

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-1 改21
提出年月日	平成29年7月18日

東海第二発電所

重大事故等対処設備について

平成29年7月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

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
 - 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 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する津波防護方針について

~~別添資料-2 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（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

3.2 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】

基準適合への対応状況

5. 原子炉冷却系統設備

5.7 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

5.7.1 概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を冷却するための対策及び重大事故等対処設備を設ける。

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原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が健全な場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための設備の系統概要図を第 5.7-1 図から第 5.7-4 図に示す。

5.7.2 設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却するための設備として、以下の対策及び重大事故等対処設備（高圧代替注水系による原子炉注水、全交流動力電源喪失時及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水、全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧並びに監視及び制御）を設ける。

また、原子炉への高圧注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合の事象進展抑制のため、重大事故等対処設備（ほう酸水注入系による原子炉注水）を設ける。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 高圧代替注水系による原子炉注水

(a) 中央制御室からの高圧代替注水系起動

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により，原子炉への注水機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（中央制御室からの高圧代替注水系起動）として，常設高圧代替注水系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する。

サブプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプは，原子炉隔離時冷却系を介して，原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。常設高圧代替注水系ポンプは，蒸気タービン駆動のポンプとし，原子炉圧力容器内で発生する蒸気にて駆動できる設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプは，中央制御室からの遠隔操作によって起動し，高圧注水が必要な期間にわたって運転継続ができる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ
- ・ 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）
- ・ 可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備）
- ・ 緊急用直流 125V 蓄電池（10.2 代替電源設備）

常設高圧代替注水系の運転に必要な電源は，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，常設代替直流電源設備である緊急用直流 125V 蓄電池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) 現場手動操作による高圧代替注水系起動

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失し、かつ中央制御室から高圧代替注水系を起動できない場合の重大事故等対処設備（現場手動操作による高圧代替注水系起動）として、常設高圧代替注水系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する。

常設高圧代替注水ポンプは、蒸気タービン駆動ポンプとし、原子炉圧力容器内で発生する蒸気にて駆動できる設計とする。常設高圧代替注水ポンプは、高圧代替注水系の弁を現場で手動操作することによって、蒸気タービン駆動ポンプを起動し、高圧注水が必要な期間にわたって運転継続できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設高圧代替注水系ポンプ
- ・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原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

- a. 全交流動力電源喪失時及び所内常設直流電源喪失時の原子炉の冷却

(a) 中央制御室からの高圧代替注水系起動

全交流動力電源喪失時及び所内常設直流電源喪失により、高圧注水系による原子炉注水ができない場合の重大事故等対処設備（中央制御室からの高圧代替注水系起動）は「5.7.2 (1) a. (a) 中央制御室からの高圧代替注水系起動」と同じである。

(b) 現場手動操作による高圧代替注水系起動

全交流動力電源喪失時及び所内常設直流電源を喪失し、かつ中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合の重大事故等対処設備（現場手動操作による高圧代替注水系起動）は「5.7.2 (1) a. (b) 現場手動操作による高圧代替注水系起動」と同じである。

b. 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧

(a) 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電）として、常設代替交流電源設備の常設代替高圧電源装置、原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する。また、常設代替高圧電源装置が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備の常設代替低圧電源車、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用し、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを用いて可搬型代替低圧電源車へ燃料を補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉圧力容器へ注水する手段が整うまでの期間にわたって運転継続できる設計とする。サプレッション・プールを水源とした原子炉隔離時冷却系ポンプは、蒸気タービン駆動のポンプとし、原子炉圧力容器内で発生する蒸気にて駆動できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・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）
- ・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）

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) 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

常設所内直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電）として、常設代替直流電源設備の緊急用直流 125V 蓄電池、原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する。また、緊急用直流 125V 蓄電池が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備の常設代替低圧電源車及び可搬型整流器、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用し、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを用いて可搬型代替低圧電源車へ燃料を補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉圧力容器へ注水する手段が整うまでの期間にわたって運転継続できる設計とする。

サブプレッション・プールを水源とした原子炉隔離時冷却系ポンプは、蒸気タービン駆動のポンプとし、原子炉圧力容器内で発生する蒸気にて駆動できる設計とする。原子炉隔離時冷却系は、緊急用直流 125V 蓄電池又は可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器より給電することで、中央制御室からの操作により原子炉隔離時冷却系ポンプを起動し、原子炉への注水が可能設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・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）
- ・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）
- ・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圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

(3) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による原子炉注水

想定される設計基準事故等発生時において、設計基準事故等対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が健全な場合の重大事故等対処設備（設計基準拡張）（原子炉隔離時冷却系による原子炉注水及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水）を設ける。

a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

設計基準事故等対処設備である原子炉隔離時冷却系が健全な場合の重大事故等対処設備（設計基準拡張）（原子炉隔離時冷却系による原子炉注水）として、原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する。

サプレッション・プールを水源とする原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉隔離時冷却系を介して、原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。原子炉隔離時冷却系ポンプは、蒸気タービン駆動のポンプとし、原子炉圧力容器内で発生する蒸気にて駆動できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・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. 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水

設計基準事故等対処設備である高圧炉心スプレイ系が健全な場合の重大事故等対処設備（設計基準拡張）（高圧炉心スプレイ系による原子炉注水）として、高圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プール並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用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高圧炉心スプレイ系ポンプは、高圧炉心スプレイ系を介して原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。

高圧炉心スプレイ系ポンプは、非常用交流電源設備の高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機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。

- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・サブプレッション・プール
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ

その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器、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。

(4) 監視及び制御に用いる設備

a. 監視及び制御

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態では原子炉を冷却する設備のうち監視及び制御に使用する重大事故等対処設備（監視及び制御）として、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A 広帯域）、原子炉水位（S A 燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位を使用する。

原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A 広帯域）及び原子炉水位（S A 燃料域）は原子炉の保有水量を監視又は推定できる設計とする。

原子炉圧力及び原子炉圧力（S A）は原子炉圧力を監視又は推定できる設計とする。

高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位は原子炉圧力容器へ注水するための常設高圧代替注水系ポンプの作動状況を確認できる設計とする。

具体的なパラメータは、以下のとおりとする。

- ・原子炉水位（広帯域）（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉水位（燃料域）（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉水位（S A 広帯域）（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉水位（S A 燃料域）（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））

- ・ サプレッション・プール水位（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・ 原子炉圧力（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・ 原子炉圧力（S A）（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・ 高圧代替注水系系統流量（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））

(5) 事象進展抑制のために用いる設備

a. ほう酸水注入系による原子炉注水

常設高圧代替注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により、原子炉圧力容器への高圧注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入系による原子炉注水）として、ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを使用する。

ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプは、中央制御室からの操作によりほう酸水注入系統を介して、原子炉圧力容器へ注入することで重大事故等の進展を抑制できる設計とする。

ほう酸水注入系は、「6.8 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」の「6.8.2 設計方針(1)c. ほう酸水注入」と同じである。

具体的な設備は、以下のとおりとする

- ・ ほう酸水注入ポンプ
- ・ ほう酸水貯蔵タンク
- ・ 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）

原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧炉心スプレイ系ポンプ，ほう酸水注入ポンプ，サプレッション・プール及び原子炉圧力容器は，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。

サプレッション・プールについては，「9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」に示す。

常設代替高圧電源装置，可搬型代替低圧電源車，緊急用直流 125V 蓄電池，可搬型代替低圧電源車，可搬型整流器，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。

原子炉水位計（広帯域），原子炉水位計（燃料域），原子炉水位計（S A 広帯域），原子炉水位計（S A 燃料域），原子炉圧力計，原子炉圧力計（S A），高圧代替注水系系統流量計及びサプレッション・プール水位計は，「6.5 計装設備（重大事故等対処設備）」に示す。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクについては，「6.8 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に示す。

5.7.2.1 多様性及び位置的分散

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。

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

高圧代替注水系による原子炉注水は，サブレーション・プールから原子炉压力容器へ注水する原子炉隔離時冷却系配管との合流部まで，原子炉隔離時冷却系ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。また，サブレーション・プールから原子炉压力容器へ注水する高圧炉心スプレイ系配管は高圧代替注水系と異なった流路とし，高圧炉心スプレイ系ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。

常設高圧代替注水ポンプのタービンを駆動させるための蒸気と原子炉隔離時冷却系ポンプのタービンを駆動させるための蒸気は，共通の配管から分岐していることから，原子炉隔離時冷却系側の蒸気配管で蒸気流出が継続するような不具合（原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁が開状態から動作不能になった場合や，配管機能が喪失した場合）が発生した場合においても，原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁を閉操作することで，常設高圧代替注水系ポンプ側へ十分な蒸気が供給できる設計とする。高圧代替注水系の蒸気系電動弁については，原子炉隔離時冷却系の電動弁と共通要因によって同時に機能を損なわないよう緊急用直流125V蓄電池により給電できる多様性を有する設計とする。また，中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても，現場での人力操作を可能とすることで，電動駆動に対し多様

性を有する設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプは冷却水を自己冷却とすることで、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプにより冷却する高圧炉心スプレイ系ポンプに対して多様性を有する設計とする。

電源設備の多様性及び位置的分散については「10.2 代替電源設備」に示す。

5.7.2.2 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。

高圧代替注水系による原子炉注水に使用する常設高圧代替注水系ポンプは、通常待機時の隔離された状態から弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却に使用する原子炉隔離時冷却系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。

高圧炉心スプレイ系による原子炉の冷却に使用する高圧炉心スプレイ系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。

5.7.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

高圧代替注水系による原子炉注水として使用する常設高圧代替注水系ポン

プは、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷を防止するために必要な原子炉注水量に対して、十分なポンプ流量を確保できる設計とする。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプは、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷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。

高圧炉心スプレイ系による原子炉注水として使用する高圧炉心スプレイ系ポンプは、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷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。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水及び高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、設計基準事故時の原子炉隔離時冷却系及び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。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクの容量については、「6.8 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」で示す。

5.7.2.4 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。

常設高圧代替注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ及びほう酸水注入ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮した設計とし、操作は中央制御室で可能な設計とする。

また、中央制御室からの操作により常設高圧代替注水ポンプを起動できない場合に現場で操作する弁は、操作場所の放射線量が高くないことを考慮した場所に設置する設計とする。

5.7.2.5 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。

常設高圧代替注水系ポンプ及びサプレッション・プールを使用した、常設高圧代替注水系による原子炉注水を行う系統は、中央制御室の操作スイッチによる操作とすることで確実に起動できる設計とする。また、高圧代替注水系を中央制御室から操作ができない場合であっても、現場で弁を人力操作することにより高圧代替注水系を運転可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプ、サプレッション・プールを使用した原子炉隔離時冷却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。原子炉隔離時冷却系ポンプは、中央制御室の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

5.7.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための設備の主要設備及び仕様を第 5.7-1 表に示す。

5.7.4 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。

高压代替注水系による原子炉注水に使用する常設高压代替注水系ポンプ及び弁は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とし、分解が可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプは、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とし、分解が可能な設計とする。

高压炉心スプレイ系による原子炉注水に使用する高压炉心スプレイ系ポンプは、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とし、分解が可能な設計とする。

第 5.7-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要仕様

(1) 常設高圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉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
- ・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 142m ³ /h
全 揚 程	約 882m

(2) 原子炉隔離時冷却系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉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
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

主要仕様については、「5.3 原子炉隔離時冷却系」に示す。

(3) 高圧炉心スプレイ系ポンプ

主要仕様については、「5.2 非常用炉心冷却系」に示す。

(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
- 主要仕様については、「9.1 原子炉格納施設」に示す。

(5) ほう酸水注入ポンプ

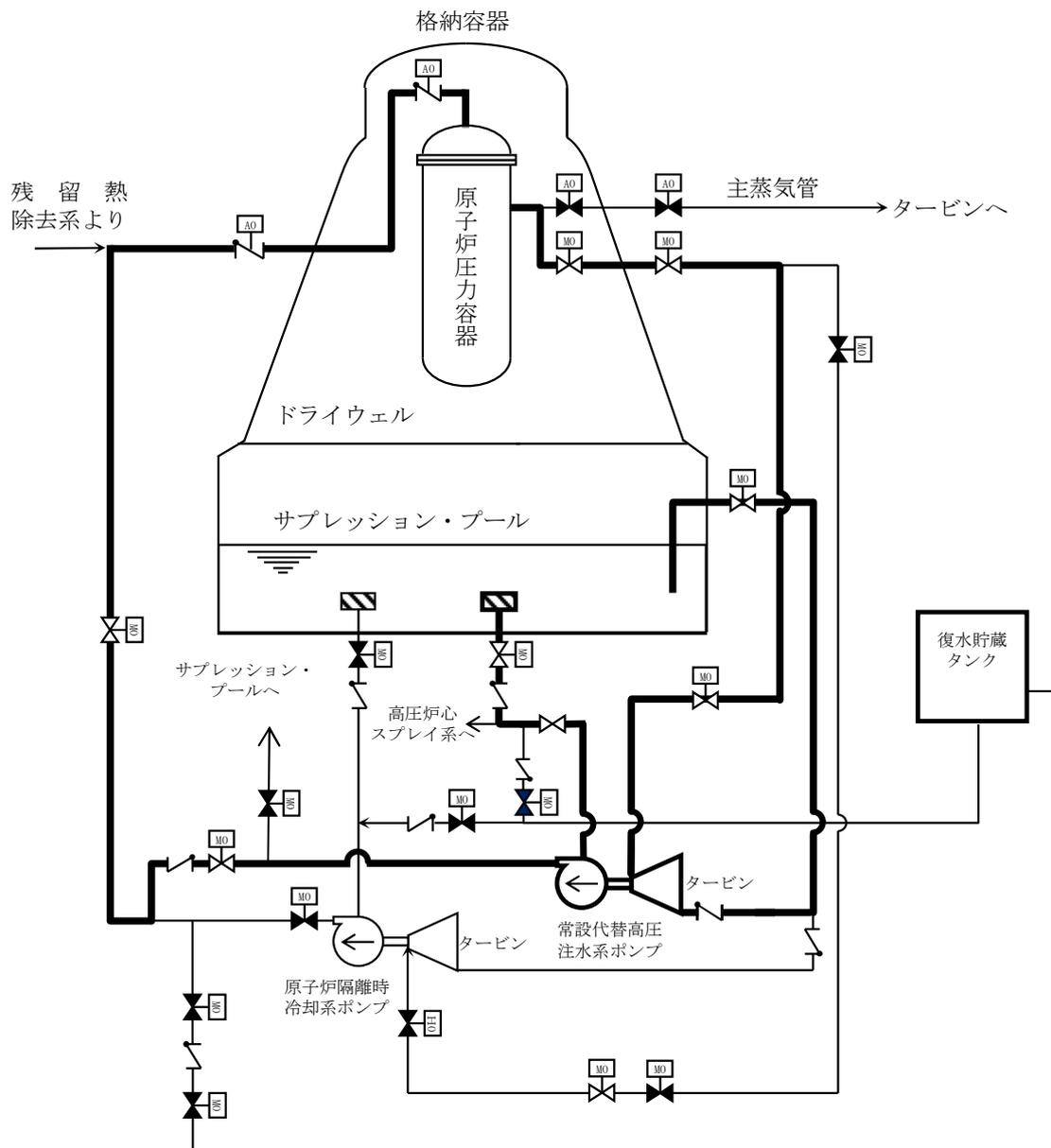
兼用する設備は以下のとおり。

- ・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
 - ・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
 - ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- 主要仕様については、「3.3.4 ほう酸水注入系」に示す。

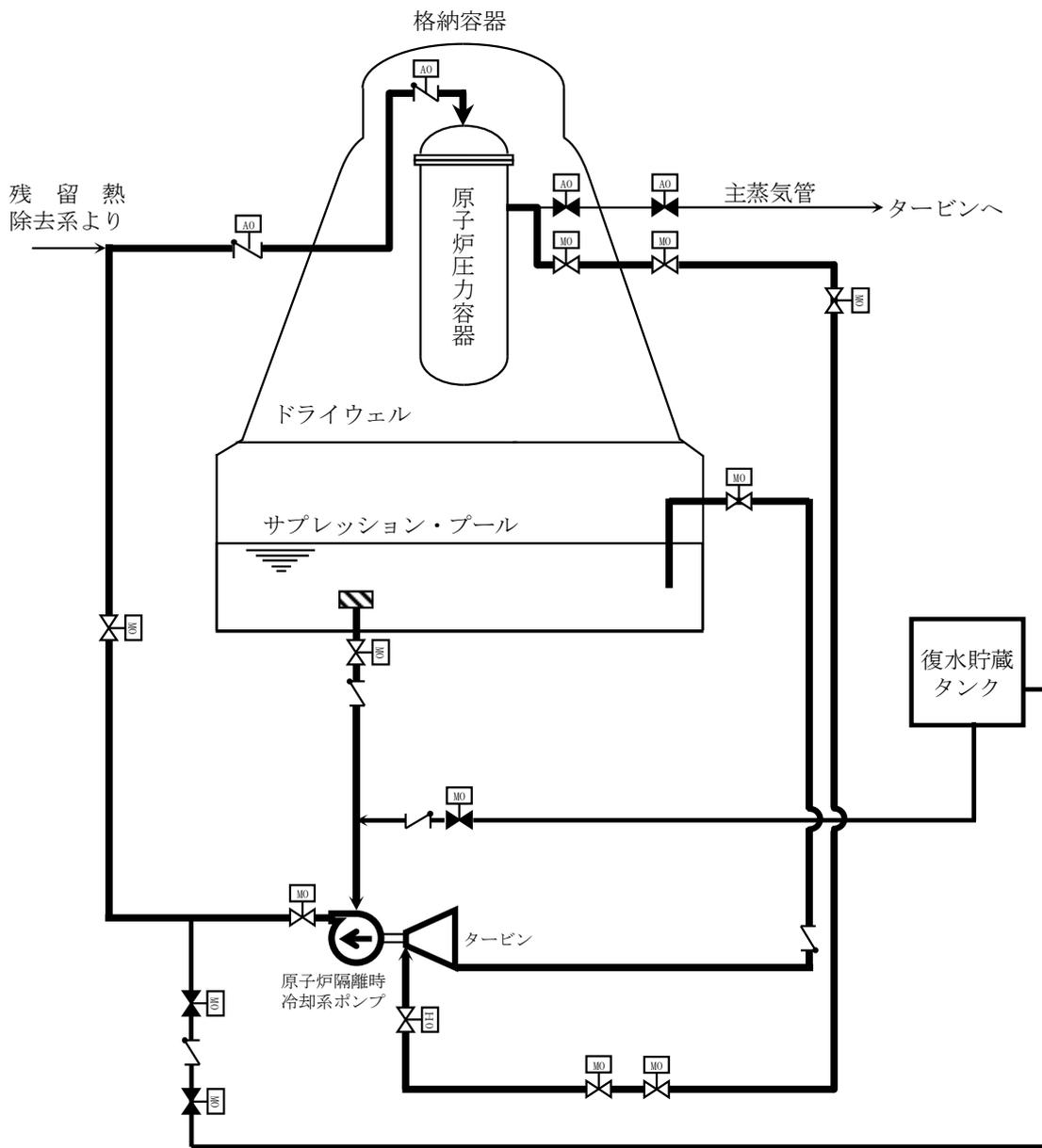
(6) ほう酸水貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

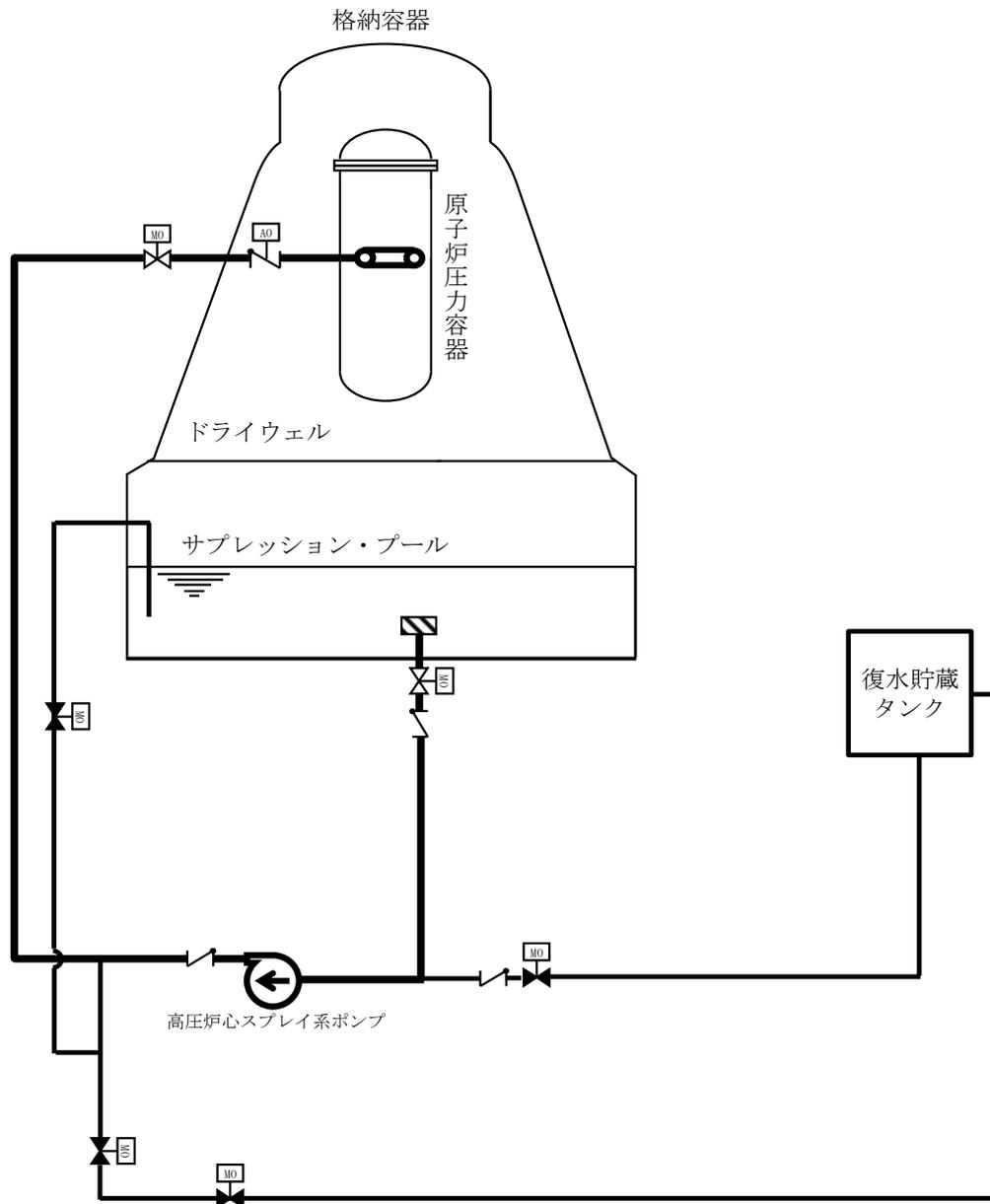
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
 - ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
 - ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- 主要仕様については、「3.3.4 ほう酸水注入系」に示す。



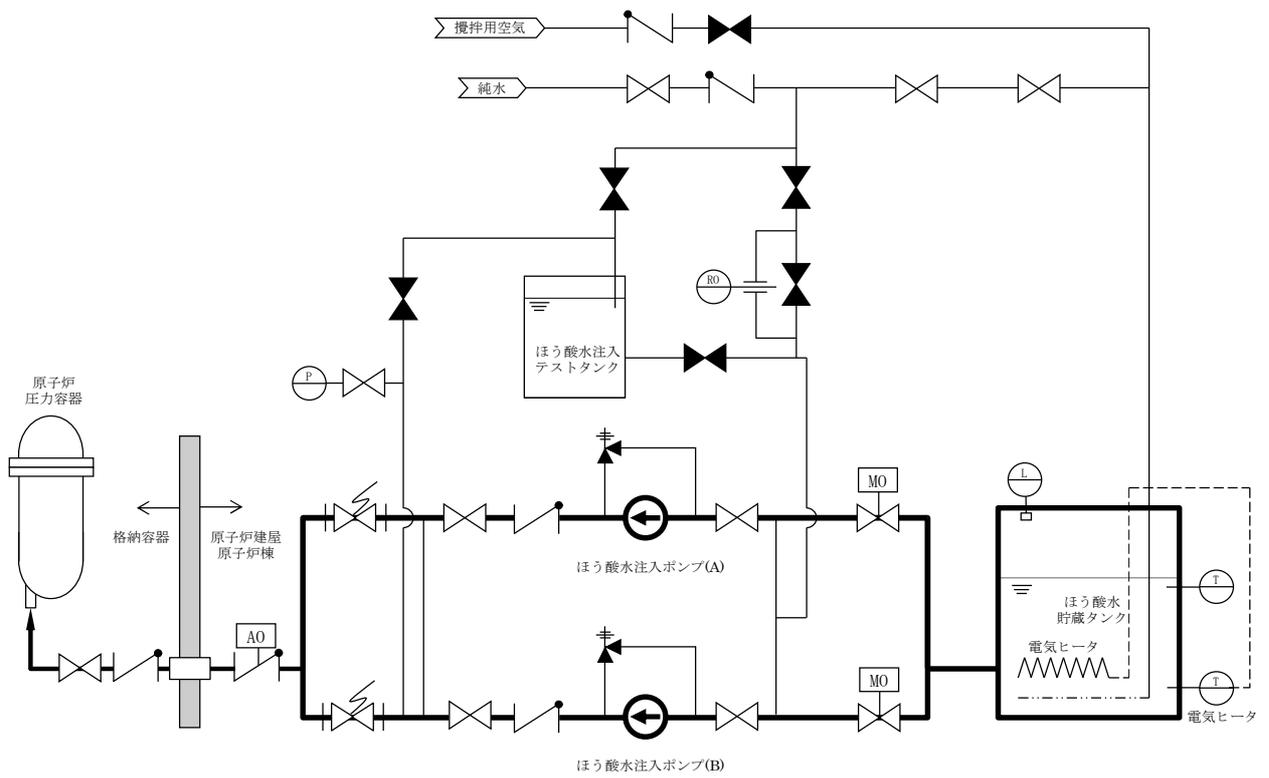
第 5.7-1 図 高圧代替注水系系統概要図



第 5.7-2 図 原子炉隔離時冷却系系統概要図



第 5.7-3 図 高圧炉心スプレイ系系統概要図



第 5.7-4 図 ほう酸水注入系系統概要図

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】

< 添付資料 目次 >

3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

3.2.1 設置許可基準規則第45条への適合方針

(1) 中央制御室からの高圧代替注水系起動（設置許可基準規則解釈の第1項（1））

(2) 現場手動操作による高圧代替注水系運転（設置許可基準規則解釈の第1項（1）b））

(3) 原子炉隔離時冷却系

(4) 高圧炉心スプレイ系

(5) 監視及び制御に用いる設備

a. 高圧代替注水系による原子炉注水

b. 全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水

(6) 復旧手段の整備

(7) ほう酸水注入系による進展抑制

(8) ほう酸注水系による進展抑制（原子炉注水を継続させる場合）

(9) 制御棒駆動水系による原子炉注水の整備

3.2.2 重大事故等対処設備

3.2.2.1 高圧代替注水系の設置

3.2.2.1.1 設備概要

3.2.2.1.2 主要設備の仕様

- (1) 常設高圧代替注水系ポンプ
- (2) サプレッション・プール
- 3.2.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
 - 3.2.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針
 - (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
 - (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
 - (3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
 - (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
 - (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
 - (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）
 - 3.2.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針
 - (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）
 - (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）
 - (3) 設計基準事故対処設備との多様性及び位置的分散（設置許可基準規則第43条第2項三）
- 3.2.2.2 高圧代替注水系の現場操作の整備
- 3.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）
 - 3.2.3.1 原子炉隔離時冷却系
 - 3.2.3.1.1 設備概要
 - 3.2.3.1.2 主要設備の仕様
 - (1) 原子炉隔離時冷却系ポンプ
 - (2) サプレッション・プール
 - 3.2.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
 - 3.2.3.2 高圧炉心スプレイ系
 - 3.2.3.2.1 設備概要

3.2.3.2.2 主要設備の仕様

- (1) 高圧炉心スプレイ系ポンプ
- (2) サプレッション・プール

3.2.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【45条】

【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)

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

(解釈)

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

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

a) 可搬型重大事故防止設備

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

b) 現場操作

i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期

間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。

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

3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

3.2.1 設置許可基準規則第45条への適合方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、以下の対策及び設備を設ける。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原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が健全であれば、重大事故防止設備（設計基準拡張）として使用する。

(1) 高圧代替注水系による原子炉注水（中央制御室からの高圧代替注水系起動）（設置許可基準規則解釈の第1項（1））

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高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、炉心の著しい損傷を防止するために、重大事故防止設備として高圧代替注水系を設ける。

高圧代替注水系は、常設高圧代替注水系ポンプを用い、サブプレッション・プール又は自主対策設備である復水貯蔵タンクを水源として高圧状態の原子炉に注水し、原子炉水位を一定の範囲で維持できる設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉からの蒸気で駆動可能なタービン駆動ポンプとし、弁操作により駆動タービンに蒸気を供給することで起動可能な設計とする。

また、高圧代替注水系は、全交流動力電源が喪失し、設計基準事故対処設備である所内常設直流電源である125V A系蓄電池及び125V B系蓄電池が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備である緊急用直流125V蓄電池からの給電により、常設高圧代替注水系ポンプの起動及び高圧注水が必要な期間にわたって運転継続が可能な設計とする。

これにより、高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系と同等以上の原子炉の冷却効果を有する設計とする。

(2) 高圧代替注水系による原子炉注水（現場手動操作による高圧代替注水系起動）（設置許可基準規則解釈の第1項（1）b））

高圧代替注水系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合でも、系統構成に必要な弁を、現場において人力で操作することにより、常設高圧代替注水系ポンプの起動及び必要な期間にわたって高圧注水を継続可能な設計とする。なお、人力による措置が容易に行えるよう、常設高圧代替注水系ポンプ駆動タービンは、機械式ガバナでタービン蒸気供給量を制御する方式とし、弁操作のみで起動、停止及び運転継続が可能な設計とする。本操作弁については手動で操作できる設計とし、共通要因によって、直流電源の弁と同時に機能を損なわないよう多様性を持たせた設計とする。

なお、人力による措置が容易に行えることから、現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた、弁操作による高圧代替注水系の起動、十分な期間の運転継続のための可搬型重大事故防止設備等の整備は不要とするが、設置許可基準規則第57条への適合のため、可搬型代替直流電源設備による給電も可能な設計とする。

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）と位置付ける。

(3) 原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系は、原子炉停止後、何らかの原因で給水が停止した場合等に、原子炉からの蒸気の一部を用いてタービン駆動ポンプを作動させ、原子炉に注水し水位を維持する設計とする。

原子炉隔離時冷却系の水源としては、通常はサプレッション・プールの水を使用するが、自主対策設備である復水貯蔵タンクの水も利用することが可能な設計とする。原子炉隔離時冷却系は中央制御室でのスイッチ操作による起動又は原子炉水位異常低下信号によって自動起動する設計とする。

(4) 高圧炉心スプレイ系

高圧炉心スプレイ系は、冷却材喪失事故時に、低圧炉心スプレイ系、低圧注水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設計とする。

高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位異常低下信号又はドライウェル圧力高信号で作動を開始し、サプレッション・プール水又は自主対策設備である復水貯蔵タンクの水を、炉心上部に取付けられたスパージャ・ヘッダのノズルから燃料集合体上にスプレイすることによって炉心を冷却する設計とする。また、原子炉水位高信号でスプレイを自動的に停止する設計とする。

また、技術的能力審査基準への適合のため、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に、原子炉を冷却するために必要な監視及び制御の手順等として以下を整備する。

(5) 監視及び制御に用いる設備

「高圧代替注水系による原子炉注水」、 「全交流動力電源喪失時及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水」の場合に、原子炉を冷却するために原子炉水位を監視又は推定する手段を整備する。

また、原子炉へ注水するための高圧代替注水系の作動状況を確認する手段及び原子炉を冷却するための原子炉水位を制御する手段を整備する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉水位（広帯域）
- ・原子炉水位（燃料域）
- ・原子炉水位（S A広帯域）
- ・原子炉水位（S A燃料域）
- ・原子炉圧力
- ・原子炉圧力（S A）
- ・高圧代替注水系系統流量
- ・サプレッション・プール水位

なお、計装設備については、「3.15 電源設備(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。

また、「高圧代替注水系による原子炉注水」及び「全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水」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「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」の以下の項目で示す。

① 高圧代替注水系による原子炉注水

1.2.2 重大事故等発生時の手順 1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (1)高圧代替注水系による原子炉注水 a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動及び b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

② 全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水

- 1.2.2 重大事故等発生時の手順 1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水 a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動及び b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

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。

(6) 復旧手段の整備

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

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

また、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「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」の以下の項目で示す。

① 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧

- 1.2.2 重大事故等発生時の手順 1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧 a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 b. 代替直流電源設備に

よる原子炉隔離時冷却系への給電

また、技術的能力審査基準への適合のため、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に、重大事故等の進展抑制のための手段として以下を整備する。

(7) ほう酸水注入系による原子炉注水

高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉水位を維持できない場合には、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により電源を確保し、ほう酸水貯蔵タンクを水源として、ほう酸水注入ポンプにより原子炉への注水を実施可能な設計とする。さらに、純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで、ほう酸水注入系による原子炉注水を継続させる設計とする。なお、ほう酸水注入系については「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第44条に対する設計方針を示す章）」で示す。

常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(45-4-3)

また、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に、重大事故等の進展抑制をすための自主対策設備として以下を整備する。

(8) 純水系（ほう酸水注入系による原子炉注水を継続させる場合）

純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給する設計とする。ほう酸水

貯蔵タンクへの補給に使用する純水系は耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、ほう酸水貯蔵タンクに純水を補給することができ、ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続することが可能となることから、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。

(9) 制御棒駆動水系による原子炉注水

原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び高圧代替注水系による原子炉への注水機能が喪失した場合、重大事故等の進展抑制のため、冷却水として原子炉補機冷却系を確保し、自主対策設備である復水貯蔵タンクを水源として制御棒駆動水系ポンプによる原子炉への注水を実施する。

制御棒駆動水系ポンプ原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できない。また、制御棒駆動水ポンプ等は耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展抑制のための手段として有効である。

3.2.2 重大事故等対処設備

3.2.2.1 高圧代替注水系の設置

3.2.2.1.1 設備概要

高圧代替注水系は、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却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、炉心の著しい損傷を防止するため原子炉を冷却すること及び原子炉水位を維持することを目的として設置するものである。

高圧代替注水系は、ポンプ1個（蒸気タービン駆動）、電源設備（常設代替直流電源設備又は可搬型代替交流電源設備）、水源であるサブプレッション・プール、注水流路である高圧炉心スプレイ系及び高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系、蒸气流路である原子炉隔離時冷却系及び主蒸気系、高圧代替注水系配管・弁、注水先である原子炉压力容器等から構成される。

高圧代替注水系の系統概要図を第3.2-1図に重大事故等対処設備一覧を第3.2-1表に示す。

高圧代替注水系は、全交流動力電源が喪失し、設計基準事故対処設備である所内常設直流電源系統が喪失した場合でも、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、常設代替直流電源設備である緊急用直流125V蓄電池から給電し、中央制御室からのスイッチ操作によって、サブプレッション・プール又は自主対策設備である復水貯蔵タンクを水源として、原子炉隔離時冷却系を介して原子炉へ注水可能な設計とする。また、常設代替直流電源設備が機能しない場合でも、現場での電動弁の人力による操作により、高圧注水系が必要な期間にわたって運転を継続できる設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプ駆動タービンへの蒸気供給ラインは、原子炉隔離時冷却系の蒸気供給ラインから分岐し、高圧代替注水系蒸気供給弁の開操

作により，常設高圧代替注水系ポンプ駆動タービンに蒸気を導く設計とする。

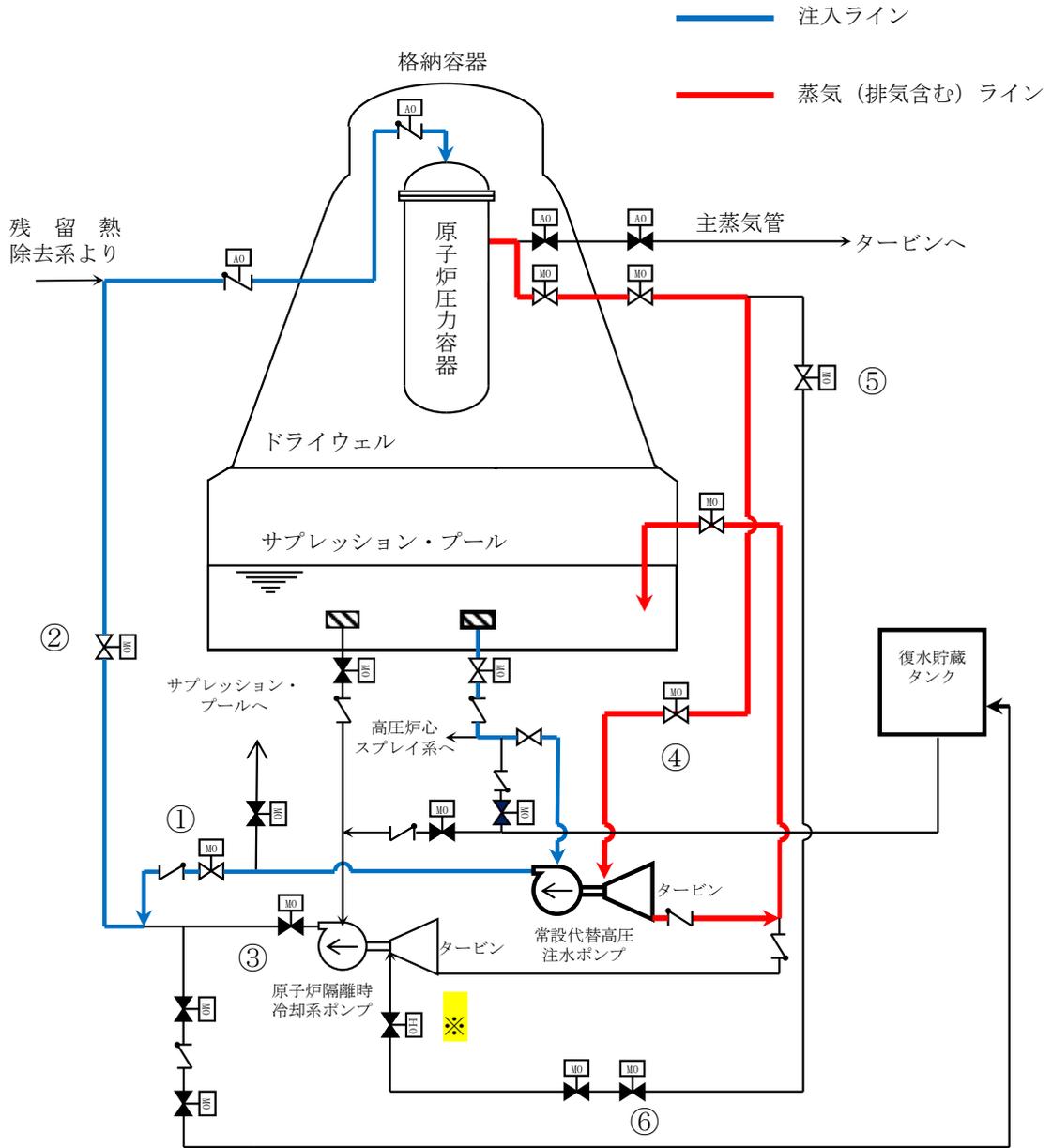
常設高圧代替注水系ポンプ駆動タービンの排気は，原子炉隔離時冷却系タービン排気ラインに合流し，サブプレッション・プールへ放出する設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプの吸込ラインは，サブプレッション・プールを水源とする高圧炉心スプレイ系から分岐してポンプに供給する設計とし，自主対策設備である復水貯蔵タンクからの供給も可能な設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプの吐出ラインは，原子炉隔離時冷却系の原子炉への注水配管に接続する設計とし，吐出ラインにはサブプレッション・プールに戻るテストラインを設ける設計とする。

高圧代替注水系は，中央制御室又は現場で高圧代替注水系蒸気供給弁，高圧代替注水系注入弁及びR C I C注入弁の開操作をすることで運転を行う設計とする。

	弁名称
①	高压代替注水系注入弁
②	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
③	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁
④	高压代替注水系タービン止め弁
⑤	原子炉隔離時冷却系S A蒸気止め弁



※ : Hydraulic Operated の略。
 油圧作動弁をさす。
 当該弁の詳細は補足説明資料 45-8 に示す。

第 3.2-1 図 高压代替注水系系統概要図

第3.2-1表 高圧代替注水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	常設高圧代替注水系ポンプ【常設】 サプレッション・プール【常設】*1
付属設備	—
水源	—
流路	蒸気系 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁【常設】 主蒸気系 配管・弁【常設】 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁【常設】 注水系 高圧代替注水系（注水系）配管・弁【常設】 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ【常設】 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁【常設】
関連設備	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】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】

第3.2-1表 高圧代替注水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	計装設備*3	高圧代替注水系系統流量【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA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】 サプレッション・プール水位【常設】

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

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

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

3.2.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器仕様を以下に示す。

(1) 常設高圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉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
- ・格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

種 類	: うず巻形
容 量	: 約142m ³ /h
全 揚 程	: 約882m
最高使用圧力	: 吸込側0.70MPa[gage]／吐出側10.35MPa[gage]
最高使用温度	: 120℃
個 数	: 1
取 付 箇 所	: 原子炉建屋原子炉棟地下2階

(2) 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溶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

基 数 : 1
容 量 : 約3,400m³
取 付 箇 所 : 格納容器内

3.2.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.2.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件(設置許可基準規則第43条第1項一)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧代替注水系の常設高圧代替注水系ポンプは、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、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、第3.2-2表に示す設計とする。

(45-3-1～3)

第3.2-2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	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せ考慮した上で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。

高圧代替注水系の運転のため操作が必要な機器を第3.2-3表に示す。

高圧代替注水系を運転する場合は，原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め

弁を閉にした後、高圧代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を開にする。その後、高圧代替注水系タービン止め弁を開とし、常設高圧代替注水系ポンプを起動し、高圧代替注水系による原子炉注水を行う。なお、R C I Cタービン止め弁が開状態から動作不能になった場合や、配管機能が喪失した場合で高圧代替注水系側へ十分な蒸気供給ができない状況への対応についても、S A用R C I C蒸気止め弁を閉操作することで、高圧代替注水系側へ蒸気供給を行うことができる設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプは、高圧代替注水系タービン止め弁を開操作することで起動し、ポンプ自体の起動操作は不要な設計とする。

高圧代替注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系S A蒸気止め弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁の操作は、いずれも中央制御室の操作スイッチにより操作可能な設計とする。

中央制御室に設置する操作盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作・監視性・識別性を考慮しており、また、十分な操作空間を確保することで確実に操作できる設計とする。

電源喪失により中央制御室からの電動弁の遠隔操作ができない場合であっても、高圧代替注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、高圧代替注水系タービン止め弁を現場で人力により手動操作することで常設高圧代替注水系の運転が可能な設計とする。

弁の現場操作を可能とするため、操作弁駆動部には手動ハンドルを設け、想定される重大事故等が発生した場合の設置場所である原子炉建屋原子炉棟内の環境条件(被ばく影響等)を考慮の上、設置場所に十分な操作空間を確保し、確実に操作可能な設計とする。

(45-3-1～3)

第3.2-3表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
高圧代替注水系注入弁	全閉⇒全開	中央制御室	操作スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟地下2階	手動操作
原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	全閉⇒全開	中央制御室	操作スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟4階	手動操作
高圧代替注水系タービン止め弁	全閉⇒全開	中央制御室	操作スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟地下1階	手動操作
原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁*	全開⇒全閉	中央制御室	操作スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟2階	手動操作

* 原子炉隔離時冷却系を運転中にR C I C蒸気供給弁が開状態から作動不能となった場合や原子炉隔離時冷却系配管が機能喪失した場合に操作を行う。

(3) 試験及び検査(設置許可基準規則第43条第1項三)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

高圧代替注水系は第3.2-4表に示すように、原子炉の運転中に機能・性能検査を及び弁動作確認を、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。

常設高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及びタービンカバーを取り外し、ポンプ及びタービンの部

品(主軸, 軸受, 羽根車及びタービン等)の点検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, 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可能な設計とする。

また, 常設高圧代替注水系ポンプは, 吐出配管にテストラインを設置し, 原子炉運転中又は原子炉停止中に, サプレッション・プール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及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

(45-5-1, 2)

第3.2-4表 高压代替注水系の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能確認，ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認，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	ポンプ運転性能確認，ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認，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。

高压代替注水系は，高压代替注水系蒸気供給ライン，常設高压代替注水系ポンプ吸込ライン，ポンプ吸い込みライン及び蒸気排気ラインを原子炉隔離時冷却系，高压炉心スプレイ系又は補給水系と共用するが，これ以外のラインについては，重大事故等への対処の目的のみに使用されるため，本来の用途以外の用途には使用しない。

高压代替注水系の流路として共用する原子炉隔離時冷却系，高压炉心

スプレイ系及び補給水系の配管ラインについては、通常待機時の系統から高压代替注水系に切り替えるために、第3.2-3表で示す弁操作を行う。原子炉隔離時冷却系と共用する蒸気供給ラインについては、高压代替注水系タービン止め弁を開操作することで、常設高压代替注水系ポンプへ蒸気を供給することができる設計とする。また、原子炉隔離時冷却系と共用する注水ラインについては、高压代替注水系注入弁を開操作することで、高压代替注水系の流路として使用できる設計とする。これらの切替操作については、中央制御室から遠隔操作可能な設計とすることで、原子炉压力容器への高压注水が必要となるまでの間に、第3.2-2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。

原子炉隔離時冷却系ポンプのトリップ・スロットル弁が開状態から動作不能になった場合や、配管機能が喪失した場合で、高压代替注水系側へ蒸気供給ができない状況となった場合も、原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁を閉操作することで、高压代替注水系側への蒸気供給が可能な設計とする。また、電源喪失により、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、高压代替注水系注入弁及び高压代替注水系蒸気供給弁を現場で人力により操作することでポンプの起動が可能であり、第3.2-3図のタイムチャートに示すとおり、注水が要求されるタイミングまでに速やかに高压代替注水系の起動が可能な設計とする。なお、常設高压代替注水系ポンプ吸込ラインについても、遠隔操作にて容易に自主設備である復水貯蔵タンクの水を使用可能な設計とする。

(45-3-1～3, 45-4-1)

		経過時間(分)									備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	実施箇所・必要人員数	8分 高压代替注水系による注水開始									
高压代替注水系起動	運転員A, B (中央制御室) 2						系統構成, 起動, 注水開始				

第3.2-2図 高压代替注水系のタイムチャート (中央制御室からの起動) *

		経過時間(分)									備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	
手順の項目	実施箇所・必要人員数	58分 高压代替注水系起動									
高压代替注水系起動	運転員A, B (中央制御室) 2	原子炉水位計接続									
	運転員C, D (現場) 2	移動				系統構成					
		移動				系統構成					
	運転員E, 重大事故等対応要員 (現場) 2	移動				系統構成					
											起動開始

第3.2-3図 高压代替注水系のタイムチャート (現場起動) *

* : 「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。

高压代替注水系は, 第3.2-5表に示すとおり, 通常待機時は高压代替注水系タービン止め弁を閉とすることで, 原子炉隔離時冷却系の蒸気ラインから隔離するとともに, 高压代替注水系注入弁を閉とすることで,

原子炉隔離時冷却系の注水ラインから隔離する設計としており、**重大事故等時**に**高圧代替注水系**を用いる場合は、弁操作によって、通常**待機時**の系統構成から**重大事故等対処設備**としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、高圧代替注水系は、高圧炉心スプレイ系に対し独立した注水ラインを有する設計とすることで、相互に悪影響を及ぼさない設計とする。

高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系運転時に、高圧代替注水系**タービン止め弁**が自動開することによる原子炉隔離時冷却系機能への悪影響を防止するため、高圧代替注水系**タービン止め弁**に自動開インターロックを設けない設計とし、高圧代替注水系と原子炉隔離時冷却系は、相互に悪影響を及ぼすことのないように、同時に使用しない運用とする。

また、常設高圧代替注水系ポンプ駆動タービンは単段式であり、タービン翼は鍛造品の削り出し加工により製造するものを適用することで、破損により飛散することがない設計とする。

(45-4-1)

第3.2-5表 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系注入弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系 タービン止め弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(6) 設置場所(設置許可基準規則第43条第1項六)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧代替注水系の系統構成に操作が必要な弁の設置場所、操作場所を第3.2-6表に示す。高圧代替注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁は、原子炉建屋原子炉棟内に設置されるが、中央制御室からの遠隔操作を可能とすることにより、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ない設計とする。

また、仮に電源が喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合は、高圧代替注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁を原子炉建屋原子炉棟内の現場で人力により手動操作を行うことから、操作場所の放射線量が高くないよう考慮した場所に設置する設計とする。

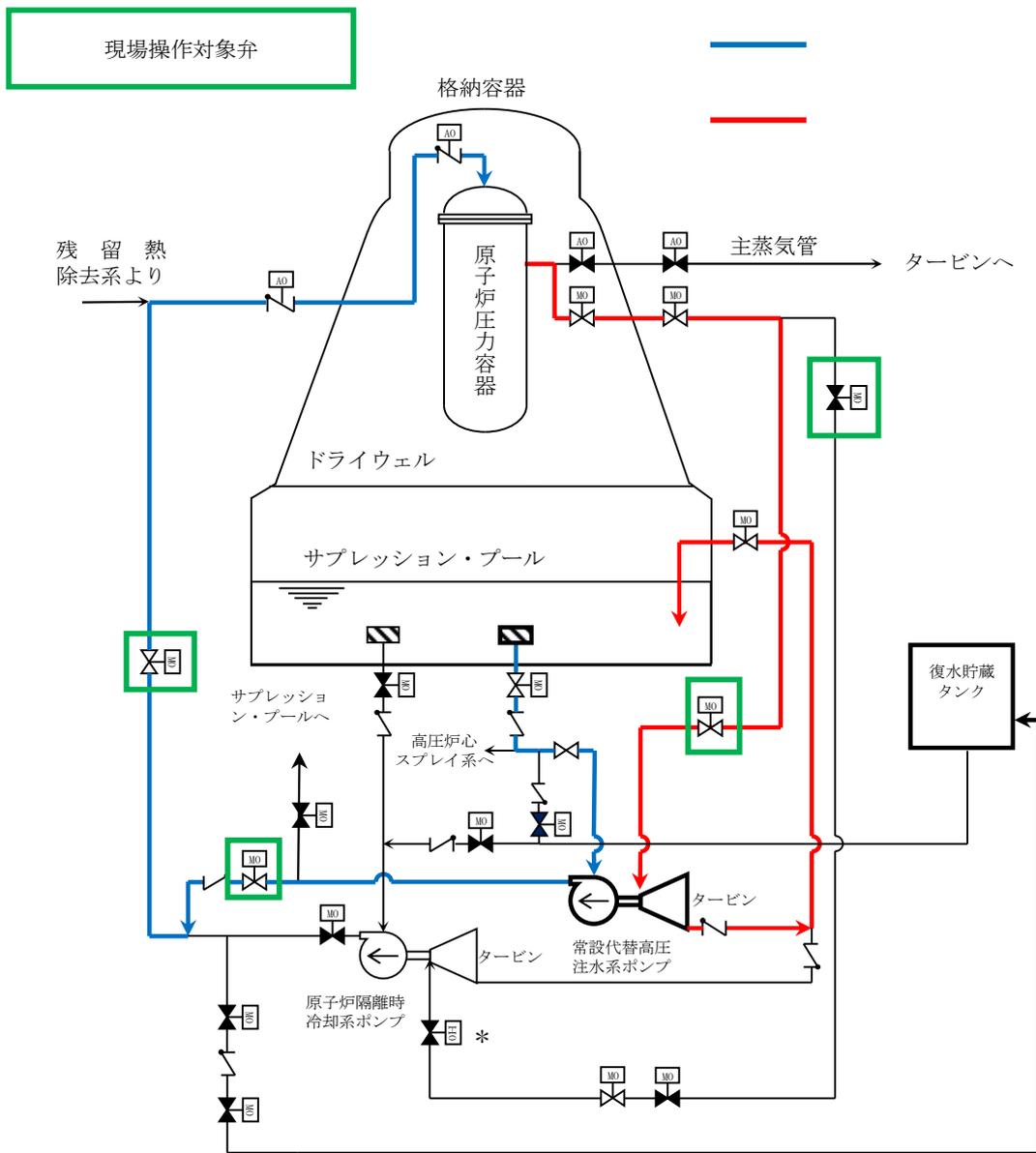
第3.2-6表に設置場所と操作方法を、第3.2-4図に系統上の配置を示す。

(45-3-1～3)

第3.2-6表 操作対象機器設置場所

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
高圧代替注水系注入弁	全閉⇒全開	中央制御室	操作スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟地下2階	手動操作
原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	全閉⇒全開	中央制御室	操作スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟4階	手動操作
高圧代替注水系タービン止め弁	全閉⇒全開	中央制御室	操作スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟地下1階	手動操作
原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁*	全開⇒全閉	中央制御室	操作スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟2階	手動操作

* 原子炉隔離時冷却系を運転中にR C I C蒸気供給弁が開状態から作動不能となった場合や原子炉隔離時冷却系配管が機能喪失した場合に操作を行う。



* : Hydraulic Operated の略。

油圧作動弁をさす。

当該弁の詳細は補足説明資料 45-8 に示す。

第3.2-4図 高圧代替注水系の現場操作

3.2.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量(設置許可基準規則第43条第2項一)

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

高压代替注水系は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であつて、設計基準事故対処設備が有する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、十分な期間原子炉水位を維持できる容量を有する設計とする。常設高压代替注水系ポンプの容量は、原子炉停止15分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止するために必要な流量 $136\text{m}^3/\text{h}$ とし、これを満足する $142\text{m}^3/\text{h}$ を公称値とする。

また、原子炉に注水する場合の常設高压代替注水系ポンプの揚程は、 $136\text{m}^3/\text{h}$ 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（格納容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損）を考慮した要求値が約872mであることから、約882mの揚程を確保可能な設計とする。

(45-6-1, 2)

(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、**高圧代替注水系**は共用しない。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性及び位置的分散(設置許可基準規則第43条第2項三)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

高圧代替注水系は、高圧注水機能を持つ設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系に対し、第3.2-7表に示すとおり多様性及び**位置的分散**を考慮した設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプは、**原子炉建屋原子炉棟**に設置するが、設

計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系ポンプ又は高圧炉心スプレイ系ポンプとは異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

水源としては、サブプレッション・プールを使用し、原子炉隔離時冷却系と吸い込み口を分離配置することで位置的分散を図る設計とする。

常設高圧代替注水系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原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプの冷却水と同時に機能喪失しない多様性を有する設計とする。

駆動源については、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の駆動源（電動機）と異なるタービン駆動とすることで、多様性を有する設計とする。

流路については、サブプレッション・プールから原子炉压力容器へ注水する原子炉隔離時冷却系配管との合流部まで、原子炉隔離時冷却系ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。また、サブプレッション・プールから原子炉压力容器へ注水する高圧炉心スプレイ系配管は高圧代替注水系と異なった流路とし、高圧炉心スプレイ系ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。

常設高圧代替注水ポンプのタービンを駆動させるための蒸気を供給する電動弁については、原子炉隔離時冷却系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう緊急用直流125V蓄電池により給電できる多様性を有する設計とする。また、高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系蒸気供給弁は手動操作ハンドルを設けており、仮に、電源設備が全て喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、現場で人力により手動操作することでポンプの起動が可能な設計とし、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系に対し多様性を有する設計とする。

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。

高圧代替注水系は，第3.2-8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。

第3.2-7表 設計基準事故対処設備との多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備
	高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系
ポンプ	高圧炉心スプレイポンプ	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設高圧代替注水系ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (別区画)
水源	サプレッション・プール	サプレッション・プール	サプレッション・プール (原子炉隔離時冷却系と 吸込口分離配置)
駆動用 空気	不要	不要	不要
潤滑油	不要 (内包油)	内包油 (内包油)	不要 (水潤滑)
冷却水	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系	自己冷却	自己冷却
電源	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	所内常設直流電源	常設代替直流電源設備 または手動操作

第 3.2-8 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
		高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系は耐震 S クラス設計とし、重大事故防止設備である高圧代替注水系は、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高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系は防潮堤及び浸水防止設備の設置により、重大事故防止設備である高圧代替注水系は、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の高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系と、重大事故防止設備である高圧代替注水系は、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の高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系と、重大事故防止設備である高圧代替注水系は、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）。		

3.2.2.2 高圧代替注水系の現場操作の整備

全交流電源喪失及び常設直流電源系統喪失を想定し、中央制御室からの遠隔操作が出来ない場合に、現場での人力による弁の操作で系統の起動及び十分な期間の運転継続に必要な設備を整備する

なお、操作手順等の詳細については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準への適合状況について」の「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」の以下の項目で示す。

a. 全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水

1.2.2 重大事故等発生時の手順 1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順

(1) 全交流動力電源喪失時及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水 b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

3.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.2.3.1 原子炉隔離時冷却系

3.2.3.1.1 設備概要

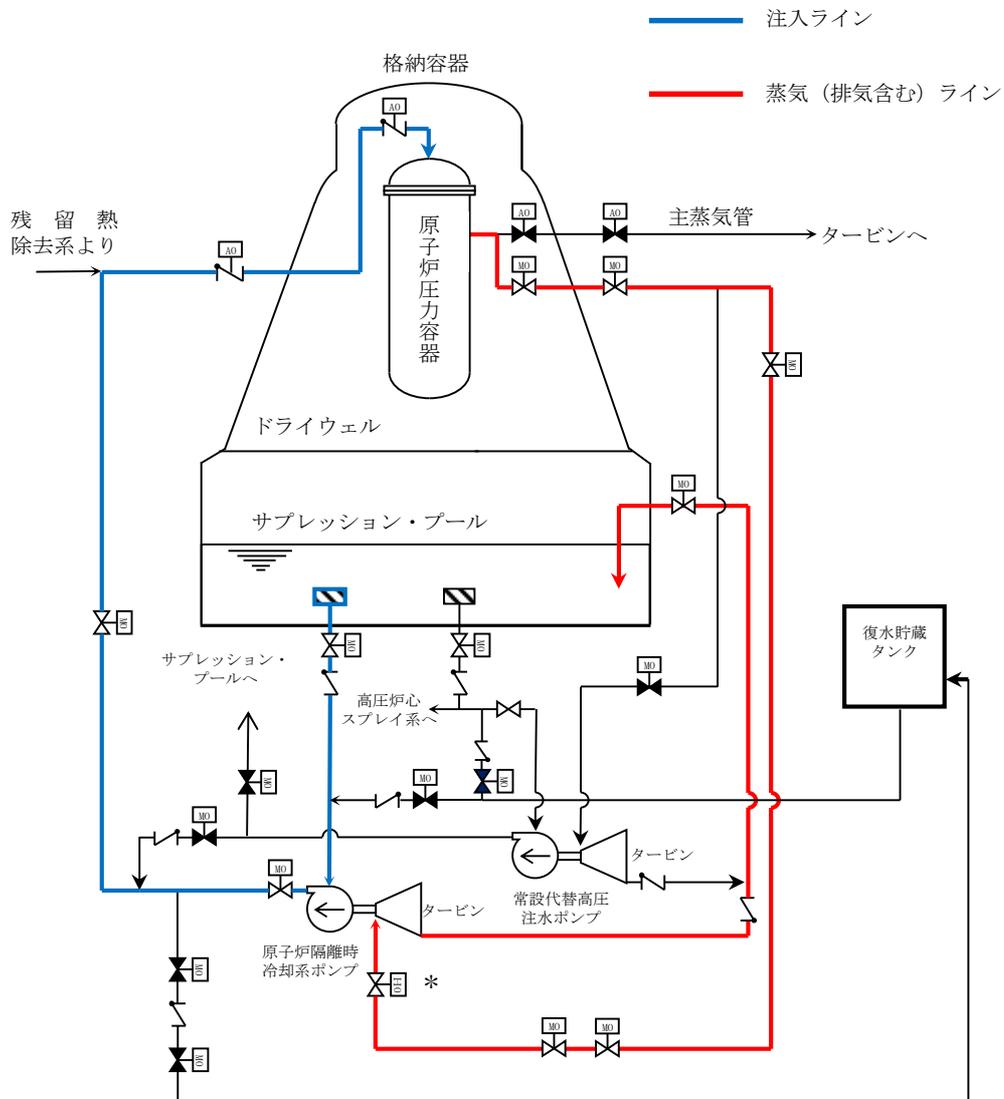
原子炉隔離時冷却系は，原子炉停止後，何らかの原因で給水が停止した場合等に，原子炉蒸気の一部を用いてタービン駆動ポンプを作動させ，サプレッション・プール又は自主対策設備である復水貯蔵タンクの水を原子炉に注水し水位を維持する。

原子炉隔離時冷却系は，タービン駆動ポンプ1個，蒸気駆動タービン1個，配管・弁等からなり，ドライウェル内側の隔離弁の上流から抽出した蒸気によってタービンを駆動することで，外部電源を必要としない設計とする。

原子炉隔離時冷却系は，中央制御室からのスイッチ操作又は原子炉水位異常低下信号によって起動する。

本システムの系統概要図を第3.2-5図に，重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第3.2-9表に示す。

原子炉隔離時冷却系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時において健全であれば，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。



* : Hydraulic Operated の略。
 油圧作動弁をさす。
 当該弁の詳細は補足説明資料 45-8 に示す。

第3.2-5図 原子炉隔離時冷却系 系統概要図

第3.2-9表 原子炉隔離時冷却系に関する重大事故等対処設備

(設計基準拡張) 一覧

設備区分		設備名
主要設備		原子炉隔離時冷却系ポンプ【常設】 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	蒸気系 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁【常設】 主蒸気系 配管・弁【常設】 注水系 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 【常設】
	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】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】
	計装設備*3	原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 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】 原子炉隔離時冷却系系統流量【常設】 サプレッション・プール水位【常設】

- *1: 水源については、「3.13重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- *2: 電源設備については、「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- *3: 計装制御設備については「3.15計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.2.3.1.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 原子炉隔離時冷却系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉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
- ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

容 量 : 約142m³/h以上

全揚程 : 約869m～約186m

個 数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

(2) サプレッション・プール

兼用する設備については、「3.2.2.1.2 主要設備の仕様(2) サプレッション・プール」に記載のとおり。

個 数 : 1

容 量 : 約3,400m³

3.2.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

原子炉隔離時冷却系は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

原子炉隔離時冷却系ポンプについては、設計基準対象施設として使用する場合同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

重大事故等対処設備（設計基準拡張）としての原子炉隔離時冷却系ポンプの多様性、位置的分散については、非常用ディーゼル発電機及び常設直流電源が使用可能な場合において、設計基準対象施設として使用する場合同様に第3.2-10表に示す設計である。

原子炉隔離時冷却系は、二以上の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。

第3.2-10表 重大事故対処設備（設計基準拡張）の多様性，
位置的分散

項目	重大事故対処設備（設計基準拡張）	
	高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系
ポンプ	高圧炉心スプレイポンプ	原子炉隔離時冷却系ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	原子炉建屋原子炉棟 地下2階（別区画）
水源	サプレッション・プール	サプレッション・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	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 用海水系	自己冷却
電源	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	所内常設直流電源

原子炉隔離時冷却系ポンプについては，設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉隔離時冷却系ポンプについては，原子炉建屋原子炉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3.2-11表に示す設計である。

第3.2-11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考慮した上で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。

また，原子炉隔離時冷却系は中央制御室にて操作可能な設計である。原子炉隔離時冷却系の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉隔離時冷却系については，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，原子炉隔離時冷却系については，テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。原子炉隔離時冷却系ポンプについては，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

3.2.3.2 高圧炉心スプレイ系

3.2.3.2.1 設備概要

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

本システムの構成は、電動機駆動ポンプ1個、スパージャ、配管、弁等からなり、専用の母線及びディーゼル発電機により作動する。

高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位異常低下信号又はドライウェル圧力高信号により自動起動する。水源としてはサブプレッション・プール水を使用するが、自主対策設備である復水貯蔵タンクの水も使用可能なシステムとなっている。

本システムの系統概要図を第3.2-6図に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第3.2-12表に示す。

本システムは設計基準事故対処施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を考慮するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

第3.2-12表 高圧炉心スプレイ系に関する重大事故等対処設備
(設計基準拡張) 一覧

設備区分		設備名
主要設備		高圧炉心スプレイ系ポンプ【常設】 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	高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパーージャ 【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 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機【常設】
	計装設備*3	高圧炉心スプレイ系系統流量【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA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】

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

3.2.3.2.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 高圧炉心スプレイ系ポンプ

容 量 : 約1,440T/h以上

全揚程 : 約257m

個 数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

(2) サプレッション・プール

兼用する設備については、「3.2.2.1.2 主要設備の仕様(2) サプレッション・プール」に記載のとおり。

個 数 : 1

容 量 : 約3,400m³

3.2.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

高圧炉心スプレイ系は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

高圧炉心スプレイ系ポンプは、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

重大事故等対処設備（設計基準拡張）としての高圧炉心注水系ポンプの多様性及び位置的分散については、非常用ディーゼル発電機及び常設直流電源が使用可能な場合において、設計基準対象施設として使用する場合と同様に表3.2-15 に示す設計である。

原子炉隔離時冷却系は、二以上の原子炉施設において共用しない。

高圧炉心スプレイ系ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等時の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

高圧炉心スプレイ系ポンプは、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3.2-13表に示す設計である。

第3.2-13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考慮した上で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。

また，高圧炉心スプレイ系は中央制御室にて操作可能な設計である。高圧炉心スプレイ系の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧炉心スプレイ系には，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計とする。また，高圧炉心スプレイ系は，テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。高圧炉心スプレイ系ポンプについては，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

3.4 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健全であれば、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 5.9-6 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、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受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する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圧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（高所淡水池，北側淡水池）の淡水が枯渇した場合は、防潮堤内側の取水箇所（S A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) 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，サプレッション・プール，残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水ポンプを使用する。

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又は緊急用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
- ・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、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器、非常用取水設備の貯留堰、取水路、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管、S A用海水ピットを重大事故等対処設備として使用する。

(b) 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）

その他，設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器，非常用取水設備の貯留堰，取水路，S A用海水ピット取水塔，海水引込み管，S A用海水ピット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）の冷却海水は、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重大事故等対処設備として使用する。

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、非常用取水設備の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（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。

本系統に使用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。

- ・低圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・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。残留熱除去系海水ポンプからの海水は、低圧炉心スプレイ系ポンプの冷却用海水として使用する。

(2) 原子炉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

原子炉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

原子炉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) 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

原子炉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、原子炉の除熱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、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用海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. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による原子炉除熱

原子炉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

原子炉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，原子炉の除熱が可能な設計とする。

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，サブプレッション・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ブプレッション・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。

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イ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及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用した

原子炉压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水を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去海水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イ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压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。

可搬型代替注水大型ポンプを使用した原子炉压力容器への注水は、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イ系ポンプに対して、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イ系ポンプを使用した原子炉压力容器への注水に対して、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に対して、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）に距離をとって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压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イ系配管との合流点

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イ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イ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水を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去系海水ポンプからの海水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。

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、緊急用海水ポンプピット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、通常待機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設計とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。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溶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。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が

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常設低圧代替注水系格納槽内の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屋外の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原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮した設計とする。代替循環冷却系ポンプは中央制御室の操作スイッチで操作可能な設計とする。

緊急用海水ポンプは、緊急用海水ポンプピット内に設置し、想定される重大事故等時における緊急用海水ポンプピット内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ことから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。

緊急用海水ポンプは中央制御室の操作スイッチで操作可能な設計とする。

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、西側接続口及び 11m 盤接続口との接続は、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（又は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。

常設低圧代替注水系ポンプは、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、車両として走行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 ³ /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 ³ /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 ³ /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 ³ /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 ³

(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

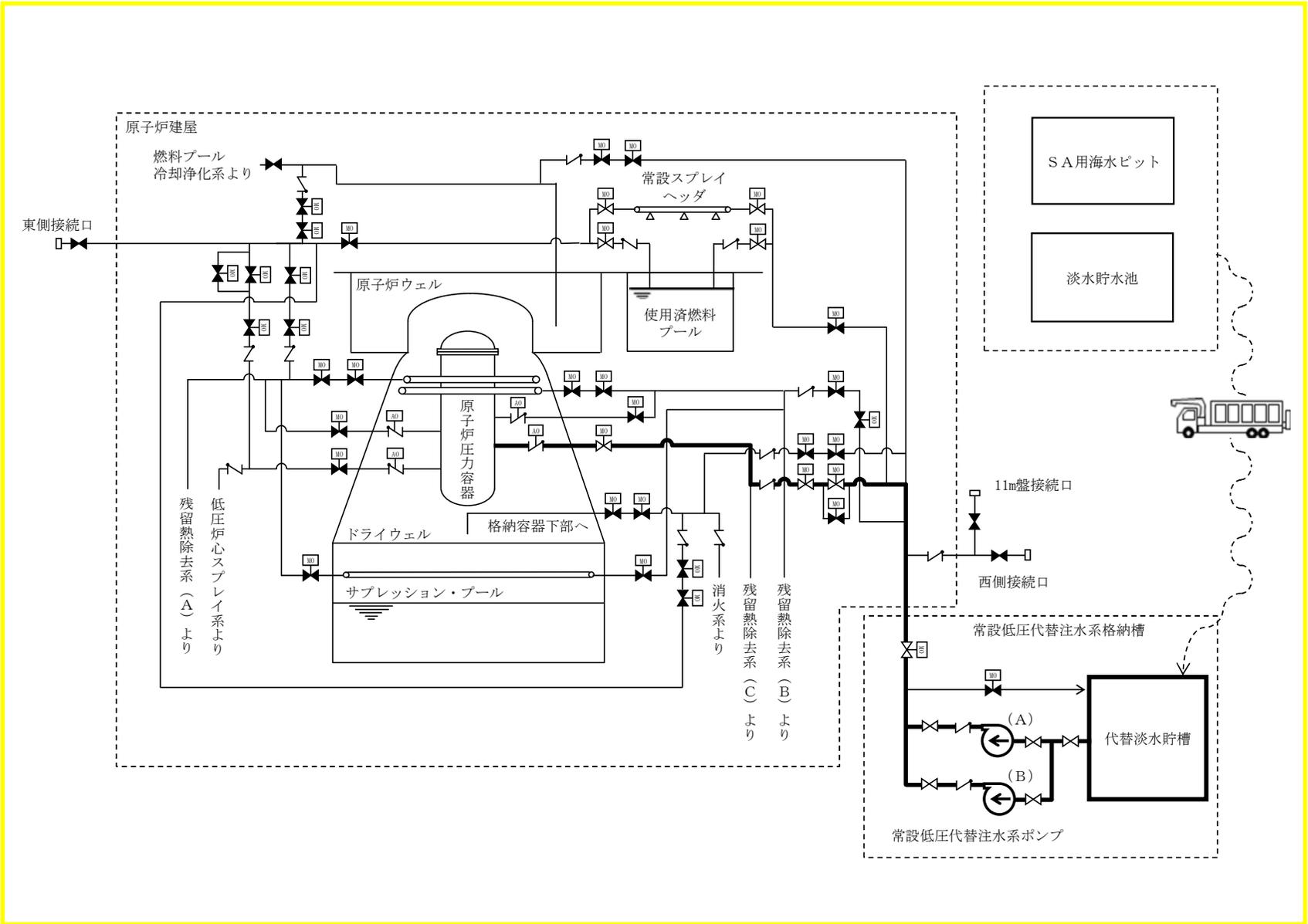
主要仕様については、「9.1 原子炉格納施設」に示す。

(10) 残留熱除去系熱交換器

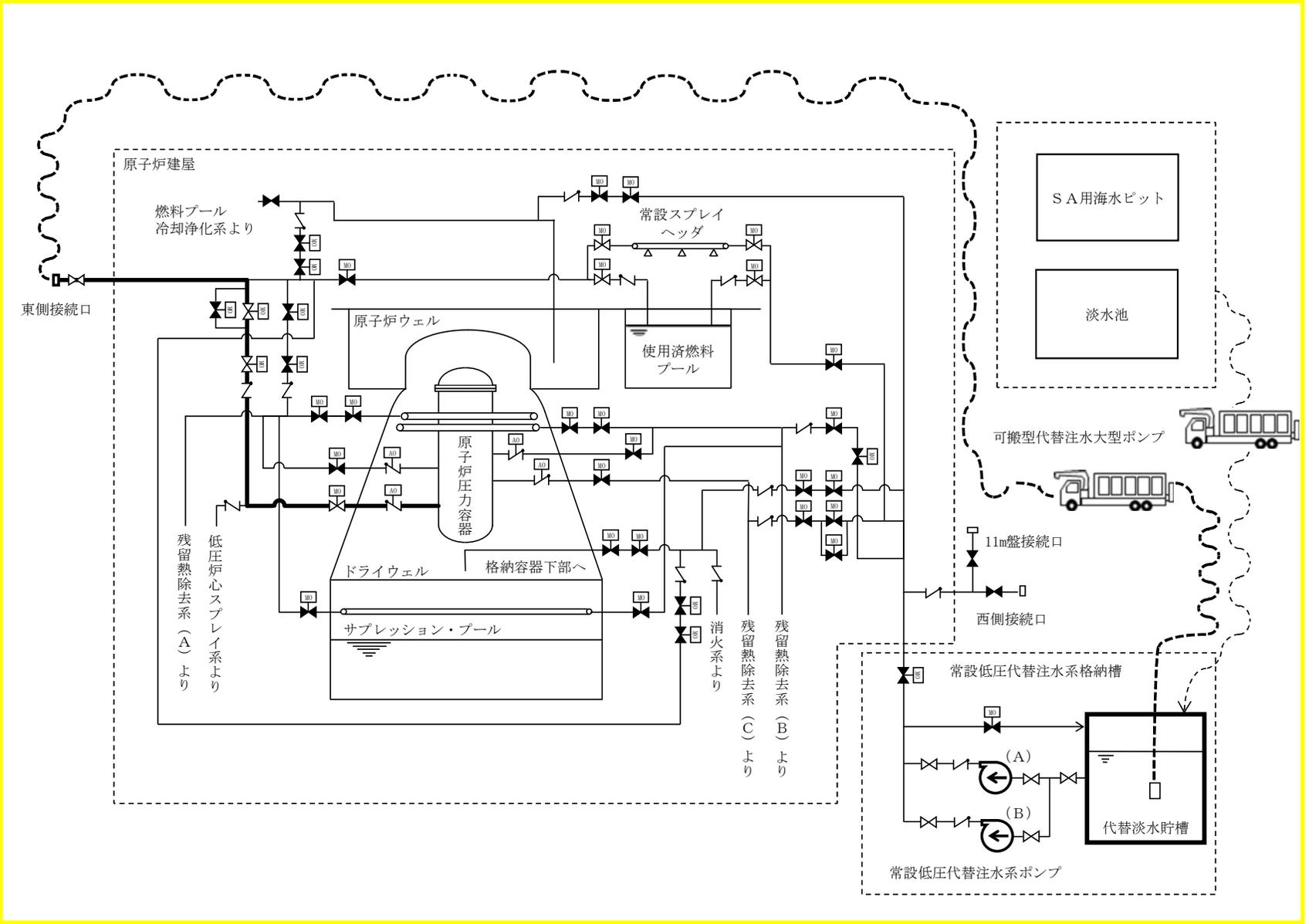
兼用する設備は以下のとおり。

- ・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。

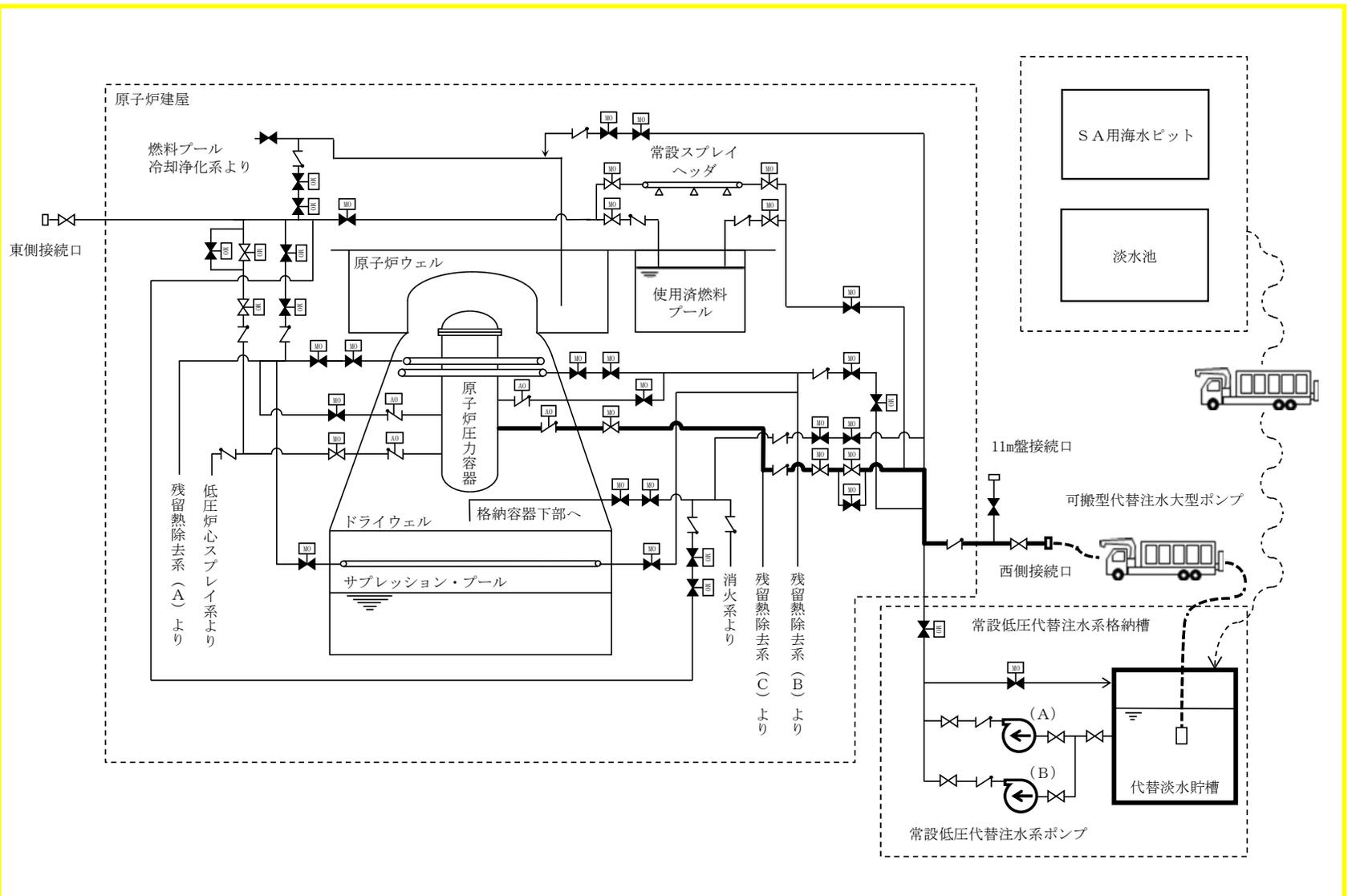


第 5.9-1 図 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水系統概要図



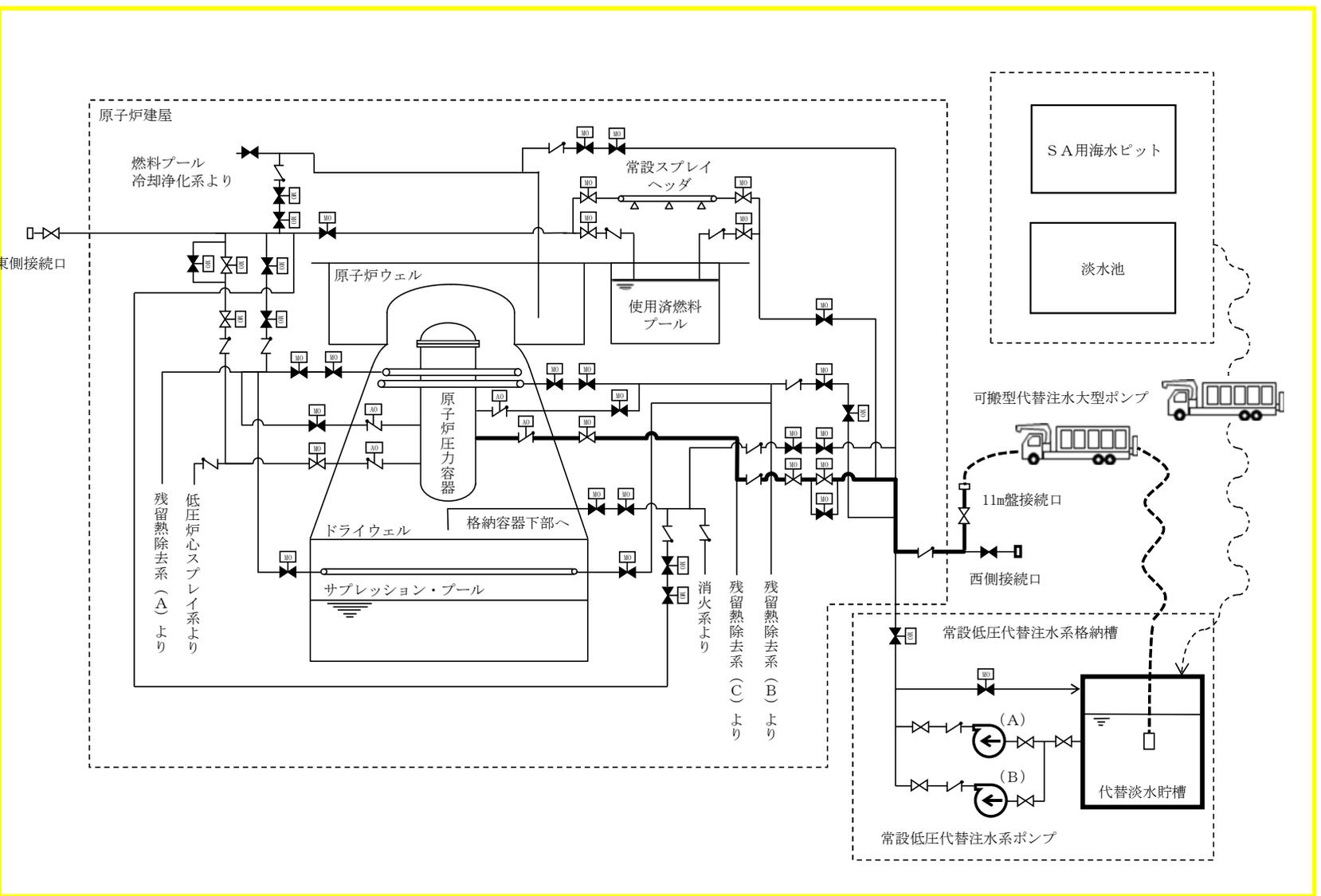
第 5.9-2 図 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水系概要図 (1/3)

(東側接続口使用時)



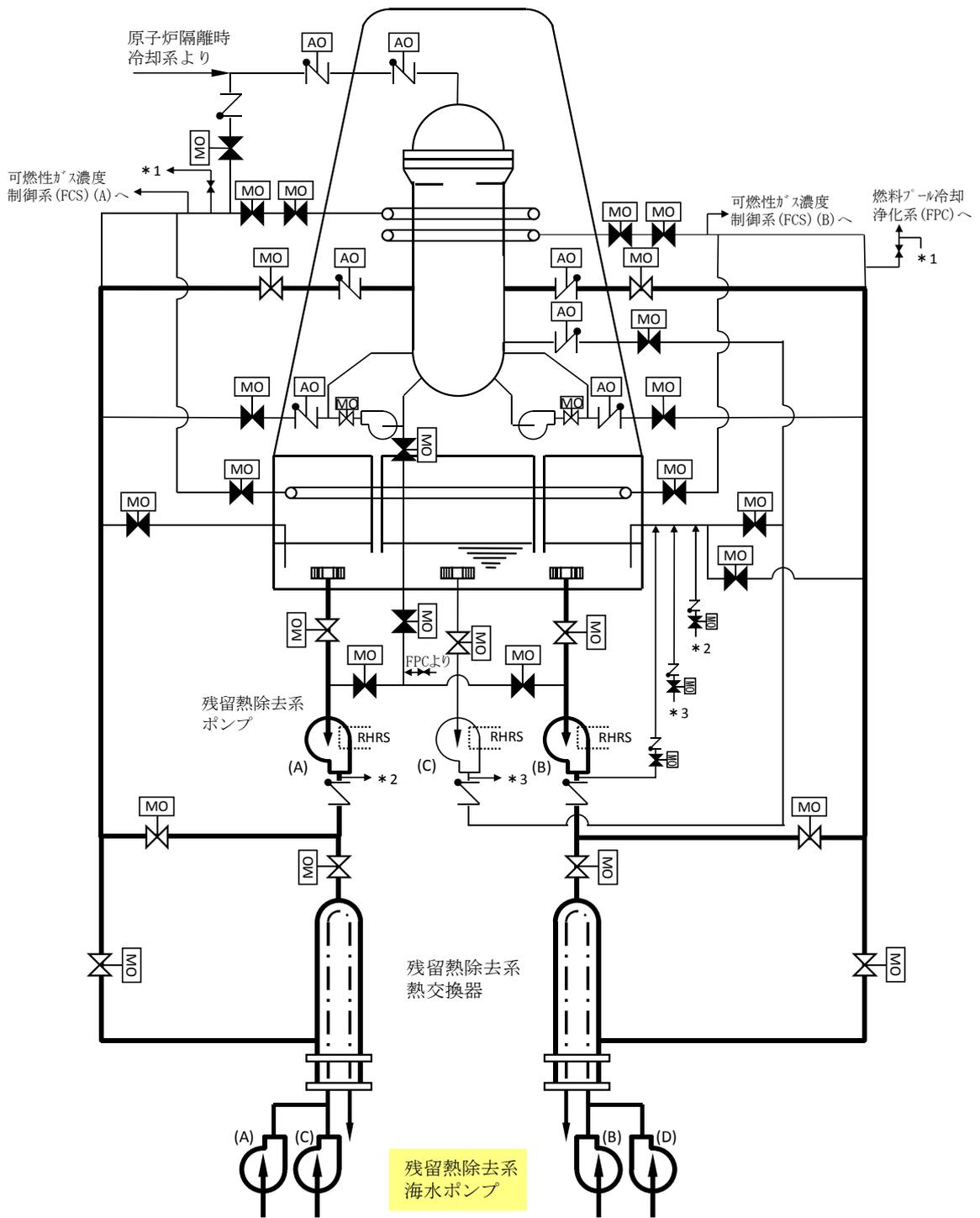
第5.9-2 図 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水系統概要図 (2/3)

(西側接続口使用時)

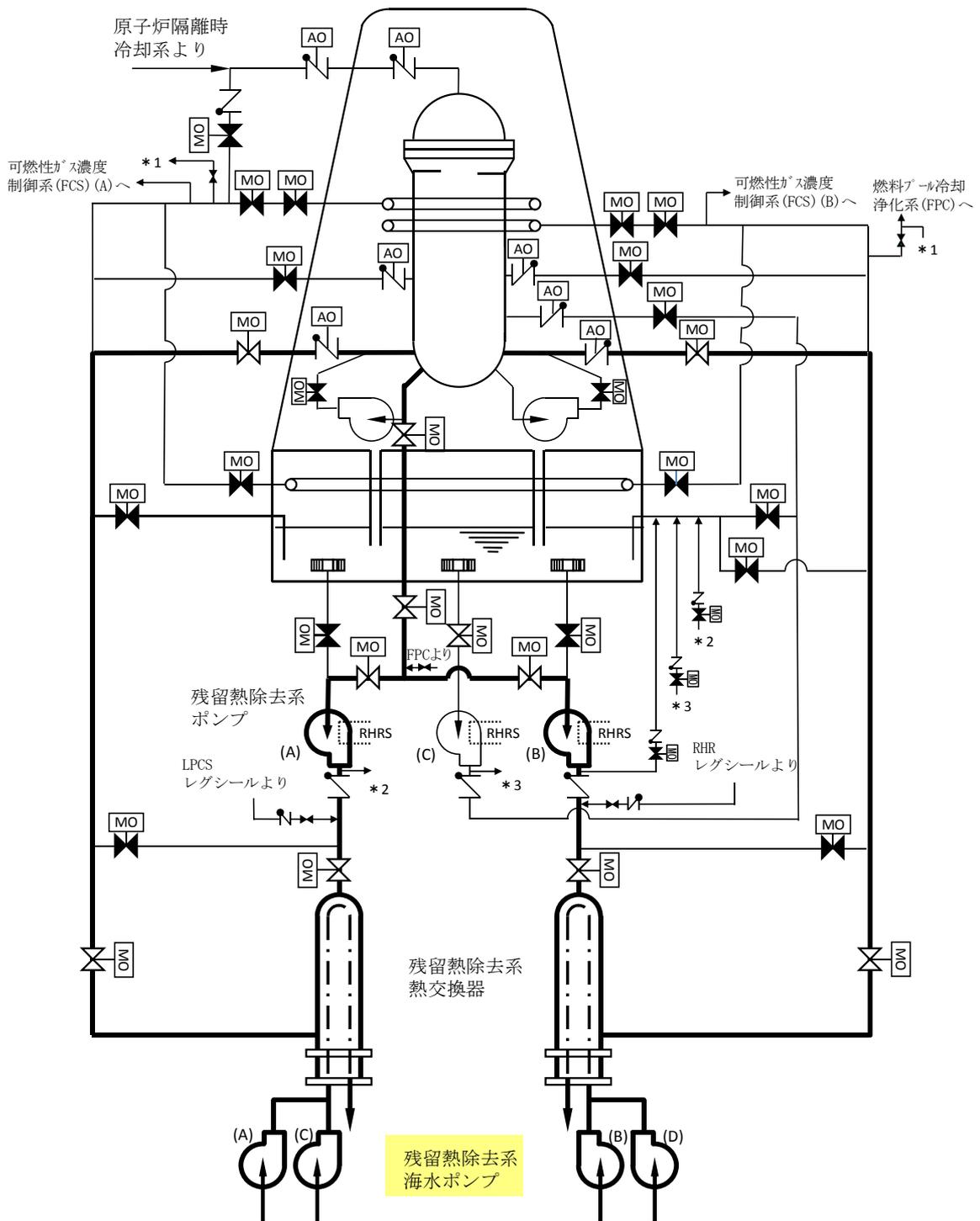


第5.9-2 図 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水系統概要図 (3/3)

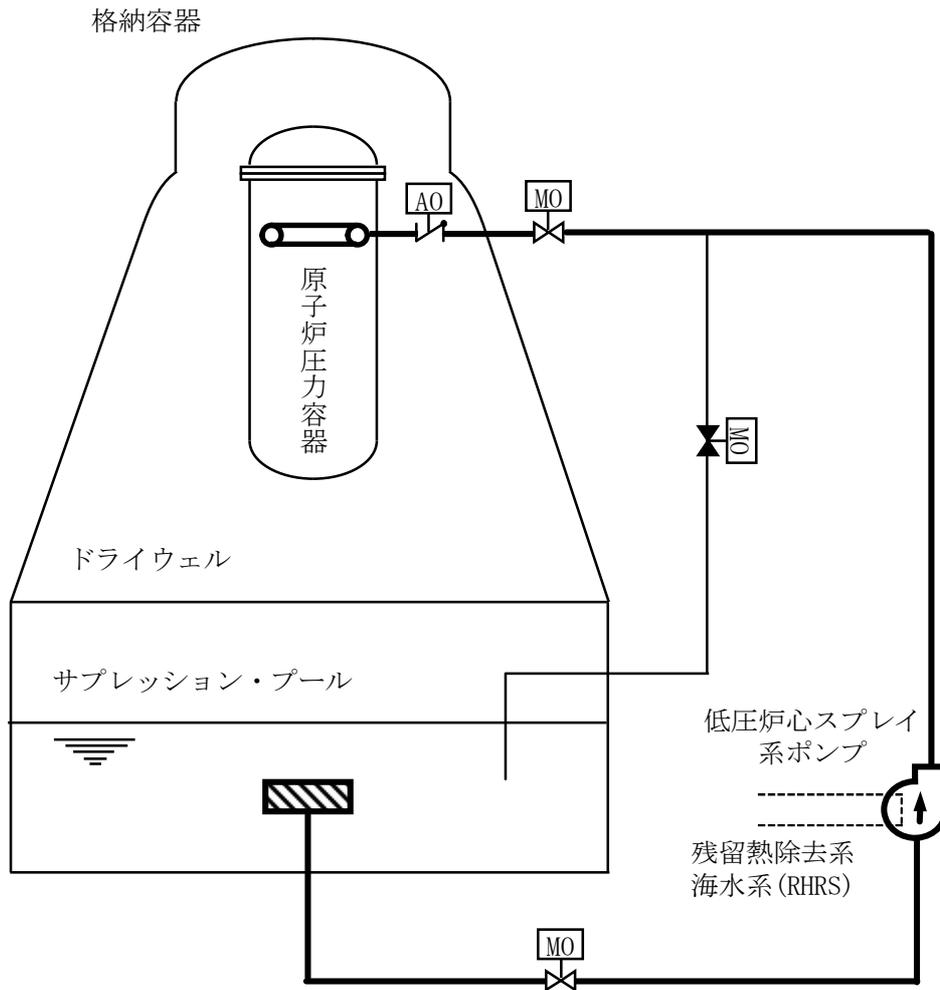
(11m 盤接続口使用時)



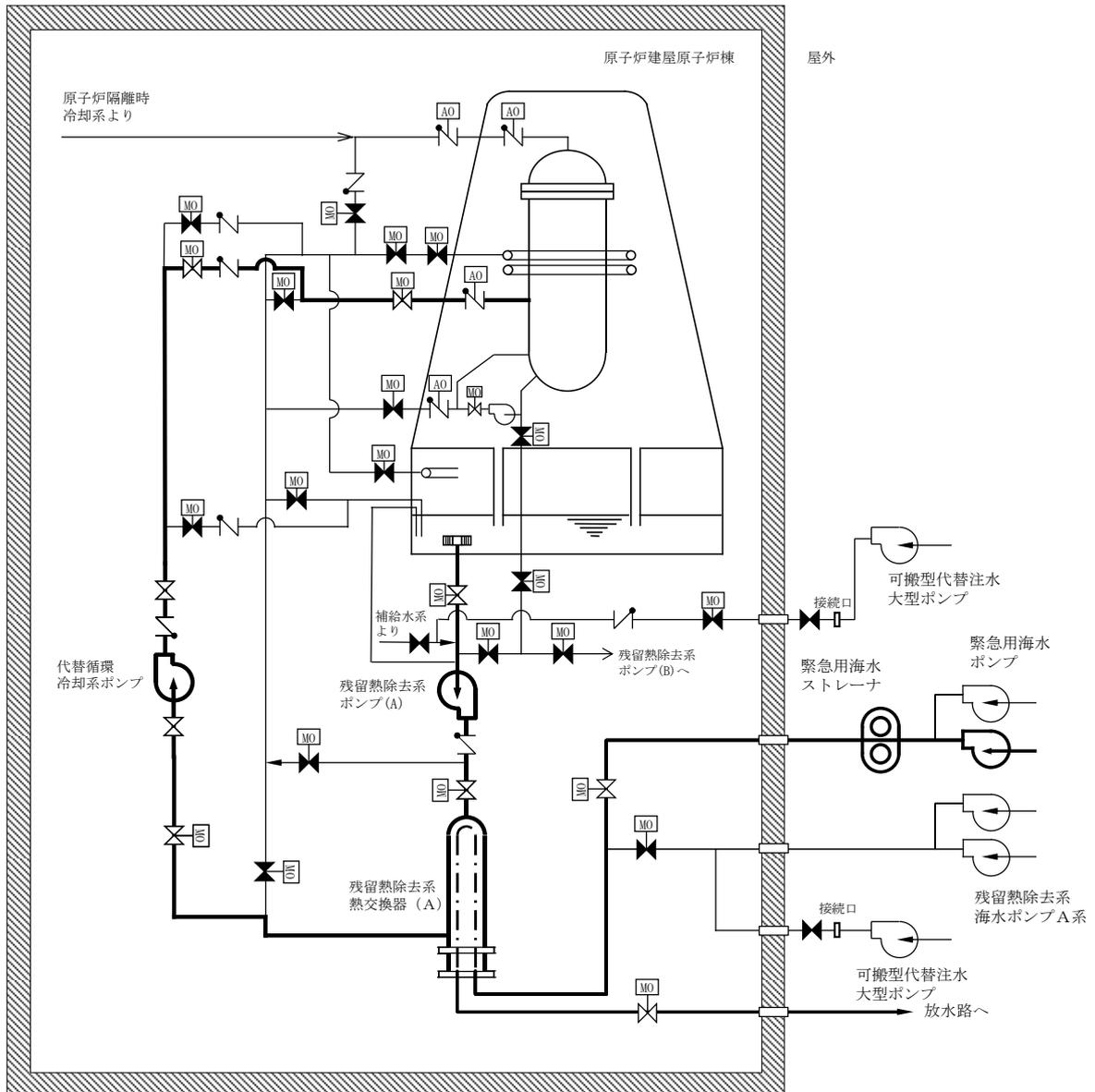
第 5.9-3 図 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水系統概要図



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）
 - (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
 - (3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
 - (4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
 - (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
 - (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）
 - 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）
 - (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）
 - (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）
 - 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）
 - (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
 - (3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
 - (4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
 - (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
 - (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）
 - 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）
 - (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）
 - (3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）
 - (4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）
 - (5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）
 - (6) アクセスルートの確保（許可基準規則第43条第3項六）
 - (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）
- 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ー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ー系が健全であれば、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ー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、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ー系の水源であるサブプレッション・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

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，原子炉運転中の冷却材喪失事故時等において，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設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系）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サプレッショ

ン・プール水を冷却し原子炉压力容器へ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は、残留熱除去系海水ポンプにより送水する設計とする。

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、原子炉運転停止中に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設計とする。

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設計とする。

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設計とする。

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原子炉注水

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。

代替循環冷却系は，サプレッション・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。

代替循環冷却系は，残留熱除去系の有する格納容器からの除熱機能を代替することを目的に設置した設備であり，原子炉高圧状態から低圧注水に移行することを考慮した注水量としていないため，低圧注水への移行段階での炉心損傷を防止するための注水量としては十分ではない場合があるが，低圧で注水が可能な設備であるため，低圧注水手段としては有効である。

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) 消火系による原子炉注水

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，消火系による原子炉注水手順を整備する。

消火系による原子炉注水設備は，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。消火系による原子炉注水設備は，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，原子炉へ注水する手段として有効である。

(9) 補給水系による原子炉注水

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，補給水系による原子炉注水手順を整備する。

補給水系による原子炉注水設備は，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）配管を介して原子炉圧力容器へ注水する設計とする。補給水系による原子炉注水設備は，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，原子炉へ注水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給電することで、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 「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）復旧後の原子炉注水」

② 「1.4.2 重大事故等発生時の手順 1.4.2.2 (2) a. (b) 低圧炉心スプレイ系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 「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）復旧後の原子炉除熱」

また、技術的能力審査基準への適合のため、代替淡水貯槽又は複数の淡水源（高所淡水池、北側淡水池）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（高所淡水池、北側淡水池）の淡水が枯渇した場合は、防潮堤内側の取水箇所（S A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、低圧代替注水系の海水の利用手順については、「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「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」の以下の項目で示す。

「1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順 c. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給」

また、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応設備として、以下を整備する。

(12) 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。

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）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には，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。

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溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には，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。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。消火系による残存溶融炉心の冷却設備は，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。

補給水系による残存溶融炉心の冷却設備は、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。

低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプ、電源設備である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压力容器等から構成される。

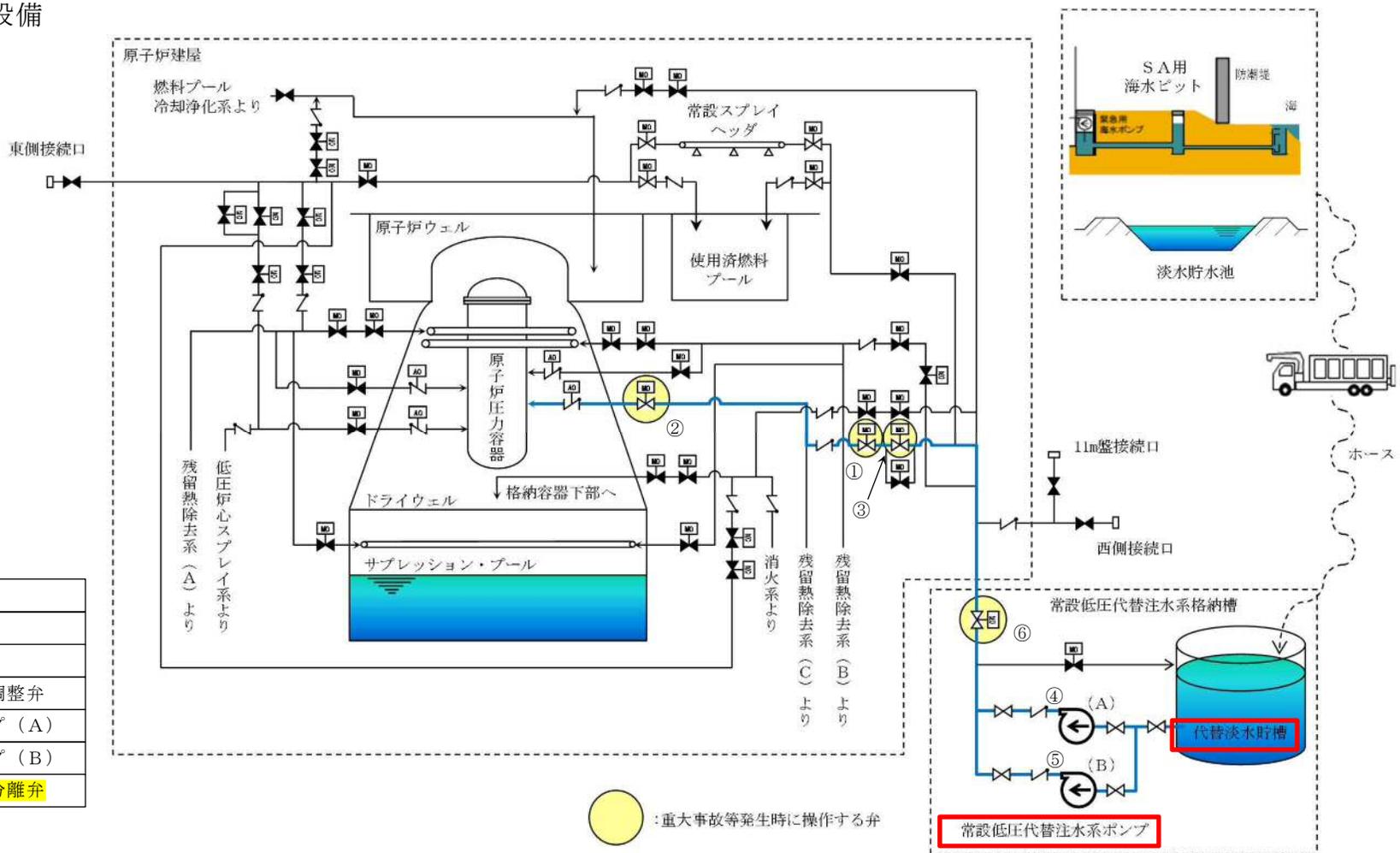
重大事故等時においては、代替淡水貯槽を水源とし、常設低圧代替注水系ポンプ2個の起動及び系統構成（電動弁操作）を中央制御室のスイッチ操作により行い、残留熱除去系（C）配管を経由して原子炉压力容器へ注水することで原子炉を冷却する設計とする。

低圧代替注水系（常設）に属する重大事故等対処設備を第3.4-1表に、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受電できる設計とする。

□ : 主要設備

— : 流路



弁名称
①原子炉注水弁
②残留熱除去系注入弁 (C)
③原子炉圧力容器注入流量調整弁
④常設低圧代替注水系ポンプ (A)
⑤常設低圧代替注水系ポンプ (B)
⑥常設低圧代替注水系系統分離弁

● : 重大事故等発生時に操作する弁

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：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 ³ /h/個
全 揚 程	: 約200m
最高使用圧力	: 3.14MPa[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なとなる水の供給設備

個 数 : 1

容 量 : 約5,000m³

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_s で機能維持できる設計とすることで、地震が共通要因となり故障することのない設計とする。		
	津波	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。

(47-3-4)

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**運転**に必要なポンプ及び弁を第3.4-5表に示す。

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、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることで、重大事故等時の操作が確実にできる設計とする。

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、**常設低圧代替注水系系統分離弁**、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。

常設低圧代替注水系ポンプの起動・停止及び運転状態並びに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、運転員等の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。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。

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
常設低圧代替注水系系統分離弁	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）の試験・検査を第3.4-6表に示す。

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、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

(47-5-2, 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」に示す。

低圧代替注水系（常設）は本来の用途以外に使用しない。重大事故等時には、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（C）配管の一部を使用するが、残留熱除去系（C）については、重大事故等に対処するための系統構成は必要としない。

(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）と残留熱除去系（C）との隔離弁については第3.4-7表に示す。

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。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。

(47-4-2)

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，常設低圧代替注水系系統分離弁，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ており，中央制御室からの遠隔操作が可能な設計とすることで，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ない設計とする。

(47-3-4～7)

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
原子炉压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
常設低圧代替注水系系統分離弁	常設低圧代替注水系格納槽内	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（常設）を用いる、高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合、残留熱除去系が故障した場合）、LOCA時注水機能喪失、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）及び全交流動力電源喪失（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故）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 $200\text{m}^3/\text{h}$ で注水可能なポンプを2個使用し、約 $400\text{m}^3/\text{h}$ で注水可能な設計とする。

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全揚程は、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 の全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。

(47-6-2～5, 10～14)

(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、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。なお、詳細については3.4.2.1.3項に示す。

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イ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。

低圧代替注水系（可搬型）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、低圧炉心スプレイ系配管・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压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て、可搬型代替注水大型ポンプから接続口まで仮設ホースを接続し注水することにより原子炉を冷却する設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）に属する重大事故等対処設備を第3.4-9表に、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、高所淡水池、北側淡水池）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。

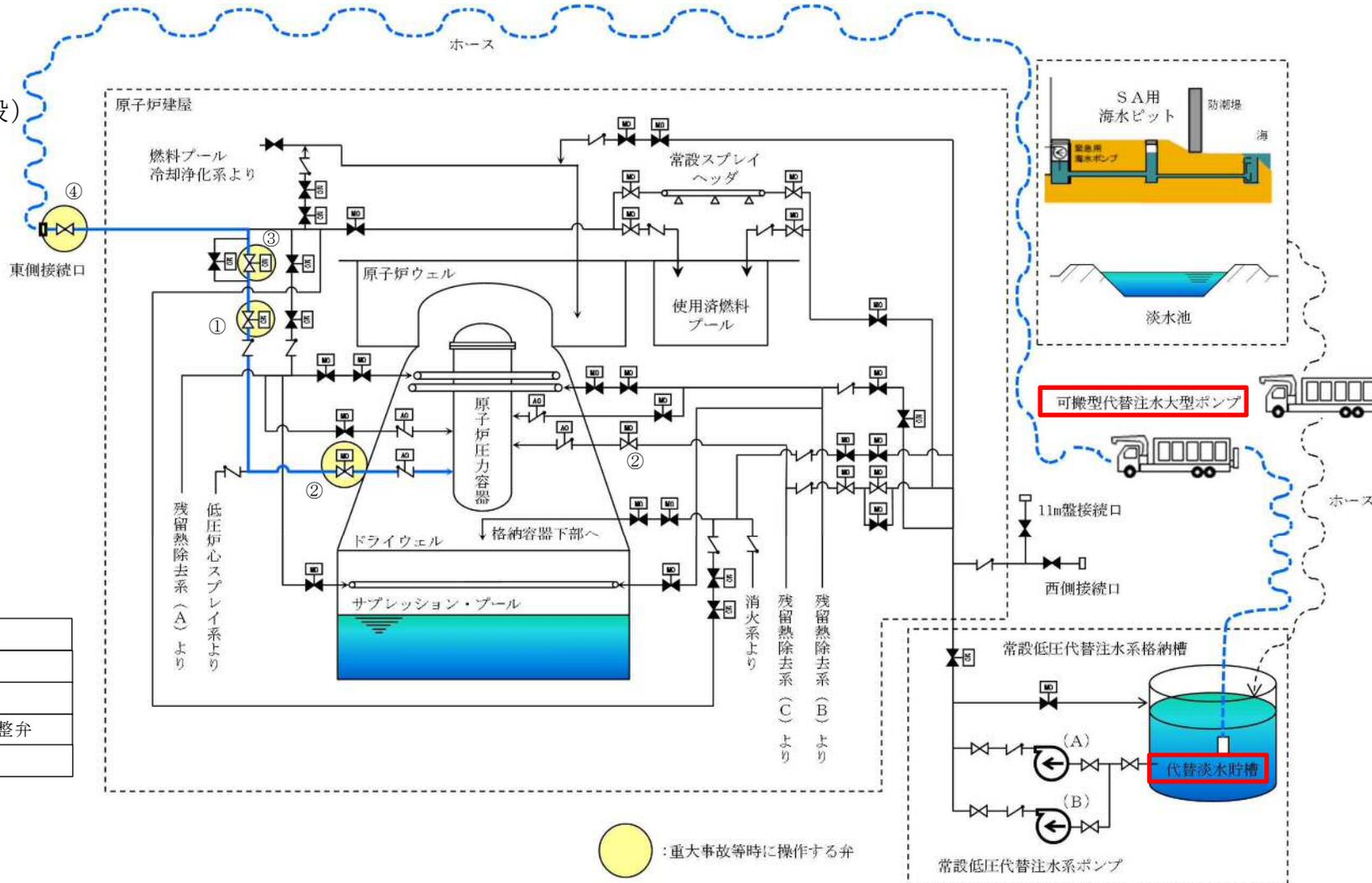
可搬型代替注水大型ポンプを使用する際に接続する接続口は、共通要因により接続することができなくなることを防止するため、原子炉建屋の異なる面（原子炉建屋東側及び西側）の隣接しない位置及び常設代替高圧電源装置

置場内（11m盤）に設置することで位置的分散を図る設計とする。

: 主要設備

— : 流路 (恒設)

- - - : ホース



弁名称
①原子炉注水弁 (LPCS)
②低圧炉心スプレイ系注入弁
③原子炉圧力容器注入流量調整弁
④東側接続口の弁

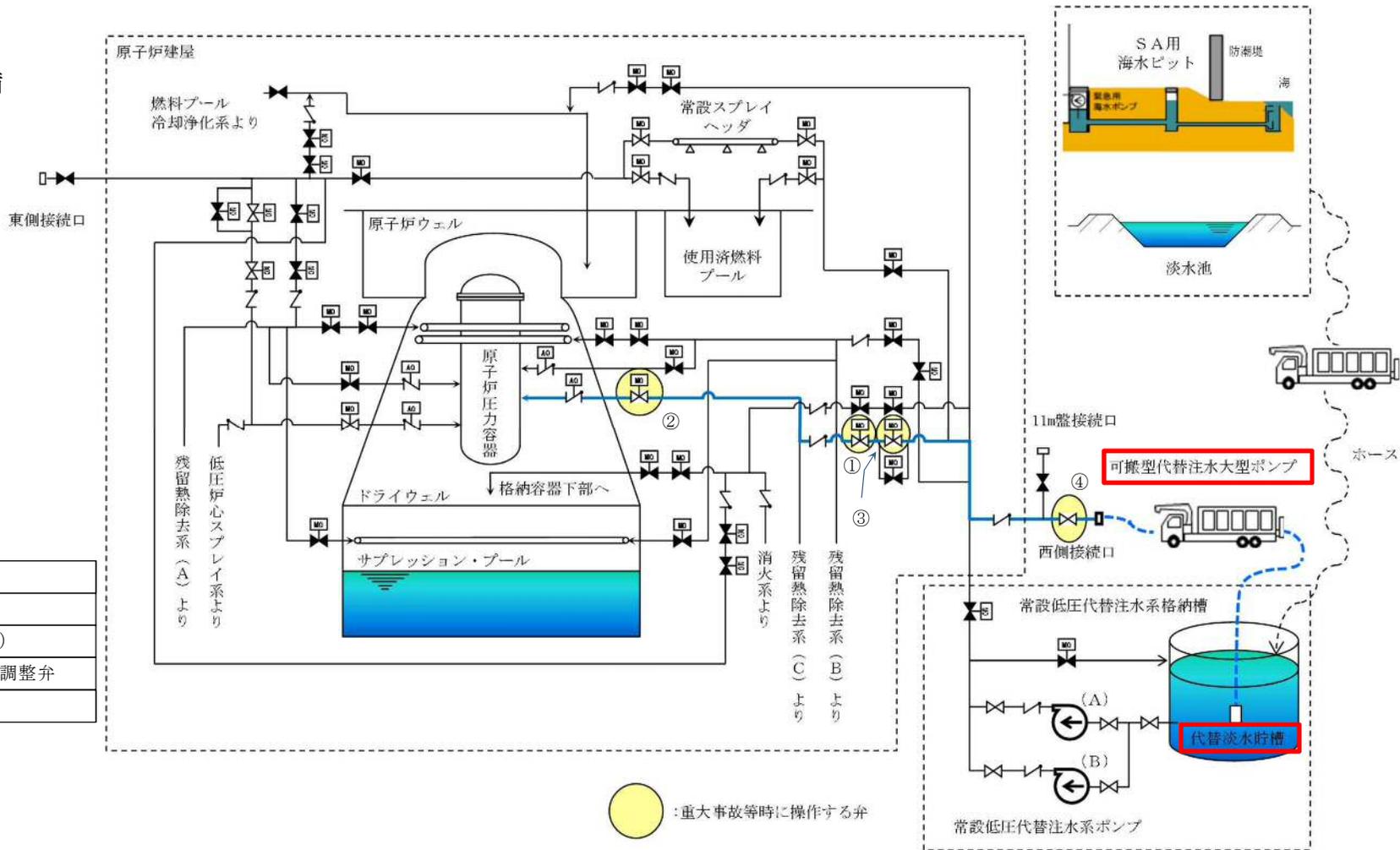
: 重大事故等時に操作する弁

第 3.4-3 図 低圧代替注水系 (可搬型) 系統概要図 (1/3 : 東側接続口使用時)

□ : 主要設備

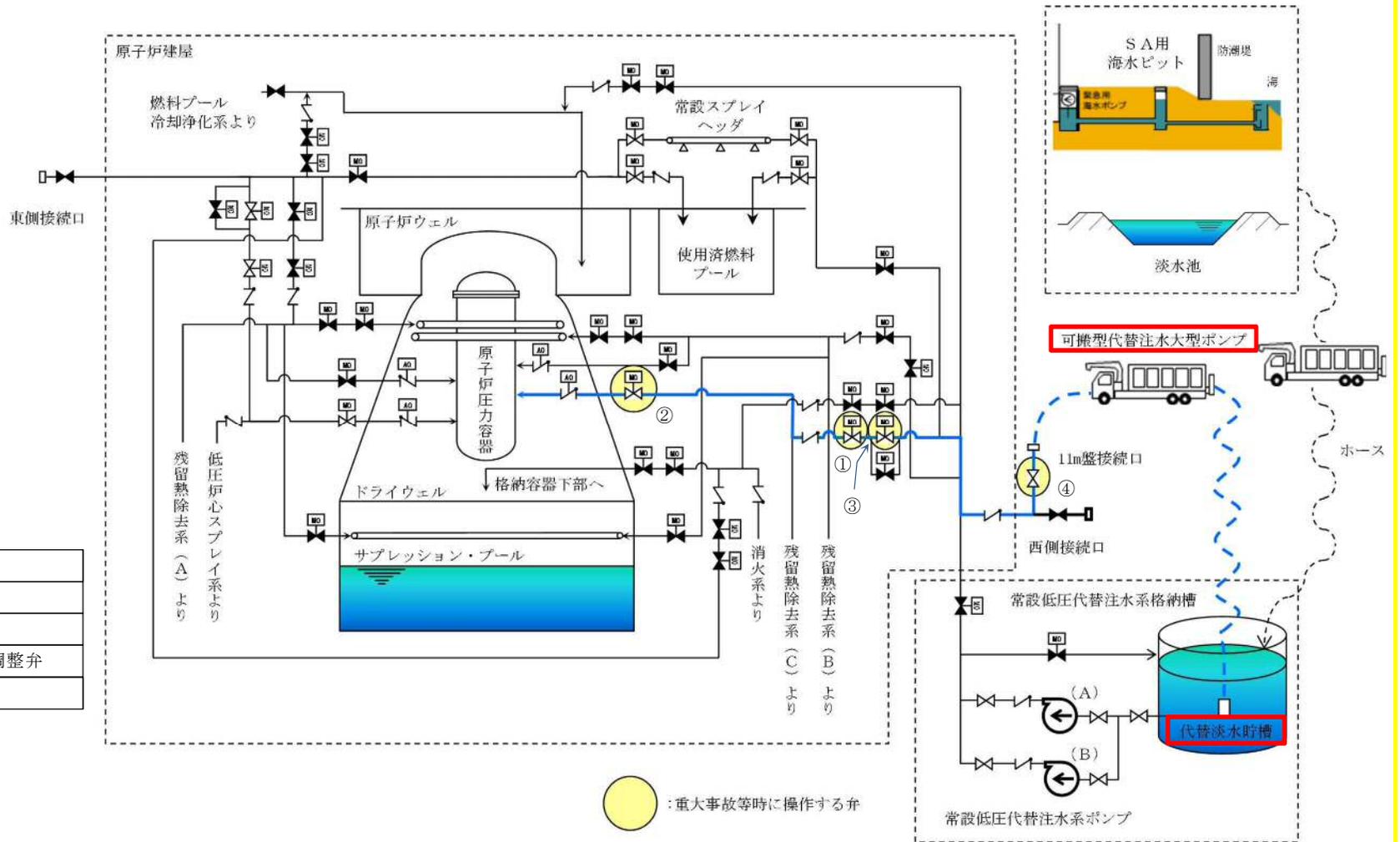
— : 流路

- - - : ホース



第 3.4-3 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図（2/3：西側接続口使用時）

- : 主要設備
- : 流路
- : ホース



第 3.4-3 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図（3/3：11m 盤接続口使用時）

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】*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】 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*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	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。

3.4.2.2.2 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 ³ /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 ^{*1})
設 置 場 所	: 屋外
保 管 場 所	: 西側, 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) 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5,000m³

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3.4-10表で示すとおり，多様性を有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，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，低圧炉心スプレイ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。

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，低圧炉心スプレイ系ポンプの冷却水（残留熱除去系海水系）及び冷却水が不要である常設低圧代替注水系ポンプに対し多様性を有する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの駆動源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イ系ポンプの電源（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の常設代替高圧電源装置に対し多様性を有する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの水源は，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イ系ポンプの水源である，原子炉建屋原子炉棟内のサプレッション・プールに対し，多様性を有し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，独立性を有する設計と

する。

なお、低圧代替注水系（可搬型）の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となる予備機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)	低圧代替注水系 (可搬型)
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 _s で機能維持できる設計とすることで、 地震が 共通要因となり故障することのない設計とする。		
	津波	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で想定する環境条件を第3.4-12表に示す。

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する設計とする。

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。

地震，風（台風），竜巻による風荷重については，当該荷重を考慮しても機器が損傷しない設計とする。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，防水対策がと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。

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）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。

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））及び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（又は11m盤接続口）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。

原子炉建屋東側、西側及び11m盤の接続口の弁については、接続口近傍の屋外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は、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設計とする。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、簡便な接続金物及び一般的な工具により、確実に接続が可能な設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ使用時の移動、設置、起動操作及び系統構成に必要な弁操作については、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることで、重大事故等時の操作が確実にできる設計とする。

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、西側又は 11m盤)	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 (LPCS)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
原子炉压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）の試験・検査を第3.4-14表に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉運転中又は停止中に、機能・性能検査、弁動作確認、車両検査が可能な設計とする。

機能・性能確認として、淡水池を水源とし、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を実施することにより、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。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、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し、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、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。

可搬型代替注水大型ポンプは、車両として異常なく走行できることを確認可能な設計とする。

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	車両の走行確認

(47-5-4)

(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。

(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による注水は、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設計とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。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、固縛等を実施することで、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及び操作場所を第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、原子炉建屋東側及び西側接続口の弁、11m盤接続口の弁及び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確保するとともに、状況に応じ仮設遮蔽の設置等を実施した上で、線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより、可搬型代替注水大型ポンプ等の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

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、西側又は11m盤)	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）の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。

全交流動力電源喪失時には、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水と、代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による格納容器スプレーを同時に実施することになるため、この場合の流量の組み合わせとして、原子炉注水が崩壊熱相当の流量（ $50\text{m}^3/\text{h}$ 以下）、格納容器スプレー $130\text{m}^3/\text{h}$ を注水可能な設計とする。

全揚程としては、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の全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個を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。

(47-6-6～14)

(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）の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、西側接続口及び11m盤接続口の口径を統一し、確実に接続できる設計とする。

(47-7-2)

(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への設置として，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。。また、津波の影響を考慮し、11m盤の常設代替高圧電源装置置場内に接続口を1箇所設置し、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。

(47-7-2)

(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。

屋外で操作する可搬型代替注水大型ポンプ、原子炉建屋東側及び西側接続口の弁、11m盤接続口の弁、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確保するとともに、状況に応じ仮設遮蔽の設置等を実施した上で、線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより、可搬型代替注水大型ポンプの設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

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。

(47-7-2)

(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並びに重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプの配置その他の条件を考慮し，常設低圧代替注水系ポンプが設置される常設低圧代替注水系格納槽と異なる，発電所敷地内の西側及び南側保管場所に保管することで位置的分散を図る設計とする。

(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、通常待機時は西側及び南側保管場所に保管するため、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）及び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、3.4.2.2.3 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

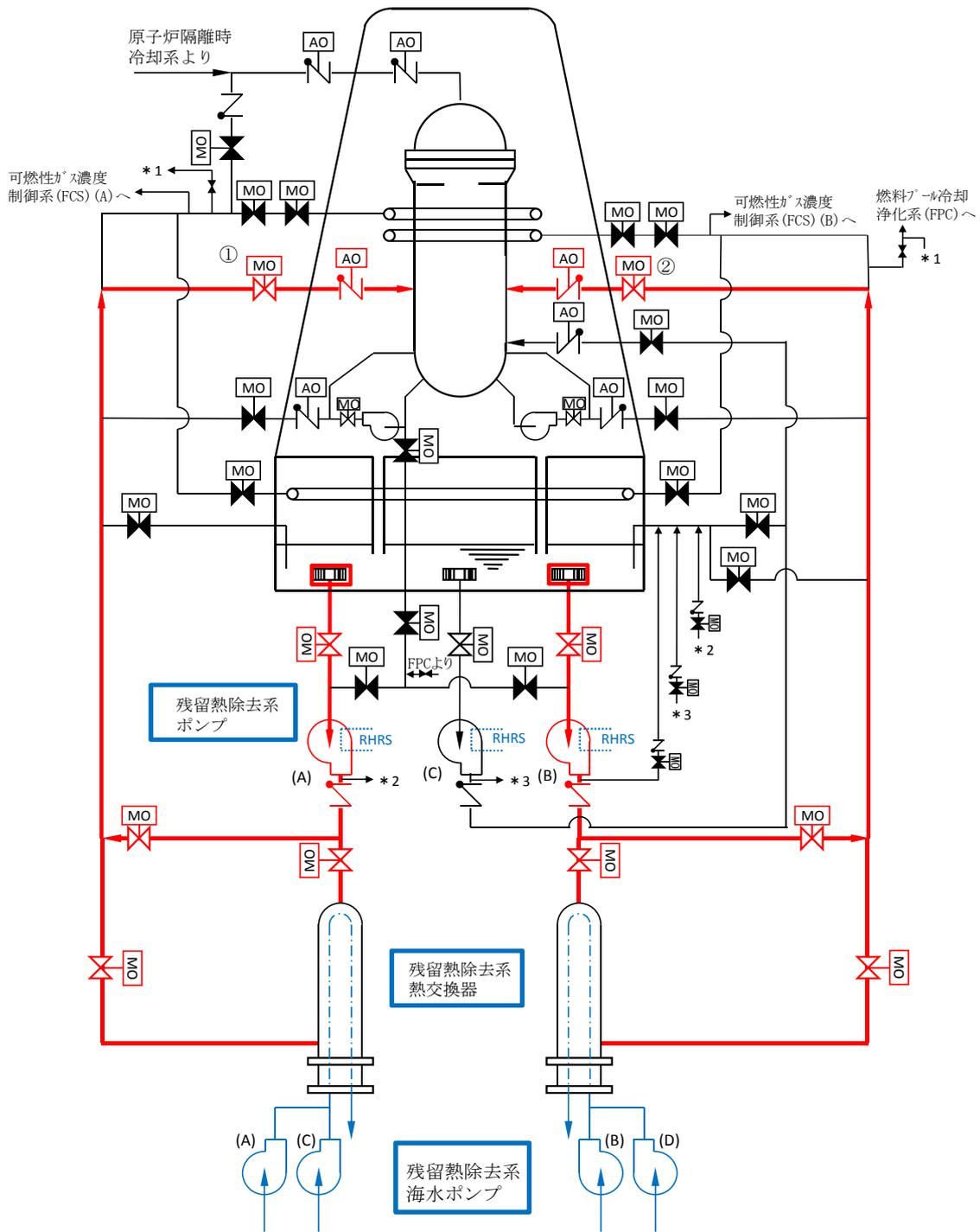
残留熱除去系（低圧注水系）は、非常用炉心冷却系の1つである。非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し、ジルコニウム-水反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち、残留熱除去系（低圧注水系）、高圧炉心スプレー系、低圧炉心スプレー系及び自動減圧系で構成する。

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、高圧炉心スプレー系、低圧炉心スプレー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が健全であれば、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。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。



弁名称
① 残留熱除去系注入弁 (A)
② 残留熱除去系注入弁 (B)

: 主要設備

— : 流路 (A系及びB系使用時)

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：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1,690m³/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 : 19.4×10³kW (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886m ³ /h (1個当たり)	
全	揚	程	: 約184m

(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 ³

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**同じ**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ブレーション・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

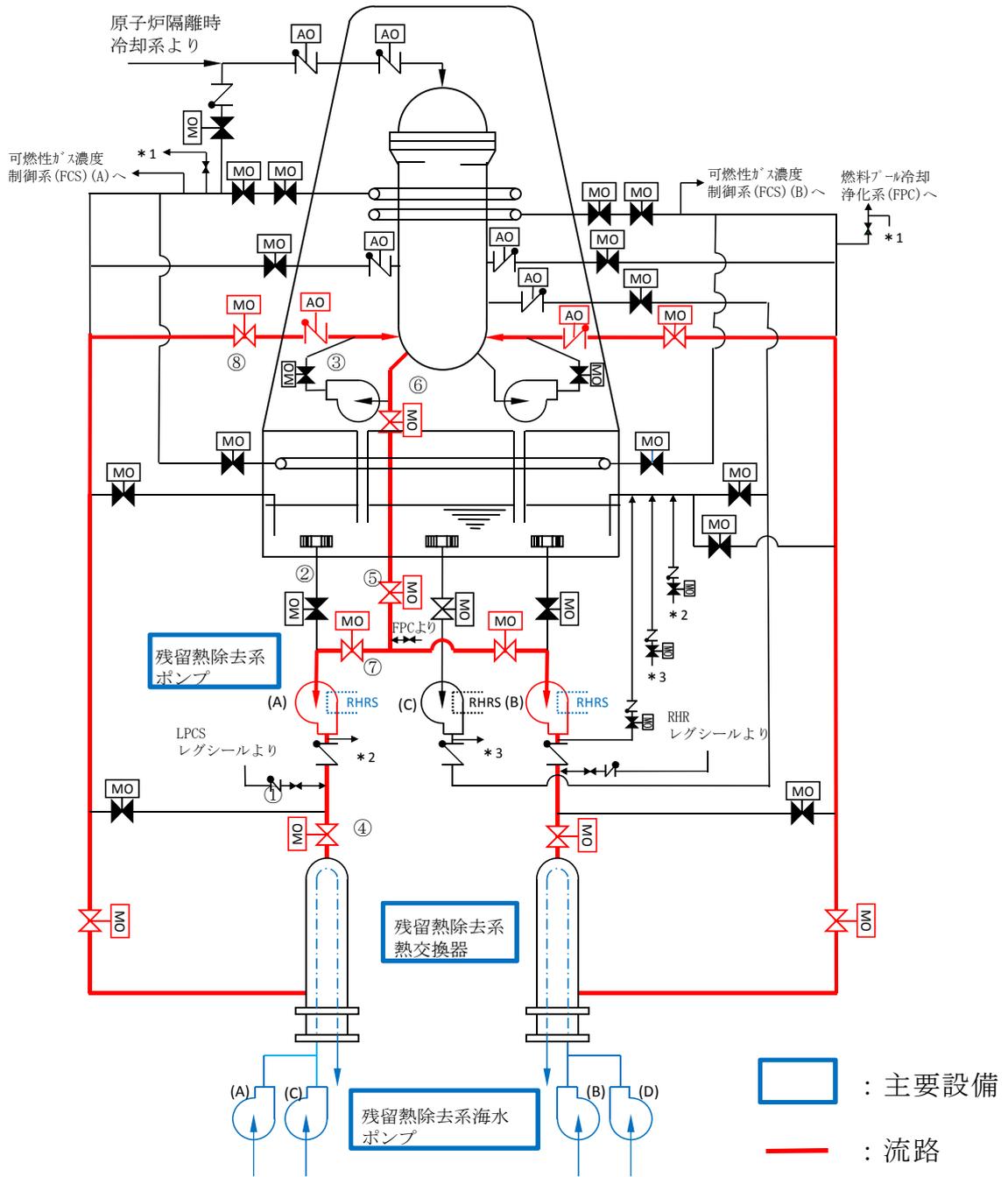
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、（A）（B）の2ループから構成され、熱交換器2基、電動ポンプ2個、配管・弁等からなり、原子炉停止後、炉心崩壊熱及び原子炉圧力容器、配管、冷却材中の残留熱を除去して、原子炉の除熱を行うためのものである。

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）によって除熱される。

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が健全であれば、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

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：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：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1,690m³/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 : 19.4×10³kW (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886m³/h (1個当たり)

全 揚 程 : 約184m

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。

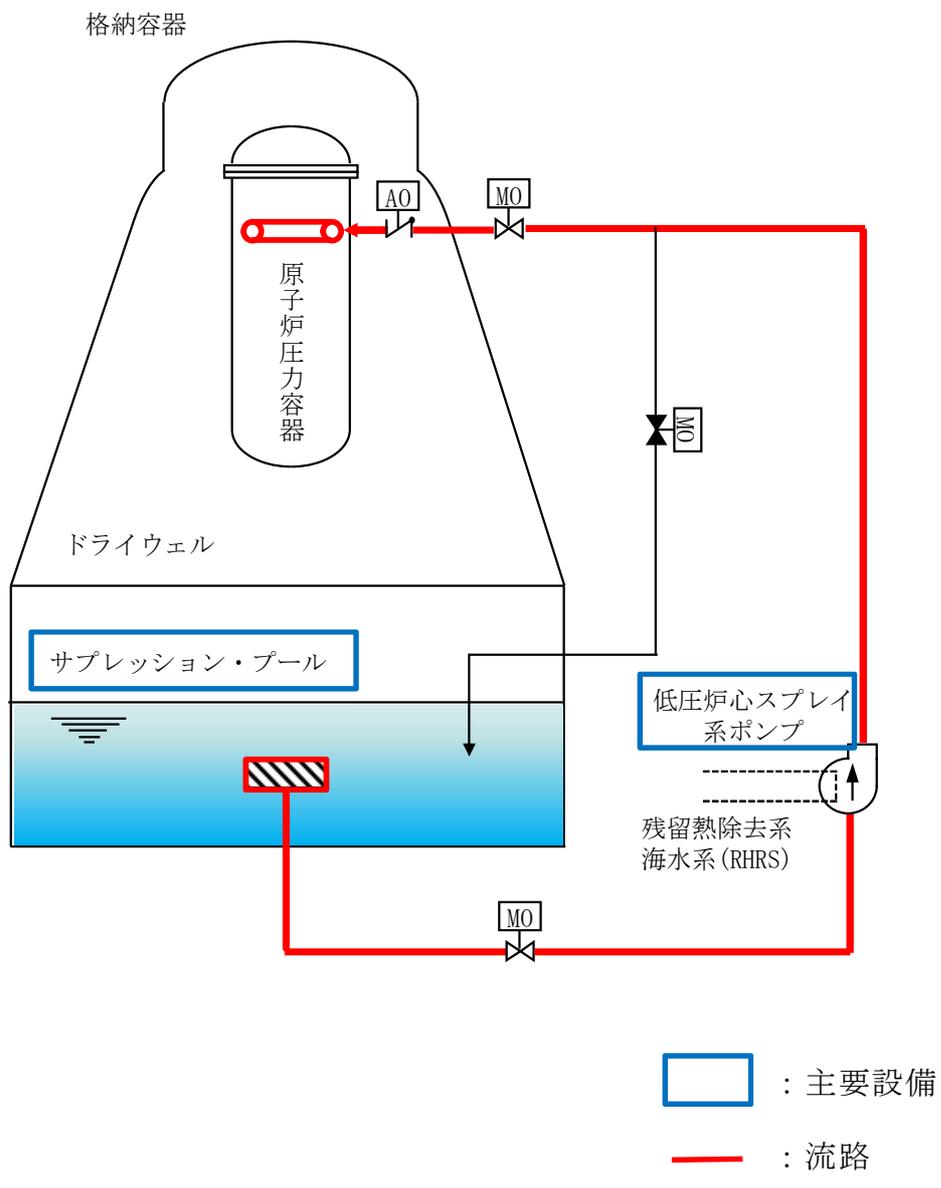
低圧炉心スプレイ系は、電動ポンプ1個、配管・弁等からなり、冷却材喪失事故時には、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系と連携して、炉心を冷却する機能を有する。

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ェ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が健全であれば、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

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	残留熱除去系海水ポンプ
	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。

3.4.3.3.2 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 ³ /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886m ³ /h (1個当たり)
全 揚 程	: 約184m

(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 ³

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時に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内 ¹ 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	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系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，低圧炉心スプレイ系ポンプは，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。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。