可搬型代替交流電源設備の電源車は、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2台使用する。保有数は2セット4台に加えて、緊急時対策所用代替交流電源設備として1台並び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用として1台の合計6台を分散して保管する。

具体的には、電源車は、常設代替交流電源設備が使用できない場合、低圧代替注水系に関連する設備等に電源供給する。電源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、原子炉建屋外から電力を供給する可搬型代替交流電源設備に該当するため、必要設備を2セットに加えて予備を配備する。必要となる負荷は、最大負荷約644.1kW及び連続負荷約643.3kWであり、400kVA(340kW)/台の電源車が2台必要である。また、電源車の運転中は、軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて燃料を電源車に補給する。

なお、電源車は、「緊急時対策所用代替交流電源設備」として、更に1台使用することから、「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、重大事故等時に必要な台数5台、及び容量400kVA(340kW)/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電源車、大容量送水ポンプ(タイプ I)及び熱交換器ユニットの連続運転が可能な燃料を、それぞれ電源車、大容量送水ポンプ(タイプ I)及び熱交換器ユニットに供給できる容量を有するものを 1 セット 2 台使用する。保有数は 1 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。

(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接続が必要な電源車ケーブル及びタンクローリホースは、現場で容易に接続可能な設計とする。表 3.14-17~20 に対象機器の接続場所を示す。

(57-2, 57-8)

表 3.14-17 接続対象機器設置場所

(電源車～電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )又は電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )  
～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 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
電源車	電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )又は電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )	屋外(原子炉建屋 $\square$ )又は原子炉建屋 $\square$ )	コネクタ接続

表 3.14-18 接続対象機器設置場所

(電源車～電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )又は電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )  
～緊急用低圧母線 2G 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
電源車	電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )又は電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )	屋外(原子炉建屋 $\square$ )又は原子炉建屋 $\square$ )	コネクタ接続

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.14-19 接続対象機器設置場所  
(軽油タンク～電源車流路)

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	軽油タンク	屋外	専用金具接続
タンクローリ	電源車	屋外	ノズル接続

表 3.14-20 接続対象機器設置場所  
(ガスタービン発電設備軽油タンク～電源車流路)

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	ガスタービン発電設備 軽油タンク	屋外	専用金具接続
タンクローリ	電源車	屋外	ノズル接続

以下に、可搬型代替交流電源設備を構成する主要設備の確実な接続性を示す。

a. 電源車

可搬型代替交流電源設備の電源車は、電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )又は電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )へ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、容易かつ確実に接続可能な設計とする。

(57-2, 57-8)

b. タンクローリ

可搬型代替交流電源設備のタンクローリと軽油タンク又はガスタービン発電設備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、軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクの払出口に特別な工具を要しない専用金具にて接続することにより、容易かつ確実に接続可能な設計とする。

(57-2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(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. 電源車

可搬型代替交流電源設備の電源車は、非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系又は緊急用低圧母線 2G 系へ電源供給する場合それぞれにおいて、原子炉建屋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することから、共通要因により接続不可とならない設計とする。

(57-2)

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を接続する軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクは、100m 以上離隔を確保し、各々の接続箇所が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電源車及びタンクローリの接続場所は、表 3.14-17～20 と同様である。

これらの機器の接続場所は、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屋外とすることで接続操作可能な設計とする。

(57-2)



(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電源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、高圧炉心スプレイ系用交流電源設備及び常設代替交流電源設備と 100m 以上の離隔で位置的分散を図り、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアの複数個所に分散して保管する設計とする。

(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の電源車及びタンクローリは、想定される重大事故等時においても、保管場所から配備場所までの経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、複数のアクセスルートを確認する設計とする（「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である非常用交流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備又は重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、表 3.14-21 で示すとおり、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

(57-2, 57-3, 57-9)

表 3.14-21 可搬型代替交流電源設備の多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
	非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系用 交流電源設備	常設代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備
電源	非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機 ＜いずれも原子炉建屋 [ ]＞ (原子炉建屋内の原子炉棟外)＞	ガスタービン発電機 ＜屋外(緊急用電気品建屋 [ ])＞	電源車 ＜屋外 (第2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) ～非常用高圧母線 2C 系電路  非常用ディーゼル発電機(B) ～非常用高圧母線 2D 系電路  高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線 2H 系電路	ガスタービン発電機 ～非常用高圧母線 2C 系及び 非常用高圧母線 2D 系電路  ガスタービン発電機 ～緊急用高圧母線 2G 系電路	電源車～電源車接続口 (原子炉建屋) ～非常用高圧母線 2C 系及び 非常用高圧母線 2D 系電路  電源車～電源車接続口 (原子炉建屋) ～緊急用低圧母線 2G 系電路
電源供給先	非常用高圧母線 2C 系 非常用高圧母線 2D 系 非常用高圧母線 2H 系 ＜いずれも原子炉建屋 [ ]＞ (原子炉建屋内の原子炉棟外)＞	非常用高圧母線 2C 系 非常用高圧母線 2D 系 ＜いずれも原子炉建屋 [ ]＞ (原子炉建屋内の原子炉棟外)＞  緊急用低圧母線 2G 系 ＜原子炉建屋 [ ]＞ (原子炉建屋内の原子炉棟外)＞	非常用高圧母線 2C 系 非常用高圧母線 2D 系 ＜いずれも原子炉建屋 [ ]＞ (原子炉建屋内の原子炉棟外)＞  緊急用低圧母線 2G 系 ＜原子炉建屋 [ ]＞ (原子炉建屋内の原子炉棟外)＞
駆動方式	ディーゼル	ガスタービン	ディーゼル
電源の冷却方式	水冷式	空冷式	空冷式

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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 高圧炉心スプレイ系用 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
燃料源	軽油タンク <屋外>  非常用ディーゼル発電設備 燃料デイトンク 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 燃料デイトンク <いずれも原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 0 2px;"> </span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)>	ガスタービン発電設備 軽油タンク <屋外>	軽油タンク <屋外>  ガスタービン発電設備 軽油タンク <屋外>  電源車 (車載燃料) <屋外>
燃料流路	非常用ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ <いずれも屋外>	ガスタービン発電設備 燃料移送ポンプ <屋外>	タンクローリ <屋外 (第2保管エリア, 第3保管エリア及び 第4保管エリア)>

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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「ガスタービン発電設備軽油タンク」及びガスタービン発電設備軽油タンクからガスタービン発電機に燃料を補給する「ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ」並びに代替所内電気設備として電路を構成する「ガスタービン発電機接続盤」、「緊急用高圧母線 2F 系」、「緊急用高圧母線 2G 系」および「緊急用動力変圧器 2G 系」並びに電源供給先である「非常用高圧母線 2C 系」、「非常用高圧母線 2D 系」及び「緊急用低圧母線 2G 系」で構成する。なお、ガスタービン発電機は、ガスタービン発電機発電機車とガスタービン発電機発電機車を制御するガスタービン発電機制御車により構成されるが、以下、ガスタービン発電機発電機車とガスタービン発電機制御車を合わせてガスタービン発電機と称す。

本システムの概要図を図 3. 14-11～14 に、本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表 3. 14-22 に示す。

本システムは、外部電源の喪失時にガスタービン発電機を自動起動し、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)した場合に、非常用高圧母線 2C 系、非常用高圧母線 2D 系及び緊急用低圧母線 2G 系に接続することで電力を供給できる設計とする。なお、ガスタービン発電機は、中央制御室からの遠隔操作も可能な設計とする。

ガスタービン発電機の運転中は、ガスタービン発電設備軽油タンクからガスタービン発電設備燃料移送ポンプを用いて自動で燃料補給を行う。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車載燃料を用いて起動し、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設備燃料移送ポンプを運転し、継続的に燃料を補給する。なお、ガスタービン発電機の燃料は、軽油タンクよりタンクローリを用いてガスタービン発電設備軽油タンクに補給可能な設計とする。

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及び位置的分散については、3. 14. 2. 2. 3 項に詳細を示す。

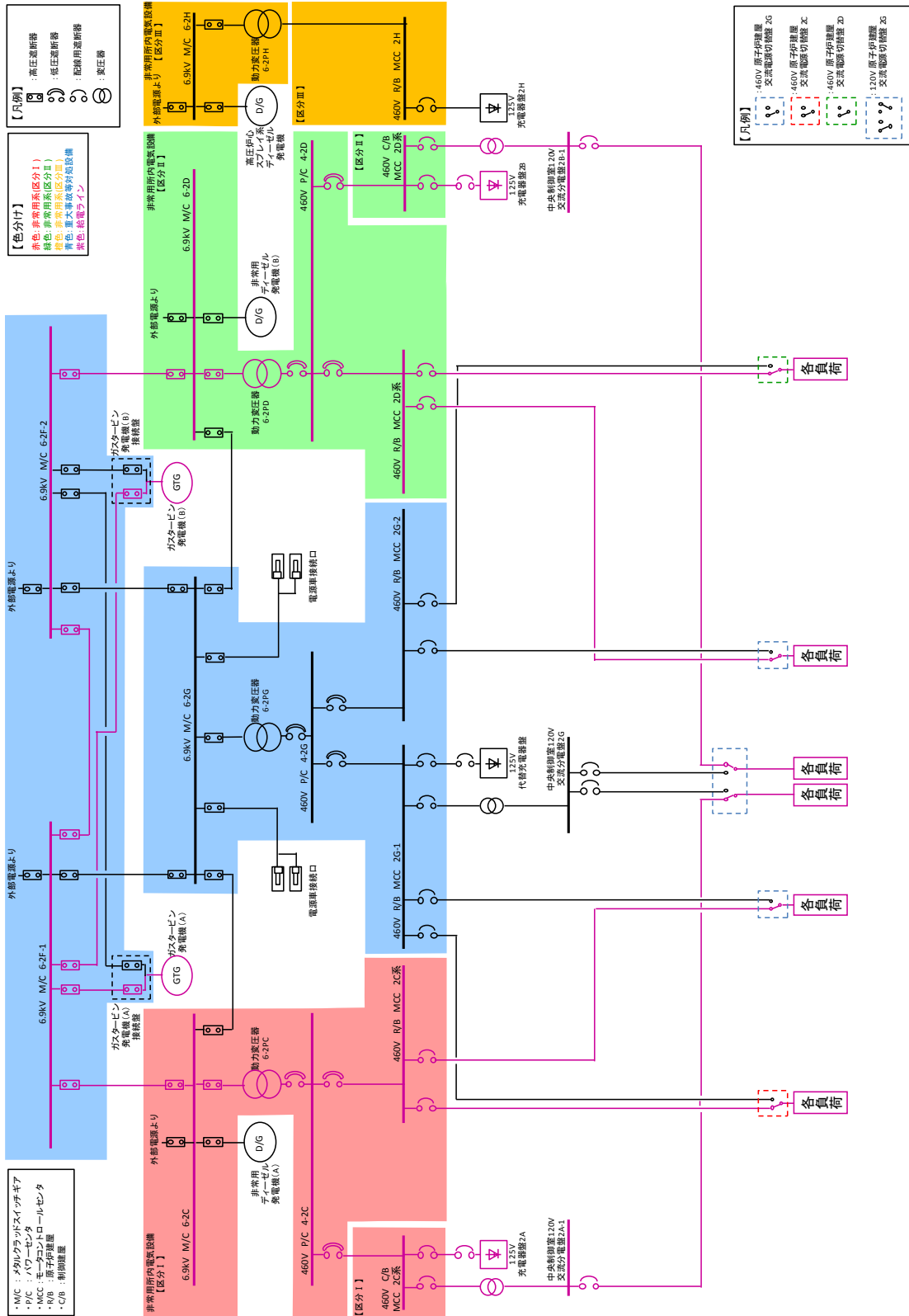


図 3.14-11 常設代替交流電源設備系統図  
 (ガスタービン発電機～非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系電路)

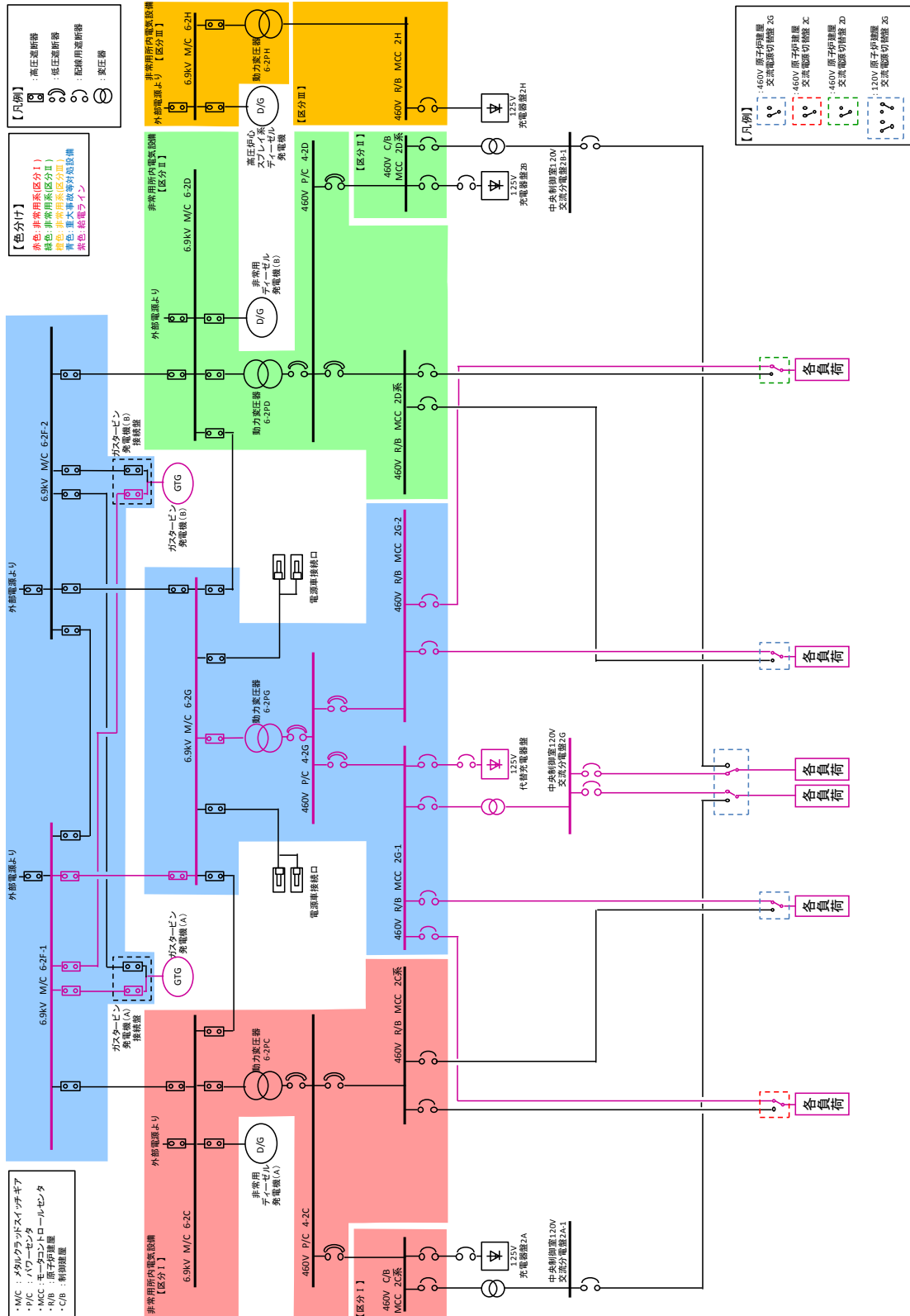


図 3.14-12 常設代替交流電源設備系統図  
(ガスタービン発電機～緊急用低圧母線 2G 系電路)



— : 使用時系統

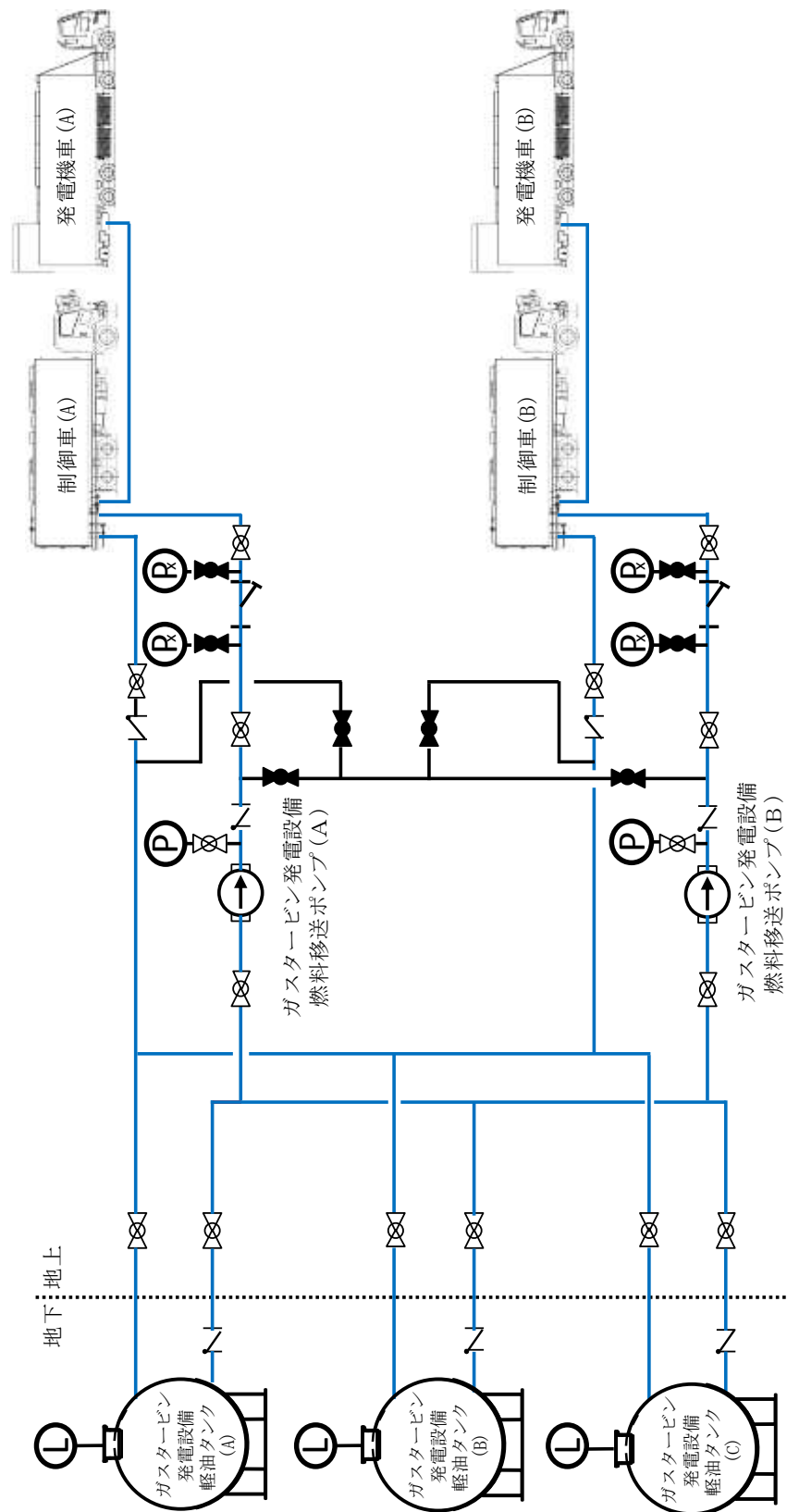


図 3.14-13 常設代替交流電源設備系統図  
(ガスタービン発電設備燃料移送系)

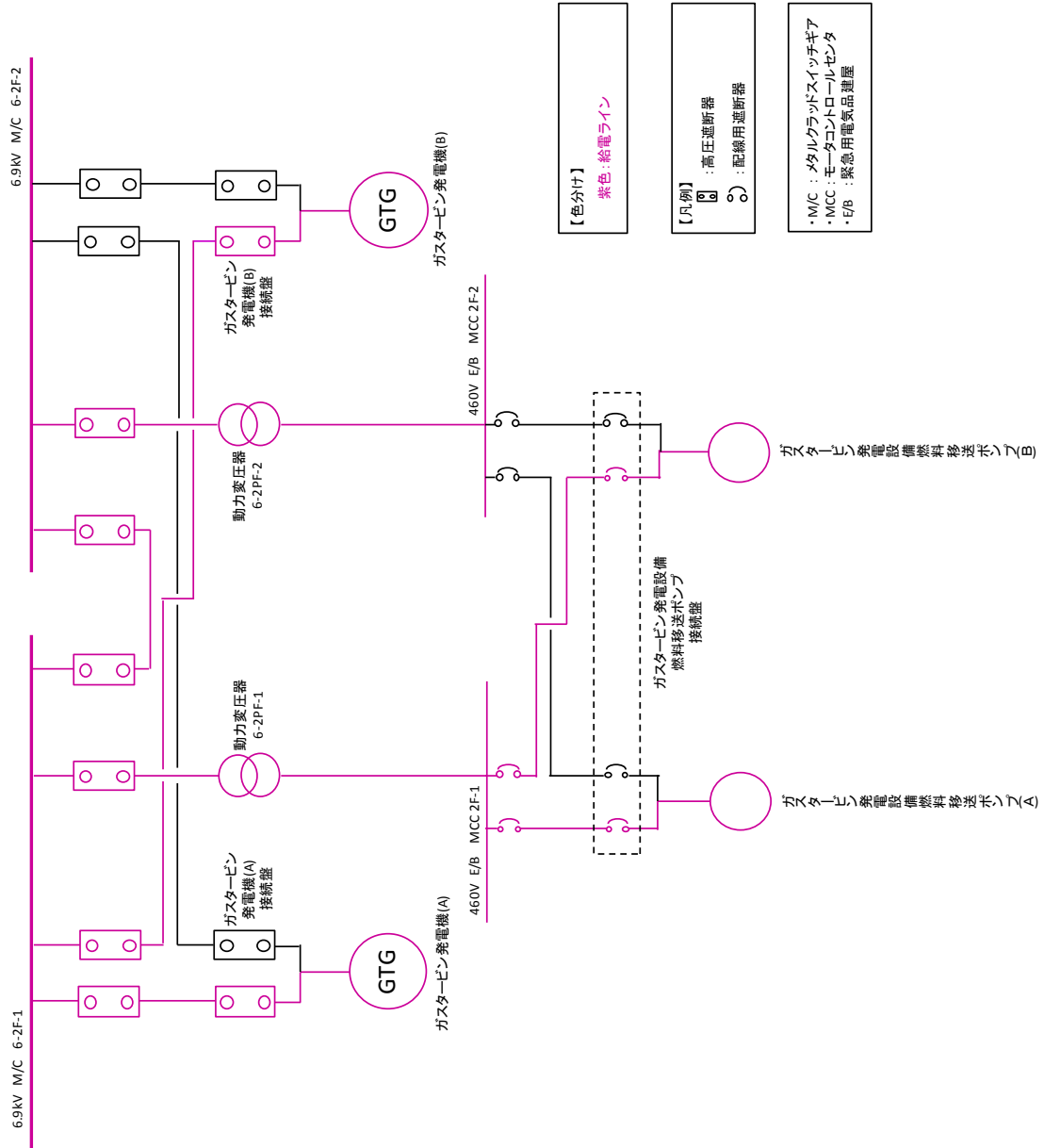


図 3.14-14 常設代替交流電源設備系統図  
(ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ電源)

表 3.14-22 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】* <sup>1</sup> ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】* <sup>2</sup> ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】* <sup>3</sup>
附属設備	—
燃料流路	ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁【常設】
電路	ガスタービン発電機 ～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路【常設】  ガスタービン発電機 ～緊急用低圧母線 2G 系電路【常設】
計装設備（補助）* <sup>4</sup>	6-2F-1 母線電圧【常設】 6-2F-2 母線電圧【常設】 6-2C 母線電圧【常設】 6-2D 母線電圧【常設】 4-2C 母線電圧【常設】 4-2D 母線電圧【常設】

- \* 1 : ガスタービン発電機は、ガスタービン発電機発電機車(A号機)及びガスタービン発電機制御車(A号機)並びにガスタービン発電機発電機車(B号機)及びガスタービン発電機制御車(B号機)により構成される。
- \* 2 : ガスタービン発電設備軽油タンクは、ガスタービン発電設備軽油タンク(A)、ガスタービン発電設備軽油タンク(B)及びガスタービン発電設備軽油タンク(C)により構成される。
- \* 3 : ガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ(A)及びガスタービン発電設備燃料移送ポンプ(B)により構成される。
- \* 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

ガスタービン機関

個数 : 2  
使用燃料 : 軽油  
出力 : 3,600kW/個

発電機

個数 : 2  
種類 : 同期発電機  
容量 : 4,500kVA/個(連続定格 : 約 3,791kVA/個)  
力率 : 0.8  
電圧 : 6.9kV  
周波数 : 50Hz  
取付箇所 : 屋外(緊急用電気品建屋 )

#### (2) ガスタービン発電設備軽油タンク

種類 : 横置円筒形  
容量 : 110kL/個  
最高使用圧力 : 静水頭  
最高使用温度 : 50℃  
個数 : 3  
取付箇所 : 屋外

#### (3) ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ

種類 : スクリュー式  
個数 : 2  
容量 : 3m<sup>3</sup>/h/個  
全圧力 : 0.5MPa  
最高使用温度 : 50℃  
原動機出力 : 1.5kW/個  
取付箇所 : 屋外

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 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、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び高压炉心スプレイ系用交流電源設備と同時にその機能が損なわれないよう、表 3.14-23 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、ガスタービン発電機を非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機と位置的分散された屋外(緊急用電気品建屋 ) 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压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 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及び高压炉心スプレイ系用交流電源設備から非常用高压母線 2H 系を受電する電路に対して、独立した電路で系統構成することにより、共通要因によって同時に機能を損なわれないよう独立した設計とする。電源の冷却方式については、非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機の水冷式に対して、ガスタービン発電機は空冷式とすることで、多様性を確保する設計とする。燃料源については、非常用ディーゼル発電機は非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機は高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンクからの供給であるのに対して、ガスタービン発電機はガスタービン発電設備軽油タンクからの供給とすることで、位置的分散された設計とする。

常設代替交流電源設備は、表 3.14-24 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及び高压炉心スプレイ系用交流電源設備との独立性を確保する設計とする。

(57-2, 57-3, 57-9)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.14-23 常設代替交流電源設備の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備	常設代替交流電源設備
電源	非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ＜いずれも原子炉建屋 <input type="text"/> ＞ (原子炉建屋内の原子炉棟外)＞	ガスタービン発電機 ＜屋外(緊急用電気品建屋 <input type="text"/> )＞
電路	非常用ディーゼル発電機(A) ～非常用高圧母線 2C 系電路  非常用ディーゼル発電機(B) ～非常用高圧母線 2D 系電路  高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線 2H 系電路	ガスタービン発電機 ～非常用高圧母線 2C 系及び 非常用高圧母線 2D 系電路  ガスタービン発電機 ～緊急用低圧母線 2G 系電路
電源供給先	非常用高圧母線 2C 系 非常用高圧母線 2D 系 非常用高圧母線 2H 系 ＜いずれも原子炉建屋 <input type="text"/> ＞ (原子炉建屋内の原子炉棟外)＞	非常用高圧母線 2C 系 非常用高圧母線 2D 系 ＜いずれも原子炉建屋 <input type="text"/> ＞ (原子炉建屋内の原子炉棟外)＞  緊急用低圧母線 2G 系 ＜原子炉建屋 <input type="text"/> ＞ (原子炉建屋内の原子炉棟外)＞
電源の冷却方式	水冷式	空冷式
燃料源	軽油タンク ＜屋外＞  非常用ディーゼル発電設備 燃料デイタンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 燃料デイタンク ＜いずれも原子炉建屋 <input type="text"/> ＞ (原子炉建屋内の原子炉棟外)＞	ガスタービン発電設備軽油タンク ＜屋外＞
燃料流路	非常用ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ ＜いずれも屋外＞	ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ ＜屋外＞

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.14-24 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 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備	常設代替交流電源設備
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及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備は、耐震 S クラス設計とし、重大事故等対処設備の常設代替交流電源設備は、基準地震動 Ss で機能維持可能な設計とすることで、基準地震動 Ss が共通要因となり、同時にその機能が損なわれることのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備は、基準津波の影響を受けない原子炉建屋内の原子炉棟外及び屋外に設置し、重大事故等対処設備の常設代替交流電源設備は、基準津波の影響を受けない緊急用電気品建屋内及び屋外へ設置することで、津波が共通要因となり、同時に故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備並びに重大事故等対処設備の常設代替交流電源設備は、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非常用交流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備並びに重大事故等対処設備の常設代替交流電源設備は、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。）。	



### 3.14.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 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，屋外(緊急用電気品建屋 $\square$ )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，表3.14-25に示す設計とする。

(57-2)

表3.14-25 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	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設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。
風(台風)・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

b. ガスタービン発電設備軽油タンク

常設代替交流電源設備のガスタービン発電設備軽油タンクは、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時における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.14-26 に示す設計とする。

(57-2, 57-3)

表 3.14-26 想定する環境条件及び荷重条件(ガスタービン発電設備軽油タンク)

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設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	屋外の地下に設置するため, 風(台風)及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

c. ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ

常設代替交流電源設備のガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、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時における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.14-27 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-27 想定する環境条件及び荷重条件(ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ)

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設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して, 機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても, 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の操作に必要な非常用所内電気設備の各遮断器については、中央制御室にて容易に操作可能な設計とする。表 3.14-28 及び表 3.14-29 に操作対象機器を示す。




(57-2, 57-3)

表 3.14-28 操作対象機器

(ガスタービン発電機～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路)

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
ガスタービン発電機(A)	停止 →運転	屋外 (緊急用 電気品建屋 □)	—	操作不要 (自動 起動)	中央制御室 からの 手動起動 操作も可能
ガスタービン発電機(B)	停止 →運転	屋外 (緊急用 電気品建屋 □)	—	操作不要 (自動 起動)	中央制御室 からの 手動起動 操作も可能
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1 遮断器 (ガスタービン発電機 (A) 接続盤用)	切 →入	緊急用 電気品建屋 □	—	操作不要 (自動 投入)	中央制御室 からの 手動起動 操作も可能
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1 遮断器 (ガスタービン発電機 (B) 接続盤用)	切 →入	緊急用 電気品建屋 □	—	操作不要 (自動 投入)	中央制御室 からの 手動起動 操作も可能
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2C 用)	切 →入	緊急用 電気品建屋 □	—	操作不要 (自動 投入)	中央制御室 からの 手動起動 操作も可能

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-2 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2D 用)	切 →入	緊急用 電気品建屋 	—	操作不要 (自動 投入)	中央制御室 からの 手動起動 操作も可能
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2C 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1 用)	切 →入	原子炉建屋  (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央 制御室	スイッチ 操作	
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2D 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-2 用)	切 →入	原子炉建屋  (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央 制御室	スイッチ 操作	
ガスタービン発電設備 燃料移送ポンプ(A)	停止 →運転	屋外	—	操作不要 (自動 起動)	緊急用 電気品建屋 からの 手動起動 操作も可能
ガスタービン発電設備 燃料移送ポンプ(B)	停止 →運転	屋外	—	操作不要 (自動 起動)	緊急用 電気品建屋 からの 手動起動 操作も可能

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.14-29 操作対象機器  
(ガスタービン発電機～緊急用低圧母線 2G 系電路)

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
ガスタービン発電機(A)	停止 →運転	屋外 (緊急用 電気品建屋 □)	—	操作不要 (自動 起動)	中央制御室 からの 手動起動 操作も可能
ガスタービン発電機(B)	停止 →運転	屋外 (緊急用 電気品建屋 □)	—	操作不要 (自動 起動)	中央制御室 からの 手動起動 操作も可能
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1 遮断器 (ガスタービン発電機 (A)接続盤用)	切 →入	緊急用 電気品建屋 □	—	操作不要 (自動 投入)	中央制御室 からの 手動起動 操作も可能
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1 遮断器 (ガスタービン発電機 (B)接続盤用)	切 →入	緊急用 電気品建屋 □	—	操作不要 (自動 投入)	中央制御室 からの 手動起動 操作も可能
ガスタービン発電設備 燃料移送ポンプ(A)	停止 →運転	屋外	—	操作不要 (自動 起動)	緊急用 電気品建屋 からの 手動起動 操作も可能
ガスタービン発電設備 燃料移送ポンプ(B)	停止 →運転	屋外	—	操作不要 (自動 起動)	緊急用 電気品建屋 からの 手動起動 操作も可能

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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、外部電源の喪失時に自動起動するため重大事故等時に操作を必要としない。なお、中央制御室の操作スイッチでも起動可能な設計とし、操作スイッチは、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及び監視性を考慮し、かつ、十分な操作空間を確保し、容易に操作可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

b. ガスタービン発電設備軽油タンク

常設代替交流電源設備のガスタービン発電設備軽油タンクは、操作不要である。

c. ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ

常設代替交流電源設備のガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、ガスタービン発電機の起動後に自動起動するため重大事故等時に操作を必要としない。なお、現場の操作スイッチでも起動可能な設計とし、操作スイッチは、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及び監視性を考慮し、かつ、十分な操作空間を確保し、容易に操作可能な設計とする。

(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. 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、表 3.14-30 に示すように、発電用原子炉の運転中又は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な設計とし、発電用原子炉の停止中に特性試験及び分解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電圧、電流及び周波数の確認が可能な設計とすることにより出力性能の確認が可能な設計とする。また、発電機の部品状態の確認として、目視等により性能に影響を及ぼすおそれのある損傷及び腐食等がないことを確認する分解検査が可能な設計とする。また、ガスタービン発電機ケーブルについて、絶縁抵抗測定が可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-30 ガスタービン発電機の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	ガスタービン発電機の出力性能（電圧、電流及び周波数）の確認 ガスタービン発電機の運転状態の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認
停止中	機能・性能試験	ガスタービン発電機の出力性能（電圧、電流及び周波数）の確認 ガスタービン発電機の運転状態の確認
	特性試験	搭載機器部及びケーブルの絶縁抵抗の確認
	分解検査	搭載機器部の分解並びに各部の検査、手入れ、清掃及び消耗部品の取替え
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認



b. ガスタービン発電設備軽油タンク

可搬型代替交流電源設備のガスタービン発電設備軽油タンクは、表 3.14-31 に示すように、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に外観検査が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中に漏えい試験及び開放検査が可能な設計とする。

ガスタービン発電設備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損傷及び腐食等がないことの確認が可能な設計とする。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。

また、ガスタービン発電設備軽油タンクの漏えい試験の実施が可能な設計とする。具体的には漏えい試験が可能な隔離弁を設ける設計とする。

ガスタービン発電設備軽油タンクは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)

表 3.14-31 ガスタービン発電設備軽油タンクの試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 油面レベルの確認
停止中	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 油面レベルの確認
	漏えい試験	漏えいの有無の確認
	開放検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 軽油タンク内面の損傷及び腐食等の有無を目視等で 確認

c. ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ

常設代替交流電源設備のガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、表 3.14-32 に示すように、発電用原子炉の運転中又は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な設計とし、発電用原子炉の停止中に漏えい試験及び分解検査が可能な設計とする。

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、運転性能の確認として、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプの吐出圧力、ポンプ周りの振動、異音及び異臭等の確認が可能な設計とする。具体的には、試験用の系統を構成することにより機能・性能試験が可能な設計とする。

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプの部品状態の確認として、目視等により性能に影響を及ぼすおそれのある損傷及び腐食等がないことを確認する分解検査が可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-32 ガスタービン発電設備燃料移送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	試運転を行い、振動、異音及び異臭等の有無を確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認
停止中	機能・性能試験	試運転を行い、振動、異音及び異臭等の有無を確認
	漏えい試験	漏えいの有無の確認
	分解検査	各部の分解並びに各部の検査、手入れ、清掃及び消耗部品の取替え
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認

(4) 切替えの容易性(設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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表 3.14-28 及び表 3.14-29 と同様である。

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 2C 系、非常用高圧母線 2D 系及び緊急用高圧母線 2F 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。なお、常設代替交流電源設備の燃料移送系、非常用交流電源設備の燃料移送系及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備の燃料移送系は独立した系統であるため、燃料系統の切替え操作を必要としない。

これにより図 3.14-15 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(57-3)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100				
		ガスタービン発電機によるM/C 2C系及UM/C 2D系受電										操作手順			
		15分													
優先1.ガスタービン発電機によるM/C 2C系及UM/C 2D系受電の場合	中央制御室運転員A,B	2	電源確認 <sup>※1</sup>	M/C 2C系及UM/C 2D系受電前準備, 受電操作, 受電確認 <sup>※1, ※2</sup>											② <sup>+</sup> ③*⑤*⑥*⑧*⑨*

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.14-15 ガスタービン発電機による非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 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の「1.14 電源の確保に関する手順等」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, 表 3.14-33 に示すように, 通常時は電源となるガスタービン発電機を代替所内電気設備と切り離す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, 非常用交流電源設備, 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備及び可搬型代替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, 常設代替交流電源設備の燃料移送系は, 非常用交流電源設備の燃料移送系及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備の燃料移送系とは独立した系統とすることで, 悪影響を及ぼさない設計とする。

なお, ガスタービン発電機の運転中にタービン翼が破損したとしても, ガスタービン発電機周りへ防護壁を設置することで, タービン翼が防護壁内に留まり, 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)

表 3. 14-33 他系統との隔離

取合い系統	系統隔離	駆動方式	状態
代替所内電気設備	6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1 遮断器 (ガスタービン発電機(A) 接続盤用)	電気作動	通常時切
代替所内電気設備	6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1 遮断器 (ガスタービン発電機(B) 接続盤用)	電気作動	通常時切
代替所内電気設備	6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-2 遮断器 (ガスタービン発電機(A) 接続盤用)	電気作動	通常時切
代替所内電気設備	6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-2 遮断器 (ガスタービン発電機(B) 接続盤用)	電気作動	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操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.14-28 及び表 3.14-29 に示す。

これらの機器の操作場所は、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中央制御室とすることで操作可能な設計とする。

(57-2)

### 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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために、必要となる最大負荷約4,605kW及び連続負荷約3,241kWよりも十分な余裕を有する、非常用短時間仕様3,600kW/台及び常用連続運用仕様約3,033kW/台(力率0.8において非常用短時間仕様4,500kVA/台及び常用連続運用仕様約3,791kVA/台)を2台有する設計とし、約6,066kWを確保する設計とする。

(57-5)

##### b. ガスタービン発電設備軽油タンク

常設代替交流電源設備のガスタービン発電設備軽油タンクは、重大事故等時において、その機能を発揮することを要求されるガスタービン発電機が7日間連続運転する場合に必要な燃料量約298kLを上回る、容量330kLを有する設計とする。

(57-5)

##### c. ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ

常設代替交流電源設備のガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、ガスタービン発電機2台の燃料消費量を上回る、容量3m<sup>3</sup>/h/個、全圧力0.5MPa及び原動機出力1.5kW/個を2台有する設計とする。

(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。

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、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移送系並びに高圧炉心スプレイ系用交流電源設備及びその燃料移送系に対して、多様性及び位置的分散を図り、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設計する。これらの詳細については、3.14.2.2.3 項に記載のとおりである。

(57-2, 5-3)

### 3. 14. 2. 3 所内常設蓄電式直流電源設備

#### 3. 14. 2. 3. 1 設備概要

所内常設蓄電式直流電源設備は、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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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、全交流動力電源喪失時に直流設備に電源供給する「125V 蓄電池 2A」及び「125V 蓄電池 2B」並びに交流電源復旧後に直流設備に電源供給する「125V 充電器盤 2A」及び「125V 充電器盤 2B」で構成する。

本システムの概要図を図 3. 14-16～18 に、本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表 3. 14-34 に示す。

本システムは、全交流動力電源喪失直後に 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B から設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に電源供給を行い、全交流動力電源喪失から 1 時間後に、中央制御室において不要な負荷の切離しを行う。さらに、全交流動力電源喪失から 8 時間後に、現場において不要な負荷の切離しを行い、全交流動力電源喪失から 24 時間必要な負荷に電源供給することが可能である。

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 125V 充電器盤 2A 及び 125V 蓄電池 2A 並びに 125V 充電器盤 2B 及び 125V 蓄電池 2B を経由して 125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 並びに 125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 に接続することで、電力を供給できる設計とする。



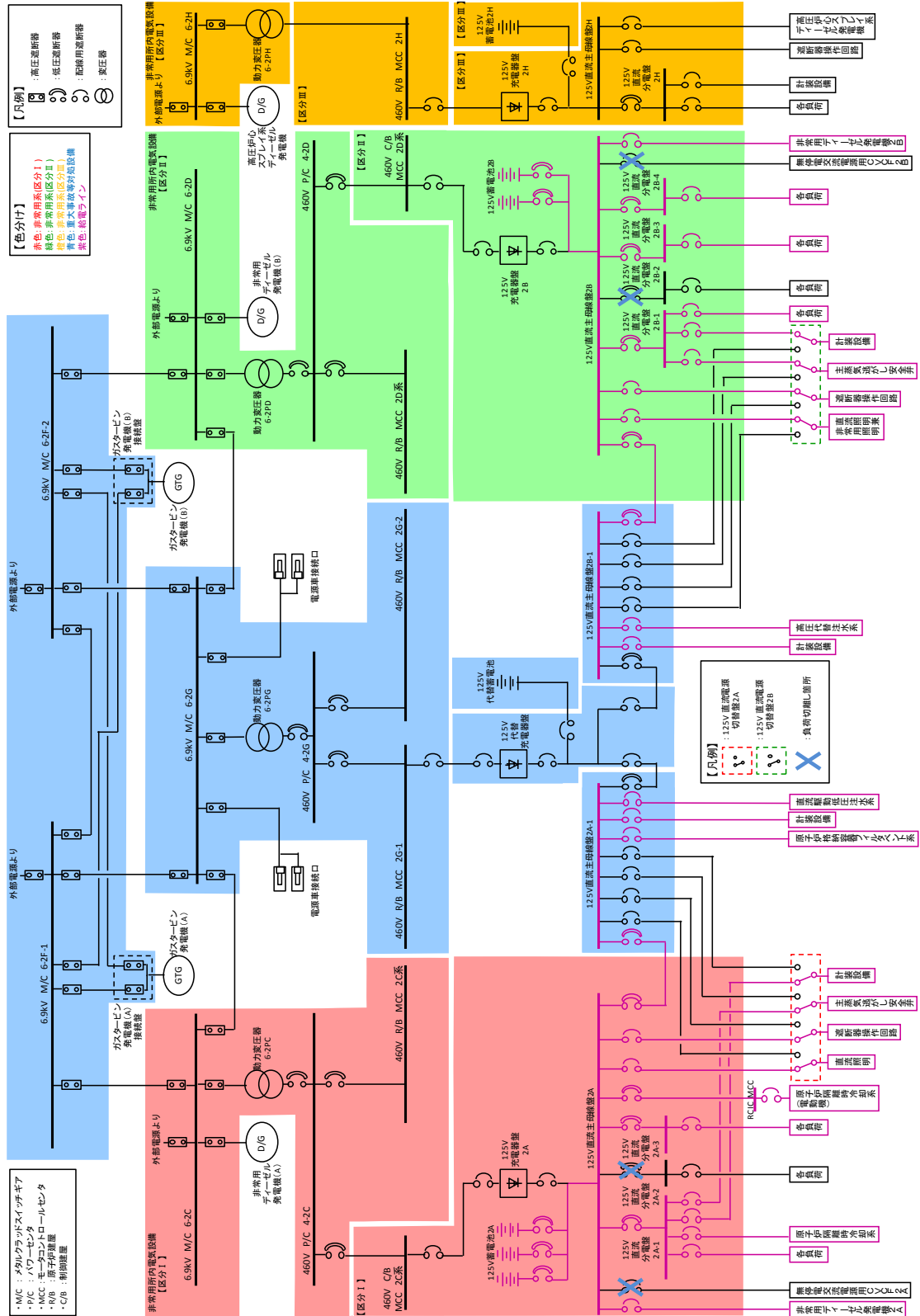


図 3.14-17 所内常設蓄電式直流電源設備系統図  
(全交流動力電源喪失1時間後～8時間後)

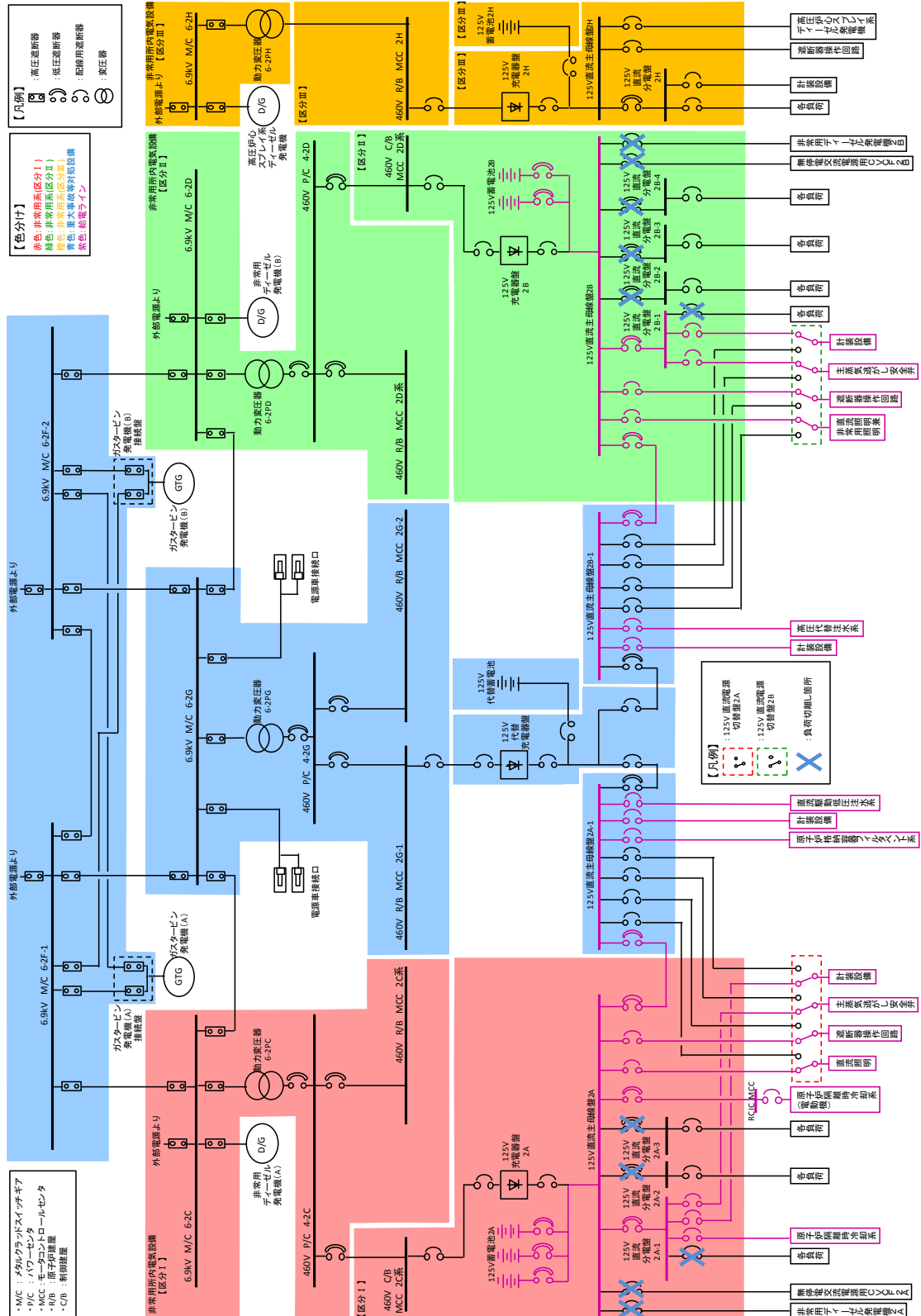


図 3.14-18 所内常設蓄電式直流電源設備系統図  
(全交流動力電源喪失 8 時間後～24 時間後)

表 3.14-34 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	125V 蓄電池 2A 【常設】 125V 蓄電池 2B 【常設】 125V 充電器盤 2A 【常設】 125V 充電器盤 2B 【常設】
附属設備	—
燃料流路	—
電路	125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A ～125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 電路 【常設】  125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B ～125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路 【常設】
計装設備（補助） <sup>*1</sup>	125V 直流主母線 2A 電圧 【常設】 125V 直流主母線 2B 電圧 【常設】 125V 直流主母線 2A-1 電圧 【常設】 125V 直流主母線 2B-1 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) 125V 蓄電池 2A

個数 : 1  
電圧 : 125V  
容量 : 8,000Ah  
取付箇所 : 制御建屋 ,  
制御建屋  及び  
制御建屋

#### (2) 125V 蓄電池 2B

個数 : 1  
電圧 : 125V  
容量 : 6,000Ah  
取付箇所 : 制御建屋

#### (3) 125V 充電器盤 2A

個数 : 1  
電圧 : 125V  
容量 : 700A  
取付箇所 : 制御建屋

#### (4) 125V 充電器盤 2B

個数 : 1  
電圧 : 125V  
容量 : 700A  
取付箇所 : 制御建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 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、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備を兼ねた設備であり、表 3.14-35 で示すとおり、位置的分散及び区画された部屋にそれぞれ設置することにより物理的分離を図り、表 3.14-36 で示すとおり、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設計とする。

(57-2, 57-3, 57-10)



表 3. 14-35 所内常設蓄電式直流電源設備の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		
	非常用直流電源設備		高圧炉心スプレイ系用 直流電源設備
	重大事故等対処設備		
	所内常設蓄電式直流電源設備		高圧炉心スプレイ系用 直流電源設備 (設計基準拡張)
電源	125V 蓄電池 2A <制御建屋 [ ] , 制御建屋 [ ]* 及び 制御建屋 [ ] >  125V 充電器盤 2A <制御建屋 [ ]* >	125V 蓄電池 2B <制御建屋 [ ]* >  125V 充電器盤 2B <制御建屋 [ ]* >	125V 蓄電池 2H <原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の 原子炉棟外) >  125V 充電器盤 2H <原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の 原子炉棟外) >
電路	125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A ~125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 電路	125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B ~125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路	125V 蓄電池 2H 及び 125V 充電器盤 2H ~125V 直流主母線盤 2H 電路

\* : 区分 I である 125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A 並びに区分 II である 125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B は, 各区分ごとに区画された部屋にそれぞれ設置することにより, 物理的な分離設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.14-36 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	
		非常用直流電源設備	高圧炉心スプレイ系用 直流電源設備
		重大事故等対処設備	
		所内常設蓄電式直流電源設備	高圧炉心スプレイ系用 直流電源設備 (設計基準拡張)
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を兼ねる重大事故等対処設備の所内常設蓄電式直流電源設備及び設計基準事故対処設備の高圧炉心スプレイ系用直流電源設備は、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、同時にその機能が損なわれることのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備を兼ねる重大事故等対処設備の所内常設蓄電式直流電源設備は、基準津波の影響を受けない制御建屋内に設置し、設計基準事故対処設備の高圧炉心スプレイ系用直流電源設備は、基準津波の影響を受けない原子炉建屋内の原子炉棟外に設置することで、津波が共通要因となり、同時に故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備を兼ねる重大事故等対処設備の所内常設蓄電式直流電源設備及び設計基準事故対処設備の高圧炉心スプレイ系用直流電源設備は、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非常用直流電源設備を兼ねる重大事故等対処設備の所内常設蓄電式直流電源設備及び設計基準事故対処設備の高圧炉心スプレイ系用直流電源設備は、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。）。	

### 3.14.2.3.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 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. 125V 蓄電池 2A

所内常設蓄電式直流電源設備の125V蓄電池2Aは，制御建屋[ ]，制御建屋[ ]及び制御建屋[ ]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，制御建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し，表3.14-37に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-37 想定する環境条件及び荷重条件(125V蓄電池2A)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	制御建屋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	制御建屋内に設置するため，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設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	制御建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

b. 125V 蓄電池 2B

所内常設蓄電式直流電源設備の 125V 蓄電池 2B は、制御建屋  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、制御建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.14-38 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-38 想定する環境条件及び荷重条件(125V 蓄電池 2B)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	制御建屋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	制御建屋内に設置するため, 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設計とする (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風 (台風)・積雪	制御建屋内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

c. 125V 充電器盤 2A

所内常設蓄電式直流電源設備の 125V 充電器盤 2A は、制御建屋  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、制御建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.14-39 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-39 想定する環境条件及び荷重条件(125V 充電器盤 2A)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	制御建屋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	制御建屋内に設置するため, 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設計とする (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風 (台風)・積雪	制御建屋内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

d. 125V 充電器盤 2B

所内常設蓄電式直流電源設備の 125V 充電器盤 2B は、制御建屋  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、制御建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.14-40 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-40 想定する環境条件及び荷重条件(125V 充電器盤 2B)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	制御建屋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	制御建屋内に設置するため, 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設計とする (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風 (台風)・積雪	制御建屋内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(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。


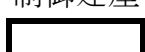
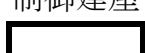
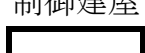
(ii) 適合性

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は、全交流動力電源喪失から 1 時間後までは、操作が不要な設計とする。全交流動力電源喪失から 1 時間後に不要な負荷の切離しを行う遮断器は、中央制御室にて容易に操作可能な設計とし、全交流動力電源喪失から 8 時間後に不要な負荷の切離しを行う遮断器は、現場にて容易に操作可能な設計とする。表 3.14-41 及び表 3.14-42 に操作対象機器を示す。

表 3.14-41 操作対象機器

(全交流動力電源喪失から 1 時間を経過した時点の負荷切離し操作)

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
125V 直流主母線盤 2A 遮断器 (無停電交流電源用 CVCF 2A 用)	入 →切	制御建屋 	中央制御室	スイッチ 操作	
125V 直流主母線盤 2A 遮断器 (125V 直流分電盤 2A-2 用)	入 →切	制御建屋 	中央制御室	スイッチ 操作	
125V 直流主母線盤 2B 遮断器 (無停電交流電源用 CVCF 2B 用)	入 →切	制御建屋 	中央制御室	スイッチ 操作	
125V 直流主母線盤 2B 遮断器 (125V 直流分電盤 2B-2 用)	入 →切	制御建屋 	中央制御室	スイッチ 操作	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.14-42 操作対象機器

(全交流動力電源喪失から8時間を経過した時点の負荷切離し操作)

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
125V 直流主母線盤 2A 遮断器 (不要な負荷)	入 →切	制御建屋 <input type="checkbox"/>	制御建屋 <input type="checkbox"/>	手動操作	
125V 直流主母線盤 2A 遮断器 (125V 直流分電盤 2A-3 用)	入 →切	制御建屋 <input type="checkbox"/>	制御建屋 <input type="checkbox"/>	手動操作	
125V 直流分電盤 2A-1 遮断器 (不要な負荷)	入 →切	制御建屋 <input type="checkbox"/>	制御建屋 <input type="checkbox"/>	手動操作	
125V 直流主母線盤 2B 遮断器 (不要な負荷)	入 →切	制御建屋 <input type="checkbox"/>	制御建屋 <input type="checkbox"/>	手動操作	
125V 直流主母線盤 2B 遮断器 (125V 直流分電盤 2B-3 用)	入 →切	制御建屋 <input type="checkbox"/>	制御建屋 <input type="checkbox"/>	手動操作	
125V 直流主母線盤 2B 遮断器 (125V 直流分電盤 2B-4 用)	入 →切	制御建屋 <input type="checkbox"/>	制御建屋 <input type="checkbox"/>	手動操作	
125V 直流分電盤 2B-1 遮断器 (不要な負荷)	入 →切	制御建屋 <input type="checkbox"/>	制御建屋 <input type="checkbox"/>	手動操作	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



以下に，所内常設蓄電式直流電源設備を構成する主要設備の操作性を示す。

a. 125V 蓄電池 2A

所内常設蓄電式直流電源設備の 125V 蓄電池 2A は操作不要である。

b. 125V 蓄電池 2B

所内常設蓄電式直流電源設備の 125V 蓄電池 2B は操作不要である。

c. 125V 充電器盤 2A

所内常設蓄電式直流電源設備の 125V 充電器盤 2A は操作不要である。

d. 125V 充電器盤 2B

所内常設蓄電式直流電源設備の 125V 充電器盤 2B 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. 125V 蓄電池 2A

所内常設蓄電式直流電源設備の 125V 蓄電池 2A は、表 3.14-43 に示すように、発電用原子炉の運転中又は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な設計とする。

性能の確認として、125V 蓄電池 2A の単体及び総電圧の確認が可能な設計とし、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、電圧の確認が可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-43 125V 蓄電池 2A 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	蓄電池の単体及び総電圧の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認
停止中	機能・性能試験	蓄電池の単体及び総電圧の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認

b. 125V 蓄電池 2B

所内常設蓄電式直流電源設備の 125V 蓄電池 2B は、表 3. 14-44 に示すように、発電用原子炉の運転中又は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な設計とする。

性能の確認として、125V 蓄電池 2B の単体及び総電圧の確認が可能な設計とし、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、電圧の確認が可能な設計とする。

(57-4)

表 3. 14-44 125V 蓄電池 2B 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	蓄電池の単体及び総電圧の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認
停止中	機能・性能試験	蓄電池の単体及び総電圧の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認

c. 125V 充電器盤 2A

所内常設蓄電式直流電源設備の 125V 充電器盤 2A は、表 3.14-45 に示すように、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に機能・性能試験が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中に特性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、125V 充電器盤 2A の盤内外部の目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと、電気回路の絶縁抵抗に異常がないこと及び運転状態により半導体素子の動作に異常がないことの確認が可能な設計とする。

125V 充電器盤 2A 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)

表 3.14-45 125V 充電器盤 2A 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	充電器盤の出力電圧の確認
停止中	機能・性能試験	充電器盤の出力電圧の確認
	特性試験	絶縁抵抗の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認

d. 125V 充電器盤 2B

所内常設蓄電式直流電源設備の 125V 充電器盤 2B は、表 3.14-46 に示すように、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に機能・性能試験が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中に特性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、125V 充電器盤 2B の盤内外部の目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと、電気回路の絶縁抵抗に異常がないこと及び運転状態により半導体素子の動作に異常がないことの確認が可能な設計とする。

125V 充電器盤 2B 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)

表 3.14-46 125V 充電器盤 2B 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	充電器盤の出力電圧の確認
停止中	機能・性能試験	充電器盤の出力電圧の確認
	特性試験	絶縁抵抗の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認

(4) 切替えの容易性(設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

所内常設蓄電式直流電源設備は、通常時において本来の用途である設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備として電源供給しており、所内常設蓄電式直流電源設備として電源供給元を切り替える操作を行うことなく、継続して 24 時間にわたり電源供給することが可能な設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備の負荷切離し操作の対象機器は表 3.14-41 及び表 3.14-42 と同様である。

これにより図 3.14-19 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(57-3)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時)																								備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24		
		1時間負荷切離し 1時間								8時間負荷切離し 8時間																操作手順	
所内常設蓄電式直流電源設備による給電	中央制御室運転員A	1	電源確認 <sup>※1</sup>																								②
				不要直流負荷切離し <sup>※2</sup>																							④
	現場運転員B, C	2																									⑥

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.14-19 所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給  
 (全交流動力電源喪失から 1 時間後及び 8 時間後の負荷切離し操作のタイムチャート)

\*: 「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 電源の確保に関する手順等」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は, 通常時は設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備として電源供給し, 重大事故等時に系統構成を変更することなく, 重大事故等対処設備の所内常設蓄電式直流電源設備として電源供給することで, 他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

(57-3, 57-7)

(6) 設置場所(設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

所内常設蓄電式直流電源設備の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.14-41 及び表 3.14-42 に示す。

これらの機器の操作場所は、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中央制御室及び制御建屋とすることで操作可能な設計とする。

(57-2)



### 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。

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125V蓄電池2A及び125V蓄電池2Bから設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に電源供給を行い、全交流動力電源喪失から1時間後に、中央制御室において不要な負荷の切離しを行う。さらに、全交流動力電源喪失から8時間後に、現場において不要な負荷の切離しを行い、全交流動力電源喪失から24時間必要な負荷に電源供給するために必要な容量として、125V蓄電池2Aは8,000Ah、125V蓄電池2Bは6,000Ah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、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備を兼ねた設備であり、同じく設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系用直流電源設備を含めて、位置的分散及び区画された部屋にそれぞれ設置することにより物理的分離を図り、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設計とする。これらの詳細については、3.14.2.3.3 項に記載のとおりである。

(57-2, 57-3, 57-10)

### 3. 14. 2. 4 常設代替直流電源設備

#### 3. 14. 2. 4. 1 設備概要

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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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、全交流動力電源喪失時に直流設備に電源供給する「125V 代替蓄電池」及び「250V 蓄電池」で構成する。

本システムの概要図を図 3. 14-20～22 に、本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表 3. 14-47 に示す。

本システムは、全交流動力電源喪失直後に 125V 代替蓄電池から重大事故等対処設備に電源供給を行い、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。また、全交流動力電源喪失直後に 250V 蓄電池から重大事故等対処設備に電源供給を行い、全交流動力電源喪失から 1 時間後に、中央制御室において不要な負荷の切離しを行い、全交流動力電源喪失から 24 時間必要な負荷に電源供給することが可能である。

なお、可搬型代替交流電源設備の交流電源を代替所内電気設備並びに 125V 代替充電器盤及び 125V 代替蓄電池並びに 250V 充電器盤及び 250V 蓄電池を経由し、125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 並びに 250V 直流主母線盤に接続することで、可搬型代替直流電源設備として電力を供給できる設計とする。これらの詳細については、3. 14. 2. 5 項に記載する。

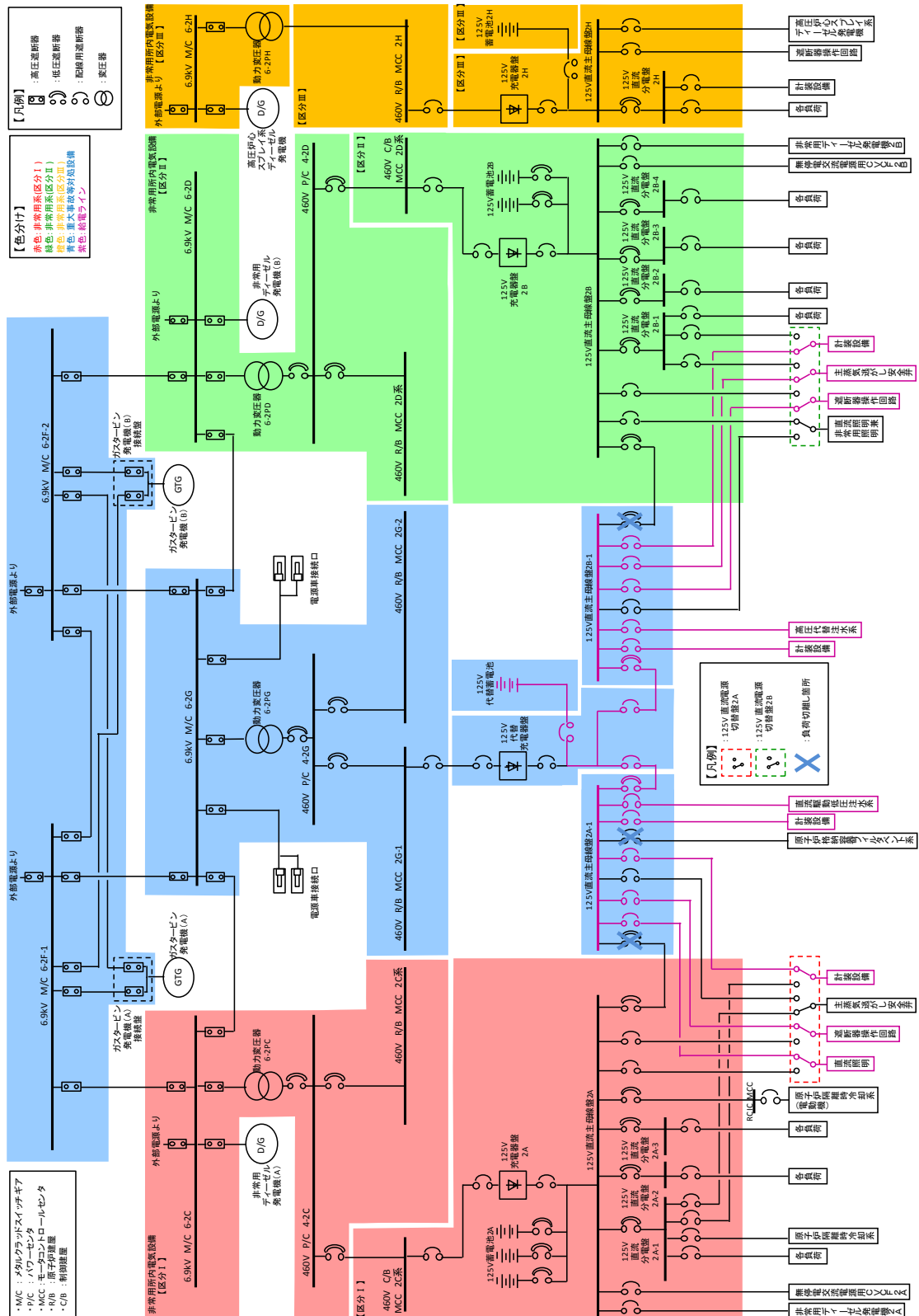


図 3.14-20 常設代替直流電源設備系統図 (125V 系統)  
 (全交流動力電源喪失直後～8 時間後)

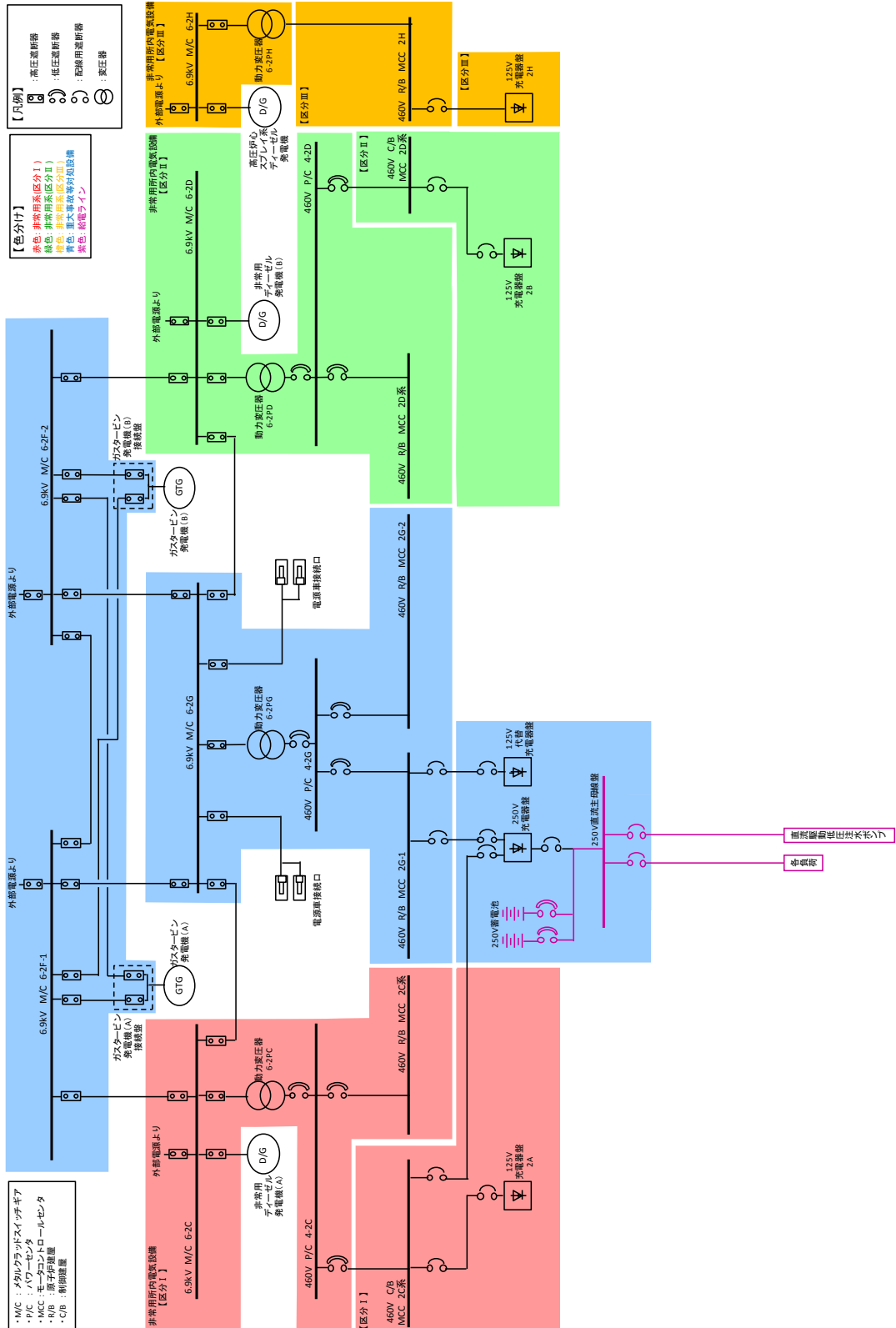


図 3.14-21 常設代替直流電源設備系統図 (250V 系統)  
(全交流動力電源喪失直後～1 時間後)

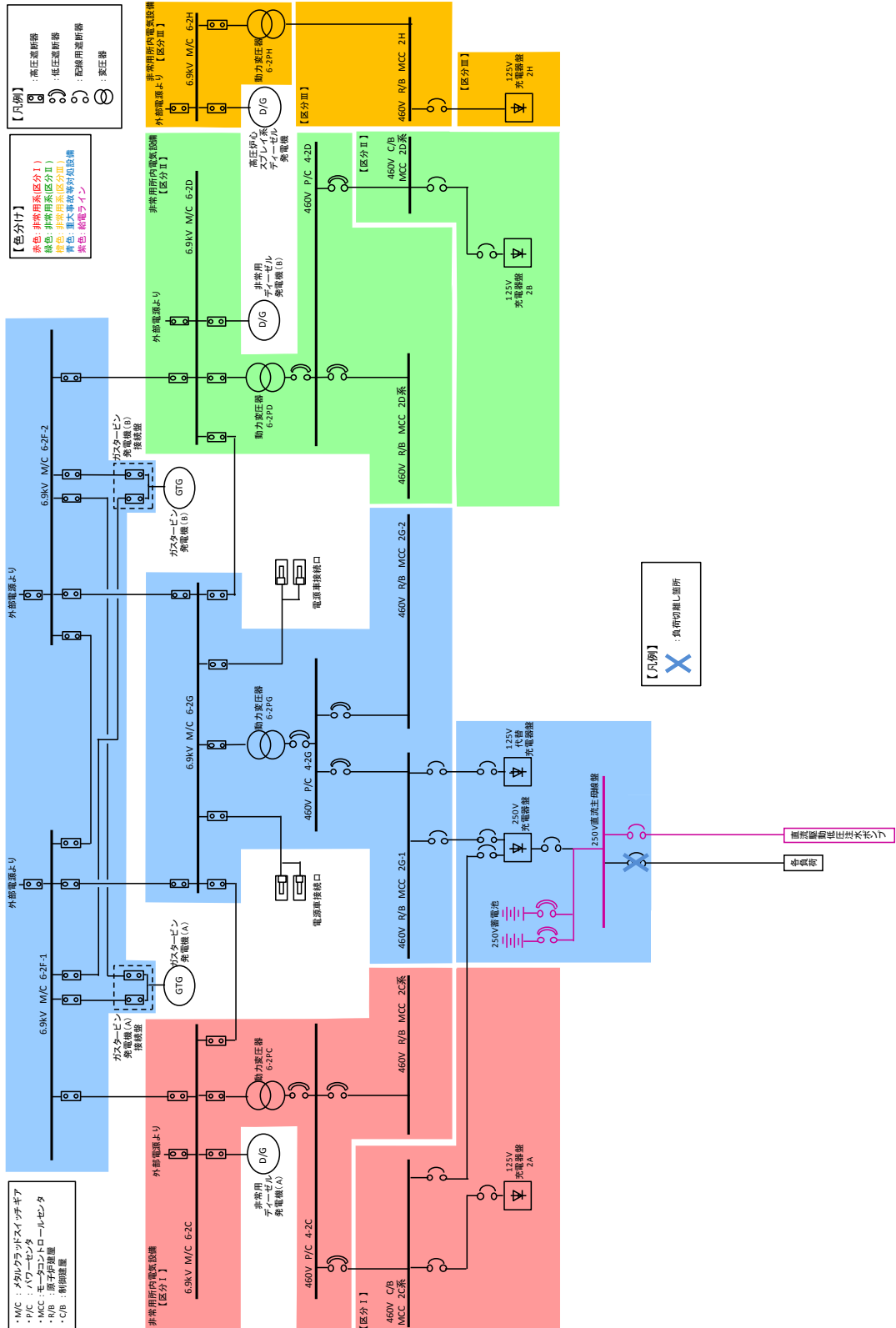


図 3.14-22 常設代替直流電源設備系統図 (250V 系統)  
 (全交流動力電源喪失 1 時間後～24 時間後)

表 3.14-47 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	125V 代替蓄電池【常設】 250V 蓄電池【常設】
附属設備	—
燃料流路	—
電路	125V 代替蓄電池 ～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路【常設】  250V 蓄電池 ～250V 直流主母線盤電路【常設】
計装設備（補助） <sup>*1</sup>	125V 直流主母線 2A-1 電圧【常設】 125V 直流主母線 2B-1 電圧【常設】 250V 直流主母線電圧【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

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 125V 代替蓄電池

個数 : 1  
電圧 : 125V  
容量 : 2,000Ah  
取付箇所 : 制御建屋

#### (2) 250V 蓄電池

個数 : 1  
電圧 : 250V  
容量 : 6,000Ah  
取付箇所 : 制御建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。







### 3. 14. 2. 4. 3 独立性及び位置的分散の確保

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及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備と同時にその機能が損なわれないよう、表 3. 14-48 で示すとおり、位置的分散を図った設計とする。

常設代替直流電源設備は、表 3. 14-49 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、非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備との独立性を確保する設計とする。

(57-2, 57-3, 57-9, 57-10)

表 3.14-48 常設代替直流電源設備の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故等対処設備	
	非常用直流電源設備	高圧炉心スプレイ系用 直流電源設備	常設代替直流電源設備	
電源	125V 蓄電池 2A <制御建屋  , 制御建屋  及び 制御建屋  >	125V 蓄電池 2H <原子炉建屋  (原子炉建屋内の 原子炉棟外) >	125V 代替蓄電池 <制御建屋  >	250V 蓄電池 <制御建屋  >
電路	125V 蓄電池 2A ~125V 直流 主母線盤 2A 及び 125V 直流 主母線盤 2A-1 電路  125V 蓄電池 2B ~125V 直流 主母線盤 2B 及び 125V 直流 主母線盤 2B-1 電路	125V 蓄電池 2H ~125V 直流 主母線盤 2H 電路	125V 代替蓄電池 ~125V 直流 主母線盤 2A-1 及び 125V 直流 主母線盤 2B-1 電路	250V 蓄電池 ~250V 直流 主母線盤 電路

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.14-49 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 直流電源設備	高圧炉心 スプレイ系用 直流電源設備	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及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備は、耐震Sクラス設計とし、重大事故等対処設備の常設代替直流電源設備は、基準地震動 $S_s$ で機能維持可能な設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり、同時にその機能が損なわれることのない設計とする。		
	津波	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備は、基準津波の影響を受けない制御建屋内及び原子炉建屋内の原子炉棟外に設置し、重大事故等対処設備の常設代替直流電源設備は、基準津波の影響を受けない制御建屋内へ設置することで、津波が共通要因となり、同時に故障することのない設計とする。		
	火災	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備並びに重大事故等対処設備の常設代替直流電源設備は、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非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備並びに重大事故等対処設備の常設代替直流電源設備は、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。）。		

### 3.14.2.4.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 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. 125V 代替蓄電池

常設代替直流電源設備の125V 代替蓄電池は、制御建屋 $\square$ 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、制御建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、表3.14-50に示す設計とする。

(57-2)

表3.14-50 想定する環境条件及び荷重条件(125V 代替蓄電池)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	制御建屋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	制御建屋内に設置するため、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設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	制御建屋内に設置するため、風(台風)及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

b. 250V 蓄電池

常設代替直流電源設備の 250V 蓄電池は、制御建屋  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、制御建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.14-51 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-51 想定する環境条件及び荷重条件(250V 蓄電池)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	制御建屋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	制御建屋内に設置するため, 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設計とする (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風 (台風)・積雪	制御建屋内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(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。

常設代替直流電源設備のうち 125V 系統は、操作に必要な 125V 直流主母線盤 2A-1, 125V 直流主母線盤 2B-1, 125V 直流電源切替盤 2A 及び 125V 直流電源切替盤 2B の各遮断器については、中央制御室及び現場にて容易に操作可能な設計とする。

常設代替直流電源設備のうち 250V 系統は、全交流動力電源喪失から 1 時間後までは、操作が不要な設計とする。全交流動力電源喪失から 1 時間後に不要な負荷の切離しを行う遮断器は、中央制御室にて容易に操作可能な設計とする。

表 3.14-52 及び表 3.14-53 に操作対象機器を示す。

表 3.14-52 操作対象機器

(125V 代替蓄電池～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路)

機器名称		状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
125V 直流主母線盤 2A-1 遮断器 (125V 直流 主母線盤 2A 用)		入 →切	原子炉建屋 □ (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	
125V 直流主母線盤 2B-1 遮断器 (125V 直流 主母線盤 2B 用)		入 →切	原子炉建屋 □ (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	
125V 直流主母線盤 2A-1 遮断器 (不要な負荷)		入 →切	原子炉建屋 □ (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	原子炉建屋 □ (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	手動操作	
125V 直流主母線盤 2B-1 遮断器 (不要な負荷)		入 →切	原子炉建屋 □ (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	原子炉建屋 □ (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	手動操作	
125V 直流電源 切替盤 2A (必要な負荷)	125V 直流 主母線盤 2A 側	入 →切	原子炉建屋 □ (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	
	125V 直流 主母線盤 2A-1 側	切 →入				
125V 直流電源 切替盤 2B (必要な負荷)	125V 直流 主母線盤 2B 側	入 →切	原子炉建屋 □ (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	
	125V 直流 主母線盤 2B-1 側	切 →入				

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



表 3.14-53 操作対象機器

(全交流動力電源喪失から 1 時間を経過した時点の負荷切離し操作)

機器名称	状態の 変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
250V 直流主母線盤遮断器 (不要な負荷)	入 →切	制御建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 40px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>	中央制御室	スイッチ 操作	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

以下に，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. 125V 代替蓄電池

常設代替直流電源設備の 125V 代替蓄電池は操作不要である。

b. 250V 蓄電池

常設代替直流電源設備の 250V 蓄電池は操作不要である。

(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. 125V 代替蓄電池

常設代替直流電源設備の 125V 代替蓄電池は、表 3.14-54 に示すように、発電用原子炉の運転中又は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な設計とする。

性能の確認として、125V 代替蓄電池の単体及び総電圧の確認が可能な設計とし、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、電圧の確認が可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-54 125V 代替蓄電池の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	蓄電池の単体及び総電圧の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認
停止中	機能・性能試験	蓄電池の単体及び総電圧の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認

b. 250V 蓄電池

常設代替直流電源設備の250V蓄電池は、表3.14-55に示すように、発電用原子炉の運転中又は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な設計とする。

性能の確認として、250V蓄電池の単体及び総電圧の確認が可能な設計とし、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、電圧の確認が可能な設計とする。

(57-4)

表 3. 14-55 250V 蓄電池の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	蓄電池の単体及び総電圧の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認
停止中	機能・性能試験	蓄電池の単体及び総電圧の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認

(4) 切替えの容易性(設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

常設代替直流電源設備のうち 125V 代替蓄電池は、本来の用途以外の用途には使用しない。

常設代替直流電源設備のうち 250V 蓄電池は、通常時において本来の用途である常用所内電源 250V 系統として電源供給しており、常設代替直流電源設備として電源供給元を切り替える操作は不要とする。

常設代替直流電源設備の負荷切離し操作の対象機器は表 3.14-52 及び表 3.14-53 と同様である。

これにより図 3.14-23 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(57-3)

		経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90			
手順の項目	要員(数)	1時間負荷切離し 1時間										操作手順	
常設代替直流電源設備による給電	中央制御室運転員A	1	125V代替蓄電池による給電切替操作(B系) <sup>※1</sup>		125V代替蓄電池による給電切替操作(A系) <sup>※1</sup>		250V代替蓄電池による受電確認 <sup>※2</sup>		不要直流負荷切離し <sup>※1</sup>			②③⑤ ⑨⑩⑫ ⑭ ⑮	
		2	125V直流主母線盤における不要直流負荷切離し <sup>※1</sup>										⑦
		現場運転員B,C											

※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※2: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

図 3.14-23 常設代替直流電源設備による電源供給  
 (全交流動力電源喪失から 1 時間後の負荷切離し操作のタイムチャート)

\*: 「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 電源の確保に関する手順等」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。

常設代替直流電源設備のうち 125V 代替蓄電池は, 表 3.14-56 に示すように, 通常時は非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備と切り離す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及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備に対して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うち 250V 蓄電池は, 通常時は常用所内電源 250V 系統として電源供給し, 重大事故等時に系統構成を変更することなく, 重大事故等対処設備の常設代替直流電源設備として電源供給することで, 他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

(57-3, 57-7)

表 3.14-56 他系統との隔離

取合い系統	系統隔離	駆動方式	状態
非常用直流電源設備及び 高圧炉心スプレイ系用 直流電源設備	125V 直流主母線盤 2A-1 遮断器 (125V 代替充電器盤用)	電気作動	通常時切
非常用直流電源設備及び 高圧炉心スプレイ系用 直流電源設備	125V 直流主母線盤 2B-1 遮断器 (125V 代替充電器盤用)	電気作動	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。

常設代替直流電源設備の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.14-52 及び表 3.14-53 に示す。

これらの機器の操作場所は、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中央制御室及び原子炉建屋内の原子炉棟外とすることで操作可能な設計とする。

(57-2)

### 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。

常設代替直流電源設備の125V代替蓄電池は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失した場合、8時間にわたり必要な負荷に電源供給するために必要な容量として、2,000Ahを有する設計とする。

常設代替直流電源設備の250V蓄電池は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失した場合、24時間にわたり必要な負荷に電源供給するために必要な容量として、6,000Ah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。

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。

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及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備に対して、多様性及び位置的分散を図り、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設計する。これらの詳細については、3.14.2.4.3 項に記載のとおりである。

(57-2, 57-3, 57-10)

### 3. 14. 2. 5 可搬型代替直流電源設備

#### 3. 14. 2. 5. 1 設備概要

可搬型代替直流電源設備は、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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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、直流設備に電源供給を行う常設代替直流電源設備である「125V 代替蓄電池」及び「250V 蓄電池」並びに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「125V 代替充電器盤」及び「250V 充電器盤」並びに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「電源車」、「軽油タンク」、「ガスタービン発電設備軽油タンク」及び「タンクローリ」並びに電源車を接続する「電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )」及び「電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )」並びに代替所内電気設備として回路を構成する「緊急用高圧母線 2G 系」、「緊急用動力変圧器 2G 系」及び「緊急用低圧母線 2G 系」で構成する。

可搬型代替直流電源設備のうち 125V システムは、電源車を代替所内電気設備並びに 125V 代替充電器盤及び 125V 代替蓄電池を経由し、125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 に接続することで、電力を供給できる設計とする。

可搬型代替直流電源設備のうち 250V システムは、電源車を代替所内電気設備並びに 250V 充電器盤及び 250V 蓄電池を経由し、250V 直流主母線盤に接続することで、電力を供給できる設計とする。

本システムの概要図を図 3. 14-24～図 3. 14-30 に、本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表 3. 14-57 に示す。

可搬型代替直流電源設備のうち 125V システムは、125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 を操作してシステム構成を行った後、125V 代替蓄電池から必要な負荷に 8 時間電源供給し、その後、電源車を所定の接続先である電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )又は電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )に接続し、電源車の操作ボタンにより起動することで、125V 代替充電器盤を受電することにより、必要な負荷に合計 24 時間以上、電源供給することが可能である。また、可搬型代替直流電源設備のうち 250V システムは、電源供給開始から 1 時間後に、中央制御室において不要な負荷の切離しを行い、電源供給開始から 24 時間必要な負荷に電源供給することが可能である。なお、電源車から 250V 充電器盤を受電することにより、必要な負荷に合計 24 時間以上、電源供給することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

電源車の運転中は、軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて燃料を電源車に補給することで、電源車の運転を継続する。

可搬型代替直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、3.14.2.5.3項に詳細を示す。

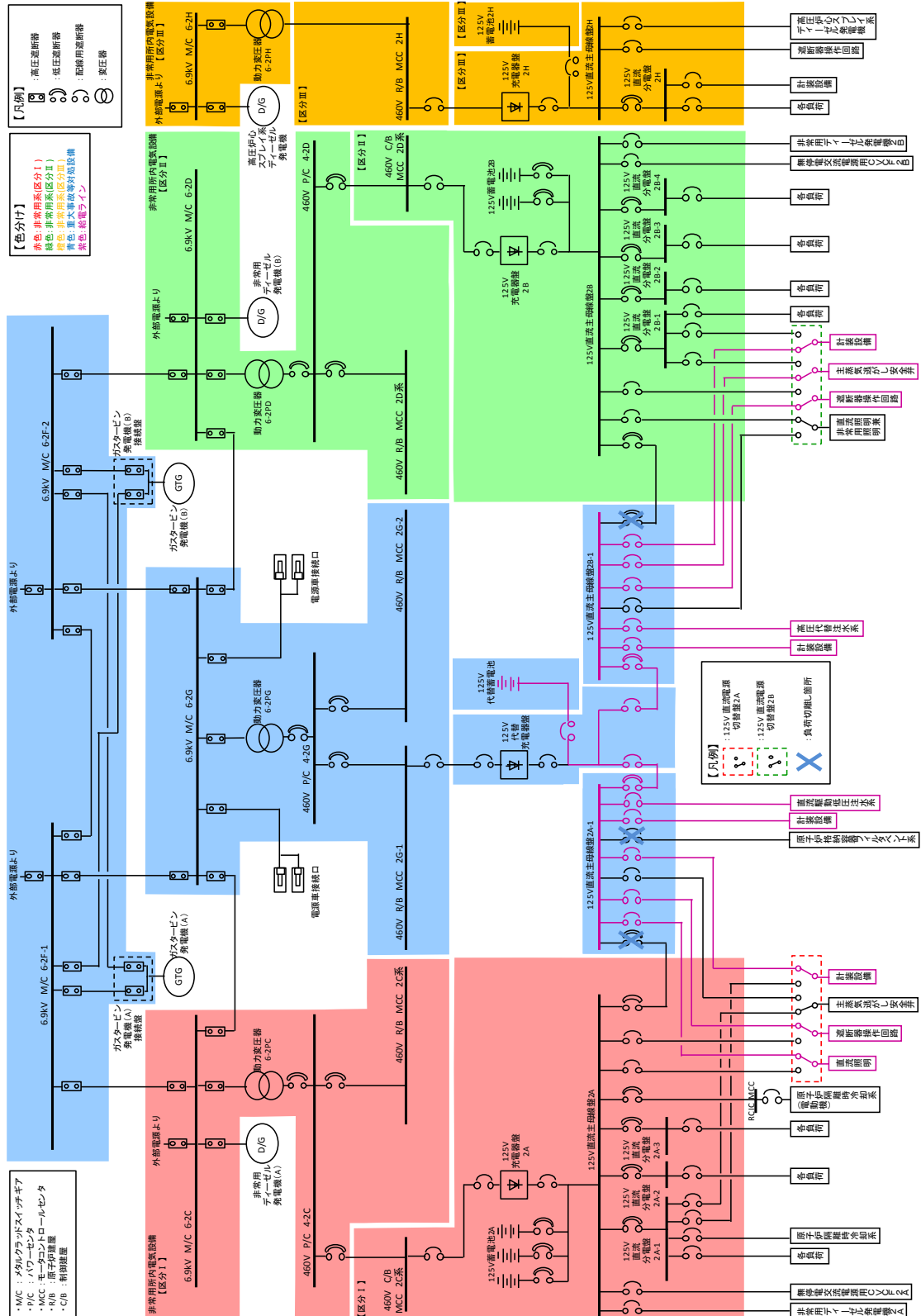


図 3.14-24 可搬型代替直流電源設備系統図 (125V 系統)  
 (全交流動力電源喪失及び所内常設蓄電式直流電源設備喪失直後～8 時間後)

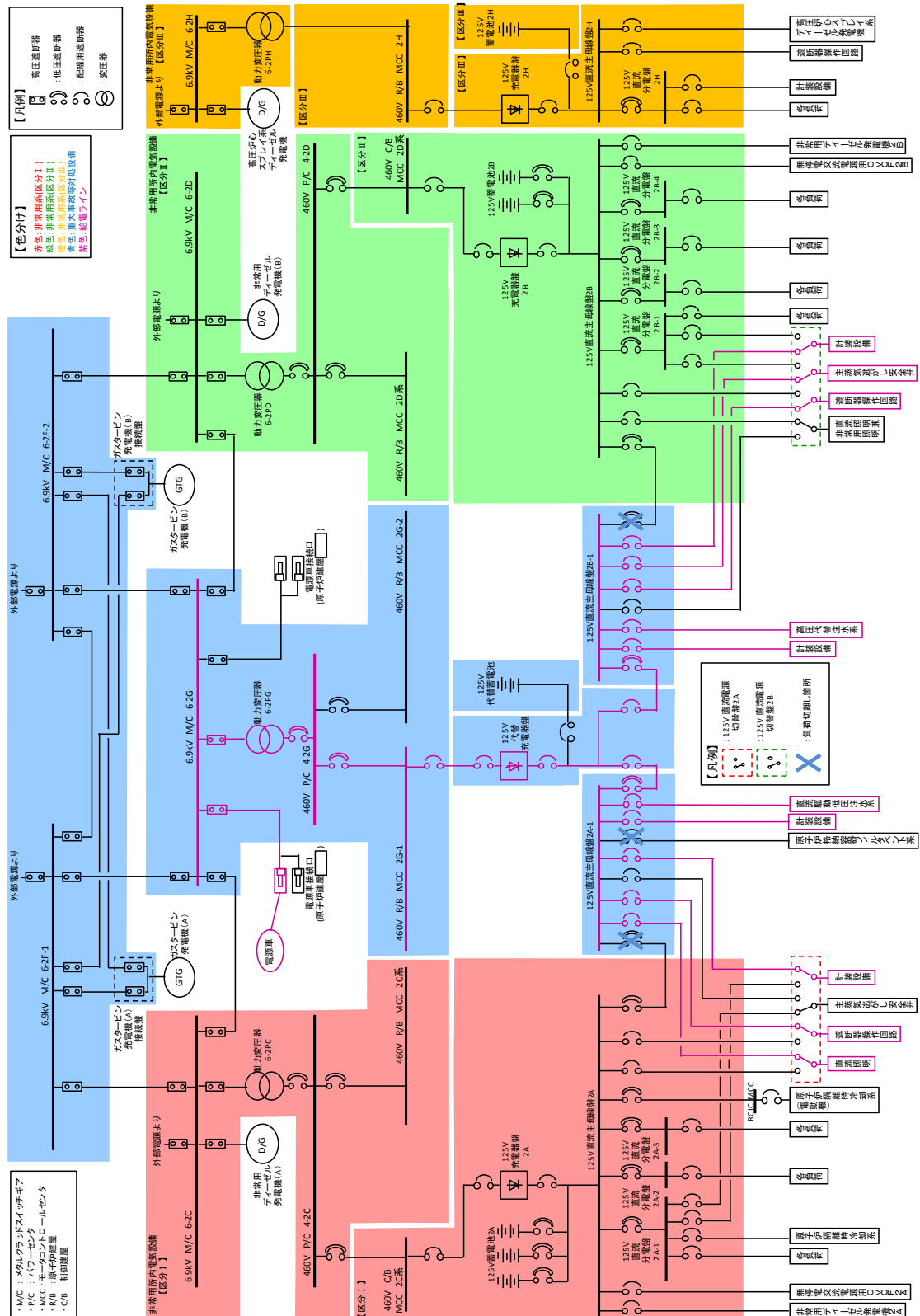


図 3. 14-25 可搬型代替直流電源設備系統図 (125V 系統)

(全交流動力電源喪失及び所内常設蓄電式直流電源設備喪失 8 時間後～24 時間後)  
 (電源車接続口 (原子炉建屋 □) 接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

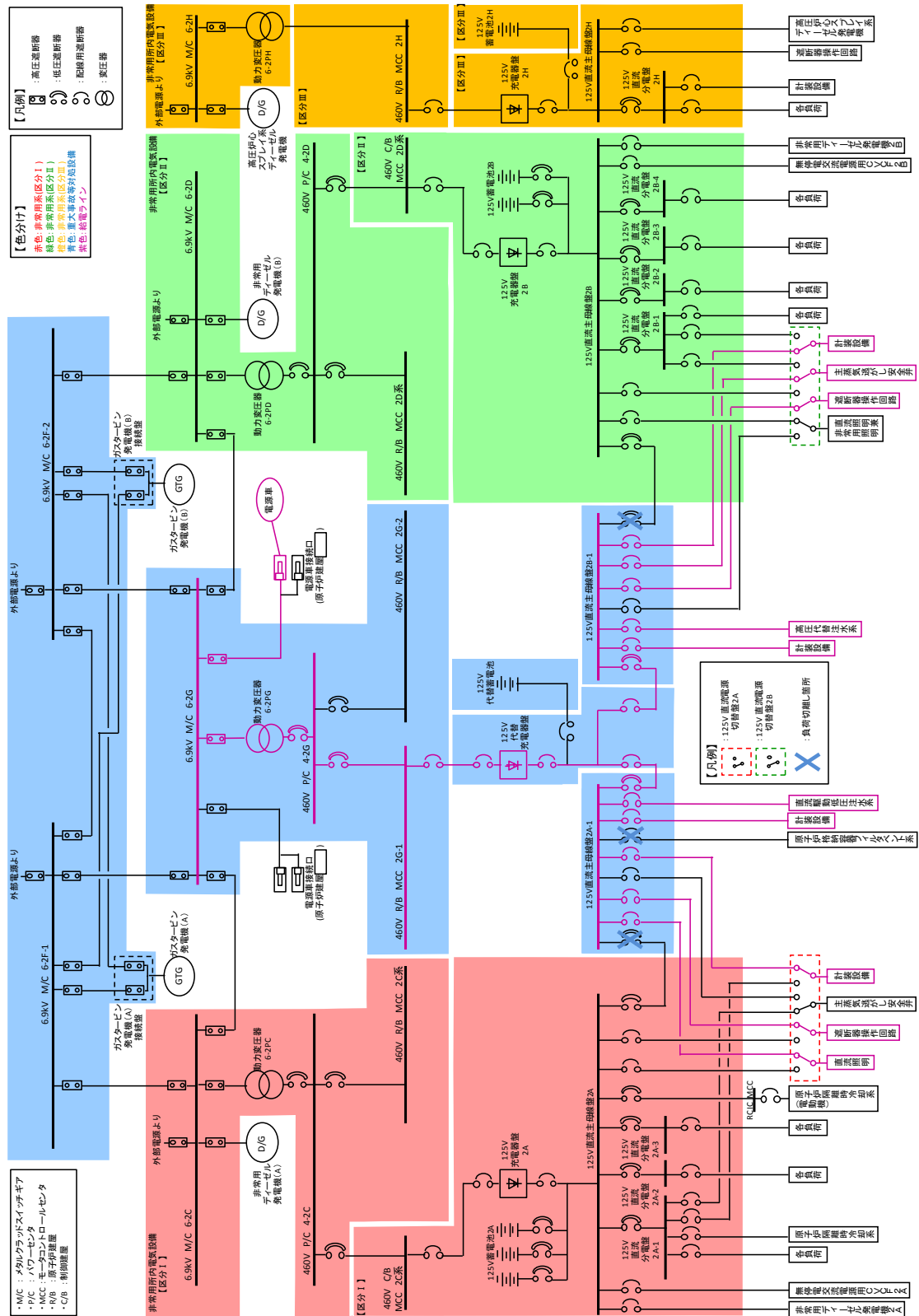


図 3. 14-26 可搬型代替直流電源設備系統図 (125V 系統)

(全交流動力電源喪失及び所内常設蓄電式直流電源設備喪失 8 時間後～24 時間後)  
 (電源車接続口 (原子炉建屋 □) 接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

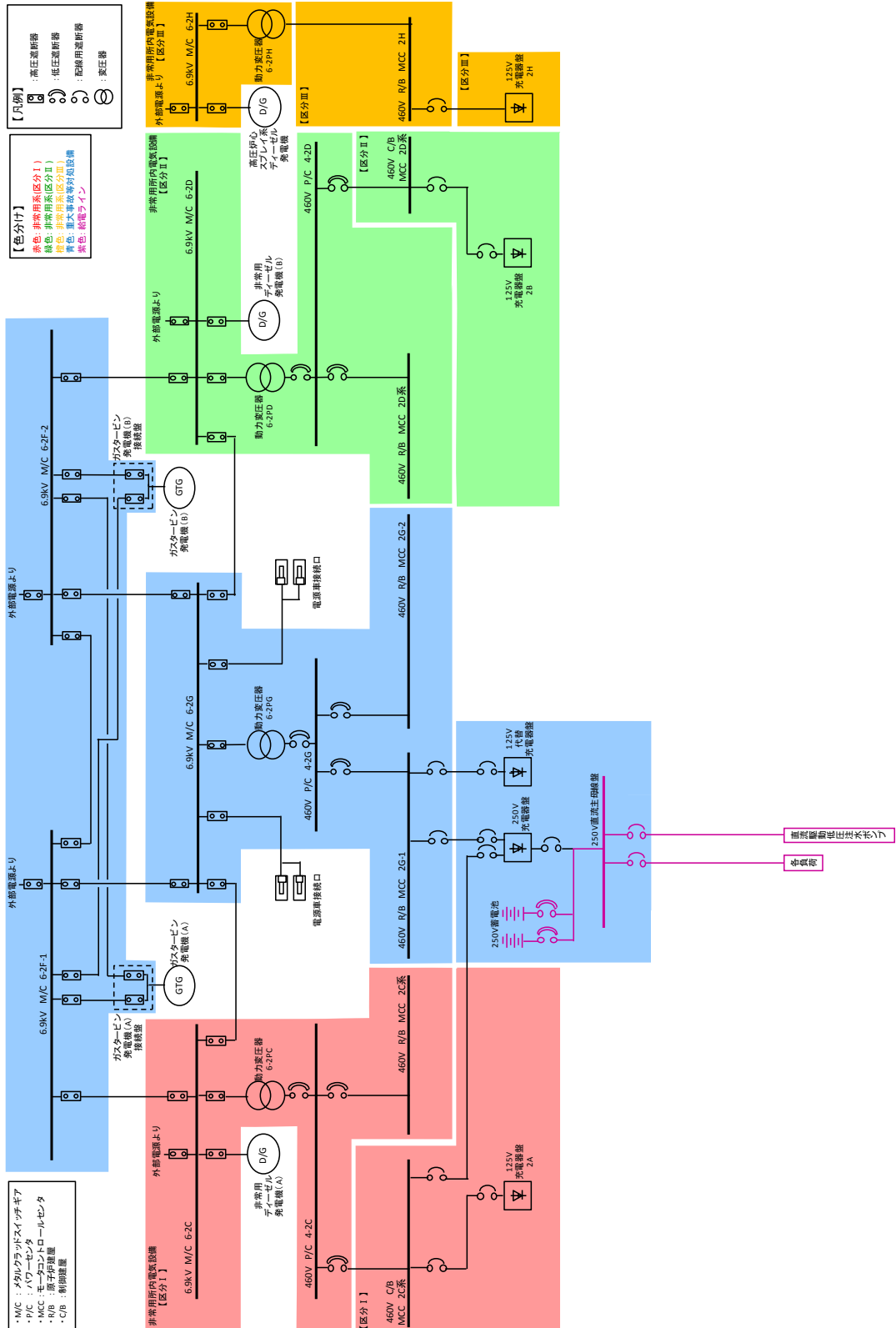


図 3.14-27 可搬型代替直流電源設備系統図 (250V 系統)  
 (全交流動力電源喪失及び所内常設蓄電式直流電源設備喪失直後～1 時間後)



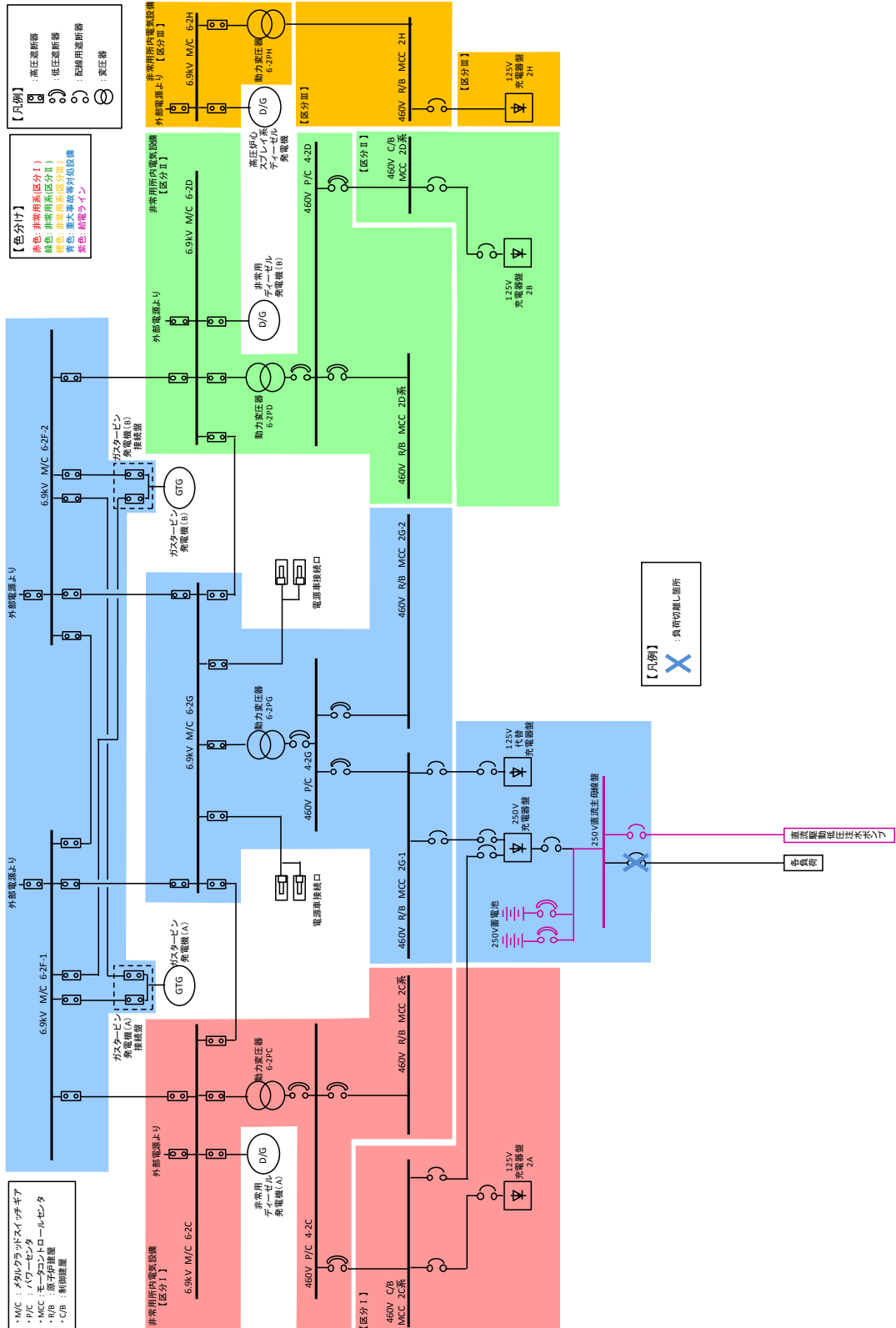


図 3.14-28 可搬型代替直流電源設備系統図 (250V 系統)

(全交流動力電源喪失及び所内常設蓄電式直流電源設備喪失 1 時間後～24 時間後)

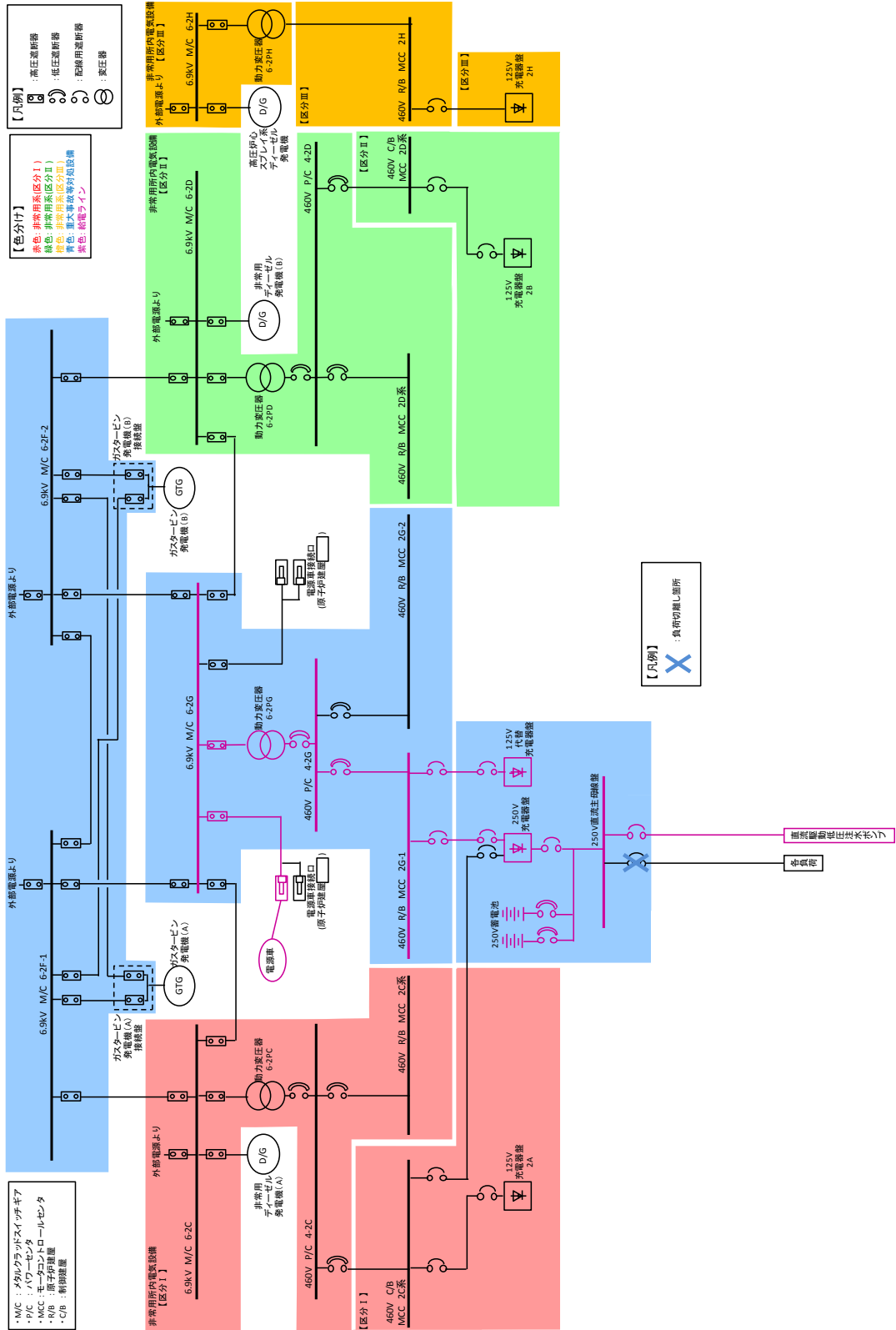


図 3.14-29 可搬型代替直流電源設備系統図 (250V 系統)  
 (電源車接続口 (原子炉建屋 □) 接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

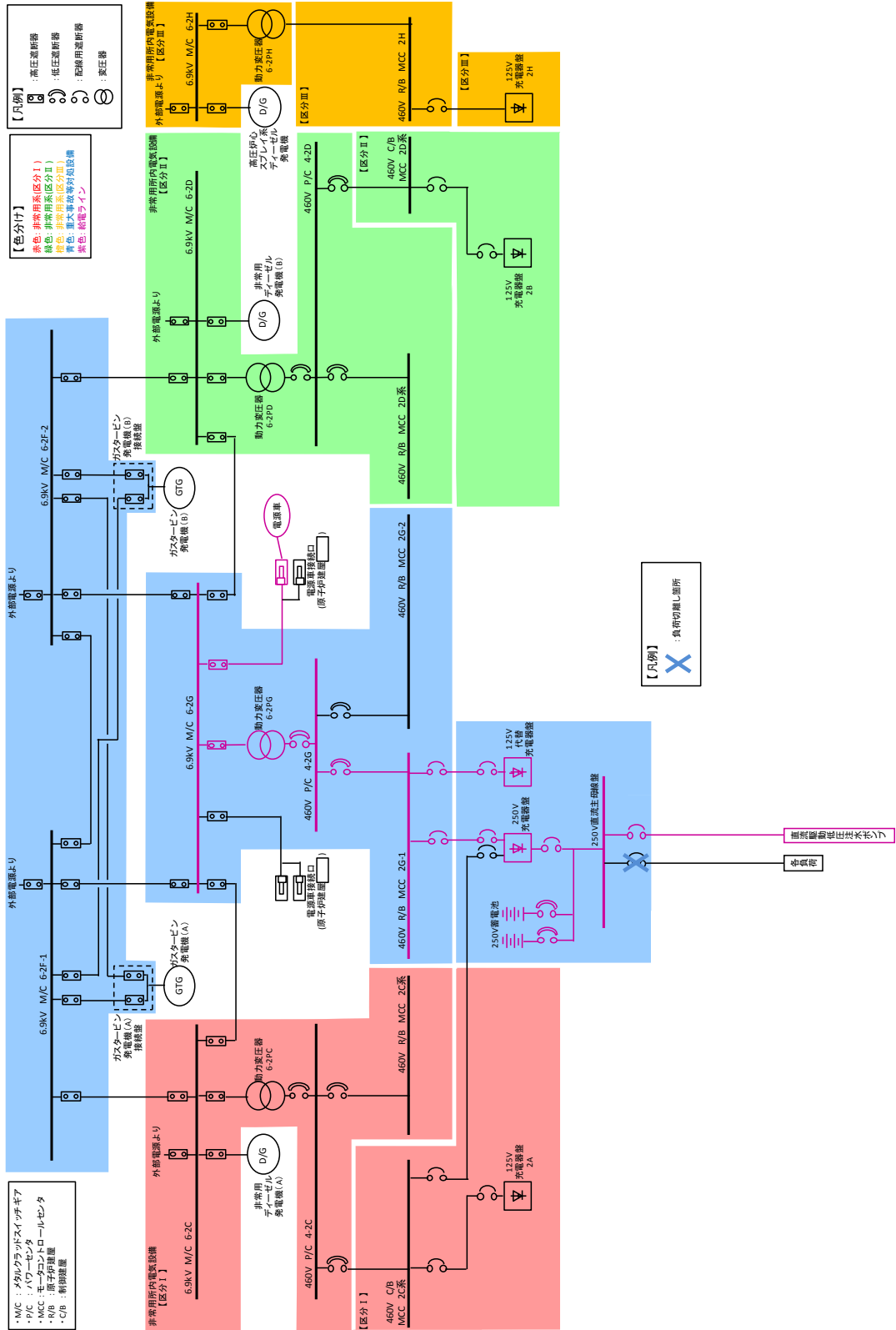


図 3.14-30 可搬型代替直流電源設備系統図 (250V 系統)  
 (電源車接続口 (原子炉建屋 □) 接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3. 14-57 可搬型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	125V 代替蓄電池【常設】 250V 蓄電池【常設】 125V 代替充電器盤【常設】 250V 充電器盤【常設】 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】* <sup>1</sup> ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】* <sup>2</sup> タンクローリ【可搬】
附属設備	—
燃料流路	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁【常設】 ホース【可搬】
電路	125V 代替蓄電池及び 125V 代替充電器盤 ～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路【常設】  250V 蓄電池及び 250V 充電器盤 ～250V 直流主母線盤電路【常設】  電源車～電源車接続口(原子炉建屋)* <sup>3</sup> ～緊急用低圧母線 2G 系* <sup>4</sup> ～125V 代替充電器盤 ～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋)電路【可搬】) (電源車接続口(原子炉建屋) ～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路【常設】)  電源車～電源車接続口(原子炉建屋)* <sup>3</sup> ～緊急用低圧母線 2G 系* <sup>4</sup> ～250V 充電器盤 ～250V 直流主母線盤電路 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋)電路【可搬】) (電源車接続口(原子炉建屋) ～250V 直流主母線盤電路【常設】)

設備区分	設備名
計装設備（補助） <sup>*5</sup>	125V 直流主母線 2A-1 電圧【常設】 125V 直流主母線 2B-1 電圧【常設】 250V 直流主母線盤【常設】

- \* 1：軽油タンクは，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(A)，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(B)，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(C)，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(D)，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(E)及び非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(F)により構成される。
- \* 2：ガスタービン発電設備軽油タンクは，ガスタービン発電設備軽油タンク(A)，ガスタービン発電設備軽油タンク(B)及びガスタービン発電設備軽油タンク(C)により構成される。
- \* 3：電源車接続口(原子炉建屋)は，電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )，電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )，電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )及び電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )により構成される。
- \* 4：緊急用低圧母線 2G 系は，460V パワーセンタ 4-2G，460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2G-1 及び 460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2G-2 により構成される。
- \* 5：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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.14.2.5.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 125V 代替蓄電池

個数 : 1  
電圧 : 125V  
容量 : 2,000Ah  
取付箇所 : 制御建屋

#### (2) 250V 蓄電池

個数 : 1  
電圧 : 250V  
容量 : 6,000Ah  
取付箇所 : 制御建屋

#### (3) 125V 代替充電器盤

個数 : 1  
電圧 : 125V  
容量 : 700A  
取付箇所 : 制御建屋

#### (4) 250V 充電器盤

個数 : 1  
電圧 : 250V  
容量 : 600A  
取付箇所 : 制御建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(5) 電源車 \*1

ディーゼル機関

個数 : 6(うち予備 1) \*2

使用燃料 : 軽油

発電機

個数 : 6(うち予備 1) \*2

種類 : 同期発電機

容量 : 400kVA/個

力率 : 0.85

電圧 : 6.9kV

周波数 : 50Hz

使用箇所 : 屋外

(原子炉建屋  又は原子炉建屋  \*3 並びに  
緊急時対策建屋  \*4)

保管場所 : 屋外

(第2保管エリア, 第3保管エリア, 第4保管エリア  
及び緊急時対策建屋 )

\*1: 「可搬型代替交流電源設備」及び「緊急時対策所用代替交流電源設備」として使用する。

\*2: 「可搬型代替交流電源設備」で4個, 「緊急時対策所用代替交流電源設備」で1個使用する。

\*3: 「可搬型代替交流電源設備」に使用する場合を示す。

\*4: 「緊急時対策所用代替交流電源設備」に使用する場合を示す。

(6) 軽油タンク

種類 : 横置円筒形

容量 : 110kL/個

最高使用圧力 : 静水頭

最高使用温度 : 66℃

個数 : 6

取付箇所 : 屋外

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(7) ガスタービン発電設備軽油タンク

種類 : 横置円筒形  
容量 : 110kL/個  
最高使用圧力 : 静水頭  
最高使用温度 : 50°C  
個数 : 3  
取付箇所 : 屋外

(8) タンクローリ

容量 : 4.0kL/個  
最高使用圧力 : 24kPa[gage]  
最高使用温度 : 40°C  
個数 : 3(うち予備 1)  
設置場所 : 屋外  
保管場所 : 屋外  
(第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び  
第 4 保管エリア)



### 3. 14. 2. 5. 3 独立性及び位置的分散の確保

可搬型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及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備と同時にその機能が損なわれないよう、表 3. 14-58 で示すとおり、位置的分散を図った設計とする。

可搬型代替直流電源設備は、表 3. 14-59 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、非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備との独立性を確保する設計とする。

(57-2, 57-3, 57-9, 57-10)

表 3. 14-58 可搬型代替直流電源設備の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故等対処設備	
	非常用直流電源設備	高圧炉心スプレイ系用 直流電源設備	可搬型代替直流電源設備	
直流設備	125V 充電器盤 2A 125V 充電器盤 2B ＜いずれも制御建屋 [ ]*＞	125V 充電器盤 2H ＜原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の 原子炉棟外)＞	125V 代替充電器盤 ＜制御建屋 [ ]*＞	250V 充電器盤 ＜制御建屋 [ ]＞
電源	非常用ディーゼル 発電機 ＜原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の 原子炉棟外)＞	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機 ＜原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の 原子炉棟外)＞	125V 代替蓄電池 ＜制御建屋 [ ]＞  電源車 ＜屋外 (第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア 及び第 4 保管エリア)＞	250V 蓄電池 ＜制御建屋 [ ]＞  電源車 ＜屋外 (第 2 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) ～125V 充電器盤 2A 電路  非常用ディーゼル 発電機 (B) ～125V 充電器盤 2B 電路  125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A ～125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 電路  125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B ～125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機 ～125V 充電器盤 2H 電路  125V 蓄電池 2H 及び 125V 充電器盤 2H ～125V 直流主母線盤 2H 電路	電源車 ～電源車接続口 (原子炉建屋) ～125V 代替充電器盤 電路  125V 代替蓄電池 及び 125V 代替充電器盤 ～125V 直流 主母線盤 2A-1 及び 125V 直流 主母線盤 2B-1 電路	電源車 ～電源車接続口 (原子炉建屋) ～250V 充電器盤 電路  250V 蓄電池 及び 250V 充電器盤 ～250V 直流 主母線盤 電路

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

項目	設計基準事故対処設備		重大事故等対処設備
	非常用直流電源設備	高圧炉心スプレイ系用 直流電源設備	可搬型代替直流電源設備
電源方式	蓄電池による給電		蓄電池による給電及び 交流電力を直流電力に変換
電源の 冷却方式	水冷式		空冷式
燃料源	軽油タンク <屋外>  非常用ディーゼル 発電設備 燃料デイトank <原子炉建屋 □ (原子炉建屋内の 原子炉棟外)>	軽油タンク <屋外>  高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 燃料デイトank <原子炉建屋 □ (原子炉建屋内の 原子炉棟外)>	軽油タンク <屋外>  ガスタービン発電設備軽油タンク <屋外>  電源車（車載燃料） <屋外>
燃料流路	非常用ディーゼル 発電設備 燃料移送ポンプ <屋外>	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ <屋外>	タンクローリ <屋外 (第2保管エリア, 第3保管エリア及び 第4保管エリア)>

\*：区分Ⅰである125V充電器盤2A，区分Ⅱである125V充電器盤2B及び125V代替充電器盤は，各区分ごとに区画された部屋にそれぞれ設置することにより，物理的な分離設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.14-59 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 直流電源設備	高圧炉心 スプレイ系用 直流電源設備	可搬型代替直流電源設備
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及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備は、耐震 S クラス設計とし、重大事故等対処設備の可搬型代替直流電源設備は、基準地震動 $S_s$ で機能維持可能な設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり、同時にその機能が損なわれることのない設計とする。		
	津波	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備は、基準津波の影響を受けない制御建屋内及び原子炉建屋内の原子炉棟外に設置し、重大事故等対処設備の可搬型代替直流電源設備は、基準津波の影響を受けない制御建屋内へ設置及び第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアへ保管することで、津波が共通要因となり、同時に故障することのない設計とする。		
	火災	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備並びに重大事故等対処設備の可搬型代替直流電源設備は、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非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備並びに重大事故等対処設備の可搬型代替直流電源設備は、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。）。		

### 3.14.2.5.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.14.2.5.4.1 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. 125V 代替蓄電池

可搬型代替直流電源設備の125V 代替蓄電池は、制御建屋 $\square$ 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、制御建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、表3.14-60に示す設計とする。

(57-2)

表3.14-60 想定する環境条件及び荷重条件(125V 代替蓄電池)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	制御建屋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	制御建屋内に設置するため、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設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	制御建屋内に設置するため、風(台風)及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

b. 250V 蓄電池

可搬型代替直流電源設備の 250V 蓄電池は、制御建屋  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、制御建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3. 14-61 に示す設計とする。  
(57-2)

表 3. 14-61 想定する環境条件及び荷重条件(250V 蓄電池)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	制御建屋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	制御建屋内に設置するため, 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設計とする (詳細は「2. 1. 2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風 (台風)・積雪	制御建屋内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

c. 125V 代替充電器盤

可搬型代替直流電源設備の 125V 代替充電器盤は、制御建屋  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、制御建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.14-62 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-62 想定する環境条件及び荷重条件(125V 代替充電器盤)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	制御建屋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	制御建屋内に設置するため, 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設計とする (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風 (台風)・積雪	制御建屋内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

d. 250V 充電器盤

可搬型代替直流電源設備の 250V 充電器盤は、制御建屋  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、制御建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.14-63 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-63 想定する環境条件及び荷重条件(250V 充電器盤)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	制御建屋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	制御建屋内に設置するため, 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設計とする (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風 (台風)・積雪	制御建屋内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



e. 電源車

可搬型代替直流電源設備の電源車は、可搬型で屋外の第 2 保管エリア及び第 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(原子炉建屋  又は )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、表 3.14-64 に示す設計とする。

また、電源車の操作は、設置場所にて操作可能な設計とする。

(57-2)

表 3.14-64 想定する環境条件及び荷重条件(電源車)

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	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、輪留め等で固定可能な設計とする。
風(台風)・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して、機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

f. 軽油タンク

可搬型代替直流電源設備の軽油タンクは、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時における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.14-65 に示す設計とする。

(57-2, 57-3)

表 3.14-65 想定する環境条件及び荷重条件(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設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	屋外の地下に設置するため, 風(台風)及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

g. ガスタービン発電設備軽油タンク

可搬型代替直流電源設備のガスタービン発電設備軽油タンクは、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時における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.14-66 に示す設計とする。

(57-2, 57-3)

表 3.14-66 想定する環境条件及び荷重条件(ガスタービン発電設備軽油タンク)

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設計とする (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風 (台風)・積雪	屋外の地下に設置するため, 風 (台風) 及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

h. タンクローリ

可搬型代替直流電源設備のタンクローリは、可搬型で屋外の第 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、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、表 3.14-67 に示す設計とする。

また、タンクローリの操作は、設置場所にて操作可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

表 3.14-67 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、輪留め等で固定可能な設計とする。
風(台風)・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して、機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても、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。

可搬型代替直流電源設備のうち 125V 系統は、操作に必要な 125V 直流主母線盤 2A-1, 125V 直流主母線盤 2B-1, 125V 直流電源切替盤 2A 及び 125V 直流電源切替盤 2B の各遮断器については、中央制御室及び現場にて容易に操作可能な設計とする。

可搬型代替直流電源設備のうち 250V 系統は、全交流動力電源喪失から 1 時間後までは、操作が不要な設計とする。全交流動力電源喪失から 1 時間後に不要な負荷の切離しを行う遮断器は、中央制御室にて容易に操作可能な設計とする。



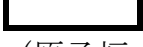
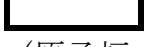
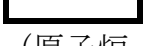
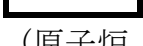
可搬型代替直流電源設備のうち電源車及び代替所内電気設備の各遮断器及び燃料移送系の各機器については、中央制御室及び現場にて容易に操作可能な設計とする。

表 3.14-68～72 に操作対象機器を示す。

(57-2, 57-3)

表 3.14-68 操作対象機器

(125V 代替蓄電池及び 125V 代替充電器盤～125V 直流主母線盤 2A-1 及び  
125V 直流主母線盤 2B-1 電路)

機器名称	状態の 変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
125V 直流主母線盤 2A-1 遮断器 (125V 直流 主母線盤 2A 用)	入 →切	原子炉建屋  (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	
125V 直流主母線盤 2B-1 遮断器 (125V 直流 主母線盤 2B 用)	入 →切	原子炉建屋  (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	
125V 直流主母線盤 2A-1 遮断器 (不要な負荷)	入 →切	原子炉建屋  (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	原子炉建屋  (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	手動操作	
125V 直流主母線盤 2B-1 遮断器 (不要な負荷)	入 →切	原子炉建屋  (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	原子炉建屋  (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	手動操作	
125V 直流主母線盤 2A-1 遮断器 (125V 代替 充電器盤用)	切 →入	原子炉建屋  (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	
125V 直流主母線盤 2B-1 遮断器 (125V 代替 充電器盤用)	切 →入	原子炉建屋  (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

機器名称		状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
125V 直流電源 切替盤 2A (必要な負荷)	125V 直流 主母線盤 2A 側	入 →切	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	
	125V 直流 主母線盤 2A-1 側	切 →入				
125V 直流電源 切替盤 2B (必要な負荷)	125V 直流 主母線盤 2B 側	入 →切	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	
	125V 直流 主母線盤 2B-1 側	切 →入				

表 3.14-69 操作対象機器

(全交流動力電源喪失から 1 時間を経過した時点の負荷切離し操作)

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
250V 直流主母線盤遮断器 (不要な負荷)	入 →切	制御建屋 <input type="checkbox"/>	中央制御室	スイッチ 操作	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.14-70 操作対象機器

(電源車～電源車接続口 (原子炉建屋 ) ) 又は電源車接続口 (原子炉建屋 )  
 ～125V 代替充電器盤電路)

機器名称		状態の 変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
電源車	発電機	停止 →運転	屋外 (原子炉建屋 <input type="checkbox"/> 又は 原子炉建屋 <input type="checkbox"/> )	屋外 (原子炉建屋 <input type="checkbox"/> 又は 原子炉建屋 <input type="checkbox"/> )	スイッチ 操作	
	遮断器	切 →入				
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1 用又は 6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-2 用)		入 →切	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 遮断器 (電源車接続口 (原子炉建屋 <input type="checkbox"/> ) 用 又は電源車接続口 (原子炉建屋 <input type="checkbox"/> ) 用)		切 →入	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ 操作	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



表 3.14-71 操作対象機器  
(軽油タンク～電源車流路)

機器名称	状態の 変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
D/G(A)軽油タンク(A)出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
D/G(A)軽油タンク(C)出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
D/G(A)軽油タンク(E)出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
D/G(B)軽油タンク(B)出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
D/G(B)軽油タンク(D)出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
D/G(B)軽油タンク(F)出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
D/G(A)軽油タンク(A) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
D/G(A)軽油タンク(C) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
D/G(A)軽油タンク(E) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
D/G(B)軽油タンク(B) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
D/G(B)軽油タンク(D) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
D/G(B)軽油タンク(F) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
HPCS D/G 軽油タンク(A) 出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
HPCS D/G 軽油タンク(C) 出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
HPCS D/G 軽油タンク(E) 出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
HPCS D/G 軽油タンク(A) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
HPCS D/G 軽油タンク(C) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
HPCS D/G 軽油タンク(E) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
タンクローリ付ポンプ	停止 →運転	屋外	屋外	スイッチ 操作	
ホース	ホース 接続	屋外	屋外	手動操作	

表 3.14-72 操作対象機器  
 (ガスタービン発電設備軽油タンク～電源車流路)

機器名称	状態の 変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
GTG 軽油タンク (A) 出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
GTG 軽油タンク (B) 出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
GTG 軽油タンク (C) 出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
GTG 軽油タンク (A) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
GTG 軽油タンク (B) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
GTG 軽油タンク (C) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
タンクローリ付ポンプ	停止 →運転	屋外	屋外	スイッチ 操作	
ホース	ホース 接続	屋外	屋外	手動操作	

以下に、可搬型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. 125V 代替蓄電池

可搬型代替直流電源設備の 125V 代替蓄電池は操作不要である。

b. 250V 蓄電池

可搬型代替直流電源設備の 250V 蓄電池は操作不要である。

c. 125V 代替充電器盤

可搬型代替直流電源設備の 125V 代替充電器盤は操作不要である。

d. 250V 代替充電器盤

可搬型代替直流電源設備の 250V 充電器盤は操作不要である。

e. 電源車

可搬型代替直流電源設備の電源車は、原子炉建屋に設置する電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )又は電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )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等による固定が可能な設計とする。また、電源車は、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。電源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及び監視性を考慮し、かつ、十分な操作空間を確保し、容易に操作可能な設計とする。電源車のケーブルは、コネクタ接続が可能な設計とし、電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )又は電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )に容易に接続及び敷設可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

f. 軽油タンク

可搬型代替交流電源設備の軽油タンクは、D/G 軽油タンク出口弁及び D/G 軽油タンク払出口止め弁を手動弁とすることで、確実に操作可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

g. ガスタービン発電設備軽油タンク

可搬型代替交流電源設備のガスタービン発電設備軽油タンクは、GTG 軽油タンク出口弁及び GTG 軽油タンク払出口止め弁を手動弁とすることで、確実に操作可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

h. タンクローリ

可搬型代替直流電源設備のタンクローリは、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、運転員の操作及び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、D/G 軽油タンク払出口止め弁及びGTG 軽油タンク払出口止め弁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等による固定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、確実に操作可能な設計とする。

(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. 125V 代替蓄電池

可搬型代替直流電源設備の 125V 代替蓄電池は、表 3.14-73 に示すように、発電用原子炉の運転中又は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な設計とする。

性能の確認として、125V 代替蓄電池の単体及び総電圧の確認が可能な設計とし、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、電圧の確認が可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-73 125V 代替蓄電池の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	蓄電池の単体及び総電圧の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認
停止中	機能・性能試験	蓄電池の単体及び総電圧の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認

b. 250V 蓄電池

常設代替直流電源設備の250V蓄電池は、表3.14-74に示すように、発電用原子炉の運転中又は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な設計とする。

性能の確認として、250V蓄電池の単体及び総電圧の確認が可能な設計とし、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、電圧の確認が可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-74 250V 蓄電池の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	蓄電池の単体及び総電圧の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認
停止中	機能・性能試験	蓄電池の単体及び総電圧の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認

c. 125V 代替充電器盤

可搬型代替直流電源設備の 125V 代替充電器盤は、表 3. 14-75 に示すように、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に機能・性能試験が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中に特性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、125V 代替充電器盤の盤内外部の目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと、電気回路の絶縁抵抗に異常がないこと及び運転状態により半導体素子の動作に異常がないことの確認が可能な設計とする。

125V 代替充電器盤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)

表 3. 14-75 125V 代替充電器盤の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	充電器盤の出力電圧の確認
停止中	機能・性能試験	充電器盤の出力電圧の確認
	特性試験	絶縁抵抗の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認

d. 250V 充電器盤

常設代替直流電源設備の250V充電器盤は、表3.14-76に示すように、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に機能・性能試験が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中に特性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、250V充電器盤の盤内外部の目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと、電気回路の絶縁抵抗に異常がないこと及び運転状態により半導体素子の動作に異常がないことの確認が可能な設計とする。

250V充電器盤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)

表 3.14-76 250V 充電器盤の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	充電器盤の出力電圧の確認
停止中	機能・性能試験	充電器盤の出力電圧の確認
	特性試験	絶縁抵抗の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認



e. 電源車

可搬型代替直流電源設備の電源車は、表 3.14-77 に示すように、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に機能・性能試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中に特性試験が可能な設計とする。また、電源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。

電源車は、運転性能の確認として、発電機の運転状態として電圧、電流及び周波数の確認が可能な設計とすることにより出力性能の確認が可能な設計とする。また、電源車の部品状態の確認として、目視等により性能に影響を及ぼすおそれのある損傷及び腐食等がないことを確認する分解検査が可能な設計とする。また、電源車ケーブルの絶縁抵抗測定が可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-77 電源車の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	電源車の出力性能（電圧、電流及び周波数）の確認 電源車の運転状態の確認 車両走行状態の確認
	分解検査	搭載機器部の分解並びに各部の検査、手入れ、清掃及び消耗部品の取替え
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 電源車外観の確認
停止中	機能・性能試験	電源車の出力性能（電圧、電流及び周波数）の確認 電源車の運転状態の確認 車両走行状態の確認
	特性試験	搭載機器部及びケーブルの絶縁抵抗の確認
	分解検査	搭載機器部の分解並びに各部の検査、手入れ、清掃及び消耗部品の取替え
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 電源車外観の確認

f. 軽油タンク

可搬型代替直流電源設備の軽油タンクは、表 3.14-78 に示すように、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に外観検査が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中に漏えい試験及び開放検査が可能な設計とする。

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損傷及び腐食等がないことの確認が可能な設計とする。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。

また、軽油タンクの漏えい試験の実施が可能な設計とする。具体的には漏えい試験が可能な隔離弁を設ける設計とする。

軽油タンクは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)

表 3.14-78 軽油タンクの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 油面レベルの確認
停止中	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 油面レベルの確認
	漏えい試験	漏えいの有無の確認
	開放検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 軽油タンク内面の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認

g. ガスタービン発電設備軽油タンク

可搬型代替直流電源設備のガスタービン発電設備軽油タンクは、表 3. 14-79 に示すように、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に外観検査が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中に漏えい試験及び開放検査が可能な設計とする。

ガスタービン発電設備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損傷及び腐食等がないことの確認が可能な設計とする。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。

また、ガスタービン発電設備軽油タンクの漏えい試験の実施が可能な設計とする。具体的には漏えい試験が可能な隔離弁を設ける設計とする。

ガスタービン発電設備軽油タンクは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)

表 3. 14-79 ガスタービン発電設備軽油タンクの試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 油面レベルの確認
停止中	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 油面レベルの確認
	漏えい試験	漏えいの有無の確認
	開放検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 軽油タンク内面の損傷及び腐食等の有無を目視等で 確認

h. タンクローリ

可搬型代替直流電源設備のタンクローリは、表 3.14-80 に示すように、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に漏えい試験、機能・性能試験、開放検査及び外観検査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検査が可能な設計とする。

タンクローリは、油量及び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の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。

(57-4)

表 3.14-80 タンクローリの試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	漏えい試験	漏えいの有無の確認
	機能・性能試験	安全弁の作動確認及び計器校正の実施 車両走行状態の確認
	開放検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 タンク内面の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 タンクローリ外観の確認
停止中	漏えい試験	漏えいの有無の確認
	機能・性能試験	安全弁の作動確認及び計器校正の実施 車両走行状態の確認
	開放検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 タンク内面の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 タンクローリ外観の確認

(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。

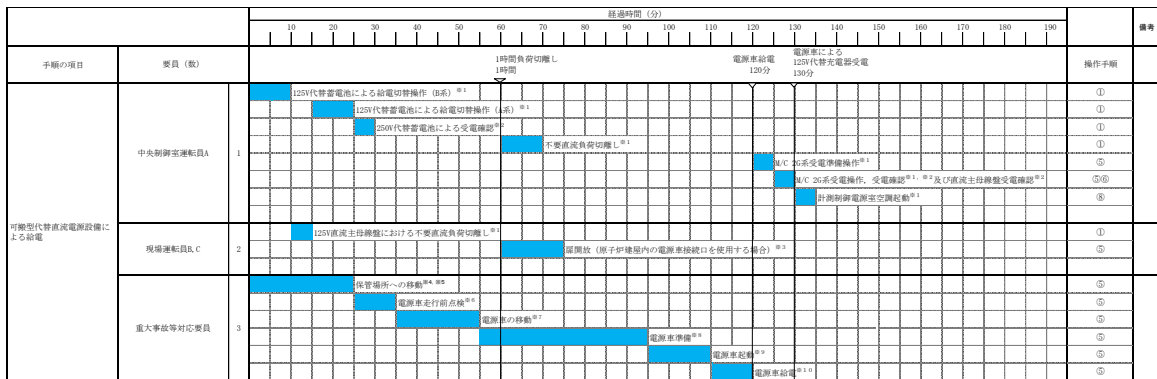
可搬型代替直流電源設備のうち 125V 代替蓄電池、125V 代替充電器盤、可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備は、本来の用途以外の用途には使用しない。なお、必要な可搬型代替直流電源設備の操作の対象機器は表 3.14-68～72 と同様である。

所内常設蓄電式直流電源設備から可搬型代替直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速やかな切替えが可能な設計とする。また、必要な燃料系統の操作は、D/G 軽油タンク出口弁、D/G 軽油タンク払出口止め弁、GTG 軽油タンク出口弁及び GTG 軽油タンク払出口止め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替えが可能な設計とする。

可搬型代替直流電源設備のうち 250V 蓄電池及び 250V 充電器盤は、通常時において本来の用途である常用所内電源 250V 系統として電源供給しており、可搬型代替直流電源設備として電源供給元を切り替える操作は不要とする。

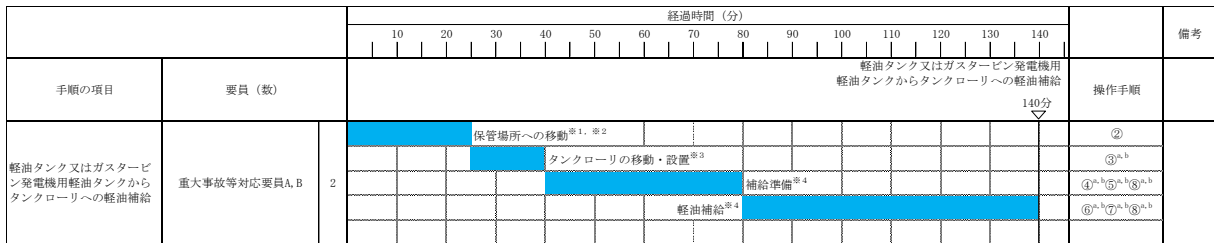
これにより図 3.14-31～33 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(57-3)



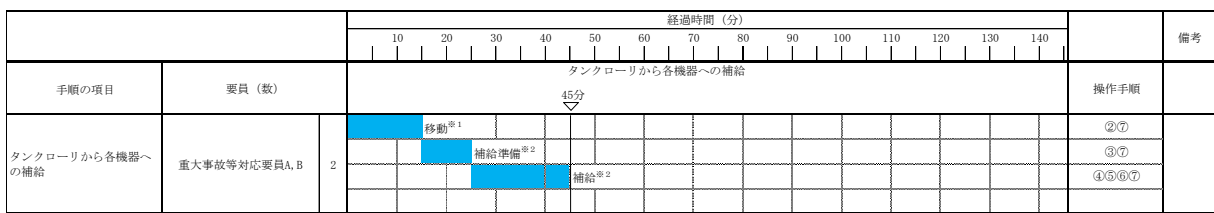
※1：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※2：訓練実施に基づく中央制御室での取扱機器に必要な想定時間  
 ※3：中央制御室から基までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4：電源車の保管場所は第2保管エリア及び第3保管エリア  
 ※5：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6：電源車の走行前点検の実績を考慮した作業時に余裕を見込んだ時間  
 ※7：電源車の保管場所から電源車接続口までの移動の実績を考慮した時間に余裕を見込んだ時間  
 ※8：電源車の準備（ケーブルの敷設及び接続）の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※9：電源車の起動の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※10：電源車の給電の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.14-31 可搬型代替直流電源設備による電源供給のタイムチャート



※1：タンクローリの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア、4保管エリア  
 ※2：重大事故等対応要員の移動は、緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間  
 ※3：タンクローリの移動は、注水用の大容量送水ポンプ（タイプ1）設置場所から熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ1）設置場所までの移動を想定した時間  
 ※4：タンクローリへの補給は軽油補給作業の実績に余裕を見込んだ想定時間

図 3.14-32 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの燃料補給のタイムチャート



※1：タンクローリの移動距離として第2保管エリアから軽油タンクまでの移動を想定した移動時間  
 ※2：各機器への補給は類似訓練の実績に余裕を見込んだ想定時間

図3.14-33 タンクローリから各機器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 電源の確保に関する手順等」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。

可搬型代替直流電源設備のうち電源車及びタンクローリは, 表 3.14-81 に示すように, 電源となる電源車を代替所内電気設備と切り離し, また, タンクローリを軽油タンク, 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ並びにガスタービン発電設備軽油タンク及びガスタービン発電設備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, 非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替直流電源設備のうち 125V 代替蓄電池及び 125V 代替充電器盤は, 表 3.14-85 に示すように, 通常時は非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備と切り離す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及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替直流電源設備のうち 250V 蓄電池及び 250V 充電器盤は, 通常時は常用所内電源 250V 系統として電源供給し, 重大事故等時に系統構成を変更することなく, 重大事故等対処設備の常設代替直流電源設備として電源供給することで, 他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

電源車及びタンクローリは, 輪留め等による固定をすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(57-3, 57-7)

表 3. 14-81 他系統との隔離

取合い系統	系統隔離	駆動方式	状態
非常用直流電源設備及び 高圧炉心スプレイ系用 直流電源設備	125V 直流主母線盤 2A-1 遮断器 (125V 代替充電器盤用)	電気作動	通常時切
非常用直流電源設備及び 高圧炉心スプレイ系用 直流電源設備	125V 直流主母線盤 2B-1 遮断器 (125V 代替充電器盤用)	電気作動	通常時切
代替所内電気設備	6. 9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 遮断器 (電源車接続口 (原子炉建屋 <input type="checkbox"/> ) 用)	電気作動	通常時切
代替所内電気設備	6. 9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 遮断器 (電源車接続口 (原子炉建屋 <input type="checkbox"/> ) 用)	電気作動	通常時切
非常用交流電源設備	D/G (A) 軽油タンク (A) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
非常用交流電源設備	D/G (A) 軽油タンク (C) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
非常用交流電源設備	D/G (A) 軽油タンク (E) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
非常用交流電源設備	D/G (B) 軽油タンク (B) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
非常用交流電源設備	D/G (B) 軽油タンク (D) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
非常用交流電源設備	D/G (B) 軽油タンク (F) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
高圧炉心スプレイ系用 交流電源設備	HPCS D/G 軽油タンク (A) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
高圧炉心スプレイ系用 交流電源設備	HPCS D/G 軽油タンク (C) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
高圧炉心スプレイ系用 交流電源設備	HPCS D/G 軽油タンク (E) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
常設代替交流電源設備	GTG 軽油タンク (A) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
常設代替交流電源設備	GTG 軽油タンク (B) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
常設代替交流電源設備	GTG 軽油タンク (C) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



(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。

可搬型代替直流電源設備の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.14-69～72 に示す。

これらの機器の操作場所は、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中央制御室、原子炉建屋内の原子炉棟外及び屋外とすることで操作可能な設計とする。

(57-2)

### 3.14.2.5.4.2 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. 125V 代替蓄電池

可搬型代替直流電源設備の125V代替蓄電池は、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、8時間にわたり必要な負荷に電源供給するために必要な容量として、2,000Ahを有する設計とする。

(57-5)

##### b. 250V 蓄電池

可搬型代替直流電源設備の250V蓄電池は、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、24時間にわたり必要な負荷に電源供給するために必要な容量として、6,000Ahを有する設計とする。

(57-5)

c. 125V 代替充電器盤

可搬型代替直流電源設備の125V代替充電器盤は、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、125V代替蓄電池による電源供給の後に、電源車を用いて125V代替充電器盤を受電することにより、16時間以上必要な負荷に電源供給するために必要な容量として、定格電流700Aを有する設計とし、125V代替蓄電池による電源供給と合わせて、合計24時間以上必要な負荷に電源供給することを可能な設計とする。

(57-5)

d. 250V 充電器盤

可搬型代替直流電源設備の250V充電器盤は、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、250V蓄電池による電源供給の後に、電源車を用いて250V充電器盤を受電することにより、必要な負荷に電源供給するために必要な容量として、定格電流600Aを有する設計とし、250V蓄電池による電源供給と合わせて、合計24時間以上必要な負荷に電源供給することを可能な設計とする。

(57-5)

e. 軽油タンク

可搬型代替直流電源設備の軽油タンクは、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可搬型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91kLを上回る、容量660kLを有する設計とする。

(57-5)

f. ガスタービン発電設備軽油タンク

可搬型代替直流電源設備のガスタービン発電設備軽油タンクは、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可搬型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91kLを上回る、容量330kL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及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備に対して、多様性及び位置的分散を図り、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設計する。これらの詳細については、3.14.2.5.3 項に記載のとおりである。

(57-2, 57-3, 57-10)

### 3.14.2.5.4.3 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. 電源車

可搬型代替交流電源設備の電源車は、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2台使用する。保有数は2セット4台に加えて、緊急時対策所用代替交流電源設備として1台並び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用として1台の合計6台を分散して保管する。

具体的には、電源車は、常設代替交流電源設備が使用できない場合、低圧代替注水系に関連する設備等に電源供給する。電源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、原子炉建屋外から電力を供給する可搬型代替交流電源設備に該当するため、必要設備を2セットに加えて予備を配備する。必要となる負荷は、最大負荷約644.1kW及び連続最大負荷約643.3kWであり、400kVA(340kW)/台の電源車が2台必要である。また、電源車の運転中は、軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて燃料を電源車に補給する。

なお、電源車は、「緊急時対策所用代替交流電源設備」として、さらに1台使用することから、「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、重大事故等時に必要な台数5台、及び容量400kVA(340kW)/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電源車、大容量送水ポンプ(タイプ I)及び熱交換器ユニットの連続運転が可能な燃料を、それぞれ電源車、大容量送水ポンプ(タイプ I)及び熱交換器ユニットに供給できる容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は1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。

(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。

可搬型代替直流電源設備の接続が必要な電源車ケーブル及びタンクローリホースは、現場で容易に接続可能な設計とする。表 3.14-82～84 に対象設備の接続場所を示す。

表 3.14-82 接続対象機器設置場所

(電源車～電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )又は電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )  
～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路)

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
電源車	電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )又は電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )	屋外(原子炉建屋 $\square$ 又は原子炉建屋 $\square$ )	コネクタ接続

表 3.14-83 接続対象機器設置場所

(軽油タンク～電源車流路)

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	軽油タンク	屋外	専用金具接続
タンクローリ	電源車	屋外	ノズル接続

表 3.14-84 接続対象機器設置場所

(ガスタービン発電設備軽油タンク～電源車流路)

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	ガスタービン発電設備 軽油タンク	屋外	専用金具接続
タンクローリ	電源車	屋外	ノズル接続

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



以下に、可搬型代替直流電源設備を構成する主要設備の確実な接続性を示す。

a. 電源車

可搬型代替直流電源設備の電源車は、電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )又は電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )へ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、容易かつ確実に接続可能な設計とする。

(57-2, 57-8)

b. タンクローリ

可搬型代替直流電源設備のタンクローリと軽油タンク又はガスタービン発電設備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、軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクの払出口に特別な工具を要しない専用金具にて接続することにより、容易かつ確実に接続可能な設計とする。

(57-2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(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. 電源車

可搬型代替直流電源設備の電源車は、緊急用低圧母線 2G 系へ電源供給する場合それぞれにおいて、原子炉建屋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することから、共通要因により接続不可とならない設計とする。

(57-2)

b. タンクローリ

可搬型代替直流電源設備のタンクローリを接続する軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクは、100m 以上離隔を確保し、各々の接続箇所が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。

可搬型代替直流電源設備の電源車及びタンクローリの接続場所は、表 3.14-82～84 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)

(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。

可搬型代替直流電源設備の電源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、高圧炉心スプレイ系用交流電源設備及び常設代替交流電源設備と 100m 以上の離隔で位置的分散を図り、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアの複数個所に分散して保管する設計とする。

(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。

可搬型代替直流電源設備の電源車及びタンクローリは、想定される重大事故等時においても、保管場所から配備場所までの経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、複数のアクセスルートを確認する設計とする（「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である非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備又は重大事故等対処設備である所内常設蓄電式直流電源設備と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、表 3.14-85 で示すとおり、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

(57-2, 57-3, 57-9, 57-10)

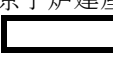
表 3.14-85 可搬型代替直流電源設備の多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備		
	非常用直流電源設備 高圧炉心スプレイ系用 直流電源設備	所内常設蓄電式 直流電源設備	可搬型代替直流電源設備	
直流設備	125V 充電器盤 2A 125V 充電器盤 2B <いずれも制御建屋 [ ]*>  125V 充電器盤 2H <原子炉建屋 [ ]> (原子炉建屋内の 原子炉棟外)>	125V 充電器盤 2A 125V 充電器盤 2B <いずれも制御建屋 [ ]*>	125V 代替充電器盤 <制御建屋 [ ]*>	250V 充電器盤 <制御建屋 [ ]>
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 <原子炉建屋 [ ]> (原子炉建屋内の 原子炉棟外)>	125V 蓄電池 2A <制御建屋 [ ], 制御建屋 [ ]*> 及び 制御建屋 [ ]>  125V 蓄電池 2B <制御建屋 [ ]*>	125V 代替蓄電池 <制御建屋 [ ]>  電源車 <屋外 (第2 保管エリア, 第3 保管エリア 及び第4 保管エリア)>	250V 蓄電池 <制御建屋 [ ]>  電源車 <屋外 (第2 保管エリア, 第3 保管エリア 及び第4 保管エリア)>

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備		
	非常用直流電源設備 高圧炉心スプレイ系用 直流電源設備	所内常設蓄電式 直流電源設備	可搬型代替直流電源設備	
電路	非常用ディーゼル 発電機(A) ～125V 充電器盤 2A 電路			
	非常用ディーゼル 発電機(B) ～125V 充電器盤 2B 電路		電源車 ～電源車接続口 (原子炉建屋)	電源車 ～電源車接続口 (原子炉建屋)
	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機 ～125V 充電器盤 2H 電路	125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A ～125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 電路	～125V 代替充電器盤 電路	～250V 充電器盤 電路
	125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A ～125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 電路	125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B ～125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路	125V 代替蓄電池 及び 125V 代替充電器盤 ～125V 直流 主母線盤 2A-1 及び 125V 直流 主母線盤 2B-1 電路	250V 蓄電池 及び 250V 充電器盤 ～250V 直流 主母線盤 電路
	125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B ～125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路			
	125V 蓄電池 2H 及び 125V 充電器盤 2H ～125V 直流主母線盤 2H 電路			



項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
	非常用直流電源設備 高圧炉心スプレイ系用 直流電源設備	所内常設蓄電式 直流電源設備	可搬型代替直流電源設備
電源方式	蓄電池による給電	蓄電池による給電	蓄電池による給電及び 交流電力を直流電力に変換
電源の 冷却方式	水冷式	—	空冷式
燃料源	軽油タンク <屋外>  非常用ディーゼル 発電設備 燃料デイトank 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 燃料デイトank <いずれも 原子炉建屋  (原子炉建屋内の 原子炉棟外)>	—	軽油タンク <屋外>  ガスタービン発電設備軽油タンク <屋外>  電源車（車載燃料） <屋外>
燃料流路	非常用ディーゼル 発電設備 燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ <いずれも屋外>	—	タンクローリ <屋外 (第2保管エリア, 第3保管エリア及び 第4保管エリア)>

\*：区分Ⅰである 125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A 並びに区分Ⅱである 125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B 並びに 125V 代替充電器盤は、各区分ごとに区画された部屋にそれぞれ設置することにより、物理的な分離設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 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又は可搬型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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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、電路を構成する「ガスタービン発電機接続盤」、「緊急用高圧母線 2F 系」、「緊急用高圧母線 2G 系」、「緊急用動力変圧器 2G 系」、「緊急用低圧母線 2G 系」、「緊急用交流電源切替盤 2G 系」、「緊急用交流電源切替盤 2C 系」、「緊急用交流電源切替盤 2D 系」、「非常用高圧母線 2C 系」及び「非常用高圧母線 2D 系」で構成する。

本系統の概要図を図 3.14-34～36 に、本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.14-86 に示す。

本系統は、緊急用高圧母線 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2C 系、緊急用交流電源切替盤 2D 系、非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系を操作して系統構成することにより、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交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。

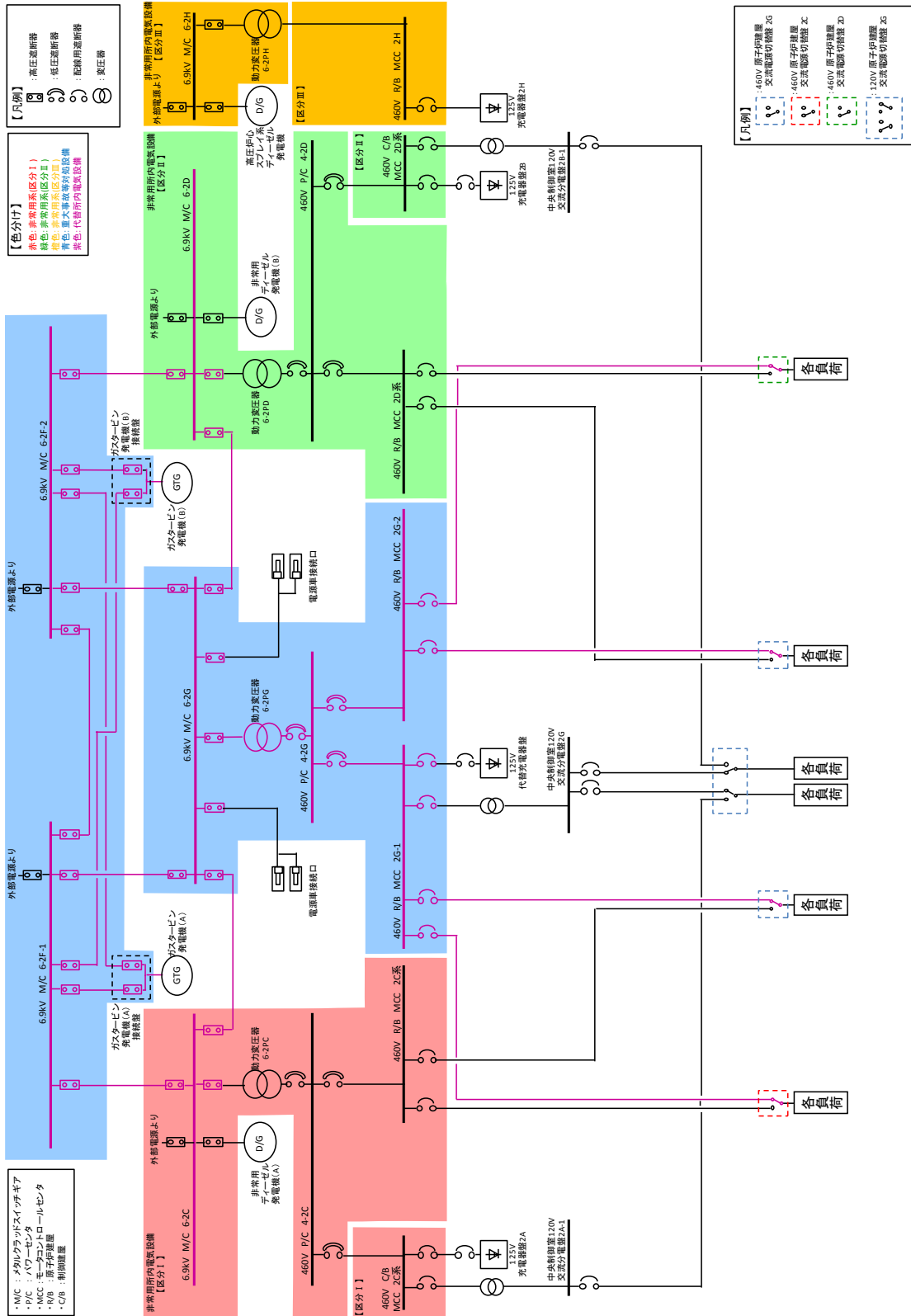


図 3.14-34 代替所内電気設備系統図

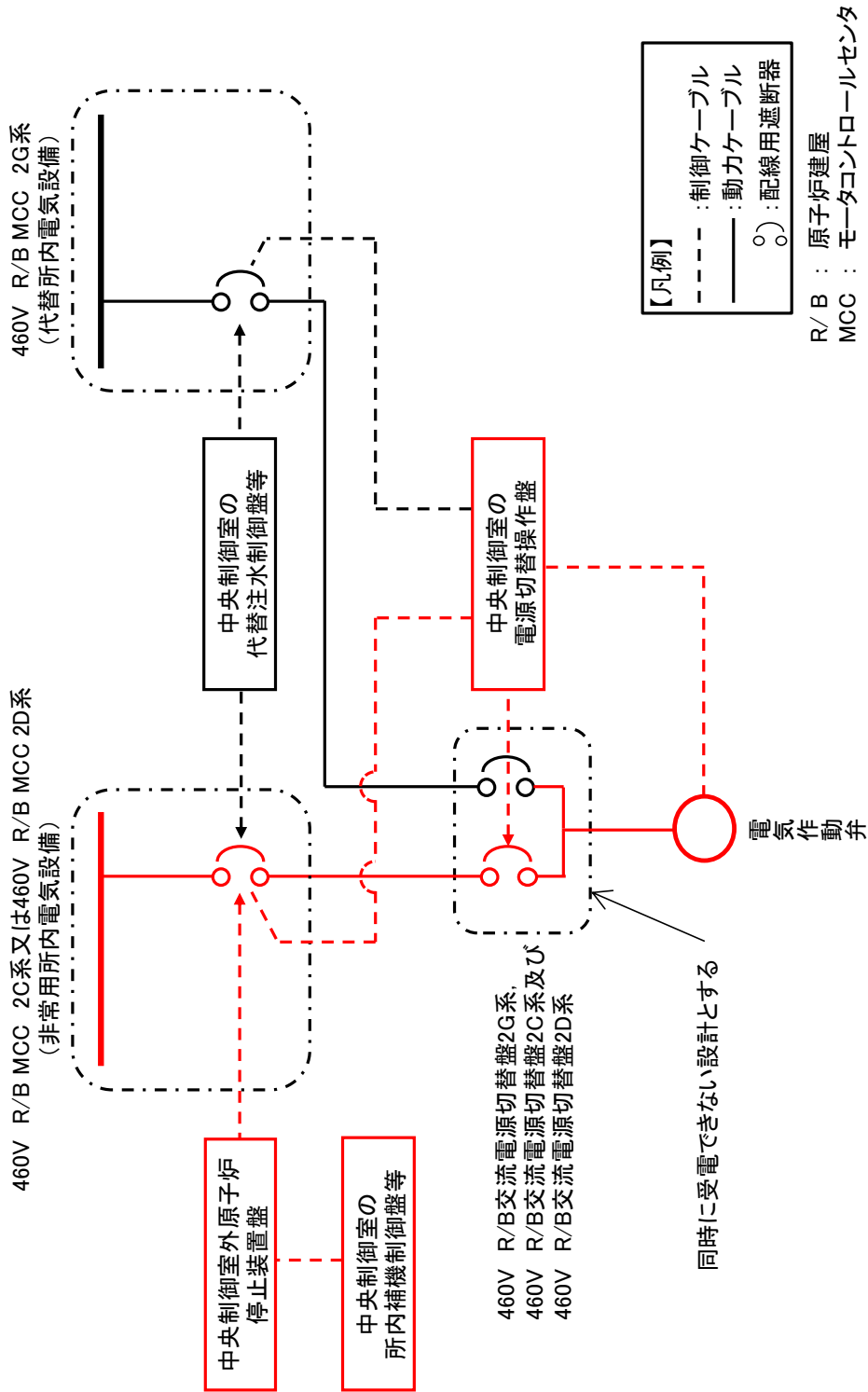


図 3. 14-35 代替所内電気設備制御回路系統図  
 (460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2C 系又は  
 460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2D 系から電源供給時  
 (低圧代替注水系の例))

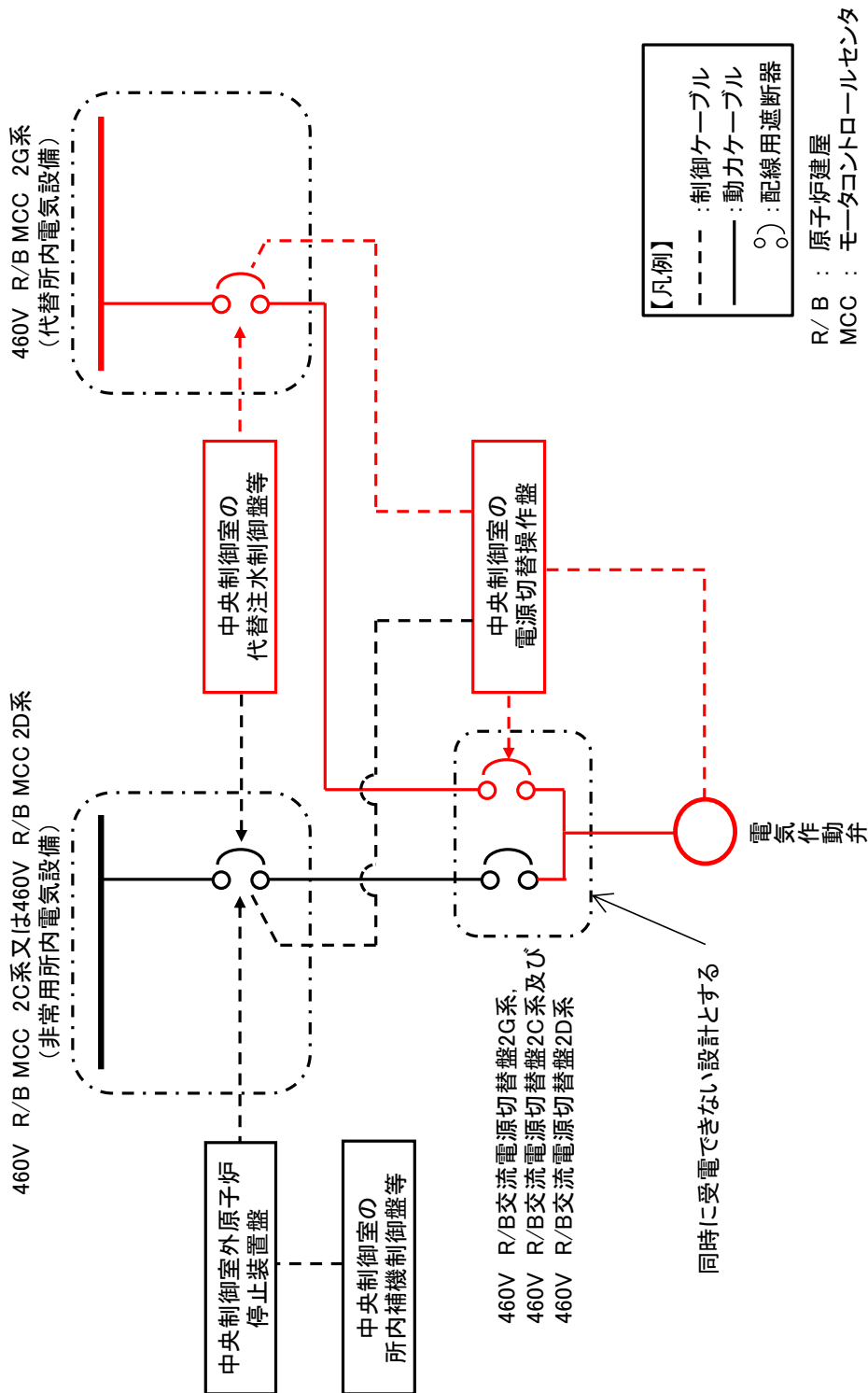


図 3.14-36 代替所内電気設備制御回路系統図  
 (460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2G 系から電源供給時  
 (低压代替注水系の例))

表 3.14-86 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	ガスタービン発電機接続盤【常設】*1 緊急用高圧母線 2F 系【常設】*2 緊急用高圧母線 2G 系【常設】*3 緊急用動力変圧器 2G 系【常設】*4 緊急用低圧母線 2G 系【常設】*5 緊急用交流電源切替盤 2G 系【常設】*6 緊急用交流電源切替盤 2C 系【常設】*7 緊急用交流電源切替盤 2D 系【常設】*8 非常用高圧母線 2C 系【常設】*9 非常用高圧母線 2D 系【常設】*10
附属設備	—
燃料流路	—
電路	—
計装設備（補助）*11	6-2F-1 母線電圧【常設】 6-2F-2 母線電圧【常設】 6-2C 母線電圧【常設】 6-2D 母線電圧【常設】 4-2C 母線電圧【常設】 4-2D 母線電圧【常設】

- \* 1 : ガスタービン発電機接続盤は、ガスタービン発電機(A)接続盤及びガスタービン発電機(B)接続盤により構成される。
- \* 2 : 緊急用高圧母線 2F 系は、6.9kV メタルクラッドスイッチギア 6-2F-1 及び 6.9kV メタルクラッドスイッチギア 6-2F-2 により構成される。
- \* 3 : 緊急用高圧母線 2G 系は、6.9kV メタルクラッドスイッチギア 6-2G により構成される。
- \* 4 : 緊急用動力変圧器 2G 系は、動力変圧器 6-2PG により構成される。
- \* 5 : 緊急用低圧母線 2G 系は、460V パワーセンタ 4-2G, 460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2G-1 及び 460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2G-2 により構成される。
- \* 6 : 緊急用交流電源切替盤 2G 系は、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G および 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G により構成される。
- \* 7 : 緊急用交流電源切替盤 2C 系は、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C により構成される。
- \* 8 : 緊急用交流電源切替盤 2D 系は、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D により構成される。
- \* 9 : 非常用高圧母線 2C 系は、6.9kV メタルクラッドスイッチギア 6-2C により構成される。
- \* 10 : 非常用高圧母線 2D 系は、6.9kV メタルクラッドスイッチギア 6-2D により構成される。
- \* 11 : 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

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) ガスタービン発電機接続盤

個数 : 2  
電圧 : 6.9kV  
定格電流 : 1,200A  
取付箇所 : 緊急用電気品建屋

(2) 緊急用高圧母線 2F 系

個数 : 2  
電圧 : 6.9kV  
定格電流 : 1,200A  
取付箇所 : 緊急用電気品建屋

(3) 緊急用高圧母線 2G 系

個数 : 1  
電圧 : 6.9kV  
定格電流 : 1,200A  
取付箇所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外)

(4) 緊急用動力変圧器 2G 系

個数 : 1  
冷却 : 自冷  
容量 : 750kVA  
電圧 : 1次側 6.9kV  
2次側 460V  
取付箇所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外)

(5) 緊急用低圧母線 2G 系

個数 : 1(460V パワーセンタ)  
2(460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ)  
電圧 : 460V  
定格電流 : 3,000A(460V パワーセンタ)  
800A(460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ)  
取付箇所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



- (6) 緊急用交流電源切替盤 2G 系  
個数 : 一式  
取付箇所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外)
- (7) 緊急用交流電源切替盤 2C 系  
個数 : 一式  
取付箇所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外)
- (8) 緊急用交流電源切替盤 2D 系  
個数 : 一式  
取付箇所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外)
- (9) 非常用高圧母線 2C 系  
個数 : 1  
電圧 : 6.9kV  
定格電流 : 1,200A  
取付箇所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外)
- (10) 非常用高圧母線 2D 系  
個数 : 1  
電圧 : 6.9kV  
定格電流 : 1,200A  
取付箇所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 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、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ないよう、表 3.14-87 で示すとおり、位置的分散を図った設計とする。ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線 2F 系、緊急用高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系、緊急用低圧母線 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2C 系及び緊急用交流電源切替盤 2D 系は、設計基準事故対処設備である非常用高圧母線 2C 系、非常用高圧母線 2D 系及び非常用高圧母線 2H 系と位置的分散された緊急用電気品建屋内及び原子炉建屋内の原子炉棟外にそれぞれ配置し、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。

代替所内電気設備は、表 3.14-88 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、非常用所内電気設備との独立性を確保する設計とする。

(57-2, 57-3, 57-9)

表 3.14-87 代替所内電気設備の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	非常用所内電気設備	代替所内電気設備
電源盤	<p>非常用高圧母線 2C 系                      非常用高圧母線 2D 系                      非常用高圧母線 2H 系                      &lt;いずれも                      原子炉建屋 [ ]&gt;                      (原子炉建屋内の原子炉棟外) &gt;</p>	<p>ガスタービン発電機接続盤                      緊急用高圧母線 2F 系                      &lt;いずれも緊急用電気品建屋 [ ]&gt;</p> <p>緊急用高圧母線 2G 系                      緊急用動力変圧器 2G 系                      緊急用低圧母線 2G 系                      緊急用交流電源切替盤 2G 系                      &lt;いずれも                      原子炉建屋 [ ]&gt;                      (原子炉建屋内の原子炉棟外) &gt;</p> <p>緊急用交流電源切替盤 2C 系                      緊急用交流電源切替盤 2D 系                      &lt;いずれも                      原子炉建屋 [ ]&gt;                      (原子炉建屋内の原子炉棟外) &gt;</p>
電路	<p>非常用ディーゼル発電機(A)                      ~非常用高圧母線 2C 系電路</p> <p>非常用ディーゼル発電機(B)                      ~非常用高圧母線 2D 系電路</p> <p>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機                      ~非常用高圧母線 2H 系電路</p>	<p>電源車                      ~非常用高圧母線 2C 系及び                      非常用高圧母線 2D 系電路</p> <p>電源車                      ~緊急用低圧母線 2G 系電路</p> <p>ガスタービン発電機                      ~非常用高圧母線 2C 系及び                      非常用高圧母線 2D 系電路</p> <p>ガスタービン発電機                      ~緊急用低圧母線 2G 系電路</p>
電源供給先	<p>非常用高圧母線 2C 系                      非常用高圧母線 2D 系                      非常用高圧母線 2H 系                      &lt;いずれも                      原子炉建屋 [ ]&gt;                      (原子炉建屋内の原子炉棟外) &gt;</p>	<p>非常用高圧母線 2C 系                      非常用高圧母線 2D 系                      &lt;いずれも                      原子炉建屋 [ ]&gt;                      (原子炉建屋内の原子炉棟外) &gt;</p> <p>緊急用低圧母線 2G 系                      &lt;原子炉建屋 [ ]&gt;                      (原子炉建屋内の原子炉棟外) &gt;</p>

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.14-88 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、重大事故等対処設備の代替所内電気設備は、基準地震動 $S_s$ で機能維持可能な設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり、同時にその機能が損なわれることのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備は、基準津波の影響を受けない原子炉建屋内の原子炉棟外に設置し、重大事故等対処設備の代替所内電気設備は、基準津波の影響を受けない緊急用電気品建屋内及び原子炉建屋内の原子炉棟外へ設置することで、津波が共通要因となり、同時に故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備及び重大事故等対処設備の代替所内電気設備は、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非常用所内電気設備及び重大事故等対処設備の代替所内電気設備は、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. 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、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電力を確保するために、以下のとおり、原子炉建屋[ ](原子炉建屋内の原子炉棟外)に設置する非常用所内電気設備へアクセス可能な設計とし、接近性を確保する設計とする。

(57-6)

屋内のアクセスルートに影響を与えるおそれがある以下の事象について評価した結果、問題はない(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について」参照)。

##### (1) 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。

##### (2) 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。

##### (3) 地震による内部溢水の影響

原子炉建屋内の原子炉棟外に溢水源となる耐震 B, C クラスの機器のうち、基準地震動で破損が生じる機器を考慮しても溢水による影響がないことから問題なし。

万が一、非常用所内電気設備の設置場所である原子炉建屋[ ](原子炉建屋内の原子炉棟外)への接近性が失われることを考慮して、代替所内電気設備を原子炉建屋[ ](原子炉建屋内の原子炉棟外)及び原子炉建屋[ ](原子炉建屋内の原子炉棟外)に設置することにより、接近性の向上を図る設計とする。

なお、重大事故等時において、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備は、中央制御室から操作可能な設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.14.2.6.5 設置許可基準規則第43条への適合方針

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. ガスタービン発電機接続盤

代替所内電気設備のガスタービン発電機接続盤は，緊急用電気品建屋   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，緊急用電気品建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し，表3.14-89に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-89 想定する環境条件及び荷重条件(ガスタービン発電機接続盤)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	緊急用電気品建屋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	緊急用電気品建屋内に設置するため，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設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	緊急用電気品建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

b. 緊急用高圧母線 2F 系

代替所内電気設備の緊急用高圧母線 2F 系は、緊急用電気品建屋   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、緊急用電気品建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.14-90 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-90 想定する環境条件及び荷重条件(緊急用高圧母線 2F 系)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	緊急用電気品建屋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	緊急用電気品建屋内に設置するため、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設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	緊急用電気品建屋内に設置するため、風（台風）及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

c. 緊急用高圧母線 2G 系

代替所内電気設備の緊急用高圧母線 2G 系は、原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外) 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、原子炉建屋内の原子炉棟外の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.14-91 に示す設計とする。

緊急用高圧母線 2G 系の重大事故等の対処に必要な遮断器は、中央制御室からの遠隔操作を可能な設計とする。

(57-2)

表 3.14-91 想定する環境条件及び荷重条件(緊急用高圧母線 2G 系)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉棟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	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、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設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、風(台風)及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



d. 緊急用動力変圧器 2G 系

代替所内電気設備の緊急用動力変圧器 2G 系は、原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外) 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、原子炉建屋内の原子炉棟外の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.14-92 に示す設計とする。

緊急用高圧母線 2G 系の重大事故等の対処に必要な遮断器は、中央制御室からの遠隔操作を可能な設計とする。

(57-2)

表 3.14-92 想定する環境条件及び荷重条件(緊急用動力変圧器 2G 系)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉棟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	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、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設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、風(台風)及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

e. 緊急用低圧母線 2G 系

代替所内電気設備の緊急用低圧母線 2G 系は、原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外) 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、原子炉建屋内の原子炉棟外の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.14-93 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-93 想定する環境条件及び荷重条件(緊急用低圧母線 2G 系)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉棟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	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、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設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、風(台風)及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

f. 緊急用交流電源切替盤 2G 系

代替所内電気設備の緊急用交流電源切替盤 2G 系は、原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外) 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、原子炉建屋内の原子炉棟外の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.14-94 に示す設計とする。

緊急用交流電源切替盤 2G 系の重大事故等の対処に必要な操作は、中央制御室からの遠隔操作を可能な設計とする。

(57-2)

表 3.14-94 想定する環境条件及び荷重条件(緊急用交流電源切替盤 2G 系)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉棟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	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、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設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、風(台風)及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

g. 緊急用交流電源切替盤 2C 系

代替所内電気設備の緊急用交流電源切替盤 2C 系は、原子炉建屋   (原子炉建屋内の原子炉棟外) 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、原子炉建屋内の原子炉棟外の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.14-95 に示す設計とする。

緊急用交流電源切替盤 2C 系の重大事故等の対処に必要な操作は、中央制御室内からの遠隔操作を可能な設計とする。

(57-2)

表 3.14-95 想定する環境条件及び荷重条件(緊急用交流電源切替盤 2C 系)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉棟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	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、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設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、風(台風)及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

h. 緊急用交流電源切替盤 2D 系

代替所内電気設備の緊急用交流電源切替盤 2D 系は、原子炉建屋   (原子炉建屋内の原子炉棟外) 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、原子炉建屋内の原子炉棟外の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.14-96 に示す設計とする。

緊急用交流電源切替盤 2D 系の重大事故等の対処に必要な操作は、中央制御室内からの遠隔操作を可能な設計とする。

(57-2)

表 3.14-96 想定する環境条件及び荷重条件(緊急用交流電源切替盤 2D 系)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉棟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	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、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設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、風(台風)及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

i. 非常用高圧母線 2C 系

代替所内電気設備の非常用高圧母線 2C 系は、原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外) 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、原子炉建屋内の原子炉棟外の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.14-97 に示す設計とする。

非常用高圧母線 2C 系の重大事故等の対処に必要な遮断器は、中央制御室内からの遠隔操作を可能な設計とする。

(57-2)

表 3.14-97 想定する環境条件及び荷重条件(非常用高圧母線 2C 系)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉棟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	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、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設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、風(台風)及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

j. 非常用高圧母線 2D 系

代替所内電気設備の非常用高圧母線 2D 系は、原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外) 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、原子炉建屋内の原子炉棟外の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.14-98 に示す設計とする。

非常用高圧母線 2D 系の重大事故等の対処に必要な遮断器は、中央制御室内からの遠隔操作を可能な設計とする。

(57-2)

表 3.14-98 想定する環境条件及び荷重条件(非常用高圧母線 2D 系)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉棟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	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、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設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、風（台風）及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(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高圧母線 2G 系, 緊急用交流電源切替盤 2G 系, 緊急用交流電源切替盤 2C 系, 緊急用交流電源切替盤 2D 系, 非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系については, 中央制御室で容易に操作可能な設計とする。表 3.14-99~102 に操作対象機器を示す。

(57-2, 57-3)



表 3.14-99 操作対象機器

(ガスタービン発電機を緊急用低圧母線 2G 系に接続)

機器名称		状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1 遮断器 (ガスタービン発電機 (A)接続盤用)		切 →入	緊急用 電気品建屋 □	—	操作不要 (自動 投入)	中央制御室 からの 手動起動 操作も可能
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1 遮断器 (ガスタービン発電機 (B)接続盤用)		切 →入	緊急用 電気品建屋 □	—	操作不要 (自動 投入)	中央制御室 からの 手動起動 操作も可能
460V 原子炉建屋 交流電源 切替盤 2G	非常用所内 電気設備側	入 →切	原子炉建屋 □ (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央 制御室	スイッチ 操作	
	代替所内 電気設備側	切 →入				
460V 原子炉建屋 交流電源 切替盤 2C	非常用所内 電気設備側	入 →切	原子炉建屋 □ (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央 制御室	スイッチ 操作	
	代替所内 電気設備側	切 →入				
460V 原子炉建屋 交流電源 切替盤 2D	非常用所内 電気設備側	入 →切	原子炉建屋 □ (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央 制御室	スイッチ 操作	
	代替所内 電気設備側	切 →入				

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.14-100 操作対象機器

(ガスタービン発電機を非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系に接続)

機器名称		状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1 遮断器 (ガスタービン発電機 (A)接続盤用)		切 →入	緊急用 電気品建屋 □	—	操作不要 (自動 投入)	中央制御室 からの 手動起動 操作も可能
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1 遮断器 (ガスタービン発電機 (B)接続盤用)		切 →入	緊急用 電気品建屋 □	—	操作不要 (自動 投入)	中央制御室 からの 手動起動 操作も可能
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2C 用)		切 →入	緊急用 電気品建屋 □	—	操作不要 (自動 投入)	中央制御室 からの 手動起動 操作も可能
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-2 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2D 用)		切 →入	緊急用 電気品建屋 □	—	操作不要 (自動 投入)	中央制御室 からの 手動起動 操作も可能
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2C 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1 用)		切 →入	原子炉建屋 □ (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央 制御室	スイッチ 操作	
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2D 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-2 用)		切 →入	原子炉建屋 □ (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央 制御室	スイッチ 操作	
460V 原子炉建屋 交流電源 切替盤 2G	非常用所内 電気設備側	入	原子炉建屋 □ (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	—	操作不要	
	代替所内 電気設備側	切				
460V 原子炉建屋 交流電源 切替盤 2C	非常用所内 電気設備側	入	原子炉建屋 □ (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	—	操作不要	
	代替所内 電気設備側	切				
460V 原子炉建屋 交流電源 切替盤 2D	非常用所内 電気設備側	入	原子炉建屋 □ (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	—	操作不要	
	代替所内 電気設備側	切				

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.14-101 操作対象機器  
(電源車を緊急用低圧母線 2G 系に接続)

機器名称		状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1 用又は 6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-2 用)		入 →切	原子炉建屋 [ ] (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央 制御室	スイッチ 操作	
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 遮断器 (電源車接続口 (原子炉建屋 [ ]) 用 又は電源車接続口 (原子炉建屋 [ ]) 用)		切 →入	原子炉建屋 [ ] (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央 制御室	スイッチ 操作	
460V 原子炉建屋 交流電源 切替盤 2G	非常用所内 電気設備側	入 →切	原子炉建屋 [ ] (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央 制御室	スイッチ 操作	
	代替所内 電気設備側	切 →入				
460V 原子炉建屋 交流電源 切替盤 2C	非常用所内 電気設備側	入 →切	原子炉建屋 [ ] (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央 制御室	スイッチ 操作	
	代替所内 電気設備側	切 →入				
460V 原子炉建屋 交流電源 切替盤 2D	非常用所内 電気設備側	入 →切	原子炉建屋 [ ] (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	中央 制御室	スイッチ 操作	
	代替所内 電気設備側	切 →入				

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.14-102 操作対象機器

(電源車を非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系に接続)

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1 用又は 6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-2 用)	入 →切	原子炉建屋 [ ] (原子炉 建屋内の 原子炉棟 外)	中央 制御室	スイッチ 操作	
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 遮断器 (電源車接続口 (原子炉建屋 [ ]) 用 又は電源車接続口 (原子炉建屋 [ ]) 用)	切 →入	原子炉建屋 [ ] (原子炉 建屋内の 原子炉棟 外)	中央 制御室	スイッチ 操作	
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2C 用)	切 →入	原子炉建屋 [ ] (原子炉 建屋内の 原子炉棟 外)	中央 制御室	スイッチ 操作	
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2D 用)	切 →入	原子炉建屋 [ ] (原子炉 建屋内の 原子炉棟 外)	中央 制御室	スイッチ 操作	
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2C 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 用)	切 →入	原子炉建屋 [ ] (原子炉 建屋内の 原子炉棟 外)	中央 制御室	スイッチ 操作	
6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2D 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 用)	切 →入	原子炉建屋 [ ] (原子炉 建屋内の 原子炉棟 外)	中央 制御室	スイッチ 操作	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

機器名称		状態の 変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
460V 原子炉建屋 交流電源 切替盤 2G	非常用所内 電気設備側	入	原子炉建屋 [ ] (原子炉 建屋内の 原子炉棟 外)	—	操作不要	
	代替所内 電気設備側	切				
460V 原子炉建屋 交流電源 切替盤 2C	非常用所内 電気設備側	入	原子炉建屋 [ ] (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	—	操作不要	
	代替所内 電気設備側	切				
460V 原子炉建屋 交流電源 切替盤 2D	非常用所内 電気設備側	入	原子炉建屋 [ ] (原子炉 建屋内の 原子炉棟外)	—	操作不要	
	代替所内 電気設備側	切				

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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. ガスタービン発電機接続盤

代替所内電気設備のガスタービン発電機接続盤は操作不要である。

b. 緊急用高圧母線 2F 系

代替所内電気設備の緊急用高圧母線 2F 系において、重大事故等の対処に必要な遮断器は、ガスタービン発電機起動時に自動投入されるため、重大事故等時に操作を必要としない。なお、中央制御室からの遠隔操作も可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

c. 緊急用高圧母線 2G 系

代替所内電気設備の緊急用高圧母線 2G 系において、重大事故等の対処に必要な遮断器は、中央制御室からの遠隔操作を可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

d. 緊急用動力変圧器 2G 系

代替所内電気設備の緊急用動力変圧器 2G 系は操作不要である。

e. 緊急用低圧母線 2G 系

代替所内電気設備の緊急用低圧母線 2G 系は操作不要である。

f. 緊急用交流電源切替盤 2G 系

代替所内電気設備の緊急用交流電源切替盤 2G 系は、中央制御室からの遠隔操作を可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

g. 緊急用交流電源切替盤 2C 系

代替所内電気設備の緊急用交流電源切替盤 2C 系は、中央制御室からの遠隔操作を可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

h. 緊急用交流電源切替盤 2D 系

代替所内電気設備の緊急用交流電源切替盤 2D 系は、中央制御室からの遠隔操作を可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

i. 非常用高圧母線 2C 系

代替所内電気設備の非常用高圧母線 2C 系において、重大事故等の対処に必要な遮断器は、中央制御室からの遠隔操作を可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

j. 非常用高圧母線 2D 系

代替所内電気設備の非常用高圧母線 2D 系において、重大事故等の対処に必要な遮断器は、中央制御室からの遠隔操作を可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

(57-2, 57-3)

(3) 試験及び検査性(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接続盤

代替所内電気設備のガスタービン発電機接続盤は、表 3.14-103 に示すように、発電用原子炉の停止中に特性試験及び外観検査が可能な設計とする。

ガスタービン発電機接続盤の外観検査として、目視等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測定が可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-103 ガスタービン発電機接続盤の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	特性試験	絶縁抵抗の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認

b. 緊急用高圧母線 2F 系

代替所内電気設備の緊急用高圧母線 2F 系は、表 3.14-104 に示すように、発電用原子炉の停止中に特性試験及び外観検査が可能な設計とする。

緊急用高圧母線 2F 系の外観点検として、目視等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測定が可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-104 緊急用高圧母線 2F 系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	特性試験	絶縁抵抗の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認



c. 緊急用高圧母線 2G 系

代替所内電気設備の緊急用高圧母線 2G 系は、表 3. 14-105 に示すように、発電用原子炉の停止中に特性試験及び外観検査が可能な設計とする。

緊急用高圧母線 2G 系の外観検査として、目視等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測定が可能な設計とする。

(57-4)

表 3. 14-105 緊急用高圧母線 2G 系の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
停止中	特性試験	絶縁抵抗の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認

d. 緊急用動力変圧器 2G 系

代替所内電気設備の緊急用動力変圧器 2G 系は、表 3. 14-106 に示すように、発電用原子炉の停止中に特性試験及び外観検査が可能な設計とする。

緊急用動力変圧器 2G 系の外観検査として、目視等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測定が可能な設計とする。

(57-4)

表 3. 14-106 緊急用動力変圧器 2G 系の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
停止中	特性試験	絶縁抵抗の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認

e. 緊急用低圧母線 2G 系

代替所内電気設備の緊急用低圧母線 2G 系は, 表 3. 14-107 に示すように, 発電用原子炉の停止中に特性試験及び外観検査が可能な設計とする。

緊急用低圧母線 2G 系の外観検査として, 目視等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測定が可能な設計とする。

(57-4)

表 3. 14-107 緊急用低圧母線 2G 系の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
停止中	特性試験	絶縁抵抗の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認

f. 緊急用交流電源切替盤 2G 系

代替所内電気設備の緊急用交流電源切替盤 2G 系は, 表 3. 14-108 に示すように, 発電用原子炉の停止中に特性試験及び外観検査が可能な設計とする。

緊急用交流電源切替盤 2G 系の外観検査として, 目視等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測定が可能な設計とする。

(57-4)

表 3. 14-108 緊急用交流電源切替盤 2G 系の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
停止中	特性試験	絶縁抵抗の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認

g. 緊急用交流電源切替盤 2C 系

代替所内電気設備の緊急用交流電源切替盤 2C 系は、表 3.14-109 に示すように、発電用原子炉の停止中に特性試験及び外観検査が可能な設計とする。

緊急用交流電源切替盤 2C 系の外観検査として、目視等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測定が可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-109 緊急用交流電源切替盤 2C 系の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
停止中	特性試験	絶縁抵抗の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認

h. 緊急用交流電源切替盤 2D 系

代替所内電気設備の緊急用交流電源切替盤 2D 系は、表 3.14-110 に示すように、発電用原子炉の停止中に特性試験及び外観検査が可能な設計とする。

緊急用交流電源切替盤 2D 系の外観検査として、目視等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測定が可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-110 緊急用交流電源切替盤 2D 系の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
停止中	特性試験	絶縁抵抗の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認

i. 非常用高圧母線 2C 系

代替所内電気設備の非常用高圧母線 2C 系は, 表 3. 14-111 に示すように, 発電用原子炉の停止中に特性試験及び外観検査が可能な設計とする。

緊急用高圧母線 2C 系の外観検査として, 目視等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測定が可能な設計とする。

(57-4)

表 3. 14-111 非常用高圧母線 2C 系の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
停止中	特性試験	絶縁抵抗の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認

j. 非常用高圧母線 2D 系

代替所内電気設備の非常用高圧母線 2D 系は, 表 3. 14-112 に示すように, 発電用原子炉の停止中に特性試験及び外観検査が可能な設計とする。

緊急用高圧母線 2D 系の外観検査として, 目視等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測定が可能な設計とする。

(57-4)

表 3. 14-112 非常用高圧母線 2D 系の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
停止中	特性試験	絶縁抵抗の確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認



\*：「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 電源の確保に関する手順等」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, 表 3.14-113 に示すように, 通常時は非常用所内電気設備と遮断器を切にすることで切り離し, 非常用高圧母線 2C 系の遮断器 (6.9kV メタルクラッドスイッチギア 6-2F-1 用及び 6.9kV メタルクラッドスイッチギア 6-2G 用) 及び非常用高圧母線 2D 系の遮断器 (6.9kV メタルクラッドスイッチギア 6-2F-2 用及び 6.9kV メタルクラッドスイッチギア 6-2G 用) 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。

460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G, 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C 及び 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D は, 設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備 (460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2C 系又は 460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2D 系) と, 重大事故等対処設備である代替所内電気設備 (460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2G 系) から, 同時に受電できない設計とすることで, 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。

(57-3, 57-7)

表 3.14-113 他系統との隔離

取合い系統	系統隔離	駆動方式	状態
非常用所内電気設備	6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2C 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1 用)	電気作動	通常時切
非常用所内電気設備	6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2C 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 用)	電気作動	通常時切
非常用所内電気設備	6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2D 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-2 用)	電気作動	通常時切
非常用所内電気設備	6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2D 遮断器 (6.9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2G 用)	電気作動	通常時切
非常用所内電気設備	460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G (代替所内電気設備側)	電気作動	通常時切
非常用所内電気設備	460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2C (代替所内電気設備側)	電気作動	通常時切
非常用所内電気設備	460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2D (代替所内電気設備側)	電気作動	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。

代替所内電気設備の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.14-84～87 に示す。

これらの機器の操作場所は、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中央制御室とすることで操作可能な設計とする。

(57-2)

### 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. ガスタービン発電機接続盤

代替所内電気設備のガスタービン発電機接続盤は、ガスタービン発電機1台が接続可能であることから、ガスタービン発電機1台の定格電流である約377Aに対し、余裕を有する定格電流である1,200Aを有する設計とする。

(57-5)

##### b. 緊急用高圧母線 2F 系

代替所内電気設備の緊急用高圧母線 2F 系は、ガスタービン発電機2台が接続可能であることから、ガスタービン発電機2台の定格電流である約754Aに対し、余裕を有する定格電流である1,200Aを有する設計とする。

(57-5)

##### c. 緊急用高圧母線 2G 系

代替所内電気設備の緊急用高圧母線 2G 系は、ガスタービン発電機2台が接続可能であることから、ガスタービン発電機2台の定格電流である約754Aに対し、余裕を有する定格電流である1,200Aを有する設計とする。

(57-5)

##### d. 緊急用動力変圧器 2G 系

代替所内電気設備の緊急用動力変圧器 2G 系は、重大事故等時に必要な容量約340kVAに余裕を考慮し、750kVAを有する設計とする。

(57-5)

##### e. 緊急用低圧母線 2G 系

代替所内電気設備の緊急用低圧母線 2G 系は、重大事故等時に必要な容量約942Aに対し、460V パワーセンタにおいては余裕を有する定格電流である3,000A 及び 460V 原子炉建屋モータコントロールセンタにおいては余裕を有する定格電流である800Aを有する設計とする。

(57-5)

f. 緊急用交流電源切替盤 2G 系  
対象外である。

g. 緊急用交流電源切替盤 2C 系  
対象外である。

h. 緊急用交流電源切替盤 2D 系  
対象外である。

i. 非常用高圧母線 2C 系

代替所内電気設備の非常用高圧母線 2C 系は、ガスタービン発電機 2 台が接続可能であることから、ガスタービン発電機 2 台の定格電流である約 754A に対し、余裕を有する定格電流である 1,200A を有する設計とする。

(57-5)

j. 非常用高圧母線 2D 系

代替所内電気設備の非常用高圧母線 2D 系は、ガスタービン発電機 2 台が接続可能であることから、ガスタービン発電機 2 台の定格電流である約 754A に対し、余裕を有する定格電流である 1,200A 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。

代替所内電源設備は、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。

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に対して、多様性及び位置的分散を図り、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設計する。これらの詳細については、3.14.2.6.3 項に記載のとおりである。

(57-2, 57-3, 57-9)

### 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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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、ディーゼル機関及び発電機を搭載した「非常用ディーゼル発電機」、非常用ディーゼル発電機の燃料を保管する「軽油タンク」、非常用ディーゼル発電機近傍で燃料を保管する「非常用ディーゼル発電設備燃料デイタンク」及び軽油タンクから非常用ディーゼル発電設備燃料デイタンクに燃料を補給する「非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ」並びに非常用所内電気設備として電路を構成する「非常用高压母線 2C 系」及び「非常用高压母線 2D 系」で構成する。

非常用ディーゼル発電機は、非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系の電源喪失を検出し、自動起動することで、非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系に電源を供給する。非常用ディーゼル発電機の燃料は、軽油タンクから非常用ディーゼル発電設備燃料デイタンクに非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプを用いて自動で供給され、非常用ディーゼル発電設備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。

非常用交流電源設備は、重大事故等時に、ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)、ATWS 緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)、ほう酸水注入系、高压代替注水系、代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)、低压代替注水系(常設)、低压代替注水系(可搬型)、残留熱除去系(低压注水モード)による低压注水、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉停止時冷却、原子炉補機冷却水系、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器内の冷却、残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)によるサブプレッションチェンバプール水の冷却、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。

本システムの概要図を図 3. 14-39 及び図 3. 14-40 に、本システムに関する重大事故等対処設備(設計基準拡張)一覧を表 3. 14-114 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考慮するため、重大事故等対処設備(設計基準拡張)と位置づける。

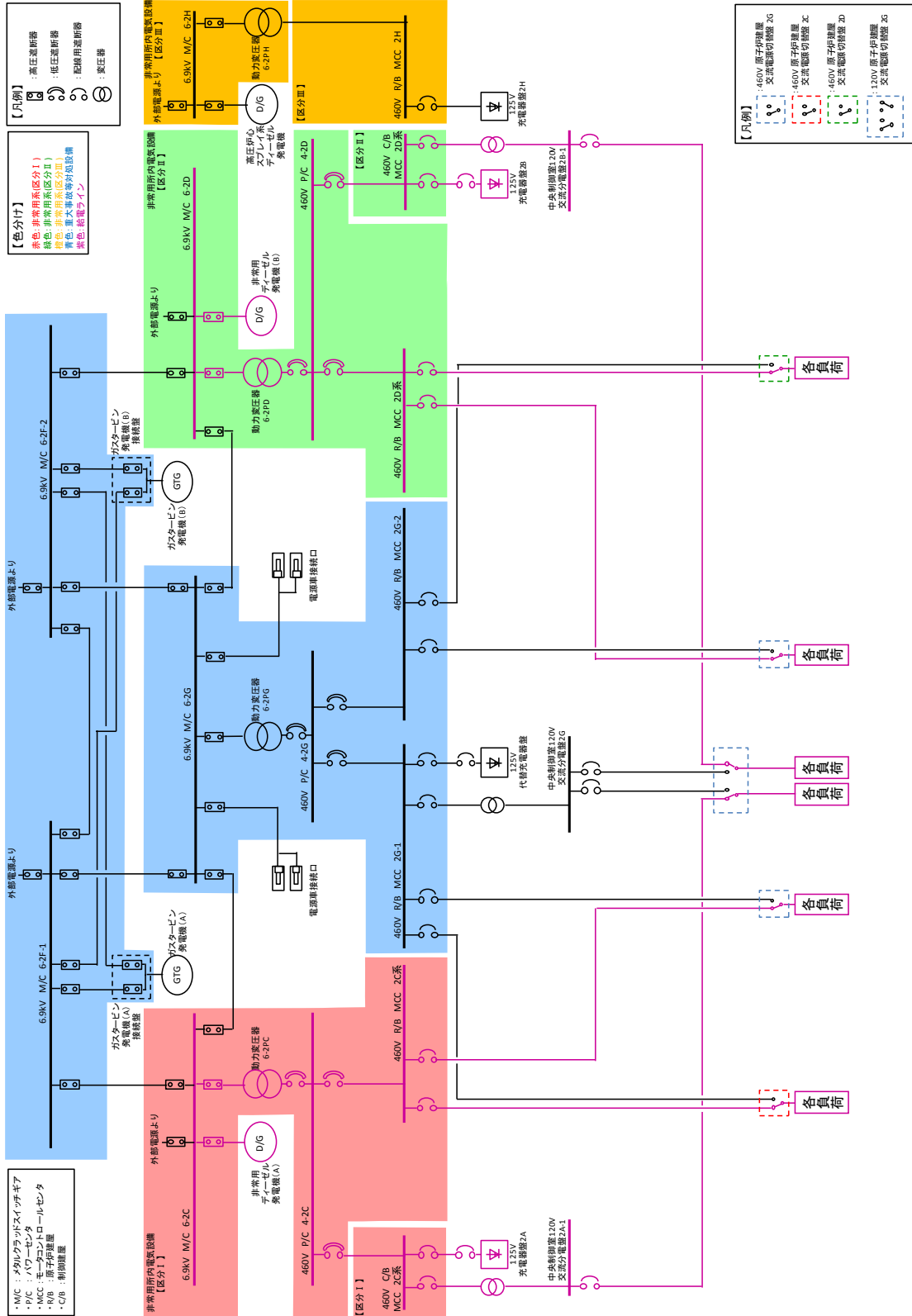


図 3.14-39 非常用交流電源設備系統図

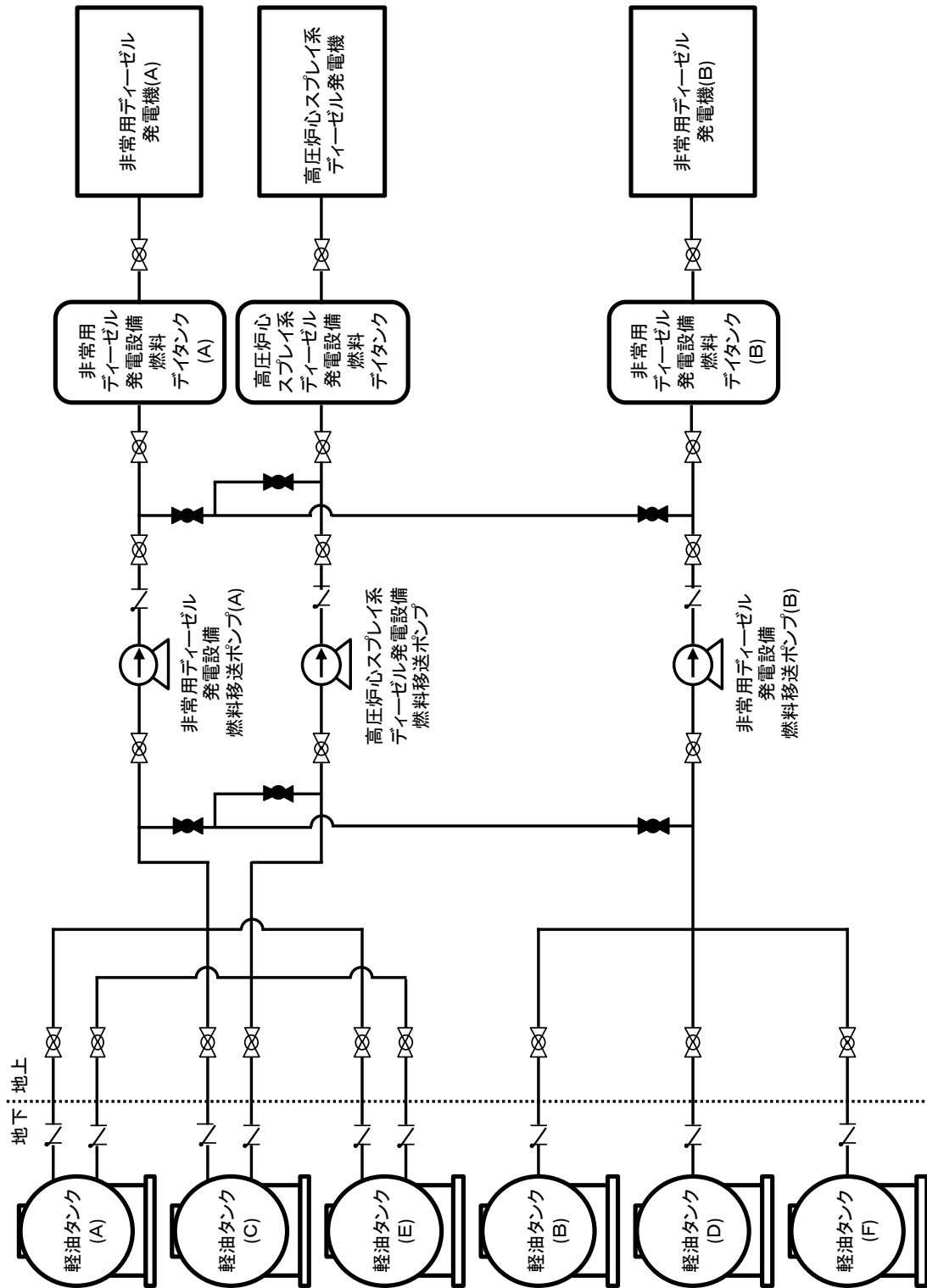


図 3.14-40 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系 系統概要図



表 3.14-114 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】* <sup>1</sup> 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ【常設】* <sup>2</sup> 軽油タンク【常設】* <sup>3</sup> 非常用ディーゼル発電設備燃料デイトank【常設】* <sup>4</sup>
附属設備	—
燃料流路	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁【常設】
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高压母線 2C 系* <sup>5</sup> 及び非常用高压母線 2D 系* <sup>6</sup> 電路【常設】
計装設備 (補助)* <sup>7</sup>	6-2C 母線電圧【常設】 6-2D 母線電圧【常設】 4-2C 母線電圧【常設】 4-2D 母線電圧【常設】

- \*1: 非常用ディーゼル発電機は、非常用ディーゼル発電機(A)及び非常用ディーゼル発電機(B)により構成される。
- \*2: 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプは、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ(A)及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ(B)により構成される。
- \*3: 軽油タンクは、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(A)、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(B)、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(C)、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(D)、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(E)及び非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(F)により構成される。
- \*4: 非常用ディーゼル発電設備燃料デイトankは、非常用ディーゼル発電設備燃料デイトank(A)及び非常用ディーゼル発電設備燃料デイトank(B)により構成される。
- \*5: 非常用高压母線 2C 系は、6.9kV メタルクラッドスイッチギア 6-2C により構成される。
- \*6: 非常用高压母線 2D 系は、6.9kV メタルクラッドスイッチギア 6-2D により構成される。
- \*7: 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

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 非常用ディーゼル発電機

ディーゼル機関

個数	: 2
出力	: 6, 430kW(連続)
起動時間	: 約 10 秒
使用燃料	: 軽油

発電機

個数	: 2
種類	: 同期発電機
容量	: 7, 625kVA
力率	: 0. 8
電圧	: 6. 9kV
周波数	: 50Hz
取付箇所	: 原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)

#### (2) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ

種類	: スクリュー式
個数	: 2
容量	: 4m <sup>3</sup> /h/個
全圧力	: 0. 5MPa
最高使用温度	: 66℃
原動機出力	: 2. 2kW/個
取付箇所	: 屋外

#### (3) 軽油タンク

種類	: 横置円筒形
容量	: 110kL/個
最高使用圧力	: 静水頭
最高使用温度	: 66℃
個数	: 6
取付箇所	: 屋外

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(4) 非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク

種類 : たて置円筒形  
容量 : 20m<sup>3</sup>  
最高使用圧力 : 静水頭  
最高使用温度 : 45℃  
個数 : 2  
取付箇所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 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、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ、軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料デイトタンクは、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は、原子炉建屋 $\square$ (原子炉建屋内の原子炉棟外)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、原子炉建屋内の原子炉棟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 3.14-115 に示す設計とする。

表 3.14-115 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	原子炉建屋内の原子炉棟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	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、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設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、風(台風)及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

$\square$  枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(2) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ

非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプは、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時における、屋外の環境条件及び荷重条件等を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.14-116 に示す設計とする。

表 3.14-116 想定する環境条件及び荷重条件  
(非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ)

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設計とする (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風 (台風)・積雪	屋外の地下に設置するため, 風 (台風) 及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

### (3) 軽油タンク

非常用交流電源設備の軽油タンクは、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時における、屋外の環境条件及び荷重条件等を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.14-117 に示す設計とする。

表 3.14-117 想定する環境条件及び荷重条件(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設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	屋外の地下に設置するため、風(台風)及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(4) 非常用ディーゼル発電設備燃料デイトank

非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電設備燃料デイトankは、原子炉建屋   (原子炉建屋内の原子炉棟外) 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、原子炉建屋内の原子炉棟外の環境条件及び荷重条件等を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.14-118 に示す設計とする。

表 3.14-118 想定する環境条件及び荷重条件  
(非常用ディーゼル発電設備燃料デイトank)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉棟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	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、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設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、風（台風）及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



また、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ、軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料タンクは操作不要、並びに非常用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は中央制御室の操作スイッチにより操作可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電機は、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電設備燃料タンクは、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の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発電用原子炉の停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

軽油タンクは、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の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発電用原子炉の停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又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。

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. 2 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備

#### 3. 14. 3. 2. 1 設備概要

高圧炉心スプレイ系用交流電源設備は、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、非常用交流電源設備による電源供給と組み合わせて、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料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、ディーゼル機関及び発電機を搭載した「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の燃料を保管する「軽油タンク」、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「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイタンク」及び軽油タンクから高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイタンクに燃料を補給する「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ」並びに非常用所内電気設備として電路を構成する「非常用高圧母線 2H 系」で構成する。

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 2H 系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 2H 系に電源を供給する。高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の燃料は、軽油タンクから高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイタンクに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプを用いて自動で供給され、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイタンクから自重で高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機に供給される。

本システムの概要図を図 3. 14-41 及び図 3. 14-42 に、本システムに関する重大事故等対処設備(設計基準拡張)一覧を表 3. 14-119 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考慮するため、重大事故等対処設備(設計基準拡張)と位置づける。

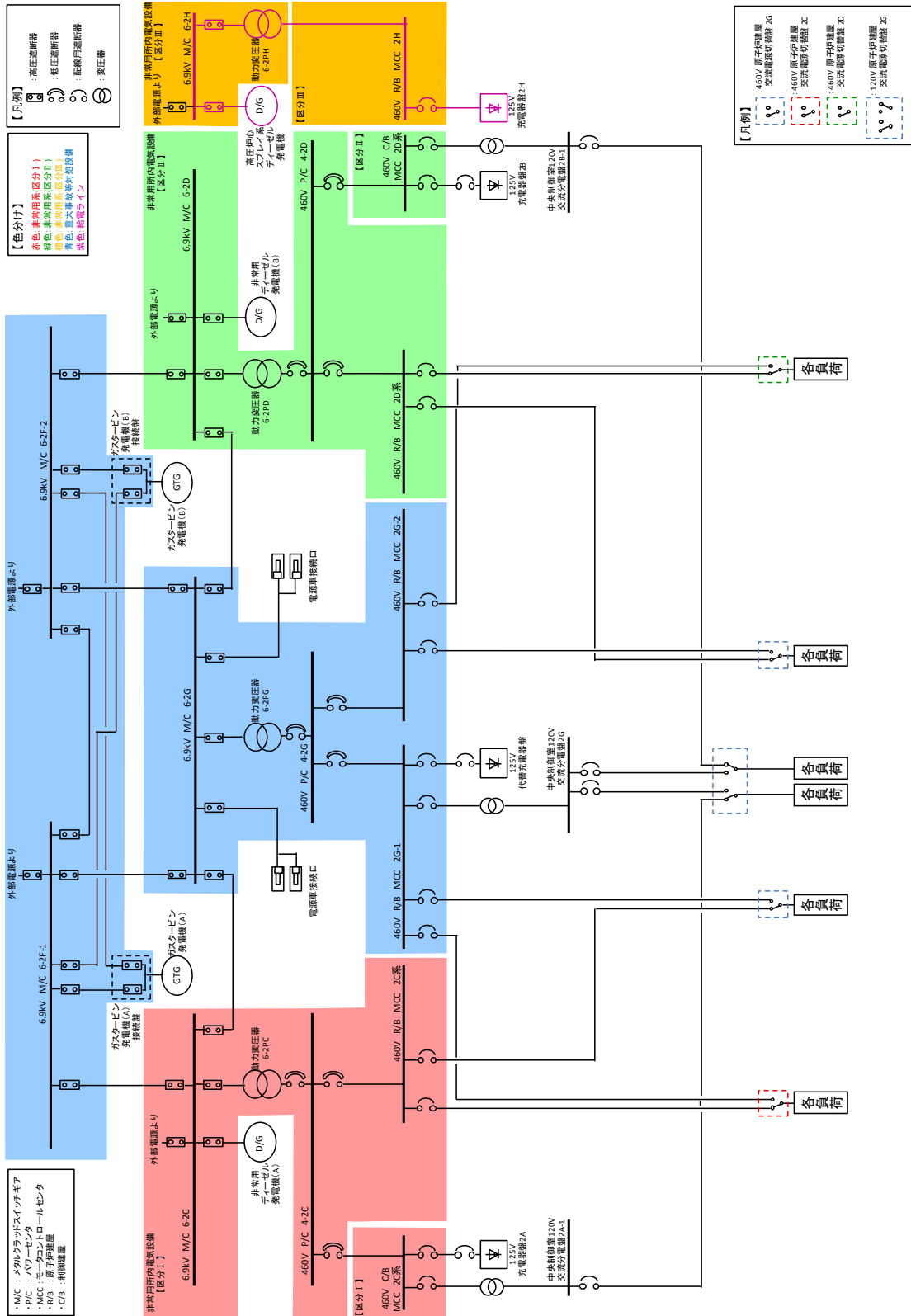


図 3.14-41 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備系統図

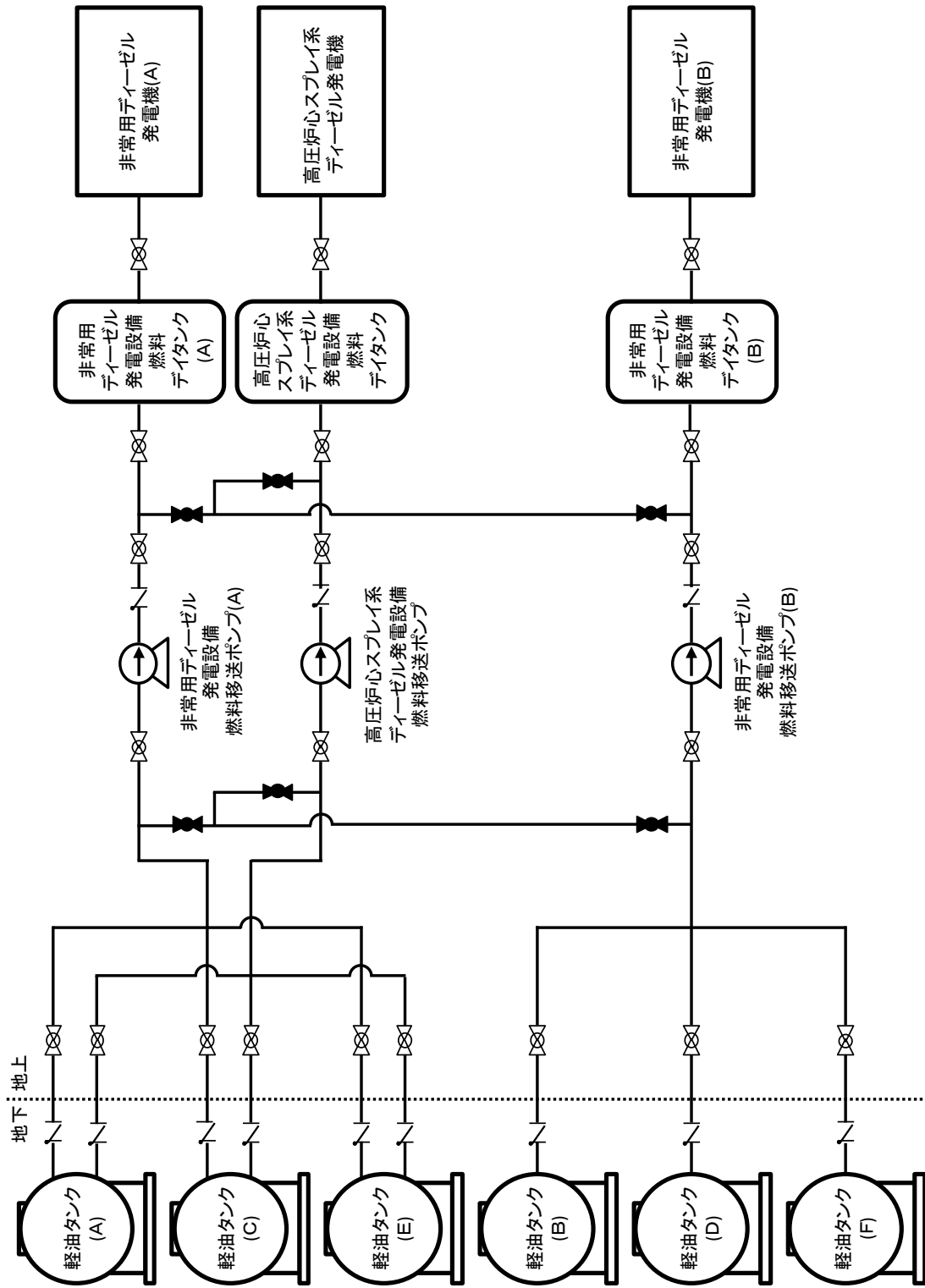


図 3. 14-42 高圧炉心スプレイス系用ディーゼル発電設備燃料移送系 系統概要図

表 3.14-119 高圧炉心スプレイ系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	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ【常設】 軽油タンク【常設】* <sup>1</sup> 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイタンク【常設】
附属設備	非常用高圧母線 2H 系【常設】* <sup>2</sup>
燃料流路	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁【常設】
電路	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線 2H 系電路【常設】
計装設備(補助)* <sup>3</sup>	6-2H 母線電圧【常設】

\*1: 軽油タンクは、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(A)、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(B)、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(C)、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(D)、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(E)及び非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(F)により構成される。

\*2: 非常用高圧母線 2H 系は、6.9kV メタルクラッドスイッチギア 6-2H により構成される。

\*3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

### 3. 14. 3. 2. 2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

ディーゼル機関

個数	: 1
出力	: 3, 230kW(連続)
起動時間	: 約 13 秒
使用燃料	: 軽油

発電機

個数	: 1
種類	: 同期発電機
容量	: 3, 750kVA
力率	: 0. 8
電圧	: 6. 9kV
周波数	: 50Hz
取付箇所	: 原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)

#### (2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ

種類	: スクリュー式
個数	: 1
容量	: 4m <sup>3</sup> /h/個
全圧力	: 0. 5MPa
最高使用温度	: 66℃
原動機出力	: 2. 2kW/個
取付箇所	: 屋外

#### (3) 軽油タンク

種類	: 横置円筒形
容量	: 110kL/個
最高使用圧力	: 静水頭
最高使用温度	: 66℃
個数	: 6
取付箇所	: 屋外

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(4) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク

種類 : たて置円筒形  
容量 : 14m<sup>3</sup>  
最高使用圧力 : 静水頭  
最高使用温度 : 45℃  
個数 : 1  
取付箇所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3. 14. 3. 2. 3 設置許可基準規則第 43 条への適合状況

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備については、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。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の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設備燃料移送ポンプ、軽油タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイタンクは、設計基準事故時に使用する場合の容量が、非常用交流電源設備の容量と組み合わせることで、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。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備については、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) 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は、原子炉建屋   (原子炉建屋内の原子炉棟外) 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、原子炉建屋内の原子炉棟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 3.14-120 に示す設計とする。

表 3.14-120 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	原子炉建屋内の原子炉棟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	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、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設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、風（台風）及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ

高圧炉心スプレイ系用交流電源設備の高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプは、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時における、屋外の環境条件及び荷重条件等を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.14-121に示す設計とする。

表 3.14-121 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設備燃料移送ポンプ)

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設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	屋外の地下に設置するため、風（台風）及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

### (3) 軽油タンク

高圧炉心スプレイ系用交流電源設備の軽油タンクは、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時における、屋外の環境条件及び荷重条件等を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3. 14-122 に示す設計とする。

表 3. 14-122 想定する環境条件及び荷重条件(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設計とする(詳細は「2. 1. 2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	屋外の地下に設置するため、風(台風)及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(4) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク

高圧炉心スプレイ系用交流電源設備の高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンクは、原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外) 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、原子炉建屋内の原子炉棟外の環境条件及び荷重条件等を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3. 14-123 に示す設計とする。

表 3. 14-123 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設備燃料デイトンク)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉棟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	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、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設計とする (詳細は「2. 1. 2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風 (台風)・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、風 (台風) 及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

また、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ、軽油タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトankは操作不要、並びに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。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備については、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計とする。また、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可能な設計とする。

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発電用原子炉の停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトankは、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の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発電用原子炉の停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

軽油タンクは、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の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発電用原子炉の停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又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。

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 高圧炉心スプレイ系用直流電源設備

#### 3.14.3.3.1 設備概要

高圧炉心スプレイ系用直流電源設備は、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、直流設備に電源を供給することにより、非常用直流電源設備による電源供給と組み合わせて、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料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、全交流動力電源喪失時に直流設備に電源供給する「125V 蓄電池 2H」及び交流電源復旧後に直流設備に電源供給する「125V 充電器盤 2H」で構成する。

本システムは、全交流動力電源喪失直後に 125V 蓄電池 2H から重大事故等対処設備（設計基準拡張）に 8 時間電源供給を行う。

本システムの概要図を図 3.14-43 に、本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表 3.14-124 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）と位置づける。

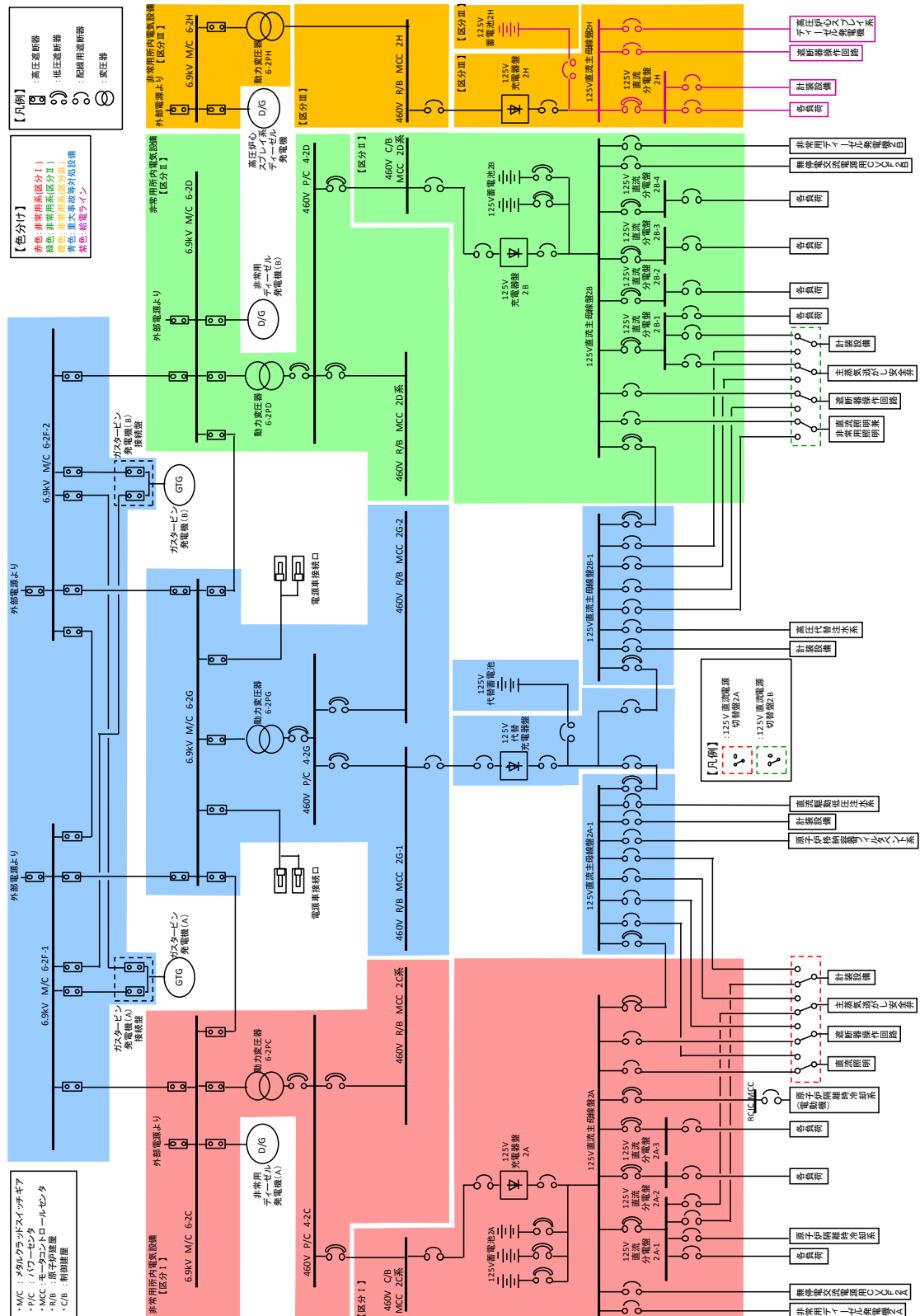


図 3.14-43 高圧炉心スプレイ系用直流電源設備系統図

表 3.14-124 高圧炉心スプレイ系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	125V 蓄電池 2H【常設】 125V 充電器盤 2H【常設】
附属設備	—
燃料流路	—
電路	125V 蓄電池 2H 及び 125V 充電器盤 2H ～125V 直流主母線盤 2H 電路【常設】
計装設備 (補助) *1	HPCS 125V 直流主母線電圧【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



### 3.14.3.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 125V 蓄電池 2H

個数 : 1  
電圧 : 125V  
容量 : 400Ah  
取付箇所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外)

#### (2) 125V 充電器盤 2H

個数 : 1  
電圧 : 125V  
容量 : 50A  
取付箇所 : 原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3. 14. 3. 3. 3 設置許可基準規則第 43 条への適合状況

高圧炉心スプレイ系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。

高圧炉心スプレイ系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、非常用直流電源設備の容量と組み合わせることで、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。

高圧炉心スプレイ系用直流電源設備については、原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外) 及び原子炉建屋  (原子炉建屋内の原子炉棟外) 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、原子炉建屋内の原子炉棟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. 14-125 に示す設計とする。

表 3. 14-125 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	原子炉建屋内の原子炉棟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	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、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設計とする(詳細は「2. 1. 2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、風(台風)及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

また、高圧炉心スプレイ系用直流電源設備は操作不要である。  
基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧炉心スプレイ系用直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、125V 蓄電池  
2H については、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及  
び外観検査が可能な設計とし、125V 充電器盤 2H については、発電用原子炉の運転中  
又は発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び発電用原子炉の停止中に特性試験及  
び外観検査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。

### 3.14.3.4 燃料補給設備

#### 3.14.3.4.1 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、燃料を保管する「軽油タンク」及び「ガスタービン発電設備軽油タンク」並びに軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクから燃料を運搬する「タンクローリ」並びに流路である「非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁」、「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁」、「ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁」及び「ホース」で構成される。

電源車、大容量送水ポンプ(タイプⅠ)、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプⅡ)は、軽油タンク又はガスタービン発電設備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。

軽油タンク又はガスタービン発電設備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。

本設備の概要図を図 3.14-44 及び図 3.14-45 に、本設備に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.14-126 に示す。

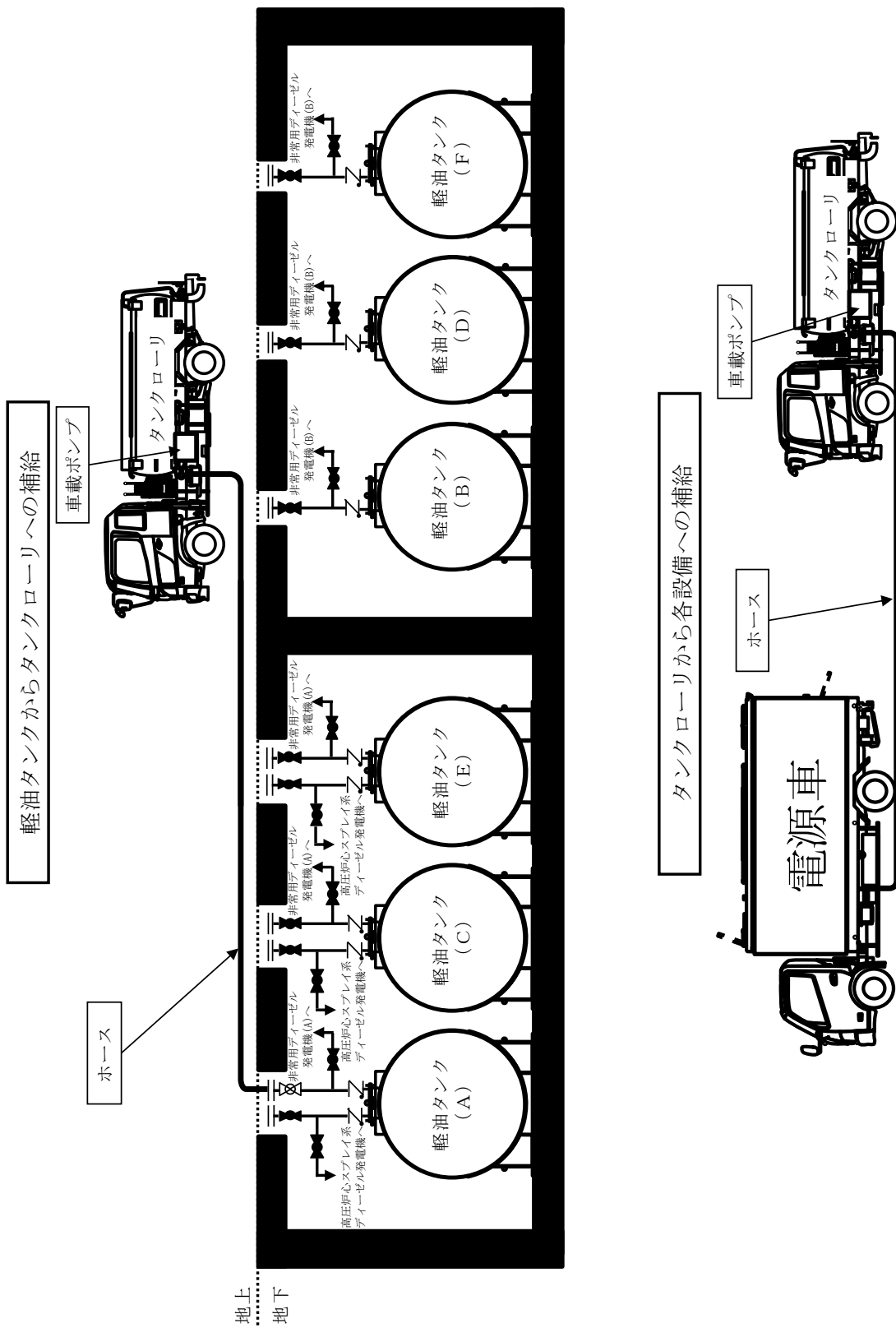


図 3.14-44 燃料補給設備系統図  
(軽油タンク)

タンクローリは、電源車だけでなく、大容量送水ポンプ(タイプI), 熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプII)に対しても燃料補給を行う。

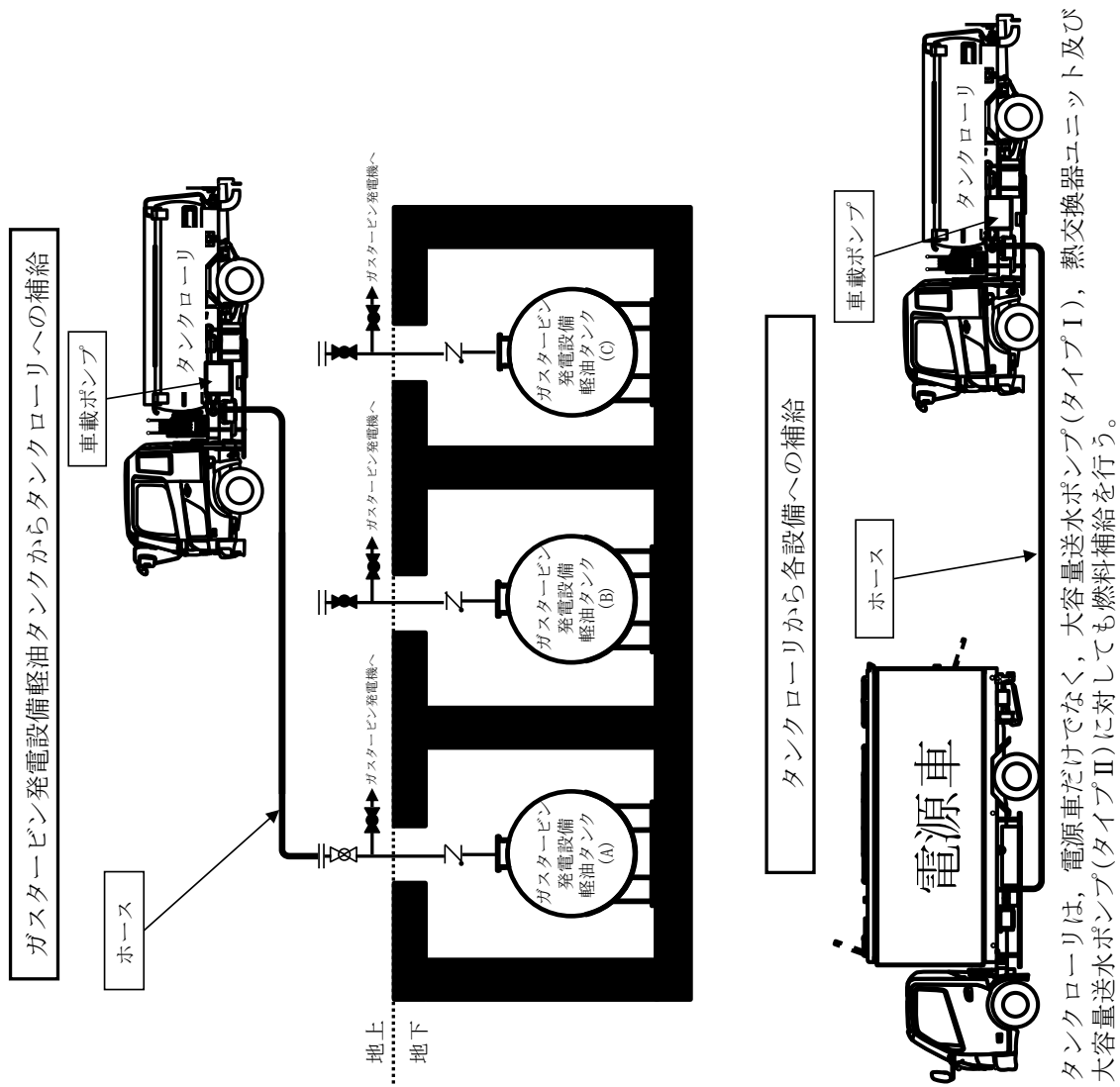


図 3.14-45 燃料補給設備系統図  
(ガスタービン発電設備軽油タンク)

タンクローリは、電源車だけでなく、大容量送水ポンプ(タイプI), 熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプII)に対しても燃料補給を行う。

表 3.14-126 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	軽油タンク【常設】* <sup>1</sup> ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】* <sup>2</sup> タンクローリ【可搬】
附属設備	—
燃料源	—
燃料流路	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁【常設】 ホース【可搬】
燃料補給先	タンクローリ 電源車【可搬】 大容量送水ポンプ(タイプⅠ)【可搬】 熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水ポンプ(タイプⅡ)【可搬】
電路	—

\* 1：軽油タンクは、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(A)、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(B)、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(C)、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(D)、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(E)及び非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(F)により構成される。

\* 2：ガスタービン発電設備軽油タンクは、ガスタービン発電設備軽油タンク(A)、ガスタービン発電設備軽油タンク(B)及びガスタービン発電設備軽油タンク(C)により構成される。

### 3.14.3.4.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 軽油タンク

種類	: 横置円筒形
容量	: 110kL/個
最高使用圧力	: 静水頭
最高使用温度	: 66℃
個数	: 6
取付箇所	: 屋外

#### (2) ガスタービン発電設備軽油タンク

種類	: 横置円筒形
容量	: 110kL/個
最高使用圧力	: 静水頭
最高使用温度	: 50℃
個数	: 3
取付箇所	: 屋外

#### (3) タンクローリ

容量	: 4.0kL/個
最高使用圧力	: 24kPa[gage]
最高使用温度	: 40℃
個数	: 3(うち予備 1)
使用箇所	: 屋外
保管場所	: 屋外 (第2保管エリア, 第3保管エリア及び 第4保管エリア)



### 3. 14. 3. 4. 3 独立性及び位置的分散の確保

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及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれることがないよう、表 3. 14-271 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、表 3. 14-128 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及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備との独立性を確保する設計とする。

表 3.14-127 燃料補給設備の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	常設重大事故防止設備	可搬型重大事故防止設備
		非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系用 交流電源設備	常設代替交流電源設備
燃料源	軽油タンク <屋外>  非常用ディーゼル発電設備 燃料デイトank 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 燃料デイトank <いずれも原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 0 2px;"> </span> (原子炉建屋内の原子炉棟外)>	ガスタービン発電設備 軽油タンク <屋外>	軽油タンク <屋外>  ガスタービン発電設備 軽油タンク <屋外>
燃料流路	非常用ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ <いずれも屋外>	ガスタービン発電設備 燃料移送ポンプ <屋外>	タンクローリ <屋外 (第2保管エリア, 第3保管エリア及び 第4保管エリア)>

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.14-128 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 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備	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及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備は、耐震 S クラス設計とし、重大事故等対処設備の燃料補給設備は、基準地震動 $S_s$ で機能維持可能な設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり、同時にその機能が損なわれることのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備は、基準津波の影響を受けない原子炉建屋内の原子炉棟外及び屋外に設置し、重大事故等対処設備の燃料補給設備は、基準津波の影響を受けない第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアへ保管及び屋外へ設置することで、津波が共通要因となり、同時に故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備並びに重大事故等対処設備の燃料補給設備は、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非常用交流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備並びに重大事故等対処設備の燃料補給設備は、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。）。	

### 3.14.3.4.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.14.3.4.4.1 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。

燃料補給設備の軽油タンクは，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時における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表3.14-129に示す設計とする。

燃料補給設備のガスタービン発電設備軽油タンクは，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時における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表3.14-130に示す設計とする。

燃料補給設備のタンクローリは，可搬型で屋外の第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，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，以下の表3.14-131に示す設計とする。また，タンクローリの操作は，設置場所にて操作可能な設計とする。

表 3. 14-129 想定する環境条件及び荷重条件(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設計とする(詳細は「2. 1. 2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	屋外の地下に設置するため, 風(台風)及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3. 14-130 想定する環境条件及び荷重条件(ガスタービン発電設備軽油タンク)

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設計とする(詳細は「2. 1. 2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	屋外の地下に設置するため, 風(台風)及び積雪による影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.14-131 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, 輪留め等で固定可能な設計とする。
風(台風)・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して, 機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても, 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軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクへのホース接続を行い、軽油の抜き取りを実施した後、タンクローリを電源車、大容量送水ポンプ(タイプⅠ)、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプⅡ)の近傍に移動及びホースの接続を行い、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各機器及びホースを表 3.14-117 及び表 3.14-118 に示す。

燃料補給設備の軽油タンクは、D/G 軽油タンク出口弁及び D/G 軽油タンク払出口止め弁を手動弁とすることで、確実に操作可能な設計とする。

燃料補給設備のガスタービン発電設備軽油タンクは、GTG 軽油タンク出口弁及び GTG 軽油タンク払出口止め弁を手動弁とすることで、確実に操作可能な設計とする。

燃料補給設備のタンクローリは、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、運転員の操作及び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、D/G 軽油タンク払出口止め弁及び GTG 軽油タンク払出口止め弁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等による固定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、確実に操作可能な設計とする。

表 3.14-136 及び表 3.14-137 に操作対象機器の操作場所を示す。

(57-2, 57-3)

表 3.14-132 操作対象機器  
(軽油タンク)

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
D/G(A)軽油タンク(A)出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
D/G(A)軽油タンク(C)出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
D/G(A)軽油タンク(E)出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
D/G(B)軽油タンク(B)出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
D/G(B)軽油タンク(D)出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
D/G(B)軽油タンク(F)出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
D/G(A)軽油タンク(A) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
D/G(A)軽油タンク(C) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
D/G(A)軽油タンク(E) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
D/G(B)軽油タンク(B) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
D/G(B)軽油タンク(D) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
D/G(B)軽油タンク(F) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
HPCS D/G 軽油タンク(A) 出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
HPCS D/G 軽油タンク(C) 出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
HPCS D/G 軽油タンク(E) 出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
HPCS D/G 軽油タンク(A) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
HPCS D/G 軽油タンク(C) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
HPCS D/G 軽油タンク(E) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
タンクローリ付ポンプ	停止 →運転	屋外	屋外	スイッチ 操作	
ホース	ホース 接続	屋外	屋外	手動操作	



表 3.14-133 操作対象機器  
(ガスタービン発電設備軽油タンク)

機器名称	状態の 変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
GTG 軽油タンク (A) 出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
GTG 軽油タンク (B) 出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
GTG 軽油タンク (C) 出口弁	全開 →全閉	屋外	屋外	手動操作	
GTG 軽油タンク (A) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
GTG 軽油タンク (B) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
GTG 軽油タンク (C) 払出口止め弁	全閉 →全開	屋外	屋外	手動操作	
タンクローリ付ポンプ	停止 →運転	屋外	屋外	スイッチ 操作	
ホース	ホース 接続	屋外	屋外	手動操作	

(3) 試験及び検査(設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料補給設備の軽油タンクは、表 3.14-134 に示すように、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に外観検査が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中に漏えい試験及び開放検査が可能な設計とする。

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損傷及び腐食等がないことの確認が可能な設計とする。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。

また、軽油タンクの漏えい試験の実施が可能な設計とする。具体的には漏えい試験が可能な隔離弁を設ける設計とする。

燃料補給設備のガスタービン発電設備軽油タンクは、表 3.14-135 に示すように、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に外観検査が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中に漏えい試験及び開放検査が可能な設計とする。

ガスタービン発電設備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損傷及び腐食等がないことの確認が可能な設計とする。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。

また、ガスタービン発電設備軽油タンクの漏えい試験の実施が可能な設計とする。具体的には漏えい試験が可能な隔離弁を設ける設計とする。

ガスタービン発電設備軽油タンクは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、表 3.14-136 に示すように、発電用原子炉の運転中又は発電用原子炉の停止中に漏えい試験，機能・性能試験，開放検査及び外観検査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検査が可能な設計とする。

タンクローリは，油量及び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の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。

(57-4)

表 3.14-134 軽油タンクの試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 油面レベルの確認
停止中	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 油面レベルの確認
	漏えい試験	漏えいの有無の確認
	開放検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 軽油タンク内面の損傷及び腐食等の有無を目視等で 確認

表 3. 14-135 ガスタービン発電設備軽油タンクの試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 油面レベルの確認
停止中	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 油面レベルの確認
	漏えい試験	漏えいの有無の確認
	開放検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 軽油タンク内面の損傷及び腐食等の有無を目視等で 確認

表 3. 14-136 タンクローリの試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	漏えい試験	漏えいの有無の確認
	機能・性能試験	安全弁の作動確認及び計器校正の実施 車両走行状態の確認
	開放検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 タンク内面の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 タンクローリ外観の確認
停止中	漏えい試験	漏えいの有無の確認
	機能・性能試験	安全弁の作動確認及び計器校正の実施 車両走行状態の確認
	開放検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 タンク内面の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認
	外観検査	各部の損傷及び腐食等の有無を目視等で確認 タンクローリ外観の確認

(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つては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料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。

燃料補給設備の軽油タンク及びガスタービン発電設備軽油タンクは、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。

軽油タンク及びガスタービン発電設備軽油タンクは、D/G 軽油タンク出口弁、D/G 軽油タンク払出口止め弁、GTG 軽油タンク出口弁及び GTG 軽油タンク払出口止め弁を設けることにより速やかな切替えが可能な設計とする。なお、必要な燃料補給設備の操作の対象機器は表 3.14-130 及び表 3.14-131 と同様である。

これにより、図 3.14-46 及び図 3.14-47 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(57-3)

		経過時間 (分)															備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140		
手順の項目	要員 (数)	軽油タンク又は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補給														操作手順	
		140分															
軽油タンク又は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補給	重大事故等対応要員A,B	2	保管場所への移動 <sup>※1, ※2</sup>													②	
			タンクローリの移動・設置 <sup>※3</sup>													③ <sup>a,b</sup>	
			補給準備 <sup>※4</sup>													④ <sup>a,b</sup> ⑤ <sup>a,b</sup> ⑥ <sup>a,b</sup>	
			軽油補給 <sup>※4</sup>													⑥ <sup>a,b</sup> ⑦ <sup>a,b</sup> ⑧ <sup>a,b</sup>	

※1: タンクローリの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア、4保管エリア  
 ※2: 重大事故等対応要員の移動は、緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間  
 ※3: タンクローリの移動は、注水用の大容量送水ポンプ (タイプ1) 設置場所から熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ (タイプ1) 設置場所までの移動を想定した時間  
 ※4: タンクローリへの補給は軽油補給作業の実績に余裕を見込んだ想定時間

図 3. 14-46 軽油タンク又はガスタービン発電設備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

		経過時間 (分)															備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140		
手順の項目	要員 (数)	タンクローリから各機器への補給														操作手順	
		45分															
タンクローリから各機器への補給	重大事故等対応要員A,B	2	移動 <sup>※1</sup>													②⑦	
			補給準備 <sup>※2</sup>													③⑦	
			補給 <sup>※2</sup>													④⑤⑥⑦	

※1: タンクローリの移動距離として第2保管エリアから軽油タンクまでの移動を想定した移動時間  
 ※2: 各機器への補給は類似訓練の実績に余裕を見込んだ想定時間

図 3. 14-47 タンクローリから各機器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 電源の確保に関する手順等」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, 輪留め等で固定可能な設計とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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。

燃料補給設備の軽油タンク及びガスタービン発電設備軽油タンクは, 表 3.14-137 に示すように, 通常時は軽油タンク及びガスタービン発電設備軽油タンクとタンクローリを分離して保管し, かつ, D/G 軽油タンク払出口止め弁, HPCS D/G 軽油タンク払出口止め弁及び GTG 軽油タンク払出口止め弁を閉止することで隔離する系統構成とすることで, 非常用交流電源設備, 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備及び常設代替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)

表 3.14-137 他系統との隔離

取合い系統	系統隔離	駆動方式	状態
非常用交流電源設備	D/G(A)軽油タンク(A) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
非常用交流電源設備	D/G(A)軽油タンク(C) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
非常用交流電源設備	D/G(A)軽油タンク(E) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
非常用交流電源設備	D/G(B)軽油タンク(B) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
非常用交流電源設備	D/G(B)軽油タンク(D) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
非常用交流電源設備	D/G(B)軽油タンク(F) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
高圧炉心スプレイ系用 交流電源設備	HPCS D/G 軽油タンク(A) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
高圧炉心スプレイ系用 交流電源設備	HPCS D/G 軽油タンク(C) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
高圧炉心スプレイ系用 交流電源設備	HPCS D/G 軽油タンク(E) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
常設代替交流電源設備	GTG 軽油タンク(A) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
常設代替交流電源設備	GTG 軽油タンク(B) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し
常設代替交流電源設備	GTG 軽油タンク(C) 払出口止め弁	手動	通常時 切離し



(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。

燃料補給設備の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.14-117 及び表 3.14-118 に示す。

これらの機器の操作場所は、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屋外とすることで操作可能な設計とする。

(57-2)

### 3.14.3.4.4.2 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. 軽油タンク

可搬型代替交流電源設備の軽油タンクは、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可搬型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91kLを上回る、容量660kLを有する設計とする。

(57-5)

##### b. ガスタービン発電設備軽油タンク

可搬型代替交流電源設備のガスタービン発電設備軽油タンクは、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可搬型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91kLを上回る、容量330kLを有する設計とする。

(57-5)

(2) 共用の禁止(設置許可基準規則第 43 条第 2 項二)

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

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

燃料補給設備は、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。

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。

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及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備と同時に機能喪失しない設計とする。

これらの詳細については、3.14.3.4.3 項に記載のとおりである。

(57-2, 57-3)

### 3.14.3.4.4.3 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. タンクローリ

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電源車，大容量送水ポンプ(タイプI)及び熱交換器ユニットの連続運転が可能な燃料を，それぞれ電源車，大容量送水ポンプ(タイプI)及び熱交換器ユニットに供給できる容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は1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。

(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。

燃料補給設備のタンクローリと軽油タンク又はガスタービン発電設備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、軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクの払出口に特別な工具を要しない専用金具にて接続することにより、容易かつ確実に接続可能な設計とする。

燃料補給設備の接続が必要なタンクローリホースは、現場で容易に接続可能な設計とする。表 3.14-138 及び表 3.14-139 に対象設備の接続場所を示す。

(57-2)

表 3.14-138 接続対象機器設置場所  
(軽油タンク)

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	軽油タンク	屋外	専用金具接続
タンクローリ	電源車	屋外	ノズル接続

表 3.14-139 接続対象機器設置場所  
(ガスタービン発電設備軽油タンク)

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	ガスタービン発電設備 軽油タンク	屋外	専用金具接続
タンクローリ	電源車	屋外	ノズル接続

(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. タンクローリ

タンクローリを接続する軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクは、100m 以上離隔を確保し、各々の接続箇所が共通要因により接続不可とならない設計とする。

(4) 設置場所(設置許可基準規則第 43 条第 3 項四)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料補給設備のタンクローリの接続場所は、表 3.14-138 及び表 3.14-139 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)



(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、高圧炉心スプレー系用交流電源設備及び常設代替交流電源設備と 100m 以上の離隔で位置的分散を図り、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアの複数個所に分散して保管する設計とする。

(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、想定される重大事故等が発生した場合においても、保管場所から配備場所までの経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、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。

燃料補給設備は、共通要因によって、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備又は重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

これらの詳細については、3.14.3.4.3項に記載のとおりである。

(57-2, 57-3)