

添付資料 個別設備の設計方針の添付資料

目次

- 3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- 3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- 3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備
- 3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- 3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- 3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
- 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- 3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- 3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- 3.14 電源設備
- 3.15 計装設備
- 3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備
- 3.17 監視測定設備
- 3.18 緊急時対策所
- 3.19 通信連絡を行うために必要な設備
- 3.20 原子炉圧力容器
- 3.21 原子炉格納容器
- 3.22 燃料貯蔵設備
- 3.23 非常用取水設備
- 3.24 原子炉建屋原子炉区域

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】

【設置許可基準規則】

(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)

第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行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44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。
- 2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行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) BWR
 - a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。
 - b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。
 - c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を整備すること。
 - (2) PWR
 - a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。
 - b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。

3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

3.1.1 設置許可基準規則第44条への適合方針

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合、又は、当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するための設備として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）（ARI）、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）、及び、ほう酸水注入系（SLC）を設ける。

(1) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）（設置許可基準規則解釈の第2項(1)a))

多重化された原子炉緊急停止系から独立した ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を設け、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により全制御棒を挿入させることができる設計とする。なお、スクラム失敗時は手動により ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を動作させることができる設計とする。

また、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットについて、発電用原子炉を未臨界にする設計とする。

(2) ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）（設置許可基準規則解釈の第2項(1)b))

多重化された原子炉緊急停止系から独立した ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）を設けることにより、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル3）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ4台を自動トリップできる設計とし、原子炉水位低（レベル2）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ6台を自動トリップできる設計とする。なお、スクラム失敗時は手動により原子炉冷却材再循環ポンプをトリップさせることができる設計とする。

(3) ほう酸水注入系（設置許可基準規則解釈の第2項(1)c))

原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を使用する。

ほう酸水注入系は、発電用原子炉を十分未臨界にするための反応度制御能力を有する設計とする。

また、重大事故等時において原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する設計とする。

（これについては「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（設置許可基準規則第46条に対する設計方針を示す章）」で示す。）

なお、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための自主対策設備として、以下を整備する。

- (4) 手動スクラムボタン
手動スクラムボタンを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、手動スクラムボタンを整備している。
- (5) 原子炉モードスイッチ「停止」
原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替えることで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、原子炉モードスイッチを整備している。
- (6) スクラムテストスイッチ
スクラムテストスイッチを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、スクラムテストスイッチを整備している。
- (7) 原子炉緊急停止系電源スイッチ
原子炉緊急停止系電源スイッチを操作することでスクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断し、制御棒のスクラム動作が可能であることから、原子炉緊急停止系電源スイッチを整備している。
- (8) 制御棒操作監視系，制御棒駆動機構（電動駆動）
スクラムテストスイッチ若しくは原子炉緊急停止系電源スイッチの操作により制御棒を水圧駆動で挿入完了するまでの間，又はこれらの操作が実施できない場合に，電動駆動で制御棒を挿入する手段として有効であることから，制御棒操作監視系，制御棒駆動機構（電動駆動）を整備している。なお，電動駆動で制御棒を挿入する手段には原子炉スクラム信号又は代替制御棒挿入機能作動信号による制御棒の自動挿入及び制御棒操作監視系にて選択した制御棒の手動挿入がある。
- (9) 給水制御系，給水系（原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系
給水系（原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系による発電用原子炉への給水量の調整により，原子炉水位を低下でき，発電用原子炉の出力抑制を行えることから，給水制御系，給水系（原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系を整備している。

3.1.2 重大事故等対処設備

3.1.2.1 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

3.1.2.1.1 設備概要

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合に、発電用原子炉を未臨界にするため代替制御棒挿入を行うための機能である。

本システムは、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路及び代替制御棒挿入機能用電磁弁で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の場合に、代替制御棒挿入信号を発信する回路で構成する。原子炉圧力高及び原子炉水位低（レベル 2）の検出器を多重化し、原子炉圧力高は 2 out of 3 論理にて、原子炉水位低（レベル 2）は 2 out of 4 論理にて、作動回路が自動的に信号を発信するよう、信頼性向上を図る設計とする。

また、中央制御室の手動スイッチにより、代替制御棒挿入信号を発信する回路を作動することが可能な設計とする。

なお、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットについても、重大事故等対処設備として整備する。本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表3.1-1に示す。

表 3.1-1 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）【常設】 上記 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）にて作動する設備として、以下の設備を整備する。 制御棒【常設】 制御棒駆動機構（水圧駆動）【常設】 制御棒駆動系水圧制御ユニット【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	制御棒駆動系配管【常設】
注水先	—
電源設備 ^{※1}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 ^{※2}	平均出力領域モニタ【常設】 起動領域モニタ【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 44-2 に示す。

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

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

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

なお、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、以降、代替制御棒挿入機能という。

3.1.2.1.2 主要設備の仕様

図 3.1-1 に代替制御棒挿入機能の説明図を示す。

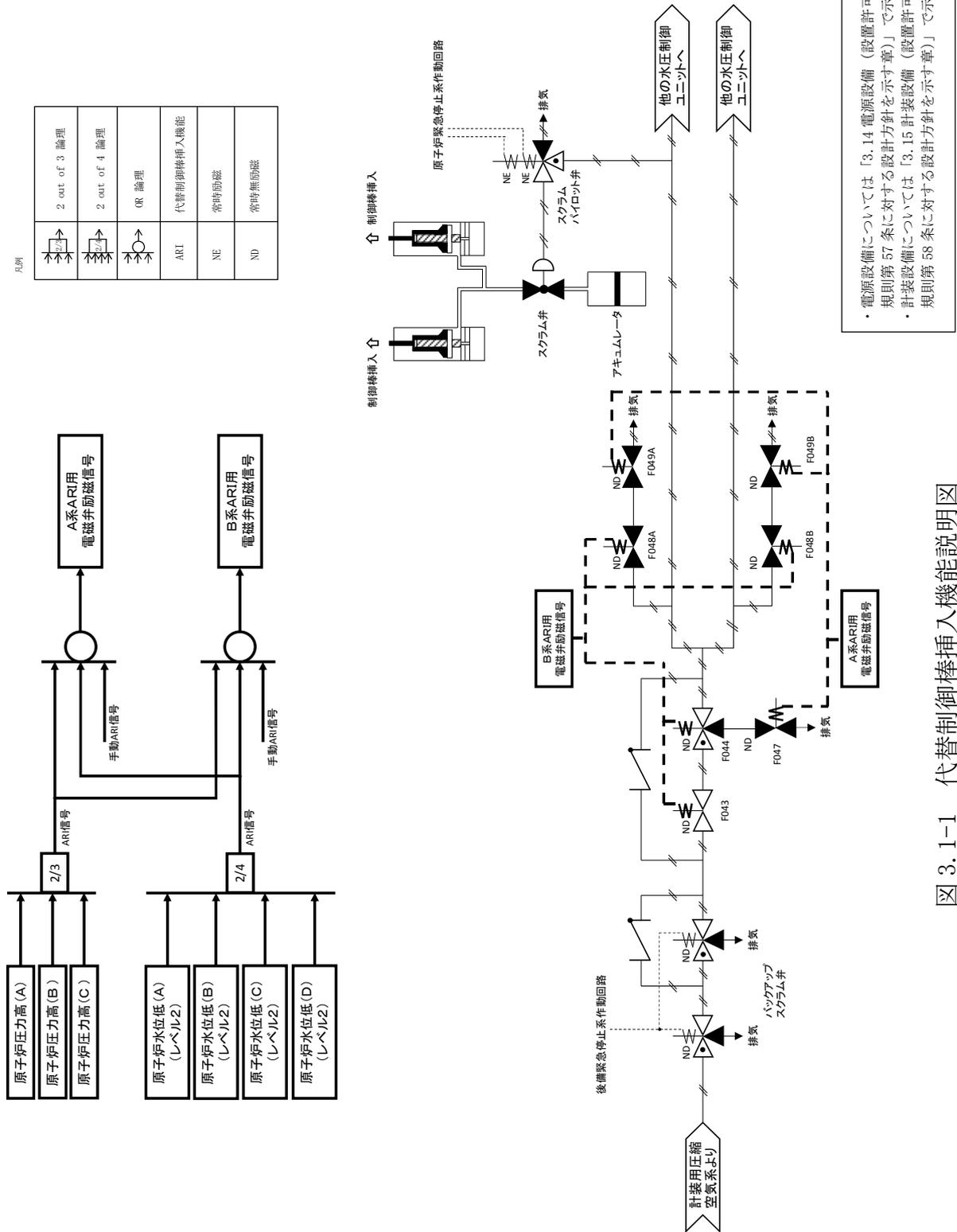


図 3.1-1 代替制御棒挿入機能説明図

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 制御棒

種類 : 十字形
中性子吸収材 : ボロンカーバイド粉末
有効長さ : 約 3.6m
個数 : 205
取付箇所 : 原子炉格納容器内(原子炉圧力容器内)

(2) 制御棒駆動機構 (水圧駆動)

最高使用圧力 : 8.62MPa [gage]
最高使用温度 : 302°C
個数 : 205
取付箇所 : 原子炉格納容器内

(3) 制御棒駆動系水圧制御ユニット (アキュムレータ)

種類 : たて置円筒形
容量 : 66L/個
最高使用圧力 : 18.6MPa [gage]
最高使用温度 : 66°C
個数 : 103
取付箇所 : 原子炉建屋地下 3 階

3.1.2.1.3 設置許可基準規制第43条への適合方針

3.1.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替制御棒挿入機能は，中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域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，中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域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，以下の表3.1-2に示すような設計とする。

また，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉区域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時の原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.1-2に示す設計とする。

(44-3)

表 3.1-2 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉格納容器内，中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域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を考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉格納容器内，中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替制御棒挿入機能は、検出器を多重化し作動回路が2 out of 4論理若しくは2 out of 3論理にて自動的に信号を発信するよう、信頼性向上を図る設計とする。

なお、中央制御室にて、制御棒挿入状態の確認によりスクラムが失敗していることが確認された場合は、中央制御室の制御盤にて手動による代替制御棒挿入機能の操作が可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板を付けることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。以下の表 3.1-3 に操作対象機器を示す。

また、想定される重大事故等が発生した場合において、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、操作不要な設計とする。

(44-3)

表 3.1-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
代替制御棒挿入機能用電磁弁	無励磁→励磁	中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替制御棒挿入機能は、制御棒挿入機能の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、過大な出力変動等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は代替制御棒挿入機能自体が維持できない状態となるため、表 3.1-4 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。機能・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。

(44-5)

表 3.1-4 代替制御棒挿入機能の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	論理回路の動作確認 設定値確認 計器校正

制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、表 3.1-5 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験、分解検査及び外観検査を実施することで、機能・性能の確認が可能な設計とする。

制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、機能・性能試験として、制御棒を全引抜き位置からスクラムスイッチによりスクラムさせ、スクラム時間について性能の確認を行うことが可能な設計とする。

また、分解検査として、浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて、制御棒駆動機構（水圧駆動）、制御棒駆動系水圧制御ユニット部品の表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

制御棒は、外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて、表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

(44-5)

表 3.1-5 制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	スクラム性能の確認
	分解検査	制御棒駆動機構（水圧駆動）、制御棒駆動系水圧制御ユニット部品の表面状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	制御棒外観の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替制御棒挿入機能は、重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

また、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、本来の用途以外の用途として使用するための切替えが不要であり、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットの使用にあたり切り替えせずに使用できる設計とする。

(44-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

代替制御棒挿入機能は、他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替制御棒挿入機能は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで設計基準事故対処設備である多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、多重化された原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。

多重化された原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能の電源は、遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで多重化された原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能とする。

(44-3, 44-4, 44-8)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替制御棒挿入機能の手動回路について、操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.1-6 に示す。代替制御棒挿入機能用電磁弁は、中央制御室で操作を行う設計としており、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

なお、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉区域内に設置されている設備であるが、代替制御棒挿入機能による信号にて動作可能であり、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットについては操作不要な設計とする。

(44-3)

表 3.1-6 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
代替制御棒挿入機能用電磁弁	原子炉建屋地下3階	中央制御室

3.1.2.1.3.2 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。

代替制御棒挿入機能は、原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至る ATWS 事象の発生時に、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界にするためのシステムである。このため、スクラム失敗時に作動するシステムであることを考慮し、「原子炉圧力高」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また、原子炉水位低（レベル3）信号発生時のスクラム失敗時に作動するシステムであることを考慮し、「原子炉水位低（レベル2）」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、発電用原子炉を未臨界にすることが可能な能力を有する設計とする。また、アキュムレータの容量にて全ての制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する容量とし、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。

(44-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

代替制御棒挿入機能は, 二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

また, 制御棒, 制御棒駆動機構 (水圧駆動) 及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは, 二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

代替制御棒挿入機能は, 検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており, 地震, 火災, 溢水等の主要な共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

代替制御棒挿入機能の論理回路はアナログ回路であるが, 多重化された原子炉緊急停止系の論理回路はデジタル回路で構築されており, 多様性を有する設計とする。

多重化された原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能の電源は, 遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで多重化された原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能が損なわれない設計とする。

(44-3, 44-4, 44-8)

3.1.2.2 ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）

3.1.2.2.1 設備概要

ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを停止させることを目的とした機能である。

本システムは、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路及び原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）で構成する。本システムの目的は、原子炉冷却材再循環ポンプを停止させることであるが、ABWR の原子炉冷却材再循環ポンプは慣性が小さく、10 台全台を同時に停止させると冷却能力の低下を招くことから、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台を自動停止し、原子炉水位低（レベル 2）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台を自動停止する設計とする。原子炉圧力高及び原子炉水位低（レベル 2）の検出器を多重化し、原子炉圧力高及び原子炉水位低（レベル 3）は 2 out of 3 論理にて、原子炉水位低（レベル 2）は 2 out of 4 論理にて、作動回路が自動的に信号を発信するよう、信頼性向上を図る設計とする。

また、中央制御室の手動スイッチにより、原子炉冷却材再循環ポンプを停止することが可能な設計とする。本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表 3.1-7 に示す。

表 3.1-7 ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備 ^{※1}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 ^{※2}	平均出力領域モニタ【常設】 起動領域モニタ【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 44-2 に示す。

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

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器の破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、以降、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能という。

3.1.2.2.2 主要設備の仕様

図 3.1-2 に代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の説明図を示す。

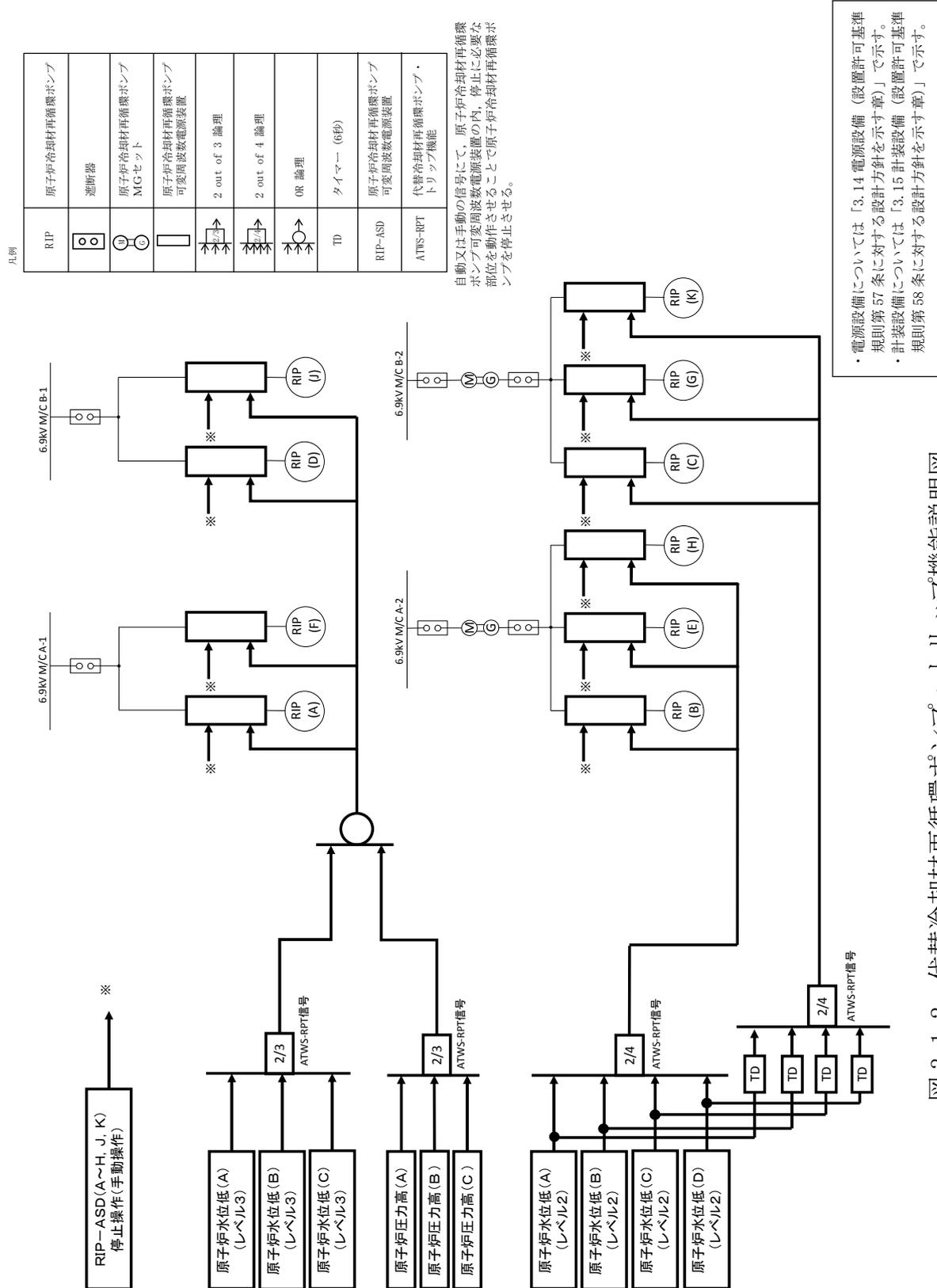


図 3.1-2 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能説明図

3.1.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域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、中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域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、以下の表3.1-8に示すような設計とする。

(44-3)

表 3.1-8 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域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を考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、検出器を多重化し、作動回路が 2 out of 4 論理若しくは 2 out of 3 論理にて自動的に信号を発信するよう、信頼性向上を図る設計とする。

なお、中央制御室の制御盤にて手動により原子炉冷却材再循環ポンプを停止させることが可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板を付けることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。以下の表3.1-9に操作対象機器を示す。

(44-3)

表 3.1-9 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置	起動→停止	中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、過大な出力変動等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となるため、表 3.1-10 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。機能・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。

(44-5)

表 3.1-10 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	論理回路の動作確認 設定値確認 計器校正

(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」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

(44-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、検出器から原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで設計基準事故対処設備である多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、多重化された原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。

多重化された原子炉緊急停止系と代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで多重化された原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。

(44-3, 44-8)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、現場における操作が不要な設計

とする。

なお、中央制御室の制御盤にて手動により原子炉冷却材再循環ポンプを停止させる場合について、操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.1-11 に示す。操作スイッチは、中央制御室で操作を行う設計としており、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

(44-3)

表 3.1-11 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置	原子炉建屋地下 1 階	中央制御室

3.1.2.2.3.2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至る ATWS 事象の発生時に、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、「原子炉水位低（レベル 2、レベル 3）」及び「原子炉圧力高」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

なお、ABWR の原子炉冷却材再循環ポンプは慣性が小さく、10 台全台同時に停止させると冷却能力の低下を招くことから、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台を自動停止し、原子炉水位低（レベル 2）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台を自動停止する設計とする。

(44-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、二以上の発電用原子炉施設にお

いて共用しない設計とする。

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、検出器から原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、地震、火災、溢水等の主要な共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の論理回路はアナログ回路であるが、多重化された原子炉緊急停止系の論理回路はデジタル回路で構築されており、多様性を有する設計とする。

多重化された原子炉緊急停止系と代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで多重化された原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能が損なわれない設計とする。

(44-3, 44-8)

3.1.2.3 ほう酸水注入系

3.1.2.3.1 設備概要

原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合においても、発電用原子炉を未臨界に移行し、炉心の著しい損傷を防止することを目的として、十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を使用する。

本システムは、ほう酸水注入系ポンプ、電源設備（非常用交流電源設備）、計測制御装置等、水源であるほう酸水注入系貯蔵タンク、流路であるほう酸水注入系の配管及び弁並びに高圧炉心注水系の配管、弁及びスパーチャ並びに注入先である原子炉圧力容器等で構成される。

本システムは、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水である五ほう酸ナトリウム溶液を高圧炉心注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

本システムは、中央制御室からの手動操作により、ほう酸水注入系の操作スイッチを「ポンプ A（又は B）」位置にすることで、ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁が「全閉」から「全開」となり、ほう酸水注入系ポンプが起動し、原子炉圧力容器へほう酸水を注入する。

本システム全体の系統概要図を図 3.1-3 に、本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表 3.1-12 に示す。

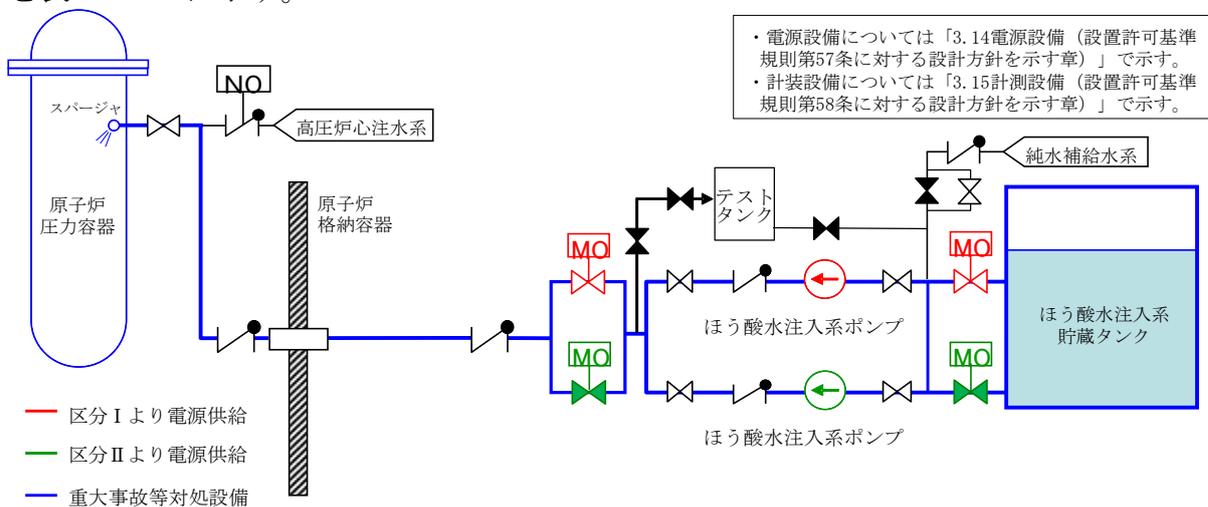


図 3.1-3 ほう酸水注入系 系統概要図

表 3.1-12 ほう酸水注入系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	ほう酸水注入系ポンプ【常設】 ほう酸水注入系貯蔵タンク【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	ほう酸水注入系 配管・弁【常設】 高压炉心注水系 配管・弁・スパージャ【常設】
注入先	原子炉压力容器【常設】
電源設備 ^{※1}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 ^{※2}	平均出力領域モニタ【常設】 起動領域モニタ【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 44-2 に示す。

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

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器の破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.1.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) ほう酸水注入系ポンプ

種類 : 往復形
 容量 : 約 11m³/h/台
 全揚程 : 約 860m
 最高使用圧力 : 吸込側 1.37MPa[gage]／吐出側 10.8MPa[gage]
 最高使用温度 : 66℃
 個数 : 1（予備 1）
 取付箇所 : 原子炉建屋地上 3 階
 原動機の出力 : 45kW

(2) ほう酸水注入系貯蔵タンク

種類 : たて置円筒形
 容量 : 約 30m³
 最高使用圧力 : 静水頭
 最高使用温度 : 66℃
 個数 : 1
 取付箇所 : 原子炉建屋地上 3 階

3.1.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(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。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは，原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.1-13に示す設計とする。

ほう酸水注入系ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室の操作スイッチから可能な設計とする。

(44-3)

表 3.1-13 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域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を考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ほう酸水注入系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、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。

ほう酸水注入系の起動操作は、原子炉出力抑制により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作により、ほう酸水注入系の操作スイッチを「ポンプ A（又は B）」位置にすることで、ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁が「全閉」から「全開」となり、ほう酸水注入系ポンプが起動し、原子炉圧力容器へほう酸水を注入する。

表 3.1-14 に操作対象機器を示す。

表 3.1-14 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
ほう酸水注入系ポンプ (A 又は B)	停止→起動	中央制御室	スイッチ操作
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (A 又は B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
ほう酸水注入系注入弁 (A 又は B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板を付けることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。
(44-3)

また、ほう酸水注入系ポンプは並列に 2 台設置され、1 台を予備とすることで多重性を備えた設計とし、必要なときに確実にほう酸水を注入できるよう、ポンプの吐出側に並列に 2 個のほう酸水注入弁を設けることで、確実に原子炉圧力容器へほう酸水を注入することが可能な設計とする。

なお、ほう酸水注入系貯蔵タンクについては、操作不要な設計とする。
(44-4)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又

は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、表 3.1-15 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験、弁動作試験を、また、停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

操作対象弁であるほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁についても、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

表 3.1-15 ほう酸水注入系の試験及び検査

発電用原子炉の 状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	運転性能の確認 漏えいの確認 ほう酸質量の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	タンク外観の確認
運転中	機能・性能試験	運転性能の確認 漏えいの確認 ほう酸質量の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認

ほう酸水注入系ポンプは、機能・性能試験として、脱塩水（純水）をテストタンクから循環させ、吐出圧力、系統（ポンプ廻り）の振動、異音、異臭及び漏えいについて運転性能の確認を行うことが可能な設計とする。

また、分解検査として、浸透探傷検査により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて、ポンプ部品表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

操作対象弁であるほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁は、機能・性能試験として、これら操作対象弁が全開することについて弁動作の確認を行うことが可能な設計とする。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、機能・性能試験として、中性子吸収材である五ほう酸ナトリウムの質量が発電用原子炉を十分未臨界にするための反応度制御能力を有する量を満足することとし、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸濃度及びタンク水位の確認を行うことにより、ほう酸質量の確認が可能な設計

とする。

また、外観検査として、タンク本体外観に傷や漏えい痕がないことについてほう酸水注入系貯蔵タンク外表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

なお、ほう酸水注入系は、多重性を備えた系統及び機器であるが、各々が独立して他の系統へ悪影響を及ぼさず検査が可能な設計とし、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク及び操作対象弁であるほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁は、プラント運転中又は停止中における検査を行う際の接近性を考慮した必要な作業空間を備え、構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。

(44-5)

(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」に示す。

ほう酸水注入系は、想定される重大事故等時において、本来の用途である原子炉圧力容器へのほう酸水注入以外の用途として使用することはない。なお、当該系統の使用にあたり切替え操作が必要となることから、速やかに切替え操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける。

原子炉圧力容器へのほう酸水注入の際に操作が必要となるほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁は、中央制御室内における操作盤上の操作スイッチにより、速やかに操作が可能な設計とすることで、中央制御室でのほう酸水注入開始操作における所要時間は想定として1分以内となる。

(44-4)

また、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入は、原子炉自動スクラム又は手動スクラムを実施しても、原子炉スクラムが成功しない場合に実施される操作であり、図 3.1-4 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え操作を実施することが可能である。

切替え操作対象機器については、表 3.1-14 に示したとおりとなる。



図 3.1-4 発電用原子炉の緊急停止対応タイムチャート※

※:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1. 1 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ, ほう酸水注入系貯蔵タンクは, 設計基準事故対処設備として原子炉圧力容器へのほう酸水注入時に使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

なお, 本系統は使用時以外, 中央制御室内における操作盤上の操作スイッチを「切」位置にし, ほう酸水注入系注入弁を「全閉」とした系統隔離構成としており, 取合系統である高圧炉心注水系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

(44-3, 44-4)

高圧炉心注水系との隔離弁については, 表 3.1-16 に示すとおりである。

表 3.1-16 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
高圧炉心注水系	ほう酸水注入系注入弁(A)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時※閉
	ほう酸水注入系注入弁(B)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時※閉

※ 電源喪失時は, 原子炉緊急停止系安全保護回路の電源が喪失することにより制御棒が挿入されることから, ATWS 事象発生時において, 電源喪失は想定しない。

(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。

ほう酸水注入系の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.1-17 に示す。

ほう酸水注入系ポンプ，ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁は，原子炉建屋原子炉区域内に設置されている設備であるが，想定される重大事故等時において，中央制御室から操作可能な設計とする。

なお，ほう酸水注入系貯蔵タンクについては，操作不要な設計とする。

(44-3)

表 3.1-17 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
ほう酸水注入系ポンプ (A)	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室
ほう酸水注入系ポンプ (B)	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (A)	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (B)	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室
ほう酸水注入系注入弁 (A)	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室
ほう酸水注入系注入弁 (B)	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室

3.1.2.3.3.2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

(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。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは，設計基準事故対処設備の容量等の仕様が，想定される重大事故等時において，発電用原子炉を未臨界にするために必要な負の反応度添加率を確保するための容量等の仕様に対して十分であるため，設計基準事故対処設備の容量と同仕

様の設計とする。

(44-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備である制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、ポンプを非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電により駆動できるようにすることで、アキュムレータを駆動源とする制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。

ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉区域内の制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

ほう酸水注入系の設計基準事故対処設備との多様性及び位置的分散について、表 3.1-18 に示す。

(44-3, 44-4)

表 3.1-18 多様性又は多重性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	制御棒 制御棒駆動系水圧制御ユニット	ほう酸水注入系
機器	アキュムレータ	ほう酸水注入系ポンプ
	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地上 3 階
水源	不要	ほう酸水注入系貯蔵タンク
	—	原子炉建屋地上 3 階
駆動電源	不要	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)
	—	原子炉建屋地上 1 階

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ポンプ等)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発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、以下の対策及び設備を設ける。

(1) 高圧代替注水系の設置（設置許可基準規則解釈の第1項(1)）

設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するために、重大事故防止設備として高圧代替注水系を使用する。

高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合でも、原子炉隔離時冷却系ポンプよりも高所に配置された高圧代替注水系ポンプを用い、復水貯蔵槽を水源として高圧状態の原子炉圧力容器に注水し炉心を冷却できる設計とする。また、高圧代替注水系ポンプは、原子炉蒸気で駆動可能な蒸気タービン駆動ポンプとし、原子炉蒸気を弁操作で高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンに供給することで起動可能な設計とする。

また、高圧代替注水系は、全交流動力電源喪失及び設計基準事故対処設備である常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備からの給電により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。

これにより、高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系の現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作による起動及び十分な期間の運転継続を行うための措置や、原子炉隔離時冷却系の現場での人力による弁の操作により起動及び十分な期間の運転継続を行うための措置に対し、同等以上の効果を有する設計とする。

(2) 高圧代替注水系の現場操作による運転（設置許可基準規則解釈の第1項(1)b)）

高圧代替注水系は、全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失した場合でも、現場で系統構成に必要な弁を人力で操作することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置が容易に行えるよう、高圧代替注水系は機械式ガバナでタービン給気蒸気量を制御する方式とし、弁操作のみで起動停止運転継続が可能な設計とする。本操作弁については手動

で操作できる設計とし、共通要因によって常設直流電源を用いた弁と同時に機能を損なわないよう、ハンドルを設け、手動操作可能とすることで多様性を持つ設計とする。

なお、人力による措置が容易に行えるため、「現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた弁の操作により、高圧代替注水系の起動及び十分な期間の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等の整備」（設置許可基準規則解釈の第1項(1)a）は不要とするが、設置許可基準規則第57条への適合方針として、可搬型直流電源設備による給電も可能な設計とする。

(3) 原子炉隔離時冷却系の現場操作による運転（設置許可基準規則解釈の第1項(1)b）

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失した場合でも、現場で系統構成に必要な弁を人力で操作することにより、起動及び運転継続ができる設計とする。なお、人力による措置が容易に行えるよう、本操作弁については手動で操作できる設計とし、共通要因によって常設直流電源を用いた弁と同時に機能を損なわないよう、ハンドルを設け、手動操作可能とすることで多様性を持つ設計とする。また、原子炉隔離時冷却系は常設直流電源系統喪失時にタービンランド部より蒸気が漏えいするが、蒸気漏えいによる劣悪な作業環境状態を回避するために、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのはポンプ起動時のみとし、ポンプ起動後については原子炉隔離時冷却系ポンプ室から退室し、原子炉建屋地下1階に設置した原子炉隔離時冷却系過酷事故蒸気止め弁の開度調整により制御可能な運用とする。なお、ポンプ起動時は原子炉隔離時冷却系ポンプ室内に入室するが、その後速やかに退室するため蒸気漏えいによる環境温度の急激な上昇はないものと考えており、防護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を確実に装着することにより現場操作が可能な運用とする。

高圧代替注水系の人力による現場操作に加え、高圧代替注水系とは別系統の原子炉隔離時冷却系についても人力による現場操作をできるように整備しておくことで、人力による措置の容易性が拡充されるため、「現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた弁の操作により、原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等の整備」（設置許可基準規則解釈の第1項(1)a）は不要とする。

その他，設計基準対象施設であるが，想定される重大事故時等においてその機能を期待するため，以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

(4) 原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系は，冷却材喪失事故時において，低圧注水系，高圧炉心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。

本系統は，原子炉水位低又はドライウエル圧力高の信号で作動を開始し，復水貯蔵槽の水又はサプレッション・チェンバのプール水を給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水する。また，原子炉水位高信号で注水を自動的に停止する。

(5) 高圧炉心注水系

高圧炉心注水系は，冷却材喪失事故時において，低圧注水系，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，原子炉水位低又はドライウエル圧力高の信号で作動を開始し，復水貯蔵槽の水又はサプレッション・チェンバのプール水を炉心上部に取り付けられたスパーチャから燃料集合体上に注水することによって炉心を冷却する。また，原子炉水位高信号で注水を自動的に停止する。

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発電用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。

(6) 監視及び制御に用いる設備

「高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却」により原子炉圧力容器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，原子炉圧力，高圧代替注水系系統流量，復水貯蔵槽水位を使用する。

原子炉水位は発電用原子炉を冷却するための原子炉水位を監視又は推定でき，原子炉圧力，高圧代替注水系系統流量，復水貯蔵槽水位は原子炉圧力容器へ注水するための高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・原子炉水位（広帯域，燃料域，SA）（3.15 計装設備【58条】）

- ・原子炉圧力 (3.15 計装設備【58条】)
- ・原子炉圧力 (SA) (3.15 計装設備【58条】)
- ・高圧代替注水系系統流量 (3.15 計装設備【58条】)
- ・復水貯蔵槽水位 (SA) (3.15 計装設備【58条】)

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。

(7) 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蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内蓄電式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）、可搬型直流電源設備及び自主対策設備である直流給電車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、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をするための手段として、以下を整備する。

(8) ほう酸水注入系による進展抑制

高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水により原子炉水位が維持できない場合に、ほう酸水注入系を重大事故等の進展抑制のために使用し、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源として、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備からの給電により、ほう酸水注入系ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。なお、ほう酸水注入系については「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第 44 条に対する設計方針を示す章）」で示す。常設代替交流電源設備については、「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。

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

(9) ほう酸水注入系による進展抑制（原子炉圧力容器への注水を継続させる場合）

高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場合、「(8)ほう酸水注入系による進展抑制」に加えて、原子炉圧力容器への注水を継続するために、復水補給水系

等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンク又はほう酸水注入系テストタンクに補給する手順を整備する。これらの整備により、重大事故等の進展抑制のために、「(8)ほう酸水注入系による進展抑制」に加えて、原子炉压力容器への注水を継続する。

(10) 制御棒駆動系による進展抑制

高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉压力容器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に，原子炉補機冷却系により冷却水を確保し，復水貯蔵槽を水源として制御棒駆動水ポンプを用いて原子炉压力容器への注水を実施する。

(11) 高圧炉心注水系緊急注水の整備

全交流動力電源喪失時，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系が機能喪失した場合，重大事故等の進展抑制のために，常設代替交流電源設備により高圧炉心注水系の電源を復旧し，高圧炉心注水系ポンプを無冷却水の状態で短時間起動し，原子炉压力容器への注水を実施する。

また，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）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。

(12) 高圧代替注水系の海水の利用

高圧代替注水系の水源である復水貯蔵槽の淡水が枯渇した場合において，防潮堤の内側に設置している海水取水箇所（取水路）より，大容量送水車（海水取水用）を用いて復水貯蔵槽への供給を行う設計とする。なお，海の利用については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.2.2 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高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉圧力容器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使用する。

本系統は、蒸気タービン駆動ポンプである高圧代替注水系ポンプ1台、電源設備（常設代替直流電源設備）、計測制御装置及び、水源である復水貯蔵槽、注水流路である高圧代替注水系（注水系）、高圧炉心注水系、残留熱除去系（7号炉のみ）の配管及び弁、復水補給水系の配管、並びに給水系の配管、弁及びスパージャ、蒸气流路である高圧代替注水系（蒸気系）、主蒸気系、原子炉隔離時冷却系の配管及び弁、注水先である原子炉圧力容器から構成される。

高圧代替注水系の系統概要図を図 3.2-1 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.2-1 に示す。

本系統は、全交流動力電源及び設計基準事故対処設備である常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備からの給電により中央制御室から遠隔手動操作によって、復水貯蔵槽を水源に、給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。仮に、常設代替直流電源設備が機能しない場合でも、現場での人力による弁の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。

高圧代替注水系蒸気供給ラインは、原子炉隔離時冷却系蒸気供給ラインから分岐し、高圧代替注水系タービン止め弁の開閉操作により高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンに蒸気を導く。高圧代替注水系排気ラインは、原子炉隔離時冷却系排気ラインに合流し、サプレッション・チェンバへ放出する。高圧代替注水系ポンプ吸込ラインは、高圧炉心注水系ポンプ吸込ラインから分岐し、復水貯蔵槽の水が供給される。高圧代替注水系ポンプ吐出ラインは、給水系等を経由して原子炉圧力容器へつながる。なお、高圧代替注水系ポンプ吐出ラインにはサプレッション・チェンバにつながるテストラインも設ける。

水源である復水貯蔵槽は、枯渇しそうな場合においても、代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いて、廃棄物処理建屋外壁に設置した外部接続口から復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。

本系統の操作に当たっては、中央制御室又は現場で高圧代替注水系タービン止め弁及び高圧代替注水系注入弁の開操作をすることで本系統を起動させ、運

転を行う。

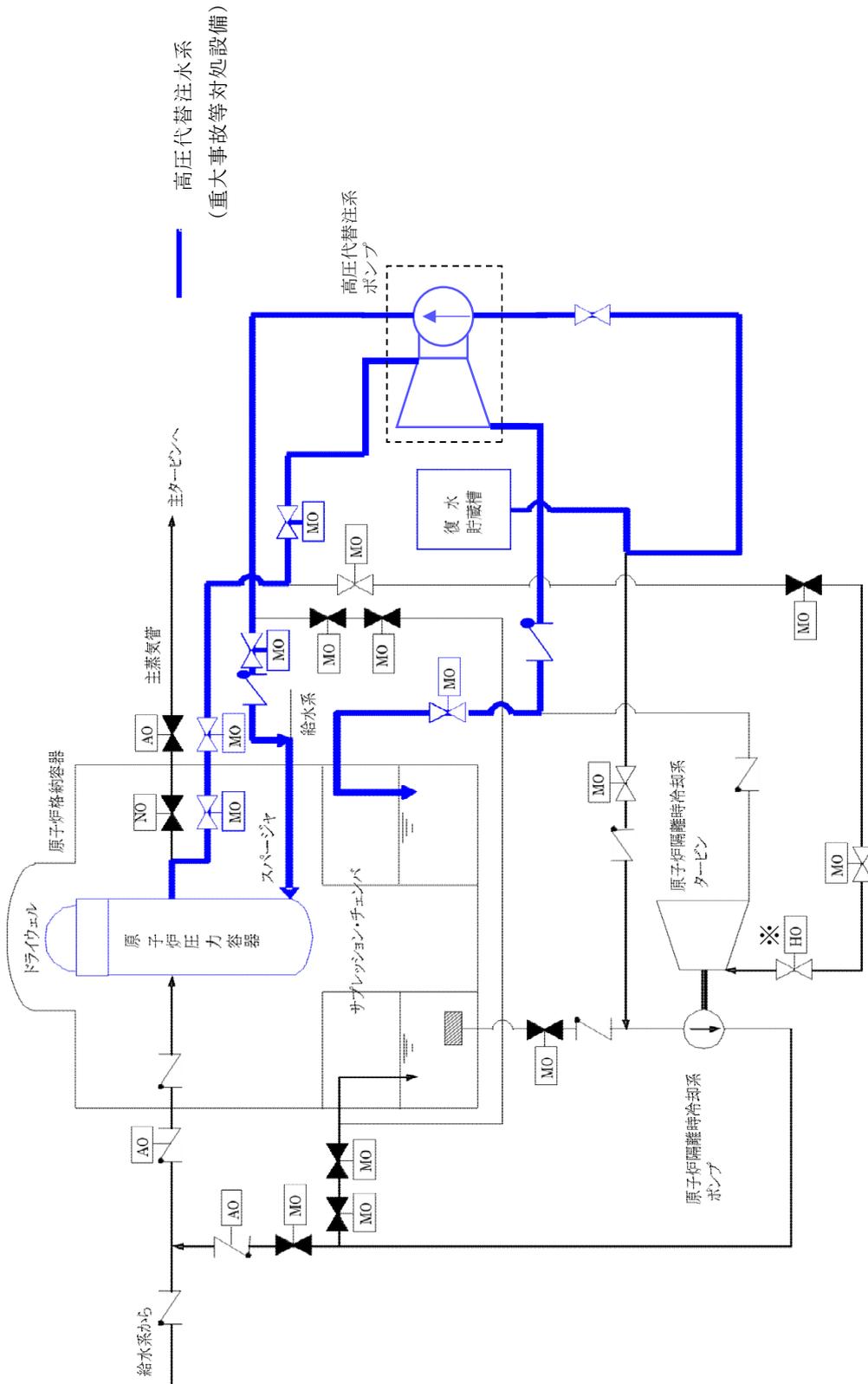


図 3.2-1 高圧代替注水系 系統概要図

※ : 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。

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

表 3.2-1 高压代替注水系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	高压代替注水系ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 ^{※1}	復水貯蔵槽【常設】
流路	蒸気系 高压代替注水系（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 高压代替注水系（注水系） 配管・弁【常設】 復水補給水系 配管【常設】 高压炉心注水系 配管・弁【常設】 残留熱除去系 配管・弁（7号炉のみ）【常設】 給水系 配管・弁・スパーージャ【常設】
注水先	原子炉压力容器【常設】
電源設備 ^{※2}	常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】
計装設備 ^{※3}	高压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）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 復水貯蔵槽水位（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となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料 45-2 に示す。

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

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

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

3.2.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 高圧代替注水系ポンプ

種類	: ターボ形
容量	: 182m ³ /h/台
全揚程	: 958m
最高使用圧力	: 吸込側 1.37MPa[gage]/吐出側 11.8MPa[gage]
最高使用温度	: 77℃
個数	: 1
取付箇所	: 原子炉建屋地下 2 階

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.2.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.2.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(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。

高圧代替注水系の高圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.2-2に示す設計とする。

(45-3, 45-4)

表3.2-2 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお、原子炉圧力容器への注水は、可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期間とすることで、設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また、高圧代替注水系ポンプは、表3.2-3に示す操作対象弁を操作することで起動・停止し、中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧代替注水系を運転する場合は、原子炉隔離時冷却系側に蒸気が流入していないことを確認した後、高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁を開操作することで原子炉圧力容器へ注水を行う。なお、原子炉隔離時冷却系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蒸気供給ができない状況においては、原子炉隔離時冷却系過酷事故時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。

高圧代替注水系ポンプは、高圧代替注水系注入弁を開操作することで起動することから、ポンプ自体の起動操作は不要である。以上のことから、高圧代替注水系の操作に必要な機器を表 3.2-3 に示す。

表に示すとおり、高圧代替注水系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における操作盤上での操作スイッチにより操作可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

ただし、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、高圧代替注水系注入弁と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、操作可能な設計とする。

いずれの操作弁も手動ハンドルが設置されており、現場での手動操作は、想定される重大事故等が発生した場合において、設置場所である原子炉建屋原子炉区域内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、十分な操作空間を確保し、確実に手動操作可能な設計とする。

(45-3, 45-4)

表 3.2-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
高圧代替注水系 注入弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地下1階	手動操作
高圧代替注水系 タービン止め弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁開→弁閉	原子炉建屋地下1階 (6号炉)	手動操作
		原子炉建屋地上1階 (7号炉)	
原子炉隔離時冷 却系過酷事故時 蒸気止め弁 [※]	弁開→弁閉	原子炉建屋地下1階	手動操作

※:原子炉隔離時冷却系を運転中に原子炉隔離時冷却系タービン止め弁が開状態から動作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」に示す。

高圧代替注水系は表 3.2-4 に示すように、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験が可能な設計とする。また、停止中にポンプ分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

高圧代替注水系には、高圧代替注水系ポンプ吐出ラインからサプレッション・チェンバにつながるテストラインを設置し、発電用原子炉の運転中に原子炉蒸気を用いて高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンを駆動させ、復水貯蔵槽の水をサプレッション・チェンバへ送水する機能・性能試験が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中においても所内蒸気による機能・性能試験も可能となるよう、高圧代替注水系蒸気供給ラインに所内蒸気供給ラインを設け、高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンに所内蒸気を供給可能な設計とする。

高圧代替注水系を運転するために必要な操作対象弁 (高圧代替注水系注入弁、高圧代替注水系タービン止め弁) は、発電用原子炉の運転中又は停止中に開閉動作確認可能な構成とすることで、弁動作試験が可能な設計とする。

一方で、原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁については、発電用原子炉の運転中に開閉試験を行った場合に、閉状態で動作不能になるリスクを踏まえて、停止中にのみ弁動作試験を実施する。

また、高圧代替注水系ポンプは、ケーシングカバー及びタービンカバーの取り外しが可能な構造とし、停止中にポンプ及びタービンの部品（主軸、軸受、羽根車及びタービン等）の分解検査による内部確認が可能な設計とする。

(45-5)

表 3.2-4 高圧代替注水系の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能の確認、漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能の確認、漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ及びタービン部品の表面状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ及びタービンの外観確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系と共用する高圧代替注水系蒸気供給ライン、高圧炉心注水系と共用する高圧代替注水系ポンプ吸込ライン、給水系（7 号炉は残留熱除去系を含む）と共用する高圧代替注水系ポンプ吐出ライン以外については、重大事故防止設備の目的のみに使用されるため、本来の用途以外の用途には使用しない。

本来の用途以外の用途として高圧代替注水系に使用する原子炉隔離時冷

却系、高圧炉心注水系及び給水系（7号炉は残留熱除去系を含む）の配管ラインについては、通常時の隔離された系統構成から高圧代替注水系に切り替えるために表3.2-3で示す弁操作を行う。原子炉隔離時冷却系と共用する高圧代替注水系蒸気供給ラインについては、通常時の隔離された系統構成から高圧代替注水系タービン止め弁を開操作することで、原子炉隔離時冷却系から高圧代替注水系側への蒸気供給に切り替えることができる。また、給水系（7号炉は残留熱除去系を含む）と共用する高圧代替注水系ポンプ吐出ラインについては、通常時の隔離された系統構成から高圧代替注水系注入弁を開操作することで、高圧代替注水系の流路に切り替えることができる。これらの切替え操作については、中央制御室から遠隔操作可能な設計とし、操作弁も2弁と最小限の弁操作とする系統構成とすることで、図3.2-2で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え可能な設計とする。

なお、高圧炉心注水系のポンプ吸込ラインについては、弁操作で切り替えなくとも復水貯蔵槽の水を吸込可能な系統設計とする。原子炉隔離時冷却系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蒸気供給ができない状況においては、原子炉隔離時冷却系過酷事故時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可能な設計とする。

また、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、高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁を現場で手動弁操作することにより、図3.2-3で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え可能とする。

(45-4)



図 3.2-2 中央制御室からの高圧代替注水系起動のタイムチャート*

* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.2で示すタイムチャート

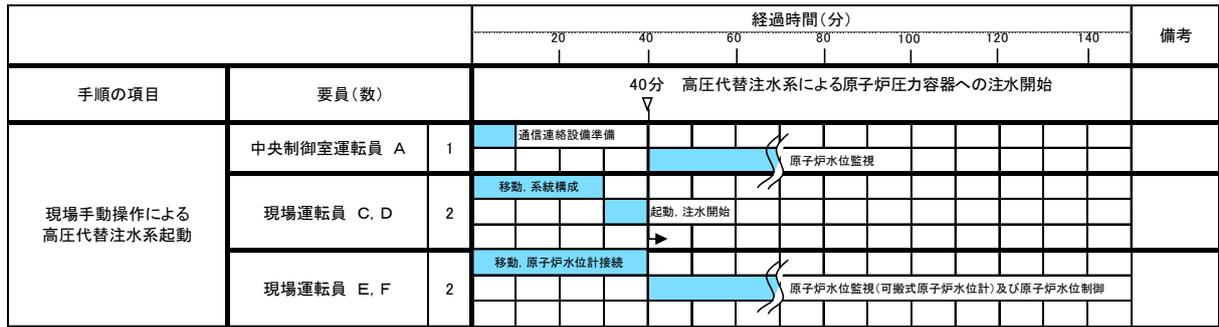


図 3.2-3 現場手動操作による高压代替注水系起動のタイムチャート*

* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.2 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

高压代替注水系は，通常時は高压代替注水系タービン止め弁を閉運用とすることで原子炉隔離時冷却系の蒸気供給ラインから隔離し，高压代替注水系注入弁を閉運用することで 6 号炉においては給水系の注水ライン，7 号炉においては残留熱除去系の注水ラインから隔離する構成としており，原子炉隔離時冷却系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。また，高压代替注水系は，高压炉心注水系(B)及び(C)に対して独立した注水ラインを有する設計とすることで，相互に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，高压代替注水系は，原子炉隔離時冷却系運転時に系統隔離弁が自動開することによる原子炉隔離時冷却系機能への悪影響を防止するために，高压代替注水系タービン止め弁及び高压代替注水系注入弁に自動開閉インターロックを設けない設計とし，高压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。

他系統との隔離弁を表 3.2-5 に示す。

なお，高压代替注水系と原子炉隔離時冷却系，高压炉心注水系は，相互に悪影響を及ぼすことのないように，同時に使用しない運用とする。

また、高圧代替注水系の蒸気系配管及び弁は、高圧の原子炉蒸気が供給されるラインであることから十分な強度をもたせた設計とする。

また、高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンは、単段式のタービンであり、タービン翼は一体鍛造品の円板から放電加工により翼型を削り出す方法で製造されているものを適用することで、タービンが破損により飛散することがない設計とする。

(45-3, 45-4, 45-7)

表 3.2-5 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
給水系 (6号炉) 残留熱除去系 (7号炉)	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、操作場所を表 3.2-6 に示す。このうち、高圧代替注水系注入弁、高圧代替注水系タービン止め弁は、中央制御室で操作するため、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

また、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については、高圧代替注水系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内の設置場所で人力により手動操作を行うが、高圧代替注水系は事象初期に操作するものであり、操作位置の放射線量が高くなる前に操作する運用とする。

(45-3)

表 3.2-6 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
高压代替注水系 注入弁	原子炉建屋地下1階	中央制御室
		原子炉建屋地下1階
高压代替注水系 タービン止め弁	原子炉建屋地下1階(6号炉)	中央制御室
	原子炉建屋地上1階(7号炉)	原子炉建屋地下1階(6号炉)
		原子炉建屋地上1階(7号炉)
原子炉隔離時冷 却系過酷事故時 蒸気止め弁*	原子炉建屋地下1階	原子炉建屋地下1階

※ 原子炉隔離時冷却系を運転中に原子炉隔離時冷却系タービン止め弁が開状態から動作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。

3.2.2.1.3.2 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、十分な期間、原子炉水位を維持できる容量を有する設計とする。高压代替注水系ポンプの容量は、原子炉停止30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114m³/h以上とし、設計基準事故対処設備の原子炉隔離時冷却系注水流量182m³/hにあわせて182m³/hを公称値とする。なお、安全解析において、高压代替注水系注水流量が182m³/hの20%減である約146m³/hとした場合でも炉心損傷を防止することを確認しているため、注水流量の最小値は約146m³/hとする。

また、原子炉圧力容器に注水する場合の高压代替注水系ポンプの全揚程は、原子炉圧力容器に注水する場合の水源（復水貯蔵槽）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、高压代替注水系ポンプ1台運転で注水流量182m³/h達成可能な設計とする。

(45-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

高压代替注水系の高压代替注水系ポンプは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

高圧代替注水系は、高圧注水機能を持つ設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，表 3.2-7 に示すとおり多様性，位置的分散を図った設計とする。ポンプについては，地震，津波，溢水及び火災に対して，高圧炉心注水系ポンプ(B)及び(C)，原子炉隔離時冷却系ポンプと同時に機能を損なうおそれがないように，異なる階に位置的分散された原子炉建屋地下 2 階に配置する設計とする。

高圧代替注水系のサポート系として，冷却水は自己冷却とすることで高圧炉心注水系ポンプ(B)及び(C)，原子炉隔離時冷却系ポンプの冷却水と同時に機能喪失しない設計とする。ポンプ駆動源については，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，タービン駆動とすることで電動機駆動ポンプを使用する高圧炉心注水系に対して多様性を確保する設計とする。

なお，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，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系(B)及び(C)，原子炉隔離時冷却系と異なる常設代替直流電源設備（AM 用 125V 蓄電池）により電源供給する設計とし，同時に機能喪失しない設計とする。

また，仮に，電源設備が全て喪失し，中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても，高圧代替注水系注入弁と高圧代替注水系タービン止め弁はハンドルを設けており手動操作可能であるため，現場で人力により手動操作することで，ポンプ起動可能であり，高圧炉心注水系と原子炉隔離時冷却系の電源と同時に機能喪失しない設計とする。

上記のとおり，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高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系と位置的分散され，可能な限り多様性を図った設計とする。

(45-2, 45-3, 45-4, 45-7)

表 3.2-7 多様性又は多重性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備				重大事故等対処設備	
	高压炉心注水系		原子炉隔離時冷却系		高压代替注水系	
ポンプ	高压炉心注水系ポンプ(B)(C)		原子炉隔離時冷却系ポンプ		高压代替注水系ポンプ	
	原子炉建屋地下3階		原子炉建屋地下3階		原子炉建屋地下2階	
水源	復水貯蔵槽	サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽	サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽	
	廃棄物処理建屋地下2階	原子炉建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下2階	原子炉建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下2階	
駆動用空気	不要		不要		不要	
潤滑方式	水潤滑		軸直結ポンプによる油潤滑		水潤滑	
冷却水	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系		自己冷却		自己冷却	
駆動電源	非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)		非常用直流電源設備(蓄電池(非常用))		常設代替直流電源設備(AM用125V蓄電池)	—
	原子炉建屋地上1階		コントロール建屋地下1階及び地下中2階		原子炉建屋地上4階	—
操作系	手動操作		手動操作		手動操作	手動操作
	中央制御室		中央制御室		中央制御室	原子炉建屋

3.2.3 高圧代替注水系の現場操作の整備

全交流動力電源喪失，直流電源喪失を想定し，高圧代替注水系について，現場での人力による弁の操作で系統の起動及び原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続を行うために必要な設備を整備する。

なお，操作手順等の詳細については，「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の1.2に示す。

(1) 操作概要

全交流動力電源喪失，常設直流電源系統喪失により中央制御室からの遠隔操作ができない場合に，現場での手動操作により高圧代替注水系を起動し，原子炉圧力容器への注水を実施する。

また，高圧代替注水系の現場起動操作において現場での原子炉水位監視のため可搬式原子炉水位計の接続を行う。

(2) 操作場所（7号炉の例）

- ・原子炉建屋 地上1階，地下1階，地下2階（管理区域）

(3) 必要要員数及び時間

高圧代替注水系現場起動のうち，現場での高圧代替注水系の系統構成及びタービン起動操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。

- ・必要要員数：2名（現場運転員2名）
- ・想定時間：40分（実績時間：35分）

また，現場での高圧代替注水系現場起動のうち，現場での可搬式原子炉水位計の接続に必要な要員数，時間は以下のとおり。

- ・必要要員数：2名（現場運転員2名）
- ・想定時間：40分（実績時間：37分）

高圧代替注水系現場起動のタイムチャートを図3.2-4に示す。本操作は，放射線量が上昇する前に実施する。

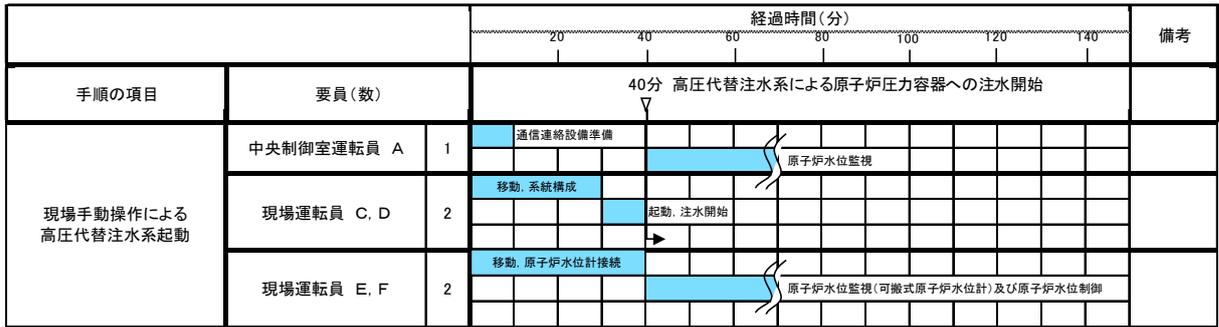


図 3.2-4 現場手動操作による高压代替注水系起動のタイムチャート*

* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.2 で示すタイムチャート

(4) 操作の成立性について

- ・ 作業環境 : バッテリー内蔵型 LED 照明を操作エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備して作業を行う。
- ・ 移動経路 : バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。
アクセスルート上に支障となる設備はない。
- ・ 操作性 : 通常の弁操作であり, 操作性に支障はない。
- ・ 連絡手段 : 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。

(5) 人力操作対象弁について (7号炉の例)

高压代替注水系の人力による現場起動に当たっては, プラント通常運転状態から, 図 3.2-5 で示す高压代替注水系注入弁を開操作した後に, 高压代替注水系タービン止め弁の開閉操作で起動停止可能な設計であり, これら 2 弁は手動ハンドルが設置されている。

(6) 運転継続について

高压代替注水系ポンプを人力操作で起動した後は, 可搬式原子炉水位計を監視し, 原子炉水位を所定の水位(L-3~L-8)に維持するように, L-8 に到

達した場合は高圧代替注水系を停止し，L-3 に到達した場合は高圧代替注水系を起動する操作を行う。また，復水貯蔵槽の補給が必要となった場合は，代替淡水源から外部接続口を通じて補給可能な設計となっている。以上の運転操作で，原子炉圧力容器が低圧になるまでの間，高圧代替注水系を運転することが可能であり，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続が可能であると考えている。

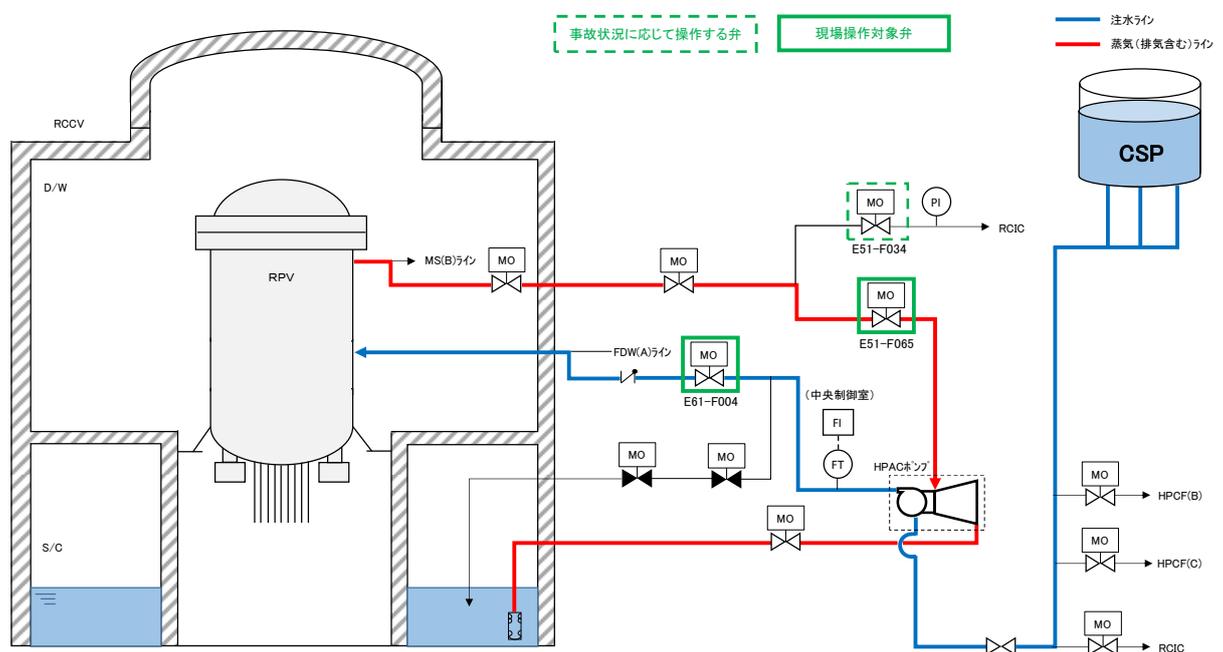


図 3.2-5 高圧代替注水系（HPAC）の現場操作（7号炉の例）について

3.2.4 原子炉隔離時冷却系の現場操作の整備

全交流動力電源喪失，直流電源喪失を想定し，原子炉隔離時冷却系について，現場での人力による弁の操作で系統の起動及び原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続を行うために必要な設備を整備する。

なお，操作手順等の詳細については，「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の1.2に示す。

(1) 操作概要

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により，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，かつ現場での弁の手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合は，現場での弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉圧力容器への注水を実施する。

また，原子炉隔離時冷却系の現場起動操作において現場での原子炉水位監視のため可搬式原子炉水位計の接続を行う。

(2) 操作場所（7号炉の例）

- ・原子炉建屋 地上1階，地下1階，地下3階（管理区域）

(3) 必要要員数及び時間

原子炉隔離時冷却系現場起動のうち，現場での原子炉隔離時冷却系系統構成及びタービン起動操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。

- ・必要要員数 : 2名（現場運転員2名）
- ・想定時間 : 90分（実績時間 : 80分）

また，原子炉隔離時冷却系現場起動のうち，現場での可搬式原子炉水位計の接続に必要な要員数，時間は以下のとおり。

- ・必要要員数 : 2名（現場運転員2名）
- ・想定時間目安 : 40分（実績時間 : 37分）

原子炉隔離時冷却系現場起動のタイムチャートを図 3.2-6 に示す。本操作は、放射線量が上昇する前に操作を行う。

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																		備考
		0	20	40	60	80	100	120	140	160	180									
		原子炉隔離時冷却系による 原子炉圧力容器への注水開始 90分 排水処理開始 180分																		
現場手動操作による 原子炉隔離時冷却系起動 及び排水処理	中央制御室運転員 A	1	通信連絡設備準備																原子炉水位監視	
	現場運転員 C、D	2	移動、系統構成																防護具装着	
	現場運転員 E、F	2	移動、原子炉水位計接続																起動、注水開始	
	緊急時対策要員	4	移動、資機材搬入																電源ケーブル敷設、接続	
																			原子炉水位監視(可搬式原子炉水位計)及び原子炉水位制御	
																			ホース敷設、接続	
																			発電機、水中ポンプ起動	

図 3.2-6 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動及び排水処理のタイムチャート*

* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.2 で示すタイムチャート

(4) 操作の成立性について

- ・ 作業環境 : バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、懐中電灯をバックアップとして携行している。
 直流電源喪失時に原子炉隔離時冷却系を運転するとタービングラウンド部より蒸気が漏えいすることから、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし、その後速やかに退室する手順とする。したがって、原子炉隔離時冷却系ポンプ室入室時の蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響はないものと考えており、防護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を確実に装着することにより本操作が可能である。
- ・ 移動経路 : バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。
 アクセスルート上に支障となる設備はない。
- ・ 操作性 : 通常の弁操作であり、操作性に支障はない。
- ・ 連絡手段 : 通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。

(5) 人力操作対象弁について（7号炉の例）

原子炉隔離時冷却系の人力による現場起動に当たっては、プラント通常運転状態から、図 3.2-7 で示す原子炉隔離時冷却系注入弁の開操作、及びポンプ冷却水の流路確保のため、原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁、原子炉隔離時冷却系その他ドレン弁を開操作した後に、原子炉隔離時冷却系タービン止め弁の開閉操作で起動停止可能な設計であり、これら 7 弁は手動ハンドルが設置されている。

(6) 運転継続について

原子炉隔離時冷却系ポンプを人力操作で起動した後は、可搬式原子炉水位計を監視し、原子炉水位を所定の水位（L-3～L-8）に維持するように、原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁の開度調整を行う。原子炉隔離時冷却系ポンプ起動後、排水がポンプ室床面に溢水することが想定されるが、ポンプ本体が水没する前に、排水を移送することで運転継続可能とする。なお、運転継続に必要な原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁の開度調整及び排水処理についてはポンプ室外での運転操作であり、操作時に原子炉隔離時冷却系タービンからの蒸気漏えいの影響がない場所での操作運用とする。また、復水貯蔵槽の補給が必要となった場合は、代替淡水源から外部接続口を通じて補給可能な設計となっている。以上の運転操作で、原子炉圧力容器が低圧になるまでの間、原子炉隔離時冷却系を運転することが可能であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続が可能であると考えている。

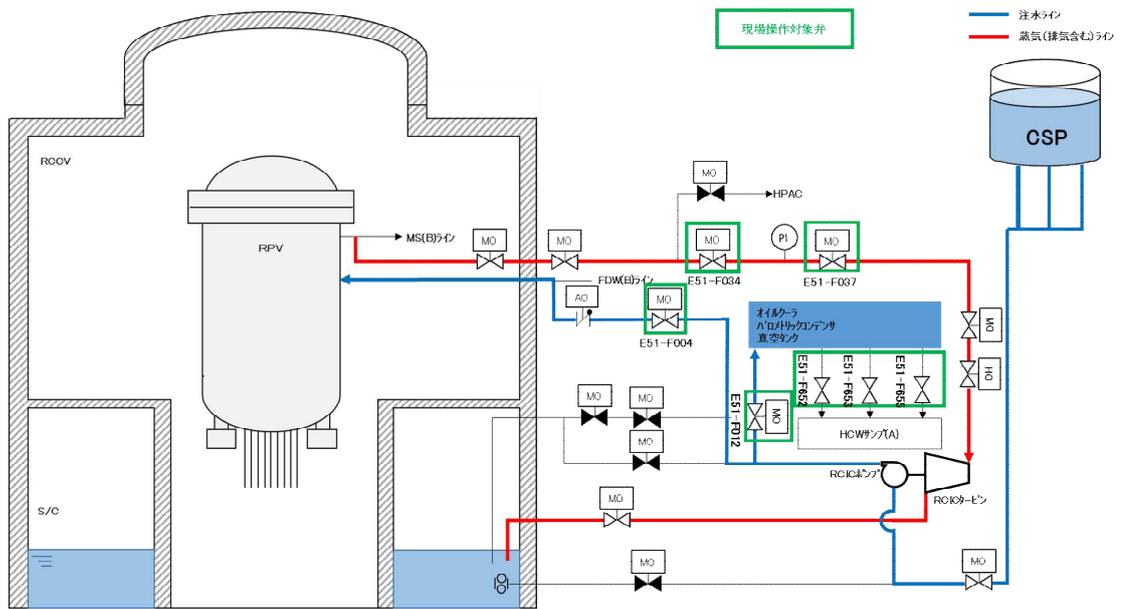


図 3.2-7 原子炉隔離時冷却系 (RCIC) の現場操作 (7号炉の例) について

3.2.5 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.2.5.1 原子炉隔離時冷却系

3.2.5.1.1 設備概要

原子炉隔離時冷却系は、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、低圧注水系、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系で構成する。

原子炉隔離時冷却系は、蒸気駆動タービン1台、タービン駆動ポンプ1台、配管、弁類、ストレーナ及び計測制御装置からなり、冷却材喪失事故時には、低圧注水系、高圧炉心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。

本システムは、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、復水貯蔵槽の水又はサプレッション・チェンバのプール水を給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水する。水源は、第一次水源として復水貯蔵槽の水を使用するが、復水貯蔵槽の水位が設定値より下がるか、サプレッション・チェンバのプール水位が設定値より上がると第二次水源のサプレッション・チェンバのプール水に自動的に切り替わる。

なお、本システムは、給水系からの給水喪失時に原子炉水位の異常低下を防止し水位を維持する機能も併せ持っている。

本システムの系統概要図を図3.2-8に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.2-8に示す。

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

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

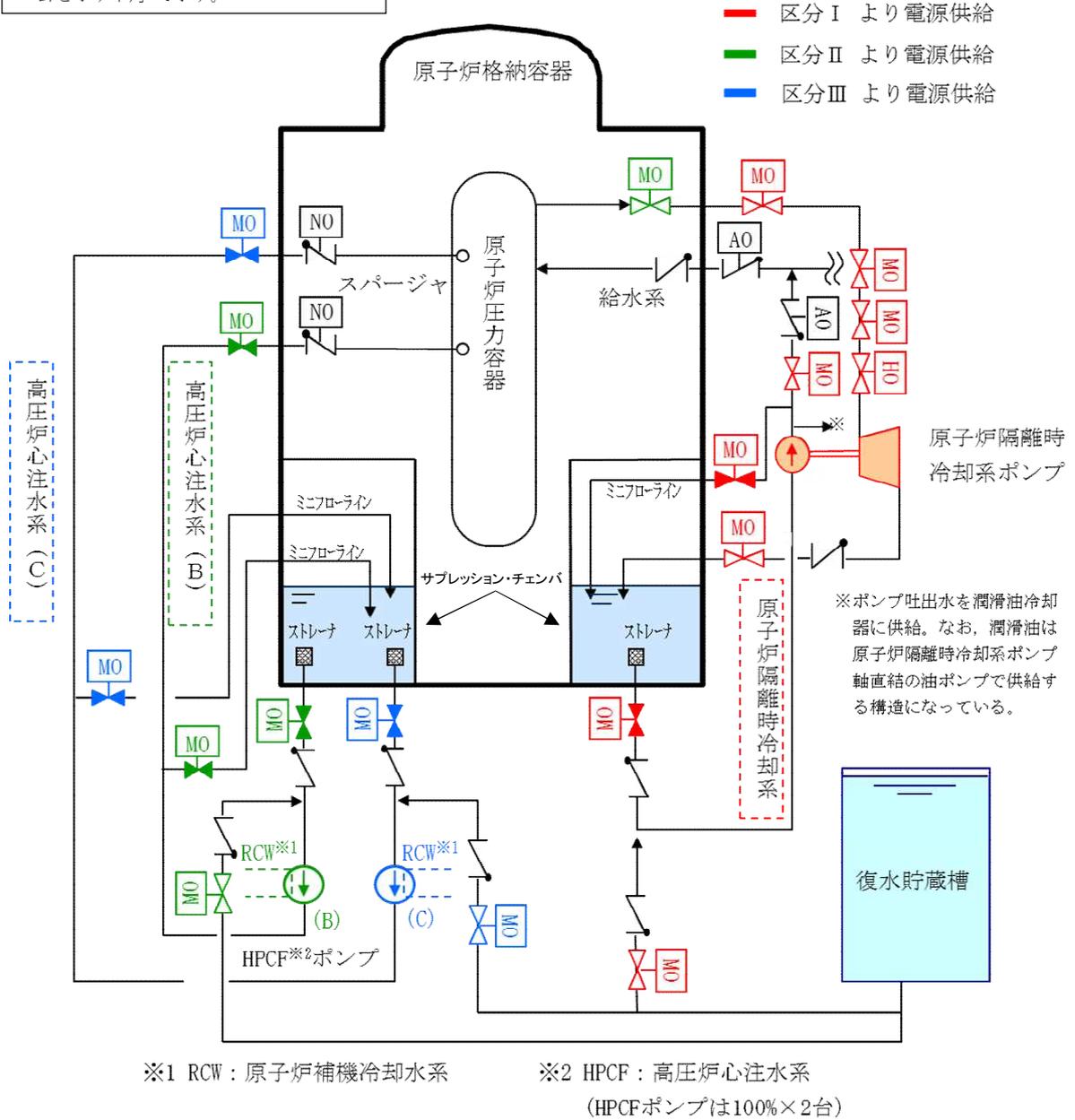


図 3.2-8 原子炉隔離時冷却系 系統概要図

表 3.2-8 原子炉隔離時冷却系に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 ^{※1}	復水貯蔵槽【常設】 サプレッション・チェンバ【常設】
流路	原子炉隔離時冷却系 配管・弁・ストレーナ【常設】 主蒸気系 配管・弁【常設】 復水補給水系 配管【常設】 高圧炉心注水系 配管・弁【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備 ^{※2}	所内蓄電式直流電源設備 直流 125V 蓄電池 A【常設】 直流 125V 蓄電池 A-2【常設】 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 直流 125V 充電器 A【常設】 直流 125V 充電器 A-2【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 上記所内蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備 ^{※3}	原子炉隔離時冷却系系統流量【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）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 復水貯蔵槽水位（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：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.2.5.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 原子炉隔離時冷却系ポンプ

容量	: 約 190m ³ /h/台
全揚程	: 約 190m～約 900m
個数	: 1
取付箇所	: 原子炉建屋地下 3 階

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

3.2.5.1.3 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、設計基準事故対処設備として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、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又は多重性、位置的分散については、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）及び非常用直流電源設備（蓄電池（非常用））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 3.2-9 に示す設計である。

原子炉隔離時冷却系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

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

表 3.2-9 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の多様性又は多重性、位置的分散

項目	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
	高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系
ポンプ	高圧炉心注水系ポンプ(B)(C)	原子炉隔離時冷却系ポンプ
	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
水源	復水貯蔵槽	復水貯蔵槽
	サブプレッション・チェンバ	サブプレッション・チェンバ
駆動用空気	不要	不要
潤滑方式	水潤滑	軸直結ポンプによる油潤滑
冷却水	原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	自己冷却
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	非常用直流電源設備 (蓄電池(非常用))
	原子炉建屋地上1階	コントロール建屋 地下1階及び地下中2階

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、原子炉建屋原子炉区域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区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.2-10 に示す設計である。

表 3.2-10 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域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考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また、原子炉隔離時冷却系は想定される重大事故等時において、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・性能試験及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計である。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。

3.2.5.2 高圧炉心注水系

3.2.5.2.1 設備概要

高圧炉心注水系は、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、低圧注水系、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系で構成する。

高圧炉心注水系は、電動機駆動ポンプ2台、スパージャ、配管、弁類、ストレーナ及び計測制御装置からなり、冷却材喪失事故時には、低圧注水系、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、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、復水貯蔵槽の水又はサブプレッション・チェンバのプール水を炉心上部に取付けられたスパージャから燃料集合体上に注水することによって炉心を冷却する。また、原子炉水位高信号で注水を自動的に停止する。この系は、中央制御室外原子炉停止装置からの手動操作によっても運転が可能である。水源は、第一次水源として復水貯蔵槽の水を使用するが、復水貯蔵槽の水位が設定値より下がるか、サブプレッション・チェンバのプール水位が設定値より上がると第二次水源のサブプレッション・チェンバのプール水に自動的に切り替わるようになっている。

本系統の系統概要図を図3.2-9に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.2-11に示す。

本系統は設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

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

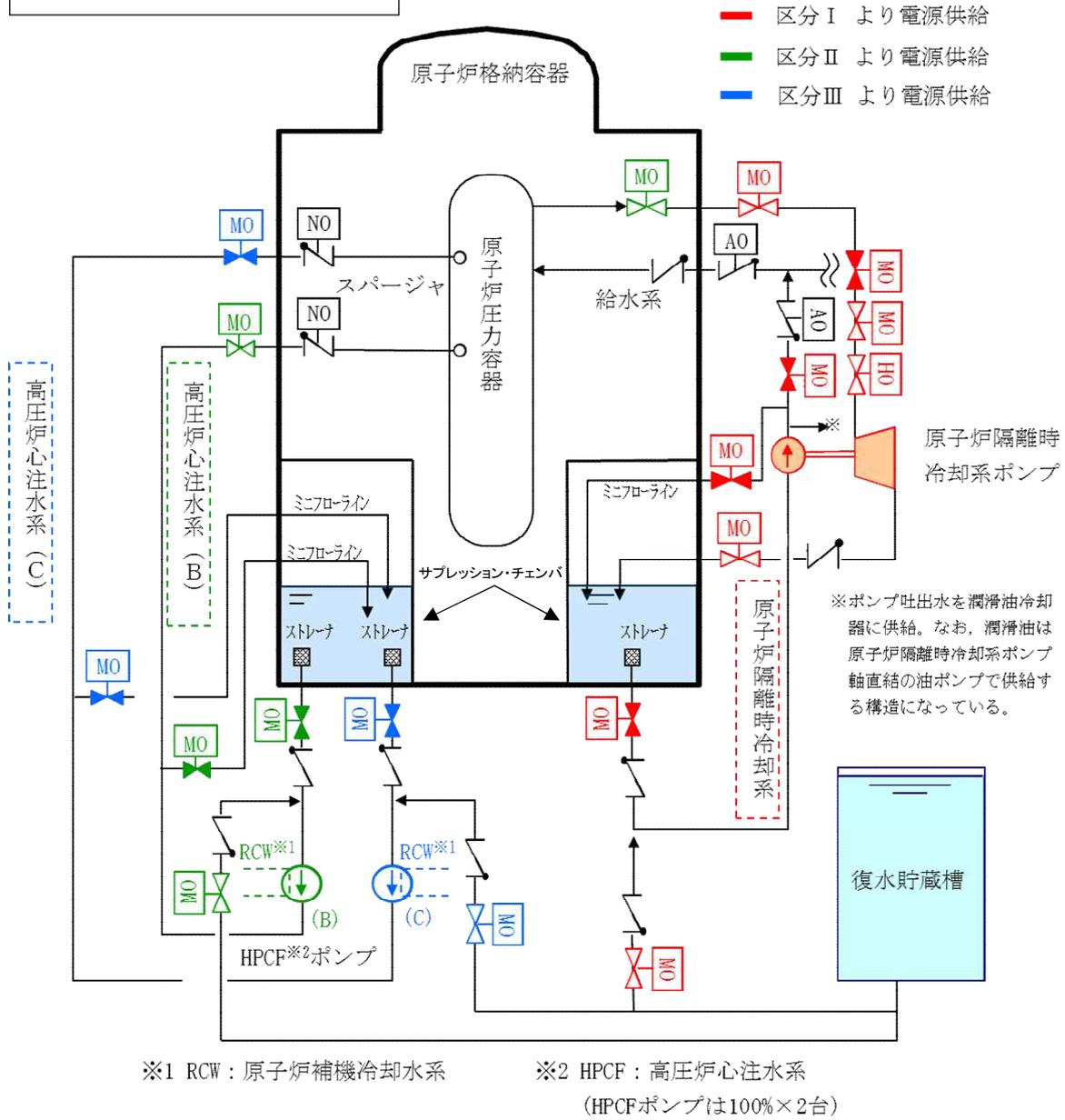


図 3.2-9 高圧炉心注水系 系統概要図

表 3.2-11 高圧炉心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	高圧炉心注水系ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 ^{※1}	復水貯蔵槽【常設】 サプレッション・チェンバ【常設】
流路	高圧炉心注水系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】 復水補給水系 配管【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備 ^{※1}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 ^{※2}	高圧炉心注入系系統流量【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）【常設】 復水貯蔵槽水位（SA）【常設】

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

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

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.2.5.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 高圧炉心注水系ポンプ

容量	: 約 180m ³ /h/台～約 730m ³ /h/台
全揚程	: 約 890m～約 190m
個数	: 2
取付箇所	: 原子炉建屋地下 3 階

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.2.5.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

高圧炉心注水系は、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、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

高圧炉心注水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又は多重性、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と同様に表3.2-9に示す設計である。

高圧炉心注水系は、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。

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

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

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

高圧炉心注水系ポンプについては、原子炉建屋原子炉区域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区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.2-12に示す設計である。

表 3.2-12 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域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考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また，高圧炉心注水系は中央制御室にて操作可能な設計である。高圧炉心注水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。

高圧炉心注水系については，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，高圧炉心注水系については，テストラインにより系統の機能・性能試験及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計である。高圧炉心注水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。

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46条】

【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)

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

(解釈)

1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

(1) ロジックの追加

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

(2) 可搬型重大事故防止設備

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

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

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

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

3.3.1 設置許可基準規則第46条への適合方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために、以下の逃がし安全弁の作動に必要な措置及び設備を設ける。

- (1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）（設置許可基準規則解釈の第1項(1) a))

設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するため、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁（4個）を作動させる減圧自動化ロジックを設ける。

- (2) 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）（設置許可基準規則解釈の第1項(2) a))

逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合でも、AM用切替装置（SRV）を切り替えることで、可搬型直流電源設備からの供給により逃がし安全弁（8個）の作動が可能な設計とする。

また、駆動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続することで、逃がし安全弁（2個）の手動による作動が可能な設計とする。

- (3) 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）（設置許可基準規則解釈の第1項(2) b))

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

高圧窒素ガス供給系は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスボンベにより、全ての逃がし安全弁（18個）への窒素ガス供給が可能な設計とする。

- (4) 逃がし安全弁の背圧対策（設置許可基準規則解釈の第1項(2) c))

想定される重大事故等の環境条件を考慮して、原子炉格納容器圧力が仮に設計圧力の2倍の状態（620kPa[gage]）となった場合においても逃がし安全弁を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。

- (5) 原子炉建屋ブローアウトパネル

格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時において、原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放することにより原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。

その他、設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時において、その機能を期待するため、以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

(6) インターフェイスシステム LOCA 隔離弁

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である高圧炉心注水系注入隔離弁は、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時において、弁の手動操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する機能を有する。

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。

(7) 復旧手段の整備

設計基準事故対処設備である逃がし安全弁（自動減圧機能付き）が全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により発電用原子炉の減圧ができない場合に、代替電源により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を復旧することで発電用原子炉を減圧する。なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための自主対策設備として、以下を整備する。

(8) 手動（タービンバイパス弁、タービン制御系）による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧

主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常設所内電源が健全で、復水器の真空が維持できている場合に、タービンバイパス弁を開操作することで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

(9) 直流給電車接続による減圧

直流給電車は、可搬型代替交流電源設備（電源車）の交流電源を整流することにより、直流電源を供給することができ、直流 125V 主母線盤に接続することで、逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

(10) 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧

代替逃がし安全弁駆動装置は、逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）との独立性、位置的分散を考慮した系統構成で、代替逃がし安全弁駆動装置からの窒素ガスを、手動操作により逃がし安全弁（自動減圧機能なし 10 個のうち 4 個）に供給する。

代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁の作動は、電磁弁操作を必要とせず、排気ポートから直接逃がし安全弁駆動用アクチュエータに高圧窒素ガスを供給することで、逃がし安全弁を開操作することができる。

3.3.2 重大事故等対処設備

3.3.2.1 逃がし安全弁

3.3.2.1.1 設備概要

逃がし安全弁は原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止するため原子炉格納容器内の主蒸気系配管に設置された重大事故等対処設備であり、主蒸気系からの排気は、排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮するようにする。逃がし安全弁は、バネ式(アクチュエータ付)で、アクチュエータにより逃がし弁として作動させることもできるバネ式安全弁である。

すなわち、逃がし安全弁は、バネ式の安全弁に、外部から強制的に開閉を行うアクチュエータを取付けたもので、蒸気圧力がバネの設定圧力に達すると自動開放するほか、外部信号によってアクチュエータのピストンに、逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素を供給してアクチュエータを作動させ、弁を強制的に開放することができる。逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは通常運転時に不活性ガス系及び高圧窒素ガス供給系より窒素が供給されており、アクチュエータの作動に必要な圧力を上回る窒素圧力を蓄えることで、確実に逃がし安全弁の作動が可能な設計とする。なお、不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

なお、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁を手動開操作して発電用原子炉を減圧することが可能な設計とする。

逃がし安全弁、逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータに関する系統概要図を図3.3-1に、逃がし安全弁の設備概要図を図3.3-2に、重大事故等対処設備一覧を表3.3-1に示す。

(1) 逃がし弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号により、逃がし弁機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給して強制的に開放する。

(2) 安全弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバックアップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放されることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の1.1倍を超えないように設計されている。なお、18個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

(3) 手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧

逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作による逃がし弁機能用アキュムレータの窒素をアクチュエータに供給して18個の弁を作動することが可能な設計とする。また、18個の逃がし安全弁のうち8個については、逃がし安全弁

機能用アキュムレータとは独立した自動減圧機能用アキュムレータを有しており、中央制御室からの遠隔手動操作による自動減圧機能用アキュムレータの窒素をアクチュエータに供給することにより弁を作動することも可能な設計とする。

なお、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所の発見又は隔離ができない場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作によって弁を作動し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。

(4) 逃がし弁機能用アキュムレータ

アキュムレータのうち、逃がし弁機能用アキュムレータは、逃がし安全弁が逃がし弁機能により原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるために必要な駆動用窒素を供給する。逃がし弁機能用アキュムレータは、通常運転時に不活性ガス系及び高圧窒素ガス供給系より窒素供給されており、アクチュエータ作動に必要な圧力を上回る窒素圧力をあらかじめ保有することが可能な設計とする。なお、18個の逃がし弁機能用アキュムレータは、全てこの機能を有しており、各々のアキュムレータが各逃がし安全弁に窒素供給が可能な設計とする。

(5) 自動減圧機能用アキュムレータ

アキュムレータのうち、自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉水位低とドライウェル圧力高の両方の信号により、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を強制的に開放するために必要な駆動用窒素を供給する。自動減圧機能用アキュムレータは、通常運転時に不活性ガス系及び高圧窒素ガス供給系より窒素供給されており、アクチュエータ作動に必要な圧力を上回る窒素圧力をあらかじめ保有することが可能な設計とする。なお、8個の自動減圧機能用アキュムレータは、全てこの機能を有しており、各々のアキュムレータが各逃がし安全弁（自動減圧機能付き）に窒素供給が可能な設計とする。

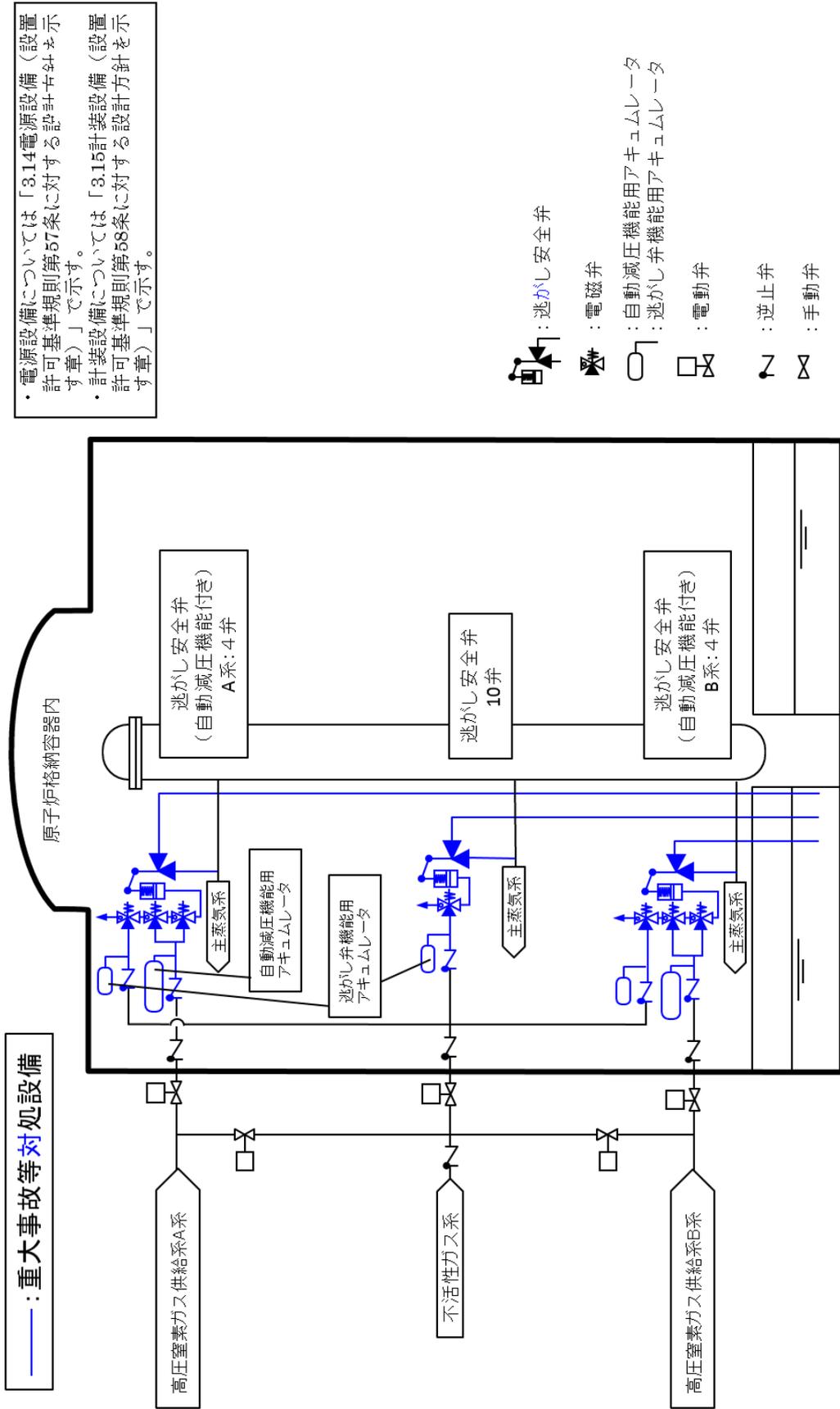


図 3.3-1 逃がし安全弁，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータ 系統概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

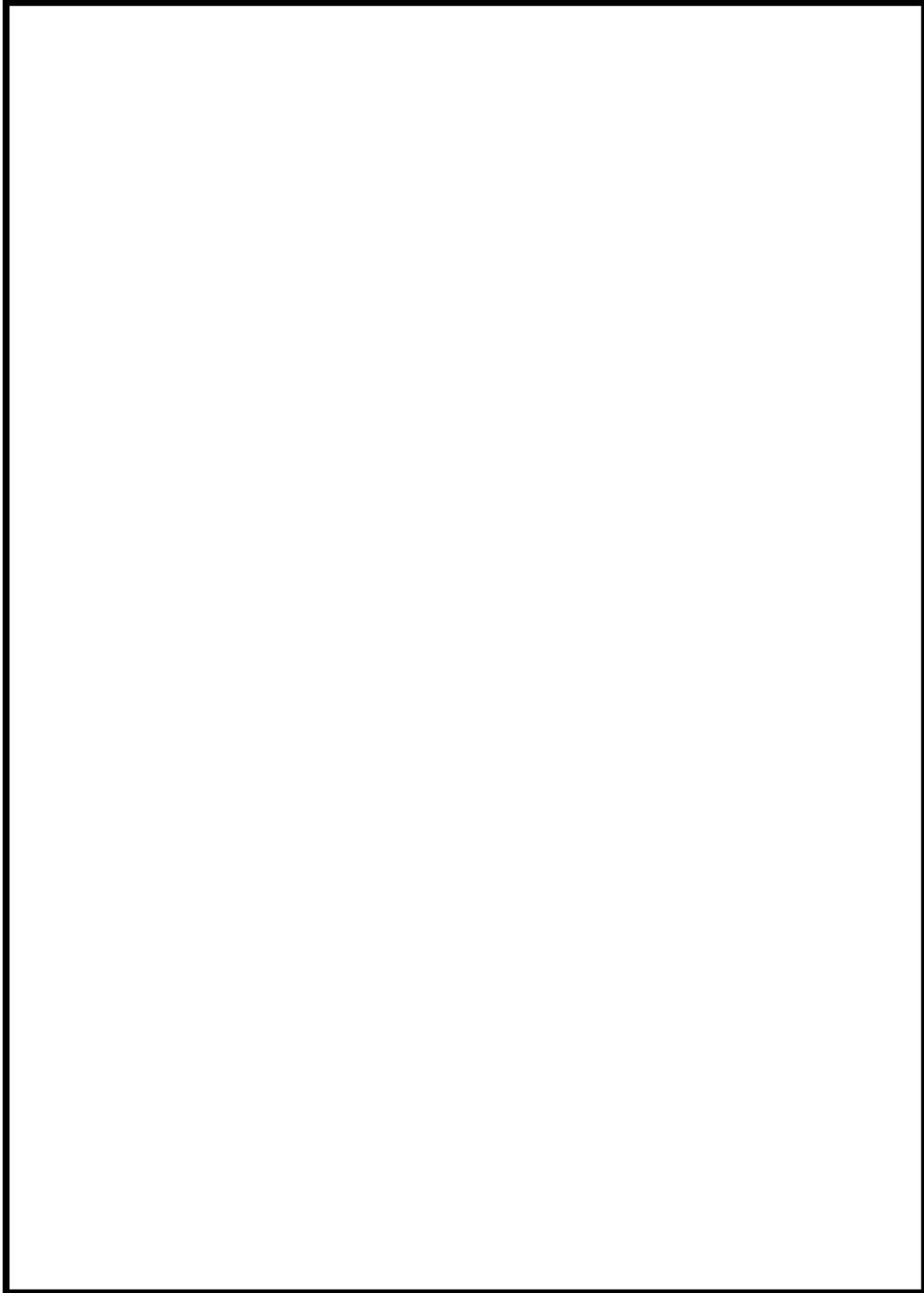


図 3.3-2 逃がし安全弁 設備概要図

表 3.3-1 逃がし安全弁に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	逃がし安全弁【常設】 ^{※1} 逃がし弁機能用アキュムレータ【常設】 自動減圧機能用アキュムレータ【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	主蒸気系配管・クエンチャ【常設】
注水先	—
電源設備 ^{※2}	所内蓄電式直流電源設備 直流 125V 蓄電池 A【常設】 直流 125V 蓄電池 A-2【常設】 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 直流 125V 充電器 A【常設】 直流 125V 充電器 A-2【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 上記所内蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備 ^{※3}	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】

※1：6号及び7号炉における逃がし安全弁各18個のうち、自動減圧機能を有する弁は、以下のとおり

(6号炉) B21-N0-F001A, C, F, H, L, N, R, T 計8個

(7号炉) B21-N0-F001A, C, F, H, L, N, R, T 計8個

※2：単線結線図を補足説明資料46-2に示す。

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

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態

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

3.3.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 逃がし安全弁

型式 : バネ式 (アクチュエータ付)
 個数 : 18
 取付箇所 : 原子炉格納容器内

(安全弁機能)

吹出圧力 (MPa[gage])	弁個数	容量/個 (吹出圧力×1.03 において) (t/h)
7.92	2	395
7.99	4	399
8.06	4	402
8.13	4	406
8.19	4	409

(逃がし弁機能)

吹出圧力 (MPa[gage])	弁個数	容量/個 (吹出圧力において) (t/h)
7.51	1	363
7.58	1	367
7.64	4	370
7.71	4	373
7.78	4	377
7.85	4	380

(2) 逃がし弁機能用アキュムレータ

種類 : 縦置円筒形 (6号炉), 横置円筒形 (7号炉)
 個数 : 18
 容量 : 約 15L/個
 最高使用圧力 : 1.77MPa[gage]
 最高使用温度 : 171℃
 取付箇所 : 原子炉格納容器内

(3) 自動減圧機能用アキュムレータ

種類 : 縦置円筒形 (6号炉), 横置円筒形 (7号炉)
 個数 : 8
 容量 : 約 200L/個
 最高使用圧力 : 1.77MPa[gage]
 最高使用温度 : 171℃
 取付箇所 : 原子炉格納容器内

3.3.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(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。

逃がし安全弁，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは，原子炉格納容器内に設置している設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.3-2に示す設計とする。

想定される重大事故等時の環境条件下のうち，原子炉格納容器の圧力が仮に設計圧力の2倍の状態（620kPa[gage]）となった場合においても，逃がし安全弁を確実に作動するために必要な高圧窒素ガス供給系の圧力を供給可能な設計とする。また，原子炉格納容器内へスプレイを行うことにより，逃がし安全弁近傍の格納容器温度を低下させることが可能な設計とする。

逃がし安全弁の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室の操作スイッチから遠隔操作が可能な設計とする。

(46-3)

表 3.3-2 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉格納容器内で想定される温度 [*] ，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	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を考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉格納容器内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

^{*}原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した場合には，逃がし安全弁の環境条件のうち，温度の条件を緩和するため，原子炉格納容器内へスプレイする。ただし，仮に原子炉格納容器内へスプレイしない場合であっても，評価上，原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間，逃がし安全弁は発電用原子炉の減圧機能を維持可能な設計とする。

(46-3)

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室における操作盤上での操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

また、逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータについては、操作不要な設計とする。

以下の表 3.3-3 に操作対象機器を示す。

(46-3)

表 3.3-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
逃がし安全弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁は、表 3.3-4 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び分解検査、外観検査を行うことが可能な設計とし、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

機能・性能試験として、安全弁機能検査、逃がし弁機能検査、自動減圧機能検査を行うことが可能な設計とする。

安全弁機能検査として、窒素ガスにより検査対象弁の入口側を加圧し、その吹出し圧力を測定し、その吹出し圧力が許容範囲内にあることを確認し、また、

窒素ガスにより、弁の入口側を加圧し、規定圧力で保持後、弁座からの漏えい量を確認することが可能な設計とする。

逃がし弁機能検査として、圧力スイッチの動作に必要な圧力を加え、圧力スイッチが動作したときの動作値が許容範囲内であることを確認し、逃がし弁動作信号を模擬的に発信、復旧させることにより、逃がし安全弁が「全開」及び「全閉」することが確認可能な設計とする。

自動減圧機能検査として、自動減圧系を作動させ、逃がし安全弁が全開するまでの時間を測定し、自動減圧機能を有する逃がし安全弁の全数が、許容動作範囲内で「全開」動作することが確認可能な設計とする。

分解検査として、浸透探傷検査により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて逃がし安全弁部品の表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作により弁の開閉を行い、「全開」から「全閉」、並びに「全閉」から「全開」へ動作することが確認可能な設計とする。

なお、逃がし安全弁は、多重性を備えた機器であるが、各々が独立して他の系統へ悪影響を及ぼさず検査が可能な設計とし、発電用原子炉の停止中における検査を行う際、接近性を考慮した必要な空間を備え、構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。

(46-5)

表 3.3-4 逃がし安全弁の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	吹出し圧力確認 安全弁機能による作動確認 逃がし弁機能による作動確認 自動減圧機能による作動確認 弁本体、弁座からの漏えいの確認
	分解検査	逃がし安全弁の部品の表面状態を、検査及び目視により確認
	外観検査	逃がし安全弁外観の確認

逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは、表 3.3-5 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験、外観検査が可能とし、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは、機能・性能試験として、高圧窒素ガスボンベから高圧窒素ガスを供給することで、

逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの漏えいの有無の確認を行うことが可能な設計とする。

逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは、外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

表 3.3-5 逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	逃がし弁機能用アキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）からの漏えいの確認
	外観検査	逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータ外観の確認

なお，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは，多重性を備えた機器であるが，各々が独立して他の系統へ悪影響を及ぼさず検査が可能な設計とし，発電用原子炉の停止中における検査を行う際，接近性を考慮した必要な空間を備え，構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。

(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」に示す。

逃がし安全弁，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは，本来の用途以外の用途として使用しない。また，切替えが不要であり，使用にあたり切り替えることなく使用できる設計とする。

(46-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

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

(46-3, 46-4)

(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

逃がし安全弁は, 表 3.3-6 に示すように原子炉格納容器内に設置されている設備であるが, 中央制御室から操作可能な設計とし, 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。

逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータについては, 操作不要な設計とする。また, 逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合でも, 高圧窒素ガス供給系の窒素ガスポンベにより全ての逃がし安全弁 (18 個) への窒素ガス供給が可能であり, 逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの復旧作業が不要な設計とする。

(46-3)

表 3.3-6 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
逃がし安全弁	原子炉格納容器内	中央制御室

3.3.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(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。

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

自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備としての自動減圧機能用アキュムレータの供給窒素の容量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備の供給窒素の容量と同仕様の設計とする。

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

(46-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

逃がし安全弁、逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

逃がし安全弁, 逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは, 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが, 想定される重大事故等時に必要な個数に対して十分に余裕を持った個数を分散して設置することにより, 多重性を有する設計とする。また, 外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉格納容器内に設置することにより, 外部からの共通要因によって同時に安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

逃がし安全弁は, 中央制御室からの手動操作又は代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) からの信号により作動することで, 自動減圧機能による作動に対して多様性を有する設計とする。また, 逃がし安全弁は, 所内蓄電式直流電源設備 (直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2, AM 用直流 125V 蓄電池) 及び可搬型直流電源設備 (電源車) からの給電により作動することで, 非常用直流電源設備 (蓄電池 (非常用)) からの給電による作動に対して多様性を有する設計とする。

逃がし安全弁の多様性又は多重性, 位置的分散について, 表 3.3-7 に示す。
(46-2, 46-3, 46-4)

表 3.3-7 多様性又は多重性, 位置的分散

項目	重大事故等対処設備 (設計基準事故対処設備としての安全機能を兼ねる)				
	逃がし安全弁				
	逃がし弁機能 (18 個) ※1			自動減圧機能 (8 個) ※1	
駆動用窒素供給源	逃がし弁機能用アキュムレータ (18 個)			自動減圧機能用アキュムレータ (8 個)	
	原子炉格納容器内			原子炉格納容器内	
駆動電源	非常用直流電源設備 (蓄電池 (非常用))	常設代替直流電源設備 (AM 用直流 125V 蓄電池)	可搬型直流電源設備 (電源車)	非常用直流電源設備 (蓄電池 (非常用))	所内蓄電式直流電源設備 (直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2, AM 用直流 125V 蓄電池)
	コントロール建屋	原子炉建屋	荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所	コントロール建屋	原子炉建屋及びコントロール建屋
操作系	インターロック又は手動操作	手動操作	手動操作	インターロック又は手動操作	手動操作
	中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室

※1: 6 号及び 7 号炉における逃がし安全弁各 18 個のうち, 自動減圧機能を有する弁は, 以下のとおり

(6 号炉) B21-NO-F001A, C, F, H, L, N, R, T 計 8 個

(7 号炉) B21-NO-F001A, C, F, H, L, N, R, T 計 8 個

3.3.2.2 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

3.3.2.2.1 設備概要

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁を作動させることを目的として回路を設けるものである。

本システムは、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁（4個）を作動させる減圧自動化ロジックを設ける構成とする。原子炉水位低（レベル1）の検出器を多重化し作動回路を2 out of 3論理にて自動的に信号を発信し、信頼性向上を図る設計とする。なお、重大事故等時において原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する設計とする。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）に関する重大事故等対処設備一覧を表3.3-8に示す。

表 3.3-8 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）【常設】 自動減圧系の起動阻止スイッチ【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備 ^{※1}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 ^{※2}	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【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）【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 46-2 に示す。

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

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

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

3.3.2.2.2 主要設備の仕様
 主要設備の仕様を図 3.3-3 に示す。

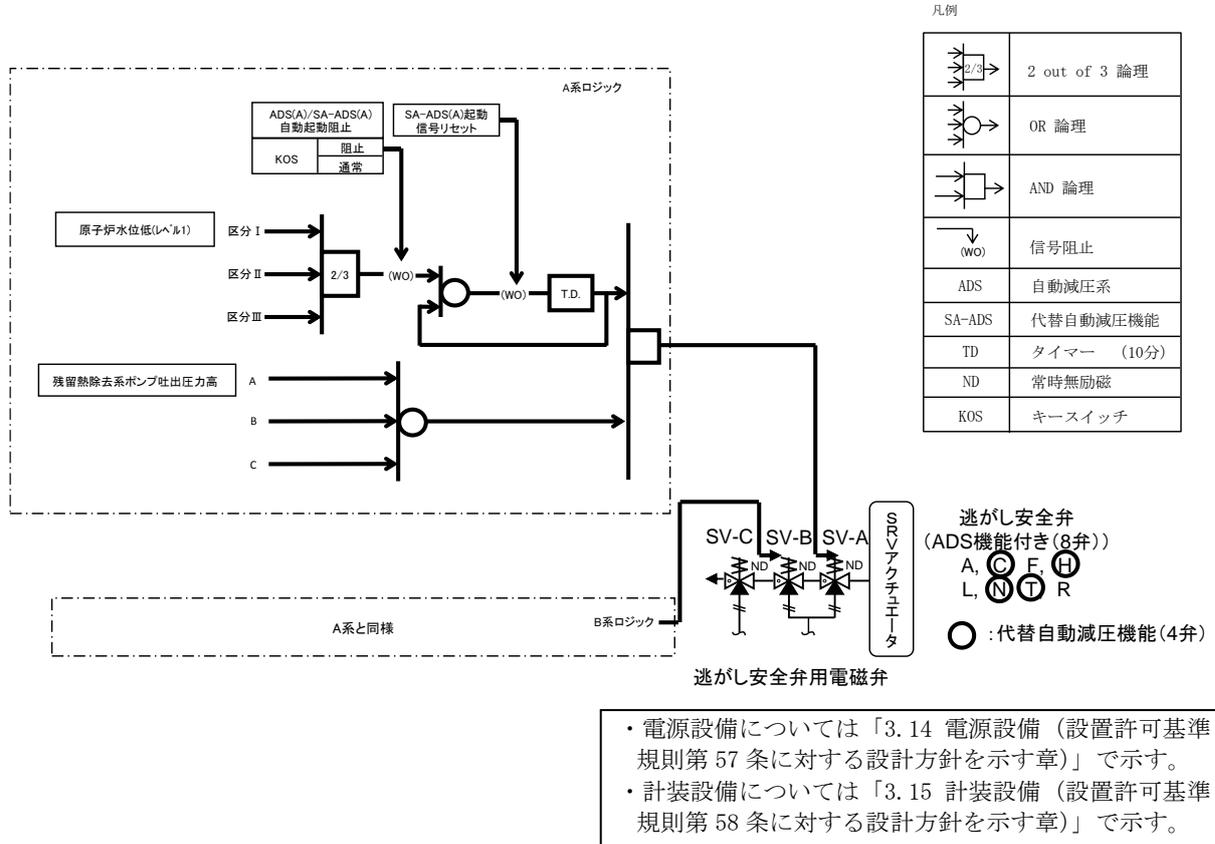


図 3.3-3 代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) 説明図

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

また、代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) は、以降、代替自動減圧機能という。

3.3.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替自動減圧機能は、中央制御室内及び原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから、想定される重大事故等時における、中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.3-9に示す設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、中央制御室から遠隔操作が可能な設計とする。

(46-3)

表 3.3-9 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	中央制御室内及び原子炉建屋原子炉区域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を考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	中央制御室内及び原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替自動減圧機能は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁（4個）を作動させる減圧自動化ロジックを設ける設計とする。原子炉水位低（レベル1）の検出器を多重化し作動回路が2 out of 3 論理にて自動的に信号を発信するよう、信頼性向上を図る設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、想定される重大事故等時において、中央制御室にて操作が可能な設計とする。自動減圧系の起動阻止スイッチを操作するにあたり、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、誤操作防止のために銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

(46-3)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替自動減圧機能は、逃がし安全弁の作動信号を発信する設備であり、発電用原子炉の運転中に試験又は検査を実施する場合には、過大な出力変動等により発電用原子炉に外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となる為、表3.3-10に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。機能・性能確認として、模擬入力によるロジック回路動作確認（自動減圧系の起動阻止スイッチの機能確認を含む。）、校正、設定値及びタイマーの確認ができる設計とする。

(46-5)

表 3.3-10 代替自動減圧機能の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	設定値確認 タイマーの確認 ロジック確認（自動減圧系の起動阻止スイッチの機能確認を含む）

(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」に示す。

代替自動減圧機能は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用が可能な設計とする。

(46-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

代替自動減圧機能は、他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替自動減圧機能のロジック回路は、多重化された自動減圧系とは別の制御盤に収納することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

検出器（原子炉水位低（レベル 1）、残留熱除去系ポンプ吐出圧力高）からの入力信号については共用しているが、自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。また、ロジック回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離しており、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧機能のロジック回路は、他の設備と遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）と自動減圧系で阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが、スイッチの接点で分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-3, 46-11, 46-12)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替自動減圧機能は、現場における操作が不要な設計とする。

また、自動減圧系の起動阻止スイッチは、中央制御室から操作可能な設計とし、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。

(46-3)

3.3.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(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。

代替自動減圧機能は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し、炉心が露出しないように有効燃料棒頂部より高い設定として、「原子炉水位低（レベル1）」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。なお、逃がし安全弁の作動は冷却材の放出となり、その補給に残留熱除去系による注水が必要であることから、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁（4個）を作動させる減圧自動化ロジックを設ける設計とする。

(46-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

代替自動減圧機能は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

代替自動減圧機能のロジック回路は、多重化された自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

また、代替自動減圧機能は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、ロジック回路をアナログ回路で構築することで、ロジック回路をデジタル回路で構築する自動減圧系に対して多様性を有する設計とする。

代替自動減圧機能のロジック回路は、他の設備と遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

(46-3, 46-11)

3.3.2.3 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）

3.3.2.3.1 設備概要

逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合でも、AM用切替装置(SRV)を切り替えることで、可搬型直流電源設備からの供給により逃がし安全弁（8個）の作動が可能な設計とする。可搬型直流電源設備として、電源車を配備する。

電源車は、代替所内電気設備へ接続することにより、AM用MCCを經由し復水移送ポンプ等に電源供給しつつ、AM用直流125V充電器を經由し、24時間にわたり逃がし安全弁等、重大事故等の対応に必要な直流設備へ電源供給できる設計とする。また、軽油タンクより、タンクローリ（4kL）を用いて燃料を補給が可能な設計とする。

また、駆動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続することで、逃がし安全弁（2個）の作動が可能な設計とする。逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、24時間にわたり逃がし安全弁（2個）を連続開可能な容量を有する設計とする。

逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）に関する重大事故等対処設備一覧を表3.3-11に示す。

表 3.3-11 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）に関する
重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備 ^{※1}	電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 AM用切替装置（SRV）【常設】 逃がし安全弁用可搬型蓄電池【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】
附属設備	—
燃料流路	軽油タンク出口ノズル・弁【常設】 ホース【可搬】
電路	電源車～緊急用電源切替箱接続装置 ～AM用直流125V蓄電池及び充電器 ～AM用切替装置（SRV）電路 （電源車～緊急用電源切替箱接続装置電路【可搬】） （緊急用電源切替箱接続装置～AM用切替装置（SRV）電路【常設】） 電源車～AM用動力変圧器 ～AM用直流125V蓄電池及び充電器 ～AM用切替装置（SRV）電路 （電源車～AM用動力変圧器電路【可搬】） （AM用動力変圧器～AM用切替装置（SRV）電路【常設】） 逃がし安全弁用可搬型蓄電池～駆動回路電路【可搬】

※1：単線結線図を補足説明資料46-2に示す。

主要設備のうち、電源車及びAM用直流125V充電器については「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。

3.3.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

型式	: リチウムイオン電池
個数	: 2 (予備 1 (6 号及び 7 号炉で共用))
容量	: 2072Wh
電圧	: 135V
使用箇所	: 原子炉建屋地下 1 階
保管場所	: 原子炉建屋地下 1 階

(2) 電源車(6 号及び 7 号炉共用)

エンジン	
台数	: 8 (予備 1)
使用燃料	: 軽油
発電機	
台数	: 8 (予備 1)
種類	: 同期発電機
容量	: 約 500kVA/台
力率	: 0.8
電圧	: 6.9kV
周波数	: 50Hz
設置場所	: 原子炉建屋電源車第一設置場所及び第二設置場所
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

(3) AM 用直流 125V 充電器

個数	: 1
電圧	: 125V
容量	: 約 300A
取付箇所	: 原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階

(4) AM 用切替装置 (SRV)

個数	: 一式
取付箇所	: コントロール建屋地上 2 階

なお、上記 (2)、(3) の電源設備の詳細については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」にて示す。

3.3.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，原子炉建屋内の原子炉区域外に設置される設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋内の原子炉区域外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.3-12に示す設計とする。

AM用切替装置（SRV）は，中央制御室内に設置される設備であることから，想定される重大事故等時における中央制御室内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.3-12に示す設計とする。

また，逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続作業は，逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続場所である原子炉建屋内の原子炉区域外にて可能な設計とする。

(46-3)

表3.3-12 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉区域外及び中央制御室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を考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉区域外及び中央制御室内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続作業は、想定される重大事故等時において、原子炉建屋内の原子炉区域外の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、原子炉建屋内の原子炉区域外にて可能な設計とする。

作業場所である原子炉建屋内の原子炉区域外は、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な作業空間を確保する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続作業は、一般的に用いられる工具（ドライバー等）を用いて、確実に作業ができる設計とし、作業場所である原子炉建屋内の原子炉区域外近傍、アクセスルートの近傍又は中央制御室内に保管する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、車輪の設置により運搬、移動ができるとともに、設置場所である原子炉建屋内の原子炉区域外にてボルト固定により転倒防止対策が可能な設計とする。

AM 用切替装置（SRV）は、中央制御室の制御盤内の切替え装置にて手動による操作が可能な設計とする。中央制御室の切替え装置を操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、切替え装置は誤操作防止のために銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

表 3.3-13 に操作対象機器の操作場所等を示す。

(46-3, 46-4)

表 3.3-13 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	接続箇所端子リフト 逃がし安全弁用可搬型蓄電池接続	原子炉建屋内の原子炉区域外	接続操作
	スイッチ操作 OFF→ON (逃がし安全弁閉→開)		スイッチ操作
AM 用切替装置 (SRV)	切→入 (AM 用直流 125V 充電器側)	中央制御室	切替え装置の操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、表 3.3-14 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査，機能・性能試験が可能な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて表面状態の確認を行えるとともに、電圧の確認を行うことが可能な設計とする。

(46-5)

表 3.3-14 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	逃がし安全弁用可搬型蓄電池外観の確認
	機能・性能試験	電圧の確認

AM 用切替装置 (SRV) は、表 3.3-15 に示すように発電用原子炉の停止中に外観検査，機能・性能検査が可能な設計とする。

性能の確認として、電気回路の絶縁抵抗に異常がないことを確認する。外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

(46-5)

表 3.3-15 AM 用切替装置 (SRV) の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	外観検査	AM 用切替装置 (SRV) 外観の確認
	機能・性能試験	AM 用切替装置 (SRV) の性能 (電気回路の絶縁抵抗) 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」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池及びAM用切替装置（SRV）は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は、接続規格を統一することにより、速やかに接続操作が可能な設計とする。

図3.3-4に原子炉建屋内の原子炉区域外での逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放のタイムチャートを示す。

図3.3-5に可搬型直流電源設備からの供給による逃がし安全弁開放のタイムチャートを示す。

(46-4, 46-7)



図 3.3-4 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放のタイムチャート

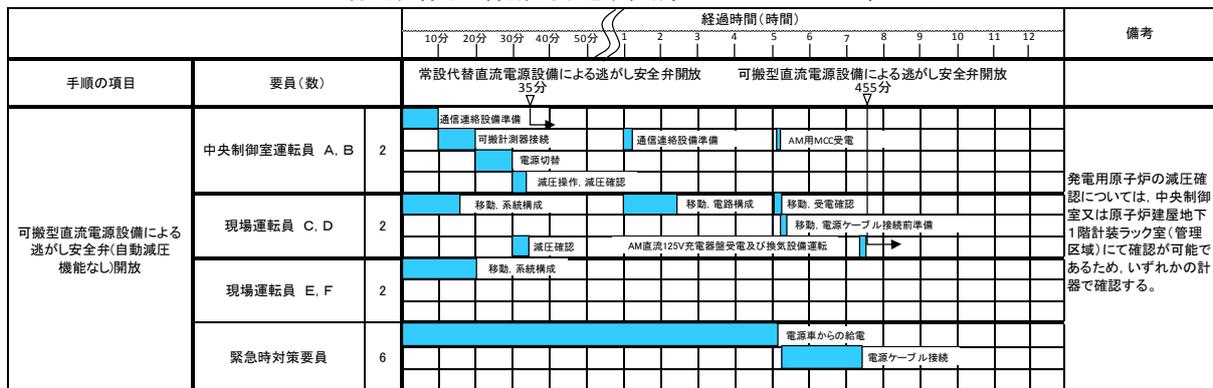


図 3.3-5 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放のタイムチャート

* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.3で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び AM 用切替装置 (SRV) は、通常時に接続先の系統と分離された状態で保管する。逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び AM 用切替装置 (SRV) を用いる場合は、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。
(46-4)

(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び AM 用切替装置 (SRV) は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である、原子炉建屋内の原子炉区域外及び中央制御室に設置し、設置場所で操作可能である。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び AM 用切替装置 (SRV) の設置場所並びに操作場所を表 3.3-16 に示す。

(46-3)

表 3.3-16 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	原子炉建屋地下 1 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	原子炉建屋地下 1 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
AM 用切替装置 (SRV)	中央制御室	中央制御室

3.3.2.3.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(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。

AM用切替装置(SRV)を切り替えることで、可搬型直流電源設備からの供給により、24時間にわたり逃がし安全弁(8個)の作動が可能な設計とする。

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

AM用切替装置(SRV)は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

AM用切替装置(SRV)を切り替えることで、可搬型直流電源設備からの電源供給による逃がし安全弁の作動は、直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及び直流125V蓄電池Bからの電源供給による逃がし安全弁の作動と異なる電源及び電路で構成されており、多様性を有する設計とする。

(46-3, 46-4)

3.3.2.3.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、24時間にわたり逃がし安全弁（2個）を連続開可能な容量を有するものを、6号及び7号炉にそれぞれ1セット1個使用する。保有数は6号、7号炉それぞれで1セット1個に、故障時及び保守点検による待機徐外時のバックアップ用として1個（6号及び7号炉共用）を分散して保管する。

(46-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具（ドライバー等）を用いて容易かつ確実に接続操作が可能な設計とする。

(46-4, 46-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は, 原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備ではなく, 原子炉建屋内の原子炉区域外から接続可能な設計とする。

(4) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項四)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け, 及び常設設備と接続することができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は, 線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所である, 原子炉建屋内の原子炉区域外で確実に速やかに接続が可能である。

(46-3)

(5) 保管場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項五)

(i) 要求事項

地震, 津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響, 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

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

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は, 津波, その他自然現象による影響 (風 (台風), 竜巻, 積雪, 低温, 落雷, 火山の影響, 森林火災, 降水, 生物学的事象) 及び外部人為事象 (近隣工場等の火災又は爆発, 有毒ガス) に対して, 外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋内の原子炉区域外に保管する。

また, 直流125V蓄電池A, 直流125V蓄電池A-2, 直流125V蓄電池B及びAM用直流125V蓄電池と位置的分散を図り保管及び設置する。

(46-3)

(6) アクセスルートの確保 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項六)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の運搬経路は、津波、その他自然現象による影響（風（台風）、竜巻、積雪、低温、落雷、火山の影響、森林火災、降水、生物学的事象）及び外部人為事象（近隣工場等の火災又は爆発、有毒ガス）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋内の原子炉区域外に確保し、地震時の迂回路も考慮して複数の屋内アクセスルートを確認する。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

なお、溢水等に対しては、アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用することとし、運用については、「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」に、火災防護については、「2.2 火災による損傷の防止（設置許可基準規則第 41 条に対する設計方針を示す章）」に示す。

(46-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のもは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

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

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し、直流 125V 蓄電池 A、直流 125V 蓄電池 A-2、直流 125V 蓄電池 B 及び AM 用直流 125V 蓄電池と位置的分散を図る設計とする。

また、逃がし安全弁用可搬型蓄電池はリチウムイオン蓄電池であるが、直流 125V 蓄電池 A、直流 125V 蓄電池 A-2、直流 125V 蓄電池 B 及び AM 用直流 125V 蓄電池は鉛蓄電池であり、多様性を有する設計とする。

(46-3, 46-4, 46-8)

3.3.2.4 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）

3.3.2.4.1 設備概要

逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合に備え、高圧窒素ガス供給系を設ける。

本系統は、逃がし安全弁に対して窒素ガスを供給するものであり、高圧窒素ガスポンプ及び高圧窒素ガス供給系の配管・弁等で構成する。

高圧窒素ガス供給系は、独立した2系列で位置的分散を図る系統構成であり、中央制御室又は現場での弁操作により高圧窒素ガスポンプの高圧窒素ガスを、逃がし安全弁及び逃がし安全弁（自動減圧機能付き）のアクチュエータのピストンへ供給する。なお、高圧窒素ガス供給系の各系列には使用側及び待機側の2系列の高圧窒素ガスポンプが設置されており、ポンプ圧力が低下した場合においても、現場操作により高圧窒素ガスポンプの切替え又は取替えが可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給系の系統圧力は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動環境条件を考慮して格納容器圧力が設計圧力の2倍の状態（620kPa[gage]）においても全開可能な圧力に設定する。

高圧窒素ガス供給系の系統概要図を図3.3-6に、重大事故等対処設備一覧を表3.3-17に示す。

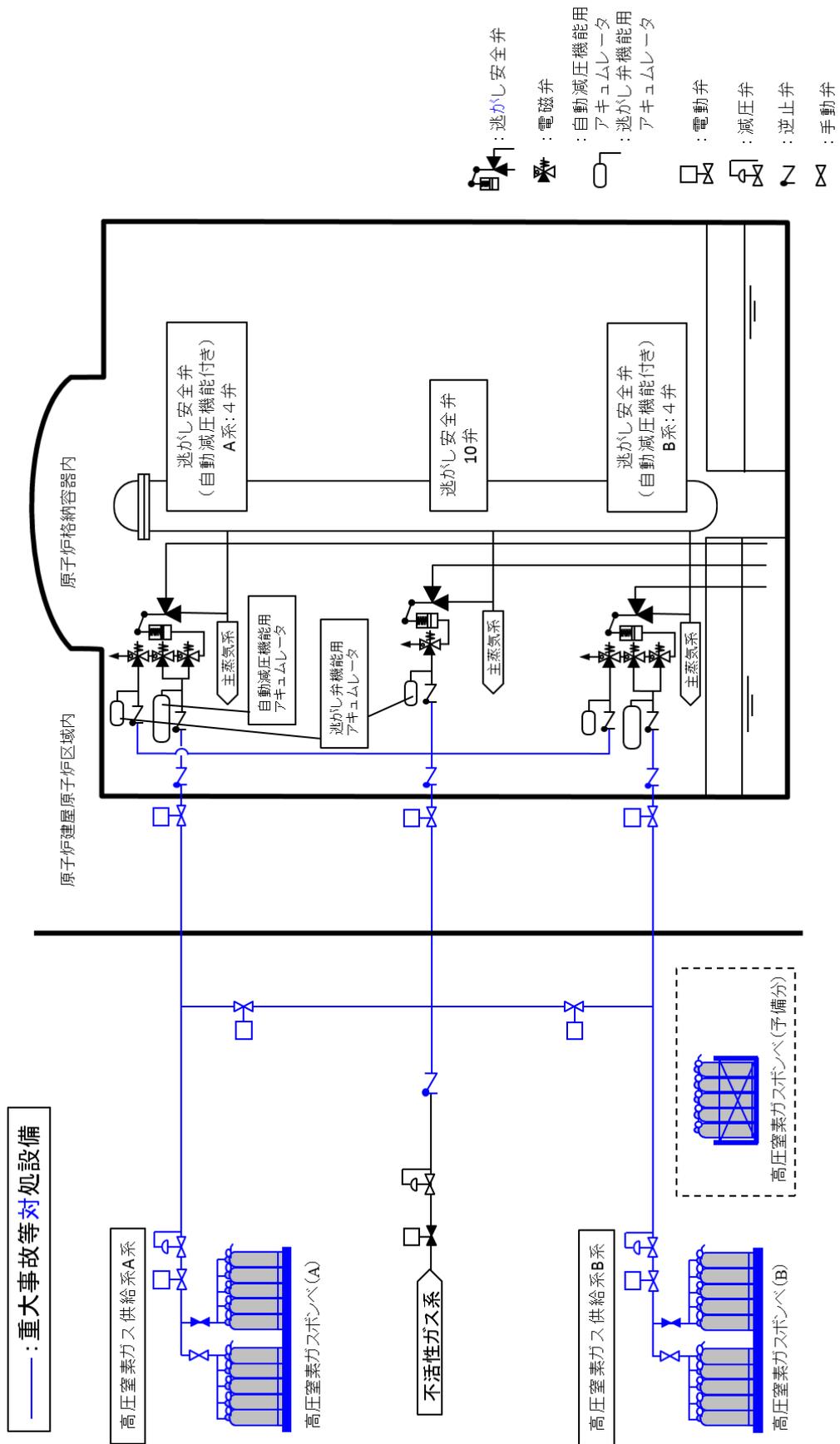


図 3.3-6 高圧窒素ガス供給系 系統概要図

表3.3-17 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）に関する
重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧窒素ガスポンベ【可搬】
附属設備	—
水源	—
流路	高圧窒素ガス供給系 配管・弁【常設】 自動減圧機能用アキュムレータ【常設】 逃がし弁機能用アキュムレータ【常設】
注水先	—
電源設備	—
計装設備（補助）※1	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力【常設】 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ出口圧力【常設】

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

3.3.2.4.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 高圧窒素ガスポンベ

個数 : 5（予備 20）
 容量 : 約 47L/個
 充填圧力 : 約 15MPa[gage]
 設置場所 : 原子炉建屋地上 4 階
 保管場所 : 原子炉建屋地上 4 階

3.3.2.4.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.4.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(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。

高圧窒素ガスポンベは，原子炉建屋内の原子炉区域外に保管及び設置する設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋内の原子炉区域外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.3-18に示す設計とする。

また，高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替え作業は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

(46-3, 46-7, 46-8)

表 3.3-18 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉区域外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，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を考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉区域外に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替えは、想定される重大事故等時において、原子炉建屋内の原子炉区域外の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、原子炉建屋内の原子炉区域外にて作業可能な設計とする。

作業場所である原子炉建屋内の原子炉区域外は、運転員のアクセス性及び操作性を考慮して十分な作業空間を確保する。

高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替えは、一般的に用いられる工具（スパナ等）及び専用工具（ポンベ開閉ハンドル（ポンベコック操作））を用いて、確実に作業ができる設計とし、作業場所である原子炉建屋内の原子炉区域外近傍、アクセスルートの近傍又は中央制御室内に保管する。

また、高圧窒素ガスポンベの接続は、袋ナットによる専用の接続方式により、確実に接続が可能な設計とする。

なお、高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替えを行うために必要な操作対象弁（高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスポンベラック出口弁(A)～(D)、高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスポンベ出口弁(A)～(V)（(I)、(O)除く）及び高圧窒素ガスポンベ元弁）は、一般的に用いられる工具（スパナ等）及び専用工具（ポンベ開閉ハンドル（ポンベコック操作））を用いて操作が可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、人力による運搬が可能な設計とし、屋内アクセスルートを通りアクセス可能な設計とするとともに、必要に応じて固縛等が可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給を行うために必要な操作対象弁（高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)供給弁、高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(B)供給弁及び高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)、高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(B)）は、原子炉建屋地上4階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置し、手動操作が可能な設計とする。

(46-3, 46-4, 46-7)

表 3.3-19 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)供給弁	全閉→全開	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作
高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(B)供給弁	全閉→全開	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作
高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)	全開→全閉	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作
高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(B)	全開→全閉	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作
高圧窒素ガスポンベ	予備品と取替え	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	切替え作業 取替え作業

※：高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替えを行う際に操作する弁について、補足説明資料 46-4 に示す。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガス供給系は、表 3.3-20 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験が可能な設計とし、発電用原子炉の運転中又は停止中に高圧窒素ガスポンベの外観検査が可能な設計とする。

表 3.3-20 高圧窒素ガス供給系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	外観検査	高圧窒素ガスポンベの外観の確認 規定圧力の確認
停止中	機能・性能試験	供給圧力の確認、漏えいの確認
	外観検査	高圧窒素ガスポンベの外観の確認 規定圧力の確認

高圧窒素ガス供給系は、機能・性能試験として、高圧窒素ガスポンベから高圧窒素ガスを供給することで、高圧窒素ガス供給系の供給圧力の確認及び系統全体の漏えいの確認を行うことが可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて表面状態の確認を行えるとともに、規定圧力の確認を行うことが可能な設計とする。

(46-5)

(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」に示す。

高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時において、本来の用途以外の用途には使用しない。

なお、通常時の当該系統の使用にあたり切替え操作が必要となることから、速やかに切替え操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける。

高圧窒素ガス供給を行うために必要な操作対象弁（高圧窒素ガス供給系非常

用窒素ガス(A)供給弁，高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(B)供給弁及び高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)，高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(B)は，原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し，現場での手動操作により速やかに切替えが可能な設計とする。

系統構成を行うための弁操作に要する時間は15分程度を想定する。

逃がし安全弁への窒素ガスの供給に伴う作業について，「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等（技術的能力審査基準 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等に対する技術的能力を示す章）」に示す。

高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替えを行うために必要な操作対象弁（高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスポンベラック出口弁(A)～(D)，高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスポンベ出口弁(A)～(V)（(I)，(O)除く）及び高圧窒素ガスポンベ元弁）は，原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し，現場での手動操作により速やかに切替えが可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替えを行うために要する作業時間は，1時間程度を想定する。

高圧窒素ガスポンベによる駆動源確保について，図 3.3-7，図 3.3-8 のタイムチャートに示す。

(46-4)

		経過時間(分)										備考			
		10	20	30	40	50	60	70							
手順の項目	要員(数)	ドライウェル入口圧力低警報発生 20分 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保													
高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保 (不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え)	中央制御室運転員 A, B	2	通信連絡設備準備												
	現場運転員 C, D	2													

図 3.3-7 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保（不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え）のタイムチャート*

		経過時間(分)										備考			
		10	20	30	40	50	60	70							
手順の項目	要員(数)	窒素ガスポンベ出口圧力低警報発生 60分 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保													
高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保 (高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替え)	現場運転員 C, D	2													
	現場運転員 E, F	2													

図 3.3-8 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保（高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替え）のタイムチャート*

* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.3で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

高圧窒素ガス供給系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。高圧窒素ガス供給系を用いる場合は、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。

(46-3, 46-4)

(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧窒素ガス供給系の系統構成に操作が必要な機器の設置場所, 操作場所を表 3.3-21 に示す。

高圧窒素ガスポンベ及び操作対象弁 (高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス (A) 供給弁, 高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス (B) 供給弁及び高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁 (A), 高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁 (B)) は, 原子炉建屋地上 4 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外) に設置されていることから, 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。

また, 高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替えを行うために必要な操作対象弁 (高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスポンベラック出口弁 (A)～(D), 高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスポンベ出口弁 (A)～(V) ((I), (O) 除く) 及び高圧窒素ガスポンベ元弁) は, 原子炉建屋地上 4 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外) に設置されていることから, 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。

(46-3, 46-7)

表 3.3-21 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
高压窒素ガス供給系 非常用窒素ガス(A)供給弁	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
高压窒素ガス供給系 非常用窒素ガス(B)供給弁	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
高压窒素ガス供給系 常用・非常用窒素ガス 連絡弁(A)	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
高压窒素ガス供給系 常用・非常用窒素ガス 連絡弁(B)	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
高压窒素ガスポンベ	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)

※：高压窒素ガスポンベの切替え及び取替えを行う際に操作する弁について、補足説明資料 46-4 に示す。

3.3.2.4.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(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。

高圧窒素ガスポンベは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な窒素ガス供給量を有する設計とする。

負荷に直接接続する可搬型設備である高圧窒素ガスポンベは、必要となる容量等を有するものを1セット5個使用する。保有数は1セット5個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用としてそれぞれ20個の合計25個を保管する。

(46-6)

(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っては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガスポンベは、専用の接続方式として袋ナットを用い、容易かつ確実に接続が可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベの接続に当たっては、一般的に用いられる工具（スパナ等）及び専用工具（ポンベ開閉ハンドル（ポンベコック操作用））を用いて、確実に作業ができる設計とし、作業場所である原子炉建屋内の原子炉区域外近傍、アクセスルートの近傍又は中央制御室内に保管する。

また、接続口について、6号及び7号炉とも同一形状、同口径とし、複数の系統での接続方式の統一を図った設計とする。

(46-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものではないことから本条文の直接的な要求は受けないが、高圧窒素ガス供給系が A 系、B 系独立した 2 系を有する系統であることから、それぞれの接続口を、原子炉建屋内の原子炉区域外の異なる複数の場所に設け、信頼性向上を図る設計とする。

(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。

高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋地上 4 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置されており、想定される重大事故等時における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが、仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとることにより、高圧窒素ガスポンベの予備品との取替え及び常設接続口との接続が可能である。また、現場での取替え及び接続作業に当たっては、袋ナットによる専用の接続方式により、確実に速やかに接続が可能である。

(46-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

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

高圧窒素ガスボンベは、地震、津波、その他自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他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、原子炉格納容器内の多重化された逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータと位置的分散を図り、原子炉建屋地上4階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に分散して保管する。

(46-3, 46-8)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガスボンベは、原子炉建屋地上 4 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に分散して保管及び設置しており、想定される重大事故等時においても、保管場所から設置場所までの運搬経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数の屋内アクセスルートを確保する。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

なお、溢水等に対しては、アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用することとし、運用については、「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」に、火災防護については、「2.2 火災による損傷の防止（設置許可基準規則第 41 条に対する設計方針を示す章）」に示す。

(46-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

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

高圧窒素ガスポンベは、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し、共通要因によって、設計基準事故対処設備である多重化された逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータと同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備である逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータと多様性又は多重性、位置的分散を図る設計とする。

高圧窒素ガスポンベの多様性又は多重性、位置的分散について、表 3.3-22 に示す。

(46-3, 46-4, 46-7, 46-8)

表 3.3-22 多様性又は多重性、位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	アキュムレータ	高圧窒素ガスポンベ
減圧用の弁	逃がし安全弁	逃がし安全弁
	18 個	18 個
	原子炉格納容器内	
駆動用窒素ガス	自動減圧機能用アキュムレータ	高圧窒素ガスポンベ
	8 個	5 個 (予備 20 個)
	逃がし弁機能用アキュムレータ	—
	18 個	—
	原子炉格納容器内	原子炉建屋内の原子炉区域外

3.3.2.5 原子炉建屋ブローアウトパネル

3.3.2.5.1 設備概要

原子炉建屋ブローアウトパネルは、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）発生時に、原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉区域内へ漏えいして蒸気となり、原子炉建屋原子炉区域内の圧力が上昇した場合において、原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度を低下させることを目的として使用する。

本設備は、止め板等で構成し、運転員による開放操作を行うことなく、原子炉建屋原子炉区域内と外気との差圧が開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放することで、原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。これにより、原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度を低下させることで、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）発生時に高圧炉心注水系注入隔離弁を現場操作により閉止することが可能となる。

原子炉建屋ブローアウトパネルに関する設備概要図を図3.3-9に、重大事故等対処設備一覧を表3.3-23に示す。

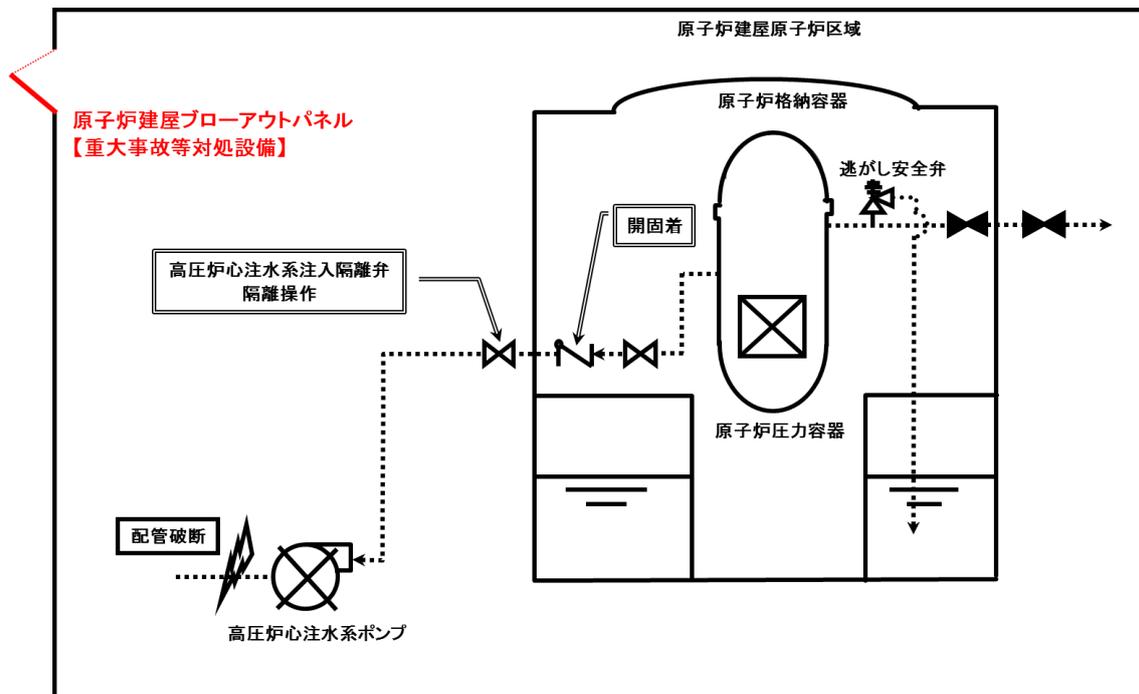


図3.3-9 原子炉建屋ブローアウトパネル設備概要図

表 3.3-23 原子炉建屋ブローアウトパネルに関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	原子炉建屋ブローアウトパネル【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備	—
計装設備	—

3.3.2.5.2 主要設備の仕様
 主要機器の仕様を以下に示す。

- (1) 原子炉建屋ブローアウトパネル
 個数 : 1 式
 取付箇所 : 原子炉建屋地上 4 階

3.3.2.5.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.3.2.5.3.1 設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，原子炉建屋原子炉区域と屋外との境界に設置し，想定される重大事故等時における，原子炉建屋原子炉区域内及び屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮できるよう，以下の表 3.3-24 に示す設計とする。

(46-3)

表 3.3-24 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内及び屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	重大事故等時においても，降水及び凍結によりその機能が損なわれないことを確認する。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉区域内と屋外との差圧により、自動的に開放する設計とする。

(46-3)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、表 3.3-25 に示すように、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

(46-5)

表 3.3-25 原子炉建屋ブローアウトパネルの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	原子炉建屋ブローアウトパネル外観の確認

(4) 切り替えの容易性（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」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、本来の用途以外の用途として使用しない。また、原子炉建屋ブローアウトパネルは、重大事故等時において他の系統と

切り替えることなく使用できる設計とする。

(46-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

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

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

(46-3, 46-4)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは, 原子炉建屋原子炉区域内と屋外との差圧により, 自動的に開放する設計とする。

3.3.2.5.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

原子炉建屋ブローアウトパネルは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

原子炉建屋ブローアウトパネルは常設重大事故防止設備であるが、同一目的の設計基準事故対処設備はない。

(46-3, 46-4)

3.3.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.3.3.1 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁

3.3.3.1.1 設備概要

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である高圧炉心注水系注入隔離弁は、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生箇所の隔離によって、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを防止する目的として使用する。

本設備は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統であり、プラント運転中に接続箇所の電動弁の開閉試験を実施する高圧炉心注水系(B)及び(C)の2つの独立した注水ラインに、それぞれ1台設置している。

格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）は、隔離弁の隔離失敗により低圧設計部分が異常に過圧されることで発生するが、逃がし安全弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧により原子炉冷却材漏えいの抑制を継続し、現場操作による隔離弁の全閉操作を実施することで、破断が発生した系統を隔離する設計とする。

なお、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧は隔離弁の隔離操作が完了するまで継続する。

本設備の系統概要図を図 3.3-10 に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.3-23 に示す。

本系統は設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

・ 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。

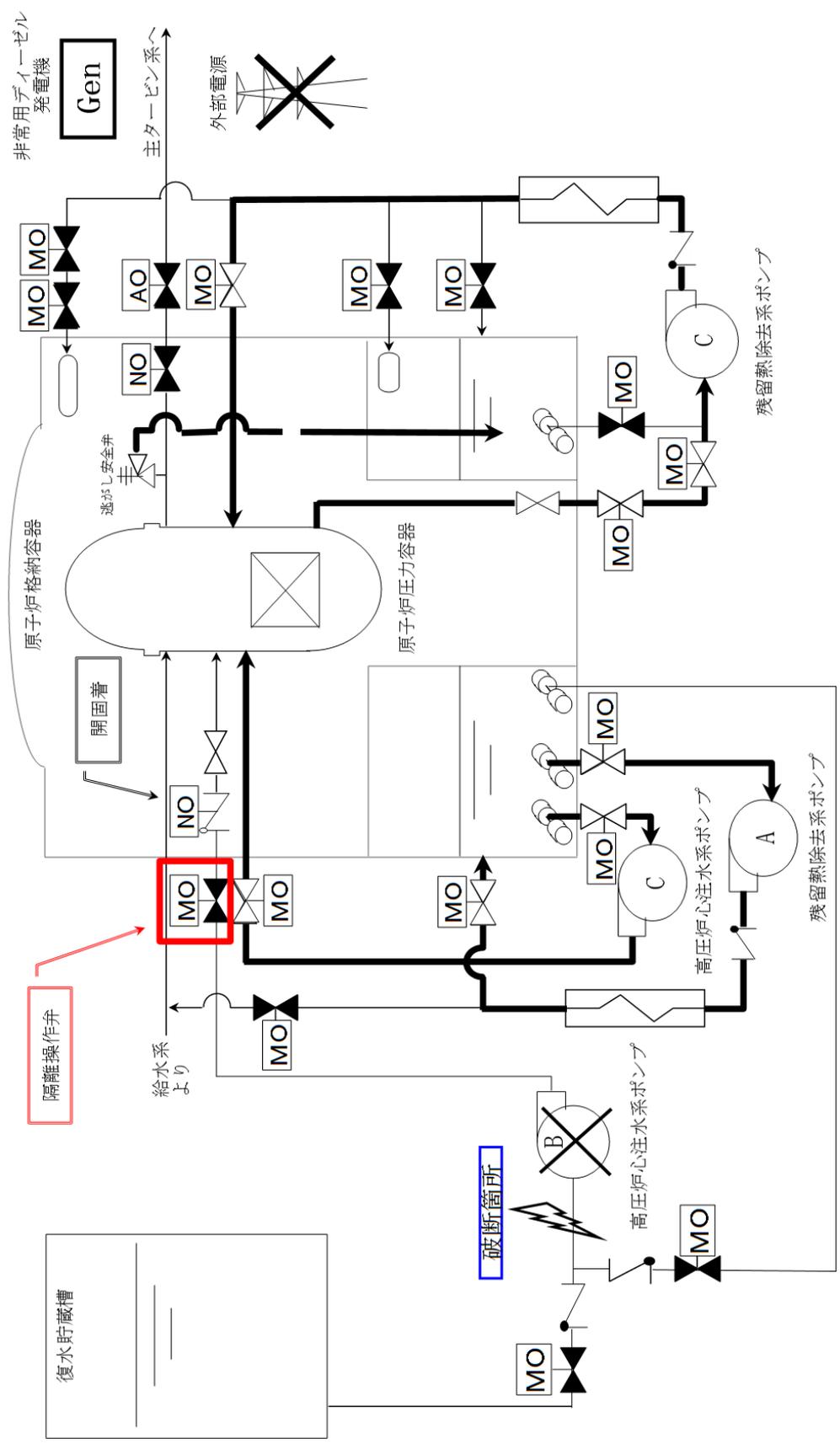


図 3.3-10 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁 系統概要図

表 3.3-23 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁に関する重大事故等対処設備
(設計基準拡張) 一覧

設備区分	設備名
主要設備	高压炉心注水系注入隔離弁【常設】
附属設備	—
電源設備	—
計装設備*	高压炉心注水系ポンプ吐出压力【常設】

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

3.3.3.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 高压炉心注水系注入隔離弁

最高使用压力：11.77MPa [gage]

最高使用温度：302℃

個数：2

取付箇所：原子炉建屋地上 1 階

3.3.3.1.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である高压炉心注水系注入隔離弁は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である高压炉心注水系注入隔離弁については、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等時においても使用するため、他の設備に悪影響を及ぼさない設計である。

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

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である高压炉心注水系注入隔離弁については、原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.3-24 に示す設計である。

表 3.3-24 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域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考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また，インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である高圧炉心注水系注入隔離弁は設置場所である原子炉建屋原子炉区域内にて手動操作が可能な設計であり，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である高圧炉心注水系注入隔離弁は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等時においても使用する設計である。また，高圧炉心注水系注入隔離弁は，発電用原子炉の運転中に機能・性能試験，停止中に分解検査が可能な設計である。

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】

【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が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設備として、低圧代替注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（常設）を設ける。

(1) 低圧代替注水系（可搬型）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項(1)a）

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプが有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、可搬型重大事故等対処設備として低圧代替注水系（可搬型）を使用する。

低圧代替注水系（可搬型）は、荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに5号炉東側第二保管場所に分散配備した可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用い、残留熱除去系（低圧注水モード）とは異なる代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）を水源として原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。

(2) 低圧代替注水系（常設）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項(1)b）

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプ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、常設重大事故等対処設備として低圧代替注水系（常設）を使用する。

低圧代替注水系（常設）は、廃棄物処理建屋に配置された復水移送ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水モード）とは異なる復水貯蔵槽を水源として原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。

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

上記(1)及び(2)の重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）に対して、異なるポンプ（復水移送ポンプ又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級））、駆動源（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備）、冷却源（自滑水冷却）を用いることで多様性及び独立性を有する設計とする。

また、原子炉建屋内に設置されている残留熱除去系（低圧注水モード）に対して、常設設備である復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に設置しており、常設代替交流電源設備は屋外に設置することで位置的分散を図った設計とする。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型代替交流電源設備については、屋外に保管し、屋外から異なる複数の接続口に接続可能とし、残留熱除去系（低圧注水モード）に対して位置的分散を図る設計とする。

なお、多様性及び独立性、位置的分散については3.4.2.1.3項及び3.4.2.2.3項に詳細を示す。

その他、設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機

能を期待するため、以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

(4) 残留熱除去系（低圧注水モード）

残留熱除去系（低圧注水モード）は、冷却材喪失事故時において、高圧炉心注水系、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。

本システムは、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・チェンバのプール水を給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水する。

(5) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、原子炉停止後、炉心の崩壊熱、原子炉圧力容器、配管、冷却材中の保有熱（残留熱）を除去して、原子炉を冷却する機能を有する。また、動的機器の単一故障を仮定した場合でも原子炉冷却材を低温まで冷却可能な設計である。冷却材は原子炉圧力容器から残留熱除去系のポンプ及び熱交換器、給水系等を経由して原子炉圧力容器に戻される。

(6) 原子炉補機冷却系

原子炉補機冷却系は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去する機能を有する。本システムは、想定される重大事故等時においても、非常用機器、残留熱除去系の機器等の冷却を行うための機能を有する。

原子炉補機冷却系については、「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。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉圧力容器に注水するための自主対策設備として、以下を整備する。

(7) 他系の残留熱除去系配管又は高圧炉心注水系配管を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプが喪失し、残留熱除去系(A)注入ライン又は残留熱除去系(B)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復水移送ポンプ又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を用いて残留熱除去系洗浄水弁(C)を経由する残留熱除去系(C)注入ライン等の他系の残留熱除去系配管又は高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁を経由する高圧炉心注水系配管を用いた原子炉圧力容器への注水手段を整備している。

(8) 消火系を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプ、復水移送ポンプ、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)が喪失した場合、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、自主対策設備として消火系を用いた原子炉圧力容器への注水手段を整備している。

消火系を用いた原子炉圧力容器への注水手段については、ディーゼル駆動消火ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧代替注水系（常設）、

低压代替注水系（可搬型）に用いる水源とは異なるろ過水タンクを水源として消火系，復水補給水系，残留熱除去系，高压炉心注水系，給水系を經由して原子炉压力容器へ注水する。

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。

(9) 復旧手段の整備

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低压注水モード及び原子炉停止時冷却モード）が全交流動力電源喪失により起動できない場合には，常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給することで残留熱除去系（低压注水モード及び原子炉停止時冷却モード）を復旧する手段を整備する。

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

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

(10) 低压代替注水系（常設）による残存熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，熔融が発生した場合において，原子炉压力容器内に熔融炉心が残存する場合には，復水移送ポンプで原子炉压力容器に注水する低压代替注水系（常設）により残存熔融炉心を冷却する。

(11) 低压代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，熔融が発生した場合において，原子炉压力容器内に熔融炉心が残存する場合には，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）で原子炉压力容器に注水する低压代替注水系（可搬型）により残存熔融炉心を冷却する。

なお，熔融炉心が原子炉压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。

(12) 消火系による残存熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，熔融が発生した場合において，原子炉压力容器内に熔融炉心が残存する場合には，ディーゼル駆動消火ポンプで原子炉压力容器に注水する消火系により残存熔融炉心を冷却する。

また，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）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。

(13) 低压代替注水系の海水の利用

低压代替注水系（常設）の水源である復水貯蔵槽並びに低压代替注水系（可搬型）の水源である代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水が枯渇した場合において，防潮堤の内側に設置している海水取水箇所（取水路）より，大容量送水車（海水取水用）を用いて復水貯蔵槽への供給及び防火水槽への供給又は低压代替注水系（可搬型）で用いる可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に海水

を直接送水を行う設計とする。なお、海の利用については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.4.2 重大事故等対処設備

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（低圧注水モード）の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却することを目的として使用する。

本システムは、復水移送ポンプ、電源設備（非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備）、計測制御装置及び、水源である復水貯蔵槽、流路である復水補給水系及び高圧炉心注水系の配管及び弁並びに残留熱除去系及び給水系の配管、弁及びスパージャ、注水先である原子炉圧力容器等から構成される。

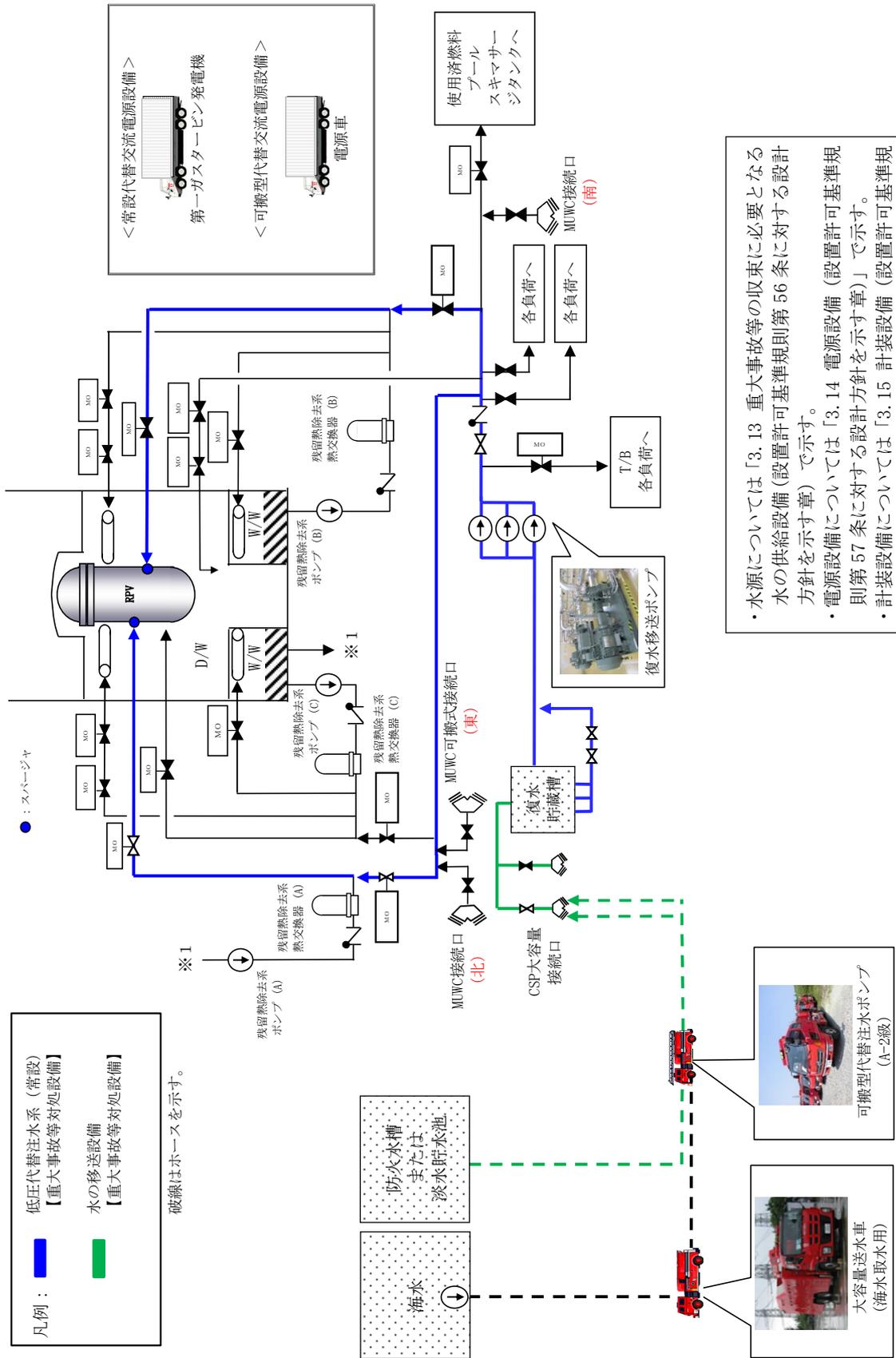
本システムの系統概要図を図 3.4-1、重大事故等対処設備一覧を表 3.4-1 に示す。

本システムは、復水移送ポンプ 3 台のうち 2 台により、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

復水移送ポンプの電源について、復水移送ポンプ(B)及び(C)は、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から、代替所内電気設備である AM 用動力変圧器及び AM 用 MCC を介して給電が可能な設計とする。復水移送ポンプ(A)は、通常時は非常用所内電気設備である非常用 MCC C 系から給電しているが、重大事故等時に復水移送ポンプ(A)の動力ケーブルの接続操作を行うことにより、代替所内電気設備である AM 用 MCC から給電が可能な設計とする。

水源である復水貯蔵槽は、枯渇しそうな場合においても、代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いて、廃棄物処理建屋外壁に設置した外部接続口から復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。

本システムの操作に当たっては、中央制御室及び現場での弁操作（AM 用切替盤の切替え操作を含む）により系統構成を行った後、中央制御室の操作スイッチにより復水移送ポンプを起動し運転を行う。



・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。

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

・計装設備については「3.15 計装設備（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。

図 3.4-1 低圧代替注水系（常設）系統概要図

表 3. 4-1 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	復水移送ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 ^{※1}	復水貯蔵槽【常設】
流路	復水補給水系 配管・弁【常設】 残留熱除去系 配管・弁・スパージャ【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】 高圧炉心注水系 配管・弁【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備 ^{※2}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】
計装設備 ^{※3}	原子炉水位（SA）【常設】 復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）【常設】 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【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：単線結線図を補足説明資料 47-2 に示す。

電源設備については「3. 14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

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

計装設備については「3. 15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計

方針を示す章)」で示す。

3.4.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 復水移送ポンプ

種類	: うず巻形
容量	: 125m ³ /h/台
全揚程	: 85m
最高使用圧力	: 1.37MPa[gage]
最高使用温度	: 66℃
個数	: 2 (予備 1)
取付箇所	: 廃棄物処理建屋地下 3 階
原動機出力	: 55kW

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

3.4.2.1.3 低圧代替注水系（常設）の多様性及び独立性、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と共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがないよう、表 3.4-2 で示すとおり多様性、位置的分散を図った設計とする。ポンプについては、残留熱除去系ポンプ(A)、(B)及び(C)と位置的分散された廃棄物処理建屋地下 3 階の復水移送ポンプを使用する設計とする。復水移送ポンプのサポート系として、ポンプ冷却水は自滑水とすることで、残留熱除去系ポンプの冷却水と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とし、電源については、常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）、可搬型代替交流電源設備（電源車）から代替所内電気設備を経由した給電が可能な設計とすることで、残留熱除去系ポンプの電源である非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。水源については、残留熱除去系の水源であるサプレッション・チェンバと異なる復水貯蔵槽を使用する設計とする。操作に必要な電動弁については、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧代替注水系（常設）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

残留熱除去系と低圧代替注水系（常設）の独立性については、表 3.4-3 で示すとおり地震、津波、火災、溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

なお、配管、スパージャ等の流路を構成する静的機器については、残留熱除去系注水ライン（残留熱除去系洗浄水弁より原子炉压力容器につながる配管との合流部から原子炉压力容器まで）を除く範囲で、可能な限り分離した設計とする。

ただし、残留熱除去系注入弁(A)又は(B)が故障した場合でも、自主対策設備として他系の残留熱除去系又は高圧炉心注水系の配管を用いた低圧注水を整備している。

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。

表 3.4-2 多様性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
	残留熱除去系 (低圧注水モード)	低圧代替注水系 (常設)	
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	復水移送ポンプ	
	原子炉建屋 地下3階	廃棄物処理建屋 地下3階	
水源	サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽	
	原子炉建屋 地下3階	廃棄物処理建屋 地下2階	
駆動用 空気	不要	不要	
潤滑方式	水潤滑	油浴方式	
冷却水	原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	不要 (自滑水)	
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	常設代替交流電源設備 (第一ガスタービン 発電機)	可搬型代替交流電源設備 (電源車)
	原子炉建屋 地上1階	7号炉タービン建屋南 側の屋外	荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

表 3.4-3 設計基準事故対処設備との独立性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	残留熱除去系 (A) (B) (C) (低圧注水モード)	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は耐震Sクラス設計とし、重大事故等対処設備である低圧代替注水系(常設)は基準地震動Ssで機能維持できる設計とすることで、基準地震動Ssが共通要因となり故障することのない設計とする。
	津波	6号及び7号炉の原子炉建屋は、基準津波が到達しない位置に設置する設計とすることで、津波が共通要因となり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と、重大事故等対処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と、重大事故等対処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) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは、廃棄物処理建屋内に設置している設備であることから、想定される重大事故等時における、廃棄物処理建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表3.4-4に示す設計とする。

復水移送ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室の操作スイッチから可能な設計とする。

(47-3, 47-4)

表 3.4-4 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建屋内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	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できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお、原子炉圧力容器への注水は、可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期間とすることで、設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	廃棄物処理建屋内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（常設）を運転する場合は、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施し、復水移送ポンプを起動する。その後、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の系統構成として、残留熱除去系注入弁(A)（又は(B)）の全開操作を実施し、残留熱除去系洗浄水弁(A)（又は(B)）を全開とすることで原子炉圧力容器への注水を行う。また、復水移送ポンプの水源確保として復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁と復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁の開操作を実施する。以上のことから、低圧代替注水系（常設）の操作に必要なポンプ及び操作に必要な弁を表 3.4-5 に示す。

このうちタービン建屋負荷遮断弁、残留熱除去系洗浄水弁(A)及び(B)については、中央制御室の格納容器補助盤からの遠隔操作で弁を開閉することが可能な設計とし、残留熱除去系注入弁(A)及び(B)は原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置している AM 用切替盤より、配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後、近傍に設置している AM 用操作盤のスイッチ操作により、遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁、復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁については、廃棄物処理建屋地下 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置されており、設置場所での手動操作で開閉することが可能な設計とする。

また、復水移送ポンプについては、中央制御室にある復水移送ポンプ操作スイッチからのスイッチ操作でポンプ 3 台のうち 2 台を起動する設計とする。

中央制御室の操作スイッチ、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）AM 用操作盤の操作スイッチ及び廃棄物処理建屋地下 3 階の弁を操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作・監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

(47-3, 47-4)

表 3.4-5 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
復水移送ポンプ(A)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ(B)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ(C)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系注入弁(A)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作
残留熱除去系注入弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作
残留熱除去系洗浄水弁(A)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系洗浄水弁(B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
タービン建屋負荷遮断弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは、表3.4-6に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験、弁動作試験を、また、停止中に分解検査、外観検査が可能な設計とする。

低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは、発電用原子炉の停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（主軸、軸受、羽根車）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の運転中又は停止中に、復水貯蔵槽を水源とし、復水移送ポンプを起動させ、サプレッション・チェンバへ送水する試験を行うテストラインを設けることで、低圧代替注水系（常設）の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。なお、残留熱除去系洗浄水弁から原子炉圧力容器までのラインについては、上記の試験に加えて、発電用原子炉の運転中又は停止中に残留熱除去系注入弁の弁動作試験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。

表 3.4-6 低圧代替注水系（常設）の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

運転性能の確認として，復水移送ポンプの吐出圧力，系統（ポンプ廻り）の振動，異音，異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。

復水移送ポンプを構成する部品の表面状態の確認として，浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことの確認が可能な設計とする。

復水移送ポンプの外観検査として，傷や漏えい跡の確認が可能な設計とする。
(47-5)

(4) 切り替えの容易性（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」に示す。

低圧代替注水系（常設）は、復水移送ポンプを通常時に使用する系統である復水補給水系から重大事故等時に対処するために系統構成を切り替えて使用する。切替え操作としては、復水移送ポンプの起動操作、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作、原子炉圧力容器へ注水するために残留熱除去系注入弁(A)（又は(B)）の全開操作、残留熱除去系洗浄水弁(A)（又は(B)）の全開操作を行う。

なお、復水貯蔵槽から復水移送ポンプに移送するライン（復水移送ポンプ吸込ライン）は、復水貯蔵槽の中部（常用ライン）、下部（非常用ライン）の 2 通りがある。通常運転時は中部（常用ライン）を使用しているため、長期運転を見込み、復水貯蔵槽を水源として確保するため、復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁、復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁の開操作を行い、復水移送ポンプ吸込ラインを下部（非常用ライン）に切り替える。ただし、復水移送ポンプ起動当初は復水貯蔵槽水位は確保されているため、本切替え操作は低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水が開始された後に実施する。

低圧代替注水系（常設）である復水移送ポンプの起動及び系統の切替えに必要な弁については、中央制御室及び原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置している AM 用操作盤から遠隔操作する設計とすることで、図 3.4-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

系統の切替えに必要な弁のうちタービン建屋負荷遮断弁、残留熱除去系洗浄水弁(A)及び(B)については、中央制御室から遠隔で弁を開閉することが可能である。

系統の切替えに必要な弁のうち、残留熱除去系注入弁(A)及び(B)については、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置している AM 用切替盤より、配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後、近傍に設置している AM 用操作盤のスイッチ操作により、遠隔で弁を開閉することが可能である。

また、復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁、復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁は手動弁として廃棄物処理建屋地下 3 階に設置されており、現場の手動操作で開操作を行う。この操作は、長期運転を見込んだ復水貯蔵槽水源確保のために実施する操作であり、原子炉圧力容器への注水開始後に実施することで、図 3.4-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え可能である。

また、低圧代替注水のバイパス流を防止するため、低圧代替注水系の主流路からの分岐部については、主流路から最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運

用とする。事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁が閉止できないライン（非常用炉心冷却系ポンプ封水ライン等）についても、低圧代替注水のバイパス流を防止するため、第一止め弁以降の弁で閉止されたバウンダリ構成とし、このバウンダリ範囲においては、適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。

(47-4)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)					備考
		5	10	15	20	25	
低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水 12分							
低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水(残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B	2		通信連絡設備準備, 電源確認			
	現場運転員 C, D	2		バイパス流防止処置, ポンプ起動	系統構成	注水開始, 注水状況確認	
						移動, C S F 水源確保	

図 3. 4-2 低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水(残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用の場合)のタイムチャート*

* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1. 4 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

低圧代替注水系(常設)は、通常時は残留熱除去系洗浄水弁(A)及び(B)を閉止することで隔離する系統構成としており、残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。隔離弁については表 3. 4-7 に示す。また、低圧代替注水系(常設)を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(47-3, 47-4)

表 3. 4-7 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	残留熱除去系洗浄水弁(A)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	残留熱除去系洗浄水弁(B)	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）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.4-8 に示す。このうち、中央制御室で操作する復水移送ポンプ、残留熱除去系洗浄水弁(A)（又は(B)）、タービン建屋負荷遮断弁は、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。原子炉建屋地上 3 階で操作する残留熱除去系注入弁(A)（又は(B)）は、原子炉建屋内の原子炉区域外に AM 用切替盤、AM 用操作盤が設置されており、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁、復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁は、廃棄物処理建屋地下 3 階での操作となり、原子炉建屋外であるため、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。これらの操作が可能な配置設計とする。

(47-3)

表 3.4-8 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
復水移送ポンプ(A)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水移送ポンプ(B)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水移送ポンプ(C)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
残留熱除去系注入弁(A)	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
残留熱除去系注入弁(B)	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
残留熱除去系洗浄水弁(A)	原子炉建屋地上 1 階	中央制御室
残留熱除去系洗浄水弁(B)	原子炉建屋地上 1 階	中央制御室
タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋地下中 2 階(6号炉) 廃棄物処理建屋地下 3 階(7号炉)	中央制御室
復水補給水系常／非常用 連絡 1 次止め弁	廃棄物処理建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋 地下 3 階
復水補給水系常／非常用 連絡 2 次止め弁	廃棄物処理建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋 地下 3 階

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、「2.3.2 容量等」に示す。

低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは、設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ2台におけるポンプ流量が、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

注水流量としては、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、LOCA時注水機能喪失の重要事故シーケンス、及び格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量が最大300m³/hの範囲である。復水移送ポンプは1台あたり150m³/h以上の注水が可能であるため、2台使用する設計とする。

原子炉圧力容器に注水する場合の復水移送ポンプは、原子炉圧力容器に注水する場合の水源（復水貯蔵槽）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、復水移送ポンプ2台運転で注水流量300m³/h達成可能な揚程で設計する。

(47-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

低圧代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系に対し、多様性、位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については、3.4.2.1.3 項に記載のとおりである。

(47-2, 47-3, 47-4)

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（低圧注水モード）の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却することを目的として使用する。

本システムは、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、電源設備（非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備）及び、水源である代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）、燃料補給設備である軽油タンク、タンクローリ（4kL）、流路である復水補給水系、残留熱除去系、給水系の配管、弁、スパージャ、ホース、注水先である原子炉圧力容器から構成される。

重大事故等時においては、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系及び手動による原子炉減圧操作と連携し、代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）を水源として、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）で注水することにより炉心を冷却する機能を有する。

本システムの系統概要図を図 3.4-3 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.4-9 に示す。

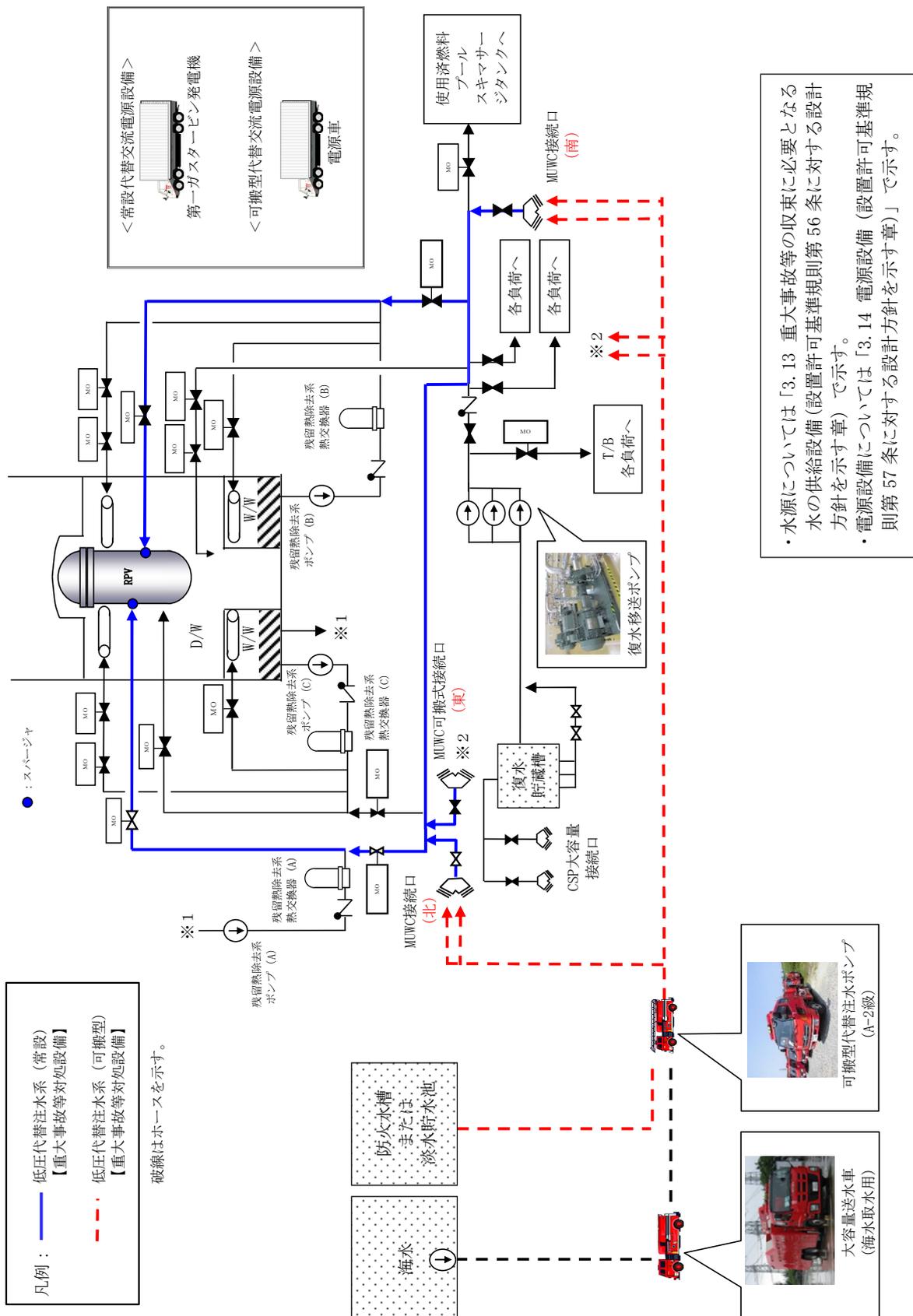
本システムは、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

本システムの操作に当たっては、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に付属の操作スイッチにより、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を起動し運転を行う。

なお、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を使用する際に接続する外部接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、位置的分散を図った建屋の複数の異なる面に設置する設計とする。

本システムの流路のうち、低圧代替注水系（常設）の主流路への合流以降は、低圧代替注水系（常設）と同様の流路で構成し、復水補給水系、残留熱除去系、給水系の配管、弁、スパージャを経由して原子炉圧力容器へ注水する。低圧代替注水系（常設）の主流路への合流以降については、「3.4.2.1 低圧代替注水系（常設）」で示す。



- 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。
- 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。

図 3.4-3 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図

表 3.4-9 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	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【可搬】
附属設備	—
水源 ^{※1}	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	復水補給水系 配管・弁【常設】 残留熱除去系 配管・弁・スパージャ【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】 ホース・接続口【可搬】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備 ^{※2} (燃料補給設備を含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM 用動力変圧器【常設】 AM 用 MCC【常設】 AM 用切替盤【常設】 AM 用操作盤【常設】 非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】
計装設備	—

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

※2：単線結線図を補足説明資料 47-2 に示す。

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

3.4.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（6号及び7号炉共用）

種類	: うず巻形
容量	: 120m ³ /h/台
吐出圧力	: 0.85MPa[gage]
最高使用圧力	: 2.0MPa[gage]
最高使用温度	: 60℃
個数	: 16（予備1）
設置場所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに5号炉東側第二保管場所
原動機出力	: 100kW

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）」、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。

3.4.2.2.3 低圧代替注水系（可搬型）の多様性、独立性、位置的分散

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、共通要因によって機能が損なわれるおそれがないよう、表3.4-10で示すとおり、残留熱除去系ポンプ及び低圧代替注水系（常設）である復水移送ポンプと位置的分散を図り、水源及び駆動源についても、多様性を有する設計とする。

また、残留熱除去系に対する低圧代替注水系（可搬型）の独立性については、表3.4-11で示すとおり地震、津波、火災、溢水により同時に故障することを防止するために独立性を有する設計とする。

さらに、故障の影響を考慮し、低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、予備を有する設計とする。

表 3.4-10 多様性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
	残留熱除去系 (低圧注水モード)	低圧代替注水系 (常設)	低圧代替注水系 (可搬型)
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	復水移送ポンプ	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
	原子炉建屋 地下 3 階	廃棄物処理建屋 地下 3 階	屋外
水源	サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽	代替淡水源(淡水貯水池 及び防火水槽)
	原子炉建屋 地下 3 階	廃棄物処理建屋 地下 2 階	屋外
駆動用空気	不要	不要	不要
潤滑方式	水潤滑	油浴方式	油浴方式
冷却水	原子炉補機冷却水系(及び原 子炉補機冷却海水系)	不要(自滑水)	不要
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	常設代替交流電源設 備(第一ガスタービ ン発電機)	可搬型代替交 流電源設備 (電源車)
	原子炉建屋 地上 1 階	7 号炉タービン建屋 南側の屋外	荒浜側高台保 管場所及び大 湊側高台保管 場所

表 3.4-11 設計基準事故対処設備との独立性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	残留熱除去系(A)(B)(C) (低圧注水モード)	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は耐震 S クラス設計とし，重大事故等対処設備である低圧代替注水系(可搬型)は基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり故障することのない設計とする。
	津波	6 号及び 7 号炉の原子炉建屋は，基準津波が到達しない位置に設置する設計とすることで，津波が共通要因となり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と，重大事故等対処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と，重大事故等対処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) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに5号炉東側第二保管場所に保管し、重大事故等時に原子炉建屋の接続口付近の屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表3.4-12に示す設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の操作は、付属の操作スイッチにより、想定される重大事故等時において設置場所から可能な設計とする。風（台風）による荷重については、転倒しないことの確認を行っているが、詳細評価により転倒する結果となった場合は、転倒防止措置を講じる。積雪の影響については、適切に除雪する運用とする。

また、降水及び凍結により機能を損なうことのないよう、防水対策が取られた可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用し、凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

(47-3, 47-7, 47-8)

表 3.4-12 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお、原子炉圧力容器への注水は、可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期間とすることで、設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）を運転する場合は、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作又は、復水補給水系原子炉建屋復水積算流量計バイパス弁の全閉操作を実施し、残留熱除去系注入弁(A)（又は(B)）の全開操作、残留熱除去系洗浄水弁(A)（又は(B)）の全開操作を実施した後、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の配備及びホース接続を行い、送水準備が完了した後、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を起動することで原子炉圧力容器への注水を行う。なお、「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」シナリオにおいては、操作対象弁を現場で手動操作するが、弁に反射テープを施すことで暗闇でも識別可能な設計とする。また、残留熱除去系注入弁(A)については、弁を覆うように設置している耐火材を取り外す必要があるが、耐火材は互いにはめ合い構造とし、これを外部から固定する構造とする。固定部は特殊工具を要することなく、容易に取り外し作業が可能な設計とする。

以上のことから、低圧代替注水系（可搬型）の操作に必要なポンプ及び操作に必要な弁、ホースを表 3.4-13 に示す。

このうち MUWC 接続口外側隔離弁 1(A), 2(A) 及び MUWC 接続口外側隔離弁 1(B), 2(B), MUWC 可搬式接続口隔離弁 1 については、接続口が設置されている屋外の場所から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とし、MUWC 可搬式接続口隔離弁 2 及び MUWC 可搬式接続口隔離弁 3 については、原子炉建屋内の接続口が設置されている場所で手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。MUWC 接続口内側隔離弁(B)については、弁は原子炉建屋原子炉区域内に設置されているが、遠隔手動弁操作設備により、6 号炉は原子炉建屋内の原子炉区域外から、7 号炉は屋外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。MUWC 接続口内側隔離弁(A)については、6 号炉は原子炉建屋内の原子炉区域外に、7 号炉は原子炉建屋原子炉区域内に設置されているが、遠隔手動弁操作設備により、6 号炉は屋外から、7 号炉は原子炉建屋内の原子炉区域外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。復水補給水系原子炉建屋復水積算流量計バイパス弁については、原子炉建屋原子炉区域内に設置されているが、原子炉建屋原子炉区域内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

また、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）については、付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は付属の操作スイッチ及び操作に必要な弁を操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作・監視性を考慮して確

実に操作できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具、及び技量は必要とせず、簡便な結合金具による接続並びに一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。

(47-3, 47-4, 47-7)

表 3.4-13 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作
MUWC 接続口外側隔離弁 1(A)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 接続口外側隔離弁 2(A)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 接続口外側隔離弁 1(B)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 接続口外側隔離弁 2(B)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 可搬式接続口隔離弁 1	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 可搬式接続口隔離弁 2	弁閉→弁開	屋内接続口位置	手動操作
MUWC 可搬式接続口隔離弁 3	弁閉→弁開	屋内接続口位置	手動操作
MUWC 接続口内側隔離弁 (B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 2 階 (6 号炉) 屋外 (7 号炉)	手動操作
MUWC 接続口内側隔離弁 (A)	弁閉→弁開	屋外 (6 号炉) 原子炉建屋地上 2 階 (7 号炉)	手動操作
復水補給水系原子炉建屋復水積算流量計バイパス弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下 2 階	手動操作
ホース	ホース接続	屋外又は原子炉建屋内	人力接続

(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系 (可搬型) の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、表 3.4-14

に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能試験，弁動作試験，分解検査，外観検査が可能な設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替え，車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

また，発電用原子炉の運転中又は停止中に，淡水貯水池を水源とし，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），仮設流量計，ホースの系統構成で淡水貯水池へ送水する試験を行うテストラインを設けることで，他系統と独立した試験系統で低圧代替注水系（可搬型）の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。なお，接続口から復水補給水系主配管までのラインについては，上記の試験に加えて，発電用原子炉の運転中又は停止中に各接続口の弁動作試験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。

表 3.4-14 低圧代替注水系（可搬型）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転性能（吐出圧力，流量）の確認，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプを分解し，部品の表面状態を，試験及び目視により確認 又は必要に応じて取替え
	外観検査	ポンプ及びホース外観の確認
	車両検査	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の車両としての運転状態の確認

運転性能の確認として，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力，流量の確認を行うことが可能な設計とする。

ホースの外観検査として，機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂，腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(47-5)

(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」に示す。

に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

なお、低圧代替注水系(可搬型)は代替格納容器スプレー冷却系(可搬型)と同時に使用する可能性があるため、各々の必要流量が確保可能な設計とする。各々の必要流量とは、「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗」シナリオで注水が開始される原子炉停止後約9時間後に、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注入流量は40m³/h、代替格納容器スプレー冷却系(可搬型)による原子炉格納容器へのスプレー流量は80m³/hであり、これらの必要流量が確保可能な設計とする。

(47-3, 47-4, 47-5)

(6) 設置場所(設置許可基準規則第43条第1項六)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系(可搬型)の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表3.4-15に示す。このうち、屋外で操作する可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、MUWC接続口外側隔離弁1(A)、2(A)及びMUWC接続口外側隔離弁1(B)、2(B)、MUWC可搬式接続口隔離弁1、MUWC接続口内側隔離弁(B)(7号炉)、MUWC接続口内側隔離弁(A)(6号炉)、ホースは、屋外で操作及び作業が可能であり、操作位置及び作業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。MUWC接続口内側隔離弁(B)(6号炉)及びMUWC接続口内側隔離弁(A)(7号炉)については、原子炉建屋地上2階(原子炉建屋内の原子炉区域外)で手動操作が可能であり、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

なお、原子炉建屋内にホースを設置する場合は、放射線量を確認して、適切な放射線対策に基づき作業安全確保を確認した上で作業を実施する。

(47-3, 47-7)

表 3.4-15 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	屋外設置位置	屋外設置位置
MUWC 接続口外側隔離弁 1(A)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 接続口外側隔離弁 2(A)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 接続口外側隔離弁 1(B)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 接続口外側隔離弁 2(B)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 可搬式接続口隔離弁 1	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 可搬式接続口隔離弁 2	屋内接続口位置	屋内接続口位置
MUWC 可搬式接続口隔離弁 3	屋内接続口位置	屋内接続口位置
MUWC 接続口内側隔離弁 (B)	原子炉建屋地上 2 階 (6 号炉) 原子炉建屋地上 1 階 (7 号炉)	原子炉建屋地上 2 階 (6 号炉) 屋外 (7 号炉)
MUWC 接続口内側隔離弁 (A)	原子炉建屋地上 1 階 (6 号炉) 原子炉建屋地上 2 階 (7 号炉)	屋外 (6 号炉) 原子炉建屋地上 2 階 (7 号炉)
復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁	原子炉建屋地下 2 階	原子炉建屋地下 2 階
ホース	屋外又は原子炉建屋内	屋外又は原子炉建屋内

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）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。

注水流量としては，炉心の著しい損傷の防止の事故シーケンスのうち，全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗において，有効性が確認されている84m³/hで注水可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の容量については，原子炉停止後4時間後の崩壊熱除去に必要な注水流量として84m³/h以上とする。原子炉圧力容器に注水する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の揚程は，原子炉圧力容器に注水する場合の水源（淡水貯水池）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，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を直列3台運転で注水流量84m³/h達成可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，重大事故等時において，原子炉圧力容器への注水として原子炉冷却に必要な流量を確保できる容量を有するものを1セット4台使用する。保有数は1プラントあたり2セット8台で6号及び7号炉共用で4セット16台と，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（共用）の合計17台を分散して保管する。

(47-6)

(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っては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の接続箇所は，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），格納容器下部注水系（可搬型），燃料

プール代替注水系及び復水貯蔵槽への水の供給にも使用することができるよう、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）から来るホースと接続口について、簡便な接続方式である結合金具にすることに加え、接続口の口径を 75A 又は 65A に統一し、75A/65A の接続治具を配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。また、6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）から来るホースと接続口について、ホースと接続口を簡便な接続方式である結合金具にすることに加え、接続口の口径を 75A 又は 65A に統一し、75A/65A の接続治具を配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。

(47-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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、接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。

6 号炉については、接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管でつながる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に 1 箇所、原子炉建屋東側に 1 箇所設置し、接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設してつながる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に 1 箇所設置し、合計 3 箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

7 号炉については、接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管でつながる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に 1 箇所、原子炉建屋北側に 1 箇所設置し、接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設してつながる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に 1 箇所設置し、合計 3 箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

(47-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、炉心損傷後の格納容器ベントを実施していない状況で屋外で使用する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが、仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること、線量を測定し線量が低い位置に配置することにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能である。また、現場での接続作業に当たっては、簡便な結合金具による接続方式により、確実に速やかに接続が可能である。

(47-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

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

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、残留熱除去系ポンプ、低圧代替注水系（常設）である復水移送ポンプと位置的分散を図り、発電所敷地内の高台の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所に分散して保管する。

(47-8)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、通常時は高台の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所に分散して保管しており、想定される重大事故等が発生した場合におい

ても、保管場所から接続場所までの運搬経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

(47-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

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

低圧代替注水系（可搬型）は、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備の残留熱除去系と常設重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）に対し、多様性、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。

(47-3, 47-4, 47-7, 47-8)

3.4.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.4.3.1 残留熱除去系（低圧注水モード）

3.4.3.1.1 設備概要

残留熱除去系（低圧注水モード）は、非常用炉心冷却系の1つである。非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の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、低圧注水系、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系で構成する。

残留熱除去系（低圧注水モード）は、電動機駆動ポンプ3台、配管、弁類、ストレーナ、スパージャ及び計測制御装置からなり、冷却材喪失事故時には、高圧炉心注水系、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。

本システムは、3台の残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプごとに別々のループとなっており、原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し、サプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器内（炉心シュラウド外）に注水し、炉心を冷却する。

本システムの系統概要図を図3.4-5に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.4-16に示す。

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

また、残留熱除去系（低圧注水モード）は、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電に加えて、代替交流電源設備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。

- ・水源については「3.13 重大事故等の取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。
- ・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・計装設備については「3.15 計装設備（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。

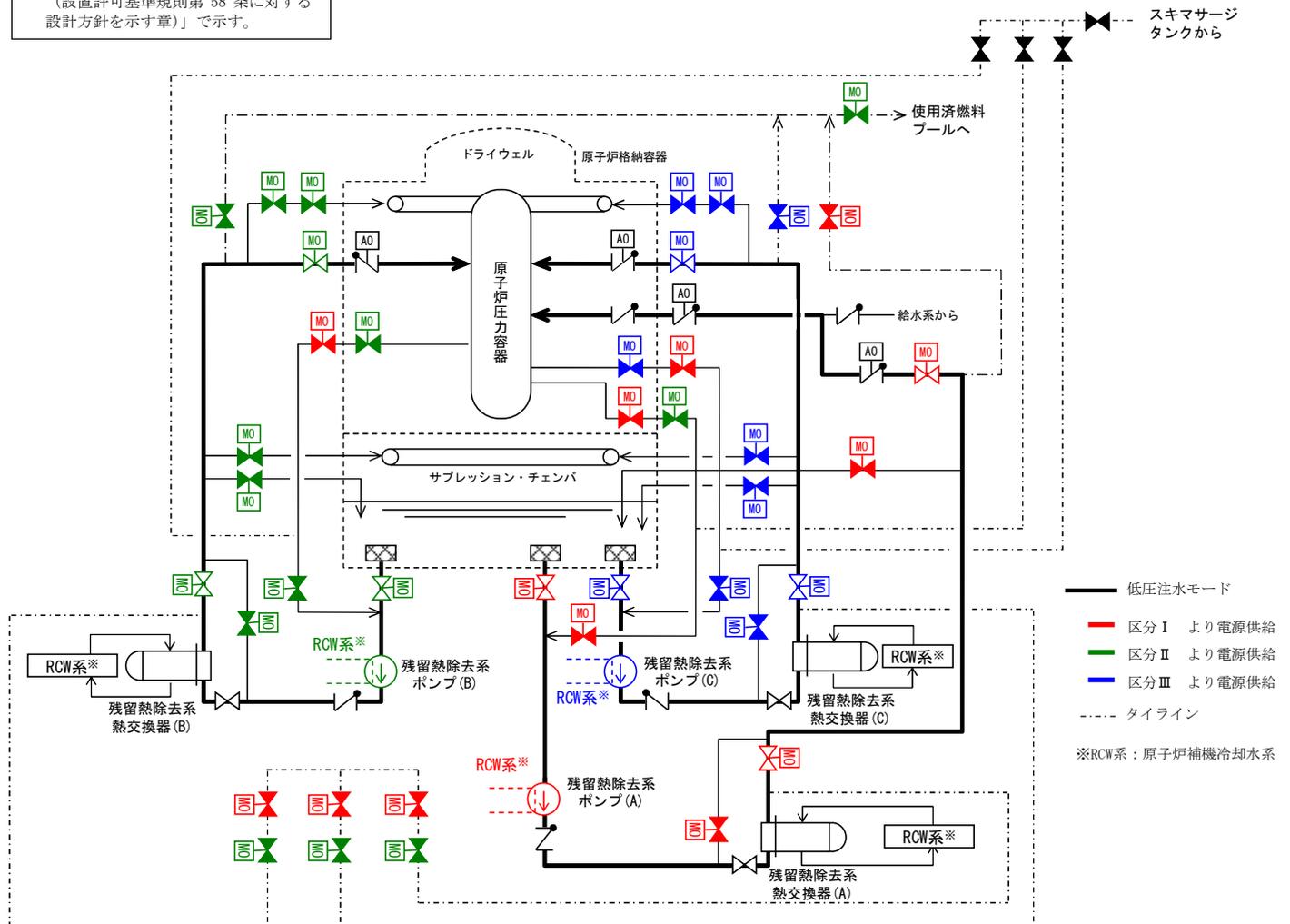


図 3.4-5 残留熱除去系（低圧注水モード） 系統概要図

表 3.4-16 残留熱除去系（低圧注水モード）に関する重大事故等対処設備
（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 ^{※1}	サプレッション・チェンバ【常設】
流路 ^{※2}	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備 ^{※3}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 ^{※4}	原子炉水位（SA）【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】

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

※2：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含む。

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

※4：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.4.3.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプ

容量	: 約 950m ³ /h/台
全揚程	: 約 130m
個数	: 3
取付箇所	: 原子炉建屋地下 3 階

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

3.4.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

残留熱除去系（低圧注水モード）は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

ただし、代替交流電源設備からの給電により残留熱除去系（低圧注水モード）を復旧させる場合については、残留熱除去系（低圧注水モード）は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電により起動する残留熱除去系（低圧注水モード）に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備の多様性、位置的分散については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」に示す。

残留熱除去系（低圧注水モード）については、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

残留熱除去系（低圧注水モード）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

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

残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプについては、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプについては、原子炉建屋原子炉区域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区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.4-17に示す設計である。

表 3.4-17 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域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考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また、残留熱除去系（低圧注水モード）は中央制御室にて操作可能な設計とする。残留熱除去系（低圧注水モード）の系統構成及び運転に必要な操作機器は、中央制御室で操作することから、操作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。

残留熱除去系（低圧注水モード）については、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また、残留熱除去系（低圧注水モード）については、テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプについては、発電用原子炉の運転中に系統の機能・性能試験及び弁動作試験が可能な設計であり、発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査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。

3.4.3.2 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

3.4.3.2.1 設備概要

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、3 ループから構成され、熱交換器 3 基、電動機駆動ポンプ 3 台、配管、弁類、スパージャ及び計測制御装置からなり、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、発電用原子炉を冷却するためのものである。

炉心崩壊熱及び残留熱は、原子炉停止後には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（原子炉停止時冷却モード）によって冷却される。

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

本システムは設計基準対象施設であるとともに、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電に加えて、代替交流電源設備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。

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

設備区分	設備名
主要設備	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプ【常設】 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）熱交換器【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】
注水先	原子炉压力容器【常設】
電源設備 ^{※1}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 ^{※2}	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】

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

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.4.3.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプ

容量 : 約 950m³/h/台
全揚程 : 約 130m
台数 : 3
取付箇所 : 原子炉建屋地下 3 階

(2) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）熱交換器

基数 : 3
伝熱容量 : 約 8.1 MW/基（海水温度 30°Cにおいて）

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

3.4.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

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

ただし、代替交流電源設備からの給電により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧させる場合については、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電により起動する残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備の多様性、位置的分散については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

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

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプ及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）熱交換器については、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプ及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）熱交換器については、原子炉建屋原子炉区域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区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.4-19に示す設計である。

表 3. 4-19 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域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考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は中央制御室にて操作可能な設計である。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作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。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については，テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプ及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）熱交換器については，発電用原子炉の運転中に系統の機能・性能試験及び弁動作試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査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。

3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

【設置許可基準規則】

(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)

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

(解釈)

- 1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
 - a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。
 - b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。
 - c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。
 - d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。

3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

3.5.1 設置許可基準規則第48条への適合方針

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

(1) 代替原子炉補機冷却系の設置（設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), c)）

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、代替原子炉補機冷却系を使用する。

代替原子炉補機冷却系は、津波の影響を受けない高台に配備した可搬型の熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）等で構成する。

また、サプレッション・チェンバへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に系統へ繋ぎ込み、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送ができる設計とする。

当該設備は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする。（代替原子炉補機冷却系の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については3.5.2.1.3項に詳細を示す。）

(2) 格納容器圧力逃がし装置の設置（設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), d)）

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置を使用する。

当該設備は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする。（格納容器圧力逃がし装置の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については3.5.2.2.2項に詳細を示す。）

当該設備は残留熱除去系及び原子炉補機冷却系が機能喪失した場合に使用する設計とする。

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

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

(3) 耐圧強化ベント系の設置（設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), d)）

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、耐圧強化ベント系を使用する。

当該設備は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする。（耐圧強化ベント系の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については3.5.2.3.3項に詳細を示す。）

当該設備は残留熱除去系及び原子炉補機冷却系が機能喪失した場合に使用する設計とする。

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

また、当該設備については以下のとおり、設置許可基準規則解釈の第50条第1項 b)に準ずる設計とする。

- i) 当該設備は炉心損傷前に使用するものであるため、排気ガスに含まれる放射性物質量は微量である。また、当該設備を使用して格納容器ベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して敷地境界での線量評価を行った結果、敷地境界での線量は「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に記載の基準を満たしている。
- ii) 当該設備は炉心損傷前に使用するものであり、排気ガスに含まれる可燃性ガスは微量であることから格納容器ベント中に可燃限界濃度に達することはない。
- iii) 当該設備を使用する際に流路となる不活性ガス系、耐圧強化ベント系、及び非常用ガス処理系の配管等は、他号炉とは共用しない。また、当該系統と他の系統・機器は弁にて確実に隔離することにより、他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。
- iv) 重大事故等対策の有効性評価において、耐圧強化ベント系を使用しても原子炉格納容器が負圧にならないことを確認している。仮に格納容器スプレイを行う場合においても、原子炉格納容器内圧力を確認し、規定の圧力まで減圧した場合は格納容器スプレイを停止する運用とする。
- v) 当該設備の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備により人力で容易かつ確実に開閉操作が可能な設計とする。また、空気作動弁については遠隔空気駆動弁操作用ボンベから遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由

し、高圧窒素ガスを供給することによる遠隔操作も可能な設計とし、電動弁については常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作も可能な設計とする。

- vi) 当該設備を使用する際に操作が必要な隔離弁の遠隔手動弁操作設備又は遠隔空気駆動弁操作ポンベ及び遠隔空気駆動弁操作設備を介した操作エリアは、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置するものとし、操作時の被ばく線量評価を行った上で、必要に応じて遮蔽材を設置することで、作業員の放射線防護を考慮する設計とする。
- vii) 当該設備を使用する際に流路となる配管については、ラプチャーディスクを設置しない設計とする。
- viii) 当該設備と原子炉格納容器との接続位置は、サプレッション・チェンバ及びドライウエルに設けるものとし、いずれからも排気操作を実施することができるよう設計する。
サプレッション・チェンバからの排気では、サプレッション・チェンバの水面からの高さを確保すること、また、ドライウエルからの排気では、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保すること、及び有効炉心頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。
- ix) 当該設備を使用する際に流路となる配管については、フィルタ装置等を設置しない設計とする。

その他、設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

(4) 残留熱除去系

残留熱除去系は、通常の原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去、原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし設置される設備であり、想定される重大事故等時においては、弁の切替え操作によって以下の3モードを使用する。

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

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

(5) 原子炉補機冷却系

原子炉補機冷却系は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。本系統は、想定される重大事故等時においても、非常用機器、残留熱除去機器等の冷却を行うための機能を期待する。

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

(6) 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段の整備

大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段は、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した際に、大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプにより、外部接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に注水し、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うものであり、残留熱除去系を海水で直接冷却して除熱する手段を確保する。

3.5.2 重大事故等対処設備

3.5.2.1 代替原子炉補機冷却系

3.5.2.1.1 設備概要

代替原子炉補機冷却系は、原子炉補機冷却系の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、この機能を代替するため、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行うことを目的として使用する。

本システムは、可搬型の熱交換器ユニットを用いて原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行うものであり、熱交換器及び代替原子炉補機冷却水ポンプを搭載した熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）、電源設備（可搬型代替交流電源設備）、計測制御装置、及び流路である原子炉補機冷却系の配管、弁及びサージタンク、残留熱除去系の熱交換器、ホース、海水貯留堰、スクリーン室及び取水路、並びに燃料補給設備である軽油タンク、タンクローリ（4kL）等から構成する。

熱交換器ユニットは、海水を冷却源としたプレート式熱交換器と代替原子炉補機冷却水ポンプで構成され、移動可能とするために熱交換器及び代替原子炉補機冷却水ポンプは車両に搭載する設計とする。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、海を水源とし、熱交換器ユニットの熱交換器に送水することで、熱交換後の海水を海へ排水する。また、熱交換器ユニットの海水側配管及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の異物混入による機能低下を防ぐために、代替原子炉補機冷却海水ストレーナを設置する。

熱交換器ユニットと大容量送水車（熱交換器ユニット用）を含む海水側配管は、ホースを接続することで流路を構成できる設計とする。また、熱交換器ユニットの淡水側配管については、ホースを熱交換器ユニットとタービン建屋の接続口に接続することで流路を構成できる設計とする。

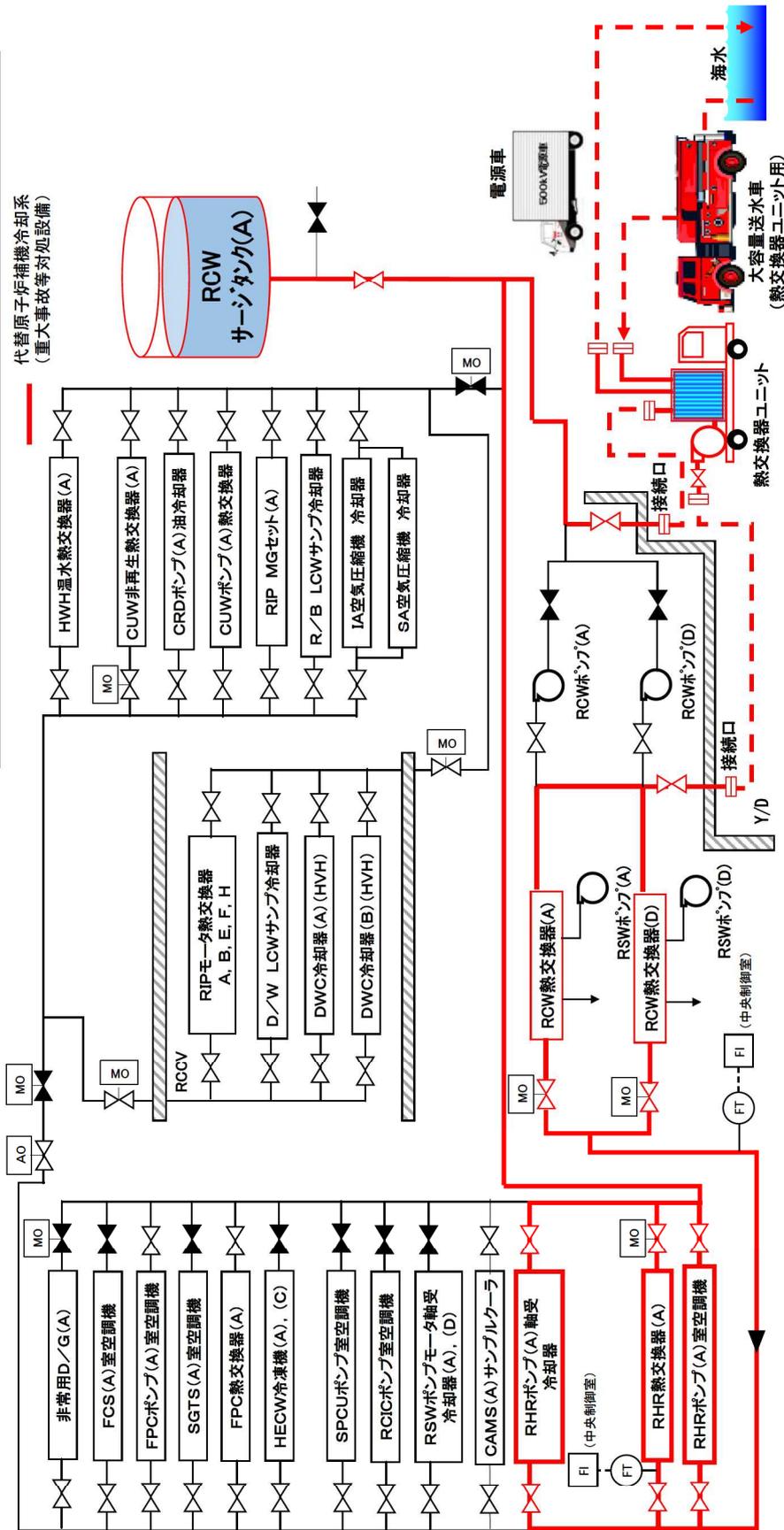
代替原子炉補機冷却系の全体構成としては、熱交換器ユニットの代替原子炉補機冷却水ポンプにより、大容量送水車（熱交換器ユニット用）を用いて除熱された系統水を接続口を介して原子炉補機冷却系に送水し、残留熱除去系熱交換器で熱交換を行う系統設計とする。熱交換後の系統水は、原子炉補機冷却系から接続口及びホースを介し、熱交換器ユニットに戻る構成とし、熱交換器で除熱された系統水は再び原子炉補機冷却系を通じて残留熱除去系熱交換器に送水される。代替原子炉補機冷却系は、上記の循環冷却ラインを形成することで、系統水を除熱する。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

本システムに関する系統概要図を図 3.5-1、本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表 3.5-1 に示す。

本システムは、現場での弁操作により系統構成を行った後、熱交換器ユニットに搭載された代替原子炉補機冷却水ポンプの操作スイッチ及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の車両に搭載された操作スイッチにより、現場での手動操作によって運転を行うものである。

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



※熱交換器ユニットは、代替原子炉補機冷却海水ストレーナを搭載している。

図 3.5-1 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (A号機の例 (B号機も同様))

表 3.5-1 代替原子炉補機冷却系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水車（熱交換器ユニット用）【可搬】
附属設備	代替原子炉補機冷却海水ストレータ【可搬】
水源	非常用取水設備 海水貯留堰【常設】 スクリーン室【常設】 取水路【常設】
流路	原子炉補機冷却系 配管・弁・サージタンク【常設】 残留熱除去系 熱交換器【常設】 ホース【可搬】
注水先	—
電源設備 ^{※1} （燃料補給設備を含む）	可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】
計装設備 ^{※2}	ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ氣體温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 48-2 に示す。

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

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

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

3.5.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 熱交換器ユニット (6号及び7号炉共用)

個数	: 4式 (予備1)
最高使用圧力	: 淡水側 1.37MPa[gage] / 海水側 1.4MPa[gage]
最高使用温度	: 淡水側 70又は90℃ / 海水側 80又は50℃ 淡水側 70又は90℃ / 海水側 80又は40℃
設置場所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

熱交換器

伝熱容量	: 約 23MW/式 (海水温度 30℃において)
伝熱面積	: 約 <input type="text"/> m ² /式
	: 約 <input type="text"/> m ² /式

代替原子炉補機冷却水ポンプ

種類	: うず巻形
容量	: 300 m ³ /h/台 600 m ³ /h/台
全揚程	: 75m
最高使用圧力	: 1.37MPa[gage]
最高使用温度	: 70℃
原動機出力	: 110kW 200kW
個数	: 2 1

(2) 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) (6号及び7号炉共用)

種類	: うず巻形
容量	: 900m ³ /h/台
吐出圧力	: 1.25MPa[gage]
最高使用圧力	: 1.3MPa[gage]
最高使用温度	: 60℃
原動機出力	: <input type="text"/> kW
個数	: 4 (予備1)
設置場所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

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

3.5.2.1.3 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保

代替原子炉補機冷却系は，設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.5-2 で示すとおり多様性，位置的分散を図った設計とする。ポンプについては，原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプと位置的分散された荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所の大容量送水車（熱交換器ユニット用）と熱交換器ユニットの代替原子炉補機冷却水ポンプを使用する設計とし，設置位置についても原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプと位置的分散された屋外に配置する設計とする。電源について，熱交換器ユニットは，可搬型代替交流電源設備（電源車）からの給電により駆動する設計とし，また，大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，外部電源が不要なディーゼルエンジンにより駆動する設計とすることで，原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの電源である非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。

原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系の独立性については，表 3.5-3 で示すとおり地震，津波，火災，溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

また，代替原子炉補機冷却系は，原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原子炉補機冷却系の海水系に対して独立性を有するとともに，熱交換器ユニットから原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について，原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。

なお，静的機器の故障が系統機能喪失確率に与える影響は軽微であることから，静的機器である原子炉補機冷却系の配管については，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とで兼用している。また，動的機器である弁については，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とで兼用しているが，定期的な点検等により健全性を確認するとともに，異なる電源を供給する設計とすること，また，必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。

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。

表 3.5-2 多様性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系
ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却海水ポンプ	大容量送水車（熱交換器ユニット用） 熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ）
	タービン建屋地下1階	設置場所：屋外 保管場所：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
水源	海	海（左記と取水位置が異なる）
駆動用空気	不要	不要
潤滑方式	原子炉補機冷却水ポンプ：油浴方式，原子炉補機冷却海水ポンプ：水潤滑	油浴方式
冷却水	不要	不要
駆動電源	非常用交流電源設備 （非常用ディーゼル発電機）	－（大容量送水車（熱交換器ユニット用）） 可搬型代替交流電源設備（電源車） （熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ））
	原子炉建屋地上1階	荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

表 3.5-3 設計基準事故対処設備との独立性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系は耐震Sクラス設計とし，重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は基準地震動Ssで機能維持できる設計とすることで，基準地震動Ss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を設置する6号及び7号炉のタービン建屋と，重大事故防止設備を保管する高台は，共に基準津波が到達しない位置とすることで，津波が共通要因となり故障することのない設計とする。
	火災	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系と，重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は，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原子炉補機冷却系と，重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は，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）。

3.5.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.5.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し、重大事故等時にタービン建屋の接続口付近の屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能が有効に発揮することできるよう、以下の表3.5-4のと通りの設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の操作は、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）に付属する操作スイッチにより、想定される重大事故等時において、設置場所から操作可能な設計とする。風（台風）による荷重については、転倒しないことの確認を行っているが、詳細評価により転倒する結果となった場合は、転倒防止措置を講じる。積雪の影響については、適切に除雪する運用とする。また、降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策を行うとともに、凍結対策を行う。さらに、使用時に海水を通水する熱交換器ユニット内の一部及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、海水の影響を考慮した設計とし、ストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。なお、熱交換器ユニットについては、地震により転倒するおそれがある場合、熱交換器、代替原子炉補機冷却水ポンプ等を収納したコンテナ部を車両から降ろし、治具や架台等により転倒防止措置を講じる。

(48-8, 48-9, 48-12)

表 3.5-4 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	使用時に海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。

(次頁へ続く)

環境条件等	対応
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，タービン建屋外部に設置している接続口まで車両による運搬が可能な設計とする。また，設置場所であるタービン建屋脇にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。ホースの接続作業に当たっては，特殊な工具及び技量は必要とせず，簡便な結合金具による接続方式及びフランジ接続方式並びに一般的な工具を使用することにより，確実に接続が可能な設計とする。

また，付属の操作盤により設置場所であるタービン建屋脇において熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の操作を行う。操作盤の操作スイッチを操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板を付けることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

その他操作が必要な電動弁である残留熱除去系熱交換器（A）又は（B）冷却水出口弁，常用冷却水供給側分離弁（A）又は（B），常用冷却水戻り側分離弁（A）又は（B）については，中央制御室でのスイッチ操作より，遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板を付けることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

表 3.5-5 に操作対象機器の操作場所を示す。

(48-4, 48-5, 48-8)

表 3.5-5 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
熱交換器ユニット	起動・停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
代替原子炉補機冷却水ポンプ	起動・停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
大容量送水車 （熱交換器ユニット用）	起動・停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
代替冷却水供給止め弁(A)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作
代替冷却水戻り止め弁(A)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作
熱交換器ユニット流量調整弁	弁閉→弁開	熱交換器ユニット内	手動操作

(次頁へ続く)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
残留熱除去系熱交換器(A) 冷却水出口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水供給側分離弁(A)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水戻り側分離弁(A)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
可燃性ガス濃度制御系室空調機 (A) 出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上1階	手動操作
格納容器雰囲気モニタラック(A) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上中3階	手動操作
格納容器内雰囲気モニタ系(A)室 空調機冷却水出口弁(6号炉の み)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上中3階	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ室 空調機(A) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ (A) 軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
非常用ガス処理系室空調機(A) 出 口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ室空調機(A) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(A) 冷却水出 口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(A) メカニカ ルシール冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
サブプレッションプール浄化系ポ ンプ室空調機出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
サブプレッションプール浄化系ポ ンプ軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
原子炉隔離時冷却系ポンプ室空 調機出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(A) 吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(D) 吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系冷 凍機(A) 冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋 地下2階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系冷 凍機(C) 冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋 地下2階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(A) 電動機軸受出口弁(7号炉のみ)	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作

(次頁へ続く)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
原子炉補機冷却海水ポンプ(D) 電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
サージタンク(A)換気空調補機 非常用冷却水系側出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上4階(6号炉) 原子炉建屋地上2階(7号炉)	手動操作
代替冷却水供給第二止め弁(B)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作
代替冷却水戻り第二止め弁(B)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作
残留熱除去系熱交換器(B)冷却水 出口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水供給側分離弁(B)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水戻り側分離弁(B)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
可燃性ガス濃度制御系室空調機 (B)出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下1階(6号炉) 原子炉建屋地上1階(7号炉)	手動操作
格納容器内雰囲気モニタ系 ラック(B)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上3階	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ室 空調機(B)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ (B)軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
非常用ガス処理系室空調機(B) 出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ室空調機(B) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器 冷却水出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
高圧炉心注水系ポンプ室空調機 (B)出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(B) 吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(E) 吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(E) 電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋 地下2階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋 地下2階	手動操作
格納容器内雰囲気モニタ系(B)室 空調機冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上3階	手動操作

(次頁へ続く)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
残留熱除去系ポンプ(B) モータ軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(B)冷却水出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
高压炉心注水系ポンプ(B) メカニカルシール冷却器 冷却水出口弁(6号炉のみ)	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
サージタンク(B)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上4階 (6号炉) 原子炉建屋地上2階 (7号炉)	手動操作
ホース	ホース接続	屋外	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替原子炉補機冷却系は、表3.5-6に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に、各機器の機能・性能試験、分解検査及び外観検査並びに弁動作試験が可能な設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中又は停止中の試験・検査として、熱交換器ユニットのうち、熱交換器はフレームを取り外すことでプレート式熱交換器の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。代替原子炉補機冷却水ポンプは、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）の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、ケーシングを取り外すことでポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。

運転性能の確認として、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の流量、系統（ポンプ廻り）の振動、異音、異臭及び漏えいの確認を行うことが可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中又は停止中の試験・検査として、系統を構成する弁は、単体で動作確認可能な設計とする。

ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(48-6)

表 3.5-6 代替原子炉補機冷却系の試験・検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両としての運転状態の確認
	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は取替え
停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は取替え
	外観検査	熱交換器、ポンプ及びホースの外観の確認
	車両検査	車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、本来の用途以外の用途には使用しない。なお、原子炉補機冷却系から代替原子炉補機冷却系に切り替えるために必要な操作弁については、原子炉補機冷却系ポンプ吸込弁を閉操作、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットの接続ラインの代替冷却水供給止め弁及び代替冷却水戻り止め弁、熱交換器ユニット流量調整弁を開操作し、残留熱除去系熱交換器冷却水出口弁を開操作することで速やかに切り替えられる設計とする。なお、これら弁については中央制御室での操作スイッチによる操作とともに、現場での手動ハンドルによる操作も可能な設計とし、容易に操作可能とする。

これにより図 3.5-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(48-5)

		経過時間(時)										備考									
手順の項目	要員(数)	系統構成完了 255分					代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 540分														
代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保	中央制御室運転員A, B	2	通信連絡設備準備, 系統構成																		
	現場運転員C, D	2	移動, 電源確保	系統構成																	
	緊急時対策要員	13 ^{※1}	大容量送水車(熱交換器ユニット用), 熱交換器ユニット他移動								主配管(可搬型)等の接続		補機冷却水の供給, 流量調整								

※1 炉心の著しい損傷が発生した場合において代替原子炉補機冷却系を設置する場合、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を2班体制とし、交替して対応する。

図 3.5-2 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 タイムチャート*

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

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットと大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、通常時は代替冷却水供給止め弁及び代替冷却水戻り止め弁を表3.5-7で示すとおり閉運用しておくことで、接続先の系統と分離された状態で保管する。

代替原子炉補機冷却系を用いる場合は、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。

また、系統運転時には原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系と同時に使用しない運用とすることで、相互の機能に影響を及ぼさない構成とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)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。

(48-4, 48-5, 48-6)

表 3.5-7 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
原子炉補機冷却系	代替冷却水供給止め弁	手動	通常時閉
	代替冷却水戻り止め弁	手動	通常時閉

(6) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第1項六)

(i) 要求事項

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

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.5-8 に示す。これらは全て炉心損傷前の操作となり，想定される事故時における放射線量は高くなるおそれが少ないため，中央制御室又は設置場所にて操作が可能である。

(48-4, 48-8)

表 3.5-8 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
熱交換器ユニット	タービン建屋脇	タービン建屋脇
代替原子炉補機冷却水ポンプ	タービン建屋脇	タービン建屋脇
大容量送水車 (熱交換器ユニット用)	タービン建屋脇	タービン建屋脇
代替冷却水供給止め弁(A)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
代替冷却水戻り止め弁(A)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット内	熱交換器ユニット内
残留熱除去系熱交換器(A) 冷却水出口弁	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水供給側分離弁(A)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水戻り側分離弁(A)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
可燃性ガス濃度制御系室空調機 (A) 出口弁	原子炉建屋地上1階	原子炉建屋地上1階
格納容器雰囲気モニタラック(A) 出口弁	原子炉建屋地上中3階	原子炉建屋地上中3階
格納容器内雰囲気モニタ系(A)室 空調機冷却水出口弁(6号炉のみ)	原子炉建屋地上中3階	原子炉建屋地上中3階
燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A) 出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系ポンプ(A) 軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
非常用ガス処理系室空調機(A) 出 口弁	原子炉建屋地上3階	原子炉建屋地上3階
残留熱除去系ポンプ室空調機(A) 出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
残留熱除去系ポンプ(A)冷却水 出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
残留熱除去系ポンプ(A)メカニカ ルシール冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階

(次頁へ続く)

機器名称	設置場所	操作場所
サブプレッションプール浄化系 ポンプ室空調機出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
サブプレッションプール浄化系 ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
原子炉隔離時冷却系ポンプ室 空調機出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
原子炉補機冷却水系ポンプ(A) 吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却水系ポンプ(D) 吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋 地下2階	コントロール建屋 地下2階
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋 地下2階	コントロール建屋 地下2階
原子炉補機冷却海水ポンプ(A) 電動機軸受出口弁(7号炉のみ)	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却海水ポンプ(D) 電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
サージタンク(A)換気空調補機 非常用冷却水系側出口弁	原子炉建屋地上4階(6号炉) 原子炉建屋地上2階(7号炉)	原子炉建屋地上4階(6号炉) 原子炉建屋地上2階(7号炉)
代替冷却水供給第二止め弁(B)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
代替冷却水戻り第二止め弁(B)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
残留熱除去系熱交換器(B) 冷却水出口弁	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水供給側分離弁(B)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水戻り側分離弁(B)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
可燃性ガス濃度制御系室空調機 (B)出口弁	原子炉建屋地下1階(6号炉) 原子炉建屋地上1階(7号炉)	原子炉建屋地下1階(6号炉) 原子炉建屋地上1階(7号炉)
格納容器内雰囲気モニタ系ラック (B)出口弁	原子炉建屋地上3階	原子炉建屋地上3階
燃料プール冷却浄化系ポンプ室 空調機(B)出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B)出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系ポンプ(B) 軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
非常用ガス処理系室空調機(B) 出口弁	原子炉建屋地上3階	原子炉建屋地上3階
残留熱除去系ポンプ室空調機(B) 出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器 冷却水出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階

(次頁へ続く)

機器名称	設置場所	操作場所
高圧炉心注水系ポンプ室空調機 (B) 出口弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
原子炉補機冷却水系ポンプ(B) 吸込弁	タービン建屋地下 1 階	タービン建屋地下 1 階
原子炉補機冷却水系ポンプ(E) 吸込弁	タービン建屋地下 1 階	タービン建屋地下 1 階
原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	タービン建屋地下 1 階	タービン建屋地下 1 階
原子炉補機冷却海水ポンプ(E) 電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	タービン建屋地下 1 階	タービン建屋地下 1 階
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(B) 冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋 地下 2 階	コントロール建屋 地下 2 階
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(D) 冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋 地下 2 階	コントロール建屋 地下 2 階
格納容器内雰囲気モニタ系(B) 室 空調機冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地上 3 階	原子炉建屋地上 3 階
残留熱除去系ポンプ(B) モータ 軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
残留熱除去系ポンプ(B) 冷却水出 口弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
高圧炉心注水系ポンプ(B) メカニ カルシール冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
サージタンク(B) 換気空調補機 非常用冷却水系側出口弁	原子炉建屋地上 4 階(6号炉) 原子炉建屋地上 2 階(7号炉)	原子炉建屋地上 4 階(6号炉) 原子炉建屋地上 2 階(7号炉)
ホース	屋外	屋外

3.5.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

代替原子炉補機冷却系は，想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，最終ヒートシンクへの熱を輸送する機能が喪失した場合であって，残留熱除去系ポンプが起動可能な状況において，残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱交換器ユニット1セット1式と大容量送水車（熱交換器ユニット用）1セット1台を使用する。

熱交換器ユニットの容量は熱交換容量約23MWとして，大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は流量900m³/hとして設計し，炉心の著しい損傷の防止の事故シーケンスのうち，崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）において，事故発生20時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を行った場合に，同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果を確保可能な設計とする。

また，熱交換器ユニットの保有数は，6号及び7号炉共用で4セット4式に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1式（6号及び7号炉共用）の合計5式を保管する。大容量送水車（熱交換器ユニット用）の保有数は，6号及び7号炉共用で4セット4台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計5台を保管する。

(48-7)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットを接続するためのホースは、タービン建屋側の接続口と口径を統一し、かつ、フランジ接続とすることで、常設設備と確実に接続ができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、それぞれの熱交換器ユニット及びホースは、6号及び7号炉に接続可能な設計とする。

また、代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）を接続するためのホースは、熱交換器ユニットの接続口と口径を統一し、かつ、簡便な接続方式である結合金具による接続とすることで、確実に接続可能な設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、それぞれの大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、6号及び7号炉の熱交換器ユニットに接続可能な設計とする。

(48-8)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット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、接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。具体的には原子炉補機冷却系A系に接続する接続口と、原子炉補機冷却系B系に接続する接続口をそれぞれ設けることとし、6号炉についてはタービン建屋北側屋外に1箇所、タービン建屋西側屋外に1箇所、7号炉については、タービン建屋西側屋外に1箇所、タービン建屋南側屋外に1箇所設置し、位置的分散を図っている。また、残留熱除去系A系及びB系いずれもサプレッション・チェンバの除熱が可能であるため、原子炉補機冷却系A系及びB系でそれぞれ接続口を設けることが可能な設計とする。

なお、第50条の「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」として代替循環冷却系を設置し、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットを使用するが、この場合は原子炉補機冷却系B系の接続口のみが使用可能であるため本章における接続口の位置的分散の考えと異なる。代替循環冷却系の接続口の位置的分散については「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（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。

(48-8)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備

を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、炉心損傷前の状況で屋外に設置する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても、線源からの離隔距離をとることにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能とする。また、現場での接続作業に当たって、簡便な結合金具による接続方式及びフランジ接続方式により、確実に速やかに接続可能な設計とする。

(48-8)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

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

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、原子炉補機冷却水ポンプ、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と位置的分散を図り、発電所敷地内の高台にある荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所の複数箇所分散して保管する。

(48-9)

(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」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、通常時は高台に保管しており、想定される重大事故等が発生した

場合においても、可搬型重大事故等対処設備の運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。(『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照)

(48-10)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性(設置許可基準規則第43条第3項七)

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

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

代替原子炉補機冷却系は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故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、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系及び重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と表3.5-9で示すとおり多様性、位置的分散を図る。また、最終ヒートシンクについても、原子炉補機冷却系及び代替原子炉補機冷却系が海であることに對し、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は大気とし、多様性を有する設計とする。

(48-2, 48-4, 48-5, 48-8, 48-9)

表 3.5-9 代替原子炉補機冷却系の多様性，位置的分散

項目	設計基準事故 対処設備	重大事故等対処設備		
	原子炉補機冷却系	格納容器圧力逃がし 装置	耐圧強化ベント系	代替原子炉補機冷却系
ポンプ (淡水)	原子炉補機冷却水 ポンプ <タービン建屋>	—	—	熱交換器ユニット (代替原子炉補機冷却水 ポンプ) <屋外>
ポンプ (海水)	原子炉補機冷却 海水ポンプ <タービン建屋>	—	—	大容量送水車(熱交換器ユ ニット用) <屋外>
熱交換器	原子炉補機冷却水 系熱交換器 <タービン建屋>	—	—	熱交換器ユニット (熱交換器) <屋外>
最終ヒートシ ンク	海	大気	大気	海
駆動電源	非常用交流電源設 備(非常用ディーゼ ル発電機) <原子炉建屋>	不要	不要	—(大容量送水車(熱交換 器ユニット用)) 可搬型代替交流電源設備 (電源車) (熱交換器ユニット(代替 原子炉補機冷却水ポン プ)) <屋外>

<>内は設置場所を示す。

3.5.2.2 格納容器圧力逃がし装置

3.5.2.2.1 設備概要

格納容器圧力逃がし装置は、設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷等を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして原子炉格納容器から熱を輸送することを目的として使用する。

本システムは、フィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスク、電源設備（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備）、計測制御装置、及び流路である不活性ガス系、耐圧強化ベント系、格納容器圧力逃がし装置及び遠隔空気駆動弁操作設備の配管及び弁並びにホース等、排出元である原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む）で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

本システムに関する系統概要図を図 3.5-3、本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表 3.5-10 に示す。

格納容器圧力逃がし装置の詳細は、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」で記述している。

表 3.5-10 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラブチャーディスク【常設】
附属設備	ドレン移送ポンプ【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁作用ポンベ【可搬】 可搬型窒素供給装置【可搬】 スクラバ水 pH 制御設備【可搬】 フィルタベント遮蔽壁【常設】 配管遮蔽【常設】 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)【可搬】
水源 ^{*1}	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
排出元	原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバ, 真空破壊弁を含む)【常設】
流路	不活性ガス系 配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系 配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置 配管・弁【常設】 遠隔空気駆動弁操作設備 配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬】
注水先	—
電源設備 ^{*2} (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM 用動力変圧器【常設】 AM 用 MCC【常設】 AM 用切替盤【常設】 AM 用操作盤【常設】

(次頁へ続く)

設備区分	設備名
電源設備 ^{※2} (燃料補給設備を含む)	非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】 常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】
計装設備 ^{※3}	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水 pH【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ氣體温度【常設】 格納容器内圧力 (D/W)【常設】 格納容器内圧力 (S/C)【常設】
計装設備 (補助) ^{※4}	ドレンタンク水位【常設】 遠隔空気駆動弁操作用ポンベ出口圧力【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：単線結線図を補足説明資料 50-2 に示す。

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

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

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

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

3.5.2.2.2 多重性又は多様性及び独立性、位置的分散の確保

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、表 3.5-11 に示すとおり多様性、位置的分散を図った設計とする。

残留熱除去系及び原子炉補機冷却系との独立性については、表 3.5-12 で示すとおり地震、津波、火災、溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

また、排出経路に設置される隔離弁の電源については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作が可能な設計とすることとしているが、遠隔手動弁操作設備等を用いて必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。

また、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系については、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系と異なり、ポンプや熱交換器等を必要としないが、これらのシステムを構成する主要設備については、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系に対して位置的分散を図った設計とする。

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

表 3.5-11 多様性、位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備	
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	原子炉補機冷却系	格納容器圧力逃がし装置	耐圧強化ベント系
ポンプ	残留熱除去系ポンプ (原子炉建屋地下3階)	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却海水ポンプ タービン建屋地下1階	不要※1	不要※2
水源	サプレッション・チェンバ 原子炉建屋地下3階	海		
駆動用空気	不要	不要		
潤滑方式	水潤滑	原子炉補機冷却水ポンプ：油浴方式，原子炉補機冷却海水ポンプ：水潤滑		
冷却水	原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系	不要		
駆動電源	非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）	非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）		
	原子炉建屋地上1階	原子炉建屋地上1階		

※1 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスクについては、原子炉建屋東側屋外（6号炉）、原子炉建屋南東側屋外（7号炉）

- に設置する
- ※2 耐圧強化ベント系は、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系と区画され分離されている

表 3.5-12 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 原子炉補機冷却系	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系は耐震 S クラス設計とし、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 Ss が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	6 号炉及び 7 号炉の原子炉建屋及びフィルタベント遮蔽壁は、基準津波が到達しない位置に設置することで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系と、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系と、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

3.5.2.3 耐圧強化ベント系

3.5.2.3.1 設備概要

耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷等を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして原子炉格納容器から熱を輸送することを目的として使用する。

本システムを使用する際には、サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを優先とするが、サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合、若しくは何らかの原因によりサプレッション・チェンバ側からのベントが実施できない場合は、ドライウェル側からベントを行う。ドライウェルベントを行った際には、サプレッション・チェンバ内の雰囲気ガスは真空破壊弁を経由してドライウェルへ排出される。

本システムは、電源設備（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備）、計測制御装置、及び流路である不活性ガス系、耐圧強化ベント系、遠隔空気駆動弁操作設備及び非常用ガス処理系の配管及び弁並びに主排気筒（内筒）、排出元である原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む）等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び本システムを経由して非常用ガス処理系へ導き、原子炉建屋屋上に設置している主排気筒（内筒）を通して大気へ放出する。

本システムに関する系統概要図を図 3.5-4、本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表 3.5-13 に示す。

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

— : 重大事故等対処設備（主要設備）
 — : 重大事故等対処設備（附属設備等）

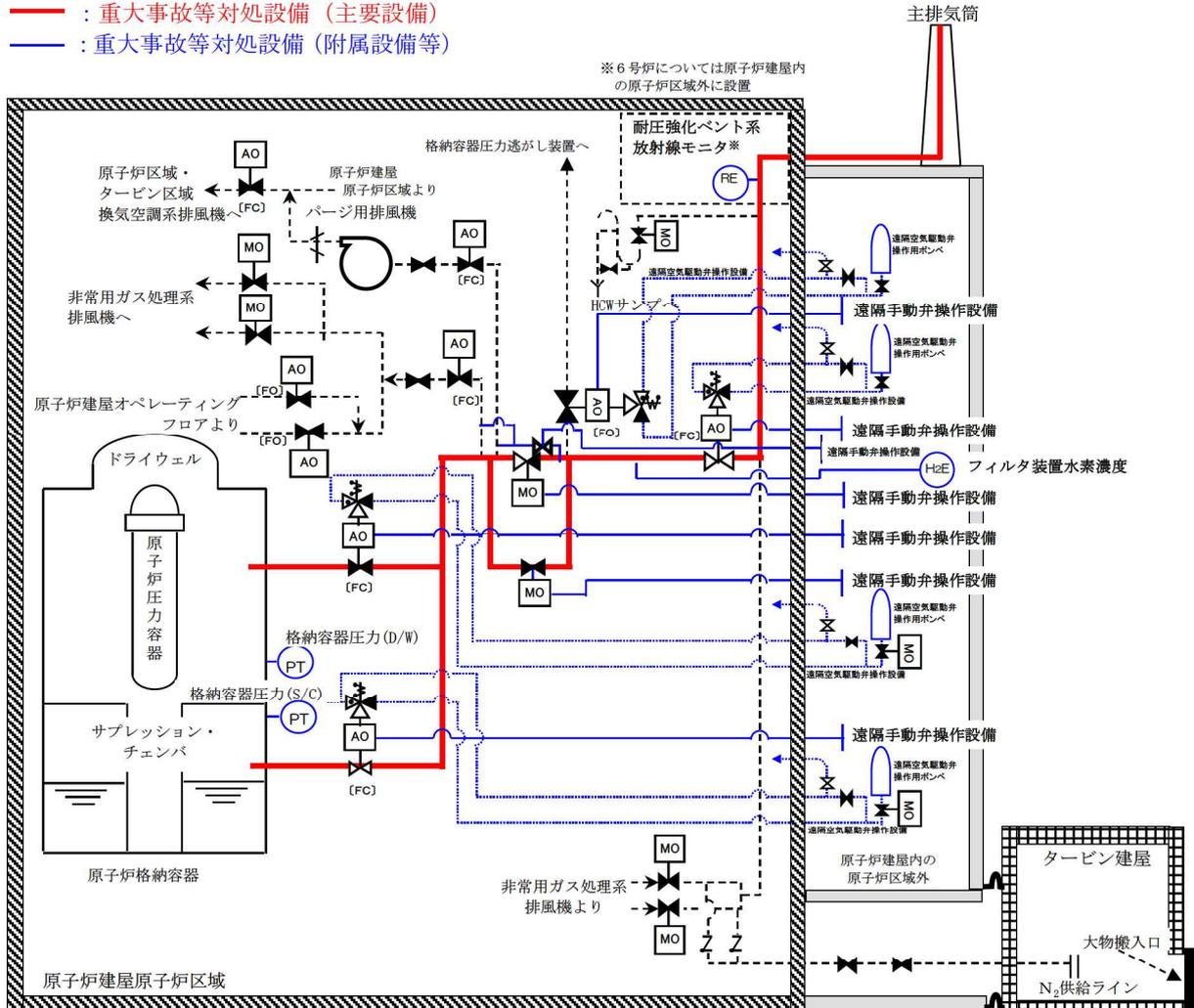


図 3.5-4 耐圧強化ベント系 系統概要図

表 3.5-13 耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	—
附属設備	遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンベ【可搬】
排出元	原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む）【常設】
流路	不活性ガス系 配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系(W/W) 配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系(D/W) 配管・弁【常設】 遠隔空気駆動弁操作設備 配管・弁【常設】 非常用ガス処理系 配管・弁【常設】 主排気筒(内筒)【常設】
注水先	—
電源設備 ^{※1}	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】

(次頁へ続く)

設備区分	設備名
電源設備 ^{※1}	上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備 ^{※2}	ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ氣體温度【常設】 格納容器内圧力 (D/W)【常設】 格納容器内圧力 (S/C)【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 ^{※3}

※1：単線結線図を補足説明資料 48-2 に示す。

電源設備については「3. 14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

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

計装設備については「3. 15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：フィルタ装置水素濃度については、設置許可基準規則第 52 条において原子炉格納容器内の水素ガスを排出する際に要求されるものである。格納容器圧力逃がし装置と兼用であり、サンプリングラインを切り替えることによって、耐圧強化ベント系も計測可能である。

3.5.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 耐圧強化ベント系

最高使用圧力	: 620kPa [gage]
最高使用温度	: 171℃
容量	: 約 15.8kg/s

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

3.5.2.3.3 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保

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

3.5.2.3.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.5.2.3.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

耐圧強化ベント系を構成する機器は，原子炉建屋原子炉区域内及び屋外に設置されている設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内及び屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表3.5-14に示す設計とする。

(48-4, 48-8, 48-9)

表3.5-14 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内及び屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

耐圧強化ベント系の操作は，重大事故等が発生した場合の原子炉建屋原子炉区域内及び屋外の環境条件を考慮し，また，電源喪失時においても操作可能なように，原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔手動弁操作設備を介しての人力操作が可能な設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであ

ること。

(ii)適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側）、二次隔離弁、フィルタ装置入口弁、耐圧強化ベント弁）については、遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより、重大事故等の環境下においても確実に操作が可能となる設計とする。また、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側）、フィルタ装置入口弁、耐圧強化ベント弁については、遠隔空気駆動弁操作用ボンベ及び遠隔空気駆動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔操作することにより、重大事故等の環境下においても確実に操作可能な設計とする。さらに、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側）、二次隔離弁については電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により、原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することも可能である。なお、二次隔離弁バイパス弁についても、電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。

耐圧強化ベント系使用時に、耐圧強化ベント系に接続される系統との隔離のための弁（換気空調系一次隔離弁、非常用ガス処理系一次隔離弁、非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A 及び B、非常用ガス処理系 U シール隔離弁）については、中央制御室により閉操作、若しくは閉確認をすることができる。なお、原子炉区域・タービン区域換気空調系、非常用ガス処理系には、格納容器圧力逃がし装置との隔離を確実にするため、手動駆動の二次隔離弁をそれぞれ設置しているが、これらの弁については通常時閉とし、さらに運転操作上、弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置し、緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで、格納容器圧力逃がし装置使用時には、これらの弁が確実に閉となるような運用とする。

水素バイパスラインに設置される止め弁については、遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより、重大事故等の環境下においても確実に操作可能な設計とする。

表 3.5-15 に操作対象機器を示す。これら操作機器については、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作可能な設計とする。

(48-4, 48-5)

表 3.5-15 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
一次隔離弁 (サブプレッション・ チェンバ側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)
		原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔空気駆動弁操作設備)
一次隔離弁 (ドライウエル側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)
		原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔空気駆動弁操作設備)
二次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)
二次隔離弁 バイパス弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)
フィルタ装置 入口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)
		原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔空気駆動弁操作設備)
耐圧強化ベント弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)
		原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔空気駆動弁操作設備)
換気空調系 第一隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作 ^{※1}
換気空調系 第二隔離弁	弁閉確認	中央制御室	手動操作 ^{※2}
非常用ガス処理系 第一隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作 ^{※1}
非常用ガス処理系 第二隔離弁	弁閉確認	中央制御室	手動操作 ^{※2}

(次頁へ続く)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口 隔離弁 A	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1
		原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	手動操作
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口 隔離弁 B	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1
		原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	手動操作
非常用ガス処理系 U シール隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1
		6 号炉：原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内) 7 号炉：原子炉建屋地上 4 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	手動操作
水素バイパスライン 止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域 外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設 備)

※1 中央制御室にてランプ確認を行う。

全閉でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉操作を行う。

※2 中央制御室にてランプ確認を行う。

これらの弁は、運転操作上、弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置し、緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで、耐圧強化ベント系使用時には、これらの弁が確実に閉となるような運用とする。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

耐圧強化ベント系において原子炉格納容器から主排気筒（内筒）までのラインを構成する電動弁及び空気作動弁については、表 3.5-16 に示すように、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び弁動作試験が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中については、弁の開閉試験により系統内に封入されている窒素が外部に放出されることを防止するため、開閉試験は実施しない。

(48-6)

表 3.5-16 耐圧強化ベント系の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	漏えい確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

本システムを使用する際には、流路に接続される弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側）、二次隔離弁、フィルタ装置入口弁、耐圧強化ベント弁）を電源喪失時においても遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより、排気ガスを非常用ガス処理系配管を経由して主排気筒（内筒）へ導くことが可能である。また、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側）、フィルタ装置入口弁、耐圧強化ベント弁については、遠隔空気駆動弁操作ポンベ及び遠隔空気駆動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔操作可能である。さらに、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側）、二次隔離弁については電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により、原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて操作することも可能である。二次隔離弁バイパス弁は、電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。

これにより、図 3.5-5 及び図 3.5-6 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え操作が可能である。

(48-5)

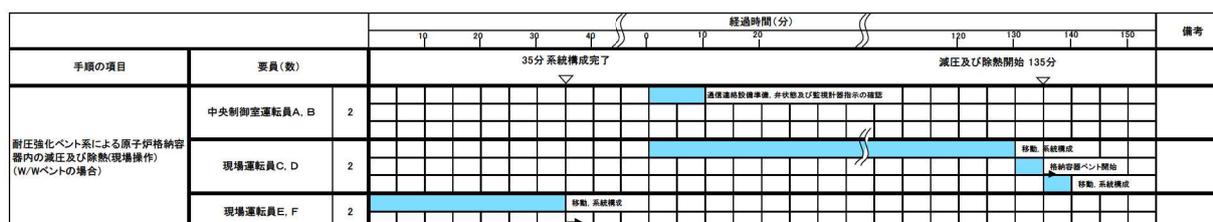


図 3.5-5 耐圧強化ベント系による除熱のタイムチャート
(ウェットウェルベントの場合) *

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80										
		減圧及び除熱開始 55分																	
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(D/Wベントの場合)	中央制御室運転員A, B	2	通信連絡設備準備, 電源確認										系統構成						電源を復旧しながら系統構成を行う。
													格納容器ベント開始						
	現場運転員C, D	2	移動, 電源確保										移動, 系統構成						
													移動, 系統構成						

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150			
		35分 系統構成完了																	
		減圧及び除熱開始 135分																	
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)(D/Wベントの場合)	中央制御室運転員A, B	2	通信連絡設備準備, 弁状態及び監視計器指示の確認																
													移動, 系統構成						
	現場運転員C, D	2											格納容器ベント開始						
													移動, 系統構成						
	現場運転員E, F	2	移動, 系統構成																

図 3.5-6 耐圧強化ベント系による除熱のタイムチャート
(ドライウェルベントの場合) *

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

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

耐圧強化ベント系は, 不活性ガス系, 非常用ガス処理系及び格納容器圧力逃がし装置が接続されている。

通常時に使用する系統としては表 3.5-17 のとおり, 不活性ガス系及び非常用ガス処理系があるが, 二次隔離弁, 二次隔離弁バイパス弁及び耐圧強化ベント弁を閉状態とすることでこれらの系統とは隔離され, 悪影響を防止する。格納容器圧力逃がし装置については, 通常時は使用しない系統であるため, 系統隔離弁であるフィルタ装置入口弁については通常時開としても悪影響を及ぼすことはない。

一方で, 重大事故等時において耐圧強化ベント系を使用する際に, 排出経路を構成するための隔離境界箇所は, 表 3.5-18 のとおりである。

非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系排風機入口側), 及び原子炉区域・タービン区域換気空調系との接続箇所は, 一次隔離弁と二次隔離弁の間となっており, それぞれの系統を隔離する弁は直列に各 2 弁ずつ設置してある。これらの弁は通常時閉, 電源喪失時にはフェイルクローズとなる空気作動弁と通常時閉の手動弁であり, 万が一, 弁座からシートパスがあったとしても, 排気ガスが他系統へ回り込むことを防止し, 悪影響を及ぼさない設計とする。

また, 格納容器圧力逃がし装置, 非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系フィルタ装置出口側), 及び原子炉建屋との隔離弁については二次隔離弁より下流側に接続される。格納容器圧力逃がし装置との隔離弁は通常時開, 電源喪失時

にはフェイルオープンとなる空気作動弁であるため、耐圧強化ベント系使用時には閉操作が必要である。非常用ガス処理系フィルタ装置との隔離弁は、通常時閉の電動弁であるが、非常用ガス処理系自動起動信号により自動開となるため、電源喪失時にはアズイズとなることを考慮すると、中央制御室での閉確認が必要である。また、排気筒で発生するドレンをサンプへ導くラインに接続する弁については通常時開の弁であり、耐圧強化ベント系使用前に中央制御室からの閉操作が必要である。

以上のことから、耐圧強化ベント系を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

表 3.5-17 他系統との隔離弁（通常時）

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
不活性ガス系	二次隔離弁	電動駆動	通常時閉
	二次隔離弁バイパス弁	電動駆動	通常時閉
非常用ガス処理系	耐圧強化ベント弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
格納容器圧力逃がし装置※	フィルタ装置入口弁	空気駆動	通常時開 電源喪失時開

※ 格納容器圧力逃がし装置は、重大事故等対処設備であり、通常時は使用しない系統である。

表 3.5-18 他系統との隔離弁（重大事故等時）

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系 排風機入口側)	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	第二隔離弁	手動	通常時閉
原子炉区域・タービン区域 換気空調系	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	第二隔離弁	手動	通常時閉
非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系フィ ルタ装置出口側)	第一隔離弁 (非常用ガス処理系フィ ルタ装置出口隔離弁 A/B)	電動駆動	通常時閉 (自動起動インター ロック有)
格納容器圧力逃がし装置	第一隔離弁 (フィルタ装置入口弁※)	空気駆動	通常時開 電源喪失時開
原子炉建屋内	第一隔離弁 (非常用ガス処理系 Uシール隔離弁)	電動駆動	通常時開

※ 耐圧強化ベント使用時に切替え操作が必要（中央制御室若しくは現場にて容易に切替え可能）

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

耐圧強化ベント系の系統構成に必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.5-19 に示す。

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁について、炉心損傷前に耐圧強化ベント系を使用する場合においては、想定される重大事故等時における放射線量は高くないことから、中央制御室又は離れた場所から遠隔操作が可能である。また、原子炉建屋原子炉区域内に設置されている高線量配管に対して原子炉建屋原子炉区域壁厚さが足りないため、遮蔽効果が不十分である場合は、操作場所での被ばく線量率を評価した上で、追加で遮蔽体を設置する。

(48-4, 48-5)

表 3.5-19 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
一次隔離弁 (サプレッション・チェンバ側)	原子炉建屋地下 1 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室
		原子炉建屋地下 1 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
一次隔離弁 (ドライウエル側)	原子炉建屋地上 2 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室
		原子炉建屋地上 2 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
二次隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室
		原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
二次隔離弁バイパス弁	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室
		原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
フィルタ装置入口弁	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
耐圧強化ベント弁	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
換気空調系 第一隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室
換気空調系 第二隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上 3 階 ^{*1} (原子炉建屋原子炉区域内)
非常用ガス処理系 第一隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室
非常用ガス処理系 第二隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上 3 階 ^{*1} (原子炉建屋原子炉区域内)

(次頁へ続く)

機器名称	設置場所	操作場所
真空破壊弁	原子炉格納容器内	—
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 A	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 B	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室
非常用ガス処理系 U シール隔離弁	6 号炉：原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内) 7 号炉：原子炉建屋地上 4 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室
水素バイパスライン止め弁	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉 区域外)

※1 これらの弁は、運転操作上、弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置し、緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで、耐圧強化ベント系使用時には、これらの弁が確実に閉となるような運用とする。

3.5.2.3.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、大気を最終ヒートシンクとして原子炉格納容器から除熱をするため、原子炉定格熱出力の1%に相当する15.8kg/sの蒸気を排気することができるよう、十分な排出流量を有する設計とする。

原子炉定格熱出力の1%とは、原子炉停止から2～3時間後に相当する出力である。一方、炉心の著しい損傷の防止の事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）において、炉心損傷前の格納容器ベント開始は、原子炉停止後約16時間後となっている。そのため、格納容器ベント開始時における原子炉格納容器の蒸気発生量は、耐圧強化ベント系の設計流量である15.8kg/sよりも小さいことから、耐圧強化ベント系を用いて、原子炉格納容器から除熱することは可能である。

また、耐圧強化ベント系を炉心損傷前に使用する場合は、原子炉格納容器の最高使用圧力にて格納容器ベント判断をするものとし、格納容器ベント判断から格納容器ベント開始までの原子炉格納容器の圧力上昇を考慮し、耐圧強化ベント系の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍の620kPa[gage]とする。

また、耐圧強化ベント系の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度の171℃とする。

(48-7)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

耐圧強化ベント系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系とは構成機器を共用していないため、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能が失われることはない。また、耐圧強化ベント系は、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び熱交換器並びにタービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

(48-2, 48-4, 48-5)

3.5.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.5.3.1 原子炉補機冷却系

3.5.3.1.1 設備概要

原子炉補機冷却系は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。本系統は、想定される重大事故等時においても、非常用機器、残留熱除去系機器、燃料プール冷却浄化系機器等の冷却を行うための機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

本系統は、非常用炉心冷却系の区分Ⅰ、区分Ⅱ及び区分Ⅲに対応した3系統としており、その系統は中間ループ及び海水系で構成し、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水系熱交換器、原子炉補機冷却海水ポンプ、配管及び弁類等で構成する。原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプは、各区分において通常運転時は1台運転としており、1台予備とする。

本系統に関する系統概要図を図3.5-7、本系統に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.5-20に示す。

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

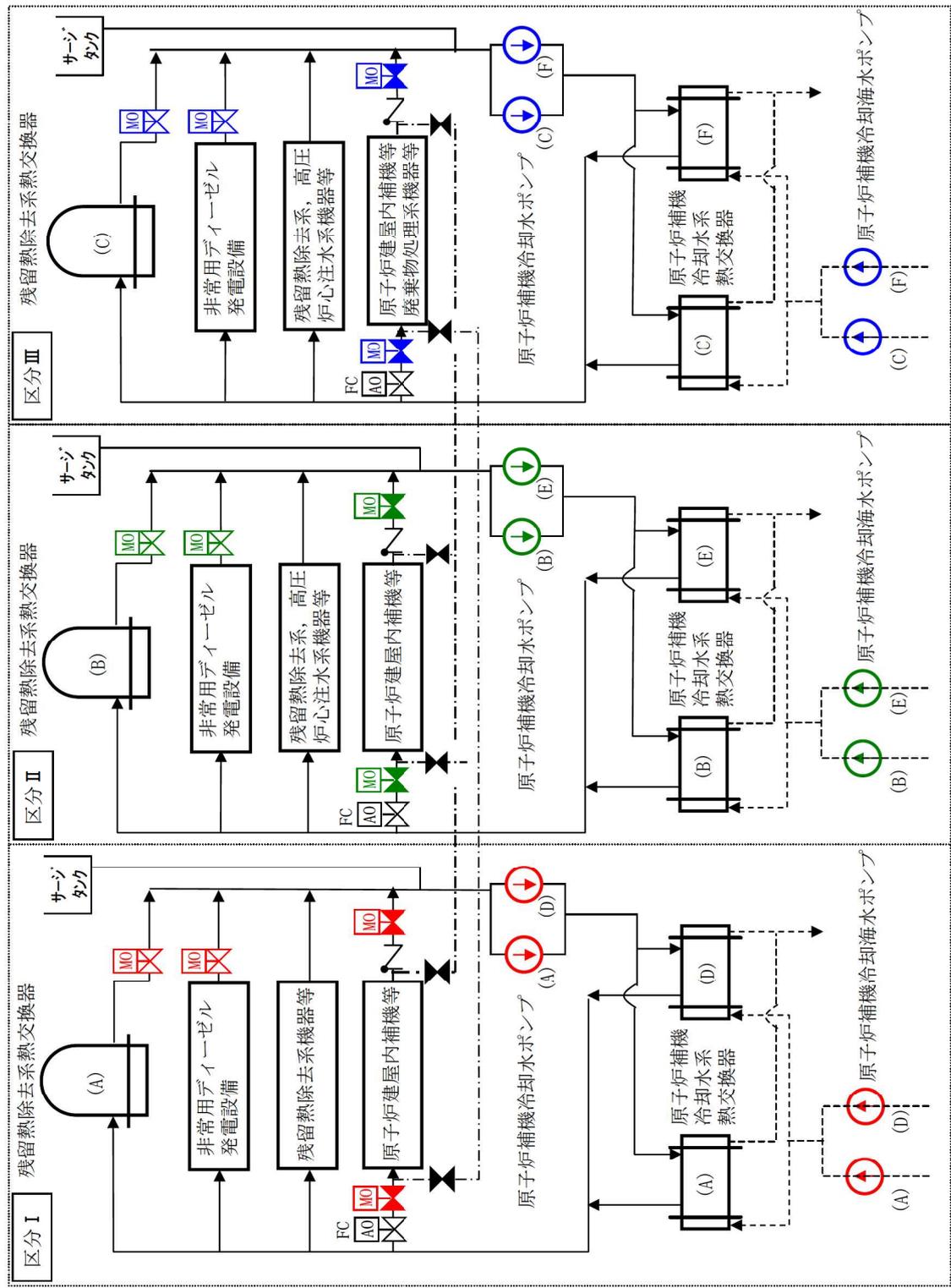


図 3.5-7 原子炉補機冷却系 系統概要図

表 3.5-20 原子炉補機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	原子炉補機冷却水ポンプ【常設】 原子炉補機冷却海水ポンプ【常設】 原子炉補機冷却水系熱交換器【常設】
附属設備	—
水源	非常用取水設備 海水貯留堰【常設】 スクリーン室【常設】 取水路【常設】 補機冷却用海水取水路【常設】 補機冷却用海水取水槽【常設】
流路	原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ 原子炉補機冷却系 サージタンク
電源設備 ^{※1}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 ^{※2}	原子炉補機冷却水系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量【常設】
計装設備（補助） ^{※3}	RCW サージタンク水位【常設】 原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度【常設】

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

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

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

3.5.3.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 原子炉補機冷却水ポンプ

容量（区分Ⅰ及びⅡ）	: 1300m ³ /h/台
容量（区分Ⅲ）	: 1100m ³ /h/台（6号炉） 800m ³ /h/台（7号炉）
個数	: 1/区分（予備1/区分）／通常運転時 : 2/区分／通常運転時以外
取付箇所	: タービン建屋地下1階及び地下2階

(2) 原子炉補機冷却海水ポンプ

容量	: 1800m ³ /h/台
個数	: 1/区分（予備1/区分）／通常運転時 : 2/区分／通常運転時以外
取付箇所	: タービン建屋地下1階

(3) 原子炉補機冷却水系熱交換器

容量（区分Ⅰ及びⅡ）	: 約17MW/基（海水温度30℃において）
容量（区分Ⅲ）	: 約16MW/基（海水温度30℃において）
個数	: 1/区分（予備1/区分）／通常運転時 : 2/区分／通常運転時以外
取付箇所	: タービン建屋地下1階及び地下2階

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

3.5.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

原子炉補機冷却系は、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。

原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ、及び原子炉補機冷却水系熱交換器については、設計基準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、他の設備に悪影響を及ぼさない設計である。

原子炉補機冷却系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ、及び原子炉補機冷却水系熱交換器については、設計基準事故時の最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ、及び原子炉補機冷却水系熱交換器については、タービン建屋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タービン建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.5-21に示す設計とする。

また、使用時に海水を通水する原子炉補機冷却水系熱交換器内の一部及び原子炉補機冷却海水ポンプは、海水の影響を考慮した設計とし、ストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。

表 3.5-21 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	タービン建屋内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	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	常時海水を通水するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	タービン建屋内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする

また、原子炉補機冷却系は中央制御室にて操作可能な設計である。原子炉補機冷却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。

原子炉補機冷却系については、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、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ、及び原子炉補機冷却水系熱交換器については、発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁動作試験が可能な設計であり、発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査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。

3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49条】

【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器内の冷却等のための設備)

第四十九条 発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設には，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

(1) 重大事故等対処設備

- a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして，格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。
- b) 上記 a) の格納容器スプレイ代替注水設備は，設計基準事故対処設備に対して，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ること。

(2) 兼用

- a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は，同一設備であってもよい。

3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

3.6.1 設置許可基準規則第49条への適合方針

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を設ける。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を設ける。

(1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項(1)a))

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）の機能喪失又はサプレッション・チェンバのプール水を水源として使用できない場合に、廃棄物処理建屋内に設置された復水移送ポンプを用い、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の水源とは異なる復水貯蔵槽を水源として、ドライウエル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

(2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項(1)a))

代替格納容器スプレイ冷却系（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（格納容器スプレイ冷却モード）、復水移送ポンプが機能喪失した場合に、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用い、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の水源とは異なる、代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）を水源として、復水補給水系、残留熱除去系を通じてドライウエル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

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

上記(1)及び(2)の重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して、異なるポンプ（復水移送ポンプ又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級））、駆動源（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及びディーゼルエンジン）、冷却源（自滑水冷却）

を用いることで多様性及び独立性を有する設計とする。また、原子炉建屋内に設置されている残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して、常設設備である復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に設置しており、常設代替交流電源設備は屋外に設置することで位置的分散を図った設計とする。可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び可搬型代替交流電源設備については、屋外に保管し、屋外から異なる複数の接続口に接続可能とし、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して位置的分散を図る設計とする。

なお、多様性及び独立性、位置的分散については、3.6.2.1.3 項に詳細に示す。

(4) 兼用について（設置許可基準規則解釈の第 1 項(2)a))

本項における炉心損傷防止目的の設備と格納容器破損防止目的の設備は同一設備とする。

その他、設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

(5) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、サブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイする。

ドライウエル内にスプレイされた水は、ベント管を通して、サブプレッション・チェンバ内に戻り、サブプレッション・チェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去系の熱交換器で冷却された後、再びスプレイされる。

(6) 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）

残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）は、サブプレッション・チェンバのプール水温を所定の温度以下に冷却できる機能を有する。

本システムは、サブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系のポンプ及び熱交換器を経由してサブプレッション・チェンバに戻す。

(7) 原子炉補機冷却系

原子炉補機冷却系は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。本システムは、想定される重大事故等時においても、非常用機器、残留熱除去機器等の冷却を行うための機能を期待する。

原子炉補機冷却系については、「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。

なお、原子炉格納容器内を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

(8) 消火系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）、復水移送ポンプが機能喪失した場合、炉心の著しい損傷及び原子炉格

格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として消火系を用いた格納容器スプレイ手段を整備している。

消火系を用いた格納容器スプレイ手段については、ディーゼル駆動消火ポンプを用い、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、代替格納容器スプレイ冷却系の水源とは異なるろ過水タンクを水源として消火系、復水補給水系、残留熱除去系を通じて格納容器スプレイを行う手順を整備している。

(9) ドライウェル冷却系による格納容器除熱

代替格納容器スプレイ及び残留熱除去系ポンプの復旧ができず、格納容器除熱手段がない場合に、常設代替交流電源により原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ポンプの電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水を供給後、ドライウェル冷却系送風機を起動して原子炉格納容器を除熱する。

ドライウェル冷却系送風機を停止状態としても、原子炉格納容器内への冷却水の供給を継続することで、ドライウェル冷却系冷却器コイル表面で、原子炉格納容器内部の蒸気を凝縮し、原子炉格納容器の圧力上昇を緩和することが可能である。

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) 復旧手段の整備

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が全交流動力電源喪失により起動できない場合には、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給することで残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を復旧する手段を整備する。なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

また、代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）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) 代替格納容器スプレイ冷却系の海水の利用

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の水源である復水貯蔵槽並びに代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の水源である代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水が枯渇した場合において、防潮堤の内側に設置している海水取水箇所（取水路）より、大容量送水車（海水取水用）を用いて復水貯蔵槽への補給及び防火水槽への供給又は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）で用いる可搬型代替注水ポンプ（A-2級）に海水を直接送水を行う設計とする。なお、海の利用については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.6.2 重大事故等対処設備

3.6.2.1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

3.6.2.1.1 設備概要

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的として使用する。また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させること及び逃がし安全弁の環境条件を緩和するため、原子炉格納容器内の温度を低下させることを目的として使用する。

本系統は、復水移送ポンプ、電源設備（非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備等）、計測制御装置、水源である復水貯蔵槽、流路である復水補給水系、残留熱除去系、高圧炉心注水系の配管及び弁、格納容器スプレイ・ヘッド並びにスプレイ先である原子炉格納容器等から構成される。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の系統概要図を図 3.6-1 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.6-1 に示す。

本系統は、復水移送ポンプ 3 台のうち 2 台により、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉格納容器へスプレイすることで原子炉格納容器内を冷却できる設計とする。

復水移送ポンプの電源について、復水移送ポンプ(B)及び(C)は、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備である電源車から、代替所内電気設備である AM 用動力変圧器及び AM 用 MCC を介して給電が可能な設計とする。復水移送ポンプ(A)は、通常時は非常用所内電源設備である非常用 MCC C 系から給電しているが、重大事故等時に復水移送ポンプ(A)の動力ケーブルの接続操作を行うことにより、代替所内電源設備である AM 用 MCC から給電が可能な設計とする。

水源である復水貯蔵槽は、枯渇しそうな場合においても、代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いて、廃棄物処理建屋外壁に設置した外部接続口から復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。

本系統の操作に当たっては、中央制御室及び現場での弁操作（AM 用切替盤の切替え操作を含む）により系統構成を行った後、中央制御室の操作スイッチにより復水移送ポンプを起動し運転を行う。

表 3.6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（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	復水移送ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 ^{※1}	復水貯蔵槽【常設】
流路	復水補給水系 配管・弁【常設】 残留熱除去系 配管・弁【常設】 格納容器スプレイ・ヘッダ【常設】 高圧炉心注水系 配管・弁【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備 ^{※2}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】
計装設備 ^{※3}	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】 サプレッション・チェンバ・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なとなる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：単線結線図を補足資料49-2に示す。

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

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把

握ることが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.6.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 復水移送ポンプ

種類	: うず巻形
容量	: 125m ³ /h/台
全揚程	: 85m
最高使用圧力	: 1.37MPa[gage]
最高使用温度	: 66℃
個数	: 2 (予備 1)
取付箇所	: 廃棄物処理建屋地下 3 階
原動機出力	: 55kW

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.6.2.1.3 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の多様性、独立性、位置的分散

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、表 3.6-2 で示すとおり多様性、位置的分散を図った設計とする。ポンプについては、残留熱除去系ポンプ(B)、(C)と位置的分散された廃棄物処理建屋地下 3 階の復水移送ポンプを使用する設計とする。復水移送ポンプのサポート系として、ポンプ冷却水は自滑水とすることで、残留熱除去系ポンプの冷却水と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とし、電源については、常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）、可搬型代替交流電源設備（電源車）から代替所内電気設備を経由した給電が可能な設計とすることで、残留熱除去系ポンプの電源である非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。水源については、残留熱除去系の水源であるサプレッション・チェンバと異なる復水貯蔵槽を使用する設計とする。操作に必要な電動弁については、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

残留熱除去系と代替格納容器スプレイ冷却系(常設)の独立性については、表 3.6-3 で示すとおり地震、津波、火災、溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

なお、ドライウェルスプレイラインにおける配管、スプレイヘッド等の流路を構成する静的機器については、残留熱除去系(B)ドライウェルスプレイライン（残留熱除去系洗浄水弁(B)よりドライウェルスプレイヘッドにつながる配管との合流部からドライウェルスプレイヘッドまで）を除く範囲で、可能な限り分離した設計とする。また、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷

却流量調節弁(B)の動的機能については、残留熱除去系とは異なる電源を供給する設計とする。

サプレッション・チェンバ・プールスプレイラインにおける配管，スプレイヘッド等の流路を構成する静的機器については、残留熱除去系(B)サプレッション・チェンバ・プールスプレイライン（残留熱除去系洗浄水弁(B)よりサプレッション・チェンバ・プールスプレイヘッドにつながる配管との合流部からサプレッション・チェンバ・プールスプレイヘッドまで）を除く範囲で、可能な限り分離した設計とする。また、サプレッション・チェンバ・プールスプレイ注入隔離弁(B)の動的機能については、残留熱除去系とは異なる電源を供給する設計とする。

ただし、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)が故障した場合でも、自主的対策設備として残留熱除去系(C)配管を用いた格納容器スプレイを整備している。

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。

表 3.6-2 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の多様性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	復水移送ポンプ	
	原子炉建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階	
水源	サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽	
	原子炉建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下2階	
駆動用空気	不要	不要	
潤滑方式	水潤滑	油浴方式	
冷却水	原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	不要 (自滑水)	
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	常設代替交流電源設備 (第一ガスタービン発電機)	可搬型代替交流電源設備 (電源車)
	原子炉建屋地上1階	7号炉タービン建屋南側の 屋外	荒浜側高台保管場所及 び大湊側高台保管場所

表 3.6-3 残留熱除去系と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
		残留熱除去系 (B) (C) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系 (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は耐震 S クラス設計とし、重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 Ss が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	6号及び7号炉の原子炉建屋は、基準津波が到達しない位置に設置する設計とすることで、津波が共通要因となり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と、重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系（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と、重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系（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）。	

3.6.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.6.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは、廃棄物処理建屋内に設置している設備であることから、想定される重大事故等時における、廃棄物処理建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表3.6-4に示す設計とする。

復水移送ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室の操作スイッチから可能な設計とする。

(49-3, 49-4)

表 3.6-4 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建屋内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	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できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお、原子炉格納容器内へのスプレイは、可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期間とすることで、設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	廃棄物処理建屋内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイを実施する場合は、復水補給水系のバイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施し、復水移送ポンプを起動する。その後、系統構成として、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)、残留熱除去系洗浄水弁(B)を開操作することでドライウエルへのスプレイを行う。

また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるサブプレッション・チェンバ内へのスプレイを実施する場合は、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施し、復水移送ポンプを起動する。その後、系統構成として、残留熱除去系サブプレッション・チェンバ・プールのスプレイ注入隔離弁(B)、残留熱除去系洗浄水弁(B)を開操作することでサブプレッション・チェンバ内へのスプレイを行う。

復水移送ポンプの水源確保として復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁と復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁の開操作を実施する。

以上のことから、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の操作に必要なポンプ及び弁を表 3.6-5 に示す。

このうちタービン建屋負荷遮断弁、残留熱除去系洗浄水弁(B)については、中央制御室の格納容器補助盤からの遠隔操作で弁を開閉することが可能な設計とし、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、残留熱除去系サブプレッション・チェンバ・プールのスプレイ注入隔離弁(B)は原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置している AM 用切替盤より、配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後、近傍に設置している現場操作盤（AM 用操作盤）のスイッチ操作により、遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁、復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁については、廃棄物処理建屋地下 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置されており、設置場所での手動操作で開閉することが可能な設計とする。

また、復水移送ポンプについては、中央制御室にある復水移送ポンプ操作スイッチからのスイッチ操作でポンプ 3 台のうち 2 台を起動する設計とする。

中央制御室の操作スイッチ、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）AM 用操作盤の操作スイッチ及び廃棄物処理建屋地下 3 階の弁を操作するにあたり、運転員等のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

(49-3, 49-4)

表 3.6-5 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
復水移送ポンプ(A)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ(B)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ(C)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作
残留熱除去系サブプレッション・チェンバ・プールスプレイ注入隔離弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作
残留熱除去系洗浄水弁(B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
タービン建屋負荷遮断弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
復水補給水系常／非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
復水補給水系常／非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは、表3.6-6に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験、弁動作試験を、また、停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは、発電用原子炉の停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（主軸、軸受、羽根車）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の運転中又は停止中に、復水貯蔵槽を水源とし、復水移送ポンプを起動させ、サブプレッション・チェンバへ送水する試験を行うテストラインを設けることで、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。なお、残留熱除去系洗浄水弁(B)から原子炉格納容器までのラインについては、上記の試験に加えて、発電用原子炉の運転中又は停止中に残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)の弁動作試験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。

表 3.6-6 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

運転性能の確認として，復水移送ポンプの吐出圧力，系統（ポンプ廻り）の振動，異音，異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。

復水移送ポンプを構成する部品の表面状態の確認として，浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことの確認が可能な設計とする。

復水移送ポンプの外観検査として，傷や漏えい跡の確認が可能な設計とする。
(49-5)

(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」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，復水移送ポンプを通常時に使用する系統である復水補給水系から重大事故等時に対処するために系統構成を切り替えて使用する。

ドライウエル内へのスプレイの切替え操作としては，復水移送ポンプの起動操作，復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作，ドライウエル内へスプレイするために残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作，残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全開操作，残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)の全開操作を行う。

サプレッション・チェンバ内へのスプレイの切替え操作としては，復水移送ポンプの起動操作，復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作，サプレッション・チェンバ内へスプレイするために残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作，残留熱除去系サプレッション・チェンバ・プール

スプレイ注入隔離弁(B)の全開操作を行う。

切替え操作対象機器については、表 3.6-5 に示す。

なお、復水貯蔵槽から復水移送ポンプに移送するライン（復水移送ポンプ吸込ライン）は、復水貯蔵槽の中部（常用ライン）、下部（非常用ライン）の 2 通りがある。通常運転時は中部（常用ライン）を使用しているため、長期運転を見込み、復水貯蔵槽を水源として確保するため、復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁、復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁の開操作を行い、復水移送ポンプ吸込ラインを下部（非常用ライン）に切り替える。ただし、復水移送ポンプ起動当初は復水貯蔵槽水位は確保されているため、本切替え操作は代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイが開始された後に実施する。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）である復水移送ポンプの起動及び系統の切替えに必要な弁については、中央制御室及び原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）から遠隔操作可能な設計とすることで、図 3.6-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

系統の切替えに必要な弁のうちタービン建屋負荷遮断弁、残留熱除去系洗浄水弁(B)については、中央制御室から遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。

系統の切替えに必要な弁のうち、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)については、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置している AM 用切替盤より、配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後、近傍に設置している AM 用操作盤のスイッチ操作により、遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。

また、復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁、復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁は手動弁として廃棄物処理建屋地下 3 階に設置されており、現場の手動操作で開操作を行う。この操作は、長期運転を見込んだ復水貯蔵槽水源確保のために実施する操作であり、原子炉格納容器内へのスプレイ開始後に実施することで、図 3.6-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

また、代替格納容器スプレイ冷却のバイパス流を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の主流路からの分岐部については、主流路から最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運用とする。事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁が閉止できないライン（非常用炉心冷却系ポンプ封水ライン等）についても、代替格納容器スプレイ冷却のバイパス流を防止するため、第一止め弁以降の弁で閉止されたバウンダリ構成とし、このバウンダリ範囲においては、適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。

(49-4)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80					
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)による 原子炉格納容器内へのスプレイ	中央制御室運転員 A, B	2												
	現場運転員 C, D	2												

図 3.6-2 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート*

* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.6 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、通常時は残留熱除去系洗淨水弁(B)を閉止することで隔離する系統構成としており、取合系統である残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。隔離弁については表 3.6-7 に示す。また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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、各々の必要流量が確保可能な設計とする。各々の必要流量とは、格納容器下部注水を行う場合において、原子炉圧力容器の破損前は格納容器下部注水系 90m³/h、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）70m³/h であり、原子炉圧力容器の破損後は、格納容器下部注水系は崩壊熱相当の注水量(最大 50m³/h)、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）130m³/h であり、これらの必要流量を確保可能な設計とする。

(49-3, 49-4)

表 3.6-7 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	残留熱除去系洗淨水弁(B)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.6-8 に示す。このうち、中央制御室で操作する復水移送ポンプ、残留熱除去系洗浄水弁(B)、タービン建屋負荷遮断弁は、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。原子炉建屋地上 3 階で操作する残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、残留熱除去系サプレッション・チェンバ・プールのスプレイ注入隔離弁(B)は、原子炉建屋内の原子炉区域外に AM 用切替盤、AM 用操作盤が設置されており、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁、復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁は、廃棄物処理建屋地下 3 階での操作となり、原子炉建屋外であるため、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。これらの操作が可能な配置設計とする。

(49-3)

表 3.6-8 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
復水移送ポンプ(A)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水移送ポンプ(B)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水移送ポンプ(C)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
残留熱除去系サプレッション・チェンバ・プールのスプレイ注入隔離弁(B)	原子炉建屋地下 1 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
残留熱除去系洗浄水弁(B)	原子炉建屋地上 1 階	中央制御室
タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋地下中 2 階(6 号炉) 廃棄物処理建屋地下 3 階(7 号炉)	中央制御室
復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁	廃棄物処理建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋地下 3 階
復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁	廃棄物処理建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋地下 3 階

3.6.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは、設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ2台におけるポンプ流量が、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要なスプレイ流量を有する設計とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要なスプレイ流量を有する設計とする。

スプレイ流量としては、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失、LOCA時注水機能喪失の重要事故シーケンス、及び格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）において、有効性が確認されている原子炉格納容器内へのスプレイ流量が140m³/hであることから、復水移送ポンプ1台あたり70m³/h以上をスプレイ可能な設計とし、2台使用する設計とする。

原子炉格納容器内にスプレイする場合の復水移送ポンプは、原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源（復水貯蔵槽）と注水先（原子炉格納容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を考慮し、復水移送ポンプ2台運転でスプレイ流量140m³/h達成可能な揚程で設計する。

(49-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

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

(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」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対し、多様性, 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、3.6.2.1.3 項に記載のとおりである。

(49-2, 49-3, 49-4)

3.6.2.2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

3.6.2.2.1 設備概要

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的として使用する。また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させること及び逃がし安全弁の環境条件を緩和するため、原子炉格納容器内の温度を低下させることを目的として使用する。

本システムは、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、電源設備（非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備）、水源である代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）、燃料補給設備である軽油タンク、タンクローリ（4kL）、流路である復水補給水系、残留熱除去系の配管及び弁、ホース、格納容器スプレイ・ヘッド並びにスプレイ先である原子炉格納容器等から構成される。

重大事故等時においては、代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）でスプレイすることにより原子炉格納容器内を冷却する機能を有する。

本システムに関する重大事故等対処設備を表 3.6-9 に、本システム全体の概要図を図 3.6-3 に示す。

本システムは、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉格納容器へスプレイすることで原子炉格納容器内を冷却できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

本システムの操作に当たっては、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に付属の操作スイッチにより、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を起動し運転を行う。

なお、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を使用する際に接続する外部接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、位置的分散を図った建屋の複数の異なる面に設置する設計とする。

本システムの流路のうち、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の主流路への合流以降は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）と同様の流路で構成し、復水補給水系、残留熱除去系の配管、弁、格納容器スプレイ・ヘッドを経由して原子炉格納容器内へスプレイする。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の主流路への合流以降については、「3.4.2.1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）」で示す。

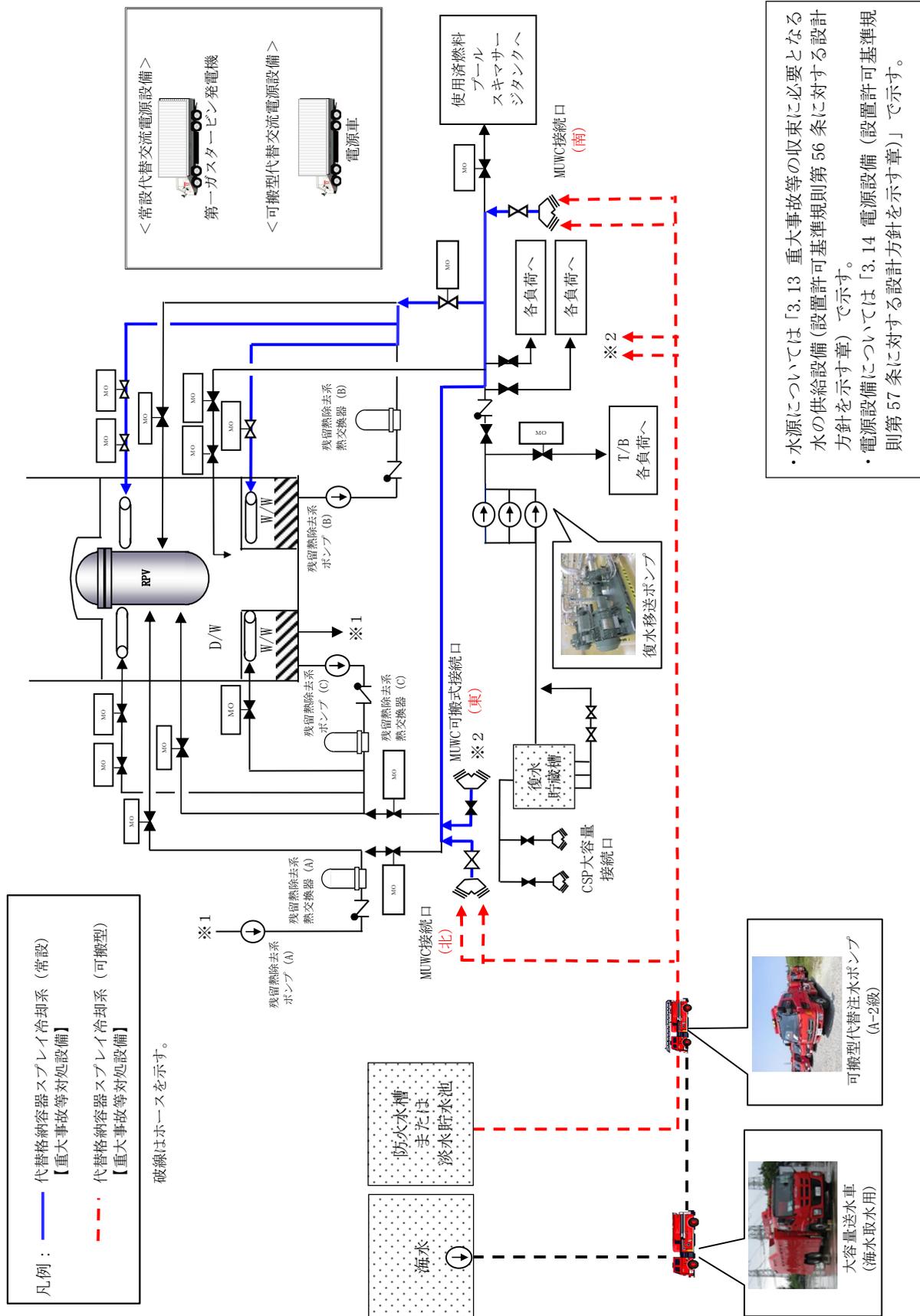


図 3.6-3 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）系統概要図

表 3.6-9 代替格納容器スプレイ冷却系（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	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【可搬】
附属設備	—
水源 ^{※1}	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	復水補給水系 配管・弁【常設】 残留熱除去系 配管・弁【常設】 格納容器スプレイ・ヘッド【常設】 ホース・接続口【可搬】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備 ^{※2} (燃料補給設備を含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM 用動力変圧器【常設】 AM 用 MCC【常設】 AM 用切替盤【常設】 AM 用操作盤【常設】 非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】
計装設備	—

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

※2：単線結線図を補足説明資料 49-2 に示す。

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

3.6.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6 号及び 7 号炉共用)

種類	: うず巻形
容量	: 120m ³ /h/台
吐出圧力	: 0.85MPa[gage]
最高使用圧力	: 2.0MPa[gage]
最高使用温度	: 60℃
個数	: 16 (予備 1)
設置場所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所
原動機出力	: 100kW

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

3.6.2.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) の多様性、独立性、位置的分散

代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) である可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、表 3.6-10 で示すとおり、残留熱除去系ポンプ (B), (C) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) である復水移送ポンプと位置的分散を図り、水源及び駆動源についても、多様性を有する設計とする。

また、残留熱除去系に対する代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) の独立性については、表 3.6-11 で示すとおり地震、津波、火災、溢水により同時に故障することを防止するために独立性を有する設計とする。

さらに、故障の影響を考慮し、代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、予備を有する設計とする。

表 3.6-10 多様性, 位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)
ポンプ	残留熱除去系ポンプ(B), (C)	復水移送ポンプ	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)
	原子炉建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階	屋外
水源	サブプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽	代替淡水源(淡水貯水池及び 防火水槽)
	原子炉建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下2階	屋外
駆動用 空気	不要	不要	不要
潤滑 方式	水潤滑	油浴方式	油浴方式
冷却水	原子炉補機冷却系(及び原子炉補 機冷却海水系)	不要(自滑水)	不要
駆動電 源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	常設代替交 流電源設備 (第一ガス タービン発 電機)	可搬型代替交 流電源設備(電 源車)
	原子炉建屋 地上1階	7号炉タービ ン建屋南側 の屋外	荒浜側高台保 管場所及び大 湊側高台保管 場所

表 3.6-11 設計基準事故対処設備との独立性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	残留熱除去系(B)(C) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系 (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は耐震Sクラス設計とし, 重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系(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, 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	6号及び7号炉の原子炉建屋は, 基準津波が到達しない位置に設置する設計とすることで, 津波が共通要因となり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と, 重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系(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と, 重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系(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)。

3.6.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.6.2.2.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに5号炉東側第二保管場所に保管し、重大事故等時に原子炉建屋の接続口付近の屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表3.6-12に示す設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の操作は、付属の操作スイッチにより、想定される重大事故等時において設置場所から操作可能な設計とする。風（台風）による荷重については、転倒しないことの確認を行っているが、詳細評価により転倒する結果となった場合は、転倒防止措置を講じる。積雪の影響については、適切に除雪する運用とする。

また、降水及び凍結により機能を損なうことのないよう、防水対策が取られた可搬型代替注水ポンプ（A-2級）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。

(49-4, 49-7, 49-8)

表 3.6-12 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお、原子炉格納容器内へのスプレイは、可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期間とすることで、設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウェル内へのスプレイを実施する場合は、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作又は、復水補給水系原子炉建屋復水積算流量計バイパス弁の全閉操作を実施し、ドライウェル内へスプレイするために残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全開操作、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)の全開操作を実施した後、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の配備及びホース接続を行い、送水準備が完了した後、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を起動することで原子炉格納容器内へのスプレイを行う。

また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）によるサブプレッション・チェンバ内へのスプレイを実施する場合は、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作又は復水補給水系原子炉建屋復水積算流量計バイパス弁の全閉操作を行い、サブプレッション・チェンバ内へスプレイするために残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作、残留熱除去系サブプレッション・チェンバ・プールスプレイ注入隔離弁(B)の全開操作を行った後、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の配備及びホース接続を行い、送水準備が完了した後、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を起動することで原子炉格納容器内へのスプレイを行う。なお、「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」シナリオにおいては、操作対象弁を現場で手動操作するが、弁に反射テープを施すことで暗闇でも識別可能な設計とする。

以上のことから、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の操作に必要なポンプ、弁及びホースを表 3.6-13 に示す。

このうち MUWC 接続口外側隔離弁 1(A), 2(A) 及び MUWC 接続口外側隔離弁 1(B), 2(B), MUWC 可搬式接続口隔離弁 1 については、接続口が設置されている屋外の場所から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。MUWC 可搬式接続口隔離弁 2 及び MUWC 可搬式接続口隔離弁 3 については、原子炉建屋内の接続口が設置されている場所で手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。MUWC 接続口内側隔離弁(B)については、弁は原子炉建屋原子炉区域内に設置されているが、遠隔手動弁操作設備により 6 号炉は原子炉建屋内の原子炉区域外から、7 号炉は屋外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。MUWC 接続口内側隔離弁(A)については、6 号炉は原子炉建屋内の原子炉区域外に、7 号炉は原子炉建屋原子炉区域に設置されているが、遠隔手動弁操作設備により、6 号炉は屋外から、7 号炉は原子炉建屋内の原子炉区域外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。復水補給水系原子炉建屋復水積算流量計バイパス弁については、原子炉建屋原子炉区域に設置されているが、原子炉建屋原子炉区域の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、手動操作で弁を開閉することが可能な設計

とする。

また、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）については、付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の付属の操作スイッチ及び操作に必要な弁を操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具、及び技量は必要とせず、簡便な結合金具による接続並びに一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。

(49-4, 49-7, 49-8, 49-9)

表 3.6-13 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作
MUWC 接続口外側隔離弁 1(A)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 接続口外側隔離弁 2(A)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 接続口外側隔離弁 1(B)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 接続口外側隔離弁 2(B)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 可搬式接続口隔離弁 1	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 可搬式接続口隔離弁 2	弁閉→弁開	屋内接続口位置	手動操作
MUWC 可搬式接続口隔離弁 3	弁閉→弁開	屋内接続口位置	手動操作
MUWC 接続口内側隔離弁 (B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 2 階 (6 号炉) 屋外 (7 号炉)	手動操作
MUWC 接続口内側隔離弁 (A)	弁閉→弁開	屋外 (6 号炉) 原子炉建屋地上 2 階 (7 号炉)	手動操作
復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下 2 階	手動操作
ホース	ホース接続	屋外又は原子炉建屋内	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又

は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、表3.6-14に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能試験、弁動作試験、分解検査、外観検査が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替え、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の運転中又は停止中に、淡水貯水池を水源とし、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、仮設流量計、ホースの系統構成で淡水貯水池へ送水する試験を行うテストラインを設けることで、他系統と独立した試験系統で代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。なお、接続口から復水補給水系主配管までのラインについては、上記の試験に加えて、発電用原子炉の運転中又は停止中に各接続口の弁動作試験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。

表 3.6-14 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の運転性能(吐出圧力, 流量)の確認, 漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプを分解し, 部品の表面状態を, 試験及び目視により確認 又は必要に応じて取替え
	外観検査	ポンプ及びホース外観の確認
	車両検査	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の車両としての運転状態の確認

運転性能の確認として、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の吐出圧力、流量の確認を行うことが可能な設計とする。

ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(49-5)

(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

(ii) 適合性

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

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は, 通常時は接続先の系統と分離して保管することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。

また, 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)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。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は, 治具や輪留めによる固定等を行うことで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は, 飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

なお, 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は, 低圧代替注水系(可搬型)と同時に使用する可能性があるため, 各々の必要流量が確保可能な設計とする。各々の必要流量とは, 原子炉停止後約9時間後に低圧代替注水系(可搬型)による注水を行う場合に40m³/h, 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)によるスプレイを行う場合に80m³/hであり, これらの必要流量を確保可能な設計とする。

(49-4, 49-5)

(6) 設置場所(設置許可基準規則第43条第1項六)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)の系統構成に操作が必要な機器の設置場所, 操作場所を表3.6-15に示す。このうち, 屋外で操作する可搬型代替注水ポンプ(A-2級), MUWC接続口外側隔離弁1(A), 2(A)及びMUWC接続口外側隔離弁1(B), 2(B), MUWC可搬式接続口隔離弁1, MUWC接続口内側隔離弁(B)(7号炉), MUWC接続口内側隔離弁(A)(6号炉), ホースは, 屋外で操作及び作業が可能であり, 操作位置及び作業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。MUWC接続口内側隔離弁(B)(6号炉)及びMUWC接続口内側隔離弁(A)(7号炉)については, 原子炉建屋地上2階(原子炉建屋内の原子炉区域外)で手動操作が可能であり, 操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

なお, 原子炉建屋内にホースを設置する場合は, 放射線量を確認して, 適切な放射線対策に基づき作業安全確保を確認した上で作業を実施する。

(49-7)

表 3.6-15 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	屋外設置位置	屋外設置位置
MUWC 接続口外側隔離弁 1(A)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 接続口外側隔離弁 2(A)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 接続口外側隔離弁 1(B)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 接続口外側隔離弁 2(B)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 可搬式接続口隔離弁 1	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 可搬式接続口隔離弁 2	屋内接続口位置	屋内接続口位置
MUWC 可搬式接続口隔離弁 3	屋内接続口位置	屋内接続口位置
MUWC 接続口内側隔離弁 (B)	原子炉建屋地上 2 階 (6 号炉) 原子炉建屋地上 1 階 (7 号炉)	原子炉建屋地上 2 階 (6 号炉) 屋外 (7 号炉)
MUWC 接続口内側隔離弁 (A)	原子炉建屋地上 1 階 (6 号炉) 原子炉建屋地上 2 階 (7 号炉)	屋外 (6 号炉) 原子炉建屋地上 2 階 (7 号炉)
復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁	原子炉建屋地下 2 階	原子炉建屋地下 2 階
ホース	屋外又は原子炉建屋内	屋外又は原子炉建屋内

3.6.2.2.4.2 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。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要なスプレイ流量を有する設計とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要なスプレイ流量を有する設計とする。

スプレイ流量としては、炉心の著しい損傷の防止の事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗において、有効性が確認されている80m³/hでスプレイ可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の容量については、原子炉停止後約9時間後の崩壊熱除去に必要なスプレイ流量として80m³/h以上とする。原子炉格納容器内へスプレイする場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の揚程は、原子炉格納容器内へスプレイする場合の水源（淡水貯水池）と注水先（原子炉格納容器）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、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を直列3台運転でスプレイ流量80m³/h達成可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、重大事故時において、代替格納容器スプレイ冷却に必要な流量を確保できる容量を有するものを1セット4台使用する。保有数は1プラントあたり2セット8台で6号及び7号炉共用で4セット16台と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（共用）の合計17台を分散して保管する。

(49-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の接続箇所は、低圧代替注水系（可搬型）、格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系及び復水貯蔵槽への水の供給にも使用することができるよう、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から来るホースと接続口について、簡便な接続方式である結合金具にすることに加え、接続口の口径を 75A 又は 65A に統一し、75A/65A の接続治具を配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。また、6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から来るホースと接続口について、ホースと接続口を簡便な接続方式である結合金具にすることに加え、接続口の口径を 75A 又は 65A に統一し、75A/65A の接続治具を配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。

(49-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

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

(ii) 適合性

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

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）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、接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。

6 号炉については、接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管でつながる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に 1 箇所、原子炉建屋東側に 1 箇所設置し、接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設してつながる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に 1 箇所設置し、合計 3 箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

7 号炉については、接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管でつながる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に 1 箇所、原子炉建屋北側に 1 箇所設置し、接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設してつながる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に 1 箇所設置し、合計 3 箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

(49-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，炉心損傷後の格納容器ベントを実施していない状況で屋外で使用する設備であり，想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが，仮に線量が高い場合は線源からの隔離距離をとること，線量を測定し線量が低い位置に配置することにより，これら設備の設置及び常設設備との接続が可能である。また，現場での接続作業に当たっては，簡便な結合金具による接続方式により，確実に速やかに接続が可能である。

(49-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

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

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，残留熱除去系ポンプ，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）である復水移送ポンプと位置的分散を図り，発電所敷地内の高台の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所に分散して保管する。

(49-8)

(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」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、通常時は高台の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所に分散して保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、保管場所から接続場所までの運搬経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

(49-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

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

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備の残留熱除去系と常設重大事故等対処設備の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に対し、多様性、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、3.6.2.2.3 項に記載のとおりである。

(49-3, 49-4, 49-7, 49-8)

3.6.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.6.3.1 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）

3.6.3.1.1 設備概要

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、熱交換器 2 基、電動機駆動ポンプ 2 台、配管、弁類、ストレーナ、格納容器スプレイ・ヘッド及び計測制御装置からなり、冷却材喪失事故後に、サブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイする。

ドライウエル内にスプレイされた水は、ベント管を通過して、サブプレッション・チェンバ内に戻り、サブプレッション・チェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去系の熱交換器で冷却された後、再びスプレイされる。

本システムは、独立した 2 系統で構成し、低圧注水系と連携して、1 系統で給水配管破断による冷却材流出のエネルギー、崩壊熱及び燃料の過熱にともなう燃料被覆管の重大な損傷を防止し、ジルコニウム-水との反応による発生熱を除去し、原子炉格納容器内圧力及び温度が異常上昇することを緩和する。

冷却材喪失事故時には、残留熱除去系は低圧注水モードとして自動起動し、次に遠隔手動操作により、電動弁を切り替えることによって格納容器スプレイ冷却モードとして機能するような設計としている。

本システムの系統概要図を図 3.6-6 に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.6-16 に示す。

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

また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、非常用交流電源設備からの給電に加えて、代替交流電源設備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。

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

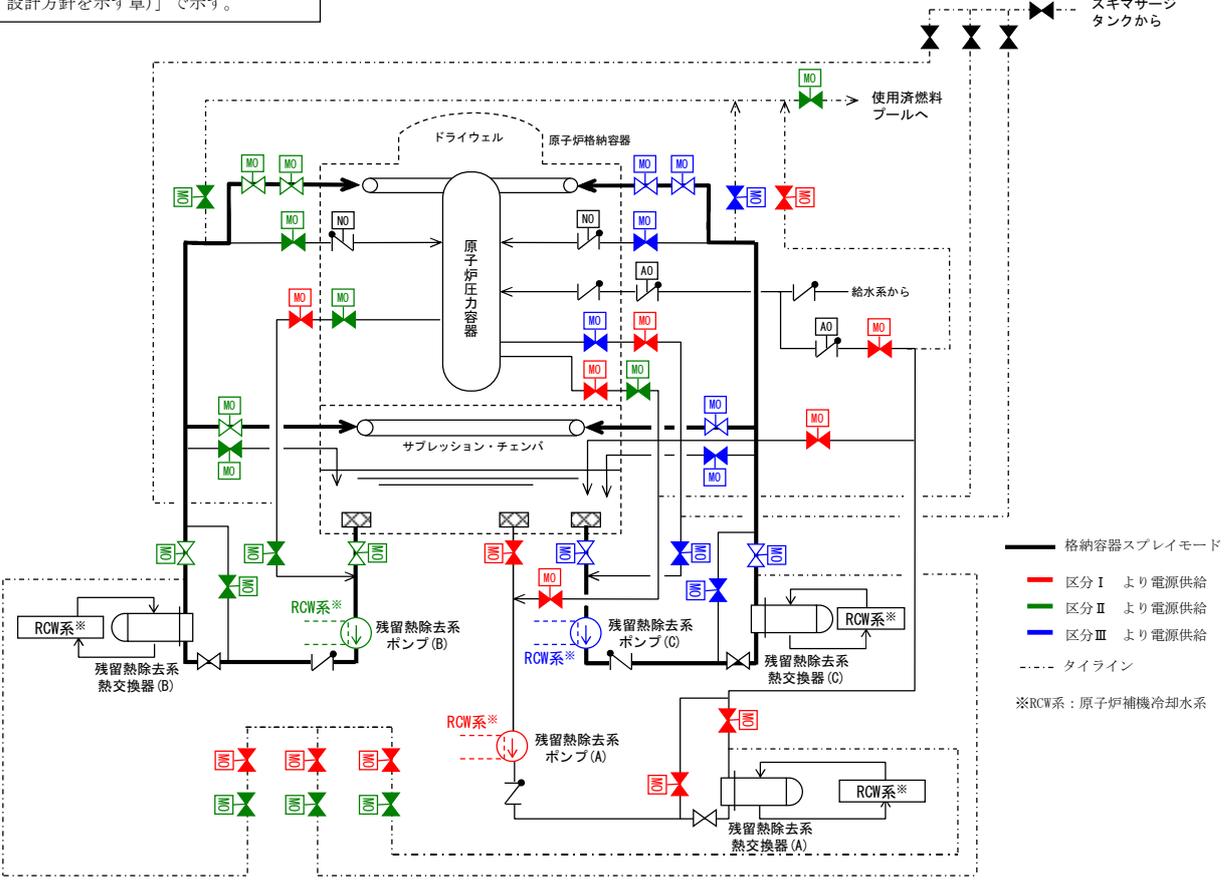


表 3.6-16 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ【常設】 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）熱交換器【常設】
附属設備	—
水源 ^{※1}	サプレッション・チェンバ【常設】
流路	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ【常設】 格納容器スプレイ・ヘッド【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備 ^{※2}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 ^{※3}	残留熱除去系系統流量【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・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】

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

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

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.6.3.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ

容量 : 約 950m³/h/台
全揚程 : 約 130m
個数 : 2
取付箇所 : 原子炉建屋地下 3 階

(2) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）熱交換器

個数 : 2
伝熱容量 : 約 8.1MW/基（海水温度 30℃において）

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.6.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

ただし、代替交流電源設備からの給電により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を復旧させる場合については、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備からの給電により起動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備の多様性、位置的分散については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」に示す。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）については、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

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

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）熱交換器については、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）熱交換器については、原子炉建屋原子炉区域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区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.6-17に示す設計である。

表 3.6-17 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域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考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は中央制御室にて操作可能な設計である。残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作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。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）については，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）については，テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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。

3.6.3.2 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）

3.6.3.2.1 設備概要

残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）は、3 ループから構成され、熱交換器 3 基、電動機駆動ポンプ 3 台、配管、弁類、ストレーナ及び計測制御装置からなり、サブプレッション・チェンバ・プールへ放出された熱を除去して、サブプレッション・チェンバのプール水を冷却するためのものである。

サブプレッション・チェンバ・プールへ放出された熱は、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によって冷却される。

本システムの系統概要図を図 3.6-7 に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.6-18 に示す。

本システムは設計基準対象施設であるとともに、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

また、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）は、非常用交流電源設備からの給電に加えて、代替交流電源設備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。

表 3.6-18 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）ポンプ【常設】 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）熱交換器【常設】
附属設備	—
水源 ^{※1}	サプレッション・チェンバ【常設】
流路	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備 ^{※2}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 ^{※3}	残留熱除去系系統流量【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・チェンバ気体温度【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】

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

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

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.6.3.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）ポンプ

容量 : 約 950m³/h/台
全揚程 : 約 130m
個数 : 3
取付箇所 : 原子炉建屋地下 3 階

(2) 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）熱交換器

個数 : 3
伝熱容量 : 約 8.1MW/基（海水温度 30℃において）

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

3.6.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

ただし、代替交流電源設備からの給電により残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を復旧させる場合については、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備からの給電により起動する残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備の多様性、位置的分散については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」に示す。

残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）については、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

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

残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）ポンプ及び残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）熱交換器については、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）ポンプ及び残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）熱交換器については、原子炉建屋原子炉区域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区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.6-19に示す設計である。

表 3.6-19 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉区域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。
海水を通水するシステムへの影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）は中央制御室にて操作可能な設計である。残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の系統構成及び運転に必要な操作機器は、中央制御室で操作することから、操作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。

残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）については、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）については、テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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。