

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-1 改97
提出年月日	平成30年3月12日

東海第二発電所

重大事故等対処設備について

平成30年3月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

- 1 重大事故等対処設備
- 2 基本設計の方針
 - 2.1 耐震性・耐津波性
 - 2.1.1 発電用原子炉施設の位置
 - 2.1.2 耐震設計の基本方針 【39 条】
 - 2.1.3 耐津波設計の基本方針 【40 条】
 - 2.2 火災による損傷の防止
 - 2.3 重大事故等対処設備の基本設計方針 【43 条】
 - 2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について
 - 2.3.2 容量等
 - 2.3.3 環境条件等
 - 2.3.4 操作性及び試験・検査性について
- 3 個別設備の設計方針
 - 3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 【44 条】
 - 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 【45 条】
 - 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 【46 条】
 - 3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 【47 条】
 - 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 【48 条】
 - 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 【49 条】
 - 3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備 【50 条】
 - 3.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備 【51 条】

- 3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 【52 条】
- 3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 【53 条】
- 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 【54 条】
- 3.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 【55 条】
- 3.13 重大事故等の収束に必要な水の水の供給設備 【56 条】
- 3.14 電源設備 【57 条】
- 3.15 計装設備 【58 条】
- 3.16 原子炉制御室 【59 条】
- 3.17 監視測定設備 【60 条】
- 3.18 緊急時対策所 【61 条】
- 3.19 通信連絡を行うために必要な設備 【62 条】

別添資料-1 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する津波防護方針に
ついて

3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備【50条】

基準適合への対応状況

9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

9.7.1 概要

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に必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の系統概要図を第 9.7-1 図から第 9.7-4 図に示す。

9.7.2 設計方針

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に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の重大事故等対処設備として、代替循環冷却系を設ける。また、代替循環冷却系に加えて、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として、格納容器圧力逃がし装置を設ける。

(1) 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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら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の重大事故等対処設備として、代替循環冷却系を使用する。

代替循環冷却系は、Mark-II型原子炉格納容器の特徴を踏まえ多重化設計とする。また、代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器等で構成し、サブプレッション・チェンバを水源とする代替循環冷却系ポンプは、残留熱除去系熱交換器にてサブプレッション・プール水を冷却し、原子炉圧力容器又はサブプレッション・チェンバへ注水又は原子炉格納容器内へスプレー可能であり、原子炉格納容器内の圧力及び温度

の低下が可能な設計とする。原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内のドライウェルへスプレーされた水とともに、格納容器ベント管を経て、サブプレッション・チェンバに戻ることで循環する。

代替循環冷却系は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は、残留熱除去系海水系ポンプ及び残留熱除去系海水系ストレーナで構成する残留熱除去系海水系又は緊急用海水ポンプ及び緊急用海水系ストレーナで構成する緊急用海水系により冷却が可能な設計とする。

海を水源とした残留熱除去系海水系は、残留熱除去系海水系ポンプにて非常用取水設備である貯留堰、取水路及び取水ピットを通じて海水を取水し、残留熱除去系海水系ポンプ出口に設置される残留熱除去系海水系ストレーナにより異物を除去し、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給が可能な設計とする。

海を水源とした緊急用海水系は、緊急用海水ポンプにて非常用取水設備であるSA用海水ピット、海水引込み管、SA用海水ピット取水塔、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットを通じて海水を取水し、緊急用海水ポンプ出口に設置される緊急用海水系ストレーナにより異物を除去し、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給が可能な設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器（5.4 残留熱除去系）
- ・残留熱除去系海水系ポンプ（5.6.1.2 残留熱除去系海水系）
- ・残留熱除去系海水系ストレーナ（5.6.1.2 残留熱除去系海水系）

- ・緊急用海水ポンプ（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）
- ・緊急用海水系ストレーナ（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）
- ・サブプレッション・チェンバ（9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

代替循環冷却系を構成する設計基準事故対処設備の残留熱除去系ポンプは、流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器及び原子炉格納施設の原子炉格納容器並びに非常用取水設備の貯留堰、取水路及び取水ピットを重大事故等対処設備として使用する。

「9.7.2(1) 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」に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であるとともに重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性、位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性、位置的分散の設計方針は適用しない。

原子炉圧力容器については、「3.5 原子炉圧力容器」に示す。

残留熱除去系熱交換器については、「5.4 残留熱除去系」に示す。

残留熱除去系海水系については、「5.6.1.2 残留熱除去系海水系」に示す。

緊急用海水ポンプ及び緊急用海水系ストレーナについては、「5.10 最

終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に示す。緊急用海水ポンプ及び緊急用海水系ストレナは、「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」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。）を防止するための重大事故等対処設備として示しているが、炉心の著しい損傷が発生した場合に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の重大事故等対処設備としても同様である。

原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設」に示す。

サブプレッション・チェンバについては、「9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」に示す。

常設代替高圧電源装置，可搬型代替低圧電源車，緊急用 125V 系蓄電池及び可搬型整流器については、「10.2 代替電源設備」に示す。

非常用取水設備の貯留堰，取水路，取水ピット，SA用海水ピット，海水引込み管，SA用海水ピット取水塔，緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットについては、「10.8 非常用取水設備 10.8.2 重大事故等時」に示す。

(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

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を大気中に逃がすための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を使用する。

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器，スクラビング水，金属フィルタ，よう素除去部），第一弁（S/C側），第一弁（D/W側），第二弁，第二弁バイパス弁，圧力開放板等で構成し，原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を經由して，フィルタ装置へ導き，放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける

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。

フィルタ装置は、フィルタ装置内のスクラビング水（水と薬液）、金属フィルタ及びよう素除去部により原子炉格納容器内雰囲気ガスの放射性物質の捕集が可能な設計とする。

フィルタ装置は、フィルタの構造及び機能の健全性を維持し、かつ、捕集した放射性よう素の再揮発を防止するために、捕集した放射性物質の崩壊熱等を考慮した設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、第一弁（S/C側）又は第一弁（D/W側）並びに第二弁又は第二弁バイパス弁の開操作により原子炉格納容器内雰囲気ガスの放射性物質をフィルタ装置で捕集した後、原子炉格納容器内雰囲気ガスを大気放出し、第一弁（S/C側）又は第一弁（D/W側）の閉操作でその大気放出の停止が可能な設計とする。

本系統は、サブプレッション・チェンバ側及びドライウエル側のいずれからでも排気可能な設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・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燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、系統内に可燃性ガス（水素）が蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスの排出が可能な設計とするとともに、使用後においても不活性ガスで置換可能なよう、可搬型窒素供給装置である窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車を用いて系統内に窒素を供給することで、系統

内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することが防止可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉とは共用しない。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。

格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用としており、原子炉格納容器が負圧とならない。また、格納容器圧力逃がし装置使用後においても、可燃性ガスによる爆発及び格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素供給装置である窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、中央制御室のスイッチで操作が可能な設計とし、また、駆動源喪失時であっても人力により容易かつ確実に開閉操作が可能な遠隔人力操作機構を有する設計とする。

遠隔人力操作機構の操作場所は、炉心の著しい損傷時においても操作が可能なよう、二次格納施設外とする。また、第二弁及び第二弁バイパス弁の操作を行う第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）にて正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断することで、格納容器圧力逃がし装置を使用する際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とする。

系統内に設ける圧力開放板は、原子炉格納容器の隔離機能として使用せ

ず、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動作する設計とし、格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス（窒素）で待機する際の大気との隔壁として設置する。

格納容器圧力逃がし装置の使用後に高線量となるフィルタ装置からの被ばくを低減し、事故収束後の復旧作業等の妨げにならないよう、フィルタ装置は格納容器圧力逃がし装置（地下埋設）内に設置し、周囲には遮蔽体を設ける設計とする。

格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車からの給電が可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置における水素濃度及び放射性物質濃度の監視が可能なよう、格納容器圧力逃がし装置の水素が蓄積する可能性のある配管にフィルタ装置入口水素濃度を設け、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設ける。フィルタ装置入口水素濃度は常設代替交流電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替交流電源車からの給電が可能な設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器からの給電が可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置を使用した場合、フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱によりスクラビング水が蒸発することでスクラビング水位は徐々に低下することから、放射性物質除去性能維持のため可搬型代替注

水大型ポンプによりフィルタ装置に水の供給が可能な設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・フィルタ装置
- ・第一弁（S／C側）
- ・第一弁（D／W側）
- ・第二弁
- ・第二弁バイパス弁
- ・第二弁操作室遮蔽
- ・第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）
- ・差圧計
- ・遠隔人力操作機構
- ・圧力開放板
- ・窒素供給装置
- ・窒素供給装置用電源車
- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備）
- ・緊急用 125V 系蓄電池（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型整流器（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準事故対処設備である原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

原子炉圧力容器については、「3.5 原子炉圧力容器」に示す。

原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設」に示す。

常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車、緊急用 125V 系蓄電池及び可搬型整流器については、「10.2 代替電源設備」に示す。

9.7.2.1 多様性及び独立性，位置的分散

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

格納容器圧力逃がし装置は，大気を最終ヒートシンクとし，代替循環冷却系は，海を最終ヒートシンクとする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共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置は，代替循環冷却系と流路を分離することで共通要因によって同時に機能を損なわれるおそれがないよう可能な限り独立性を有する設計とする。

さらに，格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は，原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置（地下埋設）に，第二弁操作室遮蔽，第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンベ）及び差圧計は原子炉建屋附属棟に，圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置することで，原子炉建屋原子炉棟内に設置する代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・チェンバ及び残留熱除去系熱交換器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位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動が可能な設計とする。

また，格納容器圧力逃がし装置は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する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り駆動が可能な設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については、「10.2 代替電源設備」に示す。

9.7.2.2 悪影響防止

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

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に使用する代替循環冷却系ポンプは、通常待機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、サプレッション・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回路にて構成する設計とする。

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に使用するフィルタ装置は、通常待機時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作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、フィルタ装置は、重大事故等時の排出経路に繋がる換気空調系、原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系の系統及び機器との間に隔離弁を直列に各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。

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に使用する第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンベ）及び差圧計は、通常待機時は使用しない系統であり、他の設備から独立して単独で使用可能な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、第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンベ）は、転倒のおそれがないよう固定して保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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に使用する可搬型窒素供給装置は、設置場所において輪止め又は車両転倒防止装置により固定することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.7.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

代替循環冷却系は、2 系統設置し、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に使用する各々の代替循環冷却系ポンプは、原子炉格納容器の過圧破損防止に必要となる原子炉圧力容器及び原子炉格納容器に注水可能なポンプ容量を有する設計とする。

代替循環冷却系の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。

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に使用するフィルタ装置、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁、第二弁バイパス弁及び圧力開放板は、重大事故等時において、原子炉格納容器内を減圧及び除熱させるため、原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して格納容器圧力逃がし装置での圧力損失を考慮しても十分な排出流量を有する設計とする。

フィルタ装置は、重大事故等時において、粒子状放射性物質に対する除去効率が 99.9%以上確保可能な設計とする。また、スクラビング水の待機時の薬剤添加濃度は、重大事故等時のスクラビング水の 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%以上確保可能な設計とする。フィルタ装置のスクラビング水は、補給による水位の確保及びサプレッション・チェンバへの移送が可能な設計とする。フィルタ装置の金属フィルタは、重大事故等時において、金属フィルタに流入するエアロゾル量に対して十分な容量を有する設計とする。よう素除去部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排気ガス滞留時間の確保が可能な吸着層の厚さ及び有効

面積を有する設計とする。

圧力開放板は、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設計とする。

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に使用する第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ）は、炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で第二弁又は第二弁バイパス弁の操作が可能なよう第二弁操作室を正圧化することにより操作員の放射線防護に必要な容量を有するものを1セット19本使用する。保有数は、1セット19本に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として5本の合計24本を保管する。

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に使用する差圧計は、第二弁操作室と周囲の差圧の基準値を上回る範囲の測定が可能な設計とする。

9.7.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

代替循環冷却系ポンプ、サプレッション・チェンバ及び残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、代替循環冷却系ポンプの操作及び代替循環冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプ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。

残留熱除去系熱交換器は、使用時に海水を通水するため耐腐食性材料を使用する。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）に、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁、第二弁バイパス弁及び遠隔人力操作機構（操作部を除く）は、原子炉建屋原子炉棟内に、遠隔人力操作機構（操作部）、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）及び差圧計は、原子炉建屋付属棟内に、圧力開放板は、原子炉建屋近傍の屋外に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置される第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、中央制御室から操作が可能な設計とする。また、これらの弁の遠隔人力操作機構の操作部を原子炉建屋原子炉棟外へ設け、必要に応じた遮蔽の設置並びに第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）及び差圧計を設置することにより重大事故等時において、離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置の周囲及び必要に応じて配管の周囲に遮蔽体を設けることで格納容器圧力逃がし装置格納槽内で実施するスクラビング水の補給操作及びサプレッション・チェンバへの移送操作が可能な設計とする。

可搬型窒素供給装置は、屋外に保管し、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

可搬型窒素供給装置は、設置場所で操作が可能な設計とする。

9.7.2.5 操作性の確保

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

代替循環冷却系は、重大事故等時において、通常待機時の系統構成から弁

操作等により速やかに切替えられる設計とする。

代替循環冷却系ポンプは、中央制御室のスイッチにより操作が可能な設計とする。また、代替循環冷却系の残留熱除去系ストレーナが閉塞した場合には、逆洗操作が可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、重大事故等時において、通常待機時の系統構成から弁操作等により速やかに切替えられる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、中央制御室のスイッチで操作が可能な設計とし、また、駆動源喪失時であっても人力により容易かつ確実に開閉操作が可能な遠隔人力操作機構を有する設計とする。

遠隔人力操作機構の操作場所は、炉心の著しい損傷時においても操作が可能なように、原子炉建屋原子炉棟外とする。また、第二弁及び第二弁バイパス弁の操作を行う第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）にて正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断することで、格納容器圧力逃がし装置を使用する際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とする。

可搬型窒素供給装置は、車両として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、設置場所にて車両転倒防止装置又は車載の輪止めにより固定が可能な設計とする。

可搬型窒素供給装置と接続口との接続は、一般的に使用される工具を用いて接続可能なフランジ接続とする。ホースの接続については、接続方式及びホース口径の統一により確実に接続が可能な設計とする。

可搬型窒素供給装置は、装置付属のスイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。

9.7.3 主要設備及び仕様

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要設備及び仕様を第9.7-1表に示す。

9.7.4 試験検査

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

代替循環冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、代替循環冷却系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認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開放及び外観の確認が可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、発電用原子炉の停止中に排出経路の隔離弁の開閉動作及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

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に使用するフィルタ装置は、発電用原子炉の停止中に内部構造物の外観の確認が可能なようにマンホールを設ける設計とする。また、よう素除去部は、内部に設置されている銀ゼオライト試験片を用いた性能の確認が可能な設計とする。

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に使用する第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

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に使用する圧力開放板は、発電用原子炉の停止中に取替えが可能な設計とする。

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に使用する第二弁操作室ポンベユニット（空気ポンベ）及び差圧計は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。また、第二弁操作室ポンベユニット（空気ポンベ）及び差圧計は、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。

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に使用する可搬型窒素供給装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

窒素供給装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中にポンプの分解又は取替が可能な設計とする。

窒素供給装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に車両として走行確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 9.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（常設）の
設備仕様

(1) 代替循環冷却系

a. 代替循環冷却系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	ターボ形
台 数	1（予備 1）
容 量	約 250m ³ /h
全 揚 程	約 120m
最高使用圧力	3.45MPa [gage]
最高使用温度	80°C
本 体 材 料	炭素鋼

b. 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	縦型Uチューブ式
-----	----------

基 数	2
伝 熱 容 量	約 $19.4 \times 10^3 \text{ kW}$ / (1 基当たり) (原子炉停止時冷却モード)
最高使用圧力	
管 側	3.45MPa [gage]
胴 側	3.45MPa [gage]
最高使用温度	
管 側	249°C
胴 側	249°C
材 料	
管 側	白銅管
胴 側	炭素鋼

c. 緊急用海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	ターボ形
台 数	1 (予備 1)
容 量	約 $844 \text{ m}^3 / \text{h}$
全 揚 程	約 130m
最高使用圧力	2.45MPa [gage]

最高使用温度 38℃

本体材料 ステンレス鋼

d. 緊急用海水系ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

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

式 バスケット形ダブルストレーナ

基数 1

最高使用圧力 2.45MPa [gage]

最高使用温度 38℃

本体材料 ステンレス鋼

e. サプレッション・チェンバ

兼用する設備は以下のとおり。

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

- ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

基 数

1

容 量

約 3,400m³

(サプレッション・チェンバ・プール水量を示す。)

最高使用圧力

310kPa [gage]

最高使用温度

104℃

材 料

炭素鋼

(2) 格納容器圧力逃がし装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

a. フィルタ装置

放射性物質除去性能

エアロゾル

99.9%以上（スクラビング水及び金属フ
ィルタ）

無機よう素

99%以上（スクラビング水）

有機よう素

98%以上（よう素除去部）

基 数

1

最高使用圧力

0.62MPa [gage]

最高使用温度

200℃

材 料

ステンレス鋼

b. 第一弁（S/C側）

型 式	電気作動
個 数	1
最高使用圧力	0.62MPa [gage]
最高使用温度	200℃
材 料	ステンレス鋼

c. 第一弁 (D/W側)

型 式	電気作動
個 数	1
最高使用圧力	0.62MPa [gage]
最高使用温度	200℃
材 料	ステンレス鋼

d. 第二弁

型 式	電気作動
個 数	1
最高使用圧力	0.62MPa [gage]
最高使用温度	200℃
材 料	ステンレス鋼

e. 第二弁バイパス弁

型 式	電気作動
個 数	1
最高使用圧力	0.62MPa [gage]
最高使用温度	200℃
材 料	ステンレス鋼

f. 第二弁操作室遮蔽

材 料	鉄筋コンクリート
-----	----------

遮 蔽 厚	1,200mm 以上（フィルタ装置上流配管が敷設される側の遮蔽）
	400mm 以上（上記以外の遮蔽）

g. 差圧計

個 数	1
-----	---

測 定 範 囲	0Pa～60Pa [gage]
---------	-----------------

h. 遠隔人力操作機構

個 数	4
-----	---

i. 圧力開放板

型 式	引張型ラブチャーディスク
-----	--------------

個 数	1
-----	---

設定破裂圧力	0.08MPa [gage]
--------	----------------

材 料	ステンレス鋼
-----	--------

第 9.7-2 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（可搬型）
の設備仕様

(1) 格納容器圧力逃がし装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

a. 可搬型窒素供給装置

窒素供給装置

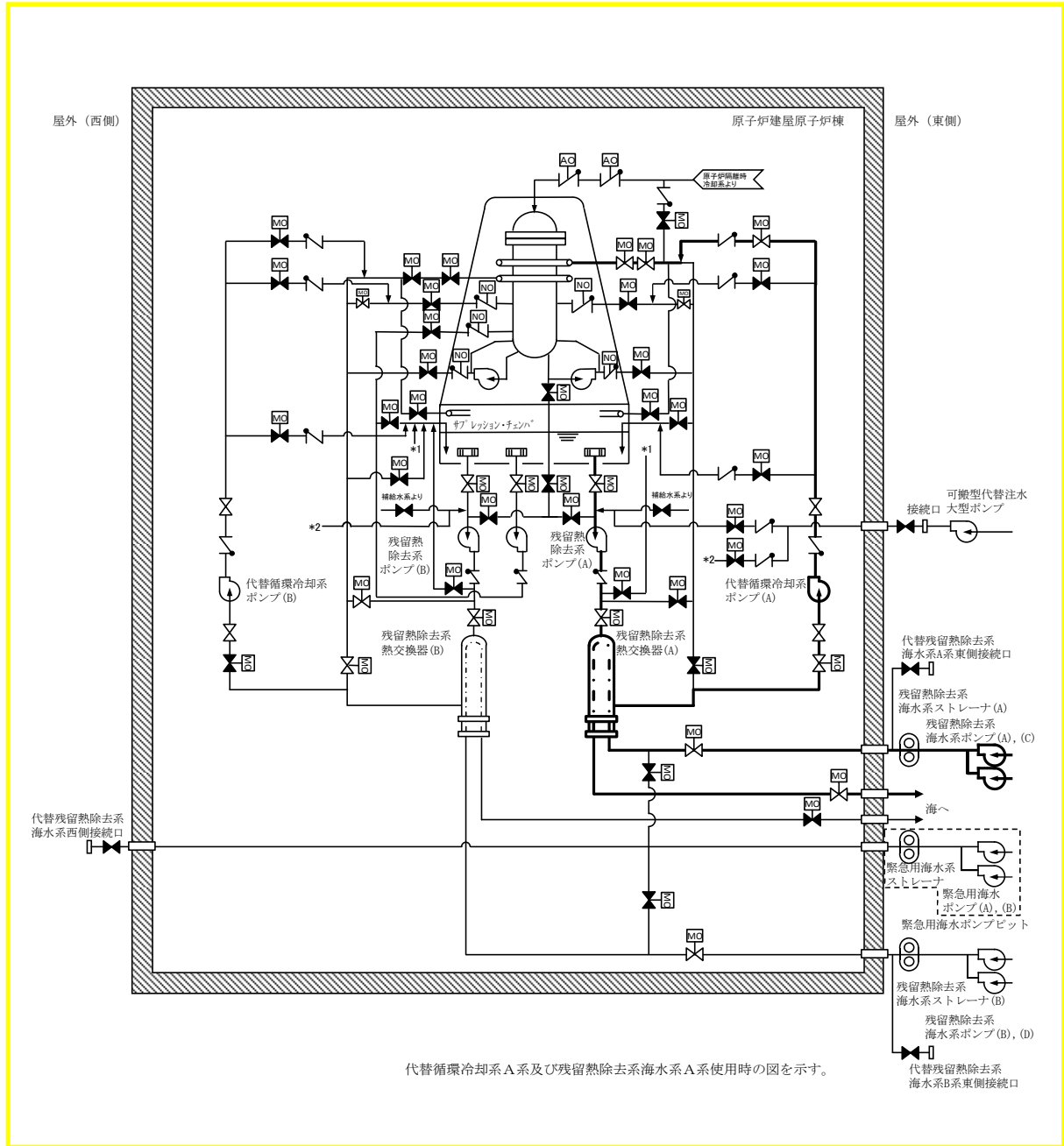
台	数	2（予備 2）
容	量	約 200Nm ³ /h（1 台当たり）

窒素供給装置用電源車

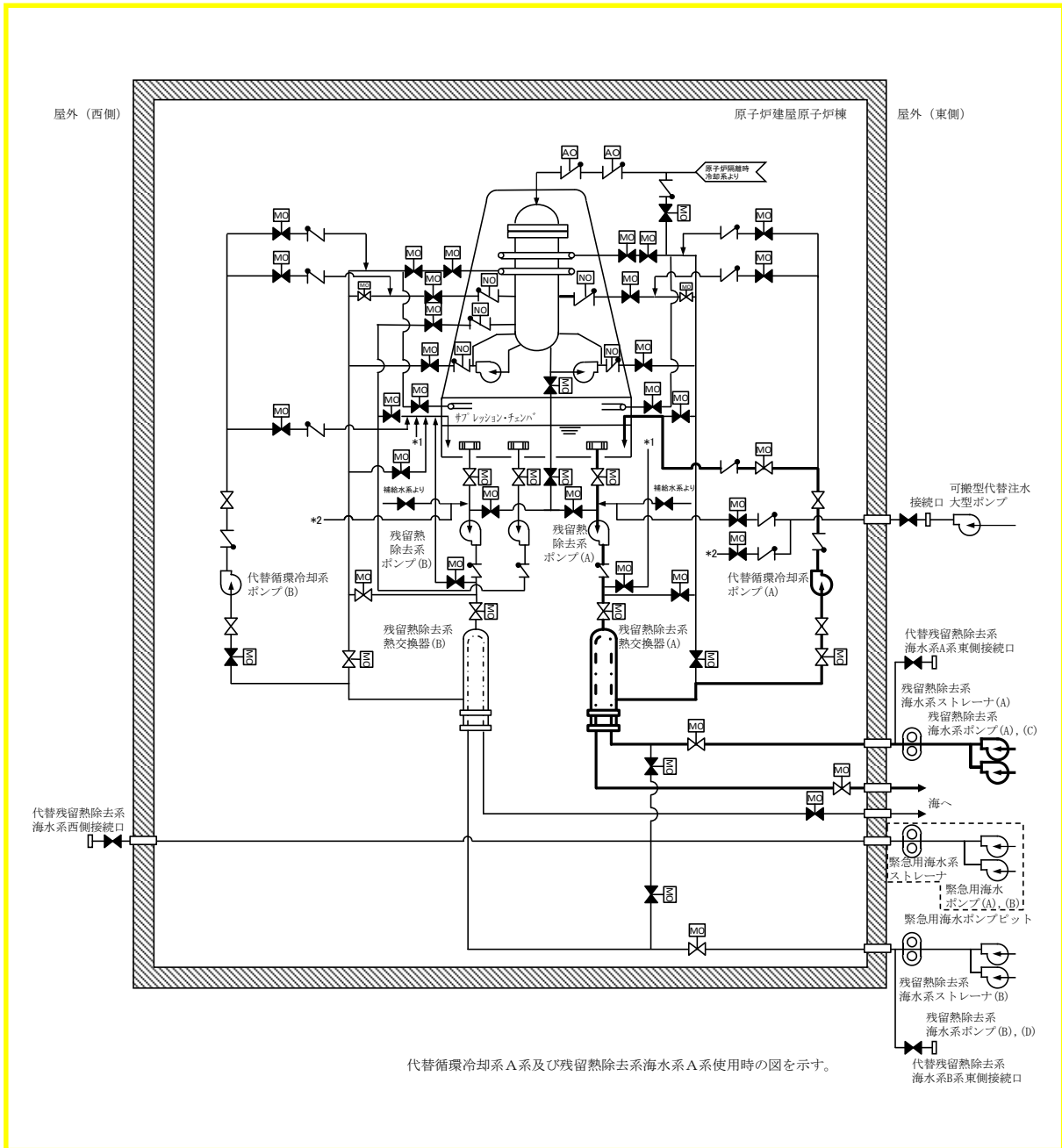
台	数	1（予備 1）
容	量	約 500kVA
電	圧	440V

b. 第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）

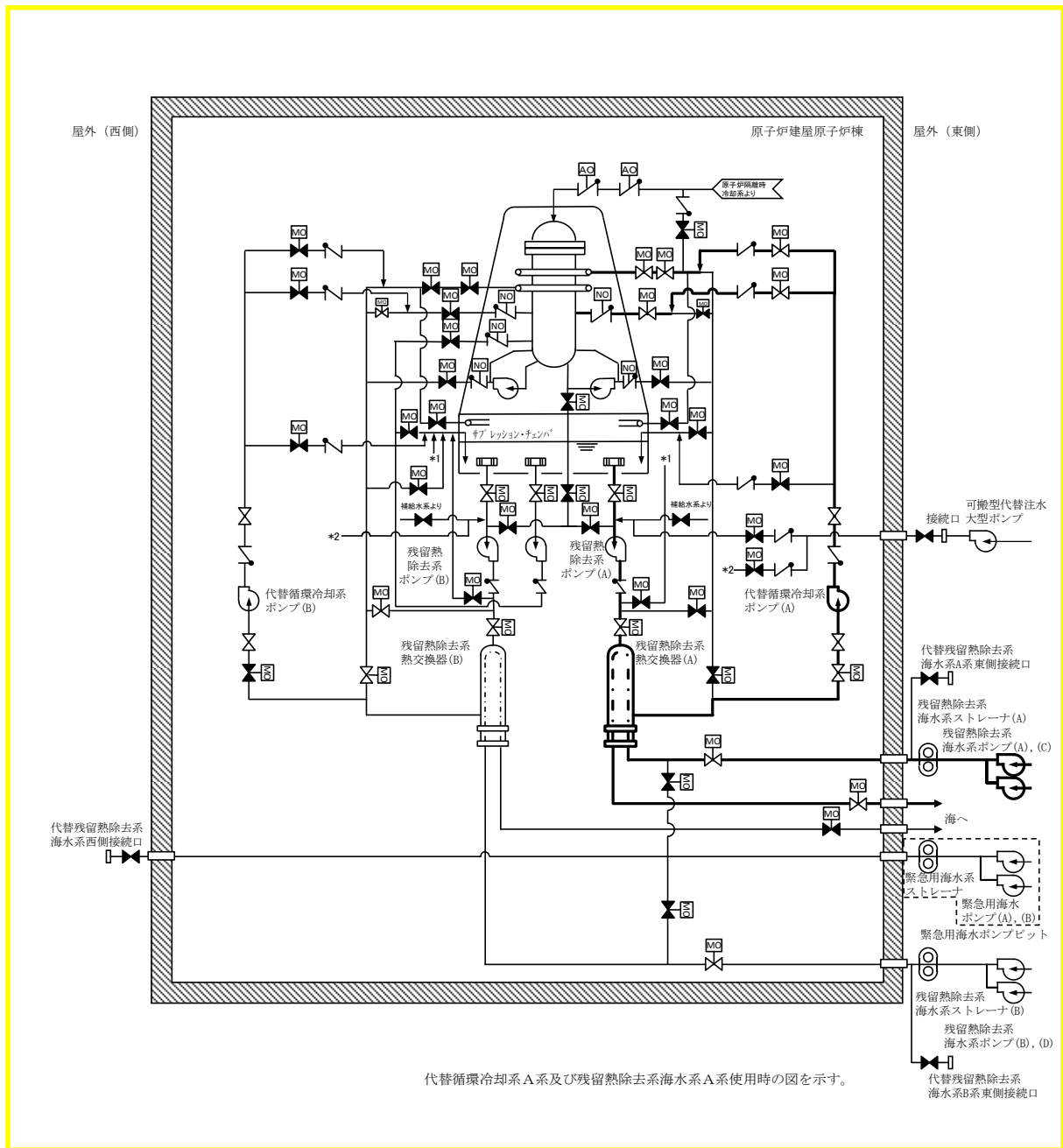
本	数	19（予備 5）
容	量	約 47L（1 本当たり）



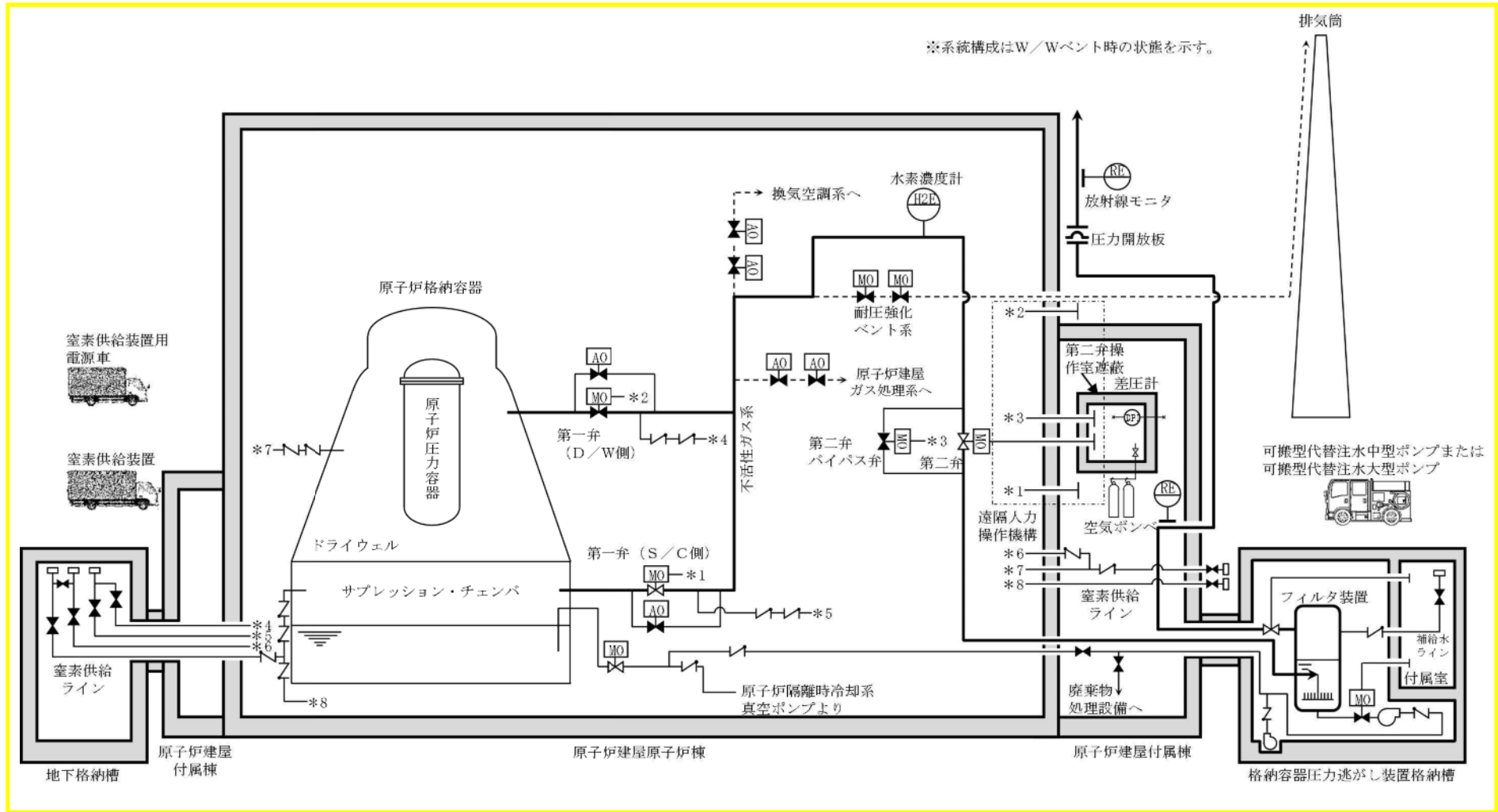
第 9.7-1 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図
 （代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（原子炉格納容器へのスプレーを実施する場合））



第 9.7-2 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図
 (代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱 (サプレッション・プール水の除熱を実施する場合))



第 9.7-3 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図
 (代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱(原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合))



第 9.7-4 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図

(格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の減圧及び除熱)

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】

< 添付資料 目次 >

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

- (1) 代替循環冷却系の設置（設置許可基準規則第1項）
- (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第2項，第3項 a））
- (3) 多様性及び独立性，位置的分散（設置許可基準規則解釈第4項）
- (4) サプレッション・プール水 pH制御装置の設置
- (5) 不活性ガス系隔離弁のバイパスラインの設置

3.7.2 重大事故等対処設備

3.7.2.1 代替循環冷却系

3.7.2.1.1 設備概要

3.7.2.1.2 主要設備の仕様

- (1) 代替循環冷却系ポンプ
- (2) 残留熱除去系熱交換器
- (3) 残留熱除去系海水系ポンプ
- (4) 残留熱除去系海水系ストレーナ
- (5) 緊急用海水ポンプ
- (6) 緊急用海水系ストレーナ

3.7.2.1.3 代替循環冷却系の多様性及び独立性，位置的分散

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（常設並びに可搬型

重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性)

- (1) 環境条件及び荷重条件 (設置許可基準規則第43条第1項一)
- (2) 操作性 (設置許可基準規則第43条第1項二)
- (3) 試験検査 (設置許可基準規則第43条第1項三)
- (4) 切替えの容易性 (設置許可基準規則第43条第1項四)
- (5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項五)
- (6) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第1項六)

3.7.2.1.4.2 置許可基準規則第43条第2項への適合方針

- (1) 容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)
- (2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二)
- (3) 設計基準事故対処設備との多様性及び独立性, 位置的分散 (設置許可基準規則第43条第2項三)

3.7.2.2 格納容器圧力逃がし装置

3.7.2.2.1 設備概要

3.7.2.2.2 主要設備の仕様

- (1) フィルタ装置
- (2) 第一弁 (S/C側)
- (3) 第一弁 (D/W側)
- (4) 第二弁
- (5) 第二弁バイパス弁
- (6) 第二操作室遮蔽
- (7) 第二操作室空気ボンベユニット (空気ボンベ)
- (8) 差圧計
- (9) 遠隔人力操作機構
- (10) 圧力開放板

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（設置許可基準規則第43条第1項一）
- (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
- (3) 試験検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
- (4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
- (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
- (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

3.7.2.2.3.2 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）
- (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）
- (3) 設計基準事故対処設備との多様性及び独立性，位置的分散（設置許可基準規則第43条第2項三）

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）
- (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）
- (3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）
- (4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）
- (5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）
- (6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第43条第3項六）
- (7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

3.7.3 その他設備

3.7.3.1 サプレッション・プール水 pH制御装置

3.7.3.1.1 設備概要

3.7.3.1.2 他設備への悪影響について

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破損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して、代替循環冷却系を設置する。また、代替循環冷却系に加えて、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として、格納容器圧力逃がし装置を設置する。

(1) 代替循環冷却系の設置（設置許可基準規則第1項）

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設ける。

代替循環冷却系は、Mark-II型原子炉格納容器の特徴を踏まえ多重化設計にするとともに、サブプレッション・チェンバを水源とし、代替循環冷却系ポンプによる原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内へのスプレー及びサブプレッション・チェンバへの注水が可能な設計とする。

(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第2項、第3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、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために格納容器圧力逃がし装置を設置する。

格納容器圧力逃がし装置は、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第3項b)に対する要求事項を満たすものとする。

i) 格納容器圧力逃がし装置には、排気中に含まれる放射性物質を低減するためのフィルタ装置を設置する設計とする。

フィルタ装置にて、排気中に含まれるエアロゾル（粒子状放射性物質）に対して99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して99%以上及びガス状の有機よう素に対して98%以上を除去可能な設計とする。

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として不活性ガス(窒素)に置換した状態で待機し、格納容器圧力逃がし装置の使用後には、可搬型窒素供給装置である窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車を用いて系統内を不活性ガスにて置換する。これにより、排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後に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。

原子炉格納容器内酸素濃度は、ドライ条件に換算して5vol%未満で管理することで、格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器圧力逃がし装置の使用によりスクラビング水内に捕集された放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素・酸素は、崩壊熱により発生する蒸気と共に排出されることから、格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するベントラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。

- iii) 東海第二発電所は単一の発電用原子炉施設であり、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、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管は他の原子炉とは共用しない。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) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際して、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、窒素供給ラインを設け、原子炉格納容器へ窒素供給できる設計とする。なお、格納容器圧力逃がし装置の使用と併せて、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器にスプレイを行う場合は、原子炉格納容器が負圧にならないよう、原子炉格納容器圧力が規定の圧力（13.7kPa）に達した場合には、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隔離弁については、現場でも操作が可能となるよう、遠隔人力操作機構を設け、原子炉建屋原子炉棟外から容易かつ確実に開閉操作できる設計とする。
- 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、遠隔人力操作機構を介した操作場所又は操作室を放射線量率の低い原子炉建屋付属棟に設置する設計とする。さらに、第二弁及び第二弁バイパス弁の操作室には、格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となる配管に対する遮蔽及び原子炉格納

容器内雰囲気ガスの操作室への流入防止装置（空気ポンプユニット）を設ける設計とする。

vii) 格納容器圧力逃がし装置待機時に格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス(窒素)にて置換する際の大気との障壁として、圧力開放板を設置する設計とする。

圧力開放板は、原子炉格納容器からのベントガス圧力(0.31MPa[gage]～0.62MPa[gage])と比較して十分に低い圧力である0.08MPa[gage]にて開放し、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) 格納容器圧力逃がし装置はサプレッション・チェンバ側及びドライウエル側、いずれからも排気できる設計とする。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燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも溶融炉心及び水没の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は、格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）に格納し、十分な厚さのコンクリート及び覆土により地上面の放射線量を十分に低減する設計とする。また、フィルタ装置に接続する配管等については、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟内に設置することにより、事故時の復旧作業における被ばくを低減する設計とする。

(3) 多様性及び独立性、位置的分散（設置許可基準規則解釈第4項）

格納容器圧力逃がし装置は、大気を最終ヒートシンクとし、代替循環冷却系は、海を最終ヒートシンクとする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共通要因によって同時に機能を損なわれるおそれがないよう多様性を有する設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、代替循環冷却系と流路を分離することで共通要因によって同時に機能を損なわれるおそれがないよう可能な限り独立性を有する設計とする。

さらに、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

なお、原子炉格納容器の過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。

(4) サプレッション・プール水 pH 制御装置の設置

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、サプレッション・プール水が酸性化することを防止し、サプレッション・プール水中による素を捕捉することでよう素の放出量を低減するために、サプレッション・プール水 pH 制御装置を設ける。

本システムは、蓄圧タンク加圧用窒素ガスボンベにより薬液タンクを加圧し、残留熱除去系の配管からサプレッション・チェンバ内に薬液（水酸化ナトリウム）を注入する設計とする。

サプレッション・プール水 pH 制御装置は、ドライウェル側から格納容器圧力逃がし装置を使用する場合には、よう素の放出量の低減効果を期待

できないものの、サプレッション・チェンバ側から格納容器圧力逃がし装置を使用する場合に、よう素の放出量の低減に有効である。

(5) 不活性ガス系隔離弁のバイパスラインの設置

既設の不活性ガス系隔離弁（格納容器圧力逃がし装置の第一弁（S／C側）及び第一弁（D／W側））のバイパスラインは、万一、何らかの理由で不活性ガス系隔離弁（格納容器圧力逃がし装置の第一弁（S／C側）及び第一弁（D／W側））が開操作不可能な場合において、バイパスラインの弁を開操作することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

なお、バイパスラインの口径が小さく、原子炉格納容器の過圧破損防止には十分な容量でないこと等の理由から、不活性ガス系隔離弁（格納容器圧力逃がし装置の第一弁（S／C側）及び第一弁（D／W側））のバイパスラインについては、自主的な運用とする。

3.7.2 重大事故等対処設備

3.7.2.1 代替循環冷却系

3.7.2.1.1 設備概要

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ための重大事故等対処設備（原子炉格納容器内の減圧及び除熱）として、代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、サブプレッション・チェンバ並びに残留熱除去系海水系ポンプ及び残留熱除去系海水系ストレーナ又は緊急用海水ポンプ及び緊急用海水系ストレーナを使用する。また、非常用取水設備である貯留堰、取水路及び取水ピット又はS A用海水ピット、海水引込み管及びS A用海水ピット取水塔を使用する。

代替循環冷却系ポンプは、サブプレッション・チェンバを水源とし、残留熱除去系A系又はB系を介して、原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内にあるスプレイヘッドよりドライウェル内に水をスプレイ又はサブプレッション・チェンバへの戻りラインよりサブプレッション・チェンバに注水できる設計とする。また、残留熱除去系系水ポンプ又は緊急用海水ポンプによりサブプレッション・プール水を残留熱除去系熱交換器（A）又は残留熱除去系熱交換器（B）にて冷却できる設計とする。

代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、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である常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。

原子炉圧力容器へ注水された系統水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器のドライウェル内へスプレイされた水とともに、ベント管を経て、サブプレッション・チェンバに戻ることで循環する。

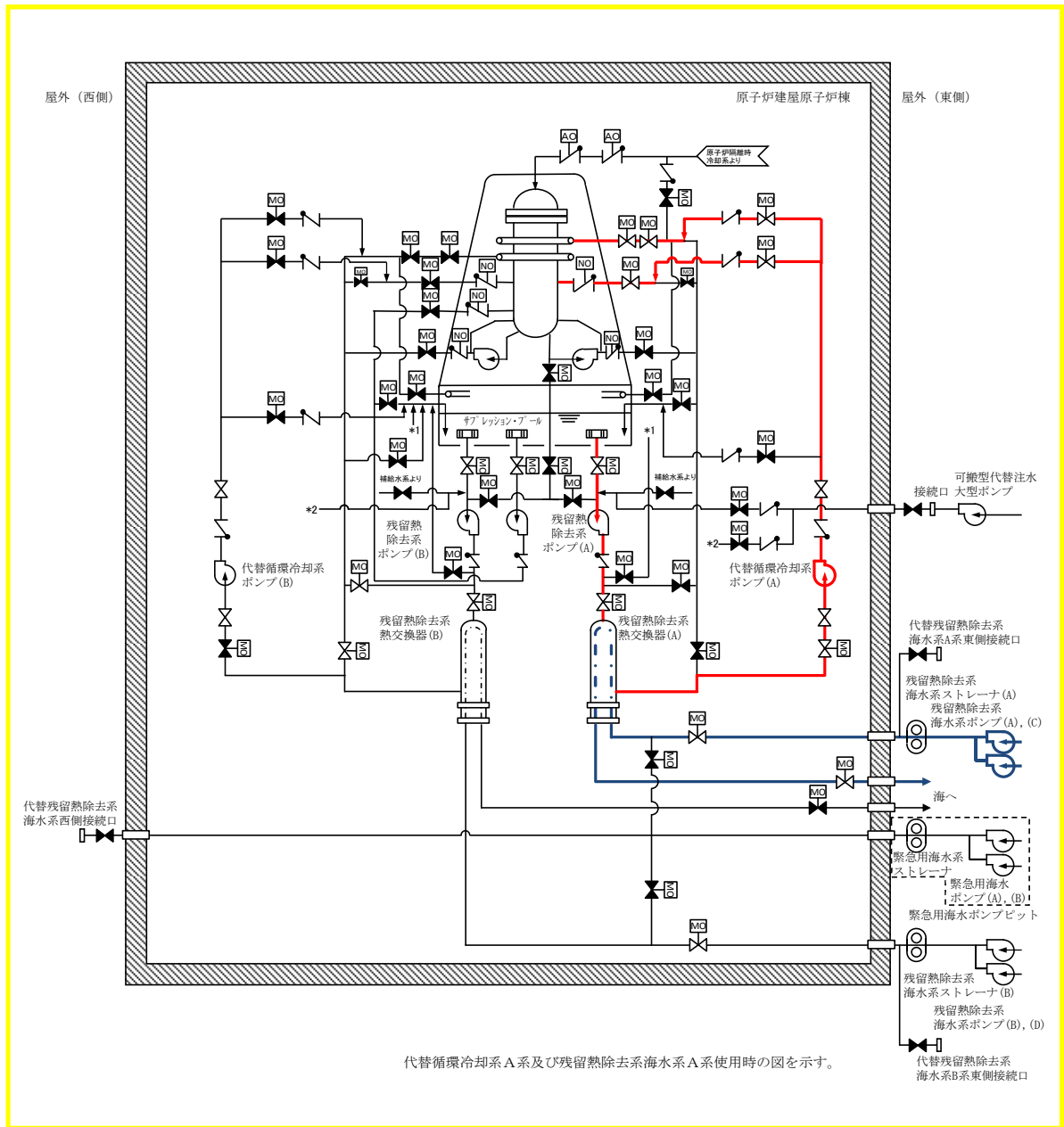
代替循環冷却系による循環ラインは、サブプレッション・プール水に含ま

れる放射性物質の系外放出を防止するため、閉回路にて構成する。

残留熱除去系を構成する残留熱除去系ポンプ（A）及び残留熱除去系ポンプ（B）は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

なお、残留熱除去系海水系ポンプ、残留熱除去系海水系ストレーナ、緊急用海水ポンプ、緊急用海水系ストレーナ及び非常用取水設備である貯留堰、取水路、取水ピット、SA用海水ピット、海水引込み管、SA用海水ピット取水塔、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットについては、「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。

代替循環冷却系の系統概要図を第3.7-1図に、代替循環冷却系に関する重大事故等対処設備一覧を第3.7-1表に示す。



第 3.7-1 図 代替循環冷却系 系統概要図

第 3.7-1 表 代替循環冷却系に関する重大事故等対処設備一覧 (1 / 2)

設備区分		設備名
主要設備		代替循環冷却系ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 残留熱除去系海水系ポンプ【常設】 残留熱除去系海水系ストレーナ【常設】 緊急用海水ポンプ【常設】 緊急用海水系ストレーナ【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源*1	サプレッション・チェンバ【常設】
	流路	代替循環冷却系配管・弁【常設】 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド【常設】 緊急用海水系配管・弁【常設】 残留熱除去系海水系配管・弁【常設】 非常用取水設備 貯留堰 取水路 取水ピット S A用海水ピット【常設】 海水引込み管【常設】 S A用海水ピット取水塔【常設】 緊急用海水取水管【常設】 緊急用海水ポンプピット【常設】
	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 (燃料給油設備を含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備燃料移送ポンプ【常設】

第 3.7-1 表 代替循環冷却系に関する重大事故等対処設備一覧 (2 / 2)

設備区分		設備名
関連設備	計装設備*3	原子炉水位 (広帯域) 【常設】
		原子炉水位 (燃料域) 【常設】
		原子炉水位 (S A 広帯域) 【常設】
		原子炉水位 (S A 燃料域) 【常設】
		原子炉圧力 【常設】
		原子炉圧力 (S A) 【常設】
		ドライウェル圧力 【常設】
		サブプレッション・チェンバ圧力 【常設】
		ドライウェル雰囲気温度 【常設】
		サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 【常設】
		サブプレッション・プール水温度 【常設】
		代替循環冷却系原子炉注水流量 【常設】
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 【常設】
		代替循環冷却系ポンプ入口温度 【常設】
		残留熱除去系熱交換器入口温度 【常設】
サブプレッション・プール水位 【常設】		

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

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

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

3.7.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 代替循環冷却系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	ターボ形
台 数	1 (予備1)
容 量	約250m ³ /h
全 揚 程	約120m
最高使用圧力	3.45MPa[gage]
最高使用温度	80℃
本 体 材 料	炭素鋼
取 付 箇 所	原子炉建屋原子炉棟地下2階
原 動 機 出 力	約140kW

(2) 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

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

- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

型 式	縦型Uチューブ式
基 数	2
伝 熱 容 量	約 19.4×10^3 kW (1基あたり) (原子炉停止時冷却モード)
最高使用圧力	
管 側	3.45MPa [gage]
胴 側	3.45MPa [gage]
最高使用温度	
管 側	249°C
胴 側	249°C
材 料	
管 側	白銅管
胴 側	炭素鋼
取 付 箇 所	原子炉建屋原子炉棟地下2階

(3) 残留熱除去系海水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式 たて形うず巻式

台数	4
容量	約 886m ³ /h (1 台当たり)
全揚程	約 184m
最高使用圧力	3.45MPa[gage]
最高使用温度	38℃
本体材料	鋳鋼

(4) 残留熱除去系海水系ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

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

型式	円筒縦形
個数	2
最高使用圧力	3.45MPa[gage]
最高使用温度	38℃
本体材料	ステンレス鋼

(5) 緊急用海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

型 式	ターボ型
台 数	1 (予備 1)
容 量	約844m ³ /h
全 揚 程	約130m
最高使用圧力	2.45MPa[gage]
最高使用温度	38℃
設 置 場 所	緊急用海水ポンプピット
電 動 機 出 力	約 510kW

(6) 緊急用海水系ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	バスケット形ダブルストレーナ
基 数	1
最高使用圧力	2.45MPa[gage]
最高使用温度	38℃
本 体 材 料	ステンレス鋼

なお、残留熱除去系熱交換器，残留熱除去系海水系ポンプ，残留熱除去系海水系ストレーナ，緊急用海水ポンプ及び緊急用海水系ストレーナについては「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.7.2.1.3 代替循環冷却系の多様性及び独立性，位置的分散

代替循環冷却系は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，第 3.7-2 表で示すとおり多様性及び位置的分散を図った設計とする。ポンプについては，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプと異なる区画に設置し，位置的分散を考慮した設計とする。代替循環冷却系ポンプのサポート系として，冷却水は不要（自然冷却）とすることで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの冷却水（残留熱除去系海水系）と同時に機能喪失しない設計とする。電源については，常設代替交流電源設備を使用することで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）と同時に機能喪失しない設計とする。水源については，サプレッション・チェンバを使用する。電動弁については，駆動部に設けるハンドルにて手動操作も可能な設計とすることで，電動駆動に対し多様性を持った設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と代替循環冷却系の独立性については，第 3.7-3 表で示すとおり，地震，津波，火災及び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。

第 3.7-2 表 多様性及び位置の分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備	
	低圧炉心 スプレイ系	残留熱除去系 (低圧注水系)	代替循環冷却系	
ポンプ	低圧炉心スプレ イ系ポンプ	残留熱除去系 ポンプ	代替循環冷却系 ポンプ (A)	代替循環冷却系 ポンプ (B)
	原子炉建屋 原子炉棟地下2階 低圧炉心スプレイ 系ポンプ室	原子炉建屋 原子炉棟地下2階 残留熱除去系 ポンプ室	原子炉建屋 原子炉棟地下2階 残留熱除去系 熱交室 (A)	原子炉建屋 原子炉棟地下2階 残留熱除去系 熱交室 (B)
水源	サプレッション・ チェンバ		サプレッション・ チェンバ	
	原子炉建屋原子炉棟地下2階		原子炉建屋原子炉棟地下2階	
駆動用 空気	不要		不要	
潤滑油	不要 (内包油)		不要 (内包油)	
冷却水	残留熱除去系海水系		不要 (自然冷却)	
駆動 電源	非常用ディーゼル発電機		常設代替交流電源設備	
	原子炉建屋付属棟地下1階		屋外	

第 3.7-3 表 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備		重大事故防止設備
		低圧炉心 スプレイ系	残留熱除去系 (低圧注水系)	代替循環冷却系
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（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系は耐震 S クラス設計とし、重大事故防止設備の代替循環冷却系は基準地震動 S_s で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 S_s が共通要因となり故障することのない設計とする。		
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系は防潮堤及び浸水防止設備の設置により、重大事故防止設備の代替循環冷却系は、防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え、原子炉建屋原子炉棟の水密化されたエリアに設置することで、津波が共通要因となって故障することのない設計とする。		
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備の代替循環冷却系は、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残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備の代替循環冷却系は、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）。		

3.7.2.1.4 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（常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

(1) 環境条件及び荷重条件（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。

代替循環冷却系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉建屋原子炉棟の環境条件を考慮し、第3.7-4表に示す設計とする。

(50-3-2)

第 3.7-4 表 想定する環境条件及び荷重条件 (代替循環冷却系ポンプ)

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

(2) 操作性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項二)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については, 「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ及びサプレッション・チェンバを使用し, 原子炉圧力容器への注水, 格納容器内へのスプレイ及びサプレッション・チェンバへの注水を行う系統は, 重大事故等時, 通常待機時の系統から弁操作等にて速やかに系統構成ができる設計とする。ま

た、代替循環冷却系ポンプ及び電動弁は、中央制御室のスイッチで操作が可能で設計として、重大事故等時の操作が確実に実行できる設計とする。

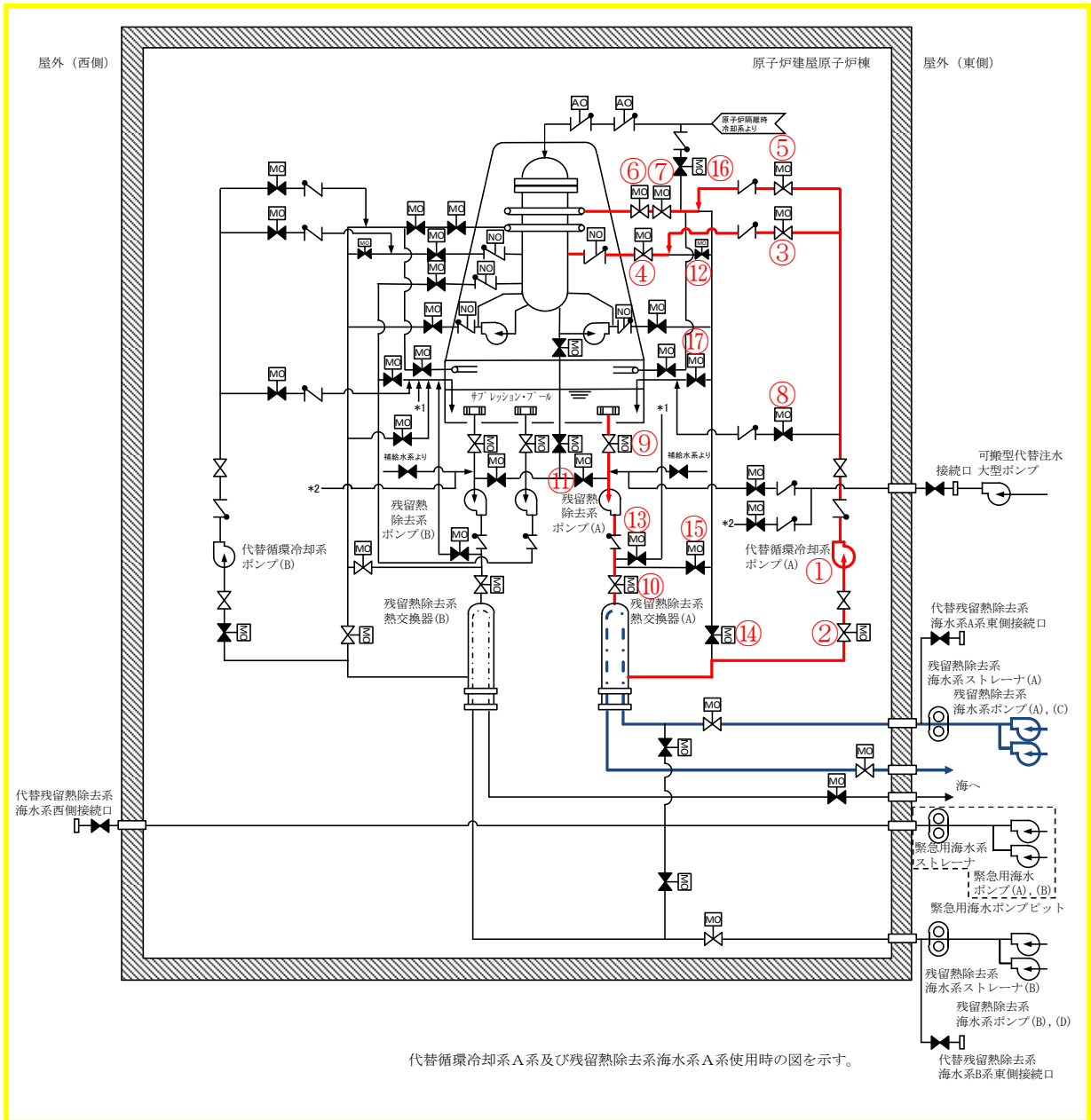
本システムは、中央制御室からのスイッチ操作で残留熱除去系注水配管分離弁、残留熱除去系ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器出口弁及び残留熱除去系熱交換器バイパス弁の閉操作並びに代替循環冷却系ポンプ入口弁の開操作を行い、代替循環冷却系ポンプの起動操作を行うことで使用することが可能な設計とする。代替循環冷却系の操作に必要なポンプ及び弁について、代替循環冷却系A系を代表として第3.7-5表に示す。

代替循環冷却系である代替循環冷却系ポンプの起動、停止、運転状態及び電動弁の開閉状態については、中央制御室の表示灯又は操作画面等で視認可能な設計とし、中央制御室における監視又は試験・検査等にて確認可能な設計とする。

また、中央制御室のスイッチ操作に当たり、運転員等のアクセス性及び操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、スイッチは、機器の名称等を表示した銘板の取付け又は操作画面の表示等により、運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。代替循環冷却系の操作に必要なポンプ及び弁について、代替循環冷却系A系を代表として第3.7-2図及び第3.7-5表に示す。

(50-3-2)

操作対象機器：①～⑮
 (番号は第3.7-5表に対応)



第3.7-2図 操作対象機器

第 3.7-5 表 操作対象機器

	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	代替循環冷却系ポンプ（A）	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
②	代替循環冷却系ポンプ（A）入口弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
③	代替循環冷却系 A 系注入弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
④	残留熱除去系 A 系注入弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤	代替循環冷却系 A 系格納容器スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥	残留熱除去系 A 系 D/W スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦	残留熱除去系 A 系 D/W スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧	代替循環冷却系 A 系テスト弁	弁閉確認	スイッチ操作※ ¹	中央制御室
⑨	残留熱除去系ポンプ（A）入口弁	弁開確認	スイッチ操作※ ²	中央制御室
⑩	残留熱除去系熱交換器（A）入口弁	弁開確認	スイッチ操作※ ²	中央制御室
⑪	残留熱除去系ポンプ（A）停止時冷却ライン入口弁	弁閉確認	スイッチ操作※ ¹	中央制御室
⑫	残留熱除去系 A 系注水配管分離弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑬	残留熱除去系熱交換器（A）ミニフロー弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑭	残留熱除去系熱交換器（A）出口弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑮	残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑯	残留熱除去系ヘッドスプレイ隔離弁	弁閉確認	スイッチ操作※ ¹	中央制御室
⑰	残留熱除去系 A 系凝縮水ラインドレン弁	弁閉確認	スイッチ操作※ ¹	中央制御室

※¹ 中央制御室にてランプ確認を行い、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い、全開でないことが確認された場合はスイッチ操作にて開操作を行う

(3) 試験検査 (設置許可基準規則第43条第1項三)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替循環冷却系は、第3.7-6表に示すように運転中に機能・性能検査、弁動作確認を、また、停止中に機能・性能検査、弁動作確認及び分解検査を実施可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプは、分解検査として原子炉停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品(主軸、軸受、羽根車等)の状態を確認することが可能な設計とする。弁については、分解検査として弁体等の部品の状態を確認可能な設計とする。分解検査においては、浸透探傷試験により、性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認する。

また、代替循環冷却系ポンプは、吐出配管にテスト配管を設け、原子炉運転中又は原子炉停止中に、系統の機能・性能検査として、サプレッション・チェンバを水源とした循環運転を行うことで、ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え、運転時の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。また、残留熱除去系注入弁から原子炉圧力容器までの配管については、上記の試験に加えて、原子炉運転中及び原子炉停止中に、弁動作確認として残留熱除去系注入弁の機能・性能の確認が可能

な設計とする。ポンプ及び系統配管・弁については、機能・性能検査等に合わせて外観の確認が可能な設計とする。

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。

(50-5-2~4)

第 3.7-6 表 代替循環冷却系ポンプの試験検査

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

(4) 切替えの容易性 (設置許可基準規則第43条第1項四)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替循環冷却系は、本来の用途以外に使用しない。重大事故等時には、設計基準事故対処設備である残留熱除去系と一部の配管を使用するが、残留熱除去系配管については、重大事故等に対処するための系統の切替えは必要としない。

(50-4-2, 3)

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

代替循環冷却系ポンプは、通常待機時は代替循環冷却系ポンプ入口弁，代替循環冷却系注入弁，代替循環冷却系格納容器スプレイ弁及び代替循環冷却系テスト弁を閉止することで残留熱除去系と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。代替循環冷却系の隔離弁について，代替循環冷却系A系を代表として第3.7-7表に示す。

(50-4-2, 3)

第 3.7-7 表 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
残留熱除去系	代替循環冷却系ポンプ（A）入口弁	電動駆動	通常時閉
	代替循環冷却系 A 系注入弁	電動駆動	通常時閉
	代替循環冷却系 A 系格納容器スプレイ弁	電動駆動	通常時閉
	代替循環冷却系 A 系テスト弁	電動駆動	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。

代替循環冷却系の系統構成のために操作が必要な機器の設置場所，操作場所を代替循環冷却系 A 系を代表として第 3.7-8 表に示す。これら原子炉建屋原子炉棟内に設置されている弁及び代替循環冷却系ポンプについては中央制御室からの遠隔操作を可能とすることにより，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ない設計とする。

(50-3-2)

第 3.7-8 表 操作対象機器リスト

機器名称	設置場所	操作場所
代替循環冷却系ポンプ (A)	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
代替循環冷却系ポンプ (A) 入口弁	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
代替循環冷却系 A 系注入弁	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
残留熱除去系 A 系注入弁	原子炉建屋原子炉棟 3階	中央制御室
代替循環冷却系 A 系格納容器スプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟 3階	中央制御室
残留熱除去系 A 系 D/W スプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟 4階	中央制御室
残留熱除去系 A 系 D/W スプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟 4階	中央制御室
代替循環冷却系 A 系テスト弁	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
残留熱除去系ポンプ (A) 入口弁	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁	原子炉建屋原子炉棟 1階	中央制御室
残留熱除去系ポンプ (A) 停止時冷却ライン入口弁	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	中央制御室
残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
残留熱除去系 A 系注水配管分離弁	原子炉建屋原子炉棟 2階	中央制御室
残留熱除去系ヘッドスプレイ隔離弁	原子炉建屋原子炉棟 4階	中央制御室
残留熱除去系 A 系凝縮水ラインドレン弁	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	中央制御室
緊急用電源切替盤	中央制御室	中央制御室

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。

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、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計とする。代替循環冷却系ポンプの容量は、炉心損傷後の原子炉格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち、格納容器過圧・過温破損シーケンス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の $250\text{m}^3/\text{h}$ を確保可能な設計とし、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て循環流量 $250\text{m}^3/\text{h}$ が達成可能な設計とする。

なお、西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽の容量の説明は、「3.13重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 (設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。

(50-6-2~6)

(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二)

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただ

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

(ii) 適合性

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

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから、代替循環冷却系は共用しない。

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

代替循環冷却系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系に対し、多様性及び独立性を有し、位

置的分散を図る設計としている。なお、詳細については 3.7.2. 1.3 項に示す。

(50-3-2, 50-4-2, 3)

3.7.2.2 格納容器圧力逃がし装置

3.7.2.2.1 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ために、重大事故緩和設備として、フィルタ装置、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁、第二弁バイパス弁及び圧力開放板から構成される格納容器圧力逃がし装置を使用する。

格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低減するために、原子炉格納容器内雰囲気ガスを大気放出し、その過程で原子炉格納容器内雰囲気ガスに含まれる放射性物質を捕集する設計とする。

フィルタ装置は、フィルタ装置内のスクラビング水、金属フィルタ及びよう素除去部により原子炉格納容器内雰囲気ガスの放射性物質を捕集できる設計とする。

フィルタ装置は、フィルタの構造及び機能の健全性を維持並びに捕集した放射性よう素の再揮発を防止するために、捕集した放射性物質の崩壊熱等を考慮した設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、使用中は、系統内に可燃性ガス（水素）が蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とする。とともに、使用後においても不活性ガスで置換できるよう、可搬型窒素供給装置である窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車を用いて系統内に窒素を供給できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

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

強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管は、他の原子炉とは共用しない。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、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使用後においても、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素供給装置である窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車を用いて格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換できる設計とする。

なお、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と兼用する可搬型窒素供給装置の詳細は、「3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」で示す。

格納容器圧力逃がし装置の使用と併せて、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器に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、原子炉格納容器圧力が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止することとする。

第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、原子炉格納容器の隔離機能を確保するために設置するが、事故時の原子炉格納容器内の環境を考慮し、原子炉格納容器の貫通部の外側に配置する設計とする。

第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、開閉操作により原子炉格納容器内雰囲気ガスの放射性物質をフィルタ装置で捕集した後、原子炉格納容器内雰囲気ガスの大気放出又はその大気放出を停止することができる設計とする。

第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁

は、遠隔人力操作機構により容易かつ確実に操作場所で人力により開操作できる設計とする。また、操作場所は、炉心の著しい損傷時においても操作ができるよう、遠隔人力操作機構を介し放射線量率の低い原子炉建屋付属棟に設置し、さらに、第二弁及び第二弁バイパス弁の操作室には、格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となる格納容器圧力逃がし装置配管に対する遮蔽及び原子炉格納容器内雰囲気ガスの操作室への流入防止装置（空気ボンベユニット（空気ボンベ））を設ける設計とする。

格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス（窒素）で置換する際、大気との障壁として圧力開放板を設置する設計とする。圧力開放板は、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開放する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置はサプレッション・チェンバ側及びドライウェル側、いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・プール水でのスクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバ側からのベントを第一優先とするが、何らかの原因でサプレッション・チェンバ側からのベントができない場合にはドライウェル側からのベントを行う。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも熔融炉心及び水没の影響を受けない設計とする。

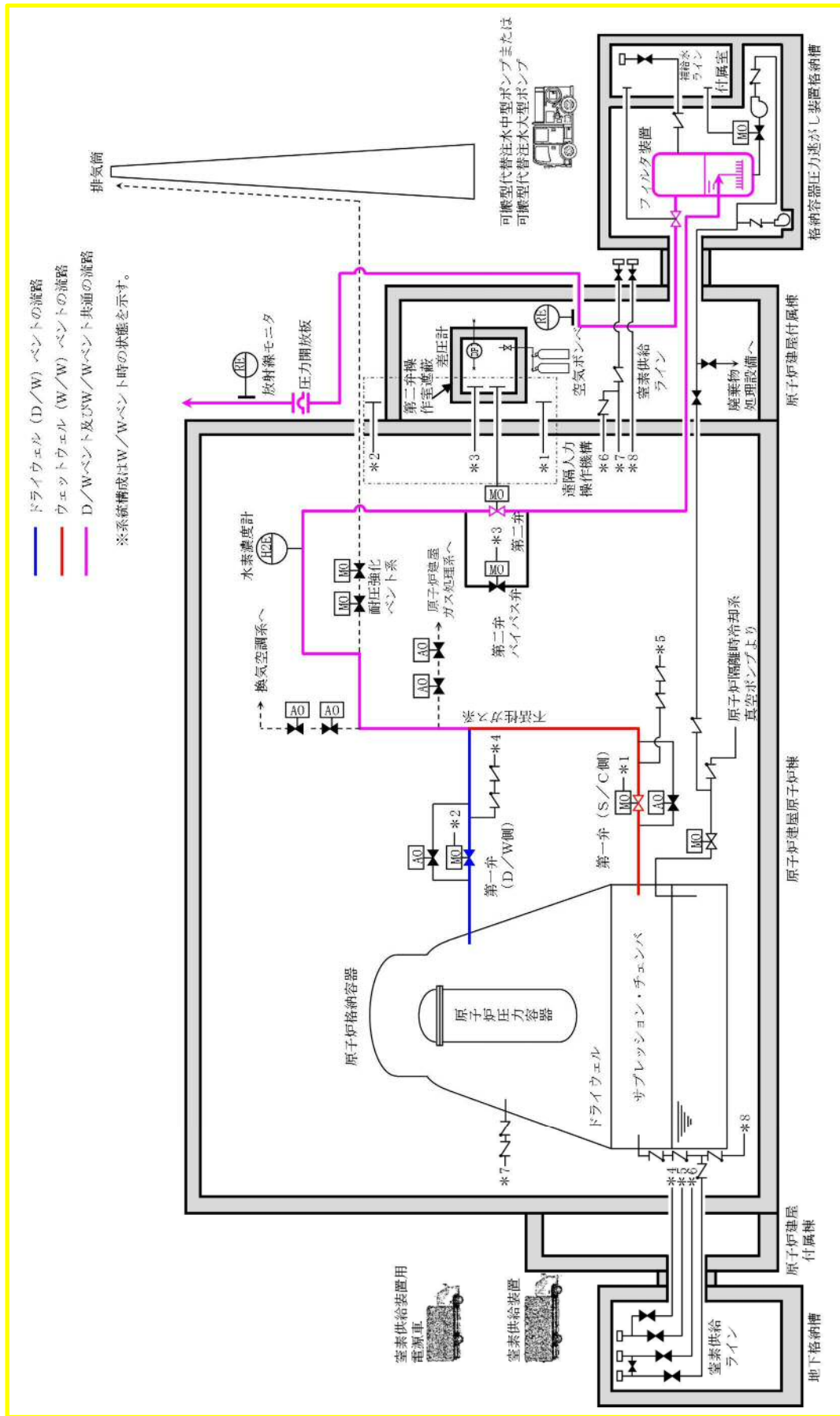
格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となるフィルタ装置からの被ばくを低減し、事故収束後の復旧作業等の妨げにならないよう、フィルタ装置は格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）内に設置し、周囲には遮蔽体を設ける設計とする。

格納容器圧力逃がし装置における水素濃度及び放射性物質濃度を監視

できるよう、格納容器圧力逃がし装置の水素が蓄積する可能性のある配管にフィルタ装置入口水素濃度を設け、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設ける。フィルタ装置入口水素濃度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給電できる設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備から給電できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置を使用した場合、配管内で発生する蒸気凝縮ドレンは、配管に適切な勾配を設けることでフィルタ装置内のスクラビング水に合流する設計とする。また、フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱によりスクラビング水が蒸発することでスクラビング水位は徐々に低下することから、放射性物質除去性能維持のため可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置の水位調整が可能な設計とする。なお、放射性物質を効果的に捕集・保持するためにスクラビング水に添加する薬剤は、スクラビング水の蒸発では減少しないことから、予め大気中から十分な量の薬剤をスクラビング水に添加しておくことで、ベント中の薬剤調整が不要となる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の概要図を第 3.7-3 図に、格納容器圧力逃がし装置に属する重大事故対処設備を第 3.7-9 表に示す。



第3.7-3図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

第3.7-9表 格納容器圧力逃がし装置に関する

重大事故等対処設備一覧 (1/2)

設備区分		設備名
主要設備		フィルタ装置【常設】 第一弁（S/C側）【常設】 第一弁（D/W側）【常設】 第二弁【常設】 第二弁バイパス弁【常設】 遠隔人力操作機構【常設】 第二弁操作室遮蔽【常設】 第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）【可搬】 差圧計【常設】 可搬型窒素供給装置 窒素供給装置【可搬】 窒素供給装置用電源車【可搬】 圧力開放板【常設】
関連設備	付属設備	フィルタ装置遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】 移送ポンプ【常設】 可搬型代替注水中型ポンプ【可搬】 可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】
	水源*1	西側淡水貯水設備【常設】 代替淡水貯槽【常設】
	流路	不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置配管・弁【常設】 原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバを含む）【常設】 真空破壊弁【常設】 窒素供給配管・弁【常設】 第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁）【常設】 移送配管・弁【常設】 補給水配管・弁【常設】
	注水先	フィルタ装置【常設】

第 3.7-9 表 格納容器圧力逃がし装置に関する

重大事故等対処設備一覧 (2/2)

設備区分		設備名
関連設備	電源設備* ² (燃料給油設備を含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
	計装設備* ³	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置圧力【常設】 フィルタ装置スクラビング水温度【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)【常設】 フィルタ装置入口水素濃度【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 格納容器内水素濃度(SA)【常設】 格納容器内酸素濃度(SA)【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 原子炉建屋水素濃度【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：電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

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

3.7.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

兼用する設備は以下のとおり。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

(1) フィルタ装置

放射性物質除去性能

エアロゾル	99.9%以上（スクラビング水及び金属フィルタ）
無機よう素	99%以上（スクラビング水）
有機よう素	98%以上（よう素除去部）
個 数	1
最高使用圧力	0.62MPa[gage]
最高使用温度	200°C
材 料	
スクラビング水	
金属フィルタ	
よう素除去部	銀ゼオライト
設 計 流 量	13.4kg/s（原子炉格納容器圧力0.31MPa[gage] において）
取 付 箇 所	格納容器圧力逃がし装置格納槽

(2) 第一弁（S/C側）

型 式	電気作動
個 数	1
最高使用圧力	0.62MPa[gage]

最高使用温度	200℃
材 料	ステンレス鋼
(3) 第一弁 (D/W側)	
型 式	電気作動
個 数	1
最高使用圧力	0.62MPa [gage]
最高使用温度	200℃
材 料	ステンレス鋼
(4) 第二弁	
型 式	電気作動
個 数	1
最高使用圧力	0.62MPa [gage]
最高使用温度	200℃
材 料	ステンレス鋼
(5) 第二弁バイパス弁	
型 式	電気作動
個 数	1
最高使用圧力	0.62MPa [gage]
最高使用温度	200℃
材 料	ステンレス鋼
(6) 第二操作室遮蔽	
材 料	鉄筋コンクリート
遮 蔽 厚	1,200mm以上 (フィルタ装置上流配管が敷設される 側の遮蔽)
	400mm以上 (上記以外の遮蔽)

(7) 第二操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ)

本 数 19 (予備5)

容 量 約47L (1本当たり)

(8) 差圧計

個 数 1

(9) 遠隔人力操作機構

個 数 4

(10) 圧力開放板

型 式 引張型ラプチャーディスク

個 数 1

設定破裂圧力 0.08MPa [gage]

材 料 ステンレス鋼

取付箇所 原子炉建屋原子炉棟近傍屋外

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（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は、格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）内に設置される設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）内に想定される環境条件を第3.7-10表に示す。

第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁、第二弁バイパス弁及び遠隔人力操作機構（操作部を除く）は、原子炉建屋原子炉棟内に、遠隔人力操作機構（第一弁（S/C側）、第二弁及び第二弁バイパス弁用の操作部）、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）及び差圧計は、原子炉建屋附属棟内に設置される設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内に想定される環境条件を第3.7-11表に示す。

遠隔人力操作機構（第一弁（D/W側）用の操作部）及び圧力開放

板及び配管の一部は、屋外に設置される設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における屋外に想定される環境条件を第3.7-12表に示す。

可搬型窒素供給装置については、「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」の「3.9.2.1.3.1設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。

(50-3-3~12)

第3.7-10表 想定する環境条件

(格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）内)

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）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み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とするため影響は受けない（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

第 3.7-11 表 想定する環境条件

(原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟内)

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内又は原子炉建屋付属棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，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み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内又は原子炉建屋付属棟内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

第 3.7-12 表 想定する環境条件（屋外）

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水及び凍結対策を考慮した設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	設置場所である屋外で想定される風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，火山の影響による荷重を考慮し，機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(2) 操作性(設置許可基準規則第43条第1項二)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

フィルタ装置，第一弁（S/C側），第一弁（D/W側），第二弁及び第二弁バイパス弁を使用する格納容器圧力逃がし装置は，中央制御室の制御盤のスイッチで操作が可能な設計とする。

第一弁（S/C側），第一弁（D/W側），第二弁及び第二弁バイパス弁は，全ての電源喪失時においても現場で操作が可能となるよう遠隔人力操作機構を設け，原子炉建屋原子炉棟外から容易かつ確実に開閉操作できる設計とする。

また，流路に設ける圧力開放板は，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開放する設計とする。そのため，想定される重大事故等時の環境下においても，確実に操作をすることが可能である。

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流路と換気空調系，原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系の隔離を確実にするため，各系統に隔離弁をそれぞれ2弁ずつ設置し，中央制御室により閉操作，又は閉確認をすることができる設計とする。これらのうち換気空調系及び原子炉建屋ガス処理系の弁は通常

時閉であり、電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気駆動弁である。また、耐圧強化ベント系の弁は通常時閉であり、電源喪失時フェイルアズイズの電動駆動弁であるが、格納容器圧力逃がし装置を使用する際は、これらの弁が閉であることを確実に確認する運用とする。

格納容器圧力逃がし装置使用中にフィルタ装置水位調整（水張り）を実施する場合に操作が必要な弁及び可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの接続については、現場（格納容器圧力逃がし装置格納槽近傍）にて操作、作業をする設計であるが、格納容器圧力逃がし装置使用時に高線量となるフィルタ装置及び入口配管は、格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）又は原子炉建屋内に設置し、現場の放射線量を下げることにより、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作、作業をすることが可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置使用後には、フィルタ装置水位調整（水抜き）及び格納容器圧力逃がし装置系統の窒素パージを実施する場合に操作が必要な弁、ポンプの起動スイッチ及び可搬型窒素供給装置の接続については、現場（格納容器圧力逃がし装置格納槽内の付属室、原子炉建屋近傍屋外）にて操作、作業をする設計であるが、格納容器圧力逃がし装置使用時に高線量となる格納容器圧力逃がし装置及び入口配管は、格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）又は原子炉建屋内に設置し、現場の放射線量を下げることにより、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作、作業をすることが可能な設計とする。

第二弁操作室遮蔽は、原子炉建屋付属棟と一体で構成されており、

通常時及び重大事故等が発生した場合において、特段の操作を必要とせず使用できる設計とする。

第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）を運転するための弁操作は、想定される重大事故等が発生した場合において第二弁操作室の環境条件を考慮の上、第二弁操作室にて操作可能な設計とする。

窒素供給装置を運転する場合は、窒素供給装置用電源車と共に原子炉建屋近傍に配置するとともにホースを原子炉建屋西側のフィルタベント装置窒素供給ライン接続口に接続し、現場操作でフィルタベント装置窒素供給ライン元弁を開とし、窒素供給装置付属のスイッチにより起動することで窒素供給を行う。

原子炉建屋西側のフィルタベント装置窒素供給ライン元弁については、原子炉建屋西側地下格納槽内から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車は、設置場所にて車両の転倒防止装置及び輪留め等による固定が可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具は必要とせず、簡便な接続金物及び一般的な工具により、確実に接続が可能な設計とする。

これらの操作する機器については、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、運転員等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。

第3.7-13表及び第3.7-14表に各操作場所を示す。

(50-3-10~12, 14)

第 3.7-13 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
第一弁 (S/C側)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
	弁閉→弁開	手動操作 (遠隔人力操作機構)	原子炉建屋付属棟 1階
第一弁 (D/W側)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
	弁閉→弁開	手動操作 (遠隔人力操作機構)	原子炉建屋付属棟 屋上
第二弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
	弁閉→弁開	手動操作 (遠隔人力操作機構)	原子炉建屋付属棟 3階 (第二弁操作室)
第二弁バイパス弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
	弁閉→弁開	手動操作 (遠隔人力操作機構)	原子炉建屋付属棟 3階 (第二弁操作室)
換気空調系一次隔離弁	弁閉確認	スイッチ操作 ^{※1}	中央制御室
換気空調系二次隔離弁	弁閉確認	スイッチ操作 ^{※1}	中央制御室
原子炉建屋ガス処理系 一次隔離弁	弁閉確認	スイッチ操作 ^{※1}	中央制御室
原子炉建屋ガス処理系 二次隔離弁	弁閉確認	スイッチ操作 ^{※1}	中央制御室
耐圧強化ベント系 一次隔離弁	弁閉確認	スイッチ操作 ^{※1}	中央制御室
耐圧強化ベント系 二次隔離弁	弁閉確認	スイッチ操作 ^{※1}	中央制御室
フィルタベント装置 移送ライン止め弁	弁閉→弁開	手動操作 (遠隔人力操作機構)	格納容器圧力逃がし 装置格納槽付属室
フィルタベント装置 ドレン移送ライン切替 え弁 (S/C側)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋付属棟 地下1階
フィルタベント装置 補給水ライン元弁	弁閉→弁開	手動操作	格納容器圧力逃がし 装置格納槽付属室
フィルタベント装置 窒素供給ライン元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋西側 地下格納槽
移送ポンプ	起動・停止	スイッチ操作	格納容器圧力逃がし 装置格納槽付属室
可搬型代替注水中型 ポンプ	起動・停止	スイッチ操作	西側淡水貯水設備近傍 屋外
可搬型代替注水大型 ポンプ	起動・停止	スイッチ操作	代替淡水貯槽近傍屋外
窒素供給装置	起動・停止	スイッチ操作	原子炉建屋西側屋外
窒素供給装置用電源車	起動・停止	スイッチ操作	原子炉建屋西側屋外

※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

第3.7-14表 操作対象機器（第二弁操作室空気ポンベユニット）

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
第二弁操作室空気ポンベ ユニット空気ポンベ集合弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋附属棟 3階
第二弁操作室空気ポンベ ユニット空気供給出口弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋附属棟 3階
第二弁操作室空気ポンベ ユニット空気供給流量調整弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋附属棟 3階

(3) 試験検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置等は、第3.7-15表に示すように原子炉の停止中に開放検査、機能・性能検査、外観検査及び分解検査が可能な設計とする。

フィルタ装置は、開放検査としてマンホールを開放して内部点検、機能性能検査として漏えい確認が可能な設計とする。スクラビング水は、機能・性能検査として水質確認が可能な設計とする。また、よう素除去部に充填される銀ゼオライトは、機能・性能検査として、内部に設置している試験片を用いてよう素除去性能試験が実施可能な設計とする。

第一弁 (S/C側)、第一弁 (D/W側)、第二弁及び第二弁バイパス弁は、機能・性能検査として漏えい確認及び開閉動作の確認、分解検査として部品の浸透探傷試験及び外観点検が可能な設計とする。

圧力開放板及び配管は、機能・性能検査として漏えい確認、外観検査として外観点検が可能な設計とする。

第二弁操作室遮蔽は、断面寸法が確認でき、原子炉の運転中又は停止中に外観検査できる設計とする。

第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）は、原子炉の運転中又は停止中に外観検査として、表面状態を目視により確認が可能な設計とする。また、機能・性能検査として、原子炉の運転中又は停止中に空気ポンベ残圧の確認により空気ポンベ容量を確認し、原子炉の停止中に正圧化試験を行い、系統全体の気密性能確認が可能な設計とする。

差圧計は、原子炉の運転中又は停止中に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の確認を行えるとともに、原子炉の停止中に機能・性能検査として計器の校正を行うことが可能な設計とする。

可搬型窒素供給装置については、「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」の「3.9.2.1.3.1設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。

(50-5-5~9)

第 3.7-15 表 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置等の試験検査

原子炉の状態	項目	点検内容
停止中	開放検査	フィルタ装置の内部点検
	機能・性能検査	フィルタ装置，圧力開放板，配管及び弁の漏えい確認 スクラビング水の水質確認 銀ゼオライトのよう素除去性能試験 弁開閉動作の確認 第二弁操作室の正圧化試験 差圧計の校正
	外観検査	圧力開放板及び配管の外観の確認
	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び外観の確認
運転中又は停止中	外観検査	空気ボンベの表面状態を目視により確認 第二弁操作室遮蔽のひび割れ，表面状態の外観確認 差圧計の外観確認
	機能・性能検査	空気ボンベ残圧の確認

(4) 切替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器圧力逃がし装置は，不活性ガス系及び耐圧強化ベント系と

一部配管を共有しているが，共通部分以外は独立した配管であり本来の用途以外の用途に使用しない設計とする。また，共通部分についても，重大事故等に対処するための系統の切替えは必要としない設計とする。

第二弁操作室遮蔽は，原子炉建屋付属棟と一体で設置するうえ，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な設計とする。

第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ），差圧計は，本来の用途以外の用途として使用しない設計とする。

可搬型窒素供給装置については，「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」の「3.9.2.1.3.1設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。

(50-4-4, 5)

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

格納容器圧力逃がし装置には，重大事故等時の排気経路に換気空調系，原子炉建屋ガス処理系並びに耐圧強化ベント系が接続されており，それぞれの系統を隔離する弁は直列で2弁ずつ設置する設計とする。

これらのうち換気空調系及び原子炉建屋ガス処理系の弁は通常時閉，電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気駆動弁であり，また，耐圧強化ベント系の弁は通常時閉であり，電源喪失時フェイルアズイズの電動駆動弁であるが，格納容器圧力逃がし装置を使用する際は，これらの弁が閉であることを確実に確認する運用とする。

以上のことから，格納容器圧力逃がし装置と他の系統及び機器を隔離する弁は直列で二重に設置し，格納容器圧力逃がし装置と他の系統及び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。隔離弁について第3.7-16表に示す。

第二弁操作室遮蔽は，原子炉建屋付属棟と一体のコンクリート構造物とし，倒壊等のおそれはなく，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）及び差圧計は，通

常時は使用しない系統であり，他の設備から独立して単独で使用可能なことにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）は，転倒等のおそれがないよう固定して保管することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型窒素供給装置については，「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」の「3.9.2.1.3.1設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。

(50-4-4, 5)

第 3.7-16 表 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
換気空調系	換気空調系一次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	換気空調系二次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
原子炉建屋ガス処理系	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系一次隔離弁	電動駆動	通常時閉
	耐圧強化ベント系一次隔離弁	電動駆動	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 環境条件等について」に示す。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置、入口配管及びドレン移送設備は、当該システムを使用した際に放射線量が高くなることから、格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋附属棟内に設置し、現場の放射線量を下げることにより、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。当該システムを使用する際に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第3.7-17表に示す。このうち、中央制御室で操作をする機器は、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため、操作可能である。

第二弁操作室遮蔽は、原子炉建屋付属棟と一体のコンクリート構造物に設置し、重大事故等発生時に操作及び作業を必要としない設計とする。

第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）は、原子炉建屋付属棟内の放射線量が高くなるおそれの少ない場所で操作可能な設計とする。

可搬型窒素供給装置については、「3.9水素爆発による原子炉格納容

器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」の「3.9.2.1.3.1設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。

第3.7-17表 格納容器圧力逃がし装置を使用する際に操作が必要な機器の設置場所及び操作場所 (1/2)

機器名称	設置場所	操作場所
第一弁 (S/C側)	原子炉建屋原子炉棟 1階	中央制御室
		原子炉建屋付属棟 1階
第一弁 (D/W側)	原子炉建屋原子炉棟 4階	中央制御室
		原子炉建屋付属棟屋上
第二弁	原子炉建屋原子炉棟 4階	中央制御室
		原子炉建屋付属棟 3階 (第二弁操作室)
第二弁バイパス弁	原子炉建屋原子炉棟 4階	中央制御室
		原子炉建屋付属棟 3階 (第二弁操作室)
換気空調系一次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟 5階	中央制御室
換気空調系二次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟 5階	中央制御室
原子炉建屋ガス処理系 一次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟 5階	中央制御室
原子炉建屋ガス処理系 二次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟 5階	中央制御室
耐圧強化ベント系 一次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟 5階	中央制御室
耐圧強化ベント系 二次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟 5階	中央制御室
フィルタベント装置 移送ライン止め弁	格納容器圧力逃がし装置 格納槽 (地下埋設)	格納容器圧力逃がし装置 格納槽付属室
フィルタベント装置 ドレン移送ライン切替え 弁 (S/C側)	原子炉建屋付属棟 地下1階	原子炉建屋付属棟 地下1階
フィルタベント装置 補給水ライン元弁	格納容器圧力逃がし装置 格納槽付属室	格納容器圧力逃がし装置 格納槽付属室
フィルタベント装置 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋付属棟西側 地下格納槽	原子炉建屋付属棟西側 地下格納槽
移送ポンプ	格納容器圧力逃がし装置 格納槽 (地下埋設)	格納容器圧力逃がし装置 格納槽付属室
可搬型代替注水大型 ポンプ	代替淡水貯槽近傍屋外	代替淡水貯槽近傍屋外
可搬型代替注水中型 ポンプ	西側淡水貯水設備 近傍屋外	西側淡水貯水設備 近傍屋外

第3.7-17表 格納容器圧力逃がし装置を使用する際に操作が必要な機器の設置場所及び操作場所 (2/2)

機器名称	設置場所	操作場所
窒素供給装置	原子炉建屋附属棟 近傍屋外	原子炉建屋附属棟 近傍屋外
窒素供給装置用電源車	原子炉建屋附属棟 近傍屋外	原子炉建屋附属棟 近傍屋外
第二弁操作室空気ポンベ ユニット (空気ポンベ)	原子炉建屋附属棟2階	原子炉建屋附属棟3階

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。

フィルタ装置、第一弁 (S/C側)、第一弁 (D/W側)、第二弁、第二弁バイパス弁及び圧力開放板は、原子炉格納容器の過圧破損防止に必要な放出流量を有する設計とする。

フィルタ装置は、原子炉格納容器から放出する放射性物質の低減に必要な放射性物質の除去性能を有する設計とする。

フィルタ装置は、ベント実施を想定する重大事故シーケンスにおいて、環境への影響をできるだけ小さく留めるものとして定められているCs-137の放出量が100TBqを下回ることができるように、フィルタ装置のエアロゾルに対する除去効率が99.9%以上確保可能なスクラビング水の最低水位を維持する設計とする。また、当該系統を使用した際に、系統内の蒸気凝縮によってフィルタ装置が機能喪失となるまでスクラビング水位が上昇しない設計とする。

スクラビング水の待機時薬液添加濃度については、想定されるスクラビング水 pH の低下要因に対しても、無機よう素に対する除去効率を99%以上確保可能な添加濃度とする。

金属フィルタ許容エアロゾル量については、想定される重大事故等時において格納容器圧力逃がし装置を使用した際に、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面積を有する設計とする。

よう素除去部の銀ゼオライト吸着層は十分な有効面積と層厚さを有し、吸着層とベントガスとの接触時間を十分に確保することにより、有機よう素に対する除去効率が98%以上となる設計とする。

圧力開放板の開放圧力は、格納容器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0.31MPa[gage]～0.62MPa[gage]と比較して十分に低い圧力として0.08MPa[gage]で開放する設計とする。

第二弁操作室遮蔽は、重大事故等が発生した場合において、第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）の機能と併せて、第二弁操作室に留まる操作員の居住性を確保するために必要な遮蔽能力を有する設計とする。

差圧計は、第二弁操作室と第二弁操作室の周囲の差圧の基準値を上回る範囲を測定可能な設計とする。

(50-6-7~28)

(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから，格納容器圧力逃がし装置は共用しない。

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

格納容器圧力逃がし装置は，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り，代替する設計基準事故対処設備はない。

なお，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の代替循環冷却系に対して多様性，独立性及び位置的分散を図る設計とする。

(50-3-2～14, 50-4-2～5)

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。

第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）は、第二弁操作室内の運転員の窒息を防止するとともに、第二弁操作室内への外気の流入を一定時間遮断するのに必要な空気容量を有する設計とする。空気ボンベの本数は、必要な空気ボンベ容量を有する本数に加え、保守点検又は故障時のバックアップ用として、自主的に十分に余裕のある容量を有する設計とする。

可搬型窒素供給装置の容量については、より必要容量が大きい「3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」の「3.9.2.1.3.1設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。

(50-6-29~31)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）は、系統に接続した状態で保管されており使用のための接続を伴わない設計とする。

可搬型窒素供給装置については、「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」の「3.9.2.1.3.1設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等

について」に示す。

第二弁室空気ポンベユニット（空気ポンベ）及び可搬型窒素供給装置は、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。）ではないことから対象外とする。

(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。

第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）は、放射線量が高くなるおそれが少ない第二弁操作室内で操作が可能なように設置し、重大事故等が発生した場合においても使用が可能な設計とする。

可搬型窒素供給装置については、「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」の「3.9.2.1.3.1設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）は，地震，津波，その他の外部事象による損傷の防止が図られた原子炉建屋付属棟内に保管する。

可搬型窒素供給装置については，「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」の「3.9.2.1.3.1設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第43条第3項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）は、地震、津波、その他の外部事象による損傷の防止が図られた原子炉建屋付属棟に保管し、使用することからアクセス不要であり対象外とする。

可搬型窒素供給装置については、「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」の「3.9.2.1.3.1設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）は、重大事故緩和設

備であり、同一目的の重大事故等対処設備又は代替する機能を有する設計基準対象施設はない。

なお、第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）は、地震、津波、その他の外部事象による損傷の防止が図られた原子炉建屋付属棟内に固定して保管することにより、可能な限り頑健性を有する設計とする。

可搬型窒素供給装置については、「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」の「3.9.2.1.3.1設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。

(50-3-12)

3.7.3 その他設備

3.7.3.1 サプレッション・プール水 pH制御装置

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、サプレッション・プール水の酸性化を防止すること、及びサプレッション・プール水中の核分裂生成物由来のよう素を捕捉することにより、よう素の放出量の低減を図るために、サプレッション・プール水 pH制御装置を設ける設計とする。なお、本装置は事業者の自主的な取組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・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・プール水が酸性化する可能性がある。サプレッション・プール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサプレッション・チェンバの気相部へ放出されるという知見があることから、サプレッション・プール水をアルカリ性に保つため、pH制御として薬液（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^{*1}にまとめられており、サプレッション・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。

本装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置する隔離弁（2弁）を中央制御室からのスイッチ操作、又は現場での手動操作により開操作することで、薬液タンクを窒素により加圧し、残留熱除去系（A系サプレッション・チェンバースプレイ配管）を使用してサプレッション・チェンバに薬液（水酸化ナトリウム）を注入する構成とする。

*1：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、pH制御の効果を達成するための考え方が整理されており、これらの論文での評価内容を参照し、東海第二発電所の状況を踏まえ、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する。

3.7.3.1.2 他設備への悪影響について

サプレッション・プール水pH制御装置を使用することで、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、アルカリ薬液による設備への悪影響として懸念されるのは、以下の2点である。

- ・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

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・プール水の薬液（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等に両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており、薬液（水酸化ナトリウム）と反応することで水素が発生する。しかし、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が発生すると仮定しても、事故時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。また、原子炉格納容器内は窒素により不活性化されており、本反応では酸素の発生がないことから、水素の燃焼は発生しない。

したがって、サブプレッション・プール水 pH 制御装置を使用することによる他設備への悪影響はない。

また、本装置は薬液タンクを窒素により加圧し、残留熱除去系（A系サブプレッション・チェンバスプレイ配管）を使用してサブプレッション・チェンバに薬液を注入する構成であるが、残留熱除去系A系が停止し、かつA系スプレイ弁が閉である状態において薬液注入を行う手順とすることから、残留熱除去系への悪影響はない。