

# 東海第二発電所

## 重大事故等対処設備について

平成 29 年 6 月  
日本原子力発電株式会社

目 次

- 1 重大事故等対処設備
- 2 基本設計の方針
  - 2.1 耐震性・耐津波性
    - 2.1.1 発電用原子炉施設の位置
    - 2.1.2 耐震設計の基本方針 【39 条】
    - 2.1.3 耐津波設計の基本方針 【40 条】
  - 2.2 火災による損傷の防止 【41 条】
  - 2.3 重大事故等対処設備の基本設計方針 【43 条】
    - 2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について
    - 2.3.2 容量等
    - 2.3.3 環境条件等
    - 2.3.4 操作性及び試験・検査性について
- 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 【44 条】
  - 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 【45 条】
  - 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 【46 条】
  - 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】
  - 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 【48 条】
  - 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 【49 条】
  - 3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備 【50 条】
  - 3.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備 【51 条】

- 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】
- 3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 【53 条】
- 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 【54 条】
- 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 【55 条】
- 3.13 重大事故等の収束に必要な水の水の供給設備 【56 条】
- 3.14 電源設備 【57 条】
- 3.15 計装設備 【58 条】
- 3.16 原子炉制御室 【59 条】
- 3.17 監視測定設備 【60 条】
- 3.18 緊急時対策所 【61 条】
- 3.19 通信連絡を行うために必要な設備 【62 条】

別添資料-1 耐津波設計

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（格納容器  
圧力逃がし装置）について

別添資料-3 代替循環冷却の成立性について

別添資料-4 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

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】

基準適合への対応状況

## 5. 原子炉冷却系統施設

### 5.9 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

#### 5.9.1 概 要

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

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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が使用できる場合は、重大事故防止設備（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系統概要図を第 5.9-1 図から第 5.9-5 図に示す。

#### 5.9.2 設計方針

##### (1) 原子炉運転中の場合に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するための設備として、以下の可搬型重大事故防止設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）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、常設重大事故防止設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）を設ける。

##### 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）による原子炉注水

残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により、原子炉の冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（低圧代替注水系

(常設)による原子炉注水)として、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは、残留熱除去系(C)を介して原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設低圧代替注水系ポンプ
- ・代替淡水貯槽
- ・常設代替高圧電源装置(10.2 代替電源設備)

常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できる設計とする。その他、設計基準事故対処設備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。

(b) 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水

残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により、原子炉の冷却機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備(低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水)として、可搬型代替注水大型ポンプ、代替淡水貯槽、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプは、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系(C)を介して原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの燃料は、可搬型設備用軽油タンクより、タンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型設備用軽油タンク（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリ（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準事故対処設備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する。

代替淡水貯槽又は複数の淡水源（淡水貯水池A，B）の淡水が枯渇した場合は、防潮堤内側の取水箇所（SA用海水ポンプピット）から、可搬型代替注水大型ポンプを用いて補給可能な設計とする。系統の詳細については、「9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に示す。

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）による原子炉注水

全交流動力電源喪失等によるサポート系の故障により、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系が原子炉の冷却機能を喪失した場合の常設重大事故防止設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）は、「5.9.2(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」と同じである。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

全交流動力電源喪失等によるサポート系の故障により、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系が原子炉の冷却機能を喪失した場合の可搬型重大事故防止設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）は、「5.9.2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水」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（低圧注水系）の復旧

全交流動力電源喪失等によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水系）が原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設

備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧）として、常設代替高圧電源装置、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、サブプレッション・プール及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系熱交換器を介して、サブプレッション・プール水を冷却し、原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。

本システムに使用する残留熱除去系熱交換器の冷却水は、残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプにより供給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器及び非常用取水設備の貯留堰並びに取水路を重大事故等対処設備として使用する。

(d) 常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧

全交流動力電源喪失等によるサポート系の故障により、低圧炉心スプレイ系が原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧）として、常設代替高圧電源装置、低圧炉心スプレイ系ポンプ、サブプレッション・プールを使用する。

サブプレッション・プールを水源とした低圧炉心スプレイ系ポンプは、

常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し、低圧炉心スプレイ系を介し、原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・低圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・サプレッション・プール
- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準事故対処設備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. 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

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、溶融炉心を冷却し、格納容器の破損を防止するための設備として、以下の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却及び低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却）を設ける。

(a) 低圧代替注水系（常設）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の重大事故等対処設備（常設低圧代替注水系ポンプによる残存溶融炉心の冷却）は、「5.9.2(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」と同じである。

(b) 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の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却）は、「5.9.2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水」と同じである。

(c) 代替循環冷却系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の重大事故等対処設備（代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却）として，代替循環冷却系ポンプ，サブプレッション・プール，残留熱除去系熱交換器（A）及び緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水ポンプを使用する。

サブプレッション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプは，残留熱除去系（A）を介してサブプレッション・プール水を原子炉圧力容器へ注水することにより，残存溶融炉心を冷却できる設計とする。

残留熱除去系熱交換器（A）の冷却水は，緊急用海水系の緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプからの海水を使用する。また，非常用取水設備の緊急用海水取水管，SA用海水ピット取水塔，海水引込み管及びSA用海水ピット並びに貯留堰及び取水路を海水の流路として使用する。

代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器（A）
- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

代替循環冷却系の流路として，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（A）を重大事故等対処設備として使用することから，流路

として設計する。その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器及び非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機並びに非常用取水設備である貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却のための設備の系統概要図を第5.9-6図に示す。

d. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による原子炉注水

原子炉の冷却等のための設備として、設計基準事故対処設備の機能が喪失していない場合において、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）を設ける。

(a) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水

原子炉冷却材喪失事故時において、残留熱除去系ポンプ及びサプレッション・プールによる原子炉の冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水）として、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、サプレッション・プール及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

サプレッション・プールを水源とした残留熱除去系ポンプは、残留熱除去系熱交換器を介して、サプレッション・プール水を冷却し、原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。

本系統に使用する残留熱除去系熱交換器の冷却水は残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプより供給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器

- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ

その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常湯ディーゼル発電機並びに非常用取水設備の貯留堰，取水路及び原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

原子炉冷却材喪失事故時において，低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プールによる原子炉の冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）として，低圧炉心スプレイ系ポンプ，サブプレッション・プールを使用する。

サブプレッション・プールを水源とした低圧炉心スプレイ系ポンプは，低圧炉心スプレイ系より原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・低圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・サブプレッション・プール

その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機及び原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。また，低圧炉心スプレイ系ポンプの冷却水として残留熱除去系海水ポンプからの海水を使用する。

(2) 運転停止中の場合に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却するための設備のうち，原子炉を冷却し，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため以下の可搬型重大事故防止設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）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に，常設重大事故防止設備（低圧代替注水系（常設）による

原子炉注水) を設ける。

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) による原子炉注水

運転停止中において残留熱除去系ポンプの故障等により残留熱除去系による原子炉の冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備 (低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水) は「5.9.2 (1) a. (a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水」と同じである。

(b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水

運転停止中において残留熱除去系ポンプの故障等により残留熱除去系による原子炉の冷却機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備 (低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水) は「5.9.2 (1) a. (b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水」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) による原子炉注水

運転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及び低圧炉心スプレイ系が原子炉の冷却機能を喪失した場合の常設重大事故防止設備 (低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水) は、「5.9.2 (1) a. (a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水」と同じである。

(b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水

運転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及び低圧炉心スプレイ系が原子炉の冷却機能を喪失した場合の常設重大事故防止設備 (低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水) は、「5.9.2 (1) a. (b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水」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 (原子炉停止時冷却系) の復旧

運転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が原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧）として、常設代替高圧電源装置、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

残留熱除去系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し、原子炉圧力容器内の水を、残留熱除去系熱交換器を介して注水することで、原子炉を除熱できる設計とする。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できる設計とする。

本システムに使用する残留熱除去系熱交換器の冷却水は残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプより供給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器並びに非常用取水設備の貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

c. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉の冷却機能が喪失していない場合における原子炉の冷却

運転停止中において原子炉を冷却し、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以下の重大事故等対処設備（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）を設ける。

(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

運転停止中における原子炉冷却材喪失事故時に、残留熱除去系ポンプによる残留熱除去機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）として、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

残留熱除去系ポンプは、残留熱除去系熱交換器を介して、原子炉圧力容器内の冷却水を循環させることで、原子炉を冷却できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・残留熱除去系海水ポンプ

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機並びに非常用取水設備の貯留堰、取水路及び原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

「5.9.2 (1) d. (a) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水」に使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、サプレッション・プール及び残留熱除去系海水ポンプ並びに「5.9.2 (1) d. (b) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水」に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・プール並びに「5.9.2 (2) c. (a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱」に使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプ並びに非常用ディーゼル発電機は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性、位置的分散等を考

慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性、位置的分散の設計方針は適用しない。

非常用ディーゼル発電機、常設代替高圧電源装置、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリについては、「10.2 代替電源設備」に示す。原子炉圧力容器については、「5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に示す。非常用取水設備の貯留堰及び取水路については、「10.8 非常用取水設備 10.8.2 重大事故等時」に示す。

#### 5.9.2.1 多様性、独立性及び位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

常設低圧代替注水系ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水は、常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、非常用ディーゼル発電機より給電する残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレー系ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水に対し、多様性及び位置的分散を図る設計とする。また、代替淡水貯槽を水源とすることで、サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレー系ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水に対し、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び格納容器内のサプレッション・プールに対し、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは冷却を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去海水系ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレー系ポンプに対し多様性を持たせた設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉圧力容器への注水配管は、代替淡水貯槽から残留熱除去系（C）配管との合流点まで、残留熱除去系ポンプを使用する系統に対して独立性を確保する設計とする。

これらの多様性、独立性及び位置的分散によって、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレー系ポンプを使用する設計基準事故対処設備に対して、重大事故等対処設備として多様性、独立性及び位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水は、可搬型代替注水大型ポンプをディーゼルエンジン駆動とすることで、電動の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレー系ポンプに対して、多様性を確保する設計とする。また、代替淡水貯槽を水源とすることで、サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレー系ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水に対し、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、屋外の保管場所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及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、原子炉建屋東側（屋外）及び西側（屋外）に1箇所ずつ設置し、合計2箇所設置することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水配管は、代替淡水貯槽から残留熱除去系（C）配管及び低圧炉心スプレー系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレー系ポンプを使用する系統に対して独立性を確保する設計とする。

これらの多様性、独立性及び位置的分散によって、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレー系ポンプを使用する設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備として多様性、独立性及び位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却は、代替循環冷却系ポンプの電源を常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、非常用ディーゼル発電機により給電する残留熱除去系ポンプを使用した原子炉の冷却に対して多様性及び位置的分散を図る設計とする。また、代替循環冷却系ポンプは冷却を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去系海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプに対して多様性を持たせた設計とする。

代替循環冷却系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプと異なる区画である残留熱除去系熱交換器（A）室に設置することで、残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系ポンプによる残存溶融炉心の冷却に使用する配管は、残留熱除去系熱交換器（A）の出口配管の分岐点から、残留熱除去系（A）配管との合流点までの系統について、残留熱除去系ポンプ（A）を使用する系統に対して独立性を確保する設計とする。

これらの多様性、独立性及び位置的分散によって、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ及び非常用ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての多様性、独立性及び位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却に使用する緊急用海水ポンプは、常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、非常用ディーゼル発電機により給電する残留熱除去系海水ポンプに対して多様性及び位置的分散を図る設計とする。

緊急用海水ポンプは、地下格納槽内に設置することで、屋外の残留熱除去系海水ポンプと位置的分散を図る設計とする。

これらの多様性、独立性及び位置的分散によって、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ及び非常用ディーゼル発電機を

使用する設計基準事故対処設備に対して、重大事故等対処設備として多様性、独立性及び位置的分散を図る設計とする。

電源の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」に示す。

#### 5.9.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に使用する常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、弁操作等によって、設計基準事故対処設備として使用する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（可搬型）による原子炉注水に使用する可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は、通常時に接続先の系統と分離された状態で保管すること及び重大事故等時は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。

可搬型代替注水大型ポンプは、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、設置場所において車両転倒防止装置又は輪止めにより固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水に使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ及びサプレッション・プールは、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱に使用する残留熱除

去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプ，残留熱除去系海水ポンプ及びサプレッション・プールは，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替循環冷却系による残存熔融炉心の冷却に使用する代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは，弁操作等によって，設計基準事故対処設備として使用する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。

#### 5.9.2.3 容量等

基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水として使用する常設低圧代替注水系ポンプは，原子炉を冷却し，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量に対して，ポンプ 2 個の運転により，十分なポンプ流量を確保する設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水として使用する可搬型代替注水大型ポンプは，重大事故等時において注水に必要な容量を有するものを 1 個と水の移送設備に必要な容量を有するものを 1 個と同時に使用するために 1 セット 2 個使用する。保有数は 2 セットで 4 個と，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 2 個の合計 6 個を保管する。但し，予備については，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは，他系統への注

水と同時に使用する場合でも、各々の必要流量が確保可能な設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）による原子炉注水及び原子炉除熱として使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系海水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及び残留熱除去機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び伝熱容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量及び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。

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水として使用する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を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水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。

低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水として使用する代替淡水貯槽は、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水として使用するサプレッション・プールは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水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。

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却として使用する代替循環冷却系ポンプは、残存溶融を冷却し、格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量に対して、ポンプ 1 個の運転により、十分なポンプ流量を確保する設計と

する。

#### 5.9.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。常設低圧代替注水系ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、屋外に保管し、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。操作は設置場所で可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッション・プールは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

残留熱除去系海水ポンプは、屋外に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。残留熱除去系海水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は、淡水だけでなく海水も使用することから、海水の影響を考慮した設計とする。

残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプは、常時海水を通水するため、耐腐食性材料を使用する。また、可搬型代替注水大型ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプによる海水を送水する系統は、異物の流入防止を考慮した設計とする。

代替循環冷却系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。代替循環冷却系ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

緊急用海水ポンプは、地下格納槽に設置し、想定される重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。

緊急用海水ポンプは、常時海水を通水するため耐腐食性材料を使用する。また、緊急用海水ポンプにより海水を送水する系統は、異物の流入防止を考慮した設計とする。

緊急用海水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

#### 5.9.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用した低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替できる設計とする。常設低圧代替注水系ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から速やかに切替える設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは車両として移動可能な設計とするとともに、車両転倒防止装置又は車載の輪止めにより、設置場所にて固定できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプと原子炉建屋東側接続口（又は西側接続口）の接続は、一般的に使用される工具を用いて接続可能なフランジ接続とする。また、ホースの接続方式及びホース口径の統一により確実に接続できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ及びサブプレッション・プールを使用した残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉

注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、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使用できる設計とする。残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプを使用した残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、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使用できる設計とする。残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用した低圧炉心スプレイ系による原子炉注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、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使用できる設計とする。低圧炉心スプレイ系ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプ、緊急用海水ポンプ及びサブプレッション・プールを使用した代替循環冷却系による残存熔融炉心の冷却を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替できる設計とする。代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

### 5.9.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の主要設備及び仕様を第 5.9-1 表に示す。

#### 5.9.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（常設）に使用する常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは、分解が可能な設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）に使用する可搬型代替注水大型ポンプは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、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。

残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）に使用する残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、分解が可能な設計とする。

低圧炉心スプレイ系に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

低圧炉心スプレイ系ポンプは、分解が可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する代替循環冷却系ポンプは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。代替循環冷却系ポンプは、分解が可能な設計とする。

緊急用海水系に使用する緊急用海水ポンプは、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。緊急用海水ポンプは、分解が可能な設計とする。

第 5.9-1 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仕様

(1) 常設低圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

型 式	うず巻形
個 数	2
容 量	約 200m <sup>3</sup> /h/個
全 揚 程	約 200m

(2) 可搬型代替注水大型ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 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
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	うず巻形
個 数	4 (予備 2)
容 量	約 1,320m <sup>3</sup> /h/個
揚 程	約 140m

(3) 残留熱除去系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。

(4) 低圧炉心スプレイ系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

主要仕様については、「5.2 非常用炉心冷却系」に示す。

(5) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。

(6) 代替循環冷却系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

型 式	うず巻形
個 数	1
容 量	約 200m <sup>3</sup> /h
全 揚 程	約 200m

(7) 緊急用海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

型 式	ターボ形
個 数	1 (予備 1)

容 量	約 844m <sup>3</sup> /h
全 揚 程	約 130m

(8) 代替淡水貯槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

個 数	1
容 量	約 5,000m <sup>3</sup>

(9) サプレッション・プール

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

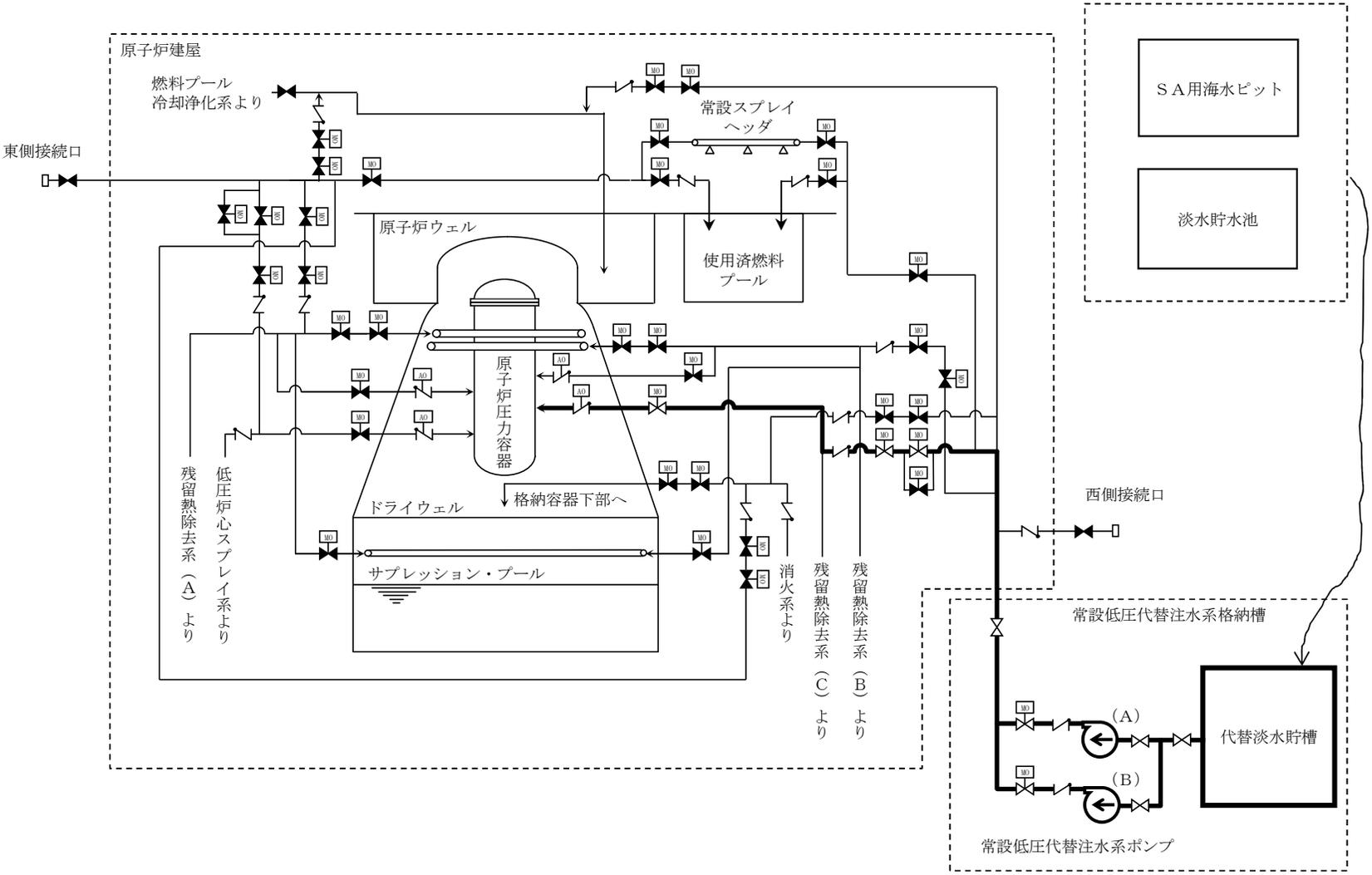
主要仕様については、「9.1 原子炉格納施設」に示す。

(10) 残留熱除去系熱交換器

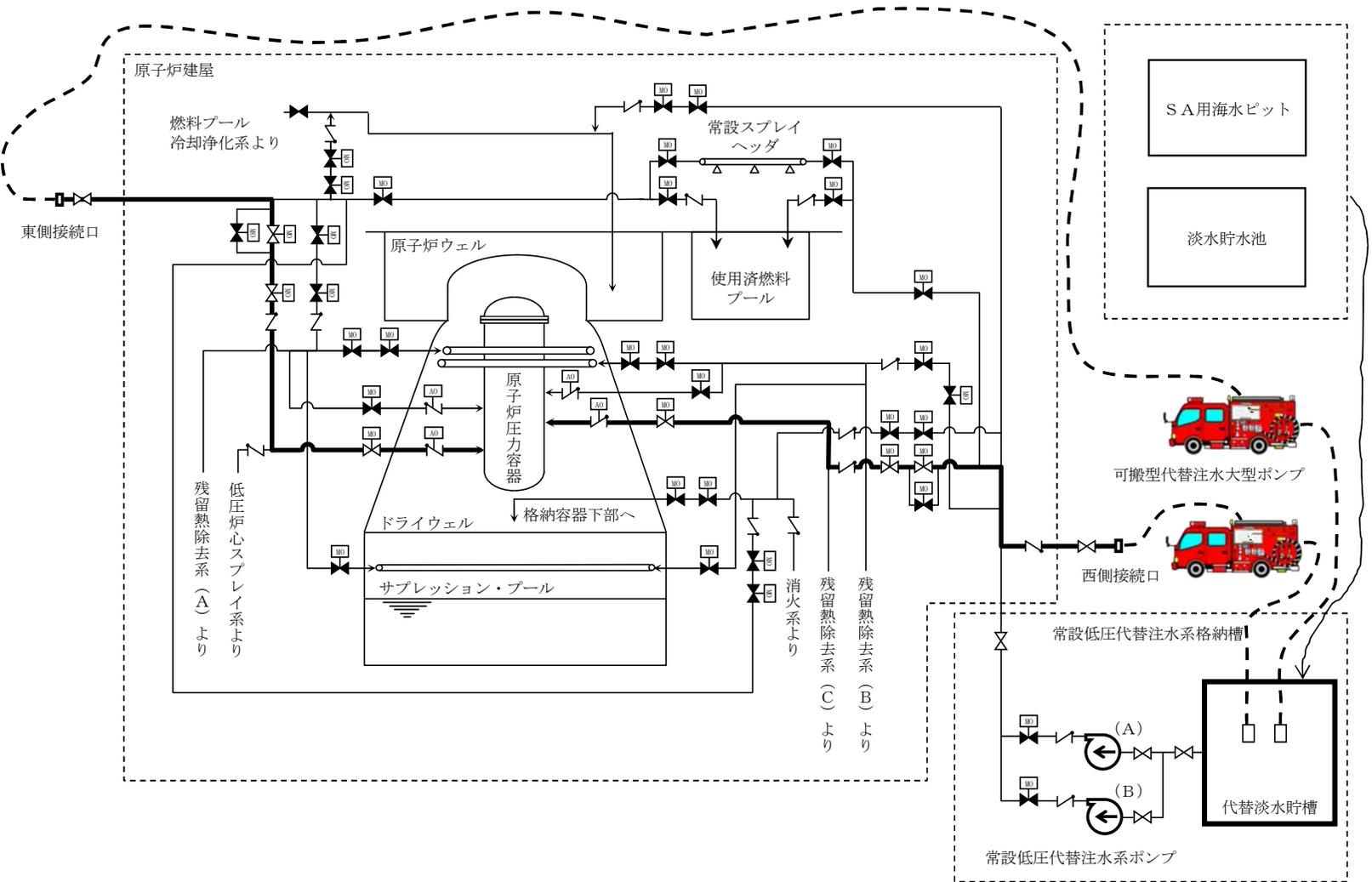
兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

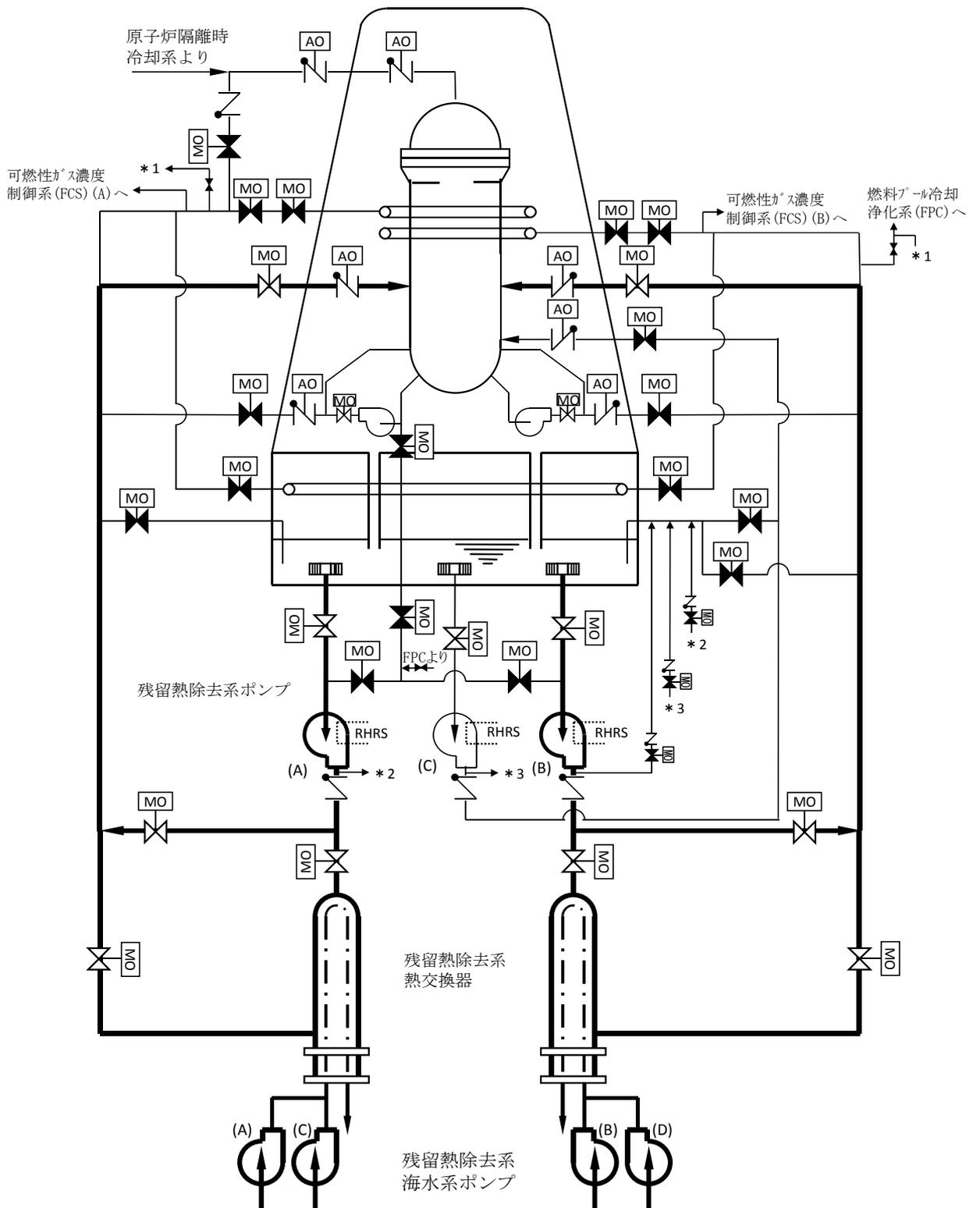
主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。



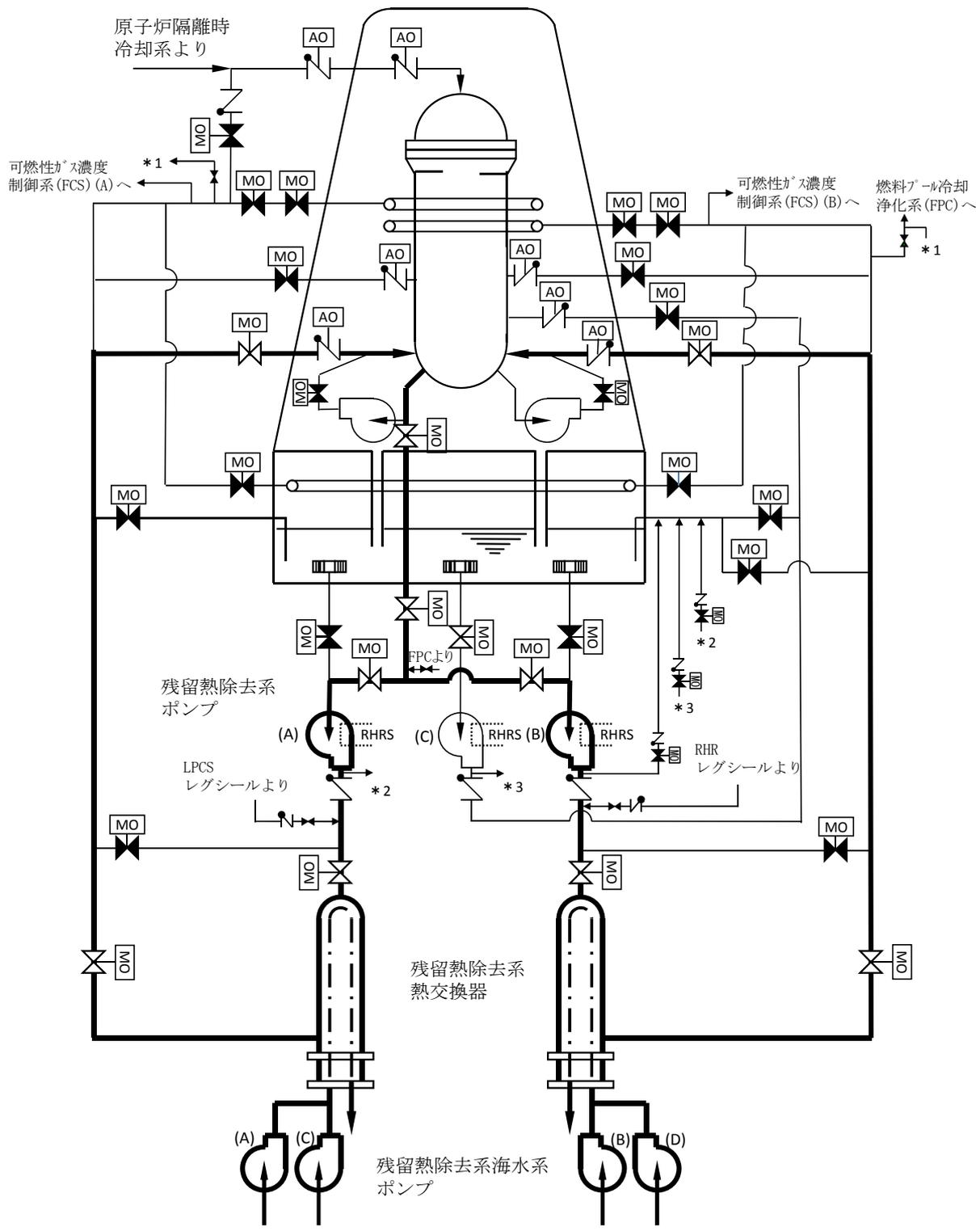
第5.9-1 図 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水系統概要図



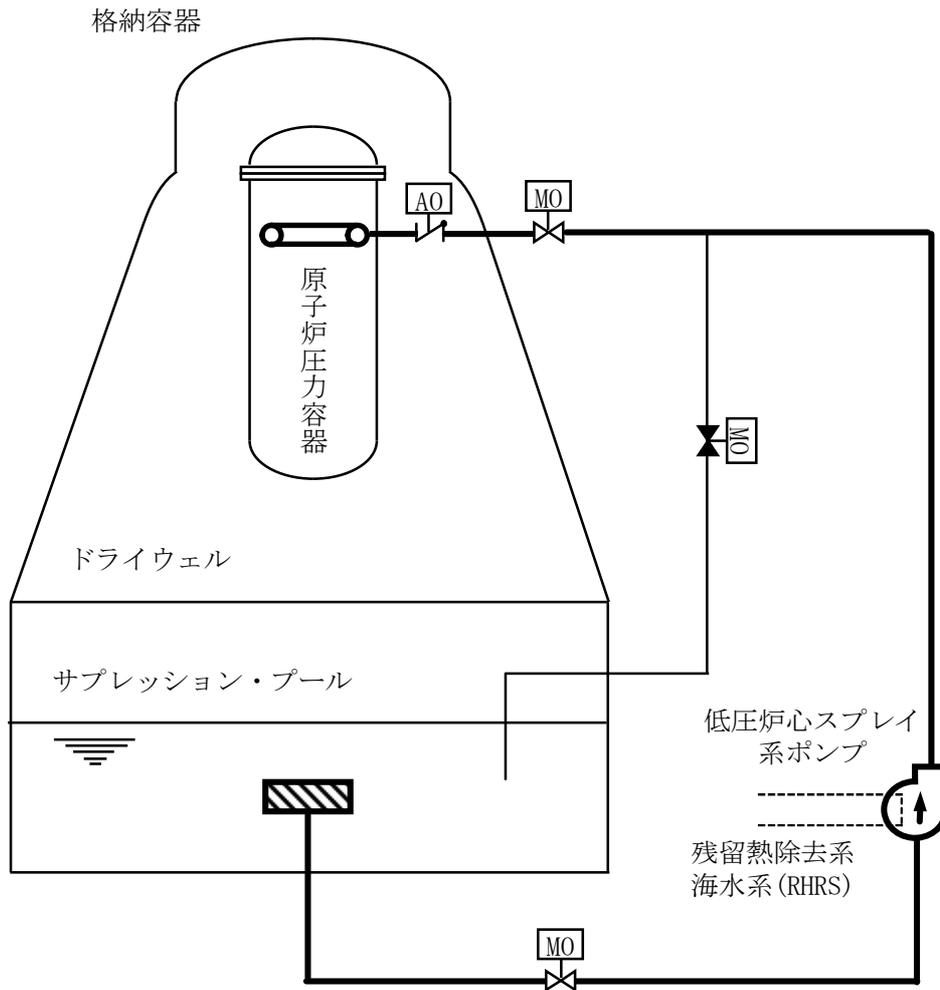
第 5.9-2 図 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水系統概要図



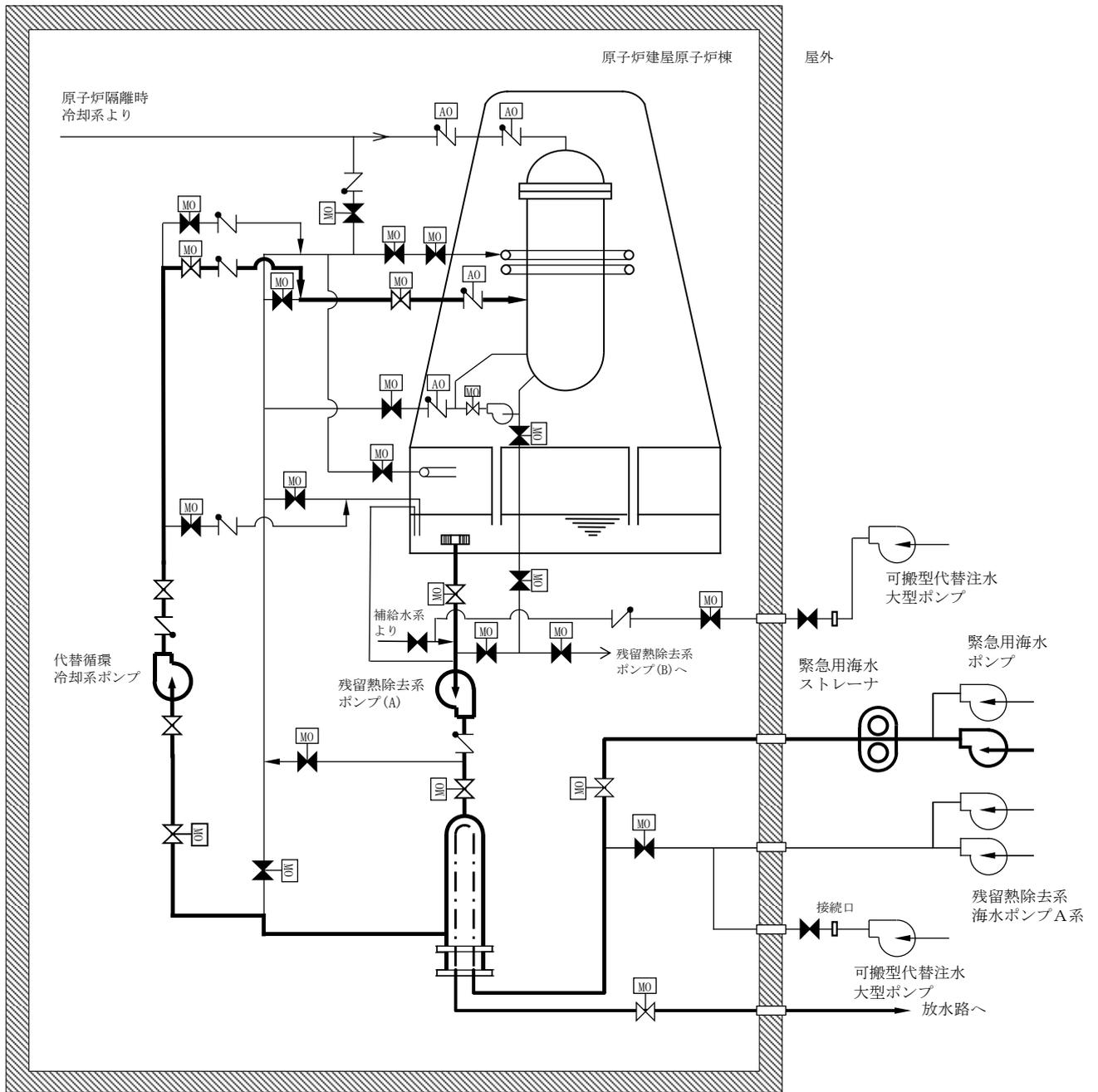
第 5.9-3 図 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水系統概要図



第 5.9-4 図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱系統概要図



第 5.9-5 図 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水系統概要図



緊急用海水系使用時の図を示す。

第 5.9-6 図 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却系統概要図

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】

< 添付資料 目次 >

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

- (1) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水（設置許可基準規則解釈の第1項（1）a））
- (2) 低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水（設置許可基準規則解釈の第1項（1）b））
- (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））
- (4) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水
- (5) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱
- (6) 低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水
- (7) 代替循環冷却系を用いた代替低圧注水
- (8) 消火系を用いた代替低圧注水
- (9) 補給水系を用いた代替低圧注水
- (10) 復旧手段
- (11) 低圧代替注水系の海水の利用
- (12) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
- (13) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却
- (14) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

- (15) 消火系による残存溶融炉心の冷却
- (16) 補給水系による残存溶融炉心の冷却
- 3.4.2 重大事故防止設備
  - 3.4.2.1 低圧代替注水系（常設）
    - 3.4.2.1.1 設備概要
    - 3.4.2.1.2 主要設備の仕様
      - (1) 常設低圧代替注水系ポンプ
      - (2) 代替淡水貯槽
    - 3.4.2.1.3 低圧代替注水系（常設）の多様性，独立性及び位置的分散
    - 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（設置許可基準規則第43条第1項一）
          - (i) 要求事項
          - (ii) 適合性
        - (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
          - (i) 要求事項
          - (ii) 適合性
        - (3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
          - (i) 要求事項
          - (ii) 適合性
        - (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
          - (ii) 適合性
        - (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

(ii) 適合性

(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

(ii) 適合性

3.4.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

(ii) 適合性

(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

(ii) 適合性

(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

(ii) 適合性

3.4.2.2 低圧代替注水系（可搬型）

3.4.2.2.1 設備概要

3.4.2.2.2 主要設備の仕様

(1) 可搬型代替注水大型ポンプ

(2) 代替淡水貯槽

3.4.2.2.3 低圧代替注水系（可搬型）の多様性及び独立性，位置的分散

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（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

(ii) 適合性

- (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
  - (i) 要求事項
  - (ii) 適合性
- (3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
  - (i) 要求事項
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性

#### 3.4.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針方針

- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）
  - (i) 要求事項
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性

- (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
    - (ii) 適合性
  - (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
    - (ii) 適合性
  - (6) アクセスルートの確保（許可基準規則第43条第3項六）
    - (i) 要求事項
    - (ii) 適合性
  - (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
    - (ii) 適合性
- 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（低圧注水系）
    - 3.4.3.1.1 設備概要
    - 3.4.3.1.2 主要設備の仕様
      - (1) 残留熱除去系ポンプ
      - (2) 残留熱除去系熱交換器
      - (3) 残留熱除去系海水ポンプ
      - (4) サプレッション・プール
    - 3.4.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
  - 3.4.3.2 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）
    - 3.4.3.2.1 設備概要
    - 3.4.3.2.2 主要設備の仕様

- (1) 残留熱除去系ポンプ
  - (2) 残留熱除去系熱交換器
  - (3) 残留熱除去系海水ポンプ
- 3.4.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
- 3.4.3.3 低圧炉心スプレイ系
- 3.4.3.3.1 設備概要
- 3.4.3.3.2 主要設備の仕様
- (1) 低圧炉心スプレイ系ポンプ
  - (2) 残留熱除去系海水ポンプ
  - (3) サプレッション・プール
- 3.4.3.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47条】

【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)

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

(解釈)

1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

(1) 重大事故防止設備

- a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。
- b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。
- c) 上記a) 及びb) の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。

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

#### 3.4.1 設置許可基準規則第47条への適合方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、原子炉の冷却（注水）に必要な重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）を設置及び保管する。また、想定される重大事故等時に、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）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。

#### (1) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により、原子炉の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、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、津波の影響を受けない高台の西側及び南側の可搬型重大事故等対処設備保管場所（以下「西側及び南側保管場所」という。）に保管した可搬型代替注水大型ポンプを必要な場所に移動して使用し、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系の水源であるサプレッション・プールとは異なる代替淡水貯槽を水源として原子炉圧力容器へ注水する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。また、燃料は、可搬型設備用軽油タンクより、タンクローリを用いて補給できる設計とする。

(2) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により、原子炉の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕がない場合に、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、重大事故等対処設備として低圧代替注水系（常設）を設ける。

低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置する常設低圧代替注水系ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系の水源であるサプレッション・プールとは異なる代替淡水貯槽を水源として原子炉圧力容器へ注水する設計とする。

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

上記（1）及び（2）の重大事故等対処設備である低圧代替注水系（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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系に対し、異なるポンプ（常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ）、駆動源（常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装

置，ディーゼルエンジン駆動）及び冷却水（不要（自然冷却），自己冷却）を用いることで多様性を有する設計とする。また，地震，津波，火災及び溢水が共通要因となり機能喪失しないよう独立性を有する設計とする。また，低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは常設低圧代替注水系格納槽内に，駆動源の常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置を屋外に設置することで，残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系に対し，位置的分散を図る設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，屋外の西側及び南側保管場所に保管することで，残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系に対し，位置的分散を図る設計とする。

なお，多様性，独立性及び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。

その他，設計基準事故対処設備であるが，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）として使用する。

#### (4) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水

残留熱除去系（低圧注水系）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炉心を冷却する機能を有する。

本系統は，サプレッション・プールを水源とし，残留熱除去系ポンプ

にて、残留熱除去系熱交換器を介して冷却し原子炉压力容器へ注水する。

残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は、残留熱除去系海水ポンプにより送水する。

なお、残留熱除去系海水系については「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（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) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、原子炉停止後の炉心崩壊熱及び残留熱（原子炉压力容器・配管及び冷却材中の保有熱）を除去して、原子炉を除熱する機能を有する。

本系統は、原子炉压力容器を水源とし、残留熱除去系ポンプを用い、残留熱除去系熱交換器で冷却した炉水を原子炉压力容器に戻すことにより原子炉を除熱する。

なお、残留熱除去系熱交換器の冷却用海水に関する説明は、「(4) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水」と同じである。

#### (6) 低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水

低圧炉心スプレイ系は、原子炉圧力が急激に低下する大破断事故時に、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び高圧炉心スプレイ系と連携して炉心を上部からスプレイ冷却する機能を有する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための自主対策設備として以下を整備する。

#### (7) 代替循環冷却系を用いた代替低圧注水

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が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合の自主対策設備として代替循環冷却系を設ける。容量としては，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には十分ではない場合があるが，崩壊熱除去相当の注水が可能である。

本系統は，サブプレッション・プールを水源とし，原子炉建屋原子炉棟に設置する代替循環冷却系ポンプを用い，残留熱除去系熱交換器で冷却されたサブプレッション・プール水を原子炉圧力容器に注水する設計とする。

残留熱除去系熱交換器の冷却用海水に関する説明は，「(4) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水」と同じである。なお，代替循環冷却系については，「3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備（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。

#### (8) 消火系を用いた代替低圧注水

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が機能喪失し，残留熱除去系注入ライン（C）又は低圧炉心スプレイ系注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水を可能とするために，自主対策設備として，消火系ポンプ，消火系配管及び残留熱除去系（B）配管を用いた原子炉注水手順を整備する。

本系統は，残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系），低圧炉心スプレイ系，低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）とは異なる淡水タンク（多目的タンク及びろ過水貯蔵タンク）を水源とし，ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動駆動消火ポンプにて原子炉

圧力容器へ注水する設計とする。本系統は、耐震Sクラス設計ではなく S s 機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉を冷却する手段として有効である。

#### (9) 補給水系を用いた代替低圧注水

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が機能喪失し、残留熱除去系注入ライン（C）又は低圧炉心スプレイ系注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水可能とするために、自主対策設備として補給水系を用いた原子炉注水手順を整備する。

本系統は、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）とは異なる復水貯蔵タンクを水源とし、復水移送ポンプを用い、復水移送系、消火系及び残留熱除去系(B)配管を通じて原子炉圧力容器へ注水する設計とする。本系統は、耐震Sクラス設計ではなく S s 機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉を冷却する手段として有効である。

また、技術的能力審査基準への適合のため、復旧手段として以下を整備する。

#### (10) 復旧手段

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）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である常設代替高圧電源装置

を用い電源を供給することで、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系を復旧する手順を整備する。

なお、電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。また、炉心の著しい損傷防止のための残留熱除去系（低圧注水系）復旧の手順については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準への適合状況について」の「1.4 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手順等」の以下の項目で示す。

(1) 原子炉運転中における対応手順

1.4.2 重大事故等発生時の手順 1.4.2.2 (2) a. (a) 残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ電源復旧後の原子炉注水

(2) 原子炉停止中における対応手順

1.4.2 重大事故等発生時の手順 1.4.2.3 (2) a. (a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ電源復旧後の原子炉除熱

また、代替淡水貯槽又は複数の淡水源（淡水貯水池A，B）の淡水が枯渇した場合の海水の利用手段として、以下を整備する。

(11) 低圧代替注水系の海水の利用

低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の水源である代替淡水貯槽，又は複数の淡水源（淡水貯水池A，B）の淡水が枯渇した場合は、防潮堤内側の取水箇所（SA用海水ピット）から、可搬型代替注水大型ポンプを用いて補給が可能な設計とする。なお、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。

また、技術的能力審査基準への適合のため、熔融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応設備として、以下を整備する。

(12) 低圧代替注水系（常設）による残存熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，熔融が発生した場合において，原子炉压力容器内に熔融炉心が残存する場合には，低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプにて，代替淡水貯槽を水源として原子炉压力容器に注水することにより残存熔融炉心を冷却する。

なお，使用する設備については，「（2）低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水」と同じである。

(13) 低圧代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，熔融が発生した場合において，原子炉压力容器内に熔融炉心が残存する場合には，低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプにて，代替淡水貯槽を水源として原子炉压力容器に注水することにより残存熔融炉心を冷却する。

なお，使用する設備については，「（1）低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水」と同じである。

(14) 代替循環冷却系による残存熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，熔融が発生した場合において，原子炉压力容器内に熔融炉心が残存する場合には，代替循環冷却系ポンプにて，サプレッション・プール水を原子炉压力容器に注水することにより，残存熔融炉

心を冷却する。使用する設備については、「(7) 代替循環冷却系を用いた代替低圧注水」と同じである。

また、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。

#### (15) 消火系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、消火系のディーゼル駆動消火ポンプ又は電動駆動消火ポンプにて、ろ過水タンク及び多目的タンクの水を原子炉圧力容器に注水することにより残存溶融炉心を冷却する。本システムは、耐震Sクラス設計ではなくS s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

なお、使用する設備については、「(8) 消火系を用いた代替低圧注水」と同じである。

#### (16) 補給水系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、補給水系の復水移送ポンプにて、復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することにより残存溶融炉心を冷却する。本システムは、耐震Sクラス設計ではなくS s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

なお、使用する設備については、「(9) 補給水系を用いた代替低圧注水」と同じである。

### 3.4.2 重大事故防止設備

#### 3.4.2.1 低圧代替注水系（常設）

##### 3.4.2.1.1 設備概要

低圧代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系の有する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、原子炉を冷却することを目的として設置するものである。

本系統は、常設低圧代替注水系ポンプ、電源設備（常設代替交流電源設備）、水源である代替淡水貯槽、流路である低圧代替注水系配管・弁、残留熱除去系（C）配管・弁、注水先である原子炉圧力容器等から構成される。

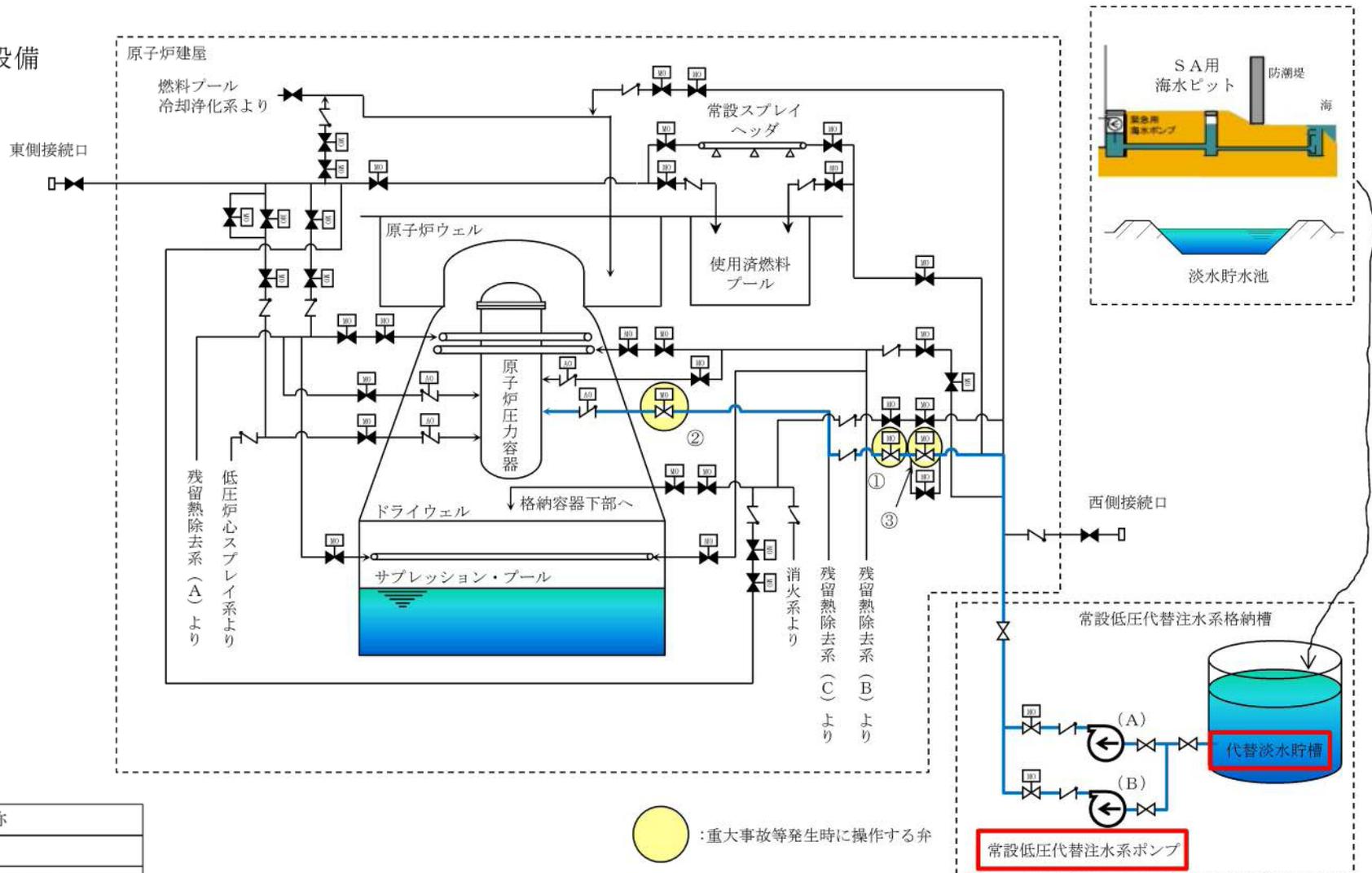
重大事故等時においては、代替淡水貯槽を水源とし、常設低圧代替注水系ポンプ2個の起動及び系統構成（電動弁操作）を中央制御室のスイッチ操作により行い、残留熱除去系（C）配管を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却する設計とする。

本系統に属する重大事故等対処設備を第3.4-1表に、本系統全体の概要図を第3.4-1図に示す。

常設低圧代替注水系ポンプの電源は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できる設計とする。

□ : 主要設備

— : 流路



第 3.4-1 図 低圧代替注水系 (常設) 系統概略図

第 3.4-1 表 低圧代替注水系（常設）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		常設低圧代替注水系ポンプ【常設】 代替淡水貯槽【常設】*1
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	低圧代替注水系配管・弁【常設】 残留熱除去系（C）配管・弁【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*2 （燃料補給設備含む）	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【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】 原子炉水位（S A 広帯域）【常設】 原子炉水位（S A 燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（S A）【常設】 低圧代替注水系原子炉注水流量【常設】 代替淡水貯槽水位【常設】 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】

\*1：水源については、「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2：電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお、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) 常設低圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

種 類 : うず巻形

容 量 : 約200m<sup>3</sup>/h/個

全 揚 程 : 約200m

最高使用圧力 : 3.5MPa[gage]

最高使用温度 : 66°C

個 数 : 2

取 付 箇 所 : 常設低圧代替注水系格納槽内

電 動 機 出 力 : 約190kW/個

#### (2) 代替淡水貯槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

- ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

個 数 : 1

容 量 : 約5,000m<sup>3</sup>

種 類 : ライニング槽

取 付 箇 所 : 常設低圧代替注水系格納槽内

### 3.4.2.1.3 低圧代替注水系（常設）の多様性、独立性及び位置的分散

低圧代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、第3.4-2表で示すとおり多様性の確保及び位置的分散を図る設計とする。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプの電源については、屋外に設置する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから供給可能とすることで、原子炉建屋付属棟内に設置され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の電源（非常用ディーゼル発電機）に対し多様性及び位置的分散を図る設計とする。また、原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系熱交換器及び屋外に設置する残留熱除去系海水ポンプについても、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプのサポート系として、冷却水は不要（自然冷却）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及び低圧炉心スプレイ系ポンプの冷却水（残留熱除去系海水系）と同時に機能喪失しない多様性を持たせた設計とする。

水源については、常設低圧代替注水系格納槽内に設置する代替淡水貯槽を使用することで、設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低

圧炉心スプレイ系ポンプの水源である，原子炉建屋原子炉棟内のサブレーション・プールに対し多様性及び位置的分散を図る設計とする。

電動弁については，駆動部の手動ハンドルにて手動操作も可能な設計とすることで，電動駆動に対し多様性を持たせた設計とする。

また，低圧代替注水系（常設）は，第3.4-3表で示すとおり，地震，津波，火災及び溢水による共通要因故障を防止するために，独立性を確保する設計とする。

流路を構成する配管等の静的機器については，残留熱除去系注入弁及び残留熱除去系注入ライン（原子炉から低圧代替注水系につながる配管との分岐まで）を除く範囲で，独立性を確保する設計とする。

第 3.4-2 表 多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備
		低圧炉心 スプレイ系	残留熱除去系 (低圧注水系及び原 子炉停止時冷却系)
ポンプ	低圧炉心 スプレイ系ポンプ	残留熱除去系 ポンプ	常設低圧代替注水系 ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階		常設低圧代替注水系 格納槽
水源	サプレッション・プール		代替淡水貯槽
	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階		常設低圧代替注水系 格納槽
駆動用空気	不要		不要
潤滑油	不要 (内包油)		不要 (内包油)
冷却水	残留熱除去系海水系		不要 (自然冷却)
駆動電源	非常用ディーゼル発電機		常設代替高圧電源装置
	原子炉建屋附属棟地下 1 階		屋外

第 3.4-3 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		重大事故防止設備
		低圧炉心 スプレイ系	残留熱除去系（低圧 注水系及び原子炉停 止時冷却系）	低圧代替注水系（常設）
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系は耐震 S クラス設計とし、重大事故防止設備である低圧代替注水系（常設）は基準地震動 S <sub>s</sub> で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 S <sub>s</sub> が共通要因となり故障することのない設計とする。		
	津波	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系は防潮堤及び浸水防止設備の設置により、重大事故防止設備である低圧代替注水系（常設）は、防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え、水密構造の地下格納槽に設置することで、津波が共通要因となって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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備である低圧代替注水系（常設）は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。		
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備である低圧代替注水系（常設）は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。		

#### 3.4.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

##### 3.4.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

###### (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは，常設低圧代替注水系格納槽内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，常設低圧代替注水系格納槽内の環境条件を考慮し，第3.4-4表に示す設計とする。

(47-3-1)

第 3.4-4 表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である常設低圧代替注水系格納槽内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。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した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを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），竜巻，積雪，火山の影響	常設低圧代替注水系格納槽内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響を受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(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・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用し原子炉の冷却を行う系統は、重大事故等時、通常待機時の系統から弁操作等にて速やかに切替えができる設計とする。また、常設低圧代替注水系ポンプ及び電動弁は、中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

低圧代替注水系（常設）を運転する場合は、中央制御室からのスイッチ操作で常設低圧代替注水系ポンプを起動し、代替淡水貯槽への循環運転状態とする。その後、中央制御室からのスイッチ操作で、原子炉注水弁、原子炉圧力容器注水流量調整弁及び残留熱除去系注入弁（C）を開とし原子炉への注水を行う設計とする。

低圧代替注水系（常設）の操作に必要なポンプ及び弁を第3.4-5表に示す。

常設低圧代替注水系ポンプの起動・停止・運転状態及び電動弁の開閉状態については、中央制御室の表示灯・操作画面等で視認可能な設計とし、中央制御室における監視又は試験・検査等にて確認可能な設計とする。また、中央制御室のスイッチ操作に当たり、運転員等のアクセス性

及び操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作スイッチは、機器の名称等を表示した銘板の取付け又は操作画面の表示等により、運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(47-3-3～6, 47-4-1～2)

第 3.4-5 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
常設低圧代替注水系ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
常設低圧代替注水系ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
原子炉注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
原子炉圧力容器注水流量調整弁	弁閉→調整	スイッチ操作	中央制御室
残留熱除去系注入弁 (C)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

(3) 試験・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、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、他系統と独立した試験系統により、第3.4-6表に示すように、原子炉運転中に機能・性能検査、弁動作確認を、また、原子炉停止中に機能・性能検査、弁動作確認及び分解検査を実施可能な設計とする。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、原子炉停止中に、分解検査として、ケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。弁については、分解検査として弁体等の部品の状態を確認可能な設計とする。分解検査においては、浸透探傷試験により、性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認可能な設計とする。また、目視により、性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認可能な設計とする。

また、低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、吐出配管にテストラインを設け、原子炉運転中または原子炉停止中に、機能・性能検査として、代替淡水貯槽を水源とした循環運転を行うことで、ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え、運転時の振動、異音、異臭及び

漏えいの確認が可能な設計とする。弁については、原子炉運転中又は原子炉停止中に弁動作確認を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。ポンプ及び系統配管・弁については、機能・性能検査等に合わせて外観の確認が可能な設計とする。

第 3.4-6 表 低圧代替注水系（常設）の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプまたは弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認

(47-5-1, 2)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（C）配管と一部配管を共用していることから、重大事故等に対処するために系統構成を切り替える必要がある。なお、切替操作は、「(2) 操作性」に記載する内容と同じである。

系統の切替えに必要な弁は、中央制御室から遠隔操作する設計とすることで、原子炉圧力容器への低圧代替注水が必要となるまでの間に、第3.4-2図で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能な設計とする。

		経過時間(分)								備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8		
手順の項目	実施箇所・必要人員数	低圧代替注水系(常設)による原子炉注水開始 7分									
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	運転員A, B (中央制御室)	2	系統構成, 原子炉注水操作				必要な負荷の電源切替操作				

第 3.4-2 図 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水のタイムチャート\*

\*: 「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1.4で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第43条第1項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

低圧代替注水系(常設)は, 通常待機時は, 原子炉注水弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を閉止しておくことで, 残留熱除去系(C)と隔離する系統構成とし, 取合系統である残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。隔離弁については第3.4-7表に示す。また, 低圧代替注水系を用いる場合は, 弁操作によって, 通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(47-4-1, 2)

第 3.4-7 表 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
残留熱除去系 (C)	原子炉注水弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
残留熱除去系 (C)	原子炉圧力容器注水流量調整弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系 (常設) の系統構成のために操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第3.4-8表に示す。常設低圧代替注水系ポンプ、原子炉注水弁、原子炉圧力容器注水流量調整弁及び残留熱除去系注入弁 (C) は、原子炉建屋原子炉棟又は常設低圧代替注水系格納槽内に設置されるが、中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ない設計とする。

(47-3-1, 3~6)

第 3.4-8 表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
常設低圧代替注水系ポンプ（A）	常設低圧代替注水系格納槽内	中央制御室
常設低圧代替注水系ポンプ（B）	常設低圧代替注水系格納槽内	中央制御室
原子炉注水弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
原子炉圧力容器注水流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
残留熱除去系注入弁（C）	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室

#### 3.4.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

##### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 容量等」に示す。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水量を有する設計とする。

注水量としては、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、低圧代替注水系を用いる、高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失（TBD, TBP, TBU）、崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合、残留熱除去系が喪失した場合）、LOCA時注水機能喪失及びインターフェイスシステムLOCAに係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている原子炉への注水流量が、最大 $378\text{m}^3/\text{h}$ であることから、ポンプ1個当たり約 $200\text{m}^3/\text{h}$ 以上を注水可能なポンプを2個使用する設計とする。

また、低圧代替注水系（常設）は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）又は格納容器下部注水系と同時に使用する可能性があるため、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）と同時に使用する場合の原子炉への最大注水量 $230\text{m}^3/\text{h}$ 又は格納容器下部注水系と同時に使用する場合の原

子炉への最大注水量（崩壊熱相当の注水量）を確保可能な設計とする。

原子炉圧力容器に注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプの揚程は、上記注水量で注水を実施する場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損）を考慮し、約200mの揚程を確保可能な設計とする。

なお、代替淡水貯槽の容量の説明は、「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。

(47-6-1~4, 8~9)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

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

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから、低圧代替注水系（常設）は共用しない。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項  
三)

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

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

低圧代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系に対し、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については、3.4.2.1.3項に記載のとおりである。

### 3.4.2.2 低圧代替注水系（可搬型）

#### 3.4.2.2.1 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ポンプ及び低圧炉心スプレー系ポンプの有する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、原子炉を冷却することを目的として設置するものである。

本系統は、可搬型代替注水大型ポンプ、水源である代替淡水貯槽、流路である低圧代替注水系配管・弁、低圧炉心スプレー系配管・弁・スパージャ、残留熱除去系（C）配管・弁、ホース、燃料設備である可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ、注水先である原子炉圧力容器等から構成される。

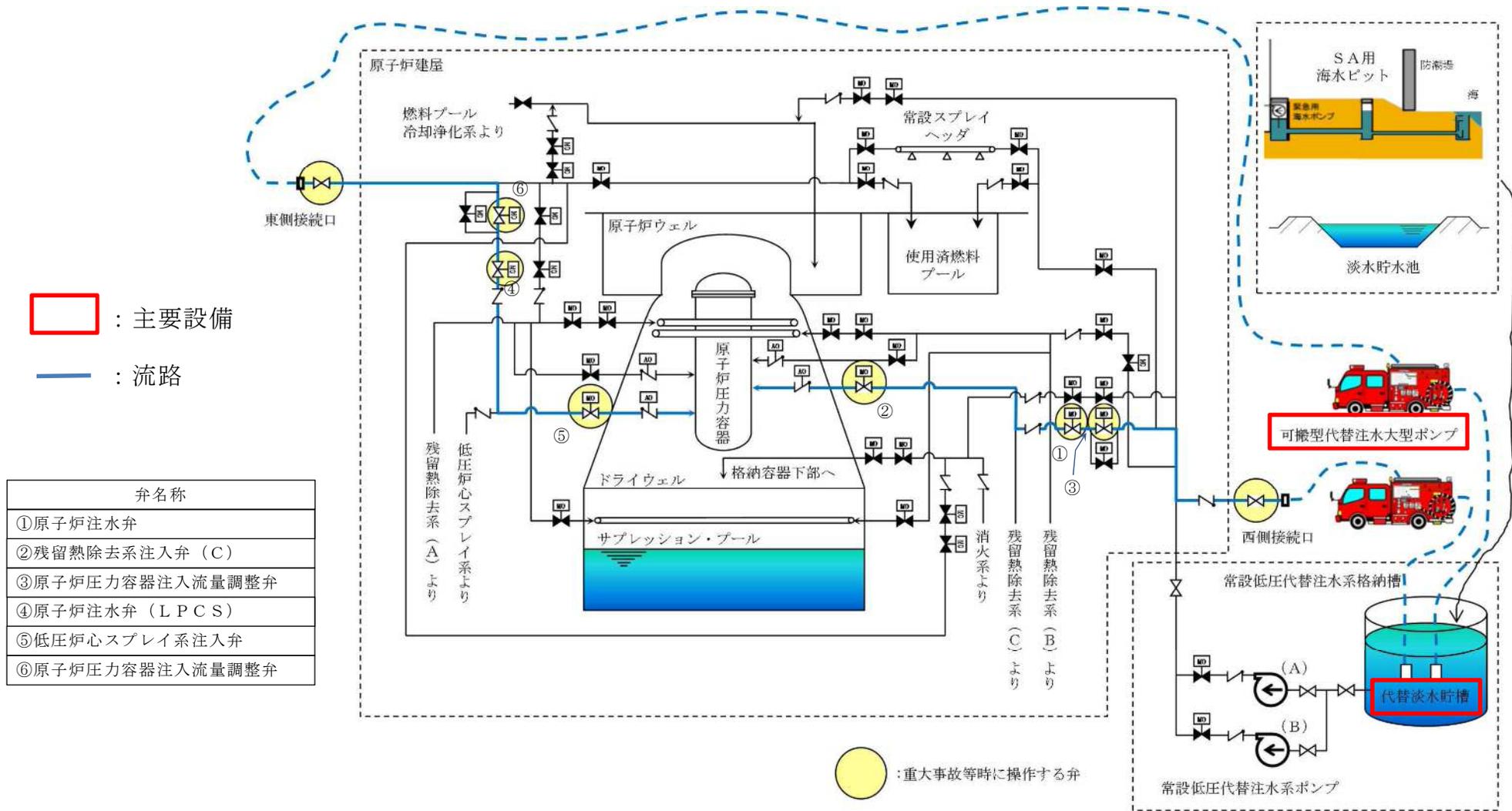
重大事故等時においては、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系及び手動による原子炉減圧操作と連携し、代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水大型ポンプで注水することにより炉心を冷却する設計とする。

本系統に属する重大事故等対処設備を第3.4-9表に、本系統全体の概要図を第3.4-3図に示す。

可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動し、付属する操作スイッチにより起動できる設計とする。燃料は可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて給油できる設計とする。

また、防潮堤内側の取水箇所（SA用海水ピット、淡水貯水池A、B）から取水可能な設計とする。なお、水源については、「3.13重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」で示す。

可搬型代替注水大型ポンプを使用する際に接続する接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、位置的分散を考慮し、原子炉建屋の異なる面（原子炉建屋東側及び西側）の隣接しない位置に設置する。



第 3.4-3 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図

第 3.4-9 表 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		可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】 代替淡水貯槽【常設】* <sup>1</sup>
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	低圧代替注水系配管・弁【常設】 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ【常設】 残留熱除去系（C）配管・弁【常設】 ホース【可搬】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備* <sup>2</sup> （燃料補給設備含む）	可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
	計装設備* <sup>3</sup>	原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（S A 広帯域）【常設】 原子炉水位（S A 燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（S A）【常設】 低圧代替注水系原子炉注水流量【常設】 代替淡水貯槽水位【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）」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の操作に必要な計装設備。なお、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

#### (1) 可搬型代替注水大型ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・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
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

種 類	: うず巻形
容 量	: 約1,320m <sup>3</sup> /h/個
全 揚 程	: 約140m
最高使用圧力	: 1.4MPa[gage]
最高使用温度	: 60°C
原 動 機 出 力	: 847kW/個
個 数	: 4(予備2)
設 置 場 所	: 屋外
保 管 場 所	: 西側及び南側保管場所

## (2) 代替淡水貯槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

個 数 : 1

容 量 : 約5,000m<sup>3</sup>

種 類 : ライニング槽

取 付 箇 所 : 常設低圧代替注水系格納槽内

### 3.4.2.2.3 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）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレー系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，第3.4-10表で示すとおり，多様性及び位置的分散を図る設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，西側及び南側保管場所に保管することで，原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系ポンプ，低圧炉心スプレー系ポンプ及び低圧代替注水系格納槽内に設置する常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図る設計とする。また，重大事故等時の使用時において，可搬型代替注水大型ポンプの冷却水は自己冷却とすることで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ，低圧炉心スプレー系ポンプの冷却水（残留熱除去系海水系）及び常設低圧代替注水系ポンプに対し多様性を確保する設計とする。

駆動源については，ディーゼルエンジン駆動とすることで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレー系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）並びに常設低圧代替注水系ポンプの電源である常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置に対し多様性を確保する設計とする。

水源については，常設低圧代替注水系格納槽内に設置する代替淡水貯槽を使用することで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレー系ポンプの水源である，原子炉建屋原子炉棟内のサブプレッション・プールに対し，多様性及び位置的分散を図る設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は，第3.4-11表で示すとおり，地震，津波，火災，溢水による共通要因故障を防止するために，独立性を確保する設計とする。

なお、故障時及び保守点検時の予備として、低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは予備を有する設計とする。

第 3.4-10 表 多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備	
		低圧炉心 スプレイ系	残留熱除去系 (低圧注水系及 び原子炉停止時 冷却系)	低圧代替注水系 (常設)
ポンプ	低圧炉心スプレ イ系ポンプ	残留熱除去系 ポンプ	常設低圧代替 注水系ポンプ	可搬型代替注水 大型ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟 地下 2 階		常設低圧代替注水 系格納槽内	西側及び南側 保管場所
水源	サプレッション・プール		代替淡水貯槽	代替淡水貯槽
	原子炉建屋原子炉棟		常設低圧代替注水 系格納槽内	常設低圧代替 注水系格納槽内
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)
冷却水	残留熱除去系海水系		不要 (自然冷却)	自己冷却
駆動電源	非常用ディーゼル 発電機		常設代替高圧電源 装置	不要 (ディーゼルエ ンジン)
	原子炉建屋付属棟地下 1 階		屋外	西側及び南側 保管場所

第 3.4-11 表 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備		重大事故防止設備
		残留熱除去系 (低圧注水系及び原子炉停止時冷却系)	低圧炉心 スプレイ系	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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系は耐震 S クラス設計とし、重大事故防止設備である低圧代替注水系（可搬型）は、基準地震動 S <sub>s</sub> で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 S <sub>s</sub> が共通要因となり故障することのない設計とする。		
	津波	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）は防潮堤及び浸水防護設備の設置により、重大事故防止設備である低圧代替注水系（可搬型）は、防潮堤及び浸水防護設備の設置に加え、高台の可搬型設備保管場所への配備により、津波が共通要因となって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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備である低圧代替注水系（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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備である低圧代替注水系（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。）		

#### 3.4.2.2.4 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（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、西側及び南側保管場所に保管し、重大事故等時に、水源である代替淡水貯槽付近の屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件を考慮し、以下の第3.4-12表のとおり設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの操作は、可搬型代替注水大型ポンプに付属する操作スイッチにより、設置場所にて操作可能である。

風（台風）、竜巻による荷重については、当該荷重を考慮しても機能維持できる設計とする。積雪・火山の影響については、適切に除雪・除灰する運用とする。

また、降水及び凍結により機能を損なうことのないよう、防水対策が取られた可搬型代替注水大型ポンプを使用し、凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

(47-7-1, 2)

第 3.4-12 表 想定する環境条件

環境条件	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及び凍結対策を考慮した設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。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した設計とする。
地震	保管場所で想定される適切な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する。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	保管場所で想定される風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，火山の影響による荷重を考慮し，機器が損傷しない設計とする。また，設置場所で想定される風（台風），積雪による荷重を考慮した設計とする。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(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・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）を運転する場合は、可搬型代替注水大型ポンプを、水源である代替淡水貯槽近傍に配置するとともにホース接続を実施し、系統構成として、残留熱除去系注入弁（C）（又は低圧炉心スプレイ系注入弁）、原子炉注水弁（又は原子炉注水弁（LPCS））、原子炉压力容器注水流量調整弁の開操作を実施した後、原子炉建屋東側又は西側接続口の弁を開とし、可搬型代替注水大型ポンプ付属の操作スイッチによりポンプを起動することで原子炉注水を行う。低圧代替注水系（可搬型）の操作に必要なポンプ、弁及びホースを第3.4-13表に示す。

このうち、原子炉建屋東側又は西側接続口の弁については、接続口が設置されている原子炉建屋東側又は西側から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ付属の操作スイッチを操作するにあたり、重大事故等対応要員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作スイッチは、機器の名称等を表示した銘板の取付け等により識別可能とし、重大事故等対応要員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、設置場所にて車両の転倒防止装置及び輪留め等による固定が可能な設計

とする。

ホースの接続作業にあたっては、特殊な工具は必要とせず、簡便な接続金物並びに一般的な工具により、確実に接続が可能な設計とする。

(47-7-1, 2, 47-9-1~4)

第 3.4-13 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	起動停止	スイッチ操作	屋外設置場所
接続口の弁 (原子炉建屋東側又は西側)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口近傍
原子炉注水弁又は原子炉注水弁 (L P C S)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
原子炉圧力容器注水流量調整弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
残留熱除去系注入弁 (C) (又は低圧炉心スプレイ系注入弁)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
ホース	ホース接続	人力接続	屋外

(3) 試験・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、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 操作性及び検査性について」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、第3.4-14表に示すように、原子炉運転中又は停止中に、機能・性能検査、弁動作確認、分解検査が可能な設計とする。

機能・性能確認においては、淡水貯水池を水源とし、可搬型代替注水大型ポンプ、仮設圧力計・流量計、ホースの系統構成で循環運転が可能なテストラインを設けることで、ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え、運転時の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。ポンプ及び弁については、機能・性能検査等に合わせて外観の確認が可能な設計とする。ホースについては、機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、ジョイント部の腐食等が無いことを確認可能な設計とする。

弁については、原子炉運転中又は停止中に弁動作確認を実施することで、弁の開閉動作を確認可能な設計とする。

ポンプを搭載する車両については、走行状態に異常のないことを確認できる設計とする。

第 3.4-14 表 低圧代替注水系（可搬型）の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁・ホースの漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	ポンプを搭載する車両の走行状態確認

(47-5-3)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

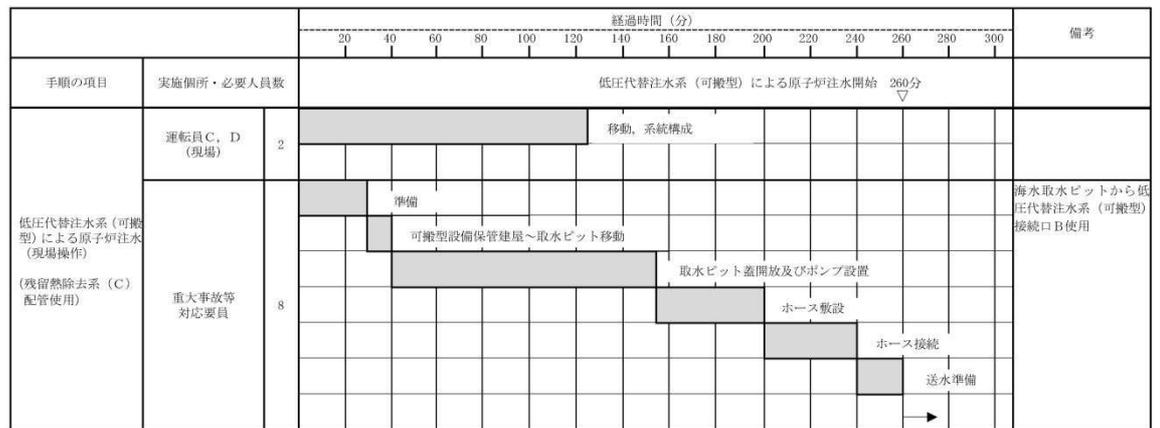
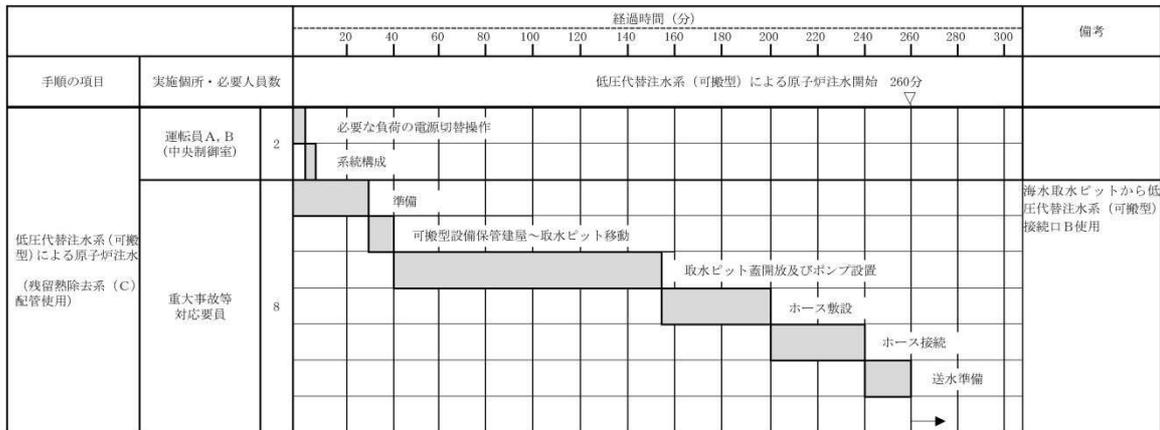
本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、通常待機時は接続先の系統と分離された状態で西側及び南側保管場所に保管し、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ使用時の移動，設置，起動操作及び系統への接続に必要な弁操作については，原子炉圧力容器への低圧代替注水が必要となるまでの間に，第3.4-4図で示すタイムチャートのとおり速やかに操作が可能な設計とする。



### 第 3.4-4 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却

#### タイムチャート\*

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.4で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，通常時は接続先の系統と分離された状態で保管することで，他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。

低圧代替注水系（可搬型）により注水を行う場合は，弁操作によって通常時の系統構成から重大事故等対象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。

可搬型代替注水大型ポンプは，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。設置場所においては，車両転倒防止装置又は輪止めにより固定することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，可搬型代替注水大型ポンプは，固縛等によ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。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれ

が少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を第3.4-15表に示す。このうち，屋外で操作する可搬型代替注水大型ポンプ，原子炉建屋東側又は西側接続口の弁，ホースは屋外に設置する設計とするが，作業は放射線量が高くなるおそれが少ないタイミングで実施可能であることから操作が可能である。また，作業に当たっては，放射線量を確認し，適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は，線源からの離隔距離をとること，線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより，これらの設備の設置及び常設設備との接続が可能である。

第 3.4-15 表 操作対象機器

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	屋外設置場所	屋外設置場所
接続口の弁 (原子炉建屋東側又は西側)	屋外接続口近傍	屋外接続口近傍
原子炉注水弁又は原子炉注水弁 (L P C S)	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
原子炉圧力容器注水流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
低圧炉心スプレイ系注入弁 又は残留熱除去系注入弁 (C)	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
ホース	屋外	屋外

### 3.4.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水量を有する設計とする。

注水量としては、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、低圧代替注水系（可搬型）を用いる、全交流動力電源喪失（長期T B）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている原子炉への注水流量が、最大 $110\text{m}^3/\text{h}$ であることから、ポンプ1個あたり $1,320\text{m}^3/\text{h}$ 以上を注水可能な設計とし、1個使用する設計とする。

揚程（吐出圧力）としては、有効性が確認されている原子炉への注水流量における圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し、約140mの揚程を確保可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において注水等に必要な

容量を有するものを1個と水の移送に必要な容量を有するものを1個と同時に使用するために1セット2個使用する。保有数は2セットで4個と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2個の合計6個を保管する。但し、予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

可搬型代替注水大型ポンプは、他系統への注水と同時に使用する場合でも、各々の必要流量が確保可能な設計とする。

(47-6-5～7)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水大型ポンプ側のホースと接続口については、フランジ接続にすることで、一般的に使用され

る工具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。また、原子炉建屋東側接続口と原子炉建屋西側接続口の口径を統一し、確実に接続できる設計とする。

(47-7-1, 2)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

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

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプの接続箇所である接続口は、重大事故等時の環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため，原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に設置することとし，原子炉建屋東側に1箇所，原子炉建屋西側に1箇所設置し，合計2箇所を設置することで，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設計とする。

(47-7-1, 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。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、屋外で使用する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが、仮に線量が高い場合は、線源からの離隔距離をとること、線量を測定し線量が低い位置に配置することにより、これら設備の設置場所への設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。また、接続口及びホースの現場での接続作業に当たっては、簡便なフランジ接続により、一般的な工具等を用い確実かつ速やかに接続可能とすることで、作業線量の低減を考慮した設計とする。

(47-7-1, 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，悪影響防止等について」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，残留熱除去系ポンプ，低圧炉心スプレイ系ポンプ及び低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図り，発電所敷地内の西側及び南側保管場所に保管する設計とする。

(47-8-1, 2)

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第43条第3項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（可搬）の可搬型代替注水大型ポンプは、通常時は西側及び南側保管場所に保管しており、想定される重大事故等が発生した場合における、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、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確保する。

なお、アクセスルートの詳細については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての「1.0 重大事故等対策における共通事項」添付資料1.0.2「東海第二発電所 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」で示す。

(47-9-1～4)

(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，悪影響防止等について」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系），低圧炉心スプレイ系と常設重大事故防止設備の低圧代替注水系（常設）に対し、多様性及び位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については、3.4.2.2.3項に記載のとおりである。

### 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（低圧注水系）

##### 3.4.3.1.1 設備概要

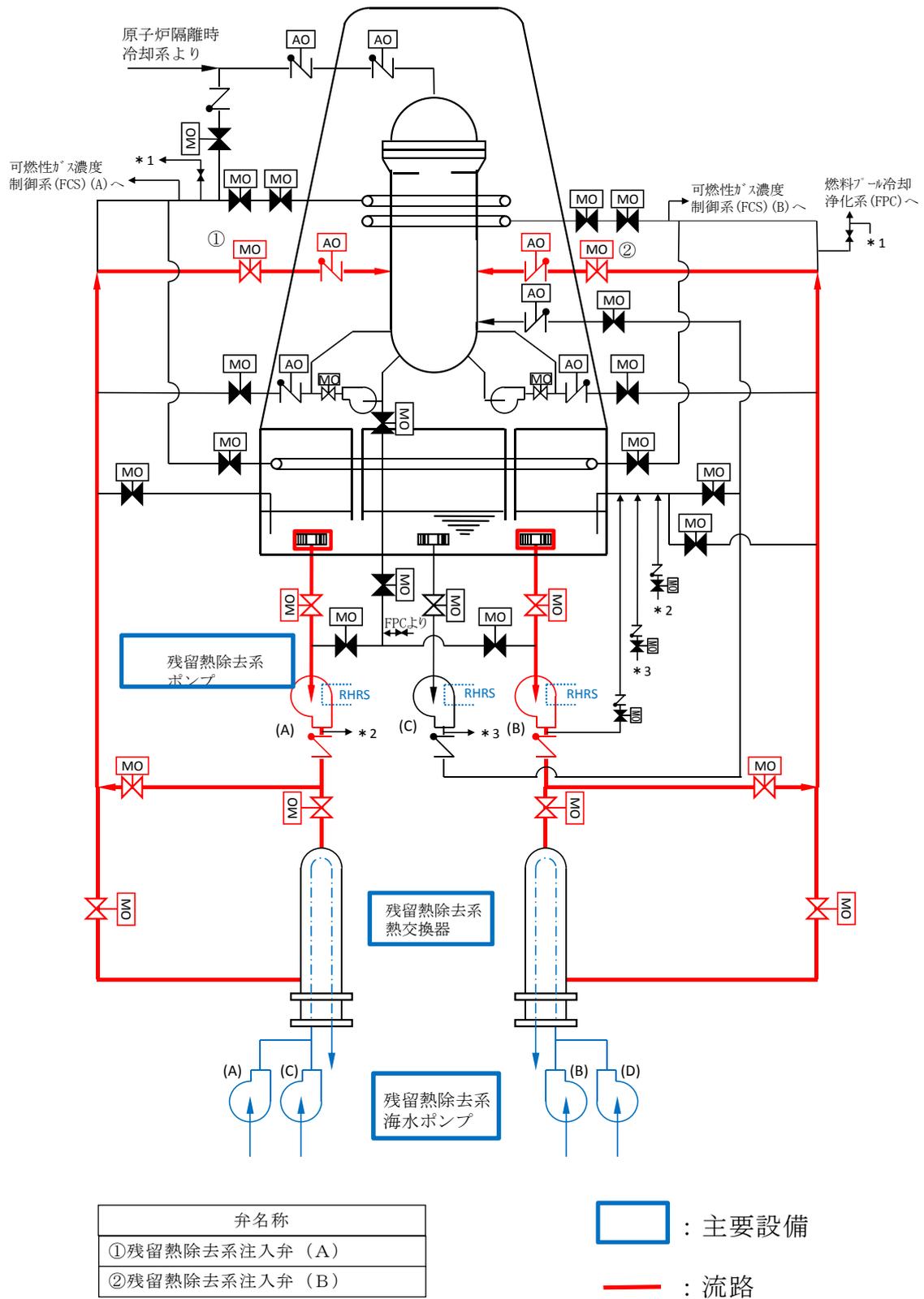
残留熱除去系（低圧注水系）は、非常用炉心冷却系の1つである。非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し、ジルコニウム-水反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち、残留熱除去系（低圧注水系）、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び自動減圧系で構成する。

本システムは、電動ポンプ3個、熱交換器2基、配管・弁等からなり、冷却材喪失事故時には、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び自動減圧系と連携して、炉心を冷却する機能を有する。

本システムは、3個の残留熱除去系ポンプで構成し、原子炉水位低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・チェンバのプール水を原子炉圧力容器内（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第3.4-5図に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第3.4-16表に示す。

本システムは設計基準事故対処設備であるが、想定される重大事故等においてその機能を考慮するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。また、残留熱除去系（低圧注水系）は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機からの給電に加え、代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置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。



第 3.4-5 図 残留熱除去系（低圧注水系）系統概要図

第 3.4-16 表 残留熱除去系（低圧注水系）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		残留熱除去系ポンプ【常設】 残留熱除去系海水ポンプ【常設】*1 残留熱除去系熱交換器【常設】 サプレッション・プール【常設】*2
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	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 (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【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】 原子炉水位（SA広帯域）【常設】 原子炉水位（SA燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】	

\*1：残留熱除去系海水系設備については、「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。

\*2：水源については、「3.13重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*3：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原子炉格納容器破損防止対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお、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

主要設備の機器仕様を以下に示す。

#### (1) 残留熱除去系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

容 量 : 約1,690m<sup>3</sup>/h (1個当たり)

全 揚 程 : 約85m

個 数 : 3

取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

#### (2) 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

基 数 : 2

伝 熱 容 量 : 19.4×10<sup>3</sup>kW (1基当たり)

取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

### (3) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

個 数 : 4

容 量 : 約885.7m<sup>3</sup>/h (1個当たり)

全 揚 程 : 約184.4m

### (4) サプレッション・プール

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

個 数 : 1

容 量 : 約3,400m<sup>3</sup>

### 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、多様性及び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である常設代替高圧電源装置からの給電により残留熱除去系（低圧注水系）を復旧させる場合については、残留熱除去系（低圧注水系）は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の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（低圧注水系）に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。なお、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置の多様性及び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。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設として使用する場合と同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。

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及び残留熱除去機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水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の設計である。

基本方針については、「2.3.2容量等」に示す。

また、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水として使用する水源のサプレッション・プールは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水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の設計である。

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される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、第3.4-17表 に示す設計である。

第 3.4-17 表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である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	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを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），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

また，残留熱除去系ポンプ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。

残留熱除去系（低圧注水系）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時においても使用する設計とする。また，残留熱除去系ポンプは，テストラインにより原子炉の運転中に機能・性能検査が可能な設計である。残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，停止中に分解検査及び外観検査を実施可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

### 3.4.3.2 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）

#### 3.4.3.2.1 設備概要

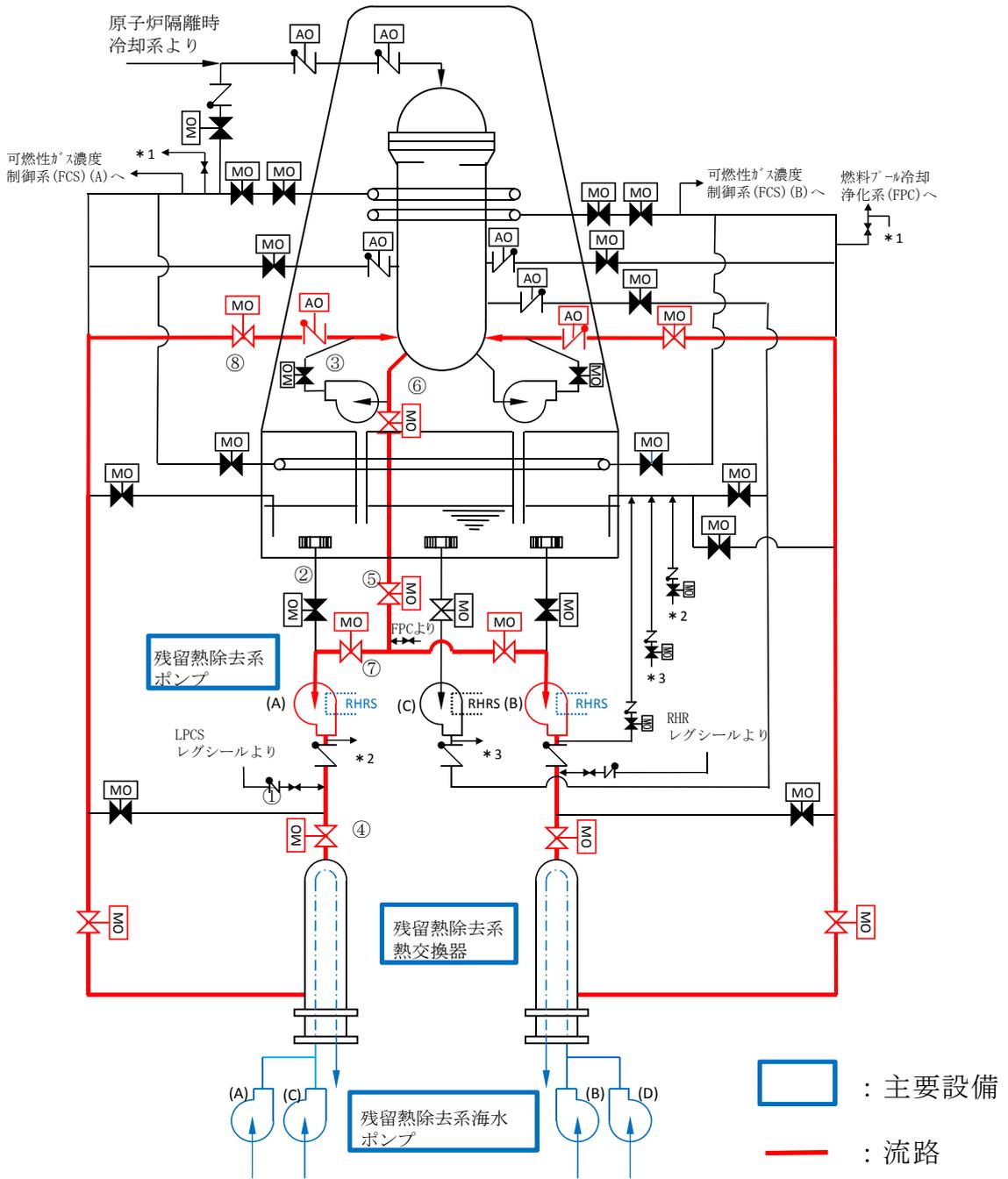
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、（A）（B）の2ループから構成され、熱交換器2基、電動ポンプ2個、配管・弁等からなり、原子炉停止後、炉心崩壊熱及び原子炉圧力容器、配管、冷却材中の残留熱を除去して、原子炉を冷却するためのものである。

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

本システムの系統概要図を第3.4-6図に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第3.4-18表に示す。

本システムは設計基準事故対処設備であるとともに、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）と位置付ける。

また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機からの給電に加えて、代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置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。



弁名称	弁名称
① 残留熱除去系レグシールライン弁	⑤ 残留熱除去系外側隔離弁
② 残留熱除去系ポンプ入口弁	⑥ 残留熱除去系内側隔離弁
③ 原子炉再循環ポンプ出口弁	⑦ 残留熱除去系ポンプ停止時冷却ライン入口弁
④ 残留熱除去系熱交換器入口弁	⑧ 残留熱除去系ポンプ停止時冷却注入弁

第 3.4-6 図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）系統概要図

第 3.4-18 表 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に関する  
重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分		設備名
主要設備		残留熱除去系ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 残留熱除去系海水ポンプ【常設】*1
関連設備	付属設備	—
	水源	原子炉圧力容器【常設】
	流路	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ【常設】 再循環系配管【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	付属設備	—
	電源設備*2 (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備*3	残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 ドライウェル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】

- \*1：残留熱除去系海水系設備については、「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。
- \*2：電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- \*3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお、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

主要設備の機器仕様を以下に示す。

#### (1) 残留熱除去系ポンプ

兼用する設備については、「3.4.3.1.2 主要設備の仕様(1)残留熱除去系ポンプ」に記載のとおり。

容 量 : 約1,690m<sup>3</sup>/h (1個当たり)

全 揚 程 : 約85m

個 数 : 2

取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

#### (2) 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備については、「3.4.3.1.2 主要設備の仕様(2)残留熱除去系熱交換器」に記載のとおり。

基 数 : 2

伝 熱 容 量 : 19.4×10<sup>3</sup>kW (1基当たり)

取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

#### (3) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備については、「3.4.3.1.2 主要設備の仕様(3)残留熱除去系海水ポンプ」に記載のとおり。

個 数 : 4

容 量 : 約885.7m<sup>3</sup>/h (1個当たり)

全 揚 程 : 約184.4m

### 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、多様性及び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である常設代替高圧電源装置からの給電により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧させる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の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（原子炉停止時冷却系）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である常設代替高圧電源装置の多様性及び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（原子炉停止時冷却系）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。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉圧力容器への注水として使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系海水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及び残留熱除去機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量に対して十分であるため、設計基準事故対処

設備と同仕様の設計である。

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される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、第3.4-19表に示す設計である。

第 3.4-19 表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉建屋原子炉棟に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

また，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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時においても使用する設計である。また，残留熱除去系ポンプは，テストラインにより系統の機能・性能検査が可能な設計である。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，原子炉の運転中に機能・性能検査を，また停止中に分解検査及び外観検査が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・検査性について」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重大な損傷を防止し、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、残留熱除去系（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。

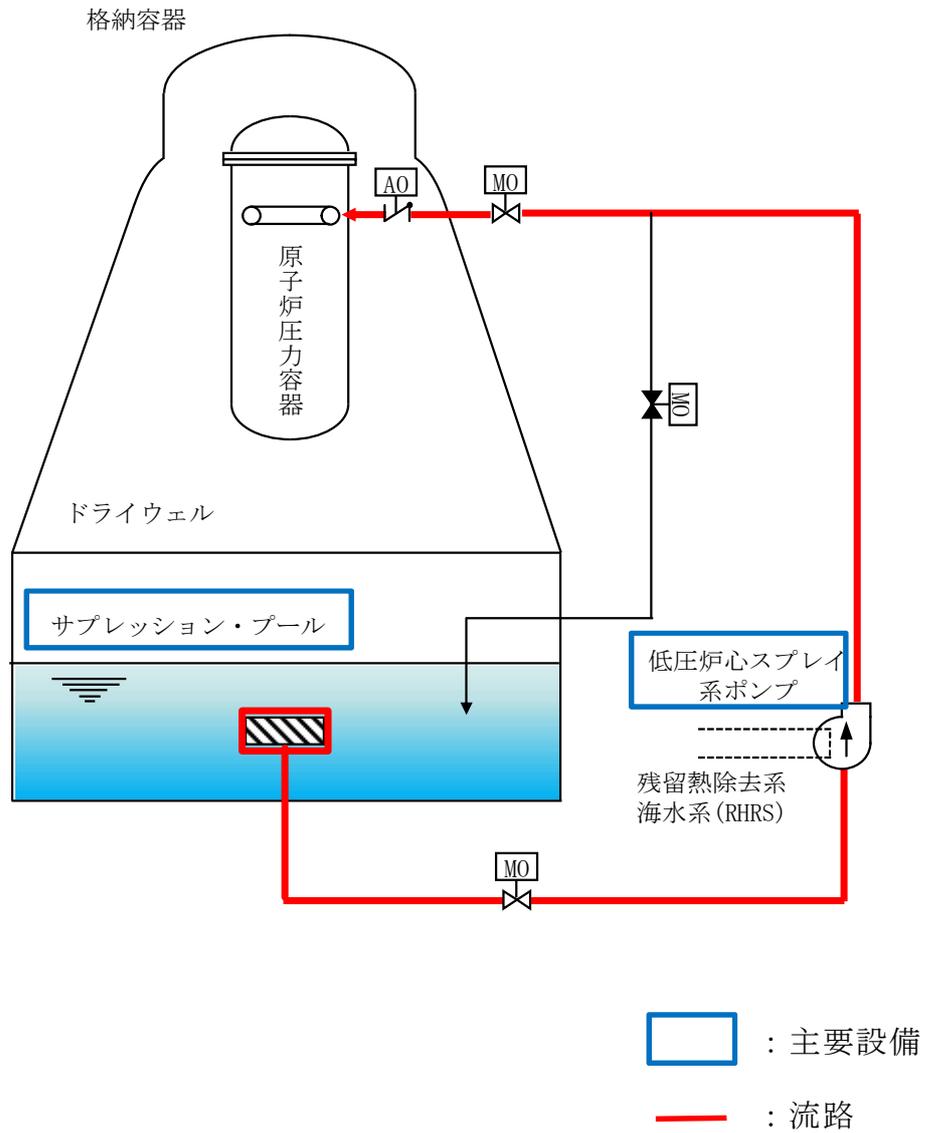
低圧炉心スプレイ系は、電動ポンプ1個、配管・弁等からなり、冷却材喪失事故時には、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系と連携して、炉心を冷却する機能を有する。

本系統は、1ループからなっており、原子炉水位低又はドライウエル圧力高の信号で作動を開始し、サプレッション・プールの水を原子炉圧力容器内に注水し、炉心を冷却する。

本系統の系統概要図を第3.4-7図に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第3.4-20表に示す。

本系統は設計基準事故対処設備であるが、想定される重大事故等においてその機能を考慮するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

また、残留熱除去系（低圧炉心スプレイ系）は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機からの給電に加え、代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置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。



第 3.4-7 図 低圧炉心スプレイ系 系統概要図

第 3.4-20 表 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】 サプレッション・プール【常設】*1
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	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 (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【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】 原子炉水位（S A 広帯域）【常設】 原子炉水位（S A 燃料域）【常設】 低圧炉心スプレイ系系統流量【常設】 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】	

\*1: 水源については、「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2: 電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*3: 主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお、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

主要設備の機器仕様を以下に示す。

#### (1) 低圧炉心スプレイ系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

容 量 : 約1,440m<sup>3</sup>/h

全 揚 程 : 約205m

個 数 : 1

取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

#### (2) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備については、「3.4.3.1.2 主要設備の仕様(3)残留熱除去系海水ポンプ」に記載のとおり。

個 数 : 4

容 量 : 約885.7m<sup>3</sup>/h (1個当たり)

全 揚 程 : 約184.4m

#### (3) サプレッション・プール

兼用する設備については、「3.4.3.1.2 主要設備の仕様(4)サプレッション・プール」に記載のとおり。

個 数 : 1

容 量 : 約3,400m<sup>3</sup>

### 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、多様性及び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である常設代替高圧電源装置からの給電により低圧炉心スプレイ系を復旧させる場合は、低圧炉心スプレイ系は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機からの給電により起動する低圧炉心スプレイ系に対して、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である常設代替高圧電源装置の多様性及び位置的分散については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」に示す。

低圧炉心スプレイ系は、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。

低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水として使用する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を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水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の設計である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

また、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水として使用する水源のサプレッション・プールは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水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の設計である。

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される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、第3.4-21表 に示す設計である。

第 3.4-21 表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水するシステムへの影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風），竜巻，積雪，火山	原子炉建屋原子炉棟に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

また，低圧炉心スプレイ系は中央制御室にて操作可能な設計とする。

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は，設計基準事故対処設備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，低圧炉心スプレイ系ポンプは，テストラインによりシステムの機能・性能検査が可能な設計である。また，原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が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・検査性について」に示す。

### 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

基準適合への対応状況

## 5. 原子炉冷却系統施設

### 5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

#### 5.10.1 概要

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

また、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール水冷却系）が使用できる場合は、重大事故等対処設備として使用する。

原子炉停止時冷却系については、「5.9 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」、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール水冷却系については、「9.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の系統概要図を第 5.10-1 図及び第 5.10-2 図に示す。

#### 5.10.2 設計方針

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として以下の重大事故防止設備（格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱、耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱及び緊急用海水系による除熱）を設ける。

##### (1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱）として、格納容器圧力逃がし装置を使用する。

本系統の詳細については、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

b. 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱）として、耐圧強化ベント系を使用する。

耐圧強化ベント系は、サブプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系を經由して、排気筒に隣接して同じ高さまで設ける非常用ガス処理系排気筒を通して放出することで、格納容器内に蓄積した熱を大気へ輸送できる設計とする。

耐圧強化ベント系は、格納容器のサブプレッション・チェンバ側及びドライウエル側のいずれからも排気できる設計とする。

ドライウエル側からのベントを行った際には、サブプレッション・チェンバ内の格納容器内雰囲気ガスは真空破壊弁（サブプレッション・チェンバ→ドライウエル）を經由してドライウエルへ排出される設計とする。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置する隔離弁（一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）、一次隔離弁（ドライウエル側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁）は電動弁とし、常

設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とするとともに、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）、一次隔離弁（ドライウエル側）については駆動部に遠隔人力操作機構を設け、原子炉建屋原子炉棟外から手動操作できる設計とする。

なお、サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエルからの排気では、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型設備用軽油タンク（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリ（10.2 代替電源設備）

耐圧強化ベント系を構成する真空破壊弁（サプレッション・チェンバ→ドライウエル）、不活性ガス系の配管・弁及び原子炉建屋ガス処理系の配管・弁は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

その他、設計基準対象施設である格納容器を重大事故防止設備として使用する。

## (2) サポート系故障時に用いる設備

### a. 緊急用海水系による除熱

全交流動力電源の喪失及び残留熱除去系海水ポンプの故障等により最

終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（緊急用海水ポンプによる除熱）として、緊急用海水系の緊急用海水ポンプ並びに残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール水冷却系）の残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器を使用する。

緊急用海水ポンプピットを水源とした緊急用海水ポンプは、残留熱除去系海水系を介して残留熱除去系熱交換器に冷却水を供給することで、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール水冷却系）で発生した熱を回収し、最終的な熱の逃がし場である海への熱の輸送ができる設計とする。

また、非常用取水設備の緊急用海水取水管、SA用海水ピット、海水引込み管及びSA用海水ピット取水塔を、海水を供給するための流路として使用する。

緊急用海水ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より代替所内電気設備である緊急用M/Cを經由して給電できる設計とする。

残留熱除去系ポンプは、常設代替高圧電源装置より緊急用M/C及びM/C 2C又はM/C 2Dを經由して給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・緊急用海水ポンプ
- ・残留熱除去系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を使用してベントを実施した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界

での線量評価を行うこととする。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性、位置的分散等の設計方針は適用しない。

常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリについては、「10.2 代替電源設備」に示す。

#### 5.10.2.1 多様性及び独立性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱に使用する格納容器圧力逃がし装置は、最終ヒートシンクへの熱の輸送で使用する残留熱除去系ポンプに対して、多様性を持つ設計とする。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、水源を必要としないことにより、残留熱除去系ポンプに対して、多様性を持つ設計とする。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を構成する主要設備は、原子炉建屋原子炉棟内において、残留熱除去系の残留熱除去系ポンプと異なる区画に設置する。これにより、残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

なお、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の配管及び弁の一部については、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系、格納容器スプレー冷却系及び原子炉停止時冷却系）の配管及び弁と同一階に設置するが、

残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系，格納容器スプレイ冷却系及び原子炉停止時冷却系）の配管及び弁とは区画された部屋に設置することにより，位置的分散を図る設計とする。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱に使用する重大事故防止設備の多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって，残留熱除去ポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

緊急用海水ポンプによる除熱に使用する緊急用海水ポンプは，最終ヒートシンクへの熱の輸送で使用する残留熱除去系海水ポンプに対して，多様性を持つ設計とする。

緊急用海水ポンプによる除熱に使用する緊急用海水ポンプは，常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより，非常用ディーゼル発電機より給電する残留熱除去系海水ポンプによる除熱に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。

緊急用海水ポンプは，地下格納槽内に設置することで，屋外の残留熱除去系海水ポンプと位置的分散を図る設計とする。

緊急用海水ポンプによる除熱に使用する重大事故防止設備の多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって，残留熱除去系海水ポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については「10.2 代替電源設備」に示す。

#### 5.10.2.2 悪影響防止

基本方針については，「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に

示す。

格納容器圧力逃がし装置については、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱に使用する耐圧強化ベント系は、不活性ガス系、原子炉建屋ガス処理系及び格納容器圧力逃がし装置が接続されている。通常時に使用する不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系については、隔離弁を閉状態とすることで、これらの系統の設備に対し、悪影響を及ぼさない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置については、通常時は使用しない系統であるため、隔離弁を通常開としても悪影響を及ぼすことはない。また、耐圧強化ベント系を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

緊急用海水ポンプによる除熱に使用する緊急用海水ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、弁操作等によって、設計基準対象施設として使用する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。

#### 5.10.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置については、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱に使用する耐圧強化ベント系は、想定される重大事故後約 16 時間後において、格納容器内で発生する蒸気を排気し、その熱量分を除熱できる設計とする。

緊急用海水ポンプによる除熱に使用する緊急用海水ポンプは、残留熱除去

系海水ポンプが有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、残留熱除去系ポンプが起動可能な状況において、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うために必要なポンプ流量を有する設計とする。

緊急用海水ポンプによる除熱に使用する残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の残留熱除去系海水ポンプによる除熱と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

緊急用海水ポンプは、必要な流量を確保できる容量を有するものを1台設置するほか、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台を加え、合計2台を設置及び保管する。

#### 5.10.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置については、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

耐圧強化ベント系の操作は中央制御室で可能なほか、原子炉建屋原子炉棟外にて遠隔人力操作機構による操作又は設置場所において手動ハンドルにより操作可能な設計とする。

緊急用海水ポンプは、地下格納槽に設置し、想定される重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。

緊急用海水ポンプは、常時海水を通水するため、耐腐食性材料を使用する。また、緊急用海水ポンプによる海水を送水する系統は、異物の流入防止を考慮した設計とする。

緊急用海水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

#### 5.10.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器圧力逃がし装置については、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

耐圧強化ベント系を使用した格納容器内の減圧及び除熱において操作が必要な隔離弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウエル側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁）は、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能なほか、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウエル側）については、遠隔手動弁操作設備により原子炉建屋原子炉棟外にて手動操作が可能な設計とする。耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁については、設置場所にて手動操作が可能な設計とする。

緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系ポンプを使用した除熱を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替できる設計とする。緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

#### 5.10.3 主要設備及び仕様

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要設備及び仕様を第5.10-1表に示す。

#### 5.10.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱に使用する格納容器圧力逃がし装置については、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱に使用する耐圧強化ベント系は、他系統と独立した系統試験により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

緊急用海水系による除熱に使用する緊急用海水ポンプ、残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とする。

緊急用海水系による除熱に使用する残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器並びに残留熱除去系海水ポンプは、多重性のある試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、分解が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は、内部の確認が可能なようにフランジを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能な設計とする。

第 5.10-1 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備主要仕様

(1) 格納容器圧力逃がし装置

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
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・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

主要仕様については、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

(2) 耐圧強化ベント系

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

系 統 数	1
系統設計流量	約 48,000kg/h

(3) 緊急用海水系

a. 緊急用海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

主要仕様については、「5.9 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。

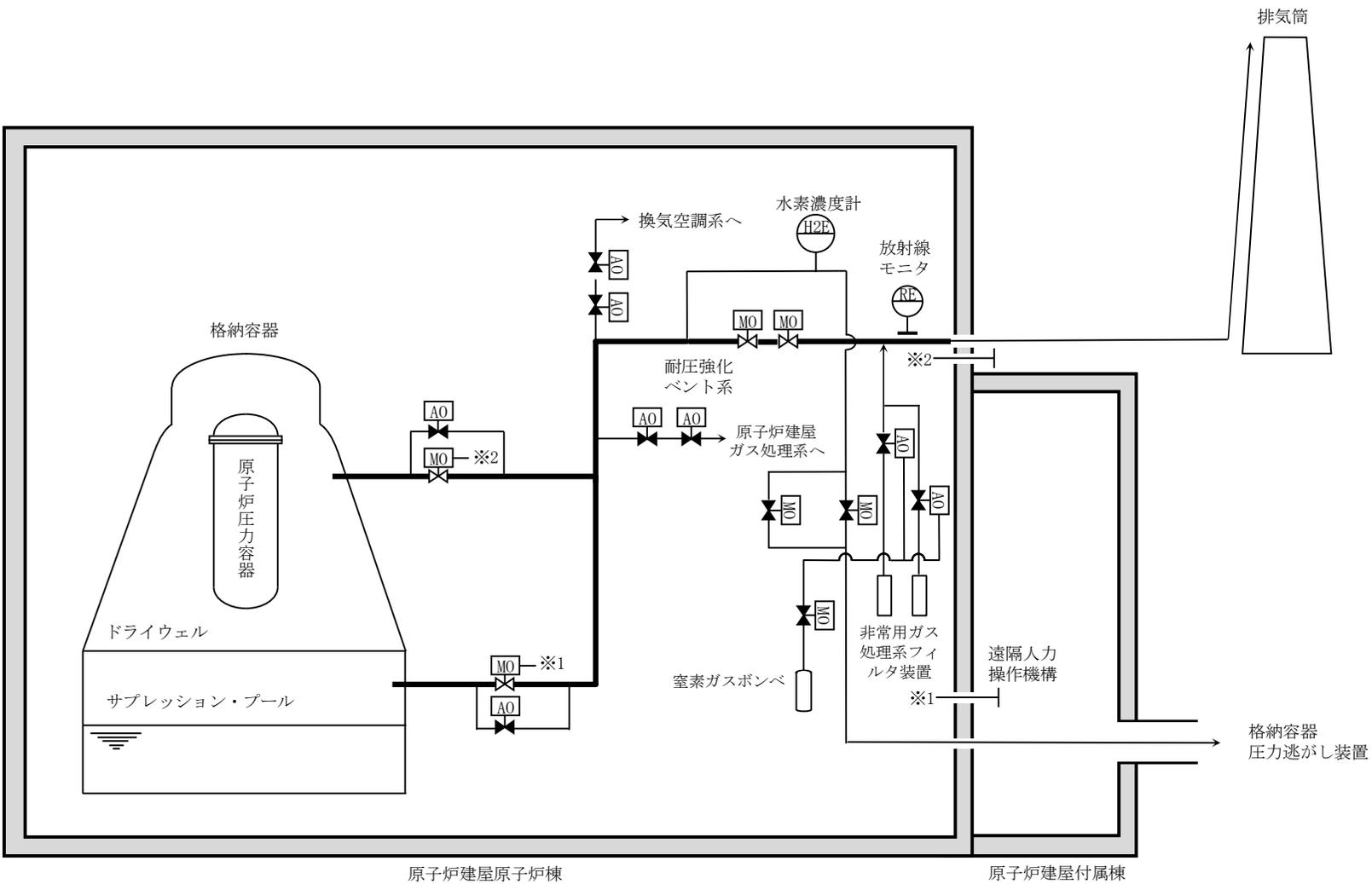
(4) 残留熱除去系熱交換器

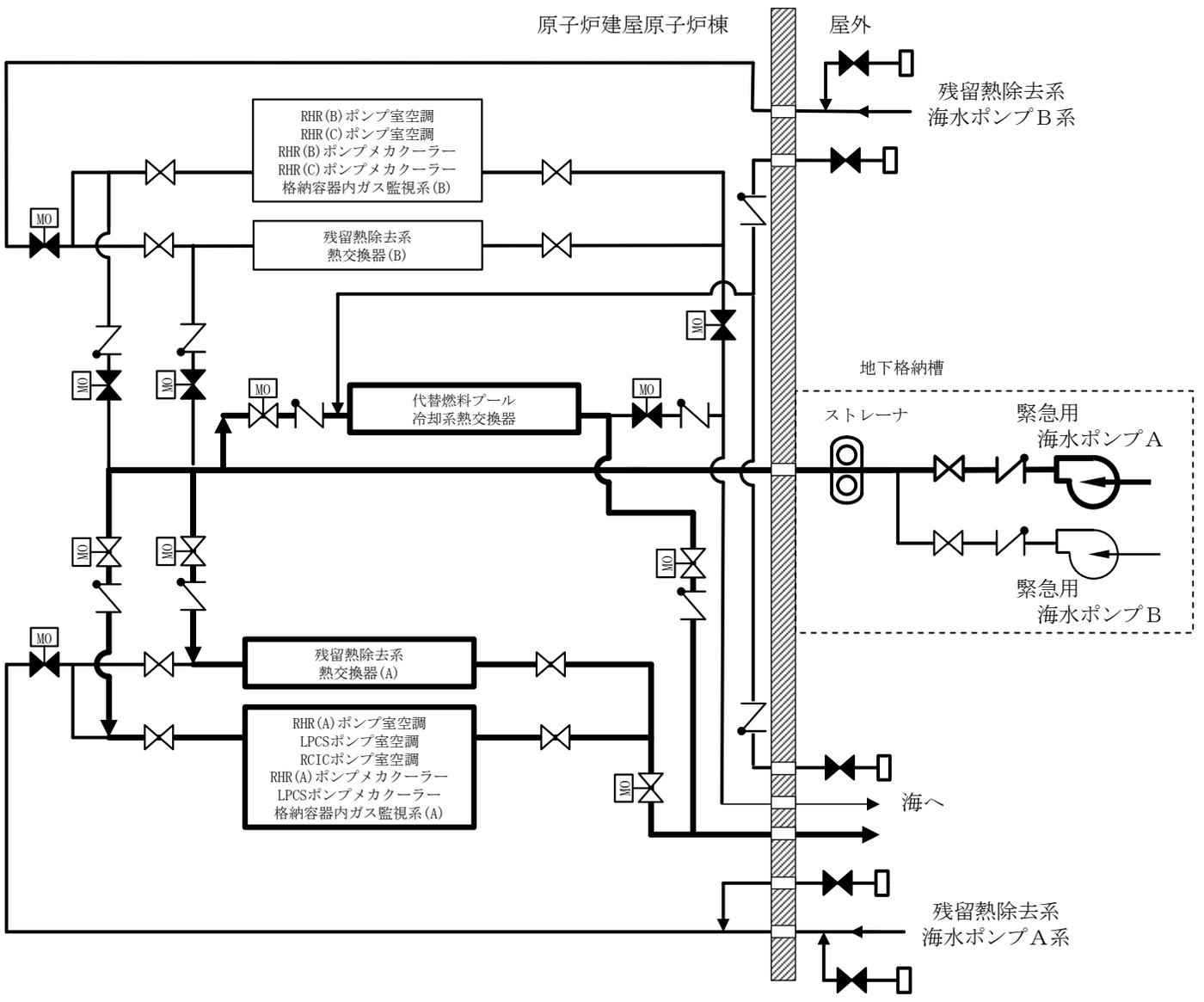
兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

主要仕様については、「5.9 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。

第 5.10-1 図 耐圧強化ベント系システム概要図





第 5.10-2 図 緊急用海水系系統概要図

48条-14

### 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

#### < 添付資料 目次 >

### 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

#### 3.5.1 設置許可基準規則第48条への適合方針

- (1) 緊急用海水系による除熱（設置許可基準規則解釈の第1項 a）, b）, c））
- (2) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（設置許可基準規則解釈の第1項 a）, b）, c）, d））
- (3) 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱（設置許可基準規則解釈の第1項 a）, b）, c）, d））
- (4) 残留熱除去系
- (5) 残留熱除去系海水系
- (6) 代替残留熱除去系海水系

#### 3.5.2 重大事故等対処設備

##### 3.5.2.1 緊急用海水系

###### 3.5.2.1.1 設備概要

###### 3.5.2.1.2 主要設備の仕様

- (1) 緊急用海水ポンプ

###### 3.5.2.1.3 緊急用海水系の多様性、独立性及び位置的分散の確保

###### 3.5.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

###### 3.5.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

- (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
  - (i) 要求事項

- (ii) 適合性
- (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
  - (i) 要求事項
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
  - (i) 要求事項
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性

3.5.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合状況（常設重大事故等対  
処設備の安全設計方針に対する適合性）

- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）
  - (i) 要求事項
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (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
  - ( ii ) 適合性
- 3.5.2.2 格納容器圧力逃がし装置
- 3.5.2.2.1 設備概要
  - 3.5.2.2.2 多様性，独立性及び位置的分散の確保
- 3.5.2.3 耐圧強化ベント系
- 3.5.2.3.1 設備概要
  - 3.5.2.3.2 主要設備の仕様
    - (1) 耐圧強化ベント系（配管及び弁）
  - 3.5.2.3.3 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保
  - 3.5.2.3.4 設置許可基準規則第43条への適合方針
    - 3.5.2.3.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針
      - (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
        - ( i ) 要求事項
        - ( ii ) 適合性
      - (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
        - ( i ) 要求事項
        - ( ii ) 適合性
      - (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
        - ( ii ) 適合性
      - (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
        - ( i ) 要求事項
        - ( ii ) 適合性
      - (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

( ii ) 適合性

(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

( ii ) 適合性

3.5.2.3.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針（常設重大事故等対  
処設備の安全設計方針に対する適合性）

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

( i ) 要求事項

( ii ) 適合性

(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

( ii ) 適合性

(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

( ii ) 適合性

3.5.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.5.3.1 残留熱除去系

3.5.3.1.1 設備概要

3.5.3.2 残留熱除去系海水系

3.5.3.2.1 設備概要

3.5.3.2.2 主要設備の仕様

(1) 残留熱除去系海水ポンプ

(2) 残留熱除去系熱交換器

3.5.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

### 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

#### 【設置許可基準規則】

(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)

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

(解釈)

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

a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。

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

c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッション・プールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。

また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃が

し弁による2次冷却系からの除熱により，最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。

- d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は，本規程第50条1b)に準ずること。また，その使用に際しては，敷地境界での線量評価を行うこと。

### 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

#### 3.5.1 設置許可基準規則第48条への適合方針

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備として、緊急用海水系、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を設ける。

- (1) 緊急用海水系による除熱（設置許可基準規則解釈の第1項 a）, b）, c））

設計基準事故対処設備である残留熱除去海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備として、緊急用海水系を設ける。

緊急用海水系は、津波の影響を受けない水密化した地下格納槽に設置する常設のポンプ等で構成する。

緊急用海水系の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散については3.5.2.1.3項に詳細を示す。

- (2) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（設置許可基準規則解釈の第1項 a）, b）, c）, d））

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送機能が喪失した場合においても、炉心

の著しい損傷等を防止するため，格納容器圧力逃がし装置を設置する。

当該設備は，残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）が使用不可能な場合に使用する設計とし，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）に対する多様性，独立性及び位置的分散を図った設計とする。（格納容器圧力逃がし装置の多様性，独立性及び位置的分散については，3.5.2.2.2項に詳細を示す。）

また，当該設備は設置許可基準規則第50条解釈の第1項 b の要求を満たすものとする。（設置許可基準規則第50条に対する適合方針に関しては，「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第50条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

当該設備を使用してベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して，予め敷地境界での線量評価を行うこととする。また，敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視，測定する設備を設けるものとする。（発電所敷地境界での線量監視設備に関しては，「3.17 監視測定設備（設置許可基準規則第60条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

- (3) 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱（設置許可基準規則解釈の第1項 a）， b）， c）， d））

設計基準事故対処備である残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送機能が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷等を防止するため，耐圧強化ベント系を設置する。

当該設備は，残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）が使用不可能な場合に使用する設計とし，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系)に対する多様性、独立性及び位置的分散を図った設計とする。(耐圧強化ベント系の設計基準事故対処設備多様性、独立性及び位置的分散については、3.5.2.4.2項に詳細を示す。)

当該設備を使用してベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して、予め敷地境界での線量評価を行うこととする。また、実際に重大事故等が発生した場合に、敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定する設備を設けるものとする。(発電所敷地境界での線量監視設備に関しては、「3.17 監視測定設備(設置許可基準規則第60条に対する設計方針を示す章)」に示す。)

また、炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した場合に、格納容器内で発生する水素及び酸素によって格納容器が水素爆発することを防止するため、適切なタイミングにて格納容器内の雰囲気ガスを排気するためにも使用する。(本設備については、「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(設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章)」に示す。)

その他、設計基準事故対処設備であるが、想定される重大事故等においてその機能を考慮するため、以下の設備を重大事故等対処設備(設計基準拡張)と位置付ける。

#### (4) 残留熱除去系

残留熱除去系は、通常原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去、原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし設置される設備であり、想定される重大事故等時においては、弁の切り替え操作によって

以下の3系統を使用する。

- a. 原子炉停止時冷却系
- b. 格納容器スプレイ冷却系
- c. サプレッション・プール水冷却系

原子炉停止時冷却系については、「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章）」、格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール水冷却系については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第49条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(5) 残留熱除去系海水系

残留熱除去系海水系は、海を水源とする残留熱除去系海水ポンプにて、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を介して海水を取水し、残留熱除去系に設置される残留熱除去系熱交換器に海水を送水するための設備である。海水中の異物等については、ポンプ出口に設置される海水ストレーナで除去可能な設計とする。

また、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するための自主対策設備として、以下を整備する。

(6) 代替残留熱除去系海水系

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能及び緊急用海水系の機能が喪失した際に、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損

(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備として、代替残留熱除去系海水系を整備する。

本設備は、車両の移動、設置及びホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、代替循環冷却系が使用可能であれば、代替残留熱除去系海水系にて残留熱除去系熱交換器に海水を送水することで、代替循環冷却系による原子炉の冷却手段として有効である。

本システムは、可搬型代替注水大型ポンプ、流路である配管・弁、燃料設備である可搬型設備用軽油タンク、タンクローリで構成され、流路を通じて残留熱除去系熱交換器に海水を供給し冷却を行う設計とする。

### 3.5.2 重大事故等対処設備

#### 3.5.2.1 緊急用海水系

##### 3.5.2.1.1 設備概要

緊急用海水系は、残留熱除去系海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、この機能を代替し、原子炉圧力容器及び格納容器からの除熱を行う設計とする。

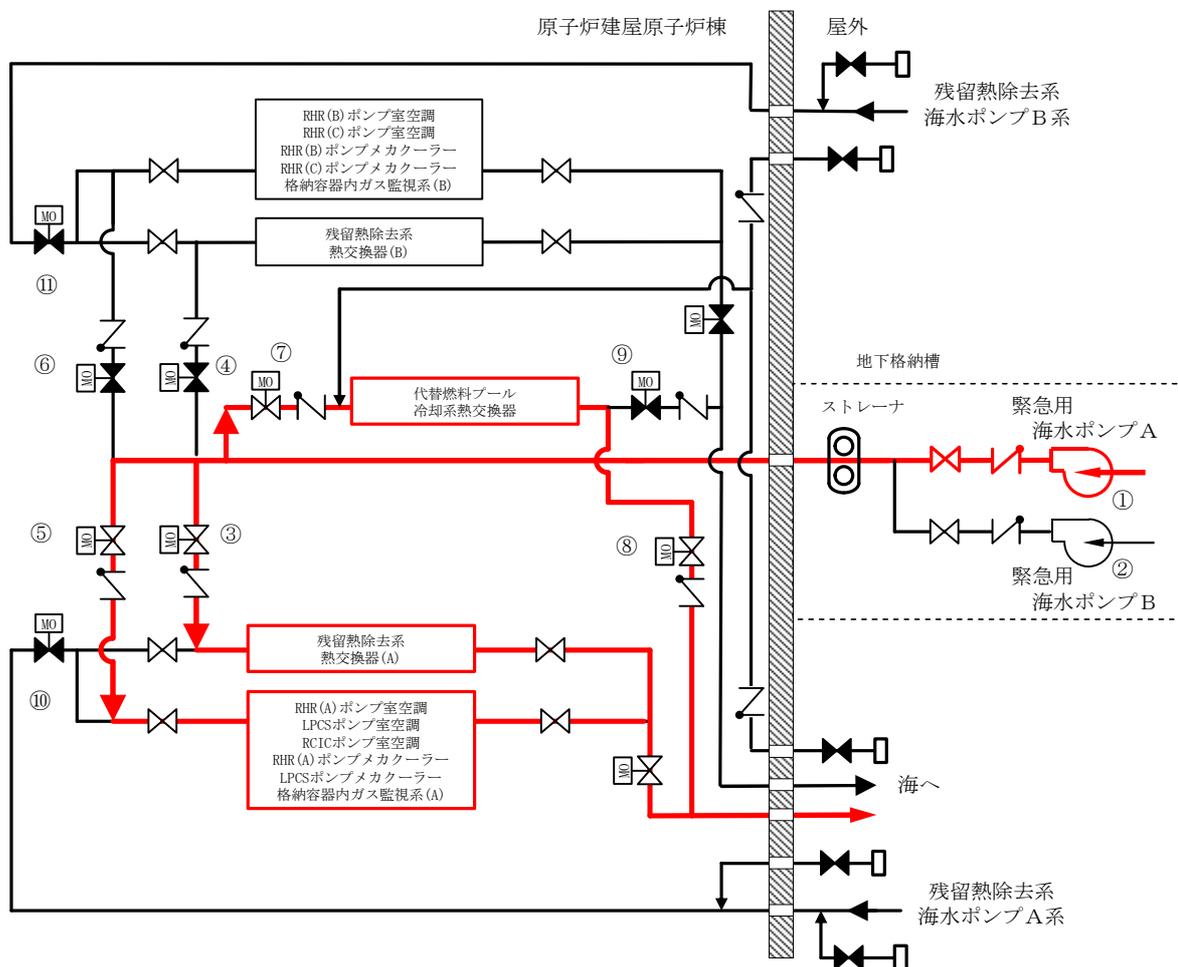
本系統は、緊急用海水ポンプ、流路である緊急用海水系配管・弁、残留熱除去系海水系配管・弁、非常用取水設備から構成される。

重大事故等時においては、緊急用海水系配管及び残留熱除去系海水系配管を介して残留熱除去系熱交換器に海水を供給し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系、サプレッション・プール冷却系）と連携して原子炉圧力容器及び格納容器からの除熱を行う設計とする。

本系統全体の概要図を第3.5-1図に、本系統に属する重大事故等対処設備を第3.5-1表に示す。

緊急用海水ポンプの電源は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できる設計とする。

- ・ 電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・ 計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。



機器名称		機器名称	
①	緊急用海水ポンプ(A)	⑦	緊急用海水系代替F P C系隔離弁
②	緊急用海水ポンプ(B)	⑧	緊急用海水系代替F P C系出口弁 (A)系
③	緊急用海水系RHR (A)系熱交換器隔離弁	⑨	緊急用海水系代替F P C系出口弁 (B)系
④	緊急用海水系RHR (B)系熱交換器隔離弁	⑩	残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁 (A)系
⑤	緊急用海水系RHR (A)系補機隔離弁	⑪	残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁 (B)系
⑥	緊急用海水系RHR (B)系補機隔離弁		

第3.5-1図 緊急用海水系 系統概要図

(残留熱除去系海水系A系及び代替燃料プール冷却系供給時)

第3.5-1表 緊急用海水系（常設）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		緊急用海水ポンプ【常設】 緊急用海水ストレーナ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】
関連設備	附属設備	—
	水源	—
	流路	緊急用海水系配管・弁【常設】 残留熱除去系海水系配管・弁【常設】 非常用取水設備 緊急用海水ポンプピット 緊急用海水取水管【常設】 S A用海水ピット【常設】 海水引込み管【常設】 S A用海水ピット取水塔【常設】
	注水先	—
	電源設備*1	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備*2	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）【常設】 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】

\*1:電源設備については、「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2:主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお、計装設備については「3.15計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.5.2.1.2 主要設備の仕様

#### (1) 緊急用海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

種	類	: ターボ型	
容	量	: 約844m <sup>3</sup> /h	
全	揚	程	: 約130m
最高使用圧力	: 2.45MPa [gage]		
最高使用温度	: 38°C		
個	数	: 1 (予備1)	
使用箇所	: 地下格納槽		
電動機出力	: 約510kW		

### 3.5.2.1.3 緊急用海水系の多様性、独立性及び位置的分散の確保

緊急用海水系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、第3.5-2表で示すとおり多様性及び位置的分散を図った設計とする。

緊急用海水ポンプは、原子炉建屋近傍の地下格納槽に設置することで、屋外に設置される残留熱除去系海水系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

緊急用ポンプの電源については、屋外に設置する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから供給可能とすることで、原子炉建屋付属棟内に設置される設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）に対し多様性及び位置的分散を図る設計とする。

緊急用海水ポンプのサポート系として、冷却水は自滑水とすることで、設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系ポンプと同時に機能喪失しない多様性を持たせた設計とする。

また、緊急用海水系は、第3.5-3表で示すとおり、地震、津波、火災、溢水による共通要因故障を防止するために独立性を確保する設計とする。

なお、流路を構成する静的機器である残留熱除去系海水系配管及び動的機器である弁については、

流路を構成する配管等の静的機器については、残留熱除去系海水系との接続箇所から負荷側を除く範囲で、独立性を確保する設計とする。また、電動弁については、現場での手動操作も可能な設計とすることで、駆動源の多様性を確保する設計とする。

第3.5-2表 多様性，多重性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		残留熱除去系海水系
ポンプ	残留熱除去系海水系ポンプ	緊急用海水ポンプ
	屋外	地下格納槽
水源	海水	海水
駆動用空気	不要	不要
潤滑油	不要(内包油)	不要(内包油)
冷却水	自滑水	自滑水
駆動電源	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備 (常設代替高圧電源装置)
	原子炉建屋附属棟地下1階	屋外

第3.5-3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	重大事故防止設備
		残留熱除去系海水系	緊急用海水系
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海水系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である緊急用海水系は基準地震動S <sub>s</sub> で機能維持できる設計とすることで、基準地震動S <sub>s</sub> が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系は防潮堤及び浸水防止設備の設置により、重大事故防止設備の緊急用海水系は、防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え、水密化された地下格納槽に設置することで、津波が共通要因となって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海水系と、重大事故防止設備である緊急用海水系は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故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海水系と、重大事故防止設備である緊急用海水系は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

### 3.5.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.5.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件(設置許可基準規則第43条第1項一)

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

緊急用海水ポンプは、地下格納槽内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、格納槽の環境条件を考慮し、以下の第3.5-4表の設計とする。

緊急用海水ポンプは、使用時に常時海水を通水することから、耐腐食性材料を使用する。また、異物流入防止を考慮した取水路形状等の設計により異物の流入を防止する設計とする。

(48-5-1, 2)

第3.5-4表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である地下格納槽内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水するため，耐腐食性材料の使用により影響を受けない設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを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），竜巻，積雪，火山の影響	地下格納槽内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響を受けない。
電磁的影響	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(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・検査性について」に示す。

緊急用海水系は，重大事故等時，通常待機時の系統から弁操作等にて

速やかに切替えができる設計とする。また、緊急用海水ポンプ及び電動弁は、中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

緊急用海水系を運転する場合は、中央制御室からのスイッチ操作で緊急用海水ポンプ室空調機を起動し、系統構成として、残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（A）系（又は残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（B）系）を閉、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁

（又は残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁）を開とした後、緊急用海水ポンプを起動する。その後、緊急用海水系RHR（A）系熱交換器隔離弁（又は緊急用海水系RHR（B）系熱交換器隔離弁）及び緊急用海水系RHR（A）系補機隔離弁（又は緊急用海水系RHR（B）系補機隔離弁）を調整開とし規定流量とする。また、必要により代替FPC系を使用する場合は、緊急用海水系代替FPC系出口弁（A）（又は緊急用海水系代替FPC系出口弁（B））を開とし、緊急用海水系代替FPC系隔離弁（A）（又は緊急用海水系代替FPC系隔離弁

（B））を調整開とし規定流量とする。操作対象弁については、第3.5-5表に示す。

緊急用海水ポンプの起動・停止・運転状態及び電動弁の開閉状態については、中央制御室の表示灯・操作画面等で視認可能な設計とし、中央制御室における監視又は試験・検査等にて確認可能な設計とする。また、中央制御室のスイッチ操作に当たり、運転員等のアクセス性及び操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作スイッチは、機器の名称等を表示した銘板の取付け又は操作画面の表示等により、運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(48-4-1)

第3.5-5表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
緊急用海水ポンプ（A）	起動停止	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水ポンプ（B）	起動停止	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系RHR（A）系熱交換器隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系RHR（B）系熱交換器隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系RHR（A）系補機隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系RHR（B）系補機隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系代替FPC系隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系代替FPC系海水出口流量調整弁（A）系	調整開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系代替FPC系海水出口流量調整弁（B）系	調整開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系熱交換器（A）海水出口流量調節弁	調整開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系熱交換器（B）海水出口流量調節弁	調整開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（A）系	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（B）系	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査(設置許可基準規則第43条第1項三)

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

緊急用海水系は、第3.5-6表に示すように原子炉運転中に機能・性能検査及び弁動作確認を、また、原子炉停止中に機能・性能検査、弁動作確認及び分解検査が可能な設計とする。

緊急用海水ポンプは、原子炉停止中に、分解検査としてポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。弁については、弁体等の部品の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。分解検査においては、非破壊検査により、性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認する。また、目視により、性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認する。

また、緊急用海水ポンプは、原子炉運転中又は原子炉停止中に、ポンプを運転することにより、ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え、運転時の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。弁については、原子炉運転中又は原子炉停止中に弁動作確認を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。ポンプ及び系統配管・弁については、機能・性能検査等に合わせて外観及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

(48-6-3)

第3.5-6表 試験・検査内容

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能, ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認, 外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能, ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認, 外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプまたは弁の部品の表面状態について, 浸透探傷試験及び目視により確認

(4) 切り替えの容易性(設置許可基準規則第43条第1項四)

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

緊急用海水ポンプは、設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系配管と一部配管を共用していることから、重大事故等に対処するために系統構成を切り替える必要がある。なお、切替操作は、「(2) 操作性」に記載する内容と同じである。

系統の切替えに必要な弁は、中央制御室から遠隔操作する設計とすることで、緊急用海水系による残留熱除去系熱交換器への海水供給が必要となるまでの間に、第3.5-2図で示すタイムチャートのとおり、速やかに切り替えが可能である。

(48-4-1, 48-5-1)

		経過時間(分)												備考	
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	冷却水通水開始 20分													
常設代替海水取水設備による冷却水確保	運転員A, B (中央制御室)	2	健全性確認				系統構成				冷却水確保				
			→												

第3.5-2図 緊急用海水系タイムチャート\*

\*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.5で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第43条第1項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

緊急用海水系は, 通常待機時は, 緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁, 緊急用海水系RHR系補機隔離弁及び緊急用海水系代替FPC系隔離弁を閉止しておくことで, 残留熱除去系海水系隔離する系統構成とし, 取合系統である残留熱除去系海水系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。また, 隔離弁近傍に逆止弁を設け, 系統に影響を及ぼさない設計とする。隔離弁については第3.5-7表に示す。

(48-5-1)

第3.5-7表 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
残留熱除去系 海水系	緊急用海水系RHR（A）系 熱交換器隔離弁	電動弁	通常時閉
	緊急用海水系RHR（B）系 熱交換器隔離弁	電動弁	通常時閉
	緊急用海水系RHR（A）系 補機隔離弁	電動弁	通常時閉
	緊急用海水系RHR（B）系 補機隔離弁	電動弁	通常時閉
	緊急用海水系代替FPC系 隔離弁	電動弁	通常時閉

(6) 設置場所(設置許可基準規則第43条第1項六)

(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。

緊急用海水系の系統構成のために操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第3.5-8表に示す。これらの機器は、原子炉建屋原子炉棟又は屋外（地下格納槽）に設置されるが、中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ない設計とする。

第3.5-8表 操作対象機器

機器名称	設置場所	操作場所
緊急用海水ポンプ (A)	地下格納槽	中央制御室
緊急用海水ポンプ (B)	地下格納槽	中央制御室
緊急用海水系RHR (A) 系 熱交換器隔離弁	原子炉建屋原子炉棟地 下1階	中央制御室
緊急用海水系RHR (B) 系 熱交換器隔離弁	原子炉建屋原子炉棟地 下1階	中央制御室
緊急用海水系RHR (A) 系 補機隔離弁	原子炉建屋原子炉棟地 下1階	中央制御室
緊急用海水系RHR (B) 系 補機隔離弁	原子炉建屋原子炉棟地 下1階	中央制御室
緊急用海水系代替FPC系隔離弁	原子炉建屋原子炉棟地 下1階	中央制御室
緊急用海水系代替FPC系海水出口流 量調整弁 (A) 系	原子炉建屋原子炉棟地 下1階	中央制御室
緊急用海水系代替FPC系海水出口流 量調整弁 (B) 系	原子炉建屋原子炉棟地 下1階	中央制御室
残留熱除去系熱交換器 (A) 海水出口 流量調節弁	原子炉建屋原子炉棟地 下1階	中央制御室
残留熱除去系熱交換器 (B) 海水出口 流量調節弁	原子炉建屋原子炉棟地 下1階	中央制御室
残留熱除去系－緊急用海水系系統分離 弁 (A) 系	原子炉建屋原子炉棟地 下1階	中央制御室
残留熱除去系－緊急用海水系系統分離 弁 (B) 系	原子炉建屋原子炉棟地 下1階	中央制御室

3.5.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合状況(常設重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性)

(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、「2.3.3 容量等」に示す。

緊急用海水ポンプは、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び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。

容量としては、残留熱除去系海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合でも、格納容器ベントを行うことなく格納容器からの除熱が可能な容量として、ポンプ1個当たり $834\text{m}^3/\text{h}$ が必要であることから、ポンプ1個当たり約 $844\text{m}^3/\text{h}$ を供給可能なポンプを1個使用する設計とする。

緊急用海水ポンプの揚程は、ポンプ1個で $834\text{m}^3/\text{h}$ の海水供給時の圧損(水源である海と供給先(残留熱除去系熱交換器等)の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損)を考慮し、約130mの揚程を確保可能な設計とする。

(47-7-1~3)

(2) 共用の禁止(設置許可基準規則第43条第2項二)

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただ

し、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

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

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから、緊急用海水ポンプは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

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

緊急用海水系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系に対し、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については、3.5.2.1.3項に記載のとおりである。

### 3.5.2.2 格納容器圧力逃がし装置

#### 3.5.2.2.1 設備概要

格納容器圧力逃がし装置は、設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であり、かつ残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の使用が不可能な場合に、炉心の著しい損傷又は格納容器破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、重大事故防止設備として、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する設計とする

本システムの主要設備は、フィルタ装置、圧力開放板等で構成し、中央制御室での弁操作によって格納容器からの排気ラインの流路構成を行い、ベントガス圧力で圧力開放板が破裂することにより、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を經由し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原子炉棟屋上に設ける排気口を通して放出する。

本システムを使用する際には、サブプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバ側からのベント（ウエットウェルベント）を第一優先とするが、何らかの原因によりウエットウェルベントができない場合は、ドライウェル側からのベント（ドライウェルベント）を行う。ドライウェルベントを行った際には、サブプレッション・チェンバ内の圧力は真空破壊弁を經由してドライウェルへ排出する。

本システムを使用した際に格納容器からのベントガスが流れる配管には、系統構成上必要な隔離弁及び圧力開放板が設置される。操作を行う必要がある隔離弁については、遠隔人力操作機構を用いて全ての電源喪失時においても原子炉建屋原子炉棟外から人力にて操作を行うことが可能な設計としている。

ベントガスを大気放出した際に発生する配管内の蒸気凝縮ドレンは、配管に適切な勾配を設けることでフィルタ装置内のスクラビング水に合流する設

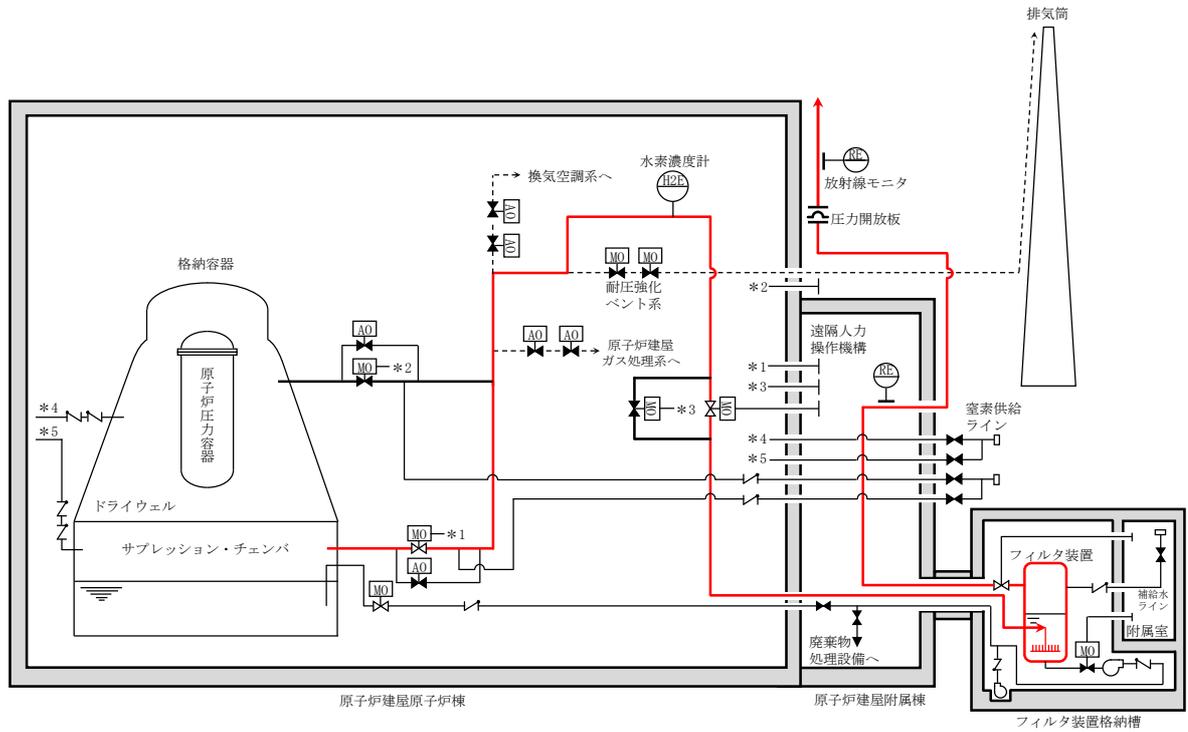
計としている。ただし、ベントガス放出と共に水蒸気が放出され、スクラビング水位は徐々に低下することから、放射性物質除去性能維持のため可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置の水位調整が可能な設計としている。

なお、放射性物質を効果的に捕集・保持するためにスクラビング水に添加されている薬剤は、スクラビング水の蒸発では減少しないことから、予め待機中から十分な量の薬剤を添加しておくことで、ベント中の薬剤調整が不要となる設計としている。

一方、本システムを使用した際には、格納容器内に含まれる非凝縮性ガスが本システムを経由して大気へ放出されるため、系統内での水素爆発を防ぐために、可搬型窒素供給装置を用いて本系統内を不活性化しておく。

フィルタ装置及び入口側の配管は、本システムを使用した際に放射線量が高くなることから、遮蔽のためにフィルタ装置格納槽（地下埋設）又は原子炉建屋原子炉棟内に設置し、復旧作業における被ばくを低減する。本システム全体の概要図を第3.5-3図に、本システムに属する重大事故等対処設備を第3.5-9表に示す。

なお、格納容器圧力逃がし装置の詳細は、「3.7原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(格納容器圧力逃がし装置)について」で示す。



第3.5-3図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

第3.5-9表 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧 (1/2)

設備区分		設備名
主要設備		フィルタ装置【常設】 圧力開放板【常設】 遠隔人力操作機構【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬】 フィルタ装置遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】 二次隔離弁操作室遮蔽【常設】 二次隔離弁操作室 空気ボンベユニット (空気ボンベ) 【可搬】 二次隔離弁操作室 空気ボンベユニット (配管・弁) 【常設】
関連設備	附属設備	移送ポンプ【常設】 可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】
	水源*1	代替淡水貯槽【常設】
	流路	不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置配管・弁【常設】 格納容器【常設】 真空破壊弁(S/C→D/W)【常設】
	注水先	—

第 3.5-9 表 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧 (2/2)

設備区分		設備名
関連設備	電源設備*2	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型直流電源設備
	計装設備*3	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置圧力【常設】 フィルタ装置スクラビング水温度【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)【常設】 フィルタ装置入口水素濃度【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】

\*1：水源については「3.13重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2：電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*3：計装設備については「3.15計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.5.2.2.2 多様性、独立性及び位置的分散の確保

格納容器圧力逃がし装置は、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系）と同時にその機能が損なわれる恐れがないよう、第3.5-10表に示すとおり多様性又は多重性、及び位置的分散を図った設計とする。

また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）との独立性については、第3.5-11表で示すとおり地震、津波、火災、溢水が共通要因となり機能喪失しないよう独立性を有する設計とする。

また、隔離弁の電源については、常設代替交流電源設備より供給する設計とするとともに、遠隔人力操作機構を用いて必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで、弁操作における駆動源の多様化を図っている。

また、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系については、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）と異なり、ポンプや水源等を必要としないが、これらの設備を構成する主要設備については、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）に対して位置的分散を図った設計とする。

なお、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の配管及び弁の一部については、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の配管及び弁と同一階に設置されているが、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の配管及び弁とは区画された部屋に設置することより、位置的分散を図った設計とする。

第3.5-10表 多様性又は多重性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備	
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系)	格納容器圧力 逃がし装置	耐圧強化ベント系
	原子炉建屋原子炉棟	格納容器圧力逃がし装置格納槽	原子炉建屋 原子炉棟
ポンプ	残留熱除去系ポンプ (原子炉建屋原子炉棟地下2階)	不要*1	不要*2
水源	サプレッション・プール (格納容器)		
駆動用空気	不要		
潤滑油	不要(内包油)		
冷却水	残留熱除去系海水系		
駆動電源	非常用ディーゼル発電機 (原子炉建屋附属棟地下1階)		

\*1：格納容器圧力逃がし装置は，原子炉建屋南側屋外の地下格納槽に設置する。

\*2：耐圧強化ベント系は，原子炉建屋原子炉棟内に設置する。

第3.5-11表 設計基準事故対処設備との独立性\*

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		残留熱除去系(格納容器 スプレイ冷却系)	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)は防潮堤及び浸水防止設備の設置により、重大事故防止設備の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え、それぞれ、水密化された地下格納槽、原子炉建屋原子炉棟に設置することで、津波が共通要因となって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系)と、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。詳細は「2.2 火災による損傷の防止」で記載する。	
	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系)と、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。詳細は「重大事故等対処設備を対象とした溢水防護の基本方針について」で記載する。	

\*耐圧強化ベント系を含む。

### 3.5.2.3 耐圧強化ベント系

#### 3.5.2.3.1 設備概要

耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合で、かつ残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系、サプレッション・プール冷却水系及び原子炉停止時冷却系)の使用が不可能な場合に、格納容器破損を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送するために重大事故防止設備として設けるものである。

耐圧強化ベント系は、サプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系を經由して、排気筒に隣接して同じ高さまで設ける非常用ガス処理系排気筒を通して放出することで、格納容器内に蓄積した熱を大気へ輸送できる設計とする。耐圧強化ベント系は、格納容器のサプレッション・チェンバ側及びドライウエル側のいずれからも排気できる設計とすし、ドライウエル側からのベントを行う際には、サプレッション・チェンバ内の格納容器内雰囲気ガスは真空破壊弁（サプレッション・チェンバ→ドライウエル）を經由してドライウエルへ排出される設計とする。ベントを行う際は、サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウエルベントを第一優先とするが、サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合は、ドライウエル側からベントを行う設計とする。

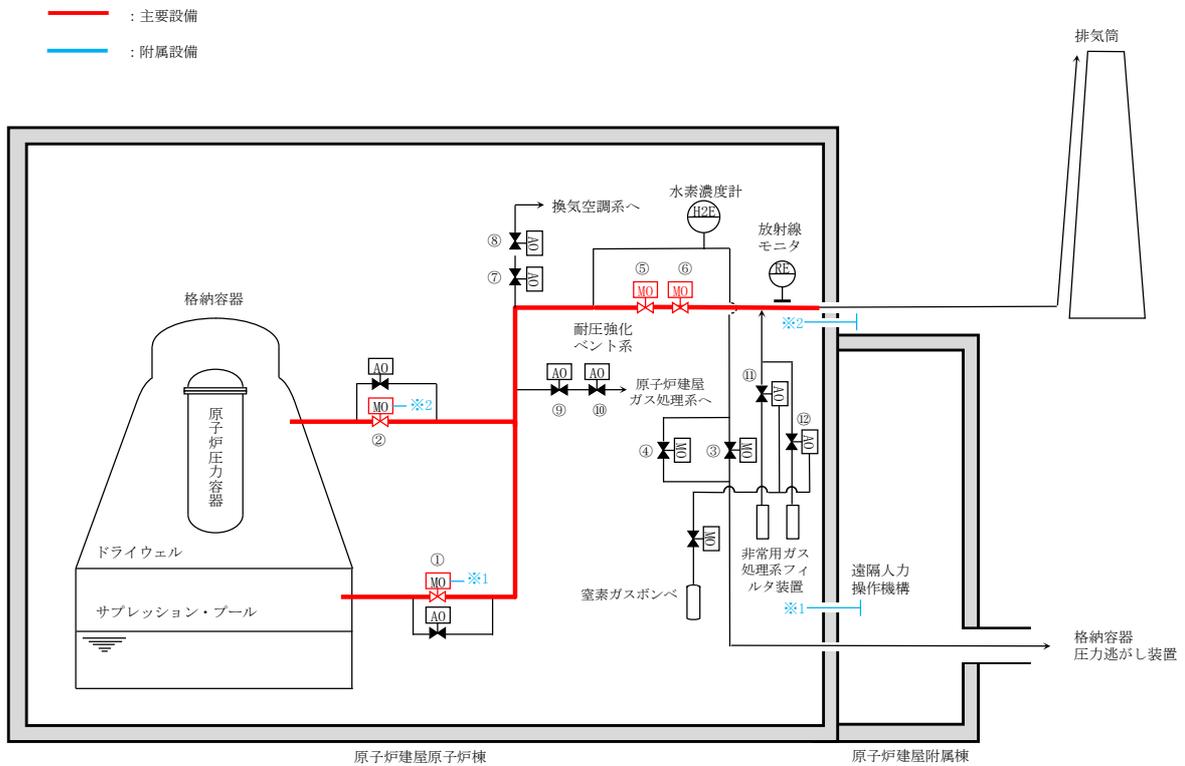
耐圧強化ベント系の排出経路に設置する隔離弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）、一次隔離弁（ドライウエル側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁）は電動弁とし、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とするとともに、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）、一次隔離弁（ドライウエル側）については駆動部

に遠隔人力操作機構を設け、原子炉建屋原子炉棟外から手動操作できる設計とする。

なお、サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェルからの排気では、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。本系統は配管及び弁等で構成し、格納容器内の雰囲気ガスを不活性ガス系及び本系統を經由して原子炉建屋ガス処理系へ導き、主排気筒に沿って設置している原子炉建屋ガス処理系配管を通して大気へ放出する。また、耐圧強化ベント系は、排出経路配管に放射線検出器を設置することにより、放出された放射性物質濃度を測定することが可能な設計とする。

本系統全体の概要図を第3.5-4図に、本系統に属する重大事故対処設備を第3.5-12表に示す。

本設備は、中央制御室での弁操作によって格納容器からの排気ラインの流路構成を行うことにより、ベントを実施可能である。また、全電源喪失により中央制御室からの弁操作が不可能となった場合においても、現場での弁操作によりベントを実施することが可能である。



	機器名称		機器名称
①	一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側)	⑦	換気空調系一次隔離弁
②	一次隔離弁(ドライウェル側)	⑧	換気空調系二次隔離弁
③	二次隔離弁	⑨	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁
④	二次隔離弁バイパス弁	⑩	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁
⑤	耐圧強化ベント系一次隔離弁	⑪	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A
⑥	耐圧強化ベント系二次隔離弁	⑫	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 B

第 3.5-4 図 耐圧強化ベント系 系統概要図

第3.5-12表 耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一覧 (1/2)

設備区分		設備名
主要設備		—
関連設備	附属設備	遠隔人力操作機構【常設】
	水源*1	—
	流路	不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 原子炉建屋ガス処理系配管・弁【常設】 格納容器【常設】 真空破壊弁(S/C→D/W)【常設】
	注水先	—

第 3.5-12 表 耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一覧 (2/2)

設備区分		設備名
関連設備	電源設備*2	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク[常設] 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型直流電源設備
	計装設備*3	ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】 耐圧強化ベント系出口放射線モニタ【常設】

\*1：水源については「3.13重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2：電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*3：計装設備については「3.15計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.5.2.3.2 主要設備の仕様

#### (1) 耐圧強化ベント系(配管及び弁)

最高使用圧力 0.31MPa[gage] (0.62MPa[gage] (重大事故等時))

(不活性ガス系分岐から二次隔離弁まで)

0.014MPa[gage] (0.62MPa[gage] (重大事故等時))

(二次隔離弁から非常用ガス処理系分岐まで)

最高使用温度 171℃ (200℃ (重大事故等時))

(不活性ガス系分岐から二次隔離弁まで)

72℃ (200℃ (重大事故等時))

(二次隔離弁から非常用ガス処理系分岐まで)

系統設計流量 48,000kg/h

(格納容器圧力310kPa[gage]において)

系 統 1系統

### 3.5.2.3.3 多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散の確保

耐圧強化ベント系の多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散の確保については「3.5.2.2.2多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散の確保」で示す。

#### 3.5.2.3.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

##### 3.5.2.3.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

###### (1) 環境条件（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

耐圧強化ベント系を構成する機器は，原子炉建屋原子炉棟内に設置されてい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原子炉棟内の環境条件を考慮し，以下の第3.5-13表に示す。

(48-4-2～4, 48-5-3)

第3.5-13表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である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	屋外に設置するものでないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを踏まえ，機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.3耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山灰荷重の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

耐圧強化ベント系の操作は，重大事故等が発生した場合の原子炉建屋原子炉棟内環境を考慮し，中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。また，電源喪失時においても操作可能なように，原子炉建屋原子炉棟外より遠隔人力操作機構 を介しての人力操作が可能な設計とする。

(2) 操作性(設置許可基準規則第43条第1項二)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁(電動駆動弁及び空気駆動弁)については、重大事故等時の環境条件を考慮し、中央制御室にて操作可能な設計とするとともに、電源喪失時においては、遠隔人力操作機構での人力操作により、重大事故等時の環境下においても原子炉建屋原子炉棟外にて確実に操作が可能となる設計とする。第3.5-14表に操作対象機器を示す。これらの機器については、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できる設計する。

(48-4-2～4, 48-5-3)

第3.5-14表 操作対象機器リスト

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
一次隔離弁 (サプレッション・チェンバ側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋附属棟1階	手動操作 (遠隔人力操作機構)
一次隔離弁 (ドライウエル側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋附属棟4階	手動操作 (遠隔人力操作機構)
二次隔離弁	弁閉※	中央制御室	スイッチ操作※
二次隔離弁 バイパス弁	弁閉※	中央制御室	スイッチ操作※
耐圧強化ベント系 一次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋附属棟5階	手動操作
耐圧強化ベント系 二次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋附属棟5階	手動操作
換気空調系 一次隔離弁	弁閉※	中央制御室	スイッチ操作※
換気空調系 二次隔離弁	弁閉※	中央制御室	スイッチ操作※
原子炉建屋ガス処理系 一次隔離弁	弁閉※	中央制御室	スイッチ操作※
原子炉建屋ガス処理系 二次隔離弁	弁閉※	中央制御室	スイッチ操作※
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁A	弁閉※	中央制御室	スイッチ操作※
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁B	弁閉※	中央制御室	スイッチ操作※

※ 通常時閉状態の弁であることから、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・検査性について」に示す。

第3.5-15表に示すように、格納容器から主排気筒までのラインを構成する電動駆動弁及び空気駆動弁は、原子炉停止中に、分解検査として弁体等の部品の状態を確認可能な設計とする。また、弁動作確認として、弁開閉動作の確認が可能な設計とする。系統配管・弁については、機能・性能検査として漏えい確認、外観の確認が可能な設計とする。

遠隔人力操作機構は、機能・性能検査として、弁、エクステンションロッド及び減速機等の動作状況確認が可能な設計とする。

なお、原子炉運転中については、弁の開閉試験により系統内の空気が外部に放出されるため、開閉試験は実施しない設計とする。

第3.5-15表 耐圧強化ベント系の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	分解検査	弁部品の分解検査（非破壊検査を含む） 又は取替
	機能・性能検査	系統漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	（遠隔人力操作機構） 機能・性能検査	弁，エクステンションロッド及び減速機 等の動作状況確認

(4) 切り替えの容易性(設置許可基準規則第43条第1項四)

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

耐圧強化ベント系については，本来の用途以外には使用しない設計とする。当該系統を使用する際には，流路に接続される弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側）及び耐圧強化ベント弁）の開操作を中央制御室より実施することにより，ベントガスを不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系配管を經由して排気筒へ導くことが可能である。また，電源喪失時においてはこれらの弁を手動操作（遠隔人力操作機構による操作含む。）により原子炉建屋原子炉棟外より人力にて

操作可能である。

これにより，ベントが必要となるまでの間に，第3.5-5図で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替え操作が可能である。

(48-4-2～4, 48-5-3)

		経過時間(分)																備考	
		耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱開始 15分																	
手順の項目	実施箇所・必要要員数																		
耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱	運転員A, B (中央制御室)	2	健全性確認		系統構成		一次隔離弁開操作		炉心健全確認		耐圧強化ベント操作								

第3.5-5図 耐圧強化ベント系による除熱(S/Cベント)のタイムチャート\*

\*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.5で示すタイムチャート。

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第43条第1項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

耐圧強化ベント系には，不活性ガス系，原子炉建屋ガス処理系及び格納容器圧力逃がし装置が接続されている。

通常時に使用する系統としては第3.5-16表の通り、不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系があるが、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側及びドレイウエル側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次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。格納容器圧力逃がし装置については、通常時は使用しない設備であることから、一次隔離弁及び二次隔離弁については、通常時に閉としても悪影響はない。

一方で、重大事故等時に耐圧強化ベント系を使用する際に、排気経路を構成するための隔離境界箇所は、第3.5-17表の通りである。このうち、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁、二次隔離弁及び換気空調系一次隔離弁、二次隔離弁については、直列に2弁ずつ設置してあることから、万が一弁にシートパスが発生したとしても、ベントガスが他系統へ回り込むことにより悪影響を及ぼさない設計とする。

非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁については、通常時閉の空気作動弁であり、非常用ガス処理系の自動起動信号により開となること及び電源喪失時にはフェイルオープンとなる空気駆動弁であるため、耐圧強化ベント系使用時には、中央制御室にて閉状態の確認又は閉操作を行うことにより、他系統への悪影響を防止する設計とする。

(48-5-3)

第3.5-16表 他系統との隔離弁(通常時)

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
不活性ガス系	耐圧強化ベント系 一次隔離弁	電動駆動	通常時閉
原子炉建屋ガス処理系	耐圧強化ベント系 二次隔離弁	電動駆動	通常時閉

第3.5-17表 他系統との隔離弁(重大事故等時)

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
原子炉建屋ガス処理系	一次隔離弁，二次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
換気空調系	一次隔離弁，二次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
原子炉建屋ガス処理系 (非常用ガス処理系フィルタ装置出口側)	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(A)， 非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(B)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時開
格納容器圧力逃がし装置	二次隔離弁，二次隔離弁バイパス弁※	電動駆動	通常時閉

※ 耐圧強化ベント使用時に切替操作が必要(中央制御室にて容易に切替可能)

(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。

耐圧強化ベント系の系統構成に必要な機器の設置場所，操作場所を第3.5-18表に示す。耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁について，炉心損傷前に耐圧強化ベント系を使用する場合においては，想定される重大事故等時における放射線量は高くないことから，操作が可能である。

(48-4-2～4, 48-5-3)

第3.5-18表 操作対象機器設置場所

機器名称設	設置場所	操作場所
一次隔離弁 (サプレッション・チェンバ側)	原子炉建屋原子炉棟1階	中央制御室
		原子炉建屋附属棟1階
一次隔離弁(ドライウェル側)	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
		原子炉建屋附属棟4階
真空破壊弁	格納容器内	—
耐圧強化ベント系一次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室
		原子炉建屋附属棟5階
耐圧強化ベント系二次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室
		原子炉建屋附属棟5階

3.5.2.3.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針(常設重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性)

(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。

耐圧強化ベント系の設計流量としては、耐圧強化ベントを行う事故後約16時間後において格納容器内で発生する蒸気を排気し、その熱量分を除熱できるだけの十分な容量として、崩壊熱の1%程度に相当する蒸気流量を排気可能な流量とする。

また、耐圧強化ベント系を重大事故防止設備として使用する場合は、添付書類十「4.4.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・加温破損)」に示す有効性評価を踏まえ、格納容器の最高使用圧力にてベント判断をするものとし、ベント判断からベント開始までの格納容器の圧力上昇を考慮し、0.62MPa[gage]を重大事故等時使用圧力とする。また、この時の格納容器内の温度以上となるように、重大事故等時使用温度を200℃とする。

(48-7-4~6)

(2) 共用の禁止(設置許可基準規則第43条第2項二)

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、

二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

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

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから、耐圧強化ベント系は共用しない。

(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

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

耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)とは構成機器を共用しておらず、また、耐圧強化ベント系及び残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)が設置されるエリアは、各々区画され近接していないことから、耐圧強化ベント系及び

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)が、共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。

(第3.5-10表)

### 3.5.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.5.3.1 残留熱除去系

##### 3.5.3.1.1 設備概要

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については、「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章）」、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール水冷却系）については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第49条に対する設計方針を示す章）」で示す。

#### 3.5.3.2 残留熱除去系海水系

##### 3.5.3.2.1 設備概要

残留熱除去系海水系は、通常原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去、原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし設置される残留熱除去系の残留熱除去系熱交換器に海水を送水するための設備である。海を水源とし、残留熱除去系海水ポンプにて、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を通じて海水を取水し、ポンプ出口に設置される海水ストレーナにて不純物を除去し海水を送水する。

残留熱除去系海水系（設計基準拡張）に関する重大事故等対処設備一覧を第3.5-19表に示す。

第3.5-19表 残留熱除去系海水系（設計基準拡張）に関する

重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		残留熱除去系海水ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】
関連設備	附属設備	海水ストレーナ【常設】
	水源	—
	流路	残留熱除去系海水系配管・弁【常設】
	注水先	—
	電源設備*1	非常用電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備*2	残留熱除去系海水系系統流量【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）」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の操作に必要な計装設備。なお、計装設備については「3.15計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.5.3.2.2 主要設備の仕様

主要設備の機器仕様を以下に示す。

#### (1) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

個 数 : 4

容 量 : 約885.7m<sup>3</sup>/h (1個当たり)

全 揚 程 : 約184.4m

#### (2) 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

基 数 : 2

伝 熱 容 量 : 19.4×10<sup>3</sup>kW (1基当たり)

取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

### 3.5.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

残留熱除去系海水系は、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、多様性及び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からの給電により残留熱除去系海水系を復旧させる場合については、残留熱除去系海水系は、設計基準事故対処設備である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海水系に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備の多様性及び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。

残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設として使用する場合と同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。

残留熱除去系海水系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

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。

残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の残留熱除去熱交換器への海水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ポンプ流量及び熱交換器伝熱容量が、残留熱除去系の系統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の設計である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

また、残留熱除去系海水ポンプの取水箇所である取水路は、設計基準事

故時の取水路と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び熱交換器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の設計である。

残留熱除去系海水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される設備であることから，想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，第3.5-20表 に示す設計である。

第 3.4-20 表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するため，天候による影響を受けない設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水するため，耐腐食性材料の使用により影響を受けない設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを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），竜巻，積雪，火山の影響	屋外に設置するため，想定される風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，火山の影響による荷重を考慮し，機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

また，残留熱除去系ポンプ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。

残留熱除去系海水系は、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時においても使用する設計である。また、残留熱除去系海水ポンプは、原子炉の運転中に機能・性能検査が可能な設計とする。残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、停止中に分解検査及び外観検査が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・検査性について」に示す。

3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】

基準適合への対応状況

#### 4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

##### 4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

###### 4.3.1 概 要

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

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

使用済燃料プールの冷却等のための設備の系統概要図を第 4.3-1 図～第 4.3-6 図に示す。また、使用済燃料プールの監視等のための設備の系統概要図を第 4.3-7 図に示す。

###### 4.3.2 設計方針

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止できるように使用済燃料プールの水位を維持するための設備並びに使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合においても使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するための設備として、代替燃料プール注

水系を設ける。ただし、臨界の防止については、以下の設備により設計基準対象施設である使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体の形状を保持することで未臨界性を維持する。

使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合に、原子炉建屋原子炉棟に大量の水を放水することにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として、放水設備を設ける。

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

重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための重大事故等対処設備として、代替燃料プール冷却系を設ける。

使用済燃料プールに接続する配管の破損等により、燃料プール水戻り配管からサイフォン効果による水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、使用済燃料プール水戻り配管にサイフォンブレイク用配管を設ける。また、現場での手動弁の隔離操作によっても漏えいを停止できる設計とする。

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

a. 代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止できるよう使用済燃料プールの水位を維持するための重大事故等対処設備（代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水）として、

常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽並びに燃料補給設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより，使用済燃料プールへ注水することで，使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，ディーゼルエンジンにて駆動できる設計とし，燃料は可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 常設スプレイヘッダ
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型設備用軽油タンク（10.2 代替電源設備）
- ・ タンクローリ（10.2 代替電源設備）

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

また，防潮堤の内側の取水箇所（S A用海水ピット，淡水貯水池A，B）より取水可能な設計とする。なお，系統の詳細については，「9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」で示す。

常設代替高圧電源装置，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリに

については、「10.2 代替電源設備」に示す。

b. 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止できるよう使用済燃料プールの水位を維持するための重大事故等対処設備（代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水）として、常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ、代替淡水貯槽及び常設スプレイヘッド並びに燃料補給設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは、代替燃料プール注水系の常設スプレイヘッドより、使用済燃料プールへ注水する。また、代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、東側接続口又は西側接続口にホースを接続し、代替燃料プール注水系の常設スプレイヘッドより、使用済燃料プールへ注水することで使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動できる設計とし、燃料は可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽

- ・常設スプレイヘッダ
- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型設備用軽油タンク（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリ（10.2 代替電源設備）

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

また、防潮堤の内側の取水箇所（S A用海水ピット、淡水貯水池A、B）より取水可能な設計とする。なお、系統の詳細については、「9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」で示す。

常設代替高圧電源装置、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリについては、「10.2 代替電源設備」に示す。

#### c. 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止できるよう使用済燃料プールの水位を維持するための重大事故等対処設備（代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水）として、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型スプレイノズル及び代替淡水貯槽並びに燃料補給設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、ホースにより可搬型スプレイノズルに接続し、使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイすることで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動できる設

計とし、燃料は可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型スプレイノズル
- ・可搬型設備用軽油タンク（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリ（10.2 代替電源設備）

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

また、防潮堤の内側の取水箇所（S A用海水ピット、淡水貯水池A、B）より取水可能な設計とする。なお、系統の詳細については、「9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」で示す。

可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリについては、「10.2 代替電源設備」に示す。

- (2) 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備
- a. 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時にはできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備（代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ）は、「4.3.2(1) b. 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水」と同じである。

b. 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時にできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設（代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ）は、「4.3.2(1) c. 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）による使用済燃料プール注水」と同じである。

c. 大気への放射性物質拡散抑制

(a) 放水設備

使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合に、原子炉建屋原子炉棟に大量の水を放水することにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として、放水設備を設ける。

放水設備として、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲並びに燃料補給設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により、海水を原子炉建屋原子炉棟に向けて放水することにより、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減できる設計とする。

本系統の詳細については、「9.11 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」に示す。

(3) 重大事故等時の使用済燃料プールの監視時に用いる設備

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、重大事故等時に使用済

燃料プールに係る監視に必要な設備として計測設備（使用済燃料プール監視設備による使用済燃料プールの状態監視）を設ける。

a. 使用済燃料プール監視設備による使用済燃料プールの状態監視

計測設備（使用済燃料プール監視設備による使用済燃料プールの状態監視）として、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む。）を使用する。

使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定し、中央制御室にて使用済燃料プールの水位、温度及び放射線量を監視可能な設計とする。

使用済燃料プール監視カメラは、使用済燃料プールに係る重大事故等時の使用済燃料プールの状態を中央制御室にて監視できる設計とする。また、耐環境性向上のため、使用済燃料プール監視カメラに空気を供給できる設計とする。

使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラは、常設代替直流電源設備である緊急用直流 125V 蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車により給電できる設計とする。また、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車より給電できる設計とする。

具体的なパラメータ及び設備は、以下のとおりとする。

- ・使用済燃料プール水位・温度（S A広域）
- ・使用済燃料プール温度（S A）
- ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む。）
- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型整流器（10.2 代替電源設備）

(4) 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための設備

a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための重大事故等対処設備（代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却）として、代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器並びに緊急用海水系の緊急用海水系ポンプを使用する。

代替燃料プール冷却系は、使用済燃料プールの水を代替燃料プール冷却系ポンプにより循環し、代替燃料プール冷却系熱交換器により冷却することで、使用済燃料プールを冷却できる設計とする。また、緊急用海水系の緊急用海水ポンプにより、代替燃料プール冷却系熱交換器に冷却水を供給することにより、使用済燃料プールで発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

代替燃料プール冷却系ポンプ及び緊急用海水系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・代替燃料プール冷却系ポンプ

- ・代替燃料プール冷却系熱交換器
- ・緊急用海水ポンプ
- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

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

使用済燃料プールについては，「4.1 燃料取扱及び貯蔵設備」に示す。

常設代替高圧電源装置については，「10.2 代替電源設備」に示す。

#### 4.3.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については，「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールのスプレイに使用する常設低圧代替注水系ポンプの電源を，設計基準事故対処設備としての電源に対して，常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより，燃料プール冷却浄化系ポンプによる使用済燃料プール冷却及び残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プール冷却及び補給に対して，多様性を持つ設計とする。また，常設低圧代替注水系ポンプは冷却を不要（自然冷却）とすることで，自然冷却により冷却する燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系海水系により冷却する残留熱除去系ポンプに対して多様性を持つ設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は，原子炉建屋原子炉棟外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで，原子炉建屋原子炉棟内の燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプ並びに使用済燃料プールと，位置的分散を図る設計とする。

使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールのスプレイに使用する可搬型代替注水大型ポンプは、駆動源をディーゼルエンジン駆動とすることで、電動の燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプに対して、多様性を持つ設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの水源を代替淡水貯槽とすることで、燃料プール冷却浄化系ポンプ若しくは残留熱除去系ポンプを使用した使用済燃料プールへの注水機能に対して、異なる水源を持つ設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、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燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプ並びに常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、原子炉建屋の東側及び西側の屋外に1箇所ずつ設置し、合計2箇所設置する設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系は、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の系統に対して独立した設計とする。

使用済燃料プールの冷却に使用する代替燃料プール冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプの電源を、設計基準事故対処設備としての電源に対して、常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、燃料プール冷却浄化系ポンプによる使用済燃料プール冷却並びに残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プール冷却及び補給に対して、多様性を持つ設計とする。また、代替燃料プール冷却系ポンプは冷却を自然冷却とすることで、自然冷却の燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプに対して多様性を持つ設計

とする。

代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器を使用する代替燃料プール冷却系の配管は、燃料プール冷却浄化系配管の分岐点から燃料プール冷却浄化系の配管との合流点までの系統について、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプを使用した冷却系統に対して、独立した設計とする。また、緊急用海水ポンプにより代替燃料プール冷却系熱交換器に冷却水を供給する系統は、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の冷却水系統である原子炉補機冷却系及び残留熱除去系海水系の系統に対して、独立した設計とする。

代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟内の燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器並びに残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器と、異なる区画に設置することにより、位置的分散を図る設計とする。また、緊急用海水ポンプは、地下格納槽内に設置することで、原子炉補機冷却系の補機冷却水ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。

使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、設計基準事故対処設備である使用済燃料プール水位、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料プール温度、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ及び原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタと同時に機能が損なわれることを防止するために、可能な限り異なる階層や使用済燃料プール内の異なる場所に設置することによる位置的分散を図る設計とする。

使用済燃料プール監視カメラは、測定原理が異なる設計であり、同一目

的の使用済燃料プール監視設備である使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）、使用済燃料プール温度（S A）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に対して多様性を持つ設計とする。

#### 4.3.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールのスプレイに使用する常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、注水ライン及び常設スプレイヘッドは、通常時は隔離弁で隔離する系統構成とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型スプレイノズルは、通常時、接続先の系統と分離された状態で保管すること及び重大事故等時は他の設備から独立して使用することから、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉建屋原子炉棟への放水に使用する可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲は、他の設備から独立して使用することから、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、設置場所において車両転倒防止装置又は輪止めにより固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。さらに、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。

放水砲は、放水砲の使用を想定する重大事故等時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲等は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料プールの冷却に使用する代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器並びに緊急用海水ポンプは、通常時は弁により他の系統・機器と隔離する設計とし、重大事故等時は弁操作等によって、設計基準事故対処設備として使用する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。

使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、他の設備と遮断器又はヒューズによる電气的分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 4.3.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールスプレイに使用する常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失による水位低下を防止するため、使用済燃料プールの蒸散量を上回る補給量を有する必要がある。また、小規模漏えいによる水位低下については、使用済燃料プール入口配管からの漏えいの場合は、サイフォンブレイカの効果によりサイフォンブレイカ開口部の高さで水位低下が止まり、最も水位が低下する使用済燃料プール出口配管からの漏えいの場合は、使用済燃料プール水がスキマサージタンクへの流出が止まるスキマ堰の水位まで低下することで漏えいは止まる。したがって、使用済燃料プールのスキマ堰の水位から蒸散により遮蔽に必要な水位に到達するまでの時間余裕を考慮し、使用済燃料プールの蒸散量を上回る補給

量を確保する設計とし、常設低圧代替注水系ポンプ 1 個又は可搬型代替注水大型ポンプ 1 個を使用する。また、可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時使用済燃料プールへの注水に必要な容量を有するものを 1 個と水の移送設備に必要な容量を有するものを 1 個と同時に使用するため、1 セット 2 個使用する。保有数は 2 セット 4 個と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 2 個の合計 6 個を保管する。

常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、他系統への注水と同時に使用する場合でも、各々の必要流量が確保可能な設計とする。

使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールのスプレイに使用する代替淡水貯槽は、使用済燃料プールへの注水量に対し、可搬型代替注水大型ポンプにより淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

原子炉建屋原子炉棟への放水に使用する可搬型代替注水大型ポンプは、環境への放射性物質の放出を低減するため、放水砲による霧状放水に必要な放水流量を有するものを 1 セット 1 個使用する。また、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 個の合計 2 個を保管する。

放水砲は、環境への放射性物質の放出を低減するため放水砲による霧状放水に必要な放水容量を有するものを 1 セット 1 個使用する。また、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 個の合計 2 個を保管する。

使用済燃料プールの冷却に使用する代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器並びに緊急用海水ポンプは、想定される重大事故等時に使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱

を除去できるポンプ流量及び伝熱容量に対して、十分な容量を確保できる容量を有するものを各1個使用する。

使用済燃料プール水位・温度（S A広域）及び使用済燃料プール温度（S A）は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計とする。

使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）は、重大事故等時において赤外線機能により使用済燃料プール及びその周辺の状況が把握できる設計とする。

使用済燃料プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等時において変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計とする。

#### 4.3.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールのスプレイに使用する常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、重大事故等における環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室で可能な設計とする。

使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールのスプレイに使用する可搬型代替注水大型ポンプは、屋外に保管及び設置し、重大事故等における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、設置場所で可能な設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は、淡水だけでなく海水も使用することから、海水の影響を考慮した設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、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。

常設スプレイヘッド及び可搬型スプレイノズルは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型スプレイノズルは、現場据付け後は、操作が不要な設計とする。-

常設スプレイヘッド及び可搬型スプレイノズルは、淡水だけでなく海水も使用するが、可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短時間とすることで、設備への影響を考慮する。

原子炉建屋原子炉棟への放水に使用する可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲は、屋外に保管及び設置し、重大事故等における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、設置場所で可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、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。

使用済燃料プールの冷却に使用する代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等における環境条件を考慮した設計とする。

緊急用海水ポンプは、地下格納槽内に設置し、重大事故等における環境条件を考慮した設計とする。

代替燃料プール冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプの操作は、中央制御室で可能な設計とする。

緊急用海水ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、使用時に海水を通水するため耐腐食性材料を使用する。また、緊急用海水ポンプにより、海水を送水する系統への異物の流入防止を考慮した設計とする。

使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考

慮した設計とする。使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故時に使用する設備であるため、その環境条件を考慮した設計とする。

使用済燃料プール監視カメラは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故時に使用する設備であるため、その環境を考慮して使用済燃料プール監視カメラ空冷装置を設置し、耐環境性向上を図る設計とする。また、計器の仕様を超えた場合には、使用済燃料プール水位（S A広域）を主体とし、他の監視設備にて総合的に監視できる設計とする。

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、原子炉建屋付属棟に設置し、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原子炉棟外及びその他の建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、中央制御室にて操作可能な設計とする。

#### 4.3.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

常設低圧代替注水系ポンプによる使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールスプレイを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えできる設計とする。常設低圧代替注水系ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールスプレイを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の

系統から弁操作等にて速やかに切り替えできる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプと東側接続口又は西側接続口は、一般的に使用される工具を用いて接続可能なフランジ接続とする。また、ホースの接続方式及びホース口径の統一により確実に接続できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲を使用した原子炉建屋原子炉棟への放水する系統は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、車両として移動可能な設計とするとともに、車両転倒防止装置又は輪止めにより、設置場所にて固定できる設計とする。また、放水砲は車両により運搬可能な設計とし、使用時は自重等により固定できる設計とする。

可搬型スプレインズルは、現場据付け後は、操作が不要な設計とする。

代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器並びに緊急用海水ポンプによる使用済燃料プールの冷却を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えできる設計とする。代替燃料プール冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

使用済燃料プール監視設備のうち、使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラは、想定される重大事故等が発生した場合において、操作を必要とすることなく中央制御室から監視が可能な設計とする。また、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、重大事故等時においても中央制御室にて弁操作及び起動

操作ができる設計とする。

#### 4.3.3 主要設備及び仕様

使用済燃料燃料プールの冷却等のための設備の主要設備及び仕様を第4.3-1表に示す。

#### 4.3.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールスプレイに使用する低圧代替注水系ポンプは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは、分解が可能な設計とする。

代替淡水貯槽は、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。また、有効水量が確認できる設計とする。

使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールスプレイ並びに原子炉建屋原子炉棟への放水に使用する可搬型代替注水大型ポンプは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、ポンプの分解又は取替が可能な設計とする。また、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。

使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールスプレイに使用する可搬型スプレイノズル及び常設スプレイヘッドは、外観の確認が可能な設計とする。

原子炉建屋原子炉棟への放水に使用する放水砲は、外観の確認が可能な設計とする。

使用済燃料プールの冷却に使用する代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器並びに緊急用海水ポンプは、試験システムにより機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、分解が可能な設計とする。

使用済燃料プール監視設備による使用済燃料プールの状態監視に使用する使用済燃料プール水位（S A広域）は、模擬入力による校正ができる設計とする。使用済燃料プール温度（S A広域）及び使用済燃料プール温度（S A）は絶縁抵抗測定、温度1点確認及び模擬入力による校正ができる設計とする。使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は標準線源による線源校正及び模擬入力による校正ができる設計とする。使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は表示確認、動作確認及び外観点検ができる設計とする。

第 4.3-1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備主要仕様

(1) 常設低圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

型 式	うず巻形
個 数	1 (予備 1)
容 量	約 200m <sup>3</sup> /h (1 個当たり)
揚 程	約 200m

(2) 可搬型代替注水大型ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	うず巻形
個 数	4 (予備 2 <sup>*1</sup> )
容 量	約 1,320m <sup>3</sup> /h (1 個当たり)
揚 程	約 140m

\*1 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」と兼用

### (3) 代替淡水貯槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

個 数	1
容 量	約 5,000m <sup>3</sup>

### (4) 可搬型スプレイノズル

個 数	6 (予備 1)
-----	----------

(5) 常設スプレイヘッダ

個 数 1

(6) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）

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
- ・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

型 式 うず巻形  
個 数 1（予備 2<sup>\*1</sup>）  
容 量 約 1,320m<sup>3</sup>/h（1 個当たり）  
揚 程 約 140m

\*1 「可搬型代替注水大型ポンプ」と  
兼用

(7) 放水砲

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
- ・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

型 式 ノンアスピレート  
個 数 1（予備 1）

(8) 使用済燃料プール監視設備

a. 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）

個 数 水位：1

温度：1（検出点 2 箇所）

計測範囲	水位：EL. 35, 077mm～46, 577mm 温度：0～120℃
種類	水位：ガイドパルス式 温度：測温抵抗体

b. 使用済燃料プール温度（S A）

個数	1（検出点 8 箇所）
計測範囲	0～120℃
種類	熱電対

c. 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）

個数	1
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$
種類	イオンチェンバ

d. 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）

個数	1
計測範囲	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$
種類	イオンチェンバ

e. 使用済燃料プール監視カメラ

個数	1
種類	赤外線カメラ

(9) 代替燃料プール冷却系ポンプ

型 式	うず巻形
個 数	1
容 量	約 124m <sup>3</sup> /h (1 個当たり)
揚 程	約 40m

(10) 代替燃料プール冷却系熱交換器

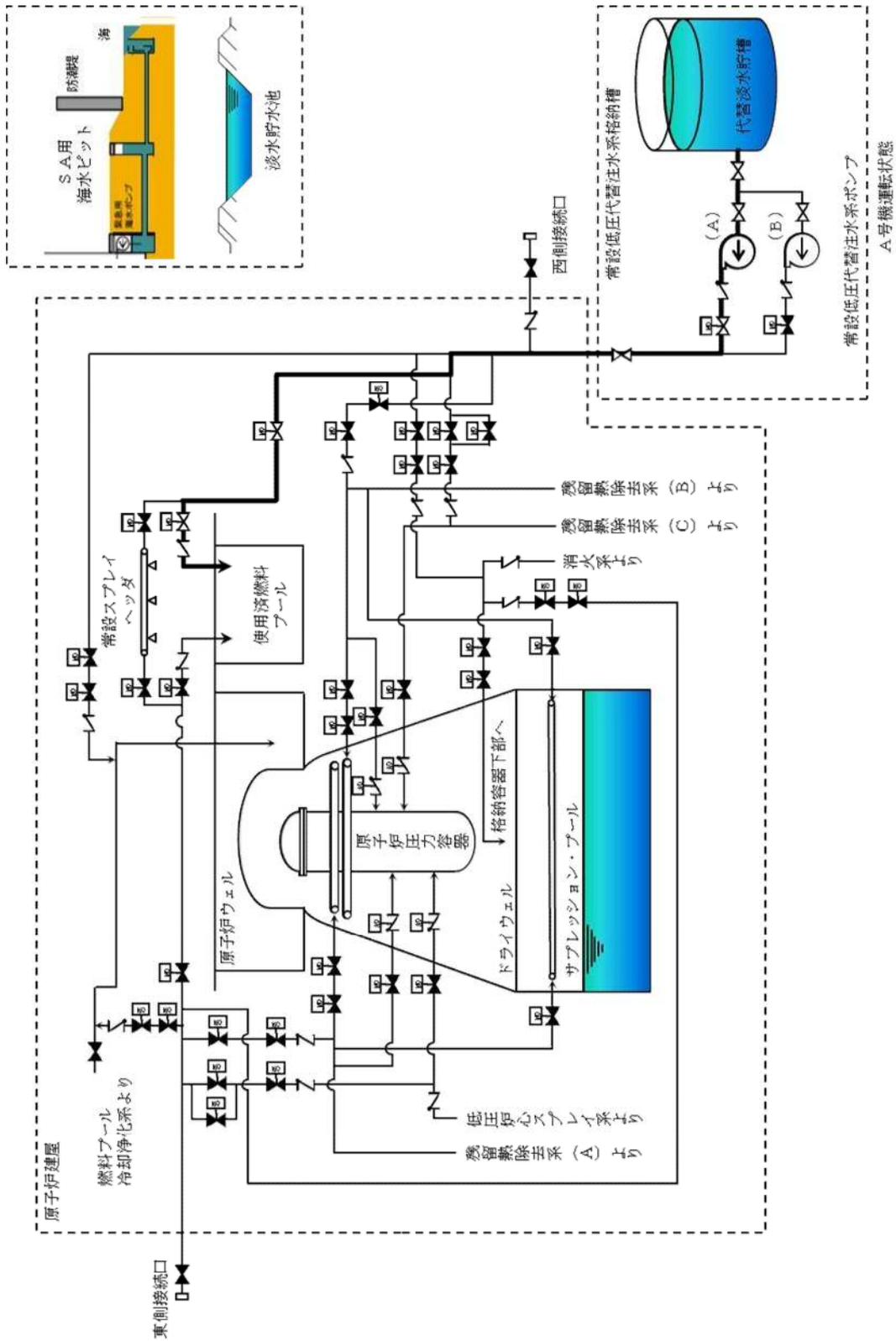
型 式	プレート式
個 数	1
伝 熱 容 量	約 2.31MW (1 個当たり)

(11) 緊急用海水ポンプ

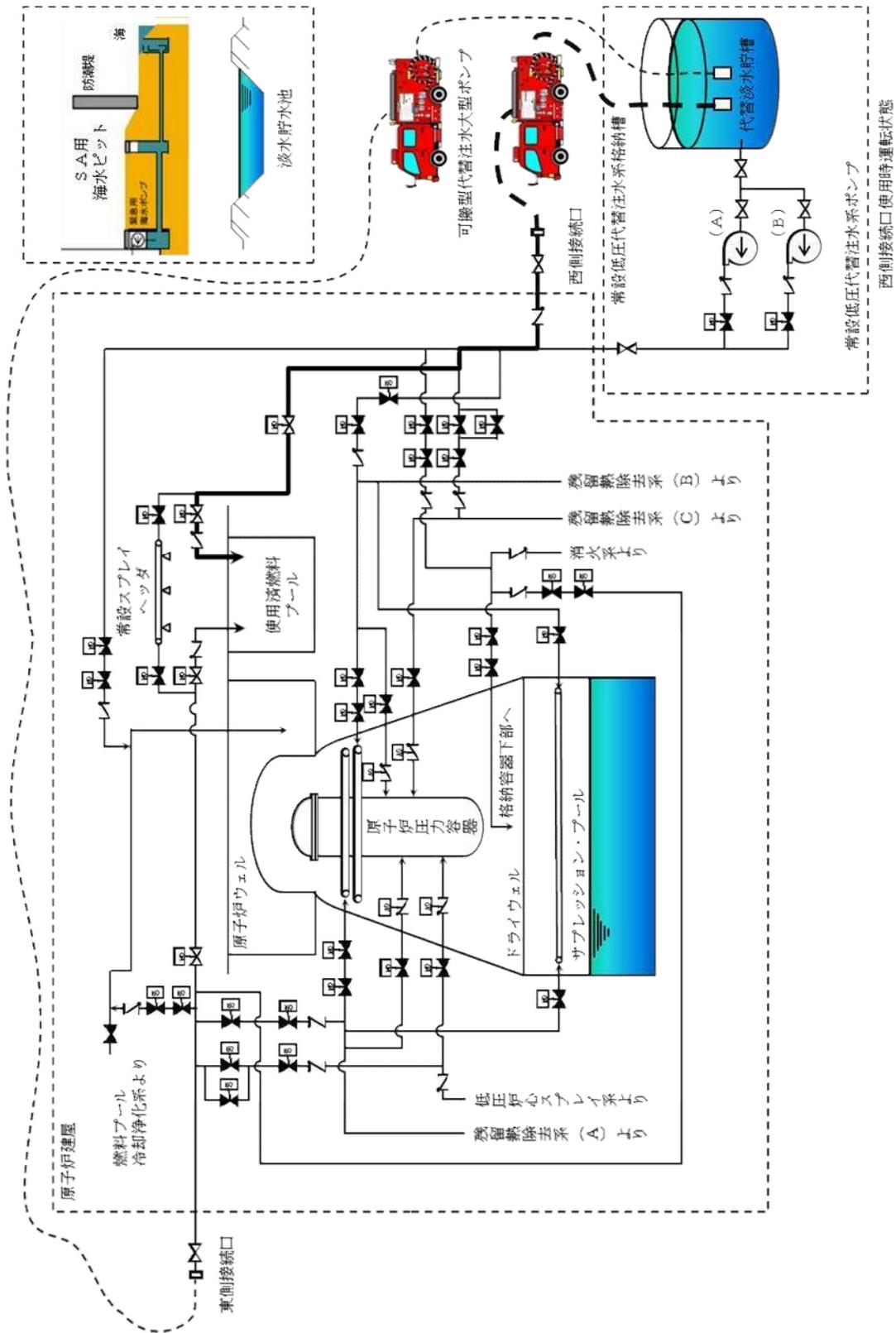
兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

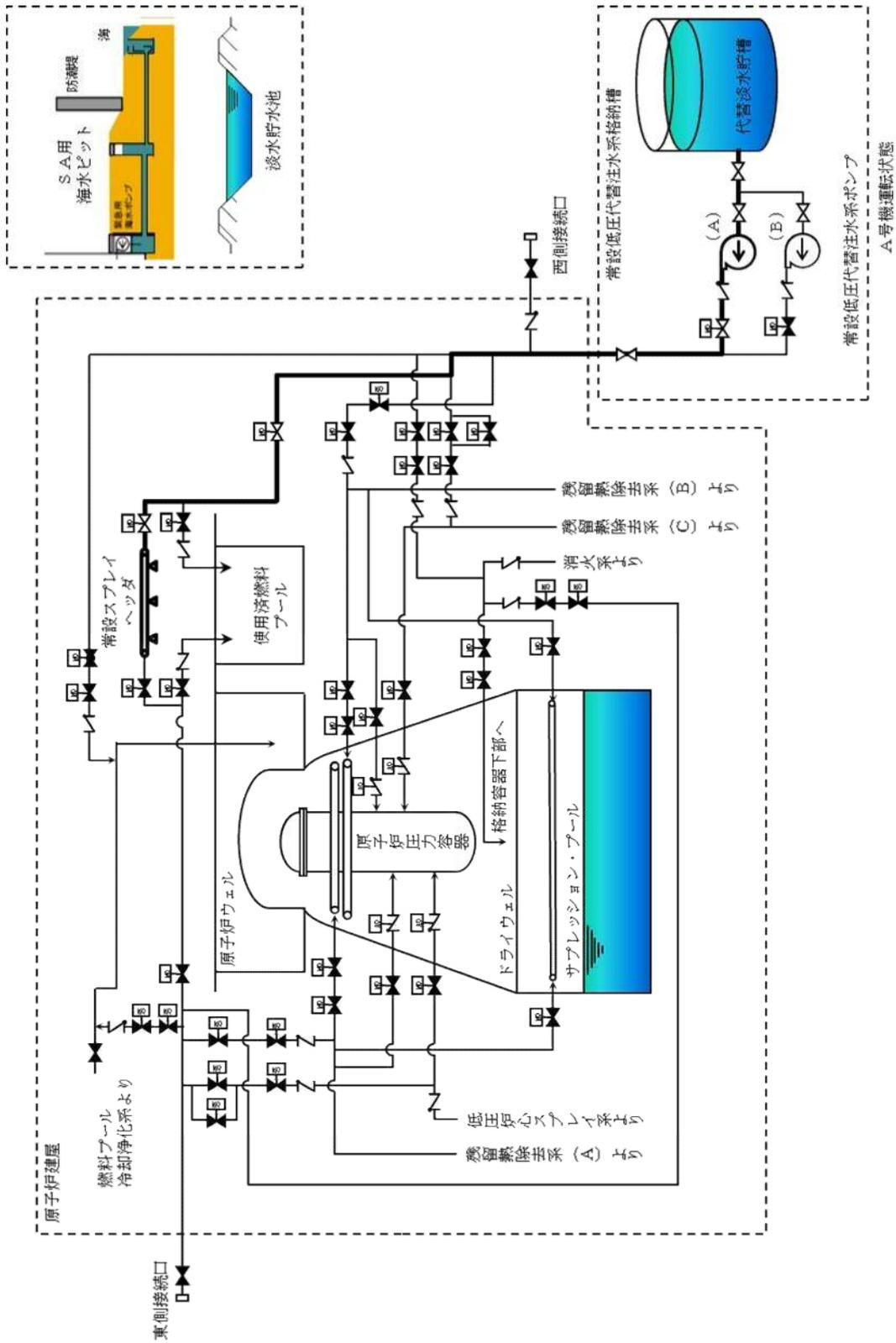
型 式	ターボ形
個 数	1 (予備 1)
容 量	約 844m <sup>3</sup> /h (1 個当たり)
揚 程	約 130m



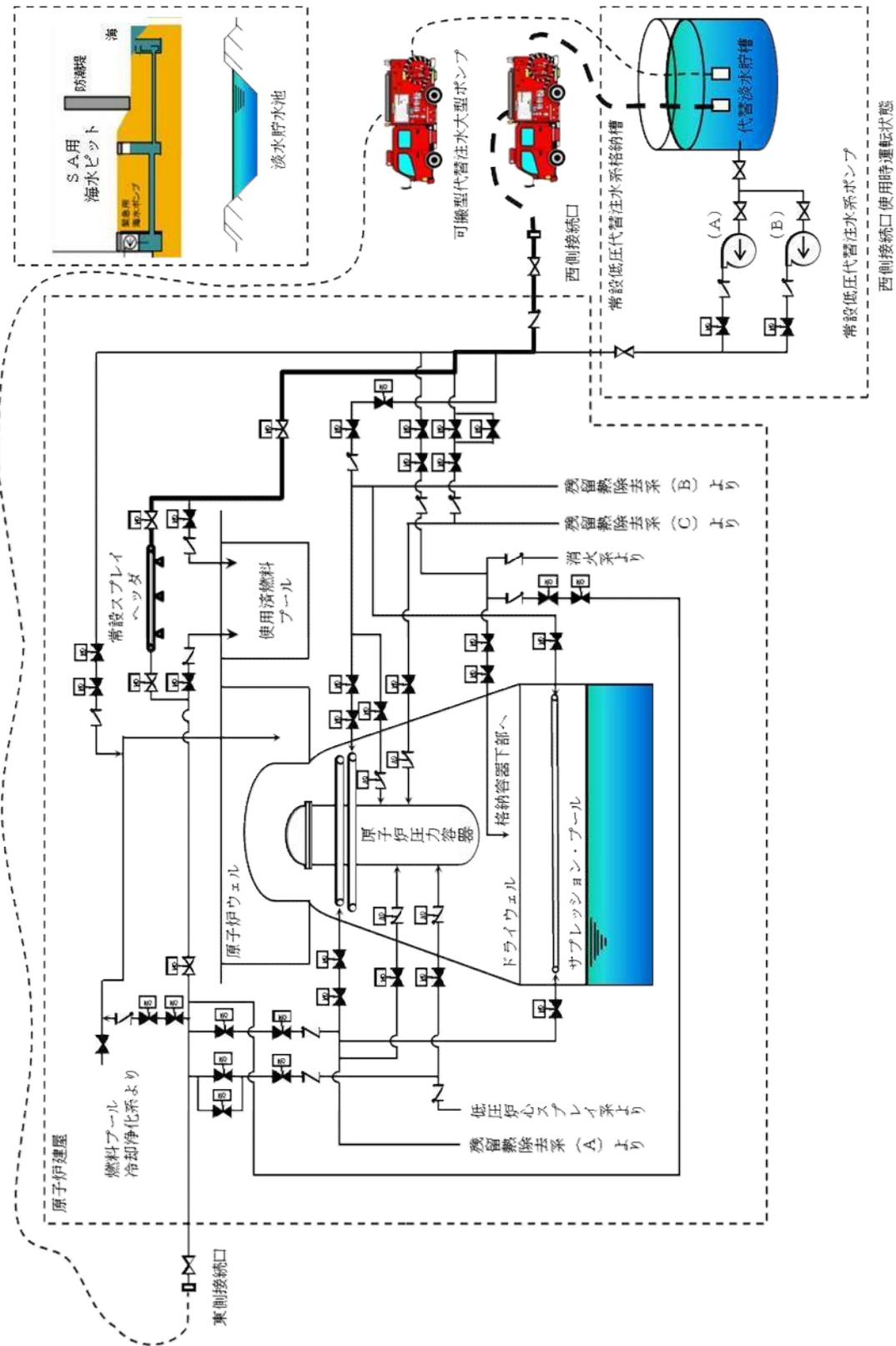
第 4.3-1 図 代替燃料プール注水系（常設低圧代替注水系ポンプ及び注水ラインを使用した使用済燃料プール注水）系統概要図



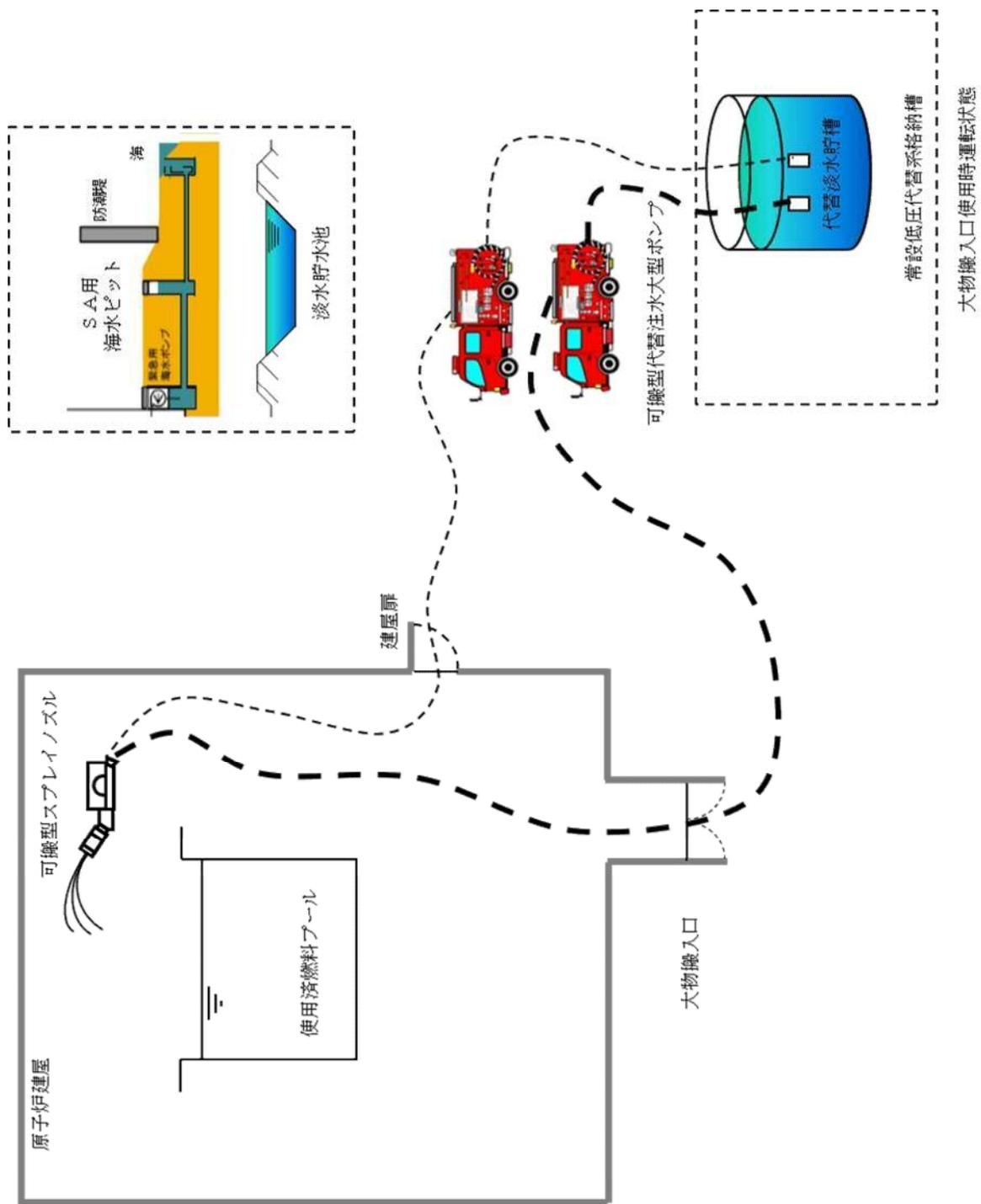
第 4.3-2 図 代替燃料プール注水系（可搬型代替注水大型ポンプ及び注水ラインを使用した使用済燃料プール注水）系統概要図



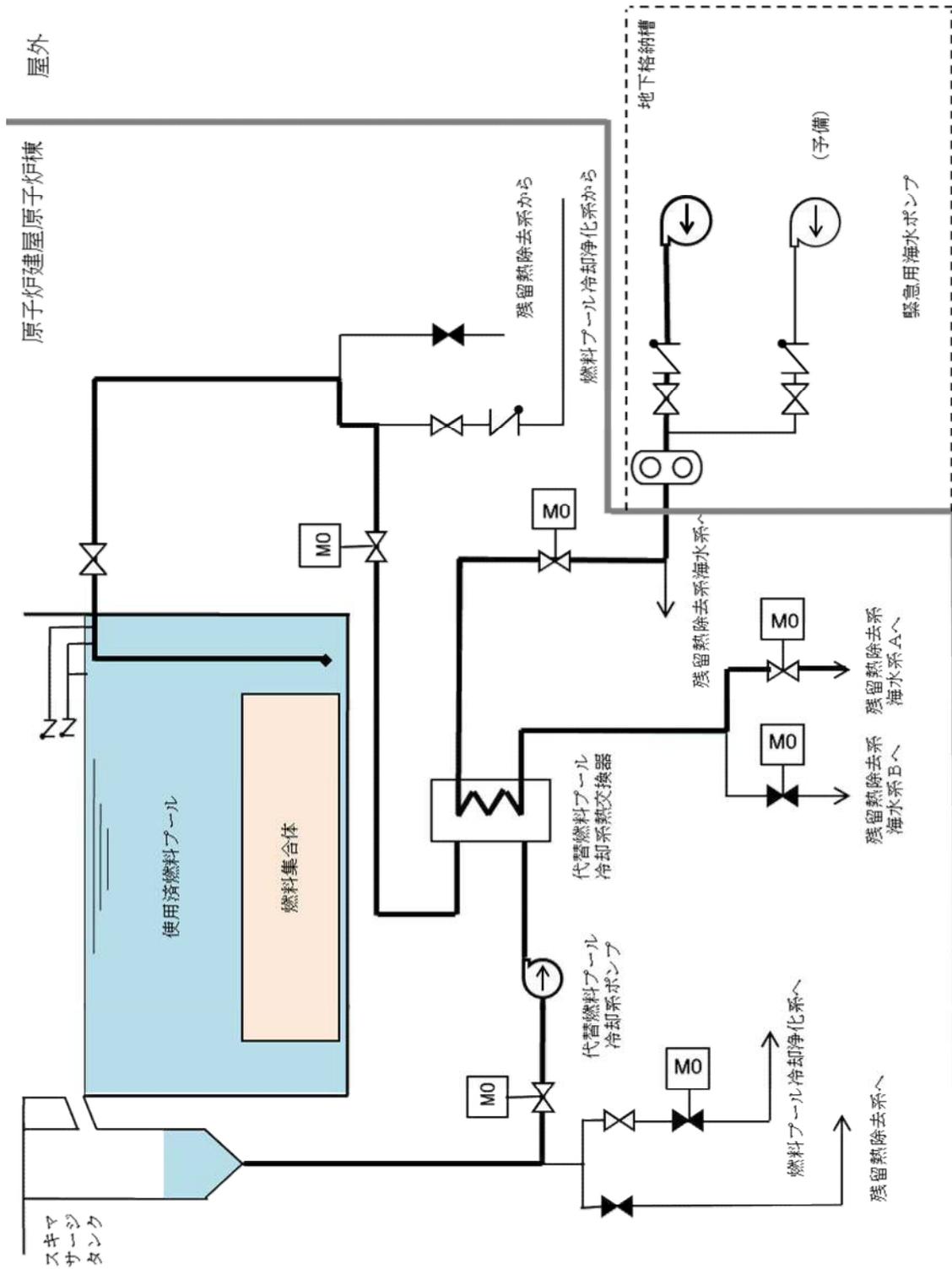
第 4.3-3 図 代替燃料プール注水系（常設低圧代替注水系ポンプ及び常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ）系統概要図



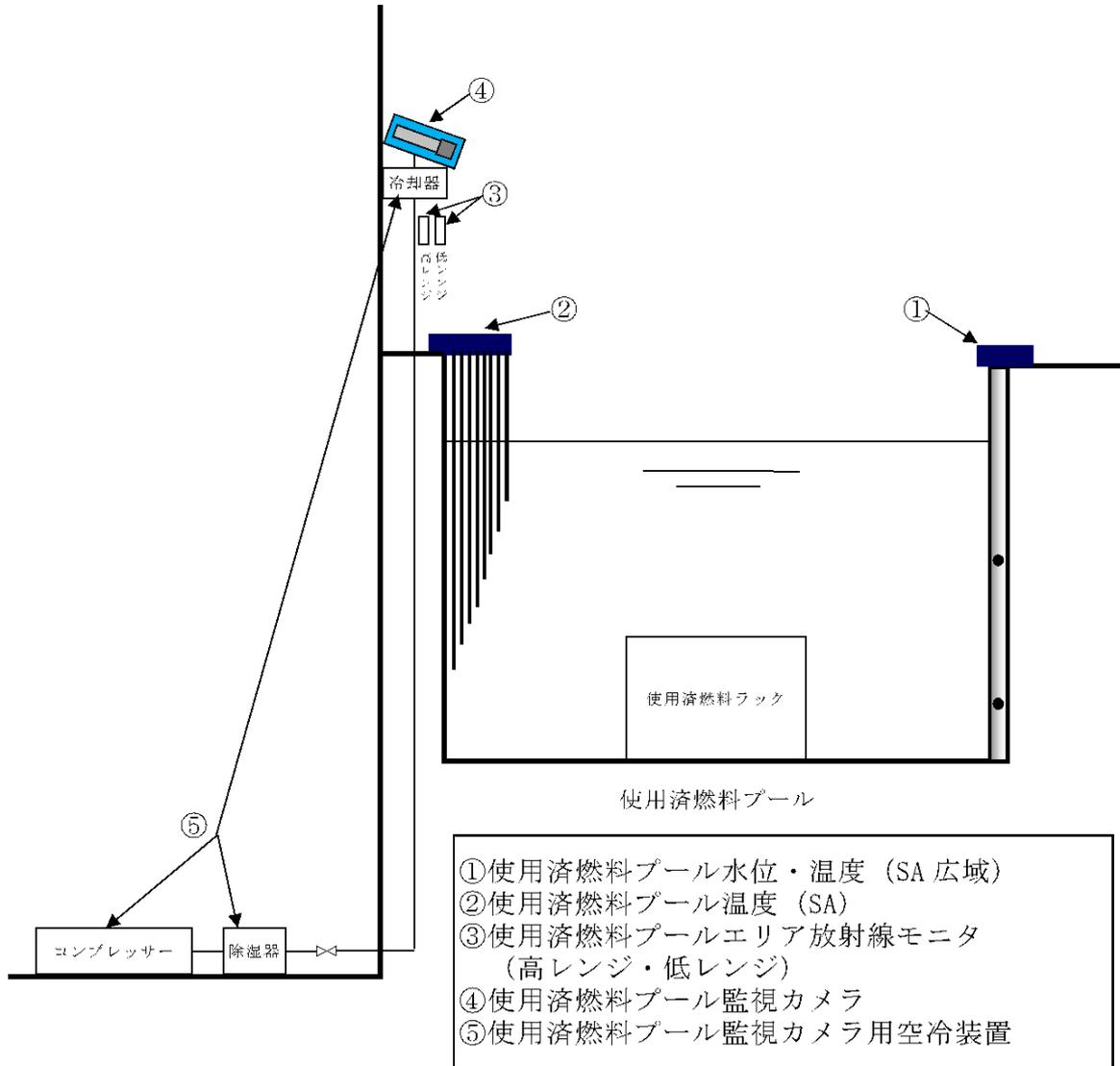
第 4.3-4 図 代替燃料プール注水系（可搬型代替注水大型ポンプ及び常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ）  
系統概要図



第 4.3-5 図 代替燃料プール注水系（可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ）系統概要図



第 4.3-6 図 代替燃料プール冷却系系統概要図



第 4.3-7 図 使用済燃料プール監視設備系統概要図

### 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】

#### < 添付資料 目次 >

### 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

#### 3.11.1 設置許可基準規則第54条への適合方針

- (1) 代替燃料プール注水系（注水ライン）の設置（設置許可基準規則の解釈の第2項 a）, b））
- (2) 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の設置（設置許可基準規則の解釈の第2項 a）, b）, 第3項 a）, b）, c））
- (3) 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）の設置（設置許可基準規則の解釈の第2項 a）, b）, 第3項 a）, b）, c））
- (4) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲（大気への拡散抑制）（設置許可基準規則の解釈の第3項 c））
- (5) 代替燃料プール冷却設備の設置
- (6) 使用済燃料プール監視設備の設置（設置許可基準規則の解釈の第4項 a）, b）, c））
- (7) 消火系による使用済燃料プール注水の整備
- (8) 補給水系による使用済燃料プール注水の整備
- (9) ステンレス鋼板等による漏えい緩和の整備
- (10) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール冷却の整備
- (11) 代替燃料プール注水系の海水の利用

#### 3.11.2 重大事故等対処設備

##### 3.11.2.1 代替燃料プール注水系（注水ライン）

###### 3.11.2.1.1 設備概要

### 3.11.2.1.2 主要設備の仕様

- (1) 常設低圧代替注水系ポンプ
- (2) 可搬型代替注水大型ポンプ
- (3) 代替淡水貯槽

### 3.11.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.11.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針（常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

- (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
  - (i) 要求事項
  - (ii) 適合性
- (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
  - (i) 要求事項
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
  - (i) 要求事項
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性

3.11.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針（常設重大事故等  
対処設備の安全設計方針に対する適合性）

- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）
  - (i) 要求事項
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性

3.11.2.1.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針（可搬型重大事故  
等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）
  - (i) 要求事項
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性

- (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
    - (ii) 適合性
  - (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
    - (ii) 適合性
  - (7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）
    - (i) 要求事項
    - (ii) 適合性
- 3.11.2.2 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）
- 3.11.2.2.1 設備概要
- 3.11.2.2.2 主要設備の仕様
- (1) 可搬型代替注水大型ポンプ
  - (2) 可搬型スプレイノズル
  - (3) 代替淡水貯槽
- 3.11.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
- 3.11.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針（常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）
- (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
    - (i) 要求事項
    - (ii) 適合性
  - (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
    - (i) 要求事項
    - (ii) 適合性

- (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
    - (ii) 適合性
  - (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
    - (i) 要求事項
    - (ii) 適合性
  - (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
    - (ii) 適合性
  - (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
    - (ii) 適合性
- 3.11.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針（可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）
- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）
    - (i) 要求事項
    - (ii) 適合性
  - (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
    - (ii) 適合性
  - (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
    - (ii) 適合性
  - (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

- (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (6) アクセスルートの確保（許可基準規則第43条第3項六）
  - (i) 要求事項
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- 3.11.2.3 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）
  - 3.11.2.3.1 設備概要
  - 3.11.2.3.2 主要設備の仕様
    - (1) 常設低圧代替注水系ポンプ
    - (2) 可搬型代替注水大型ポンプ
    - (3) 常設スプレイヘッド
    - (4) 代替淡水貯槽
  - 3.11.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
    - 3.11.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針（常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）
      - (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
        - (i) 要求事項
        - (ii) 適合性
      - (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

- (i) 要求事項
- (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
  - (i) 要求事項
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性

3.11.2.3.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針（常設重大事故等  
対処設備の安全設計方針に対する適合性）

- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）
  - (i) 要求事項
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性

3.11.2.3.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針（可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）
  - (i) 要求事項
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）
  - (i) 要求事項
  - (ii) 適合性

3.11.2.4 代替燃料プール冷却設備

3.11.2.4.1 設備概要

3.11.2.4.2 主要設備の仕様

- (1) 代替燃料プール冷却系ポンプ
- (2) 代替燃料プール冷却系熱交換器
- (3) 使用済燃料プール
- (4) 緊急用海水ポンプ

3.11.2.4.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.11.2.4.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針（常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

- (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
  - (i) 要求事項
  - (ii) 適合性
- (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
  - (i) 要求事項
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
  - (i) 要求事項
  - (ii) 適合性
- (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
  - (ii) 適合性
- (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

(ii) 適合性

3.11.2.4.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針（常設重大事故等  
対処設備の安全設計方針に対する適合性）

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

(ii) 適合性

(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

(ii) 適合性

(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

(ii) 適合性

3.11.2.5 使用済燃料プール監視設備

3.11.2.5.1 設備概要

3.11.2.5.2 主要設備の仕様

(1) 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）

(2) 使用済燃料プール温度（SA）

(3) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）

(4) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）

(5) 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装  
置を含む）

3.11.2.5.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.11.2.5.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

- ( i ) 要求事項
- ( ii ) 適合性
- (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
  - ( i ) 要求事項
  - ( ii ) 適合性
- (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
  - ( ii ) 適合性
- (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
  - ( i ) 要求事項
  - ( ii ) 適合性
- (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
  - ( ii ) 適合性
- (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
  - ( ii ) 適合性

### 3. 11. 2. 5. 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
  - ( ii ) 適合性
- (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
  - ( ii ) 適合性
- (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

( ii ) 適合性

### 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】

#### 【設置許可基準規則】

(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)

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

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

(解釈)

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

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

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

b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失

し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。

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

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

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

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

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

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

b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。

c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。

### 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

#### 3.11.1 設置許可基準規則第54条への適合方針

想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する（以下、「第54条第1項対応」という。）ために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する（以下、「第54条第2項対応」という。）ために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。ただし、臨界の防止については、以下の設備により設計基準対象施設である使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体の形状を保持することで未臨界性を維持する。

(54-13-2～3)

- (1) 代替燃料プール注水系（注水ライン）の設置（設置許可基準規則の解釈の第2項a), b) )

代替燃料プール注水系（注水ライン）は、第54条第1項対応として、常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは、代替淡水貯槽を水源として、代替燃料プール注水系配管を経由して使用済燃料プールへ注水できる設計とする。

また、可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源として、ホース及び代替燃料プール注水系配管を経由して使用済燃料プールへ注水できる設計とする。

- (2) 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の設置（設置許可基準規則の解釈の第2項a）, b）, 第3項a）, b）, c））

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）は、第54条第1項対応として、可搬型代替注水大型ポンプにより、代替淡水貯槽を水源としてホース及び可搬型スプレイノズルを経由して使用済燃料プールへ注水することで使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。

第54条第2項対応として、可搬型代替注水大型ポンプにより、水源である代替淡水貯槽の水又は海水をホース及び可搬型スプレイノズルを経由して使用済燃料に直接スプレイすることで、使用済燃料の表面温度を下げることにより、燃料損傷を緩和可能な設計とするとともに、スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により、環境への放射性物質放出を可能な限り低減できる設計とする。

- (3) 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の設置（設置許可基準規則の解釈の第2項a）, b）, 第3項a）, b）, c））

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は、第54条第1項対応として、常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは、代替淡水貯槽を水源として、代替燃料プール注水系配管及び常設スプレイヘッドを経由して使用済燃料プールへ注水できる設計とする。

また、可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源として、代替燃料プール注水系配管、ホース及び常設スプレイノズルを経由して使用済燃料プールへ注水できる設計とする。

第54条第2項対応として、常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより、使用済燃料に直接スプレーすることで、燃料損傷を緩和できるとともに、スプレー水の放射性物質叩き落としの効果により、環境への放射性物質放出を可能な限り低減できる設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは、代替淡水貯槽を水源として、代替燃料プール注水系配管及び常設スプレーヘッダを經由して使用済燃料に直接スプレーできる設計とする。

また、可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源として、代替燃料プール注水系配管、ホース及び常設スプレーノズルを經由して使用済燃料に直接スプレーできる設計とする。

- (4) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲（大気への拡散抑制）（設置許可基準規則の解釈の第3項c））

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において大気への放射性物質の拡散を抑制できる設計とする。

なお、本設備の詳細については「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（設置許可基準規則第55条に対する設計方針を示す章）」で示す。

- (5) 代替燃料プール冷却設備の設置

重大事故等が発生し、設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系の復旧ができず、使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、代替燃料プール冷却系及び緊急用海水系を用いて、使用済燃料プールの冷却が可能なように貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却可能な設

計とする。

代替燃料プール冷却系は、使用済燃料プールを水源として代替燃料プール冷却系ポンプにより、代替燃料プール冷却系熱交換器を介して、使用済燃料プールへ戻る循環系統である。

代替燃料プール冷却系熱交換器の冷却用の海水は、緊急用海水ポンプにより送水され、非常用取水設備である緊急用海水ポンプピットから取水する。

なお、本設備のうち、緊急用海水系及び非常用取水設備の詳細については「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。

- (6) 使用済燃料プール監視設備の設置（設置許可基準規則の解釈の第4項 a) , b) , c) )

使用済燃料プールの水位、水温及びプール上部の空間線量率について、使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設置する。

また、使用済燃料プールの状態を監視するため、使用済燃料プール監視カメラを設置する。

上記の使用済燃料プール監視設備は、交流又は直流電源が喪失した場合でも、代替電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室で監視可能な設計とする。

なお、使用済燃料プールは、サイフォン現象による燃料プール水戻り配管からのプール水の漏えいを想定し、燃料プール水戻り配管にサイフォンブレイク用配管を設置し、サイフォンブレイク用配管下端まで水位が低下した時点で、受動的にサイフォン現象の継続を停止させるサイフォン防止機能を有する設計とする。

万が一、サイフォン防止機能が喪失した場合においても、現場での手動弁操作により破断箇所を隔離することで、プール水の流出を停止させることが可能な設計とする。

(54-13-1～4)

なお、耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、第54条第1項対応に有効な設備であるため、自主対策設備として以下を整備する。

#### (7) 消火系による使用済燃料プール注水の整備

消火系による使用済燃料プールへの注水は、ディーゼル駆動消火ポンプを用い、全交流電源が喪失した場合でも、常設代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から遠隔で弁操作し、ろ過水タンクを水源として、消火系配管を経由して使用済燃料プールへ注水する。

#### (8) 補給水系による使用済燃料プール注水の整備

補給水系による使用済燃料プールへの注水は、復水移送ポンプを用い、全交流電源が喪失した場合でも、常設代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から遠隔で弁操作し、復水貯蔵タンクを水源として、復水

移送系配管を経由して使用済燃料プールへ注水する。

なお、プラント状況により使用済燃料プールへアクセスできない場合があるが、漏えい個所が特定でき、作業が可能な状況であれば、第54条第2項対応に有効な設備であるため、自主対策設備として以下を整備する。

(9) ステンレス鋼板等による漏えい緩和の整備

使用済燃料プールの水位が著しく低下した場合に、シール材を接着したステンレス鋼板にロープを取り付け、漏えい個所まで吊り下げることにより使用済燃料プール水の漏えいを緩和すると共に使用済燃料プールの水位低下を緩和する。

なお、使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、代替燃料プール冷却系を用いた使用済燃料プールの冷却が可能なように、自主対策設備として以下を整備する。

(10) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール冷却の整備

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール冷却は、緊急用海水ポンプの機能喪失時においても可搬型代替注水大型ポンプにより海水を代替燃料プール冷却系へ供給することにより使用済燃料プールを冷却する。

また代替淡水貯槽又は複数の代替淡水源（淡水貯水池A、B）の淡水が枯渇した場合の海水利用手段として、以下を整備する。

(11) 代替燃料プール注水系の海水の利用

代替燃料プール注水系（注水ライン）、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）及び代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の水源である代替淡水貯槽又は複数の代替淡水源（淡水貯水池A、B）が枯渇した場合は、防潮堤内側の取水箇所（SA用海水ピット）より、可搬型代替注水大型ポンプを用いて、代替淡水貯槽又は複数の代替淡水源（淡水貯水池A、B）への海水の補給が可能な設計とする。

なお、水源の詳細については「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。

### 3.11.2 重大事故等対処設備

#### 3.11.2.1 代替燃料プール注水系（注水ライン）

##### 3.11.2.1.1 設備概要

代替燃料プール注水系（注水ライン）は、設計基準対象施設である残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び補給機能が喪失した場合に、この機能を代替し、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷、臨界の防止及び放射線の遮蔽（第54条第1項対応）を目的として常設低圧代替注水系ポンプを用いる注水設備と可搬型代替注水大型ポンプを用いる注水設備を設置するものである。

常設低圧代替注水系ポンプを用いる場合は、常設低圧代替注水系ポンプ、電源設備（常設代替交流電源設備）、水源である代替淡水貯槽、流路である代替燃料プール注水系配管・弁、注入先である使用済燃料プール等から構成される。

重大事故等時において、常設低圧代替注水系ポンプ1個により代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管を經由して使用済燃料プールへ注水することで使用済燃料プールの水位を維持可能な設計とする。

本システムに関する重大事故等対処設備を第3.11-1表に、本システム全体の概要図を第3.11-1図に示す。

常設低圧代替注水系ポンプの電源は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを用いる場合は、可搬型代替注水大型ポンプ、水源である代替淡水貯槽、流路である代替燃料プール注水系配管・弁、燃料

補給設備である可搬型設備用軽油タンク，タンクローリ，注入先である使用済燃料プール等から構成される。

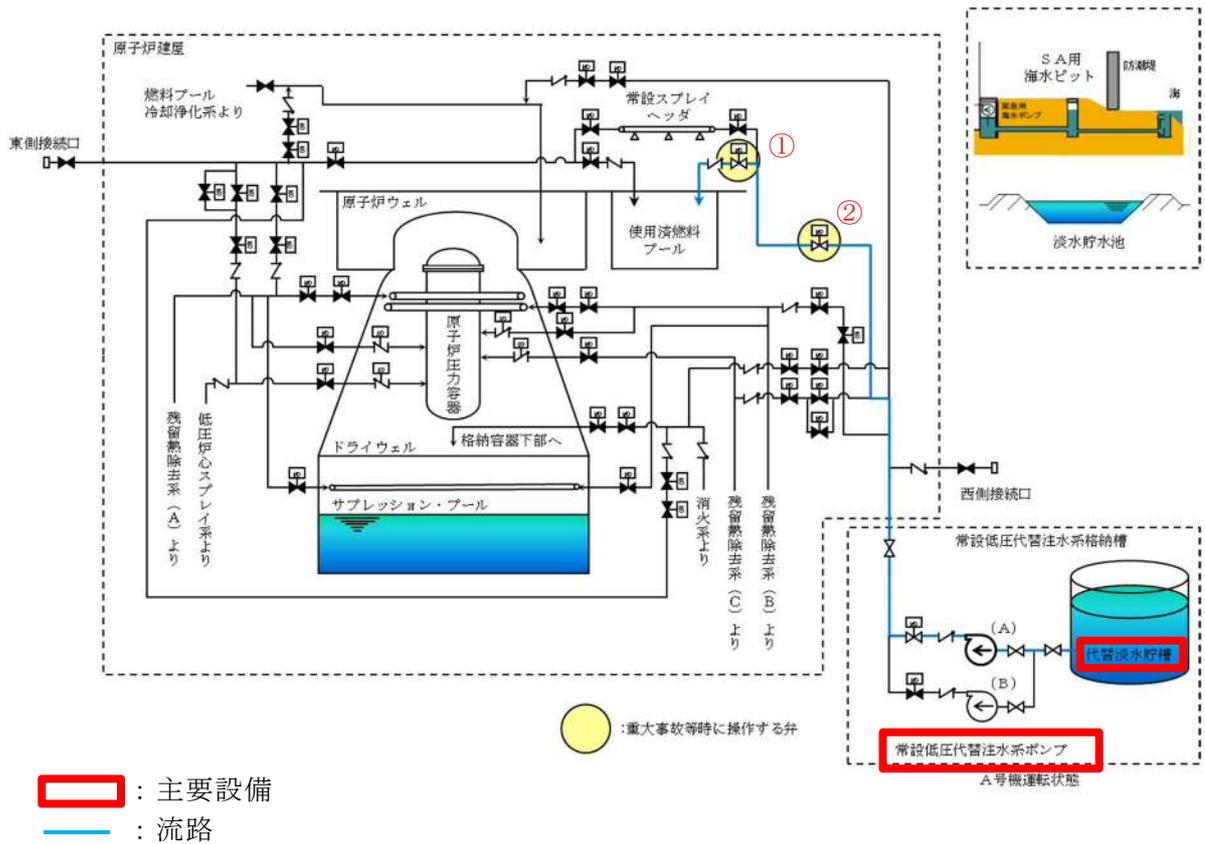
重大事故等時において，可搬型代替注水大型ポンプ1個により代替淡水貯槽の水をホース及び代替燃料プール注水系配管を経由して使用済燃料プールへ注水することで使用済燃料プールの水位を維持可能な設計とする。

本システムに関する重大事故等対処設備を第3.11-2表に，本システム全体の概要図を第3.11-2図に示す。

可搬型代替注水大型ポンプは，ディーゼルエンジンにて駆動し，付属する操作スイッチにより起動できる設計とする。燃料は可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて給油できる設計とする。

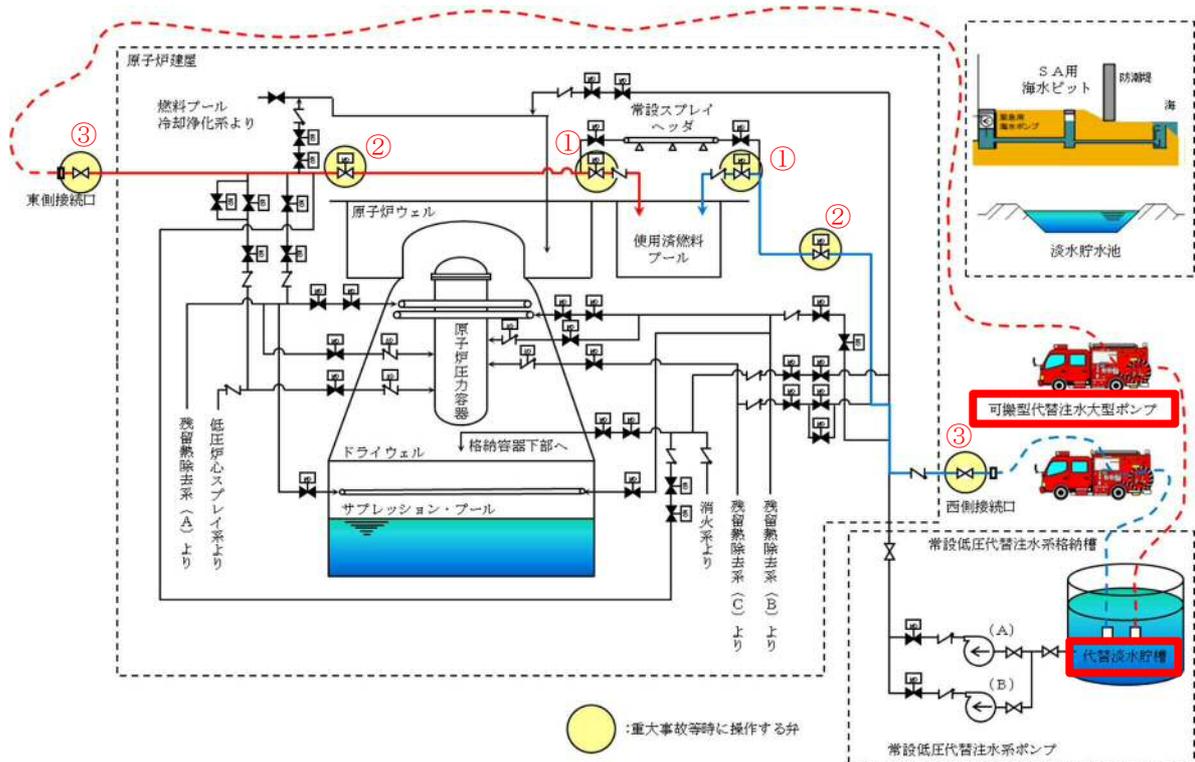
また，防潮堤内側の取水箇所（SA用海水ピット，淡水貯水池A，B）より取水可能な設計とする。なお，水源については，「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」で示す。

可搬型代替注水大型ポンプを使用する際に接続する接続口は，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，原子炉建屋の異なる面（原子炉建屋東側及び西側）の隣接しない位置に設置する。



弁名称	
①	使用済燃料プール注水ライン元弁
②	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁

第3.11-1図 代替燃料プール注水系（注水ライン）系統概要図  
 （常設低圧代替注水系ポンプ使用時）



- : 主要設備
- : 流路 (西側接続口使用時)
- : 流路 (東側接続口使用時)

	弁名称
①	使用済燃料プール注水ライン元弁
②	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁
③	西側接続口又は東側接続口の弁

第3.11-2図 代替燃料プール注水系 (注水ライン) 系統概要図  
(可搬型低圧代替注水大型ポンプ使用時)

第3.11-1表 代替燃料プール注水系（注水ライン）に関する重大事故等対処設備一覧  
（常設低圧代替注水系ポンプ使用時）

設備区分		設備名
主要設備		常設低圧代替注水系ポンプ【常設】 代替淡水貯槽【常設】*1
関連設備	付属設備	サイフォン防止機能
	水源	—
	流路	低圧代替注水系配管・弁【常設】 代替燃料プール注水系配管・弁【常設】
	注水先	使用済燃料プール【常設】
	電源設備*2 （燃料補給設備含む）	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備*3	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）【常設】 使用済燃料プール温度（SA）【常設】 使用済燃料プールエリア放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）【常設】 使用済燃料プール監視カメラ【常設】 代替淡水貯槽水位【常設】 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】

\*1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*3：主要設備を用いた使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷緩和，臨界防止及び放射線の遮蔽対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお，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。

第3.11-2表 代替燃料プール注水系（注水ライン）に関する重大事故等対処設備一覧  
（可搬型代替注水大型ポンプ使用時）

設備区分		設備名
主要設備		可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】 代替淡水貯槽【常設】*1
関連設備	付属設備	サイフォン防止機能
	水源	—
	流路	低圧代替注水系配管・弁【常設】 代替燃料プール注水系配管・弁【常設】 ホース【可搬型】
	注水先	使用済燃料プール【常設】
	電源設備*2 （燃料補給設備含む）	可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
	計装設備*3	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）【常設】 使用済燃料プール温度（SA）【常設】 使用済燃料プールエリア放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）【常設】 使用済燃料プール監視カメラ【常設】 代替淡水貯槽水位【常設】

\*1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*3：主要設備を用いた使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷緩和，臨界防止及び放射線の遮蔽対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお，計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.11.2.1.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

#### (1) 常設低圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

種類 : うず巻形

容量 : 約200m<sup>3</sup>/h

全揚程 : 約200m

最高使用圧力 : 3.5MPa[gage]

最高使用温度 : 66°C

個数 : 1 (予備1)

取付箇所 : 常設低圧代替注水系格納槽内

電動機出力 : 約190kW

(2) 可搬型代替注水大型ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・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
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

種類 : うず巻形

容量 : 約1,320m<sup>3</sup>/h/個

全揚程 : 約140m

最高使用圧力 : 1.4MPa [gage]

最高使用温度 : 60°C

原動機出力 : 約847kW/個

個数 : 4 (予備2<sup>\*1</sup>)

設置場所 : 屋外

保管場所 : 西側保管場所, 南側保管場所及び予備機置場

\* 1 「可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)」と兼用

### (3) 代替淡水貯槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

個 数 : 1

容 量 : 約5,000m<sup>3</sup>

種 類 : ライニング槽

取付箇所 : 常設低圧代替注水系格納槽内

### 3.11.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.11.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針（常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

##### (1) 環境条件（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。

代替燃料プール注水系（注水ライン）の常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における常設低圧代替注水系格納槽内の環境条件を考慮し、以下の第3.11-3表に示す設計とする。

代替燃料プール注水系（注水ライン）の可搬型代替注水大型ポンプは、西側及び南側保管場所に保管し、重大事故等時に、水源である代替淡水貯槽付近の屋外に設置することから、その機能を期待する重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件を考慮し、以下の第3.11-4表に示す設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの操作は、可搬型代替注水大型ポンプに付属する操作スイッチにより、設置場所にて操作可能な設計とする。風

(台風) による荷重については、当該荷重を考慮しても機能維持できる設計とする。積雪・火山の影響については、適切に除雪・除灰する運用とする。

また、降水及び凍結により機能を損なうことのないよう、防水対策が取られた可搬型代替注水大型ポンプを使用し、凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

(54-3-2~4)

第3.11-3表 想定する環境条件（常設低圧代替注水系ポンプ）

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	常設低圧代替注水系格納槽内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。使用済燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで設備への影響を考慮した設計とする。
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），竜巻，積雪，火山の影響	常設低圧代替注水系格納槽内に設置するため，風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，火山の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

第3.11-4表 想定する環境条件（可搬型代替注水大型ポンプ）

環境条件	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	屋外で想定される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考慮した設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。使用済燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで設備への影響を考慮した設計とする。
地震	保管場所で想定される適切な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。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	保管場所で想定される風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，火山の影響による荷重を考慮し，機器が損傷しない設計とする。また，設置場所で想定される風（台風），積雪による荷重を考慮し，機能への影響を考慮した設計とする。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(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・検査性について」に示す。

代替燃料プール注水系（注水ライン）は，重大事故等発生時，通常待機時の系統から弁操作等にて速やかに切替えができる設計とする。また，

常設低圧代替注水系ポンプ及び電動弁は、中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

代替燃料プール注水系（注水ライン）の常設低圧代替注水系ポンプを運転する場合は、中央制御室からのスイッチ操作で、常設低圧代替注水系ポンプを起動し、代替淡水貯槽への循環運転状態とする。その後、中央制御室からのスイッチ操作で、使用済燃料プール注水ライン元弁及び使用済燃料プール注水ライン流量調整弁の開操作を実施し使用済燃料プールへの注水を行う設計とする。代替燃料プール注水系（注水ライン）の操作に必要な機器を第3.11-5表に示す。

常設低圧代替注水系ポンプの起動・停止・運転状態及び電動弁の開閉状態については、中央制御室の表示灯・操作画面表示等で視認可能な設計とし、中央制御室における監視又は試験・検査等にて確認可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員等のアクセシビリティ及び操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作スイッチには機器の名称等を表示した銘板の取付け又は画面表示等により、運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

代替燃料プール注水系（注水ライン）の可搬型代替注水大型ポンプを運転する場合は、可搬型代替注水大型ポンプを水源である代替淡水貯槽近傍に配置するとともにホース接続を実施し、原子炉建屋西側又は東側接続口の弁を現場にて手動にて開操作するとともに、中央制御室からのスイッチ操作で、使用済燃料プール注水ライン元弁及び使用済燃料プール注水ライン流量調整弁の開操作が完了した後、可搬型代替注水大型ポ

ンプをポンプ付属の操作スイッチにより起動し、使用済燃料プールへの注水を行う設計とする。代替燃料プール注水系（注水ライン）の操作に必要な機器を第3.11-6表に示す。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員等のアクセシビリティ及び操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作スイッチには機器の名称等を表示した銘板の取付け又は画面表示等により、運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

原子炉建屋東側又は西側接続口の弁については、接続口が設置されている原子炉建屋西側又は東側から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ付属の操作スイッチを操作するに当たり、重大事故等対応要員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作スイッチは、機器の名称等を表示した銘板の取付け等により識別可能とし、重大事故等対応要員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、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、転倒防止のため治具を用いて固定する設計とする。

ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具は必要とせず、簡便な接続金物を用いることで、一般的な工具により確実に接続が可能な設計とする。

(54-3-2～4)

第3.11-5表 操作対象機器（常設低圧代替注水系ポンプ使用時）

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
常設低圧代替注水系ポンプ（A） 又は（B）	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
使用済燃料プール注水ライン元弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
使用済燃料プール注水ライン流量 調整弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

第3.11-6表 操作対象機器（可搬型代替注水大型ポンプ使用時）

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	起動停止	スイッチ操作	屋外設置場所
接続口の弁 （原子炉建屋東側又は西側）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口近傍
使用済燃料プール注水ライン元弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
使用済燃料プール注水ライン流量 調整弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
ホース	ホース接続	人力接続	屋外

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替燃料プール注水系（注水ライン）の常設重大事故等対処設備は、第3.11-7表に示すように原子炉運転中に機能・性能検査及び弁動作確認を可能な設計とする。また、原子炉停止中に機能・性能検査、弁動作確

認及び分解検査が可能な設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは、分解検査として、原子炉停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。弁については、分解検査として弁体等の部品の状態を確認可能な設計とする。分解検査においては、浸透探傷試験により、性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認する。また、目視により、性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認する。

また、常設低圧代替注水系ポンプは、吐出配管にテストラインを設け、原子炉運転中又は原子炉停止中に、代替淡水貯槽を水源とした循環運転を行うことで、ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え、運転時の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。弁については、原子炉運転中又は原子炉停止中に弁動作確認を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。ポンプ及び系統配管・弁については、機能・性能検査等に合わせて外観の確認が可能な設計とする。

代替燃料プール注水系（注水ライン）の可搬型重大事故等対処設備は、第3.11-8表に示すように原子炉運転中又は停止中に機能・性能検査、弁動作確認、外観検査及び車両検査が可能な設計とする。

機能・性能確認においては、淡水貯水池を水源とし、可搬型代替注水大型ポンプ、仮設圧力計・流量計、ホースの系統構成で淡水貯水池へ送水する試験を行うテストラインを設けることで、ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え、運転時の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。ポンプ及び弁については、機能・性能検査等に合わせて外観の確認が可能な設計とする。ホースについては、機能・性能に影響を

及ぼすおそれのあるき裂，ジョイント部の腐食等が無いことを確認可能である。

弁については，原子炉運転中又は停止中に弁動作確認を実施することで，弁の開閉動作を確認可能な設計とする。

ポンプを搭載する車両については，走行状態に異常のないことを確認できる設計とする。

(54-5-2, 3)

第3.11-7表 代替燃料プール注水系（注水ライン）の試験及び検査（常設）

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能 ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認 ポンプ及び系統配管・弁の外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能 ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認 ポンプ及び系統配管・弁の外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプまたは弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認

第3.11-8表 代替燃料プール注水系（注水ライン）の試験及び検査（可搬型）

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能 ポンプ及びホースの漏えい確認 ポンプ、ホース及び系統配管・弁の外観の確認
	弁作動確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	ポンプを搭載する車両の走行状態確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替燃料プール注水系（注水ライン）は、本来の用途以外の用途には使用しない。

代替燃料プール注水系（注水ライン）の常設低圧代替注水系ポンプの起動操作及び弁操作については、中央制御室からの操作スイッチによる遠隔操作により、代替燃料プール注水が必要となるまでの間に、第3.11-3図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。

代替燃料プール注水系（注水ライン）の可搬型代替注水大型ポンプは、通常待機時は、接続先と系統と分離した状態で保管し、本来の用途以外の用途には使用しない。

可搬型代替注水大型ポンプ使用時の移動、設置、起動操作及び系統構成に必要な弁操作については、代替燃料プール注水が必要となるまでの間に、第3.11-4図で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

(54-4-2)

		経過時間(分)															備考
手順の項目	実施箇所・必要員数	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	
		使用済燃料プール													13分		
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水	運転員A、B (中央制御室)	2	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動														
			系統構成											注水操作			

第3.11-3図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水 タイムチャート\*

\*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.11で示すタイムチャート

		経過時間(分)																										備考	
手順の項目	実施箇所・必要員数	10	20	30	40	150	160	170	190	200	210	220	230	240	250	260													
		使用済燃料プール注水開始																								260分			
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水	運転員A、B (中央制御室)	2	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動																										
			系統構成																										
重大事故等 対応要員	8	8	準備																										
			移動(南側保管場所～取水ビット)																										
			取水ビット蓋開放、ポンプ設置																										
			ホース敷設																										
			低圧代替注水系接続口B蓋開放																										
			送水準備																										
			注水操作																										

第3.11-4図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水 タイムチャート\*

\*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.11で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

代替燃料プール注水系（注水ライン）は，通常待機時は使用済燃料プール注水ライン元弁を閉止することで他の系統と隔離する系統構成としており，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。代替燃料プール注水系（注水ライン）により注水を行う場合は，重大事故等対象設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。隔離弁については第3.11-9表に示す。

代替燃料プール注水系（注水ライン）の可搬型代替注水大型ポンプは，通常待機時は接続先の系統と分離された状態で保管することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，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。設置場所においては，車両転倒防止装置又は輪止めにより固定することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，可搬型代替注水大型ポンプは，固縛等により飛散物となって他の設備に悪影響及ぼさない設計とする。

(54-3-2～4, 54-8-2)

第3.11-9表 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
使用済燃料プール	使用済燃料プール注水ライン 元弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替燃料プール注水系（注水ライン）の常設低圧代替注水系ポンプを用いる場合の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第3.11-10表に示す。常設低圧代替注水系ポンプ、使用済燃料プール注水ライン元弁及び使用済燃料プール注水ライン流量調整弁は、原子炉建屋原子炉棟又は常設低圧代替注水系格納槽内に設置されるが、中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少なくなるよう設計する。

代替燃料プール注水系（注水ライン）の可搬型代替注水大型ポンプを用いる場合の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を第3.11-11表に示す。このうち，屋外で操作する可搬型代替注水大型ポンプ，原子炉建屋東側又は西側接続口の弁，ホースは屋外に設置する設計とするが，作業は屋外の放射線量が高くなるおそれが少ないタイミングで実施可能であることから操作が可能である。作業に当たっては，放射線量を確認し，適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は，線源からの離隔距離をとること，線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより，これらの設備の設置及び常設設備との接続が可能である。

(54-3-2～4, 54-4-2)

第 3.11-10 表 代替燃料プール注水系（注水ライン）操作対象機器設置場所  
(常設低圧代替注水系ポンプ使用時)

機器名称	設置場所	操作場所
常設低圧代替注水系ポンプ（A） 又は（B）	常設低圧代替注水系格納槽内	中央制御室
使用済燃料プール注水ライン元弁	原子炉建屋原子炉棟内	中央制御室
使用済燃料プール注水ライン流量 調整弁	原子炉建屋原子炉棟内	中央制御室

第 3.11-11 表 代替燃料プール注水系（注水ライン）操作対象機器設置場所  
（可搬型代替注水大型ポンプ使用時）

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	屋外設置場所	屋外設置場所
接続口の弁 （原子炉建屋東側又は西側）	屋外接続口近傍	屋外接続近傍
使用済燃料プール注水ライン元弁	原子炉建屋原子炉棟内	中央制御室
使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟内	中央制御室
ホース	屋外	屋外

3.11.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針（常設重大事故等  
対処設備の安全設計方針に対する適合性）

(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に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは，第54条第1項の場合に，使用済燃料プールの水位を維持できるために必要な注水量を有する設計とする。

必要な注水量としては，使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止の重要事故シーケンスの想定事故1に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量が $50\text{m}^3/\text{h}$ であることから，1個で約 $200\text{m}^3/\text{h}$ を送水

可能な常設低圧代替注水系ポンプを1個使用する設計とする。

揚程は、有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量で注水を実施する場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（使用済燃料プール）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管及び弁類の圧損）を考慮して，約200mを確保可能な設計とする。

なお，代替淡水貯槽の容量の説明は，「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。

(54-6-2～4)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

(ii) 適合性

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

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから，代替燃料プール注水系（注水ライン）の常設低圧代替注水系ポンプは共用しない。

(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。

(3. 4-18)

(ii) 適合性

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

代替燃料プール注水系（注水ライン）である常設低圧代替注水系ポンプは、設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプと同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、第3. 11-12表に示すとおり、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプの電源は、屋外の常設代替高圧電源装置置場に設置する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから供給可能とすることで、原子炉建屋附属棟内に設置された設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）に対し多様性及び位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプのサポート系として、冷却水を自然冷却とすることで、設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプの冷却水（自然冷却及び残留熱除去系海水系）に対

し多様性を持たせた設計とする。

水源については，常設低圧代替注水系格納槽内に設置する代替淡水貯槽を使用することで，設計基準対象施設である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの水源である，使用済燃料プールに対し多様性及び位置的分散を図る設計とする。

電動弁については，駆動部に設けるハンドルにて手動操作も可能な設計とすることで，電動駆動に対し多様性を持たせた設計とする。

流路を構成する配管等の静的機器については，可能な限り分離配置することで，独立性を確保する設計とする。

第 3.11-12 表 多様性又は多重性，位置的分散

項目	設計基準対象施設		重大事故等対処設備	
	燃料プール冷却 浄化系	残留熱除去系 (使用済燃料プ ール水の冷却及 び補給)	代替燃料プール注水系 (注水ライン)	
ポンプ	燃料プール冷却 浄化系ポンプ	残留熱除去系 ポンプ	可搬型代替注水 大型ポンプ	常設低圧代替注 水系ポンプ
	原子炉建屋原子 炉棟4階	原子炉建屋原子 炉棟地下2階	屋外	常設低圧代替注 水系格納槽内
水源	使用済燃料プール		代替淡水貯槽	代替淡水貯槽
	原子炉建屋原子炉棟6階		常設低圧代替注水 系格納槽内	常設低圧代替注水 系格納槽内
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)
冷却水	不要 (自然冷却)	残留熱除去系 海水系	自己冷却	不要 (自然冷却)
駆動電源	非常用ディーゼル発電機		不要 (ディーゼルエンジン)	常設代替高圧電源装置
	原子炉建屋付属棟地下1階		屋外	屋外

3.11.2.1.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針（可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

(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。

代替燃料プール注水系（注水ライン）である可搬型代替注水大型ポンプは、第54条第1項対応の場合に、必要な注水量を有する設計とする。

必要な注水量としては、使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止の重要事故シーケンスの想定事故1に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量が $50\text{m}^3/\text{h}$ であることから、1個で約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ を送水可能な可搬型代替注水大型ポンプを1個使用する設計とする。

揚程は、有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量で注水を実施する場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（使用済燃料プール）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類の圧損）を考慮して、約140mを確保可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において使用済燃料プールへの注水に必要な容量を有するものを1個と水の移送設備に必要な容量を有するものを1個と同時に使用するために1セット2個使用する。保有数は2セットで4個と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2個の合計6個を保管する。

なお、代替淡水貯槽の容量の説明は、「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。

(54-6-5～7)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替燃料プール注水系（注水ライン）である可搬型代替注水大型ポンプ側のホースと接続口については、フランジ接続にすることで、一般的に使用される工具を用いてホースを確実に接続ができる設計とする。また、原子炉建屋東側接続口と原子炉建屋西側接続口の口径を統一し、確実に接続できる設計とする。

(54-7-2)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

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

代替燃料プール注水系（注水ライン）である可搬型代替注水大型ポンプの接続箇所である接続口は、原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に設置することとし、原子炉建屋東側に1箇所，原子炉建屋西側に1箇所設置し、合計2箇所を設置することで、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設計とする。

(54-3-3, 54-7-2)

(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。

代替燃料プール注水系（注水ライン）である可搬型代替注水大型ポンプは、屋外に設置する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが、仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること、線量を測定し線量が低い位置に配置することにより、これら設備の設置場所への据付け及び常設設備との接続を可能な設計とする。また、接続口とホースの接続箇所は、フランジ接続、可搬型代替注水大型ポンプとホースの接続箇所及びホース同士の接続箇所は簡便な接続方式である接続金物により、一般的な工具等を用い確実に速やかに接続可能とすることで、作業線量の低減を考慮した設計とする。

(54-3-2, 3)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(i) 要求事項

地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

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

代替燃料プール注水系（注水ライン）である可搬型代替注水大型ポンプは、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置、その他の条件を考慮し、燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図り、発電所敷地内の西側及び南側保管場所に保管する設計とする。

(54-8-2)

(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・検査性について」に示す。

代替燃料プール注水系（注水ライン）である可搬型代替注水大型ポンプは、通常待機時は西側及び南側保管場所に保管されており、想定される重大事故等が発生した場合においても、保管場所から設置場所までの運搬経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確保する。

なお、アクセスルートの詳細については、「実用発電用原子炉に係る

発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての「1.0 重大事故等対策における共通事項」添付資料1.0.2「東海第二発電所 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」で示す。

(54-9-2～5)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

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

代替燃料プール注水系（注水ライン）である可搬型代替注水大型ポンプは、設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び常設重大事故等対処設備である常設低圧代替注水系ポンプと同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、第3.11-12表に示すとおり、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、西側及び南側保管場所に保管することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプ及び低圧代替注水系格納槽内に設置する常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図る設計とする。また、重大事故等時において、可搬型代替注水大型ポンプのサポート系として冷却水は自己冷却とすることで、設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプの冷却水（自然冷却及び残留熱除去系海水系）及び常設低圧代替注水系ポンプの自然冷却に対し多様性を持たせた設計とする。

駆動源については、ディーゼルエンジン駆動とすることで、設計基準事対象施設である燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）及び常設低圧代替注水系ポンプの電源である常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置に対し多様性を持たせた設計とする。

水源については、常設低圧代替注水系格納槽内に設置する代替淡水貯槽を使用することで、設計基準対象施設である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの水源である、使用済燃料プールに対し多様性及び位置的分散を図る設計とする。

流路を構成する配管等の静的機器については、可能な限り独立性を確保する設計とする。

なお、可搬型代替注水大型ポンプは故障時及び保守点検時の予備を有する設計とする。

(54-3-2)

### 3.11.2.2 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

#### 3.11.2.2.1 設備概要

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）は、設計基準対象施設である残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び補給機能が喪失した場合に、この機能を代替し、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷、臨界の防止及び放射線の遮蔽（第54条第1項対応）を目的として設置するものである。

また、大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和、及び臨界の防止（第54条第2項対応）を目的として設置するものである。

本系統は、可搬型代替注水大型ポンプ、水源である代替淡水貯槽、流路であるホース、可搬型スプレイノズル、注水先である使用済燃料プール等から構成される。

第54条第1項対応において、代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプ1個により、ホース及び可搬型スプレイノズルを經由して使用済燃料プールへ注水することで使用済燃料プールの水位を維持可能な設計とする。

第54条第2項対応において、代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプ1個により、ホース及び可搬型スプレイノズルを經由して、使用済燃料プール水位の異常な低下により燃料有効頂部を下回った使用済燃料に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、スプレイ水の放射性物質叩き落しの効果により、環境への放射性物質放出を可能な限り低減可能な設計とする。

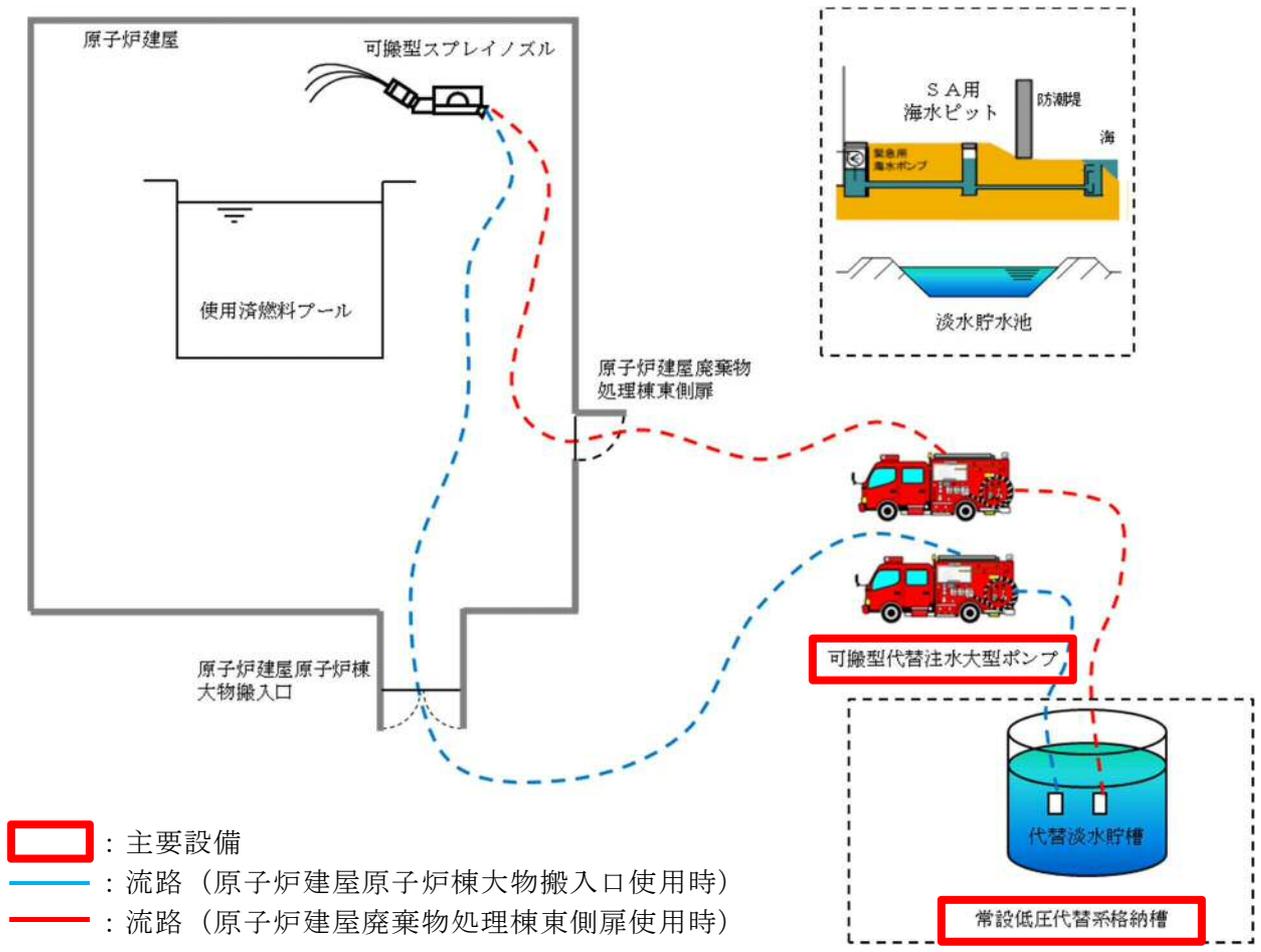
本システムに関する重大事故等対処設備を第3.11-13表に、本システム全体の概要図を第3.11-5図に示す。

本システムの操作にあたっては、ホース及び可搬型スプレイノズルの敷設により系統構成を行った後、屋外で可搬型代替注水大型ポンプに付属する操作スイッチにより可搬型代替注水大型ポンプを起動し運転を行う。

可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動し、付属する操作スイッチにより起動できる設計とする。燃料は可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて給油できる設計とする。

また、防潮堤内側の取水箇所（SA用海水ピット、淡水貯水池A、B）より取水可能な設計とする。なお、水源については、「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」で示す。

屋外に設置する可搬型代替注水大型ポンプと原子炉建屋原子炉棟6階に設置する可搬型スプレイヘッドを接続するホースの敷設は、原子炉建屋の異なる面（原子炉建屋東側及び南側）の隣接しない位置の扉（原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉又は原子炉建屋原子炉棟大物搬入口）を利用することで、共通の要因によって敷設することができなくなることを防止する設計とする。



第3.11-5図 代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル)

系統概要図

第3.11-13表 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】 可搬型スプレイノズル【可搬】 代替淡水貯槽【常設】*1
関連設備	付属設備	サイフォン防止機能
	水源	—
	流路	ホース【可搬型】
	注水先	使用済燃料プール【常設】
	電源設備*2 (燃料補給設備含む)	可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
	計装設備*3	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）【常設】 使用済燃料プール温度（SA）【常設】 使用済燃料プールエリア放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）【常設】 使用済燃料プール監視カメラ【常設】 代替淡水貯槽水位【常設】

\*1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*3：主要設備を用いた使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷緩和，臨界防止及び放射線の遮蔽対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお，計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.11.2.2.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

#### (1) 可搬型代替注水大型ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・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
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

種類 : うず巻形

容量 : 約1,320m<sup>3</sup>/h/個

全揚程 : 約140m

最高使用圧力 : 1.4MPa[gage]

最高使用温度 : 60°C

原動機出力 : 約847kW/個

個数 : 4 (予備2<sup>\*1</sup>)

設置場所 : 屋外

保管場所 : 西側保管場所, 南側保管場所及び予備機置場

\* 1 「可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)」と兼用

(2) 可搬型スプレイノズル

最高使用温度	: 100℃
個数	: 6 (予備1)
設置場所	: 原子炉建屋原子炉棟6階
保管場所	: 原子炉建屋原子炉棟5階

(3) 代替淡水貯槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

個数	: 1
種類	: ライニング槽
容量	: 約5,000m <sup>3</sup>
取付箇所	: 常設低圧代替注水系格納槽内

### 3.11.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.11.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針（常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

##### (1) 環境条件（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。

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の可搬型代替注水大型ポンプは、西側及び南側保管場所に保管し、重大事故等時に、水源である代替淡水貯槽付近の屋外に設置することから、その機能を期待する重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件を考慮し、以下の第3.11-14表に示す設計とする。

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の可搬型スプレイノズルは、原子炉建屋原子炉棟5階に保管し、重大事故等時に、原子炉建屋原子炉棟6階に設置する設備であることから、その機能を期待する重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、以下の第3.11-15表に示す設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、屋外で可搬型代替注水大型ポンプに付属する操作スイッチにより、設置場所にて操作可能な設計とする。

風（台風）による荷重については、当該荷重を考慮しても機能維持で

きる設計とする。積雪・火山の影響については、適切に除雪・除灰する運用とする。

また、降水及び凍結により機能を損なうことのないよう、防水対策が取られた可搬型代替注水大型ポンプを使用し、凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

(54-3-2, 5~8)

第3.11-14表 想定する環境条件（可搬型代替注水大型ポンプ）

環境条件	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	屋外で想定される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考慮した設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。使用済燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで設備への影響を考慮した設計とする。
地震	保管場所で想定される適切な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。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	保管場所で想定される風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，火山の影響による荷重を考慮しても機器が損傷しないことを確認する。また，設置場所で想定される風（台風），積雪による荷重を考慮し，機能への影響を考慮した設計とする。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

第3.11-15表 想定する環境条件（可搬型スプレイノズル）

環境条件	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	屋外に設置する設備ではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。使用済燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮した設計とする。
地震	保管場所で想定される適切な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。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に保管するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響を受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(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・検査性について」に示す。

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の可搬型代替注水大型ポンプを運転する場合は，可搬型代替注水大型ポンプを水源である代替淡水貯槽近傍に，可搬型スプレイノズルを注水先である使用済燃料プール近傍に設置するとともに，ホースを原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉又は原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を通して接続することで系統構成を行なった後，可搬型代替注水大型ポンプを付属する操作スイッチにより

起動し、使用済燃料プールへの注水又はスプレイを行う。代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の操作に必要な機器を第3.11-16表に示す。

可搬型代替注水大型ポンプ付属の操作スイッチを操作するに当たり、重大事故等対応要員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作スイッチは、機器の名称等を表示した銘板の取付け等により識別可能とし、重大事故等対応要員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、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、転倒防止のため治具を用いて固定する設計とする。

可搬型スプレイノズルは、設置場所まで原子炉建屋原子炉棟内のアクセスルートを通行して、運搬できるようアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。

可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型スプレイノズルのホースの接続作業に当たっては、特殊な工具は必要とせず、簡便な接続金物を用いることで、一般的な工具により、確実に接続が可能な設計とする。

(54-3-2, 5～8)

第3.11-16表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	起動停止	スイッチ操作	屋外設置場所
可搬型スプレイノズル	ホース接続	人力接続	原子炉建屋原子炉棟内
ホース	ホース接続	人力接続	屋外（可搬型代替注水大型ポンプ） 原子炉建屋原子炉棟内 （可搬型スプレイノズル）

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の可搬型代替注水大型ポンプは、第3.11-17表に示すように原子炉運転中又は停止中に機能・性能検査、外観検査及び車両検査が可能な設計とする。

性能検査においては、淡水貯水池を水源とし、可搬型代替注水大型ポンプ、仮設圧力計・流量計、ホース（西側及び南側保管場所保管分）の系統構成で淡水貯水池へ送水する試験を行うテストラインを設けることで、ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え、運転時の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。ポンプ及び弁については、機能・性能検査等に合わせて外観の確認が可能な設計とする。ホース（西

側及び南側保管場所保管分) については、機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂，ジョイント部の腐食等が無いことを確認可能である。

弁については、原子炉運転中又は停止中に弁動作確認を実施することで、弁の開閉動作を確認可能な設計とする。

ポンプを搭載する車両については、走行状態に異常のないことを確認できる設計とする

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の可搬型スプレイノズルは、第3.11-18表に示すように原子炉運転中又は停止中に機能・性能検査，外観検査が可能な設計とする。

可搬型スプレイノズル及びホース（原子炉建屋原子炉棟内保管分）は、通気により機能・性能に影響を及ぼすおそれのある詰りが無いことを確認する。

可搬型スプレイノズル及びホース（原子炉建屋原子炉棟内保管分）は、外観の確認により機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂，ジョイント部の腐食等が無いことを確認可能である。

(54-5-2)

第3.11-17表 可搬型代替注水大型ポンプの試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能 ポンプ及びホース（西側及び南側保管場所保管分）の漏えい確認 ポンプ及びホース（西側及び南側保管場所保管分）の外観の確認
	車両検査	ポンプを搭載する車両の走行状態確認

第3.11-18表 可搬型スプレイノズルの試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	可搬型スプレイノズル及びホース（原子炉建屋 原子炉棟内保管分）の通気による機能・性能の 確認 可搬型スプレイノズル及びホース（原子炉建屋 原子炉棟内保管分）の外観の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）は、本来の用途以外の用途には使用しない。

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型スプレイヘッドの移動、設置及び起動操作については、代替燃料プール注水が必要となるまでの間に、第3.11-6図及び第3.11-7図に示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

(54-4-3)



		経過時間(分)																	備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170		180	190
手順の項目	実施箇所・必要要員数																				
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレインズル)を使用した使用済燃料プールスプレイ(原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合)	運転員A, B (中央制御室)	2	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動																	取水ビットから使用済燃料プールへの送水	
	重大事故等対応要員	8	移動(災害対策本部~原子炉建屋廃棄物処理棟) ホース敷設準備 ホース敷設, 可搬型スプレインズル設置 移動(原子炉建屋原子炉棟~南側保管場所)																		

		経過時間(分)																	備考			
		200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	310	320	330	340	350	360		370	380	390
		可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレインズル)を使用した使用済燃料プールスプレイ開始																				
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレインズル)を使用した使用済燃料プールスプレイ(原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合)	運転員A, B (中央制御室)	2	スプレイ確認																	取水ビットから使用済燃料プールへの送水		
	重大事故等対応要員	8	準備 移動(南側保管場所~取水ビット) 取水ビット蓋開放, ポンプ設置 ホース敷設 移動(原子炉建屋原子炉棟内), ホース接続, ポンプ送水																			

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

第3.11-7図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレインズル)を使用した使用済燃料プール注水 タイムチャート(2/2)\*

\*: 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.11で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第43条第1項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

代替燃料プール注水系(可搬型スプレインズル)である可搬型代替注

水大型ポンプ及び可搬型スプレイノズルは、通常待機時は接続先の系統と分離された状態で保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）により注水を行う場合は、他の設備から独立して使用することから、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、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。設置場所においては、車両転倒防止装置又は輪止めにより固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、固縛等により飛散物となって他の設備に悪影響及ぼさない設計とする。

(54-3-2, 5~8, 54-8-2~4)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の系統構成において

操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第3.11-19表に示す。このうち、屋外に設置する可搬型代替注水大型ポンプ及びホースは、作業を屋外の放射線量が高くなるおそれが少ないタイミングで実施可能であることから操作が可能である。作業に当たっては、放射線量を確認し、適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は、線源からの離隔距離をとること、線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより、これらの設備の設置及び屋内のホースとの接続が可能である。

また、屋内に設置する可搬型スプレイノズル及びホースは、作業を屋内の放射線量が高くなるおそれが少ないタイミングで実施可能であることから操作が可能である。作業に当たっては、放射線量を確認し、適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は、線源からの離隔距離をとること、線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより、これらの設備の設置及び屋外のホースとの接続が可能である。

なお、屋内に設置する可搬型スプレイノズル及びホースは設置場所に設置した後は、操作が不要な設計とする。

(54-3-2, 5~8, 54-4-3)

第3.11-19表 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	屋外設置場所	屋外設置場所
ホース	屋外（可搬型代替注水大型ポンプ） 原子炉建屋原子炉棟内（可搬型スプレイノズル）	屋外（可搬型代替注水大型ポンプ） 原子炉建屋原子炉棟内（可搬型スプレイノズル）
可搬型スプレイノズル	原子炉建屋原子炉棟内	原子炉建屋原子炉棟内

3.11.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針（可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

(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。

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）である可搬型代替注水大型ポンプは，第54条第1項及び第2項対応の場合に，必要な注水量又はスプレイ量を有する設計とする。

第54条第1項対応の必要な注水量としては，使用済燃料プール内の燃料破損の防止の重要事故シーケンスの想定事故1及び想定事故2に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量が $50\text{m}^3/\text{h}$ であることから，1個で約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ を送水可能な可搬型代替注水大型ポンプを1個使用する設計とする。

揚程は，有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量で注水を実施する場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（使用済燃料プール）の圧力差，静水頭，機器圧損及びホース類の圧損）を考慮して，約140mを確保可能な設計とする。

第54条第2項対応の必要なスプレイ量としては，使用済燃料プール内

に貯蔵している燃料体の冷却に必要なスプレイ量の $45.4 \text{ m}^3/\text{h}$ に余裕を見込んだ $114\text{m}^3/\text{h}$ とし、1個で約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ を送水可能な可搬型代替注水大型ポンプを1個使用する設計とする。

揚程は、有効性が確認されている使用済燃料プールへのスプレイ量でスプレイを実施する場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（使用済燃料プール）の圧力差、静水頭、機器圧損及びホース類の圧損）を考慮して、約140mを確保可能な設計とする

なお、代替淡水貯槽の容量の説明は、「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。

可搬型代替注水大型ポンプの保管個数は「3.11.2.1.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針（可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）」のとおり。

可搬型スプレイノズルは1セット3個で使用済燃料プール内の燃料体にスプレイ可能な設計とする。保有数は、2セットで6個、故障時の予備として1個の合計7個を原子炉建屋原子炉内に保管する。

(54-6-5~7, 15~18)

## (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・検査性について」に示す。

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型スプレイノズルの接続箇所は、簡便な接続方式である結合金具を用いることにより、確実に接続が可能な設計とする。

(54-3-2, 5~8)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口を異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

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

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）である可搬型代替注水大型ポンプの接続箇所は、常設設備との接続が無い設計とする。

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の可搬型代替注水大型ポンプと原子炉建屋原子炉棟6階に設置する可搬型スプレイヘッドを接続するホースの設置は、原子炉建屋の異なる面（原子炉建屋東側及び南側）の隣接しない位置の扉（原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉又は原子炉建屋原子炉棟大物搬入口）を利用することで、共通要因によって設置することができなくなることを防止する設計とする。

(54-3-2, 5~8)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）のうち、屋外に設置する可搬型代替注水大型ポンプ及びホースは、想定される重大事故等が発生した場合における屋外の放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが、仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること、線量を測定し線量が低い位置に配置することにより、これら設備の設置場所への据付け及び接続を可能な設計とする。また、屋内に設置する可搬型スプレイノズル及びホースは、想定される重大事故等が発生し

た場合における屋内の放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが、仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること、線量を測定し線量が低い位置に配置することにより、これら設備の設置及び接続を可能な設計とする。

これらの設備の接続箇所は、簡便な接続方式である接続金物を用いることにより、一般的な工具等を用い確実に速やかに接続が可能である。

なお、屋内に設置する可搬型スプレイノズル及びホースは設置場所に設置した後は、操作が不要な設計とする。

(54-3-2, 5~8)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(i) 要求事項

地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

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

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）である可搬型代替注水大型ポンプは、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重

大事故等対処設備の配置，その他の条件を考慮し，燃料プール冷却浄化系ポンプ，残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図り，発電所敷地内の西側及び南側保管場所に保管する設計とする。

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）である可搬型スプレイノズルは，地震，津波その他の外部事象による損傷の防止が図られた原子炉建屋原子炉棟に保管する。また，可搬型重大事故等対処設備である可搬型スプレイノズルは，常設重大事故等対処設備である常設スプレイヘッドと可能な限り位置的分散を図り，原子炉建屋原子炉棟内の複数箇所に分散して保管する。

(54-8-2～4)

(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・検査性について」に示す。

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）である可搬型代替注水大型ポンプは，西側及び南側保管場所に保管されており，想定される重大事故等が発生した場合においても，保管場所から設置場所までの運

搬経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確認する。

可搬型スプレインズルは、地震、津波、その他の外部事象による損傷の防止が図られた原子炉建屋原子炉棟内の複数箇所に分散して保管されており、想定される重大事故等が発生した場合においても、保管場所から設置場所までの運搬経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、複数のアクセスルートを確認する

なお、アクセスルートの詳細については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての「1.0 重大事故等対策における共通事項」添付資料1.0.2「東海第二発電所 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」で示す。

(54-9-2～5)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

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

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）である可搬型代替注水大型ポンプは，設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系ポンプ，残留熱除去系ポンプ及び常設重大事故等対処設備である常設低圧代替注水ポンプと同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，第3.11-20表で示すとおり，多様性及び位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの多様性及び位置的分散については，「3.11.2.1.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針（可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）」に示す。

注入端を可搬型スプレイノズルとすることで，設計基準対象施設である燃料プール水戻りディフューザ及び重大事故等対処設備の常設スプレイヘッドに対し多様性及び可能な限り位置的分散を図った設計とする。

(54-3-2)

第3. 11-20表 多様性又は位置的分散

項目	設計基準対象施設		重大事故等対処設備		
	燃料プール 冷却浄化系	残留熱除去系 (使用済燃料プ ール水の 冷却及び補給)	代替燃料プール 注水系 (可搬型スプレ イ ノズル)	代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッダ)	
注水端	燃料プール水戻りディフューザ		可搬型スプレ イ ノズル	常設スプレイヘッダ	
ポンプ	燃料プール冷却 浄化系ポンプ	残留熱除去系 ポンプ	可搬型代替注水 大型ポンプ	可搬型代替注水 大型ポンプ	常設低圧代替 注水ポンプ
	原子炉建屋 原子炉棟4階	原子炉建屋原子 炉棟地下2階	屋外	屋外	常設低圧代替注水 系格納槽内
水源	使用済燃料プール		代替淡水貯槽	代替淡水貯槽	
	原子炉建屋原子炉棟6階		常設低圧代替注水 系格納槽内	常設低圧代替注水 系格納槽内	
駆動用空気	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)
冷却水	不要 (自然冷却)	残留熱除去系 海水系	自己冷却	自己冷却	不要 (自然冷却)
駆動電源	非常用ディーゼル発電機		不要 (ディーゼル エンジン)	不要 (ディーゼル エンジン)	常設代替高圧 電源装置
	原子炉建屋付属棟地下1階		屋外	屋外	屋外

### 3.11.2.3 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）

#### 3.11.2.3.1 設備概要

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は、設計基準対象施設である残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び補給機能が喪失した場合に、この機能を代替し、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷、臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として常設低圧代替注水系ポンプを用いる注水設備と可搬型代替注水大型ポンプを用いる注水設備を設置するものである。

また、大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和及び臨界の防止を目的として常設低圧代替注水系ポンプを用いる注水設備と可搬型代替注水大型ポンプを用いる注水設備を設置するものである。

常設低圧代替注水系ポンプを用いる場合は、常設低圧代替注水系ポンプ、電源設備（常設代替交流電源設備）、水源である代替淡水貯槽、流路である代替燃料プール注水系配管・弁、常設スプレイヘッド、注入先である使用済燃料プール等から構成される。

重大事故等時において、代替淡水貯槽を水源として、常設低圧代替注水系ポンプ1個により代替燃料プール注水系配管、常設スプレイヘッドを經由して使用済燃料プールへ注水又はスプレイする。

本システムに関する重大事故等対処設備を第3.11-21表に、本システム全体の概要図を第3.11-8図に示す。

常設低圧代替注水系ポンプの電源は、常設代替交流電源設備である常設代

替高压電源装置より給電できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを用いる場合は、可搬型代替注水大型ポンプ、水源である代替淡水貯槽、流路である代替燃料プール注水系配管・弁、ホース、常設スプレイヘッド、注入先である使用済燃料プール等から構成される。

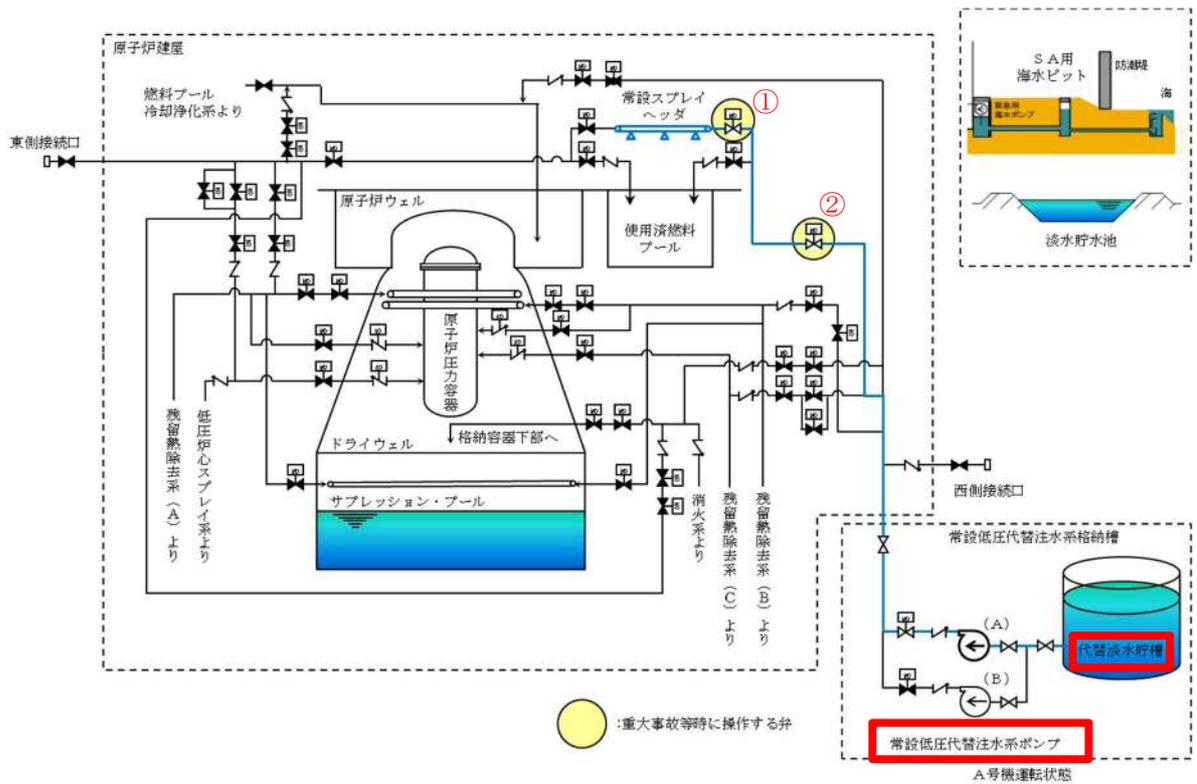
重大事故等時において、代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水大型ポンプ1個により代替燃料プール注水系配管、常設スプレイヘッド及びホースを経由して使用済燃料プールへ注水する。

本システムに関する重大事故等対処設備を第3.11-22表に、本システム全体の概要図を第3.11-9図に示す。

可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動し、付属する操作スイッチにより起動できる設計とする。燃料は可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて給油できる設計とする。

また、防潮堤内側の取水箇所（SA用海水ピット、淡水貯水池A、B）より取水可能な設計とする。なお、水源については、「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」で示す。

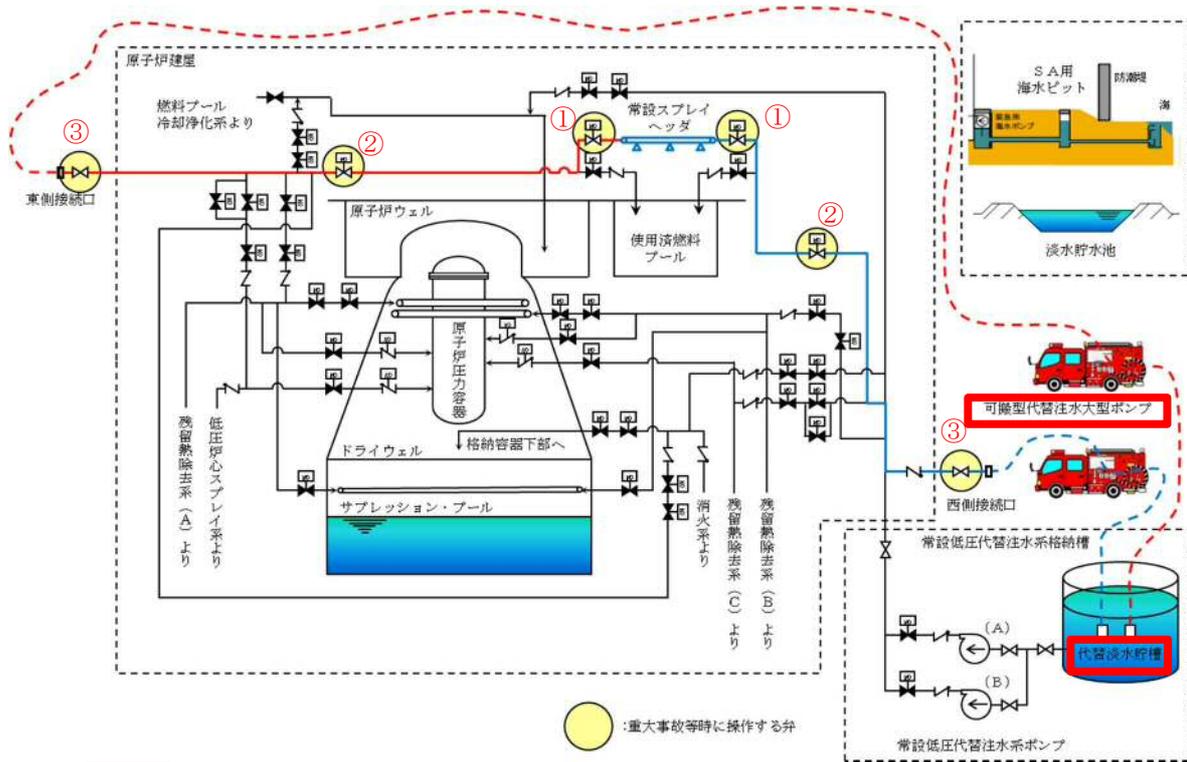
可搬型代替注水大型ポンプを使用する際に接続する接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するため、原子炉建屋の異なる面（原子炉建屋東側及び西側）の隣接しない位置に設置する。



: 主要設備  
— : 流路

	弁名称
①	使用済燃料プールスプレイライン元弁
②	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁

第3.11-8図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）系統概要図  
 （常設低圧代替注水系ポンプ使用時）



- : 主要設備
- : 流路 (西側接続口使用時)
- : 流路 (東側接続口使用時)

	弁名称
①	使用済燃料プールスプレイライン元弁
②	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁
③	西側接続口又は東側接続口の弁

第3.11-9図 代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) 系統概要図  
(可搬型代替注水大型ポンプ使用時)

第3.11-21表 代替燃料プール注水系常設スプレイヘッド) に関する  
重大事故等対処設備一覧  
(常設低圧代替注水系ポンプ使用時)

設備区分		設備名
主要設備		常設低圧代替注水系ポンプ【常設】 常設スプレイヘッド【常設】 代替淡水貯槽【常設】*1
関連設備	付属設備	サイフォン防止機能
	水源	—
	流路	低圧代替注水系配管・弁【常設】 代替燃料プール注水系配管・弁【常設】
	注水先	使用済燃料プール【常設】
	電源設備*2 (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備*3	使用済燃料プール水位・温度(SA広域)【常設】 使用済燃料プール温度(SA)【常設】 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)【常設】 使用済燃料プール監視カメラ【常設】 代替淡水貯槽水位【常設】 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【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：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：主要設備を用いた使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷緩和、臨界防止及び放射線の遮蔽対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお、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。

第3.11-22表 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）に関する  
重大事故等対処設備一覧  
（可搬型代替注水大型ポンプ使用時）

設備区分		設備名
主要設備		可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】 常設スプレイヘッド【常設】 代替淡水貯槽【常設】*1
関連設備	付属設備	サイフォン防止機能
	水源	—
	流路	低压代替注水系配管・弁【常設】 代替燃料プール注水系配管・弁【常設】 ホース【可搬型】
	注水先	使用済燃料プール【常設】
	電源設備*2 （燃料補給設備含む）	可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
	計装設備*3	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）【常設】 使用済燃料プール温度（SA）【常設】 使用済燃料プールエリア放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）【常設】 使用済燃料プール監視カメラ【常設】 代替淡水貯槽水位【常設】

\*1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*3：主要設備を用いた使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷緩和，臨界防止及び放射線の遮蔽対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお，計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.11.2.3.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

#### (1) 常設低圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

種類	: うず巻形
容量	: 約200m <sup>3</sup> /h
全揚程	: 約200m
最高使用圧力	: 3.15MPa[gage]
最高使用温度	: 66℃
個数	: 1 (予備1)
取付箇所	: 常設低圧代替注水系格納槽内
電動機出力	: 約190kW

(2) 可搬型代替注水大型ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・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
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

種類 : うず巻形

容量 : 約1,320m<sup>3</sup>/h/個

全揚程 : 約140m

最高使用圧力 : 1.4MPa [gage]

最高使用温度 : 60°C

出力 : 約847kW/個

個数 : 4 (予備2<sup>\*1</sup>)

設置場所 : 屋外

保管場所 : 西側保管場所, 南側保管場所及び予備機置場

\* 1 「可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)」と兼用

(3) 常設スプレイヘッダ

最高使用温度 : 66°C

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟6階

(4) 代替淡水貯槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

個 数 : 1

種 類 : ライニング槽

容 量 : 約5,000m<sup>3</sup>

取付箇所 : 常設低圧代替注水系格納槽内

### 3.11.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.11.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針（常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

##### (1) 環境条件（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。

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に設置してい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常設低圧代替注水系格納槽内の環境条件を考慮し、以下の第3.11-23表に示す設計とする。

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の可搬型代替注水大型ポンプは、西側及び南側保管場所に保管し、重大事故等時に、水源である代替淡水貯槽付近の屋外に設置することから、その機能を期待する重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件を考慮し、以下の第3.11-24表に示す設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの操作は、可搬型代替注水大型ポンプに付属する操作スイッチにより、設置場所にて操作可能な設計とする。風

(台風)による荷重については、当該荷重を考慮しても機能維持できる設計とする。積雪・火山の影響については、適切に除雪・除灰する運用とする。

また、降水及び凍結により機能を損なうことのないよう、防水対策が取られた可搬型代替注水大型ポンプを使用し、凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)の常設スプレイヘッドは原子炉建屋原子炉棟6階に設置してい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原子炉棟内の環境条件を考慮し、以下の第3.11-25表に示す設計とする。

(54-3-2, 9~12)

第3.11-23表 想定する環境条件（常設低圧代替注水系ポンプ）

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	常設低圧代替注水系格納槽内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。使用済燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで設備への影響を考慮した設計とする。
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），竜巻，積雪，火山の影響	常設低圧代替注水系格納槽内に設置するため，風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，火山の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

第3.11-24表 想定する環境条件（可搬型代替注水大型ポンプ）

環境条件	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	屋外で想定される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考慮した設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。使用済燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで設備への影響を考慮した設計とする。
地震	保管場所で想定される適切な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。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	保管場所で想定される風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，火山の影響による荷重を考慮し，機器が損傷しない設計とする。また，設置場所で想定される風（台風），積雪による荷重を考慮し，機能への影響を考慮した設計とする。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

第3.11-25表 想定する環境条件（常設スプレイヘッダ）

環境条件	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	屋外に設置する設備ではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。使用済燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮した設計する。
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），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風），及び竜巻の風荷重，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(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・検査性について」に示す。

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）の常設低圧代替注水系ポンプを運転する場合は，中央制御室の操作スイッチで，常設低圧代替注水系ポンプを起動し，代替淡水貯槽への循環運転状態とする。その後，中央制御室からのスイッチ操作で，使用済燃料プールスプレイライ

ン元弁及び使用済燃料プール注水ライン流量調整弁の開操作を実施し使用済燃料プールへの注水又はスプレイを行う設計とする。代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の操作に必要な機器を第3.11-26表に示す。

常設低圧代替注水系ポンプの起動・停止・運転状態及び弁の開閉状態については、中央制御室の表示灯・操作画面表示等で視認可能な設計とし、中央制御室における監視又は試験・検査等にて確認可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員等のアクセシビリティ及び操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作スイッチには機器の名称等を表示した銘板の取付け又は画面表示等により、運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の可搬型代替注水大型ポンプを運転する場合は、可搬型代替注水大型ポンプを水源である代替淡水貯槽近傍に配置するとともにホース接続を実施し、原子炉建屋西側又は東側接続口の弁を現場にて手動にて開操作するとともに、中央制御室からのスイッチ操作で、使用済燃料プールスプレイライン元弁及び使用済燃料プール注水ライン流量調整弁の開操作が完了した後、可搬型代替注水大型ポンプをポンプ付属の操作スイッチにより起動し、使用済燃料プールへの注水又はスプレイを行う設計とする。代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の操作に必要な機器を第3.11-27表に示す。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員等のアクセシビリティ及び操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作スイッ

チには機器の名称等を表示した銘板の取付け又は画面表示等により、運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

原子炉建屋東側又は西側接続口の弁については、接続口が設置されている原子炉建屋西側又は東側から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ付属の操作スイッチを操作するに当たり、重大事故等対応要員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作スイッチは、機器の名称等を表示した銘板の取付け等により識別可能とし、重大事故等対応要員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、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、転倒防止のため治具を用いて固定する設計とする。

ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具は必要とせず、簡便な接続金物を用いることで、一般的な工具により、確実に接続が可能な設計とする。

(54-3-2, 9～12)

第3.11-26表 操作対象機器（常設低圧代替注水系ポンプ使用時）

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
常設低圧代替注水系ポンプ（A） 又は（B）	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
使用済燃料プールスプレイライン 元弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
使用済燃料プール注水ライン流量 調整弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

第 3.11-27 表 操作対象機器（可搬型代替注水大型ポンプ使用時）

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	起動停止	スイッチ操作	屋外設置場所
接続口の弁 (原子炉建屋東側又は西側)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口近傍
使用済燃料プールのスプレイライン 元弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
使用済燃料プール注水ライン流量 調整弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
ホース	ホース接続	人力接続	屋外

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）の常設重大事故等対処設備は、第3.11-28表に示すように原子炉運転中に、機能・性能検査及び弁動作確認を実施可能な設計とする。及び分解検査が可能な設計とする。また、原子炉停止中に機能・性能検査、弁動作確認及び分解検査が可能な設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは、分解検査として、原子炉停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。弁については、分解検査と

して弁体等の部品の状態を確認可能な設計とする。分解検査においては、浸透探傷試験により、性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認する。また、目視により、性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認する。

また、常設低圧代替注水系ポンプは、吐出配管にテストラインを設け、原子炉運転中又は原子炉停止中に、代替淡水貯槽を水源とした循環運転を行うことで、ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え、運転時の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。弁については、原子炉運転中又は原子炉停止中に弁動作確認を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。ポンプ及び系統配管・弁については、機能・性能検査等に合わせて外観の確認が可能な設計とする。運転中又は停止中に、機能・性能確認、分解点検、外観点検が可能な設計とする。

常設スプレイヘッドは、通気により詰りが無いことを確認する。

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の可搬型重大事故等対処設備は、第3.11-29表に示すように原子炉運転中又は停止中に機能・性能検査、弁動作確認、外観検査及び車両検査が可能な設計とする。

機能・性能確認においては、淡水貯水池を水源とし、可搬型代替注水大型ポンプ、仮設圧力計・流量計、ホースの系統構成で淡水貯水池へ送水する試験を行うテストラインを設けることで、ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え、運転時の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。ポンプ及び弁については、機能・性能検査等に合わせて外観の確認が可能な設計とする。ホースについては、機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、ジョイント部の腐食等が無いことを確認可能である。

弁については，原子炉運転中又は停止中に弁動作確認を実施することで，弁の開閉動作を確認可能な設計とする。

ポンプを搭載する車両については，走行状態に異常のないことを確認できる設計とする。

(54-5-2, 3)

第3.11-28表 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の試験及び検査（常設）

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能 ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認 ポンプ，常設スプレイヘッド及び系統配管・弁の外観の確認 常設スプレイヘッドへの通気による詰り確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能 ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認 ポンプ及び系統配管・弁の外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプまたは弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認

第3.11-29表 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の試験及び検査（可搬型）

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能 ポンプ及びホースの漏えい確認 ポンプ，ホース及び系統配管・弁の外観の確認
	弁作動確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	ポンプを搭載する車両の走行状態確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は，本来の用途以外の用途には使用しない。

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の常設低圧代替注水系ポンプの起動操作及び弁操作については，中央制御室からの操作スイッチによる遠隔操作により，代替燃料プール注水が必要となるまでの間に，第3.11-10図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。

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）の可搬型代替注水大型ポンプの移動，設置，起動操作及び弁操作については，代替燃料プール注水が必要となるまでの間に，第3.11-11図で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

(54-4-2)

		経過時間(分)																		備考					
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20				
手順の項目	実施箇所・必要員数	使用済燃料プールのスプレイ開始 16分																							
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールのスプレイ	運転員A, B (中央制御室)	2	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動																						
			系統構成																						
			注水操作																						

第3.11-10図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ タイムチャート\*

\*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.11で示すタイムチャート

手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)																								備考	
		10	20	30	40	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240	250	260										
		使用済燃料プールスプレイ開始 260分																									
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールスプレイ	運転員A, B (中央制御室)	2	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動																								
		2	系統構成																								
	重大事故等 対応要員	8	準備																								
		8	移動(南側保管場所～取水ピット)																								
		8	取水ピット蓋開放, ポンプ設置																								
		8	ホース敷設																								
		8	低圧代替注水系接続口B蓋開放																								
		8	送水準備																								
		8	注水操作																								
		8																									

第3.11-11図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールスプレイ タイムチャート\*

\*: 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.11で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第43条第1項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)は, 通常待機時は使用済燃料プールスプレイライン元弁を閉止することで他の系統と隔離する系統構成としており, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)による注水を行う場合は, 重大事故等対象設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を

及ぼさない設計とする。

隔離弁については第3.11-30表に示す。

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の可搬型代替注水大型ポンプは、通常待機時は接続先の系統と分離された状態で保管することとで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、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。設置場所においては、車両転倒防止装置又は輪止めにより固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、固縛等により飛散物となって他の設備に悪影響及ぼさない設計とする。

(54-3-2, 9~12, 54-8-2)

第3.11-30表 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
使用済燃料プール	使用済燃料プールスプレイラ イン元弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれ

が少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）の常設低圧代替注水系ポンプを用いる場合の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を第3.11-31表に示す。常設低圧代替注水系ポンプ，使用済燃料プールスプレイライン元弁及び使用済燃料プール注水ライン流量調整弁は，原子炉建屋原子炉棟又は常設低圧代替注水系格納槽内に設置されるが，中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少なくなるよう設計する。

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）の可搬型代替注水大型ポンプを用いる場合の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を第3.11-32表に示す。このうち，屋外で操作する可搬型代替注水大型ポンプ，原子炉建屋東側又は西側接続口の弁，ホースは屋外に設置する設計とするが，作業は屋外の放射線量が高くなるおそれが少ないタイミングで実施可能であることから操作が可能である。作業に当たっては，放射線量を確認し，適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は，線源からの離隔距離をとること，線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより，これらの設備の設置及び常設設備との接続が可能である。

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の常設スプレイヘッドは操作が不要な設計とする。

(54-3-2, 9~12, 54-4-4)

第3.11-31表 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）操作対象機器設置場所  
（常設低圧代替注水系ポンプ使用時）

機器名称	設置場所	操作場所
常設低圧代替注水系ポンプ（A）又は（B）	常設低圧代替注水系格納槽内	中央制御室
使用済燃料プールスプレイライン元弁	原子炉建屋原子炉棟内	中央制御室
使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟内	中央制御室

第3.11-32表 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）操作対象機器設置場所  
（可搬型代替注水大型ポンプ使用時）

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	屋外設置場所	屋外設置場所
接続口の弁（原子炉建屋東側又は西側）	屋外接続口近傍	屋外接続口近傍
使用済燃料プールスプレイライン元弁	原子炉建屋原子炉棟内	中央制御室
使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟内	中央制御室
ホース	屋外	屋外

3. 11. 2. 3. 3. 2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針（常設重大事故等  
対処設備の安全設計方針に対する適合性）

(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に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2. 3. 2 容量等」に示す。

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）である常設低圧代替注水系ポンプは，第54条第1項及び第2項対応の場合に，必要な注水量又はスプレイ量を有する設計とする。

第54条第1項対応の必要な注水量としては，使用済燃料プール内の燃料破損の防止の重要事故シーケンスの想定事故1及び想定事故2に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量が $50\text{m}^3/\text{h}$ であることから，1個で約 $200\text{m}^3/\text{h}$ を送水可能な常設低圧代替注水系ポンプを1個使用する設計とする。

揚程は，有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量で注水を実施する場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（使用済燃料プール）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管及び弁類の圧損）を考慮して，約200mを確保可能な設計とする。

第54条第2項対応の必要なスプレイ量としては，使用済燃料プール内に貯蔵している燃料体の冷却に必要なスプレイ量の $45.4\text{ m}^3/\text{h}$ に余裕

を見込んだ $70\text{m}^3/\text{h}$ とし、1個で約 $200\text{m}^3/\text{h}$ を送水可能な常設低圧代替注水系ポンプを1個使用する設計とする。

揚程は、有効性が確認されている使用済燃料プールへのスプレイ量でスプレイを実施する場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（使用済燃料プール）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管及び弁類の圧損）を考慮して，約 $200\text{m}$ を確保可能な設計とする。

なお，代替淡水貯槽の容量の説明は，「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。

可搬型代替注水大型ポンプの保管個数は「3.11.2.1.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針（可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）」のとおり。

(54-6-2~4)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等

について」に示す。

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の常設低圧代替注水系ポンプ及び常設スプレイヘッドは共用しない。

(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。

(3.4-18)

(ii) 適合性

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

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）である常設低圧代替注水系ポンプは、設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプと同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、第3.11-20表に示すとおり、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプの多様性及び位置的分散については、「3.11.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針（常設重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）」に示す。

注入端を常設スプレイヘッドとすることで、設計基準対象施設である

燃料プール水戻りディフューザ及び重大事故等対処設備の可搬型スプレイノズルに対し多様性及び可能な限り位置的分散を図った設計とする。

3.11.2.3.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針（可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

(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。

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）である可搬型代替注水大型ポンプは、第54条第1項及び第2項対応の場合に、必要な注水量又はスプレイ量を有する設計とする。

第54条第1項対応の必要な注水量としては、使用済燃料プール内の燃料破損の防止の重要事故シーケンスの想定事故1及び想定事故2に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量が $50\text{m}^3/\text{h}$ であることから、1個で約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ を送水可能な可搬型代替注水大型ポンプを1個使用する設計とする。

揚程は、有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量で注水を実施する場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（使用済燃料プール）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類の圧損）

を考慮して、約140mを確保可能な設計とする。

第54条第2項対応の必要なスプレイ量としては、使用済燃料プール内に貯蔵している燃料体の冷却に必要なスプレイ量の $45.4 \text{ m}^3/\text{h}$ に余裕を見込んだ $70\text{m}^3/\text{h}$ とし、1個で約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ を送水可能な可搬型代替注水大型ポンプを1個使用する設計とする。

揚程は、有効性が確認されている使用済燃料プールへのスプレイ量でスプレイを実施する場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（使用済燃料プール）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類の圧損）を考慮して、約140mを確保可能な設計とする。

なお、代替淡水貯槽の容量の説明は、「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。

可搬型代替注水大型ポンプの保管個数は「3.11.2.1.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針（可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）」のとおり。

(54-6-5～7)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用する

ことができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）のである可搬型代替注水大型ポンプ側のホースと接続口については、フランジ接続にすることで、一般的に使用される工具を用いてホースを確実に接続ができる設計とする。また、原子炉建屋東側接続口と原子炉建屋西側接続口の口径を統一し、確実に接続できる設計とする。

(54-7-2)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあっては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

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

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）である可搬型代替注水大型ポンプの接続箇所である接続口は、原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に設置することとし、原子炉建屋東側に1箇所、原子炉建屋西側に1箇所設置し、合計2箇所を設置することで、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設計とする。

(54-3-5, 10, 54-7-2)

(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。

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）である可搬型代替注水大型ポンプは、屋外に設置する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが、仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること、線量を測定し線量が低い位置に配置することにより、これら設備の設置場所への据付け及び常設設備との接続を可能な設計とする。また、接続口とホースの接続箇所は、フランジ接続、可搬型代替注水大型ポンプとホースの接続箇所及びホース同士の接続箇所は簡便な接続方式である接続金物により、一般的な工具等を用い確実かつ速やかに接続可能とすること

で、作業線量の低減を考慮した設計とする。

(54-3-2, 5)

(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、悪影響防止等について」に示す。

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）である可搬型代替注水大型ポンプは、地震、津波その他の自然現象、又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置、その他の条件を考慮し、燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図り、発電所敷地内の西側及び南側保管場所に保管する設計とする。

(54-8-2)

(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・検査性について」に示す。

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）である可搬型代替注水大型ポンプは、通常待機時は西側及び南側保管場所に保管されており、想定される重大事故等が発生した場合においても、保管場所から設置場所までの運搬経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確認する。

なお、アクセスルートの詳細については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての「1.0 重大事故等対策における共通事項」添付資料1.0.2「東海第二発電所 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」で示す。

(54-9-2～5)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対

処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

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

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）である可搬型代替注水大型ポンプは，設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系ポンプ，残留熱除去系ポンプ及び常設重大事故等対処設備である常設低圧代替注水ポンプと同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，第3.11-20表に示すとおり，多様性及び位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの多様性及び位置的分散については，「3.11.2.1.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針（可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）」に示す。

注入端を常設スプレイヘッドとすることで，設計基準対象施設である燃料プール水戻りディフューザ及び重大事故等対処設備の可搬型スプレイノズルに対し多様性及び可能な限り位置的分散を図った設計とする。

(54-3-2)

### 3.11.2.4 代替燃料プール冷却設備

#### 3.11.2.4.1 設備概要

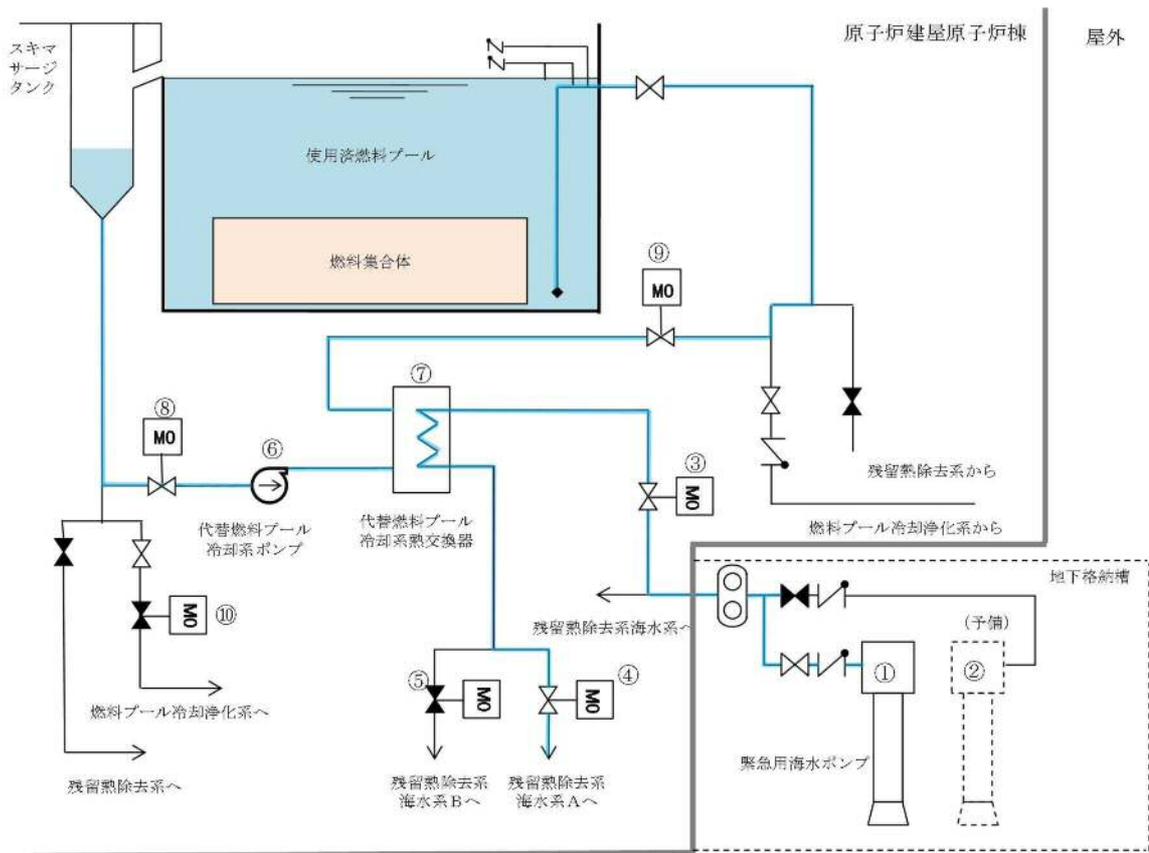
代替燃料プール冷却設備は、設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）及び残留熱除去系海水系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合に、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除去するため、使用済燃料プール水を冷却することを目的として設置するものである。

本系統は、代替燃料プール冷却系熱交換器の一次側に使用済燃料プール水を送水する代替燃料プール冷却系と代替燃料プール冷却系熱交換器の二次側に海水を送水する緊急用海水系で構成され、代替燃料プール冷却系熱交換器の二次側を流れる海水にて、一次側を流れる使用済燃料プール水を冷却することにより使用済燃料プールを冷却する設計とする。

代替燃料プール冷却系は、使用済燃料プールを水源として代替燃料プール冷却系ポンプにより使用済燃料プール水を流路であるスキマサージタンク燃料プール冷却浄化系配管・弁及び代替燃料プール冷却系配管・弁を経由して代替燃料プール冷却系熱交換器の一次側に送水され、代替燃料プール冷却系熱交換器にて冷却された使用済燃料プール水は、使用済燃料プールへ戻る循環系統である。緊急用海水系は、非常用取水設備である緊急用海水ポンプピットから緊急用海水ポンプにより取水した海水を緊急用海水系配管・弁及び残留熱除去系海水系配管・弁を経由して代替燃料プール冷却系熱交換器の二次側に送水され、代替燃料プール冷却系熱交換器を通過した海水は、最終的な熱の逃がし場である海へ放水される系統である。

代替燃料プール冷却設備の系統概要図を第 3.11-12 図に、重大事故等対処設備を第 3.11-33 表に示す。

代替燃料プール冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプの電源は，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できる設計とする。



	機器名称		機器名称
①	緊急用海水ポンプ(A)	⑥	代替燃料プール冷却系ポンプ
②	緊急用海水ポンプ(B)	⑦	代替燃料プール冷却系熱交換器
③	緊急用海水系代替FPC系隔離弁	⑧	代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁
④	緊急用海水系代替FPC系海水出口流量調整弁(A)系	⑨	代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁
⑤	緊急用海水系代替FPC系海水出口流量調整弁(B)系	⑩	燃料プール冷却浄化系入口隔離弁

第 3.11-12 図 代替燃料プール冷却系系統図 (残留熱除去系海水系 A 系使用時)

第3.11-33表 代替燃料プール冷却設備に関する重大事故等対処設備

設備区分		設備名
主要設備		代替燃料プール冷却系 代替燃料プール冷却系ポンプ【常設】 代替燃料プール冷却系熱交換器【常設】 使用済燃料プール【常設】*1 緊急用海水系*4 緊急用海水ポンプ【常設】
関連設備	付属設備	緊急用海水系*4 緊急用海水ストレーナ【常設】
	水源	—
	流路	代替燃料プール冷却系 代替燃料プール冷却系配管・弁【常設】 燃料プール冷却浄化系配管・弁【常設】 スキマサージタンク【常設】 緊急用海水系*4 緊急用海水系配管・弁【常設】 残留熱除去系海水系配管・弁【常設】 非常用取水設備*4 緊急用海水ポンプピット【常設】 緊急用海水取水管【常設】 S A用海水ピット【常設】 海水引込み管【常設】 S A用海水ピット取水塔【常設】
	注水先	使用済燃料プール【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 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備*3	代替燃料プール冷却系 使用済燃料プール水位・温度(SA広域)【常設】 使用済燃料プール温度(SA)【常設】 使用済燃料プール監視カメラ【常設】 緊急用海水系*4 緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)【常設】 緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)【常設】 サブプレッション・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 : 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 : 主要設備を用いた使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷緩和、臨界防止及び放射線の遮蔽対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお、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。
- \* 4 : 緊急用海水系及び非常用取水設備については「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。

### 3. 11. 2. 4. 2 主要設備の仕様

主要設備の使用を以下に示す。

#### (1) 代替燃料プール冷却系ポンプ

種類	: うず巻形
容量	: 約 124m <sup>3</sup> /h
全揚程	: 約 40m
最高使用圧力	: 0.98MPa[gage]
最高使用温度	: 80℃
個数	: 1
取付箇所	: 原子炉建屋原子炉棟 4 階
電動機出力	: 約 30kW

#### (2) 代替燃料プール冷却系熱交換器

種類	: プレート式
個数	: 1
伝熱面積	: 約 33 m <sup>2</sup>
伝熱容量	: 約 2.31MW
最高使用圧力	: 一次側 : 0.98MPa[gage] / 二次側 : 0.98MPa[gage]
最高使用温度	: 一次側 : 80℃ / 二次側 : 66℃
取付箇所	: 原子炉建屋原子炉棟 4 階

#### (3) 使用済燃料プール

種類	: ステンレス鋼内張りプール形 (ラック貯蔵方式)
貯蔵能力	: 全炉心燃料の約290%相当分

#### (4) 緊急用海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

種類	: ターボ形
容量	: 約 844m <sup>3</sup> /h
全揚程	: 約130m
最高使用圧力	: 2.45MPa [gage]
最高使用温度	: 38°C
個数	: 1 (予備1)
取付箇所	: 地下格納槽内
電動機出力	: 約510kW

### 3.11.2.4.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.11.2.4.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針（常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

##### (1) 環境条件（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。

代替燃料プール冷却系の代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟内に設置してい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原子炉棟内の環境条件を考慮し、以下の第3.11-34表に示す設計とする。

(54-3-13～14)

第3.11-34表 想定する環境条件

(代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器)

環境条件	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	屋外に設置する設備ではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器の一次側は，海水を通水することはない。 代替燃料プール冷却系熱交換器の二次側は，常時海水を通水するため耐腐食性材料を使用する。
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），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(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・検査性について」に示す。

代替燃料プール冷却系の代替燃料プール冷却系ポンプを運転する場合は、中央制御室からのスイッチ操作で、燃料プール冷却浄化系入口隔離弁の開操作及び代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁、代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁の開操作を行った後、中央制御室からのスイッチ操作により代替燃料プール冷却系ポンプを起動し代替燃料プール冷却系の循環運転を行う。また、中央制御室の操作スイッチにより、緊急用海水ポンプを起動し、代替燃料プール冷却系熱交換器へ海水の供給を行う。

代替燃料プール冷却系の操作に必要なポンプ及び弁を第3.11-35表に示す。

代替燃料プール冷却系ポンプの起動・停止・運転状態及び弁の開閉状態については、中央制御室の表示灯・操作画面表示等で視認可能な設計とし、中央制御室における監視又は試験・検査等にて確認可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するに当たり、運転員等のアクセシビリティ及び操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作スイッ

チには機器の名称等を表示した銘板の取付け等又は画面表示等により、  
 運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(54-3-13, 14)

第3. 11-35表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
代替燃料プール冷却系ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
燃料プール冷却浄化系入口隔離弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室

(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、運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替燃料プール冷却系の代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、第3.11-36表に示すように原子炉運転中又は原子炉停止中に機能・性能検査、弁動作確認及び分解検査が可能な設計とする。

代替燃料プール冷却系ポンプは、分解検査として、ケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。弁については、分解検査として弁体等の部品の状態を確認可能な設計とする。分解検査においては、浸透探傷試験により、性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認する。また、目視により、性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認する。

代替燃料プール冷却系熱交換器は、分解検査として、フレームを取り外して、熱交換器部品（プレート等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。分解検査においては、目視により、性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認する。

代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、

本システムを使った機能・性能試験を行うことで、ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え、運転時の振動，異音，異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。弁については，弁動作確認を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。ポンプ，熱交換器及び系統配管・弁については，機能・性能検査等に合わせて外観の確認が可能な設計とする。

(54-5-4, 5)

第3.11-36表 代替燃料プール冷却系の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	ポンプ及び熱交換器の運転性能
		ポンプ，熱交換器及び系統配管・弁の漏えい確認 ポンプ，熱交換器及び系統配管・弁の外観の確認
	弁作動確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプまたは弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認
熱交換器の部品の表面状態を，目視により確認		

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替燃料プール冷却系は、本来の用途以外の用途には使用しない。

代替燃料プール冷却系ポンプ使用時の系統構成に必要な弁操作は、中央制御室から遠隔で操作可能な設計とすることで、代替燃料プール冷却系が必要となるまでの間に、第3.11-13図で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

(54-4-5)

		経過時間 (分)															備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	
手順の項目	実施箇所・必要員数	使用済燃料プール除熱開始 13分															
代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール除熱	運転員A, B (中央制御室)	2	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動							系統構成		除熱開始					

第3.11-13図 代替燃料プール冷却設備による使用済燃料プール除熱 タイムチャート\*

\*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合方針についての1.11で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

代替燃料プール冷却系である代替燃料プール冷却系ポンプ及び熱交換器は，通常待機時は代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁及び代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁を閉止しておくことで，燃料プール冷却浄化系と隔離する系統構成としており，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの冷却を行う場合は，重大事故等対象設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。隔離弁については第3.11-37表に示す。

(54-3-13, 14)

第3.11-37表 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
燃料プール冷却浄化系	代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替燃料プール冷却系の系統構成のために操作が必要な機器の設置場所，操作場所を第3.11-38表に示す。

代替燃料プール冷却系ポンプ，代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁，代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁及び燃料プール冷却浄化系入口隔離弁は，原子炉建屋原子炉棟に設置されるが，中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少なくなるよう設計する。線源からの離隔により，放射線量が高くなるおそれの少ない場所で可能な設計とする。

(54-3-13, 14, 54-4-5)

第3.11-38表 代替燃料プール冷却系操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
代替燃料プール冷却系ポンプ	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
燃料プール冷却浄化系入口隔離弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室

3.11.2.4.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針（常設重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

(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に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替燃料プール冷却系である代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系が有する使用済燃料プールの除熱機能が喪失した場合においても、使用済燃料プールに保管されている燃料の崩壊熱を除去できる設計とする。

代替燃料プール冷却系熱交換器の容量は、設計基準対象施設である使用済燃料プール冷却浄化設備の冷却機能と同等とし、約2.31MWで設計する。

また、燃料プール水を冷却可能な容量として、1個で約 $124\text{m}^3/\text{h}$ を送水可能な代替燃料プール冷却系ポンプ1個使用する設計とする。

揚程は、燃料プール水を冷却可能な容量で送水する場合の圧損（使用済燃料プールからの取出位置と使用済燃料プールへの注水位置の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類の圧損）を考慮して、約40mを確保可能な設計とする。

(54-6-8~14)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

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

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから、代替燃料プール冷却系である代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、共用しない。

(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。

(3.4-18)

(ii) 適合性

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

代替燃料プール冷却系である代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は，設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器と同時に機能が損なわれないよう，第3.11-39表に示すとおり，多様性及び位置的分散を図る設計とする。

代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は，燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器に対して原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することで位置的分散を図る設計としている。

代替燃料プール冷却系ポンプの電源は，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置は，屋外の常設代替高圧電源装置置場に設置する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから供給可能とすることで，原子炉建屋付属棟内に設置された設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）に対し多様性及び位置的分散を図る設計とする。

代替燃料プール冷却系ポンプのサポート系として，冷却水を自然冷却とすることで，設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系ポンプの冷却水（自然冷却）に対し多様性を持たせた設計とする。

電動弁については，駆動部に設けるハンドルにて手動操作も可能な設計とすることで，電動駆動に対し多様性を持たせた設計とする。

流路を構成する配管等の静的機器については、可能な限り分離配置することで、独立性を確保する設計とする。

第3.11-39表 多様性又は位置的分散

項目	設計基準対象施設	重大事故防止設備
		燃料プール冷却浄化系
ポンプ	燃料プール冷却浄化系ポンプ	代替燃料プール冷却系ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟4階	原子炉建屋原子炉棟4階
熱交換器	燃料プール冷却浄化系熱交換器	代替燃料プール冷却系熱交換器
	原子炉建屋原子炉棟4階	原子炉建屋原子炉棟4階
水源	使用済燃料プール	使用済燃料プール
駆動用空気	不要	不要
潤滑油	不要(内包油)	不要(内包油)
冷却水	不要(自然冷却)	不要(自然冷却)
駆動電源	非常用ディーゼル発電機	常設代替高圧電源装置
	原子炉建屋付属棟地下1階	屋外

### 3. 11. 2. 5 使用済燃料プール監視設備

#### 3. 11. 2. 5. 1 設備概要

使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等発生時に使用済燃料プールの水位、温度及び上部の空間線量率が変動する可能性のある範囲にわたり監視することを目的として設置する。また、使用済燃料プール監視カメラは、重大事故等発生時の使用済燃料プールの状態を監視するために設置する。なお、使用済燃料プール監視設備（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）は、直流又は交流電源が喪失した場合でも、代替電源設備からの給電を可能とし、中央制御室で監視可能な設計とする。

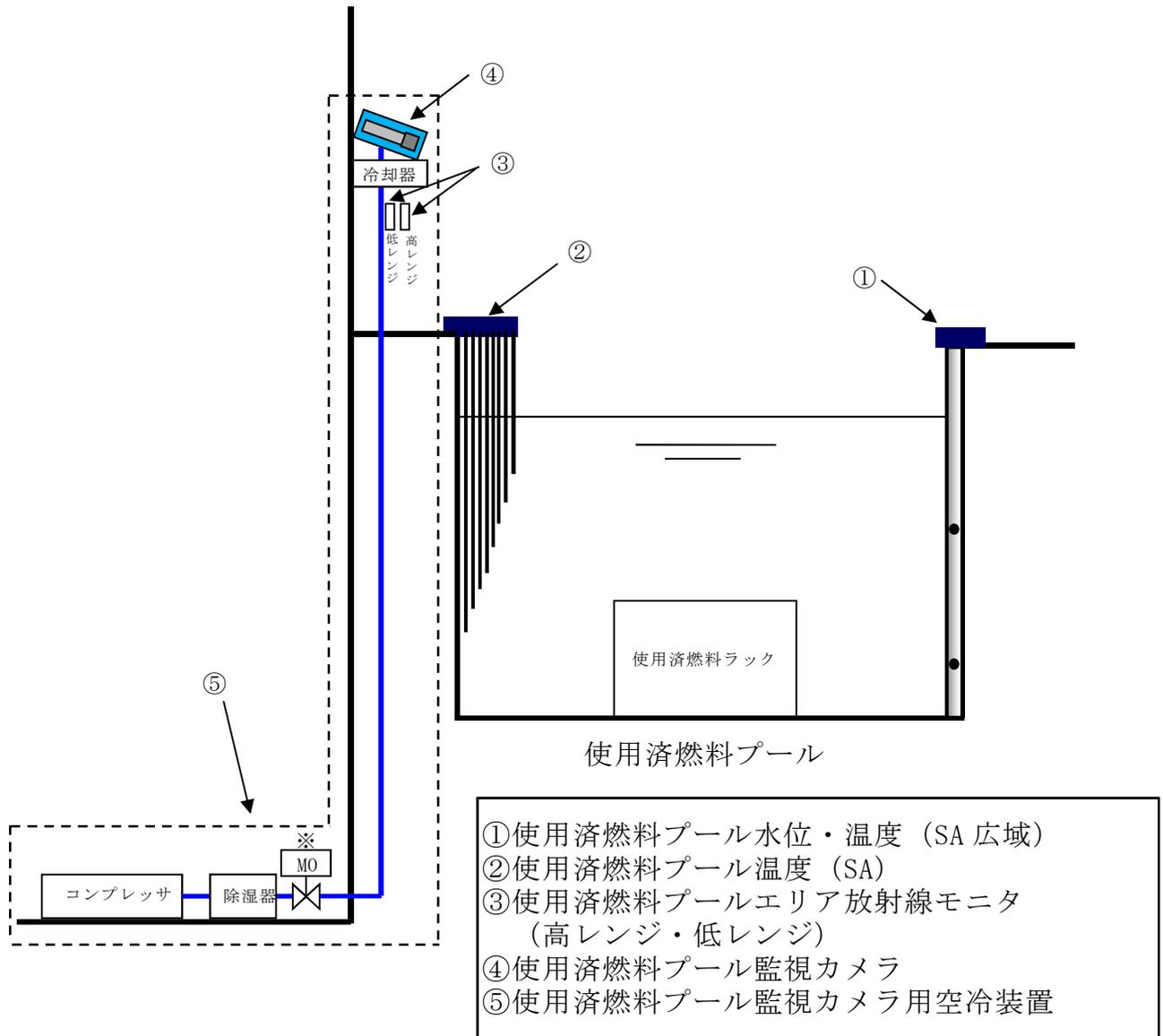
使用済燃料プール監視設備に関する重大事故等対処設備一覧を第3. 11-40表に、系統概要図を第3. 11-14図に示す。

第3.11-40表 使用済燃料プール監視設備に関する重大事故対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）【常設】 使用済燃料プール温度（SA）【常設】 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）【常設】 使用済燃料プール監視カメラ【常設】 （使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置【常設】を含む）
付属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備*1（燃料補給設備を含む）	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備	—

\*1：単線結線図を補足説明資料52-2-2, 3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。



	弁名称
※	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁

第3.11-14図 使用済燃料プール監視設備の全体系統図

### 3.11.2.5.2 主要設備の仕様

設備の主要機器仕様を以下に示す。

#### (1) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)

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
- ・計装設備 (重大事故等対処設備)

個 数	水位 : 1 温度 : 1 (検出点 2 箇所)
計 測 範 囲	水位 : EL. 35, 077mm~46, 577mm <sup>※</sup> 温度 : 0~120℃
種 類	水位 : ガイドパルス式 温度 : 測温抵抗体
取 付 箇 所	水位 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階 温度 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

※使用済燃料ラック上端 (EL. 39, 377mm) , 使用済燃料ラック底部 (EL. 35, 097mm)

#### (2) 使用済燃料プール温度 (SA)

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
- ・計装設備 (重大事故等対処設備)

個 数	: 1
計 測 範 囲	: 0~120℃
種 類	: 熱電対
取 付 箇 所	: 原子炉建屋原子炉棟 6 階

(3) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）

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
- ・計装設備（重大事故等対処設備）
- ・放射線管理設備（重大事故等時）

個 数	: 1
計 測 範 囲	: $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$
種 類	: イオンチェンバ
取 付 箇 所	: 原子炉建屋原子炉棟 6 階

(4) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）

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
- ・計装設備（重大事故等対処設備）
- ・放射線管理設備（重大事故等時）

個 数	: 1
計 測 範 囲	: $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$
種 類	: イオンチェンバ
取 付 箇 所	: 原子炉建屋原子炉棟 6 階

(5) 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）

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
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 : 1

種 類 : 赤外線カメラ

取付箇所 赤外線カメラ : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

空冷装置 : 原子炉建屋付属棟 4 階

### 3.11.2.5.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.11.2.5.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件（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。

使用済燃料プール水位・温度（SA広域），使用済燃料プール温度（SA），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラは，原子炉建屋原子炉棟内に設置する設備であることから，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原子炉棟内の環境条件を考慮し，以下の第3.11-41表に示す。

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は，原子炉建屋付属棟内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋付属棟内の環境条件を考慮し，以下の第3.11-41表に示す。

第 3.11-41 表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	使用済燃料プール監視設備の設置場所である原子炉建屋原子炉棟内又は原子炉建屋附属棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内又は原子炉建屋附属棟内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波による影響を考慮した設計とする。

(54-3-16, 17)

(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・検査性について」に示す。

使用済燃料プール水位・温度（SA広域），使用済燃料プール温度（SA），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラによる使用済燃料プールの監視パラメータ及び状況は，想定される重大事故等が発生した場合において中央制

御室にて監視できる設計であり現場・中央制御室における操作は発生しない。

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、中央制御室にて空冷装置の弁操作及び起動操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作できる設計とする。

中央制御室の操作スイッチで操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作スイッチは、機器の名称等を表示した銘板の取付け等又は画面表示等により、運転員の操作、監視性を考慮して、確実に操作できる設計とする。操作対象機器を第3.11-42表に示す。

第3.11-42表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	停止⇒起動	スイッチ操作	原子炉建屋附属棟3階 (中央制御室)
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置空気供給弁	全閉⇒全開	スイッチ操作	原子炉建屋附属棟3階 (中央制御室)

(54-3-16, 17)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

使用済燃料プール水位・温度（SA広域）及び使用済燃料プール温度（SA）は、運転中又は停止中に機能・性能検査が可能な設計とする。使用済燃料プール水位・温度（SA広域）及び使用済燃料プール温度（SA）は、原子炉運転中又は停止中に機能・性能検査として、検出器の温度1点確認、絶縁抵抗測定及び計器校正を実施し健全性の確認を行う。

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、原子炉運転中又は停止中に機能・性能検査が可能な設計とする。使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、機能・性能検査として、標準線源を用いた検出器の線源校正が可能な設計とする。また、演算装置に模擬入力を行い計器校正が可能な設計とする。

使用済燃料プール監視カメラは、原子炉運転中又は停止中にカメラの表示確認、外観点検が可能な設計とする。

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、原子炉運転中又は停止中に空冷装置の動作確認、外観点検が可能な設計とする。

なお、これらの計器の点検については、使用済燃料プール監視設備が少なくとも1つ以上機能維持した状態で行う。

第3.11-43～47表に使用済燃料プール監視設備の試験及び検査を示す。

第3.11-43表 使用済燃料プール監視設備の試験及び検査  
 (使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) )

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	検出器の絶縁抵抗測定 検出器の温度1点確認 計器校正

(54-5-6)

第3.11-44表 使用済燃料プール監視設備の試験及び検査  
 (使用済燃料プール温度 (SA) )

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	検出器の絶縁抵抗測定 検出器の温度1点確認 計器校正

(54-5-7)

第3.11-45表 使用済燃料プール監視設備の試験及び検査  
 (使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) )

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	検出器の線源校正 計器校正

(54-5-7)

第3.11-46表 使用済燃料プール監視設備の試験及び検査  
 (使用済燃料プール監視カメラ)

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	カメラの表示確認 外観点検

(54-5-8)

第3.11-47表 使用済燃料プール監視設備の試験及び検査  
(使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置)

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	空冷装置の動作確認 外観点検

(54-5-8)

(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第43条第1項四)

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) , 使用済燃料プール温度 (SA) , 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料プール監視カメラは、本来の用途以外の用途には使用せず、切替しない設計とする。

なお、使用済燃料プール監視カメラ用冷却装置の弁操作及び起動操作は、速やかに実施可能な設計とする。使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の弁操作及び起動操作に要する時間を、第3.11-15図に示す。

(54-4-6)

手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)									備考	
			1	2	3	4	5	6	7	8	9		
			使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 7分										
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	運転員A, B (中央制御室)	2	準備										
										起動操作			
										▶			

第 3.11-15 図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置のタイムチャート\*

\* : 「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」への適合方針についての 1.11 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

使用済燃料プール水位・温度（SA広域），使用済燃料プール温度（SA），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は，遮断器，ヒューズによる分離を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

使用済燃料プール水位・温度（SA広域），使用済燃料プール温度

(SA) , 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料プール監視カメラによる使用済燃料プールの監視パラメータ及び状況は, 重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における操作は発生しない。

使用済燃料プール監視カメラ用冷却装置は, 原子炉建屋付属棟4階に設置し, 中央制御室にて操作する設計であり現場における操作は発生しない。また, 使用済燃料プール監視カメラ用冷却装置の設置場所及び操作場所を第3.11-48表に示す。

第3.11-48表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋付属棟4階	中央制御室
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置空気供給弁	原子炉建屋付属棟4階	中央制御室

(54-3-16, 17)

### 3.11.2.5.3.2 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。

使用済燃料プール水位・温度（SA広域）は、重大事故等発生時において変動する可能性のある使用済燃料プール水位の範囲（N.W.Lから-0.619m）及び温度の範囲（0～100℃）にわたり測定できる設計とする。

使用済燃料プール温度（SA）は、重大事故等発生時において変動する可能性のある使用済燃料プール温度の範囲（0～100℃）にわたり測定できる設計とする。

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等発生時において変動する可能性のある範囲（3.0mSv/h以下）にわたり測定できる設計とする。

使用済燃料プール監視カメラは（使用済燃料プール監視カメラ用冷却装置を含む）は、重大事故等発生時において蒸気環境下での監視性を考慮して、赤外線機能により使用済燃料プールの状況が把握できる設計とする。また、使用済燃料プール監視カメラの設置場所は、使用済燃料プールの状況が確認できるよう視野を考慮した設計とする。なお、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、重大事故等発生時における原子炉建屋原子炉棟の環境温度での使用を想定し、耐環境性向上を図る設計とする。

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

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

使用済燃料プール水位・温度（SA広域），使用済燃料プール温度（SA），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

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

使用済燃料プール水位・温度（SA広域），使用済燃料プール温度（SA）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，共通要因によって設計基準事故対処設備である使用済燃料プール水位，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プール温度，燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ及び原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタと同時に機能が損なわれることを防止するために，可能な限り異なる階層や使用済燃料プール内の異なる場所に設置することによる位置的分散を図り，地震，火災，溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。

使用済燃料プール監視カメラは，測定原理が異なる設計であり，同一目的の使用済燃料プール監視設備である使用済燃料プール水位・温度（SA広域），使用済燃料プール温度（SA）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）と多様性を考慮した設計とする。

使用済燃料プール監視設備の多様性，位置的分散については，第3.11-49表に示す。

(54-2-2, 3)

(54-11-19～21)

第 3.11-49 表 使用済燃料プール監視設備の多様性、位置的分散

項目	設計基準対象施設			重大事故等対処設備		
	名称	設置場所	検出方式	名称	設置場所	検出方式
水位	使用済燃料プール水位	原子炉棟 6階	ディスプレイサ/ フロート式	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	原子炉棟 6階	ガイドパ ルス式
温度	使用済燃料プール冷却浄 化系ポンプ入口温度	原子炉棟 4階	熱電対	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	原子炉棟 6階	測温抵抗 体
	使用済燃料プール温度	原子炉棟 6階	熱電対	使用済燃料プール温 度 (SA)	原子炉棟 6階	熱電対
放射線	燃料取替フロア燃料プー ルエリア放射線モニタ	原子炉棟 6階	半導体	使用済燃料プールエ リア放射線モニタ (高レンジ・低レン ジ)	原子炉棟 6階	電離箱
	原子炉建屋換気系燃料取 替床排気ダクト放射線モ ニタ	原子炉棟 6階	半導体			
	原子炉建屋換気系排気ダ クト放射線モニタ	原子炉棟 3階	半導体			
カメラ	—	—	—	使用済燃料プール監 視カメラ	原子炉棟 6階	赤外線