

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

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

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

(b) 低圧代替注水系（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压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、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100m³/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82m³/h/台

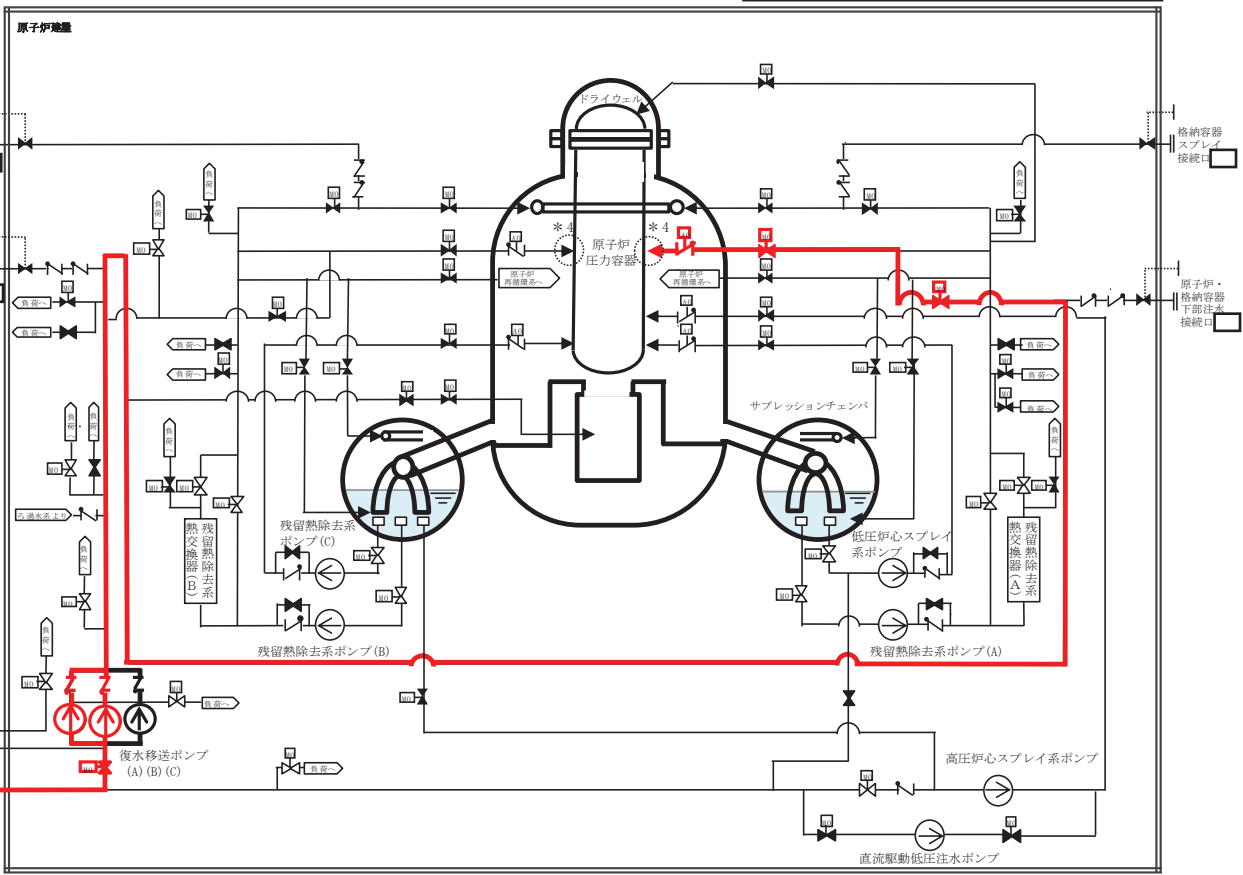
全揚程 約75m

(2) 低圧代替注水系（可搬型）

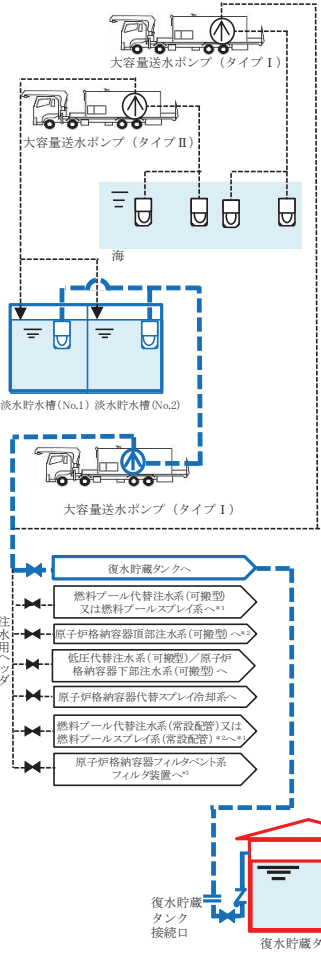
a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

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。

凡例
 — : 常設配管
 - - - : ホース
 太線 : 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) で使用する箇所を示す。
 赤線 : 残留熱除去系A系から原子炉圧力容器へ注水する場合を示す。
 青線 : 水の供給設備を示す。

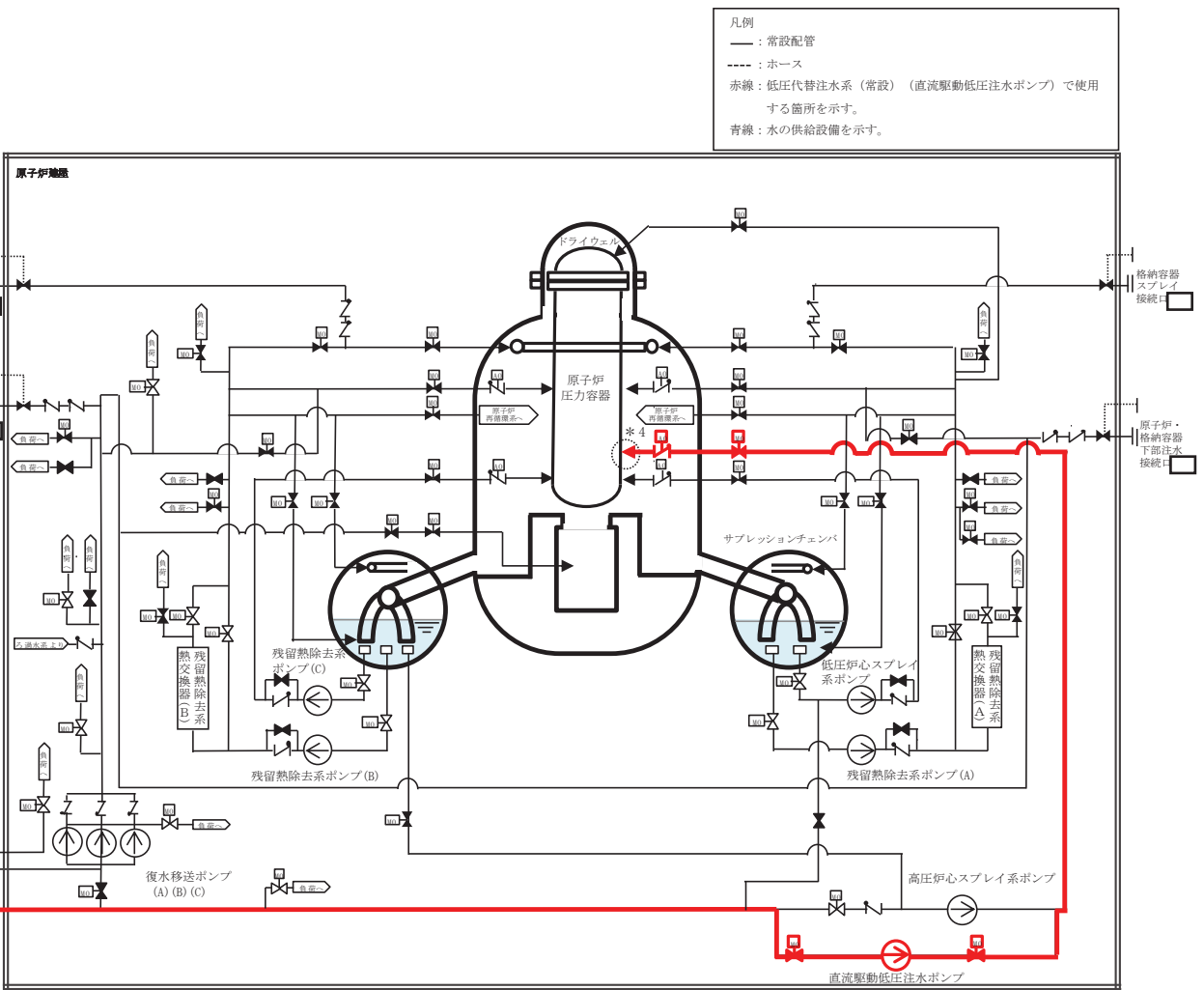


- * 1 : 同時使用は考慮しない
- * 2 : 自主対策設備
- * 3 : 海を水源とした補給は行わない
- * 4 : シュラウド内炉心上部より注水



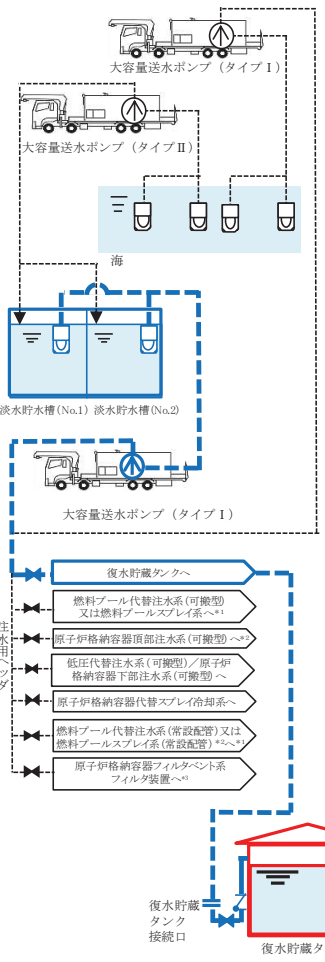
第 3.4-1-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



凡例
 — : 常設配管
 - - - : ホース
 赤線 : 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) で使用する箇所を示す。
 青線 : 水の供給設備を示す。

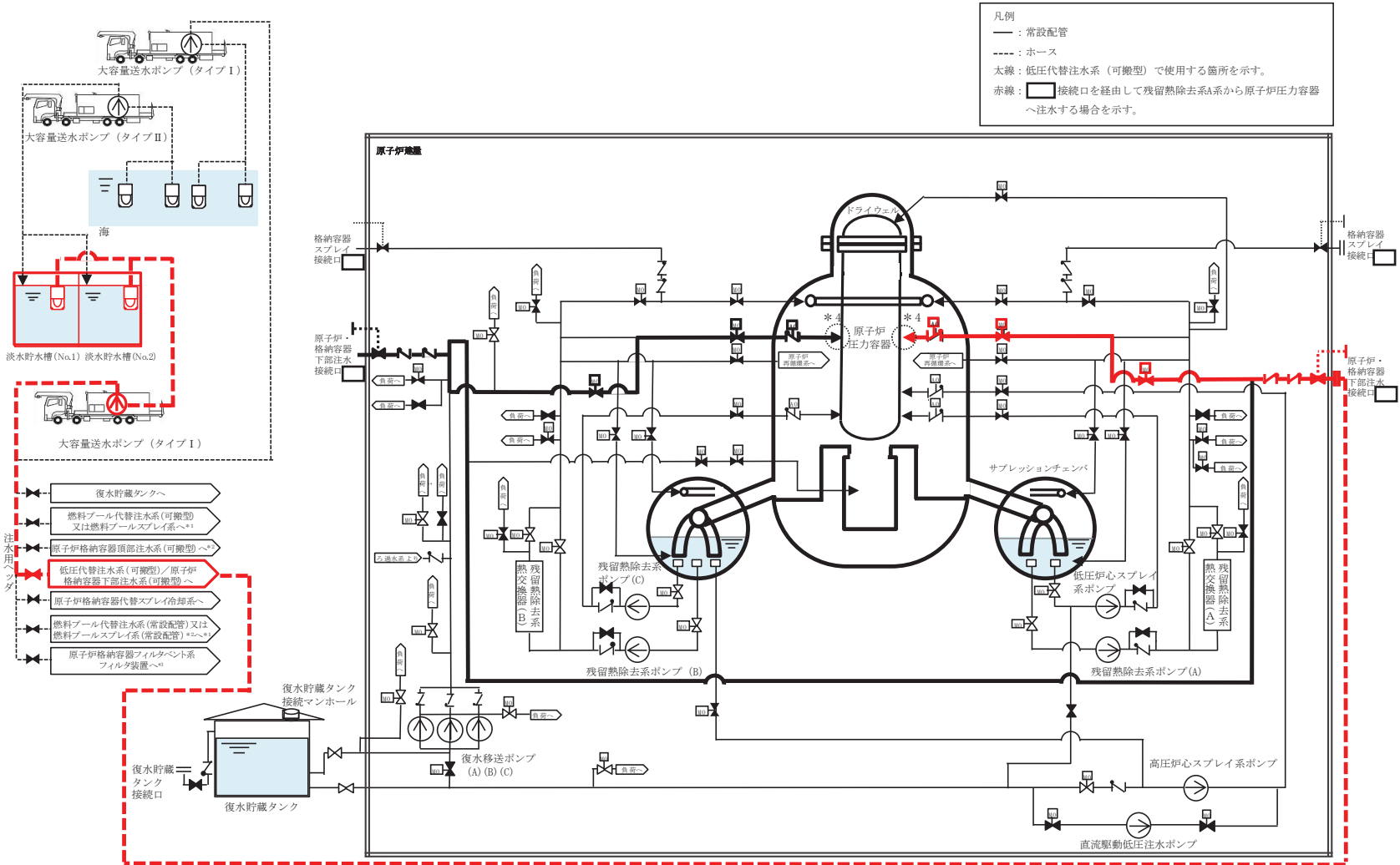
- * 1 : 同時使用は考慮しない
- * 2 : 自主対策設備
- * 3 : 海を水源とした補給は行わない
- * 4 : シェラウド内炉心上部より注水



第 3.4-2 図 原子炉冷却材圧力容器用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。

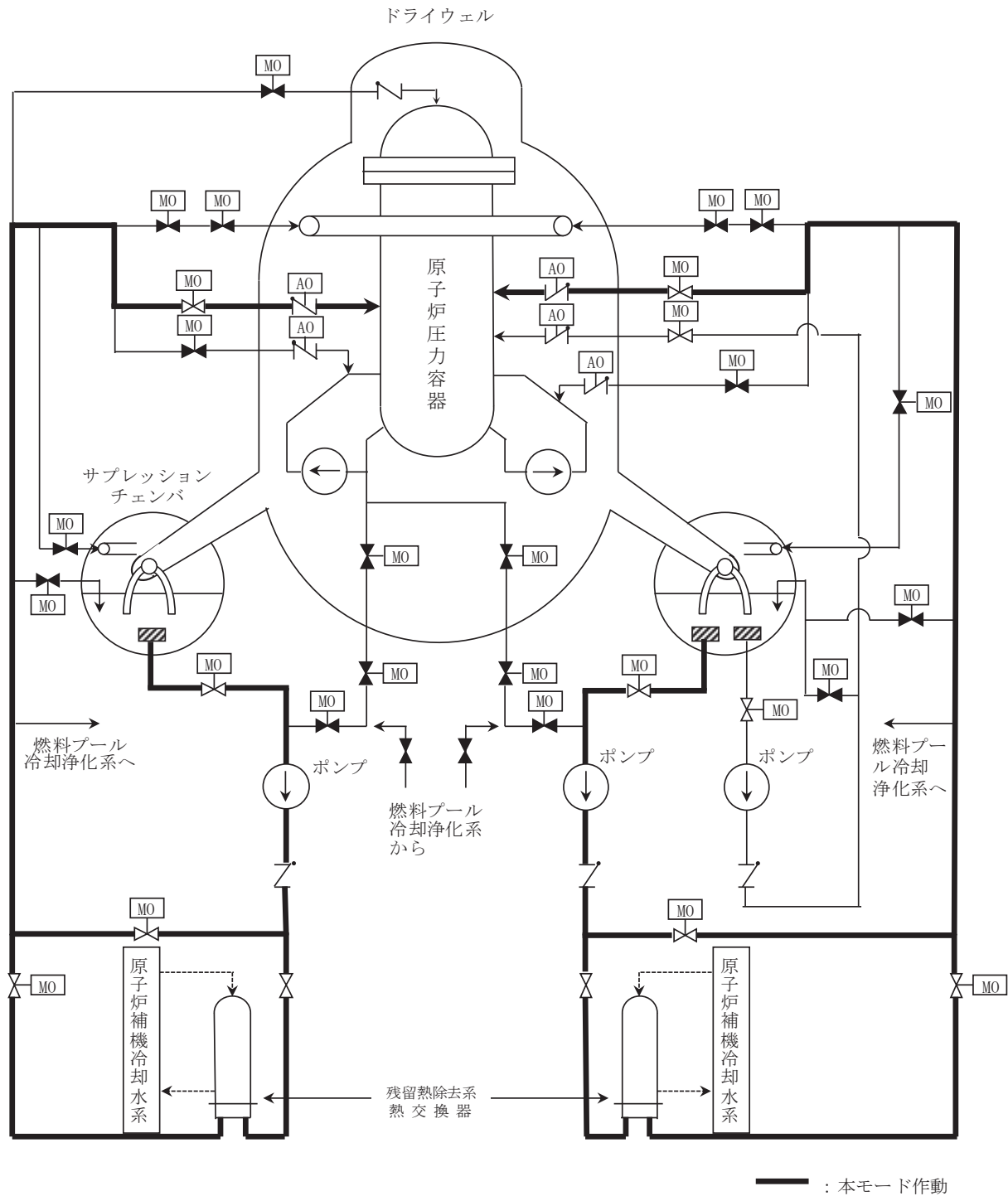
凡例
 — : 常設配管
 - - - : ホース
 太線 : 低圧代替注水系 (可搬型) で使用する箇所を示す。
 赤線 : 接続口を経由して残留熱除去系A系から原子炉压力容器へ注水する場合を示す。



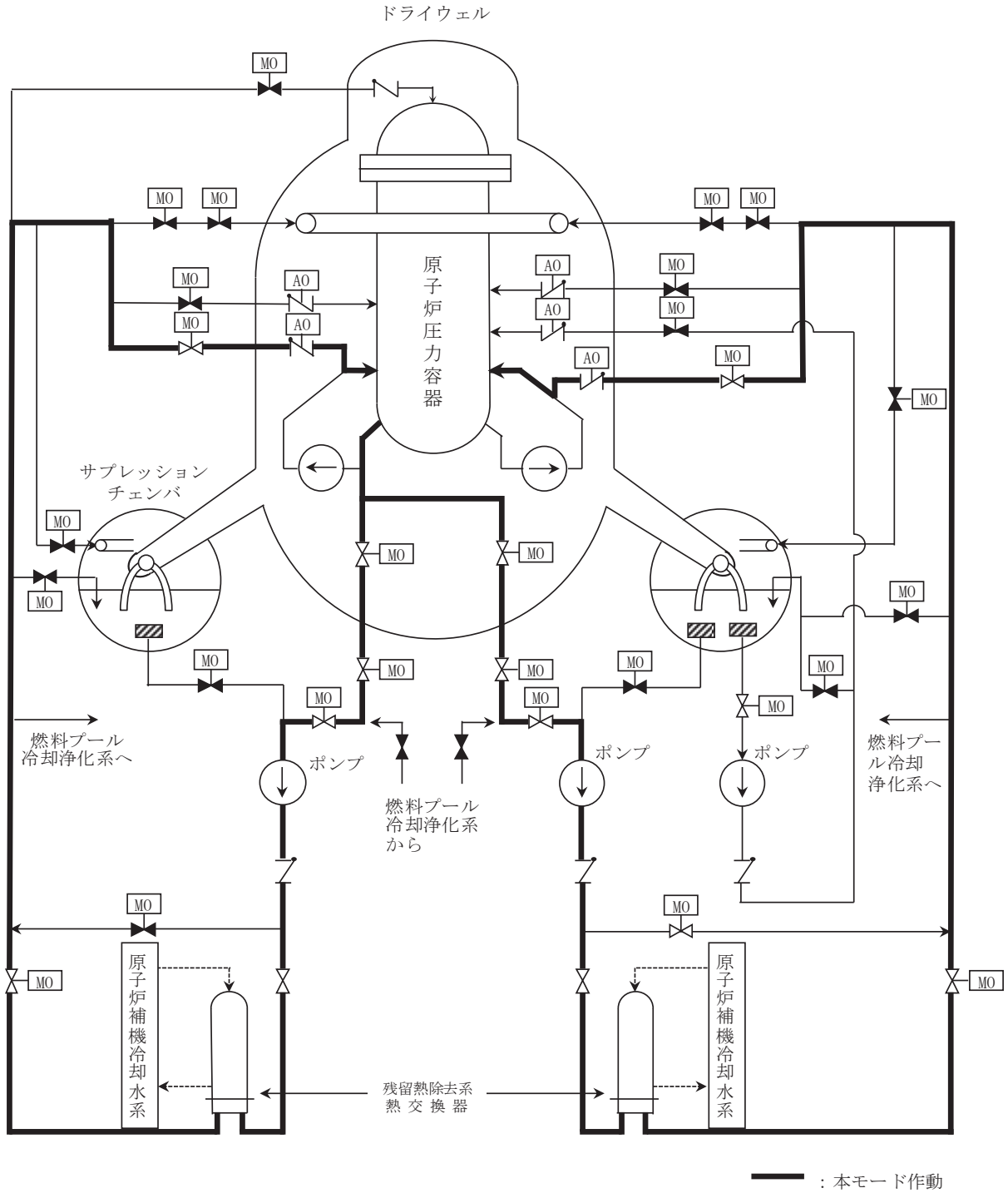
- * 1 : 同時使用は考慮しない
- * 2 : 自主対策設備
- * 3 : 海を水源とした補給は行わない
- * 4 : シェラワド内炉心上部より注水

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1,160m³/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。

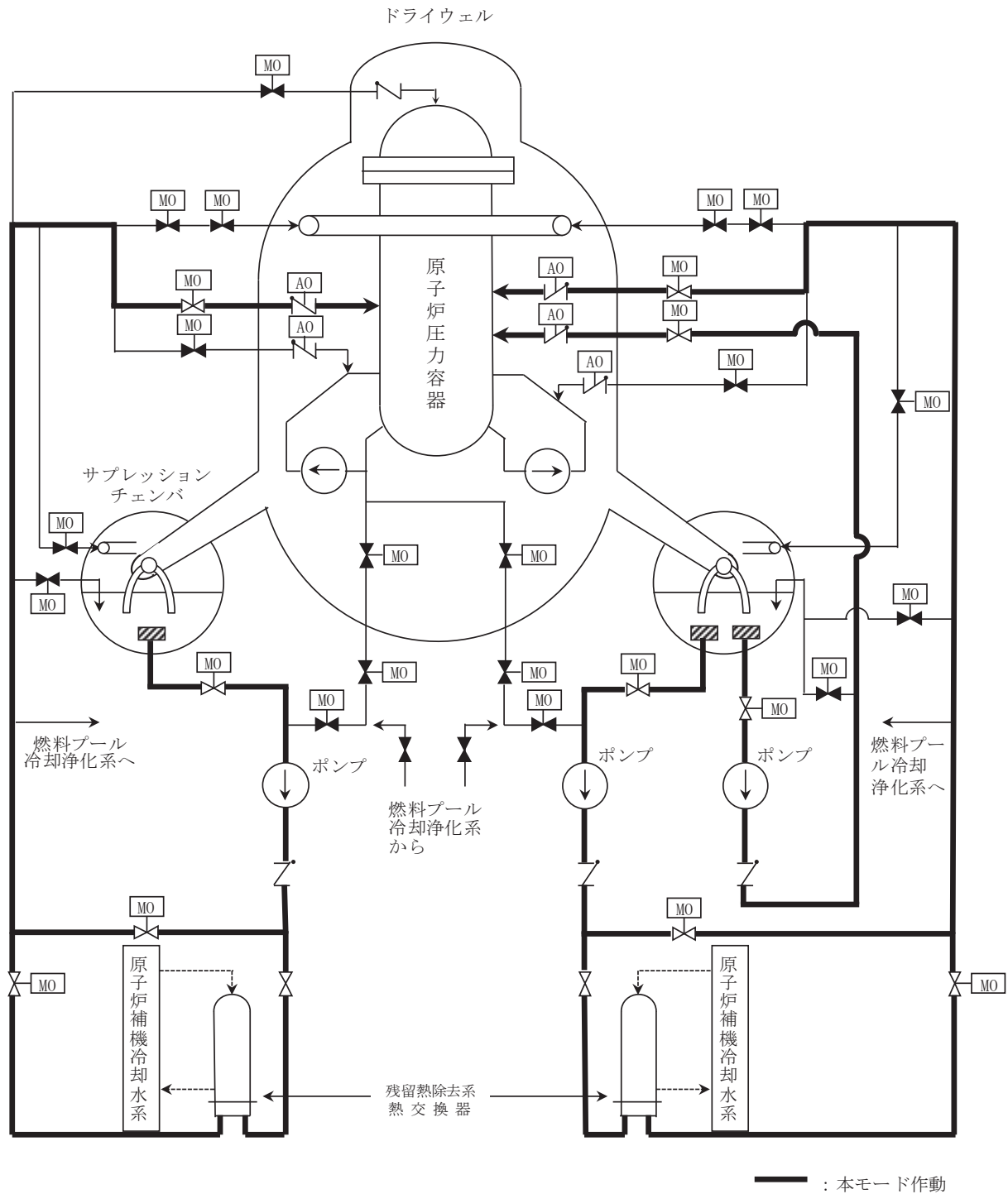
3.4.1.2.2.5 試験検査

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。

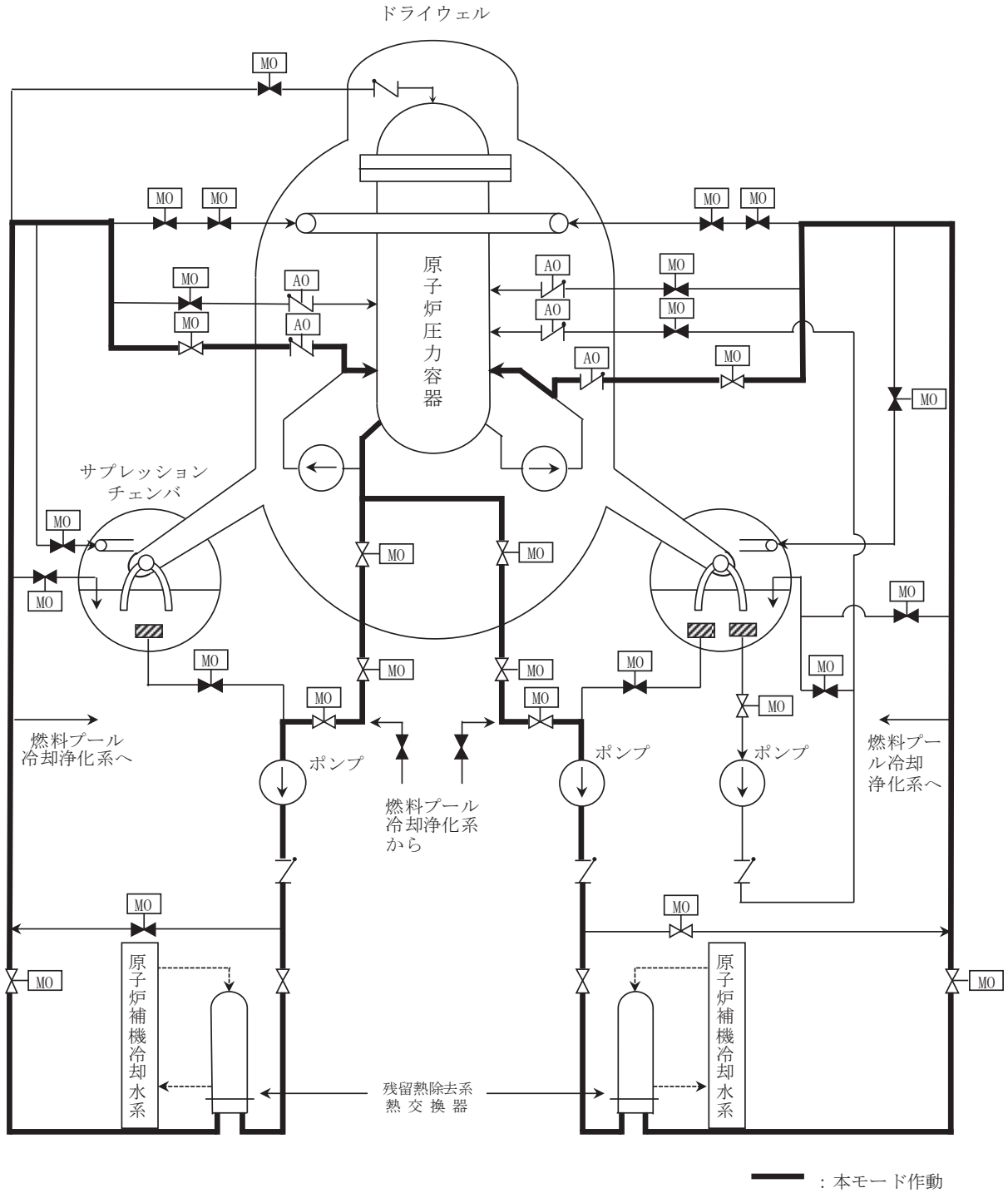
低圧炉心スプレイ系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、低圧炉心スプレイ系は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.4-3 表 低圧炉心スプレイ系主要機器仕様

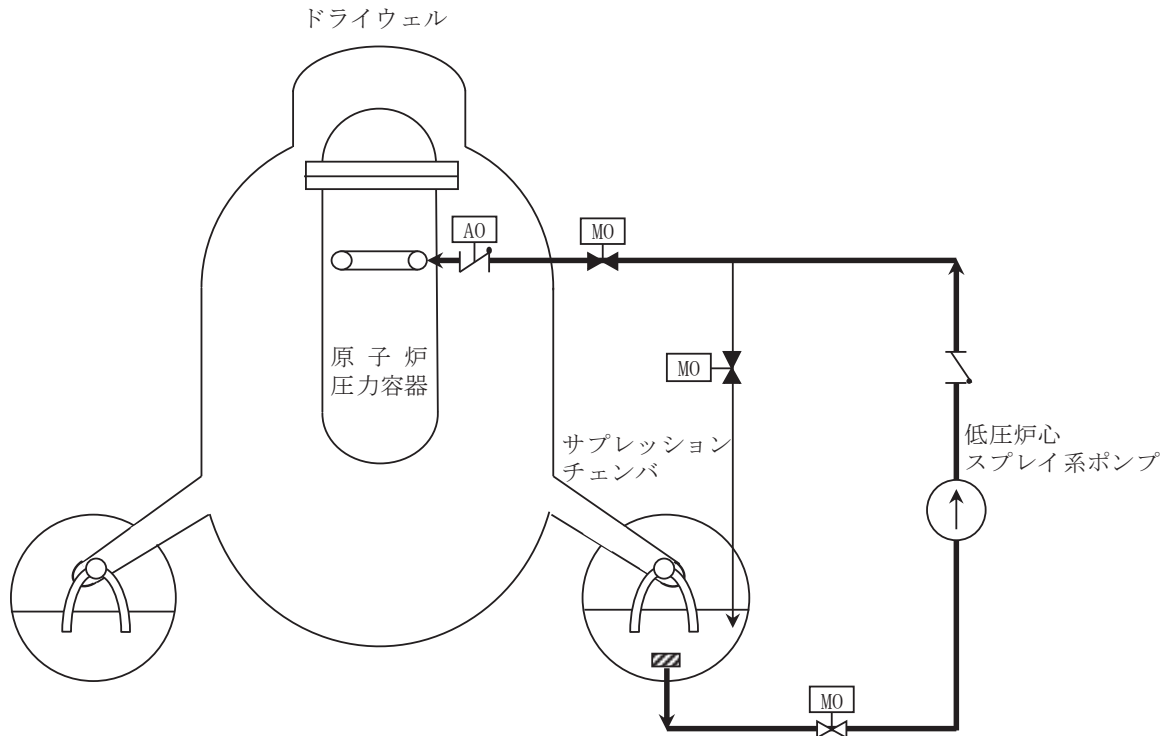
- (1) ポンプ
台数 1
容量 約1,074m³/h/台



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

3.6 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ェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

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、スプレイ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イ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)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」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

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、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を復旧する。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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イ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，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ェル内にスプレイすることで，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

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。

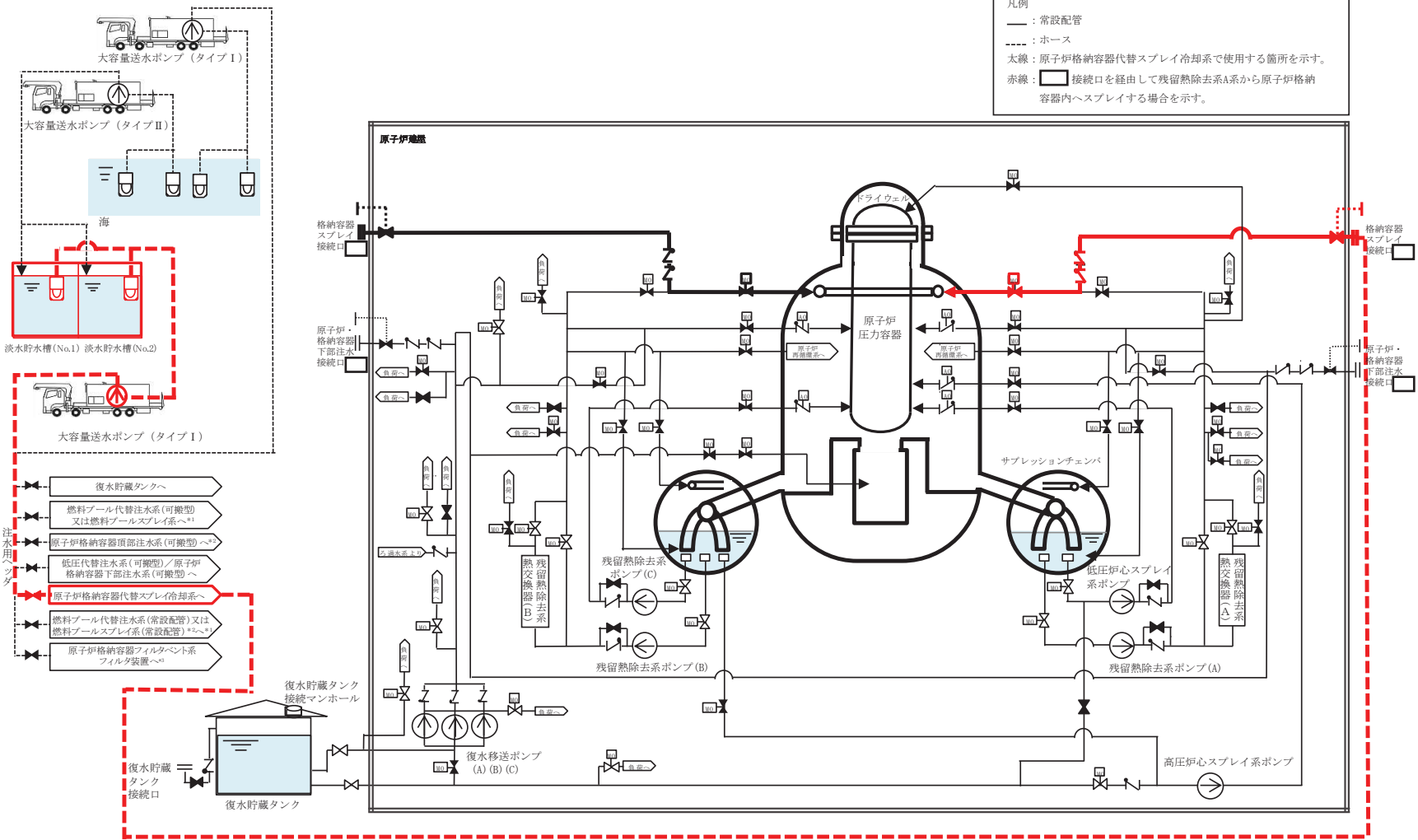
第 3.6-1 表 原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要機器仕様

(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。

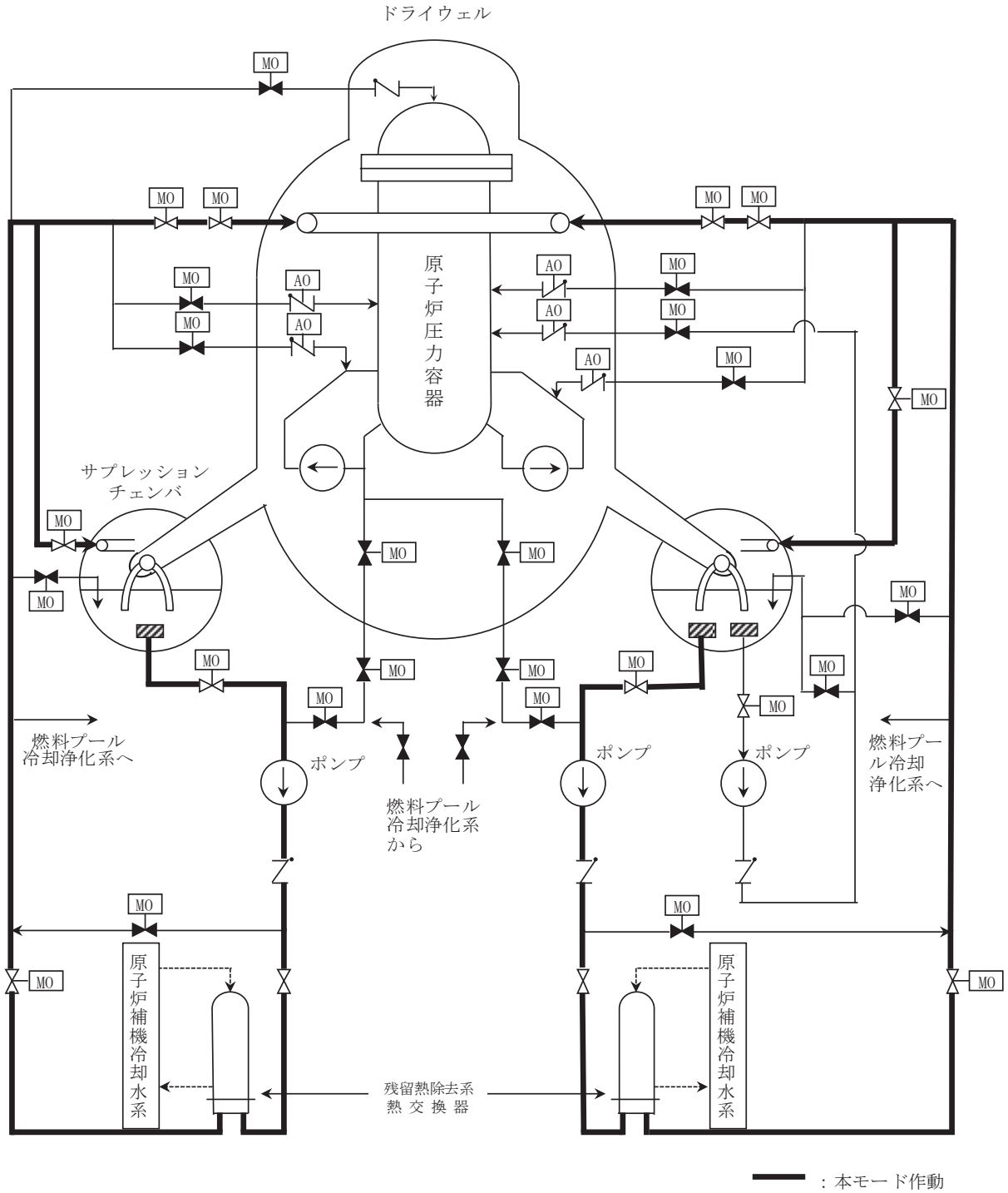
凡例
 — : 常設配管
 - - - : ホース
 太線 : 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系で使用する箇所を示す。
 赤線 : 接続口を経由して残留熱除去系A系から原子炉格納容器内へスプレイする場合を示す。



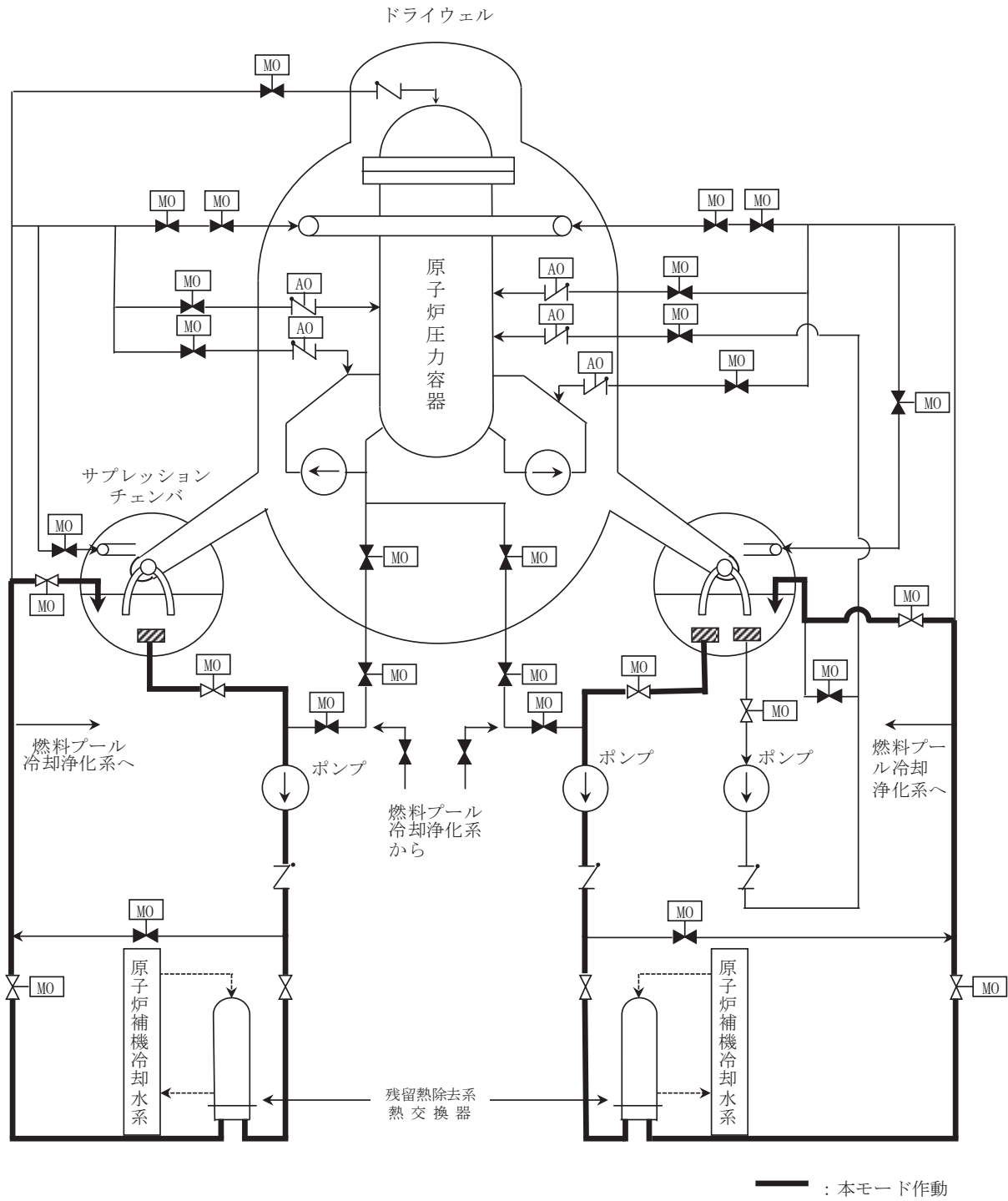
*1: 同時使用は考慮しない
 *2: 自主対策設備
 *3: 海を水源とした補給は行わない

第3.6-1 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（格納容器スプレー冷却モード）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

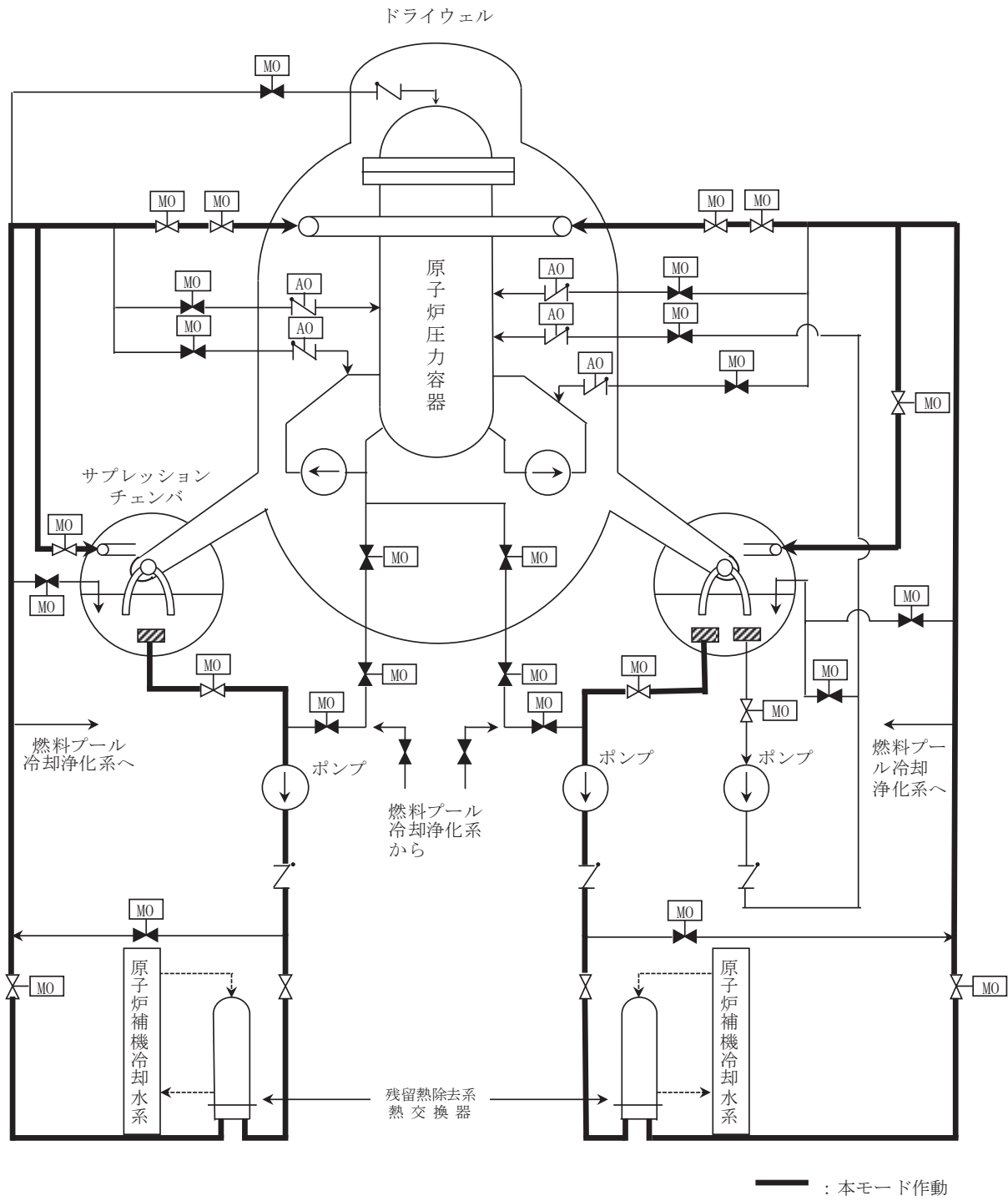
台数 2 (格納容器スプレイモード又はサプレッションプール水冷却モードとして使用する場合)

容量 約1,160m³/h/台

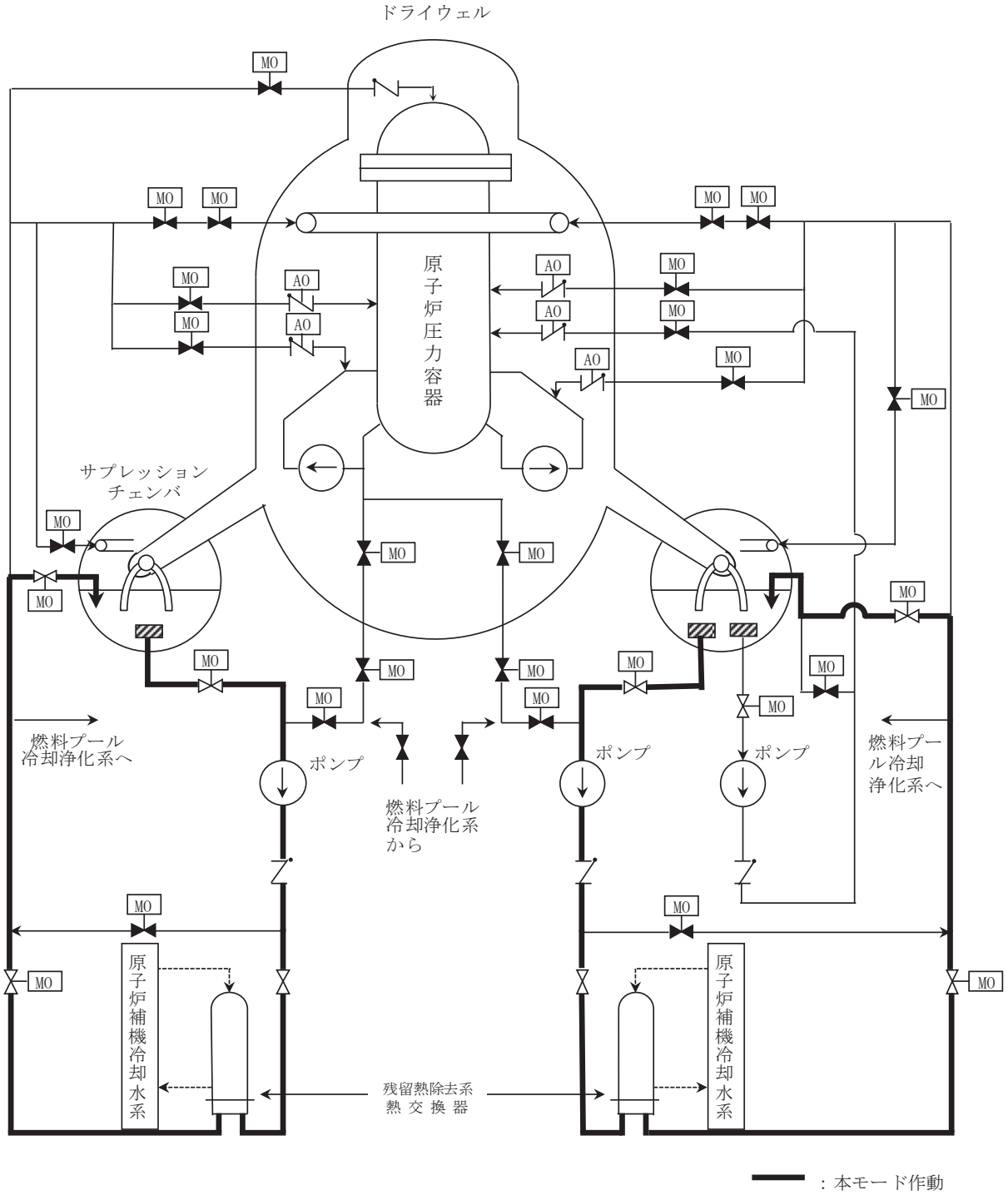
(2) 熱交換器

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。

- ・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となる水の供給設備）
- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・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排気では、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

からの排気では、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。

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。

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 150m³/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 3.11-1 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。

(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

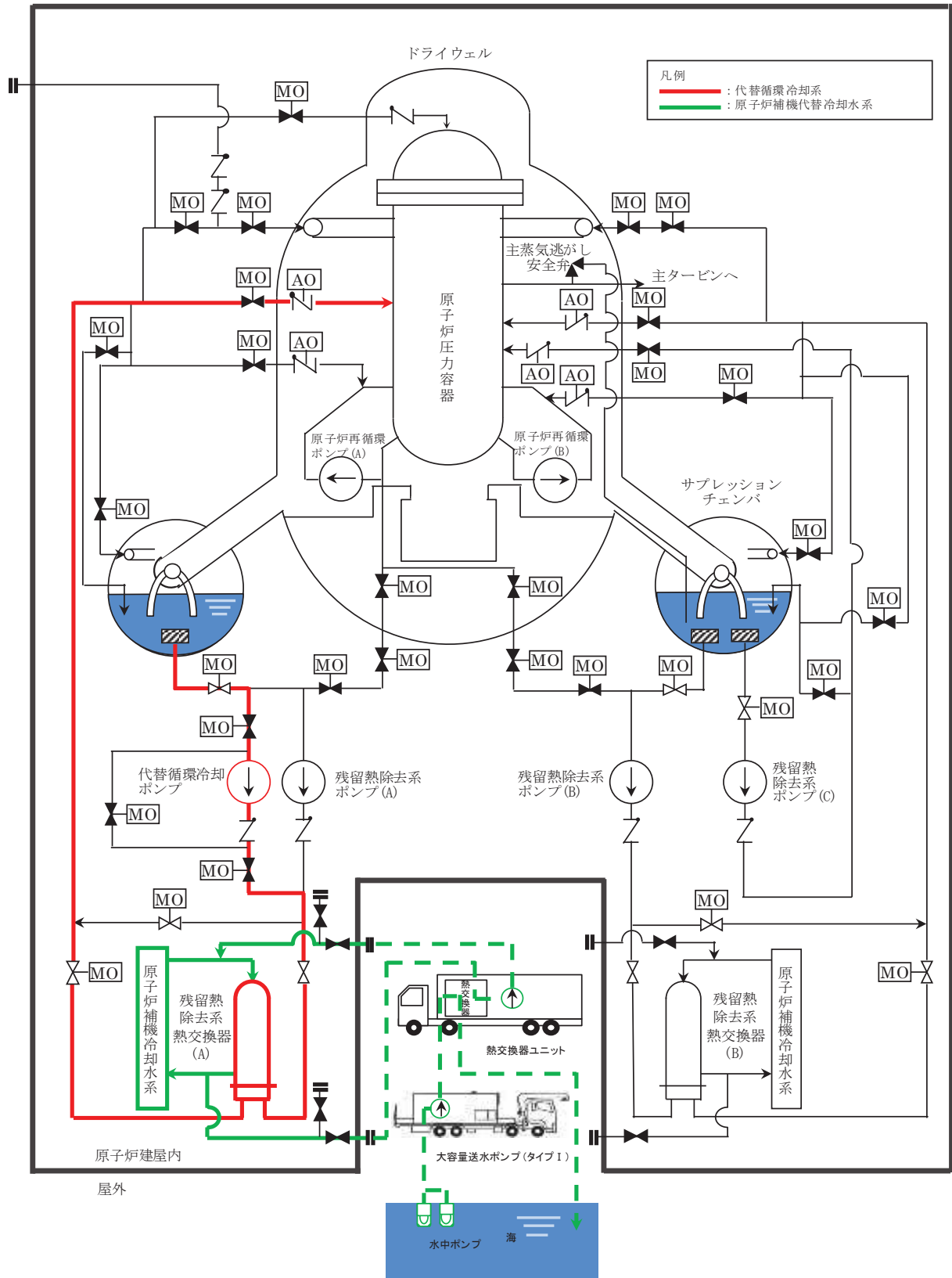
金属繊維フィルタ

放射性よう素フィルタ 銀ゼオライト

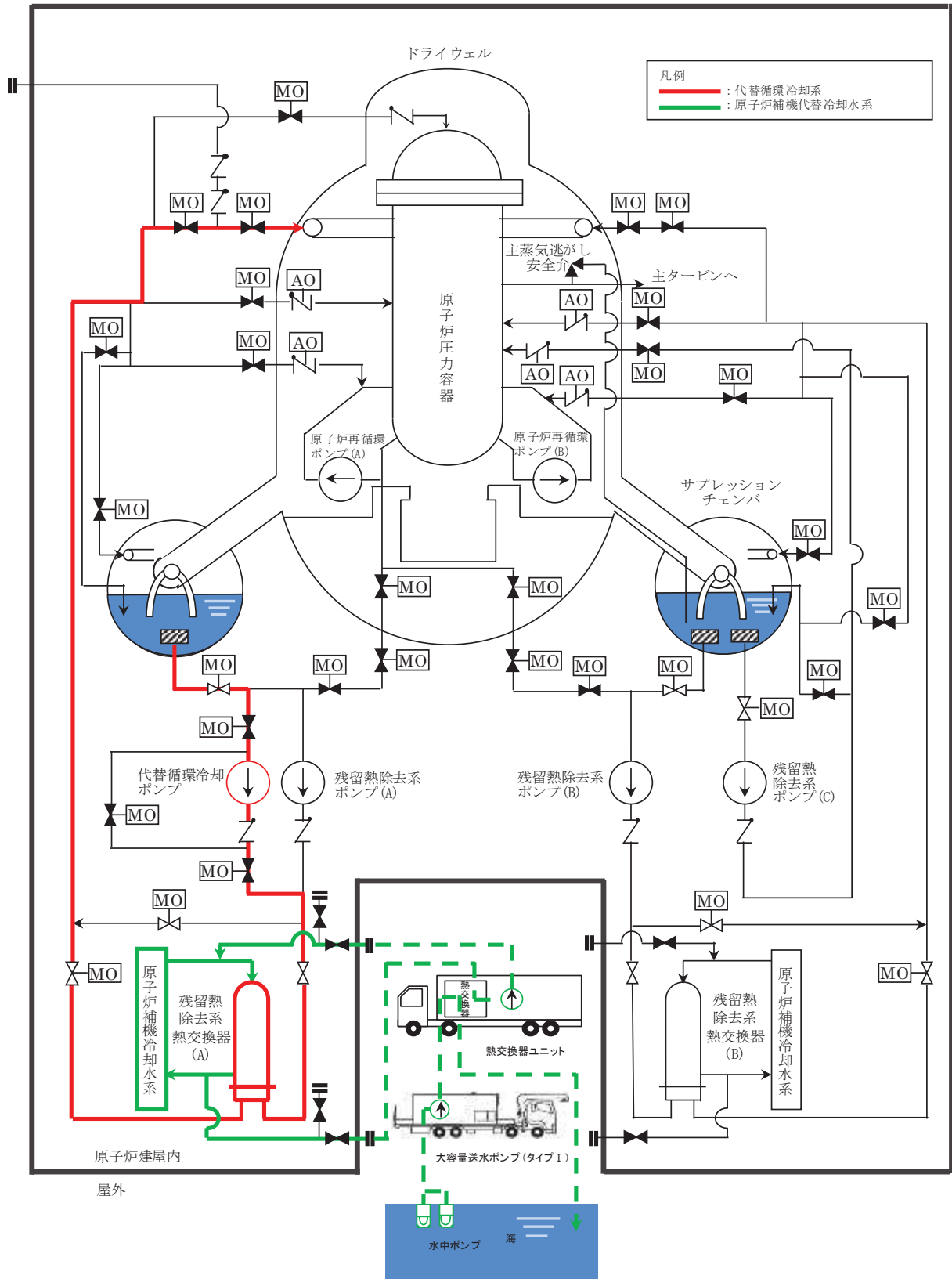
b. フィルタ装置出口側圧力開放板

個数 1
設定破裂圧力 (差圧) 約 100kPa

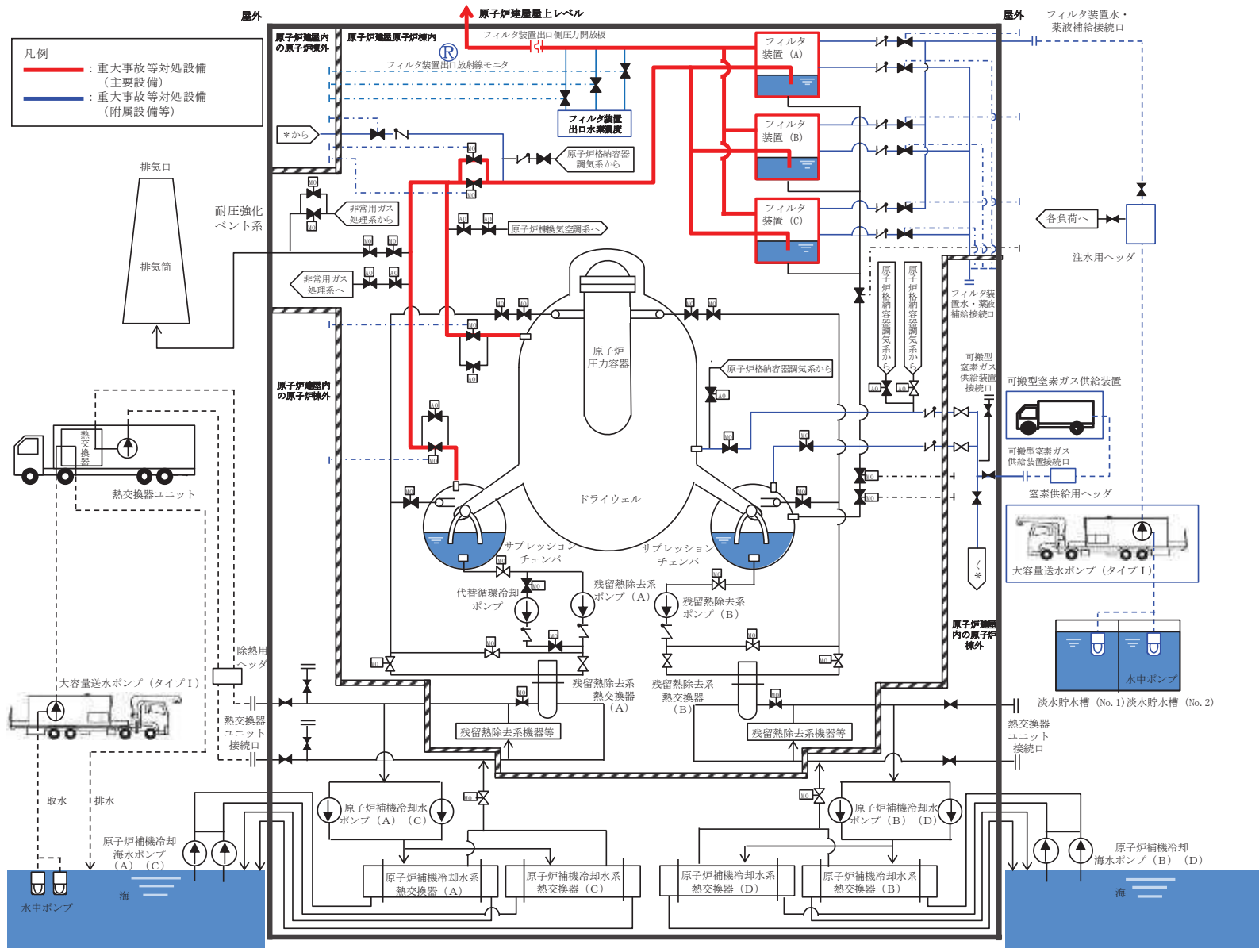
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



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)



第3.7-3 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (原子炉格納容器ファルタベント系)

3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52条】

【設置許可基準規則】

(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備)

第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

<BWR>

a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。

<PWRのうち必要な原子炉>

b) 水素濃度制御設備を設置すること。

<BWR及びPWR共通>

c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。

d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。

e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

3.9.1 適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素ガスによる爆発による破損を防止する必要がある場合に、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の系統概要図を第3.9-1図及び第3.9-2図に示す。

3.9.1.1 重大事故等対処設備

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を監視する設備として、水素濃度監視設備を設ける。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化する設計とする。

(1) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

a. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、可搬型窒素ガス供給装置を使用する。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化は、可搬型窒素ガス供給装置、配管・弁類、計測制御設備等で構成し、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満に維持可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化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からの受電が可能な設計とする。また、可搬型窒素ガス供給装置は、付属発電機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。

- ・可搬型窒素ガス供給装置
- ・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)

本システムの流路として、ホース、窒素供給用ヘッダ、接続口、原子炉格納容器調気系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。

b. 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水素ガス及び酸素ガスの排出

原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として、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、計測制御設備等で構成し、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經由して、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、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

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による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。

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。

排出経路での放射性物質濃度を把握するため、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設置する。また、排出経路での水素濃度を把握するため、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度を設置する。

フィルタ装置出口放射線モニタは、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。また、フィルタ装置出口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から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。

- ・フィルタ装置
- ・フィルタ装置出口側圧力開放板

- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・フィルタ装置出口水素濃度
- ・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及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。

本系統のうちフィルタ装置出口水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタの詳細については、「3.15 計装設備」に記載し、その他系統の詳細については、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

(2) 原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

a. 格納容器内水素濃度による原子炉格納容器内の水素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、格納容器内水素濃度を使用する。

格納容器内水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲の水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器内水素濃度は、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中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度の監視が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・格納容器内水素濃度
- ・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)

b. 格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度による原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度を使用する。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気気ガスを原子炉建屋原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は常設代替交流電源

設備又は可搬型代替交流電源設備からの受電が可能な設計とする。なお、原子炉補機代替冷却水系から冷却水を供給することにより、サンプリングガスを冷却できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・格納容器内雰囲気水素濃度
- ・格納容器内雰囲気酸素濃度
- ・常設代替交流電源設備(3.14 電源設備)
- ・可搬型代替交流電源設備(3.14 電源設備)

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の主要機器仕様を第3.9-1表に示す。

原子炉格納容器については、「3.21 原子炉格納容器」に記載する。

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。

3.9.1.1.1 多様性、位置的分散

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

可搬型窒素ガス供給装置は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置からの接続口は、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個所に設置する設計とする。

格納容器内水素濃度は、格納容器内雰囲気水素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。格納容器内水素濃度は、格納容器内雰囲気水素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、検出器の設置箇所も位置的分散を図る設計とする。また、格納容器内水素濃度は、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であり、多様性を考慮した設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備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、サンプリングガスの冷却に必要な冷却水は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対して多様性を有する原子炉補機代替冷却水系から供給が可能な設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については、「3.14 電源設備」に記載する。原子炉補機代替冷却水系の多様性、位置的分散については、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に記載する。

3.9.1.1.2 悪影響防止

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

可搬型窒素ガス供給装置は，通常時は接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は，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。

可搬型窒素ガス供給装置は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器内水素濃度，格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は，他の設備と電気的な分離を行うことで，他の設備へ悪影響を及ぼさない設計とする。

3.9.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は，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により原子炉格納容器内における水素及び酸素を排出するまでに，原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満にするために必要な窒素ガス供給容量を確保するために1台使用する。保有数は，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2台を確保する。

格納容器内水素濃度及び格納容器内雰囲気水素濃度は，想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を測定可能な設計とする。

格納容器内雰囲気酸素濃度は，原子炉格納容器内に蓄積した放射性物質により，水の放射線分解で発生する水素ガス及び酸素ガスによる水素燃焼の可能性を把握することが可能な設計とする。

3.9.1.1.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は，屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置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。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化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，原子炉建屋内の原子炉棟外及び屋外に設置する弁は設置場所にて操作が可能な設計とする。

格納容器内水素濃度は、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を考慮した設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度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。格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

3.9.1.1.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査等」に示す。

窒素ガス供給装置は、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。

可搬型窒素ガス供給装置は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化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、原子炉建屋内の原子炉棟外及び屋外に設置する弁は設置場所にて操作が可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置と接続口との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、フランジ構造及び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。

格納容器内水素濃度、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用可能な設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、想定される重大事故等時において、中央制御室にて監視及びサンプリング装置の操作が可能な設計とする。

3.9.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査等」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

格納容器内水素濃度，格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は，発電用原子炉の停止中に基準ガスによる検出器の校正及び模擬入力による計器校正が可能な設計とする。格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置は，発電用原子炉の停止中に運転性能の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

第 3.9-1 表 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の主要機器仕様

(1) 可搬型窒素ガス供給装置

台数 2 (うち 1 台は予備)

容量 約 220Nm³/h/台

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系

a. フィルタ装置

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

b. フィルタ装置出口側圧力開放板

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

c. フィルタ装置出口水素濃度

第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。

d. フィルタ装置出口放射線モニタ

第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。

(3) 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備

a. 格納容器内水素濃度

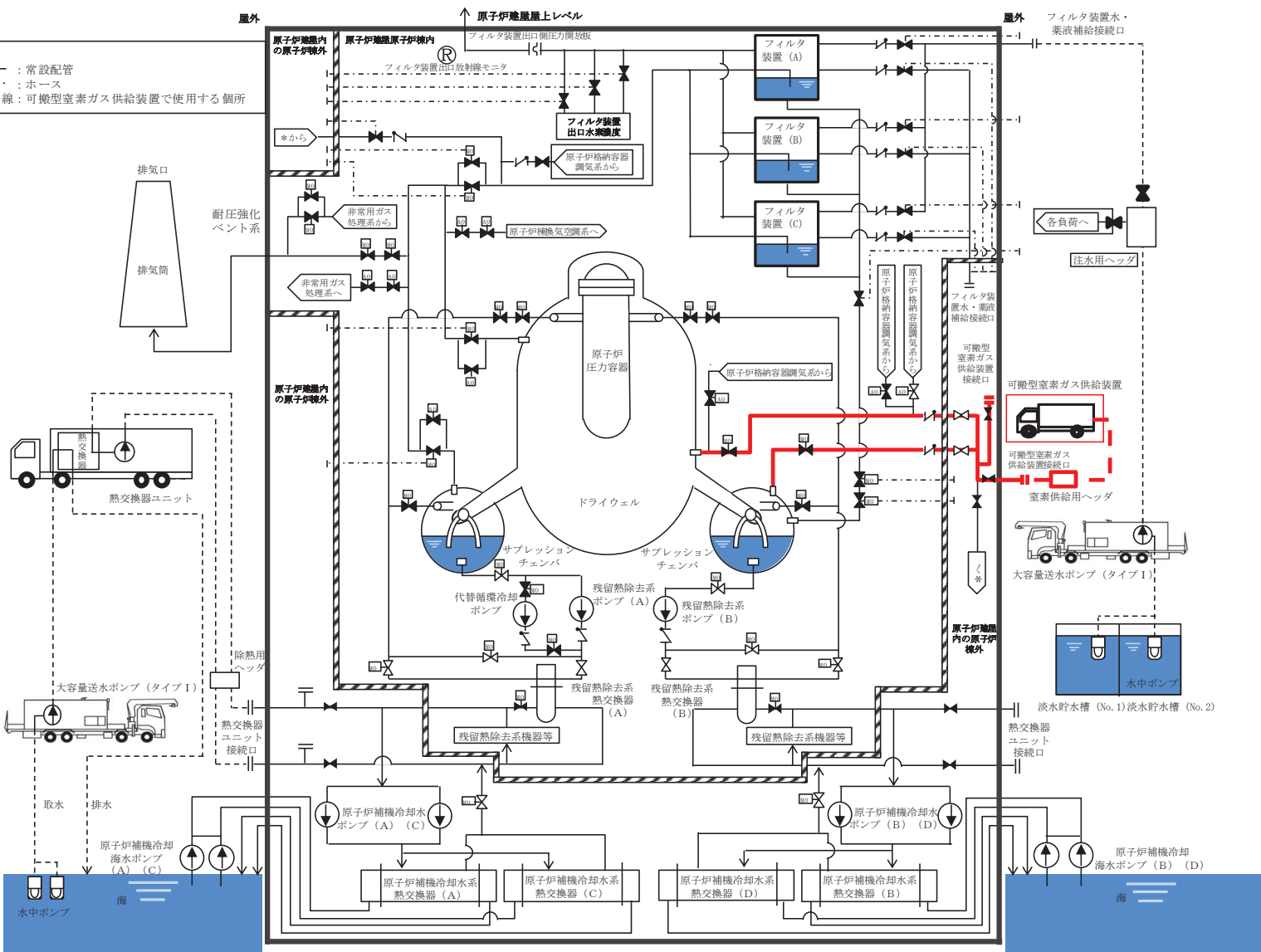
第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。

b. 格納容器内雰囲気水素濃度

第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。

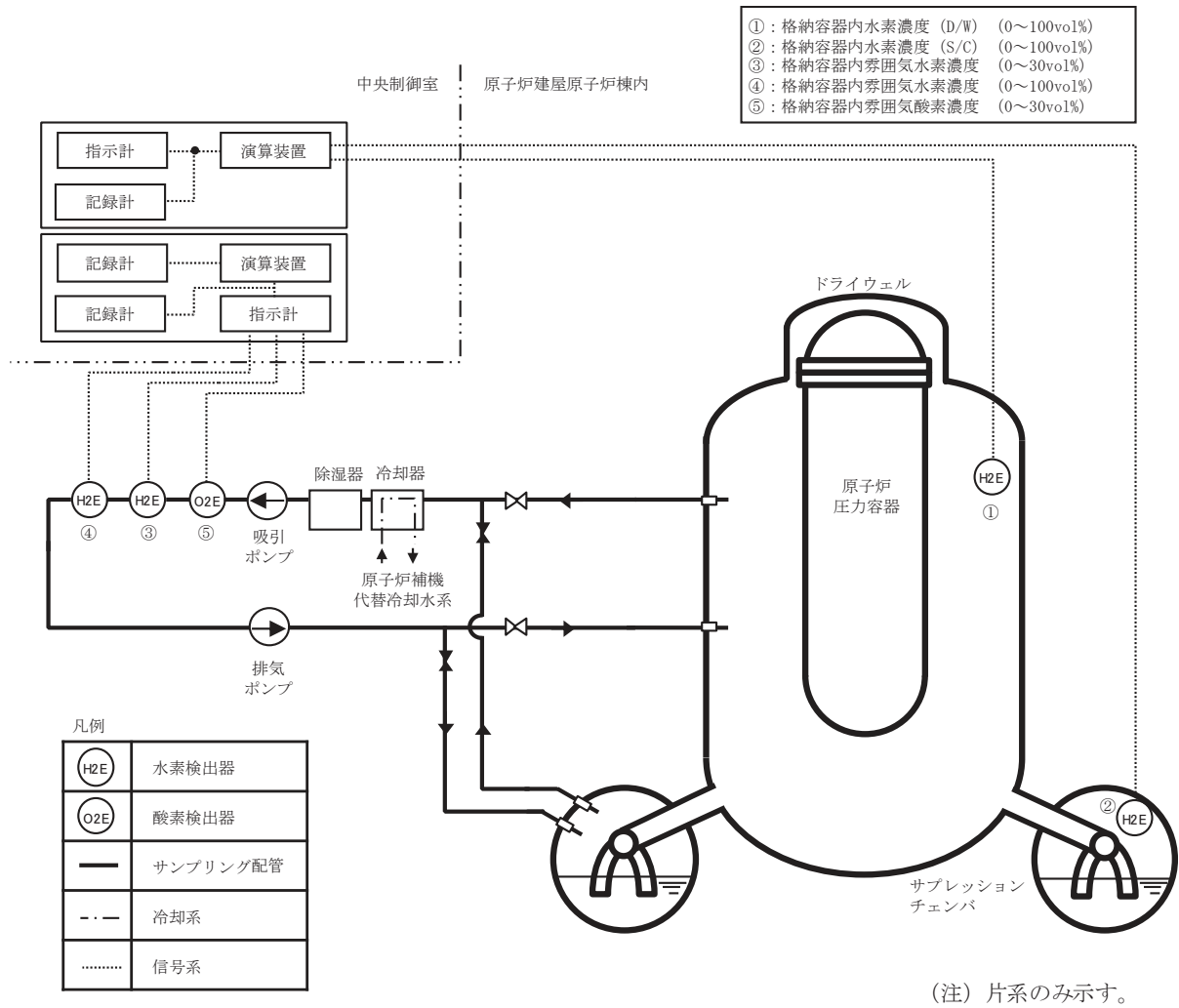
c. 格納容器内雰囲気酸素濃度

第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。



第 3.9-1 図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図

(可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化)



第 3.9-3 図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための
 設備系統概要図
 (水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備)

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。

3.14.1 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、可搬型窒素ガス供給装置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ト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ト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 ³ /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)

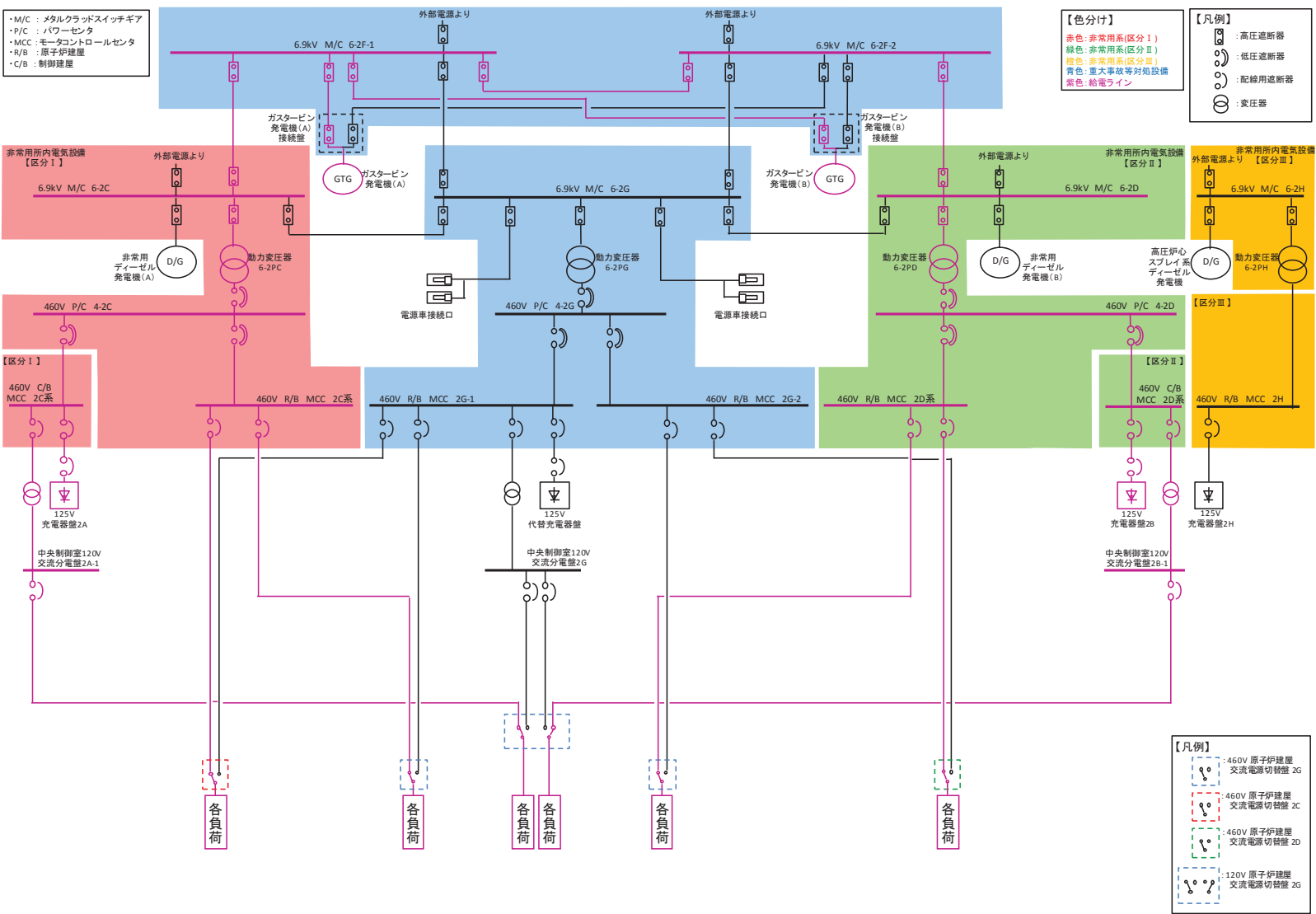
基数	6
容量	約 110kL/基

b. ガスタービン発電設備軽油タンク

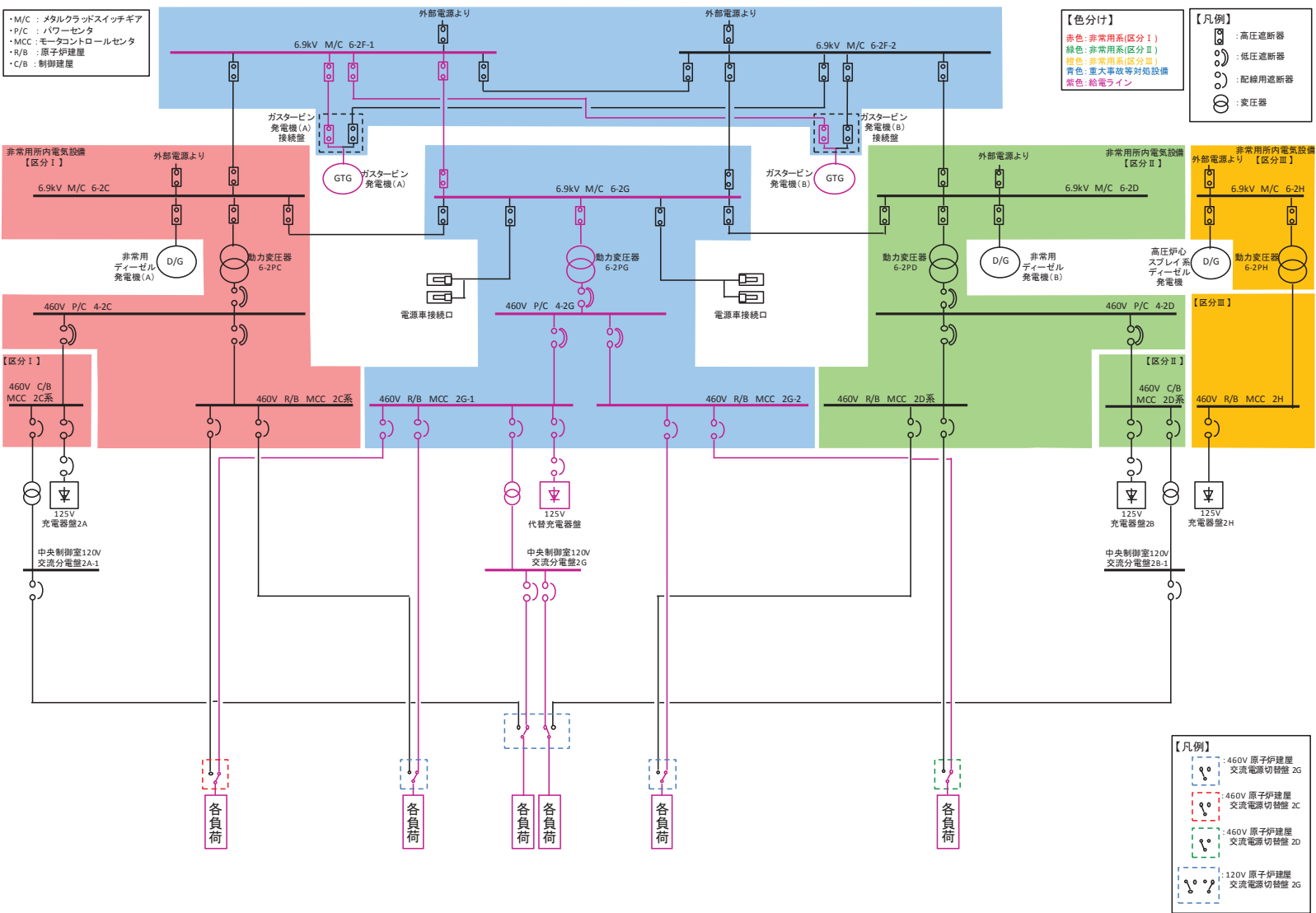
基数	3
容量	約 110kL/基

c. タンクローリ

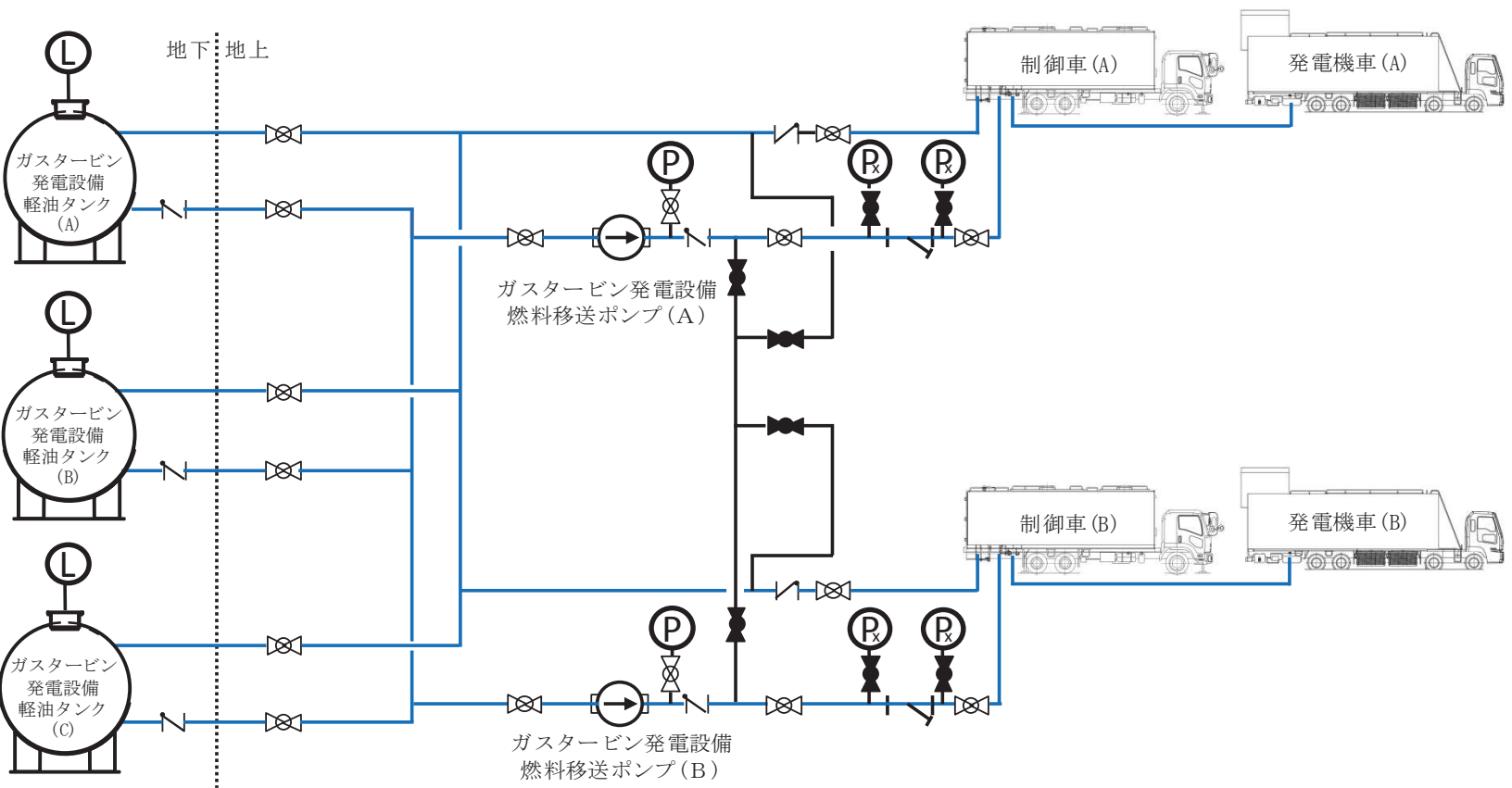
台数	3(うち 1 台は予備)
容量	約 4kL/台



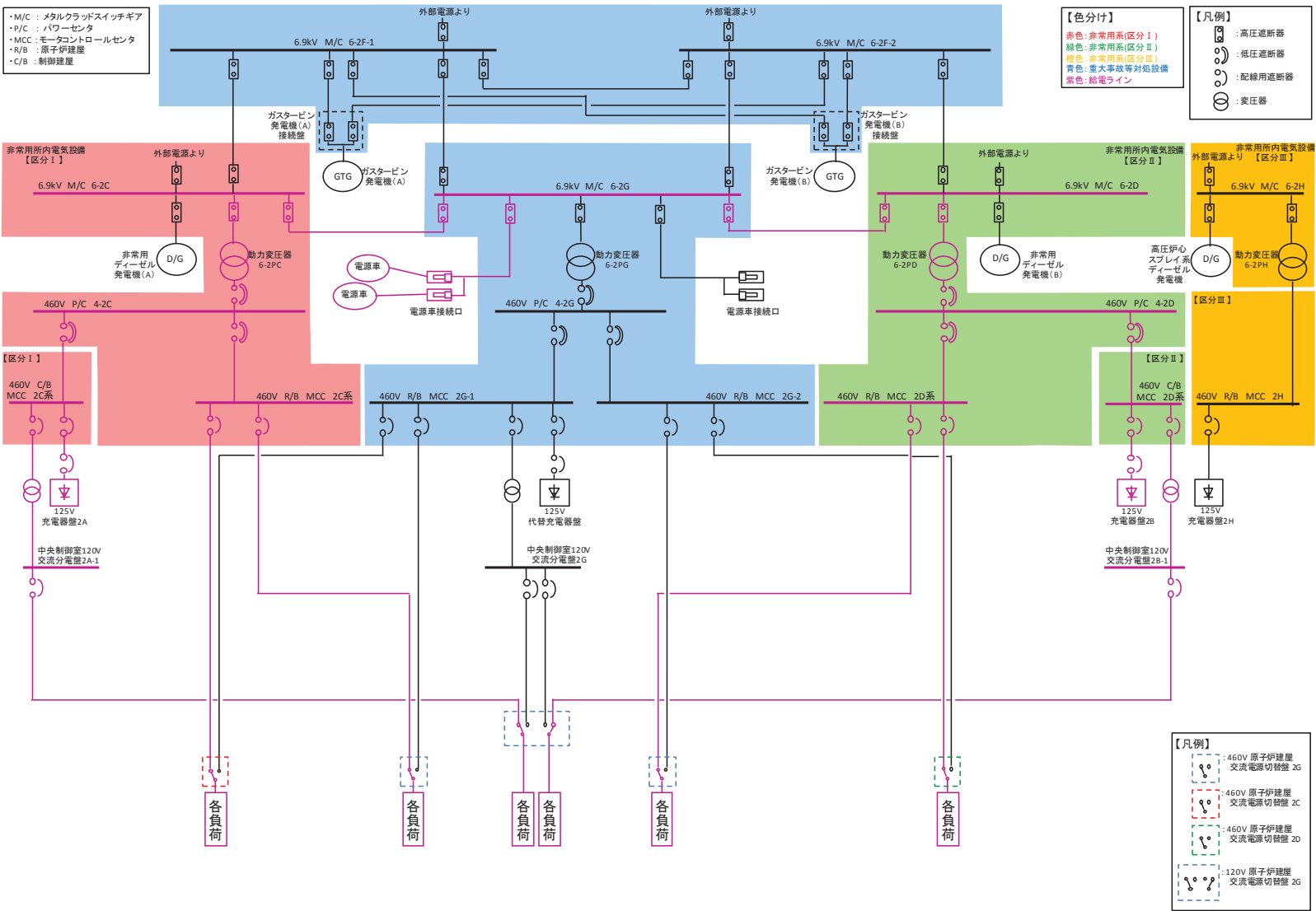
第 3.14-1 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)
 (ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を経由して給電)



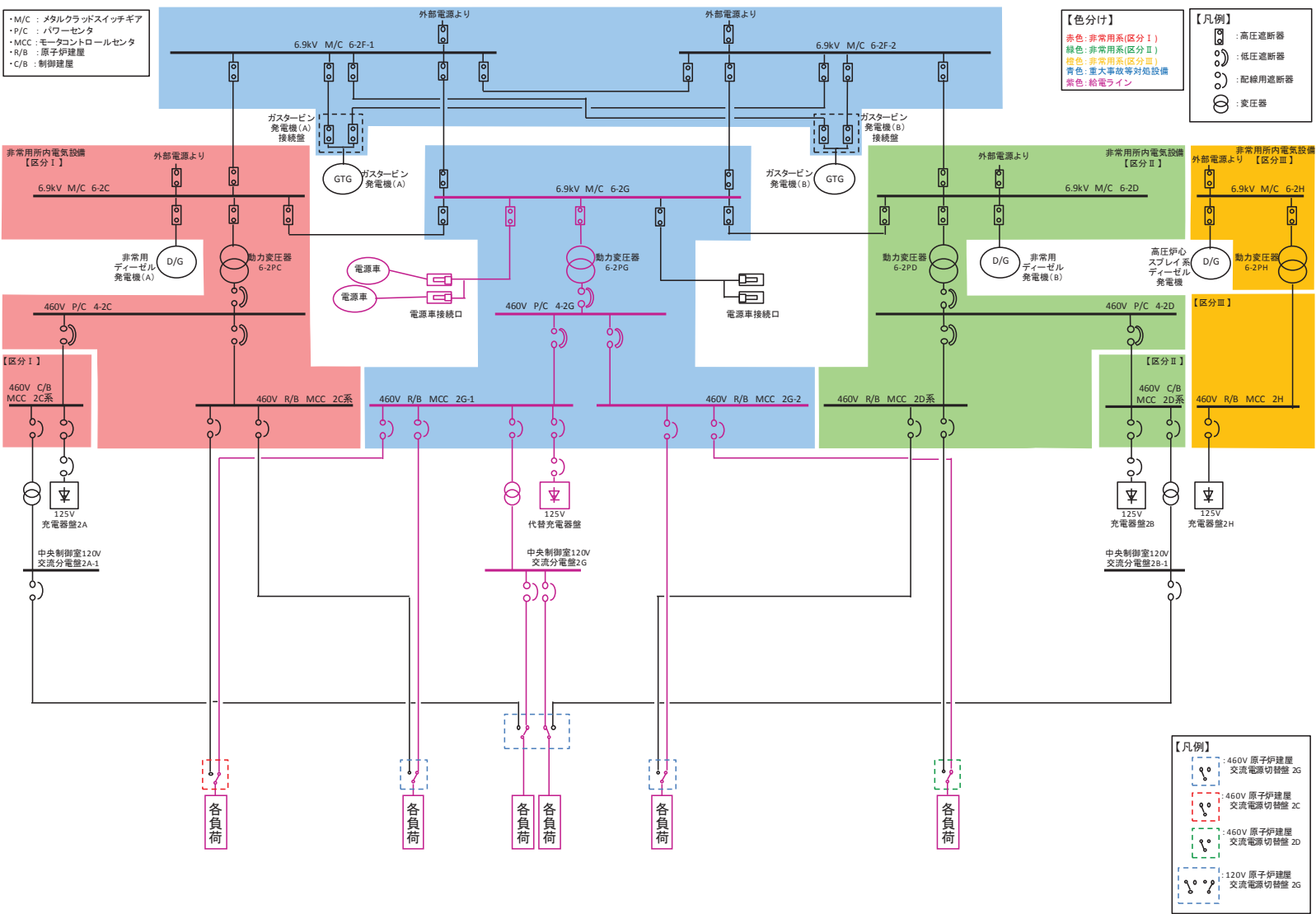
第 3. 14-2 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)
 (ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由して給電)



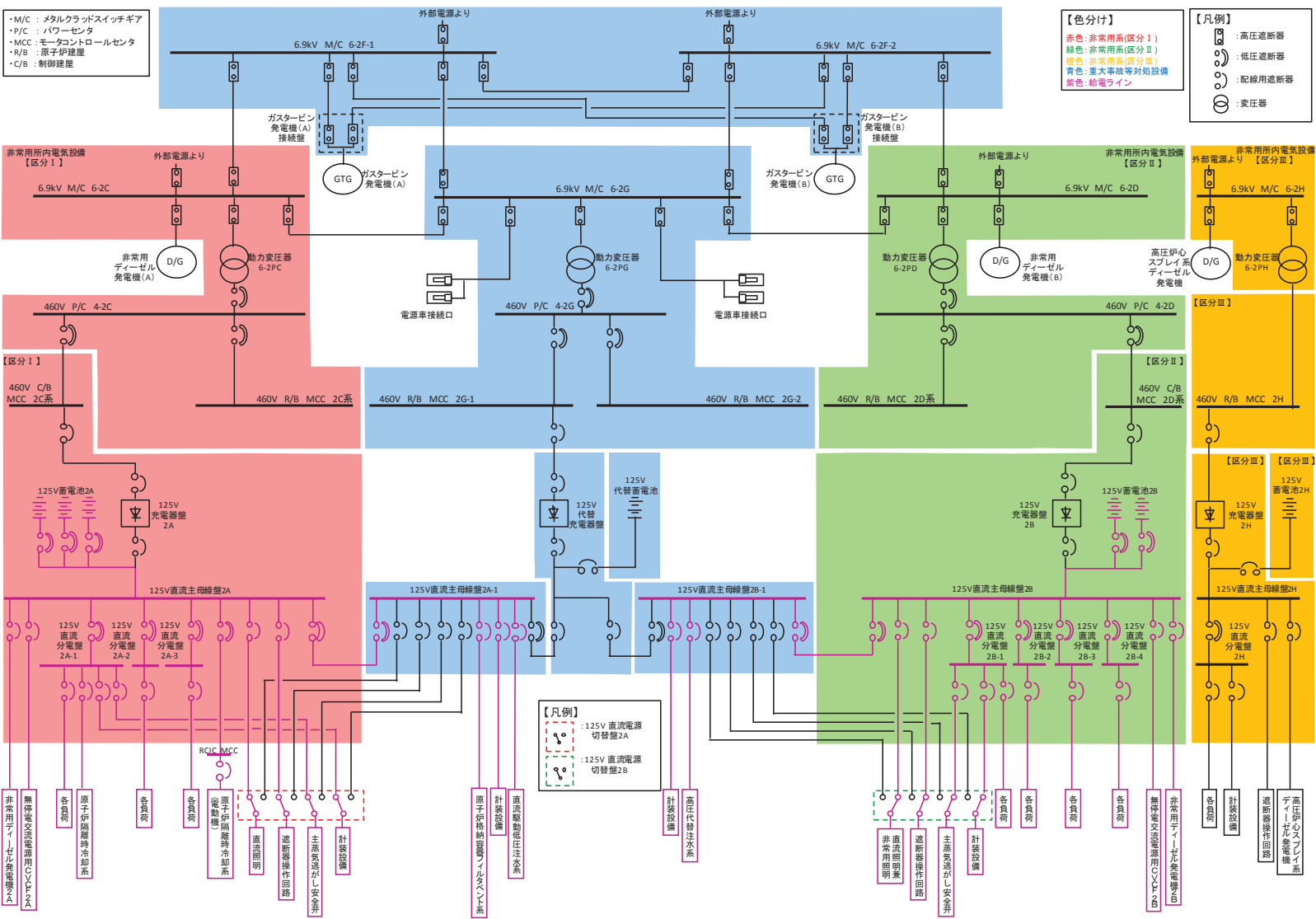
第 3.14-3 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)
(ガスタービン発電機の燃料系統)



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経由して給電)



- ・M/C : メタルクラッドスイッチギア
- ・P/C : パワーセンタ
- ・MCC : モータコントロールセンタ
- ・R/B : 原子炉建屋
- ・C/B : 制御建屋

- 【色分け】
- 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 - 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 - 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
 - 青色: 重大事故等対応設備
 - 紫色: 給電ライン

- 【凡例】
- : 高圧遮断器
 - : 低圧遮断器
 - : 配線用遮断器
 - : 変圧器

非常用所内電気設備
【区分Ⅰ】

非常用所内電気設備
【区分Ⅱ】

非常用所内電気設備
【区分Ⅲ】

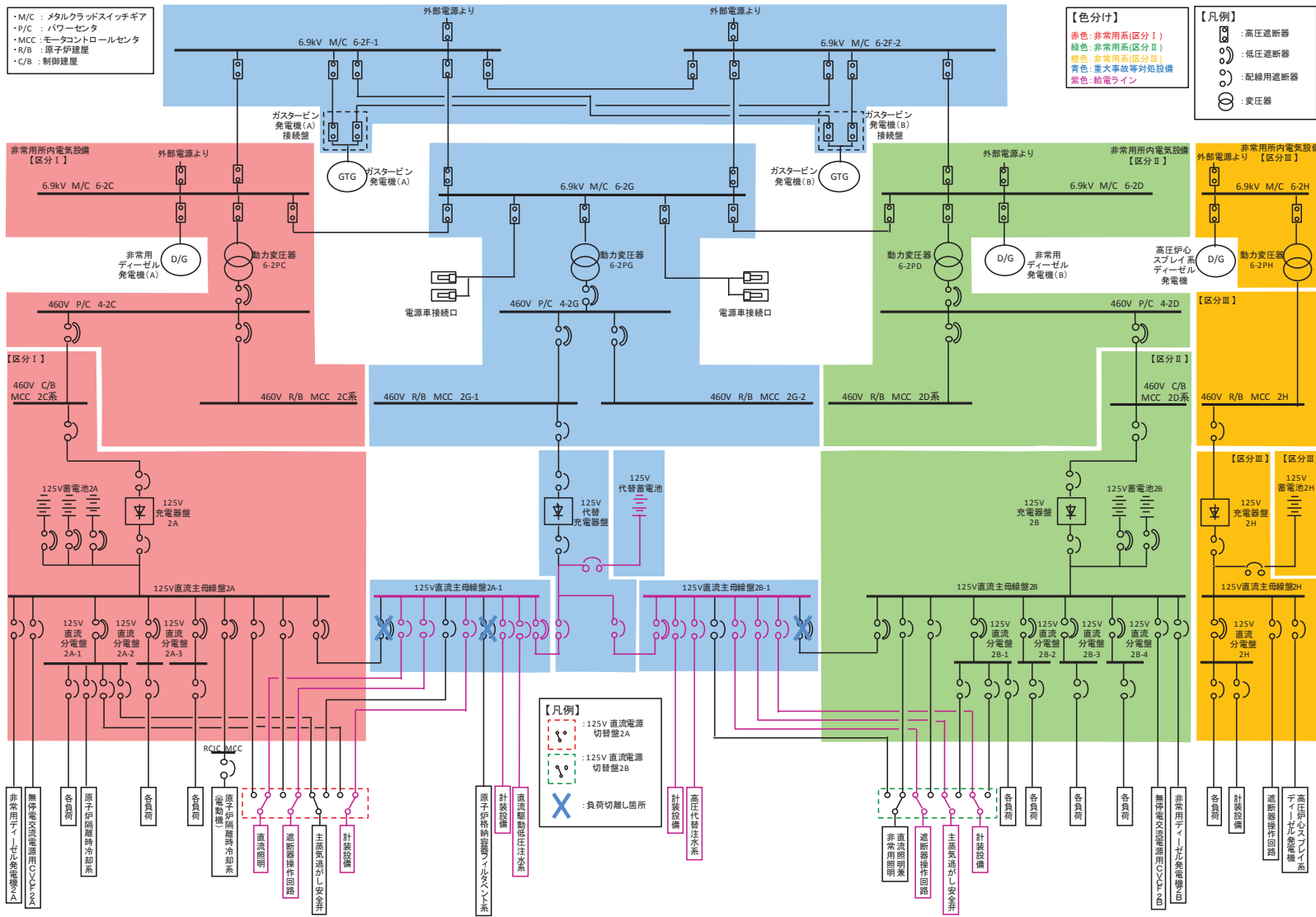
【区分Ⅰ】
460V C/B
MCC 2C系

【区分Ⅱ】
460V C/B
MCC 2D系

【区分Ⅲ】
460V R/B
MCC 2H

- 【凡例】
- : 125V 直流電源
切替盤2A
 - : 125V 直流電源
切替盤2B

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

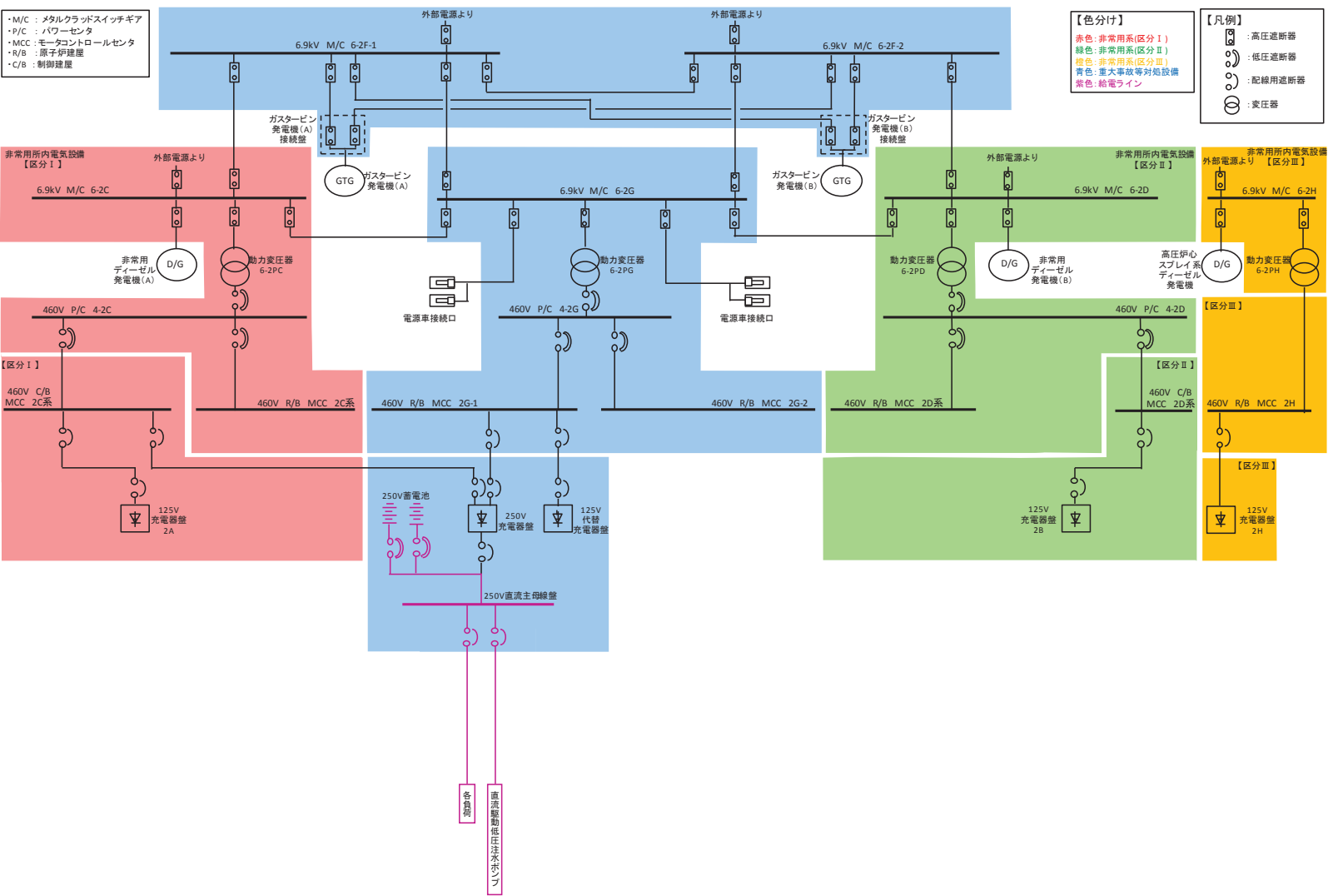


・M/C : メタルクラッドスイッチギア
 ・P/C : パワーセンタ
 ・MCC : モーターコントロールセンタ
 ・R/B : 原子炉建屋
 ・C/B : 制御建屋

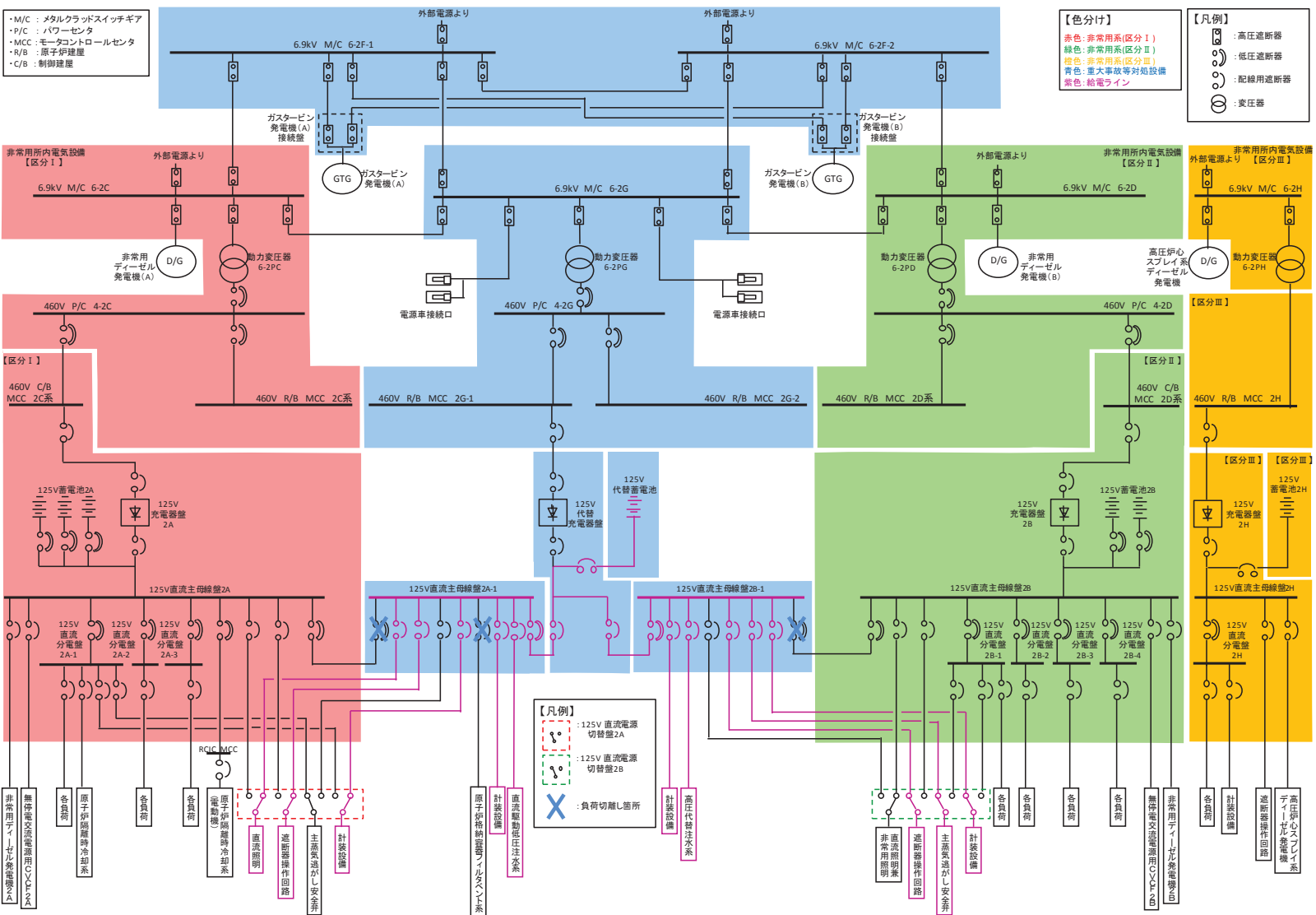
【色分け】
 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
 青色: 重大事故等対処設備
 紫色: 給電ライン

【凡例】
 ○: 高圧遮断器
 ○: 低圧遮断器
 ○: 配線用遮断器
 ○: 変圧器

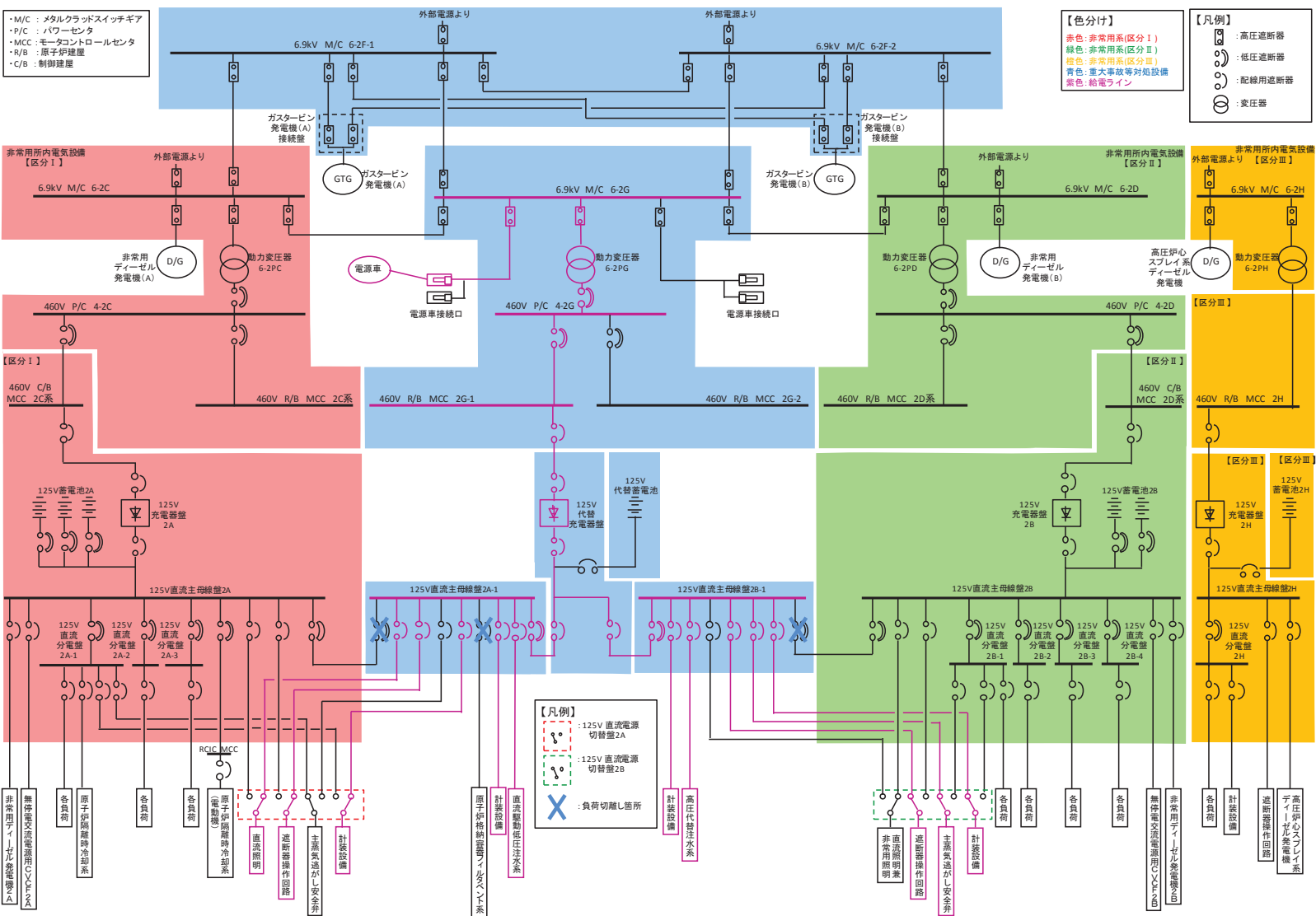
第 3. 14-7 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替直流電源設備による給電)
 (125V 代替蓄電池による給電)



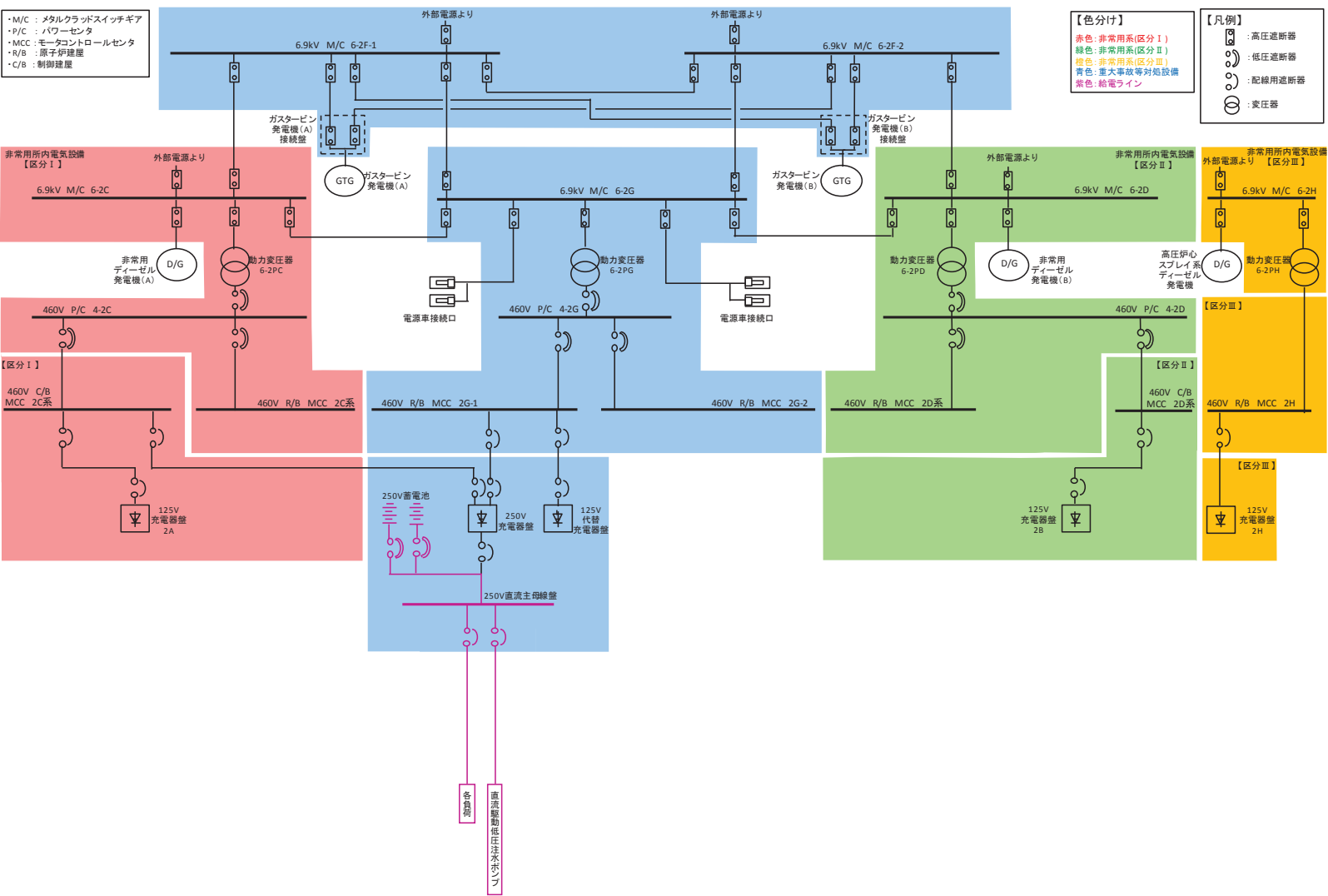
第3.14-8 図 代替電源設備系統概要図(常設代替直流電源設備による給電)
 (250V蓄電池による給電)



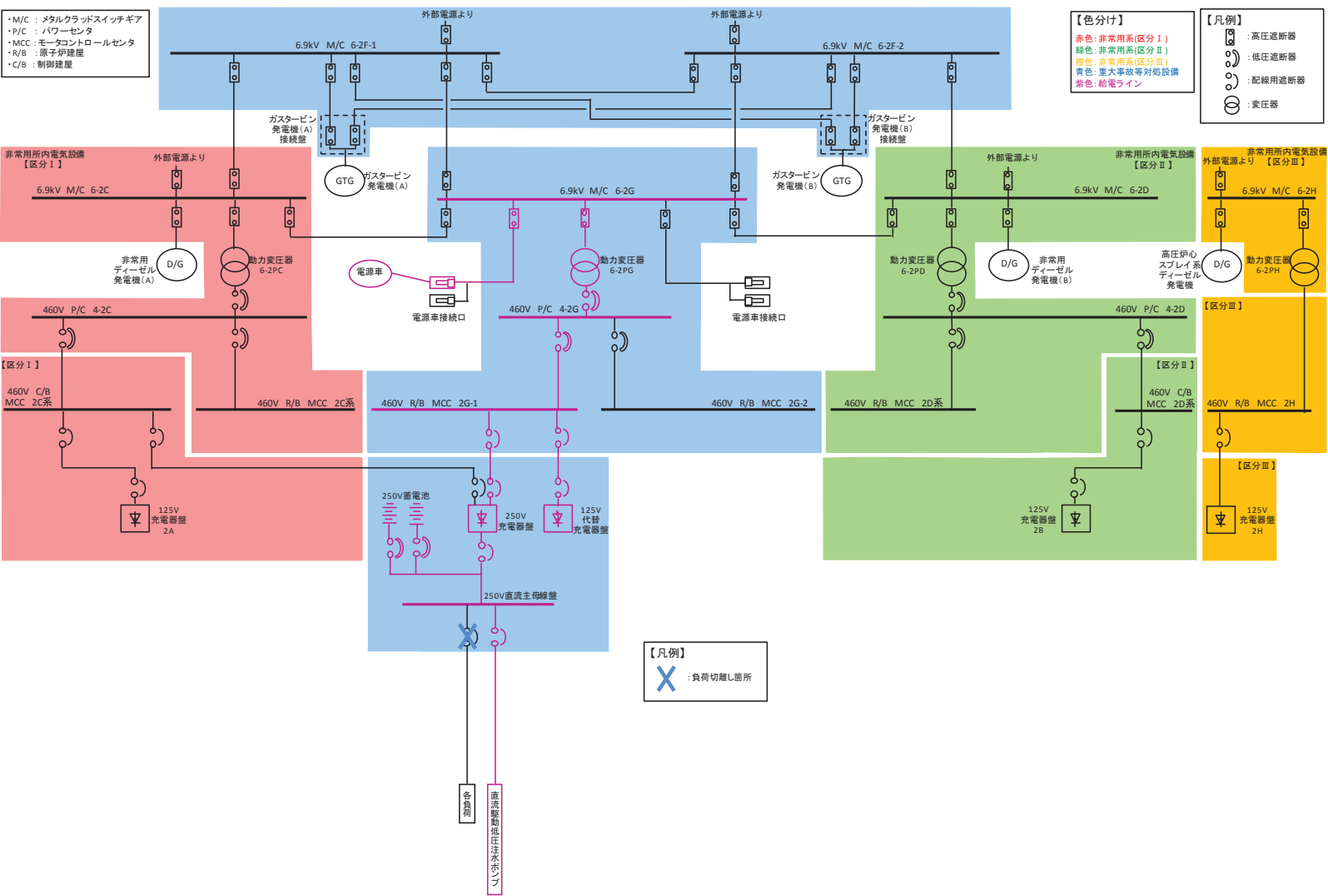
第3.14-9 図 代替電源設備系統概要図(可搬型代替直流電源設備による給電)
(125V 代替蓄電池による給電)



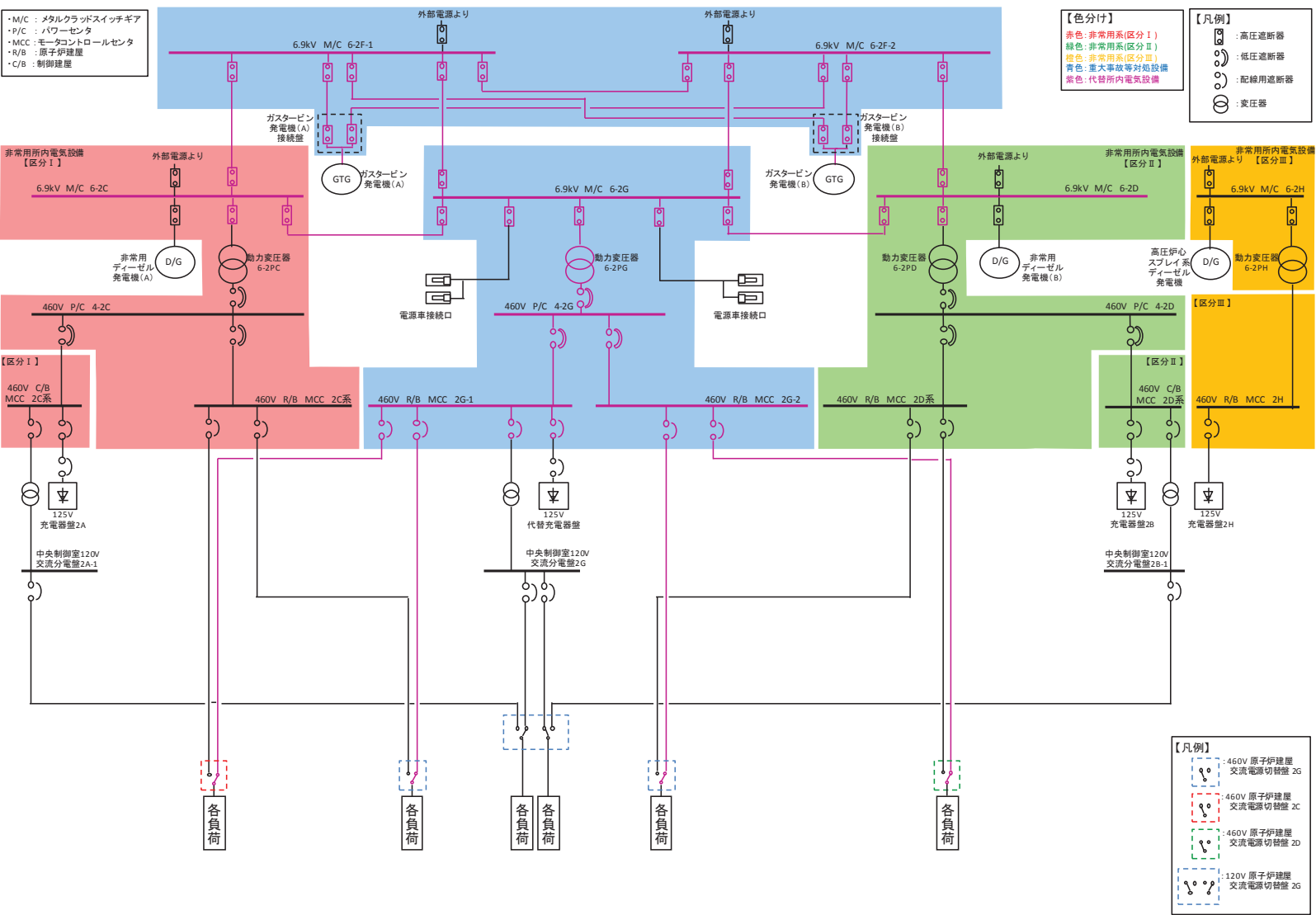
第 3. 14-10 図 代替電源設備系統概要図(可搬型代替直流電源設備による給電)
 (電源車から電源車接続口及び代替所内電気設備を経由して給電(125V 系統))



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)

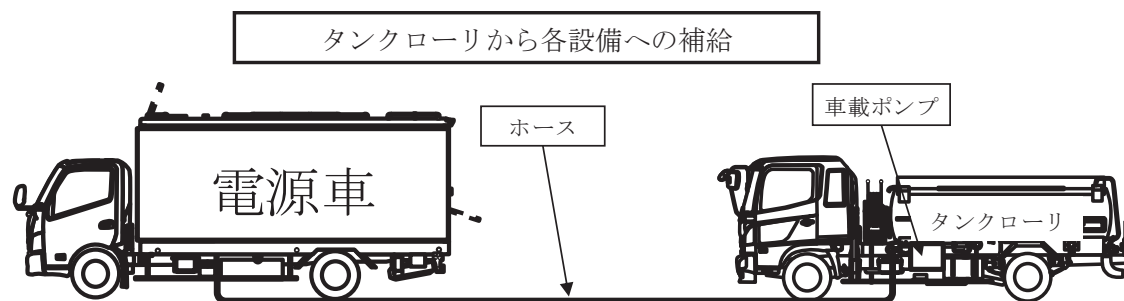
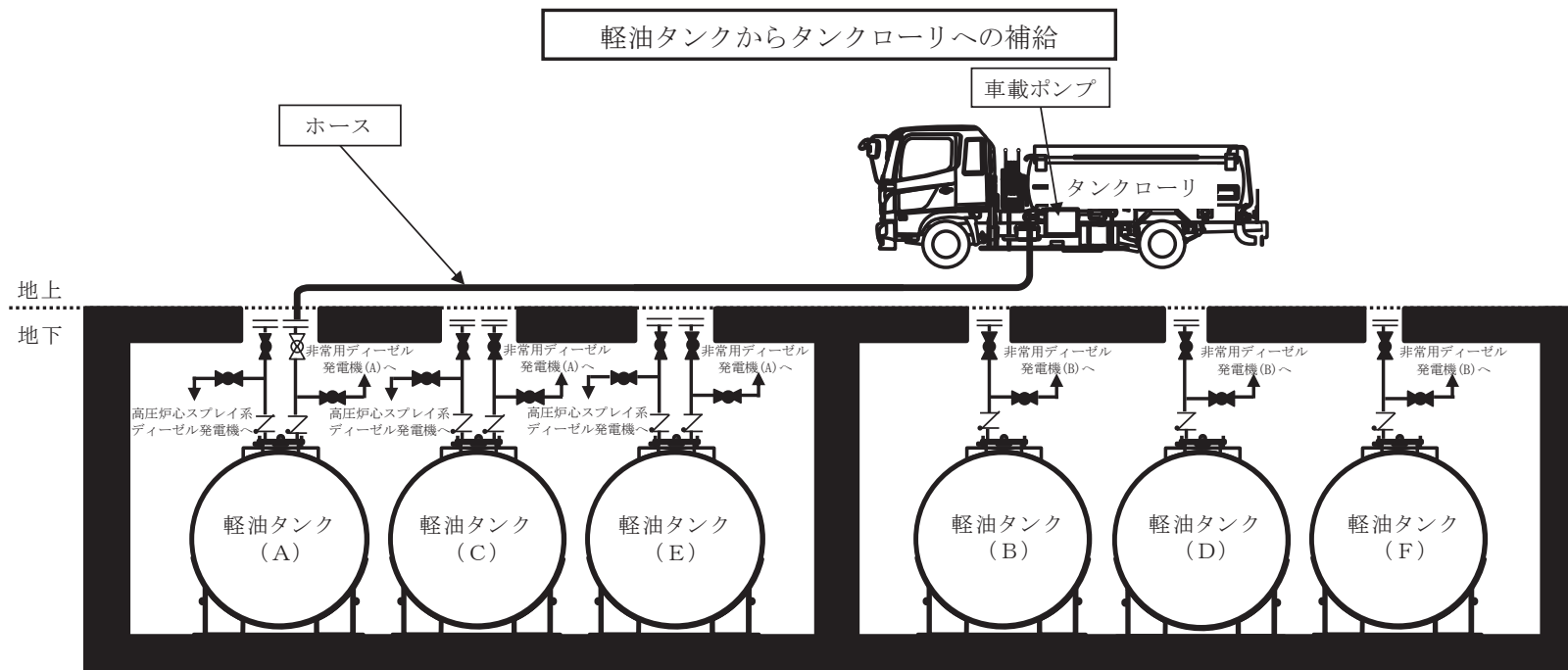


第 3. 14-12 図 代替電源設備系統概要図(可搬型代替直流電源設備による給電)
 (電源車から電源車接続口及び代替所内電気設備を経由して給電(250V 系統))

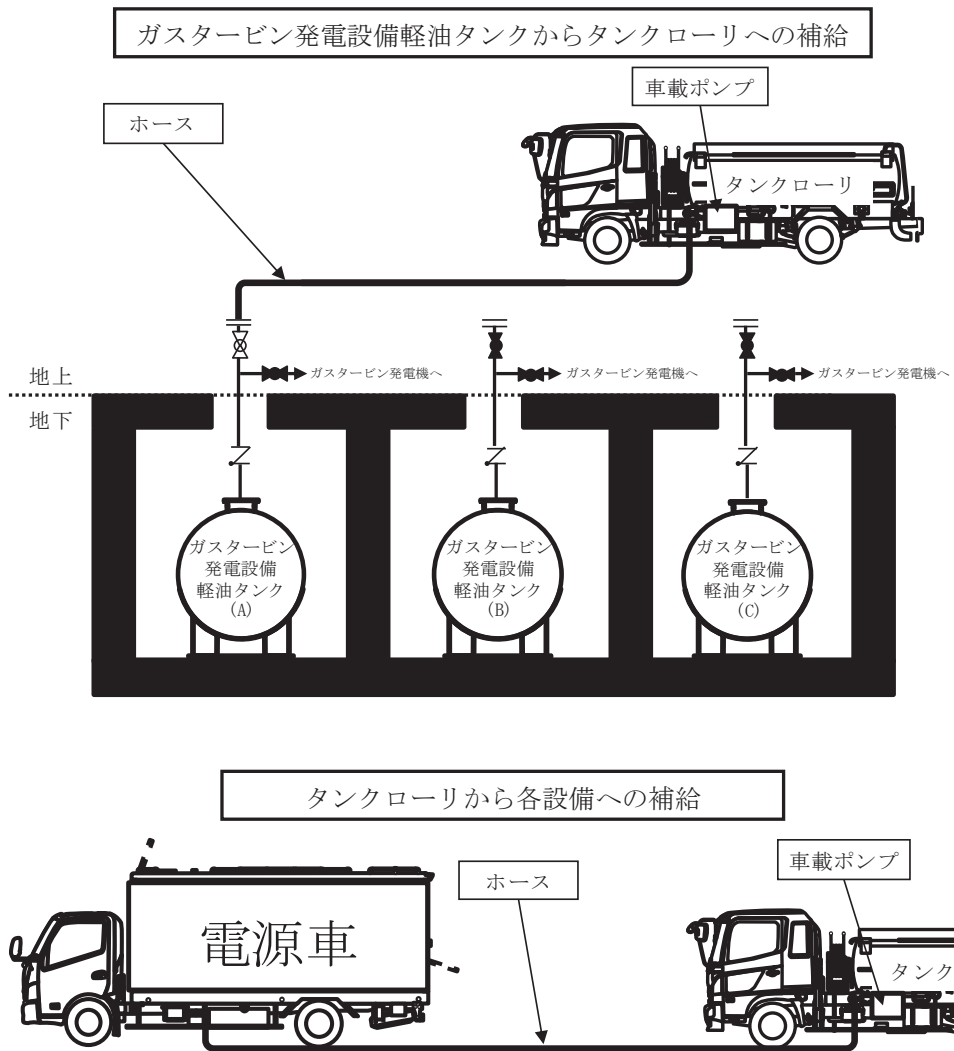


第 3. 14-13 図 代替電源設備系統概要図(代替所内電気設備による給電)

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。



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)

3.15 計装設備【58条】

【設置許可基準規則】

(計装設備)

第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。
 - a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。
(最高計測可能温度等)
 - b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。
 - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。
 - ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。
 - iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。
 - c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。

3. 15. 1 適合方針

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は配備する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、「「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について 第1表 重大事故等対策における手順の概要」のうち、「1. 15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、「「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について 第1表 重大事故等対策における手順の概要」のうち、「1. 15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を第3. 15-1表に、設計基準最大値等を第3. 15-2表に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図等を第3. 15-1図、第3. 15-2図及び第3. 15-3図に示す。

3. 15. 1. 1 重大事故等対処設備

(1) 監視機能喪失時に使用する設備

発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、「「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について 第1表 重大事故等対策における手順の概要」のうち、「1. 15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障時に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関連性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を第 3.15-3 表に示す。

(2) 計器電源喪失時に使用する設備

非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計装設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備を使用する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

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

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備については、「3.14 電源設備」に記載する。

また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測するための設備として、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池等を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。

なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型計測器

(3) パラメータ記録時に使用する設備

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは計測又は監視及び記録ができる設計とする。

重大事故等の対応に必要なパラメータは、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに、帳票が出力できる設計とする。

また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。

主要な設備については、以下のとおりとする。

- ・安全パラメータ表示システム(SPDS) (データ収集装置, SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置)

計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第3.15-1表及び第3.15-2表に、代替パラメータによる主要パラメータの推定を第3.15-3表に示す。また、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータを第3.15-4表に示す。

3. 15. 1. 1. 1 多様性，位置的分散

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

重要代替監視パラメータを計測する設備は，重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで，重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。

重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電ができる設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については「3. 14 電源設備」にて記載する。

3. 15. 1. 1. 2 悪影響防止

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

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち多重性を有するパラメータの計測装置は，チャンネル相互を物理的，電氣的に分離し，チャンネル間の独立を図る設計とする。また，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互をヒューズにより電氣的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型計測器は，通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3. 15. 1. 1. 3 容量等

基本方針については、「2. 3. 2 容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は，設計基準対象施設の計測機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が，計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため，設計基準対象施設と同仕様の設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力
- ・原子炉水位（広帯域）
- ・原子炉水位（燃料域）
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量

- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
- ・ 残留熱除去系ポンプ出口流量
- ・ 格納容器内雰囲気水素濃度
- ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)
- ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
- ・ 起動領域モニタ
- ・ 平均出力領域モニタ
- ・ 原子炉補機冷却水系系統流量
- ・ 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
- ・ 残留熱除去系ポンプ出口圧力
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
- ・ 格納容器内雰囲気酸素濃度
- ・ 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

- ・ 原子炉圧力容器温度
- ・ 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口流量
- ・ 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）
- ・ 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）
- ・ 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量
- ・ 代替循環冷却ポンプ出口流量
- ・ 原子炉格納容器下部注水流量
- ・ 原子炉格納容器代替スプレイ流量
- ・ ドライウェル温度
- ・ 圧力抑制室内空気温度
- ・ サプレッションプール水温度
- ・ ドライウェル圧力
- ・ 圧力抑制室圧力
- ・ 圧力抑制室水位
- ・ 原子炉格納容器下部水位
- ・ ドライウェル水位
- ・ 格納容器内水素濃度 (D/W)

- ・格納容器内水素濃度(S/C)
- ・フィルタ装置入口圧力（広帯域）
- ・フィルタ装置出口圧力（広帯域）
- ・フィルタ装置水位（広帯域）
- ・フィルタ装置水温度
- ・フィルタ装置出口水素濃度
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・復水貯蔵タンク水位
- ・高圧代替注水系ポンプ出口圧力
- ・復水移送ポンプ出口圧力
- ・直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
- ・代替循環冷却ポンプ出口圧力
- ・原子炉建屋内水素濃度
- ・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
- ・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

安全パラメータ表示システム(SPDS)は，想定される重大事故等時に発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。

可搬型計測器は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位及び流量（注水量）等の計測用として25個（測定時の故障を想定した予備1個含む）使用する。保有数は，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として25個を含めて合計50個を分散して保管する。

3.15.1.1.4 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。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉格納容器内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度
- ・ドライウエル温度
- ・圧力抑制室内空気温度
- ・サプレッションプール水温度
- ・原子炉格納容器下部水位
- ・ドライウエル水位
- ・格納容器内水素濃度(D/W)

- ・格納容器内水素濃度(S/C)
- ・起動領域モニタ
- ・平均出力領域モニタ

なお、起動領域モニタ及び平均出力領域モニタについては、想定される重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、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。

- ・原子炉圧力
- ・高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力
- ・原子炉水位（広帯域）
- ・原子炉水位（燃料域）
- ・高圧代替注水系ポンプ出口流量
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
- ・高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量
- ・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ーライン洗浄流量）
- ・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）
- ・代替循環冷却ポンプ出口流量
- ・低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量
- ・残留熱除去系ポンプ出口流量
- ・原子炉格納容器下部注水流量
- ・原子炉格納容器代替スプレー流量
- ・ドライウェル圧力
- ・圧力抑制室圧力
- ・圧力抑制室水位
- ・格納容器内雰囲気水素濃度
- ・格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)
- ・格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)
- ・フィルタ装置出口圧力（広帯域）
- ・フィルタ装置水位（広帯域）
- ・フィルタ装置水温度
- ・フィルタ装置出口水素濃度
- ・残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量
- ・高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力
- ・低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力
- ・残留熱除去系ポンプ出口圧力

- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口圧力
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
- ・ 復水移送ポンプ出口圧力
- ・ 原子炉建屋内水素濃度
- ・ 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
- ・ 格納容器内雰囲気酸素濃度
- ・ 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

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉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。

- ・ 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量
- ・ フィルタ装置入口圧力（広帯域）
- ・ フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・ 原子炉補機冷却水系系統流量
- ・ 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
- ・ 代替循環冷却ポンプ出口圧力

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，屋外（CST連絡トレンチ／バルブ室）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。

- ・ 復水貯蔵タンク水位

安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちデータ収集装置は，制御建屋内に設置し，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。データ収集装置は，想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちSPDS伝送装置及びSPDS表示装置は，緊急時対策建屋内に設置し，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。安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちSPDS伝送装置は，想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちSPDS表示装置の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

可搬型計測器は，制御建屋内及び緊急時対策建屋内に保管し，重大事故等時は制御建屋内に設置するため，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で

可能な設計とする。

3. 15. 1. 1. 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。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、想定される重大事故等時において中央制御室で監視可能な設計であり現場又は中央制御室での操作は発生しない。

- ・原子炉圧力容器温度
- ・原子炉圧力
- ・高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力
- ・原子炉水位（広帯域）
- ・原子炉水位（燃料域）
- ・高圧代替注水系ポンプ出口流量
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
- ・高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量
- ・残留熱除去洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量）
- ・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）
- ・直流駆動低圧注水ポンプ出口流量
- ・代替循環冷却ポンプ出口流量
- ・低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量
- ・残留熱除去系ポンプ出口流量
- ・原子炉格納容器下部注水流量
- ・原子炉格納容器代替スプレー流量
- ・ドライウエル温度
- ・圧力抑制室内空気温度
- ・サプレッションプール水温度
- ・ドライウエル圧力
- ・圧力抑制室圧力
- ・圧力抑制室水位
- ・原子炉格納容器下部水位
- ・ドライウエル水位
- ・格納容器内水素濃度(D/W)
- ・格納容器内水素濃度(S/C)
- ・格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)
- ・格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)
- ・起動領域モニタ
- ・平均出力領域モニタ

- ・フィルタ装置入口圧力（広帯域）
- ・フィルタ装置出口圧力（広帯域）
- ・フィルタ装置水位（広帯域）
- ・フィルタ装置水温度
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・原子炉補機冷却水系系統流量
- ・残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量
- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
- ・低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
- ・残留熱除去系ポンプ出口圧力
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
- ・復水移送ポンプ出口圧力
- ・直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
- ・代替循環冷却ポンプ出口圧力
- ・原子炉建屋内水素濃度
- ・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
- ・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

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で、重大事故等対処設備として使用できる設計とする。格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度を計測するためのサンプリング装置は中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

フィルタ装置出口水素濃度を計測するためのサンプリング装置は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。フィルタ装置出口水素濃度を計測するためのサンプリング装置は、中央制御室の操作スイッチ及び原子炉建屋内の原子炉棟外で遠隔手動弁操作設備により操作が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちデータ収集装置及びSPDS伝送装置は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちSPDS表示装置は、付属の操作スイッチにより緊急時対策建屋内で操作が可能な設計とする。

可搬型計測器は、設計基準対象施設とは兼用しないため、想定される重大事故等時に切替えることなく使用できる設計とする。可搬型計測器のケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具

を用いて確実に接続可能な設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所で操作可能な設計とする。

3.15.1.1.6 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。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、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。

安全パラメータ表示システム(SPDS)は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験が可能な設計とする。

可搬型計測器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に特性試験が可能な設計とする。

第3.15-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様

(1) 原子炉压力容器温度

個数	5
計測範囲	0～500℃

(2) 原子炉圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個数	2
計測範囲	0～10MPa[gage]

(3) 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力

個数	1
計測範囲	0～10MPa[gage]

(4) 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個数	1
計測範囲	0～10MPa[gage]

(5) 原子炉水位（広帯域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個数	2
計測範囲	-3,800～1,500mm ^{*1}

(6) 原子炉水位（燃料域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 2
計測範囲 -3,800～1,300mm^{*2}

(7) 高圧代替注水系ポンプ出口流量

個 数 1
計測範囲 0～120m³/h

(8) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 1
計測範囲 0～150m³/h

(9) 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 1
計測範囲 0～1,500m³/h

(10) 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)

個 数 1
計測範囲 0～220m³/h

(11) 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)

個 数 1
計測範囲 0～220m³/h

(12) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量

個 数 1
計測範囲 0～100m³/h

(13) 代替循環冷却ポンプ出口流量

個 数 1

計測範囲 0～200m³/h

(14) 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 1

計測範囲 0～1,500m³/h

(15) 残留熱除去系ポンプ出口流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 3

計測範囲 0～1,500m³/h

(16) 原子炉格納容器下部注水流量

個 数 1

計測範囲 0～110m³/h

(17) 原子炉格納容器代替スプレイ流量

個 数 2

計測範囲 0～100m³/h

(18) ドライウェル温度

個 数 11

計測範囲 0～300℃

(19) 圧力抑制室内空気温度

個 数 4

計測範囲 0～300℃

(20) サプレッションプール水温度

個 数 16

計測範囲 0～200℃

(21) ドライウェル圧力

個 数	1
計測範囲	0～1MPa[abs]

(22) 圧力抑制室圧力

個 数	1
計測範囲	0～1MPa[abs]

(23) 圧力抑制室水位

個 数	2
計測範囲	0～5m (O. P. -3900～1100mm) *3

(24) 原子炉格納容器下部水位

個 数	12
計測範囲	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m (O. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm) *3

(25) ドライウェル水位

個 数	6
計測範囲	0.02m, 0.23m, 0.34m (O. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm) *3

(26) 格納容器内水素濃度 (D/W)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数	2
計測範囲	0～100vol%

(27) 格納容器内水素濃度 (S/C)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数	2
計測範囲	0～100vol%

(28) 格納容器内雰囲気水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉プラント・プロセス計装
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数 4

計測範囲 0～30vol%/0～100vol%

(29) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉プラント・プロセス計装
- ・ 放射線管理設備 (通常運転時等)
- ・ 放射線管理設備 (重大事故等時)

個 数 2

計測範囲 $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$

(30) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉プラント・プロセス計装
- ・ 放射線管理設備 (通常運転時等)
- ・ 放射線管理設備 (重大事故等時)

個 数 2

計測範囲 $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$

(31) 起動領域モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉核計装

個 数 8

計測範囲 $10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{nv}$)

0～40%又は0～125% ($1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{nv}$)

(32) 平均出力領域モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉核計装

個 数 6*4

計測範囲 0～125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{nv}$)

(33) フィルタ装置入口圧力 (広帯域)

個 数 1

計測範囲 -0.1～1MPa[gage]

(34) フィルタ装置出口圧力 (広帯域)

個 数 1

計測範囲 -0.1～1MPa[gage]

(35) フィルタ装置水位 (広帯域)

個 数 3

計測範囲

(36) フィルタ装置水温度

個 数 3

計測範囲 0～200℃

(37) フィルタ装置出口水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数 2

計測範囲 0～30vol%/0～100vol%

(38) フィルタ装置出口放射線モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・放射線管理設備 (重大事故等時)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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

(39) 原子炉補機冷却水系系統流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 2
計測範囲 $0 \sim 4,000 \text{m}^3/\text{h}$

(40) 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 2
計測範囲 $0 \sim 1,500 \text{m}^3/\text{h}$

(41) 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 1
計測範囲 $0 \sim 12 \text{MPa} [\text{gage}]$

(42) 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 1
計測範囲 $0 \sim 5 \text{MPa} [\text{gage}]$

(43) 残留熱除去系ポンプ出口圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 3

計測範囲 0～4MPa[gage]

(44) 復水貯蔵タンク水位

個 数 1

計測範囲 0～3, 200m³

(45) 高圧代替注水系ポンプ出口圧力

個 数 1

計測範囲 0～15MPa[gage]

(46) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 1

計測範囲 0～15MPa[gage]

(47) 復水移送ポンプ出口圧力

個 数 1

計測範囲 0～1. 5MPa[gage]

(48) 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力

個 数 1

計測範囲 0～1. 5MPa[gage]

(49) 代替循環冷却ポンプ出口圧力

個 数 1

計測範囲 0～4MPa[gage]

(50) 原子炉建屋水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

個 数 7

計測範囲 0～10vol%

(51) 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

個 数 8
計測範囲 0～500℃

(52) 格納容器内雰囲気酸素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装
- ・水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備

個 数 2
計測範囲 0～30vol%

(53) 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。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

個 数 1（検出点21箇所）
計測範囲 水位 -4, 240～7, 010mm（O. P. 21680～32930mm）^{*3}
 温度 0～150℃

(54) 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。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

個 数 水位 1
 温度 2
計測範囲 水位 -4, 300～7, 300mm（O. P. 21620～33220mm）^{*3}
 温度 0～120℃

(55) 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。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・放射線管理設備（重大事故等時）

高線量

個 数	1
計測範囲	$10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$

低線量

個 数	1
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$

(56) 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。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

個 数	1
-----	---

(57) 安全パラメータ表示システム（SPDS）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・通信連絡設備（通常運転時等）
- ・通信連絡設備（重大事故等時）
- ・緊急時対策所（通常運転時等）
- ・緊急時対策所（重大事故等時）

データ収集装置

使用回線	有線系回線及び無線系回線
個 数	一式

SPDS伝送装置

使用回線	有線系回線及び無線系回線
個 数	一式

SPDS表示装置

個 数	一式
-----	----

(58) 可搬型計測器

個 数 50 (うち25台は予備)

*1 : 基準点はドライヤスカート底部付近 (原子炉压力容器零レベルより
1,313cm上)

*2 : 基準点は有効燃料棒頂部付近 (原子炉压力容器零レベルより900cm上)

*3 : 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。

*4 : 局部出力領域モニタの検出器は124個であり, 平均出力領域モニタの各チャンネルには, A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。

第3.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
① 原子 炉 温 度 圧 力 容 器 内	原子炉圧力容器温度	5	0～500℃	最大値：約297℃*4	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準（300℃）に対して500℃までを監視可能。	1
	原子炉圧力*1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域）*1					
② 原子 炉 圧 力 容 器 内	原子炉圧力	2	0～10MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力（9.26MPa[gage]）を包絡する範囲として設定。	1
	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力*1	1	0～10MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]	高圧代替注水系タービンの最高使用圧力（8.62MPa[gage]）を監視可能。	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力*1	1	0～10MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの最高使用圧力（8.62MPa[gage]）を監視可能。	
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域）*1					
	原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
③ 原子炉 圧力 容器 内 の 水 位	原子炉水位（広帯域）	2	-3,800～1,500mm*5	有効燃料棒底部程度～レ ベル8 (-7,832～1,470mm)*5	炉心の冷却状態を確認する上で原子炉水位制御範囲（レベル3～レベル8）及び有効燃料棒底部まで監視可能。	1
	原子炉水位（燃料域）	2	-3,800～1,300mm*6	有効燃料棒底部程度～レ ベル8 (-3,702～5,600mm)*6		
	高压代替注水系ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量*1					
	高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量*1					
	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）*1					
	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）*1					
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量*1					
	代替循環冷却ポンプ出口流量*1					
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量*1					
	残留熱除去系ポンプ出口流量*1					
	原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力*1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
圧力抑制室圧力*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	0～120m ³ /h	—*10	高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (90.8m ³ /h) を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	0～150m ³ /h	0～90.8m ³ /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (90.8m ³ /h) を監視可能。	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0～1,500m ³ /h	(高圧側) 0～318m ³ /h (低圧側) 0～1,050m ³ /h	高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (318m ³ /h, 1,050m ³ /h) を監視可能。	
	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)	1	0～220m ³ /h	—*10	復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ (タイプ I) を用いた低圧代替注水系 (残留熱除去系A系ライン) における最大注水量 (145m ³ /h) を監視可能。	1
	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)	1	0～220m ³ /h	—*10	大容量送水ポンプ (タイプ I) を用いた低圧代替注水系 (残留熱除去系B系ライン) における最大注水量 (145m ³ /h) を監視可能。	
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	0～100m ³ /h	—*10	直流駆動低圧注水ポンプを用いた原子炉注水時における最大注水量 (80m ³ /h) を監視可能。	
	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	0～200m ³ /h	—*10	代替循環冷却ポンプを用いた原子炉注水時における最大注水量 (150m ³ /h) を監視可能。	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0～1,500m ³ /h	0～1,050m ³ /h	低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (1,050m ³ /h) を監視可能。	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	0～1,500m ³ /h	0～1,136m ³ /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量 (1,136m ³ /h) を監視可能。	
	原子炉水位 (広帯域) *1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
原子炉水位 (燃料域) *1						
復水貯蔵タンク水位*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。					
圧力抑制室水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
⑤ 原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水量	1	0~110m ³ /h	—*10	復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いた原子炉格納容器下部注水系による最大注水量（35m ³ /h, 50m ³ /h）*12を監視可能。	1
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	0~100m ³ /h	—*10	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による最大注水量（88m ³ /h）を監視可能。	1
	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	0~200m ³ /h	—*10	代替循環冷却ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイ時における最大注水量（150m ³ /h）を監視可能。	1
	原子炉格納容器下部水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウエル水位*1					
	復水貯蔵タンク水位*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウエル温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウエル圧力*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
圧力抑制室圧力*1						
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	11	0~300℃	最大値：146℃	原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	1
	圧力抑制室内空気温度*2	4	0~300℃	最大値：97℃		1
	サブプレッションプール水温度*2	16	0~200℃	最大値：97℃	原子炉格納容器の限界圧力（2Pd：854kPa[gage]）におけるサブプレッションプール水の飽和温度（約178℃）を監視可能。	
	ドライウエル圧力*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
	圧力抑制室圧力*1					

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
⑦ 原子 炉格 納容 器内 の圧 力	ドライウエル圧力*2	1	0～1MPa[abs]	最大値：330kPa[gage]	原子炉格納容器の限界圧力（2Pd：854kPa[gage]）を監視可能。	1
	圧力抑制室圧力*2	1	0～1MPa[abs]	最大値：210kPa[gage]		
	ドライウエル温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
	圧力抑制室内空気温度*1					
⑧ 原子 炉格 納容 器内 の水 位	圧力抑制室水位	2	0～5m (0.P.-3900～1100mm)	0.05m (0.P.-3850mm)	外部水源注水量限界（通常運転水位+約2m（0.P.-1914mm））を把握できる範囲を監視可能。	1
	原子炉格納容器下部水位	12	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m*7 (0.P.-2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	—*10	重大事故等時において、原子炉格納容器下部への注水によるペDESTAL部の蓄水状況を監視可能。	1
	ドライウエル水位	6	0.02m, 0.23m, 0.34m*8 (0.P.1170mm, 1380mm, 1490mm)	—*10	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却に必要な水深があることを監視可能。	1
	高圧代替注水系ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量*1					
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量*1					
	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）*1					
	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）*1					
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量*1					
	代替循環冷却ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉格納容器下部注水流量*1	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉格納容器代替スプレイ流量*1					
	復水貯蔵タンク水位*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
⑨ 原子炉格納容器内濃度	格納容器内水素濃度 (D/W)*2	2	0~100vol%	0~1.9vol%	重大事故等時において、原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能。 重大事故等時において、炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0~100vol%）を監視可能。	-
	格納容器内水素濃度 (S/C)*2	2	0~100vol%	0~1.9vol%		-
	格納容器内雰囲気水素濃度*2	2	0~30vol%	0~1.9vol%		-
		2	0~100vol%			-
⑩ 原子炉格納容器内放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	10Sv/h未満*11	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	-
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	10Sv/h未満*11	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	-
⑪ 未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ*2	8	中性子源領域 $10^{-1} \sim 10^6$ cps ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9$ nv) 中間領域 0~40%又は 0~125% ($1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13}$ nv)	定格出力の 約8倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域モニタによって監視可能。	-
	平均出力領域モニタ*2	6*3	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14}$ nv)	定格出力の 約8倍	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示値に基づき操作を伴うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。 また、重大事故等時においても代替原子炉再循環ポンプトリップ機能等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	-

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
⑫最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系		サブプレッションプール水温度*2		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
			代替循環冷却ポンプ出口流量		「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
			原子炉水位（広帯域）*1		「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
			原子炉水位（燃料域）*1			
			原子炉圧力容器温度*1		「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
			ドライウエル圧力*1		「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
			圧力抑制室圧力*1			
			ドライウエル温度*1		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
			圧力抑制室内空気温度*1			
			原子炉格納容器下部水位*1		「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウエル水位*1					

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	
⑫最終ヒートシンクの確保	原子炉格納容器 フィルタベント系	フィルタ装置入口圧力(広帯域)	1	-0.1~1MPa[gage]	—*10	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用圧力(854kPa[gage])を監視可能。	1
		フィルタ装置出口圧力(広帯域)	1	-0.1~1MPa[gage]	—*10	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用圧力(854kPa[gage])を監視可能。	1
		フィルタ装置水位(広帯域)	3		—*10	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置底部を計測範囲の零とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位 及び下限水位 を監視可能。	1
		フィルタ装置水温度	3	0~200℃	—*10	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用温度(200℃)を監視可能。	1
		フィルタ装置出口水素濃度	1	0~30vol%	—*10	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後に窒素による掃気を実施し、原子炉格納容器フィルタベント系の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度(4vol%)未満であることを監視可能。	—
			1	0~100vol%			—
		フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10^{-2} ~ 10^5 mSv/h	—*10	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実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率(1.9×10^3 mSv/h)を監視可能。	—
		ドライウエル圧力*1	「⑦原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
		圧力抑制室圧力*1					
		格納容器内水素濃度(D/W)*1	「⑨原子炉圧力容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。				
格納容器内水素濃度(S/C)*1							
耐圧強化ベント系	ドライウエル温度*2						
	圧力抑制室内空気温度*2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
	サブプレッションプール水温度*1						
	ドライウエル圧力*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
	圧力抑制室圧力*2						

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	
⑫最終 ヒートシンク の確保	残留熱除去系ポンプ出口流量	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ（ただし、個数は2とする）。					1
	原子炉補機冷却水系系統流量*1	2	0～4,000m ³ /h	0～2,800m ³ /h	原子炉補機冷却水系のポンプ2台あたりの定格流量（2,800m ³ /h）を監視可能。		
	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量*1	2	0～1,500m ³ /h	0～950m ³ /h	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の最大流量（950m ³ /h）を監視可能。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の運転を行う場合に必要流量（392m ³ /h）を監視可能。		
	原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
	サブプレッションプール水温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
	残留熱除去系ポンプ出口圧力*1	「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。					
⑬格納容器 バイパスの 監視	原子炉圧力容器内の 状態	原子炉水位（広帯域）*2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				1
		原子炉水位（燃料域）*2					
		原子炉圧力*2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
	容器内の格納 状態	ドライウエル温度*2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
		ドライウエル圧力*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
		圧力抑制室圧力*1					
	原子炉建屋 内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0～12MPa[gage]	最大値：10.8MPa[gage]	高圧炉心スプレイ系の運転時における高圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力（10.8MPa[gage]）を監視可能。	
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0～5MPa[gage]	最大値：4.41MPa[gage]	低圧炉心スプレイ系の運転時における低圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力（4.41MPa[gage]）を監視可能。	
		残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0～4MPa[gage]	最大値：3.73MPa[gage]	残留熱除去系の運転時における残留熱除去系ポンプの最高使用圧力（3.73MPa[gage]）を監視可能。	
原子炉圧力*1		「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
④ 水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0～3,200 ^{m³} (O.P. 9586～19772mm)	0～3,173 ^{m³} (O.P. 9586～19686mm)	重大事故等時において、復水貯蔵タンクの底部からオーバーフローレベル(0～3,173 ^{m³})を監視可能。	1
	圧力抑制室水位	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	高压代替注水系ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量*1					
	高压炉心スプレー系ポンプ出口流量*1					
	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ーライン洗浄流量)*1					
	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)*1					
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量*1					
	代替循環冷却ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉格納容器下部注水流量*1	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	残留熱除去系ポンプ出口流量*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位(広帯域)*1					
原子炉水位(燃料域)*1						

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	
⑭ 水源の確保	高压代替注水系ポンプ出口圧力*1	1	0～15MPa[gage]	—*10	高压代替注水系の運転時における高压代替注水系ポンプの最高使用圧力（14.0MPa[gage]）を監視可能。	1	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力*1	1	0～15MPa[gage]	最大値：11.8MPa[gage]	原子炉隔離時冷却系の運転時における原子炉隔離時冷却系ポンプの最高使用圧力（11.8MPa[gage]）を監視可能。		
	復水移送ポンプ出口圧力*1	1	0～1.5MPa[gage]	—*10	低压代替注水系（常設）の運転時における復水移送ポンプの最高使用圧力（1.37MPa[gage]）を監視可能。		
	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力*1	1	0～1.5MPa[gage]	—*10	直流駆動低圧注水ポンプの運転時における直流駆動低圧注水ポンプの最高使用圧力（1.37MPa[gage]）を監視可能。		
	代替循環冷却ポンプ出口圧力*1	1	0～4MPa[gage]	—*10	代替循環冷却系の運転時における代替循環冷却ポンプの最高使用圧力（3.73MPa[gage]）を監視可能。		
	高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力*1	「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。					
	低压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力*1						
残留熱除去系ポンプ出口圧力*1							
⑮ 原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	7	0～10vol%	—*10	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能（なお、静的触媒式水素再結合装置にて、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する）。	—	
	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置*1	8*13	0～500℃	—*10	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合装置作動時に想定される温度範囲を監視可能。	1	
⑯ 原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	2	0～30vol%	約4.3vol%	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.3vol%）を監視可能。	—	
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)*1	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。					
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)*1						
	ドライウェル圧力*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
圧力抑制室圧力*1							

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
⑦ 使用 済燃料 プールの 監視	使用済燃料プール水位／温度 (ヒートサーモ式) ^{*2}	1 ^{*14}	-4,240～7,010mm ^{*9} (O.P.21680～ 32930mm)	— ^{*10}	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の上部から底部近傍の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。	1
			0～150℃	— ^{*10}	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使用済燃料プールの温度を監視可能。	
	使用済燃料プール水位／温度 (ガイドバルス式) ^{*2}	1	-4,300～7,300mm ^{*9} (O.P.21620～ 33220mm)	0.P.32895mm	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の上部から底部近傍の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。	—
		2	0～120℃	最大値：65℃	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使用済燃料プールの温度を監視可能。	
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量，低線量) ^{*2}	1	10 ¹ ～10 ⁸ mSv/h	— ^{*10}	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲(5.4×10 ⁻² ～10 ⁷ mSv/h)にわたり放射線量率を監視可能。	—
		1	10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h			—
使用済燃料プール監視カメラ ^{*2}	1	—	— ^{*10}	重大事故等時において、使用済燃料プールの状況を監視可能。	—	

- * 1：重要代替監視パラメータを示す。
- * 2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
- * 3：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
- * 4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
- * 5：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする(ドライヤスカート底部付近)。
- * 6：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする(有効燃料棒頂部付近)。
- * 7：計測範囲の零は、原子炉格納容器下部(ベデスタル底部)(O.P.-2500mm)のところとする。
- * 8：計測範囲の零は、ドライウェル床面(O.P.1150mm)のところとする。
- * 9：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端(O.P.25920mm)のところとする。
- * 10：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等(運転時の異常な過渡変化時を含む)に関する値なし。
- * 11：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
- * 12：原子炉格納容器下部注水時に熔融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時(原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉水位レベル0時)に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
- * 13：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
- * 14：検出点21箇所。

第3.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他の検出器 ②原子炉圧力 ③原子炉水位（広帯域） ④原子炉水位（燃料域） ⑤【残留熱除去系熱交換器入口温度】*2	①原子炉圧力容器温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度（有効監視パラメータ）により推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 ③原子炉圧力容器温度 ④原子炉水位（広帯域） ⑤原子炉水位（燃料域）	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力又は原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により推定する。 ③原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②高圧代替注水系ポンプ出口流量 ③原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ④高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ⑤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） ⑥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） ⑦直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ⑧代替循環冷却ポンプ出口流量 ⑨低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ⑩残留熱除去系ポンプ出口流量 ⑪原子炉圧力 ⑫原子炉圧力容器温度 ⑬原子炉圧力 ⑭圧力抑制室圧力	①原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、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）、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）、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、代替循環冷却ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量及び残留熱除去系ポンプ出口流量のうち、実際の機器動作状態にある注水流量と崩壊熱除去に必要な注水流量により推定する。 ③原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力から飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力より原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により、主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は主要パラメータの他チャンネルを優先する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②復水貯蔵タンク水位	①高圧代替注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②高圧代替注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②復水貯蔵タンク水位	①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
	高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②復水貯蔵タンク水位	①高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
	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ーライン洗浄流量） 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）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②復水貯蔵タンク水位	①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ーライン洗浄流量）、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）の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②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ーライン洗浄流量）、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）の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②復水貯蔵タンク水位	①直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②圧力抑制室水位	①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
	低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②圧力抑制室水位	①低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
器原 へ子 の炉 注 圧 水 力 量 量 容	残留熱除去系ポンプ出口流量	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②圧力抑制室水位	①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
原 子 炉 格 納 容 器 へ の 注 水 量	原子炉格納容器下部注水流量	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②復水貯蔵タンク水位	①原子炉格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、熔融炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位を優先する。
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	①原子炉格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水量を推定する。 推定は、熔融炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位を優先する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水量を推定する。 推定は、注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位を優先する。
原 子 炉 格 納 容 器 内 の 温 度	ドライウエル温度	①主要パラメータの他検出器 ②ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他検出器により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。 ③ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により上記②と同様にドライウエル温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他検出器を優先する。
	圧力抑制室内空気温度	①主要パラメータの他検出器 ②サブレーションプール水温度 ③圧力抑制室圧力	①圧力抑制室内空気温度の1つの検出器が故障した場合は、他検出器により推定する。 ②圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、サブレーションプール水温度により圧力抑制室内空気温度を推定する。 ③圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室圧力により圧力抑制室内空気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他検出器を優先する。
	サブレーションプール水温度	①主要パラメータの他検出器 ②圧力抑制室内空気温度	①サブレーションプール水温度の1つの検出器が故障した場合は、他検出器により推定する。 ②サブレーションプール水温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室内空気温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他検出器を優先する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] *2	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により推定する。 ②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力(常用計器)により、ドライウエル圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。
	圧力抑制室圧力	①ドライウエル圧力 ②圧力抑制室内空気温度 ③ [圧力抑制室圧力] *2	①圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。 ②圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室内空気温度により圧力抑制室圧力を推定する。 ③監視可能であれば圧力抑制室圧力(常用計器)により、圧力抑制室圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	①主要パラメータの他チャンネル ②高圧代替注水系ポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 ②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ーライン洗浄流量) ②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) ②直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ②原子炉格納容器下部注水流量 ②原子炉格納容器代替スプレー流量 ③復水貯蔵タンク水位	①圧力抑制室水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量、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ーライン洗浄流量)、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)、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレー流量により、外部水源を使用した注水量の積算により圧力抑制室水位を推定する。 ③水源である復水貯蔵タンク水位の変化により、圧力抑制室水位を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 (上記②、③の推定方法は、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッションチェンバへ移行する場合を想定しており、圧力抑制室水位の計測目的であるサブプレッションチェンバからの原子炉格納容器ベント操作可否判断(通常運転水位+約2m(O.P.-1914mm))から考えると保守的な評価となることから問題ない。) 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉格納容器下部注水流量 ②原子炉格納容器代替スプレー流量 ②代替循環冷却ポンプ出口流量	①原子炉格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレー流量、代替循環冷却ポンプ出口流量により原子炉格納容器下部水位を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	ドライウエル水位	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉格納容器下部注水流量 ②原子炉格納容器代替スプレー流量 ②代替循環冷却ポンプ出口流量	①ドライウエル水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル水位の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレー流量、代替循環冷却ポンプ出口流量によりドライウエル水位を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気水素濃度	①格納容器内水素濃度 (D/W)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度 (D/W)の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内水素濃度 (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気水素濃度	①格納容器内水素濃度 (S/C)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度 (S/C)の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内雰囲気水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (D/W) ③格納容器内水素濃度 (S/C)	①格納容器内雰囲気水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内雰囲気水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度 (D/W)及び格納容器内水素濃度 (S/C)により推定する。 推定は主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] *2	①格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)の監視が不可能となった場合には、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] *2	①格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)の監視が不可能となった場合には、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域モニタ ③ [制御棒位置指示系] *2	①起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。 ③起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ ③ [制御棒位置指示系] *2	①平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ③起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒位置指示系] *2	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	①制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ②制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域モニタを優先する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サブプレッションプール水温度	①主要パラメータの他の検出器 ②圧力抑制室内空気温度 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
		代替循環冷却ポンプ出口流量（原子炉圧力容器への注水）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②原子炉圧力容器温度 推定は注水先の原子炉水位を優先する。
		代替循環冷却ポンプ出口流量（原子炉格納容器への注水）	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力 推定は、注水先の原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位を推定する。
		代替循環冷却ポンプ出口流量（サブプレッションプール水冷却）	①サブプレッションプール水温度 ①圧力抑制室内空気温度 ①サブプレッションプール水の冷却時において代替循環ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水温度、圧力抑制室内空気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。
	原子炉格納容器フィルタベント系	フィルタ装置入口圧力（広帯域）	①ドライウエル圧力 ①圧力抑制室圧力 ①フィルタ装置入口圧力（広帯域）の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
		フィルタ装置出口圧力（広帯域）	①ドライウエル圧力 ①圧力抑制室圧力 ①フィルタ装置出口圧力（広帯域）の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
		フィルタ装置水位（広帯域）	①主要パラメータの他チャンネル ①フィルタ装置水位（広帯域）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置水温度	①主要パラメータの他チャンネル ①フィルタ装置水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置出口水素濃度	①格納容器内水素濃度(D/W) ①格納容器内水素濃度(S/C) ①フィルタ装置出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度(D/W)又は格納容器内水素濃度(S/C)により推定する。
		フィルタ装置出口放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ①フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保 耐圧強化ベント系	ドライウエル温度	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。 ③ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により上記②と同様にドライウエル温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
	圧力抑制室内空気温度	①主要パラメータの他の検出器 ②サブプレッションプール水温度 ③圧力抑制室圧力	①圧力抑制室内空気温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水温度により圧力抑制室内空気温度を推定する。 ③圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室圧力により圧力抑制室内空気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
	ドライウエル圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] *2	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により推定する。 ②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により、ドライウエル圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。
	圧力抑制室圧力	①ドライウエル圧力 ②圧力抑制室内空気温度 ③ [圧力抑制室圧力] *2	①圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。 ②圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室内空気温度により圧力抑制室圧力を推定する。 ③監視可能であれば圧力抑制室圧力（常用計器）により、圧力抑制室圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。
残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ出口流量	①残留熱除去系ポンプ出口圧力	①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。
	[残留熱除去系熱交換器入口温度] *2	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッションプール水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度（有効監視パラメータ）の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度及びサブプレッションプール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	[残留熱除去系熱交換器出口温度] *2	①原子炉補機冷却水系系統流量 ①残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度（有効監視パラメータ）の監視が不可能となった場合は、原子炉補機冷却水系系統流量及び残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	原子炉状態	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉圧力容器温度 ①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると想定することで，原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉格納容器内の状態	ドライウエル温度	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウエル圧力 ①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は，他の検出器により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は，飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他の検出器を優先する。
		ドライウエル圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] *2 ①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は，圧力抑制室圧力により推定する。 ②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は，飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により，ドライウエル圧力を推定する。 推定は，真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ② [エア放射線モニタ] *2 ①高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は，エア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力を優先する。
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ② [エア放射線モニタ] *2 ①低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は，エア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力を優先する。
		残留熱除去系ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ② [エア放射線モニタ] *2 ①残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は，エア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力を優先する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	① 高圧代替注水系ポンプ出口流量 ① 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ① 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ① 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) ① 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) ① 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ① 原子炉格納容器下部注水流量 ② 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 ② 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 ② 復水移送ポンプ出口圧力 ② 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力 ③ 原子炉水位(広帯域) ③ 原子炉水位(燃料域)	① 復水貯蔵タンク水位の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、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)、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)、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、原子炉格納容器下部注水流量のうち、復水貯蔵タンクを水源として実際の機器動作状態にある流量により推定する。 なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ② 復水貯蔵タンクを水源とする高圧代替注水系ポンプ出口圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力、復水移送ポンプ出口圧力、直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力が正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。 ③ 注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵タンク水位を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、復水貯蔵タンクを水源とするポンプの注水量を優先する。
	圧力抑制室水位	① 主要パラメータの他チャンネル ② 代替循環冷却ポンプ出口流量 ② 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ② 残留熱除去系ポンプ出口流量 ③ 代替循環冷却ポンプ出口圧力 ③ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 ③ 残留熱除去系ポンプ出口圧力	① 圧力抑制室水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室を水源とする代替循環冷却ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプの出口流量から、これらのポンプが正常に動作していることを把握することにより水源である圧力抑制室水位が確保されていることを推定する。 ③ サプレッションチェンバのプール水を水源とする代替循環冷却ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及び残留熱除去系ポンプの出口圧力から低圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより水源である圧力抑制室水位が確保されていることを推定する。 推定は、サプレッションチェンバのプール水を水源とするポンプの注水量を優先する。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	① 主要パラメータの他チャンネル ② 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	① 原子炉建屋内水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉建屋内水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置(静的触媒式水素再結合装置入口及び出口の差温度から水素濃度を推定)により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) ③格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) ④ドライウェル圧力 ⑤圧力抑制室圧力	①格納容器内雰囲気酸素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内雰囲気酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)により格納容器内雰囲気酸素濃度を推定する。 ③ドライウェル圧力及び圧力抑制室圧力により原子炉格納容器内の圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	①使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量) ③使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)により水位・温度を推定する。 ②使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プール水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、計測対象が同一である使用燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)を優先する。
	使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量) ③使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)により水位・温度を推定する。 ②使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プール水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、計測対象が同一である使用燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)を優先する。
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) ③使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)の監視が不可能な場合は、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(ガイドバルス式)にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。 ②使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料プールを直接監視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(ガイドバルス式)を優先する。
	使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) ③使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合は、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(ガイドバルス式)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)により使用済燃料プールの状態を推定する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

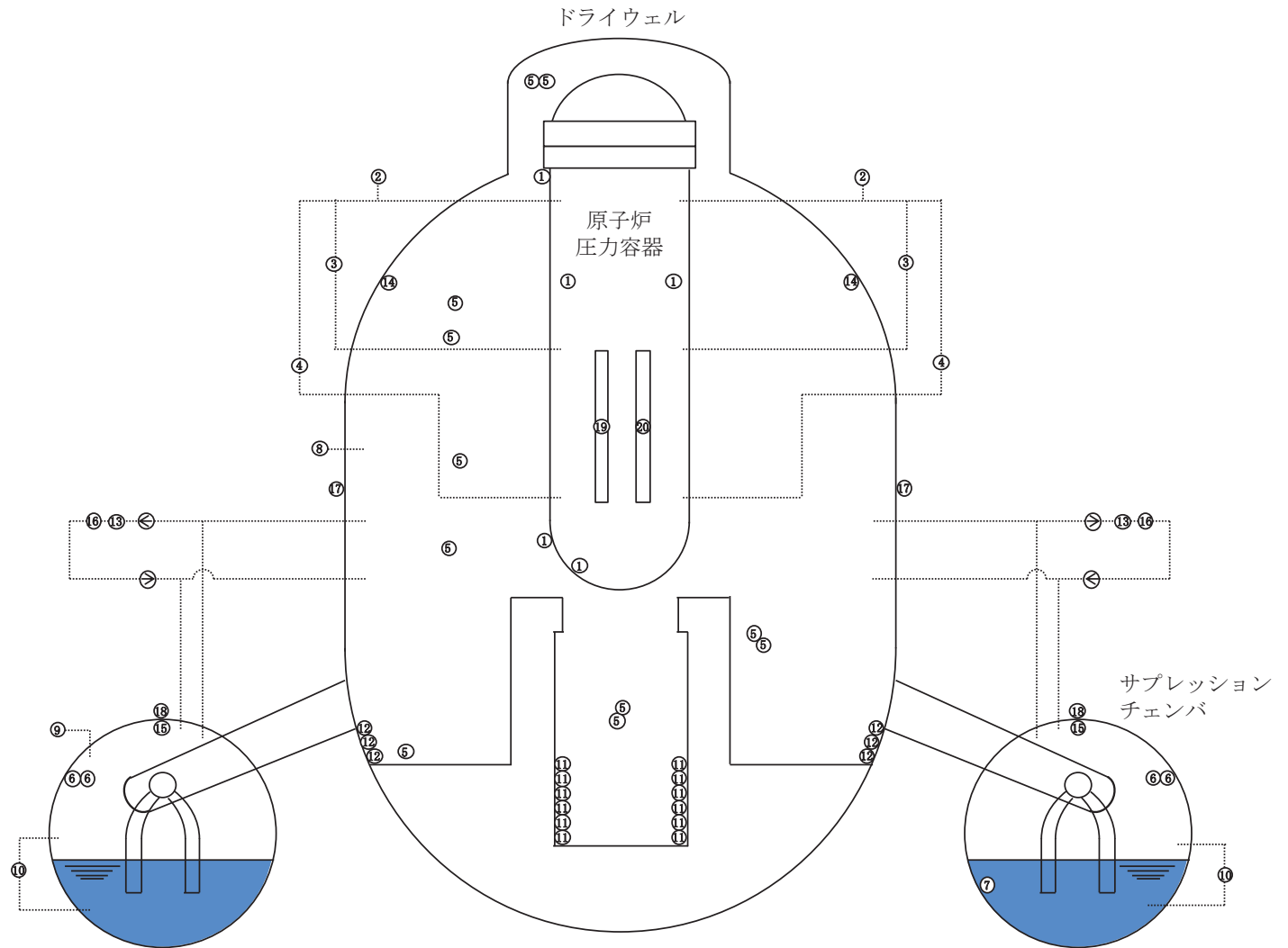
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

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

分類	補助パラメータ
電源	6-2F-1 母線電圧
	6-2F-2 母線電圧
	6-2C 母線電圧
	6-2D 母線電圧
	6-2H 母線電圧
	4-2C 母線電圧
	4-2D 母線電圧
	125V 直流主母線 2A 電圧
	125V 直流主母線 2B 電圧
	125V 直流主母線 2A-1 電圧
	125V 直流主母線 2B-1 電圧
	250V 直流主母線電圧
	HPCS125V 直流主母線電圧
	その他
代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力	

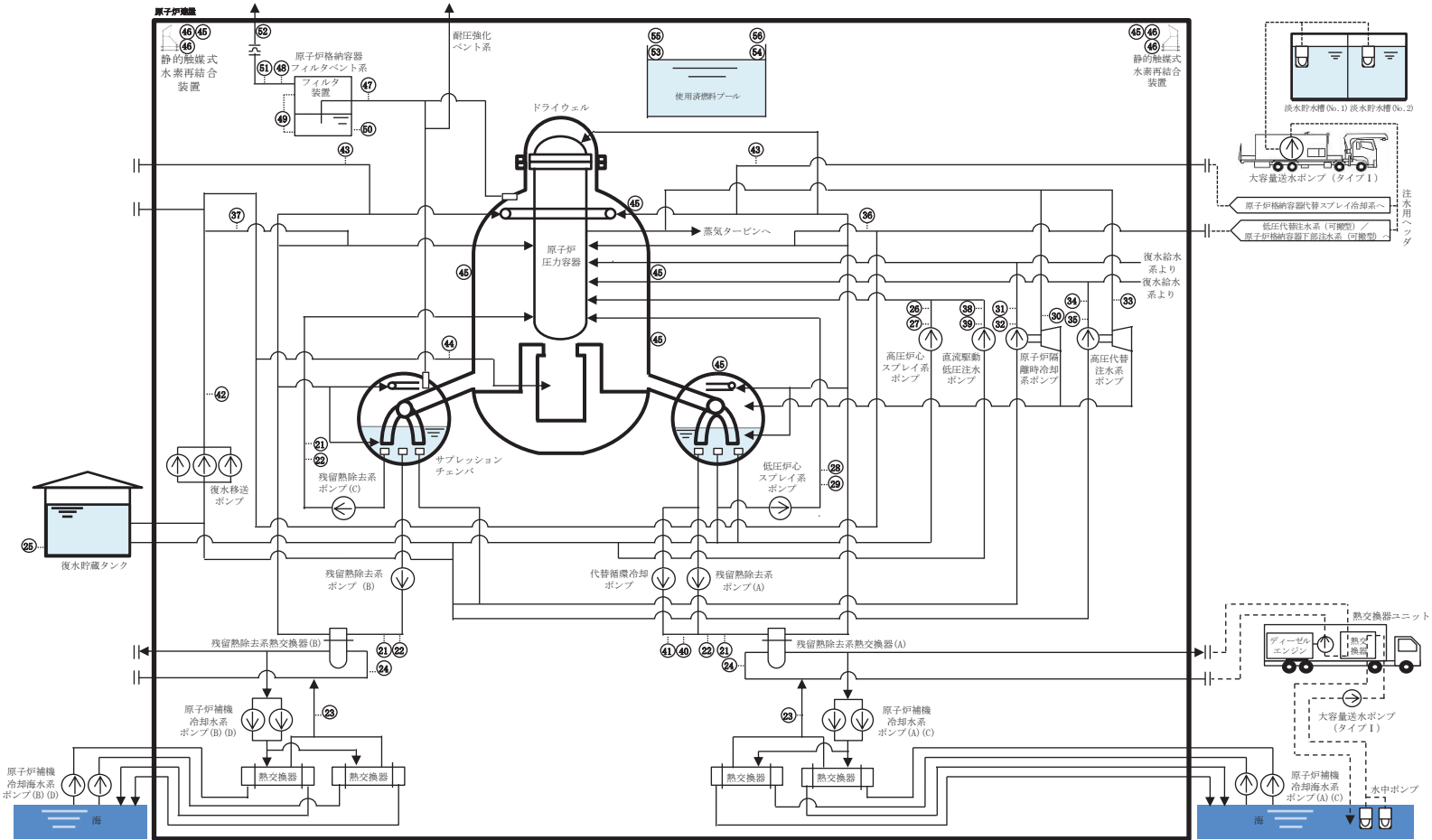
【凡例】

- ①：原子炉圧力容器温度
- ②：原子炉圧力
- ③：原子炉水位（広帯域）
- ④：原子炉水位（燃料域）
- ⑤：ドライウエル温度
- ⑥：圧力抑制室内空気温度
- ⑦：サブプレッションプール水温度
- ⑧：ドライウエル圧力
- ⑨：圧力抑制室圧力
- ⑩：圧力抑制室水位
- ⑪：原子炉格納容器下部水位
- ⑫：ドライウエル水位
- ⑬：格納容器内雰囲気水素濃度
- ⑭：格納容器内水素濃度(D/W)
- ⑮：格納容器内水素濃度(S/C)
- ⑯：格納容器内雰囲気酸素濃度
- ⑰：格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)
- ⑱：格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)
- ⑲：起動領域モニタ
- ⑳：平均出力領域モニタ

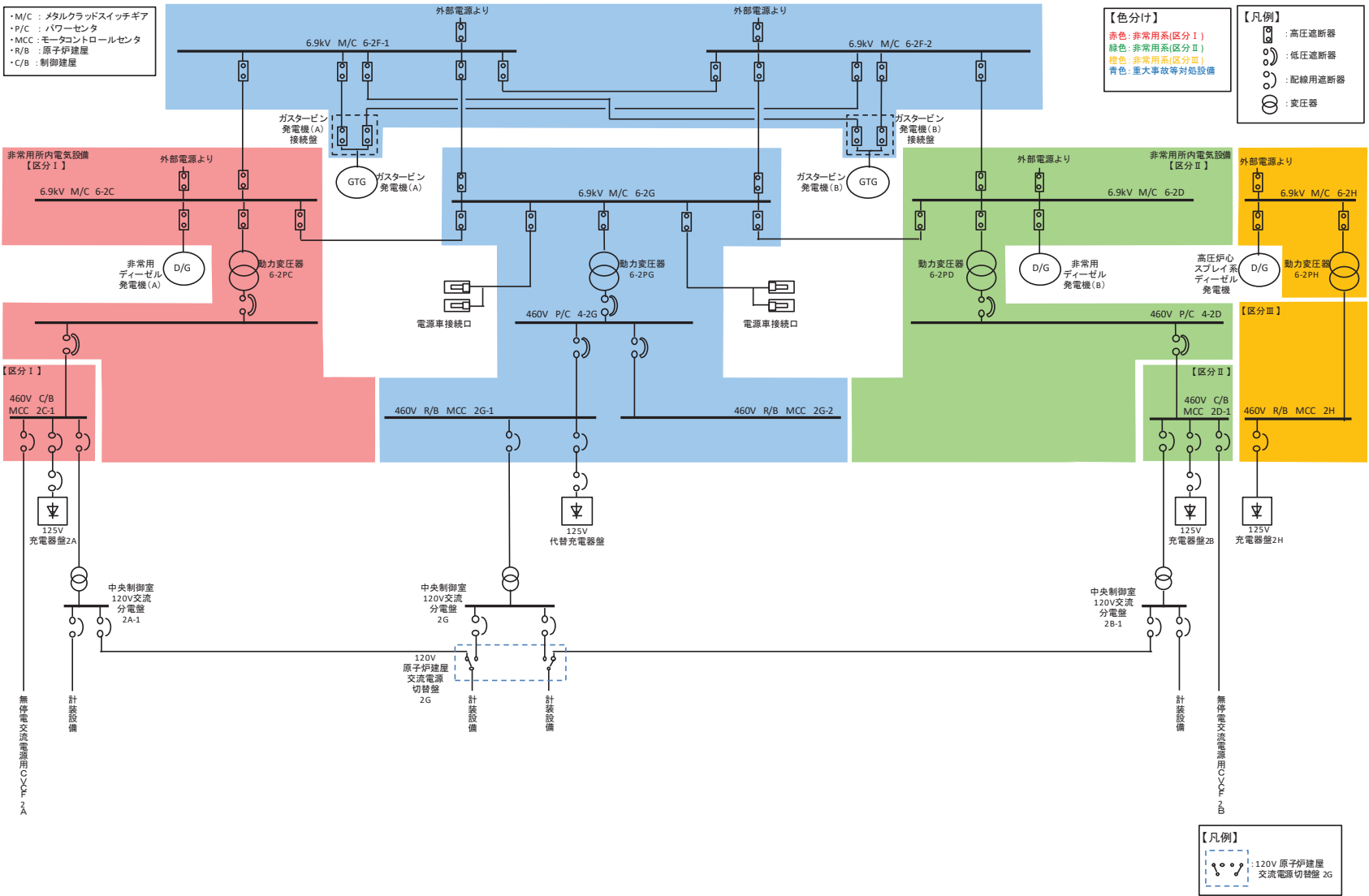


第3.15-1図(1) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図（その1）

- 【凡例】
- | | | | | |
|----------------------|------------------------------|---|-----------------------|---------------------------------|
| ①: 残留熱除去系ポンプ出口流量 | ⑨: 低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力 | ⑲: 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ーライン洗浄流量) | ③: 原子炉格納容器代替スプレー流量 | ⑩: フィルタ装置水温度 |
| ②: 残留熱除去系ポンプ出口圧力 | ⑩: 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 | ⑳: 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) | ④: 原子炉格納容器下部注水流量 | ⑪: フィルタ装置出口水素濃度 |
| ③: 原子炉補機冷却水系系統流量 | ⑪: 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 | ㉑: 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 | ⑤: 原子炉建屋内水素濃度 | ⑫: フィルタ装置出口放射線モニタ |
| ④: 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 | ⑫: 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 | ㉒: 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力 | ⑥: 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 | ⑬: 使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) |
| ⑤: 復水貯蔵タンク水位 | ⑬: 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 | ㉓: 代替循環冷却ポンプ出口流量 | ⑦: フィルタ装置入口圧力(広帯域) | ⑭: 使用済燃料プール水位/温度(ガイダレス式) |
| ⑥: 高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 | ⑭: 高圧代替注水系ポンプ出口流量 | ㉔: 代替循環冷却ポンプ出口圧力 | ⑧: フィルタ装置出口圧力(広帯域) | ⑮: 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量) |
| ⑦: 高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力 | ⑮: 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 | | ⑨: フィルタ装置水位(広帯域) | ⑯: 使用済燃料プール監視カメラ |
| ⑧: 低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 | | | | |



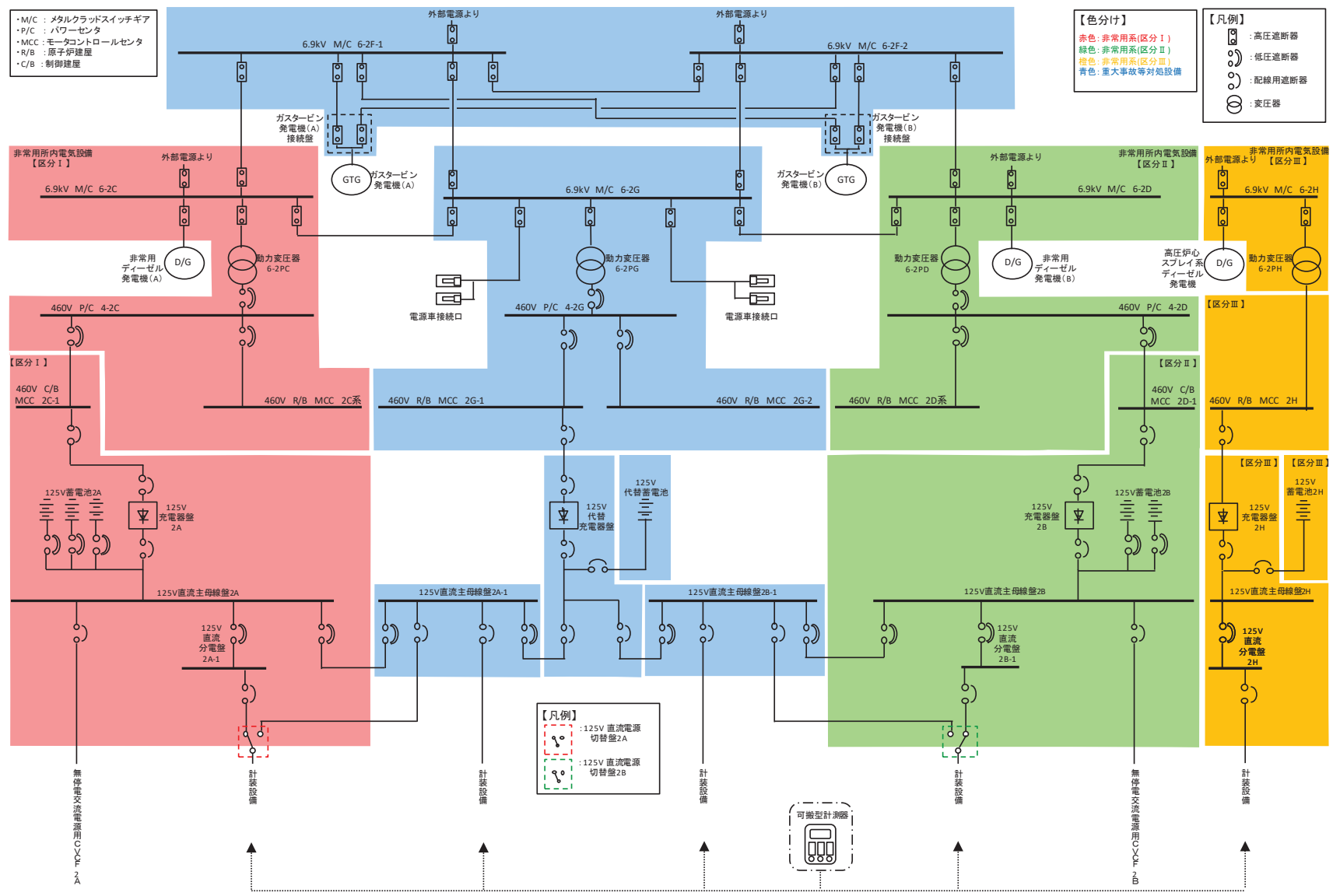
第3.15-1図(2) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図 (その2)



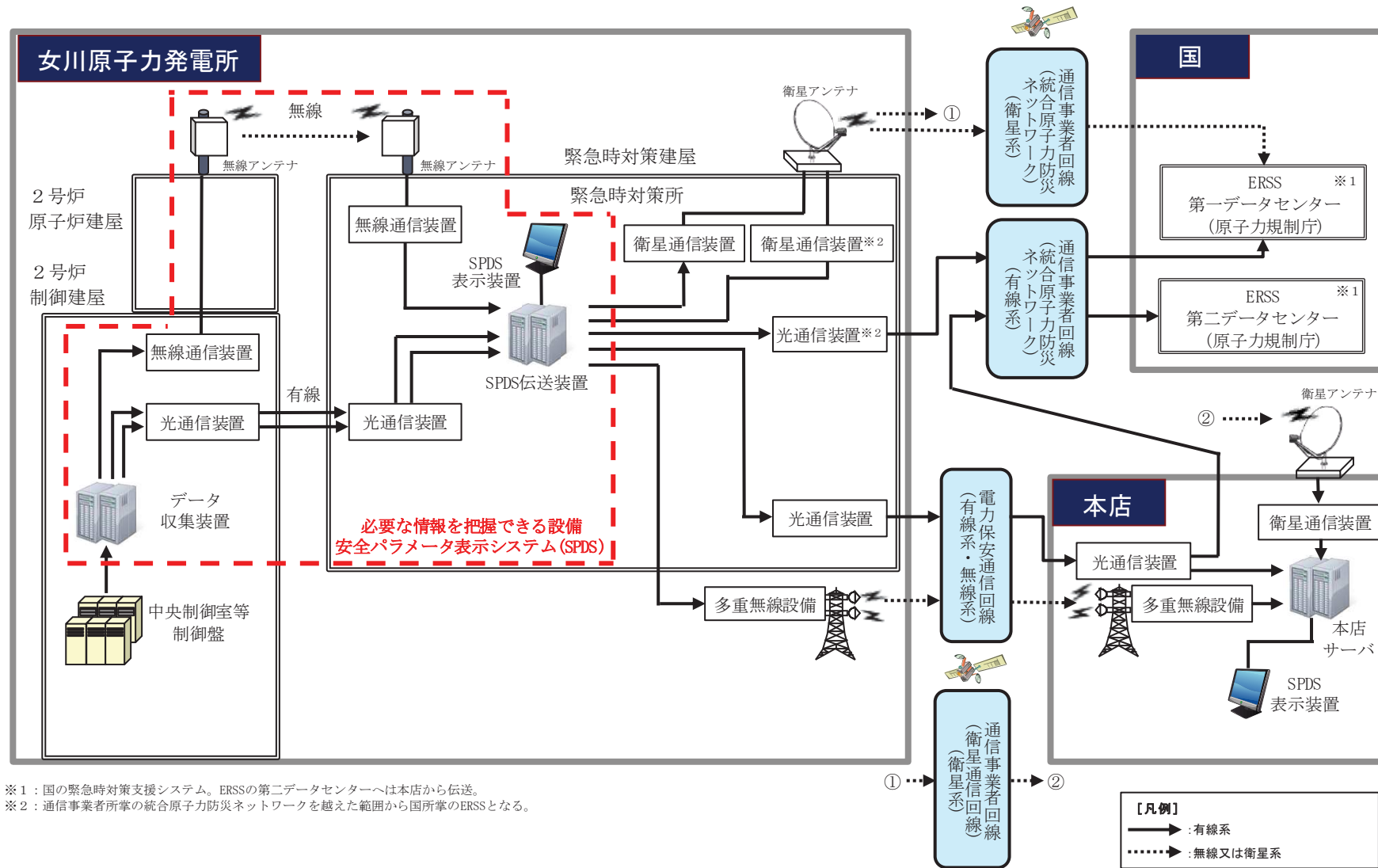
第3.15-2図(1) 計装設備単線結線図(交流)

- ・M/C : メタルクラッドスイッチギア
- ・P/C : パワーセンタ
- ・MCC : モータコントロールセンタ
- ・R/B : 原子炉建屋
- ・C/B : 制御建屋

- 【色分け】
- 赤色 : 非常用系(区分Ⅰ)
 - 緑色 : 非常用系(区分Ⅱ)
 - 黄色 : 非常用系(区分Ⅲ)
 - 青色 : 重大事故等対応設備
- 【凡例】
- : 高圧遮断器
 - : 低圧遮断器
 - : 配線用遮断器
 - : 変圧器



第3.15-2図(2) 計装設備単線結線図(直流)



第3.15-3図 安全パラメータ表示システムによる記録 系統概要図 (パラメータ記録時に使用する設備)

3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

【47条】

【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)

第四十七条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であつて、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

溶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低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により、残存溶融炉心を冷却する。

(ii) 低圧代替注水系（可搬型）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、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、残存溶融炉心を冷却する。

(8) 自主対策設備の整備（残存溶融炉心冷却設備）

溶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。

- (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ー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ー配管により、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ー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ー配管により、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。

凡例
 — : 常設配管
 - - - : ホース
 太線 : 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) で使用する箇所を示す。
 赤線 : 残留熱除去系A系から原子炉压力容器へ注水する場合を示す。
 青線 : 水の供給設備を示す。

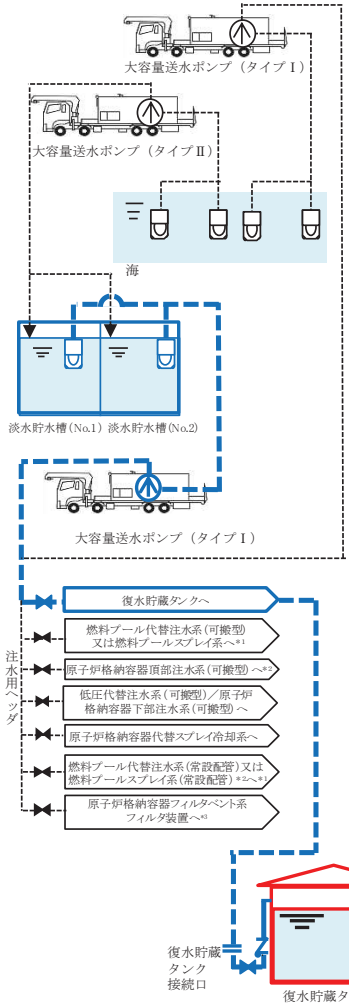
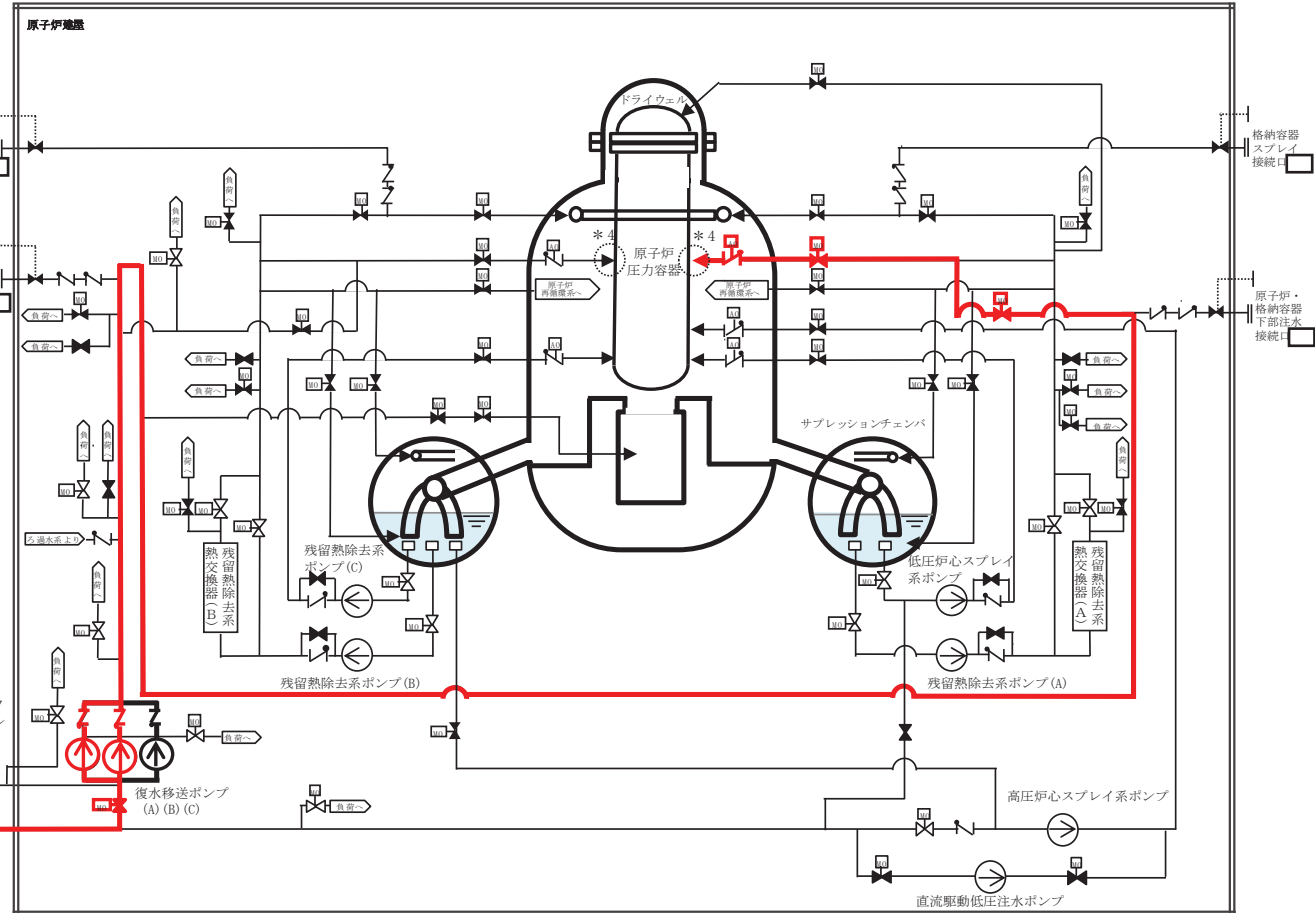


図 3.4-1 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 系統概要図



* 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

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 ^{*1}	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 ^{*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】 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 ^{*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】 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 ³ /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 (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。














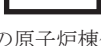
低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を運転する場合は、系統構成として、CRD 復水入口弁、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施後、復水貯蔵タンク水源確保として、復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作を実施し、復水移送ポンプの起動、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作及び RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施することで、原子炉圧力容器への注水を行う。低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の運転に必要なポンプ及び操作に必要な弁を表 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
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	失時に切替 え操作実施

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。

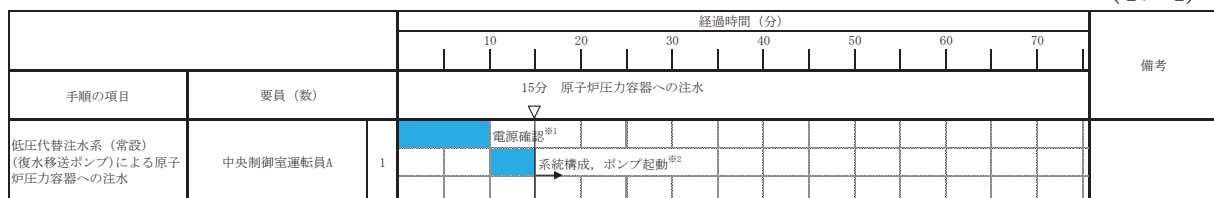
低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、復水移送ポンプを通常時に使用する系統である補給水系から重大事故等時に対処するために系統構成を切り替える必要があるため、系統に必要な弁を設ける。切替え操作として、復水移送ポンプの起動操作、系統構成として CRD 復水入口弁、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作、原子炉压力容器へ注水するために RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施し、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を行う。

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)



※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）（復水移送ポンプ）で 80m³/h，原子炉格納容器下部注水系（常設）で 50m³/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120m³/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145m³/h以上(復水移送ポンプ1台当たり72.5m³/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120m³/h,復水移送ポンプ2台運転で注水流量145m³/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。

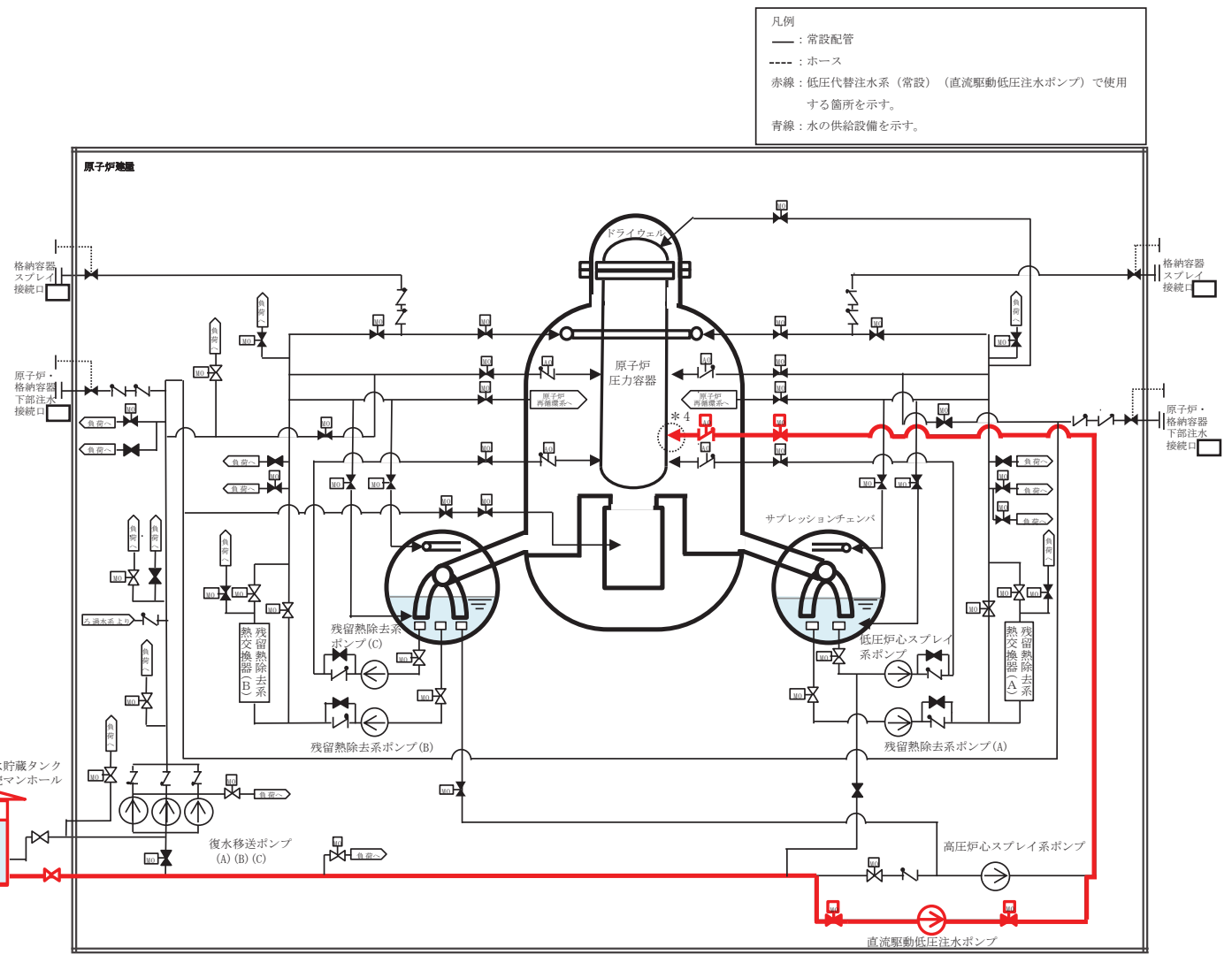
本システムは、直流駆動低圧注水ポンプにより、復水貯蔵タンクを水源とし、補給水系、高圧炉心スプレイ系及び直流駆動低圧注水系を經由して原子炉圧力容器へ注水することで発電用原子炉を冷却可能な設計とする。

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。

凡例
 — : 常設配管
 - - - : ホース
 赤線 : 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) で使用する箇所を示す。
 青線 : 水の供給設備を示す。



- *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

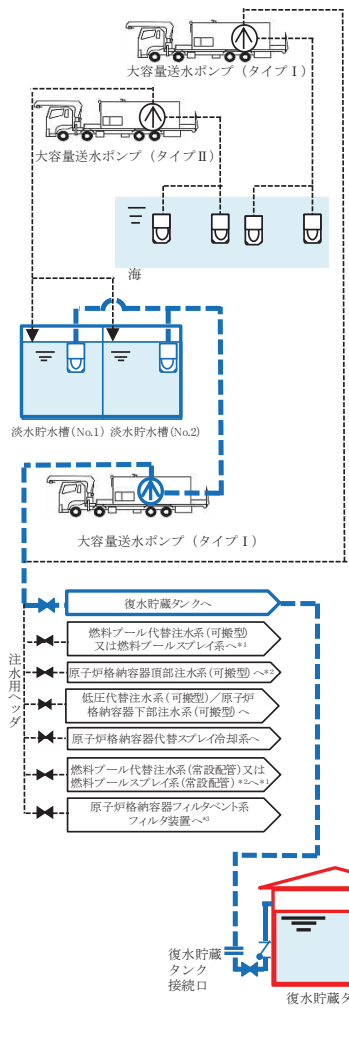


図 3.4-3 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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 ³ /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 (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 <input type="checkbox"/>	原子炉建屋 <input type="checkbox"/>	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
水源	サプレッション チェンバ	サプレッション チェンバ	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 <input type="checkbox"/>	原子炉建屋 <input type="checkbox"/>	制御建屋 <input type="checkbox"/> 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)

		経過時間 (分)							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
手順の項目	要員 (数)	35分 原子炉圧力容器への注水							
低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ)による 原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}		系統構成, ポンプ起動 ^{※2}				
	現場運転員B, C	2		屋内移動, 系統構成 ^{※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: 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 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) による原子炉圧力容器への注水 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) (直流駆動低圧注水ポンプ) は, 通常時は高圧炉心スプレイ系と隔離する系統構成とすることで, 高圧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, 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) 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 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) 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
高圧炉心スプレイ系	直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁	電気作動	通常時閉
	直流駆動低圧注水系流量調整弁	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、82m³/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 82m³/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。

凡例
 — : 常設配管
 - - - : ホース
 太線 : 低圧代替注水系(可搬型)で使用する箇所を示す。
 赤線 : 接続口を経由して残留熱除去系A系から原子炉压力容器へ注水する場合を示す。

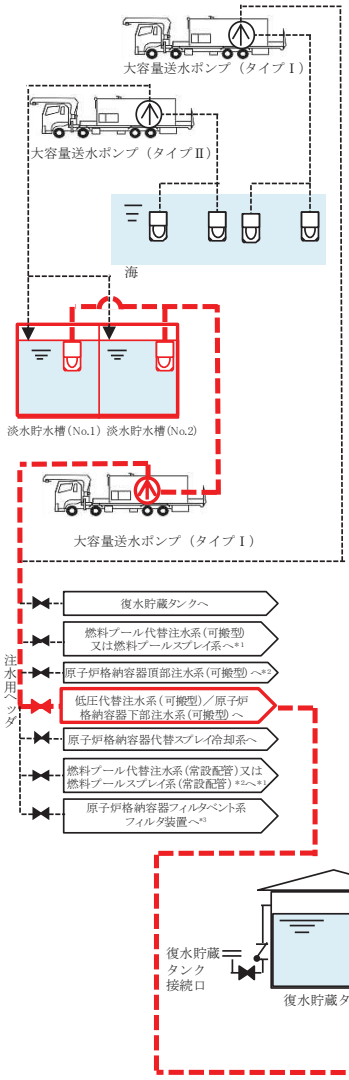
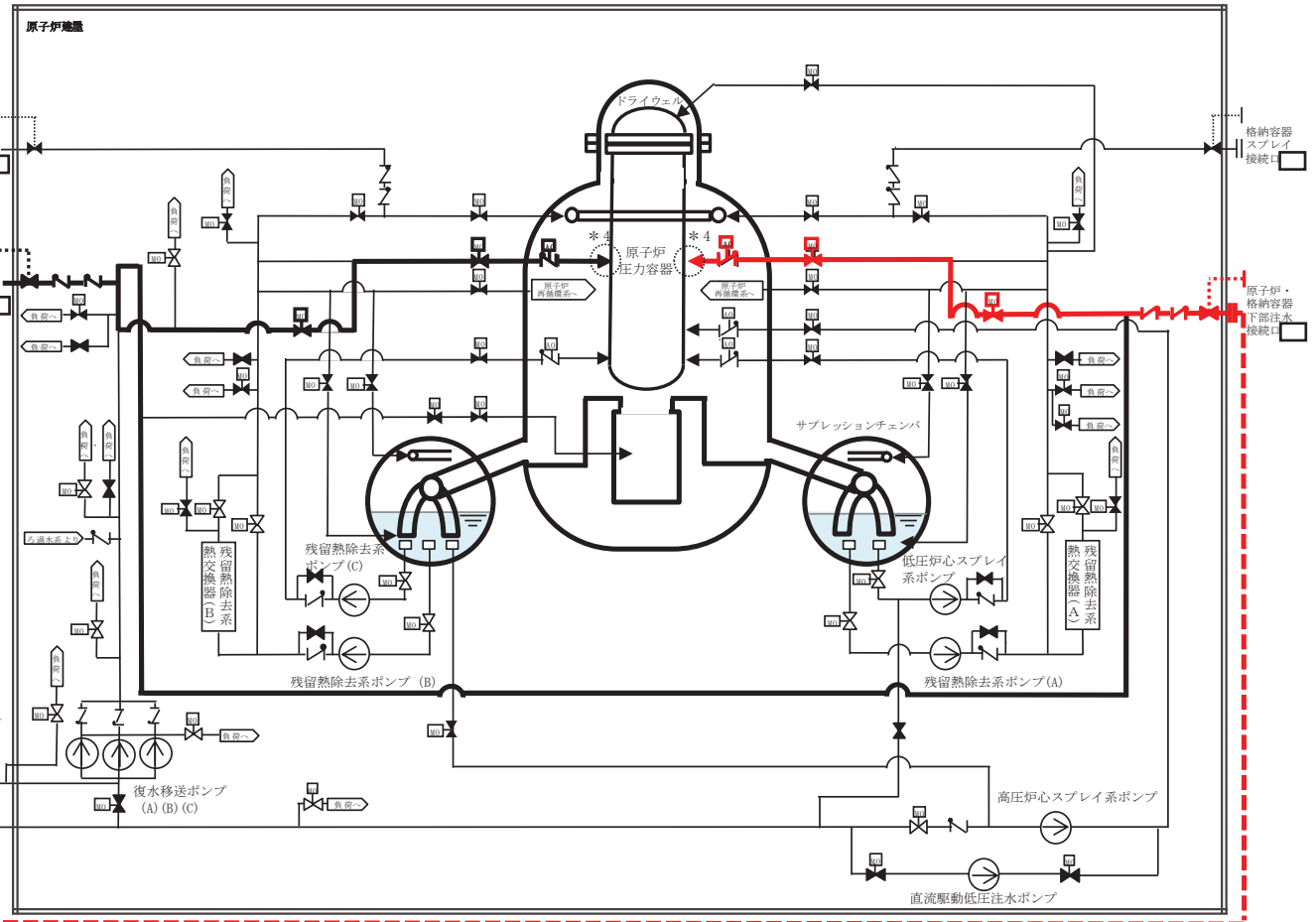


図 3.4-5 低圧代替注水系(可搬型) 系統概要図



- * 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
- * 4 : シュ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 3.4-15 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）*1

種類	：	うず巻形
容量	：	1,440 m ³ /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	
R/B B1F 緊急時隔離弁	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	
R/B 1F 緊急時隔離弁	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	
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。

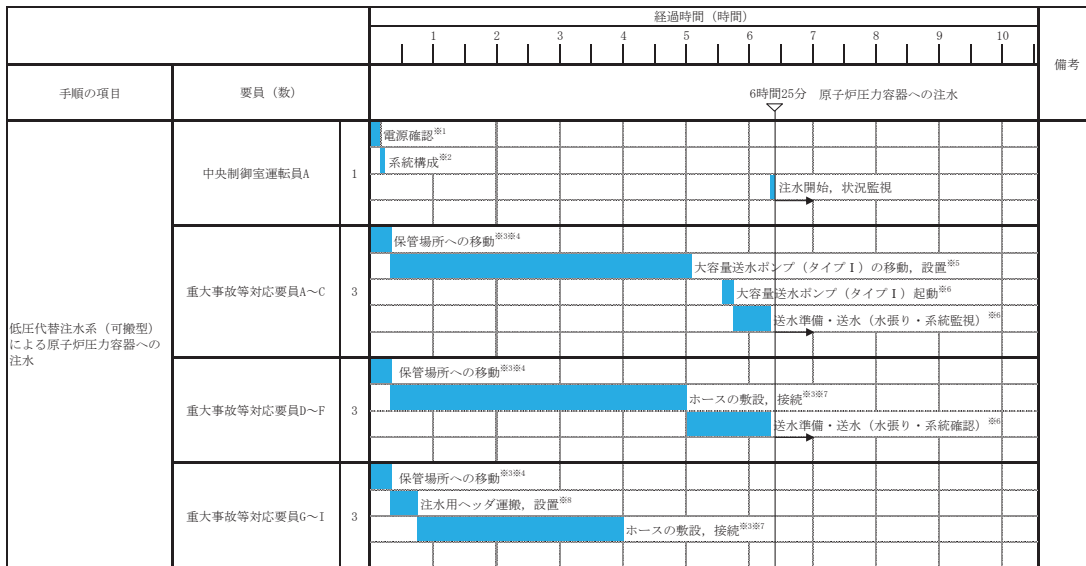
低压代替注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）は、本来の用途以外の用途には使用しない。

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）の操作に必要な電気作動弁については，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569m³/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及び直流駆動低圧注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。

(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。

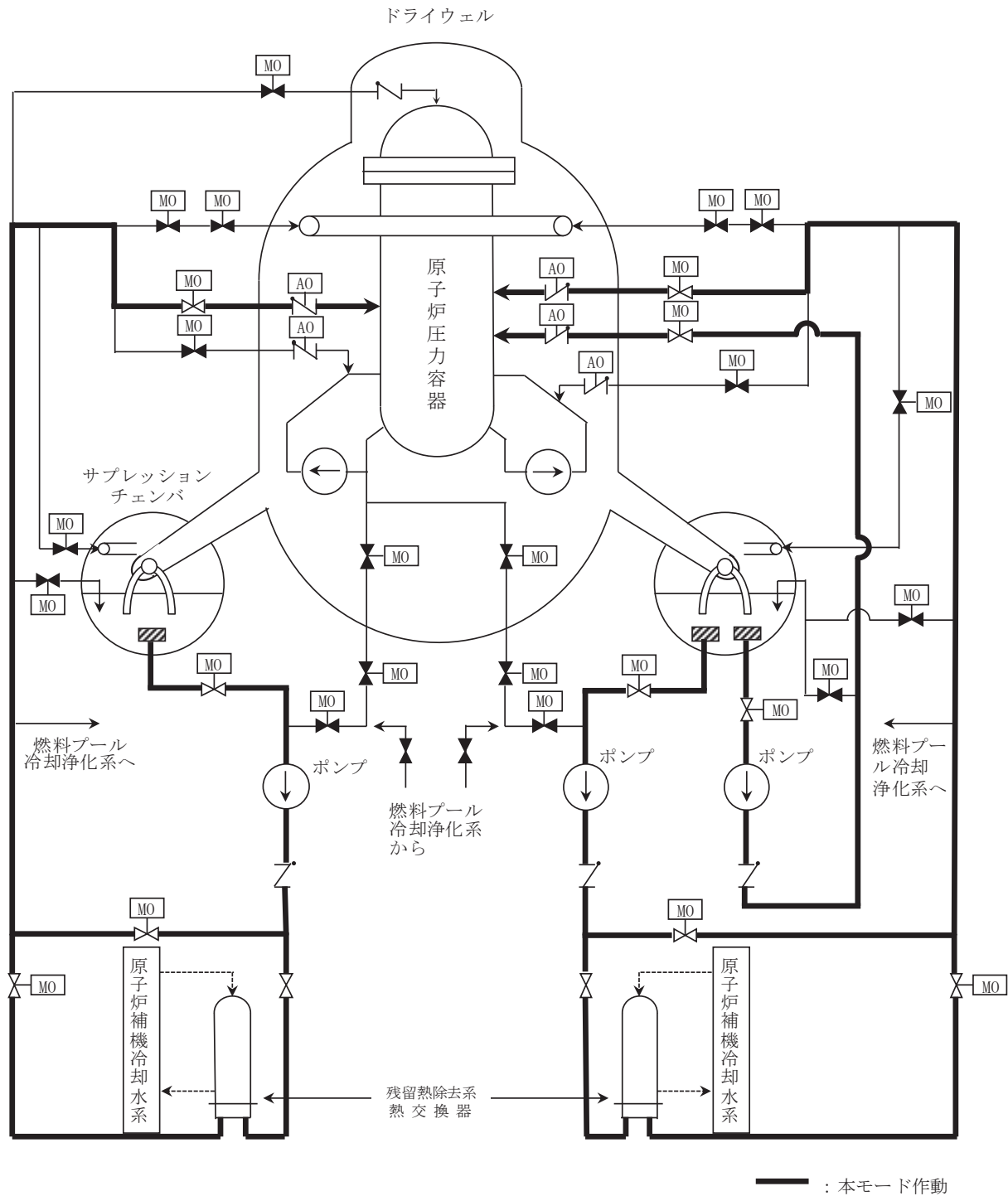


図 3.4-7 残留熱除去系（低圧注水モード）系統概要図

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 : 1,160m³/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。
海水を通水するシステムへの影響	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）のシステム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システム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システムの機能・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システムの機能・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。

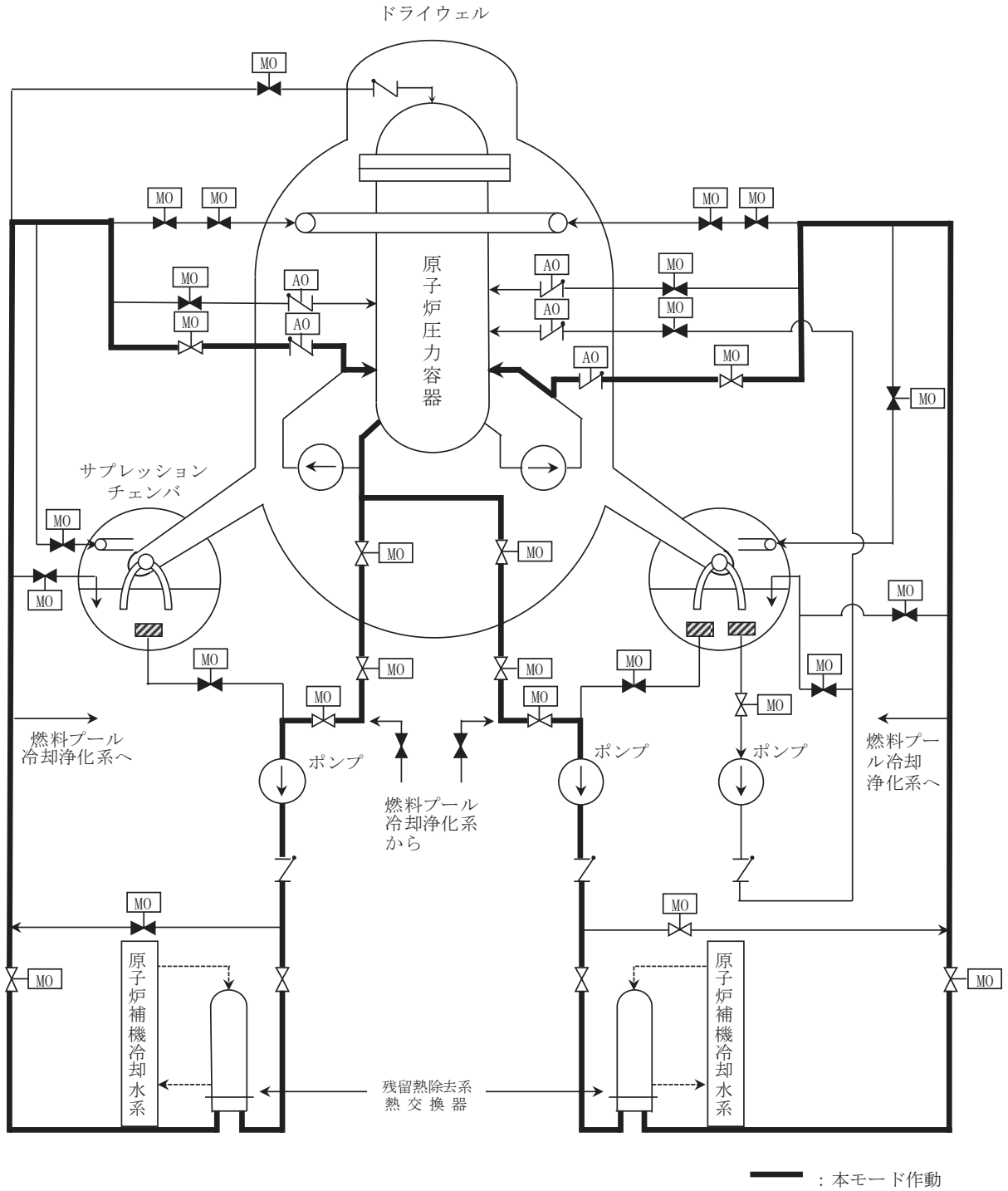


図 3.4-8 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）系統概要図

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 : 1,160m³/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。

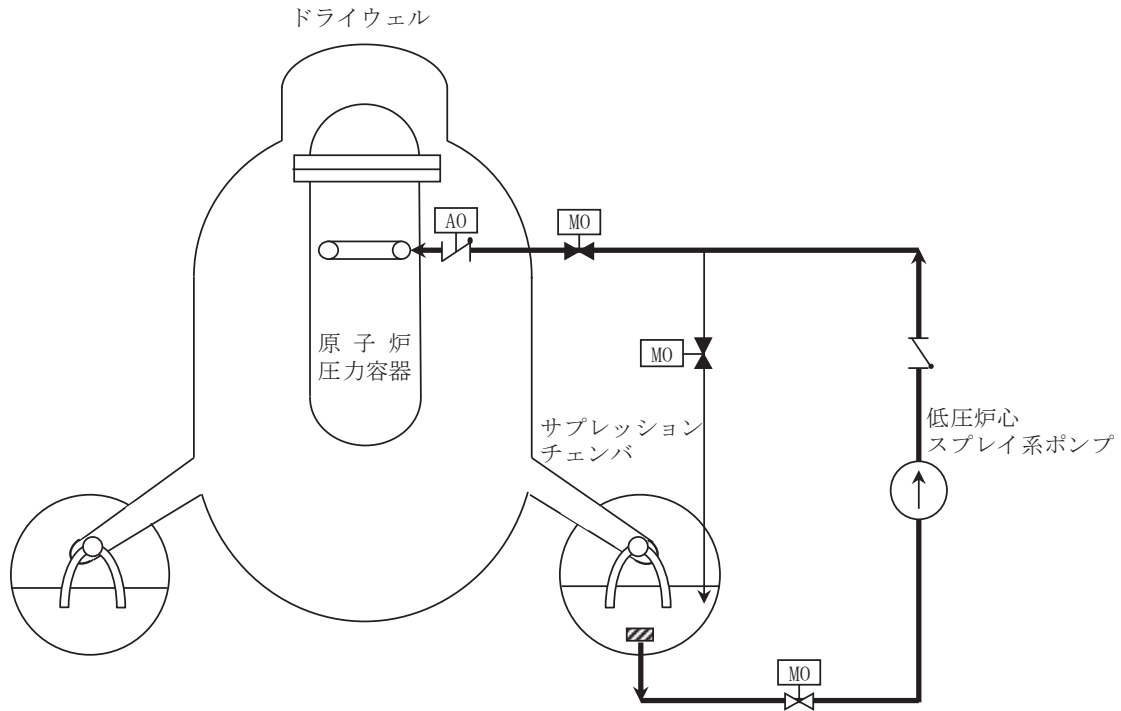


図 3.4-9 低圧炉心スプレイ系 系統概要図

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 : 1,074m³/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 （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。

3.6 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。

本系統は、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) ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱

ドライウェ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、ドライウェ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。

ドライウェ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、ドライウェ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、スプレイ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。

凡例
 — : 常設配管
 - - - : ホース
 太線: 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系で使用する箇所を示す。
 赤線: 接続口を経由して残留熱除去系A系から原子炉格納容器内へスプレイする場合を示す。

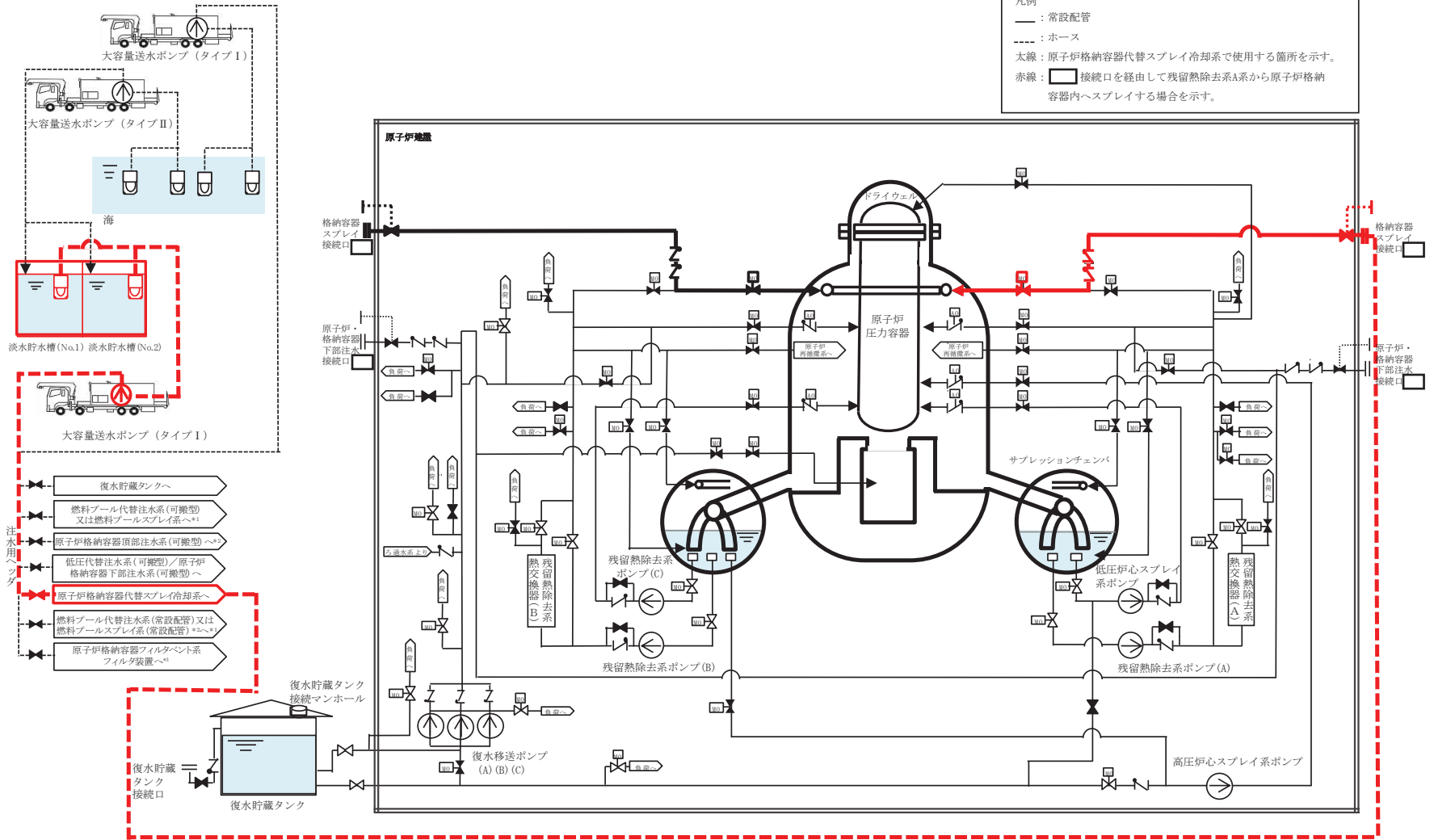


図 3.6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 系統概要図

*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

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 ^{*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】 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 ^{*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 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}	原子炉格納容器代替スプレイ流量【常設】 ドライウェル温度【常設】 ドライウェル圧力【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）^{*1}

種類	：	うず巻形
容量	：	1,440 m ³ /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 	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 	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 	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。

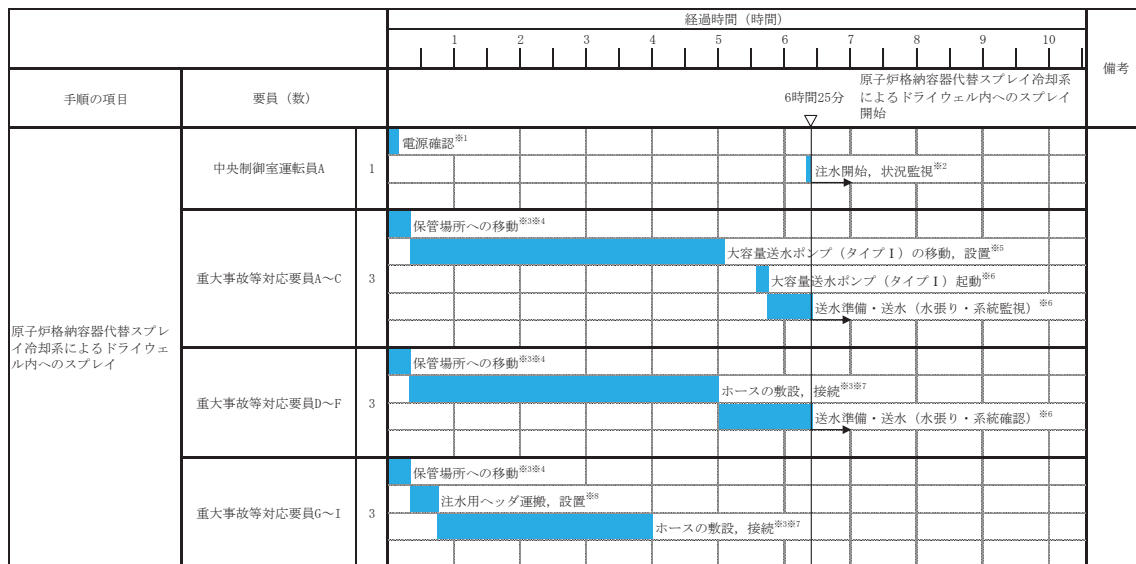
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、本来の用途以外の用途には使用しないため、切替せずに使用可能な設計とする。

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電気作動弁については、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、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ェ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 569m³/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、88m³/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。

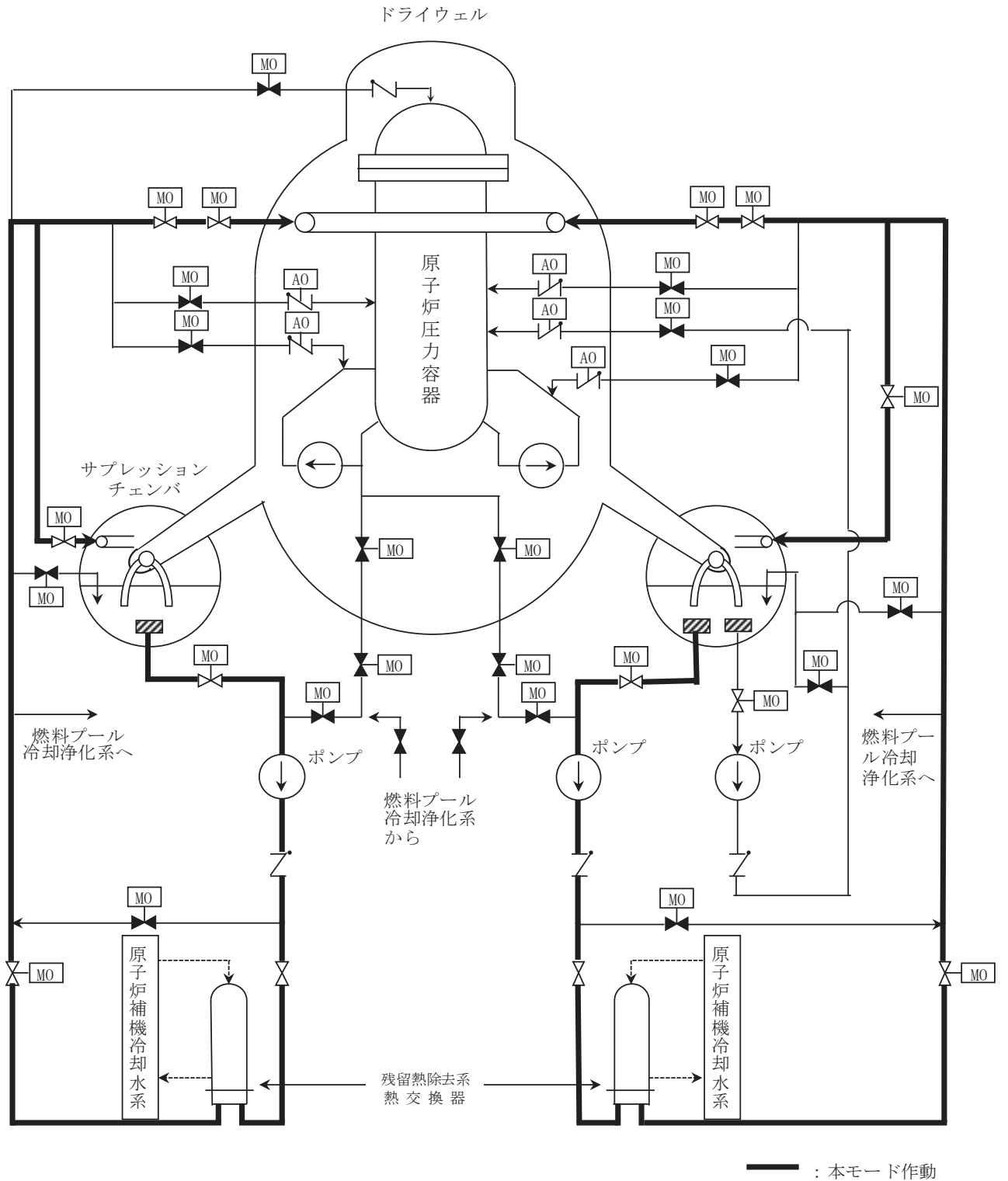


図 3.6-3 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）系統概要図

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 : 1,160m³/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°C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。

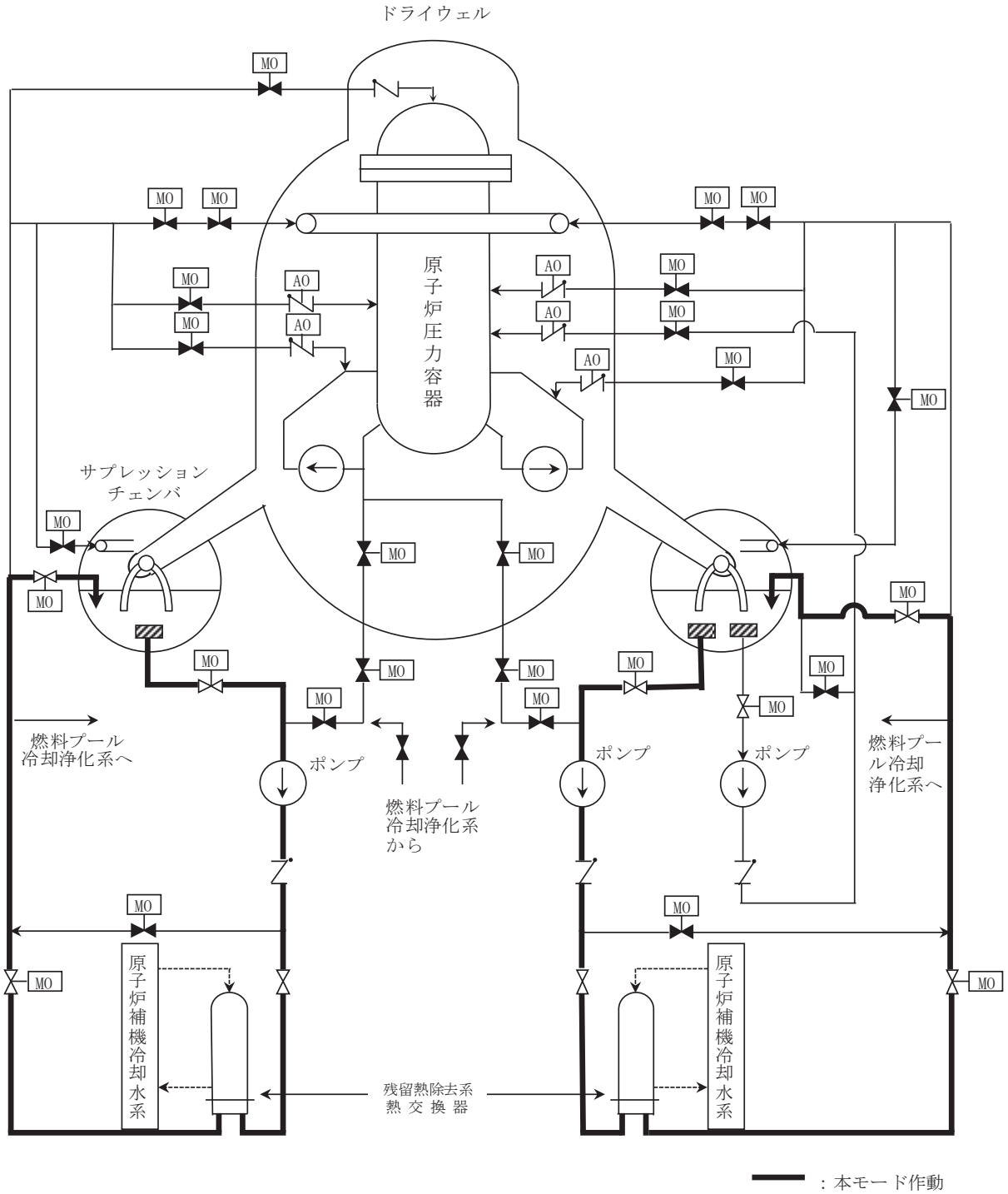


図 3.6-4 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）系統概要図

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*1	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*2	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*3	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 : 1,160m³/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、除熱用ヘッダ、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經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經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。

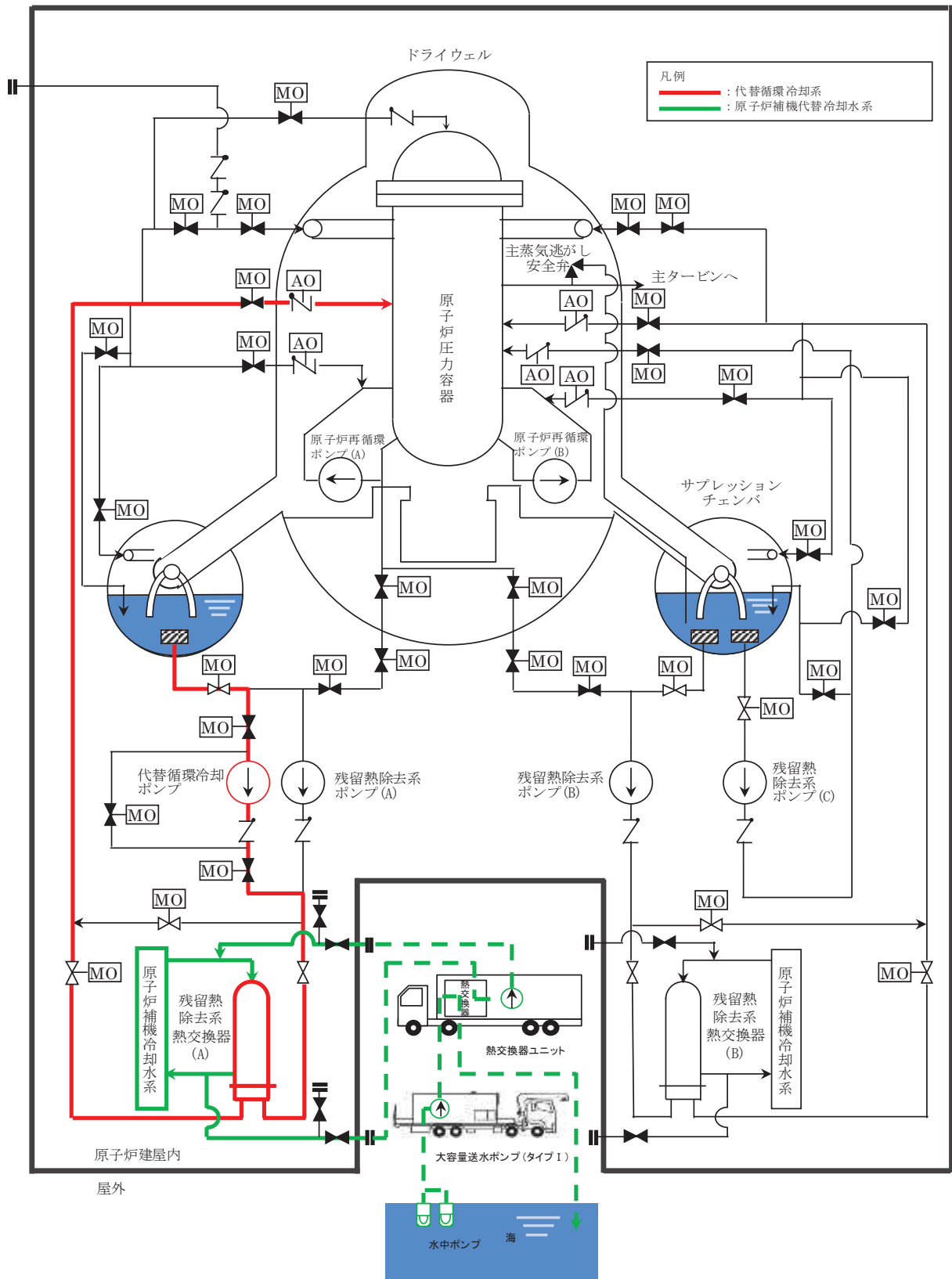
原子炉補機代替冷却水系の系統構成に必要な電気作動弁は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から受電可能な設計とする。

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。

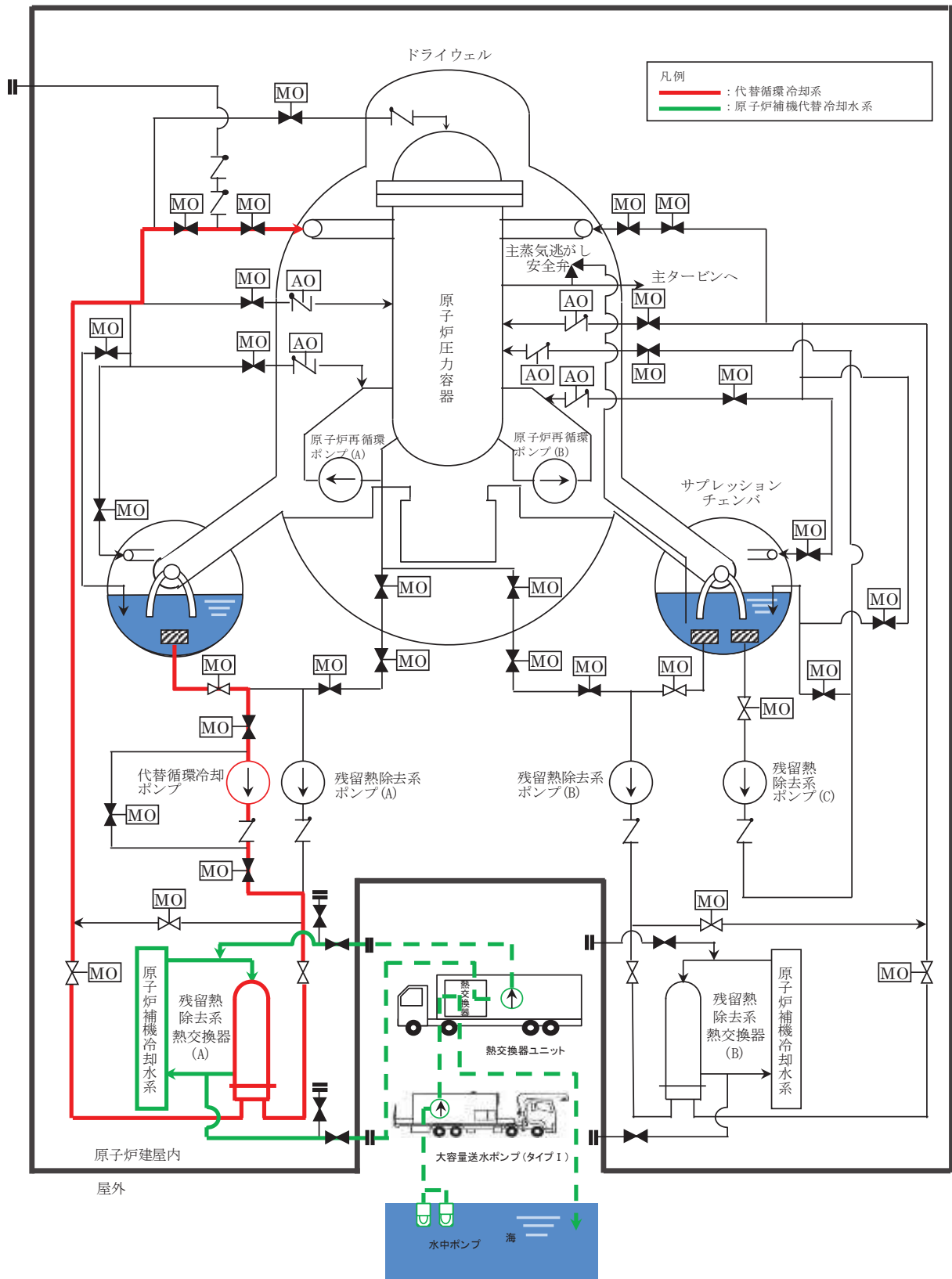
熱交換器ユニットを使用する際に接続する接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、位置的分散を図った建屋の複数箇所に設置する設計とする。

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】

（次項へ続く）

設備区分	設備名
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 ³ /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 <input type="text"/> (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 8.8 MW
伝熱面積	: 約 <input type="text"/> m ²
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℃

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。

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 : m²/式
個数 : 1 式

(淡水ポンプ)

種類 : うず巻形
容量 : 730 m³/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 m³/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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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。

3.7.2.1.3 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 負荷供給側連絡弁(C), 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(C) 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）又は大容量送水ポンプ（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	備考
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系格納容器スプレィ流量調整弁	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系格納容器スプレィ隔離弁	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	熱交換器ユニット接続口 [] 接続時

(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。

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (C)	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	熱交換器ユニット接続口 (建屋内) 接続時
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	熱交換器ユニット接続口 [] 接続時
RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (C)	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	熱交換器ユニット接続口 (建屋内) 接続時
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)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.7-5 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の例として，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)及びRCW 代替冷却水 RHR 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)の全開操作，並びに 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)

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)										備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100				
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 ^{※1}	系統構成 ^{※2}	ポンプ起動 ^{※2}	四分 代替循環冷却系運転開始									

※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*

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 ^{※1}	系統構成 ^{※2}	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												
	現場運転員B, C	2	系統構成 ^{※3}	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) ^{※4}	水張り ^{※5}	送水状況監視											
	重大事故等対応要員A~C	3	保管場所への移動 ^{※6※6}	防潮壁扉の開放 ^{※7}	大容量送水ポンプ (タイプ1) の移動・設置 ^{※8}	大容量送水ポンプ (タイプ1) の起動 ^{※9}	送水準備, 送水 (熱交換器ユニット (海水側) 水張り, 系統確認) ^{※9}										
	重大事故等対応要員D~F	3	保管場所への移動 ^{※6※6}	熱交換器ユニットの移動 ^{※10}	ホースの敷設, 接続 ^{※11}	送水準備, 送水 (熱交換器ユニット水張り, 系統確認) ^{※12}	熱交換器ユニットの起動 ^{※12}										

※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1) 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1) 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
 ※9：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
 ※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
	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (C)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (C)	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。

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）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）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 150m³/h 又は、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレー流量 150m³/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 150m³/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°C 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ポンプ（タイプ I）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 1200m³/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。

(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に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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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。

(ii) 適合性

基本方針については、「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対し、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 (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 (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 (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 (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、ドライウェル側からの原子炉格納容器ベントを実施する。ドライウェ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ェルへ排出される。

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。

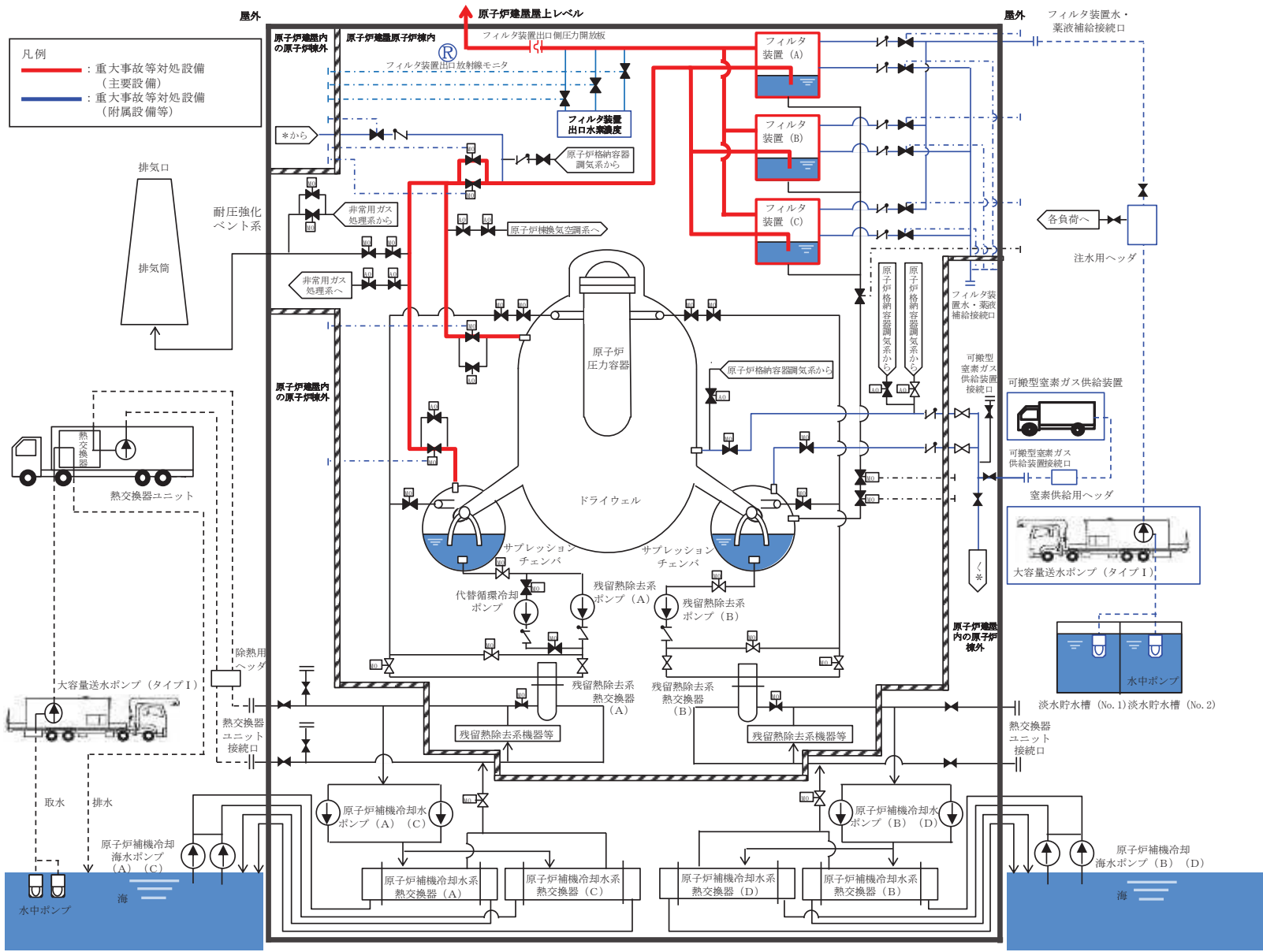


図 3.7-5 原子炉格納容器フィルタベント系系統概要図

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 ^{*1}	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 ^{*2}	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 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【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 ^{※1} 系統構成 ^{※2※3}		
	現場運転員B, C	2	移動・系統構成 ^{※3※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: 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 ^{※1※2}		
	現場運転員B, C	2	防護具装備 ^{※3} 移動・ベント開始 ^{※2※4}		

※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 ^{※1} 系統構成 ^{※2※3}		
	現場運転員B, C	2	移動・系統構成 ^{※3※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: 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 ^{※1※2}		
	現場運転員B, C	2	防護具装備 ^{※3} 移動・ベント開始 ^{※2※4}		

※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。

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。

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 \square 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※1	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。

3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52条】

【設置許可基準規則】

(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備)

第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

<BWR>

a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。

<PWRのうち必要な原子炉>

b) 水素濃度制御設備を設置すること。

<BWR及びPWR共通>

c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。

d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。

e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

3.9.1 設置許可基準規則第 52 条への適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素ガスによる爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合に、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備として、原子炉格納容器フィルタベント系及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視設備を設ける。

(1) 原子炉格納容器内の不活性化（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a））

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内におけるジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化する。なお、原子炉格納容器調気系は、設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備としては位置付けない。

(2) 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の酸素濃度抑制（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内におけるジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、原子炉格納容器内を可搬型窒素ガス供給装置により不活性化することにより、酸素濃度を可燃限界未満にすることで、水素及び酸素が同時に可燃限界に到達することを防止する設計とする。

(3) 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 c）、e）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設置する。原子炉格納容器フィルタベント系の設置においては以下の条件を満たす設計とする。

(i) 原子炉格納容器ベント時に系統内を通過する可燃性ガスによる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。

また、排出経路にフィルタ装置を設置することにより、ベントガス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。

排出経路での放射性物質濃度を把握するため、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設置する。また、排出経路での水素濃度を把握するため、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度を設置する。

- (ii) 原子炉格納容器フィルタベント系の電源は、直流については所内常設蓄電式直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備より受電可能とし、交流については常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備より受電可能とし、多様性を備えた設計とする。

(4) 水素濃度及び酸素濃度監視設備の設置（設置許可基準規則解釈の第1項d））

炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視するため、常設重大事故等対処設備として格納容器内水素濃度及び格納容器内雰囲気水素濃度を設ける。また、原子炉格納容器内に蓄積した放射性物質により、水の放射線分解で水素ガス及び酸素ガスが発生するため、水素濃度の監視設備に加え、常設重大事故等対処設備として格納容器内雰囲気酸素濃度を設ける。

格納容器内水素濃度は、所内常設蓄電式直流電源設備が喪失した場合において、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、中央制御室において監視可能な設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、全交流動力電源が喪失した場合においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの受電により、中央制御室において監視可能な設計とする。また、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度については、サンプリングガスを原子炉補機代替冷却水系により冷却することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な設計とする。

(5) 自主対策設備の整備

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自主対策設備として、以下を整備する。

(i) 可燃性ガス濃度制御系

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内で発生する水

素ガス及び酸素ガスを再結合することにより水素濃度の抑制を行い、水素爆発による破損を防止する。

なお、可燃性ガス濃度制御設備については設計基準事故対処設備として設置するものであることから、重大事故等が発生した場合において可燃性ガス濃度制御設備を使用して原子炉格納容器内の水素濃度を制御する運用については自主的な運用とする。

3.9.2 重大事故等対処設備

3.9.2.1 可搬型窒素ガス供給装置

3.9.2.1.1 設備概要

可搬型窒素ガス供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素ガスによる爆発を防止するため、原子炉格納容器内の酸素濃度を可燃限界未満にすることで、水素及び酸素が同時に可燃限界に到達することを防止することを目的として設置するものである。

本設備は、可搬型窒素ガス供給装置、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、窒素供給用ヘッド、接続口、原子炉格納容器調気系の配管及び弁、供給先である原子炉格納容器から構成される。

本設備の系統概要図を図 3.9-1 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.9-1 に示す。

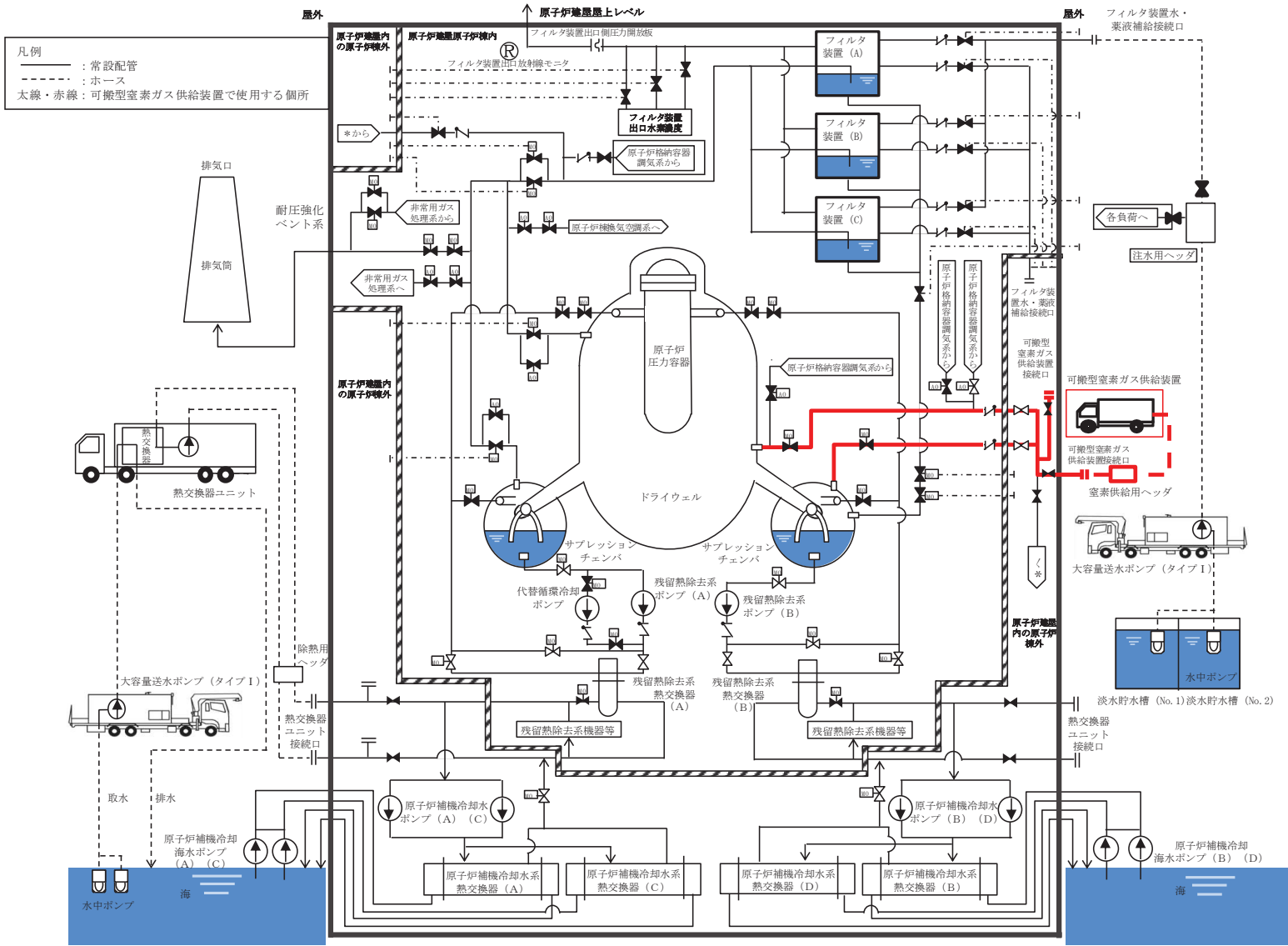


図 3.9-1 可搬型窒素ガス供給装置 系統概要図

表 3.9-1 可搬型窒素ガス供給装置に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	可搬型窒素ガス供給装置【可搬】
附属設備	—
水源	—
流路	原子炉格納容器調気系 配管, 弁【常設】 ホース, 窒素供給用ヘッダ, 接続口【可搬】
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】 格納容器内雰囲気酸素濃度【常設】

*1：単線結線図を補足説明資料 52-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態。

計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.9.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 可搬型窒素ガス供給装置

種類：圧力変動吸着方式

容量：約 220Nm³/h/台

窒素純度：99.0vol%以上

供給圧力：427kPa[gage]

最高使用温度：75℃

台数：2（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保管エリア及び第4保管エリア）

3.9.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.9.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(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。

可搬型窒素ガス供給装置は、屋外の第1保管エリア及び第4保管エリアに保管し、重大事故等時は、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3.9-2に示す設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、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。

表 3.9-2 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	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。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化は、系統構成として、可搬型窒素ガス供給装置の設置及び窒素供給用ヘッド並びにホースの接続が完了した後、可搬型窒素ガス供給装置を起動し、PSA 窒素供給ライン元弁及び S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁（又は D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁）を全開操作することで、原子炉格納容器への窒素供給を行う。可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化は、操作に必要な弁及び接続ホースを表 3.9-3 に示す。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化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。

原子炉建屋内の原子炉棟外の系統構成に必要な弁は、設置場所にて操作可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。

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、フランジ構造及び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。

表 3.9-3 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
可搬型窒素ガス供給装置	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	
PSA 窒素供給ライン元弁	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	屋外接続時
建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	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	屋内接続時
S/C側PSA窒素供給ライン第一隔離弁	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	サブプレッションチェンバ側への窒素供給時
D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	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	ドライウェル側への窒素供給時

(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。

可搬型窒素ガス供給装置は、表 3.9-4 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験、弁動作試験及び外観検査が可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、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、S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁及び D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁については、発電用原子炉の停止中に弁動作試験を実施することで機能・性能試験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。

表 3.9-4 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器不活性化の試験及び検査

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, 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
停止中	弁動作試験	弁開閉動作の確認

(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。

可搬型窒素ガス供給装置は, 本来の用途以外の用途には使用しない。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化は, 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, 可搬型窒素ガス供給装置の起動操作, PSA 窒素供給ライン元弁及び S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁 (又は D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁) の全開操作を実施する。

可搬型窒素ガス供給装置の移動, 設置, 起動操作及び系統の切替えに必要な弁の操作については, 図 3.9-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

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					
		5時間15分 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始														
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}													
			窒素ガス供給準備 ^{※2}													
	現場運転員B, C	2	移動・扉開放 (可搬型窒素ガス供給装置接続口 (建屋内) を使用する場合のみ) ^{※3}													
			移動, 系統構成 ^{※4}													
	重大事故等対応要員A~B	2	保管場所への移動 ^{※5※6}													
			可搬型窒素ガス供給装置の移動・設置 ^{※7}													
			可搬型窒素ガス供給装置による窒素ガス供給準備・供給 ^{※8}													
	重大事故等対応要員C~E	3	保管場所への移動 ^{※5※6}													
			ホースの敷設, 接続 ^{※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: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
- ※3: 中央制御室から扉開放場所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: 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
- ※5: 可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は、第1保管エリア及び第4保管エリア
- ※6: 緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に余裕を見込んだ時間
- ※7: 可搬型窒素ガス供給装置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
- ※8: 可搬型窒素ガス供給装置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
- ※9: ホース仕様を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.9-2 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化タイムチャート*

*: 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.9 で示すタイムチャート。

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号)

(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。

可搬型窒素ガス供給装置は、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。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化は、通常時は原子炉格納容器調気系と隔離する系統構成とすることで、原子炉格納容器調気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 3.9-5 に示す。

また、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化する場合は、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。

可搬型窒素ガス供給装置は、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。

可搬型窒素ガス供給装置)は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

表 3.9-5 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化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
原子炉格納容器調気系	D/W パージ用入口隔離弁	空気作動	通常時閉
	補給用窒素ガス供給側第二隔離弁	空気作動	通常時閉
	S/C 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	電気作動	通常時閉
	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	電気作動	通常時閉
原子炉格納容器フィルタベント系	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	手動作動	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。

可搬型窒素ガス供給装置の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3-9-3 に示す。このうち、屋外で操作する可搬型窒素ガス供給装置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。

3.9.2.1.3.2 設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項第一号)

(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。

可搬型窒素ガス供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素濃度上昇の抑制が可能な設計とする。

供給量としては、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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系が使用できない場合）」において、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系性能評価で使用している G 値を採用した場合に、有効性が確認されている原子炉格納容器への供給量 220Nm³/h を供給可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、1 台で使用することから保有数は 1 セットで 1 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 2 台を有する設計とする。

(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。

可搬型窒素ガス供給と接続口との接続は、フランジ接続及び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) 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。

可搬型窒素ガス供給装置は、原子炉建屋の外側から水・電力を供給するものではなく、かつ負荷に直接接続する可搬型直流電源設備でもないが、可搬型窒素ガス供給装置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内の原子炉棟外に1箇所設置する設計とする。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項第四号）

(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。

可搬型窒素ガス供給装置は、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、フランジ構造及び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。

(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。

す。

可搬型窒素ガス供給装置は、原子炉建屋と位置的分散を図り、第 1 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管する設計とする。

(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。

可搬型窒素ガス供給装置は、第 1 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管しており、想定される重大事故等時においても、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）

(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。

可搬型窒素ガス供給装置は、重大事故緩和設備であり、同一目的の設計基準事故対処設備はない。

なお、原子炉建屋と位置的分散を図り、第 1 保管エリア、及び第 4 保管エリアに分散して保管する設計とする。

3.9.2.2 原子炉格納容器フィルタベント系

3.9.2.2.1 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における水素ガスによる爆発による破損を防止する必要がある場合に、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内に滞留する水素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、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、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排気管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、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出できる設計とする。

本システムの系統概要図を図 3.9-1 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.9-1 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）」で示す。

また、フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置出口水素濃度の詳細は、「3.15 計設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

図 3.9-1 原子炉格納容器フィルタベント系系統概要図

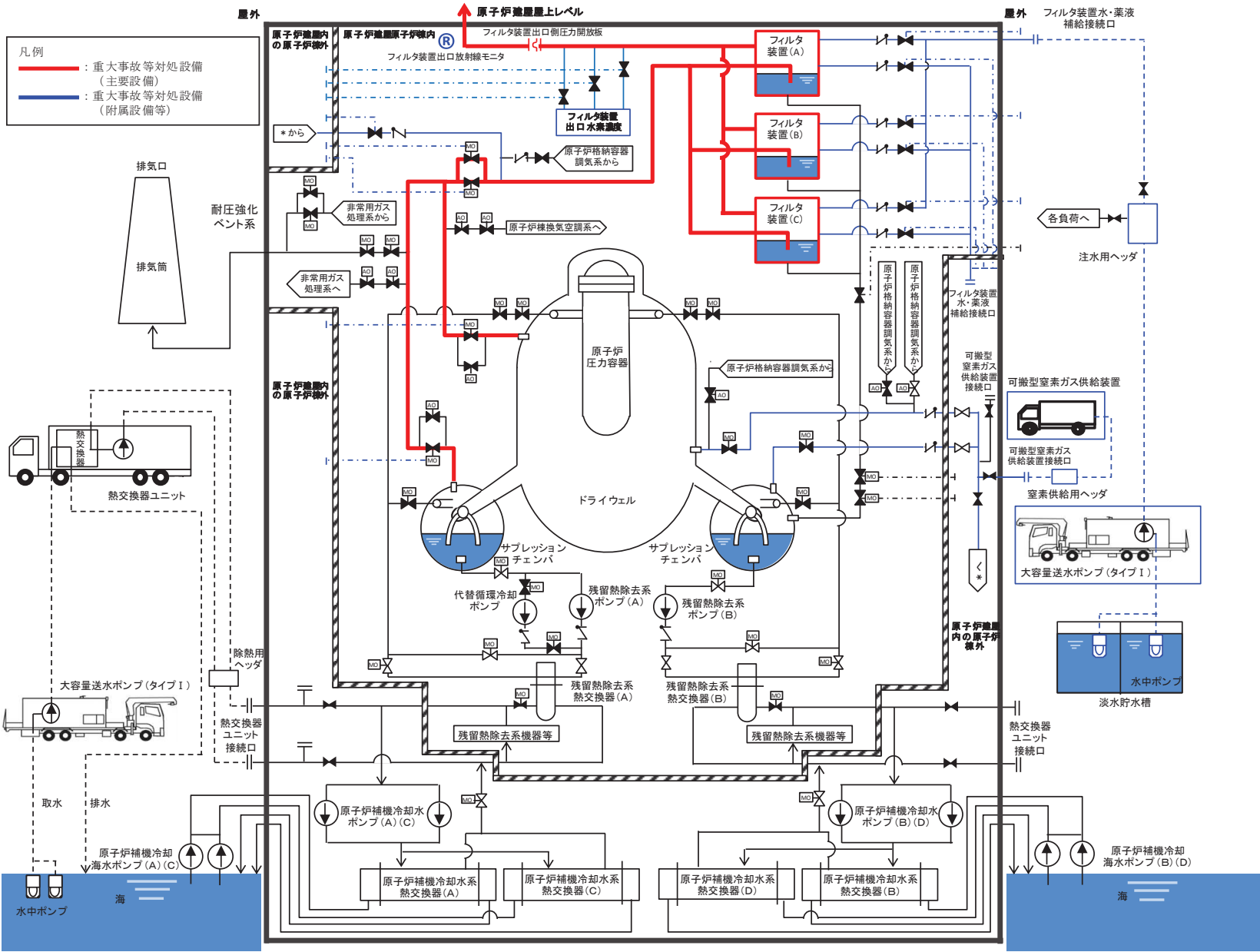


表 3.9-1 原子炉格納容器フィルタベント系に関する重大事故等対処設備一覧

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】 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】
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】
排出元	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）【常設】
水源	—
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】 原子炉格納容器【常設】 ホース，窒素供給用ヘッダ，接続口【可搬】
注水先	—
電源設備*1	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 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】

(次頁へ続く)

設備区分	設備名
計装設備*2	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】 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：単線結線図を補足説明資料 50-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態。

計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.9.2.3 水素濃度及び酸素濃度監視設備

3.9.2.3.1 設備概要

格納容器内水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的に原子炉格納容器内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。格納容器内水素濃度は、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）が喪失した場合において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（125V 代替蓄電池，125V 代替充電器盤及び電源車の組み合わせ）からの受電により中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度の監視が可能な設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによる原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排出する必要があることから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を目的として、原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）に水素検出器及び酸素検出器を設置し、原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングすることで原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングポンプにより吸い込み、冷却器及び除湿器で処理した後、水素検出器及び酸素検出器により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度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であり、また、サンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による冷却機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却水系による冷却により中央制御室において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な設計とする。

本システムの系統概略図を図 3.9-2 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.9-2 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。

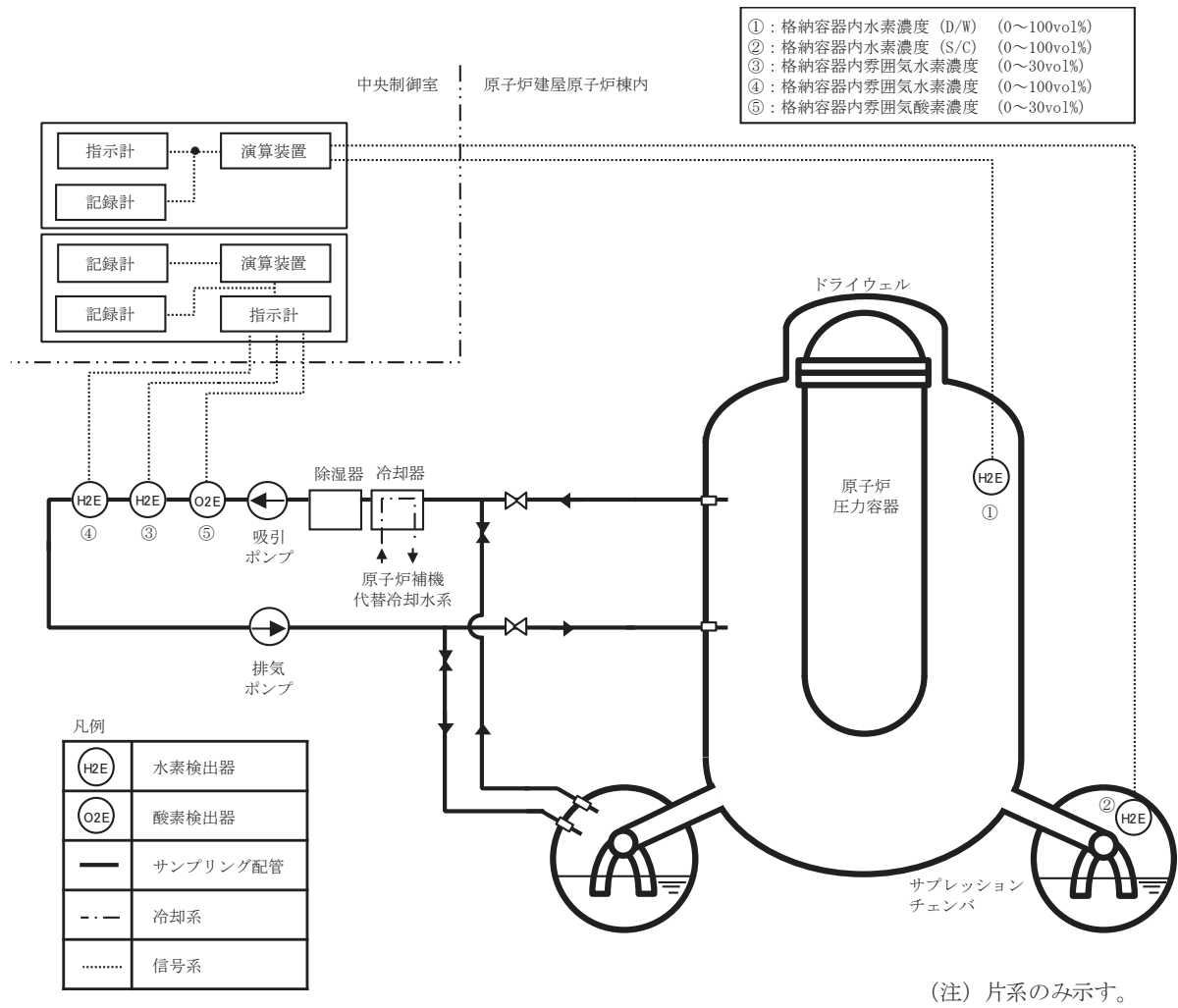


図 3.9-2 水素濃度及び酸素濃度監視設備に関する重大事故等対処設備の系統概要図

表 3.9-2 水素濃度及び酸素濃度監視設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	格納容器内水素濃度 (D/W) 【常設】 格納容器内水素濃度 (S/C) 【常設】 格納容器内雰囲気水素濃度 【常設】 格納容器内雰囲気酸素濃度 【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
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>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 蓄電池 2B 【常設】</p> <p>125V 充電器盤 2A 【常設】</p> <p>125V 充電器盤 2B 【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>常設代替直流電源設備</p> <p>125V 代替蓄電池 【常設】</p> <p>可搬型代替直流電源設備</p> <p>125V 代替蓄電池 【常設】</p> <p>125V 代替充電器盤 【常設】</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>
計装設備	—

*1：単線結線図を補足説明資料 52-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.9.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を表 3.9-3 に示す。

表 3.9-3 水素濃度及び酸素濃度監視設備の主要機器仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度 (D/W)	水素吸蔵材料式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度 (S/C)	水素吸蔵材料式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内雰囲気 水素濃度	熱伝導率式 水素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉建屋原子炉棟内)
		0~100vol%	2	原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉建屋原子炉棟内)
格納容器内雰囲気 酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋 <input type="text"/> (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。

3.9.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.9.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(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。

格納容器内水素濃度は，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3.9-4に示す設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は原子炉建屋[□]
[□](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3.9-4に示す設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置の操作は，中央制御室で可能な設計とする。

表 3.9-4 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	原子炉格納容器内又は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	原子炉格納容器内又は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	原子炉格納容器内又は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。

(52-3)

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。

格納容器内水素濃度は、想定される重大事故等時において中央制御室にて監視可能な設計であり、現場又は中央制御室における操作は発生しない。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の監視操作に必要な機器を表 3.9-5 に示す。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、通常時からサンプリング方式による計測を実施し、中央制御室にて監視を行う。サンプリング装置は、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。

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。

(52-3)

表 3.9-5 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
格納容器内雰囲気水素濃度 (サンプリング装置)	停止→起動 測定点選択 (D/W⇔S/C)	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	
格納容器内雰囲気酸素濃度 (サンプリング装置)	停止→起動 測定点選択 (D/W⇔S/C)	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。

格納容器内水素濃度、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

濃度は、表 3.9-6 へ示すように発電用原子炉の停止中に特性試験として、基準ガスによる検出器の校正及び模擬入力による計器校正が可能な設計とする。格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置は、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験として、運転性能の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

表 3.9-6 水素濃度及び酸素濃度監視設備の試験及び検査

機器名称	発電用原子炉の状態	項目	内容
格納容器内水素濃度	停止中	特性試験	基準ガス校正 計器校正
格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内雰囲気酸素濃度 (サンプリング装置)	停止中	特性試験	基準ガス校正 計器校正
		機能・性能試験	運転性能の確認 漏えいの有無の確認

(52-5)

(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。

格納容器内水素濃度、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用可能な設計とする。

(52-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(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。

格納容器内水素濃度、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素

濃度は、他の設備とヒューズによる電氣的な分離を行うことで、他の設備へ電氣的な悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(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。

格納容器内水素濃度は、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、現場における操作は発生しない。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の監視操作に必要な機器を表 3.9-5 に示す。これらはすべて操作場所の放射線量率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。

(52-3)

3.9.2.3.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項第一号）

(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。

格納容器内水素濃度及び格納容器内雰囲気水素濃度は、炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視できるように、0～100vol%を計測可能な設計とする。

格納容器内雰囲気酸素濃度は、原子炉格納容器内に蓄積した放射性物質により、水の放射線分解で発生する水素ガス及び酸素ガスによる水素燃焼の可能性（酸素濃度：5vol%）を把握することが可能な設計とする。

(52-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項第二号）

(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。

格納容器内水素濃度、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項第三号）

(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。

格納容器内水素濃度は、格納容器内雰囲気水素濃度（サンプリングによる計測方式）と異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とし、検出器も位置的分散を図る設計とすることで、共通要因によって同時に機能を損なわれない設計とする。また、格納容器内水素濃度は、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であり、多様性を考慮した設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、設計基準事故対処設備を使用するものであり、電源については非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備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。また、サンプリングガスの冷却については原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対して多様性を有する原子炉補機代替冷却水系から冷却水の供給が可能な設計とする。

(52-2, 52-3)

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。

本システムの概要図を図 3. 14-1～6 に、本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表 3. 14-1 に示す。

本システムは、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、可搬型窒素ガス供給装置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)」並びに可搬型窒素ガス供給装置については、「3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備(設置許可基準規則52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。

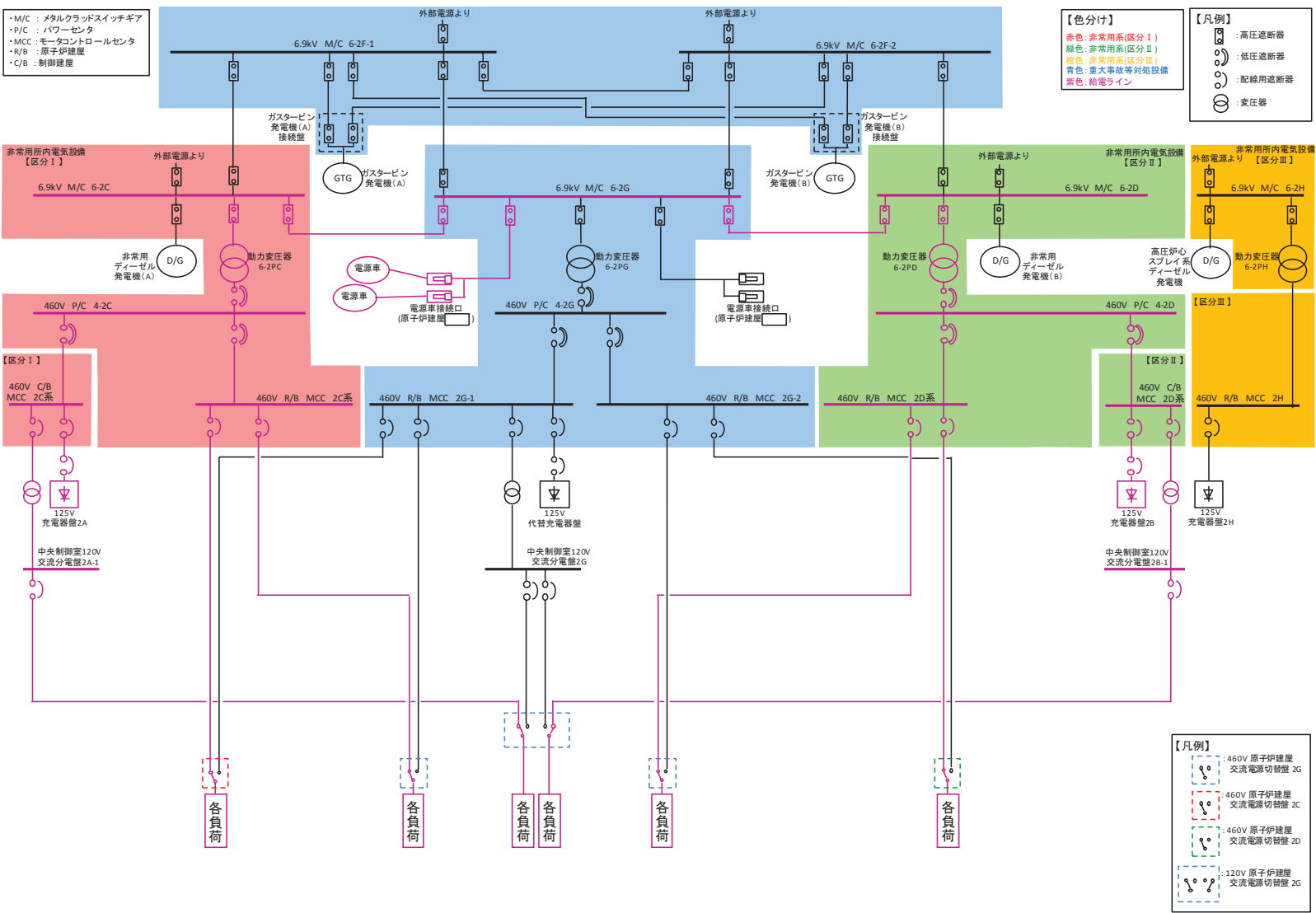


図 3. 14-1 可搬型代替交流電源設備系統図
 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋))
 ～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

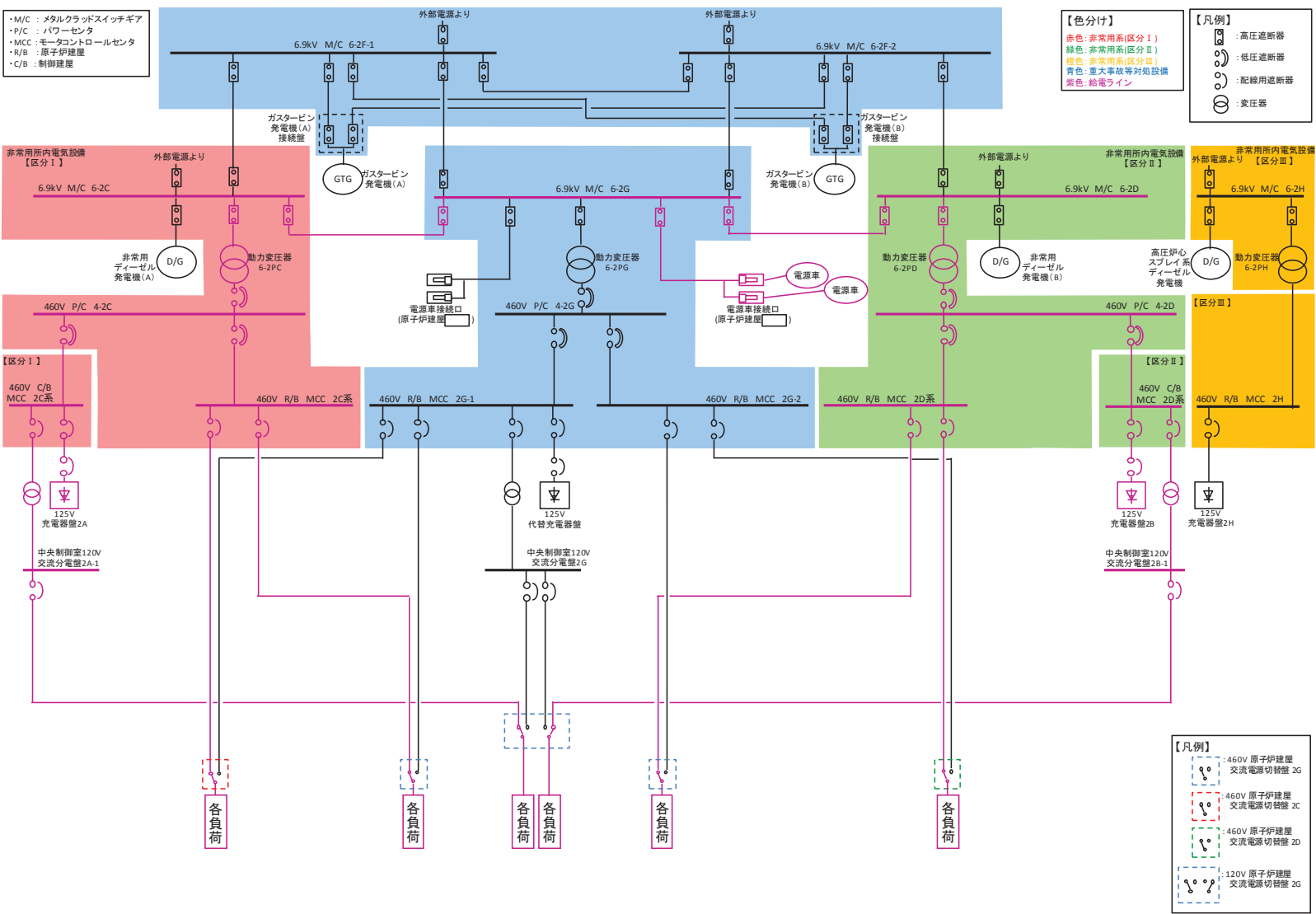


図 3. 14-2 可搬型代替交流電源設備系統図
 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋))
 ～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

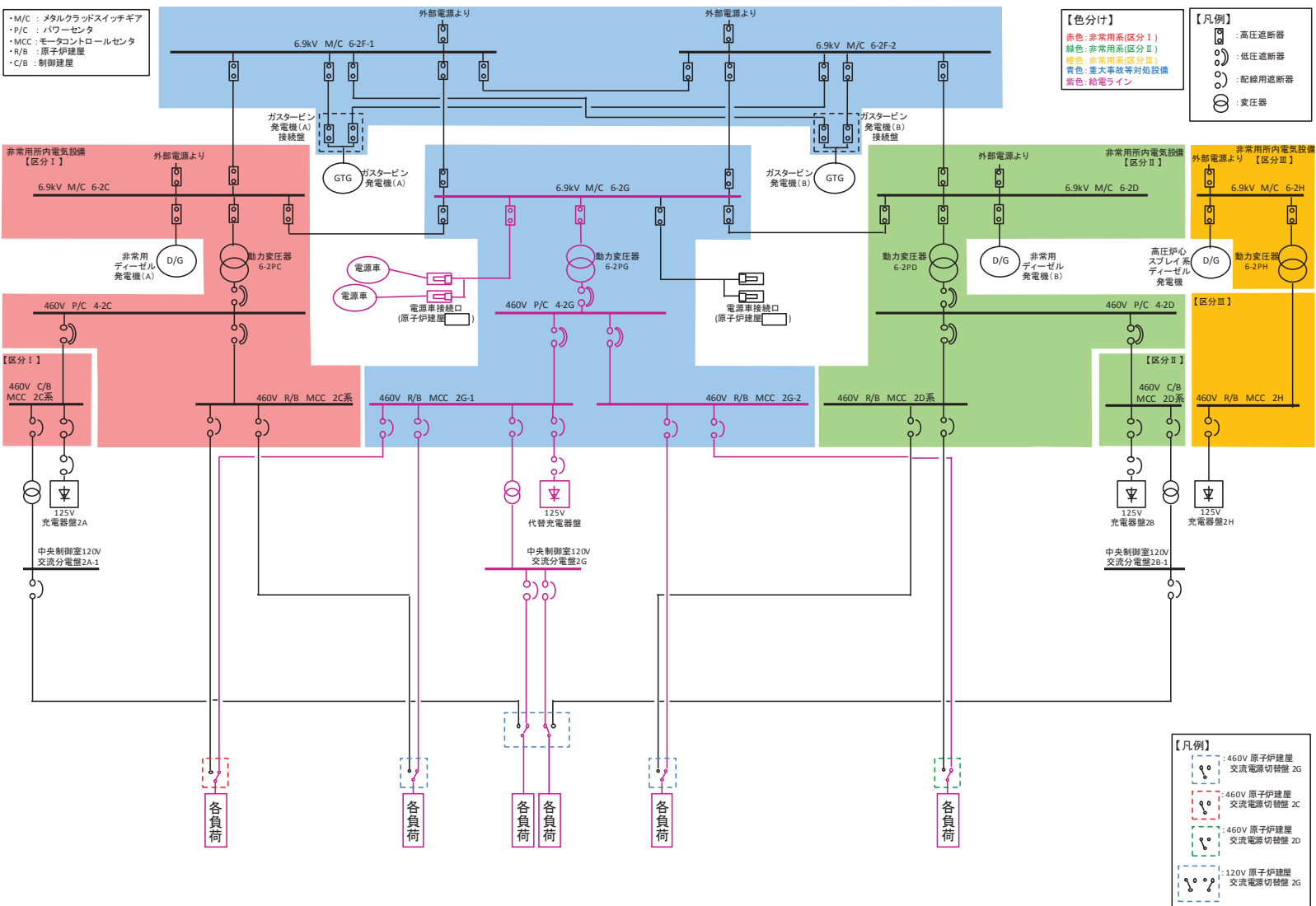


図 3. 14-3 可搬型代替交流電源設備系統図
 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系電路)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

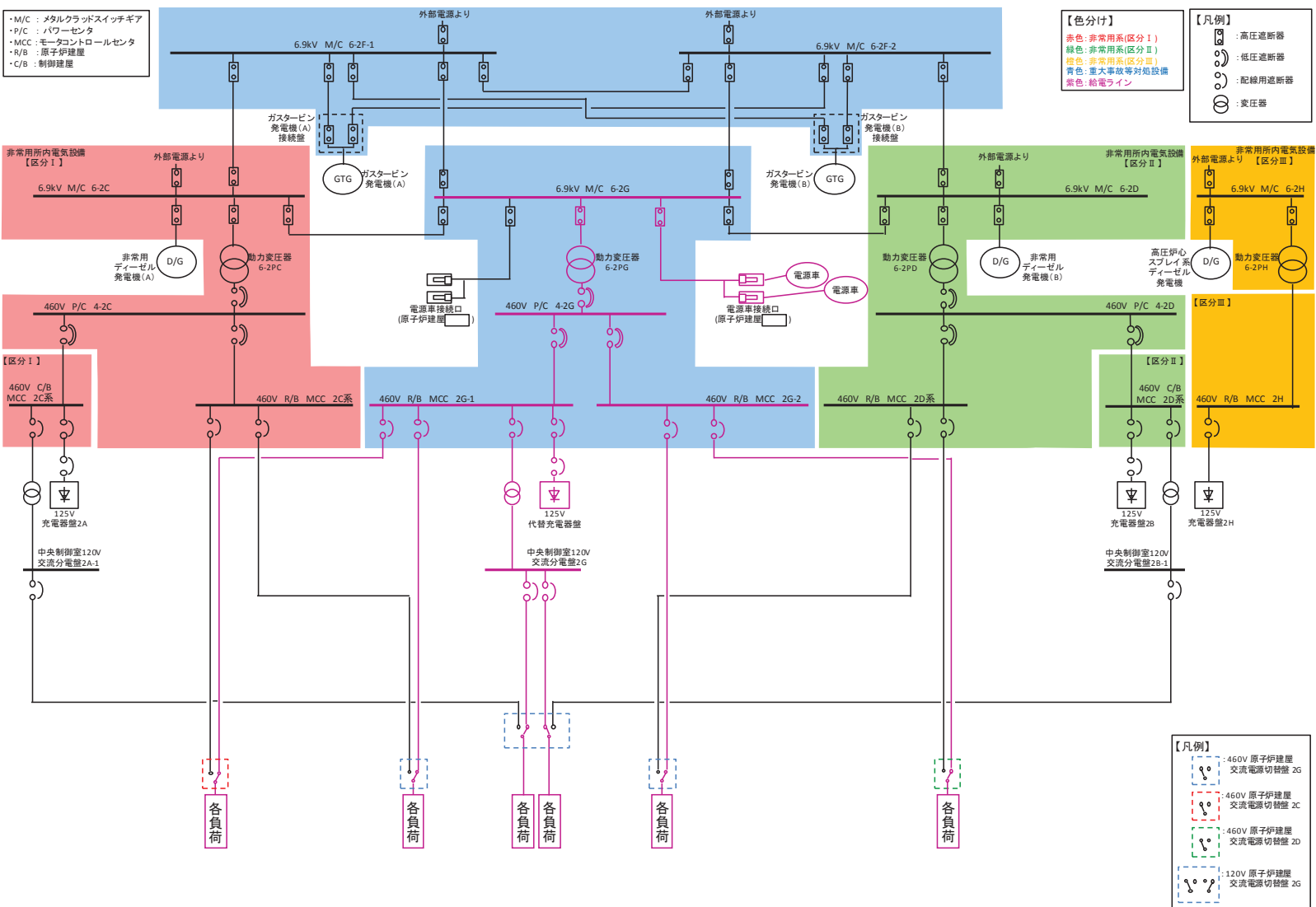
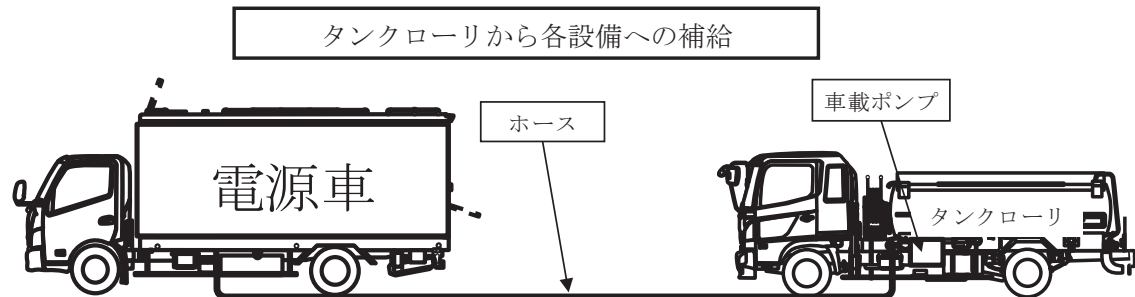
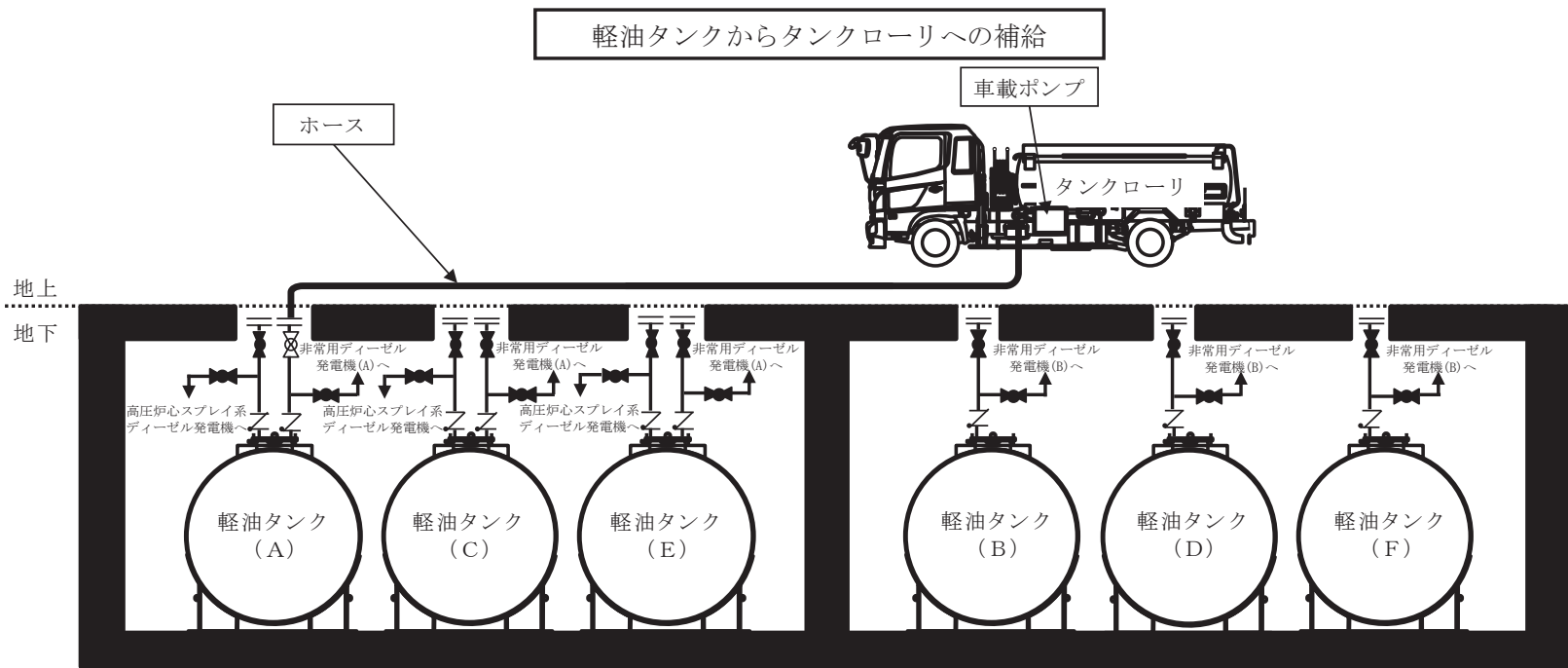


図 3. 14-4 可搬型代替交流電源設備系統図
 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系電路)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



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. 14-5 可搬型代替交流電源設備系統図
(燃料移送系 (軽油タンク))

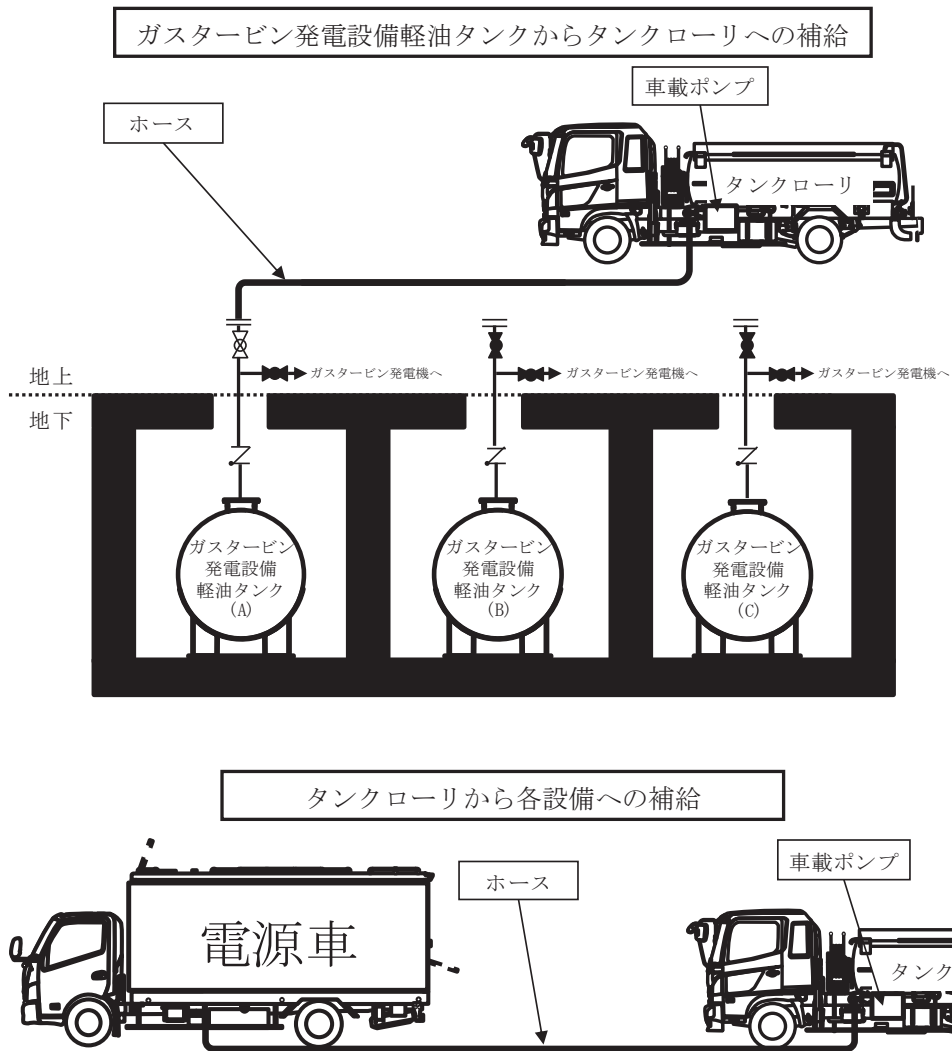


図 3.14-6 可搬型代替交流電源設備系統図
(燃料移送系 (ガスタービン発電設備軽油タンク))

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 3.14-1 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。
海水を通水するシステムへの影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、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 \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)

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 \square) 又は 原子炉建屋 \square)	屋外 (原子炉建屋 \square) 又は 原子炉建屋 \square)	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 \square (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 \square) 用 又は電源車接続口 (原子炉建屋 \square) 用)		切 →入	原子炉建屋 \square (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 \square (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 \square (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

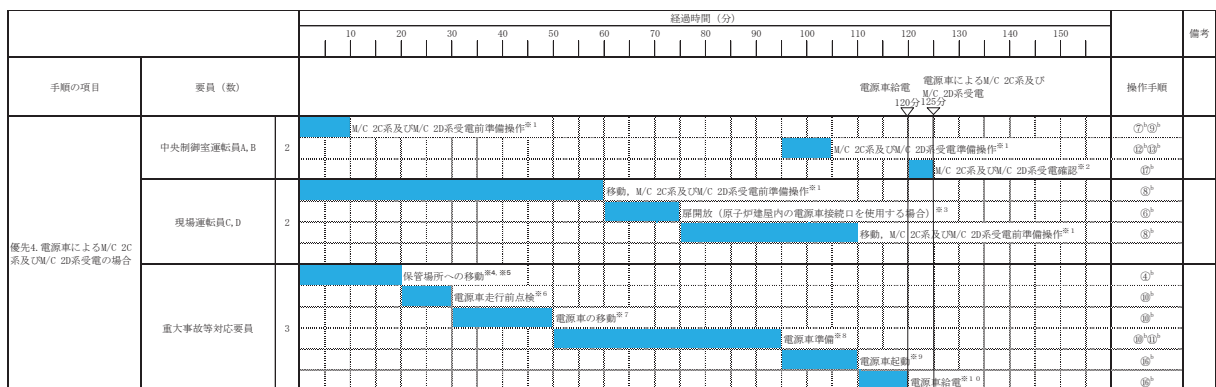
基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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。

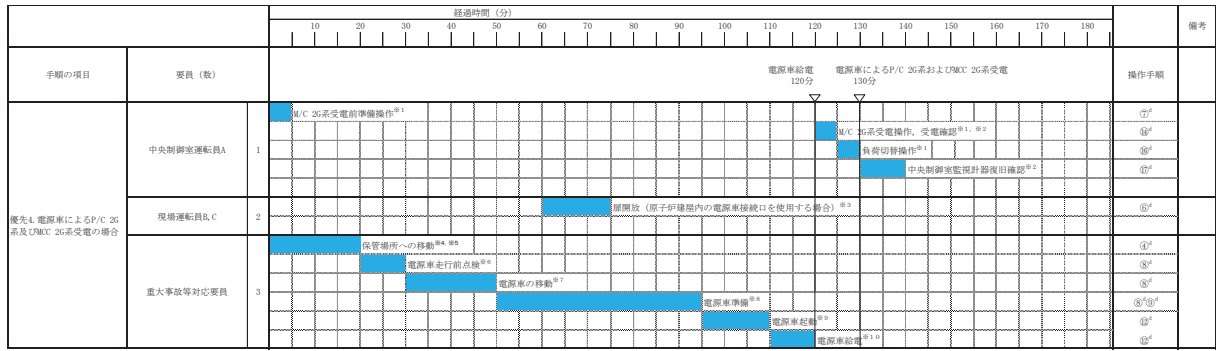
これにより、図 3.14-7~10 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(57-3)



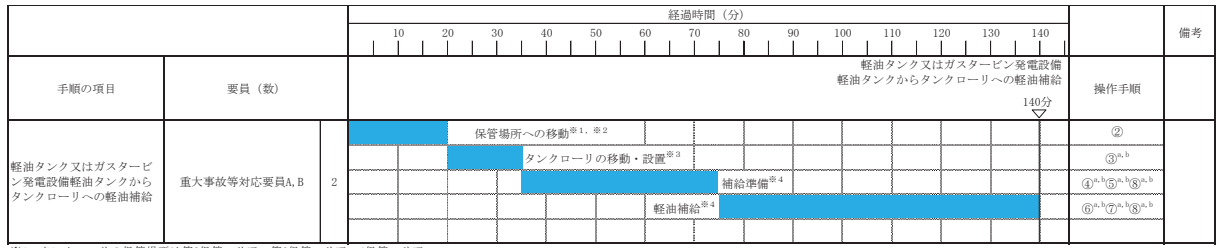
※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※2: 訓練表編に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※3: 中央制御室から屋上までの移動時間及び緊急の運用設備操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※4: 電源車の保管場所(第2保管エリア及び第3保管エリア)
 ※5: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※6: 電源車の走行前点検の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※7: 電源車の保管場所から電源車接続口までの移動の実績を考慮した時間に余裕を見込んだ時間
 ※8: 電源車の準備(ケーブルの敷設及び接続)の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※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 3.14-7 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



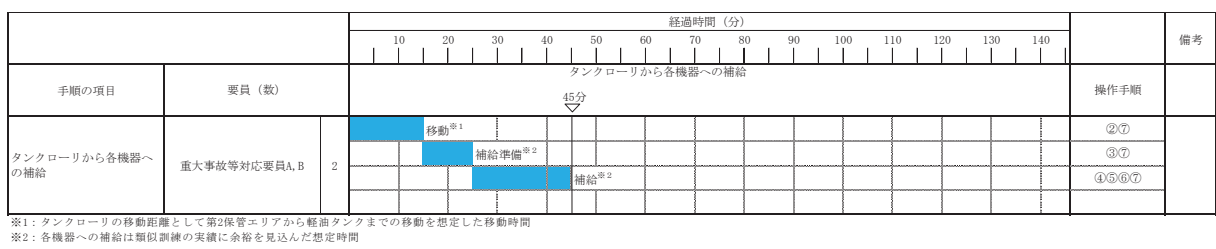
※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※2: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※3: 中央制御室から扉までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※4: 電源車の保管場所は第2保管エリア及び第3保管エリア
 ※5: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※6: 電源車の走行前点検の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※7: 電源車の保管場所から電源車接続口までの移動の実績を考慮した時間に余裕を見込んだ時間
 ※8: 電源車の準備 (ケーブルの敷設及び接続) の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※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□) 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□) 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)>	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。

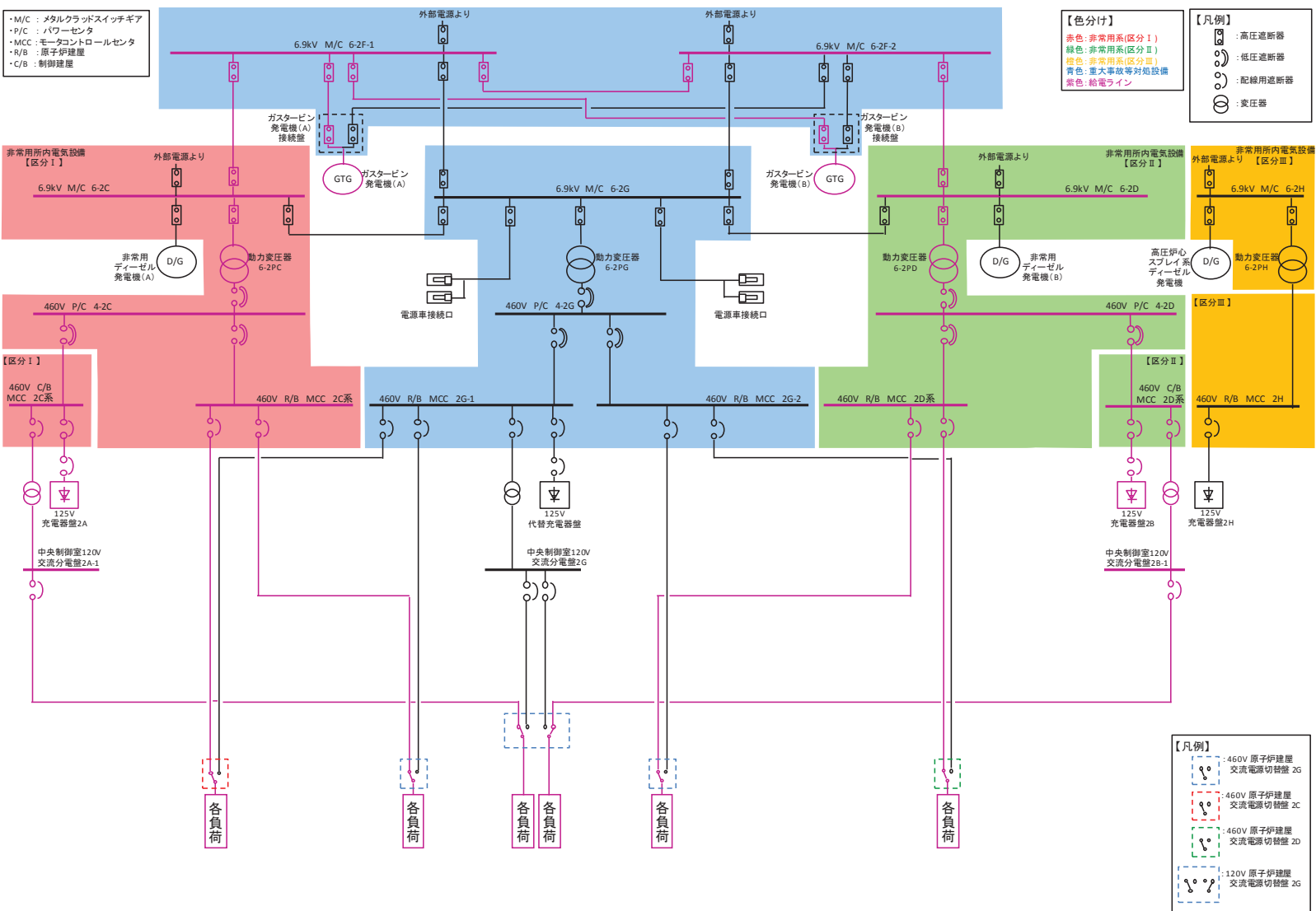


図 3.14-11 常設代替交流電源設備系統図

(ガスタービン発電機〜非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路)

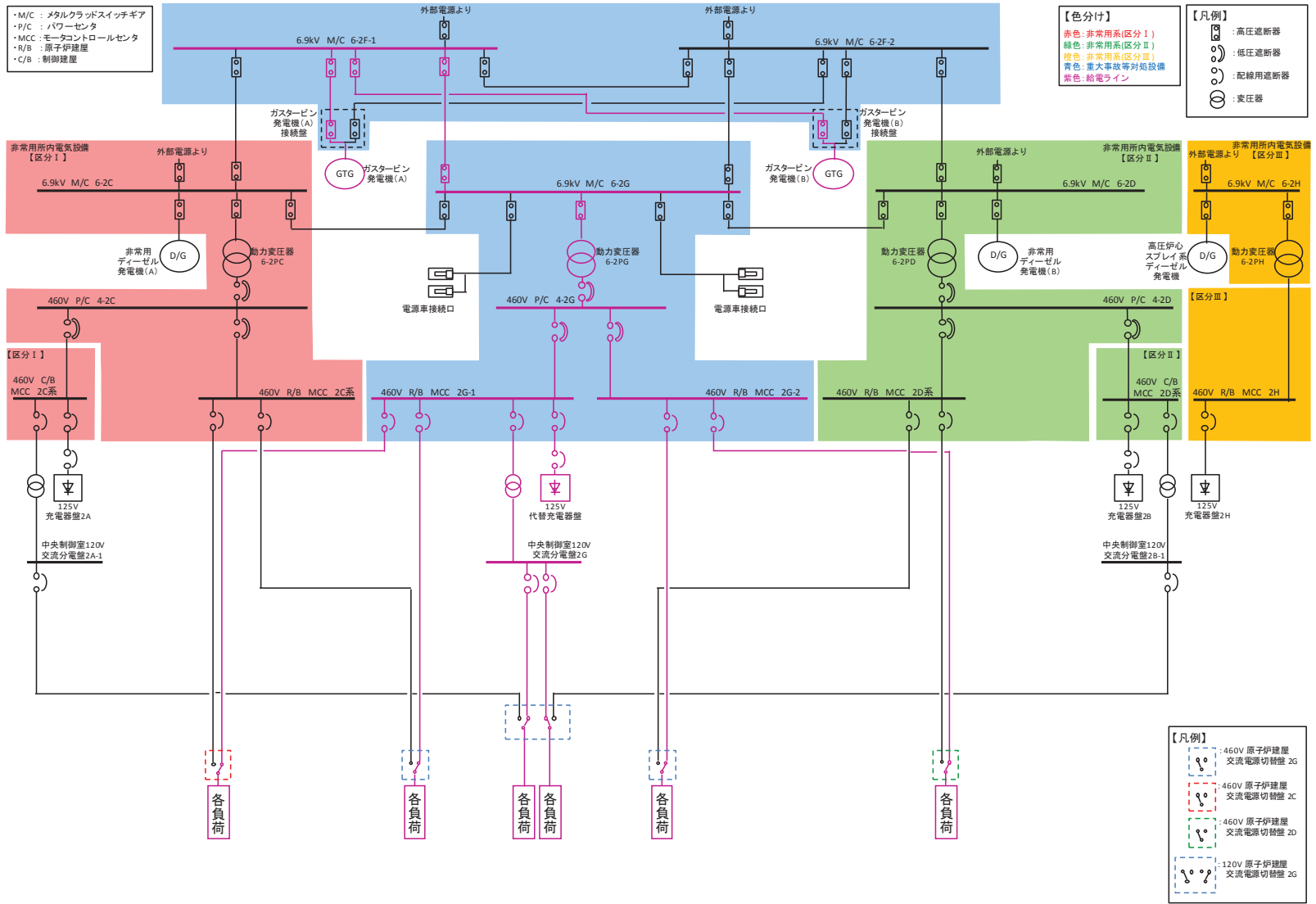


図 3. 14-12 常設代替交流電源設備系統図
 (ガスタービン発電機～緊急用低圧母線 2G 系電路)

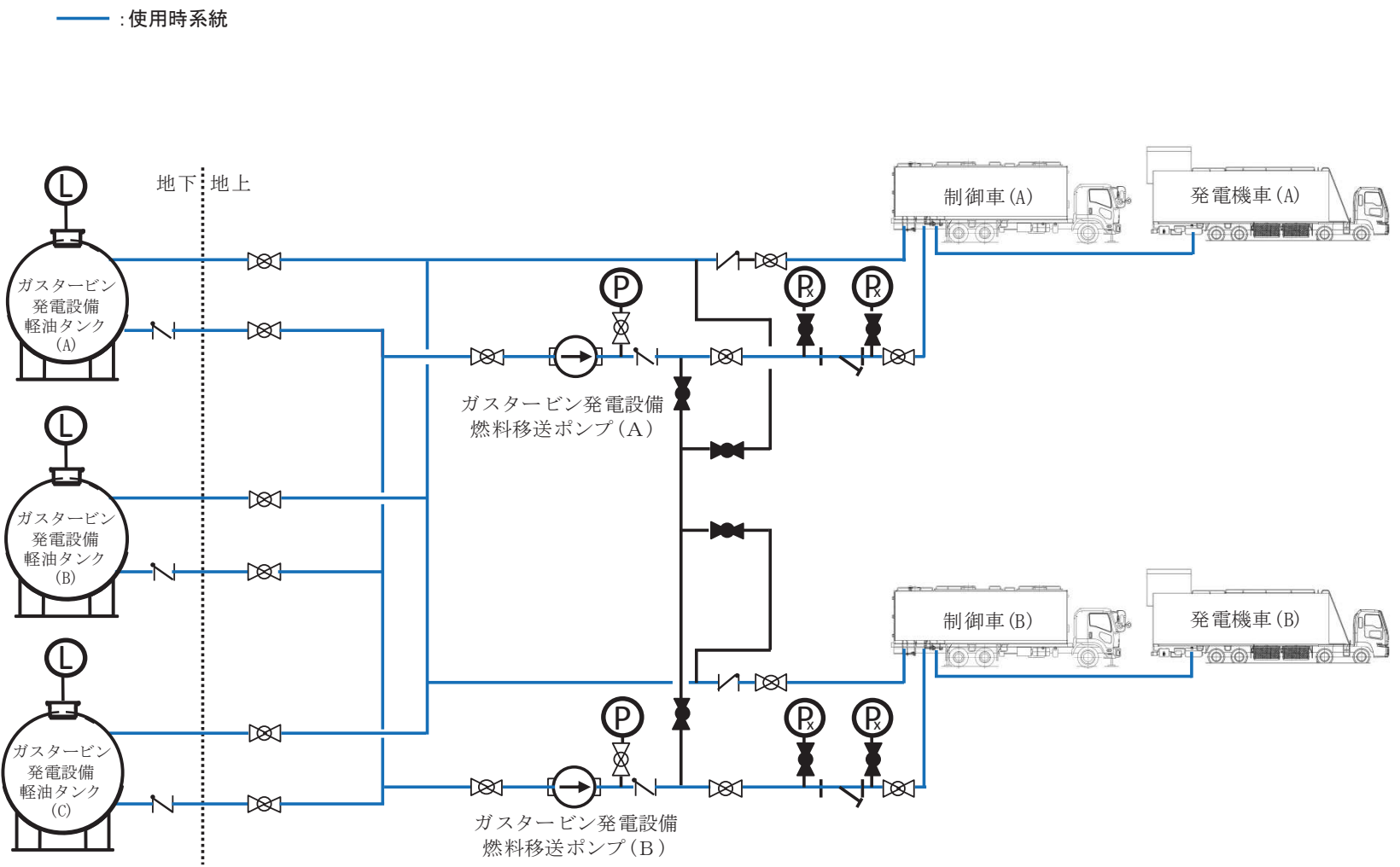


図 3.14-13 常設代替交流電源設備系統図
(ガスタービン発電設備燃料移送系)

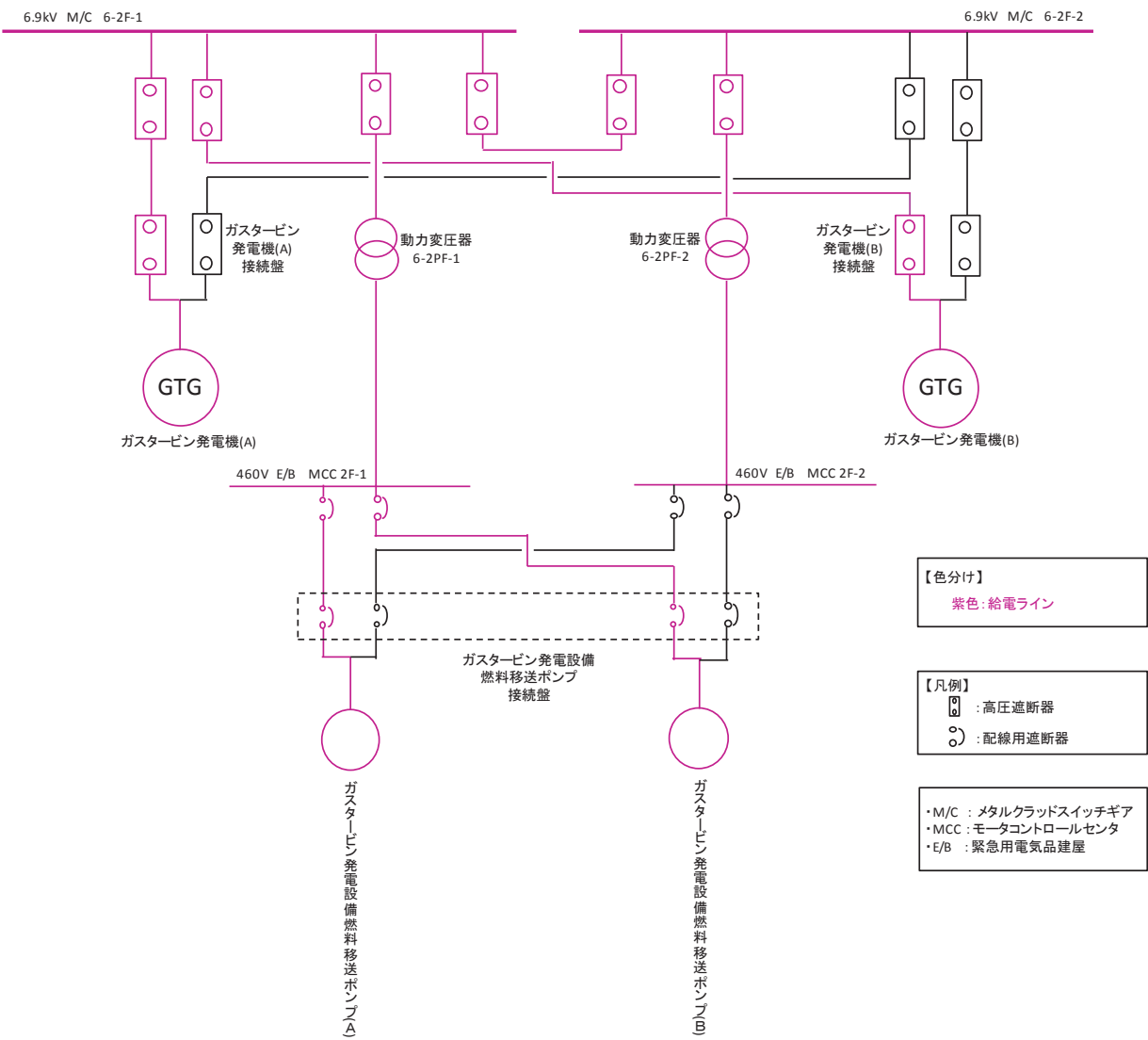


図 3.14-14 常設代替交流電源設備系統図
(ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ電源)

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】*1 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】*2 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】*3
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）*4	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 : 3m³/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 \square)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 []＞ (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 []＞ (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)＞	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)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U/M/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U/M/C 2D系受電の場合	中央制御室運転員A,B	2	電源確認 ^{※1}																	
			M/C 2C系及U/M/C 2D系受電前準備、受電操作、受電確認 ^{※1、※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4,552kW及び連続負荷約3,158kW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3m³/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。

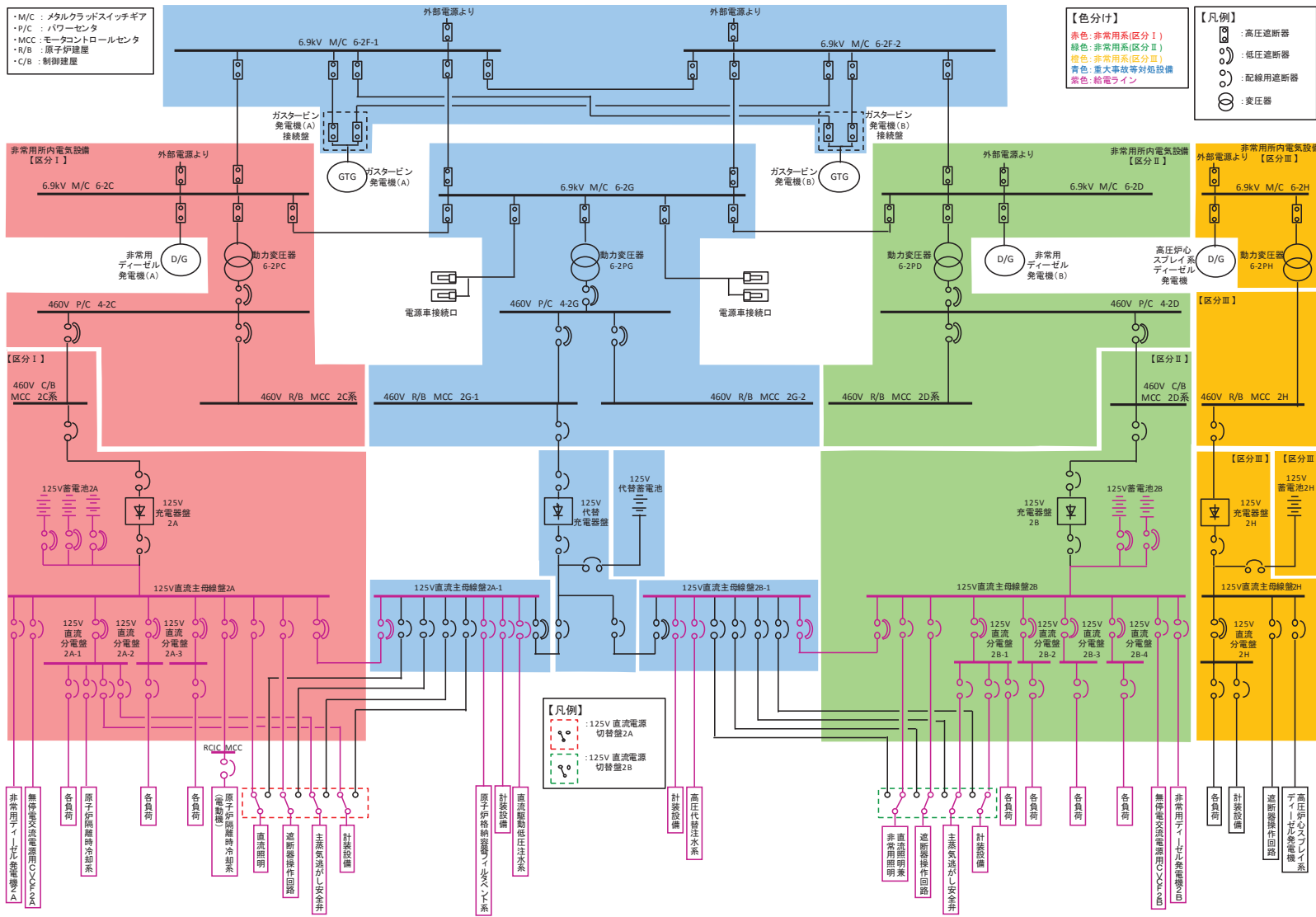


図 3. 14-16 所内常設蓄電式直流電源設備系統図 (全交流動力電源喪失直後～1時間後)

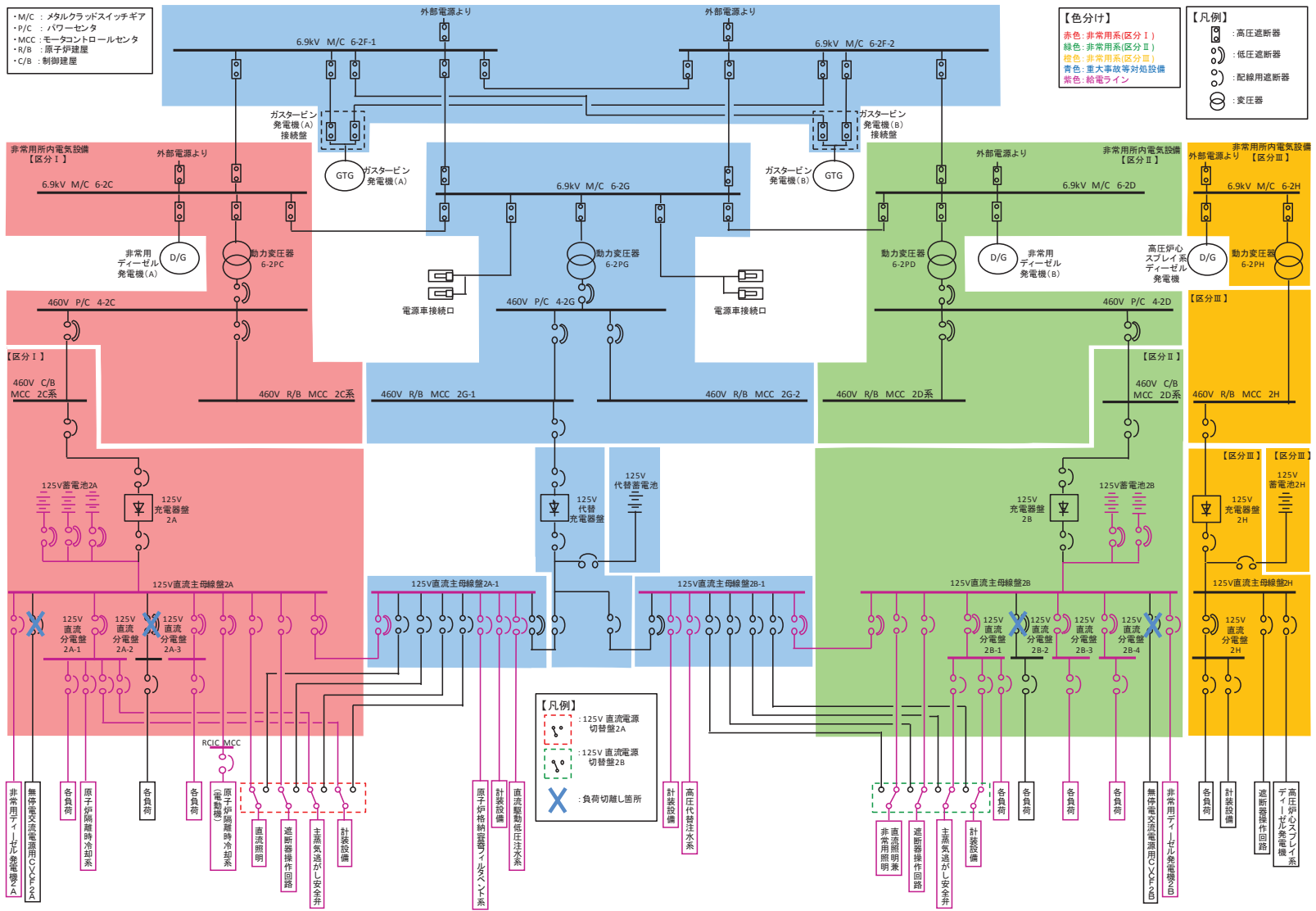
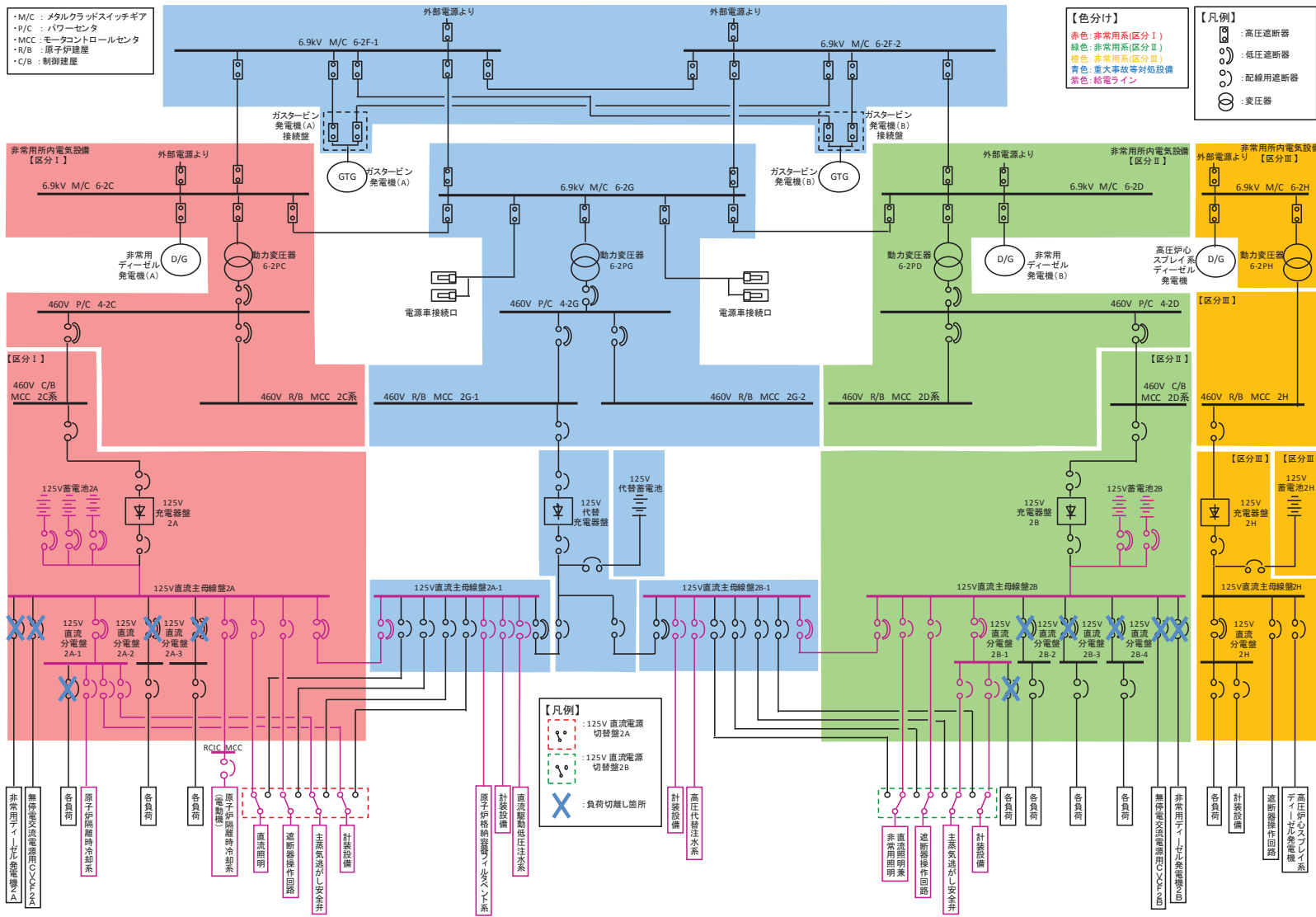


図 3.14-17 所内常設蓄電式直流電源設備系統図
 (全交流動力電源喪失 1 時間後 ~ 8 時間後)



・M/C : メタルクラッドスイッチギア
 ・P/C : パワーセンタ
 ・MCC : モーターコントロールセンタ
 ・R/B : 原子炉建屋
 ・C/B : 制御建屋

【色分け】
 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
 青色: 重大事故等対応設備
 紫色: 給電ライン

【凡例】
 : 高圧遮断器
 : 低圧遮断器
 : 配線用遮断器
 : 変圧器

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)

【凡例】
 : 125V 直流電源 切替盤 2A
 : 125V 直流電源 切替盤 2B
 : 負荷切離し箇所

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） ^{*1}	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)

		経過時間 (時)																								備考
		1	2	3	8	9	10	22	23	24															操作手順	
手順の項目	要員 (数)	1時間負荷切離し 1時間	8時間負荷切離し 8時間																							
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	電源確認 ^{※1}	不要直流負荷切離し ^{※2}															②								
	現場運転員B, C		不要直流負荷切離し ^{※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 蓄電池を經由し、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。

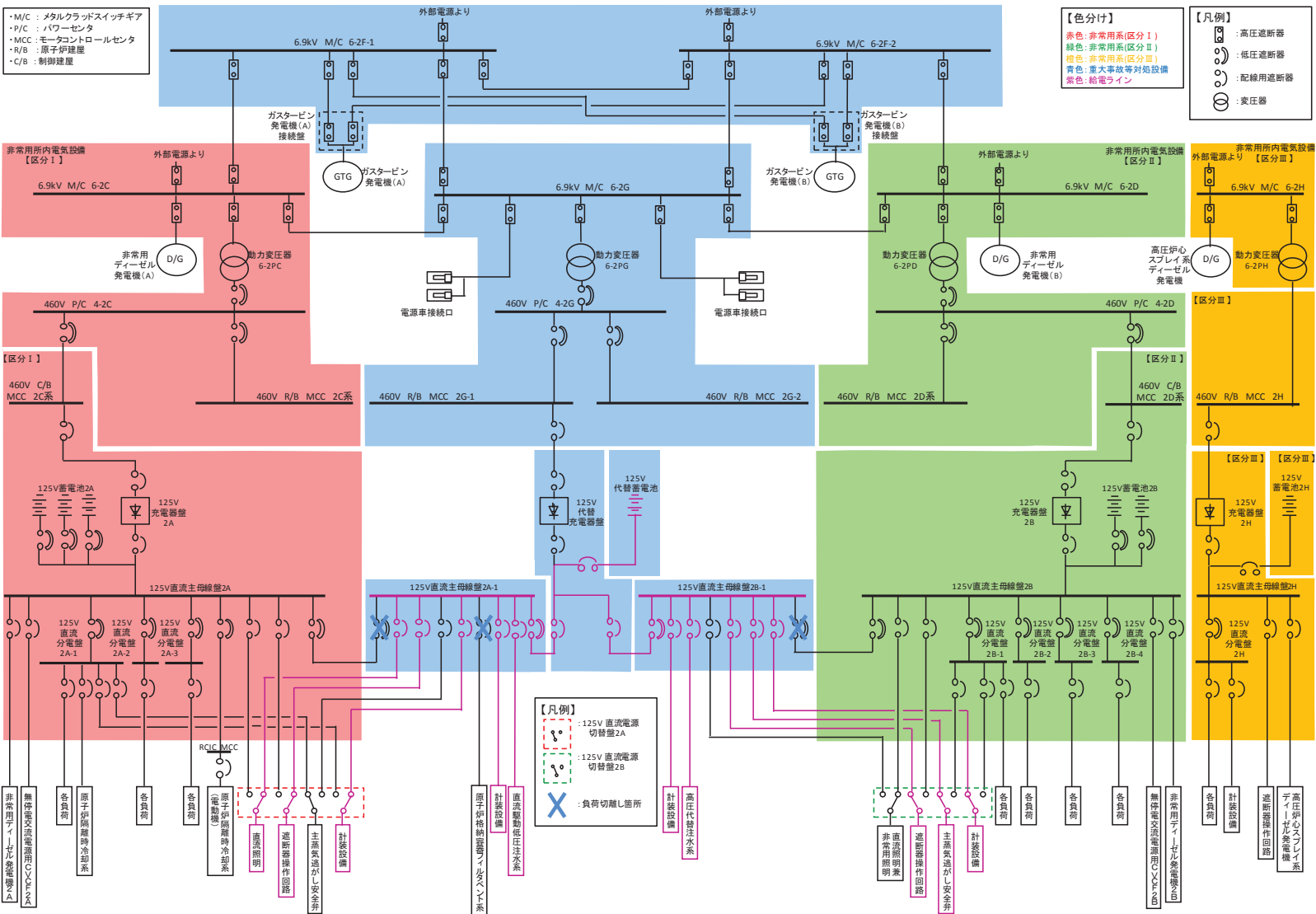


図 3. 14-20 常設代替直流電源設備系統図 (125V 系統)
 (全交流動力電源喪失直後～8 時間後)

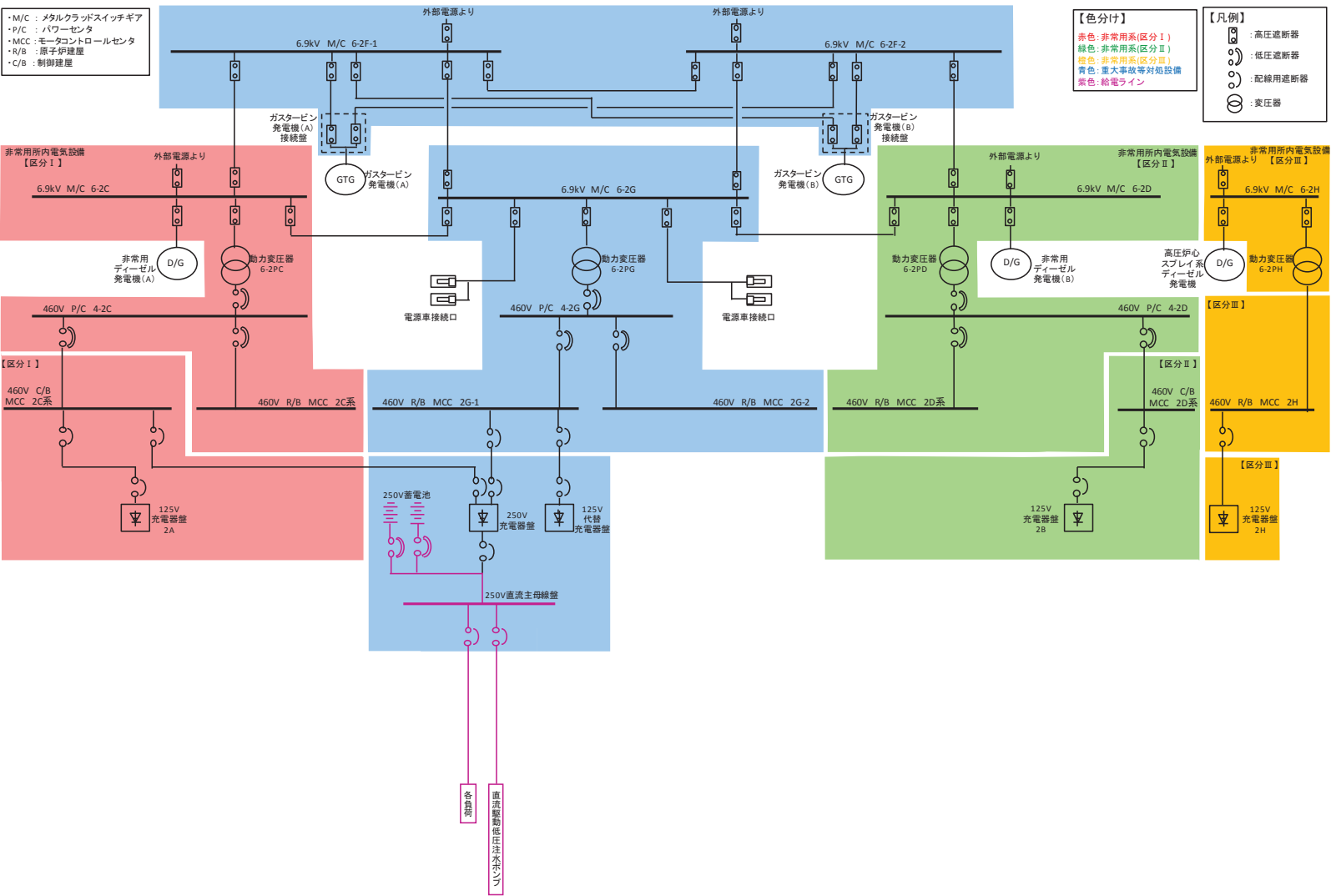


図 3. 14-21 常設代替直流電源設備系統図 (250V 系統)
 (全交流動力電源喪失直後～1 時間後)

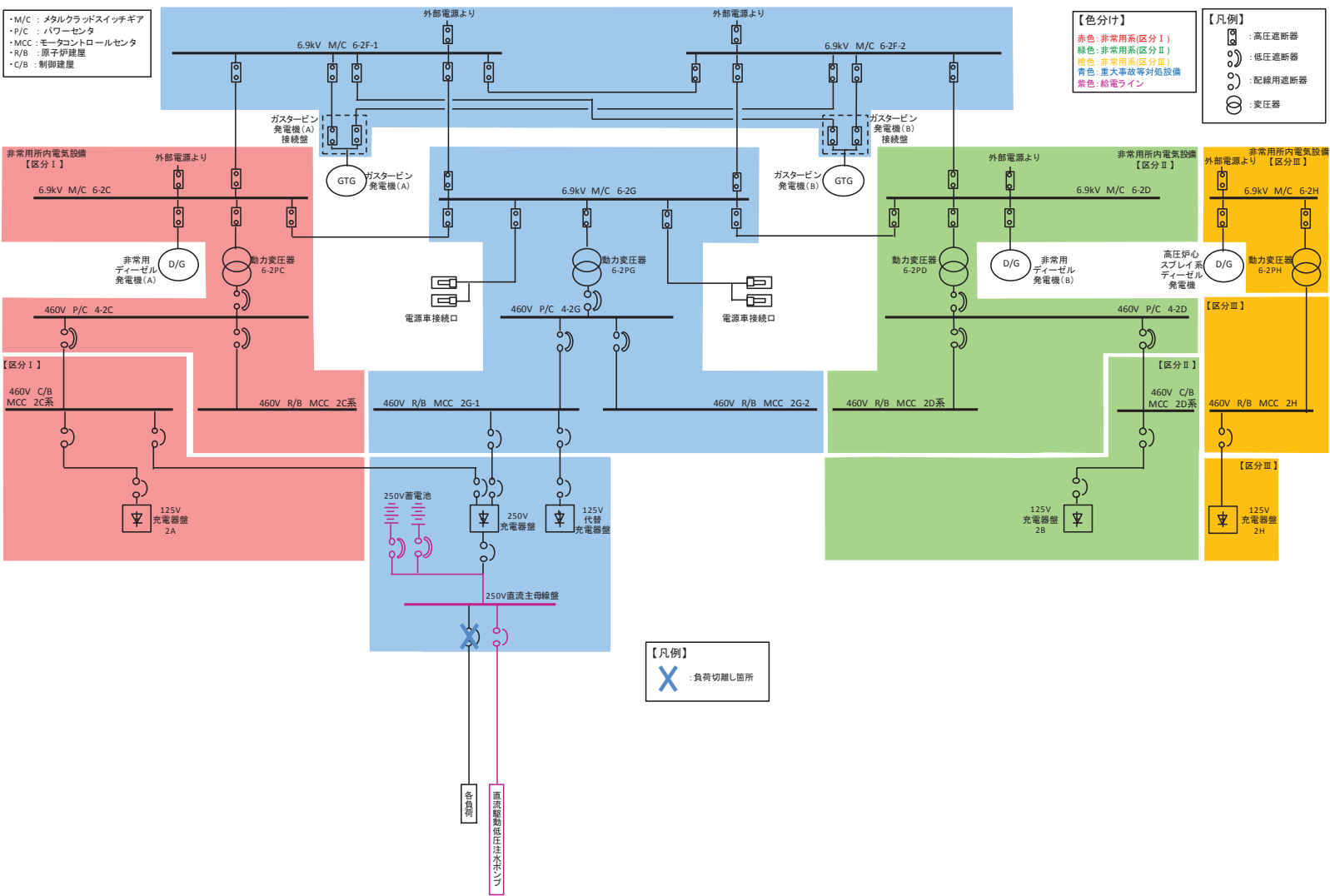


図 3. 14-22 常設代替直流電源設備系統図 (250V 系統)
 (全交流動力電源喪失 1 時間後～24 時間後)

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） ^{*1}	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 	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)

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										
		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																			⑩ ⑨
	現場運転員B,C	2																			②③⑤ ⑦⑨⑩⑫

※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。

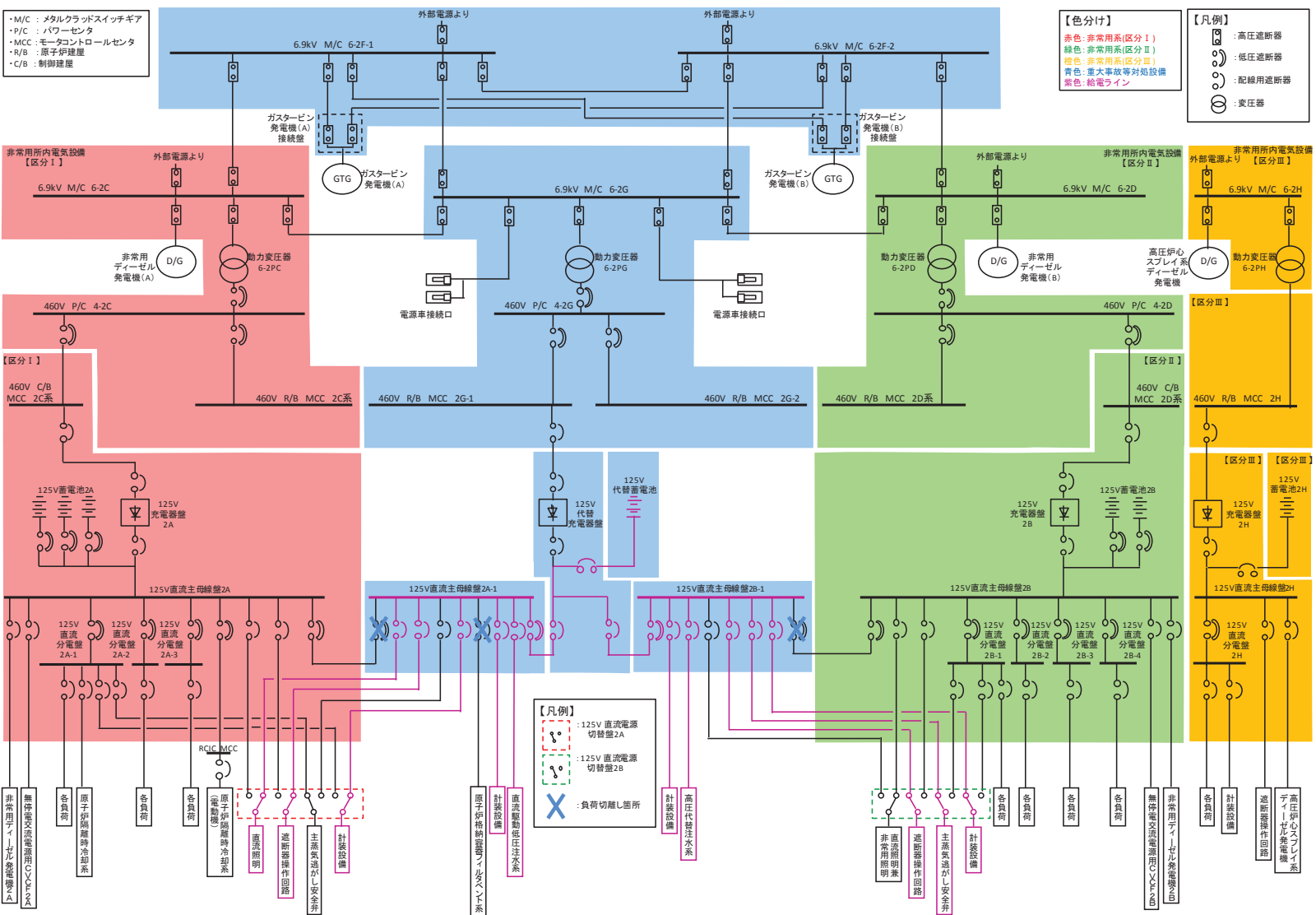


図 3. 14-24 可搬型代替直流電源設備系統図 (125V 系統)

(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)

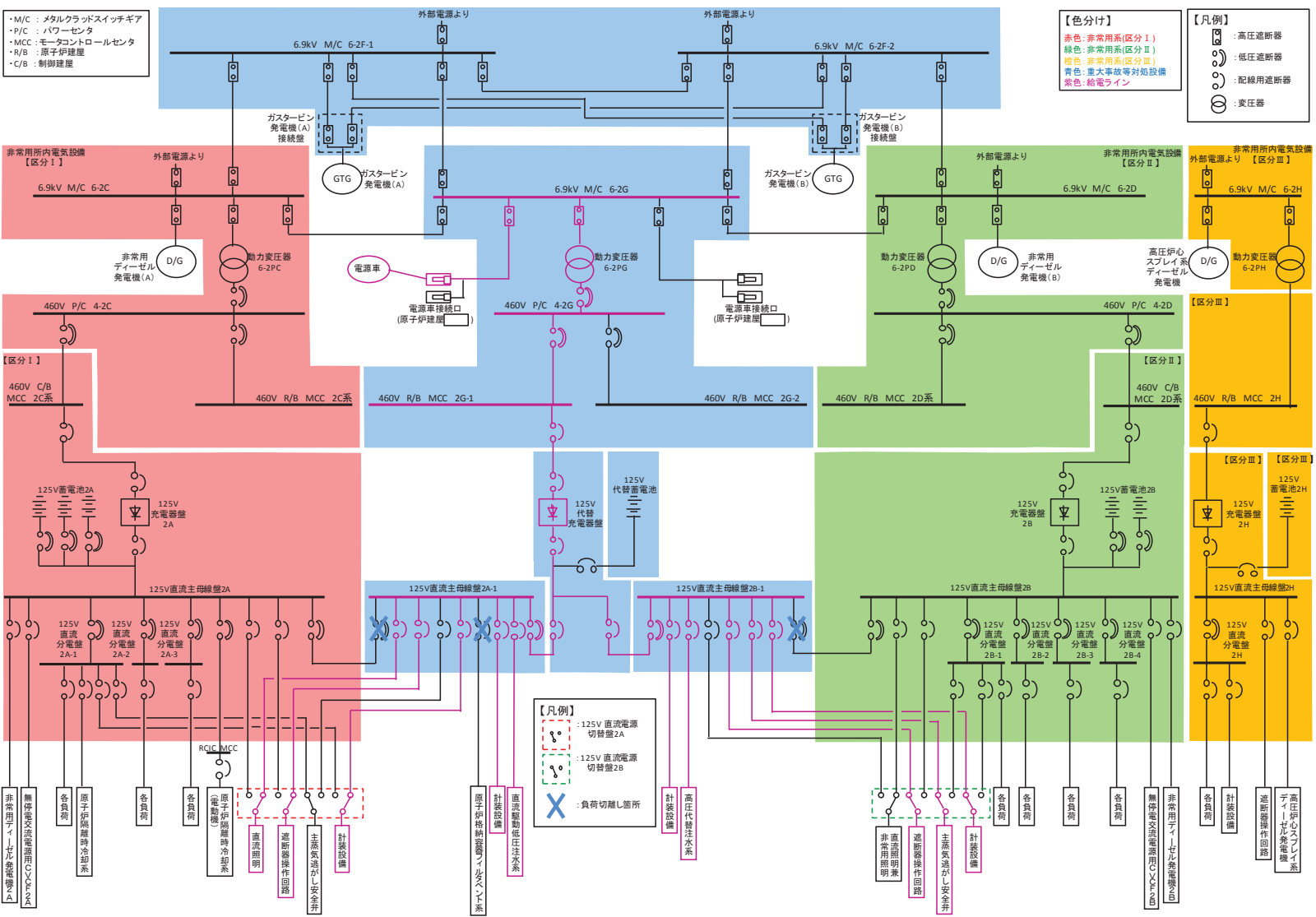


図 3. 14-25 可搬型代替直流電源設備系統図 (125V 系統)

(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。

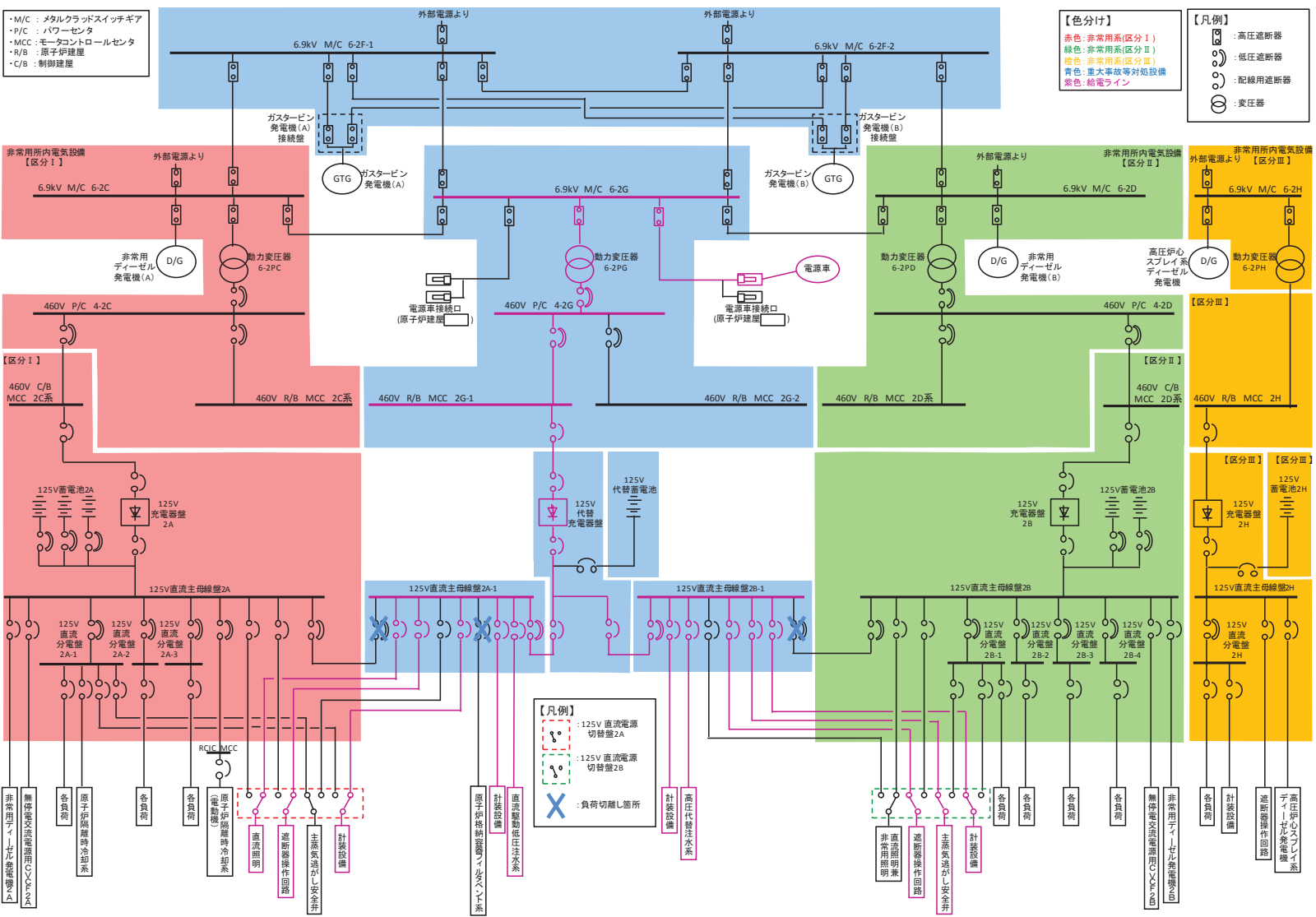


図 3. 14-26 可搬型代替直流電源設備系統図 (125V 系統)

(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。

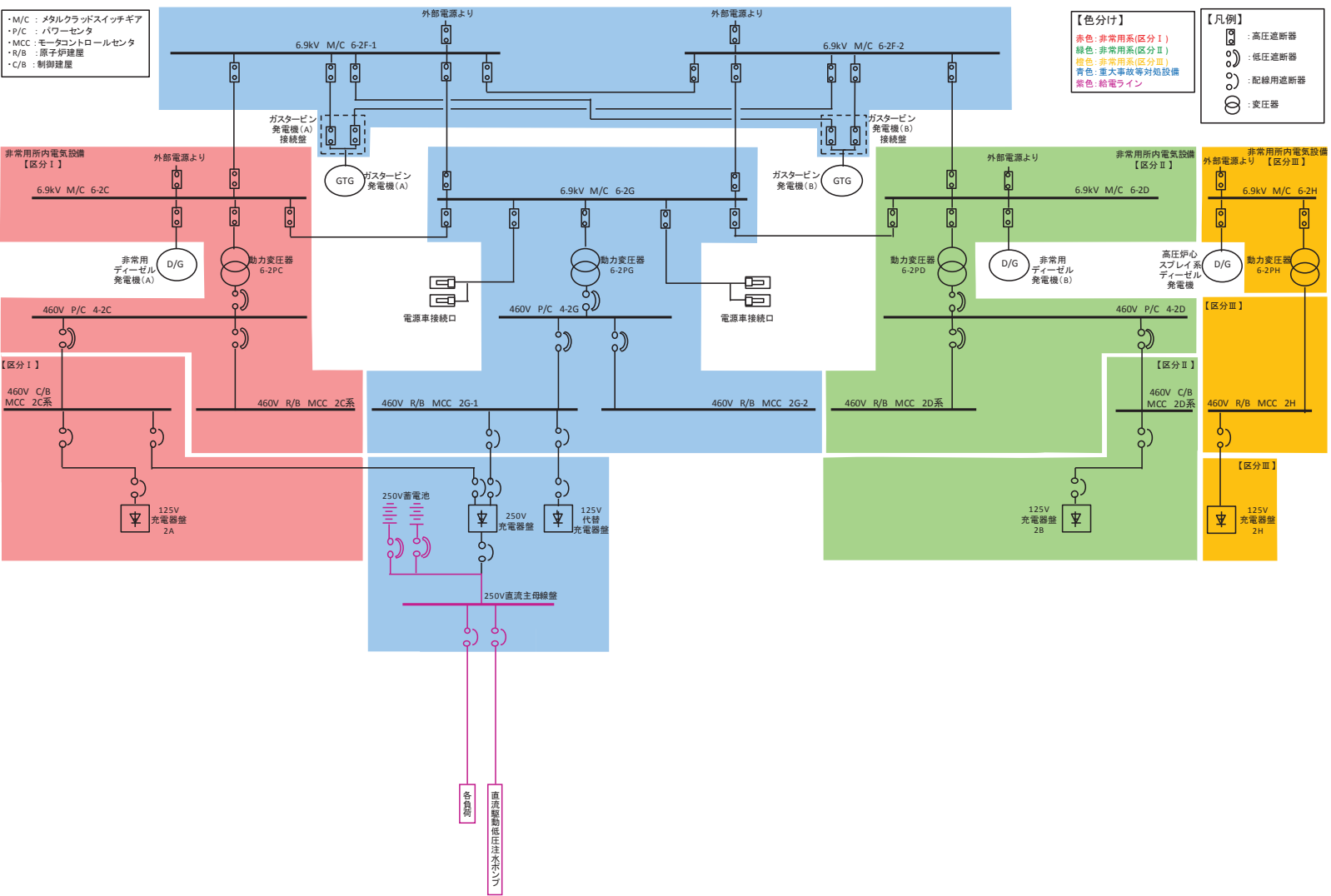


図 3. 14-27 可搬型代替直流電源設備系統図 (250V 系統)

(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)

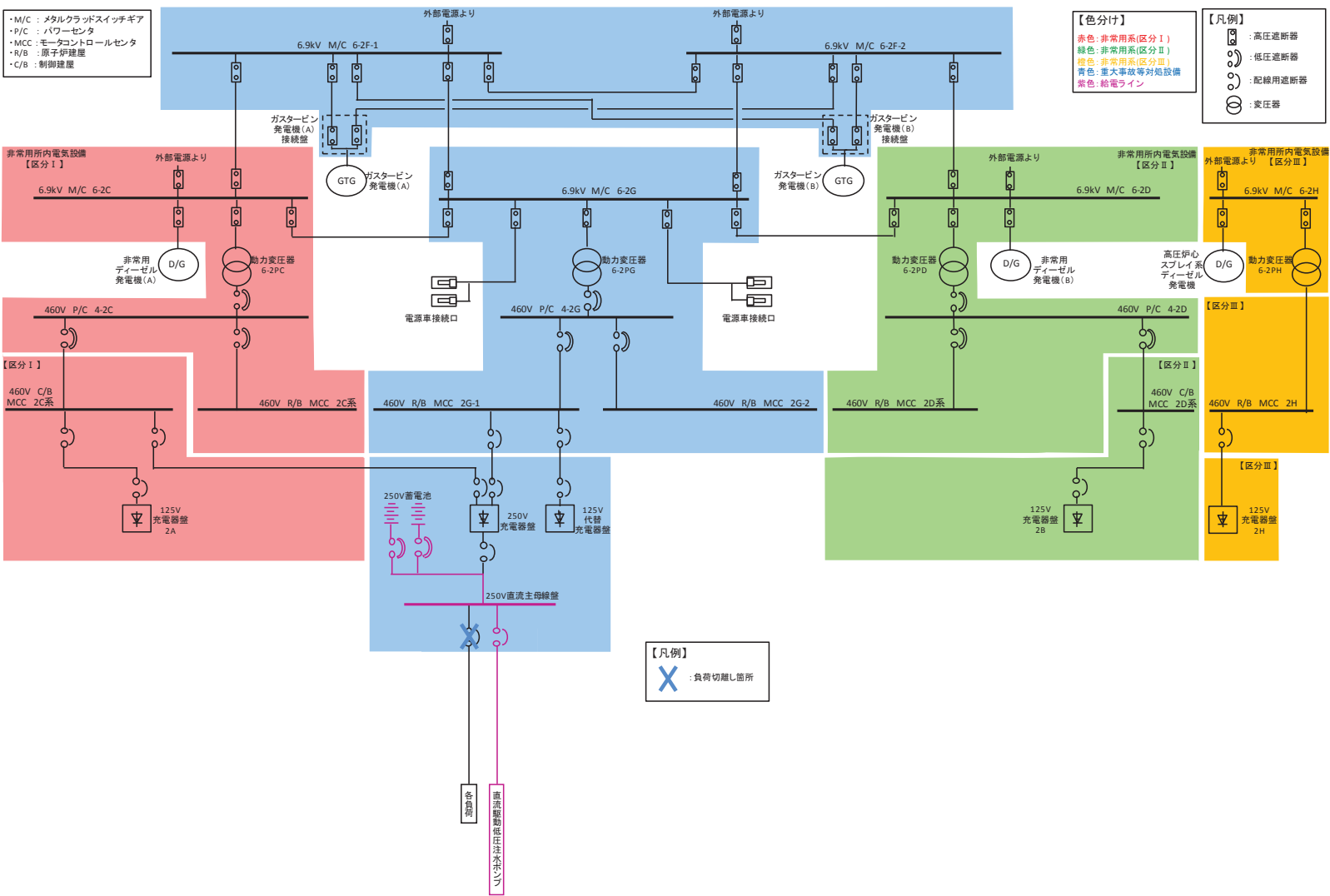


図 3. 14-28 可搬型代替直流電源設備系統図 (250V 系統)

(全交流動力電源喪失及び炉内常設蓄電式直流電源設備喪失 1 時間後～24 時間後)

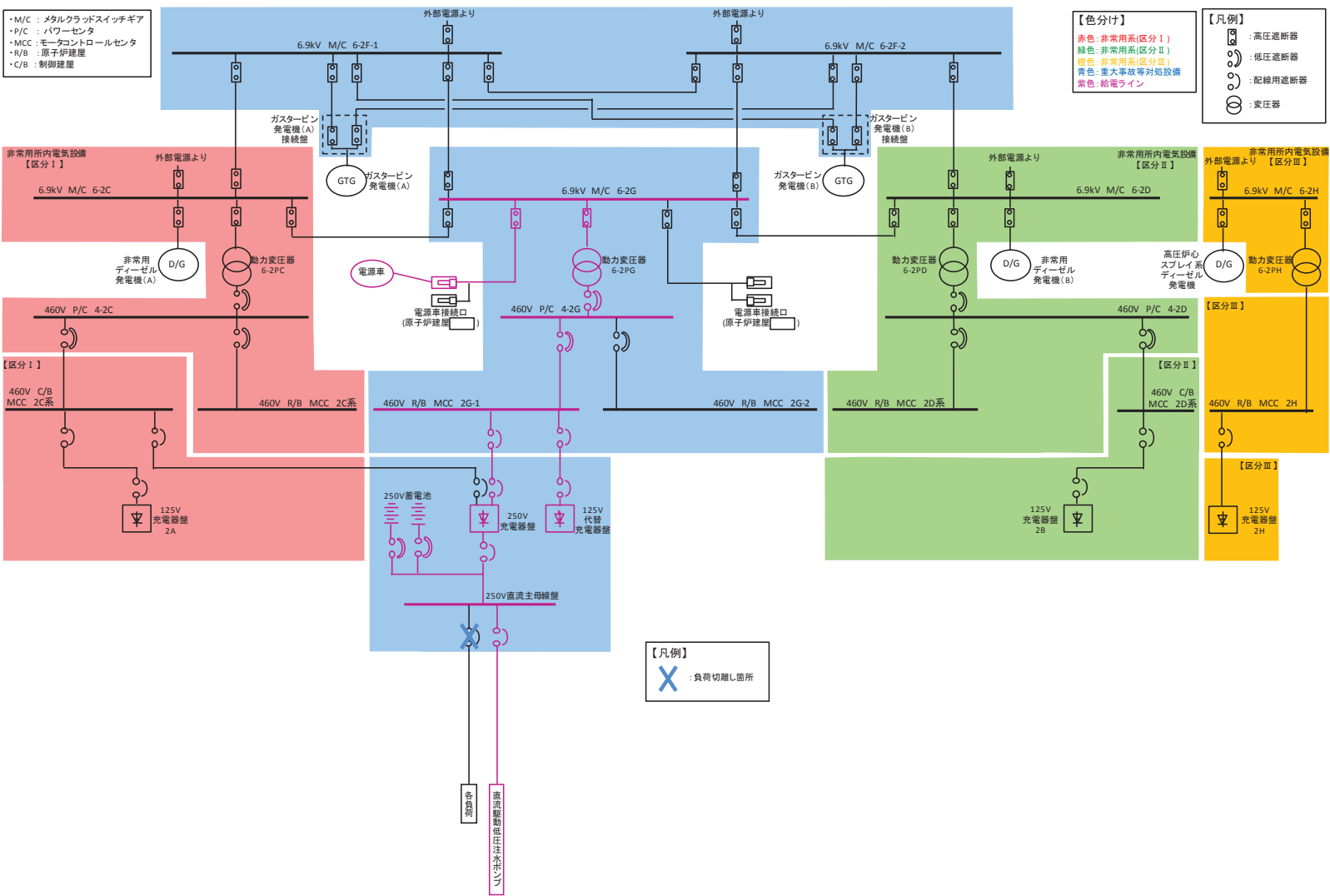


図 3. 14-29 可搬型代替直流電源設備系統図 (250V 系統)
 (電源車接続口 (原子炉建屋) 接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

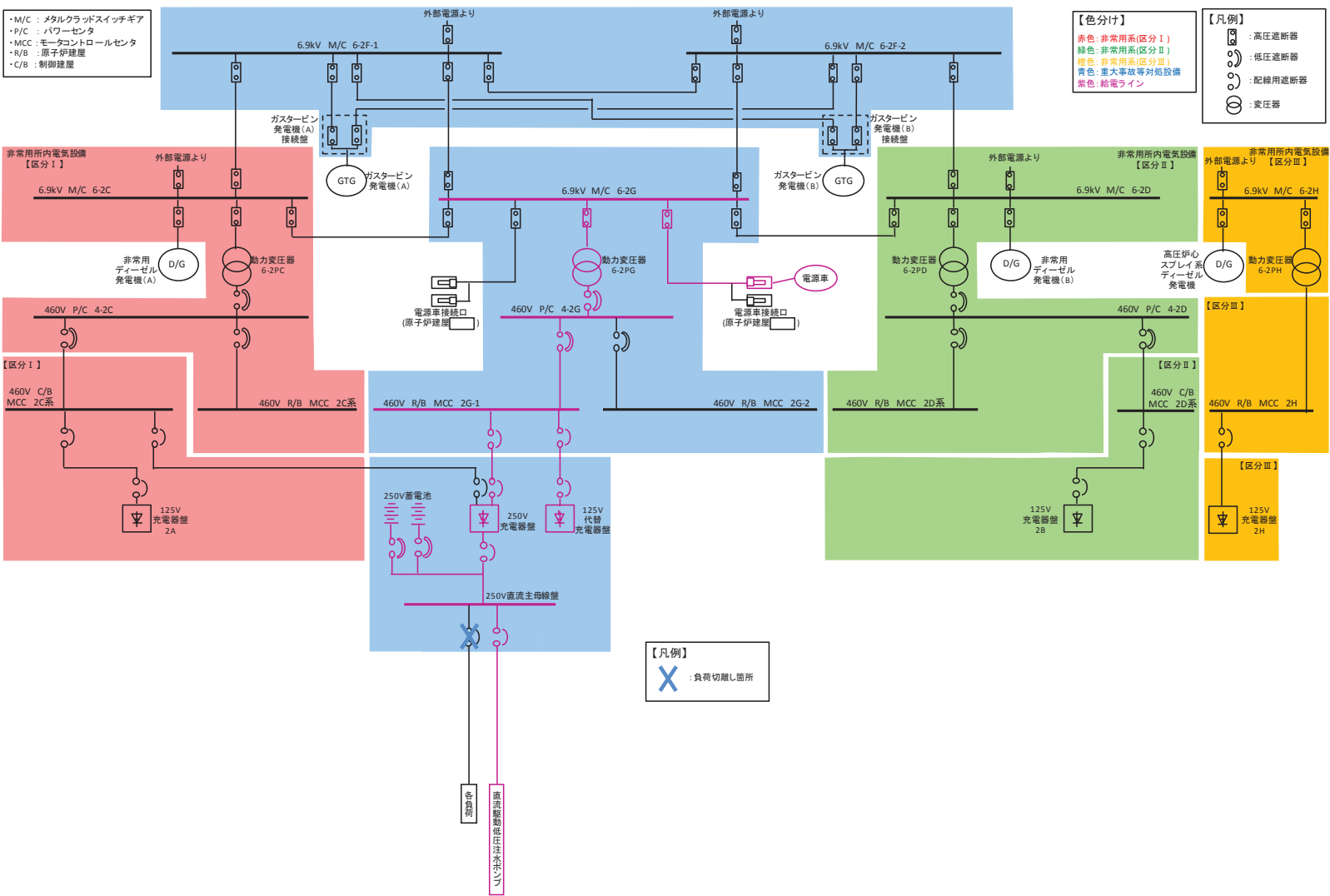


図 3. 14-30 可搬型代替直流電源設備系統図 (250V 系統)
 (電源車接続口 (原子炉建屋) 接続)

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】* 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】 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)* 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】) 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 ～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） ^{*5}	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)，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：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℃
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℃
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 燃料デイトンク ＜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 燃料デイトンク ＜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□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 3.14-71 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) 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。

(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。

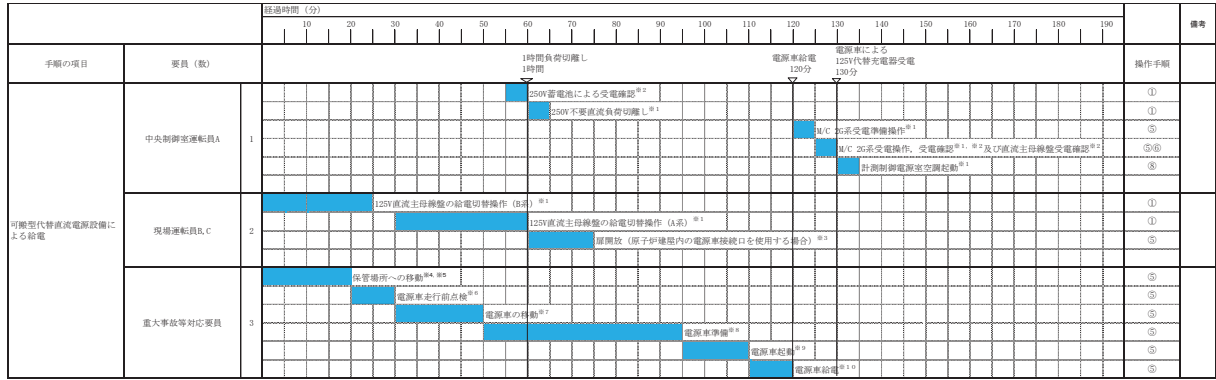
可搬型代替直流電源設備のうち 125V 代替蓄電池、125V 代替充電器盤、可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備は、本来の用途以外の用途には使用しない。なお、必要な可搬型代替直流電源設備の操作の対象機器は表 3.14-68～72 と同様である。

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。

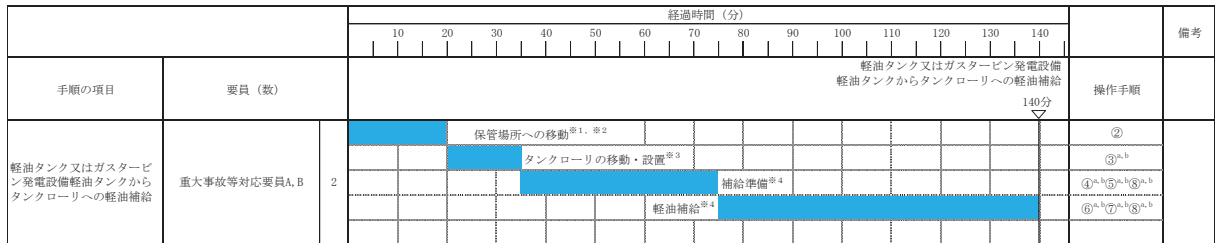
これにより図 3.14-31～33 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(57-3)



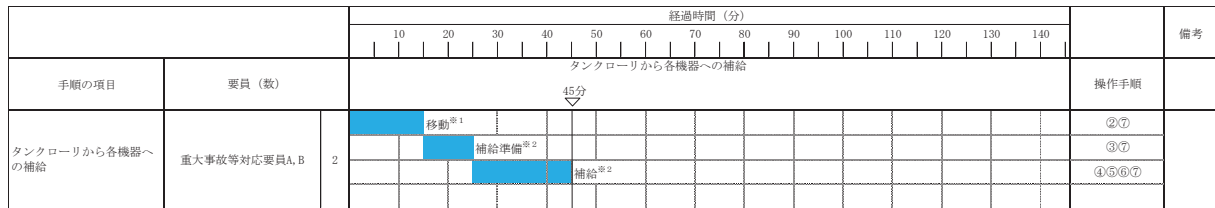
※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※2: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※3: 中央制御室から扉までの移動時間及び難読の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※4: 電源車の保管場所は第3保管エリア及び第2保管エリア
 ※5: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※6: 電源車の走行前点検の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※7: 電源車の保管場所から電源車稼働までの移動の実績を考慮した時間に余裕を見込んだ時間
 ※8: 電源車の準備（ケーブルの敷設及び接続）の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※9: 電源車の稼働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。

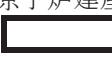
(57-2, 57-3, 57-9, 57-10)

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。

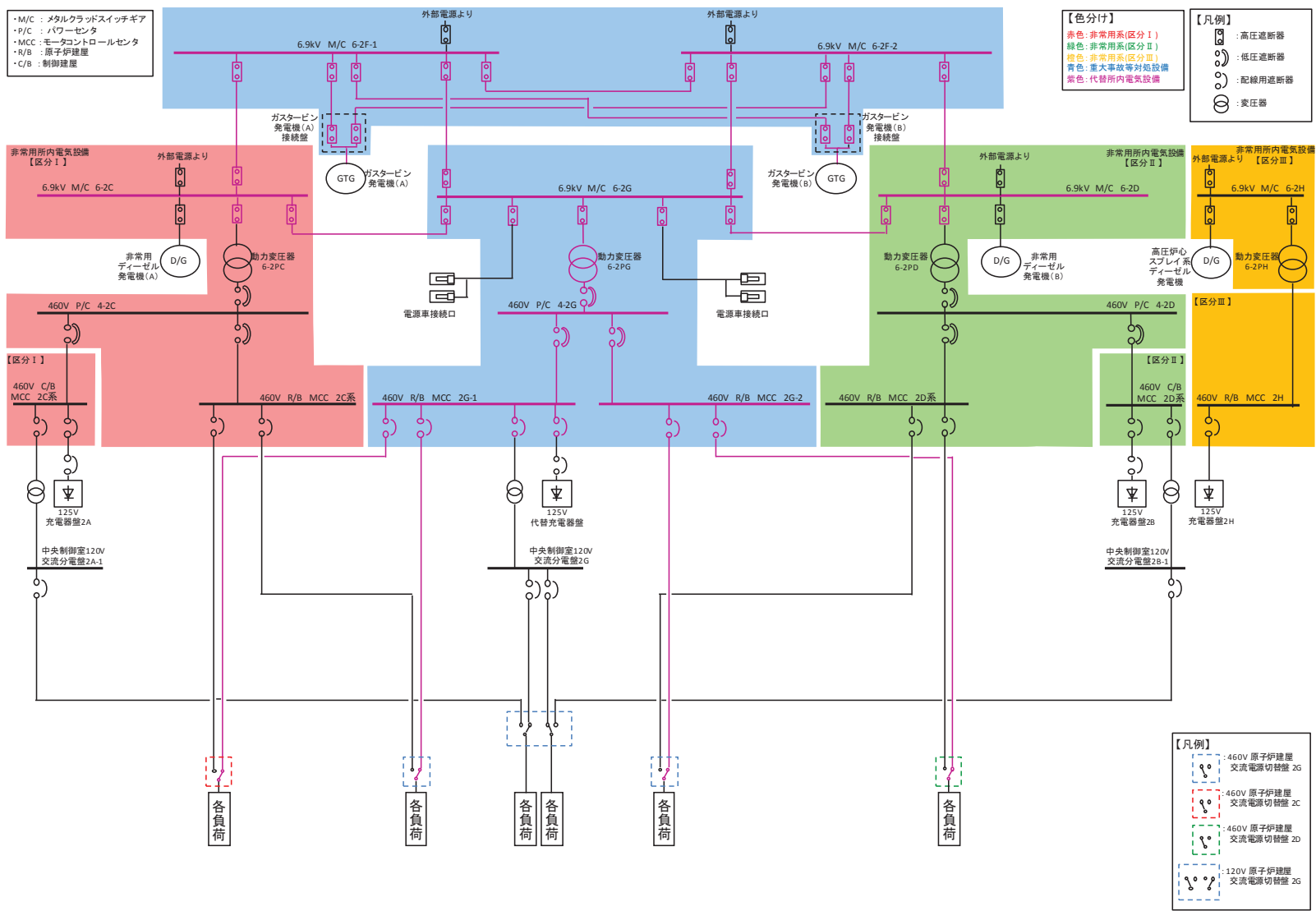


図 3.14-34 代替所内電気設備系統図

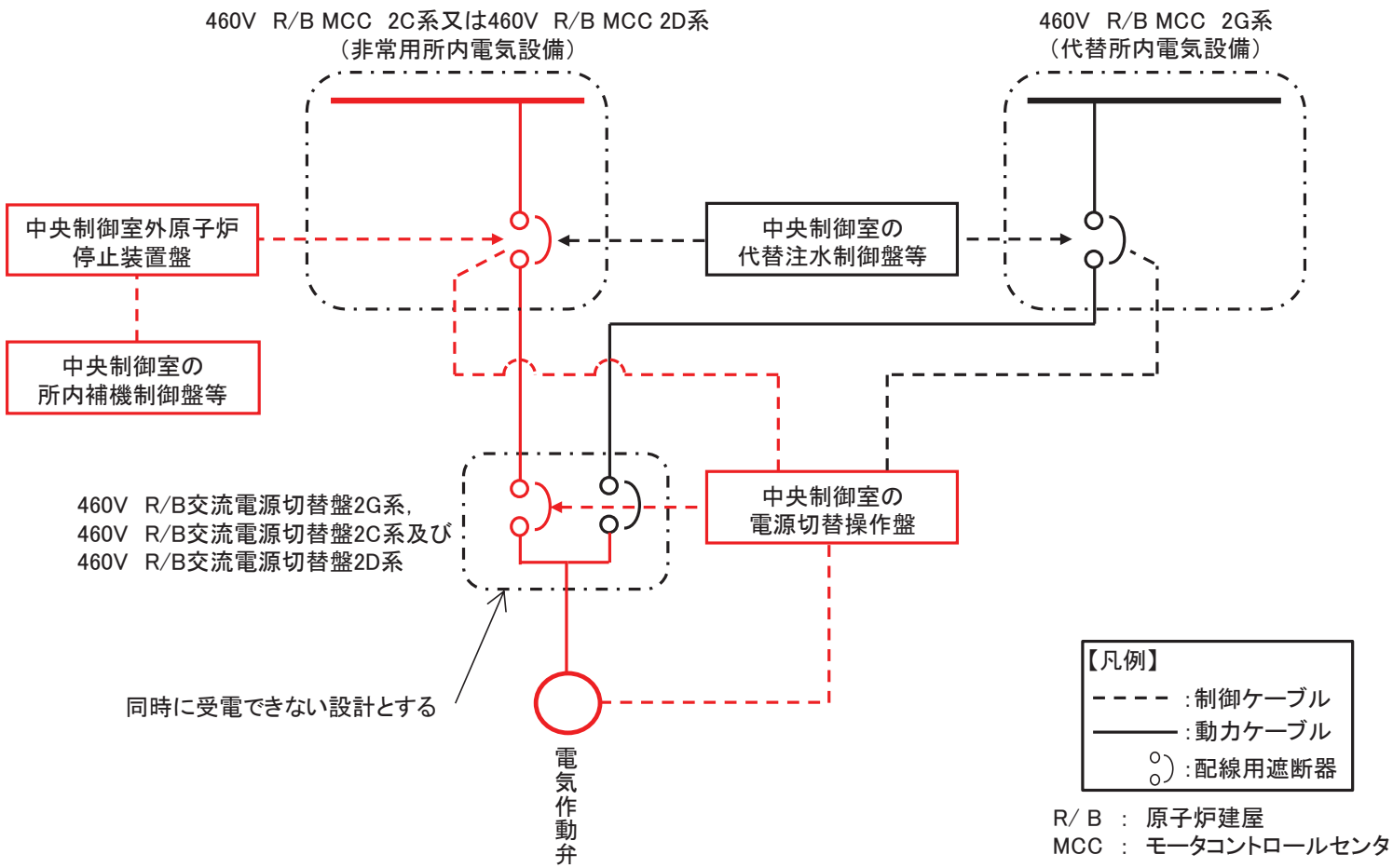


図 3. 14-35 代替所内電気設備制御回路系統図
 (460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2C 系又は
 460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2D 系から電源供給時
 (低圧代替注水系の例))

460V R/B MCC 2G系
(代替所内電気設備)

460V R/B MCC 2C系又は460V R/B MCC 2D系
(非常用所内電気設備)

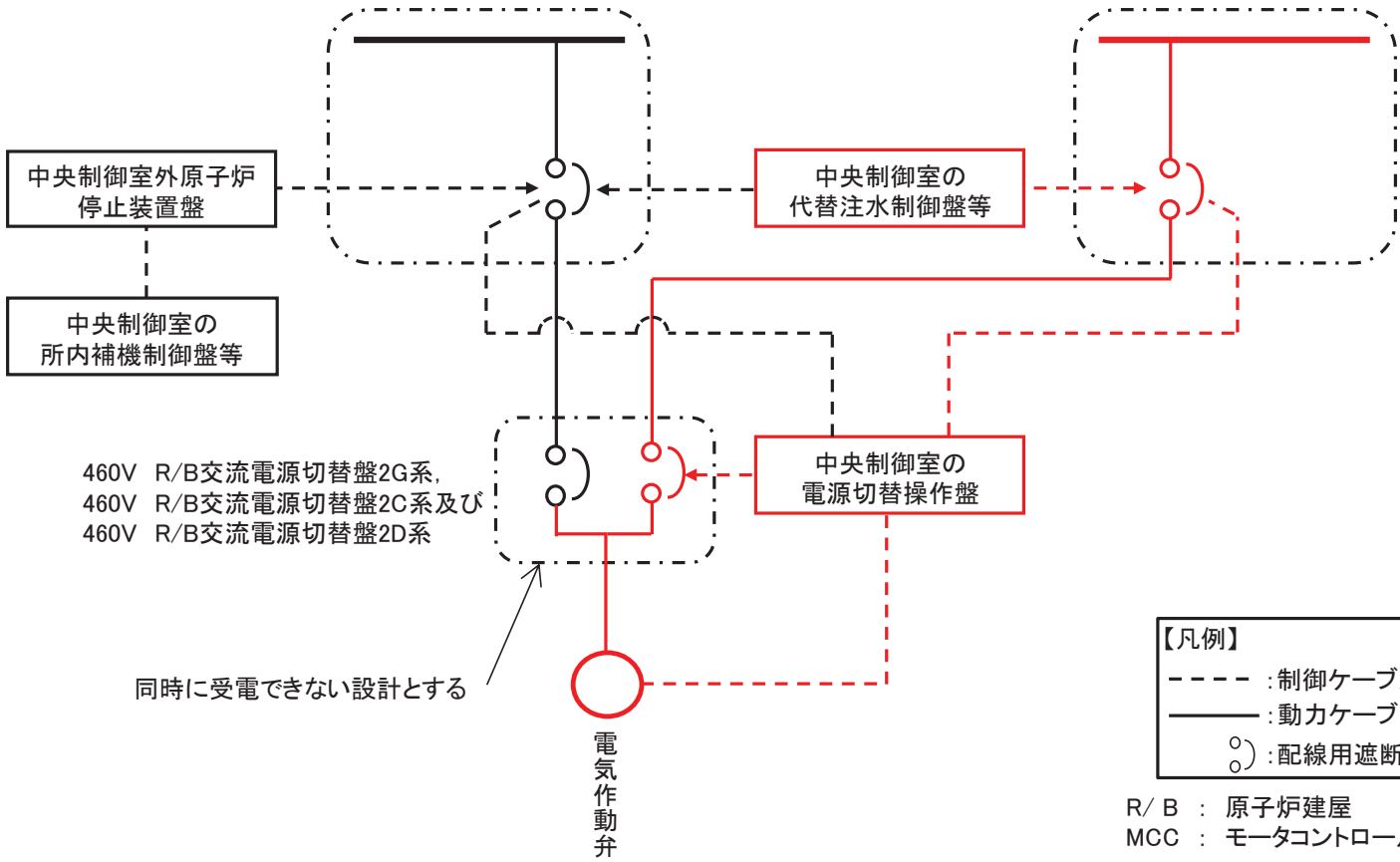


図 3.14-36 代替所内電気設備制御回路系統図
 (460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2G 系から電源供給時
 (低圧代替注水系の例))

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 <いずれも 原子炉建屋 []> (原子炉建屋内の原子炉棟外) ></p>	<p>ガスタービン発電機接続盤 緊急用高圧母線 2F 系 <いずれも緊急用電気品建屋 []></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 <いずれも 原子炉建屋 []> (原子炉建屋内の原子炉棟外) ></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 <いずれも 原子炉建屋 []> (原子炉建屋内の原子炉棟外) ></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 <いずれも 原子炉建屋 []> (原子炉建屋内の原子炉棟外) ></p>	<p>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) ></p> <p>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) ></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 \square (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 \square (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 \square (原子炉建屋内の原子炉棟外)及び原子炉建屋 \square (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。

\square 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。
海水を通水するシステムへの影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（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 \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、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。

\square 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。

非常用高圧母線 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。

非常用高圧母線 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

(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。

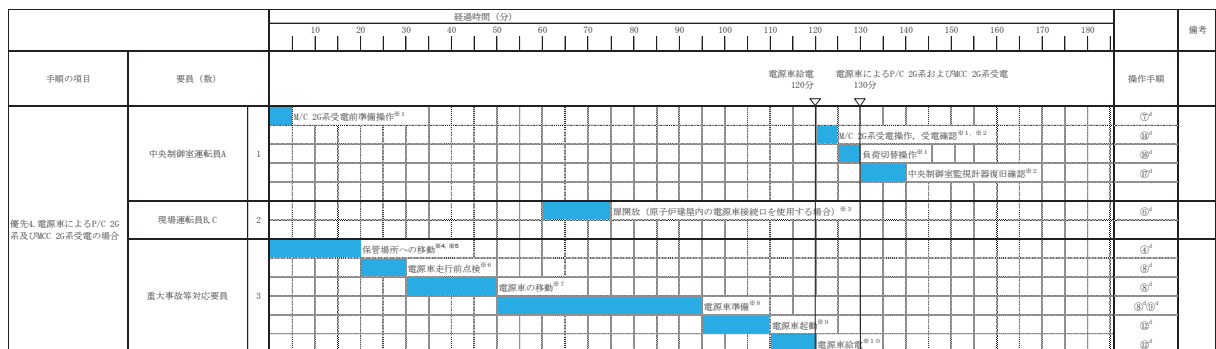
(ii) 適合性

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。

代替所内電気設備は、本来の用途以外の用途には使用しない。なお、代替所内電気設備は遮断器を設けることにより通常時の系統構成から遮断器操作により速やかな切替えが可能な設計とする。切替え操作の対象機器は表 3.14-84~87 と同様である。

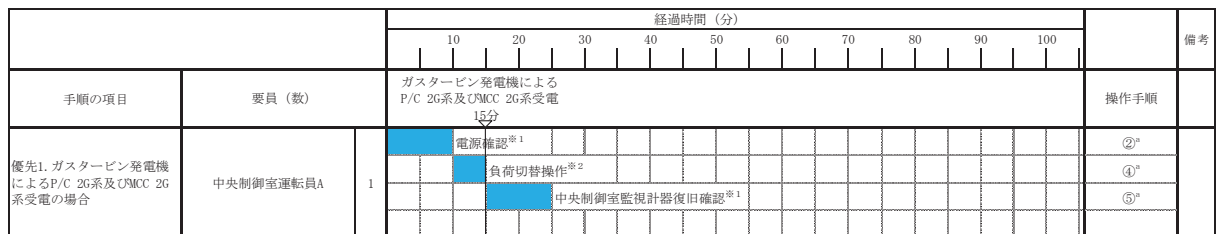
これにより図 3.14-37 及び図 3.14-38 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(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: 中央制御室から扉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(第2保管エリア及び第3保管エリア)
 ※5: 緊急時対応所から第1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 3.14-37 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: 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 3.14-38 ガスタービン発電機による緊急用低圧母線 2G 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。

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, 非常用高压母線 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) 及び非常用高压母線 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。

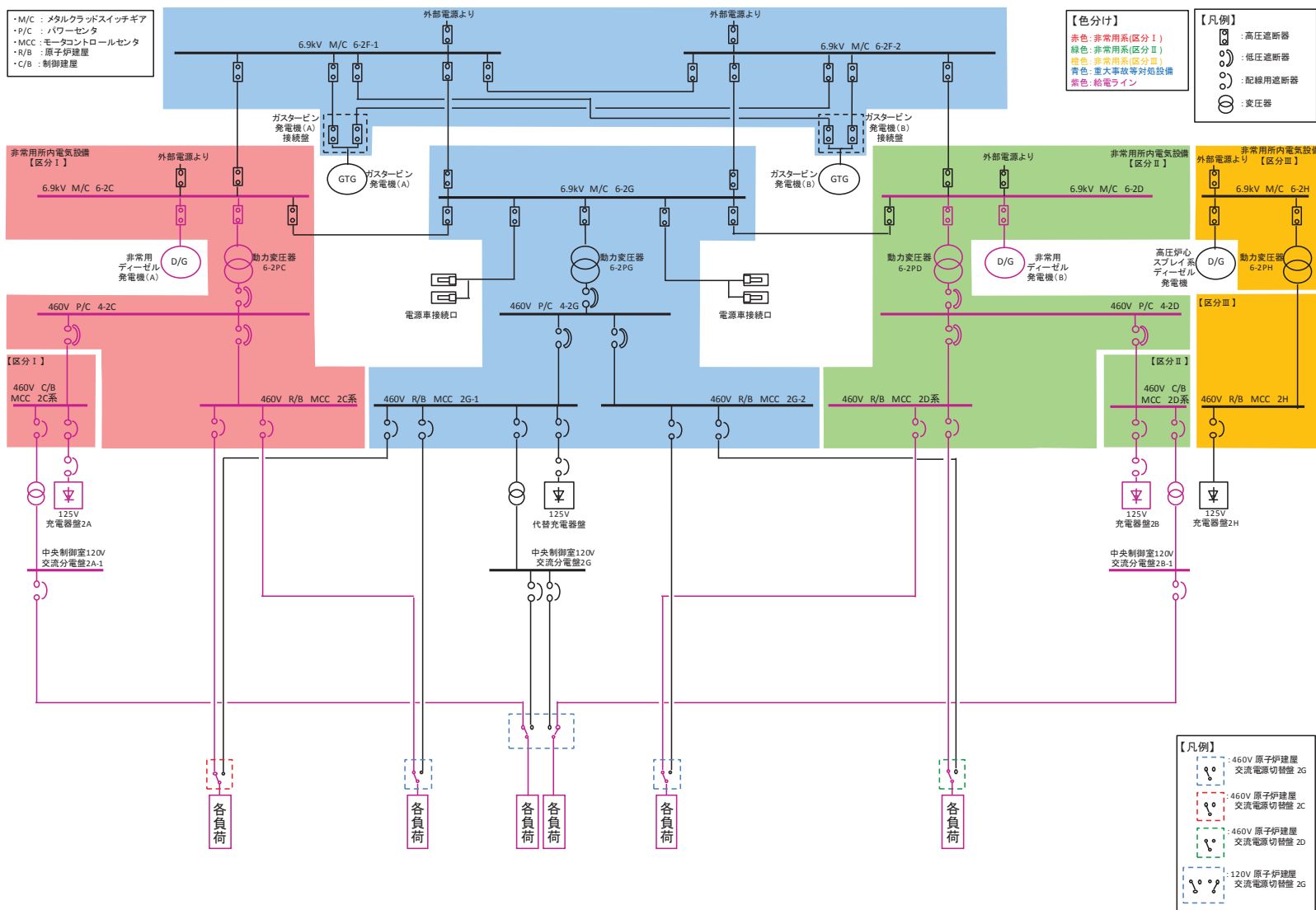


図 3. 14-39 非常用交流電源設備系統図

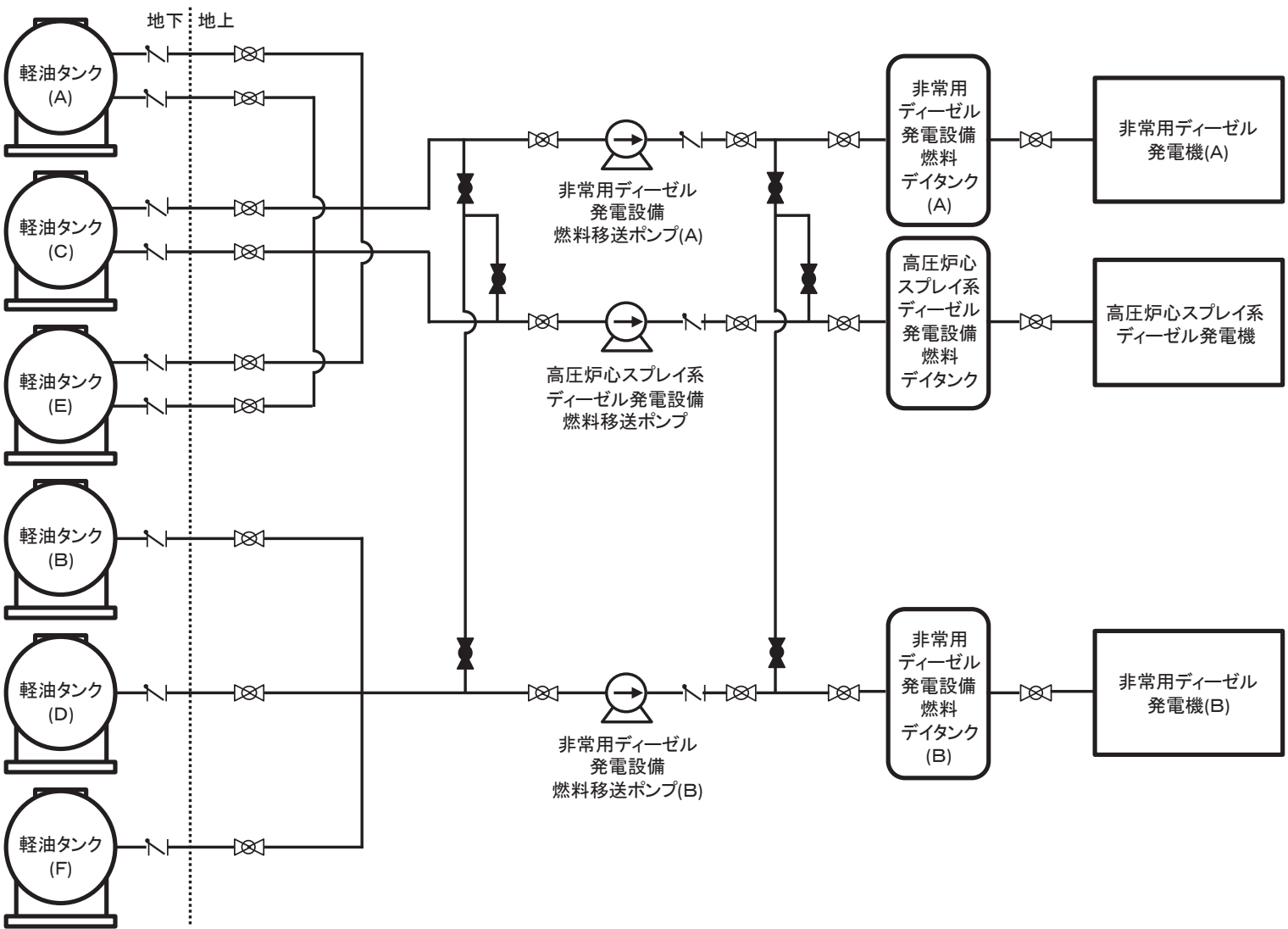


図 3.14-40 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系 系統概要図

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】* ¹ 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ【常設】* ² 軽油タンク【常設】* ³ 非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク【常設】* ⁴
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* ⁵ 及び非常用高压母線 2D 系* ⁶ 電路【常設】
計装設備 (補助)* ⁷	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ンクは、非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク(A)及び非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク(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 (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 ³ /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 : 20m³
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。
海水を通水するシステムへの影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする (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ンク

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、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。

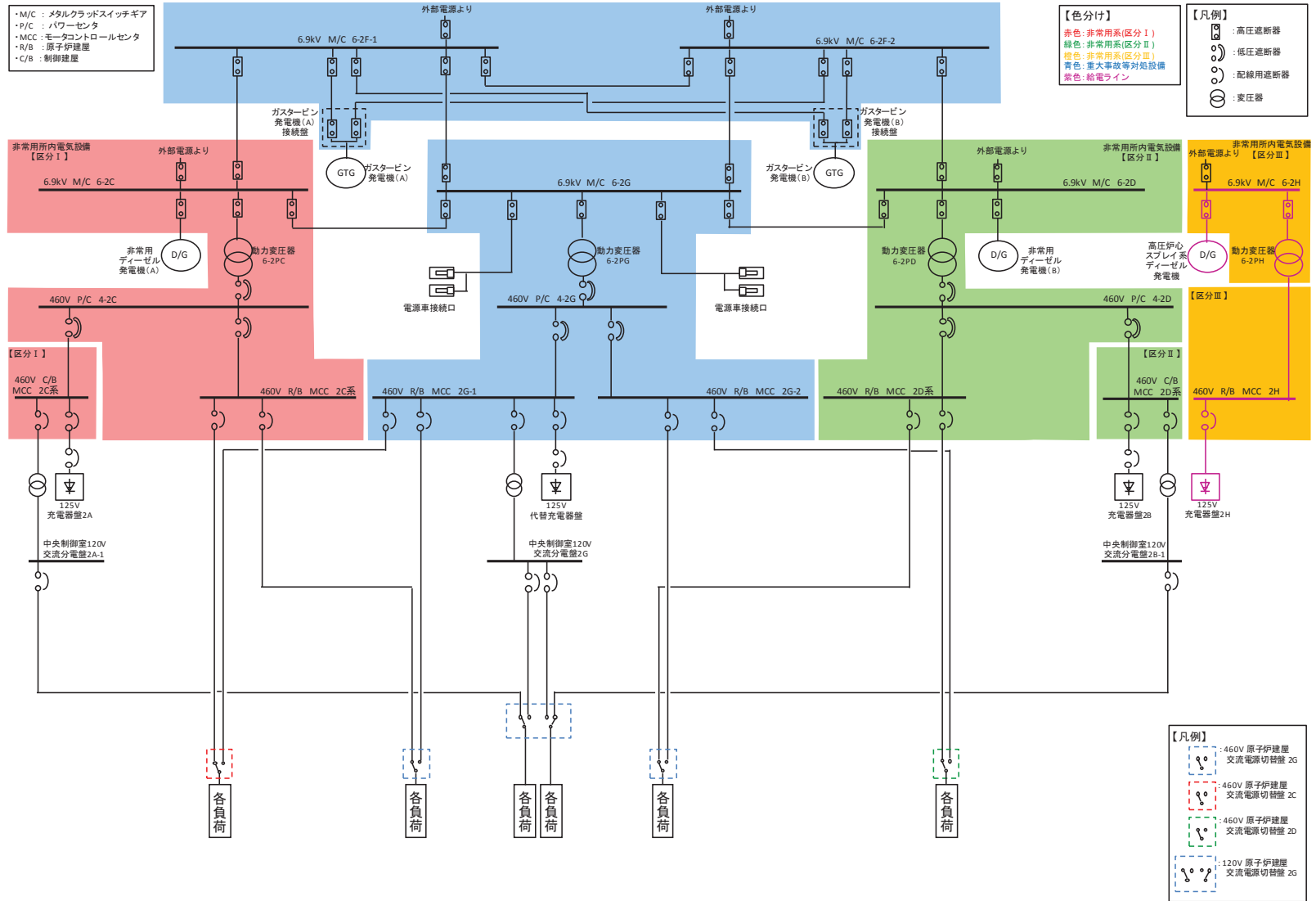
本システムは、ディーゼル機関及び発電機を搭載した「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機」、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の燃料を保管する「軽油タンク」、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機近傍で燃料を保管する「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイタンク」及び軽油タンクから高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイタンクに燃料を補給する「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ」並びに非常用所内電気設備として電路を構成する「非常用高圧母線 2H 系」で構成する。

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 高圧炉心スプレィ系用交流電源設備系統図



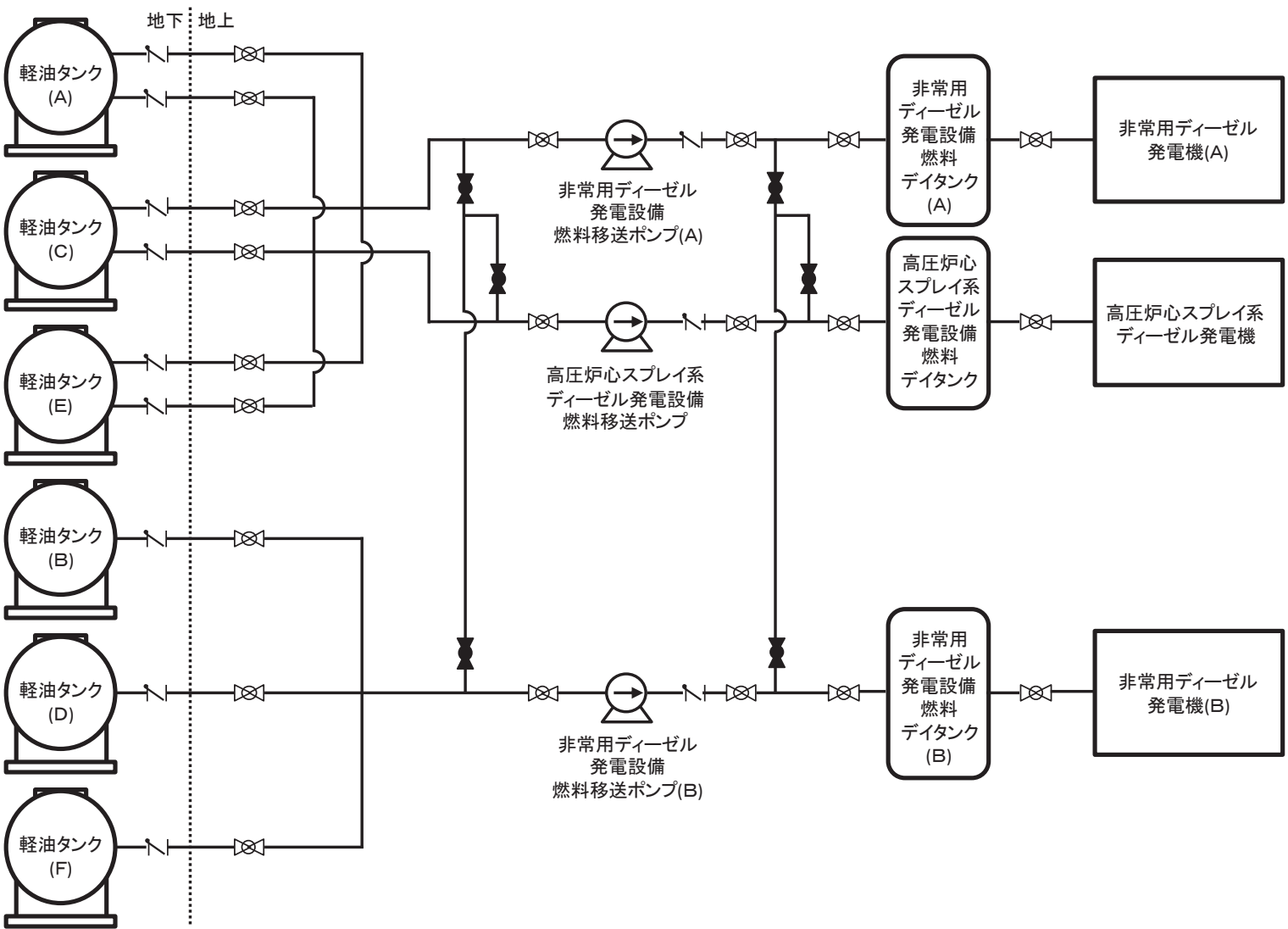


図 3.14-42 高圧炉心スプレイ系用ディーゼル発電設備燃料移送系 系統概要図

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】* ¹ 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】* ²
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)* ³	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 (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 ³ /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 : 14m³
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。
海水を通水するシステムへの影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（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 \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。

\square 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。

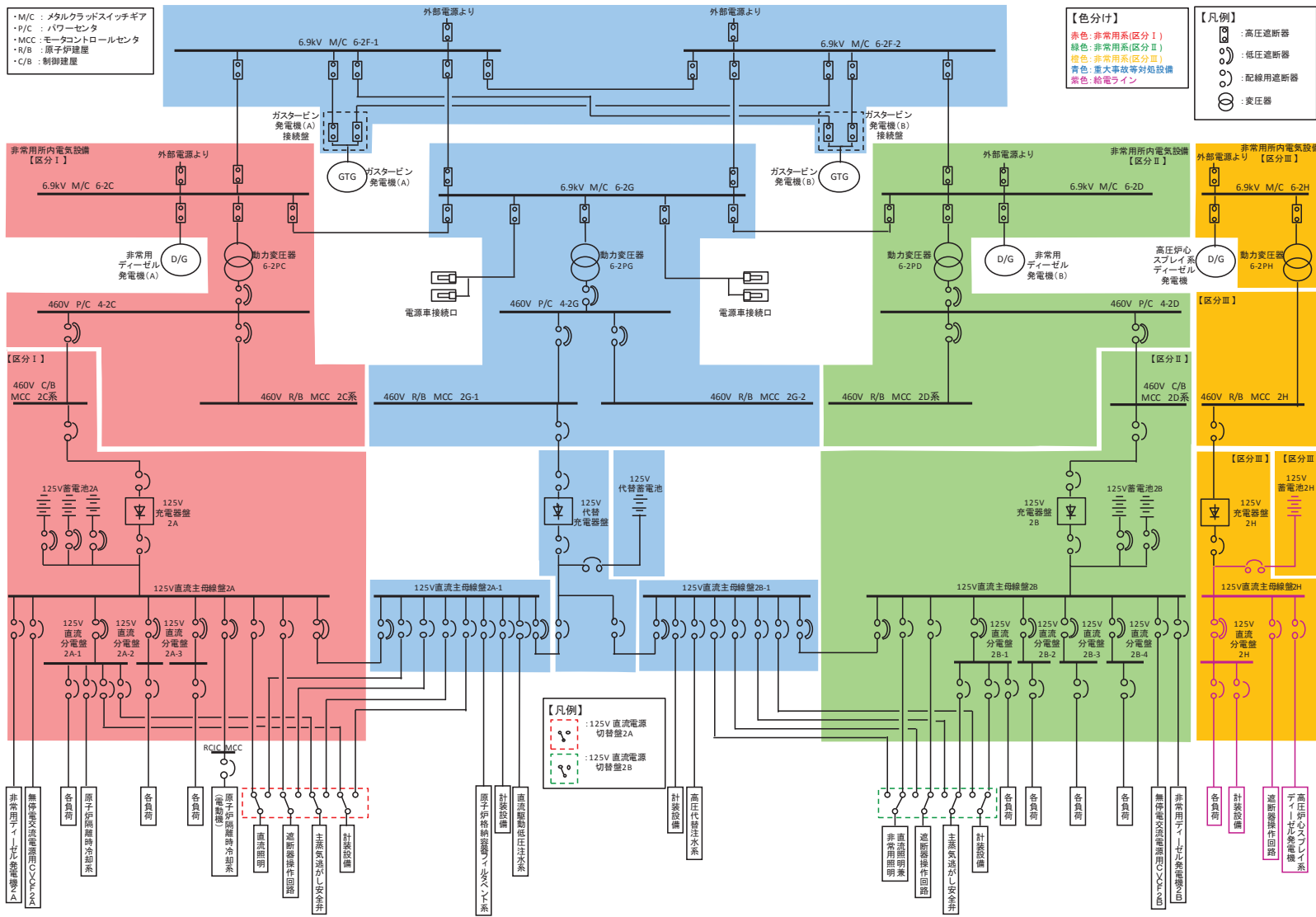


図 3.14-43 高圧炉心スプレィ系用直流電源設備系統図

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)

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

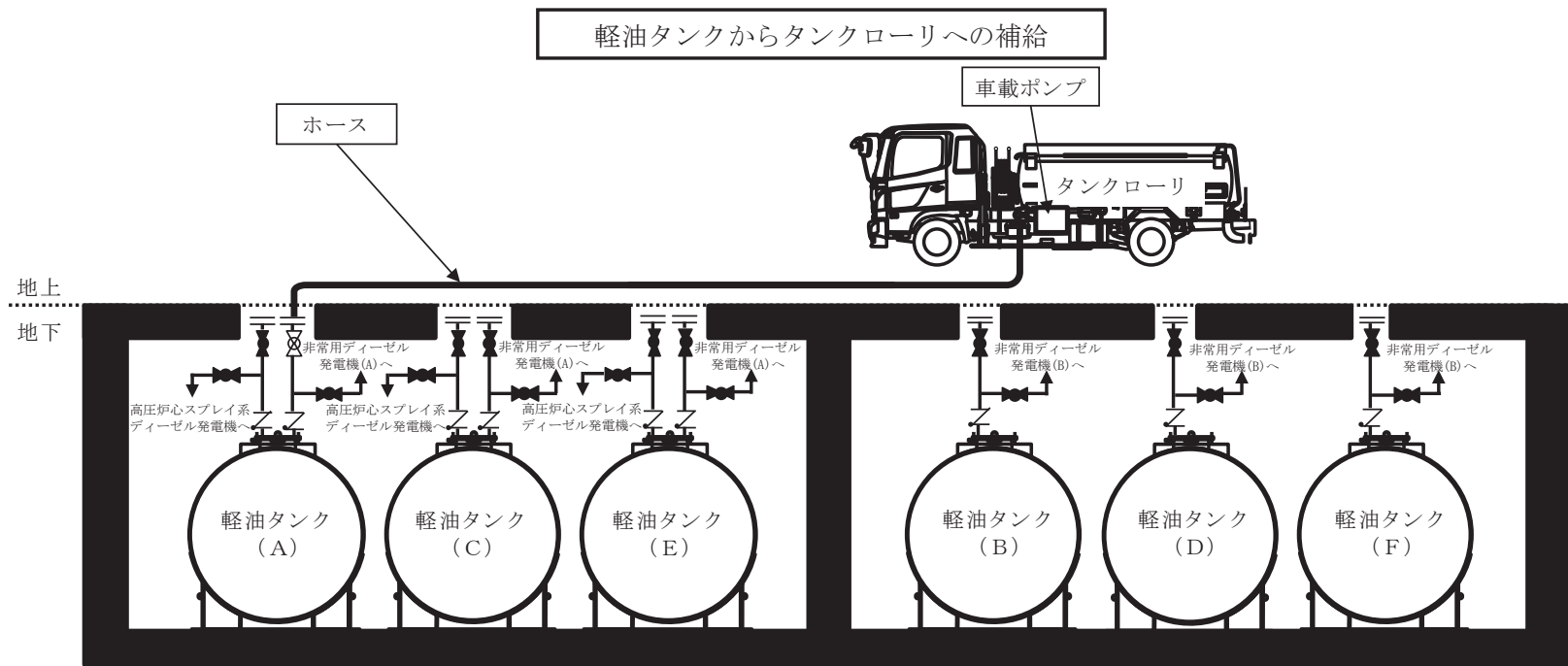
燃料補給設備は、重大事故等発生時に、重大事故等対処設備で使用する軽油が、枯渇することを防止するため、補機駆動用の軽油を補給することを目的として使用する。

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。

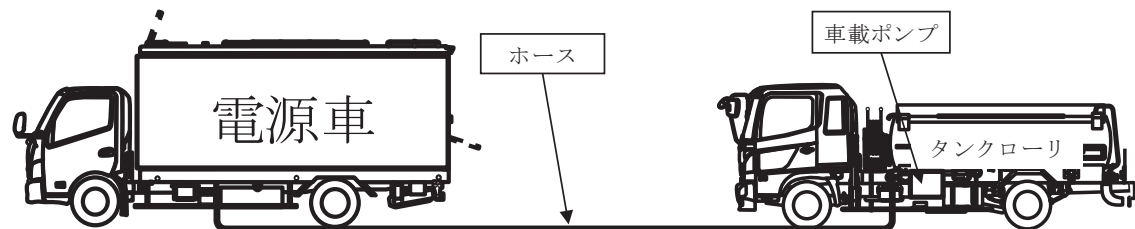
電源車，大容量送水ポンプ(タイプⅠ)，熱交換器ユニット，可搬型窒素ガス供給装置及び大容量送水ポンプ(タイプⅡ)は，軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

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。

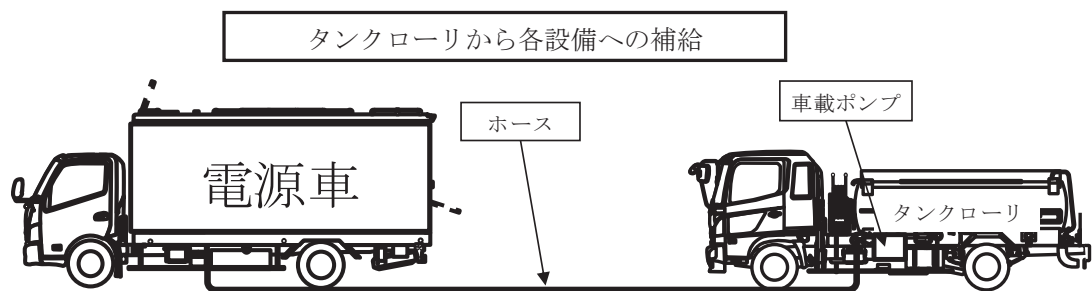
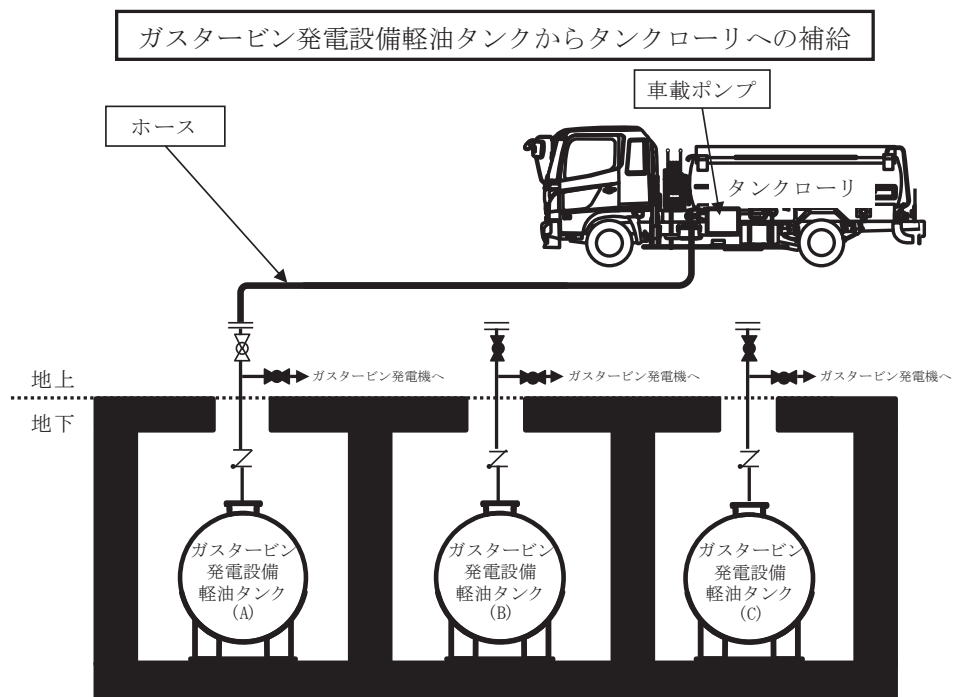


タンクローリから各設備への補給



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 3.14-44 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)

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】* 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】 可搬型窒素ガス供給装置【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 (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、可搬型窒素ガス供給装置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。

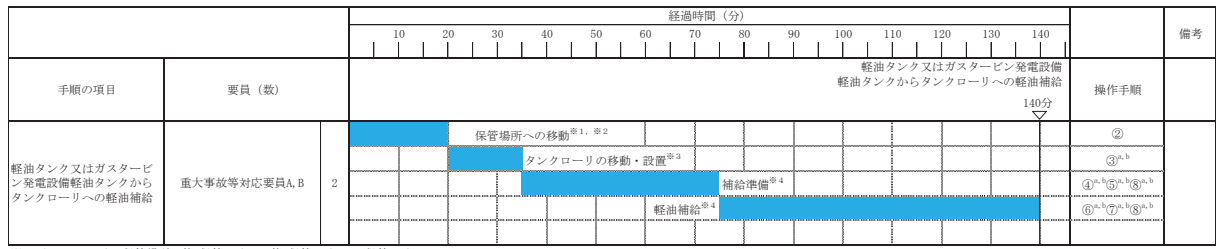
燃料補給設備のタンクローリは、本来の用途以外の用途には使用しない。

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。

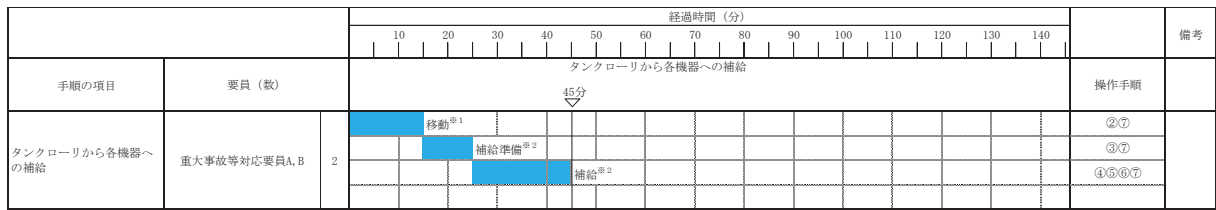
これにより、図 3.14-46 及び図 3.14-47 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(57-3)



※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英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



※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英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

燃料補給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

燃料補給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)

3.15 計装設備【58条】

【設置許可基準規則】

(計装設備)

第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。
 - a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。
(最高計測可能温度等)
 - b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。
 - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。
 - ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。
 - iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。
 - c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。

3.15 計装設備

3.15.1 設置許可基準規則第 58 条への適合方針

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は配備する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、「表3.15-9 重大事故等対策における手順の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、「表3.15-9 重大事故等対策における手順の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ）とする。

主要パラメータ及び代替パラメータのうち自主対策設備の計器のみで計測される場合は、有効監視パラメータ（自主対策設備）とする（図3.15-3 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー参照）。

また、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。なお、重大事故等対処設備の運転及び動作状態を表示する設備（ランプ表示灯）については、各条文の設置許可基準規則第 43 条への適合方針のうち、(2)操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）にて適合性を整理する（図 3.15-3 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー参照）。

(1) 把握能力の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 a））

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を表3.15-10に示す。

(2) 推定手段の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 b））

a. 監視機能喪失時に使用する設備

発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合、「表 3.15-9 重大事故等対策における手順の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代替パ

ラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定が可能な設計とする。

計器故障時に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関連性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を表 3. 15-11 に示す。

b. 計器電源喪失時に使用する設備

非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計装設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備を使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 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

また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測するための設備として、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池等を電源とした可搬型計測器を配備する。

なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 可搬型計測器

(3) パラメータ記録時に使用する設備（設置許可基準規則解釈の第1項 c））

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは計測又は監視及び記録が可能な設計とする。

重大事故等の対応に必要なパラメータは、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに、帳票が出力可能な設計とする。

また，記録は必要な容量を保存可能な設計とする。

具体的な設備については，以下のとおりとする。

- ・安全パラメータ表示システム (SPDS) (データ収集装置，SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置)

(図3.15-6)

3. 15. 2 重大事故等対処設備

3. 15. 2. 1 計装設備

3. 15. 2. 1. 1 設備概要

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のもを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は配備する。

表3. 15-1に計測設備に関する重大事故等対処設備一覧を示す。

図3. 15-4～6に重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備の概要図を示す。

なお、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては、重大事故等時の有効な情報を把握するため、設計基準対象施設の計装設備も用いて監視している。このような計装設備は、設計基準対象施設としての要件に沿って設置しており、かつ、その使用目的を変えるものではないが、推定という手法も含めて設置許可基準規則第58条適合のために必要な設備であることから、他の重大事故等対処設備の計装設備と併せて設置許可基準規則第43条への適合方針を整理する。

表3. 15-1 計装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	原子炉圧力容器温度【常設】 原子炉圧力【常設】 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力(設計基準 拡張)【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 高圧代替注水系ポンプ出口流量【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量(設計基準拡張)【常設】 高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量(設計基準拡張)【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ーライン 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】 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量【常設】 代替循環冷却ポンプ出口流量【常設】 低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量(設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系ポンプ出口流量(設計基準拡張)【常設】 原子炉格納容器下部注水流量【常設】 原子炉格納容器代替スプレー流量【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】 ドライウェル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【常設】 圧力抑制室水位【常設】 原子炉格納容器下部水位【常設】 ドライウェル水位【常設】 格納容器内水素濃度(D/W)【常設】 格納容器内水素濃度(S/C)【常設】 格納容器内雰囲気水素濃度【常設】 格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)【常設】 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)【常設】

(次頁へ続く)

設備区分	設備名
主要設備	<p> 起動領域モニタ【常設】 平均出力領域モニタ【常設】 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】 フィルタ装置出口水素濃度【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 原子炉補機冷却水系系統流量（設計基準拡張）【常設】 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量（設計基準拡張）【常設】 高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力（設計基準拡張）【常設】 低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力（設計基準拡張）【常設】 残留熱除去系ポンプ出口圧力（設計基準拡張）【常設】 復水貯蔵タンク水位【常設】 高圧代替注水系ポンプ出口圧力【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力（設計基準拡張）【常設】 復水移送ポンプ出口圧力【常設】 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力【常設】 代替循環冷却ポンプ出口圧力【常設】 原子炉建屋内水素濃度【常設】 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置【常設】 格納容器内雰囲気酸素濃度【常設】 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】 安全パラメータ表示システム(SPDS)【常設】*2 可搬型計測器【可搬】 </p>
附属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—

(次頁へ続く)

設備区分	設備名
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2G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蓄電池2B【常設】</p> <p>125V充電器盤2A【常設】</p> <p>125V充電器盤2B【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> <p>可搬型代替直流電源設備</p> <p>125V代替蓄電池【常設】</p> <p>125V代替充電器盤【常設】</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>非常用交流電源設備</p> <p>非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】</p>

(次頁へ続く)

設備区分	設備名
電源設備 ^{*1}	高圧炉心スプレイ系用直流電源設備 125V蓄電池2H（設計基準拡張）【常設】 125V充電器盤2H（設計基準拡張）【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 上記高圧炉心スプレイ系用直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備

*1：単線結線図を補足説明資料58-2に示す。

電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*2：安全パラメータ表示システム(SPDS)については、「3.19 通信連絡を行うために必要な設備（設置許可基準規則第62条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3. 15. 2. 1. 2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を表3. 15-2に示す。

表3. 15-2 主要設備の仕様(1/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉圧力容器温度	熱電対	0～500℃	5	原子炉格納容器内
原子炉圧力	弾性圧力検出器*1	0～10MPa[gage]	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	弾性圧力検出器*2	0～10MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	弾性圧力検出器*2	0～10MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位検出器*3	-3,800～1,500mm*11	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位検出器*3	-3,800～1,300mm*12	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
高圧代替注水系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器*4	0～120m ³ /h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器*4	0～150m ³ /h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器*4	0～1,500m ³ /h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
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)	差圧式流量検出器*4	0～220m ³ /h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
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)	差圧式流量検出器*4	0～220m ³ /h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	差圧式流量検出器*4	0～100m ³ /h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
代替循環冷却ポンプ出口流量	差圧式流量検出器*4	0～200m ³ /h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器*4	0～1,500m ³ /h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
残留熱除去系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器*4	0～1,500m ³ /h	3	原子炉建屋 [] (A及びB) 原子炉建屋 [] (C) (原子炉建屋原子炉棟内)
原子炉格納容器下部注水流量	差圧式流量検出器*4	0～110m ³ /h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
原子炉格納容器代替スプレイ流量	差圧式流量検出器*4	0～100m ³ /h	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
ドライウエル温度	熱電対	0～300℃	11	原子炉格納容器内
圧力抑制室内空気温度	熱電対	0～300℃	4	原子炉格納容器内
サプレッションプール水温度	測温抵抗体	0～200℃	16	原子炉格納容器内
ドライウエル圧力	弾性圧力検出器*5	0～1MPa[abs]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
圧力抑制室圧力	弾性圧力検出器*5	0～1MPa[abs]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
圧力抑制室水位	差圧式水位検出器*6	0～5m (O. P. -3900～1100mm)	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m*13 (O. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	12	原子炉格納容器内
ドライウエル水位	電極式水位検出器	0.02m, 0.23m, 0.34m*14 (O. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	6	原子炉格納容器内

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表3. 15-2 主要設備の仕様(2/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度 (D/W)	水素吸蔵材料式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度 (S/C)	水素吸蔵材料式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内雰囲気水素濃度	熱伝導率式水素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
		0~100vol%	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
起動領域モニタ	核分裂電離箱	中性子源領域 $10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{nv}$) 中間領域 0~40%又は 0~125% ($1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{nv}$)	8	原子炉格納容器内
平均出力領域モニタ	核分裂電離箱	0~125% ^{*15} ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{nv}$)	6 ^{*16}	原子炉格納容器内
フィルタ装置入口圧力(広帯域)	弾性圧力検出器 ^{*7}	-0.1~1MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
フィルタ装置出口圧力(広帯域)	弾性圧力検出器 ^{*7}	-0.1~1MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
フィルタ装置水位(広帯域)	差圧式水位検出器 ^{*8}	[]	3	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
フィルタ装置水温度	熱電対	0~200℃	3	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
フィルタ装置出口水素濃度	熱伝導率式水素検出器	0~30vol%	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
		0~100vol%	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
フィルタ装置出口放射線モニタ	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
原子炉補機冷却水系系統流量	差圧式流量検出器 ^{*4}	0~4,000m ³ /h	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	差圧式流量検出器 ^{*4}	0~1,500m ³ /h	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
高压炉心スプレィ系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{*9}	0~12MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
低压炉心スプレィ系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{*9}	0~5MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
残留熱除去系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{*9}	0~4MPa[gage]	3	原子炉建屋 [] (A及びB) 原子炉建屋 [] (C) (原子炉建屋原子炉棟内)
復水貯蔵タンク水位	差圧式水位検出器 ^{*10}	0~3,200m ³ (O. P. 9586~19772mm)	1	屋外 (CST連絡トレンチ/バルブ室)
高压代替注水系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{*9}	0~15MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{*9}	0~15MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
復水移送ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{*9}	0~1.5MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
直流駆動低压注水ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{*9}	0~1.5MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
代替循環冷却ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{*9}	0~4MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)

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。

表3. 15-2 主要設備の仕様(3/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建屋内水素濃度	触媒式水素検出器	0~10vol%	3	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
	熱伝導率式水素検出器	0~10vol%	4	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
静的触媒式水素再結合装置 動作監視装置	熱電対	0~500℃	8*17	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
格納容器内雰囲気酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
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 ^{*18} (O. P. 21680~ 32930mm)	1*19	原子炉建屋 [] (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 ^{*18} (O. P. 21620~ 33220mm)	1	原子炉建屋 [] (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, 低線量)	電離箱	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
		10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	1	原子炉建屋 [] (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 [] (原子炉建屋原子炉棟内)

- * 1: 隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力 (凝縮槽からの水頭圧を含む) と大気圧の差を計測。
- * 2: 隔液ダイアフラムにかかるタービン駆動用蒸気圧力を計測。
- * 3: 隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力 (凝縮槽からの水頭圧を含む) と原子炉圧力容器下部の差圧を計測。
- * 4: 隔液ダイアフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測。
- * 5: 隔液ダイアフラムにかかるドライウエル圧力, 圧力抑制室圧力の絶対圧力を計測。
- * 6: 隔液ダイアフラムにかかる圧力抑制室圧力 (凝縮槽からの水頭圧を含む) と圧力抑制室下部の差圧を計測。
- * 7: 隔液ダイアフラムにかかるフィルタ装置入口圧力, フィルタ装置出口圧力を計測。
- * 8: 隔液ダイアフラムにかかるフィルタ装置内の圧力 (気相部) とフィルタ装置下部の差圧を計測。
- * 9: 隔液ダイアフラムにかかる出口圧力を計測。
- *10: 隔液ダイアフラムにかかるタンクの水頭圧と大気圧の差を計測。
- *11: 計測範囲の零は, 原子炉圧力容器零レベルより1, 313cm上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。
- *12: 計測範囲の零は, 原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。
- *13: 計測範囲の零は, 原子炉格納容器下部 (ベDESTAL底部) (O. P. -2500mm) のところとする。
- *14: 計測範囲の零は, ドライウエル床面 (O. P. 1150mm) のところとする。
- *15: 定格出力時の値に対する比率で示す。
- *16: 局部出力領域モニタの検出器は124個であり, 平均出力領域モニタの各チャンネルには, A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
- *17: 4個の静的触媒式水素再結合装置に対して, 入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
- *18: 計測範囲の零は, 使用済燃料貯蔵ラック上端 (O. P. 25920mm) のところとする。
- *19: 検出点は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。

安全パラメータ表示システム(SPDS)の主要機器仕様を以下に示す。

設 備 名 データ収集装置
使用回線 有線系回線及び無線系回線
個 数 1式
取付箇所 制御建屋

設 備 名 SPDS伝送装置
使用回線 有線系回線及び無線系回線
個 数 1式
取付箇所 緊急時対策建屋

設 備 名 SPDS表示装置
個 数 1式
取付箇所 緊急時対策建屋

可搬型計測器の主要機器仕様を以下に示す。

個 数 50 (うち予備25)
保管場所 制御建屋
緊急時対策建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.15.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.15.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(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。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉格納容器内に設置する設備であることから，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 3.15-3 に示す設計とする。

なお，起動領域モニタ及び平均出力領域モニタについては，重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度
- ・ドライウエル温度
- ・圧力抑制室内空気温度
- ・サプレッションプール水温度
- ・原子炉格納容器下部水位
- ・ドライウエル水位
- ・格納容器内水素濃度(D/W)
- ・格納容器内水素濃度(S/C)
- ・起動領域モニタ
- ・平均出力領域モニタ

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉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 3.15-3 に示す設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の計測に必要な操作は，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。

フィルタ装置出口水素濃度の計測に必要な弁の操作は，弁の設置場所と異なる原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動操作設備にて操作可能な設計

とするとともに、サンプリング装置については、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。

- ・ 原子炉圧力
- ・ 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力
- ・ 原子炉水位（広帯域）
- ・ 原子炉水位（燃料域）
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口流量
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
- ・ 高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量
- ・ 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ーライン洗浄流量）
- ・ 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）
- ・ 代替循環冷却ポンプ出口流量
- ・ 低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量
- ・ 残留熱除去系ポンプ出口流量
- ・ 原子炉格納容器下部注水流量
- ・ 原子炉格納容器代替スプレー流量
- ・ ドライウェル圧力
- ・ 圧力抑制室圧力
- ・ 圧力抑制室水位
- ・ 格納容器内雰囲気水素濃度
- ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)
- ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
- ・ フィルタ装置出口圧力（広帯域）
- ・ フィルタ装置水位（広帯域）
- ・ フィルタ装置水温度
- ・ フィルタ装置出口水素濃度
- ・ 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量
- ・ 高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力
- ・ 低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力
- ・ 残留熱除去系ポンプ出口圧力
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口圧力
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
- ・ 復水移送ポンプ出口圧力
- ・ 原子炉建屋内水素濃度
- ・ 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

- ・格納容器内雰囲気酸素濃度
- ・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

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉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. 15-3 に示す設計とする。

- ・直流駆動低圧注水ポンプ出口流量
- ・フィルタ装置入口圧力（広帯域）
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・原子炉補機冷却水系系統流量
- ・直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
- ・代替循環冷却ポンプ出口圧力

表3. 15-3 想定する環境条件及び荷重条件（屋内）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉格納容器内，原子炉建屋原子炉棟内及び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	原子炉格納容器内，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，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。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、屋外（CST 連絡トレンチ／バルブ室）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 3.15-4 に示す設計とする。

- ・復水貯蔵タンク水位

表3.15-4 想定する環境条件及び荷重条件（屋外）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するが、地下へ設けるため、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	屋外に設置するが、地下へ設けるため、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。

安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちデータ収集装置は、制御建屋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、制御建屋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 3.15-5 に示す設計とする。

可搬型計測器は、制御建屋内に保管し、重大事故等時は制御建屋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、制御建屋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 3.15-5 に示す設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)のうち SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置は、緊急時対策建屋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、緊急時対策建屋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 3.15-6 に示す設計とする。

可搬型計測器は、緊急時対策建屋内に保管し、重大事故等時は制御建屋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、緊急時対策建屋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 3.15-6 に示す設計とする。

表3.15-5 想定する環境条件及び荷重条件（制御建屋内）

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	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3.15-6 想定する環境条件及び荷重条件（緊急時対策建屋内）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	緊急時対策建屋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	緊急時対策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	緊急時対策建屋内に設置するため、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。

(58-3)

(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。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、通常時からサンプリング方式による計測を実施し、中央制御室にて監視を行う。サンプリング装置は、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。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。

フィルタ装置出口水素濃度は、サンプリング方式による計測を実施し、サンプリングに必要な弁の操作は、弁の設置場所と異なる原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備にて操作を可能とし、想定される重大事故等時の環境下においても確実に操作可能な設計とする。サンプリング装置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。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。




安全パラメータ表示システム(SPDS)のうち SPDS 表示装置は、電源、通信ケーブルは接続されており、各パラメータの監視は、緊急時対策建屋の操作スイッチにより監視が可能な設計とする。緊急時対策建屋の SPDS 表示装置は、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。

可搬型計測器の接続は、中央制御室にて操作可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作可能な設計とする。操作場所である中央制御室では、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。

可搬型計測器のケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて接続箇所確実に接続可能な設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所で操作可能な設計とする。

表 3.15-7 に操作対象機器を示す。

表3.15-7 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
格納容器内雰囲気水素濃度(サンプリング装置)	停止→起動 測定点選択 (D/W⇔S/C)	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	
格納容器内雰囲気酸素濃度(サンプリング装置)	停止→起動 測定点選択 (D/W⇔S/C)	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	
フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁(遠隔手動弁操作設備)	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)	手動操作	
フィルタ装置出口水素濃度計入口弁(遠隔手動弁操作設備)	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)	手動操作	
フィルタ装置出口水素濃度計出口弁(遠隔手動弁操作設備)	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)	手動操作	
フィルタ装置出口水素濃度(サンプリング装置)	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	
SPDS表示装置	停止→起動 (パラメータ監視)	緊急時対策建屋  (緊急時対策所)	緊急時対策建屋  (緊急時対策所)	スイッチ操作	
可搬型計測器	接続箇所端子リフト 可搬型計測器接続	中央制御室	中央制御室	接続操作 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。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、想定される重大事故等時において中央制御室で監視可能な設計であり現場又は中央制御室での操作は発生しない。

- ・ 原子炉圧力容器温度
- ・ 原子炉圧力
- ・ 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力
- ・ 原子炉水位（広帯域）
- ・ 原子炉水位（燃料域）
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口流量
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
- ・ 高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量
- ・ 残留熱除去洗淨ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗淨流量）
- ・ 残留熱除去系洗淨ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗淨流量）
- ・ 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量
- ・ 代替循環冷却ポンプ出口流量
- ・ 低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量
- ・ 残留熱除去系ポンプ出口流量
- ・ 原子炉格納容器下部注水流量
- ・ 原子炉格納容器代替スプレー流量
- ・ ドライウェル温度
- ・ 圧力抑制室内空気温度
- ・ サプレッションプール水温度
- ・ ドライウェル圧力
- ・ 圧力抑制室圧力
- ・ 圧力抑制室水位
- ・ 原子炉格納容器下部水位
- ・ ドライウェル水位
- ・ 格納容器内水素濃度(D/W)
- ・ 格納容器内水素濃度(S/C)
- ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)
- ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)
- ・ 起動領域モニタ
- ・ 平均出力領域モニタ
- ・ フィルタ装置入口圧力（広帯域）
- ・ フィルタ装置出口圧力（広帯域）

- ・フィルタ装置水位（広帯域）
- ・フィルタ装置水温度
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・原子炉補機冷却水系系統流量
- ・残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量
- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
- ・低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
- ・残留熱除去系ポンプ出口圧力
- ・復水貯蔵タンク水位
- ・高圧代替注水系ポンプ出口圧力
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
- ・復水移送ポンプ出口圧力
- ・直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
- ・代替循環冷却ポンプ出口圧力
- ・原子炉建屋内水素濃度
- ・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
- ・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

安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちデータ収集装置及び SPDS 伝送装置は、通常は操作を行わずに常時伝送が可能であり、通常時及び重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項第三号）

(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。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、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。

安全パラメータ表示システム(SPDS)は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験が可能な設計とする。

可搬型計測器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に特性試験が可能な設計とする。

計装設備の試験及び検査について表 3.15-8 へ示す。

(58-5)

表3.15-8 計装設備の試験及び検査(1/2)

計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容
水位計	原子炉水位（広帯域）	停止中	特性試験	計器校正
	原子炉水位（燃料域）			
	圧力抑制室水位			
	フィルタ装置水位（広帯域）			
	復水貯蔵タンク水位			
	原子炉格納容器下部水位			
	ドライウエル水位	動作確認 計器校正		
使用済燃料プール水位／温度（ガイドバルス式）	停止中又は運転中	水位確認 計器校正 絶縁抵抗測定		
圧力計	原子炉圧力	停止中	特性試験	計器校正
	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力			
	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力			
	ドライウエル圧力			
	圧力抑制室圧力			
	フィルタ装置入口圧力（広帯域）			
	フィルタ装置出口圧力（広帯域）			
	高圧代替注水系ポンプ出口圧力			
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力			
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力			
	復水移送ポンプ出口圧力			
	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力			
	代替循環冷却ポンプ出口圧力			
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力			
	残留熱除去系ポンプ出口圧力			

表3. 15. 8 計装設備の試験及び検査(2/2)

計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容
流量計	高压代替注水系ポンプ出口流量	停止中	特性試験	計器校正
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量			
	高压炉心スプレー系ポンプ出口流量			
	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ーライン洗浄流量)			
	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)			
	直流駆動低压注水ポンプ出口流量			
	代替循環冷却ポンプ出口流量			
	低压炉心スプレー系ポンプ出口流量			
	残留熱除去系ポンプ出口流量			
	原子炉格納容器下部注水流量			
	原子炉格納容器代替スプレー流量			
	原子炉補機冷却水系系統流量			
	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量			
温度計	原子炉圧力容器温度	停止中	特性試験	絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正
	ドライウェル温度			
	圧力抑制室内空気温度			
	サブプレッションプール水温度			
	フィルタ装置水温度	停止中又は 運転中		
	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置			
	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 (ガイドバルス式)				
水素及び酸素濃度計	格納容器内雰囲気水素濃度	運転中	特性試験	基準ガス校正
		停止中		基準ガス校正 計器校正
	格納容器内水素濃度 (D/W)	停止中		
	格納容器内水素濃度 (S/C)			
	フィルタ装置出口水素濃度			
	原子炉建屋内水素濃度			
格納容器内雰囲気酸素濃度	運転中	基準ガス校正		
	停止中	基準ガス校正 計器校正		
放射線量率計	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	停止中	特性試験	線源校正 計器校正
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)			
	フィルタ装置出口放射線モニタ			
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	停止中又は 運転中		
原子炉出力	起動領域モニタ	運転中	特性試験	プラトー特性
		停止中		プラトー特性 計器校正
	平均出力領域モニタ	運転中		プラトー特性
		停止中		プラトー特性 計器校正
使用済燃料プール監視カメラ		停止中又は 運転中	機能・性能試験	映像確認 外観確認
安全パラメータ表示システム (SPDS)		停止中又は 運転中	機能・性能試験	外観確認 機能 (データの表示 及び伝送) 確認
可搬型計測器		停止中又は 運転中	特性試験	計器校正

(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。

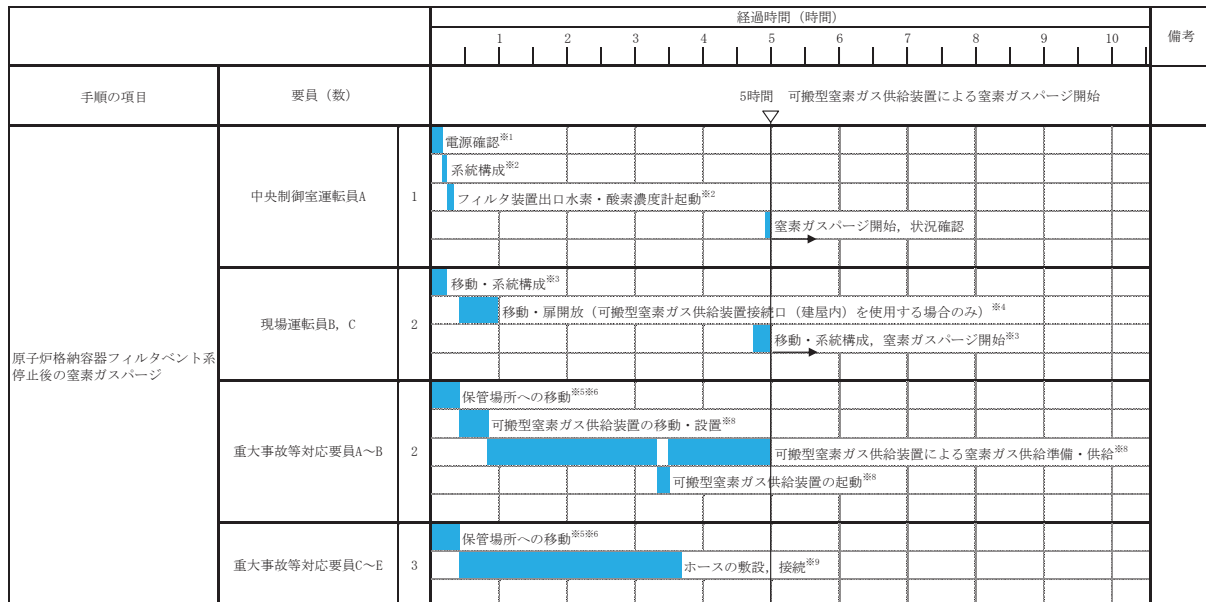
(ii) 適合性

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。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

なお、フィルタ装置出口水素濃度は、計測に必要な弁操作については、速やかに実施可能な設計とする。

図 3. 15-1 にフィルタ装置出口水素濃度計測のタイムチャートを示す。



※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：中央制御室から扉開放場所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
 ※5：可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は、第1保管エリア及び第4保管エリア
 ※6：緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※7：可搬型窒素ガス供給装置の移動時間として第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
 ※8：可搬型窒素ガス供給装置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
 ※9：ホース仕様を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

図3. 15-1 フィルタ装置出口水素濃度計測のタイムチャート*

*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.7で示すタイムチャート

安全パラメータ表示システム(SPDS)は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

可搬型計測器は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。可搬型計測器のケーブルの接続は、接続規格を統一することにより、速やかに接続操作可能な設計とする。

図 3.15-2 に中央制御室での可搬型計測器接続による監視パラメータ計測のタイムチャートを示す。

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)												備考			
		4	6	8	10	12	14	16	18								
		▽接続開始 ▽接続完了, 計測開始															
可搬型計測器によるパラメータの計測, 監視	中央制御室 運転員A	1	1														

図3.15-2 可搬型計測器接続による監視パラメータ計測のタイムチャート*

*: 「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1.15で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項第五号)

(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。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち多重性を有するパラメータの計測装置は、チャンネル相互を物理的, 電氣的に分離し、チャンネル間の独立を図る設計とする。また、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互をヒューズにより電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)は、通常時から他系統と隔離された系統構成となっており、通常時の系統構成を変えことなく重大事故等対処設備としての系統構成が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。

可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び

重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項第六号）

(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。

計測のための操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.15-7 に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、重大事故等時において中央制御室で監視できる設計であり現場における操作は発生しない。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、すべ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。

フィルタ装置出口水素濃度は、サンプリングに必要な弁の操作は原子炉建屋内の原子炉棟外にて操作を行い、サンプリング装置について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いため操作が可能である。

安全パラメータ表示システム(SPDS)のうち SPDS 表示装置は、緊急時対策建屋内に設置されており、放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

可搬型計測器のケーブルの接続は、すべ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。

(58-3) (58-9)

3. 15. 2. 1. 3. 2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項第一号）

(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。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準対象施設としての計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準対象施設と同仕様の設計とする。

- ・ 原子炉圧力
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力
- ・ 原子炉水位（広帯域）
- ・ 原子炉水位（燃料域）
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
- ・ 残留熱除去系ポンプ出口流量
- ・ 格納容器内雰囲気気水素濃度
- ・ 格納容器内雰囲気気放射線モニタ (D/W)
- ・ 格納容器内雰囲気気放射線モニタ (S/C)
- ・ 起動領域モニタ
- ・ 平均出力領域モニタ
- ・ 原子炉補機冷却水系系統流量
- ・ 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
- ・ 残留熱除去系ポンプ出口圧力
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
- ・ 格納容器内雰囲気気酸素濃度
- ・ 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定可能な設計とする。

- ・ 原子炉圧力容器温度
- ・ 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口流量
- ・ 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）
- ・ 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）
- ・ 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量
- ・ 代替循環冷却ポンプ出口流量
- ・ 原子炉格納容器下部注水流量
- ・ 原子炉格納容器代替スプレイ流量
- ・ ドライウェル温度
- ・ 圧力抑制室内空気温度
- ・ サプレッションプール水温度
- ・ ドライウェル圧力
- ・ 圧力抑制室圧力
- ・ 圧力抑制室水位
- ・ 原子炉格納容器下部水位
- ・ ドライウェル水位
- ・ 格納容器内水素濃度(D/W)
- ・ 格納容器内水素濃度(S/C)
- ・ フィルタ装置入口圧力（広帯域）
- ・ フィルタ装置出口圧力（広帯域）
- ・ フィルタ装置水位（広帯域）
- ・ フィルタ装置水温度
- ・ フィルタ装置出口水素濃度
- ・ フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・ 復水貯蔵タンク水位
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口圧力
- ・ 復水移送ポンプ出口圧力
- ・ 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
- ・ 代替循環冷却ポンプ出口圧力
- ・ 原子炉建屋内水素濃度
- ・ 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
- ・ 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

安全パラメータ表示システム(SPDS)は，設計基準対象施設として必要となるデータ量の伝送及び表示が可能な設計とする。

また，重大事故等時，発電所内の必要のある場所に必要なデータ量の伝送及び表示が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちSPDS表示装置は，緊急時対策建屋内に1式を設置し，保守点検又は故障時のバックアップ用として，自主的に1式を保管する設計とする。

(58-6)

(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。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)は，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。

重要代替監視パラメータを計測する設備は，重要監視パラメータを計測す

る設備と異なる物理量(水位,注水量等)の計測又は測定原理とすることで,重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測可能な設計とする。

重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)は,共通要因によってその機能が損なわれることを防止するために,可能な限り多様性を確保し,頑健性を持たせた設計とする(詳細については,「3.19 通信連絡を行うために必要な設備」で示す)。

重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は,共通要因によって同時に機能を損なわないよう,非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電可能な設計とする。

電源設備の多様性,位置的分散については「3.14 電源設備」に記載する。

(58-2) (58-3)

3. 15. 2. 1. 3. 3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項第一号）

(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。

可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）の計測用として1セット25個（測定時の故障を想定した予備として1個含む）を使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として25個を含めて合計50個を分散して保管する設計とする。

(58-3) (58-9)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項第二号）

(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。

可搬型計測器のケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続操作可能な設計とする。

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項第三号）

(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。

可搬型計測器は, 原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備ではなく, 中央制御室から接続可能な設計とする。

(58-9)

(4) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第3項第四号)

(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。

可搬型計測器のケーブルの接続は, 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。

(58-3) (58-9)

(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。

可搬型計測器は, 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備とは異なる場所である制御建屋内及び緊急時対策建屋内に保管することで位置的分散を図る設計とする。

(58-3) (58-9)

(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。

可搬型計測器は、制御建屋内及び緊急時対策建屋内に保管しており、可搬型計測器のケーブルの接続は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である中央制御室であり、アクセスルートは確保されている。

(58-3) (58-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故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。

可搬型計測器は、設計基準事故対処設備の配置を考慮し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備とは異なる場所である制御建屋内及び緊急時対策建屋内に保管することで位置的分散を図る設計とする。

(58-3) (58-9)

表 3. 15-9 重大事故等対策における手順の概要 (1/4)

1. 15 事故時の計装に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合の対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
パラメータの選定	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1. 1～1. 14の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対策設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ <p>主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> ・有効監視パラメータ <p>主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ <p>主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> ・有効監視パラメータ <p>主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p>

表3.15-9 重大事故等対策における手順の概要 (2/4)

対応手段等 監視機能喪失時 計器の故障時	他チャンネルによる計測	主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。
	代替パラメータによる推定	主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。 推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件及び計測される値の不確かさを考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。 代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。 <ul style="list-style-type: none"> ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定。 ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化、注水量又は出口圧力により推定。 ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定。 ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定。 ・圧力、温度又は水位を水の飽和状態の関係により推定。 ・注水量を注水先の圧力及び温度の傾向監視により推定。 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定。 ・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定。 ・水素濃度を装置の作動状況により推定。 ・エリア放射線モニタの傾向監視により、格納容器バイパス事象が発生したことを推定。 ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器の圧力により推定。 ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（水位及び温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮へいが確保されていることを推定。 ・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（圧力抑制室圧力）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定。

表3.15-9 重大事故等対策における手順の概要 (3/4)

対応手段等 監視機能喪失時	計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合	原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは原子炉压力容器内の温度及び水位である。 これらのパラメータの値が計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手段を以下に示す。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉压力容器内の温度のパラメータである原子炉压力容器温度は、原子炉压力容器内の水位が有効燃料棒頂部(TAF)以下になった場合、計測範囲を超える場合があるが、重大事故等時における原子炉格納容器下部注水判断の温度は300℃であり、計器の計測範囲内で計測が可能である。また、原子炉压力容器温度が計測範囲内である300℃以上の場合には炉心損傷状態と推定して対応する。 ・原子炉压力容器内の水位を監視するパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、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)、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)、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、代替循環冷却ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量及び残留熱除去系ポンプ出口流量のうち、機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、前回推定した冷却材体積に加算することにより原子炉压力容器内の水位を推定する。また、原子炉压力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧により、また原子炉压力容器内の水位が有効燃料棒頂部(TAF)以上であることは、原子炉压力容器温度により監視可能である。
	可搬型計測器による計測	原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には、可搬型計測器により計測することも可能である。

表3. 15-9 重大事故等対策における手順の概要 (4/4)

対応手段等	計器電源の喪失時	<p>全交流動力電源喪失が発生した場合は、以下の手順により計器へ給電し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 所内常設蓄電式直流電源設備から給電する。 ・ 常設代替交流電源設備から給電する。 ・ 可搬型代替交流電源設備等から給電する。 ・ 代替所内電気設備により給電する。 ・ 所内常設蓄電式直流電源設備が枯渇するおそれがある場合は、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備等から給電する。 <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、可搬型計測器を接続し計測又は監視を行う。</p>
	パラメータ記録	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム (SPDS) により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値、現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</p>
配慮すべき事項	発電用原子炉施設の状態把握	<p>重要監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器の計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。</p>
	確からしきの考慮	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和温度の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
	計測又は監視の留意事項	<p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。</p>

表 3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/12）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
① 原子 炉 温 圧 力 容 器 内	原子炉圧力容器温度	5	0～500℃	最大値：約297℃*4	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準（300℃）に対して500℃までを監視可能。	1	C (Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源
	原子炉圧力*1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（燃料域）*1							
② 原子 炉 圧 力 容 器 内	原子炉圧力	2	0～10MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力（9.26MPa[gage]）を包絡する範囲として設定。	1	S	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源
	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力*1	1	0～10MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]	高压代替注水系タービンの最高使用圧力（8.62MPa[gage]）を監視可能。		- (Ss)	区分Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源
	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力*1	1	0～10MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの最高使用圧力（8.62MPa[gage]）を監視可能。		S	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（燃料域）*1							
	原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2/12）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
③ 原子炉 圧力 容器 内 の 水 位	原子炉水位（広帯域）	2	-3,800～1,500mm ^{*5}	有効燃料棒底部程度～レ ベル8 (-7,832～1,470mm) ^{*5}	炉心の冷却状態を確認する上で原子炉水位制御範囲（レベル3～レベル 8）及び有効燃料棒底部まで監視可能。	1	S	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源
	原子炉水位（燃料域）	2	-3,800～1,300mm ^{*6}	有効燃料棒底部程度～レ ベル8 (-3,702～5,600mm) ^{*6}			区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	
	高压代替注水系ポンプ出口流量 ^{*1}	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ^{*1}							
	高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ^{*1}							
	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） ^{*1}							
	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） ^{*1}							
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ^{*1}							
	代替循環冷却ポンプ出口流量 ^{*1}							
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ^{*1}							
	残留熱除去系ポンプ出口流量 ^{*1}							
	原子炉圧力容器温度 ^{*1}	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉圧力 ^{*1}	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
圧力抑制室圧力 ^{*1}	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（3/12）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源	
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	0~120m ³ /h	—*10	高圧代替注水系ポンプの最大注水量（90.8m ³ /h）を監視可能。	1	-(Ss)	区分Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	0~150m ³ /h	0~90.8m ³ /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量（90.8m ³ /h）を監視可能。		S	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0~1,500m ³ /h	(高圧側) 0~318m ³ /h (低圧側) 0~1,050m ³ /h	高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量（318m ³ /h, 1,050m ³ /h）を監視可能。		S	区分Ⅲ 直流電源	
	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）	1	0~220m ³ /h	—*10	復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いた低圧代替注水系（残留熱除去系A系ライン）における最大注水量（145m ³ /h）を監視可能。	1	B(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源*13	
	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）	1	0~220m ³ /h	—*10	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いた低圧代替注水系（残留熱除去系B系ライン）における最大注水量（145m ³ /h）を監視可能。		B(Ss)	区分Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源*13	
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	0~100m ³ /h	—*10	直流駆動低圧注水ポンプを用いた原子炉注水時における最大注水量（80m ³ /h）を監視可能。		-(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	
	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	0~200m ³ /h	—*10	代替循環冷却ポンプを用いた原子炉注水時における最大注水量（150m ³ /h）を監視可能。		-(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0~1,500m ³ /h	0~1,050m ³ /h	低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量（1,050m ³ /h）を監視可能。		S	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	0~1,500m ³ /h	0~1,136m ³ /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量（1,136m ³ /h）を監視可能。		S	区分Ⅰ, Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。							
	原子炉水位（燃料域）*1								
	復水貯蔵タンク水位*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。							
	圧力抑制室水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。							

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4/12）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑤ 原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水流量	1	0~110m ³ /h	—*10	復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いた原子炉格納容器下部注水系による最大注水量（35m ³ /h, 50m ³ /h）*12を監視可能。	1	-(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源*14
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	0~100m ³ /h	—*10	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による最大注水量（88m ³ /h）を監視可能。	1	-(Ss)	区分Ⅰ, Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源*13
	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	0~200m ³ /h	—*10	代替循環冷却ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイ時における最大注水量（150m ³ /h）を監視可能。	1	-(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源
	原子炉格納容器下部水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	ドライウエル水位*1							
	復水貯蔵タンク水位*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。						
	ドライウエル温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	ドライウエル圧力*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	圧力抑制室圧力*1							
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	11	0~300℃	最大値：146℃	原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源*13*14
	圧力抑制室内空気温度*2	4	0~300℃	最大値：97℃		1	S	区分Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源*13
	サブプレッションプール水温度*2	16	0~200℃	最大値：97℃	原子炉格納容器の限界圧力（2Pd：854kPa[gage]）におけるサブプレッションプール水の飽和温度（約178℃）を監視可能。	1	S	区分Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源*13
	ドライウエル圧力*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	圧力抑制室圧力*1							

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5/12）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑦ 原子 炉格 納容 器内 の圧 力	ドライウエル圧力*2	1	0～1MPa[abs]	最大値：330kPa[gage]	原子炉格納容器的限界圧力（2Pd：854kPa[gage]）を監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源*13
	圧力抑制室圧力*2	1	0～1MPa[abs]	最大値：210kPa[gage]			C(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源*13
	ドライウエル温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	圧力抑制室内空気温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
⑧ 原子 炉格 納容 器内 の水 位	圧力抑制室水位	2	0～5m (O.P.-3900～1100mm)	0.05m (O.P.-3850mm)	外部水源注水量限界（通常運転水位+約2m（O.P.-1914mm））を把握できる範囲を監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源
	原子炉格納容器下部水位	12	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m*7 (O.P.-2000mm, - 1500mm, -1000mm, - 500mm, 0mm, 300mm)	-*10	重大事故等時において、原子炉格納容器下部への注水によるベDESTAL部の蓄水状況を監視可能。	1	-(Ss)	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源*14
	ドライウエル水位	6	0.02m, 0.23m, 0.34m*8 (O.P.1170mm, 1380mm, 1490mm)	-*10	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却に必要な水深があることを監視可能。	1	-(Ss)	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源*14
	高圧代替注水系ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量*1							
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量*1							
	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）*1							
	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）*1							
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量*1							
	代替循環冷却ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉格納容器下部注水流量*1	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉格納容器代替スプレイ流量*1							
	復水貯蔵タンク水位*1	「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。						

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6/12）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑨ 原子 炉格 納容 器内 の水 素濃 度	格納容器内水素濃度(D/W)*2	2	0~100vol%	0~1.9vol%	重大事故等時において、原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能。 重大事故等時において、炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0~100vol%）を監視可能。	-	-(Ss)	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源
	格納容器内水素濃度(S/C)*2	2	0~100vol%	0~1.9vol%		-	-(Ss)	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源
	格納容器内雰囲気水素濃度*2	2	0~30vol%	0~1.9vol%		-	S	計器、サンプリング 装置： 区分Ⅰ、Ⅱ 交流計測制御電源
2		0~100vol%	-					
⑩ 原子 炉格 納容 器内 の放 射線 量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h未満*11	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	-	S	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h未満*11	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	-	S	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源
⑪ 未臨 界の 維持 又は 監視	起動領域モニタ*2	8	中性子源領域 $10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{nv}$) 中間領域 0~40%又は 0~125% ($1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{nv}$)	定格出力の 約8倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域モニタによって監視可能。	-	S	区分Ⅰ、Ⅱ 無停電交流電源
	平均出力領域モニタ*2	6*3	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{nv}$)	定格出力の 約8倍	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示値に基づき操作を伴うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。 また、重大事故等時においても代替原子炉再循環ポンプトリップ機能等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	-	S	区分Ⅰ、Ⅱ 無停電交流電源

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7/12）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑫最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系		サブプレッションプール水温度*2		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。			
			代替循環冷却ポンプ出口流量		「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。			
			原子炉水位（広帯域）*1		「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
			原子炉水位（燃料域）*1					
			原子炉圧力容器温度*1		「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。			
			ドライウエル圧力*1		「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
			圧力抑制室圧力*1					
			ドライウエル温度*1		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。			
			圧力抑制室内空気温度*1					
			原子炉格納容器下部水位*1		「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	ドライウエル水位*1							

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（8/12）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源		
⑩最終ヒートシンクの確保	原子炉格納容器 フィルタベント系	フィルタ装置入口圧力(広帯域)	1	-0.1~1MPa[gage]	—*10	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用圧力(854kPa[gage])を監視可能。	1	-(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源*13	
		フィルタ装置出口圧力(広帯域)	1	-0.1~1MPa[gage]	—*10	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用圧力(854kPa[gage])を監視可能。	1	-(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源*13	
		フィルタ装置水位(広帯域)	3	□	—*10	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置底部を計測範囲の零とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位□及び下限水位□を監視可能。	1	-(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源*13	
		フィルタ装置水温度	3	0~200℃	—*10	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用温度(200℃)を監視可能。	1	-(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源*13	
		フィルタ装置出口水素濃度	1	0~30vol%	—*10	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後に窒素による掃気を実施し、原子炉格納容器フィルタベント系の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度(4vol%)未満であることを監視可能。	—	-(Ss)	計器、サンプリング装置： 区分Ⅰ交流計測制御電源 代替交流計測制御電源*13	
			1	0~100vol%			—			
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	$10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h	—*10	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実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率(1.9×10^3 mSv/h)を監視可能。	—	-(Ss)	区分Ⅰ,Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源*13		
	ドライウエル圧力*1	「⑦原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	圧力抑制室圧力*1									
	格納容器内水素濃度(D/W)*1	「⑨原子炉圧力容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内水素濃度(S/C)*1									
	耐圧強化ベント系	ドライウエル温度*2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。							
		圧力抑制室内空気温度*2								
		サブプレッションプール水温度*1								
ドライウエル圧力*2		「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
圧力抑制室圧力*2										

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（9/12）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑫ 最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系ポンプ出口流量	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ（ただし、個数は2とする）。						
	原子炉補機冷却水系系統流量*1	2	0～4,000m ³ /h	0～2,800m ³ /h	原子炉補機冷却水系のポンプ2台あたりの定格流量（2,800m ³ /h）を監視可能。	1	S	区分Ⅰ，Ⅱ 無停電交流電源
	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量*1	2	0～1,500m ³ /h	0～950m ³ /h	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の最大流量（950m ³ /h）を監視可能。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の運転を行う場合に必要流量（392m ³ /h）を監視可能。		C(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ 無停電交流電源
	原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	サブプレッションプール水温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	残留熱除去系ポンプ出口圧力*1	「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。						
⑬ 格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の 原子炉水位（広帯域）*2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（燃料域）*2							
	原子炉圧力*2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	容器内の状態 ドライウエル温度*2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	ドライウエル圧力*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	圧力抑制室圧力*1							
	原子炉建屋内の状態 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0～12MPa[gage]	最大値：10.8MPa[gage]	高圧炉心スプレイ系の運転時における高圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力（10.8MPa[gage]）を監視可能。	1	S	区分Ⅲ 直流電源
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0～5MPa[gage]	最大値：4.41MPa[gage]	低圧炉心スプレイ系の運転時における低圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力（4.41MPa[gage]）を監視可能。	S		区分Ⅰ 交流計測制御電源	
残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0～4MPa[gage]	最大値：3.73MPa[gage]	残留熱除去系の運転時における残留熱除去系ポンプの最高使用圧力（3.73MPa[gage]）を監視可能。	C(Ss)		区分Ⅰ，Ⅱ 交流計測制御電源	
原子炉圧力*1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（10/12）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑭ 水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0～3,200m ³ (O.P. 9586～19772mm)	0～3,173m ³ (O.P. 9586～19686mm)	重大事故等時において復水貯蔵タンクの底部からオーバーフローレベル(0～3,173m ³)を監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源*13*14
	圧力抑制室水位	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	高压代替注水系ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量*1							
	高压炉心スプレー系ポンプ出口流量*1							
	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ーライン洗浄流量）*1							
	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）*1							
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量*1	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉格納容器下部注水流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	代替循環冷却ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	残留熱除去系ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
原子炉水位（燃料域）*1								

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（11/12）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
④ 水源の確保	高圧代替注水系ポンプ出口圧力*1	1	0～15MPa[gage]	—*10	高圧代替注水系の運転時における高圧代替注水系ポンプの最高使用圧力(14.0MPa[gage])を監視可能。	1	-(Ss)	区分Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力*1	1	0～15MPa[gage]	最大値：11.8MPa[gage]	原子炉隔離時冷却系の運転時における原子炉隔離時冷却系ポンプの最高使用圧力(11.8MPa[gage])を監視可能。		S	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源
	復水移送ポンプ出口圧力*1	1	0～1.5MPa[gage]	—*10	低圧代替注水系（常設）の運転時における復水移送ポンプの最高使用圧力(1.37MPa[gage])を監視可能。		B(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源
	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力*1	1	0～1.5MPa[gage]	—*10	直流駆動低圧注水ポンプの運転時における直流駆動低圧注水ポンプの最高使用圧力(1.37MPa[gage])を監視可能。		-(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源
	代替循環冷却ポンプ出口圧力*1	1	0～4MPa[gage]	—*10	代替循環冷却系の運転時における代替循環冷却ポンプの最高使用圧力(3.73MPa[gage])を監視可能。		-(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力*1	「③格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。						
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力*1							
	残留熱除去系ポンプ出口圧力*1							
⑤ 原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	7	0～10vol%	—*10	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能（なお、静的触媒式水素再結合装置にて、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する）。	—	-(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ 交流計測制御 電源 代替交流計測制御 電源 区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源 125V代替直流電源
	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置*1	8*15	0～500℃	—*10	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合装置作動時に想定される温度範囲を監視可能。	1	-(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源
⑩ 原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	2	0～30vol%	約4.3vol%	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.3vol%）を監視可能。	—	S	計器、サンプリング装置： 区分Ⅰ，Ⅱ 交流計測制御電源
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)*1	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)*1							
	ドライウェル圧力*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
圧力抑制室圧力*1								

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（12/12）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑩ 使用 済燃料 プールの 監視	使用済燃料プール水位／温度 (ヒートサーモ式) ^{*2}	1 ^{*16}	-4,240～7,010mm ^{*9} (O.P.21680～ 32930mm)	— ^{*10}	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の上部から底部近傍の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。	1	-(Ss)	区分Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源
			0～150℃	— ^{*10}	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使用済燃料プールの温度を監視可能。			
	使用済燃料プール水位／温度 (ガイドバルス式) ^{*2}	1	-4,300～7,300mm ^{*9} (O.P.21620～ 33220mm)	0.P.32895mm	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の上部から底部近傍の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。	—	B(Ss)	区分Ⅰ 交流計測制御電源 区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源
		2	0～120℃	最大値：65℃	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使用済燃料プールの温度を監視可能。			
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量，低線量) ^{*2}	1	10 ¹ ～10 ⁸ mSv/h	— ^{*10}	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲（5.4×10 ⁻² ～10 ⁷ mSv/h）にわたり放射線量率を監視可能。	—	-(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源
		1	10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h			—		
	使用済燃料プール監視カメラ ^{*2}	1	—	— ^{*10}	重大事故等時において、使用済燃料プールの状況を監視可能。	—	-(Ss)	区分Ⅰ 交流計測制御電源

* 1：重要代替監視パラメータを示す。

* 2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

* 3：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。

* 4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

* 5：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。

* 6：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。

* 7：計測範囲の零は、原子炉格納容器下部（ヘデスタル底部）（O.P.-2500mm）のところとする。

* 8：計測範囲の零は、ドライウエル床面（O.P.1150mm）のところとする。

* 9：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端（O.P.25920mm）のところとする。

*10：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等（運転時の異常な過渡変化時を含む）に関する値なし。

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

*12：原子炉格納容器下部注水時に溶融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉水位レベル0時）に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。

*13：設置許可基準規則第47条、第48条及び第49条で抽出された計測設備の電源については、非常用所内電気設備と独立性を有し、位置的分散を設ける設計とする。詳細については、「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）の補足説明資料57-9参照。なお、各条文に対するパラメータの選定結果は、補足説明資料58-11に整理する。

*14：設置許可基準規則第51条で抽出された計測設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており、原子炉格納容器下部注水流量、ドライウエル温度及び復水貯蔵タンク水位に対して、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計とすると共に、可搬型計測器による計測が可能な設計としており、多様性を有している。詳細については、「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）の補足説明資料57-9参照。なお、各条文に対するパラメータの選定結果は、補足説明資料58-11に整理する。

*15：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。

*16：検出点21箇所。

表 3.15-11 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他の検出器 ②原子炉圧力 ③原子炉水位（広帯域） ④原子炉水位（燃料域） ⑤【残留熱除去系熱交換器入口温度】*2	①原子炉圧力容器温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度（有効監視パラメータ）により推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 ③原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 ④原子炉圧力容器温度 ⑤原子炉水位（広帯域） ⑥原子炉水位（燃料域）	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力又は原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により推定する。 ③原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②高圧代替注水系ポンプ出口流量 ③原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ④高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 ⑤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ーライン洗浄流量） ⑥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） ⑦直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ⑧代替循環冷却ポンプ出口流量 ⑨低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 ⑩残留熱除去系ポンプ出口流量 ⑪原子炉圧力 ⑫原子炉圧力容器温度 ⑬原子炉圧力 ⑭圧力抑制室圧力	①原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量、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ーライン洗浄流量）、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）、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、代替循環冷却ポンプ出口流量、低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量及び残留熱除去系ポンプ出口流量のうち、実際の機器動作状態にある注水流量と崩壊熱除去に必要な注水流量により推定する。 ③原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力から飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力より原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により、主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は主要パラメータの他チャンネルを優先する。

表3.15-11 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②復水貯蔵タンク水位	①高圧代替注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②高圧代替注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②復水貯蔵タンク水位	①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②復水貯蔵タンク水位	①高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
	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） 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）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②復水貯蔵タンク水位	①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）、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）の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②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）、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）の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②復水貯蔵タンク水位	①直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②圧力抑制室水位	①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②圧力抑制室水位	①低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。

表3.15-11 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
器原 へ子 の炉 注圧 水力 量容	残留熱除去系ポンプ出口流量	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②圧力抑制室水位	①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
原 子 炉 格 納 容 器 へ の 注 水 量	原子炉格納容器下部注水流量	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②復水貯蔵タンク水位	①原子炉格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、熔融炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位を優先する。
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	①原子炉格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水量を推定する。 推定は、熔融炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位を優先する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水量を推定する。 推定は、注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位を優先する。
原 子 炉 格 納 容 器 内 の 温 度	ドライウエル温度	①主要パラメータの他検出器 ②ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他検出器により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。 ③ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により上記②と同様にドライウエル温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他検出器を優先する。
	圧力抑制室内空気温度	①主要パラメータの他検出器 ②サブプレッションプール水温度 ③圧力抑制室圧力	①圧力抑制室内空気温度の1つの検出器が故障した場合は、他検出器により推定する。 ②圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水温度により圧力抑制室内空気温度を推定する。 ③圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室圧力により圧力抑制室内空気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他検出器を優先する。
	サブプレッションプール水温度	①主要パラメータの他検出器 ②圧力抑制室内空気温度	①サブプレッションプール水温度の1つの検出器が故障した場合は、他検出器により推定する。 ②サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室内空気温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他検出器を優先する。

表3.15-11 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] *2	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により推定する。 ②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力(常用計器)により、ドライウエル圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。
	圧力抑制室圧力	①ドライウエル圧力 ②圧力抑制室内空気温度 ③ [圧力抑制室圧力] *2	①圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。 ②圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室内空気温度により圧力抑制室圧力を推定する。 ③監視可能であれば圧力抑制室圧力(常用計器)により、圧力抑制室圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	①主要パラメータの他チャンネル ②高圧代替注水系ポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 ②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ーライン洗浄流量) ②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) ②直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ②原子炉格納容器下部注水流量 ②原子炉格納容器代替スプレー流量 ③復水貯蔵タンク水位	①圧力抑制室水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量、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ーライン洗浄流量)、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)、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレー流量により、外部水源を使用した注水量の積算により圧力抑制室水位を推定する。 ③水源である復水貯蔵タンク水位の変化により、圧力抑制室水位を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 (上記②、③の推定方法は、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッションチェンバへ移行する場合を想定しており、圧力抑制室水位の計測目的であるサブプレッションチェンバからの原子炉格納容器ベント操作可否判断(通常運転水位+約2m(0.P.-1914mm))から考えると保守的な評価となることから問題ない。) 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉格納容器下部注水流量 ②原子炉格納容器代替スプレー流量 ②代替循環冷却ポンプ出口流量	①原子炉格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレー流量、代替循環冷却ポンプ出口流量により原子炉格納容器下部水位を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	ドライウエル水位	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉格納容器下部注水流量 ②原子炉格納容器代替スプレー流量 ②代替循環冷却ポンプ出口流量	①ドライウエル水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル水位の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレー流量、代替循環冷却ポンプ出口流量によりドライウエル水位を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

表3.15-11 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気水素濃度	①格納容器内水素濃度 (D/W)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度 (D/W)の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内水素濃度 (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気水素濃度	①格納容器内水素濃度 (S/C)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度 (S/C)の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内雰囲気水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (D/W) ③格納容器内水素濃度 (S/C)	①格納容器内雰囲気水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内雰囲気水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度 (D/W)及び格納容器内水素濃度 (S/C)により推定する。 推定は主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] *2	①格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)の監視が不可能となった場合には、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] *2	①格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)の監視が不可能となった場合には、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域モニタ ③ [制御棒位置指示系] *2	①起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。 ③起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ ③ [制御棒位置指示系] *2	①平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ③起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒位置指示系] *2	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	①制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ②制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域モニタを優先する。

表3.15-11 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サブプレッションプール水温度	①主要パラメータの他の検出器 ②圧力抑制室内空気温度 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
		代替循環冷却ポンプ出口流量（原子炉圧力容器への注水）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②原子炉圧力容器温度 推定は注水先の原子炉水位を優先する。
		代替循環冷却ポンプ出口流量（原子炉格納容器への注水）	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力 推定は、注水先の原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位を推定する。
		代替循環冷却ポンプ出口流量（サブプレッションプール水冷却）	①サブプレッションプール水温度 ①圧力抑制室内空気温度 ①サブプレッションプール水の冷却時において代替循環ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水温度、圧力抑制室内空気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。
	原子炉格納容器フィルタベント系	フィルタ装置入口圧力（広帯域）	①ドライウエル圧力 ①圧力抑制室圧力 ①フィルタ装置入口圧力（広帯域）の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
		フィルタ装置出口圧力（広帯域）	①ドライウエル圧力 ①圧力抑制室圧力 ①フィルタ装置出口圧力（広帯域）の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
		フィルタ装置水位（広帯域）	①主要パラメータの他チャンネル ①フィルタ装置水位（広帯域）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置水温度	①主要パラメータの他チャンネル ①フィルタ装置水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置出口水素濃度	①格納容器内水素濃度(D/W) ①格納容器内水素濃度(S/C) ①フィルタ装置出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度(D/W)又は格納容器内水素濃度(S/C)により推定する。
		フィルタ装置出口放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ①フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。

表3.15-11 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保 耐圧強化ベント系	ドライウエル温度	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。 ③ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により上記②と同様にドライウエル温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
	圧力抑制室内空気温度	①主要パラメータの他の検出器 ②サブプレッションプール水温度 ③圧力抑制室圧力	①圧力抑制室内空気温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水温度により圧力抑制室内空気温度を推定する。 ③圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室圧力により圧力抑制室内空気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
	ドライウエル圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] *2	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により推定する。 ②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により、ドライウエル圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。
	圧力抑制室圧力	①ドライウエル圧力 ②圧力抑制室内空気温度 ③ [圧力抑制室圧力] *2	①圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。 ②圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室内空気温度により圧力抑制室圧力を推定する。 ③監視可能であれば圧力抑制室圧力（常用計器）により、圧力抑制室圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。
残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ出口流量	①残留熱除去系ポンプ出口圧力	①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。
	[残留熱除去系熱交換器入口温度] *2	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッションプール水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度（有効監視パラメータ）の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度及びサブプレッションプール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	[残留熱除去系熱交換器出口温度] *2	①原子炉補機冷却水系系統流量 ①残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度（有効監視パラメータ）の監視が不可能となった場合は、原子炉補機冷却水系系統流量及び残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

表3.15-11 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	原子炉状態	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域)の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。
		原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉圧力容器温度 ①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると想定することで, 原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉格納容器内の状態	ドライウエル温度	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウエル圧力 ①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は, 他の検出器により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は, 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。 推定は, 主要パラメータの他の検出器を優先する。
		ドライウエル圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] *2 ①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は, 圧力抑制室圧力により推定する。 ②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は, 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力 (常用計器) により, ドライウエル圧力を推定する。 推定は, 真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ② [エア放射線モニタ] *2 ①高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は, 原子炉圧力を優先する。
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ② [エア放射線モニタ] *2 ①低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は, 原子炉圧力を優先する。
		残留熱除去系ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ② [エア放射線モニタ] *2 ①残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は, 原子炉圧力を優先する。

表3.15-11 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	① 高圧代替注水系ポンプ出口流量 ① 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ① 高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 ① 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ーライン洗浄流量) ① 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) ① 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ① 原子炉格納容器下部注水流量 ② 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 ② 高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力 ② 復水移送ポンプ出口圧力 ② 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力 ③ 原子炉水位(広帯域) ③ 原子炉水位(燃料域)	① 復水貯蔵タンク水位の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量、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ーライン洗浄流量)、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)、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、原子炉格納容器下部注水流量のうち、復水貯蔵タンクを水源として実際の機器動作状態にある流量により推定する。 なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ② 復水貯蔵タンクを水源とする高圧代替注水系ポンプ出口圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力、復水移送ポンプ出口圧力、直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力が正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。 ③ 注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵タンク水位を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、復水貯蔵タンクを水源とするポンプの注水量を優先する。
	圧力抑制室水位	① 主要パラメータの他チャンネル ② 代替循環冷却ポンプ出口流量 ② 低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 ② 残留熱除去系ポンプ出口流量 ③ 代替循環冷却ポンプ出口圧力 ③ 低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力 ③ 残留熱除去系ポンプ出口圧力	① 圧力抑制室水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室を水源とする代替循環冷却ポンプ、低圧炉心スプレー系ポンプ、残留熱除去系ポンプの出口流量から、これらのポンプが正常に動作していることを把握することにより水源である圧力抑制室水位が確保されていることを推定する。 ③ サプレッションチェンバのプール水を水源とする代替循環冷却ポンプ、低圧炉心スプレー系ポンプ及び残留熱除去系ポンプの出口圧力から低圧炉心スプレー系ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより水源である圧力抑制室水位が確保されていることを推定する。 推定は、サプレッションチェンバのプール水を水源とするポンプの注水量を優先する。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	① 主要パラメータの他チャンネル ② 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	① 原子炉建屋内水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉建屋内水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置(静的触媒式水素再結合装置入口及び出口の差温度から水素濃度を推定)により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

表3.15-11 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) ③格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) ④ドライウェル圧力 ⑤圧力抑制室圧力	①格納容器内雰囲気酸素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内雰囲気酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)により格納容器内雰囲気酸素濃度を推定する。 ③ドライウェル圧力及び圧力抑制室圧力により原子炉格納容器内の圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	①使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量) ③使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)により水位・温度を推定する。 ②使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プール水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、計測対象が同一である使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)を優先する。
	使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量) ③使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)により水位・温度を推定する。 ②使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プール水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、計測対象が同一である使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)を優先する。
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) ③使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)の監視が不可能な場合は、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(ガイドバルス式)にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。 ②使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料プールを直接監視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(ガイドバルス式)を優先する。
	使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) ③使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合は、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(ガイドバルス式)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)により使用済燃料プールの状態を推定する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

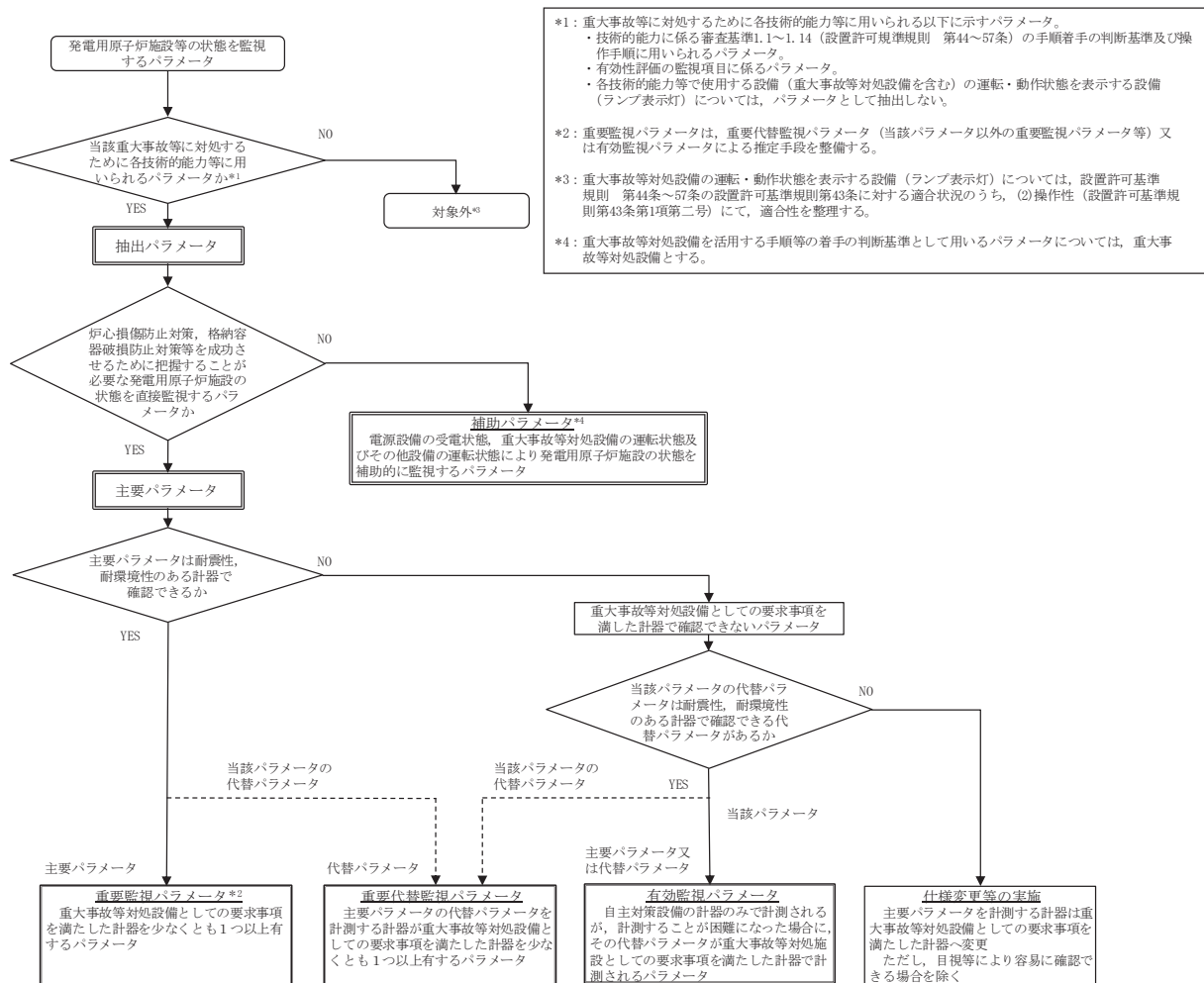


図 3.15-3 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー

【凡例】

- ①：原子炉圧力容器温度
- ②：原子炉圧力
- ③：原子炉水位（広帯域）
- ④：原子炉水位（燃料域）
- ⑤：ドライウエル温度
- ⑥：圧力抑制室内空気温度
- ⑦：サブプレッションプール水温度
- ⑧：ドライウエル圧力
- ⑨：圧力抑制室圧力
- ⑩：圧力抑制室水位
- ⑪：原子炉格納容器下部水位
- ⑫：ドライウエル水位
- ⑬：格納容器内雰囲気水素濃度
- ⑭：格納容器内水素濃度 (D/W)
- ⑮：格納容器内水素濃度 (S/C)
- ⑯：格納容器内雰囲気酸素濃度
- ⑰：格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)
- ⑱：格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
- ⑲：起動領域モニタ
- ⑳：平均出力領域モニタ

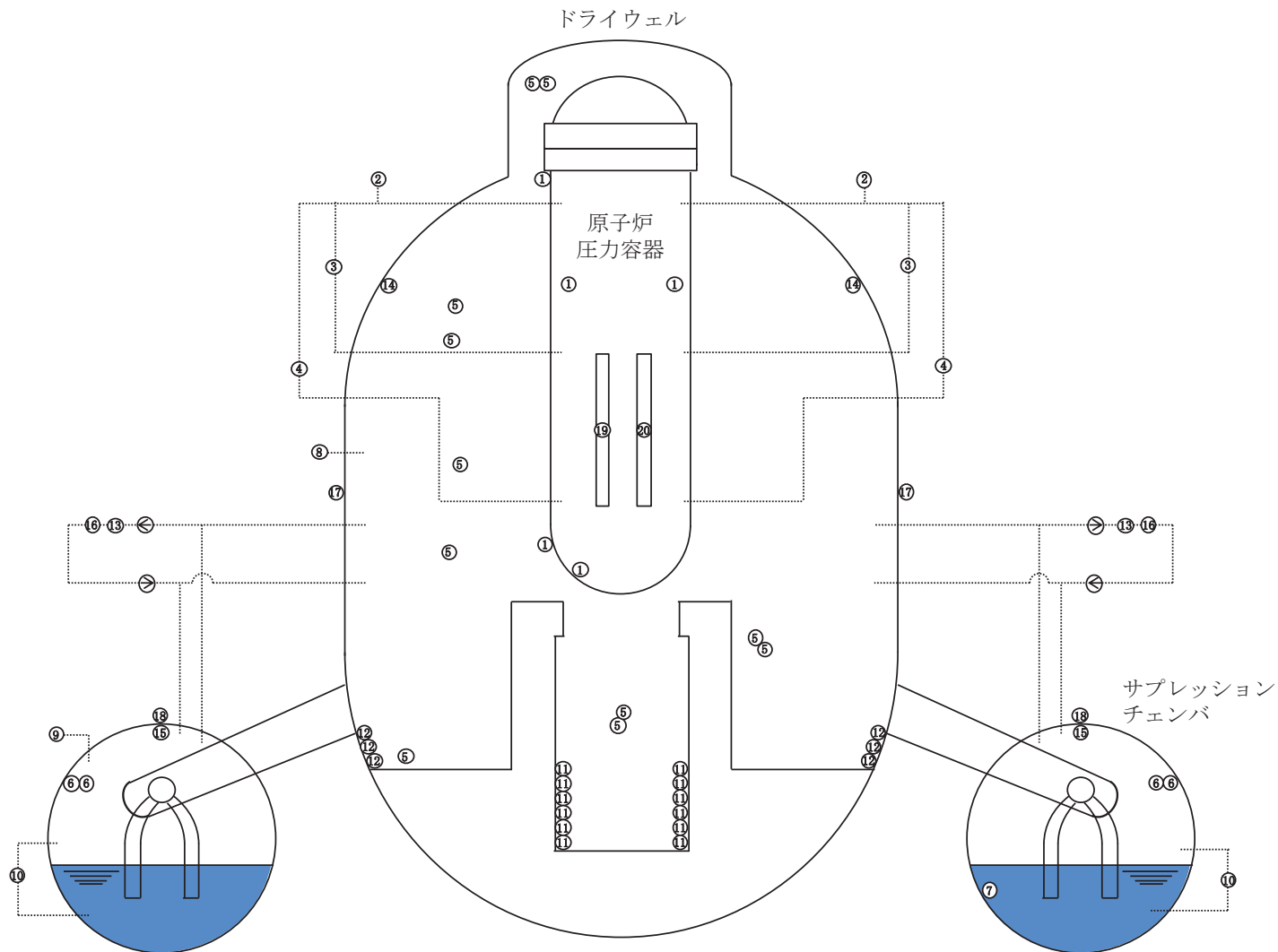


図 3.15-4 主要設備 概略系統図 (1/3)

- 【凡例】
- | | | | | |
|----------------------|------------------------------|---|-----------------------|---------------------------------|
| ①: 残留熱除去系ポンプ出口流量 | ②⑨: 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 | ⑩: 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) | ⑪: 復水移送ポンプ出口圧力 | ⑫: フィルタ装置水温度 |
| ②: 残留熱除去系ポンプ出口圧力 | ⑩: 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 | ⑪: 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) | ⑫: 原子炉格納容器代替スプレイ流量 | ⑬: フィルタ装置出口水素濃度 |
| ③: 原子炉補機冷却水系系統流量 | ⑪: 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 | ⑫: 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 | ⑬: 原子炉格納容器下部注水流量 | ⑭: フィルタ装置出口放射線モニタ |
| ④: 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 | ⑫: 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 | ⑬: 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力 | ⑭: 原子炉建屋内水素濃度 | ⑮: 使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ) |
| ⑤: 復水貯蔵タンク水位 | ⑬: 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 | ⑭: 代替循環冷却ポンプ出口流量 | ⑮: 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 | ⑯: 使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) |
| ⑥: 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 | ⑬: 高圧代替注水系ポンプ出口流量 | ⑮: 代替循環冷却ポンプ出口圧力 | ⑯: フィルタ装置入口圧力(広帯域) | ⑰: 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量) |
| ⑦: 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 | ⑭: 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 | ⑯: 代替循環冷却ポンプ出口圧力 | ⑰: フィルタ装置出口圧力(広帯域) | ⑱: 使用済燃料プール監視カメラ |
| ⑧: 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 | ⑭: 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 | ⑰: 代替循環冷却ポンプ出口圧力 | ⑱: フィルタ装置水位(広帯域) | |

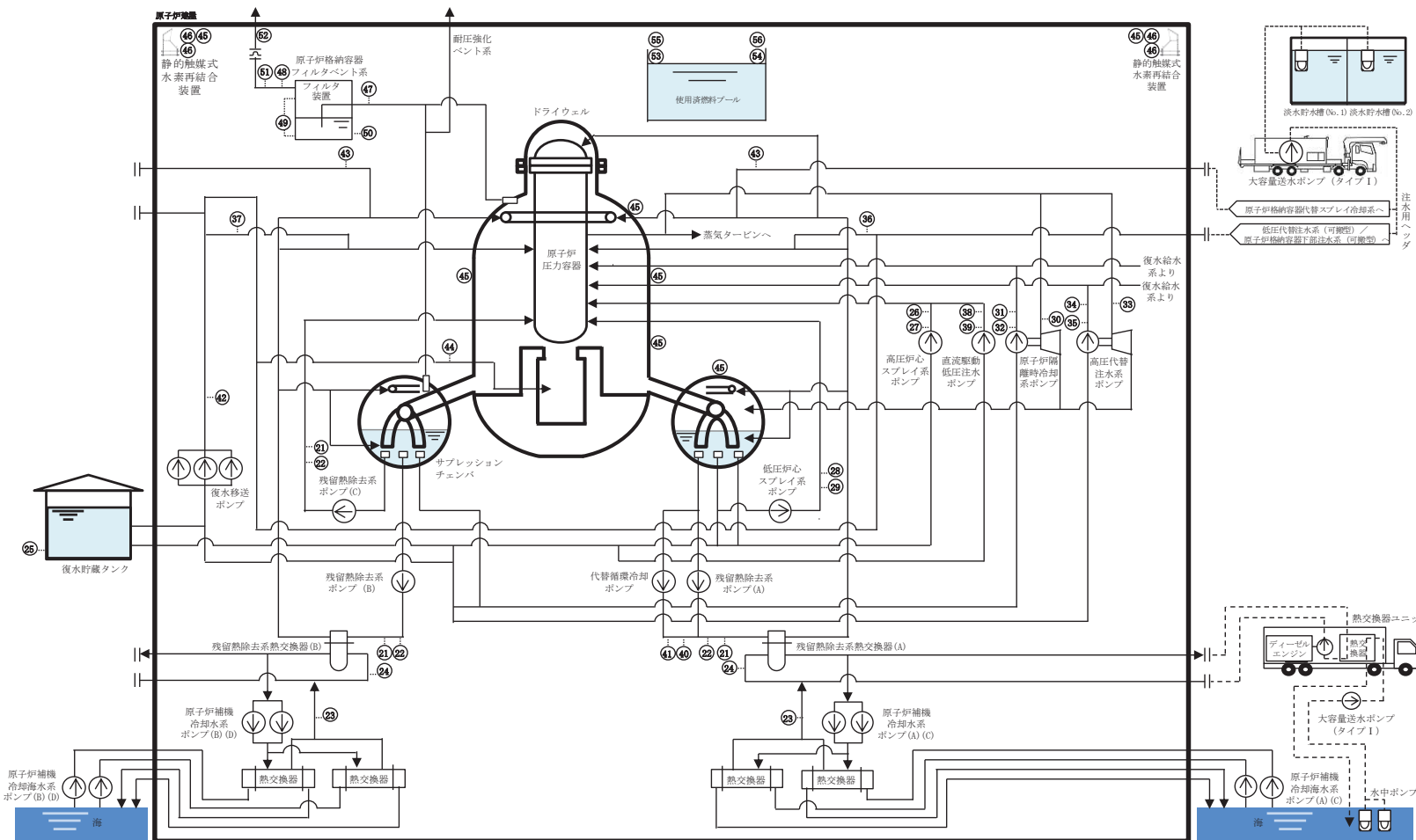


図 3.15-5 主要設備 概略系統図 (2/3)

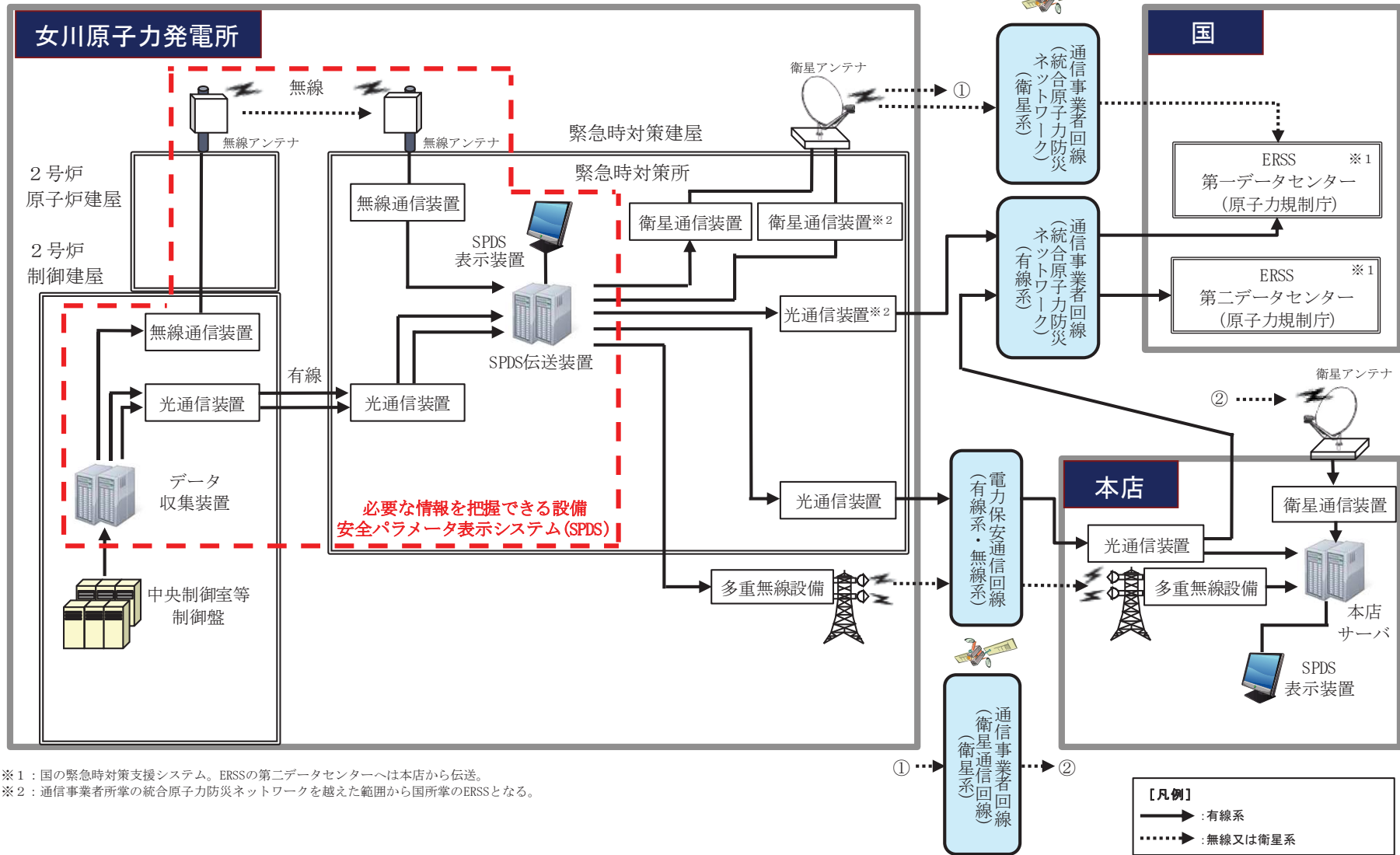


図 3.15-6 主要設備 概略系統図 (3/3)

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

<目次>

1. 代替循環冷却系の構成	1
1.1 設置目的.....	1
1.2 設備構成の概略.....	1
1.3 系統設計仕様.....	4
1.3.1 機械設備.....	4
1.3.2 計装設備.....	5
1.3.3 電源設備.....	23
2. 代替循環冷却系の成立性確認	29
2.1 有効性評価シナリオの成立性.....	29
2.1.1 代替循環冷却系の運用について.....	29
2.1.2 代替循環冷却系の有効性について.....	29
2.2 代替循環冷却系の操作性.....	30
2.2.1 代替循環冷却系運転のために必要な系統・機器とアクセス性...	30
3. 放射線による影響について	36
4. 系統の信頼性について	36
別紙-1 循環流量の確保について	45
別紙-2 系統バウンダリに対する影響評価について	54
別紙-3 系統が高線量となった場合の影響について	56

1. 代替循環冷却系の構成

1.1 設置目的

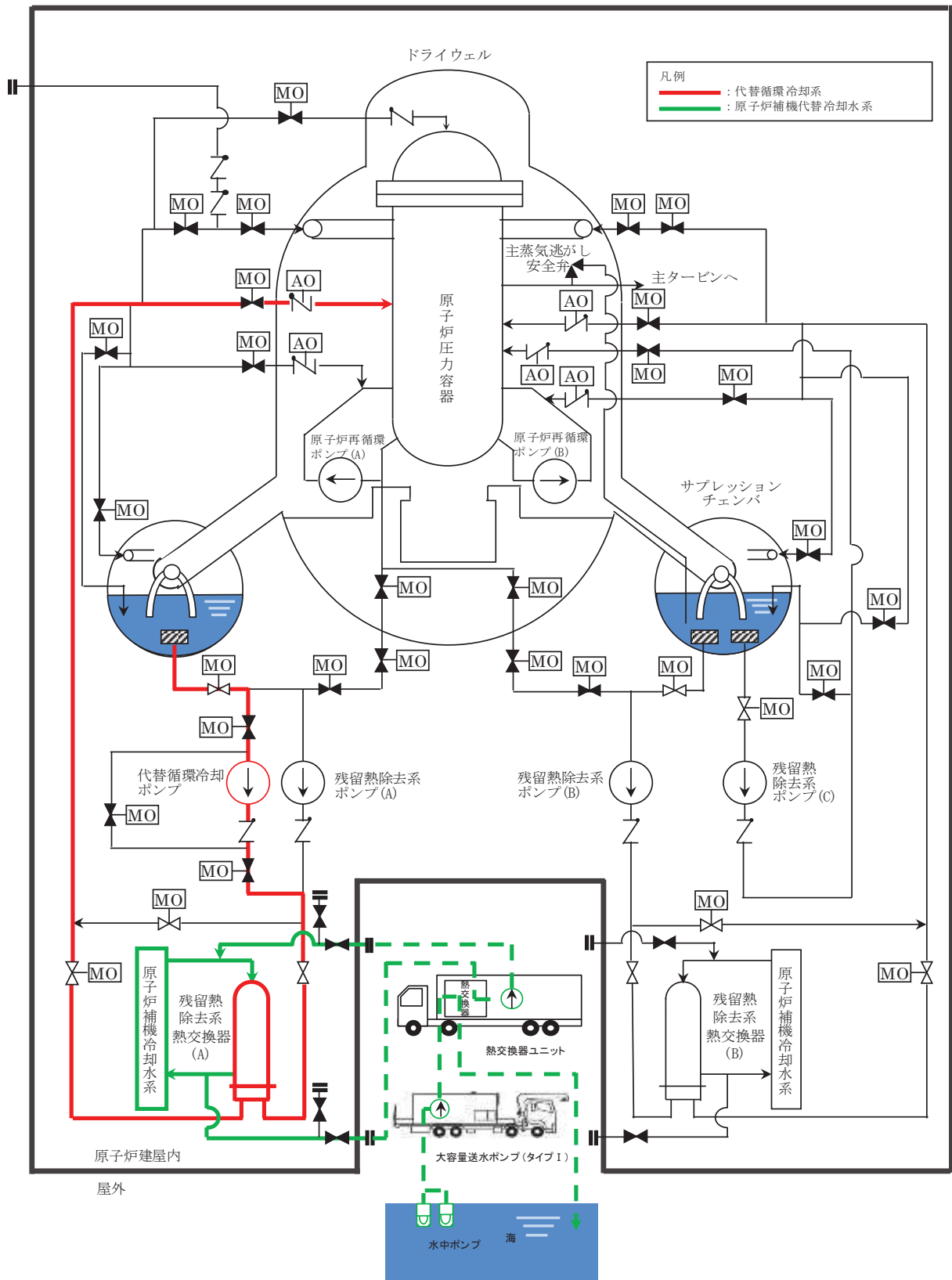
代替循環冷却系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的として設置する。

また、代替循環冷却系は、原子炉格納容器フィルタベント系と同時に過圧破損防止機能が損なわれるおそれがないよう、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を考慮した設計とする。

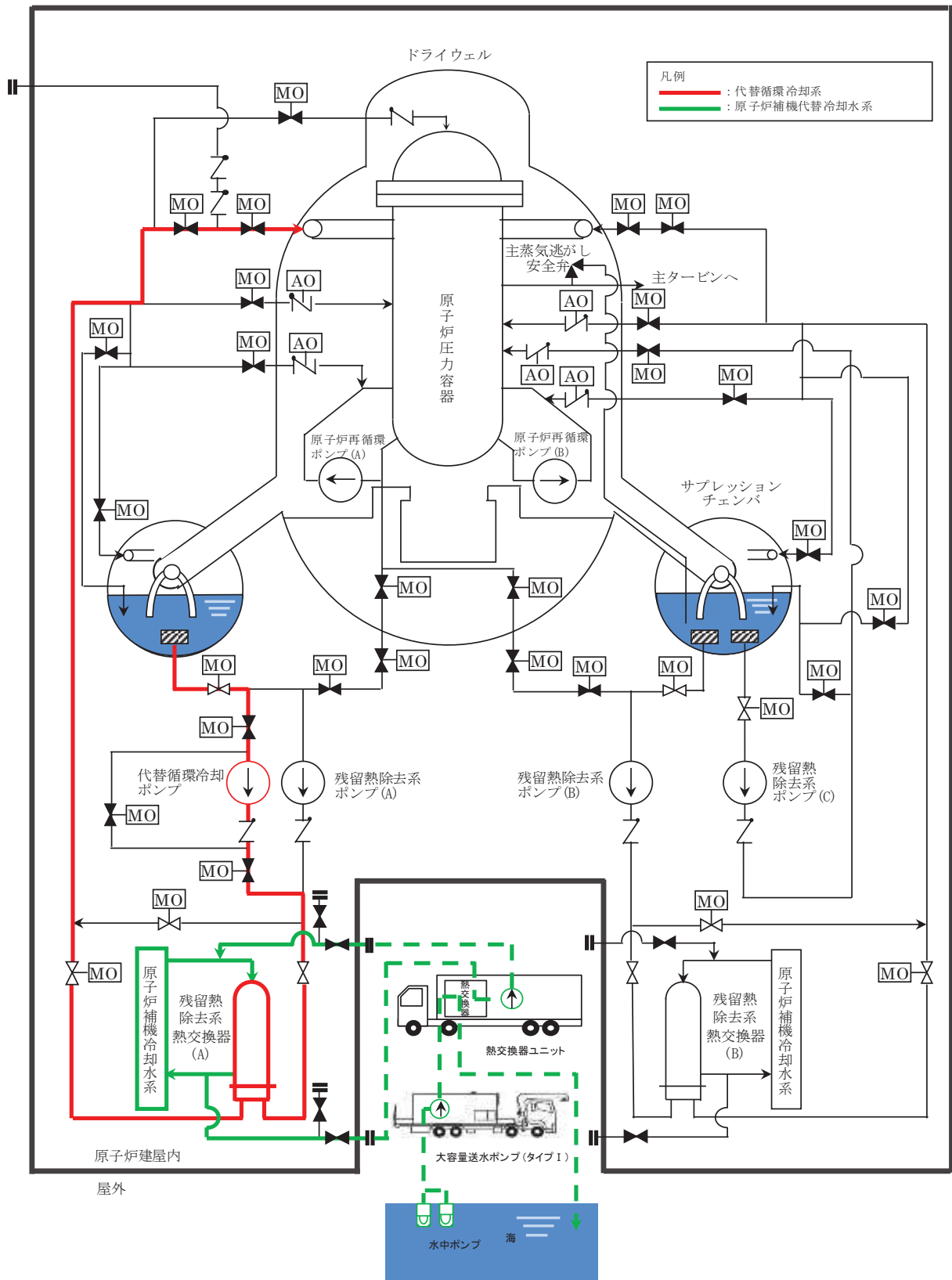
1.2 設備構成の概略

代替循環冷却系の系統概要を以下に示す。第1.2-1図及び第1.2-2図に代替循環冷却系の系統概要図を示す。

- (1) 本系統は、サブプレッションチェンバを水源とし、代替循環冷却ポンプによる原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の循環冷却を行うことが可能な系統である。
- (2) 系統水は、サブプレッションチェンバから、残留熱除去系の配管を経由し、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熱交換器を経由し、原子炉圧力容器への注水又は原子炉格納容器スプレイに使用される。
- (3) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内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、ベント管を経て、サブプレッションチェンバに流出することにより、循環冷却ラインを形成する。
- (4) 本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
- (5) 前述のとおり、本系統はサブ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スプレイとして使用する系統であるが、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバのプール水の温度は約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又は原子炉格納容器へ注水を行った場合、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、代替循環冷却を行うには、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。
- (6) 代替循環冷却機能を確保する際に使用する系統からの核分裂生成物の放出を防止するため、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。



第1.2-1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1.2-2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)

1.3 系統設計仕様

1.3.1 機械設備

代替循環冷却系は、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過圧破損の防止が可能な設計とする。

(1) 設計条件

当該系統起動後、原子炉格納容器限界温度・限界圧力(200°C, 2Pd(854kPa[gage]))を超えないようサプレッションチェンバを水源とし、原子炉圧力容器への注水又は原子炉格納容器スプレイができること。

- ・原子炉圧力容器への注水流量：炉心を冠水できる流量であること
- ・原子炉格納容器スプレイ流量：スプレイ水が蒸気凝縮可能な粒径となる流量であること

(2) 主要仕様

主要仕様を以下に示す。

代替循環冷却系

系統流量：150 m³/h

(原子炉圧力容器への注水：150m³/h)

(原子炉格納容器スプレイ：150m³/h)

水 源：サプレッションチェンバ

除熱手段：原子炉補機代替冷却水系

1.3.2 計装設備

代替循環冷却系について、使用時の状態を監視するため、流量計，温度計，水位計及び圧力計を設置する（第1.3.2-1 図 参照）。これらの監視パラメータは，中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

(1) 設計方針

代替循環冷却系により有効に除熱できていること及び運転状態を確認するため，サプレッションチェンバのプール水温度及び水位，原子炉格納容器温度及び圧力並びに代替循環冷却系の系統流量（代替循環冷却ポンプ出口流量）を監視可能な設計とする。

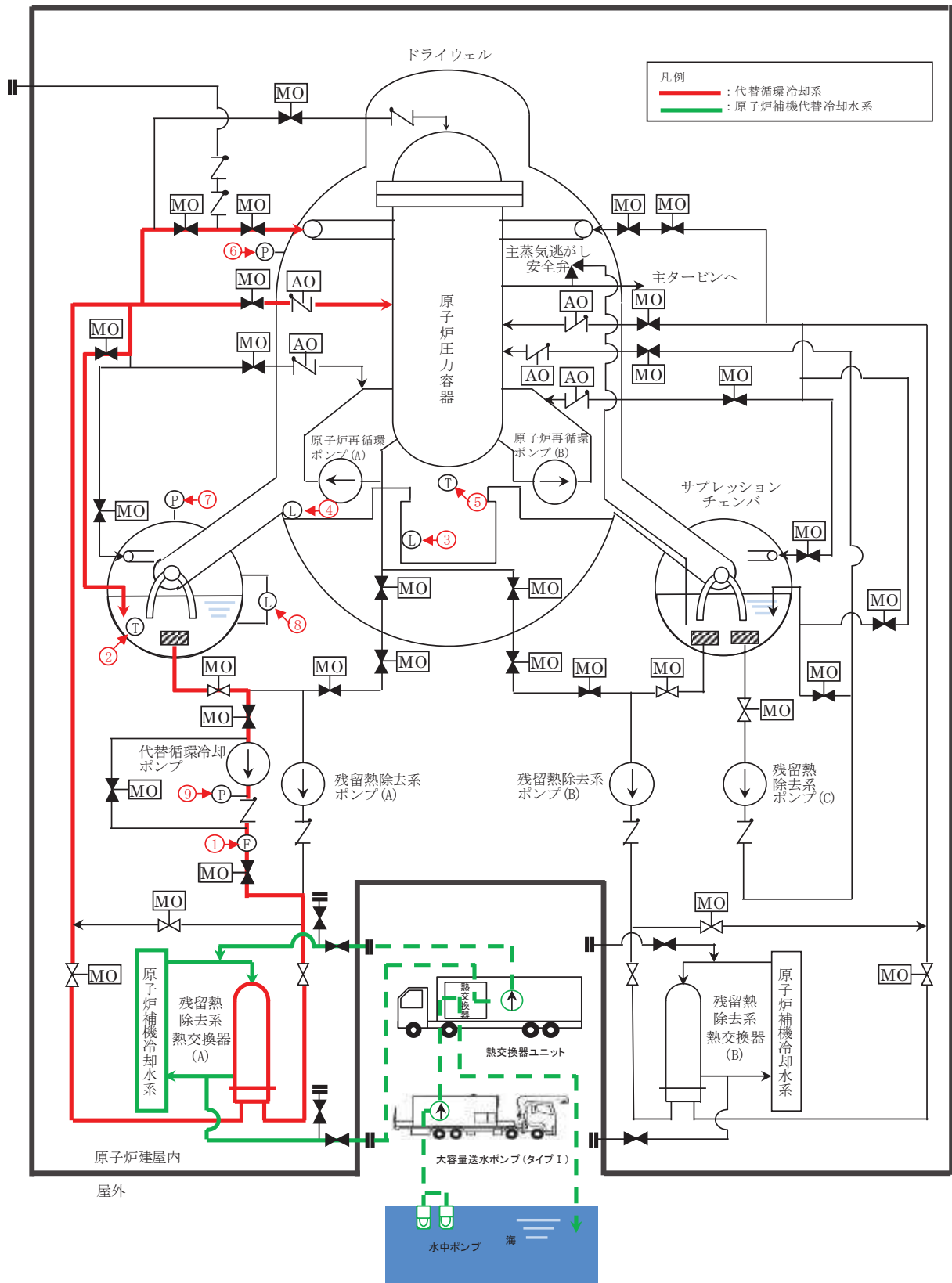
なお，原子炉格納容器スプレイを実施することにより，スプレイ水が原子炉格納容器下部へも流入することから，原子炉格納容器下部の温度及び水位を監視可能な設計とする。

設置する計器を以下に示す。

- ・系統流量 : ①代替循環冷却ポンプ出口流量
- ・残留熱除去系熱交換器入口温度 : ②サプレッションプール水温度
- ・原子炉格納容器下部の水位 : ③原子炉格納容器下部水位
④ドライウエル水位
- ・原子炉格納容器下部の温度 : ⑤ドライウエル温度
- ・原子炉格納容器の圧力 : ⑥ドライウエル圧力
⑦圧力抑制室圧力
- ・代替循環冷却系の水源 : ⑧圧力抑制室水位

また，代替循環冷却ポンプの運転状態を監視するため，以下に示す⑨の計器を設置する。

- ・代替循環冷却ポンプの運転状態 : ⑨代替循環冷却ポンプ出口圧力



第1.3.2-1図 代替循環冷却系使用時の概略図

(2) 計装設備の仕様について

a. 機器仕様

計装設備の主要仕様を第1.3.2-1表に示す。

第1.3.2-1表 代替循環冷却系の運転に必要な計装設備の主要仕様

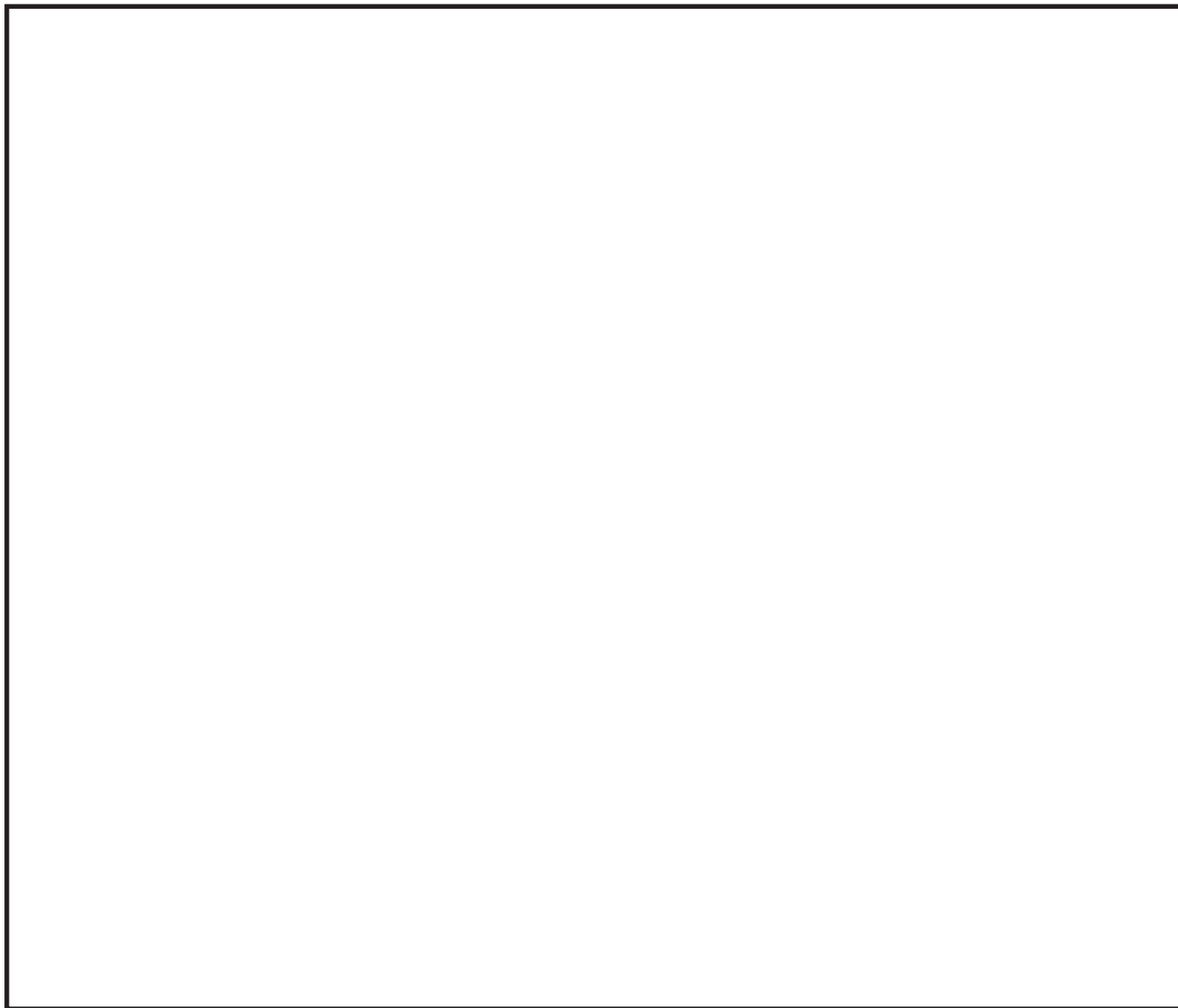
監視計器	計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所
① 代替循環冷却ポンプ 出口流量	0~200m ³ /h	代替循環冷却ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水又は原子炉格納容器スプレいの必要最大流量(150 m ³ /h)を監視可能。	1	中央制御室/ 緊急時対策所
② サプレッションプール水 温度	0~200℃	原子炉格納容器の限界圧力(2Pd: 854kPa[gage])におけるサプレッションプール水の飽和温度(約178℃)を監視可能。	16	中央制御室/ 緊急時対策所
③ 原子炉格納容器下部水位	0.5, 1.0, 1.5, 2.0, 2.5, 2.8m ^{*1} (O.P. -2000, -1500, -1000, -500, 0, 300mm)	重大事故等時において、原子炉格納容器スプレいの実施により原子炉格納容器下部へ流入するスプレい水がペDESTAL部満水近傍まで蓄水する状況を監視可能。	12	中央制御室/ 緊急時対策所
④ ドライウェル水位	0.02, 0.23, 0.34m ^{*2} (O.P. 1170, 1380, 1490mm)	重大事故等時において、原子炉格納容器下部の熔融炉心の冷却に必要な水深(ペDESTAL底部から+3.4m)があることを監視可能。	6	中央制御室/ 緊急時対策所
⑤ ドライウェル温度	0~300℃	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	11	中央制御室/ 緊急時対策所
⑥ ドライウェル圧力	0~1MPa[abs]	原子炉格納容器の限界圧力(2Pd: 854kPa[gage])を監視可能。	1	中央制御室/ 緊急時対策所
⑦ 圧力抑制室圧力	0~1MPa[abs]	原子炉格納容器の限界圧力(2Pd: 854kPa[gage])を監視可能。	1	中央制御室/ 緊急時対策所
⑧ 圧力抑制室水位	0~5m (O.P. -3900~ O.P. 1100mm)	外部水源注水量限界(通常運転水位+約2m(O.P. -1914))を把握できる範囲を監視可能。	2	中央制御室/ 緊急時対策所
⑨ 代替循環冷却ポンプ 出口圧力	0~4MPa[gage]	代替循環冷却ポンプの最高使用圧力(3.73MPa[gage])を監視可能。	1	中央制御室/ 緊急時対策所

*1: 計測範囲の零は、原子炉格納容器下部(ペDESTAL底部)(O.P. -2500mm)のところとする。

*2: 計測範囲の零は、ドライウェル床面(O.P. 1150mm)のところとする。

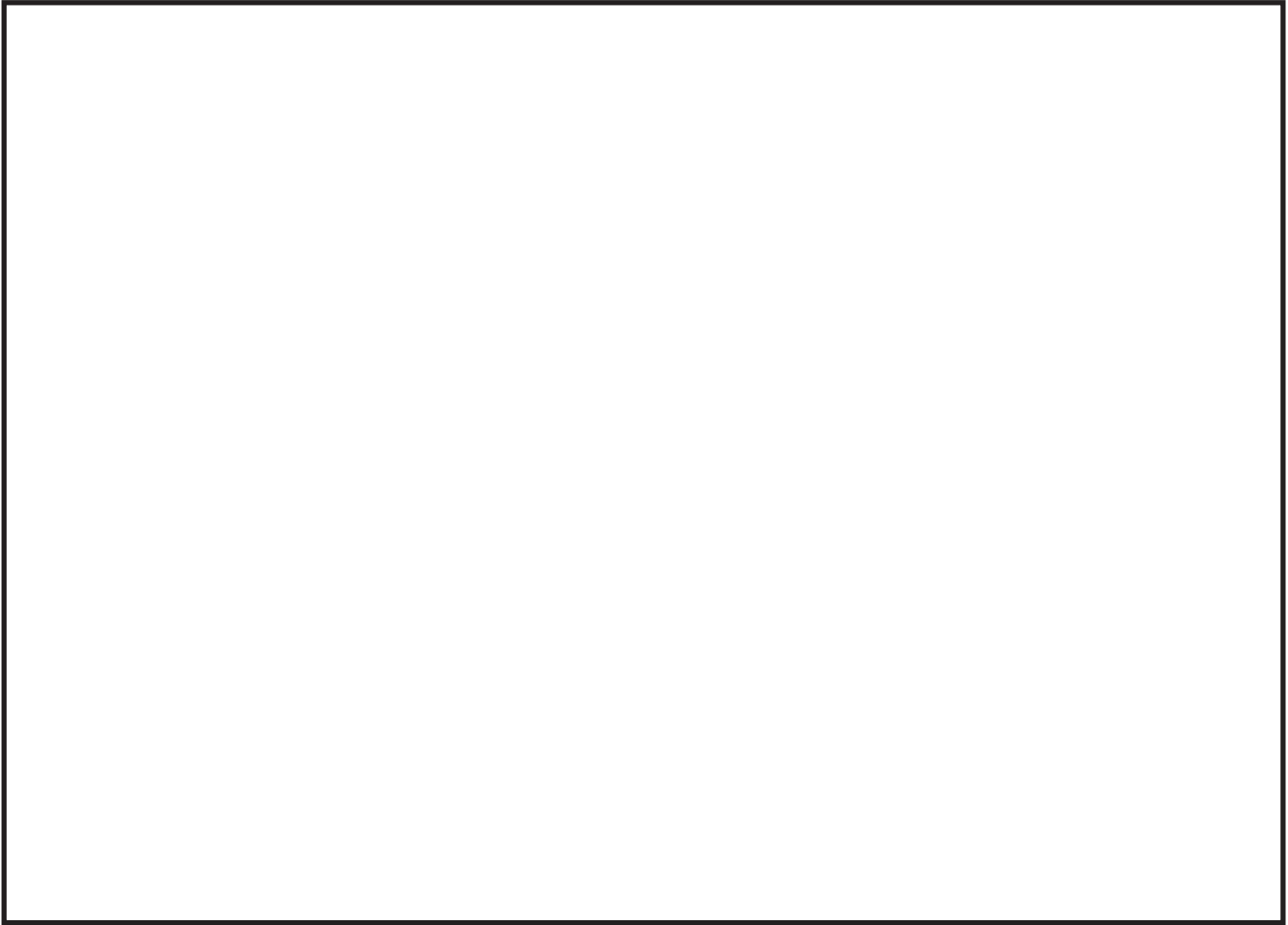
b. 配置図

計装設備の配置を第1.3.2-2図～第1.3.2-7図に示す。



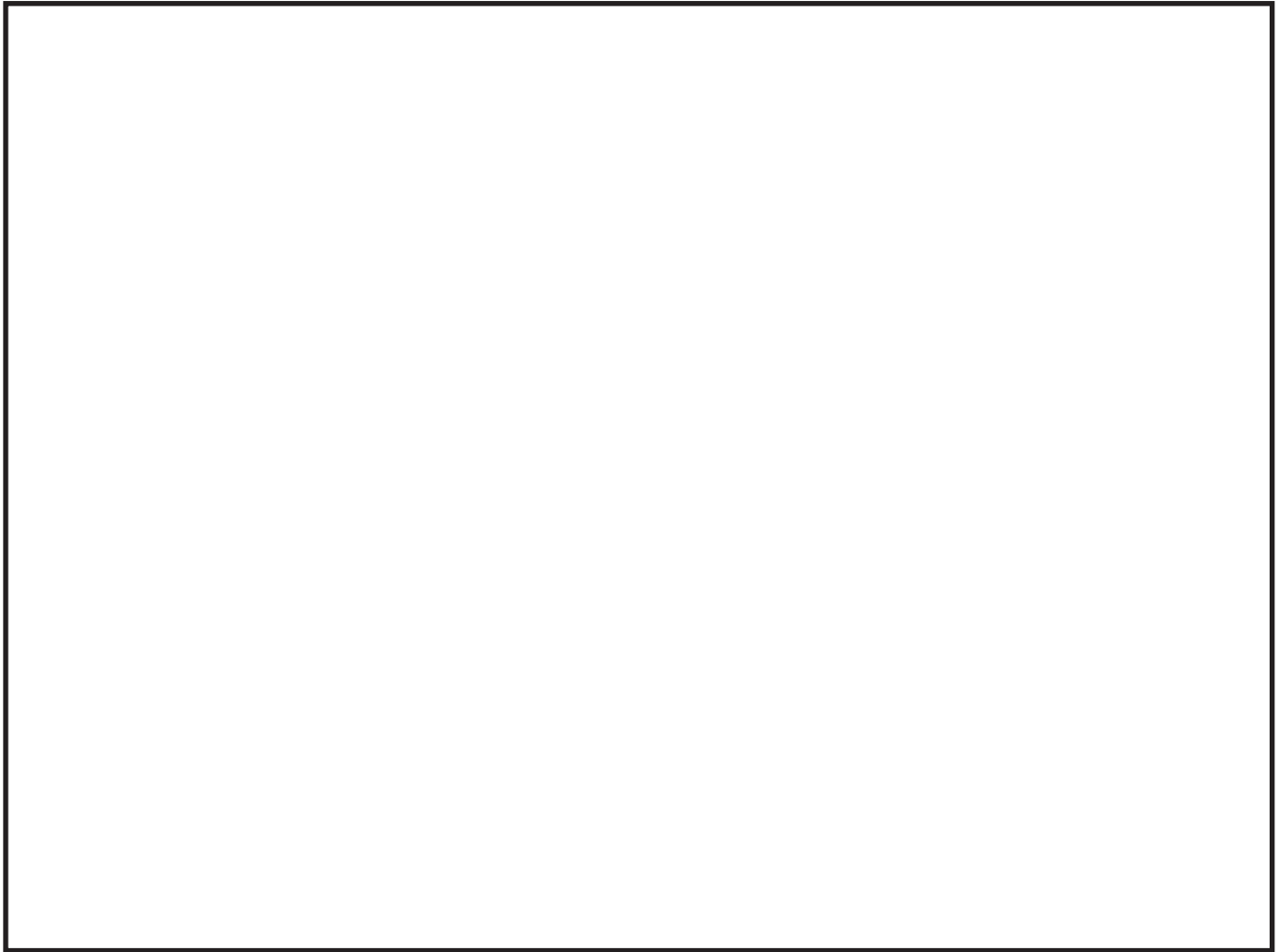
第1.3.2-2図 機器配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



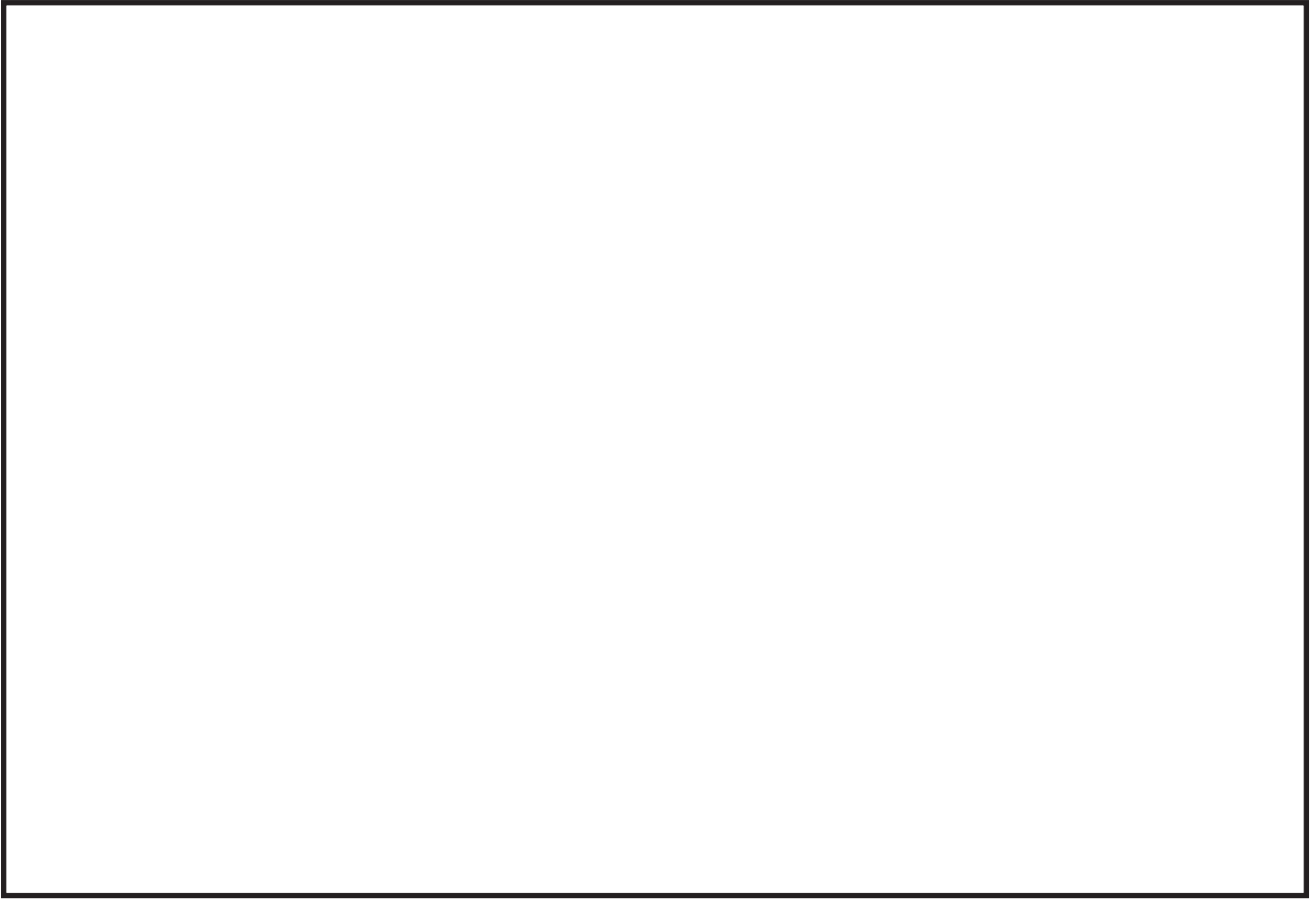
第1.3.2-3図 機器配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



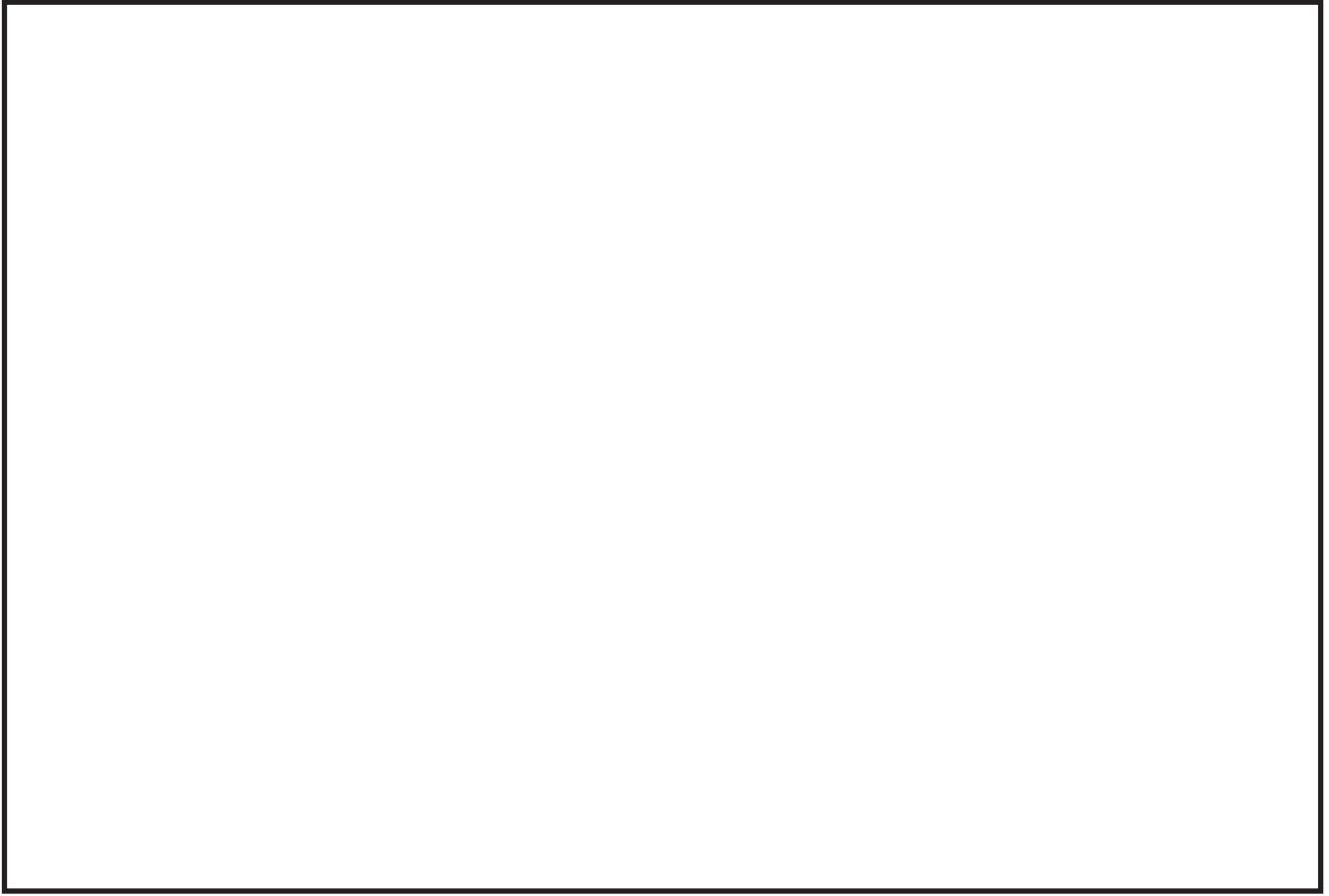
第1.3.2-4図 機器配置図（原子炉建屋 )

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



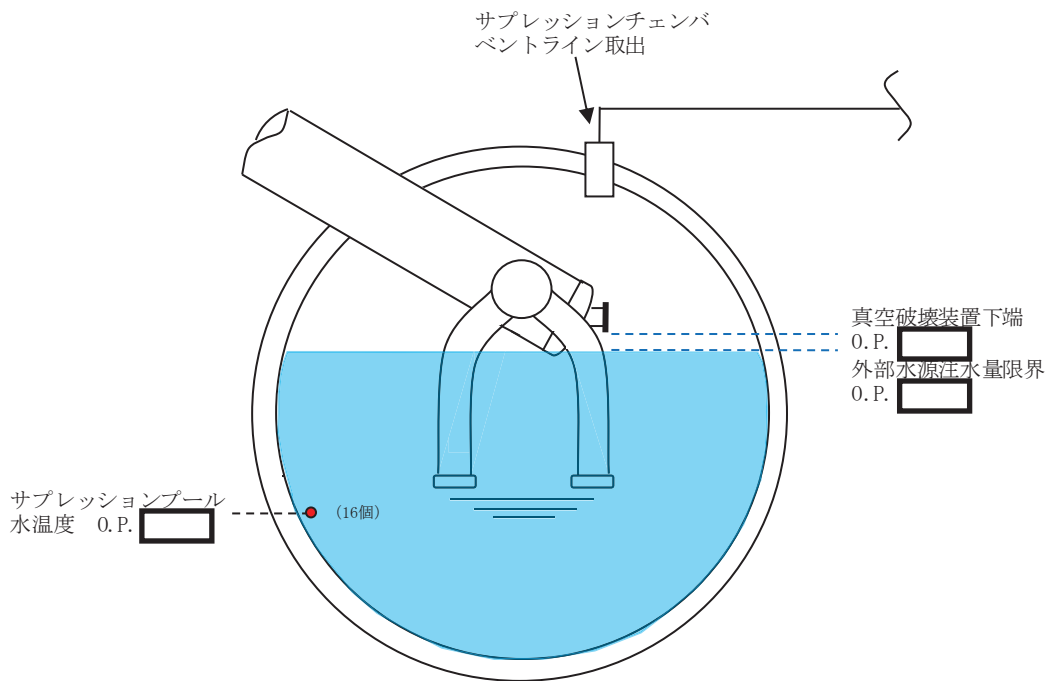
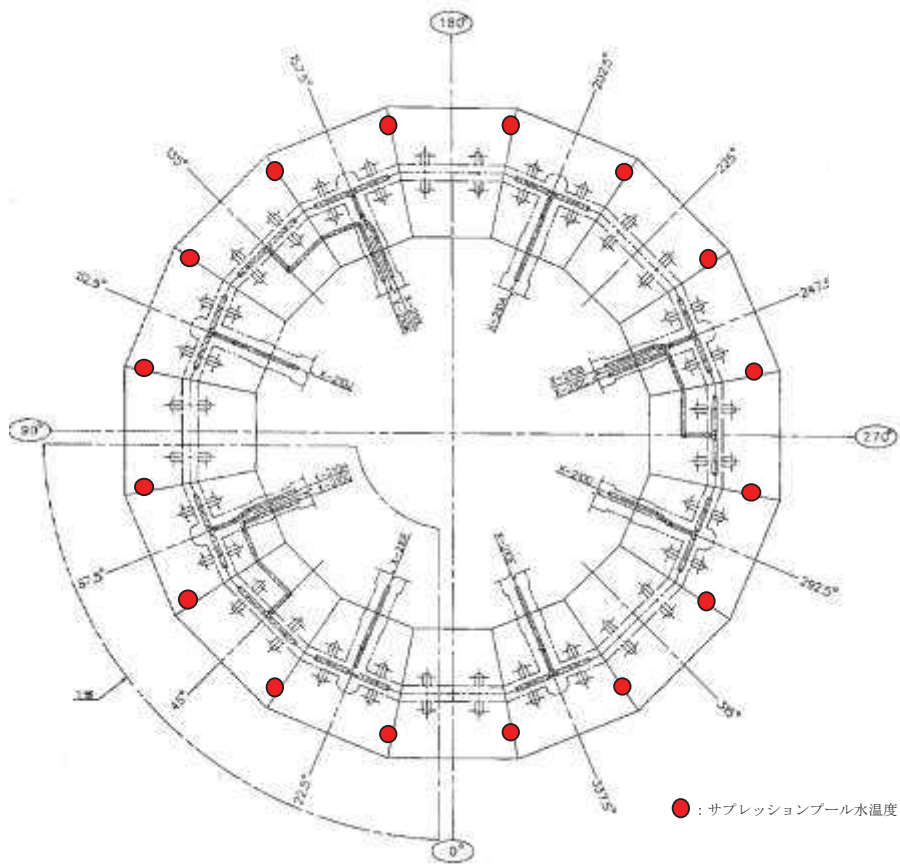
第1.3.2-5図 機器配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第1.3.2-6図 機器配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



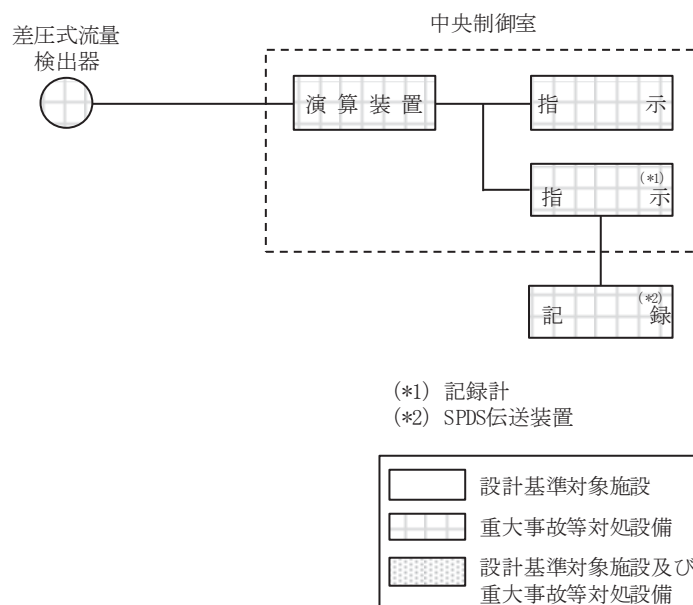
第1.3.2-7図 サブレーションプール水温度の位置

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

c. システム構成

①代替循環冷却ポンプ出口流量

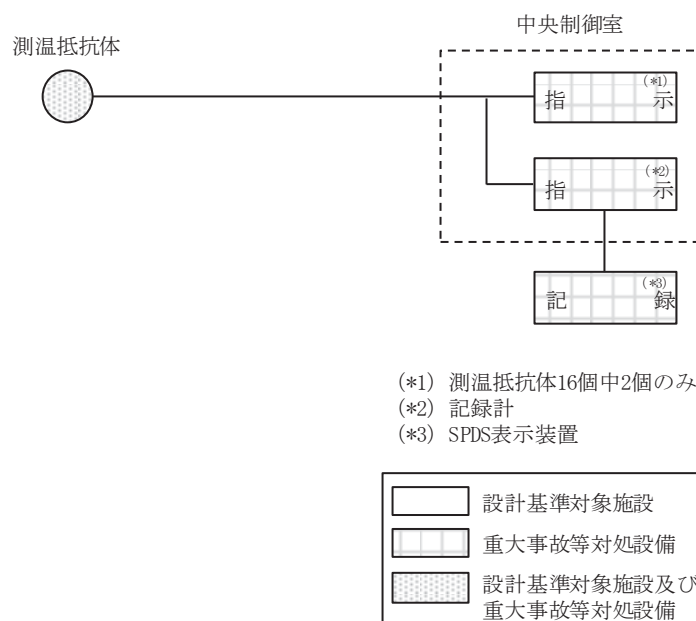
代替循環冷却ポンプ出口流量は，重大事故等対処設備の機能を有しており，差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号（差圧）は，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，代替循環冷却ポンプ出口流量として中央制御室に指示し，記録する。（第1.3.2-8図「代替循環冷却ポンプ出口流量の概略構成図」参照。）



第1.3.2-8図 代替循環冷却ポンプ出口流量の概略構成図

②サブレーションプール水温度

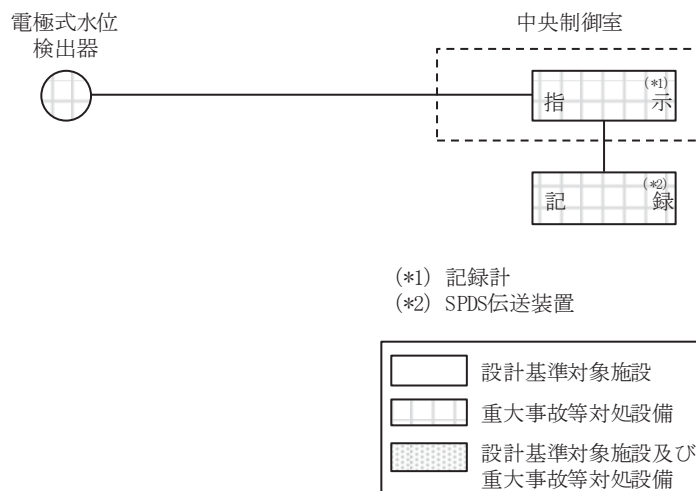
サブレーションプール水温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，測温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は，サブレーションプール水温度として中央制御室に指示し，記録する。（第1.3.2-9図「サブレーションプール水温度の概略構成図」参照。）



第1.3.2-9 サブレーションプール水温度の概略構成図

③原子炉格納容器下部水位

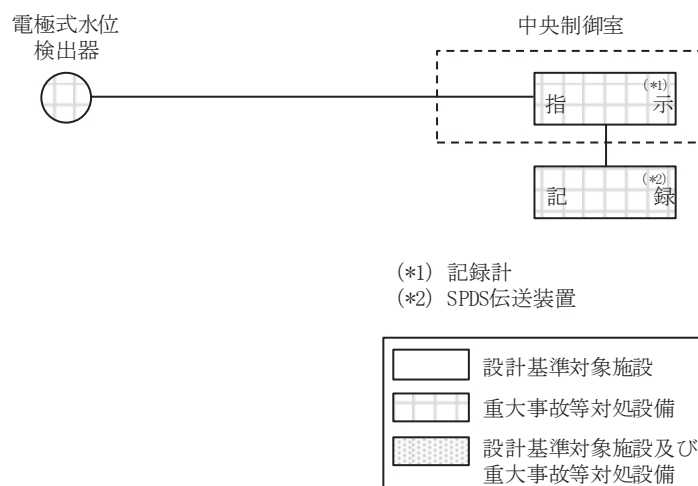
原子炉格納容器下部水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，電極式水位検出器にて水位状態をON-OFF信号として検出する。検出したON-OFF信号は，原子炉格納容器下部水位として，中央制御室に指示し，記録する。（第1.3.2-10図「原子炉格納容器下部水位の概略構成図」参照。）



第1.3.2-10 原子炉格納容器下部水位の概略構成図

④ ドライウエル水位

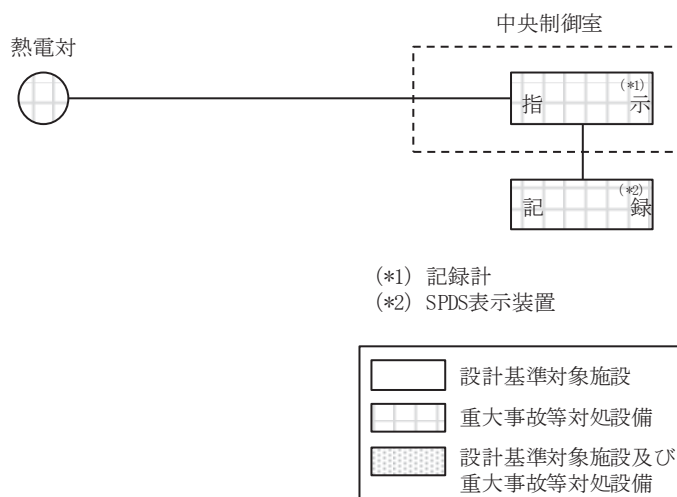
ドライウエル水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，電極式水位検出器にて水位状態をON-OFF信号として検出する。検出したON-OFF信号は，ドライウエル水位として，中央制御室に指示し，記録する。（第1.3.2-11図「ドライウエル水位の概略構成図」参照。）



第1.3.2-11図 ドライウエル水位の概略構成図

⑤ ドライウエル温度

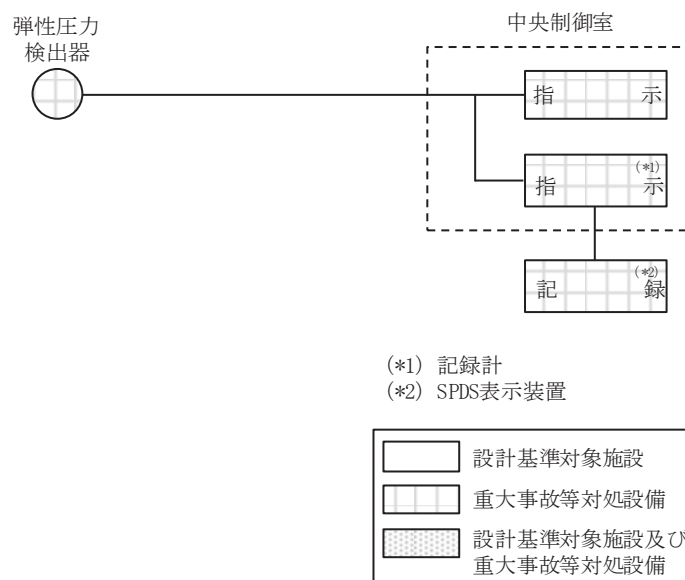
ドライウエル温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は，ドライウエル温度として中央制御室に指示し，記録する。（第1.3.2-12図「ドライウエル温度の概略構成図」参照。）



第1.3.2-12図 ドライウエル温度の概略構成図

⑥ ドライウェル圧力

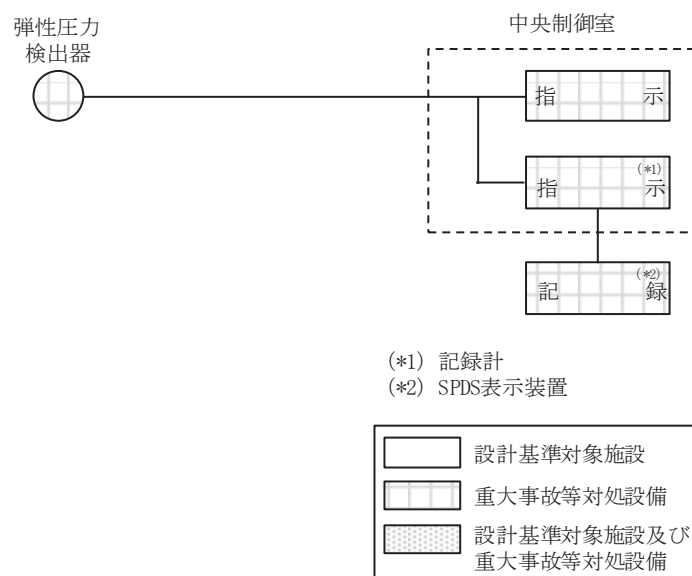
ドライウェル圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号（圧力）は，ドライウェル圧力として中央制御室に指示し，記録する。（第1.3.2-13図「ドライウェル圧力の概略構成図」参照。）



第1.3.2-13図 ドライウェル圧力の概略構成図

⑦ 圧力抑制室圧力

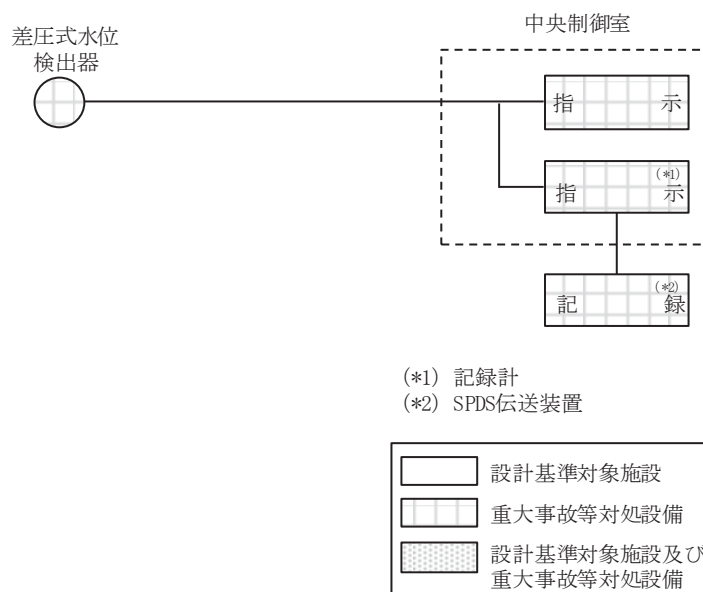
圧力抑制室圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号（圧力）は、圧力抑制室圧力として中央制御室に指示し、記録する。（第1.3.2-14図「圧力抑制室圧力の概略構成図」参照。）



第1.3.2-14図 圧力抑制室圧力の概略構成図

⑧ 圧力抑制室水位

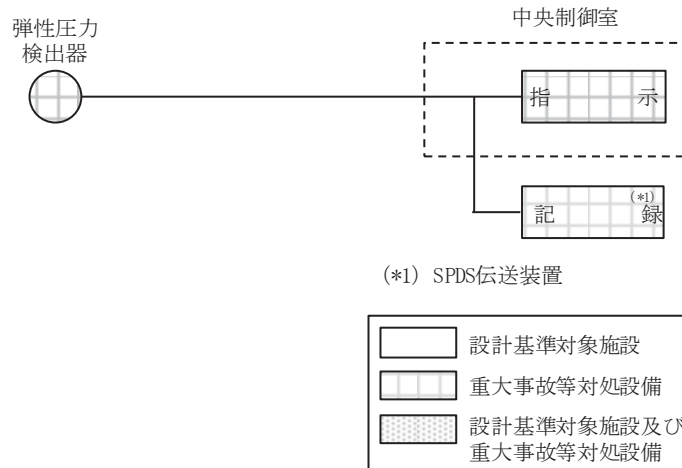
圧力抑制室水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号（差圧）は、圧力抑制室水位として中央制御室に指示し、記録する。（第1.3.2-15図「圧力抑制室水位の概略構成図」参照。）



第1.3.2-15図 圧力抑制室水位の概略構成図

⑨代替循環冷却ポンプ出口圧力

代替循環冷却ポンプ出口圧力は，重大事故等対処設備としての機能を有しており，弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号（圧力）は，代替循環冷却ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し，記録する。（第1.3.2-16図「代替循環冷却ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）



第1.3.2-16図 代替循環冷却ポンプ出口圧力の概略構成図

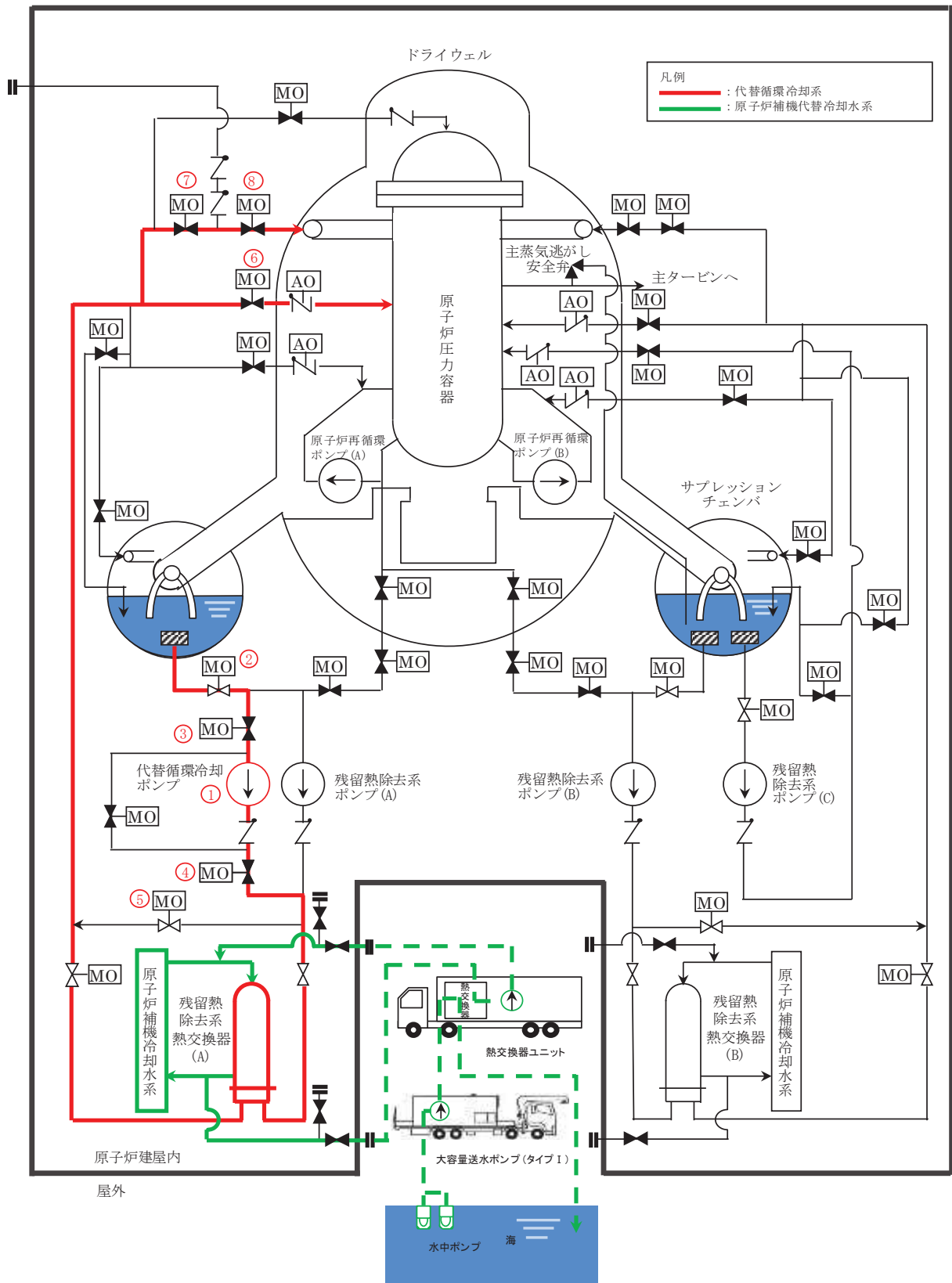
1.3.3 電源設備

(1) 概要

代替循環冷却系の使用時に必要な電動機，計装設備，電気作動弁を作動させるため，常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備を経由して必要な電力を供給する設計とする。また，既設非常用所内電気設備が使用不能の場合においても，代替所内電気設備を用いて必要な電力を供給できる設計とする。

(2) 電源供給負荷

代替循環冷却系使用時に必要な負荷を第1.3.3-1図及び第1.3.3-1表に示す。



第1.3.3-1図 代替循環冷却系の電源供給負荷

第1.3.3-1表 代替循環冷却系の電源供給負荷

図番	負荷	通常時の電源供給元	代替所内電気設備使用時の電源供給元
①	代替循環冷却ポンプ	R/B MCC 2C-4	R/B MCC 2G-1
②	RHRポンプ (A) S/C吸込弁	R/B MCC 2C-1	R/B MCC 2G-1
③	代替循環冷却ポンプ吸込弁	R/B MCC 2C-4	R/B MCC 2G-1
④	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	R/B MCC 2C-4	R/B MCC 2G-1
⑤	RHR熱交換器 (A) バイパス弁	R/B MCC 2C-1	R/B MCC 2G-2
⑥	RHR A系LPCI注入隔離弁	R/B MCC 2C-1	R/B MCC 2G-1
⑦	RHR A系格納容器スプレー流量調整弁	R/B MCC 2C-1	R/B MCC 2G-1
⑧	RHR A系格納容器スプレー隔離弁	R/B MCC 2C-1	R/B MCC 2G-1
-	計測制御設備※1	C/B MCC 2C-1 C/B MCC 2D-1	R/B MCC 2G-1

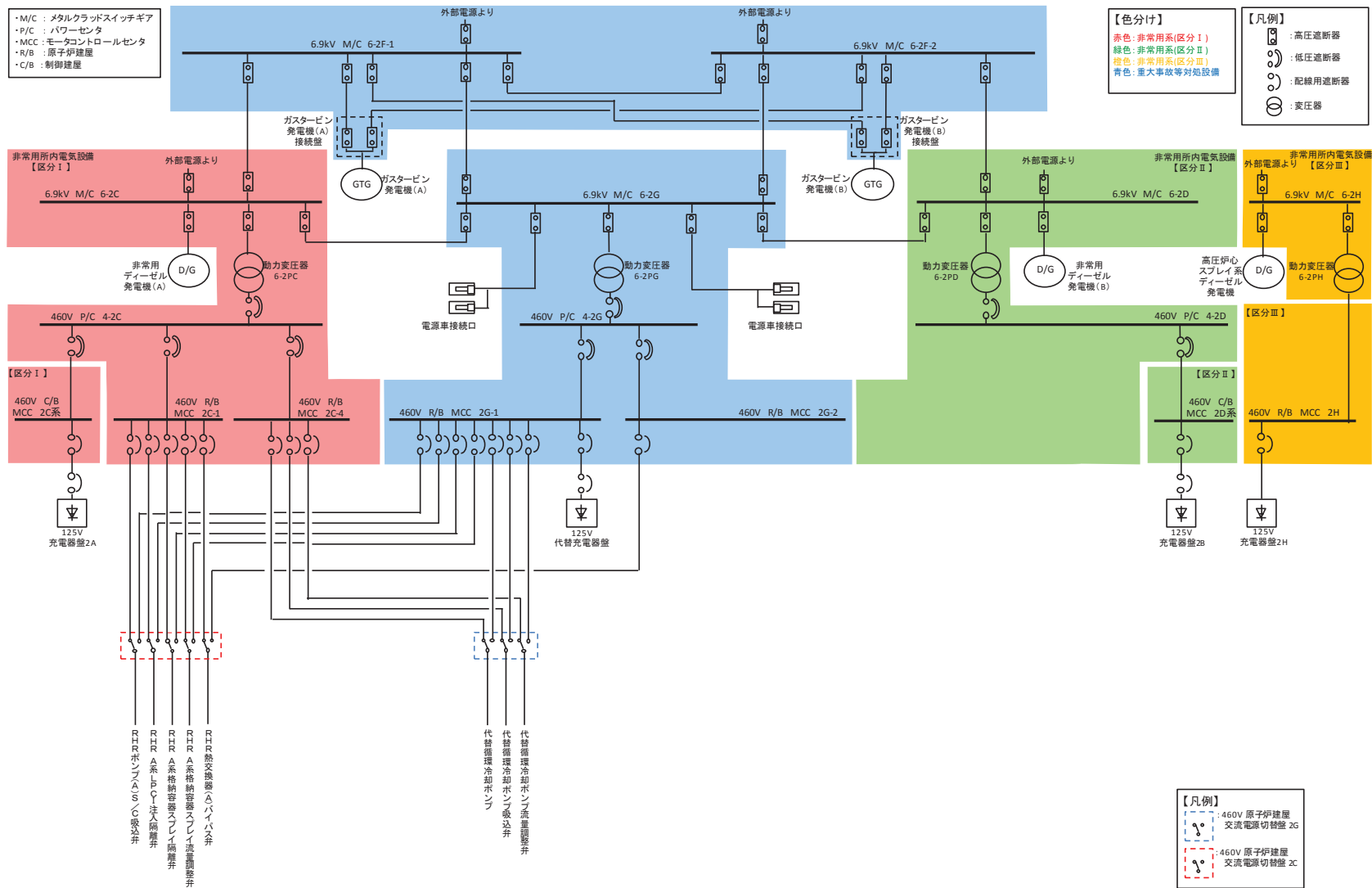
※1 125V充電器盤2A及び125V充電器盤2B又は125V代替充電器盤を経由し、以下のパラメータへ電源供給する。

- ・代替循環冷却ポンプ出口流量
- ・サプレッションプール水温度
- ・原子炉格納容器下部水位
- ・ドライウエル水位
- ・ドライウエル温度
- ・ドライウエル圧力
- ・圧力抑制室圧力
- ・圧力抑制室水位
- ・代替循環冷却ポンプ出口圧力

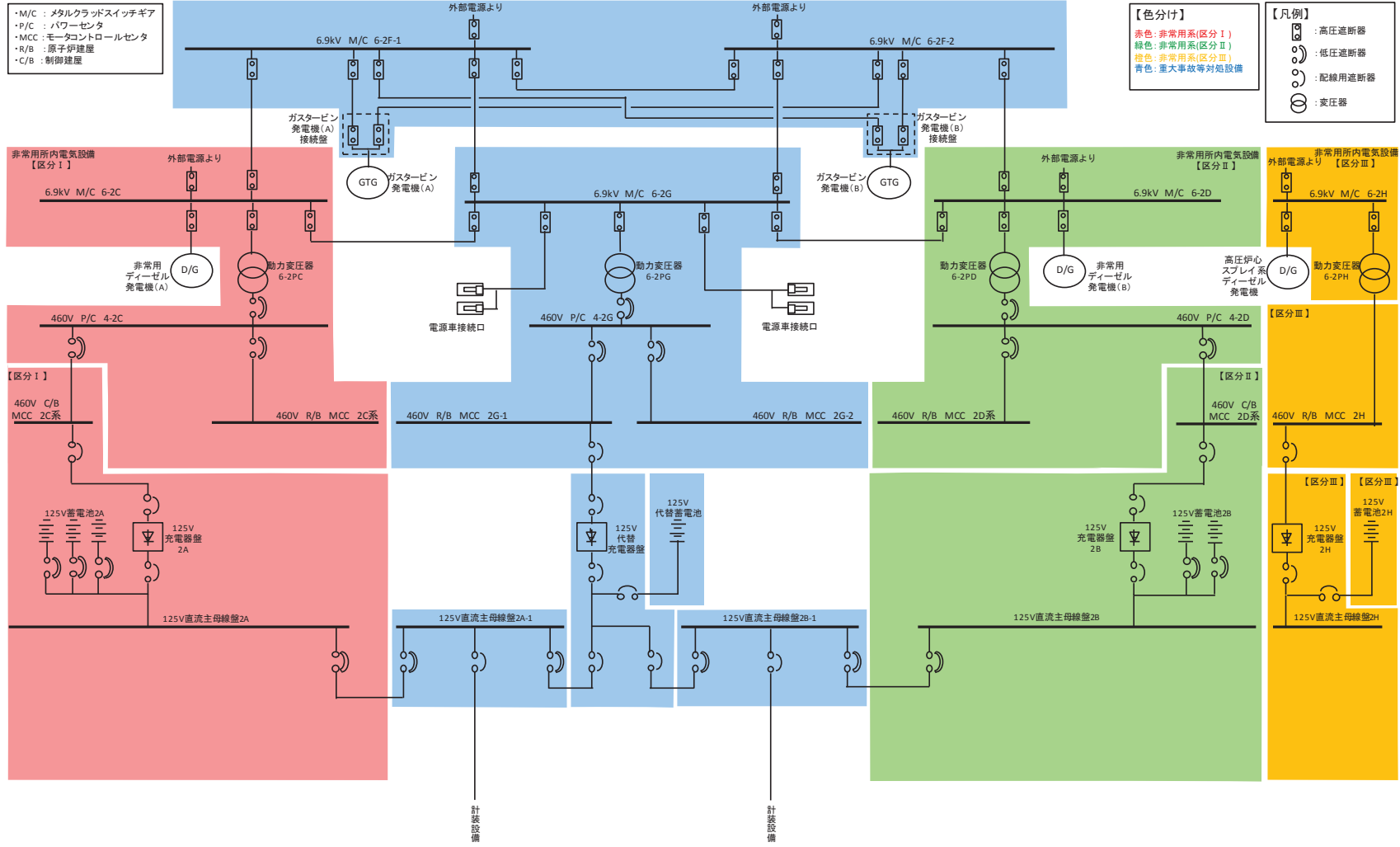
(3) 単線結線図

代替循環冷却系の単線結線図は、第1.3.3-2図及び第1.3.3-3図に示すとおりである。

第 1.3.3-2 図 代替循環冷却系に係る交流電源単線結線図



第 1.3.3-3 図 代替循環冷却系に係る直流電源単線結線図



2. 代替循環冷却系の成立性確認

2.1 有効性評価シナリオの成立性

2.1.1 代替循環冷却系の運用について

代替循環冷却系は、1.2に示すとおり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による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の循環冷却を行うことにより原子炉格納容器の除熱が可能な系統である。

原子炉格納容器の除熱が可能な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も整備しているが、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の除熱が必要となるまでに代替循環冷却系への冷却水供給を確保することが可能であることから、原子炉格納容器の除熱に当たっては代替循環冷却系を優先して使用する運用としている。

2.1.2 代替循環冷却系の有効性について

代替循環冷却系の有効性については、格納容器除熱の観点で厳しいシナリオである「女川原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価について」の「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における、「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」シナリオにて事象を通じて原子炉格納容器限界圧力に到達することなく、原子炉格納容器ベントを回避することが可能となることを確認している。また、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における、「過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗+損傷炉心冷却失敗（+DCH発生）」シナリオにおいても事象を通じて原子炉格納容器限界圧力に到達することなく、原子炉格納容器ベントを回避することを確認している。

2.2 代替循環冷却系の操作性

2.2.1 代替循環冷却系運転のために必要な系統・機器とアクセス性

代替循環冷却系運転時において、以下の操作又は作業を実施できる設計とする。

(1) 代替循環冷却系運転継続に必要な操作，監視

代替循環冷却系の系統構成及び運転操作は、中央制御室からの遠隔操作が可能な設計としているため、操作への放射線による大きな影響はない。（第2.2.1-1表及び第2.2.1-1図参照）

代替循環冷却系の運転を開始した後は、代替循環冷却ポンプの運転状態を代替循環冷却ポンプ出口圧力により監視する。また、系統流量の監視は、原子炉圧力容器への注水又は原子炉格納容器スプレイ、いずれの操作を行う場合も代替循環冷却ポンプ出口流量にて監視する。

代替循環冷却系の運転による系統水冷却状況を、サブプレッションプール水温度により確認する。

代替循環冷却系の運転の効果を、ドライウエル圧力，圧力抑制室圧力，ドライウエル温度，圧力抑制室水位により確認する。

これらのパラメータは中央制御室及び緊急時対策所で監視が可能な設計としているため、代替循環冷却系の運転により配管周りの放射線量が上昇した場合においても監視が可能である。

また、代替循環冷却系運転時に原子炉圧力容器への注水流量又は原子炉格納容器スプレイ流量を調整する場合は、流量調整弁の操作により行うが、中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、放射線量が上昇した場合においても操作が可能である。（第2.2.1-1表及び第2.2.1-1図参照）

その他の作業としては、原子炉補機代替冷却水系の運転状態確認及び給油作業がある。これらは屋外作業であり原子炉格納容器ベント操作前であるため高線量になることはなく、温度・湿度についても問題になることはなく作業環境は維持されている。

第2.2.1-1 表 代替循環冷却系における操作対象弁・監視対象機器

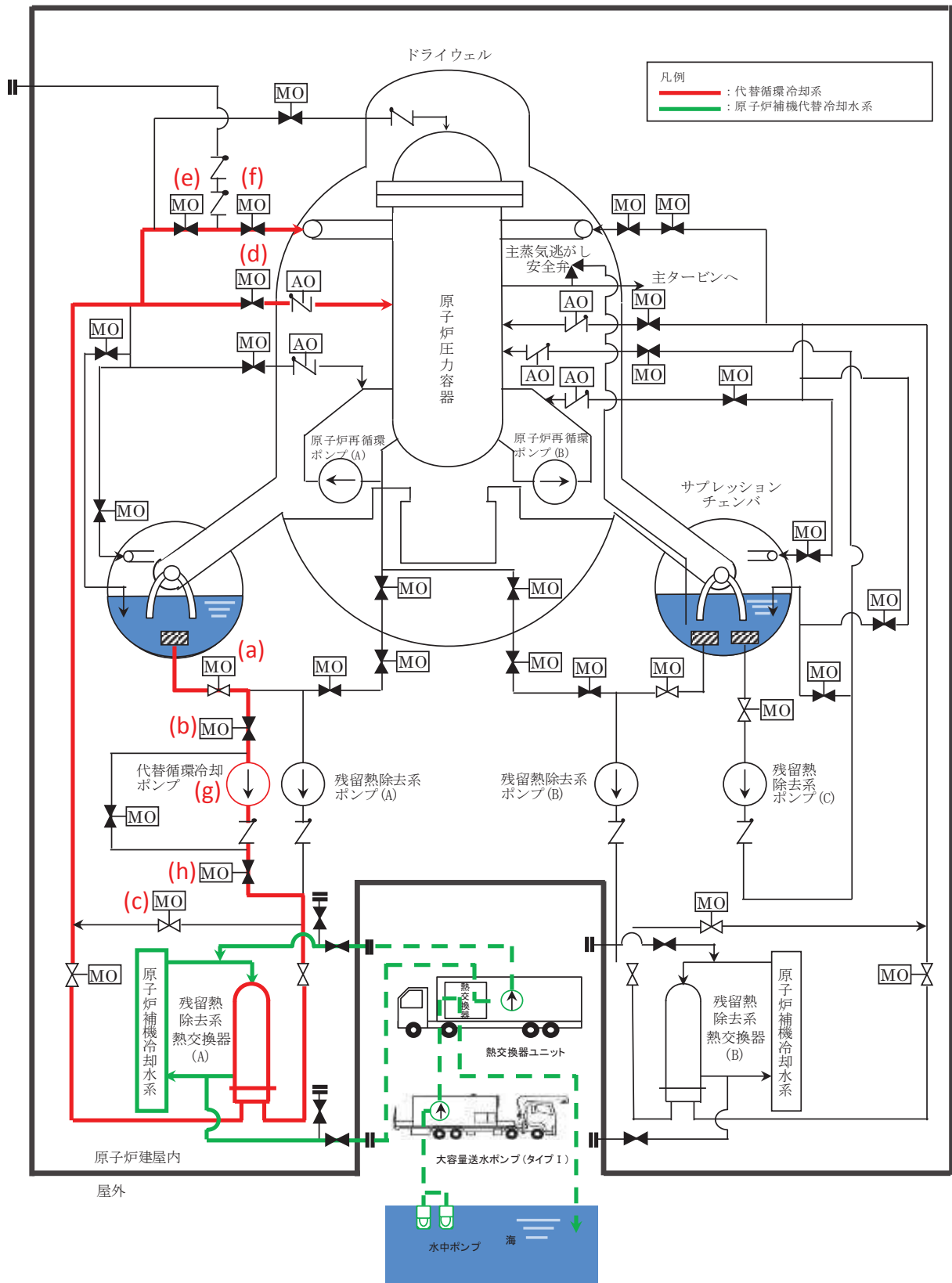
図番	対象弁・監視機器	実施時期	操作概要	場所	備考
(a)	RHRポンプ(A)S/C吸込弁	運転開始前	弁開	中央制御室	
(b)	代替循環冷却ポンプ吸込弁	運転開始前	弁開	中央制御室	
(c)	RHR熱交換器(A)バイパス弁	運転開始前	全閉	中央制御室	
(d)	RHR A系LPCI注入隔離弁	運転開始前	弁開 ^{※1}	中央制御室	
(e)	RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁	運転開始前	弁開 ^{※2}	中央制御室	
(f)	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁	運転開始前	弁開 ^{※2}	中央制御室	
(g)	代替循環冷却ポンプ	運転開始時	起動	中央制御室	
(h)	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	運転開始時	弁開	中央制御室	
—	計測制御設備 ^{※3}	運転時	—	中央制御室 緊急時対策所	

※1 原子炉圧力容器への注水を行う場合は「弁開」、原子炉格納容器スプレイを行う場合は「弁閉」

※2 原子炉格納容器スプレイを行う場合は「弁開」、原子炉圧力容器への注水を行う場合は「弁閉」

※3 以下のパラメータを監視する

- ・代替循環冷却系ポンプ出口圧力
- ・代替循環冷却ポンプ出口流量
- ・サプレッションプール水温度
- ・ドライウエル圧力
- ・圧力抑制室圧力
- ・ドライウエル温度
- ・圧力抑制室水位
- ・ドライウエル水位

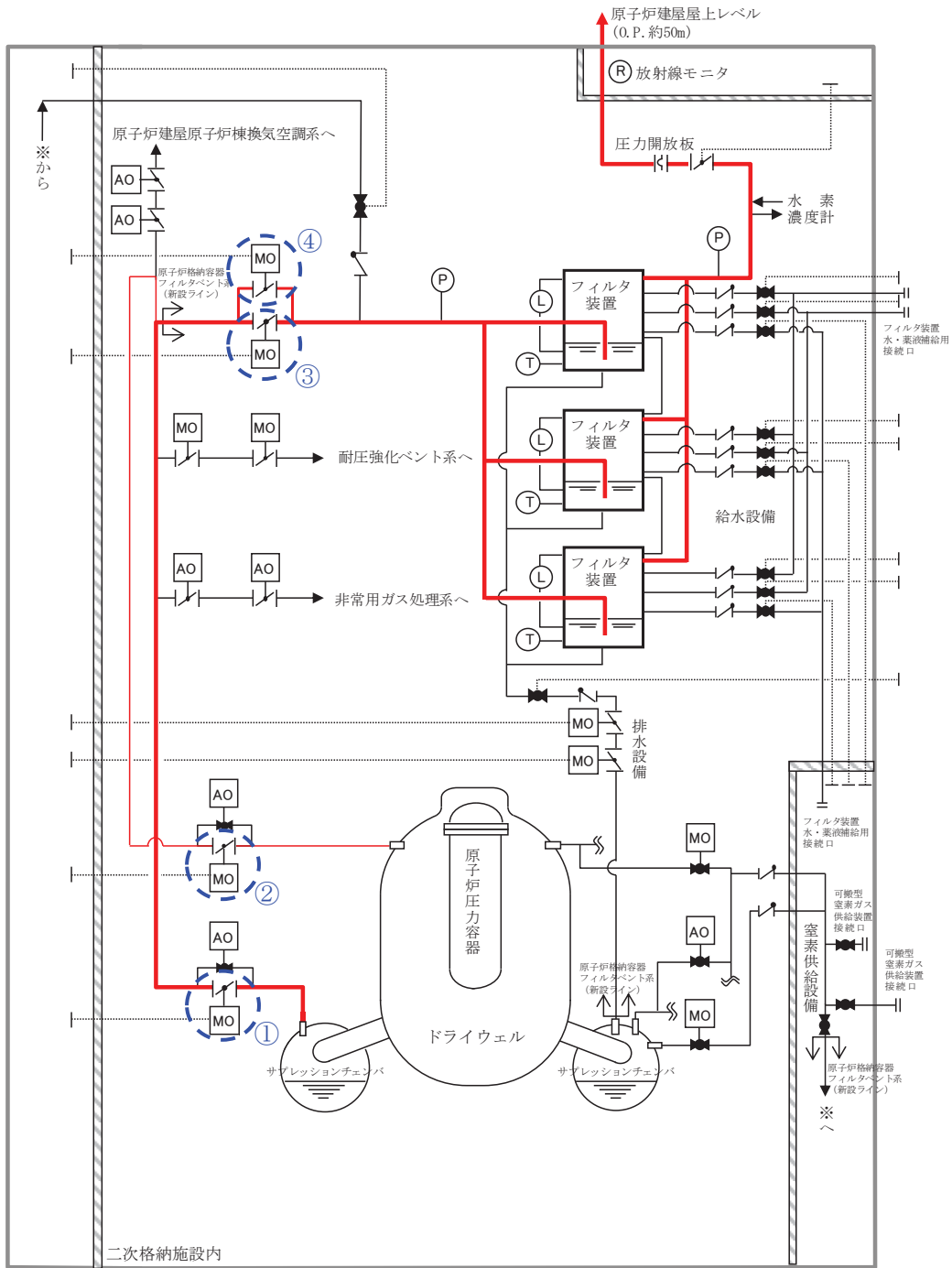


第2.2.1-1図 代替循環冷却系系統概要図

(2) 代替循環冷却系が機能喪失した場合の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器ベント操作

代替循環冷却系の運転開始後に当該設備が機能喪失した場合の対応として，低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水，及び原子炉格納容器ベント操作が必要となる。低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水は，中央制御室からの遠隔操作による対応が可能である。

炉心損傷後の原子炉格納容器ベント操作について，操作対象弁は第2.2.1-2図のとおりであり，これらの操作対象弁と代替循環冷却系配管の主たる流路の位置関係を第2.2.1-2表及び第2.2.1-3図に示す。これらの操作対象弁は中央制御室から遠隔操作可能な設計であるため，代替循環冷却系運転後の放射線量上昇による操作への影響はない。なお，何らかの理由により原子炉格納容器ベント操作に必要な操作対象弁が中央制御室から遠隔操作不能となる場合は，放射線量上昇による影響が小さい原子炉建屋内の原子炉棟外において遠隔手動弁操作設備により人力で操作する手段を備えている。これらの操作位置は原子炉建屋の原子炉棟外であり，代替循環冷却系により高線量となる配管と離れていることから，放射線量上昇によるアクセス性及び弁操作性は問題ないと考えるが，必要に応じて放射線防護対策を施す。

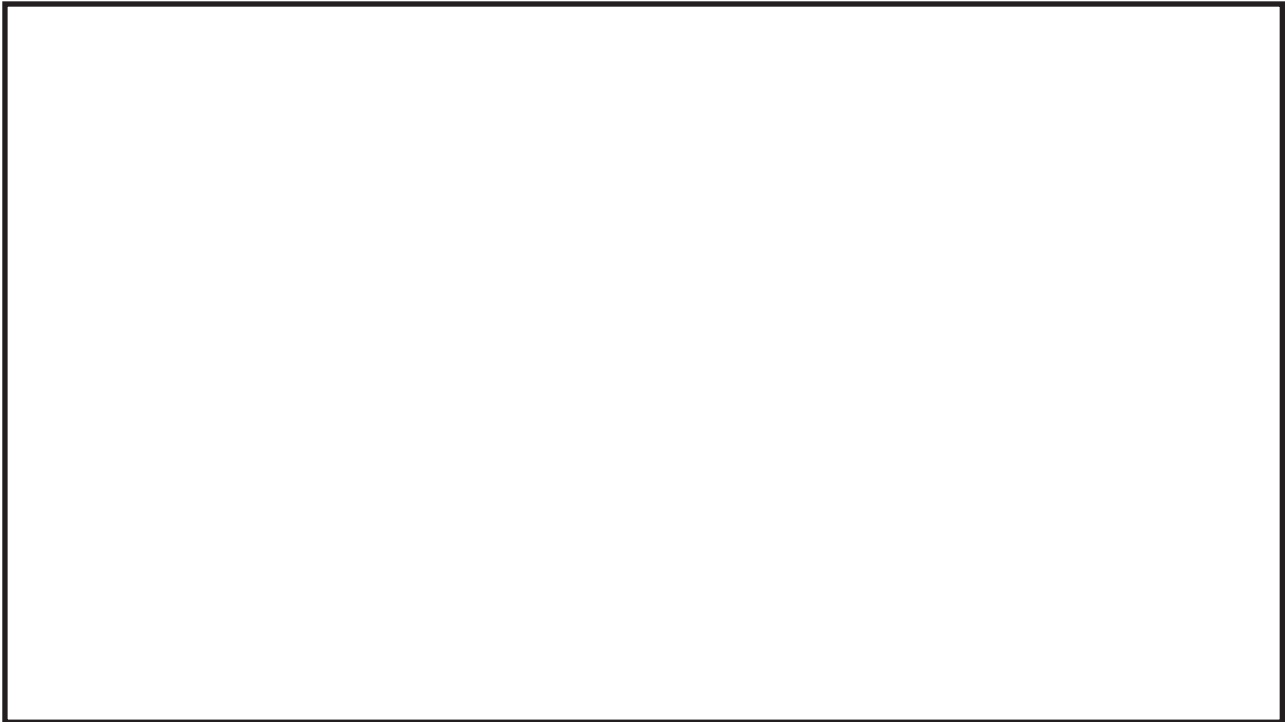


原子炉建屋

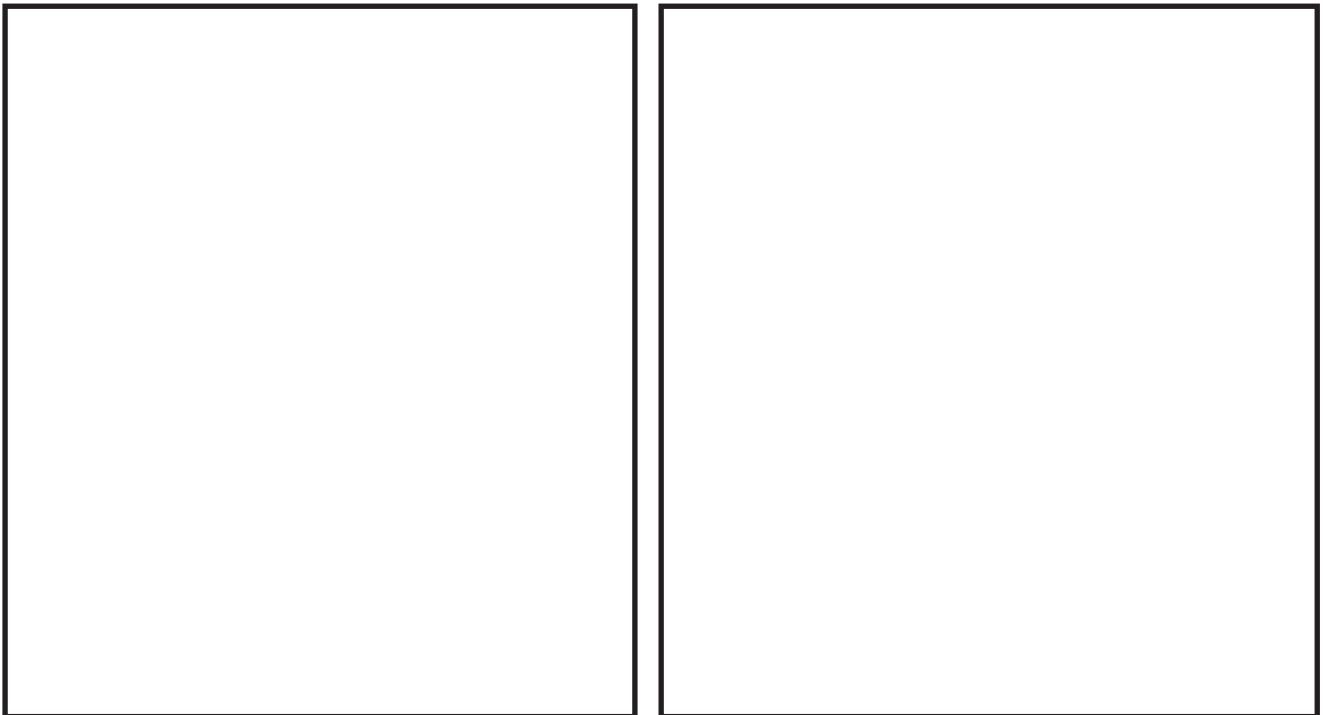
第2.2.1-2図 原子炉格納容器フィルタベント系 系統概要図

第2.2.1-2表 原子炉格納容器ベント操作に必要な操作対象弁と配置

原子炉格納容器ベント操作に必要な操作対象弁	配置
S/Cベント用出口隔離弁	第2.2.1-3図 ①
D/Wベント用出口隔離弁	第2.2.1-4図 ②
FCVSベントライン隔離弁 (A)	第2.2.1-4図 ③
FCVSベントライン隔離弁 (B)	第2.2.1-4図 ④



第 2.2.1-3 図 機器配置図（原子炉建屋 及び ）



第 2.2.1-4 図 機器配置図（原子炉建屋 及び ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3. 放射線による影響について

(1) 耐放射線に関する設計考慮について

代替循環冷却系は、重大事故時に炉心損傷した場合の放射線影響を考慮して設計を行う。具体的には、放射線による劣化影響が懸念される機器（電動機、ケーブル、シール材等）については、運転環境下における当該部位の放射線量を考慮して機能確保可能な設計とする。

(2) 水の放射線分解による水素の影響について

炉心損傷後の冷却水には、放射性物質が含まれていることにより、水の放射線分解による水素等の可燃性ガスの発生が想定されるが、代替循環冷却運転中は配管内に流れがあることから、配管内に水素が大量に蓄積されるとは考えにくい。

代替循環冷却系の運転を停止した後は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統水を入れ替えるためにフラッシングを実施することで、水の放射線分解による水素発生を防止することが可能な設計とする。

4. 系統の信頼性について

原子炉格納容器の過圧破損防止対策として優先して使用する代替循環冷却系は、重大事故等時にその機能を有効に発揮できるよう、設置許可基準規則第 43 条（重大事故等対処設備）及び第 50 条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）に適合する設計とする。

代替循環冷却系は、設置許可基準規則（第 50 条第 3 項）で要求されている原子炉格納容器フィルタベント系と多様性及び可能な限り独立性、位置的分散を有した設計とする。また、代替循環冷却系は重大事故等緩和設備であり、設置許可基準規則（第 43 条第 2 項三）の設計基準事故対処設備（残留熱除去系）との共通要因によって同時に機能を損なわないことを要求されるものではないが、代替循環冷却系の信頼性向上のため、設計基準事故対処設備である残留熱除去系との多様性及び独立性、位置的分散を図る設計とする。

(1) 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

代替循環冷却系は、第 4-1 表に示すとおり、設置許可基準規則第 43 条へ適合する設計とする。

代替循環冷却系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系と共有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、第 4-2 表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、第 4-1 図に示すとおり原子炉建屋 []（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）に代替循環冷却ポンプを設置し、多様性を図る設計とする。

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、代替循環冷却ポンプは、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機からの受電が可能な設計とすることで、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）と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。代替循環冷却ポンプと残留熱除去系ポンプの単線結線図を第 4-2 図に示す。

代替循環冷却ポンプのサポート系として、冷却水は原子炉補機代替冷却系とすることで、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を使用す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をしない設計とする。

代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系（A）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、位置的分散を図り原子炉建屋 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。

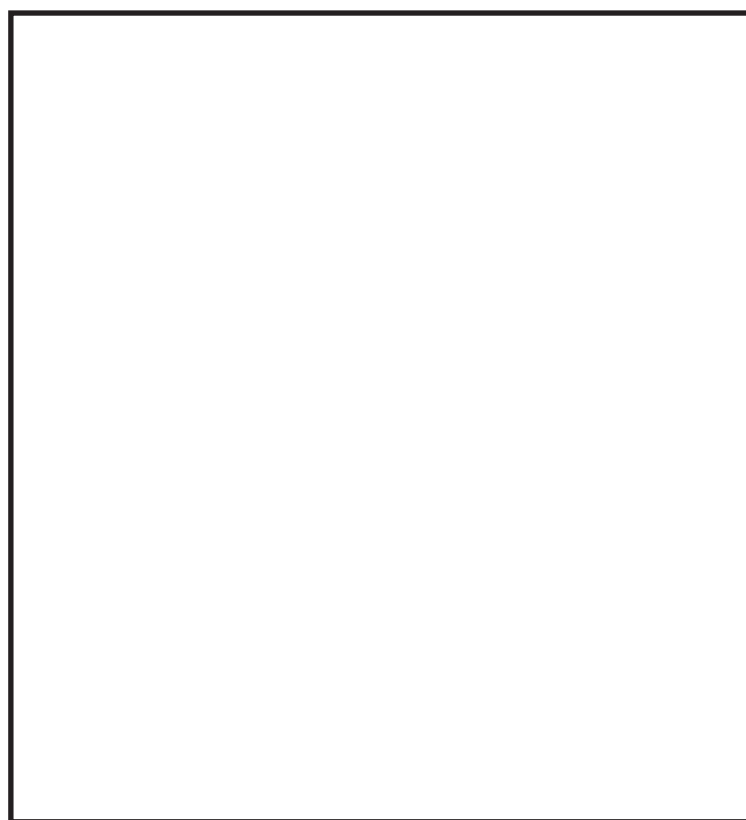
代替循環冷却系と残留熱除去系については、第 4-3 表に示すとおり、地震、津波、火災及び溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

第 4-1 表 代替循環冷却系の設置許可基準規則第 43 条への適合方針

設置許可基準規則		要求事項	適合方針
第 43 条	第 1 項	第 1 号 環境条件及び荷重条件	<ul style="list-style-type: none"> 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 想定される重大事故等時における環境条件を考慮
		第 2 号 操作性	<ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却ポンプ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から操作が可能
		第 3 号 試験及び検査	<ul style="list-style-type: none"> 機能・性能試験および分解検査が可能
		第 4 号 切替えの容易性	<ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系の系統構成に必要な弁操作は、中央制御室から遠隔操作が可能
		第 5 号 悪影響の防止	<ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系は、弁操作により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 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
		第 6 号 設置場所	<ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却ポンプの操作は、中央制御室で操作可能
	第 2 項	第 1 号 容量	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器の過圧破損を防止するために必要な容量を有するポンプ容量 原子炉格納容器の過圧破損を防止するために必要な伝熱容量を有する熱交換器容量
		第 2 号 共用の禁止	<ul style="list-style-type: none"> 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
		第 3 号 設計基準事故対処設備との多様性（要求なし）	<ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系ポンプは、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計（第 4-1 図参照）

第 4-2 表 設計基準事故対処設備と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
		残留熱除去系
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	代替循環冷却ポンプ
	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"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
水源	サプレッションチェンバ	サプレッションチェンバ
	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)
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 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外
冷却方式	水冷 (原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系)	水冷 (原子炉補機代替冷却水系)
潤滑油	不要 (内包油)	不要 (内包油)



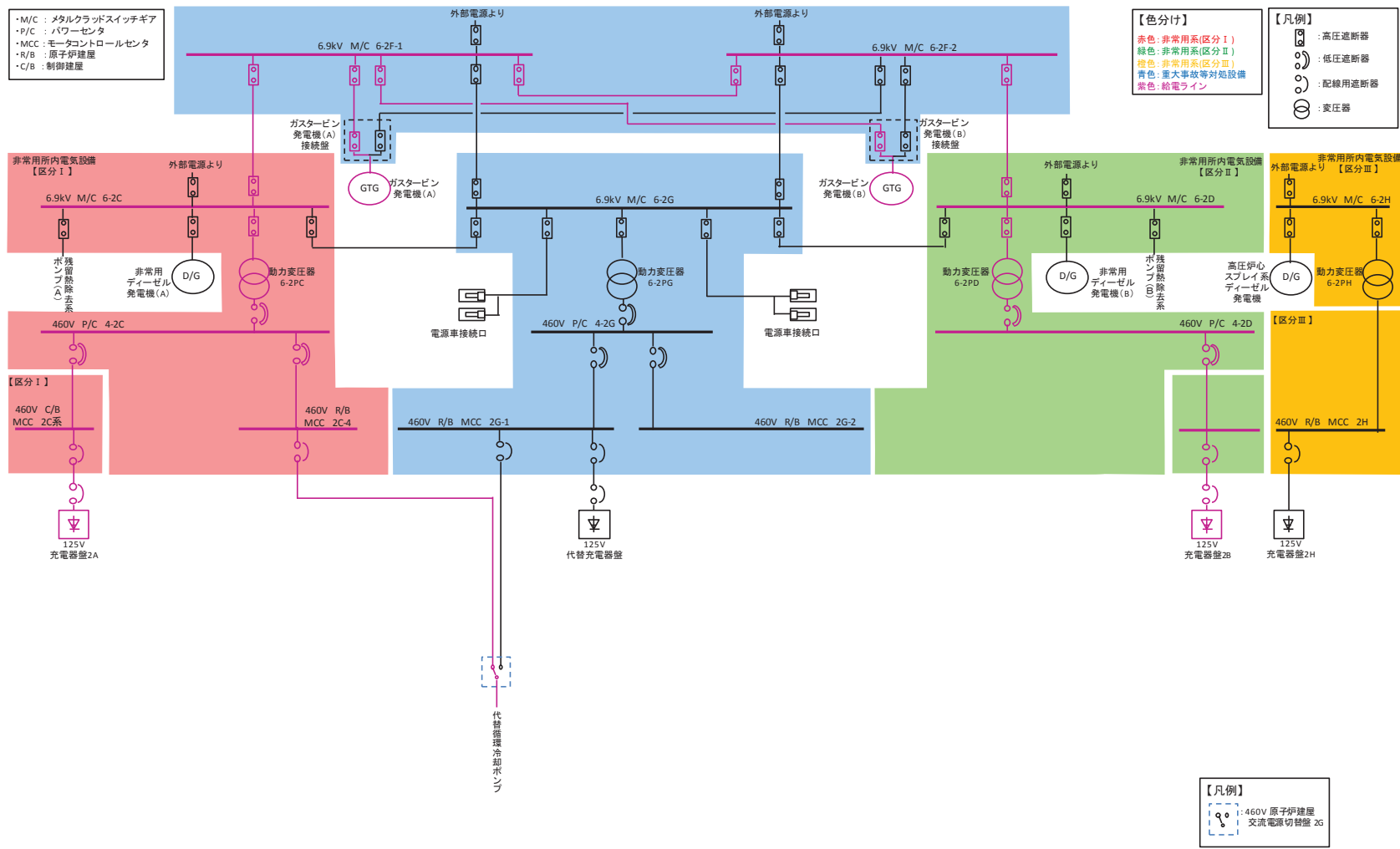
第 4-1 図 機器配置図 (原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

第 4-3 表 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
		残留熱除去系	代替循環冷却系
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は耐震 S クラス設計とし、重大事故等対処設備の代替循環冷却系は、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と重大事故等対処設備の代替循環冷却系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機能喪失することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と重大事故等対処設備の代替循環冷却系は、異なる区画に設置することにより、火災が共通要因となり、同時に機能が損なわれることのない設計とする。	
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と重大事故等対処設備の代替循環冷却系は、異なる区画に設置することにより、溢水が共通要因となり、同時に機能が損なわれることのない設計とする。	

第4-2図 単線結線図 (代替循環冷却ポンプ及び残留熱除去系ポンプ)



(2) 代替循環冷却系の設置許可基準規則第 50 条への適合方針

代替循環冷却系は、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。また、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その機能が損なわれることがないよう、可能な限り独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

a. 代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系の多様性及び独立性、位置的分散

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、同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、第 4-4 表に示すとおり多様性、位置的分散を図る設計とする。

第 4-3 図に示すとおり、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外) に設置し、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置は原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内) に設置することで位置的分散を図る設計とする。

駆動電源については、代替循環冷却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。原子炉格納容器フィルタベント系には、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内の原子炉棟外から人力で操作することが可能な設計とする。

また、最終ヒートシンクについても、代替循環冷却系は海であることに対し、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。

代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系の独立性については、第 4-5 表に示すとおり、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。

代替循環冷却系および原子炉格納容器フィルタベント系は、異なる区画に設置することで、共通要因により、同時に機能が損なわれることのない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

第 4-4 表 代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系の多様性, 位置的分散

項目	重大事故等対処設備		重大事故等対処設備			
	代替循環冷却系		原子炉格納容器フィルタベント系			
ポンプ	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)					
フィルタ	—		フィルタ装置			
			原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)			
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)					
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"/>	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		大気			
電源	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	人力手動 操作
	屋外		制御建屋 <input type="checkbox"/>	制御建屋 <input type="checkbox"/>	制御建屋 <input type="checkbox"/> 及び屋外	原子炉建屋 <input type="checkbox"/>
冷却方式	原子炉補機代替冷却水系		—			
潤滑油	不要 (内包油)		不要			

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

第 4-5 表 代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系の独立性

項目	重大事故等対処設備	
	代替循環冷却系	原子炉格納容器フィルタベント系
共通要因故障	地震	重大事故等対処設備の代替循環冷却系および原子炉格納容器フィルタベント系は、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	重大事故等対処設備の代替循環冷却系および原子炉格納容器フィルタベント系は、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機能が損なわれることのない設計とする。
	火災	重大事故等対処設備の代替循環冷却系および原子炉格納容器フィルタベント系は、異なる区画に設置することにより、火災が共通要因となり、同時に機能が損なわれることのない設計とする。
	溢水	重大事故等対処設備の代替循環冷却系および原子炉格納容器フィルタベント系は、異なる区画に設置することにより、溢水が共通要因となり、同時に機能が損なわれることのない設計とする。



第 4-3 図 機器配置図（原子炉建屋 及び ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

循環流量の確保について

代替循環冷却系の必要容量は、「2.1 有効性評価シナリオの成立性」にて有効性を確認した循環流量 150m³/h（原子炉圧力容器への注水 150m³/h 又は原子炉格納容器スプレイ 150m³/h）以上であり、代替循環冷却系が循環流量 150m³/h 以上を確保可能であることを評価した。評価にあたっては、まず「1. 代替循環冷却ポンプの NPSH (Net Positive Suction Head) 評価」により代替循環冷却ポンプの必要 NPSH が系統圧力損失を考慮しても有効 NPSH を満足することを確認した。次に「2. 循環流量評価」により系統圧力損失を考慮して、流量 150m³/h が確保可能であることを確認した。また、「3. 系統の閉塞防止対策」により代替循環冷却系運転時の系統閉塞による性能低下を防止するための閉塞防止対策を確認した。

1. ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が、ポンプの「必要 NPSH」と同等かそれ以上であること（有効 NPSH ≥ 必要 NPSH）を満足する必要がある。ここでは、有効 NPSH と必要 NPSH を比較する「NPSH 評価」により代替循環冷却ポンプが正常に動作することを確認した。

本評価では、図 1 の系統構成を想定し、原子炉格納容器内圧力、サブプレッションチェンバのプール水位と代替循環冷却ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管（残留熱除去系ストレーナ、残留熱除去系配管及び代替循環冷却系配管）圧力損失により求められる有効 NPSH と、代替循環冷却ポンプの必要 NPSH を比較することで評価する。

有効 NPSH の評価は図 1 に記載の式にて行う。評価の結果（表 1 参照）、代替循環冷却ポンプ NPSH 評価が成立することを確認した。

$$\text{有効 NPSH} = P_a - P_v + H - \Delta H$$

P_a : 水源気相部の圧力 [m]

P_v : ポンプ入口温度での飽和蒸気圧力 [m]

H : 静水頭（水源水位～ポンプ軸レベル）[m]

ΔH : ポンプ吸込配管の圧力損失 [m]

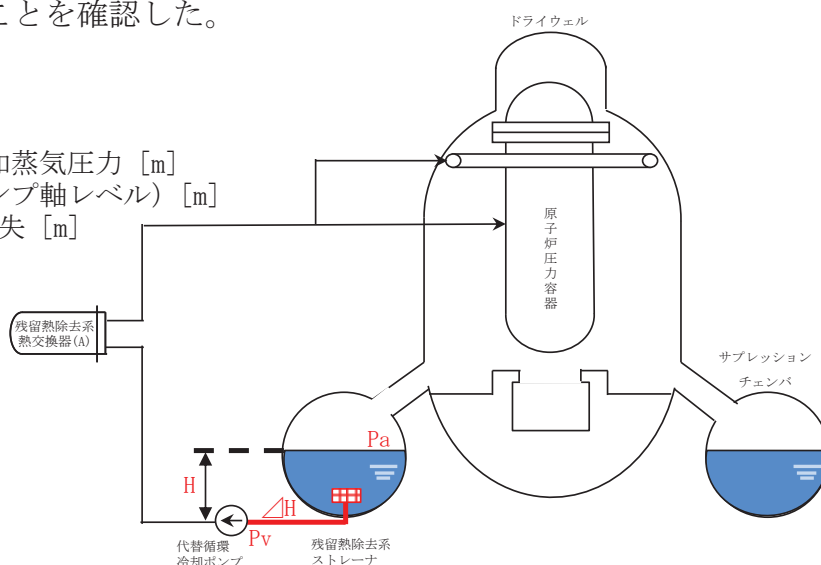


図 1 代替循環冷却系の NPSH 評価

表 1 NPSH 評価結果

項目		水頭圧	設定根拠	
Pa	サプレッションチェンバ圧力 (水頭換算値)		サプレッションチェンバ水温 150 °C とした場合の飽和蒸気圧とする。	
Pv	代替循環冷却系ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (水頭換算値)		サプレッションチェンバ水温 150 °C とした場合の飽和蒸気圧とする。	
H	サプレッションチェンバ水位と代替循環冷却ポンプ軸レベル間の水頭差		サプレッションチェンバ水位は通常最低水位 (O.P. -3900) とし, 代替循環冷却ポンプ軸レベルは原子炉建屋 床上 1m (O.P. -7100) を想定する。	
△H	吸込配管圧力損失		150m ³ /h 時の残留熱除去系ストレーナ～代替循環冷却系ポンプ入口までの配管の圧力損失	
	RHR ストレーナ圧力損失		工認記載値に, 残留熱除去系定格流量 1,160 m ³ /h と 150m ³ /h の二乗比を掛けて算出し余裕を見込んだ値	
合計			配管, ストレーナ圧力損失合計	
有効 NPSH			Pa-Pv+H-△H	
必要 NPSH			代替循環冷却ポンプの必要 NPSH	
成立性評価			○	有効 NPSH ≥ 必要 NPSH

2. 循環流量評価

代替循環冷却系において, 循環流量を 150m³/h 以上確保可能であることを確認する。

確認は, 代替循環冷却ポンプの「性能曲線」と, 図 1 に示す仕様系統のうちシステム抵抗が大きくなる原子炉圧力容器への注水時の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため, ポンプの動作点の流量を確認し, 必要循環流量以上であることを確認する。

代替循環冷却系の流量評価結果を図 2 に示す。ポンプ動作点は m³/h 以上であることから, 本系統流量として 150m³/h 以上確保可能であることを確認した。

なお, 参考として, 系統流量 150m³/h 時の圧力損失を表 2 に示す。

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。

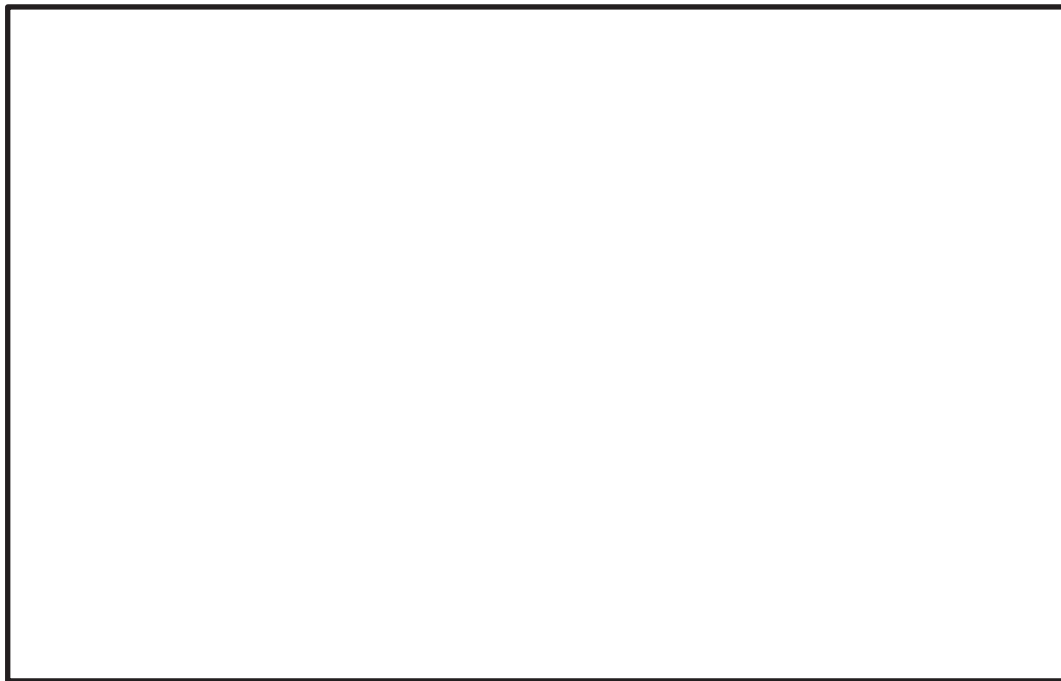


図 2 代替循環冷却系の流量評価結果

表 2 圧力損失内訳

除熱手段 (評価ルート)		原子炉压力容器への注水
流量		150m ³ /h
配管・弁類圧力損失	常設ライン	
静水頭	水源	0. P. -3900 (通常最低水位)
	注入先	
圧力差	水源	0. 854MPa [gage] (原子炉格納容器限界圧力とする)
	注入先	1. 194MPa [gage] (原子炉格納容器限界圧力 0. 854MPa [gage] + 主蒸気逃がし安全弁設計差圧 0. 34MPa [diff])
		37. 8m ^{**}
システム抵抗 (圧力損失)		

※水源と注入先の圧力差 0. 34MPa をサブプレッションチェンバ水温度 150°C飽和比体積を用いて換算した値

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 系統の閉塞防止対策

(1) 系統の閉塞評価について

代替循環冷却系において系統機能喪失に繋がる閉塞事象が懸念される箇所は、流路面積が小さくなる残留熱除去系吸込ストレーナ、ドライウェルスプレイノズル部が考えられる。

ドライウェルスプレイノズル部については、最小流路面積部に異物が詰まることを防止するために、残留熱除去系吸込ストレーナ孔径が最小流路面積部の穴径以下になるように設計している（表3参照）。

表3 残留熱除去系吸込ストレーナについて

ドライウェルスプレイノズル最小流路面積部の穴径	
残留熱除去系吸込ストレーナ孔径	

したがって、以下に残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について示す。

(2) 残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について

女川2号炉では、残留熱除去系ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、ストレーナの大型化工事を実施するとともに、原子炉格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材を撤去することとしているため、繊維質保温材の薄膜効果^{*1}による異物の捕捉が生じることはない。

また、事故時に原子炉格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材（ケイ酸カルシウム等）、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA時のブローダウン過程等のサプレッションチェンバのプール水の流動により粉碎された状態でストレーナに流れついたとしても、繊維質の保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これらの粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。

なお、本系統の成立性評価として「1. ポンプのNPSH評価」でNPSH評価を実施しているが、この評価はストレーナの大型化工事を実施した際の工事計画書における評価手法と同等のものである。評価においては、繊維質の付着を考慮した場合のストレーナの圧力損失評価を実施しているが、ポンプのNPSH評価を満足し本系統の成立性に問題がないことを確認している（表1参照）。

また、代替循環冷却系を使用開始する時点では、サプレッションチェンバのプール水内の流況は十分に静定している状況であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物はサプレッションチェンバ底部に沈着している状態であると考えられる^{*2}。

重大事故時の環境下では、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

容器外に落下した場合でも、原子炉压力容器下部のペDESTALに蓄積することから、サプレッションチェンバへの流入の可能性は低い。万が一、ペDESTALからのオーバーフローや、ベント管を通じてサプレッションチェンバに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動によってペDESTALから巻き上がることは考えにくく^{※3}、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。このため、重大事故環境下においても残留熱除去系ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。

さらに、仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ^{※4}、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能となるよう設計上の考慮を行っている。

※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について

「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナメッシュを通過するような細かな粒子状デブリ（スラッジ等）が、繊維質デブリにより形成した膜により捕捉され、圧力損失を上昇させる効果を言う。

繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686 に対する NRC の安全評価レポートの Appendix E で実験データに基づく考察として、「1/8 inch 以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R.G. 1.82 においても「1/8 inch.

（約 3.1mm）を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11 inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧力損失評価は不要であると考えられる。

また、GSI-191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧力損失上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧力損失上昇の影響はないと考えられ、代替循環冷却による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

表 4 NUREG/CR-6224 において参照されるスラッジ粒径の例

Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge		
Size Range μm	Average Size μm	% by weight
0-5	2.5	81%
5-10	7.5	14%
10-75	42.5	5%

※ 2 : 代替循環冷却系の使用開始は事故後 24 時間後であり、LOCA 後のブローダウン等の事故発生直後のサプレッションチェンバのプール内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考え。また、粒子径が 100 μm 程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は、理想的な球形状において 0.1m/s 程度必要であり（原子力安全基盤機構 (H21.3), PWR プラントの LOCA 時長期炉心冷却性に係る検討）、仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても、ストレーナ表面流速は約 m/s 程度であり、底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。

※ 3 : BWR は RPV 破損後の熔融炉心の落下先は原子炉圧力容器下部のペDESTAL であり、代替循環冷却系の水源となるサプレッションチェンバへ直接落下することはない。RPV へ注水された冷却水はペDESTAL へ落下し、ペDESTAL 床面から約 3m の位置にあるベント管を通じてサプレッションチェンバへ流入することとなる（図 3 参照）。粒子化した熔融炉心等がペDESTAL 内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によってペDESTAL から巻き上げられ、さらにベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく、熔融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

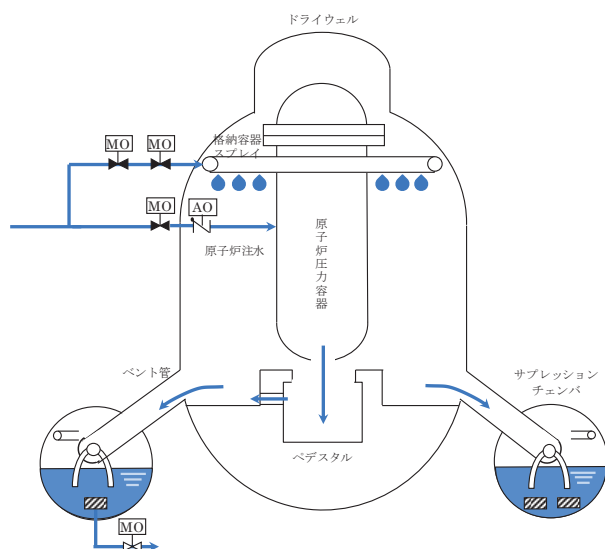


図3 RPV破損後の循環冷却による冷却の流れ

※4 : GSI-191 における検討において、サンプルスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている (図4 参照)。当該試験はPWR サンプルスクリーン形状を想定しているものであるが、BWR のストレーナ形状は円筒形であり (図5 参照)、ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果はさらに大きくなるものと考えられ、注水流量の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し、速やかに冷却を再開することが可能である。

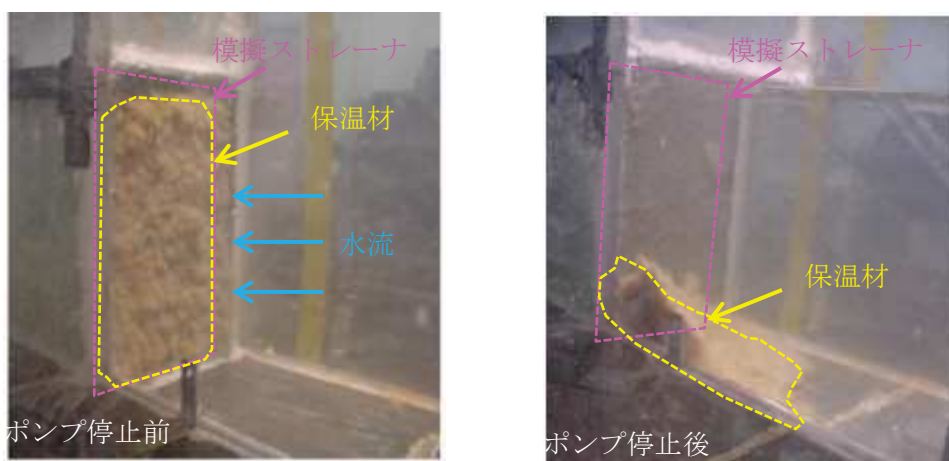


図4 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験 (April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)



図5 女川2号炉残留熱除去系ストレーナ

4. 閉塞時の逆洗操作について

前述の閉塞防止対策に加えて、代替循環冷却系運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系吸込ストレーナの逆洗操作ができる系統構成にしている。系統構成の例を図6に示す。図6に示すとおり、外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成を行い、大容量送水ポンプから送水することで逆洗操作が可能な設計としている。

したがって、代替循環冷却系運転継続中に流量を監視し、流量が異常に低下する傾向を示す場合は代替循環冷却ポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

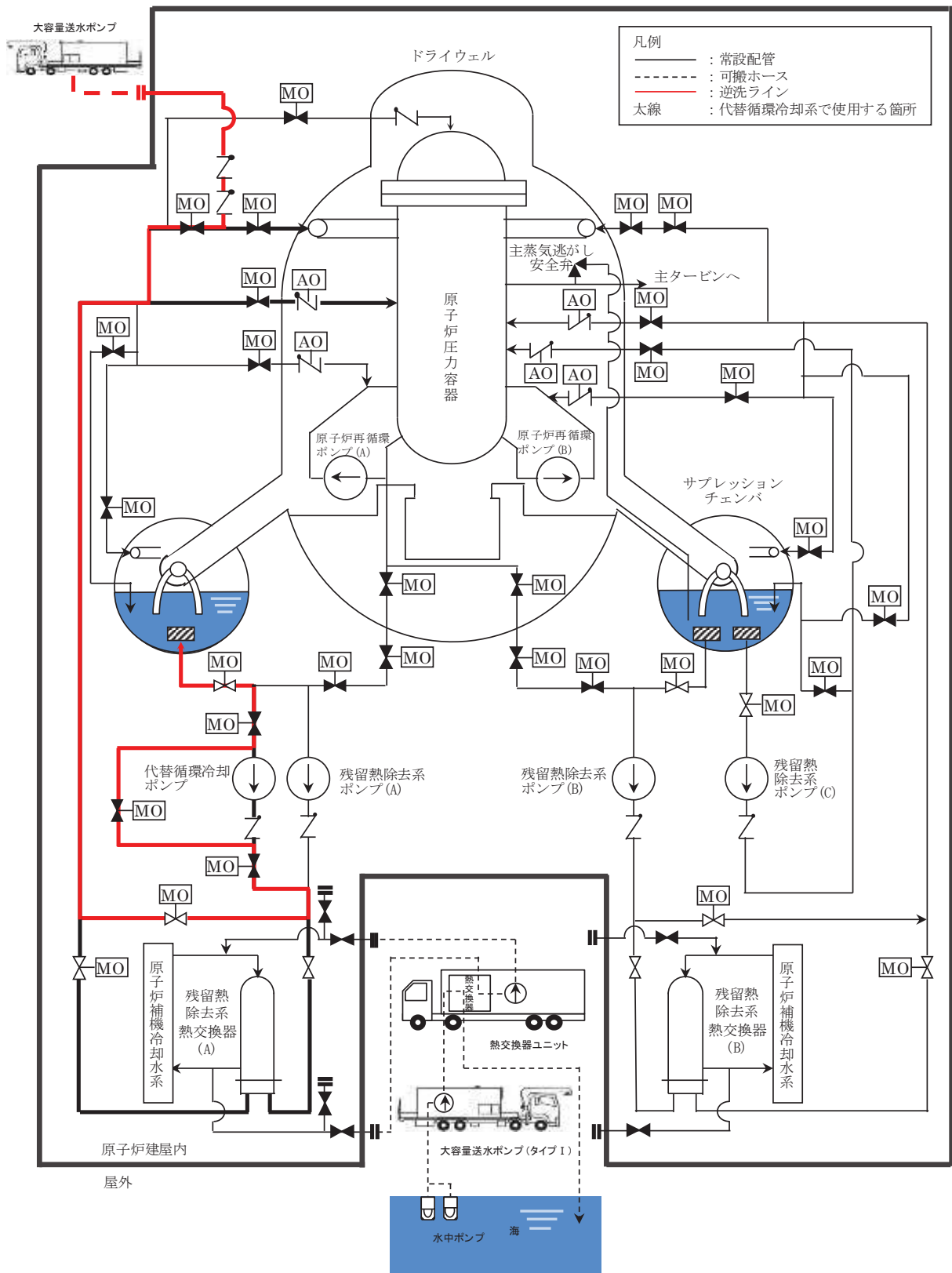


図6 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について

系統バウンダリに対する影響評価について

1. はじめに

代替循環冷却運転を行う場合に、系統内の弁、配管及びポンプのバウンダリに使用されているシール材について、放射線影響や化学影響によって材料が劣化し、漏えいが生じる可能性がある。これらの影響について評価を行った。

2. シール材の影響評価

(1) 評価対象

代替循環冷却系の運転を行う場合に、サプレッションチェンバからの流体が流れる経路として、配管、弁及びポンプがあるため、これらの機器においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」、「弁グランドシール」、「ポンプメカニカルシール」、「ポンプケーシングシール」を対象に評価を行った。

(2) 放射線による影響

代替循環冷却系では、重大事故時に炉心損傷した状況で系統を使用することとなる。このため、系統内を高放射能の流体が流れることとなり、放射線による劣化が懸念される。

上記(1)に示す部材のうち、配管フランジガスケット及び弁グランドシールには、膨張黒鉛又はステンレス等の金属材料が用いられている。これらは無機材料であり、高放射線下においても劣化の影響はないか、又は極めて小さく、シール機能が維持されるものとする。

また、ポンプメカニカルシール及びポンプケーシングシールには放射線影響を考慮し、改良 EPDM 等の耐性を有することを確認したシール材を用いることにより耐放射線性を確保する。

(3) 化学種による影響

炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム、及び、ハロゲン元素であるヨウ素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットはアルカリ環境において劣化の影響はなく、又、ニトリルゴムや EPDM についても耐アルカリ性を有する材料である。このため、セシウムによる化学影響はないものとする。

一方、ハロゲン元素のヨウ素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットへの影響はない。有機材料であるニトリルゴムや改良 EPDM では影響を生じる可能性があることから、試験等により影響を確認し、ヨウ素に対する性能が確認された材料を用いることにより、漏えい等の影響が生じることはな

い設計とする。

3. まとめ

以上より，代替循環冷却系の流路においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」，「弁グランドシール」，「ポンプメカニカルシール」及び「ポンプケーシングシール」を対象に評価を行った結果，無機材料である膨張黒鉛及び金属ガスケットには影響がないと評価できる。また，ポンプメカニカルシールやケーシングシールには，耐性を有することを確認したシール材を用いることにより，流路からの漏えいの発生を防止する。

系統が高線量となった場合の影響について

代替循環冷却系の運転に伴い、系統が高線量となることが想定されるが、高線量となった場合には、放射線による「操作性・アクセス性」の影響、及び「機器」に対する放射線劣化影響が考えられる。

「操作性・アクセス性」に関する影響としては以下の影響が考えられる。

- ・代替循環冷却系の系統構成，起動操作，運転継続に必要な操作・監視への影響
- ・代替循環冷却系が機能喪失した場合に必要な操作への影響

「機器」に対する放射線劣化影響としては以下の影響が考えられる。

- ・代替循環冷却系において使用する機器のうち，放射線劣化影響が懸念される機器（シール材，電動機，計器，ケーブル）への影響

上記の影響について，確認結果を表1に示す。

表1 高線量となった場合の操作性・アクセス性，機器への影響

確認事項			放射線影響
操作性・アクセス性	代替循環冷却系の系統構成，起動操作，運転継続に必要な操作・監視	系統構成	運転開始前の系統構成は，中央制御室からの電気作動弁の遠隔操作の他，原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの操作が必要であるが，熱交換器ユニット操作は屋外作業であり，原子炉格納容器フィルタベント系操作前であるため，アクセス及び操作への放射線による影響はない。
		代替循環冷却ポンプの起動	運転開始時の代替循環冷却ポンプの起動は中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため，操作への放射線による大きな影響はない。
		パラメータ監視	運転を開始した後の運転パラメータの監視は，中央制御室及び緊急時対策所で監視が可能な設計としているため，放射線による大きな影響はない。

(次頁へ続く)

確認事項		放射線影響
操作性・アクセス性	代替循環冷却系の系統構成, 起動操作, 運転継続に必要な操作・監視	流量調整 代替循環冷却系運転時の原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器スプレイの流量を調整する場合は, 流量調整弁により行うが, 中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため, 放射線による大きな影響はない。
		その他操作 その他の作業として, 原子炉補機代替冷却水系の運転状態確認及び熱交換器ユニットへの給油作業があるが, これらは屋外作業であり原子炉格納容器フィルタベント操作前であるため, 放射線による大きな影響はない。
	代替循環冷却系が機能喪失した場合に必要な操作	低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水は, 代替循環冷却系運転開始前にあらかじめ系統構成をした上で, 注水操作を屋外で実施することにより, 建屋内放射線量が上昇した場合においても対応が可能である。
		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 原子炉格納容器フィルタベント系の操作に必要な弁は, 中央制御室から遠隔操作可能な設計であるため, 代替循環冷却系運転後の放射線量上昇による操作への影響はない。また, 電源喪失時においては, 放射線量上昇による影響が小さい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が可能なことから放射線による大きな影響はない。
機器	シール材 (配管, 弁, ポンプ, 熱交換器) 電動機 (弁, ポンプ) ケーブル 計器	放射線による劣化影響が懸念される左記の機器については, 運転環境下における当該部位の放射線量を考慮して代替循環冷却系の系統機能確保可能な設計とする。