

3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】

【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)

第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による損傷が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。

3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。

(解釈)

1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。

2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。

3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。

b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。

ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。

iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。

iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。

- v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
- vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。
- vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。
- viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。
- ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。

3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

3.7.1 設置許可基準規則第 50 条への適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系を設ける。

(1) 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 3 項 a), b)）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器圧力逃がし装置を使用する。

この設備は、重大事故緩和設備として整備し、以下のとおり設置許可基準規則解釈の第 3 項 b) に対する要求事項を満たすものとする。

i) 当該設備は排気中に含まれる放射性物質を低減するため、フィルタ装置及びよう素フィルタを設置する設計とする。

フィルタ装置にて、粒子状放射性物質の 99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して 99.9%以上を除去可能である。また、よう素フィルタにて、有機よう素に対して 98%以上を除去可能である。

ii) 排気中に含まれる可燃性ガスの爆発防止等の対策として、当該系統内を可搬型窒素供給装置にて不活性ガス（窒素ガス）にて置換した状態で待機し、使用後には同様に可搬型窒素供給装置を用いて、系統内を不活性ガスにて置換できる設計とする。これにより、格納容器ベント初期に排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後にスクラバ水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能な設計とする。

なお、格納容器ベント実施後に原子炉格納容器及びスクラバ水内に貯留された核分裂生成物による水の放射線分解によって発生する可燃性ガスの量は微量であり、また、連続して系外に排出されていることから、系統内で可燃領域に達することはない。系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置することで、局所的に滞留し、系統内で可燃性ガスの濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

iii) 格納容器圧力逃がし装置を使用する際に流路となる不活性ガス系、耐圧強化ベント系の配管等は、他号炉とは共用しない。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で 2 弁設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、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、格納容器圧力逃がし装置を使用しても原子炉格納容器が負圧にならないことを確認している。また、格納容器ベント停止後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器

内へのスプレイを行う場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、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には原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

- v) 格納容器圧力逃がし装置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ポ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り容易かつ確実に開閉操作が可能な設計とする。また、電動弁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）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）からの給電により、中央制御室から開閉操作が可能な設計とする。
- vi) 格納容器圧力逃がし装置を使用する際に、操作が必要な隔離弁の遠隔手動弁操作設備を介した操作場所は、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した設計とする。また、空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作ポンベの設置に加え、必要に応じて遮蔽材を設置することで、作業員の放射線防護を考慮した設計とする。
- vii) ラプチャーディスクについては、待機時に系統内を不活性ガス（窒素ガス）にて置換する際の大気との障壁、並びにフィルタ装置とよう素フィルタとの隔壁として設置する。また、バイパス弁は併置しないものの、ラプチャーディスクは原子炉格納容器からの排気圧力（620kPa[gage]）と比較して十分に低い圧力である約 100kPa[gage]にて破裂する設計であり、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならない設計とする。
- viii) 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、いずれからも格納容器圧力逃がし装置を用いた排気を実施することができる設計とする。

サプレッション・チェンバ側からの排気では、サプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ダイヤフラム・フロア面からの高さを確保するとともに、有効燃料棒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) 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使用時に高線量となる配管、機器等の周囲には遮蔽体を設置し、格納容器圧力逃がし装置の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする（詳細は 3.7.2.1.3.1(6)参照）。

(2) 代替循環冷却系の設置（設置許可基準規則第 1 項 a）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、[原子炉格納容器バウンダリ](#)を維持しながら原子炉格納

容器内の圧力及び温度を低下させるために代替循環冷却系を使用する。

代替循環冷却系は、サプレッション・チェンバを水源とし、代替原子炉補機冷却系による除熱と復水移送ポンプによる原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレー又は、原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレーが可能な設計とする。

- (3) 格納容器圧力逃がし装置と代替循環冷却系の多様性及び可能な限りの独立性、位置的分散の確保（設置許可基準規則解釈の第4項）

格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

代替循環冷却系に使用する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、格納容器圧力逃がし装置から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器圧力逃がし装置と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

熱交換器ユニットの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器圧力逃がし装置との離隔を考慮した設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクと、代替循環冷却系の復水移送ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは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。

格納容器圧力逃がし装置と代替循環冷却系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、格納容器圧力逃がし装置と代替循環冷却系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。

なお、多様性及び可能な限りの独立性、位置的分散については、3.7.2.1.3項に詳細を示す。

なお、格納容器圧力逃がし装置の排気中に含まれる放射性物質を低減するための自主対策設備として、以下を整備する。

- (4) 格納容器 pH 制御設備

設置許可基準規則解釈第3項 b) i) に関連する自主対策設備として、格納容器圧力逃がし装置を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・チェンバのプール水中によう素を保持することでよう素の放出量を低減するために、格納容器 pH 制御設備を設ける。

本システムは、復水移送ポンプの吸込配管に水酸化ナトリウムを混入させ、上部ドライウェルスプレイ配管、サプレッション・チェンバスプレイ配管、下部ドライウェル注水配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。

また、原子炉格納容器の負圧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。

(5) 可搬型格納容器窒素供給設備

設置許可基準規則解釈第 3 項 b) iv) に関連する自主対策設備として、原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するために、可搬型格納容器窒素供給設備を設ける。本系統は、可燃性ガス濃度制御系配管に接続治具を用いてホースを接続し、可搬型大容量窒素供給装置にて発生した窒素ガスをドライウェル及びサプレッション・チェンバに供給可能な設計とする。

また、本設備は事故後 8 日目以降に使用するものである。

3.7.2 重大事故等対処設備

3.7.2.1 格納容器圧力逃がし装置

3.7.2.1.1 設備概要

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、原子炉格納容器内に滞留する可燃性ガスを大気へ排出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、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、代替所内電気設備）、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（サブプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む）で構成する。

本システムは、炉心の著しい損傷が発生した場合において、排気圧力によりラプチャーディスクが破裂することにより、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を經由しフィルタ装置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を通して排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

本システムを使用する際には、サブプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを優先とするが、サブプレッション・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ブプレッション・チェンバ側からの格納容器ベントが実施できない場合は、ドライウェル側から格納容器ベント（ドライウェルベント）を行う。なお、ドライウェルベントを行った際には、サブプレッション・チェンバ内のガスは真空破壊弁を經由してドライウェルへ排出される。

本システムを使用した際に原子炉格納容器からのガスが流れる配管には、系統構成上必要な隔離弁、ラプチャーディスクが設置される。操作を行う必要がある隔離弁については、遠隔手動弁操作設備を用いて全ての電源喪失時においても原子炉建屋内の原子炉区域外から人力にて操作を行うことが可能な設計とする。また、大気放出する配管内で発生する蒸気凝縮ドレンを貯留するドレンタンクを設置し、フィルタ装置、及びドレンタンクに貯留した蒸気凝縮ドレンをサブプレッション・チェンバに排出するドレン移送ポンプを設置する。蒸気凝縮ドレンを排出した際には、フィルタ装置内のスクラバ水に添加されている薬液が薄まることにより、ガス状無機よう素の除去効率に影響を及ぼすため、可搬型のスクラバ水 pH 制御設備を用いて薬液濃度を調整する。

一方で、本システムを使用した際には、原子炉格納容器内に含まれる可燃性ガスが本システムを經由して大気へ排出されるため、系統内での水素爆発を防ぐために、可搬型窒素供給装置を用いて本系統内を不活性化設計とする。また、系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスライン（水素バイパスライン）を設置し、系統内に可燃性ガスが蓄積することを防止する設計とする。

さらに、ラプチャーディスク（よう素フィルタ下流側）の下流に雨水排水ラインを設置し、放出口より流入した雨水が系統内に蓄積することを防止する設計とする。

本システムを使用した際には、フィルタ装置、よう素フィルタ及び入口側の配管の放射線量が高くなることから、遮蔽を設置し、周辺での作業における被ばくを低減することとする。

本システムに関する系統概要図を図 3.7-1 に、本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表 3.7-1 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）

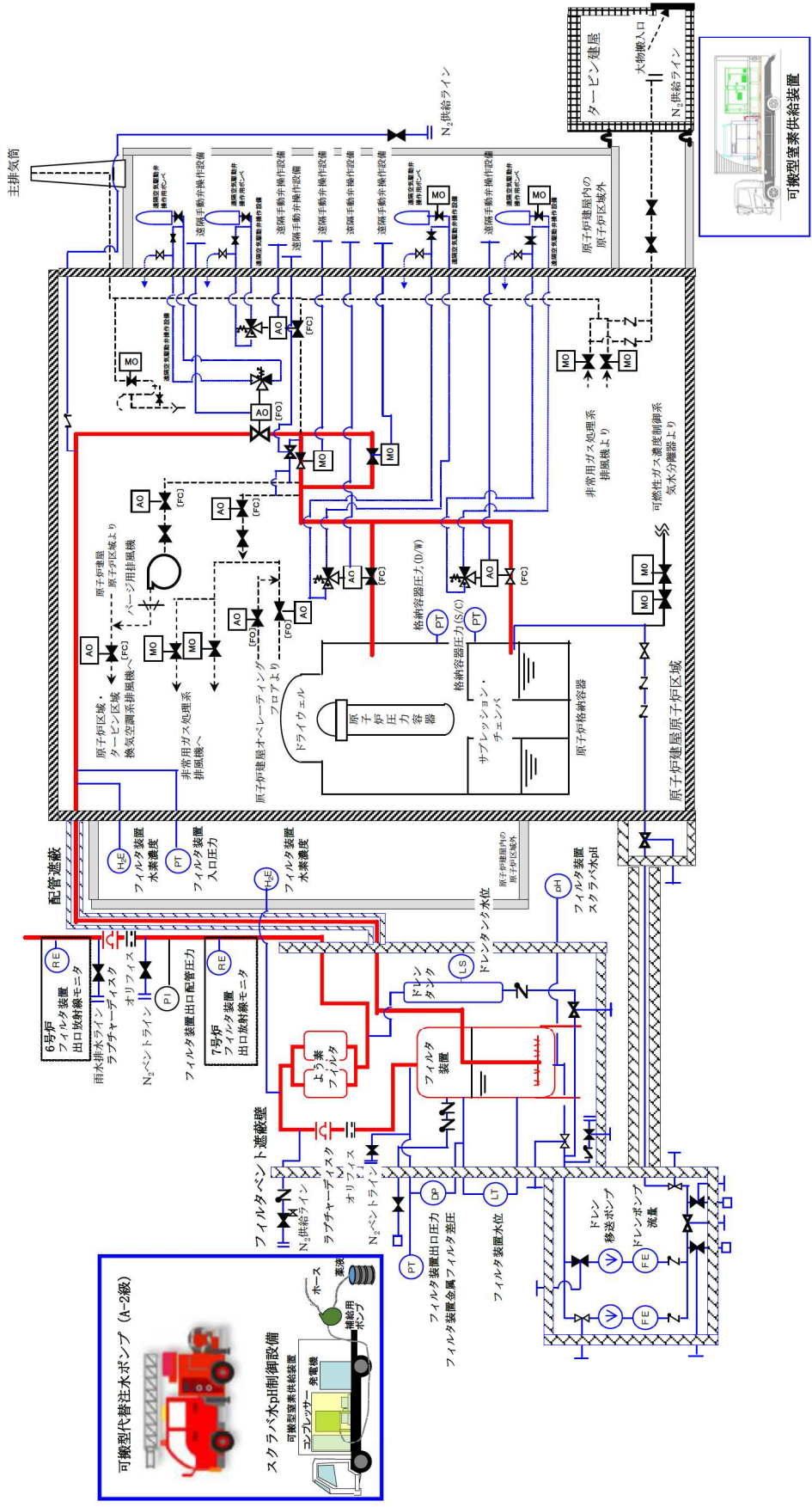


図 3.7-1 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

表 3.7-1 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】 ラプチャーディスク【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】 非常用高圧母線 C 系【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 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作用ボンベ出口圧力【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

3.7.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) フィルタ装置

材料	: スクラバ水 : 水酸化ナトリウム水溶液 (<input type="text"/> 以上)
	: 金属フィルタ : ステンレス鋼
放射性物質除去効率	: 99.9%以上 (粒子状放射性物質並びに無機よう素に対して)
最高使用圧力	: 620kPa[gage]
最高使用温度	: 200℃
系統設計流量	: 約 31.6kg/s
個数	: 1
取付箇所	: フィルタベント遮蔽壁内

(2) よう素フィルタ

材料	: 銀ゼオライト
放射性物質除去効率	: 98%以上 (有機よう素に対して)
最高使用圧力	: 250kPa[gage]
最高使用温度	: 200℃
系統設計流量	: 約 15.8kg/s/基
個数	: 2
取付箇所	: フィルタベント遮蔽壁内

(3) ラプチャーディスク

設定破裂圧力	: 約 100kPa[gage]
個数	: 2
取付箇所	: フィルタベント遮蔽壁内及び原子炉建屋屋上

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。

3.7.2.1.3 格納容器圧力逃がし装置と代替循環冷却系の多様性及び可能な限りの独立性、位置的分散

格納容器圧力逃がし装置と代替循環冷却系は、同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、表 3.7-2 に示すとおり多様性、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及び代替循環冷却系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作することで、格納容器ベントによる原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができることから、弁やポンプの駆動に電源を要する代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。代替循環冷却系に使用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、格納容器圧力逃がし装置から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器圧力逃がし装置と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。熱交換器ユニットの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器圧力逃がし装置との離隔を考慮した設計とする。格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し、代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。格納容器圧力逃がし装置と代替循環冷却系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散により、格納容器圧力逃がし装置と代替循環冷却系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。

表 3.7-2 多様性，位置的分散

項目	重大事故等対処設備		
	格納容器圧力逃がし装置	代替循環冷却系	
ポンプ	不要※1	復水移送ポンプ	
		廃棄物処理建屋地下3階	
残留熱除去系熱交換器		熱交換器ユニット	
原子炉建屋地下3階		荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所	
水源		サプレッション・チェンバ	
		原子炉建屋地下3階	
駆動用空気		不要	
潤滑方式		油浴方式	
冷却水		不要 (白滑水)	
駆動電源		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)
	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	

※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

3.7.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.7.2.1.4.1 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。

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（よう素フィルタ上流側）は、屋外（フィルタベント遮蔽壁内）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屋外（フィルタベント遮蔽壁内）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 3.7-3 に示す設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のラプチャーディスク（よう素フィルタ下流側）は、屋外（原子炉建屋屋上）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屋外（原子炉建屋屋上）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 3.7-4 に示す設計とする。

また、降水及び凍結により機能を損なわないよう、放出口が屋外に開放される配管については雨水が蓄積しない構造とするとともに、フィルタ装置外面にはヒーター及び保温材を設置することによる凍結防止対策を行う。なお、ヒーターが使用できない場合においても24時間以上はスクラバ水が凍結しないことを確認している。

(50-4, 50-5)

表 3.7-3 想定する環境条件及び荷重条件（屋外（フィルタベント遮蔽壁内））

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外（フィルタベント遮蔽壁内）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	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（フィルタベント遮蔽壁内）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。

表 3.7-4 想定する環境条件及び荷重条件（屋外（原子炉建屋屋上））

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外（原子炉建屋屋上）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（原子炉建屋屋上）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。

格納容器圧力逃がし装置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エル側）、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な設計とする。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エル側）、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プ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が可能な設計とする。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エル側）、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。表 3.7-5 に操作対象機器を示す。

また、流路に設けるラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂することで操作が不要な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置使用時に、格納容器圧力逃がし装置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が可能な設計とする。また、雨水排水ラインに設置される止め弁については、屋外（原子炉建屋屋上）において人力にて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な設計とする。

表 3.7-5 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できる設計とする。

(50-4)

表 3.7-5 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
フィルタ装置	—	—	—
よう素フィルタ	—	—	—
ラプチャーディスク	閉止→破裂	—	—
一次隔離弁 (サプレッション・チェンバ側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地下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	弁開確認	中央制御室	手動操作 ^{*1} (遠隔手動弁操作設備)
		原子炉建屋地上3階	手動操作 ^{*1} (遠隔空気駆動弁操作設備)
耐圧強化ベント弁	弁開確認	中央制御室	手動操作 ^{*1} (遠隔手動弁操作設備)
		原子炉建屋地上3階	手動操作 ^{*1} (遠隔空気駆動弁操作設備)

(次頁へ続く)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
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※2
換気空調系 第二隔離弁	弁閉確認	中央制御室	手動操作※3
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※2
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※3
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※2
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※2
非常用ガス処理系 U シール隔 離弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作※2
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)
フィルタベント大気放出ライ ンドレン弁	弁開→弁閉	屋外 (原子炉建屋屋上)	手動操作

※1 中央制御室にてランプ確認を行う。

全閉若しくは全開でないことが確認された場合は、原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔手動弁操作設備若しくは遠隔空気駆動弁操作設備を用いて操作を行う。

※2 中央制御室にてランプ確認を行う。

全閉でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉操作を行う。

※3 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、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。

(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。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、発電用原子炉の停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観検査が可能な設計とする。

よう素フィルタについては、発電用原子炉の停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観検査が可能であることに加え、内部に設置されている吸着材試験片（銀ゼオライト）を用いてよう素除去性能試験が可能な設計とする。

ラプチャーディスクについては、発電用原子炉の停止中にホルダーから取外して定期的に取り替えが可能な設計とする。

また、格納容器圧力逃がし装置において原子炉格納容器から放出口までの

ラインを構成する電動弁及び空気作動弁については、表 3.7-6 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排出されることを防止するため、開閉試験は実施しない。また、機能性能試験として、格納容器圧力逃がし装置の主配管は漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

(50-6)

表 3.7-6 格納容器圧力逃がし装置の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	漏えいの確認 銀ゼオライトよう素除去性能確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	外観検査	フィルタ装置，よう素フィルタの容器 外面並びに内部構造物の外観の確認
	分解検査	ラプチャーディスクの取替え

(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。

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本来の用途以外の用途には使用しない。

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）並びに二次隔離弁）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、排気ガスをフィルタ装置及びよう素フィルタに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 3.7-2 及び図 3.7-3 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。

(50-5)

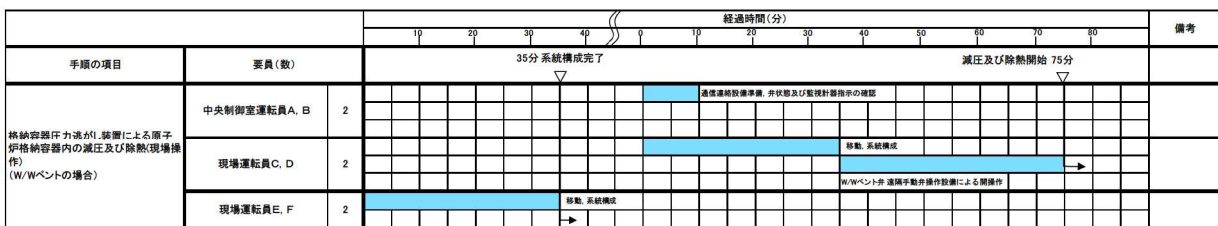
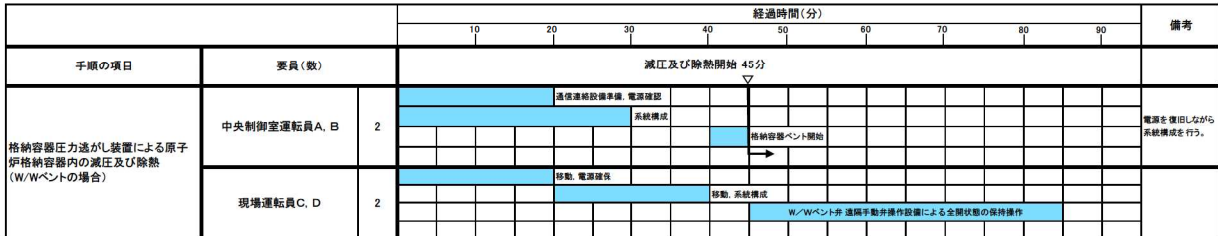


図 3.7-2 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱タイムチャート (ウエットウェルベントの場合) *



図 3.7-3 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱タイムチャート (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. 7 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。

格納容器圧力逃がし装置は、不活性ガス系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系が接続されている。

通常時に使用する系統としては表3.7-7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。

一方で、重大事故等時において格納容器圧力逃がし装置を使用する際に、排出経路を構成するための隔離境界箇所は、表3.7-8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。これらのうち格納容器圧力逃がし装置から1つ目の弁（一次隔離弁）は通常時閉、電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気作動弁である。また、2つ目の弁（二次隔離弁）は通常時閉の手動弁である。これら手動弁については運転操作上、弁を開とする必要が生じた場合には、速やかに弁の操作を実施できるように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。

また、耐圧強化ベント系は二次隔離弁とフィルタ装置入口弁との間に接続され、系統を隔離する弁は直列に各2弁ずつ設置してある。格納容器圧力逃がし装置から1つ目の弁は通常時閉、電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気作動弁である。2つ目の弁について、非常用ガス処理系フィルタ装置に接続する弁は通常時閉の電動弁であり、電源喪失時にはアズイズとなるため、中央制御室での閉確認が必要である。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、Uシールドレンを介して原子炉建屋内に接続されている。通常時はUシールドレンは水シールされており、原子炉建屋内に開放されていないが、念のために格納容器ベント実施前に中央制御室で当該弁の閉操作を行う運用とする。

以上のことから、格納容器圧力逃がし装置は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、重大事故等時の排出経路と他の系統及び機器との間に表3.7-8に示すように隔離弁を直列に2弁設置し、格納容器圧力逃がし装置使用時に確実に隔離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(50-4, 50-5)

表 3.7-7 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

表 3.7-8 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	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
耐圧強化ベント系	第一隔離弁 (耐圧強化ベント弁※)	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	第二隔離弁 (非常用ガス処理系フイ 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)
	第二隔離弁 (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。

格納容器圧力逃がし装置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 3.7-9 に示す。このうち、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタについては、当該系統を使用した際に放射線量が高くなることから、約 1.3m 厚さのコンクリート製のフィルタベント遮蔽壁の中に設置することにより、重大事故等対処設備の操作及び復旧作業に影響を及ぼさない設計とする。また、フィルタ装置へ接続する屋外配管についても、同様に放射線量が高くなることから、機器の周囲に鉄板遮蔽を設置する。

格納容器圧力逃がし装置を使用する際に操作が必要な隔離弁については、排気ガスに含まれる放射性物質により、当該弁に直接近接して操作を行うことは困難であるため、中央制御室又は離れた場所から遠隔操作が可能な設計とする。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。
(50-4, 50-5)

表 3.7-9 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
フィルタ装置	フィルタベント遮蔽壁内	—
よう素フィルタ	フィルタベント遮蔽壁内	—
ラブチャーディスク	フィルタベント遮蔽壁内 原子炉建屋屋上	—
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)
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	原子炉建屋地上3階 (6号炉) 原子炉建屋地上4階 (7号炉) (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)
フィルタベント大気放出ライン ドレン弁	屋外 (原子炉建屋屋上)	屋外 (原子炉建屋屋上)

※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、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。

3.7.2.1.4.2 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。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタの設計流量については、想定される重大事故等時において原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、排出可能な蒸気量を大きくすることで、原子炉格納容器を減圧するために十分な排出流量を有する設計とする。

スクラバ水位については、想定される重大事故シナリオにおいて、フィルタ装置の粒子状放射性物質に対する除去効率が金属フィルタと組み合わせて99.9%以上確保可能な水位とする。また、当該システムを使用した際に、システム内で蒸気凝縮によってスクラバ水位が機能喪失となるまで上昇しないよう、ドレン移送ポンプを用いて間欠的にスクラバ水をサプレッション・チェンバへ排水し、さらに薬液注入によるスクラバ水のpH値の調整をすることで、フィルタ装置を長期間使用することが可能な設計とする。

スクラバ水の待機時の薬液添加濃度については、想定される重大事故等時のスクラバ水 pH 値の低下を考慮しても、無機よう素に対する除去効率が99.9%以上確保できる 以上を維持可能な添加濃度とする。

フィルタ装置の金属フィルタの許容エアロゾル量については、想定される重大事故シナリオにおいて当該システムを使用した際に、金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属フィルタの閉塞が生じないだけの十分な容量を有する設計とする。

よう素フィルタの銀ゼオライト吸着層は、想定される排気ガスの流量に対して、有機よう素に対する除去効率が98%以上となるために必要な吸着層と排気ガスとの接触時間を十分に確保できる吸着層厚さ及び有効面積を有する設計とする。

ラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力である約100kPa[gage]で破裂する設計とする。

(50-7)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示

す。

格納容器圧力逃がし装置は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

格納容器圧力逃がし装置は重大事故緩和設備であり、代替する設計基準事故対処設備はないものと整理するが、原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である代替循環冷却系に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。また、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）に対して多様性を有する常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）からの給電により駆動できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し、代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

一方で、格納容器圧力逃がし装置は、設置許可基準規則第48条においては、常設耐震重要重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備と整理し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の安全機能を代替する。残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）については、サプレッション・チェンバ内のプール水をドライウエル及びサプレッション・チェンバの気層部にスプレイし、崩壊熱及び燃料の過熱に伴う燃料被覆管（ジルカロイ）と水の反応による発生熱を除去するものである。ドライウエルにスプレイされた水は、格納容器ベント管を通過してサプレッション・チェンバ内に戻り、サプレッション・チェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去系ポンプにより、熱交換器によって冷却された後、再びスプレイされる。

したがって、当該系統については目的を果たすための原理及び構成機器を共有するものではなく、更には設置エリアは近接していないため、共通要因によって同時に機能喪失となることはない。

(50-2, 50-4, 50-5)

3.7.2.2 代替循環冷却系

3.7.2.2.1 設備概要

代替循環冷却系は、炉心の著しい損傷が発生した場合に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。

代替循環冷却系は、サプレッション・チェンバのプール水を復水移送ポンプにより原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイするとともに、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）を用いて除熱することで、発電用原子炉の循環冷却を行うことができる設計とする。

代替循環冷却系は、復水移送ポンプ、残留熱除去系熱交換器、電源設備（常設代替交流電源設備、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、水源であるサプレッション・チェンバ、流路である復水補給水系、高圧炉心注水系の配管及び弁、給水系の配管、弁及びスパージャ、残留熱除去系の配管、弁、ストレーナ及びポンプ並びに格納容器スプレイ・ヘッド、注水先である原子炉圧力容器及び原子炉格納容器から構成される。

サプレッション・チェンバのプール水は、残留熱除去系の配管及び熱交換器を通り、高圧炉心注水系及び復水補給水系の配管を経て、復水移送ポンプに供給される。復水移送ポンプにより昇圧された系統水は、復水補給水系及び残留熱除去系の配管を通り、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに使用される。また、原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器の破損を判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを行うことも可能とする。

原子炉圧力容器に注水された系統水は、原子炉圧力容器や原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイされた系統水とともにダイヤフラムフロア、ペDESTALを経て、格納容器ベント管に設けられている連通孔からサプレッション・チェンバに戻ることににより、循環冷却ラインを形成する。

なお、重大事故等時における想定として、非常用炉心冷却系等の設計基準事故対処設備に属する動的機器は、機能を喪失していることが前提条件となっていることから、本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）から代替所内電気設備を経由して給電することにより駆動が可能な設計としている。

前述のとおり、本系統はサプレッション・チェンバを水源として、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに使用する系統であるが、重大事故等時におけるサプレッション・チェンバの水温は100℃を超える状況が想定され、高温水を用いて原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを行った場合、原子炉格納容器に対して更なる過圧の要因となり得る。このため、代替循環冷却系を行う場合は、代替原子炉補機冷却系からの冷却水の供給により、残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保する。

なお、代替循環冷却系の機能を確保する際に使用する系統からの核分裂生成物の放出を防止するため、代替循環冷却系による循環ラインは閉ループにて構成する。

代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系は、代替原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器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及び弁、ホース、海水貯留堰、スクリーン室、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）等から構成される。

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。

代替原子炉補機冷却系は、熱交換器ユニットの淡水側において、残留熱除去系熱交換器で熱交換を行った系統水を熱交換器ユニットにより冷却及び送水し、再び残留熱除去系熱交換器で熱交換を行う循環冷却ラインを形成し、熱交換器ユニットの海水側において、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により海水を取水し、熱交換器ユニットに送水することで淡水側との熱交換を行い、熱交換後の系統水を海へ排水する。ここで、熱交換器ユニットの淡水側は、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し、熱交換器ユニットの海水側は、熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）等をホースで接続することで流路を構成する設計とする。

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。

本系統は、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。

本系統に関する系統概要図を図 3.7-4、本系統に関する重大事故対処設備一覧を表 3.7-10 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。

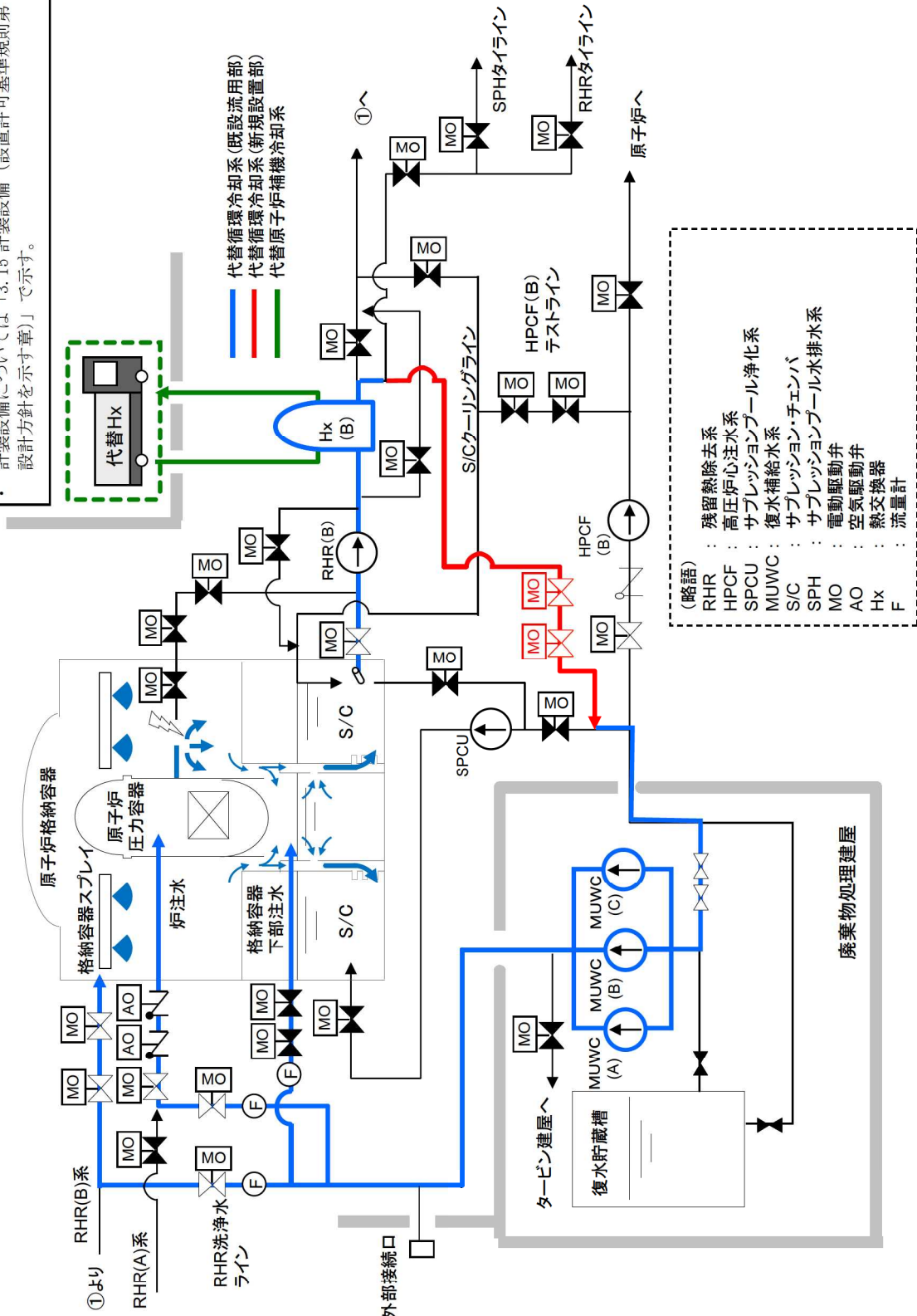


図 3.7-4 代替循環冷却系 系統概要図

表 3.7-10 代替循環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	復水移送ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水車（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ナ【可搬】 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）【可搬】
水源 ^{※1}	サプレッション・チェンバ【常設】 防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】 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 配管・弁・ストレーナ・ポンプ 高圧炉心注水系 配管・弁【常設】 復水補給水系 配管・弁【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】 格納容器スプレイ・ヘッド【常設】 ホース【可搬】
注水先	原子炉圧力容器【常設】 原子炉格納容器【常設】
電源設備 ^{※2} (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 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】

(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 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 ^{※3}	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】 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【常設】 復水補給水系温度 (代替循環冷却)【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水温度【常設】 格納容器下部水位【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要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 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。

3.7.2.2.2 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] 1.7MPa[gage] (重大事故等時における使用時の値)
最高使用温度	: 66℃ 85℃ (重大事故等時における使用時の値)
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

(2) 残留熱除去系熱交換器

容量	: 約 8.1MW
伝熱面積	: 約 <input type="text"/> m ²
個数	: 1

(3) 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	: 屋外又はタービン建屋
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 23 MW/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

(4) 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、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。

3.7.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.7.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替循環冷却系で使用する復水移送ポンプは，廃棄物処理建屋内に設置している設備であり，代替循環冷却系で使用する残留熱除去系熱交換器は，原子炉建屋原子炉区域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，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，以下の表3.7-11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。

代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットは，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又はタービン建屋内に設置する設備であり，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）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，重大事故等時に取水路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3.7-12に示す設計とする。

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，想定される重大事故等時において，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）に付属の操作スイッチにより，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の防止を考慮した設計とする。

また，代替循環冷却系運転後における配管等の周囲の線量低減のため，フラッシングが可能な設計とする。

(50-4, 50-5, 50-8, 50-9)

表 3.7-11 想定する環境条件及び荷重条件(復水移送ポンプ, 残留熱除去系熱交換器)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建屋内, 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	廃棄物処理建屋内, 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。

表 3.7-12 想定する環境条件及び荷重条件
(熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用))

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外, 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。
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。

代替循環冷却系で使用する復水移送ポンプの起動は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。また、系統構成に必要な弁操作は、中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。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。想定される重大事故等時の環境条件（被ばく影響）を考慮し、確実に操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットは、タービン建屋外部に設置している接続口又はタービン建屋内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、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又はタービン建屋内にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

代替循環冷却系で使用する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）は、取水路付近まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、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及びフランジ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。

また、熱交換器ユニットは、付属の操作スイッチにより設置場所であるタービン建屋脇又はタービン建屋内において操作が可能な設計とし、大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、付属の操作スイッチにより設置場所であるタービン建屋脇において操作が可能な設計とする。付属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。

その他の操作が必要な電動弁については、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より、遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。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、代替循環冷却系運転中に残留熱除去系ストレーナが閉塞した状況を想定し、残留熱除去系ストレーナを逆洗操作することが可能な設計とする。具体的な操作としては、残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁及び復水補給水系からの洗浄水弁を開き、復水補給水系に可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）から外部水源を供給することにより、逆洗操作を実施する。

表 3.7-13 に操作対象機器の操作場所を示す。

(50-4, 50-5, 50-8)

表 3.7-13 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
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
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
残留熱除去系高圧炉心注水 系第一止め弁	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)	スイッチ操作
残留熱除去系高圧炉心注水 系第二止め弁	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)	スイッチ操作
残留熱除去系最小流量バイ パス弁(B)	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)	スイッチ操作
残留熱除去系熱交換器出口 弁(A)	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)	スイッチ操作
残留熱除去系熱交換器出口 弁(B)	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)	スイッチ操作
残留熱除去系圧力抑制室プ ール水排水系第一止め弁(B) (6号炉のみ)	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
サプレッションプール浄化 系復水貯蔵槽側吸込弁	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)	スイッチ操作
下部ドライウェル注水流量 調節弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
下部ドライウェル注水ライ ン隔離弁	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)(6号炉) 中央制御室(7号炉)	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
高圧炉心注水系復水貯蔵槽 出口第一元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
高圧炉心注水系復水貯蔵槽 出口第二元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
高圧炉心注水系復水貯蔵槽 出口第三元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
復水移送ポンプ(A)ミニマム フロー逆止弁後弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下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
復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下2階(6号炉) 廃棄物処理建屋地下3階(7号炉)	手動操作
復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
熱交換器ユニット	起動・停止	タービン建屋脇又はタービン建屋内	スイッチ操作
代替原子炉補機冷却水ポンプ	起動・停止	タービン建屋脇又はタービン建屋内	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
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
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	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
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
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	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	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
ホース	ホース接続	屋外又はタービン建屋内	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。

代替循環冷却系である復水移送ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、表 3.7-14 及び表 3.7-15 に示すように発電用原子炉の運転中に機能・性能試験、弁動作試験が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験、弁動作試験と分解検査、外観検査が可能な設計とする。

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

残留熱除去系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に鏡板を取外して、熱交換器部品（伝熱管等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の運転中又は停止中に、復水貯蔵槽を水源とし、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、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、残留熱除去系洗浄水弁（A）から原子炉圧力容器までのライン、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、格納容器下部注水ラインについては、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）、下部ドライウエル注水ライン隔離弁、下部ドライウエル注水流量調節弁の弁開閉試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

また、代替循環冷却系の流路を確保するための残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁についても、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁開閉試験を実施することで機能・性能が確保可能な設計とする。これらの試験を組み合わせることにより、代替循環冷却系の機能を確認できる設計とする。

(50-6)

表 3.7-14 復水移送ポンプの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	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

表 3.7-15 残留熱除去系熱交換器の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	漏えいの確認
停止中	機能・性能試験	漏えいの確認
	分解検査	熱交換器部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	熱交換器外観の確認

代替原子炉補機冷却系は，表 3.7-16 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である。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）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。

(50-6)

表 3.7-16 代替原子炉補機冷却系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	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必要に応じて取替え
	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。

代替循環冷却系である復水移送ポンプは、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であることから、想定される重大事故等時において、通常時に使用する系統から速やかに切替え操作が可能なように、弁を中央制御室から遠隔操作が可能とする設計とするか、又は、弁を現場で速やかに操作できる配置上の考慮がなされた設計とする。残留熱除去系熱交換器は、本来の用途以外の用途には使用しない。

また、代替循環冷却系のバイパス流を防止するため、代替循環冷却系の主ラインからの分岐部については、主ラインから最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運用とする。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、代替循環冷却系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。

代替原子炉補機冷却系であ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、本来の用途以外の用途には使用しない。

なお、通常時に使用する系統である原子炉補機冷却系から重大事故等時に対処するために代替原子炉補機冷却系に系統を切り替える場合、切り替え操作としては、弁開閉操作（原子炉補機冷却系ポンプ吸込弁 2 弁を閉操作，熱交換器ユニットの接続ラインの 2 弁を開操作，残留熱除去系熱交換器冷却水出口弁を開操作），ホース敷設及び接続作業，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）の移動，設置，起動操作を行う。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操作も可能な設計とし，容易に操作可能とする。

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）の移動，設置，起動操作及び系統の切替えに必要な弁操作については，図 3.7-5 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。

(50-5)

		経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
手順の項目	要員(数)	代替循環冷却系運転開始 90分 65分 復水移送ポンプ停止											
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	中央制御室運転員A, B	通信連絡設備準備, 系統構成(1)											
	現場運転員C, D												
	現場運転員E, F												

		経過時間(時)										備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10		
手順の項目	要員(数)	代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水供給 540分											
代替循環冷却系使用時における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	通信連絡設備準備, 系統構成											
	現場運転員C, D												
	緊急時対策要員												

※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 3.7-5 代替循環冷却系のタイムチャート*

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

(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。

代替循環冷却系は重大事故等時に残留熱除去系と高圧炉心注水系を繋ぐことで系統を構成するが，通常時は，残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁を常時閉とすることで，残留熱除去系と高圧炉心注水系に対して相互に悪影響を及ぼさない設計とする。また，代替循環冷却系は，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。他系統との隔離弁を表 3.7-17 に示す。

代替循環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，サプレッション・チェンバのプール水に含まれる放射性物質の系外放出を防止するため，代替循環冷却系は閉ループにて構成する設計とする。

代替循環冷却系で使用する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，原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系を同時に使用しない運用とすることで，相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替原子炉補機冷却系を用いる場合は，接続，弁操作等によって，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。

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，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。

熱交換器ユニットと大容量送水車（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。

(50-4, 50-5, 50-6)

表 3.7-17 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 高圧炉心注水系	残留熱除去系高圧炉心注水系 第一止め弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	残留熱除去系高圧炉心注水系 第二止め弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
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。

代替循環冷却系及び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 3.7-18 に示す。このうち、復水移送ポンプ、タービン建屋負荷遮断弁、原子炉建屋内に設置されている弁のうち残留熱除去系洗浄水弁(A)及び(B)、下部ドライウェル注水流量調節弁、下部ドライウェル注水ライン隔離弁(7号炉のみ)、常用冷却水供給側分離弁(B)、常用冷却水戻り側分離弁(B)については中央制御室から操作を可能とし、それ以外の原子炉建屋内に設置されている弁については放射線の影響を考慮し、原子炉建屋内の原子炉区域外に AM 用切替盤、AM 用操作盤を設置し、遠隔操作が可能な設計とする。その他、廃棄物処理建屋、タービン建屋、コントロール建屋で手動弁の操作が必要であるが、操作は代替循環冷却系起動前の状況のため、アクセス及び操作への放射線による大きな影響はない。

なお、屋外又はタービン建屋内にホースを敷設する場合は、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を確保した上で作業を実施する。

また、代替循環冷却系を運転すると、系統配管廻りが高線量になる可能性があり、操作に必要な機器に近づけないおそれがあるため、運転開始後に操作が必要な弁、ポンプについては遠隔操作可能な設計とする。

代替循環冷却系の運転開始後において系統の配管周辺が高線量になる範囲を最小限にするため、主ラインからの分岐部については、主ラインから最も近い弁(第一止め弁)で閉止する運用とする。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、高線量となる範囲が限定的となるよう、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。

また、代替循環冷却系が機能喪失した場合に必要な操作及び監視、代替循環冷却系の運転と同時に必要な操作、代替循環冷却系運転時に必要な復旧作業(残留熱除去系の復旧作業)において、放射線によるアクセス性への影響を低減するため、高線量が想定される箇所については遮蔽体を配備する等の適切な放射線防護対策を行う。

なお、代替循環冷却系運転後長期における系統廻りの線量低減対策として、系統水を入れ替えるためにフラッシング可能な設計としている。具体的な操作としては、残留熱除去系ポンプのサプレッション・プール吸込弁を閉じ、復水補給水系からの洗浄水弁を開き、復水補給水系に可搬型代替注水ポンプ

(A-2 級) から外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。

(50-4, 50-8)

表 3.7-18 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
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)
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
残留熱除去系高压炉心注水系第一止め弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
残留熱除去系高压炉心注水系第二止め弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	原子炉建屋地下 2 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
残留熱除去系圧力抑制室プール水排水系第一止め弁(B) (6 号炉のみ)	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
サプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
下部ドライウエル注水流量調節弁	原子炉建屋地下 1 階 (6 号炉) 原子炉建屋地下 2 階 (7 号炉)	中央制御室
下部ドライウエル注水ライン隔離弁	原子炉建屋地下 1 階 (6 号炉) 原子炉建屋地下 2 階 (7 号炉)	原子炉建屋地上 3 階(原子炉建屋内の原子炉区域外) (6 号炉) 中央制御室 (7 号炉)
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

(次頁へ続く)

機器名称	設置場所	操作場所
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
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出 口第一元弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出 口第二元弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出 口第三元弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
復水移送ポンプ(A)ミニマム フロー逆止弁後弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
復水移送ポンプ(B)ミニマム フロー逆止弁後弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
復水移送ポンプ(C)ミニマム フロー逆止弁後弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
復水補給水系復水貯蔵槽出口 弁	廃棄物処理建屋地下2階 (6号炉) 廃棄物処理建屋地下3階 (7号炉)	廃棄物処理建屋地下2階(6号 炉) 廃棄物処理建屋地下3階(7号 炉)
復水補給水系制御棒駆動系駆 動水供給元弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
熱交換器ユニット	タービン建屋脇又はター ビン建屋内	タービン建屋脇又はタービン建 屋内
代替原子炉補機冷却水ポンプ	タービン建屋脇又はター ビン建屋内	タービン建屋脇又はタービン建 屋内
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
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
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	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
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
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)	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階

(次頁へ続く)

機器名称	設置場所	操作場所
のみ)		
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
ホース	屋外又はタービン建屋内	屋外又はタービン建屋内

3.7.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替循環冷却系は、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器の除熱をする設計とする。

代替循環冷却系で使用する復水移送ポンプは、設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ2台におけるポンプ流量が、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な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の設計とする。

代替循環冷却系の流量としては、炉心損傷後の原子炉格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」に係る有効性評価解析（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循環流量が190 m³/h（原子炉圧力容器への注入流量が90 m³/h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が100 m³/h）又は、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析（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循環流量が190 m³/h（原子炉格納容器下部への注入流量が50 m³/h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が140 m³/h）である。復水移送ポンプは1台あたり95 m³/h以上の流量を確保可能なため、2台使用する設計とする。

復水移送ポンプは、水源と移送先の圧力差、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台運転で循環流量190m³/h達成可能な揚程で設計する。

代替循環冷却系で使用する残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系と兼用しており、設計基準事故対処設備としての伝熱容量が、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

残留熱除去系熱交換器の容量は、重大事故等対処設備として使用する場合における熱交換量がサブプレッション・チェンバのプール水温約160℃の場合において約17MWであるが、重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積に対して、設計基準事故対処設備として想定する条件での必要伝熱面積が大きいことから、設計基準事故対処設備としての海水温度30℃、サブプレッション・チェンバのプール水温52℃の場合の熱交換量約8.1MWとする。

(50-7)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

代替循環冷却系の復水移送ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、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。

代替循環冷却系は重大事故緩和設備であり、代替する設計基準事故対処設備はないものと整理するが、原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である格納容器圧力逃がし装置に対して、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。また、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）に対して多様性を有する常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）からの給電により駆動できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し、代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

復水移送ポンプは、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプと共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがないよう、位置的分散を図る設計とする。また、電源、冷却水を含むサポート系は独立性を有した設計としており、それぞれ異なる電源から供給することで多様性を有した設計とする。

代替原子炉補機冷却系の常設設備である熱交換器ユニット接続口から原子炉補機冷却系に繋がるまでの弁及び配管は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、可搬型重大事故等設備として熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）を設置する。「(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）」の適合性で示す。

(50-2, 50-4, 50-5)

3.7.2.2.3.3 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。

代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため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，炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系熱交換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，代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」において事故発生22.5時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合，又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において事故発生20.5時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時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セット（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式（6号及び7号炉共用）の合計5台を保管する。

(50-7)

(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。

代替循環冷却系で使用する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、確実に接続ができる設計とする。

(50-8)

(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。

代替循環冷却系で使用する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，接続口を格納容器圧力逃し装置のフィルタ装置及びよう素フィルタとの離隔を考慮し，6号炉についてはタービン建屋西側から建屋外と建屋内に接続できる箇所を1個ずつ計2個設け，7号炉についてはタービン建屋南側及び西側から接続できる箇所を1個ずつ計2個設けることで，互いに異なる複数の場所に接続口を設ける設計とする。なお，代替循環冷却系は残留熱除去系B系の熱交換器を使用するため，残留熱除去系A系側の接続口（熱交換器ユニットとの接続口）については使用しない。

(50-8)

(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。

代替循環冷却系で使用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、格納容器ベントを実施していない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が可能な設計とする。

(50-8)

(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。

代替循環冷却系で使用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、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に分散して保管する。

(50-4, 50-9)

(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。

代替循環冷却系で使用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、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）

(50-10)

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

(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等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。

代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系は、設置許可基準規則第 50 条においては重大事故緩和設備であるが、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）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等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原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である格納容器圧力逃がし装置と表 3.7-19 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対し、格納容器圧力逃がし装置は大気とし、多様性を有する設計とする。

(50-2, 50-4, 50-5, 50-8, 50-9)

表 3.7-19 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	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	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)) <屋外> 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。

3.7.3 その他設備

3.7.3.1 格納容器 pH 制御設備

3.7.3.1.1 設備概要

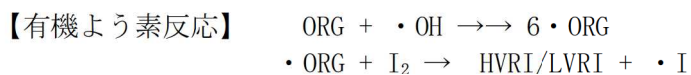
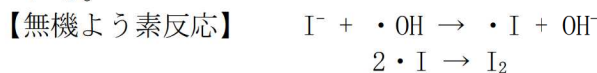
格納容器圧力逃がし装置を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・チェンバのプール水中によう素をよう化物イオンとして保持することでよう素の放出量を低減するために、格納容器 pH 制御設備を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心に含まれるよう素がサプレッション・チェンバのプール水へ流入し溶解する。また、原子炉格納容器内のケーブル被覆材には塩素等が含まれており、重大事故等時にケーブルの放射線分解と熱分解により塩酸等の酸性物質が大量に発生するため、サプレッション・チェンバのプール水が酸性化する可能性がある。サプレッション・チェンバのプール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう化物イオンが無機よう素となりサプレッション・チェンバの気相部へ放出され、また、無機よう素とサプレッション・チェンバ内の塗装等の有機物が反応し、有機よう素が生成^{*1}されるという知見がある。そこで、サプレッション・チェンバのプール水をアルカリ性に保つため、pH 制御として水酸化ナトリウムをサプレッション・チェンバに注入する。よう素の溶解量と pH の関係については、米国の論文^{*2}にまとめられており、サプレッション・チェンバのプール水をアルカリ性に保つことで、気相部へのよう素の移行を低減することが期待できる。

本システムは、復水移送ポンプの吸込配管に水酸化ナトリウムを注入させ、ドライウェルスプレイの配管、サプレッション・チェンバスプレイの配管、格納容器下部注水系の配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。

本システムは、廃棄物処理建屋に設置している薬液タンク隔離弁（2 弁）を中央制御室からの遠隔操作、又は現場での操作により開操作することで、復水移送ポンプの吸込配管に薬液を混入させる。

*1:「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」（日本原子力学会）によると、無機よう素並びに有機よう素が生成されるメカニズムは、以下の通りと考えられている。



ORG : 原子炉格納容器内の有機物
· : ラジカル
HVRI : 高揮発性有機よう素
LVRI : 低揮発性有機よう素

*2: 米国原子力規制委員会による研究（NUREG-1465）や、米国 Oak Ridge National Laboratory による論文（NUREG/CR-5950）によると、pH が酸性側になると、水中に溶解していたよう素が気体となって気相部に移行するとの研究結果が示されている。NUREG-1465 では、原子炉格納容器内に放出されるよう素の化学形態と、よう素を水中に保持するための pH 制御の必要性が整理されている。また、NUREG/CR-5950 では、酸性物質の発生量と pH が

酸性側に変化していく経過を踏まえて、pH制御の効果を達成するための考え方が整理されている。これらの論文での評価内容を参照し、6号及び7号炉の状況を踏まえ、サプレッション・チェンバへのアルカリ薬液の注入時間及び注入量を算定している。

3.7.3.1.2 他設備への悪影響について

格納容器 pH 制御設備を使用することで、アルカリ薬液である水酸化ナトリウムを原子炉格納容器へ注入する。この際、悪影響として懸念されるのは、

- ・アルカリとの反応で原子炉格納容器が腐食することによる、原子炉格納容器バウンダリのシール性への影響
- ・アルカリとの反応で水素ガスが発生することによる原子炉格納容器の圧力上昇、及び水素燃焼

である。このうち、原子炉格納容器の腐食については、pH制御したサプレッション・チェンバのプール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼や炭素鋼の腐食領域ではないため悪影響はない。同様に、原子炉格納容器のシール材についても耐アルカリ性を確認した改良 EPDM を使用することから、原子炉格納容器バウンダリのシール性に対する悪影響はない。

また、水素ガスの発生については、原子炉格納容器内では配管の保温材やグレーチングに両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており、水酸化ナトリウムと反応することで水素ガスが発生する。しかしながら、原子炉格納容器内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素ガスが発生すると仮定しても、ジルコニウム-水反応で発生する水素量に比べて十分少ないため、原子炉格納容器の異常な圧力上昇は生じない。さらに、原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生がないことから、水素ガスの燃焼も発生しない。

(50-11)

3.7.3.2 可搬型格納容器窒素供給設備

3.7.3.2.1 設備概要

原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するために可搬型格納容器窒素供給設備を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。また、本設備は事故後 8 日目以降に使用するものである。

重大事故等時に放射線分解により可燃性ガスが発生した場合、発電用原子炉運転中は常時原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しているため、事故発生直後に可燃性ガス濃度が可燃限界に至ることはないが、事故後 8 日目以降は、可燃性ガス濃度が可燃限界に至る可能性がある。また、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内の水蒸気発生量が減少することにより原子炉格納容器内が負圧に至る可能性がある。そのため、可燃性ガス濃度を可燃限界以下に抑制し、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、可搬型格納容器窒素供給設備による窒素供給を行う。

本システムは、可燃性ガス濃度制御系配管に接続治具を用いてホースを接続し、可搬型大容量窒素供給装置を現場にて操作することで、発生した窒素ガスをドライウエル及びサプレッション・チェンバに供給可能な設計とする。

(50-11)