

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 設-C-1 改 43
提出年月日	平成 29 年 8 月 31 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 8 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

## 5.7 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の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として使用する。

原子炉隔離時冷却系については、「5.3 原子炉隔離時冷却系」に示す。

高圧炉心スプレイ系については、「5.2 非常用炉心冷却系」に示す。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の系統概要図を第 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発電用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系統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

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，高圧代替注水系の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，原子炉で発生する主蒸気系からの蒸気にて駆動できる設計とする。

高圧代替注水系は，蒸気系の流路として，主蒸気系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の配管及び弁を使用する設計とする。

高圧代替注水系は，注水系の流路として，高圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の配管及び弁を使用する設計とする。

高圧代替注水系電動弁の電源は，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車又は常設代替直流電源設備である緊急用直流 125V 蓄電池から給電可能な設計とする。

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り起動可能な設計とする。

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（9.12 重大事故等の収束に必要な

る水の供給設備)

- ・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)

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, 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。

常設高圧代替注水系ポンプは蒸気タービン駆動ポンプとし, 原子炉で発生する主蒸気系からの蒸気にて駆動できる設計とする。

流路については, 「(a) 中央制御室からの高圧代替注水系起動」と同じである。

常設高圧代替注水系ポンプは, 高圧代替注水系の蒸気系電動弁を現場において人力で開操作することにより蒸気タービンに蒸気を供給し, ポンプの起動が可能な設計とする。これらにより, 高圧代替注水が必要な期間にわたって運転が継続できる設計とする。蒸気系電動弁の現場での人力操作は容易に行える設計とする。

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 (9.12 重大事故等の収束に必要なとな

る水の供給設備)

その他、設計基準事故対処設備である原子炉压力容器を重大事故等対処設備として使用する。

(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系統の喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ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系統が喪失し、さらに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）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を想定した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。

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可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用し



原子炉隔離時冷却系を復旧することで、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が可能な設計とする。また、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代替低圧電源車に燃料を補給することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段が整うまでの間、原子炉隔離時冷却系を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。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・サプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備）
- ・常設代替高圧電源装置（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。

(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

常設所内直流電源系統が喪失した場合を想定した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プレッション・プールを使用する。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可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器を使用し原子炉隔離時冷却系を復旧することで、原子炉冷却材圧力バ

ウンダリの減圧が可能な設計とする。また、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用し、可搬型代替低圧電源車へ燃料を補給することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段が整うまでの間、原子炉隔離時冷却系を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。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・サプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備）
- ・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) 原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系による原子炉注水

#### 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（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

動のポンプを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
- ・サブプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）

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. 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（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、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、以下のとおりとする。

- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・サブプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
- ・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、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプの流路

として、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を使用する。

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。

#### (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場合に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、ほう酸水注入系統を介してほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することで、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」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（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)

- ・ほう酸水貯蔵タンク (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)
- ・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。

原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレー系ポンプ、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、多様性及び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ブプレッション・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，蒸気タービン駆動とすることで，電動機駆動による高圧炉心スプレイ系ポンプ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，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，サブプレッション・プールから原子炉圧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・プールから原子炉圧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。

常設高圧代替注水系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することから、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蒸気止め弁を中央制御室から閉操作することで、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蒸気系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常設高圧代替電源装置、可搬型代替低圧電源車又は緊急用直流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及び自己冷却である原子炉隔離時冷却系ポンプに対して多様性を有する設計とする。

#### 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の流量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する。

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、中央制御室から操作可能な設計とする。

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るよう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、中央制御室のスイッチ操作により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、現場にて弁を人力で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スイッチ操作で起動可能な設計とする。

#### 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 試験及び検査

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。

高圧炉心スプレー系による原子炉注水に使用する高圧炉心スプレー系ポンプは、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 136m <sup>3</sup> /h
全 揚 程	約 882m
最高使用圧力	10.35MPa[gage]
最高使用温度	120℃

(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となる水の供給設備

主要仕様については、「9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」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、「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。

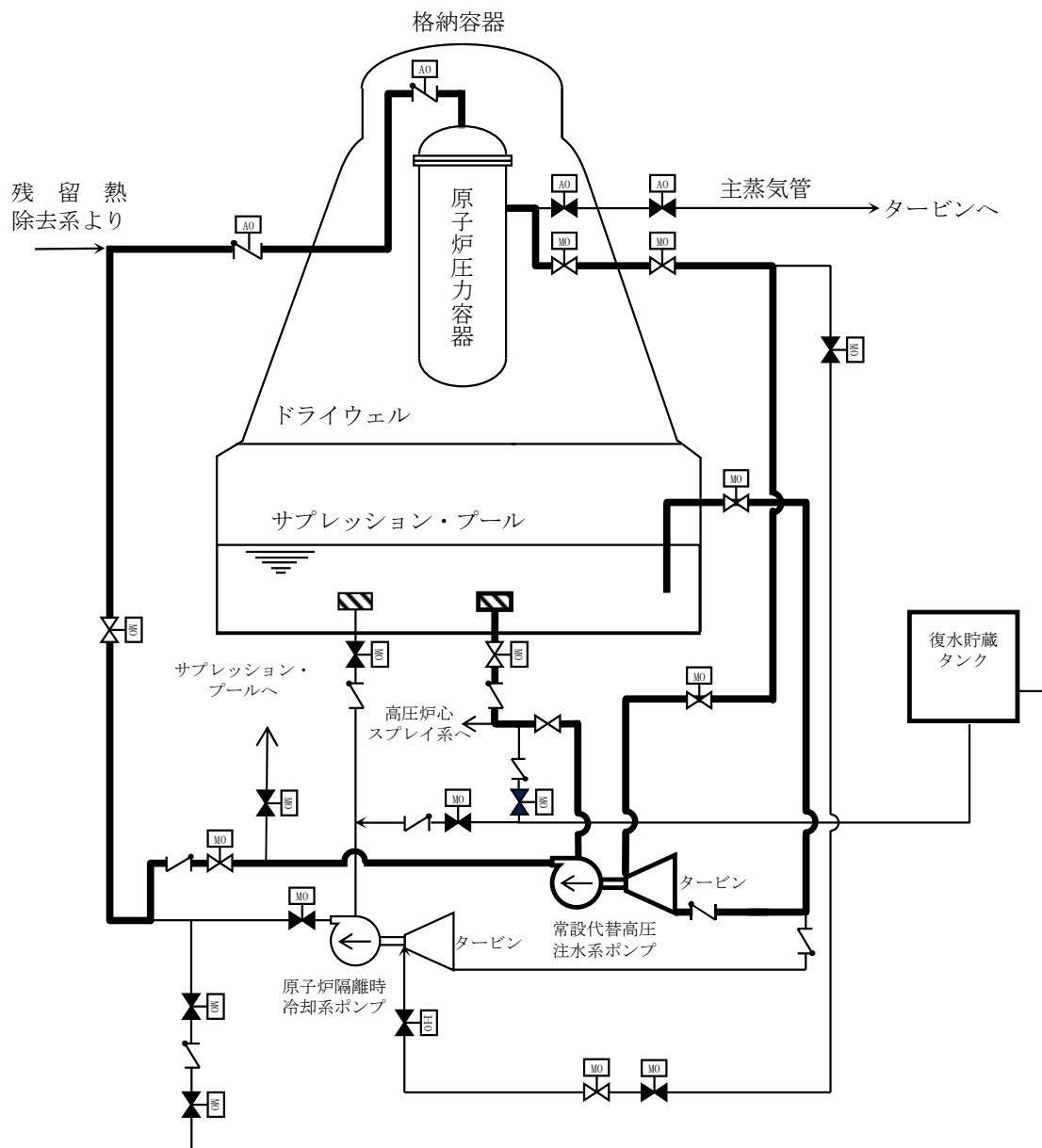
(6) ほう酸水貯蔵タンク

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

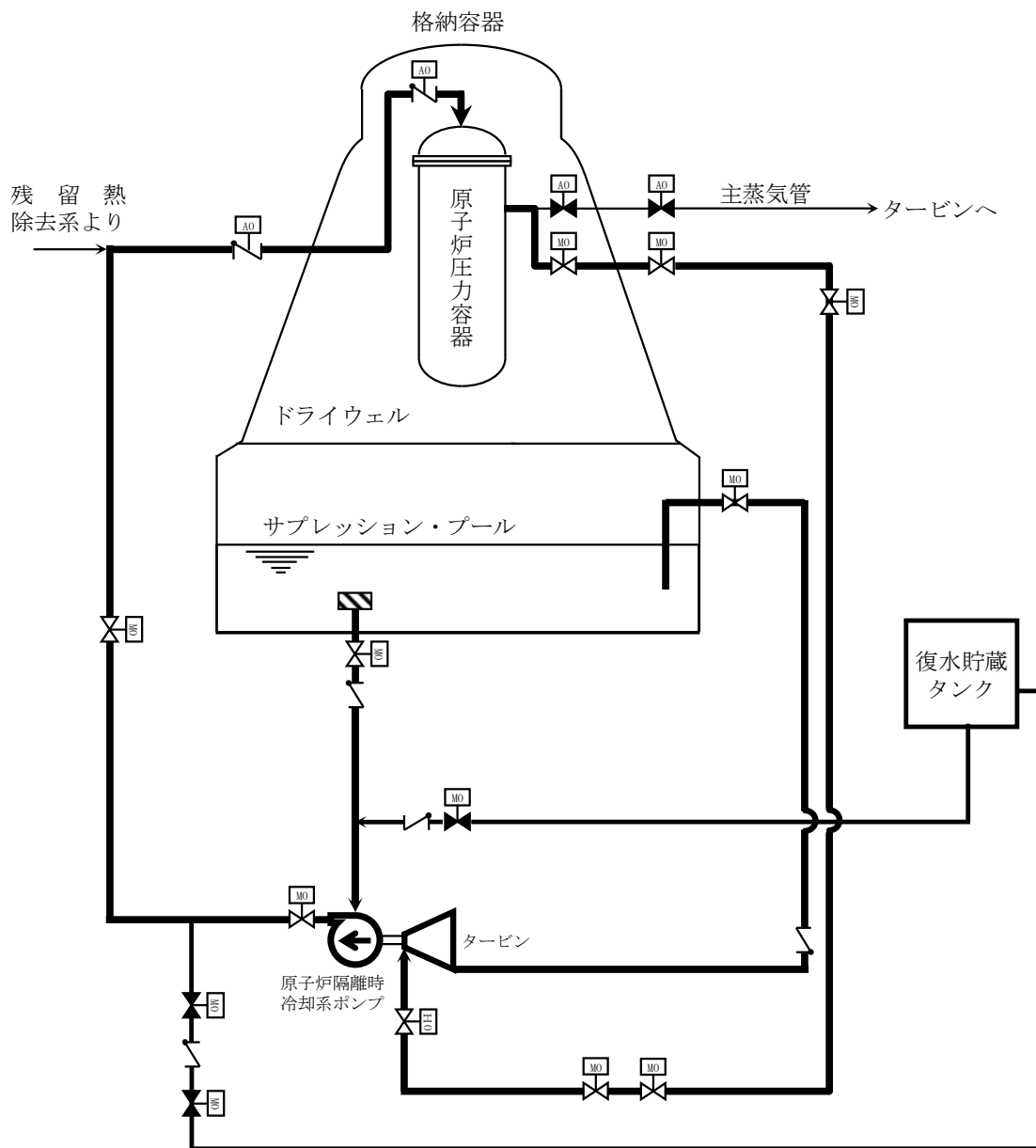
- ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

主要仕様については、「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。

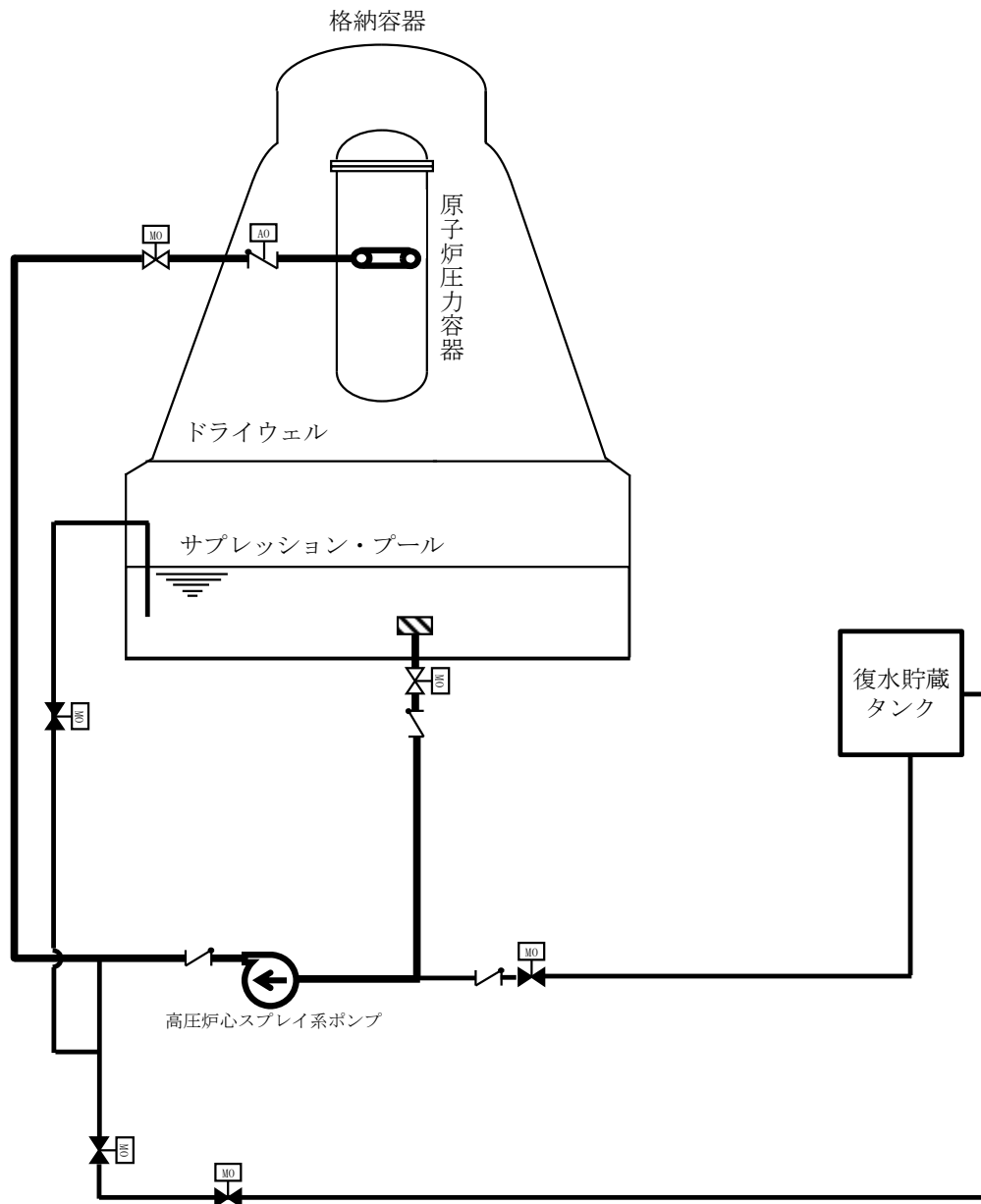


第 5.7-1 図 高圧代替注水系系統概要図

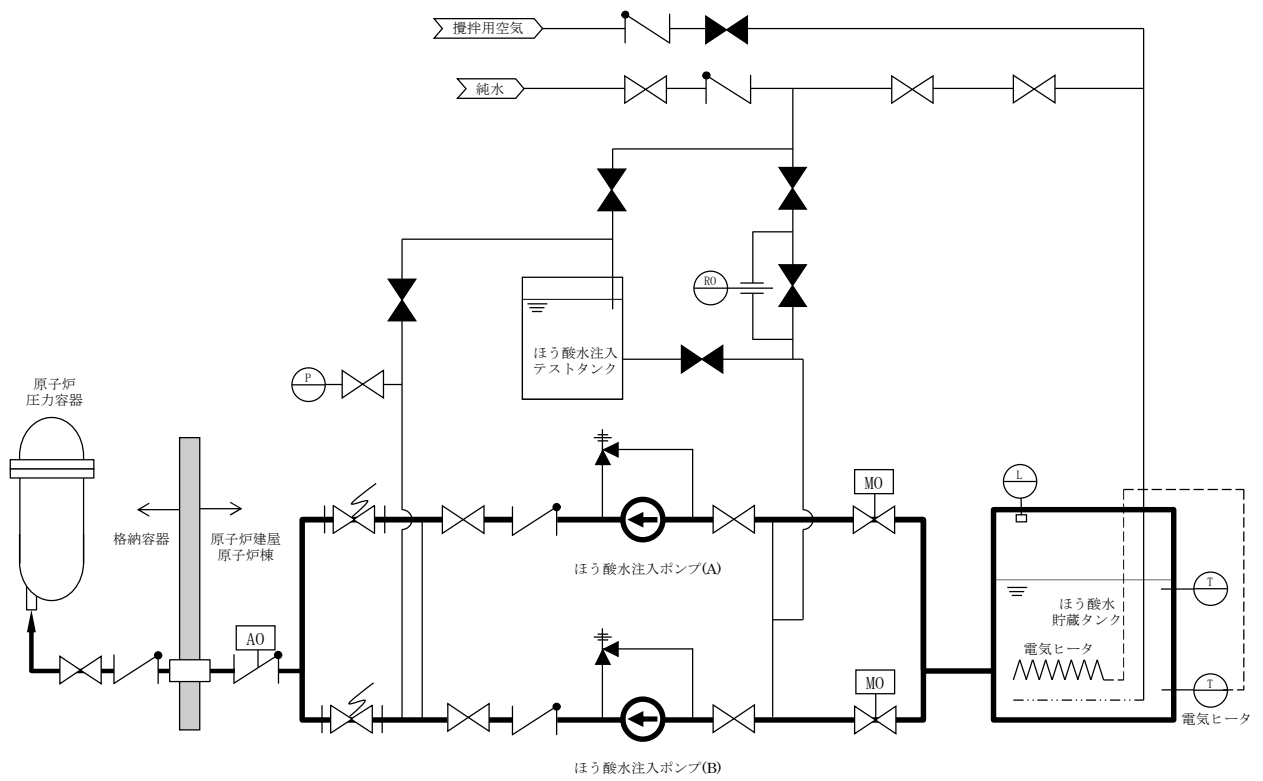




第 5.7-2 図 原子炉隔離時冷却系系統概要図



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