

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 設-C-1 改 32
提出年月日	平成 29 年 8 月 8 日

東海第二発電所

重大事故等対処設備について

平成 29 年 8 月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

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

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

別添資料-1 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する津波防護方針について

~~別添資料-2 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器
圧力逃がし装置）について~~

別添資料-3 代替循環冷却の成立性について

~~別添資料-4 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に
ついて~~

3.7 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. 原子炉格納施設

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格納容器の破損を防止するため、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。

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 図及び第 9.7－2 図に示す。

9.7.2 設計方針

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、以下の重大事故等対処設備（格納容器内の減圧及び除熱）を設ける。

(1) 格納容器圧力逃がし装置による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（格納容器内の減圧及び除熱）として、フィルタ装置、第一弁（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウェル側）、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、格納容器内の圧力及び温度を低減するために、格納容器内雰囲気ガスを大気放出し、その過程で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ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに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は，排気ガス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るとともに，格納容器圧力逃がし装置の使用を継続することで可燃性ガスの滞留を防止し，可燃性ガスによる爆発を防止する設計とする。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，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。

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ぐために，格納容器圧力逃がし装置及び格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換できる設計とする。そのため，格納容器圧力逃がし装置及び格納容器に不活性ガス（窒素）を供給できる接続部を設置する設計とする。

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。

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格納容器にスプレイを行う場合は，格納容器が負圧とならないよう，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（サブプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），第二弁及び第二弁バイパス弁は，格納容器の隔離機能を確保するために設置するが，事故時の格納容器内の環境を考慮し，格納容器の貫通部の外側に配置する設計とする。

第一弁（サブプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），第二弁及び第二弁バイパス弁は，開閉操作により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，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（サブプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），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

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格納容器内雰囲気ガスの操作室への流入防止装置を設ける設計とする。

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、フィルタ装置はフィルタ装置格納槽（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より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より可搬型整流器を介した給電に加え、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備より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、格納容器から格納容器内雰囲気ガスの放出と共に水蒸気が放出され、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るフィルタ装置の水位調整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（サプレッション・チェンバ側）

- ・ 第一弁（ドライウェル側）

- ・ 第二弁

- ・ 第二弁バイパス弁

- ・ 圧力開放板

- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）

- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）

- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）

- ・ 可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）

- ・ フィルタ装置入口水素濃度（6.5 計装設備）

- ・ フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（6.5 計装設備）

その他，設計基準事故対処設備である格納容器及び真空破壊弁を重大事故等対処設備として使用する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備については，「10.2 代替電源設備」にて記載する。原子炉格納施設の格納容器については，「9.1 原子炉格納施設」にて記載する。フィルタ装置入口水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）については，「6.5 計装設備（重大事故等対処設備）」にて記載する。

(2) 代替循環冷却系による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（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，サブプレッション・プール，緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器（A）を使用する。ま

た，非常用取水設備である 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・プールを水源とし，残留熱除去系（A）を介して，原子炉圧力容器へ注水するとともに，格納容器内にあるスプレイヘッダよりドライウエル内に水をスプレイできる設計とする。また，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）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，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できる設計とする。

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格納容器内配管の破断口等から流出し，格納容器のドライウエ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。

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
- ・緊急用海水ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器（A）
- ・サブプレッション・プール
- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

残留熱除去系を構成する残留熱除去系ポンプ（A）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。その他，設計基準事故対処設備である格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

残留熱除去系熱交換器（A）については、「5.4 残留熱除去系」にて記載する。サプレッション・プールについては、「9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」にて記載する。常設代替高圧電源装置については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

格納容器は、設計基準事故対処設備を代替するものではないため、多様性、位置的分散等について重大事故等対処設備の設計方針を適用しないが、その他の重大事故等対処設備としての設計方針を適用して設計する。

「9.7.2(1) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱」に使用する真空破壊弁並びに「9.7.2(2) 代替循環冷却系による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（A）は、設計基準事故対処設備であるとともに重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性、位置的分散の設計方針は適用しない。

9.7.2.1 多様性、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。

フィルタ装置、第一弁（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウェル側）、第二弁、第二弁バイパス弁及び圧力開放板を使用する格納容器圧力逃がし装置は、代替循環冷却系ポンプ、サプレッシ

ョン・プール，緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器（A）を使用する代替循環冷却系に対して，原理の異なる冷却，減圧手段を用いることで多様性を持つ設計とする。

フィルタ装置，第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウェル側），第二弁，第二弁バイパス弁及び圧力開放板を使用する格納容器圧力逃がし装置は，代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・プール，緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器（A）を使用する代替循環冷却系に対して，構成機器を共用しないことにより，独立性を持つ設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は，原子炉建屋原子炉棟内の代替循環冷却系ポンプ及び原子炉建屋付属棟近傍の地下格納槽内の緊急用海水ポンプと離れた原子炉建屋南側のフィルタ装置格納槽内に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプの電源を，設計基準事故対処設備としての電源に対して常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また，代替循環冷却系ポンプは冷却を自然冷却とすることで，残留熱除去系海水ポンプにより冷却する低圧炉心スプレイ系ポンプ及び残留熱除去系ポンプに対して多様性を持つ設計とする。

代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは，原子炉建屋原子炉棟内の低圧炉心スプレイ系ポンプ，残留熱除去系ポンプ及び屋外の残留熱除去系海水ポンプと離れた位置に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

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。

フィルタ装置, 第一弁 (サプレッション・チェンバ側), 第一弁 (ドライウエル側), 第二弁, 第二弁バイパス弁及び圧力開放板を使用する格納容器圧力逃がし装置は, 通常時の他系統と隔離された状態から, 弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また, フィルタ装置, 第一弁 (サプレッション・チェンバ側), 第一弁 (ドライウエル側), 第二弁, 第二弁バイパス弁及び圧力開放板を使用する格納容器圧力逃がし装置は, 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を各 2 弁ずつ設置し, 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, 他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替循環冷却系ポンプ, サプレッション・プール, 緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器 (A) を使用する代替循環冷却系は, 弁操作等によって, 設計基準事故対処設備として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また, サプレッション・プール水に含まれる核分裂生成物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。

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。

フィルタ装置，第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），第二弁，第二弁バイパス弁及び圧力開放板は，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，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。

代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは，格納容器の過圧破損防止に必要なポンプ流量を有する設計とする。

サプレッション・プールは，設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の容量が，格納容器の過圧破損防止に必要な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（A）は，設計基準事故時の残留熱除去系海水系の機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の伝熱容量が，格納容器の過圧破損防止に必要な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。

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。

フィルタ装置，第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），第二弁，第二弁バイパス弁及び圧力開放板は，重大事故等時における設置場所の環境条件を考慮した設計とする。

第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），第二弁及び第二弁バイパス弁の操作は，中央制御室及び原子炉建屋

原子炉棟外で可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・プール，緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器（A）は，重大事故等時における設置場所の環境条件を考慮した設計とする。

代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプの操作は，中央制御室で可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器（A）及び緊急用海水ポンプは，海水を通水するため，耐腐食性材料を使用する設計とする。

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。

フィルタ装置，第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），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操作スイッチで操作が可能な設計とする。第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），第二弁及び第二弁バイパス弁は，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。

代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・プール，緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器（A）を使用する代替循環冷却系は，中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。また，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替え可能な設計とする。

9.7.3 主要設備及び仕様

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は第 9.7-1 表のとおり。

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。

フィルタ装置は、内部の確認が可能なようにマンホールを設ける設計とする。

第一弁(サプレッション・チェンバ側), 第一弁(ドライウエル側), 第二弁, 第二弁バイパス弁及び圧力開放板は、機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、第一弁(サプレッション・チェンバ側), 第一弁(ドライウエル側), 第二弁, 第二弁バイパス弁及び圧力開放板は、分解が可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプ、緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器(A)は、機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、分解が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器(A)は、内部の確認が可能なようにフランジを設ける設計とする。

第 9.7-1 表 格納容器の過圧破損を防止するための設備主要仕様

(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. 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 (スクラビング水及びよう素除去部)

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℃

材 料 : ステンレス鋼

b. 第一弁 (サブプレッション・チェンバ側)

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 (ドライウエル側)

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. 圧力開放板

型 式 : 引張型ラブチャーディスク

個 数 : 1

最高使用圧力 : 0.08MPa[gage]

最高使用温度 : 200℃

材 料 : ステンレス鋼

(2) 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 : うず巻形

個 数 : 1

容 量 : 約 250m³／h

全 揚 程 : 約 120m

b. 緊急用海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式 : ターボ形

個 数 : 1 (予備 1)

容 量 : 約 844m³／h

全 揚 程 : 約 130m

c. 残留熱除去系熱交換器 A

兼用する設備は以下のとおり。

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

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

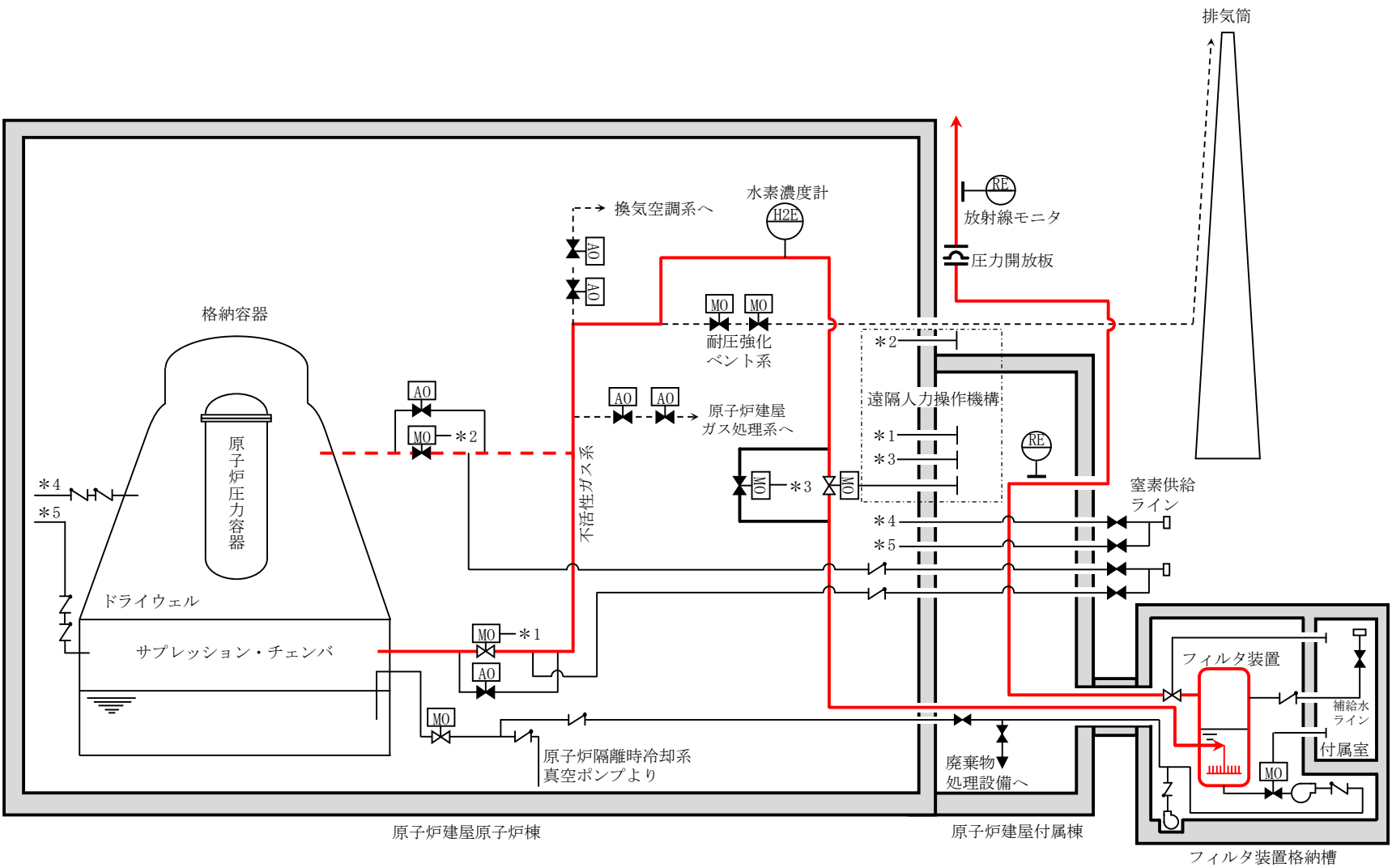
主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。

d. サプレッション・プール

兼用する設備は以下のとおり。

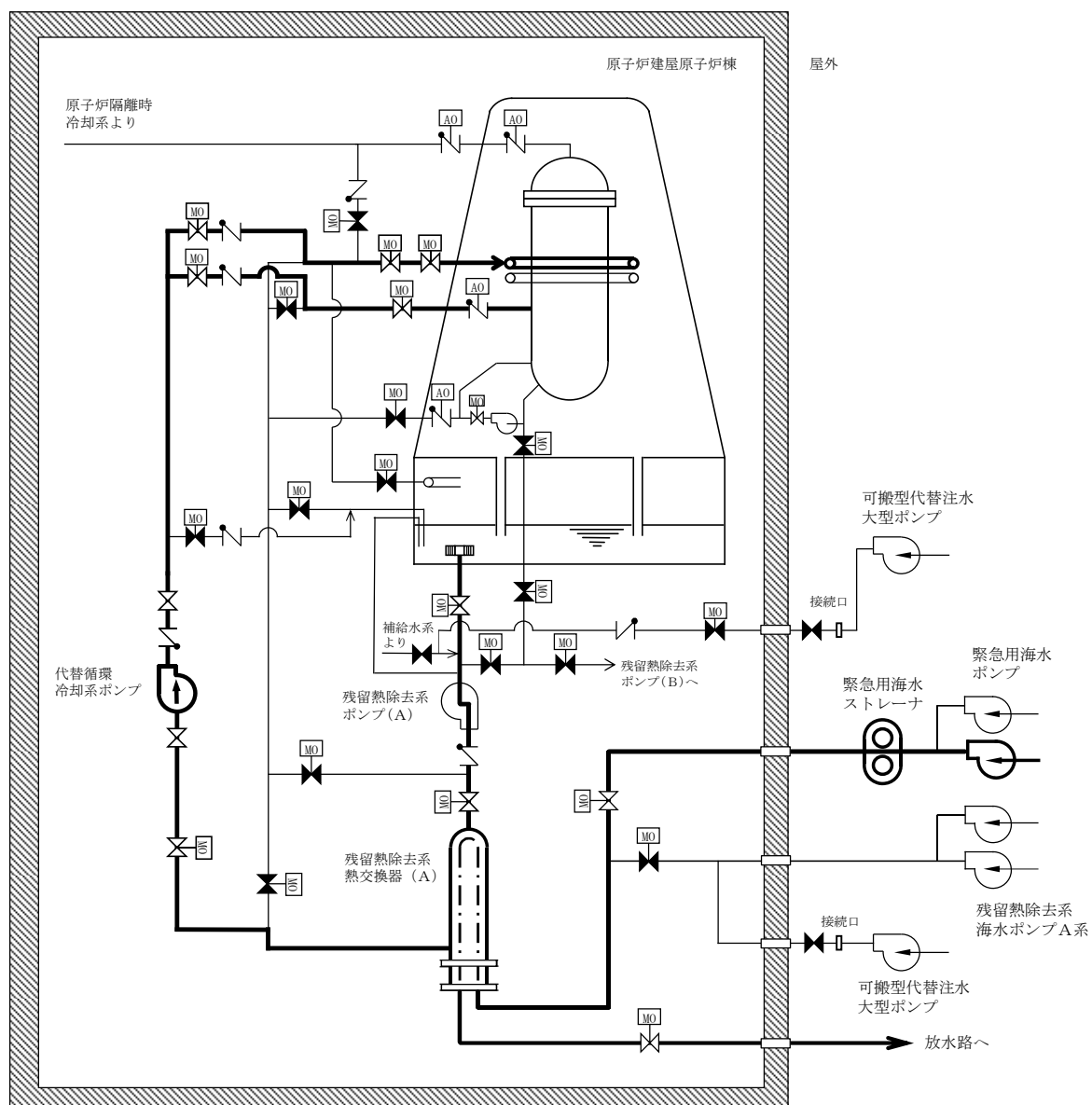
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

主要仕様については、「9.1 原子炉格納施設」に示す。



第 9.7-1 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

50 条-17



緊急用海水系使用時の図を示す。

第 9.7-2 図 代替循環冷却系系統概要図

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) 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1項 a）, b））
- (2) 代替循環冷却系の設置（設置許可基準規則第1項 a））
- (3) サプレッション・プール水pH制御装置

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

3.7.2.1.2 主要設備の仕様

- (1) フィルタ装置
- (2) 第一弁（サプレッション・チェンバ側）
- (3) 第一弁（ドライウェル側）
- (4) 第二弁
- (5) 第二弁バイパス弁
- (6) 圧力開放板

3.7.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.7.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

- (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
- (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
- (3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(4) 切替えの容易性（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）

3.7.2.1.3.2 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 代替循環冷却系

3.7.2.2.1 設備概要

3.7.2.2.2 主要設備の仕様

(1) 代替循環冷却系ポンプ

(2) 緊急用海水ポンプ

(3) 残留熱除去系熱交換器（A）

(4) サプレッション・プール

3.7.2.2.3 代替循環冷却系の多様性及び独立性，位置的分散

3.7.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.7.2.2.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(4) 切替えの容易性（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）

3.7.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

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

3.7.3 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

50-1 SA設備基準適合性 一覧表

50-2 電源構成図

50-3 配置図

50-4 系統図

50-5 試験及び検査

50-6 容量設定根拠

50-7 接続図

50-8 保管場所図

50-9 アクセスルート図

50-10 その他設備

50-11 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について

50-12 代替循環冷却系の成立性について

1. 代替循環冷却系設備の構成

1.1 設置目的

1.2 設備構成の概略

- 1.3 系統設計仕様
 - 1.3.1 設計方針
 - 1.3.2 注水先流量分配
 - 1.3.3 他条文に対する位置づけ
- 2. 代替循環冷却系の成立性確認
 - 2.1 代替循環冷却系の運用について
 - 2.2 代替循環冷却系の有効性について
 - 2.3 代替循環冷却系の操作性
- 3. 代替循環冷却系の健全性について
 - 3.1 代替循環冷却系運転時の系統水漏えいの可能性
 - 3.2 耐放射線に関する設計考慮について
 - 3.3 水の放射線分解による水素影響について

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設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第50条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」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又は格納容器再循環ユニットを設置すること。
 - b) 上記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) 圧力開放板を使用する場合は、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圧力開放板(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圧力開放板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。

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（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、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置する。

- (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第1項 a）, b））

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、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1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は、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。

格納容器内酸素濃度を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格納容器内及び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・酸素の量は微量であること、また格納容器圧力逃がし装置の使用を継続することから、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、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、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格納容器にスプレイを行う場合は、格納容器が負圧にならないよう、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（または操作室）を放射線量率の低い原子炉建屋附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）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、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であるため、バイパス弁は併置しない。

viii) 格納容器圧力逃がし装置はサブプレッション・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，ドライウェ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。

ix) 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は，フィルタ装置格納槽（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附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。

(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格納容器の破損を防止するため，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，サプレッション・プールを水源とし，代替循環冷却系ポンプによる原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイが可能な設計とする。

また，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ことから，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。

(3) サプレッション・プール水pH制御装置

設置許可基準規則解釈第1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、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・プール水中によう素を捕捉することと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。

本系統は、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 () を注入する設計とする。

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、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（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウェル側）、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、格納容器内の圧力及び温度を低減するために、格納容器内雰囲気ガスを大気放出し、その過程で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サブプレッション・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サブプレッション・チェンバ側からのベントを第一優先とするが，何らかの原因でサブプレッション・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，ドライウェ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は，排気ガス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るとともに，格納容器圧力逃がし装置の使用を継続することで可燃性ガスの滞留を防止し，可燃性ガスによる爆発を防止する設計とする。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，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。

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ぐために，格納容器圧力逃がし装置及び格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換できる設計とする。そのため，格納容器圧力逃がし装置及び格納容器に不活性ガス（窒素）を供給できる接続部を設置する設計とする。

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。

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ー冷却系等により格納容器にスプレーを行う場合は，格納容器が負圧とならないよう，格納容器圧力が規定の圧力に達した場合には，スプレーを停止することとする。

第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウェル側），第二弁及び第二弁バイパス弁は，格納容器の隔離機能を確保するために設置するが，事故時の格納容器内の環境を考慮し，格納容器の貫通部の外側に配置する設計とする。

第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウェル側），第二弁及び第二弁バイパス弁は，開閉操作により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，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（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウェル側），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、フィルタ装置はフィルタ装置格納槽（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より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より可搬型整流器を介した給電に加え、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備より給電できる設計とする。

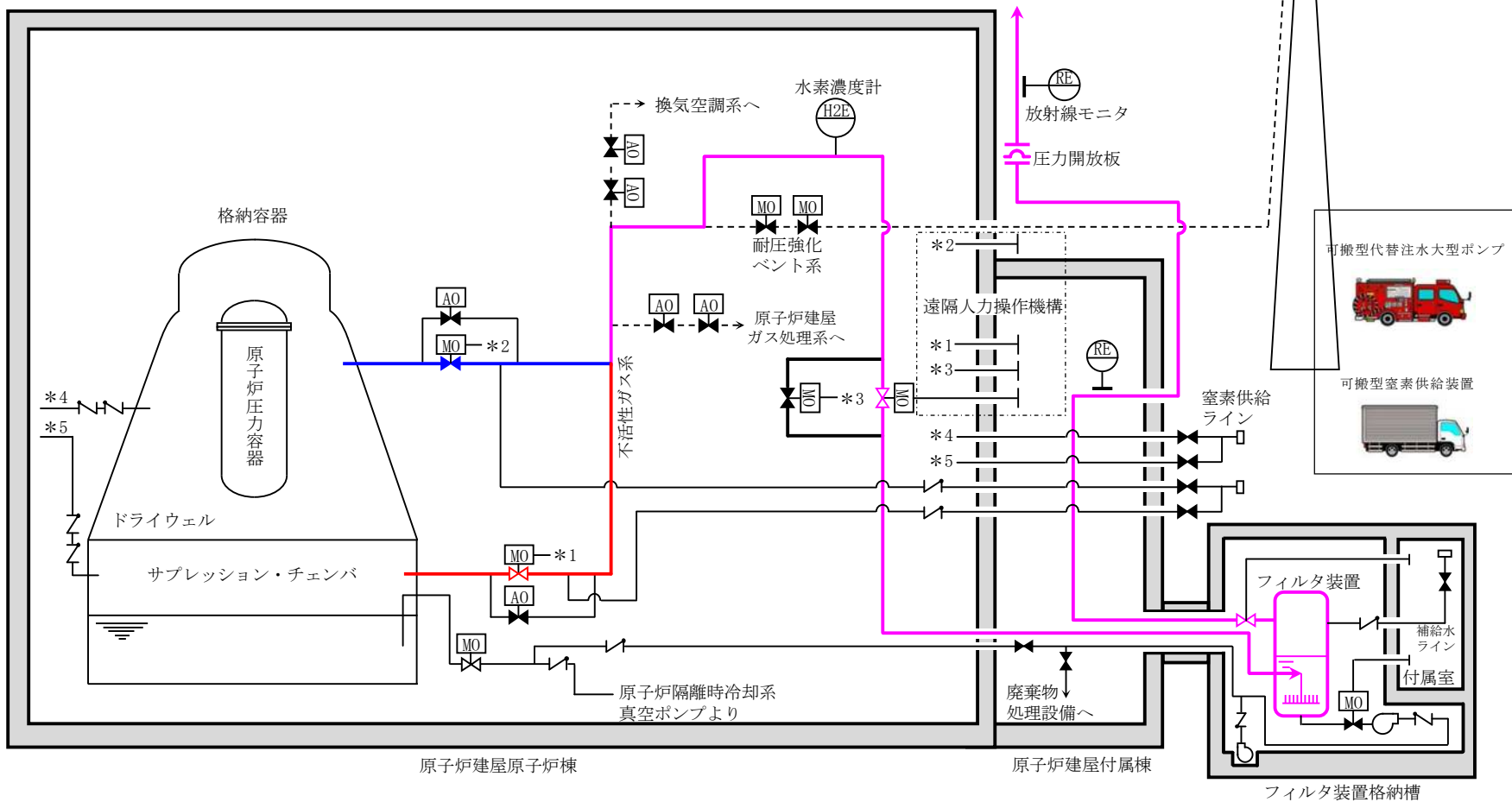
格納容器圧力逃がし装置を使用した場合、配管内で発生する蒸気凝縮ドレンは、配管に適切な勾配を設けることでフィルタ装置内のスクラビング水に合流する設計とする。また、格納容器から格納容器内雰囲気ガスの放出とともに水蒸気が放出され、スクラビング水位は徐々に低下することから、放射性物質除去性能維持のため可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置の水位調整が可能な設計とする。なお、放射性物質を効果的に捕集・保持するためにスクラビング水に添加する薬剤は、スクラビング水の蒸発では減少しないことから、予め大気中から十分な量の薬剤をスクラビング水に添加しておくことで、ベント中の薬剤調整が不要となる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の概要図を第 3.7-1 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 3.7-1 表に示す。

- ドライウェル (D/W) ベントの流路
- ウェットウェル (W/W) ベントの流路
- D/Wベント及びW/Wベント共通の流路

※系統構成はW/Wベント時の状態を示す。



第3.7-1図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

第3.7-1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（サプレッション・チェンバ側）【常設】 第一弁（ドライウエル側）【常設】 第二弁【常設】 第二弁バイパス弁【常設】 圧力開放板【常設】
関連設備	付属設備	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】 遠隔人力操作機構【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬】 フィルタ装置遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】 移送ポンプ【常設】 可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】
	水源*1	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】 格納容器【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 3.7-1 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 (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 可搬型整流器【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 原子炉建屋原子炉棟6階【常設】

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

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

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

3.7.2.1.2 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
- ・格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・水素爆発による格納容器の破損を防止するための設備

(1) フィルタ装置

設計流量 : 13.4kg/s (格納容器圧力0.31MPa[gage]において)

放射性物質除去性能

スクラビング水及び金属フィルタ

エアロゾルに対して : 99.9%以上

スクラビング水及びよう素除去部

ガス状放射性よう素のうち無機よう素に対して : 99%以上

よう素除去部

ガス状放射性よう素のうち有機よう素に対して : 98%以上

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

最高使用圧力 : 0.62MPa[gage]

最高使用温度 : 200℃

個数 : 1

取付箇所 : 格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽

(2) 第一弁（サブプレッション・チェンバ側）

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（ドライウェル側）

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) 压力開放板

設 定 圧 力 : 0.08MPa[gage]

個 数 : 1

取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟近傍屋外

3.7.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.7.2.1.3.1 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（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、フィルタ装置格納槽（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フィルタ装置格納槽（地下埋設）内に想定される環境条件を第3.7-2表に示す。

第一弁（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウエル側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内に想定される環境条件を第3.7-3表に示す。

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3.7-4表に示す。

(50-3-1～50-3-10)

第 3.7-2 表 想定する環境条件（フィルタ装置格納槽（地下埋設）内）

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所であるフィルタ装置格納槽（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	フィルタ装置格納槽（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 3.7-3 表 想定する環境条件（原子炉建屋原子炉棟内）

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フィルタ装置格納槽（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 3.7-4 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	滞留水の影響を受け難い位置に設置するとともに，系統開口部から降水が侵入し難い構造とする。水を内包する可能性のある範囲のドレン配管には保温等の凍結防止対策を行うとともに，適宜ドレン水を排出する。
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（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウエル側）、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操作スイッチで操作が可能な設計とする。

第一弁（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウエル側）、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、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大型ポンプの接続については、現場（フィルタ装置格納槽近傍）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、フィルタ装置格納槽（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（フィルタ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フィルタ装置及び入口配管は、フィルタ装置格納槽（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。

第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）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。

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3.7-6表及び第3.7-7表に各操作場所を示す。

(50-3-8～50-3-12)

第 3.7-6 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
第一弁（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
	弁閉→弁開	原子炉建屋付属棟 1 階	手動操作 (遠隔人力操作機構)
第一弁（ドライウエル側）	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋付属棟 屋上	手動操作 (遠隔人力操作機構)
第二弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋付属棟 3 階（第二弁操作室）	手動操作 (遠隔人力操作機構)
第二弁バイパス弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋付属棟 3 階（第二弁操作室）	手動操作 (遠隔人力操作機構)
換気空調系一次隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※ ¹
換気空調系二次隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※ ¹
原子炉建屋ガス処理系 一次隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※ ¹
原子炉建屋ガス処理系 二次隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※ ¹
耐圧強化ベント系 一次隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※ ¹
耐圧強化ベント系 二次隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※ ¹
フィルタベント装置 ドレン弁	弁閉→弁開	フィルタ装置格納槽 付属室	手動操作 (遠隔人力操作機構)
フィルタベント装置 移送ライン止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋付属棟 地下 1 階	手動操作
フィルタベント装置 補給水ライン元弁	弁閉→弁開	フィルタ装置格納槽 付属室	手動操作
フィルタベント装置 窒素供給ライン元弁	弁閉→弁開	原子炉建屋付属棟 近傍屋外	手動操作
移送ポンプ	起動・停止	フィルタ装置格納槽 付属室	スイッチ操作
可搬型代替注水大型 ポンプ	起動・停止	原子炉建屋付属棟 近傍屋外	スイッチ操作
可搬型窒素供給装置	起動・停止	原子炉建屋付属棟 近傍屋外	スイッチ操作

※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3.7-7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	操作内容	操作場所	操作方法
第二弁操作室空気ポンベユニット空気ポンベ元弁	弁閉→弁開	原子炉建屋附属棟 3階（第二弁操作室）	手動操作
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	原子炉建屋附属棟 3階（第二弁操作室）	手動操作
第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給差圧調整弁前後弁	弁閉→弁開	原子炉建屋附属棟 3階（第二弁操作室）	手動操作

(3) 試験及び検査(設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置等は、第3.7-8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（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウェル側）、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。

(50-5-1～50-5-11)

第 3.7-8 表 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置等の試験及び検査

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
	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

(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構成は必要としない設計とする。

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第43条第1項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

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を各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ブ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3.7-10表に示す。

(50-4-1～50-4-2)

第 3.7-10 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、当該系統を使用した際に放射線量が高くなることから、フィルタ装置格納槽（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。当該系統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3.7-11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。

(50-3-8～50-3-12)

第3.7-11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（サプレッション・チェンバ側）	原子炉建屋原子炉棟 1 階	中央制御室
		原子炉建屋附属棟 1 階
第一弁（ドライウェル側）	原子炉建屋原子炉棟 4 階	中央制御室
		原子炉建屋附属棟屋上
第二弁	原子炉建屋原子炉棟 4 階	中央制御室
		原子炉建屋附属棟 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
		原子炉建屋附属棟 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 ドレン弁	フィルタ装置格納槽 (地下埋設)	フィルタ装置格納槽 附属室
フィルタベント装置 移送ライン止め弁	原子炉建屋附属棟 地下 1 階	原子炉建屋附属棟 地下 1 階
フィルタベント装置 補給水ライン元弁	フィルタ装置格納槽 附属室	フィルタ装置格納槽 附属室
フィルタベント装置 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋附属棟東側	原子炉建屋附属棟 東側屋外
移送ポンプ	フィルタ装置格納槽 (地下埋設)	フィルタ装置格納槽 附属室
可搬型代替注水大型 ポンプ	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3.7-11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
可搬型窒素供給装置	原子炉建屋附属棟 近傍屋外	原子炉建屋附属棟 近傍屋外
第二弁操作室空気ボンベ ユニット（空気ボンベ）	原子炉建屋附属棟2階	原子炉建屋附属棟3階 （第二弁操作室）

3.7.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針（常設重大事故等
対処設備の安全設計方針に対する適合性）

(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（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウェル側），第二弁，第二弁バイパス弁及び圧力開放板は，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，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、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。

(50-6-1～50-6-20)

(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。

(50-4-1～50-4-2)

(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。

3.7.2.2 代替循環冷却系

3.7.2.2.1 設備概要

炉心の著しい損傷が発生した場合に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（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、サプレッション・プール、緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器Aを使用する。また、非常用取水設備であるSA用海水ピット、海水引込み管及びSA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プレッション・プールを水源とし、残留熱除去系（A）を介して、原子炉圧力容器へ注水するとともに、格納容器内にあるスプレイヘッダよりドライウェル内に水をスプレイできる設計とする。また、緊急用海水ポンプによりサプレッション・プール水を残留熱除去系熱交換器A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より給電できる設計とする。

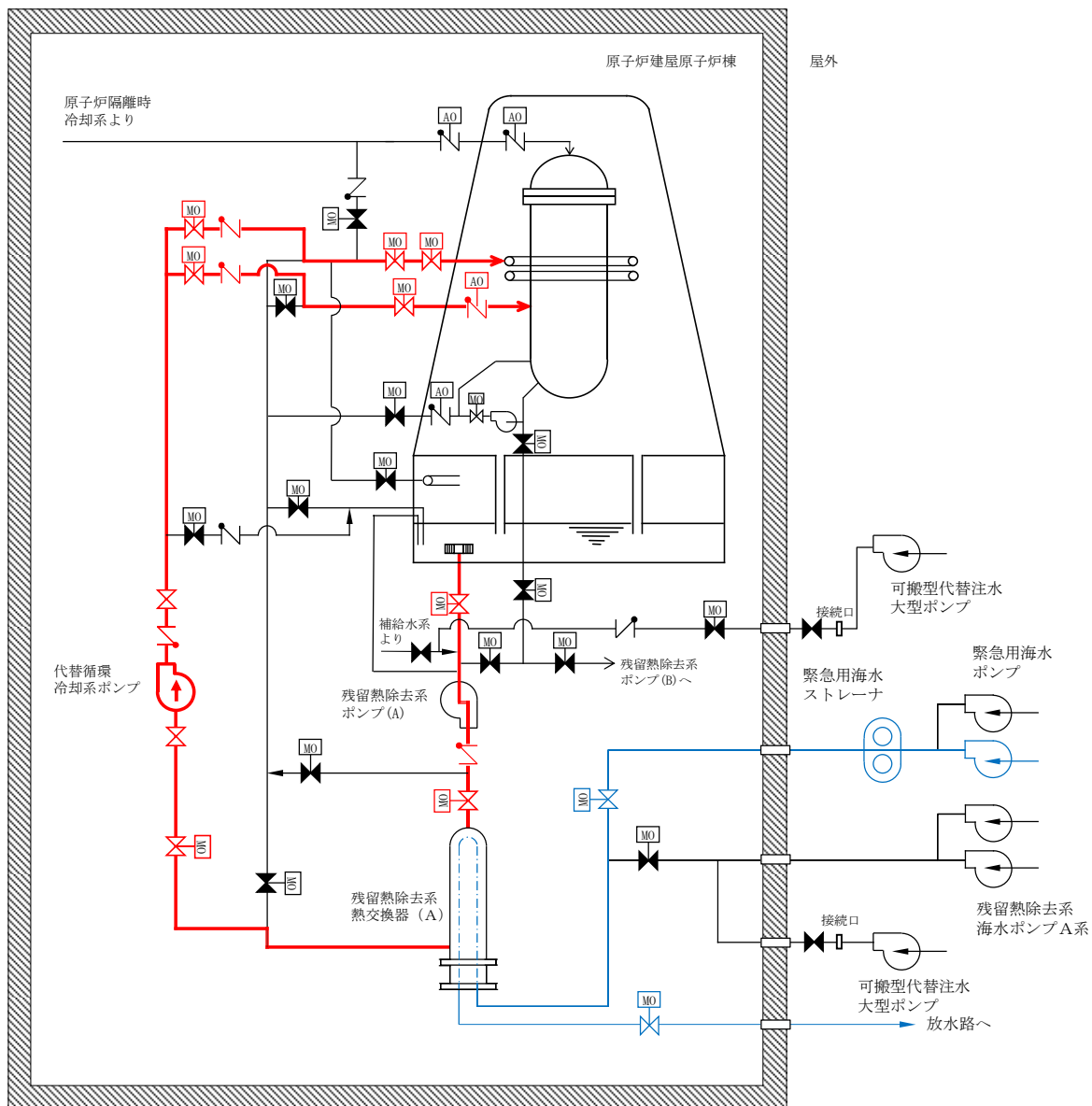
原子炉圧力容器へ注水された系統水は、原子炉圧力容器又は格納容器内配管の破断口等から流出し、格納容器のドライウェル内へスプレイされた水とともに、ベント管を経て、サプレッション・チェンバに戻ることで循環する。

代替循環冷却系による循環ラインは、代替循環冷却機能を確保する際に使用する系統からの放射性物質の放出を防止するため、閉ループにて構成する。

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、非常用取水設備である 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 3.7-2 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 3.7-12 表に示す。



緊急用海水系使用時の図を示す。

第 3.7-2 図 代替循環冷却系 系統概要図

第 3.7-12 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】 緊急用海水ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器A【常設】 サプレッション・プール【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源*1	—
	流路	代替循環冷却系配管・弁【常設】 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ【常設】 残留熱除去系海水系（A）配管・弁【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 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】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*2 （燃料補給設備を含む）	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】

第 3. 7-12 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】
		ドライウエル圧力【常設】
		サブプレッション・チェンバ圧力【常設】
		ドライウエル雰囲気温度【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】
		残留熱除去系海水系系統流量【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。

3.7.2.2.2 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
- ・格納容器内の冷却等のための設備
- ・格納容器の過圧破損を防止するための設備

種 類 : うず巻形

容 量 : 約250m³/h

全 揚 程 : 約120m

最高使用圧力 : 3.45MPa[gage]

最高使用温度 : 77℃

個 数 : 1

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) 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
- ・格納容器内の冷却等のための設備
- ・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

種 類 : ターボ型
容 量 : 約844m³/h
全 揚 程 : 約130m
最高使用圧力 : 2.45MPa[gage]
最高使用温度 : 38℃
個 数 : 1 (予備1)
取 付 箇 所 : 地下格納槽
電 動 機 出 力 : 約 510kW

なお、緊急用海水系については「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(3) 残留熱除去系熱交換器A

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

個 数 : 1
伝 熱 容 量 : 19.4×10³kW
取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

(4) サプレッション・プール

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

個 数 : 1

容 量 : 約 3,400m³

3.7.2.2.3 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 3.7-14 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・プール水を使用する。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 3.7-15 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 3.7-14 表 多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備
	低圧炉心 スプレイ系	残留熱除去系 (低圧注水系)	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
	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 (A) 熱交換器室
水源	サプレッション・プール		サプレッション・ プール
	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 3.7-15 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、重大事故防止設備である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、重大事故防止設備である代替循環冷却系は、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、重大事故防止設備である代替循環冷却系は、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）。		

3.7.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.7.2.2.4.1 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3.7-16表に示す設計とする。

(50-3-14)

第 3.7-16 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。

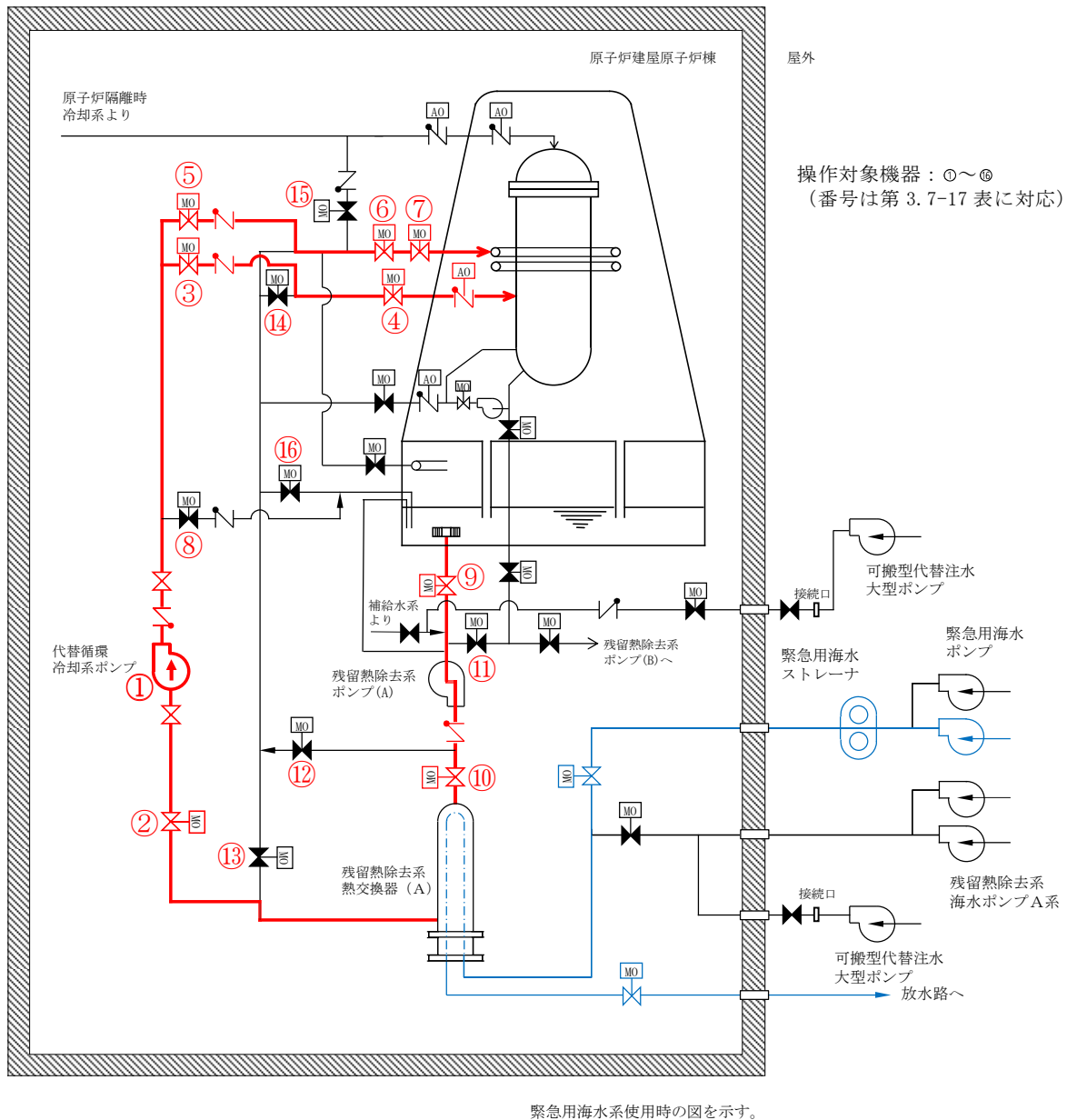
代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用し、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイを行う系統は、重大事故等時、通常待機時の系統から弁操作等にて速やかに切替えができる設計とする。また、代替循環冷却系ポンプ及び電動弁は、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

本系統は、中央制御室からのスイッチ操作で残留熱除去系熱交換器 A バイパス弁及び残留熱除去系注水配管分離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を第3.7-17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、操作スイッチは、

機器の名称等を表示した銘板の取付け又は操作画面の表示等により，運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。代替循環冷却系の操作に必要なポンプ及び弁を第3.7-3図及び第3.7-17表に示す。



第3.7-3図 操作対象機器

第 3. 7-17 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	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 系格納容器スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦	残留熱除去系 A 系格納容器スプレイ弁	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	残留熱除去系熱交換器 A 系バイパス弁	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 出口弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑭	残留熱除去系注水配管分離弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑮	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
⑯	残留熱除去系 A 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) 試験及び検査(設置許可基準規則第43条第1項三)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替循環冷却系は、第3.7-18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・プール水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。

(50-5-5～50-5-7)

第 3.7-18 表 代替循環冷却系ポンプの試験及び検査

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、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共用していることから、重大事故等時に対処するために系統構成を切り替える必要がある。なお、切替操作は、「(2) 操作性」に記載する内容と同じである。

系統の切替えに必要な弁は、中央制御室から遠隔操作する設計とすることで、代替循環冷却系が必要となるまでの間に、第3.7-3図で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えることが可能である。



第 3.7-4 図 代替循環冷却系 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」への適合方針についての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（A）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。隔離弁について第3.7-19表に示す。

第 3.7-19 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入口弁	電動駆動	通常時閉
	代替循環冷却系注入弁	電動駆動	通常時閉
	代替循環冷却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、操作場所を第3.7-20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。

第 3.7-20 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	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 系格納容器スプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	中央制御室
残留熱除去系 A 系格納容器スプレイ弁	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 系バイパス弁	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 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

3.7.2.2.4.2 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、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。

(50-6-27～50-6-31)

(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3.7.2.2.3項に示す。

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、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（)をサプレッション・プール水に注入する。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薬液タンク隔離弁（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・チェンバスプレイ配管）を使用してサプレッション・プール水に薬液（)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（N U R E G-1465）や、米国Oak Ridge National Laboratoryによる論文（N U R E G／C R-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。N U R E G-1465では、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、N U R E G／C R-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・プール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[]を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格納容器が腐食することによる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格納容器の圧力上昇及び水素燃焼

このうち、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（[]）は低濃度であり、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無い。同様に、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E P D Mを使用することから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、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 と反応することで水素が発生する。しかし、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、格納容器の圧力制御には影響がない。また、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・プール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。

50-1 SA設備基準適合性 一覧表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 /屋外の天候/放射線	その他建屋内 (地下格納槽)	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	[配置図]50-3			
		第2号	操作性		中央制御室操作 (操作スイッチ操作) 現場操作 (操作スイッチ操作)(弁操作)	A, B d, B f	
			関連資料	[配置図]50-3			
		第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)		容器(タンク類)	C	
			関連資料	[試験・検査説明資料]50-5			
		第4号	切替性		当該系統の使用に当たり系統の切替操作が不要	B b	
			関連資料	[系統図]50-4			
		第5号	悪影響防止	系統設計		弁等の操作で系統構成	A a
				その他(飛散物)		(考慮対象なし)	対象外
				関連資料	[系統図]50-4		
		第6号	設置場所		現場操作(設置場所) 中央制御室操作	A b B	
			関連資料	[配置図]50-3 [系統図]50-4			
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	[容量設定根拠]50-7			
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象(同一目的のSA設備あり)	B
				サポート系故障		対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	[配置図]50-3 [系統図]50-4		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

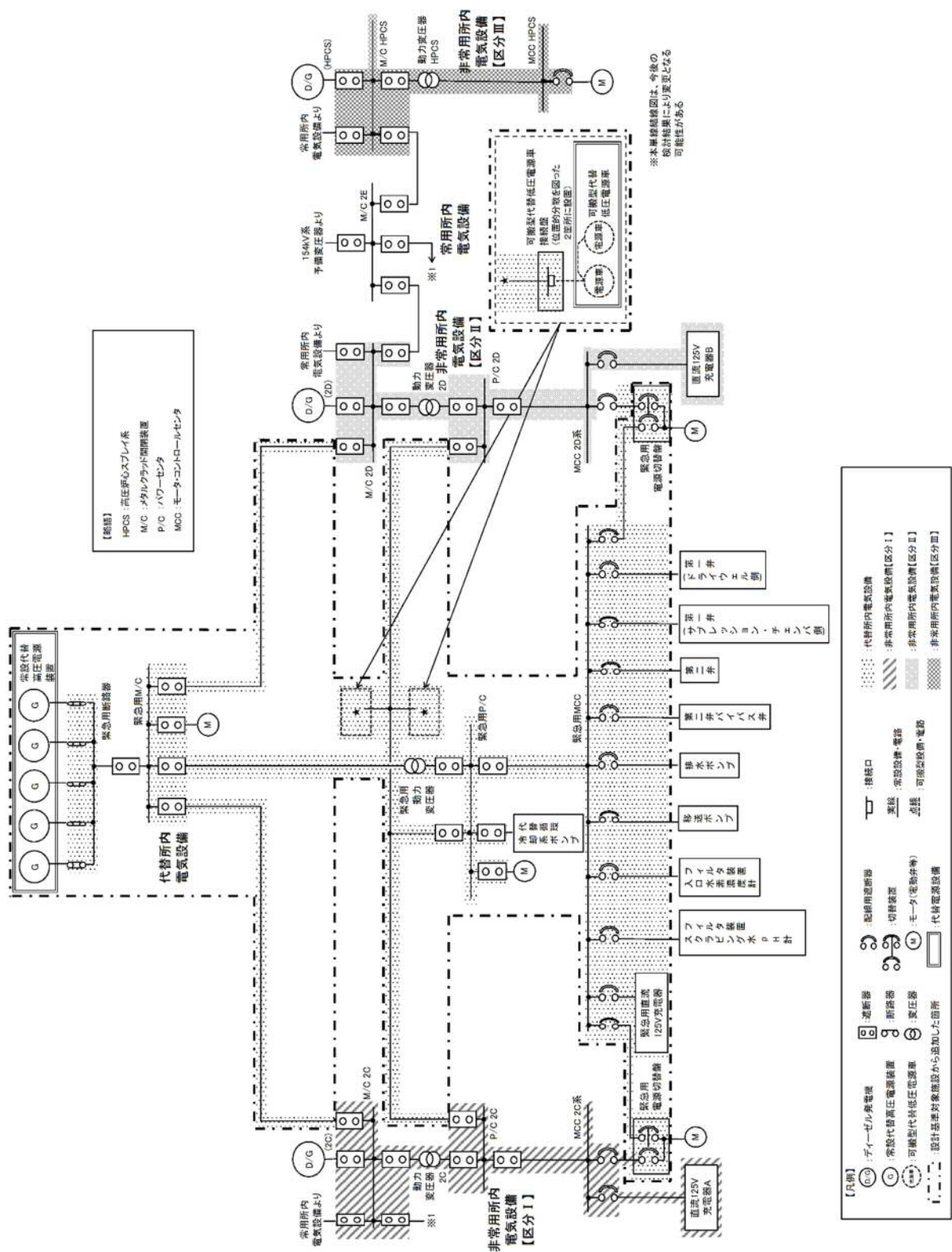
第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				圧力開放板	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力 /屋外の天候/放射線	屋外	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	[配置図]50-3		
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	[配置図]50-3		
		第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	その他	M	
			関連資料	[試験・検査説明資料]50-5		
		第4号	切替性	当該系統の使用に当たり系統の切替操作が不要	B b	
			関連資料	[系統図]50-4		
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)		対象外
			関連資料	[系統図]50-4		
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	[配置図]50-3 [系統図]50-4		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	[容量設定根拠]50-6		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象(同一目的のSA設備あり)	B
			サポート系故障	(サポート系なし)		対象外
			関連資料	[配置図]50-3 [系統図]50-4		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第50条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				代替循環冷却系ポンプ	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力／屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	配置図[50-4]		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	配置図[50-4]		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁, 配管	A, B, F	
			関連資料	試験及び検査説明資料[50-6]		
		第4号	切替性	当該系統の使用に当たり系統の切替操作が必要	B a	
			関連資料	系統図[50-5]		
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
				その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	系統図[50-5]		
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	配置図[50-4]		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	容量設定根拠[50-7]		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象(代替対象D B設備有り)一屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)一異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		本文			

50-2 電源構成図

50-2-1



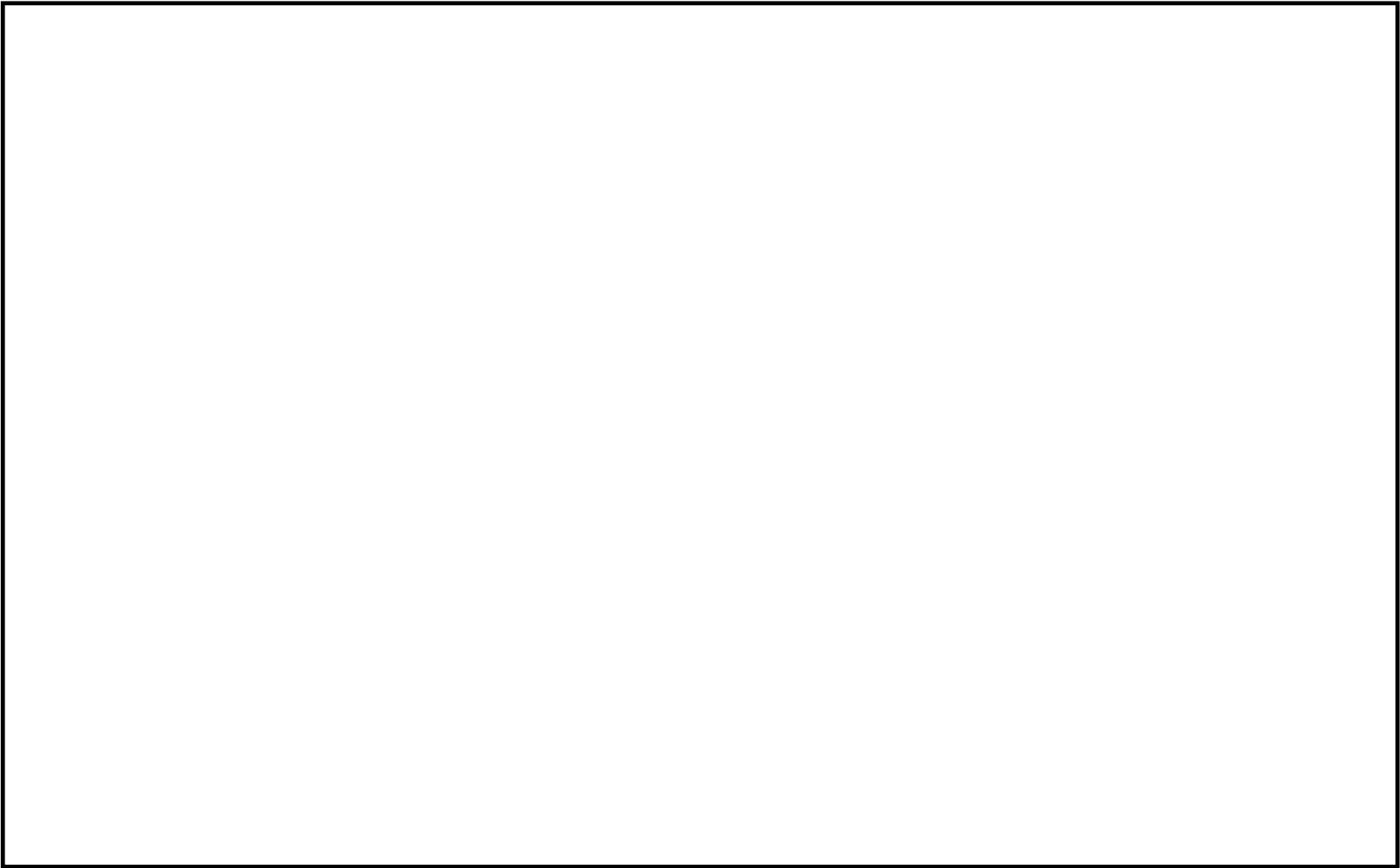
第50-2-1図 電源構成図 (交流電源)

50-2-2

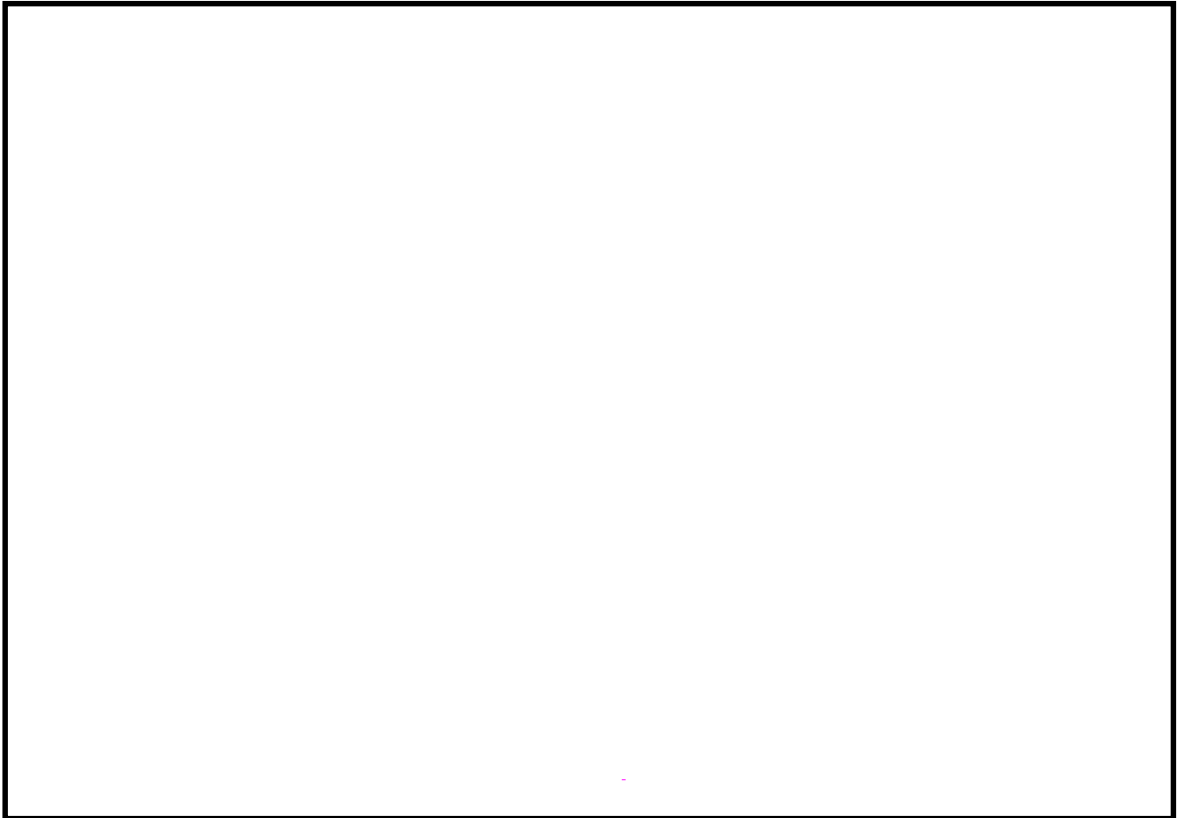
50-3 配置図

50-3-1

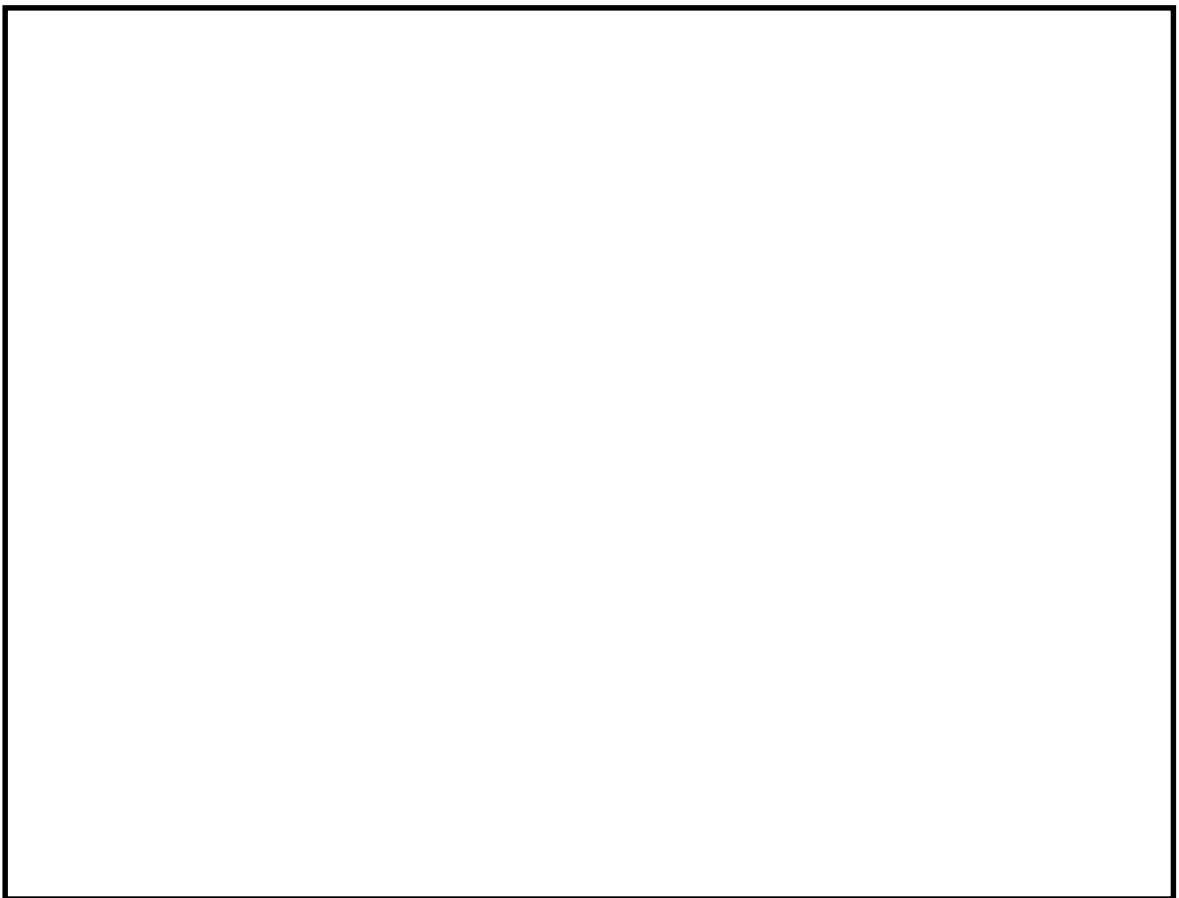
50-3-2



第 50-3-1 図 格納容器フィルタベント系 配管ルート図（全体図）

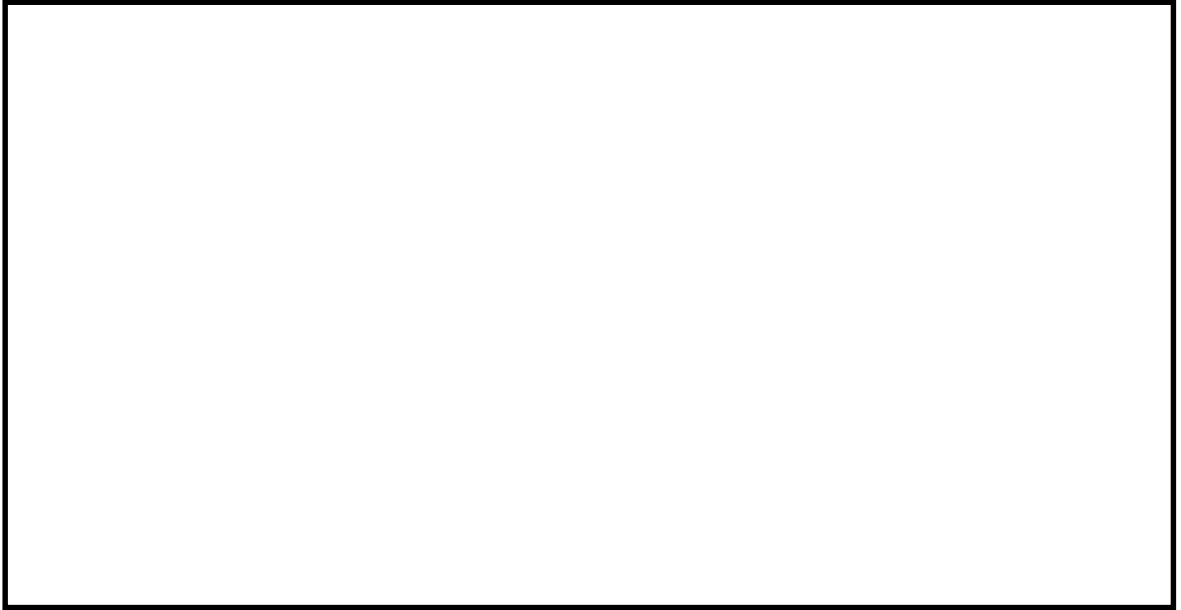


第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (1／12)

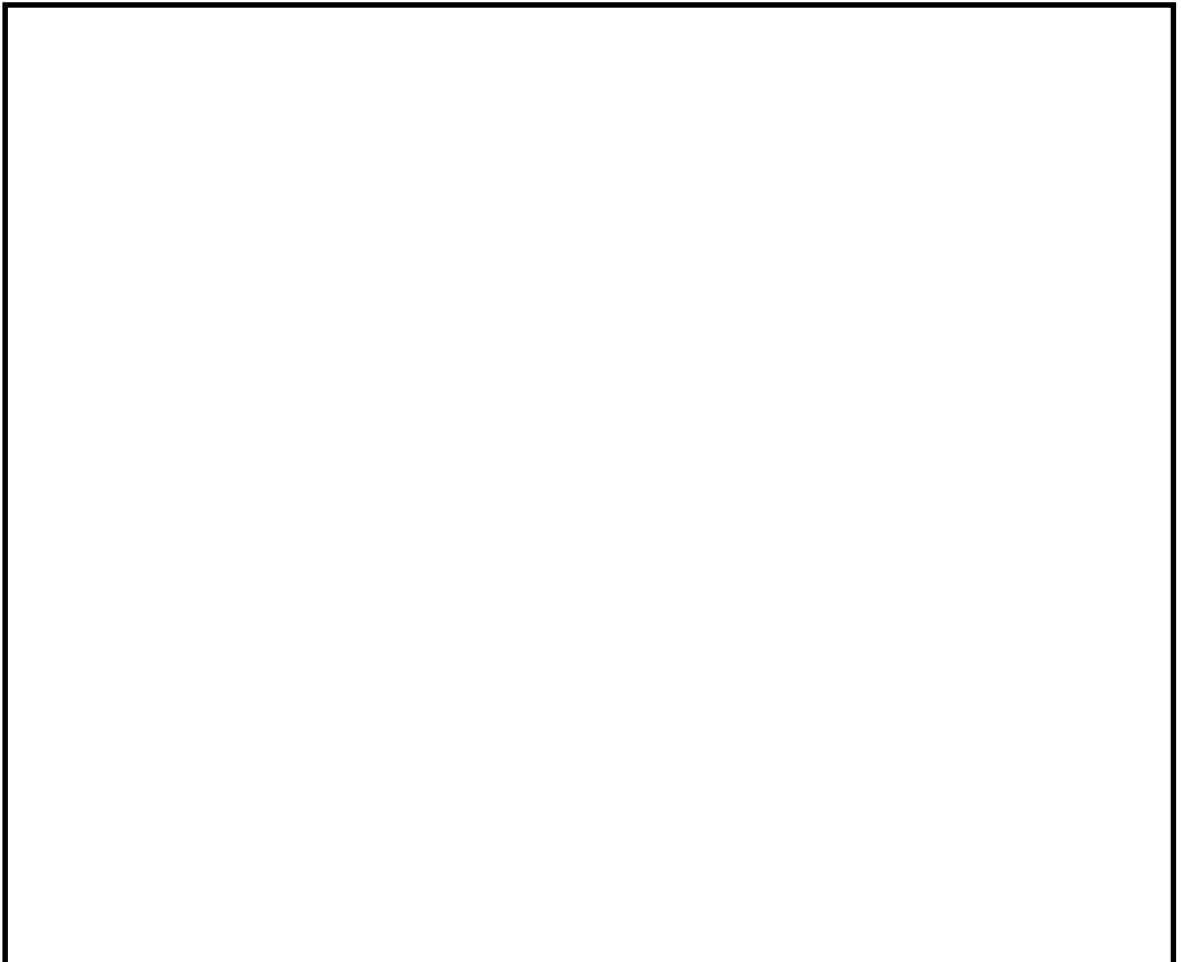


第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (2／12)

50-3-3



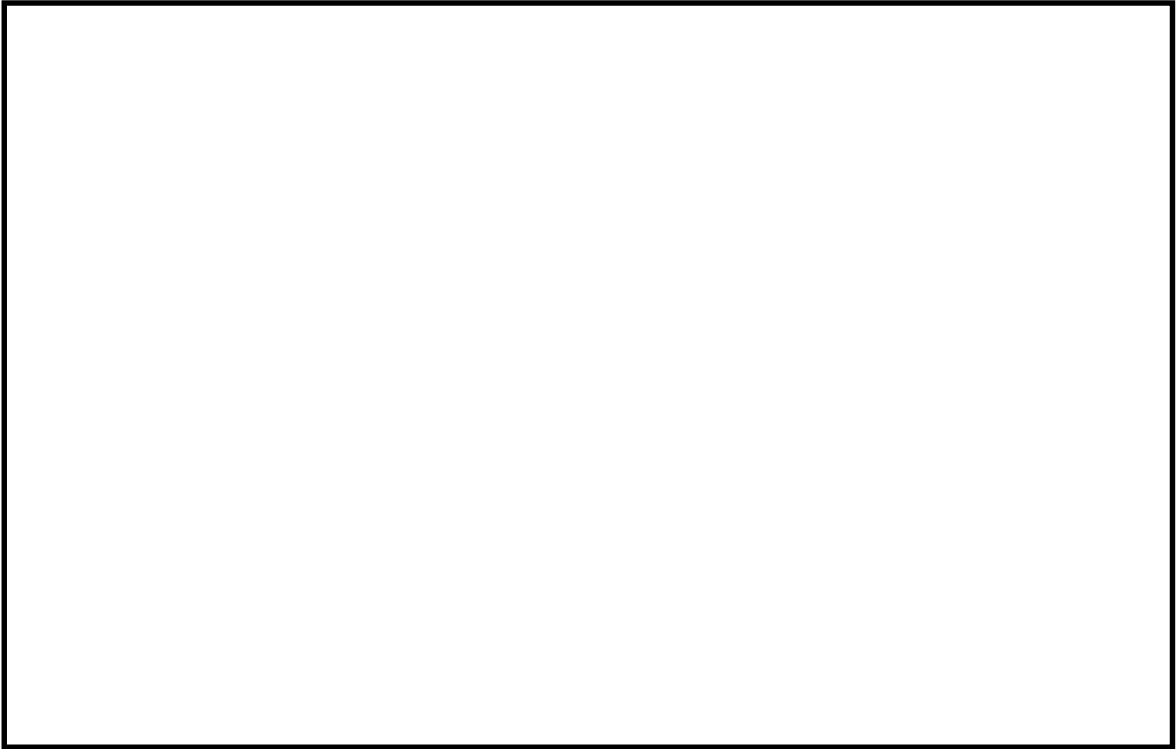
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (3/12)



第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (4/12)

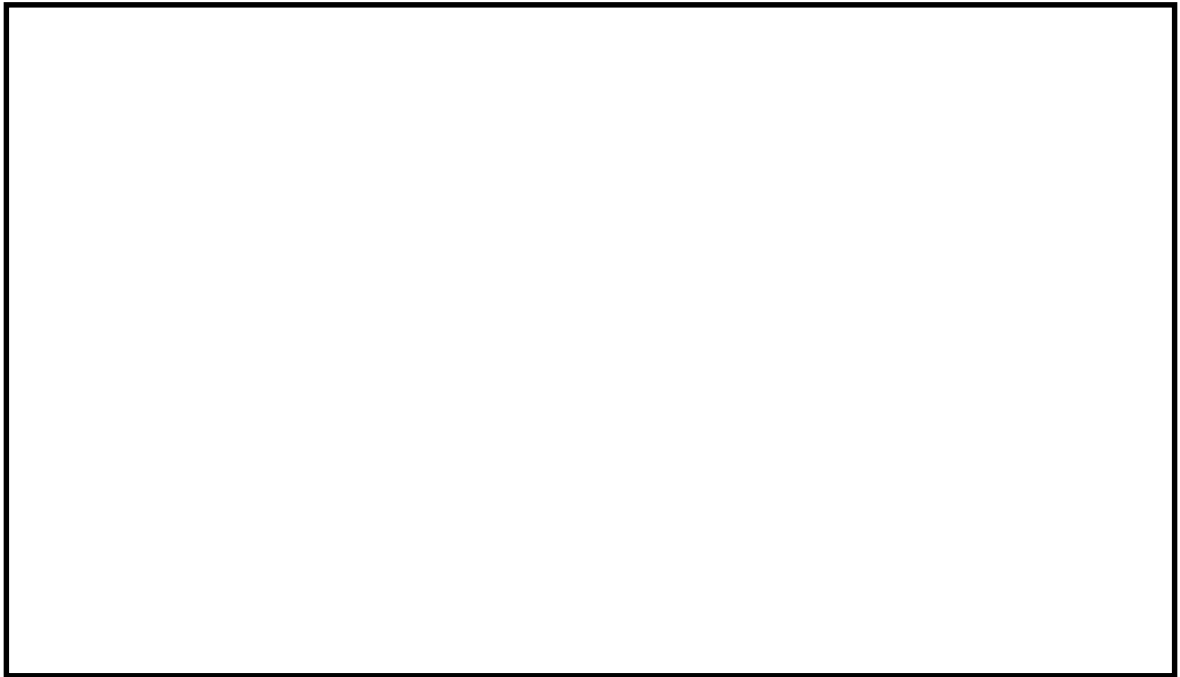


第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (5／12)

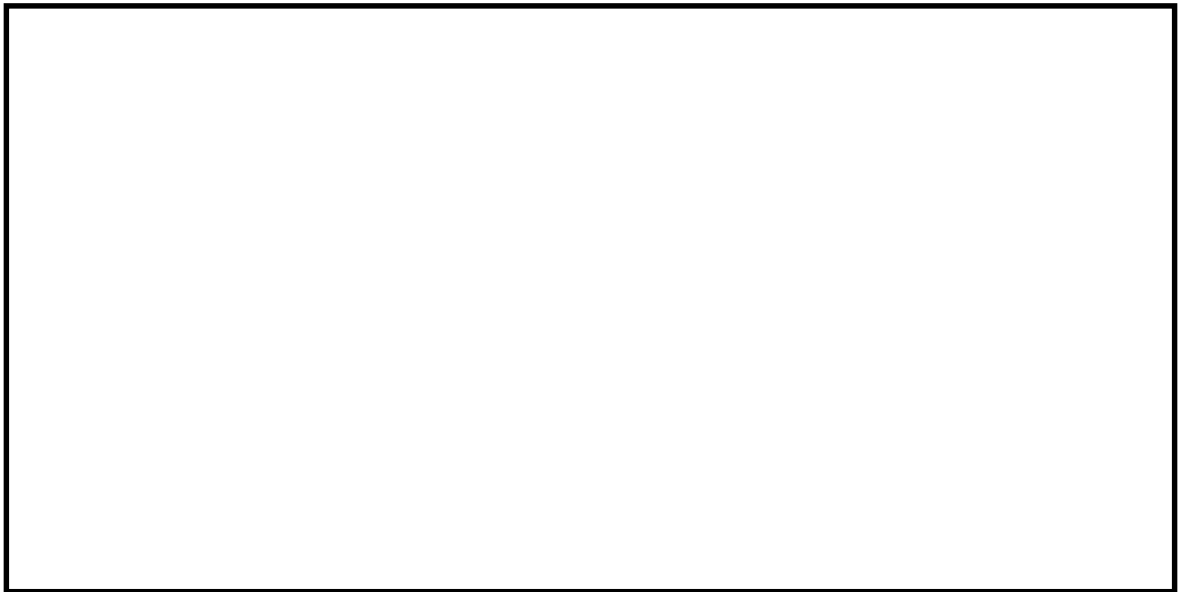


第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (6／12)

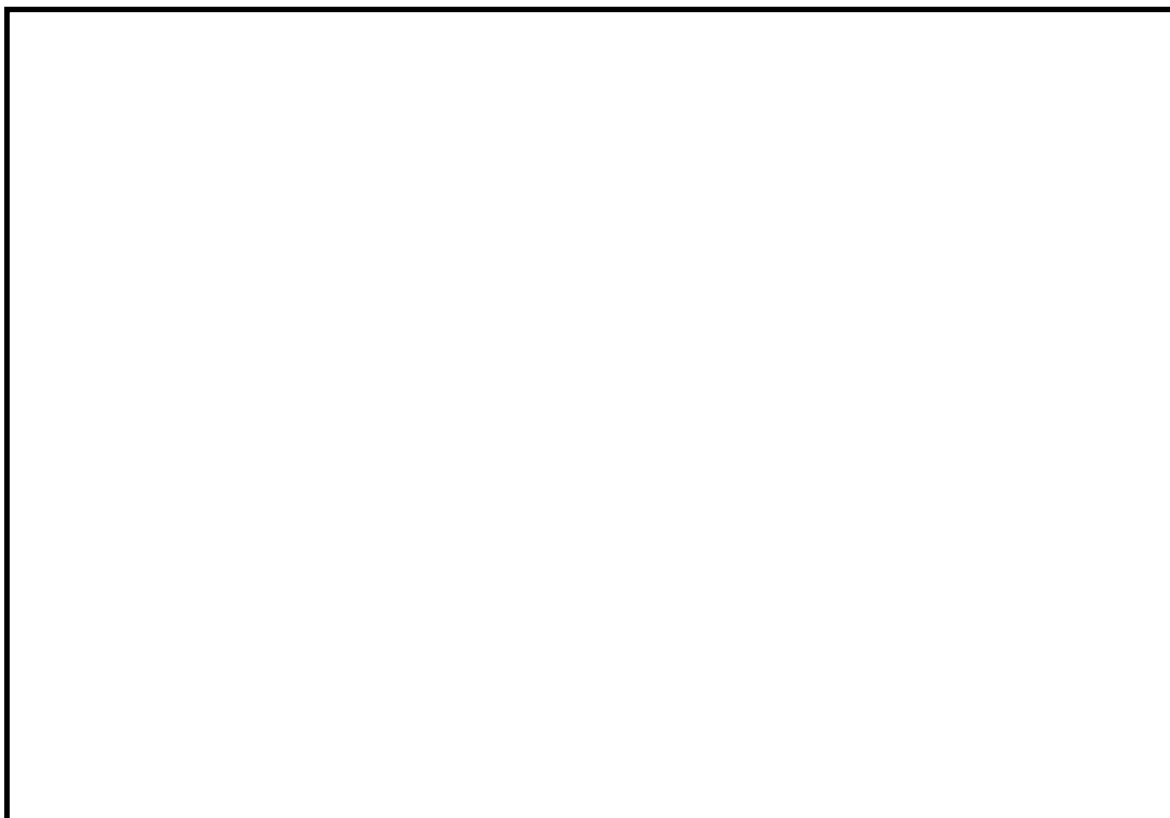
50-3-5



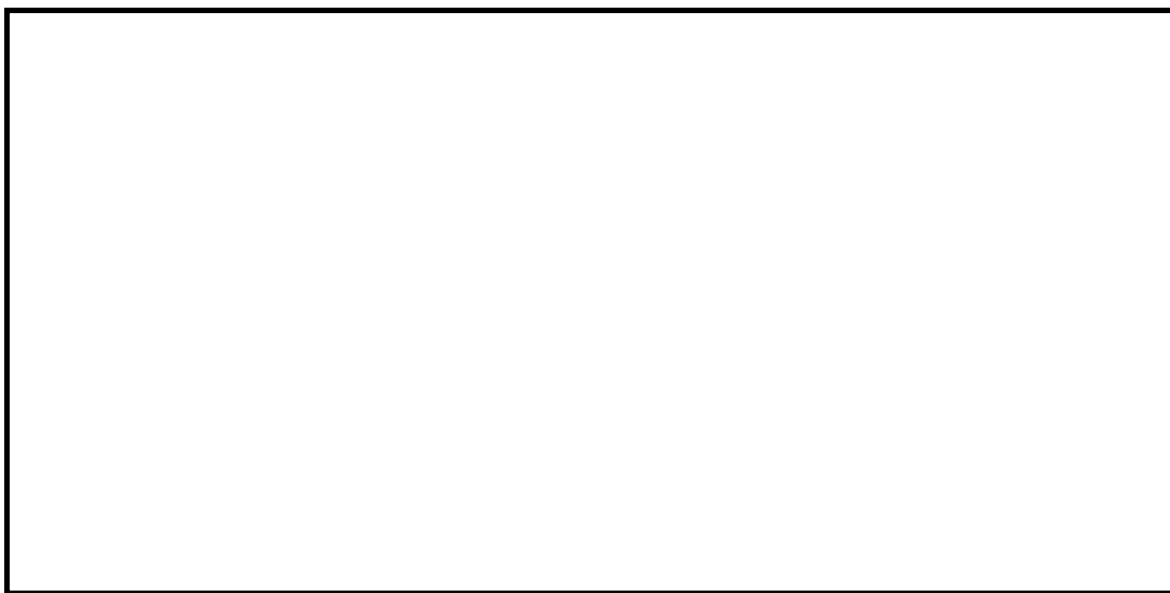
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (7/12)



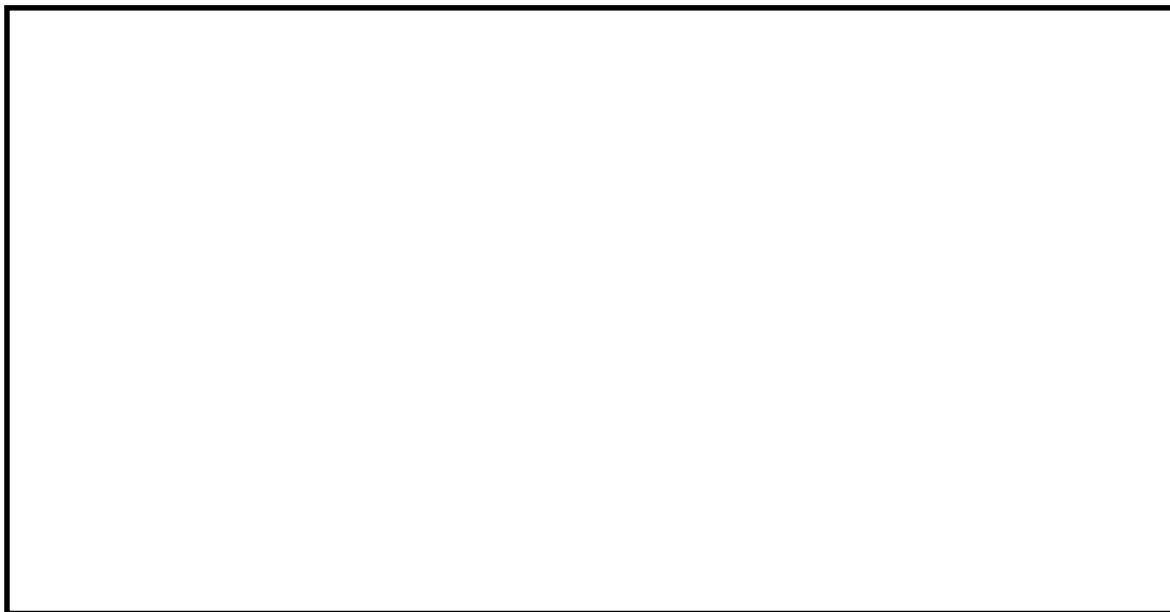
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (8/12)



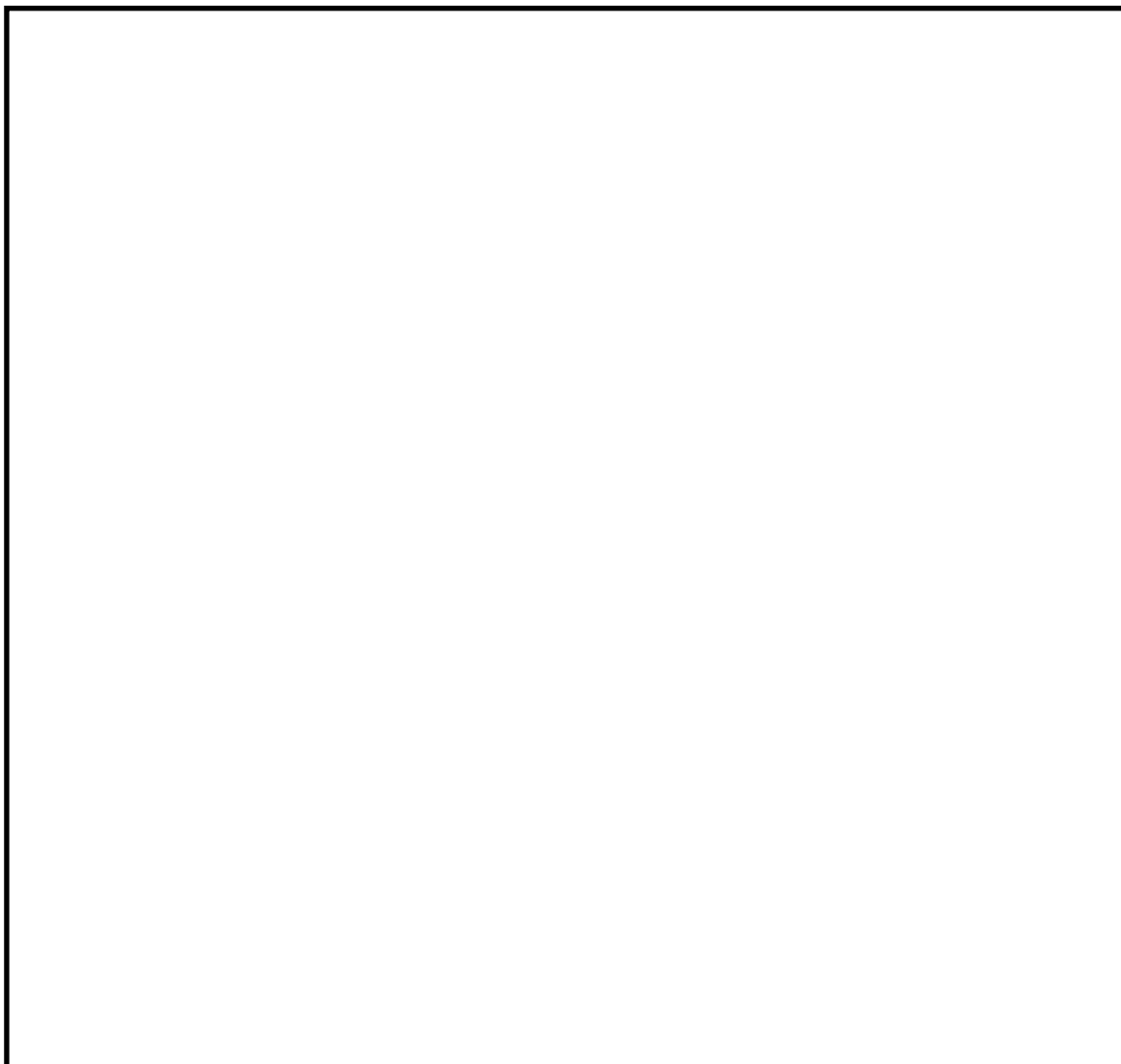
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (9/12)



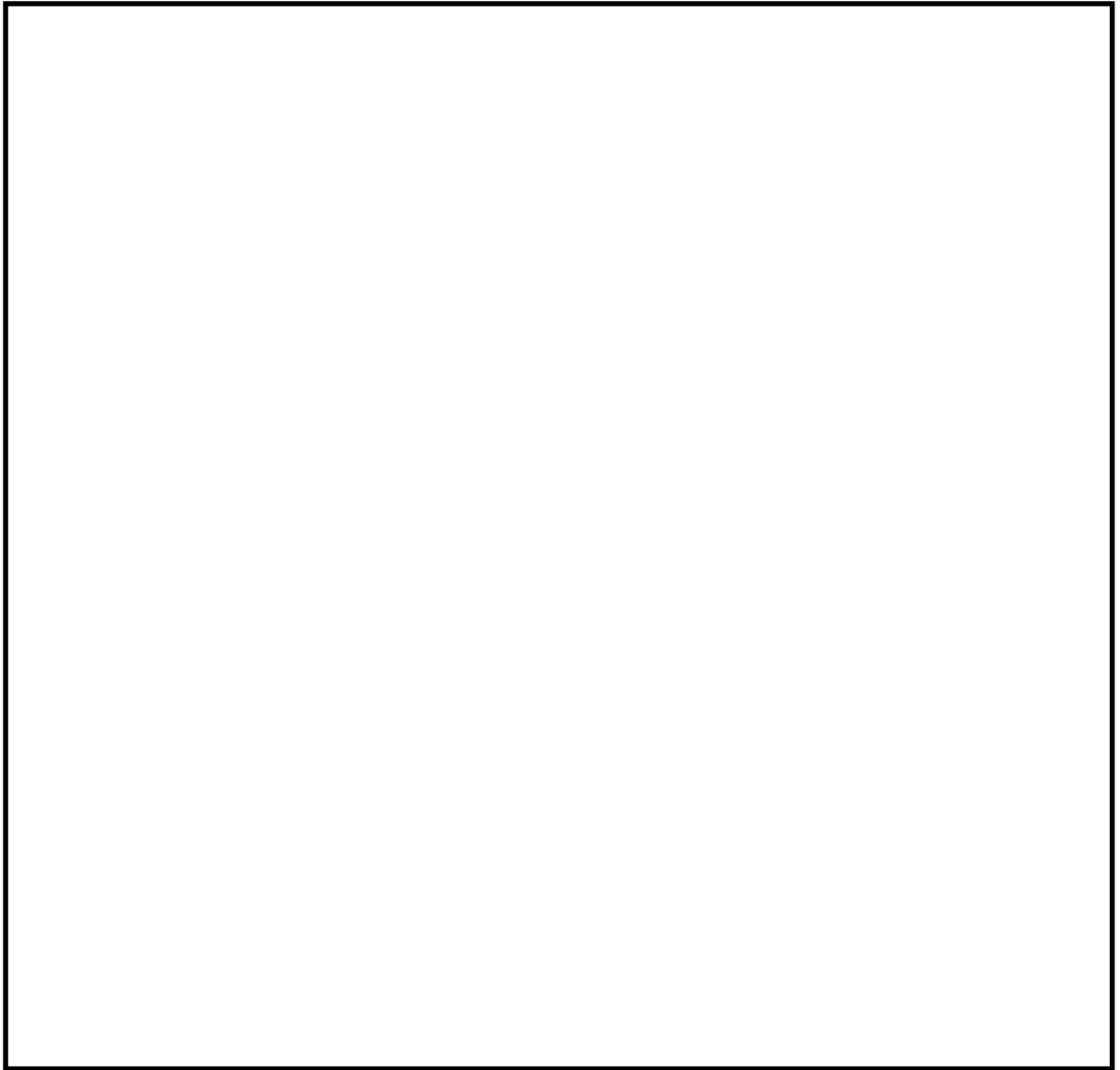
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (10/12)



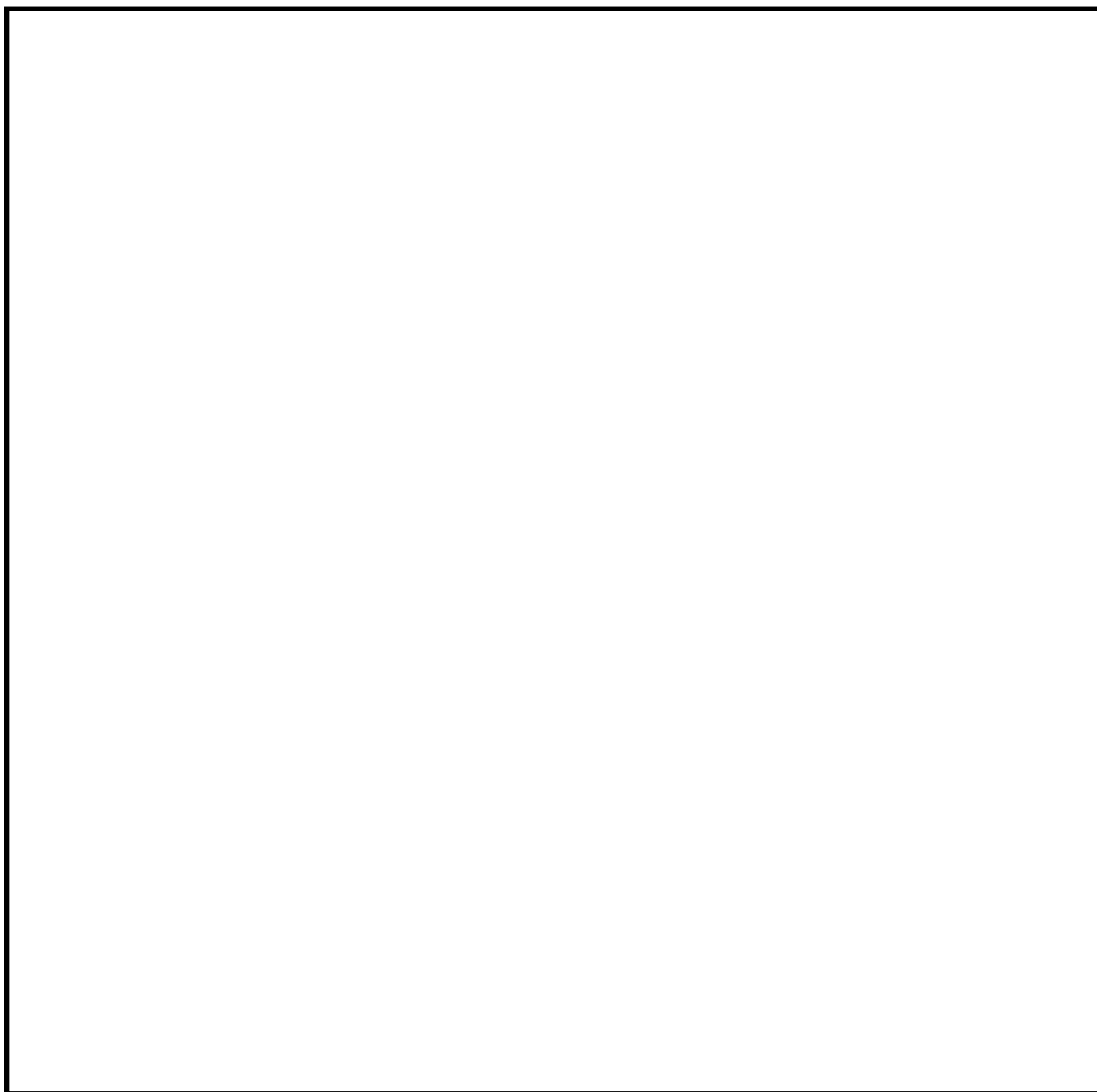
第 50-3-12 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (11／12)



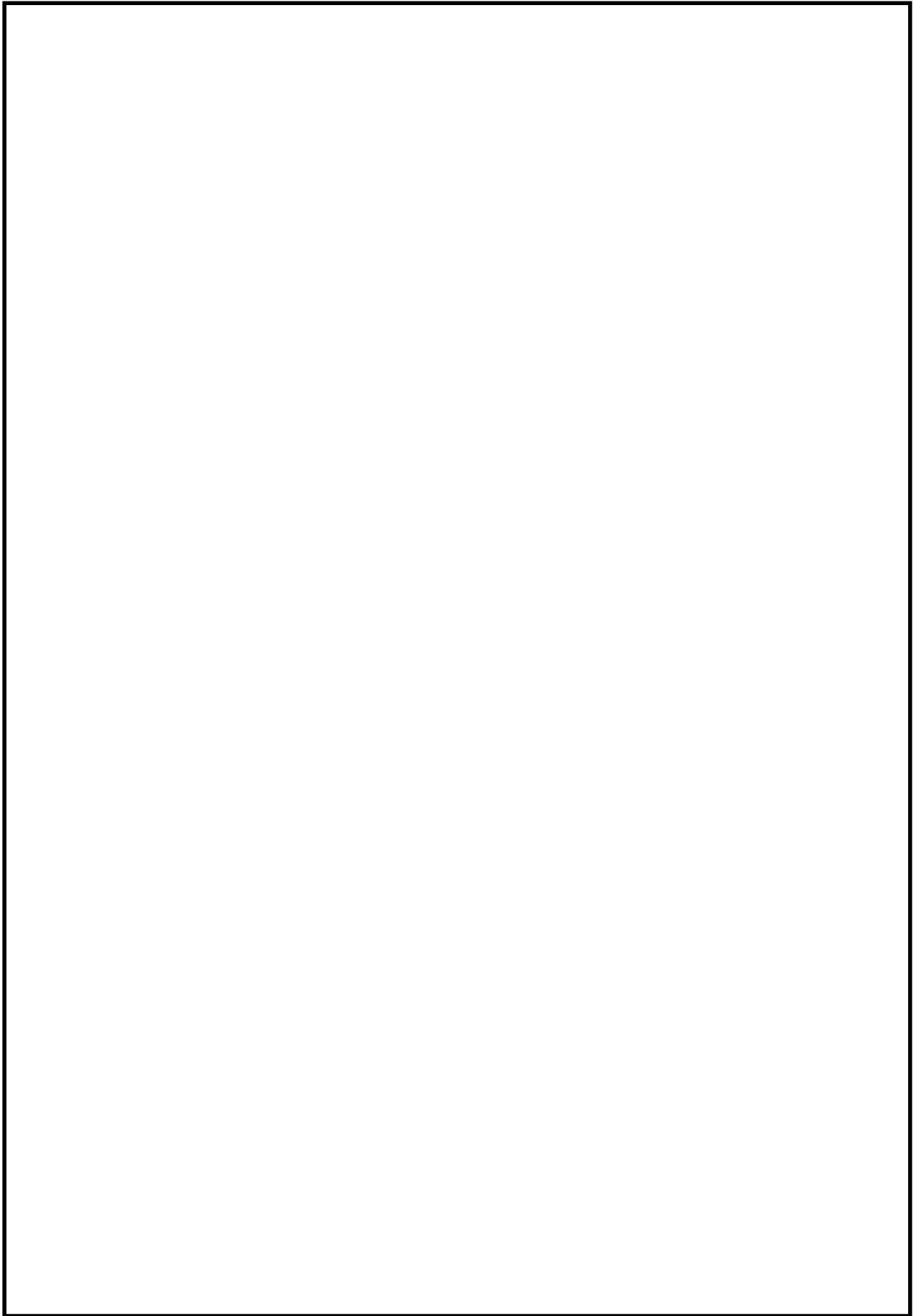
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (12／12)



第 50-3-3 図 隔離弁の操作場所 (1/3)

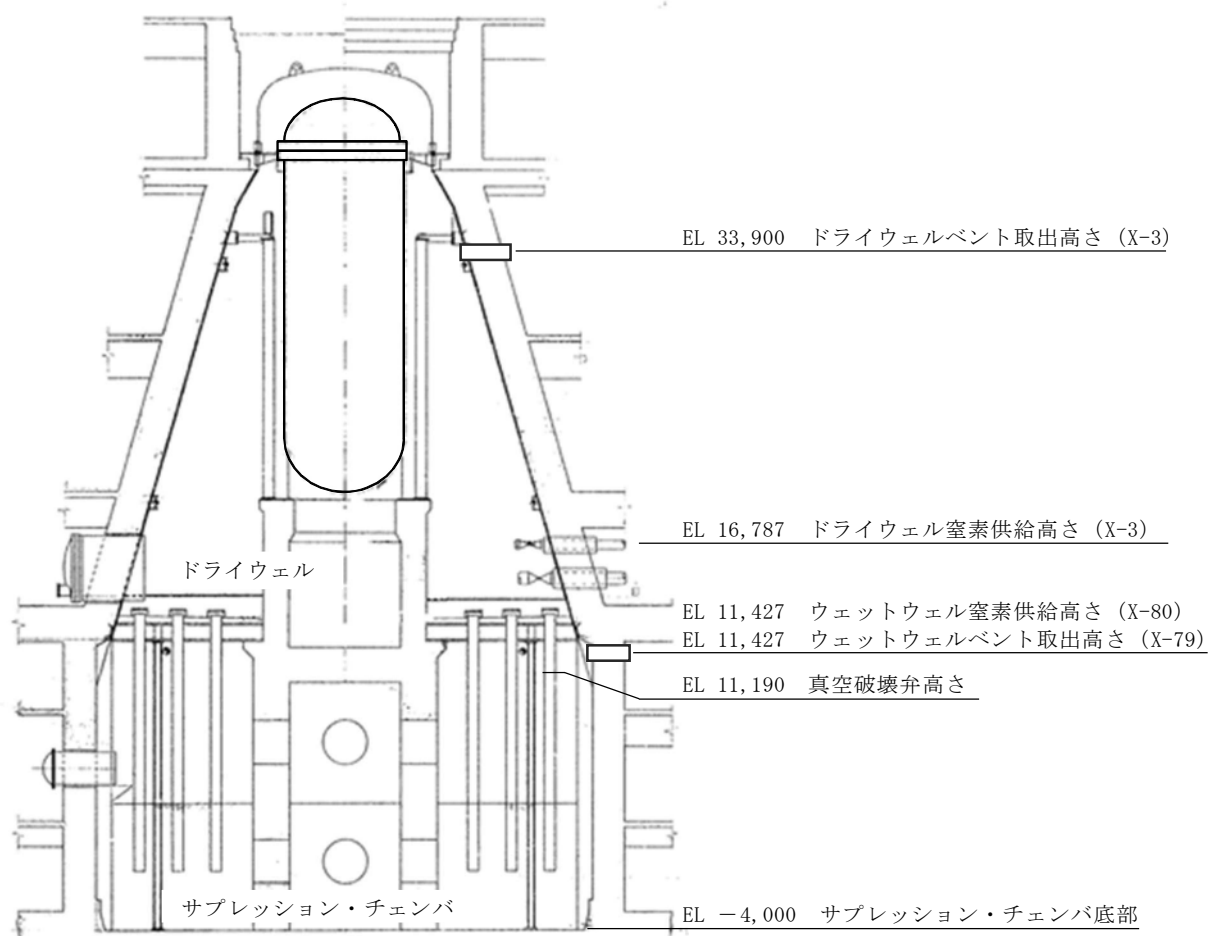


第 50-3-3 図 隔離弁の操作場所 (2/3)

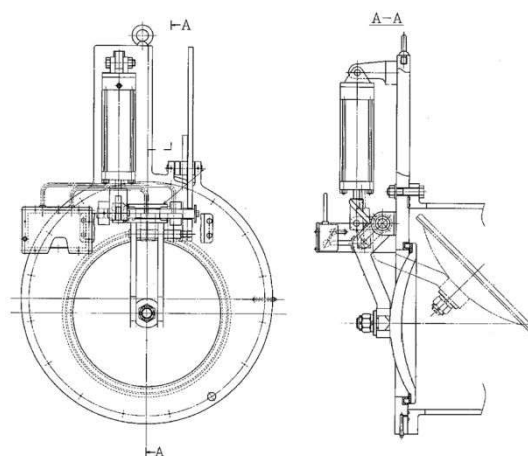


第 50-3-3 図 隔離弁の操作場所 (3/3)

50-3-11



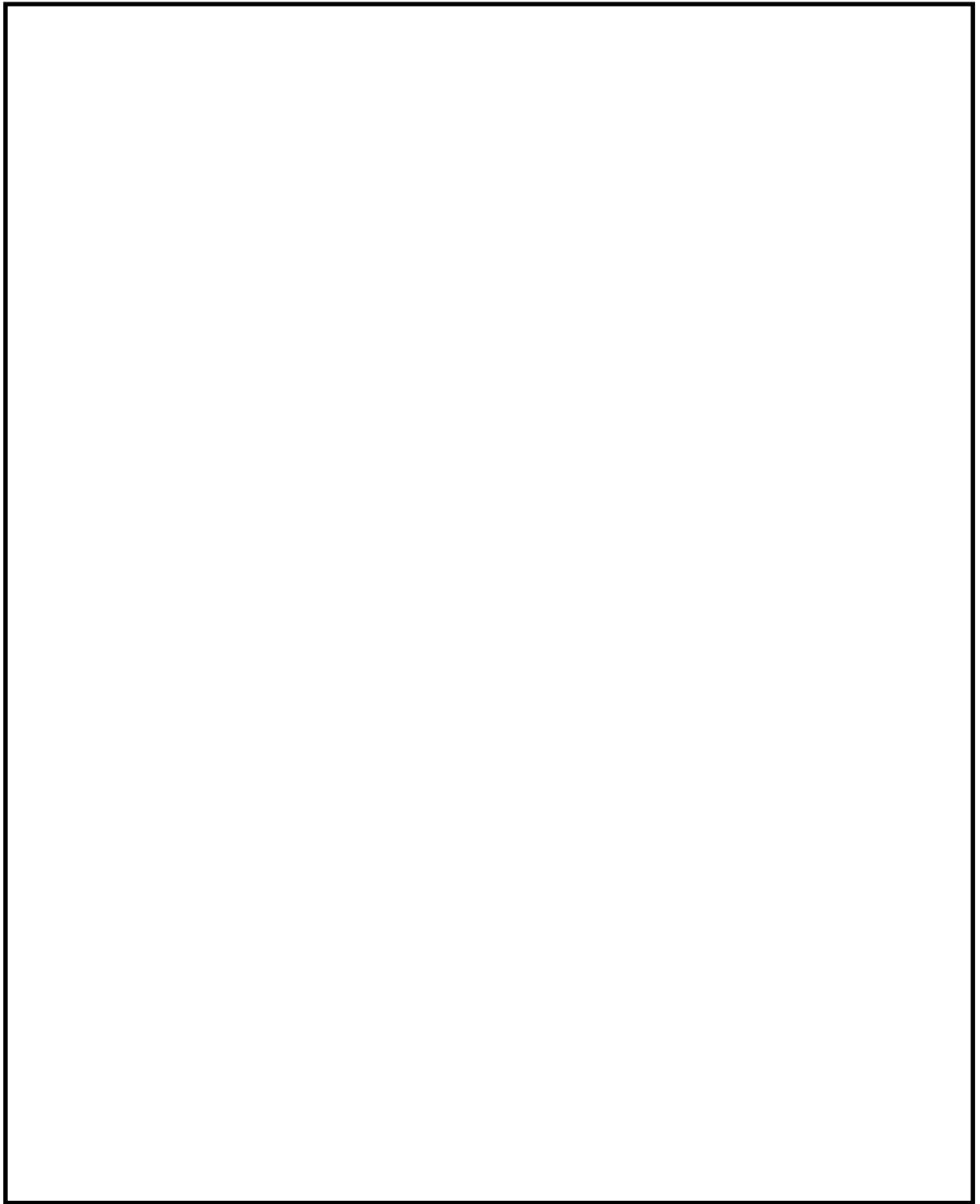
格納容器



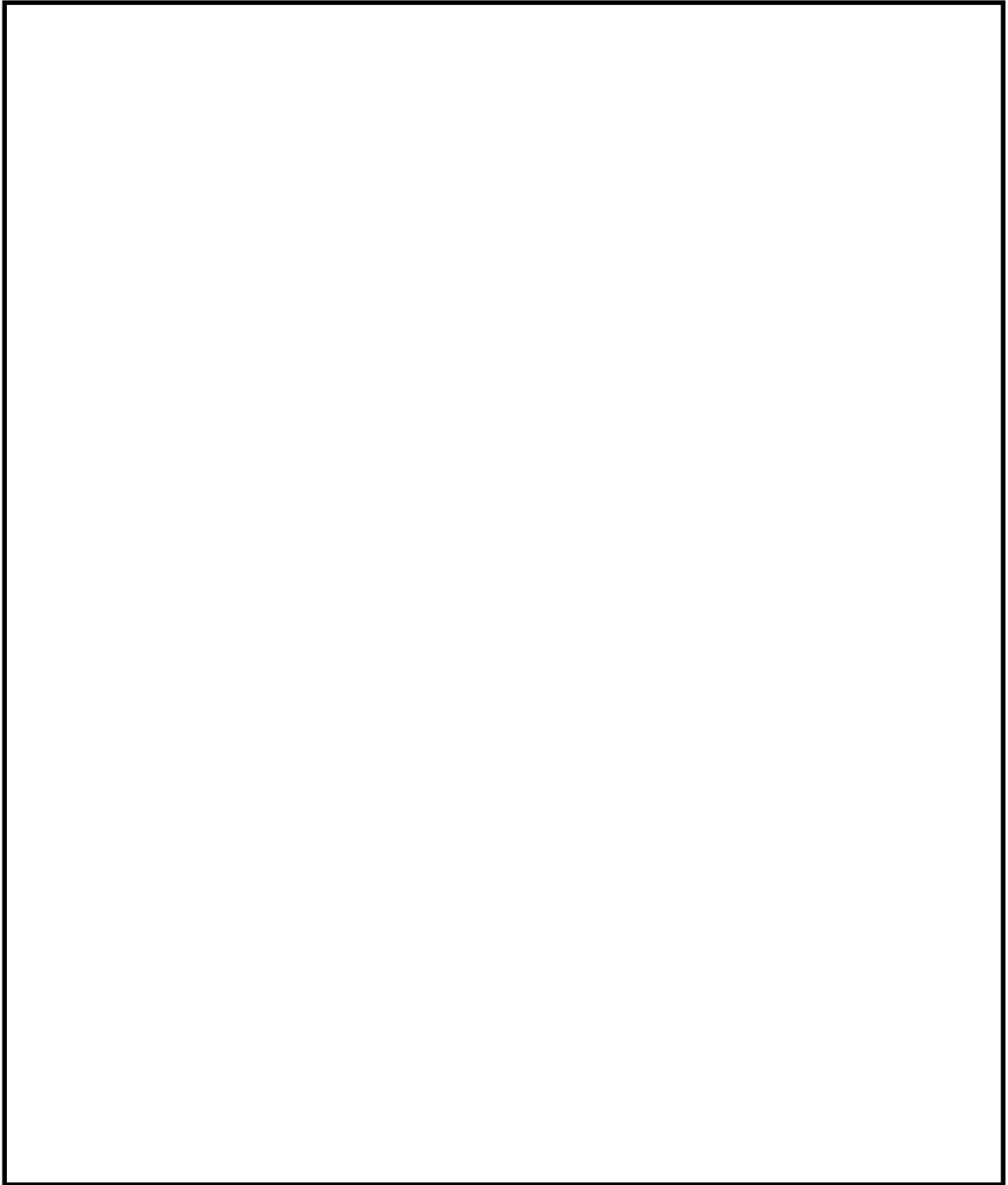
真空破壊弁
(個数：11)

第 50-3-4 図 真空破壊弁設置場所

50-3-12



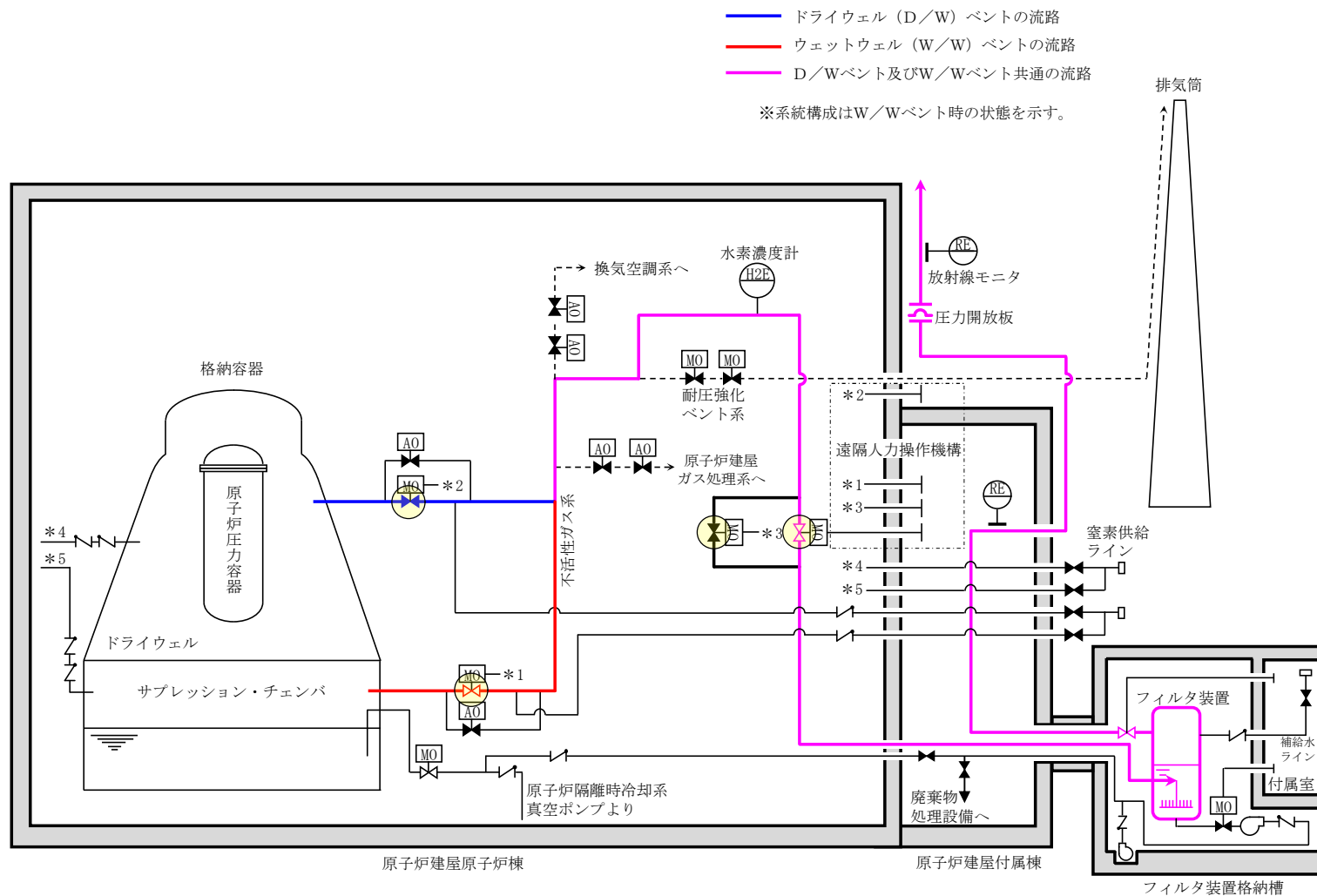
第 50-3-5 図 中央制御室配置図



第 50-3-6 図 代替循環冷却系ポンプ配置図

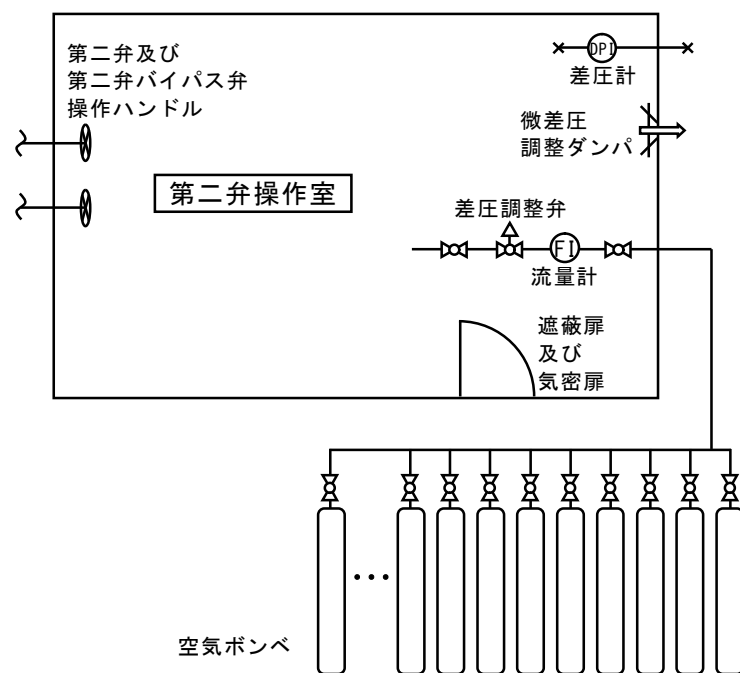
50-4 系統図

50-4-1

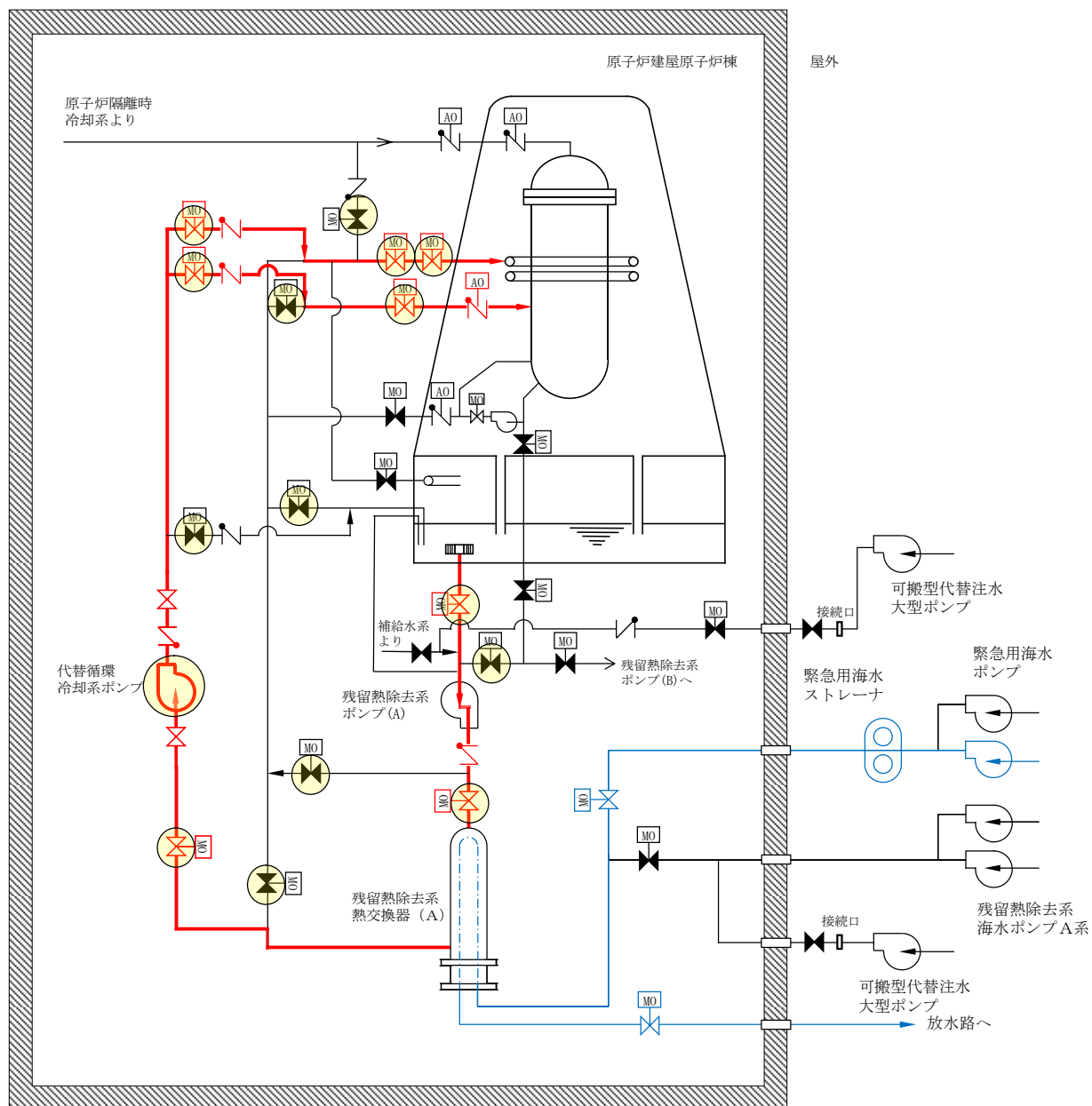


第 50-4-1 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

●: 重大事故等発生時に操作する弁



第 50-4-2 図 第二弁操作室空気ポンベユニット 系統概要図



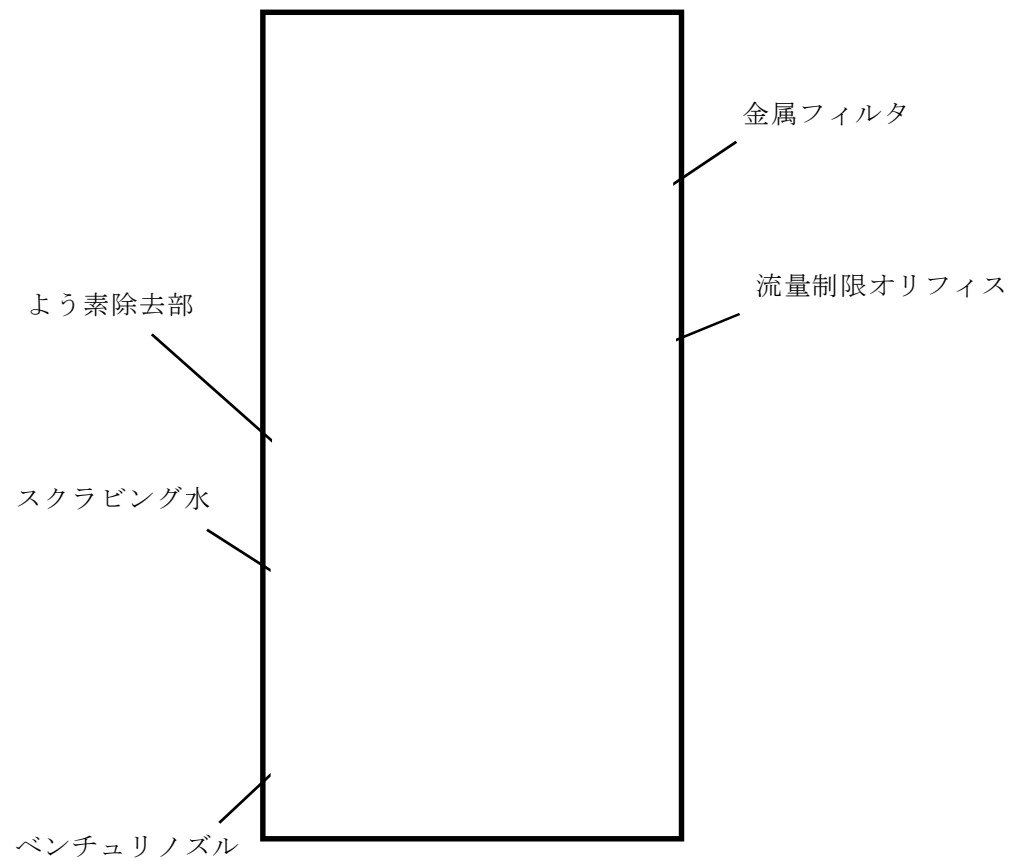
緊急用海水系使用時の図を示す。

○ : 重大事故等発生時に操作する機器

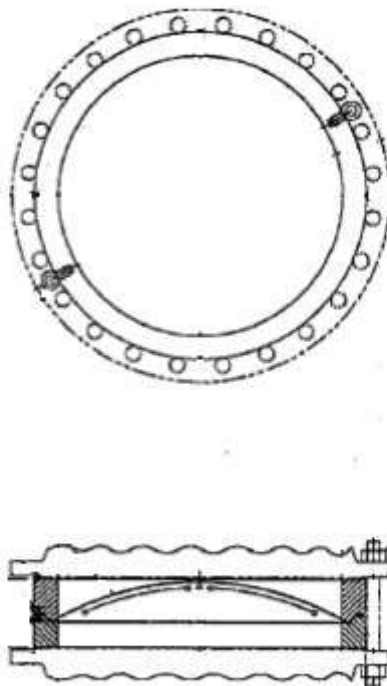
第 50-4-3 図 代替循環冷却系系統概要図

50-5 試験及び検査

50-5-1

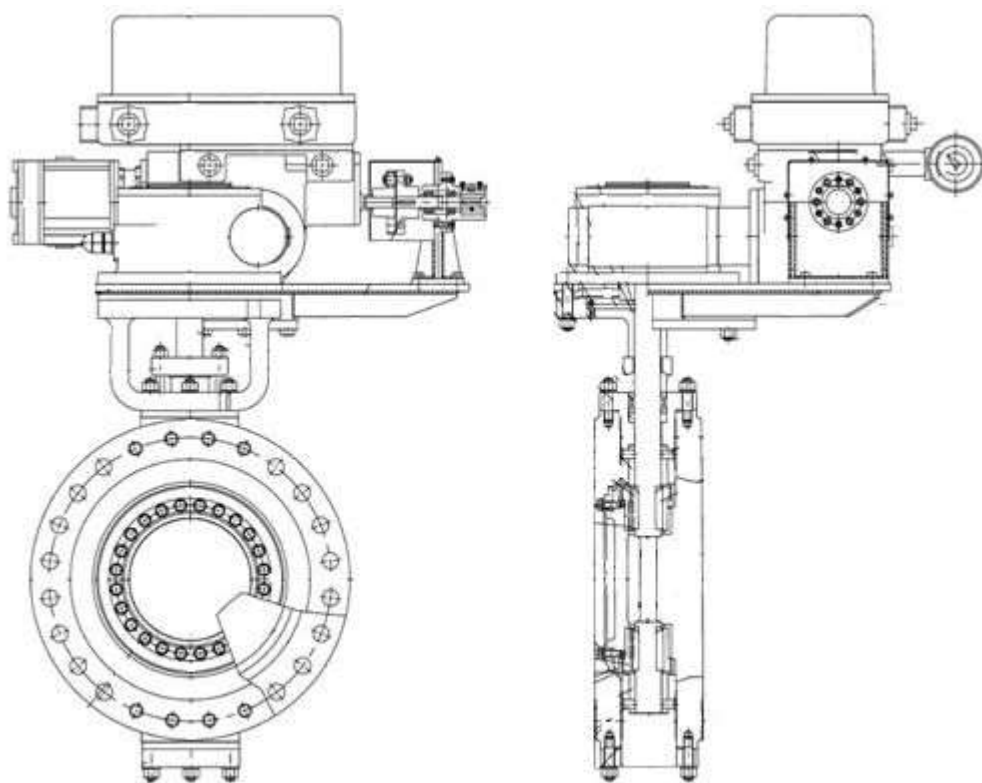


第 50-5-1 図 フィルタ装置構造図

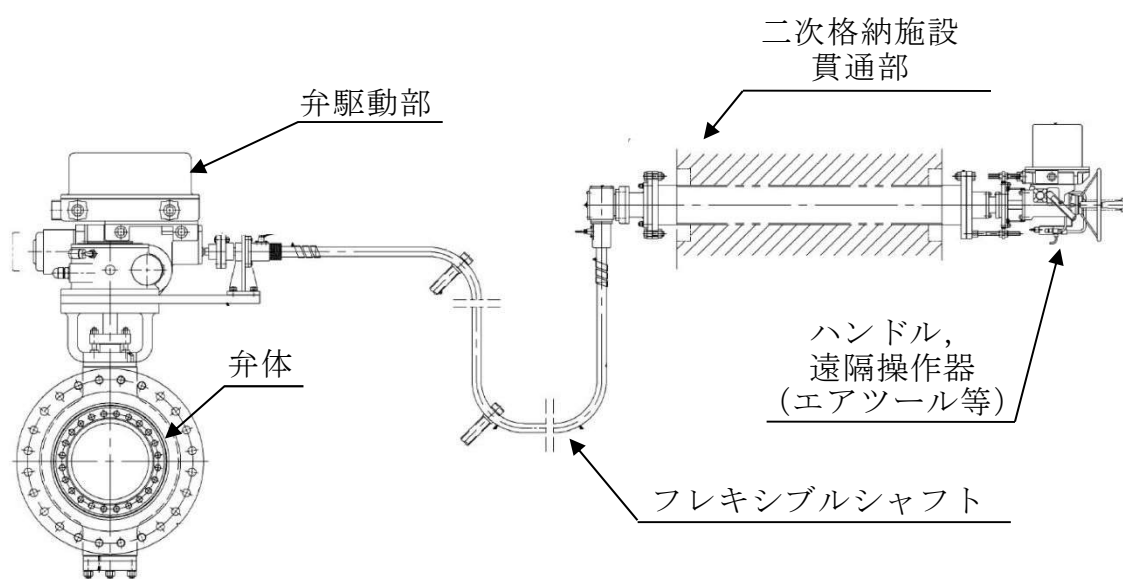


第 50-5-2 図 圧力開放板構造図

50-5-2

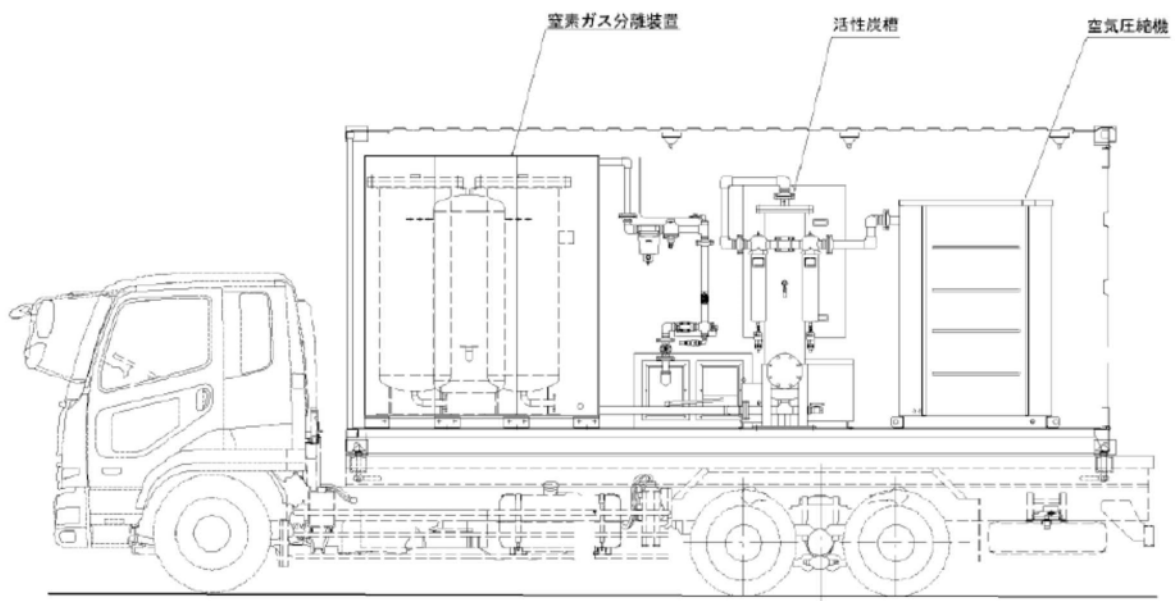


第 50-5-3 図 電動駆動弁構造図

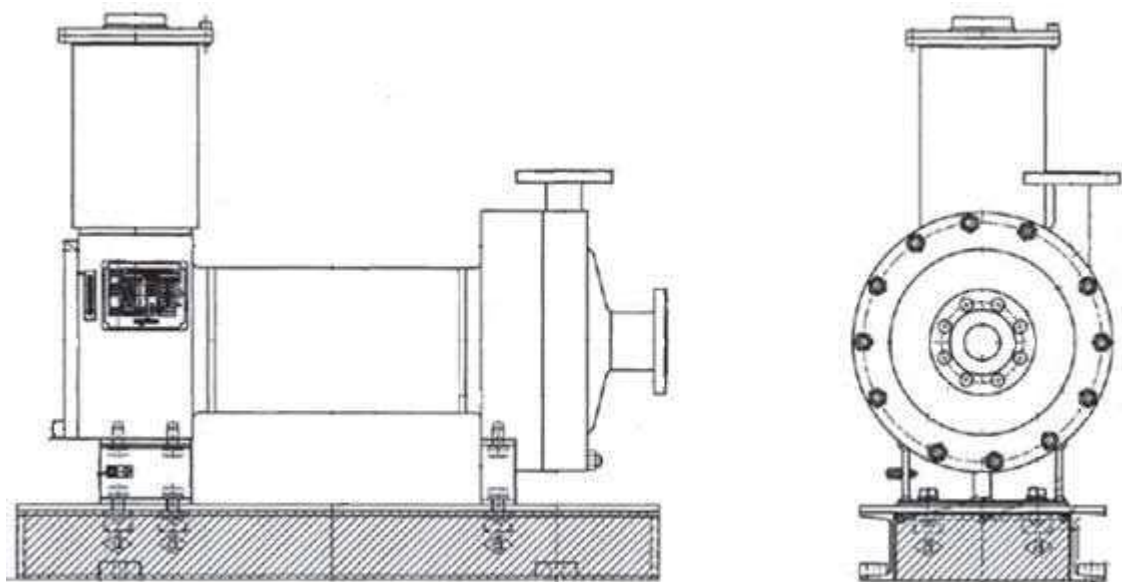


第 50-5-4 図 遠隔人力操作機構構造図

50-5-3

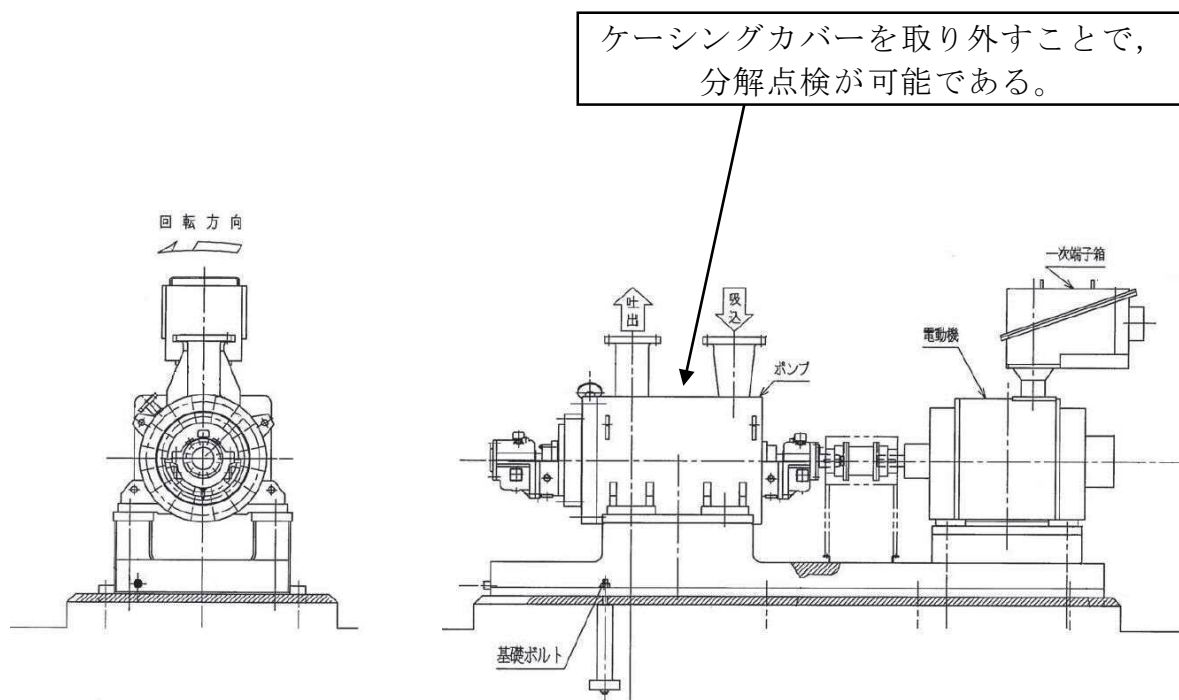


第 50-5-5 図 可搬型窒素供給装置構造図

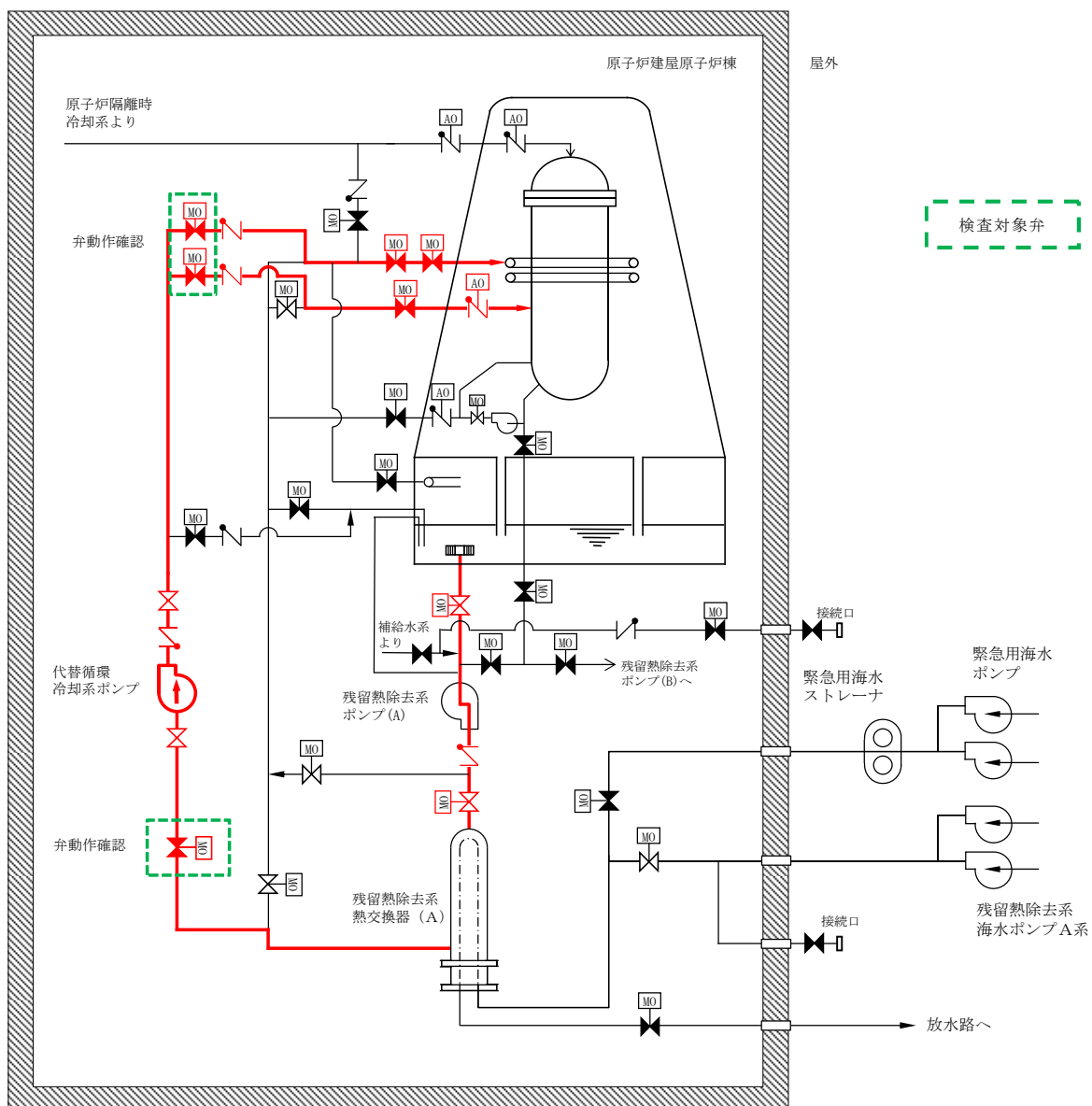


第 50-5-6 図 移送ポンプ構造図

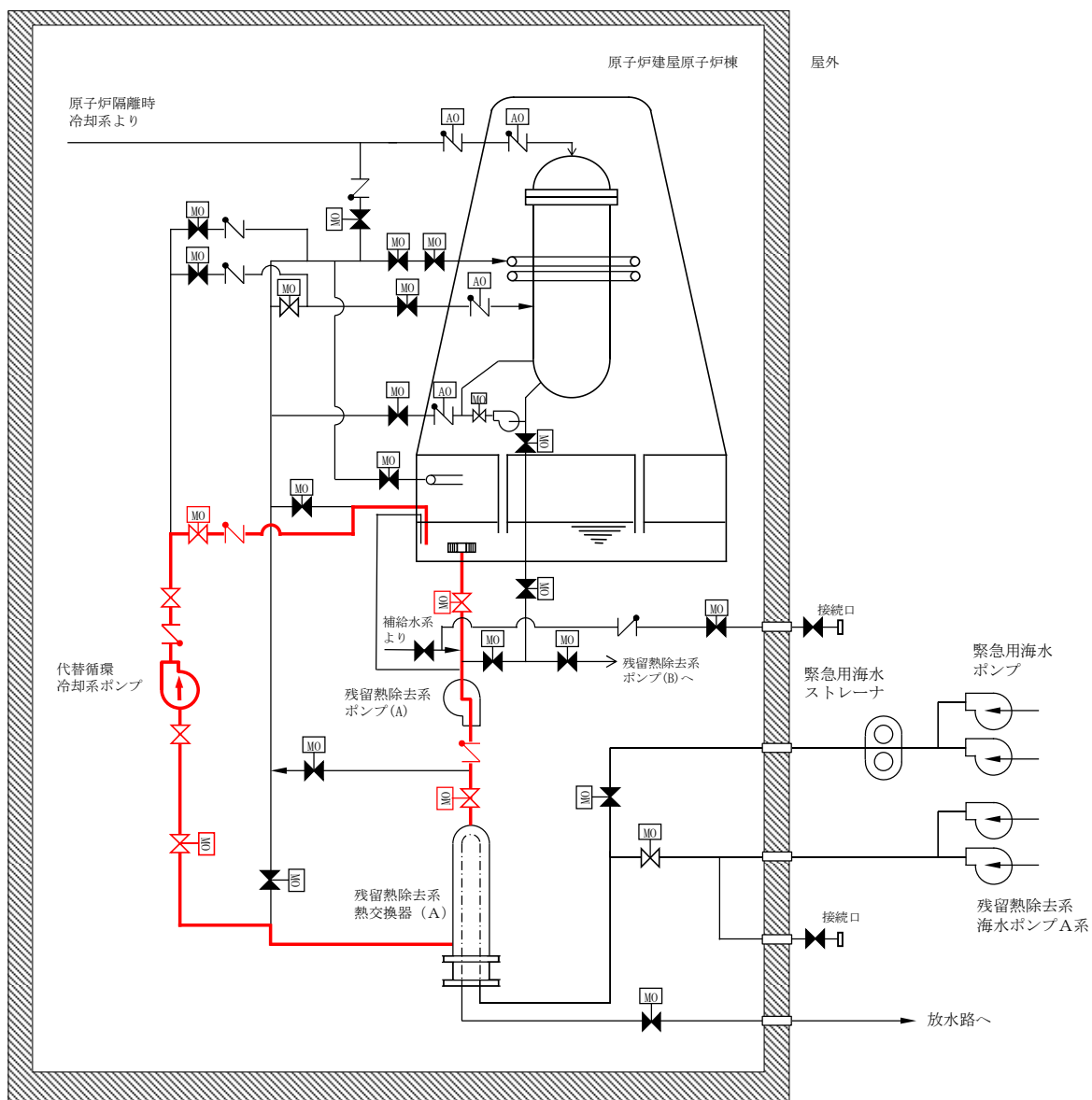
50-5-4



第 50-5-13 図 代替循環冷却系ポンプ外観図



第 50-5-14 図 代替循環冷却系 弁作動試験



第 50-5-15 図 代替循環冷却系 性能検査系統図

50-6 容量設定根拠

50-6-1

名称		格納容器圧力逃がし装置 (系統容量)
最高使用圧力	kPa[gage]	620
最高使用温度	℃	200
系統流量	Kg/s	13.4 (格納容器圧力 310kPa[gage]において)

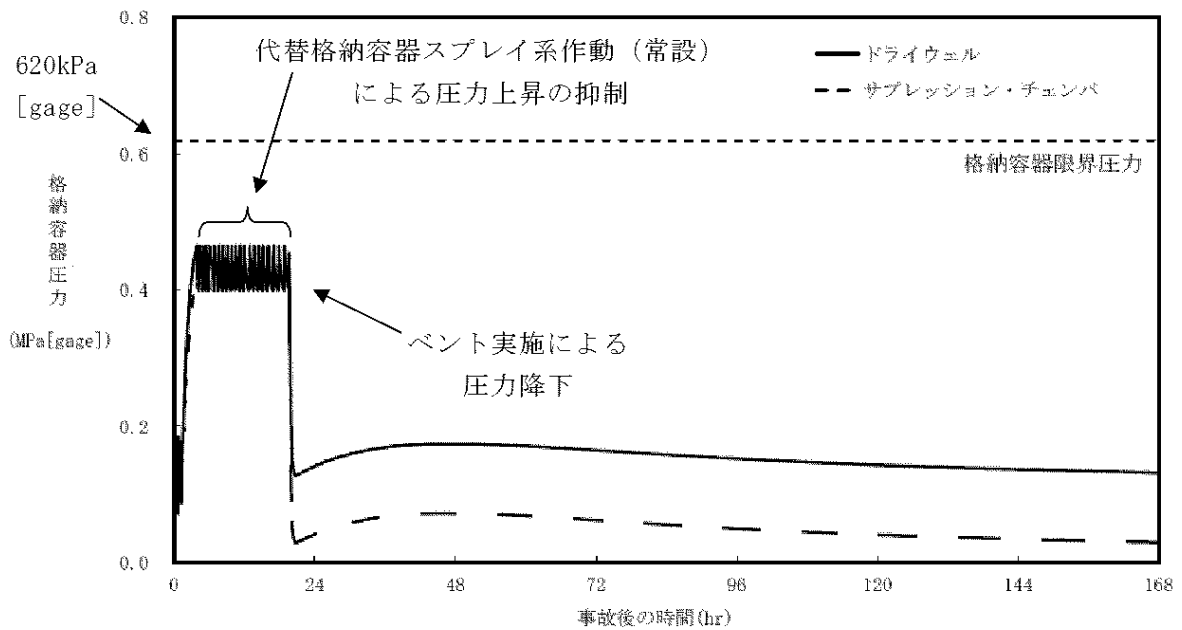
(1) 最高使用圧力及び最高使用温度

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、格納容器の破損を防止するため、格納容器内のガスを排気することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし、格納容器圧力が格納容器の限界圧力を下回る 620kPa[gage] (2Pd：最高使用圧力の 2 倍) に到達するまでにベント操作を実施することとしている。

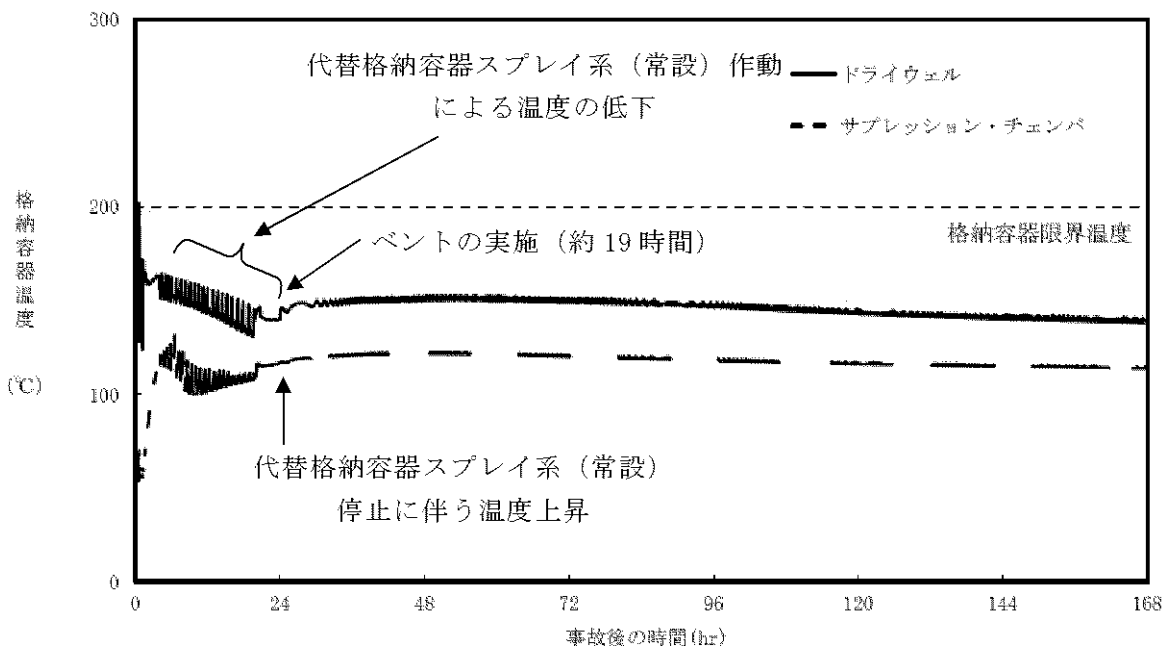
有効性評価における格納容器圧力及び格納容器温度の推移から、ベント時に格納容器圧力及び格納容器温度は限界圧力を下回る 620kPa[gage] 及び限界温度を下回る 200℃を下回ることから、2Pd、200℃を最高使用圧力及び最高使用温度としている。

有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力及び格納容器温度の推移を第 50-6-1 図、第 50-6-2 図に示す。格納容器圧力の最大値はベント時の約 465kPa [gage]、シーケンス中の格納容器の最高温度は事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202℃となるが、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は最大でも約 157℃であり、限界温度を下回る 200℃を超えないことから、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回っている。

東海第二発電所においては、重大事故等時においても格納容器バウンダリの健全性が維持できる格納容器の限界温度，限界圧力を下回る200℃，620kPa[gage]を格納容器圧力逃がし装置の設計条件としている。



第 50-6-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破壊）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移



第 50-6-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破壊）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器温度の推移

(2) 系統流量（ベントガス流量）

格納容器圧力逃がし装置の系統流量は、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気流量をベント開始圧力が低い場合 310kPa[gage]（1Pd）においても排出できるよう以下のとおり設定している。

a. 蒸気流量の設定

重大事故等発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後 2～3 時間後に使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として原子炉定格熱出力の1%を設定し、それに相当する蒸気流量とする。

b. 格納容器圧力の設定

有効性評価において格納容器圧力逃がし装置のベント開始圧力を 310kPa[gage]～620kPa[gage]（1Pd～2Pd）としており、格納容器圧力が低い方が蒸気排出条件が厳しくなるため、格納容器圧力は 310kPa[gage]（1Pd）とする。

c. 系統流量の算出

a. 及び b. の組合せにより、系統流量を設定する。系統流量は式 1 により算出する。

$$W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_S - h_w) \times 3600 / 1000 \quad (\text{式 1})$$

ここで、

W_{Vent} : 系統流量 (t/h)

Q_R : 定格熱出力 ($3,293 \times 10^3$ kW)

h_S : 飽和蒸気の比エンタルピー (2,739 kJ/kg @1Pd)

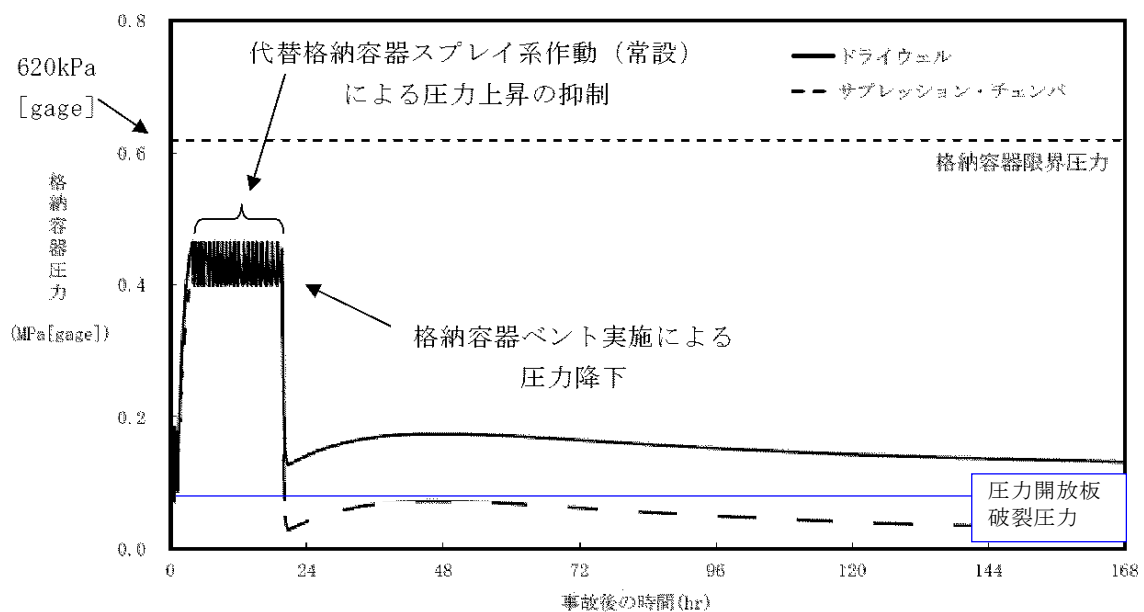
h_w : 飽和水の比エンタルピー (251 kJ/kg @60℃)

以上より、系統流量は 48t/h となることから、13.4kg/s を格納容器圧力 310kPa[gage]（1Pd）の時の系統流量とする。

名称		格納容器圧力逃がし装置 圧力開放板
破裂圧力	MPa[gage]	0.08

格納容器圧力逃がし装置の圧力開放板の破裂圧力は、ベント時の障害とならないよう、ベント実施時の格納容器圧力と比較して十分低い圧力にて破裂するように設定してある。

有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移と圧力開放板破裂圧力の関係を第 50-6-3 図に示す。



第 50-6-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移と圧力破壊板の関係

名称	格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
スクラビング水 水酸化ナトリウム水溶液 pH	pH13 以上 (待機時)
<p>スクラビング水は、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態 (pH7以上) に維持する必要があるが、重大事故等発生時には、原子炉格納容器内のケーブルから放射線分解、熱分解等により塩化水素 (HCl) 等の酸として放出され、ベント実施により格納容器からフィルタ装置 (スクラビング水) に移行するため、pHが低下する可能性がある。</p> <p>これに対して、スクラビング水は、待機時における重大事故等時に発生する可能性がある酸の量に対して十分な塩基量を確保することにより、ベント実施中のpH監視を実施することなく、確実にアルカリ性の状態を維持することとしている。</p> <p>(1) 格納容器内の酸性物質及び塩基性物質</p> <p>重大事故等時に格納容器内において発生する酸性物質と塩基性物質については、NUREG/CR-5950 において検討が実施されており、その発生源として燃料 (核分裂生成物)、原子炉水、サプレッション・プール水及び溶存窒素、格納容器内塩素含有被覆材ケーブル、格納容器下部コンクリートが掲げられている。これに加え、格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており、酸として硝酸、塩基としてアンモニア等の発生源となる可能性がある。主な酸性物質、塩基性物質を発生源毎に第 50-6-1 表に示す。</p>	

第50-6-1表 主な酸性物質と塩基性物質

発生源	酸性物質	塩基性物質	備考
燃料（核分裂生成物）	よう化水素（HI）	水酸化セシウム（CsOH）等	
原子炉水	—	五ほう酸ナトリウム（ $\text{Na}_2\text{B}_{10}\text{O}_{16}$ ）	ほう酸水注入系によりほう酸水を原子炉へ注入した場合
サプレッション・プール水及び溶存窒素	硝酸（ HNO_3 ）	—	
格納容器内塩素含有被覆材ケーブル	塩化水素（HCl）	—	
格納容器下部コンクリート（熔融炉心落下時）	二酸化炭素（ CO_2 ）	—	
格納容器内塗料	硝酸（ HNO_3 ）	アンモニア（ NH_3 ）	

これらのうち、酸性物質が発生することが知られているサプレッション・プール水及び溶存窒素の放射線の照射により発生する硝酸、原子炉圧力容器が破損した場合にMCCIにより発生する二酸化炭素に加え、pHへの寄与が大きいと考えられる塩素含有被覆材ケーブルの放射線分解及び熱分解により発生する塩化水素、スクラビング水中で分解する際に塩基を消費する[]が、スクラビング水の塩基量を評価する上で重要であることから、これらの発生量を評価することとする。

a. 格納容器内ケーブルの被覆材の放射線分解による酸の発生量

格納容器内の塩素含有被覆材ケーブルについて、放射線分解により発生する塩化水素量をNUREG/CR-5950の放射線分解モデルに基づき評価した。なお、ケーブル量については、実機調査を行った（別紙41（参考））。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」において、ベント

時（事象発生から約19時間後）には [] mol, 7日後には [] mol, 60日後には [] molの酸性物質が格納容器内で生成されると評価した。

b. 格納容器内電気ケーブルの被覆材の熱分解による酸の発生量

熱分解については、原子炉圧力容器損傷前の格納容器内環境（200℃以下）ではケーブルからの塩酸の発生はほとんどないことから、炉心損傷などによるデブリ接近によりケーブル温度が著しく上昇した場合を想定した酸性物質の放出量を評価した。

ここでは、格納容器ペDESTAL内に配置された塩素を含有するケーブルの被覆材から塩化水素が放出されると仮定し、ペDESTAL内ケーブルの塩酸含有量 [] kgの全量が放出されるものとして、 [] [] の酸が発生すると評価した。

c. サプレッション・プール水での放射線分解による硝酸の発生量

重大事故等時において、サプレッション・プール水中ではサプレッション・プール水溶存窒素の放射線の照射によって硝酸が生成される。

N U R E G - 1465, Reg. Guide. 1. 183及びN U R E G / C R - 5950に基づき、サプレッション・プール水の積算吸収線量から硝酸の生成量を評価した結果、硝酸の量はベント時（事象発生から約19時間後）には [] [] mol, 7日後には [] mol, 60日後には [] molとなる。

なお、P C V内に放出されたエアロゾルのほとんどがサプレッション・プール水に移行するため、フィルタ装置へ移行するエアロゾルは非常に少なく、影響は無視できると考えられる。仮に多量のエアロゾルがフィルタ装置に移行したとすると、サプレッション・プール水に移行す

る量がその分減少するため、上記の評価に包絡される。

$$[\text{HNO}_3] = \frac{G \times 10}{1.602 \times 10^{-19} \times 6.022 \times 10^{23}} \times (E(t)^\gamma + E(t)^\beta)$$

ここで、

$[\text{HNO}_3]$: 硝酸濃度 (mol/L)

G : HCO_3 の水中におけるG値 (個/100eV)

$E(t)^\gamma, E(t)^\beta$: γ 線と β 線の積算吸収線量 (kGy)

d. MCC I により発生する二酸化炭素の発生量

MCC I 対策としてコリウムシールドを設置するため、原子炉压力容器が破損した場合でも熔融炉心によるコンクリート侵食は発生しないものの、保守的に約30cmのコンクリート侵食を見込み評価する。

MCC I により発生する二酸化炭素のほとんどは、高温環境下において熔融炉心に含まれる金属元素によって酸性物質ではない一酸化炭素に還元されるが、全て二酸化炭素として評価した結果、二酸化炭素の発生量は mol となる。



二酸化炭素は塩化水素ほど溶解度が大きくないため、フィルタ装置内では全量がスクラビング水に溶解することではなく、また弱酸のため、酸性物質としてスクラビング水に与える影響は小さいと考えるが、本評価では保守的にスクラビング水の pH に影響を与える酸性物質として評価する。

e. 無機よう素の捕集により消費される塩基の量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡 [] を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、約 24.4kg とする。

- ・ 格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61% とする。

- ・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195 に基づき、よう化セシウム 5%、無機よう素 91%、有機よう素 4% とする。

以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素（分子量 253.8g/mol）の量は [] となる。

(1)式に示すとおり、無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤 []

[]) との反応により捕集される。

[] (1)

この反応によって消費される塩基の量は [] mol となる。なお、この反応において [] mol 消費される。

f. []の分解により消費される塩基の量

スクラビング水に含まれる[]は、酸素が存在する場合、水酸化物イオンと下記の反応により分解することが知られており、分解される[]の量は、スクラビング水の積算吸収線量の増加に伴って増加する。

[]

ここでは、スクラビング水の積算吸収線量によらず、また、上述のe項で算出した消費される[]の量を見込まず、スクラビング水に含まれる[]全量が分解したとして、塩基の消費量を評価した結果、[]の分解により消費される塩基の量は[]
[]molとなる。

[]

(2) フィルタ装置への酸性物質の移行量

(1) 項で生成した酸性物質は、ほとんどが液相に溶解してサプレッション・プールに移行し、ベント時にはサプレッション・プールに残留してフィルタ装置には移行しない可能性もあるが、保守的に全量が移行するとして評価する。スクラビング水の消費される塩基の量は、以下のとおりとなる。

【事象発生7日後での塩基の消費量 []mol)】

・ ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 []mol

- ・ ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ S / P※水から発生する硝酸で消費される塩基の量 mol
- ・ M C C I で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基の量 mol
- ・ の分解により消費される塩基 mol

【事象発生60日後での塩基の消費量 (mol)】

- ・ ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ S / P※水から発生する硝酸で消費される塩基の量 mol
- ・ M C C I で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基の量 mol
- ・ の分解により消費される塩基 mol

※ S / P : サプレッション・プール

(3) スクラビング水のpH評価結果

フィルタ装置は無機よう素 (I_2) を捕集及び保持するものであるため、2ヶ月でよう素が十分減衰することを考慮し、スクラビング水には保守的に設定した60日後の酸性物質の移行量 (mol) を考慮する。

消費される molの塩基に相当する の濃度は、待機時最低水位 (約35t) 時に wt% ($=9,970 \times 40 / (35 \times 10^6)$) となることから、これに余裕を考慮して、スクラビング水の 濃度は、待機時最低水位 時に wt%とする。

この場合、初期の pH は、60 日後のスクラビング水の pH は

であり、スクラビング水はアルカリ性の状態を維持できる。なお、電気ケーブルに含まれる酸性物質の総量（mol）が全て分解し、フィルタ装置に移行した場合であっても 60 日後の酸性物質移行量は
であり、待機時にスクラビング水に含まれるの量は十分である。この場合、スクラビング水の pH は約 12.7 となる。

名称		格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
金属フィルタ総面積	m ²	<div style="border: 1px solid black; width: 50px; height: 20px; margin: 0 auto;"></div>

炉心損傷後のベント時には、溶融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、MCCIにより発生するCaO₂等のコンクリート材料に起因するエアロゾル、保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵がフィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、金属フィルタに付着し、閉塞する可能性について考慮する。また、液滴の付着による閉塞についても考慮する。

(1) 金属フィルタのエアロゾルによる閉塞

ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは、後段の金属フィルタに捕集される。この金属フィルタに捕集されるエアロゾル量と金属フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞しないことを以下のとおり確認した。

a. 金属フィルタの許容負荷量

金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、負荷量は /m²まで許容されることが確認されている。

b. エアロゾル量

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾルの重量を第50-6-2表に示す。

第 50-6-2 表 想定されるエアロゾル重量

シーケンス（事象）	エアロゾル重量	
	W／Wベント	D／Wベント
雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用しない場合）	1g	5,000g

一方、格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため、サプレッション・プールによるスクラビング効果がないドライウェルベント時の格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について、核分裂生成物の炉内増量と N U R E G－1465 に基づく炉心から格納容器へ放出される核分裂生成物の割合を用いて評価した結果、約 38kg となる。さらにエアロゾルに係る海外規制を踏まえ、400kg に設定している。（別紙 2）

このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合 1／100 を考慮する（別紙 46 第 4 表）と、設計エアロゾル移行量（400kg）に対して金属フィルタへの移行量は、4kg となる。

c．評価結果

金属フィルタの総面積は [] であり、設計エアロゾル移行量に対する金属フィルタへの移行量は 4kg となることから、金属フィルタの負荷は [] となる。

これは金属フィルタの許容負荷量に対して十分小さいことから、金属フィルタが閉塞することはない。

（2）金属フィルタの液滴による閉塞

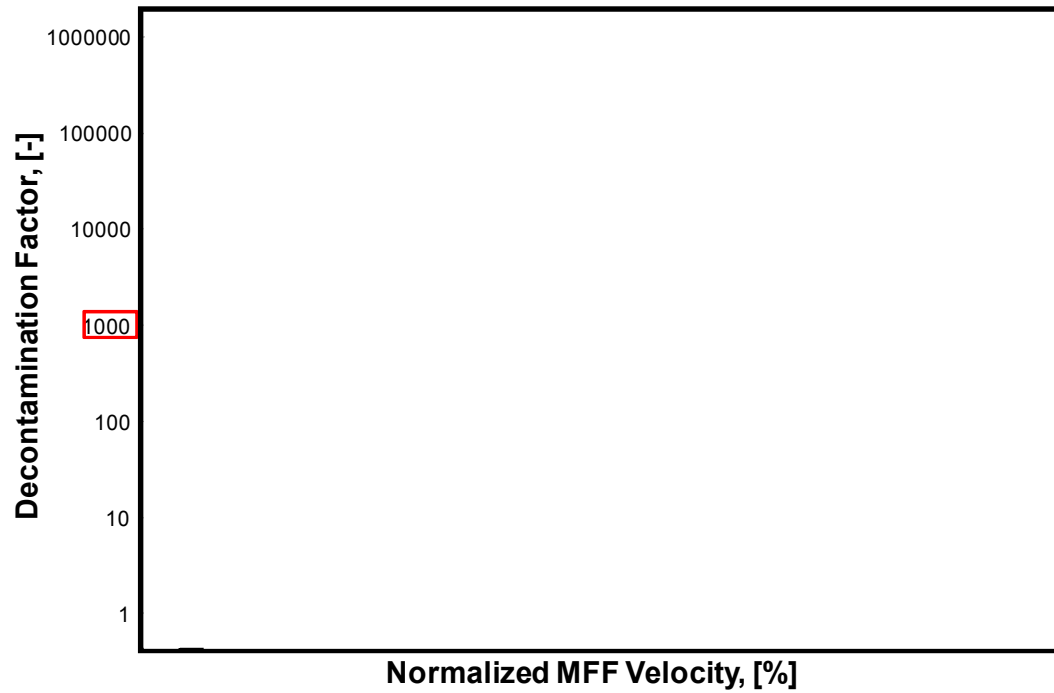
金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴（湿分）は、 []

[]

低流速では、[]機能の低下が懸念されるものの、JAVA 試験における下記の結果から、金属フィルタ部におけるエアロゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲 []
[]においても低下しないと考えられる。

- ① ベントフィルタ運転範囲を下回る低流速範囲においても、第 50-6-4 図のとおりベントフィルタ（ベンチュリスクラバ及び金属フィルタ）の除去性能が確保されている。
- ② ベンチュリスクラバでは、慣性力による衝突によりエアロゾルを除去していることから、低流速においては、除去効率が低下する傾向にあると考えられる。

以上から、プレフィルタ及び湿分分離機構における、液滴分離が十分に実施でき、液滴（湿分）によるメインフィルタの閉塞が発生することはないと評価する。



第 50-6-4 図 金属フィルタ部におけるガス流速に対するベンチュリ
スクラバと金属フィルタを組合せた除去係数

名称		格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
よう素除去部 銀ゼオライト充填量	t	<input type="text"/>
よう素除去部 ベッド厚さ	mm	<input type="text"/>
<p>ガス状放射性よう素は銀ゼオライトに捕集されるが、銀ゼオライトの吸着容量に達した場合には、ガス状放射性よう素は捕集されずに系外に放出されることが考えられる。</p> <p>よう素除去部で保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから、吸着容量に達することはないことを以下のとおり確認した。また、JAVA PLUS 試験と実機の有機よう素注入量と銀ゼオライト充填量との比較においても、よう素除去部の有機よう素捕集に関する吸着容量が十分であることを確認した。</p> <p>よう素除去部のベッド厚さは、有機よう素の除去性能（DF＝50）を満足するために必要なベントガスの滞留時間となるように <input type="text"/> mm としている。</p> <p>1. よう素除去部銀ゼオライトの充填量について</p> <p>(1) よう素除去部の銀の保有量</p> <p>よう素除去部の銀ゼオライトの銀含有割合は <input type="text"/> であるため、銀ゼオライト <input type="text"/> に含まれる銀の量は <input type="text"/> である。</p> <p>(2) ガス状放射性よう素の流入量</p> <p>よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量 <p>BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱</p>		

出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、約 24.4kg とする。

- ・ 格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61% とする。

- ・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195 に基づき、よう化セシウム 5%，無機よう素 91%，有機よう素 4% とする。

フィルタ装置での無機よう素の除去性能（DF=100）を考慮して、ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素除去部に蓄積するものとする。また、有機よう素は全てがよう素除去部に蓄積されるものとする。

以上の想定で、よう素除去部に吸着するガス状放射性よう素の量は無機よう素約 0.54mol、有機よう素約 4.7mol であり、無機よう素 I_2 （分子量：253.8）約 136g、有機よう素 CH_3I （分子量：141.9）約 666g に相当する。

（無機よう素（ I_2 ）のモル数）

$$\begin{aligned} &= 24,400\text{g} / 126.9\text{g/mol} \times 61\% \times 91\% / 100(\text{DF}) / 2 \text{ (} I_2 \text{)} \\ &= 0.536 \cdots \text{mol} \end{aligned}$$

（有機よう素（ CH_3I ）のモル数）

$$\begin{aligned} &= 24,400\text{g} / 126.9\text{g/mol} \times 61\% \times 4\% \\ &= 4.69 \cdots \text{mol} \end{aligned}$$

（3）評価結果

よう素は、以下に示すように銀と反応することから、銀ゼオライトに含まれる銀の量（）は、流入する放射性よう素の捕集に十分

な量であると言える。

- ・有機よう素の除去反応

- ・無機よう素の除去反応

(4) JAVA PLUS 試験と実機の比較による容量の確認

JAVA PLUS 試験において、有機よう素を用いて銀ゼオライトの性能検証を行っている。JAVA PLUS 試験では、 の銀ゼオライトを交換することなく有機よう素を 以上注入しているが、銀ゼオライトの性能劣化は確認されていない。

実機の銀ゼオライト充填量は であり、JAVA PLUS 試験の実績より、約 20kg の有機よう素が流入しても性能劣化を起こさないと言える。実機よう素除去部に想定される有機よう素の最大流入量は であり、無機よう素を含めても であることから、銀ゼオライトが性能劣化することはないと考えられる。

2. よう素除去部のベッド厚さについて

JAVA PLUS 試験から得られたよう素除去係数とベッド厚さから実機のよう素除去係数を満足するために必要なベントガスの滞留時間を確保するように実機のベッド厚さを設定する。

(1) 滞留時間

よう素フィルタ内銀ゼオライトの吸着速度は、物質移動係数 (m/s : 拡散速度 (m^2/sec) を濃度境界層厚さ (m) で除したもの) を用いて吸着速度を表すと次式のとおりとなる。

$$\gamma \frac{\partial q}{\partial t} = K(C - C^*) \quad \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot (1)$$

ここで,

γ : 吸着剤充填密度 (g/m³)

q : 吸着量 (mol/g)

K : 総括物質移動係数 (m/s)

C : 気相中よう素濃度 (mol/m³)

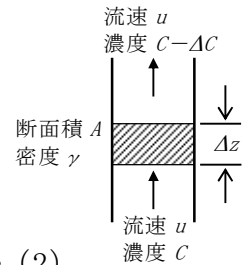
C^* : 気相中よう素平均濃度 (mol/m³)

なお, C^* は平衡値を示すが, ここでは化学反応による吸着 (不可逆反応) であることから, $C^*=0$ とみなすことができる。

また, ベッド内の物質収支の関係は, 次式で表せる。

$$-uA\Delta t\Delta C = \gamma A\Delta z\Delta q$$

$$u \frac{\partial C}{\partial z} + \gamma \frac{\partial q}{\partial t} = 0 \quad \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot (2)$$



$\partial z = u\partial t$ なので, 次式となる。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = -\gamma \frac{\partial q}{\partial t} \quad \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot (3)$$

よって, (1)式より次式が得られる。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = -KC \quad \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot (4)$$

上式を変数分離し, 両辺を積分すると次式が得られる。

$$\text{Log} \frac{C}{C_0} = -Kt \quad \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot (5)$$

$\frac{C_0}{C} = DF$ (除去係数) であるから, 次式が得られる。

$$\frac{\text{Log}(DF)}{t} = K \quad \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot (6)$$

上記 (6) 式を用いると, JAVA PLUS 試験のベッド厚さで得られた滞留時間 t と除染係数 (DF) の比と, 実機条件で要求される DFa とこれを達成するために必要とされる滞在時間 ta の比が等しいとして下式が得られ, 実機のベッド厚さが求められる。

$$\frac{\text{Log}(DF)}{t} = \frac{\text{Log}(DFa)}{ta} \quad \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot (7)$$

なお、 K （総括物質移動係数）は、よう素フィルタの性能を示す指標となるが、過熱度に依存性があり、運転条件によるので、設定したベッド厚さが想定される圧力範囲（過熱度の範囲）において必要除去係数を満足していることを K 値などの試験結果から確認している。

名称		第二弁操作室
正圧化差圧	Pa[gage]	20
<p>【設定根拠】</p> <p>第二弁操作室の正圧化バウンダリは，配置上，動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため，室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。</p> <p>第二弁操作室の正圧化に必要な差圧を保守的に評価するため，重大事故等発生時の室内の温度を高めの 50℃，隣接区画を外気的设计最低温度 -12.7℃と仮定すると，第二弁操作室の天井高さは最大約 4m であり，以下のとおり約 10.4Pa の圧力差があれば，温度の影響を無視できると考えられる。</p> $\begin{aligned} \Delta P &= \{(-12.7^{\circ}\text{Cの乾き空気密度} [\text{kg}/\text{m}^3]) - (+50^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度} [\text{kg}/\text{m}^3])\} \times \text{天井高さ} [\text{m}] \\ &= (1.3555 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.0925 [\text{kg}/\text{m}^3]) \times 4 [\text{m}] \\ &= 1.052 [\text{kg}/\text{m}^2] \\ &\div 10.4 [\text{Pa[gage]}] \end{aligned}$ <p>したがって，正圧化の必要差圧は裕度を考慮して隣接区画 + 20Pa[gage] とする。</p>		

名称		第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ)
本数	本	17以上
容量	L／本	46.7
充填圧力	MPa[gage]	14.7

第二弁の操作に必要な要員 3 名がベント開始から 3 時間滞在できる設計とする。

(a) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要空気量

- ・収容人数：n=3
- ・許容二酸化炭素濃度：C=0.5%（J E A C 4622-2009）
- ・空気ポンベ中の二酸化炭素濃度：C₀=0.0336%
- ・呼吸により排出する二酸化炭素量：M

作業 (時間)	呼吸により排出する 二酸化炭素量：M (m ³ ／h／人)	空気調和・衛生工学便 覧の作業程度区分
弁操作 (1 時間) ※	0.074	重作業
待機 (3 時間)	0.022	極軽作業

※ 弁操作時間は第 3 表のとおり 1 時間未満であるが、保守的に 1 時間を見込む。

- ・必要換気量：Q=M×n／(C-C₀)

$$\begin{aligned} \text{弁操作時 } Q_1 &= 0.074 \times 3 / (0.005 - 0.000336) \\ &= 47.6 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{待機時 } Q_2 &= 0.022 \times 3 / (0.005 - 0.000336) \\ &= 14.2 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

- ・必要空気量：V=Q₁×1+Q₂×3
- $$\begin{aligned} &= 47.6 \times 1 + 14.2 \times 3 \\ &= 90.2 \text{ m}^3 \end{aligned}$$

(b) 酸素濃度基準に基づく必要空気量

- ・ 収容人数： $n=3$
- ・ 吸気酸素濃度： $a=20.95\%$ （標準大気の酸素濃度）
- ・ 許容酸素濃度： $b=19.0\%$ （鉱山保安法施工規則）
- ・ 乾燥空気換算酸素濃度： $d=16.4\%$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 成人の酸素消費量： $c = (\text{呼吸量}) \times (a-d) / 100$

作業 (時間)	酸素消費量：c ($\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$)	呼吸量 (L/min)	空気調和・ 衛生工学便覧 の作業区分
弁操作 (1 時間) ※	0.273	100	歩行 ($300\text{m}/\text{min}$)
待機 (3 時間)	0.02184	8	静座

- ・ 必要換気量： $Q=c \times n / (a-b)$

$$\begin{aligned}\text{弁操作時} \quad Q_1 &= 0.273 \times 3 / (0.2095 - 0.190) \\ &= 42.0 \text{m}^3 / \text{h}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\text{待機時} \quad Q_2 &= 0.02184 \times 3 / (0.2095 - 0.190) \\ &= 3.36 \text{m}^3 / \text{h}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\text{・ 必要空気量：} V &= Q_1 \times 1 + Q_2 \times 3 \\ &= 42.0 \times 1 + 3.36 \times 3 \\ &= 52.08 \text{m}^3\end{aligned}$$

(c) 必要ポンペ本数

(a)，(b)の結果より，第二弁操作室内に滞在する操作員（3名）が弁操作時間を含めて4時間滞在するために必要な空気ポンベによる必要空気量は二酸化炭素濃度基準の 90.2m^3 とする。

空気ポンベの仕様は以下のとおり。

- ・ 容量： $46.7 \text{L}/\text{本}$

- ・ 初期充填圧力：14.7MPa[gage]

したがって，1気圧でのポンベの空気量は約 6.8m^3 ／本であるが，
残圧及び使用温度補正を考慮し，空気供給量は 5.5m^3 ／本とすると，
空気ポンベの必要本数は下記の計算により 17 本となる。

$$90.2 / 5.5 = 16.4 \rightarrow 17 \text{ 本}$$

名称		代替循環冷却系ポンプ
容量	m ³ /h	250（注１）（約 250（注２））
全揚程	m	112（注１）（約 120（注２））
最高使用圧力	MPa[gage]	3.45
最高使用温度	℃	77
原動機出力	kW	140
機器仕様に関する注記		注１：要求値を示す 注２：公称値を示す
<p>代替循環冷却系ポンプは、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても格納容器の破損を防止するとともに、ベントを実施することなく格納容器の除熱をするために使用する。</p> <p>系統構成は、サプレッション・プールを水源とした代替循環冷却系ポンプより、残留熱除去系配管を経由して、原子炉への注水及び格納容器へのスプレイにより格納容器の破損を防止するとともに、格納容器の限界温度・圧力を超えないよう格納容器の除熱を行える設計とする。</p> <p>なお、重大事故等対処設備の代替循環冷却系として使用する代替循環冷却系ポンプは１台設置する。</p> <p>1. 容量</p> <p>代替循環冷却の必要容量は、格納容器破損防止対策に係る有効性評価で期待している流量配分パターンを第１表に示す。</p>		

第 1 表 代替冷却系の流量配分パターン

モード		注水先 (m ³ /h)	
		49 条/1.6	47 条/1.4
		格納容器スプレイ	原子炉注水
①	循環冷却	150	100
②	格納容器スプレイ	250	0

ポンプ容量は、有効性評価で期待している流量である 250m³/h とする。

2. 全揚程

代替循環冷却系ポンプの全揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

① 格納容器スプレイ：150m³/h，原子炉注水：100m³/h の場合

a. 格納容器スプレイ

水源と移送先の圧力差	約 10.3m
静水頭	約 30.1m
機器及び配管・弁類圧損	約 21.2m
<hr/>	
合計	約 61.6m

b. 原子炉注水

水源と移送先の圧力差	約 41.0m
静水頭	約 26.9m
機器及び配管・弁類圧損	約 43.4m
<hr/>	
合計	約 111.3m→112m

② 格納容器スプレイ：250m³/h の場合

a. 格納容器スプレイ

水源と移送先の圧力差	約 10.3m
静水頭	約 30.1m
機器及び配管・弁類圧損	約 40.1m
<hr/>	
合計	約 80.5m

以上より、これらを上回る揚程として代替循環冷却系ポンプの全揚程は112m を要求値とする。

3. 最高使用圧力

代替循環冷却系ポンプの最高使用圧力をポンプの締切り運転圧力と吸込み側の圧力から設定する。

① 締切運転時の揚程（設計計画値） 273m

② 水頭圧は、保守的に代替循環冷却系ポンプを設置する原子炉建屋地下2階からサブプレッション・プール水位上限（W/WベントのX-7.9ペネトレーションのレベル）までとする。

$$\text{水頭圧} = 11.427 - (-3.000) = 14.427\text{m}$$

③ 原子炉格納容器限界圧力 0.62MPa

上記①～③の合計より

$$\begin{aligned}\text{最高使用圧力 (MPa)} &= 1,000 \times 9.80665 (273 + 14.427) / 10^6 + 0.62 \\ &= 3.43 \cdots\end{aligned}$$

以上より、代替循環冷却系ポンプの最高使用圧力は、3.45MPa とする。

4. 最高使用温度

代替循環冷却系ポンプの最高使用温度は、代替循環冷却系が分岐する残留熱除去系熱交換器出口配管の最高使用温度に合わせ、77℃とする。

5. 原動機出力

代替循環冷却系ポンプの容量250m³/h、揚程120mの時の必要軸動力は、下記の式より求める。

$$\begin{aligned} P(\text{kW}) &= 10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H / (\eta / 100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (250/3,600) \times 120 / (\square / 100) \\ &= \square \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 250

H : ポンプ揚程 (m) = 120 (第50-6-5図より)

η : ポンプ効率 (%) = \square (第50-6-5図より)

(参考文献 : 「ターボポンプ用語」 (JIS B 0131-2002))

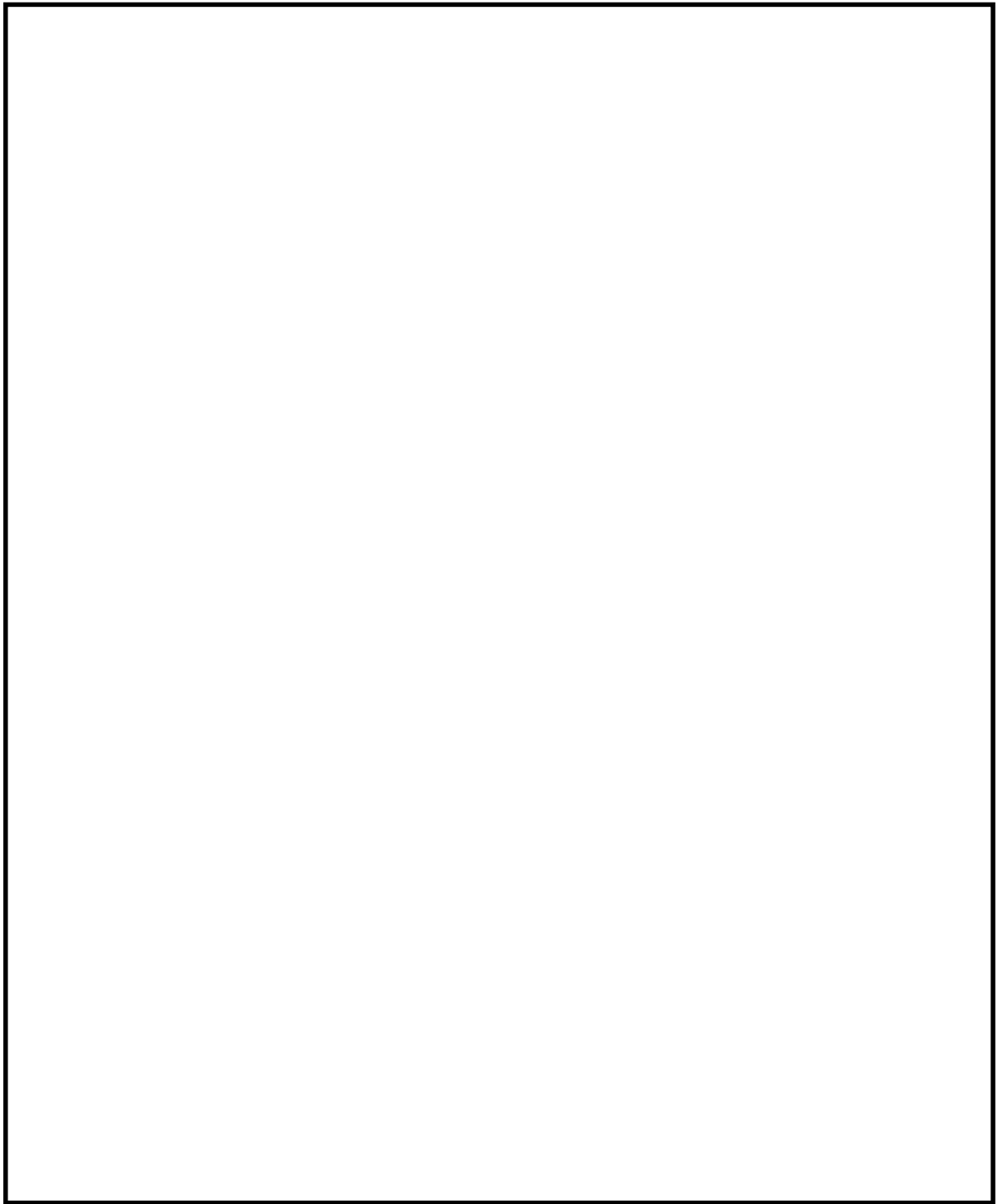
以上より、代替循環冷却系ポンプの原動機出力は、140kW とする。



第 50-6-5 図 代替循環冷却系ポンプ性能曲線

50-7 接続図

50-7-1



第 50-7-1 図 格納容器圧力逃がし装置の可搬設備配置図

50-7-2

50-8 保管場所図

50-8-1

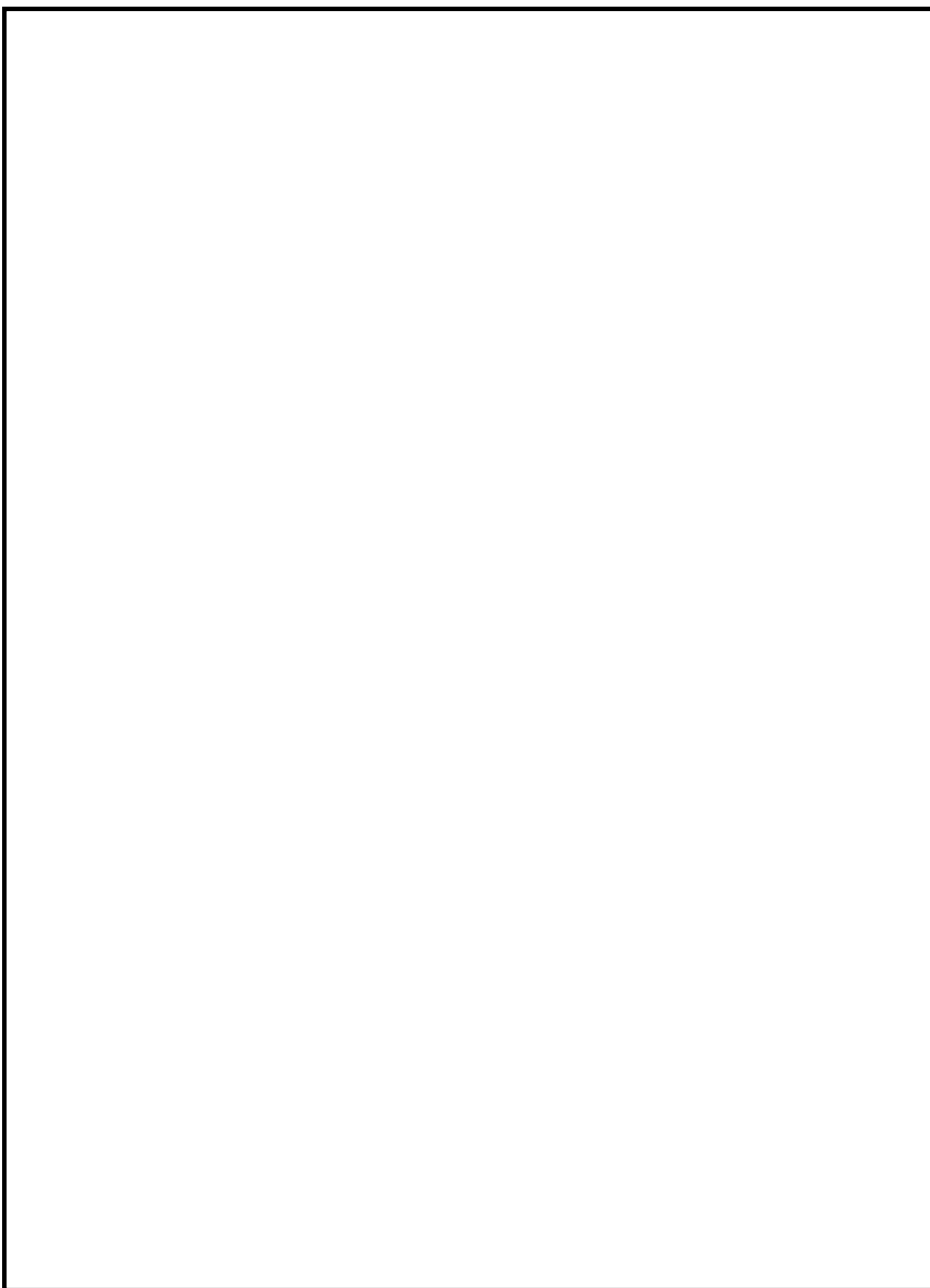


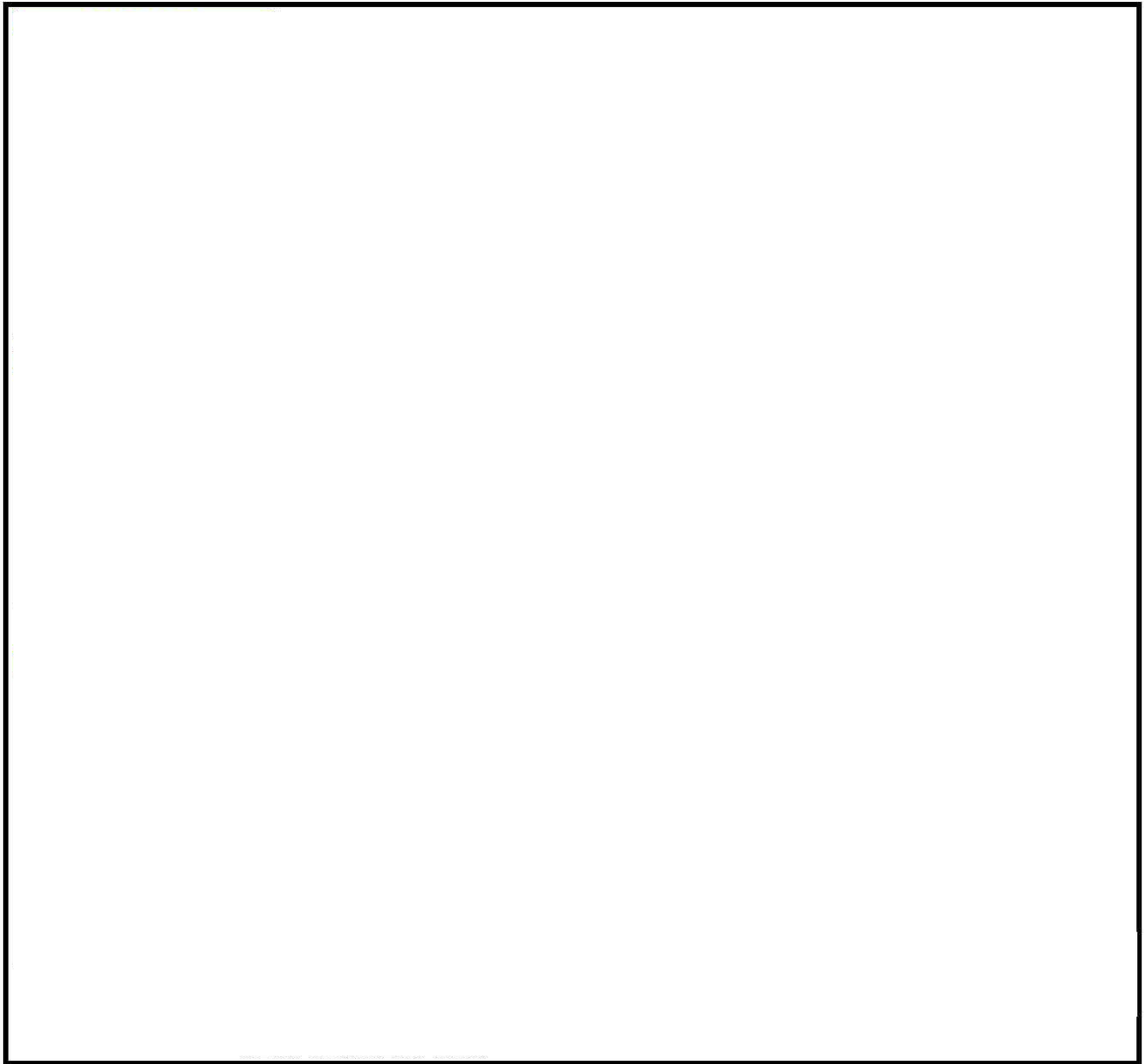
図 50-8-1 可搬型設備保管配置図

(可搬型窒素供給装置, 可搬型代替注水大型ポンプ)

50-8-2

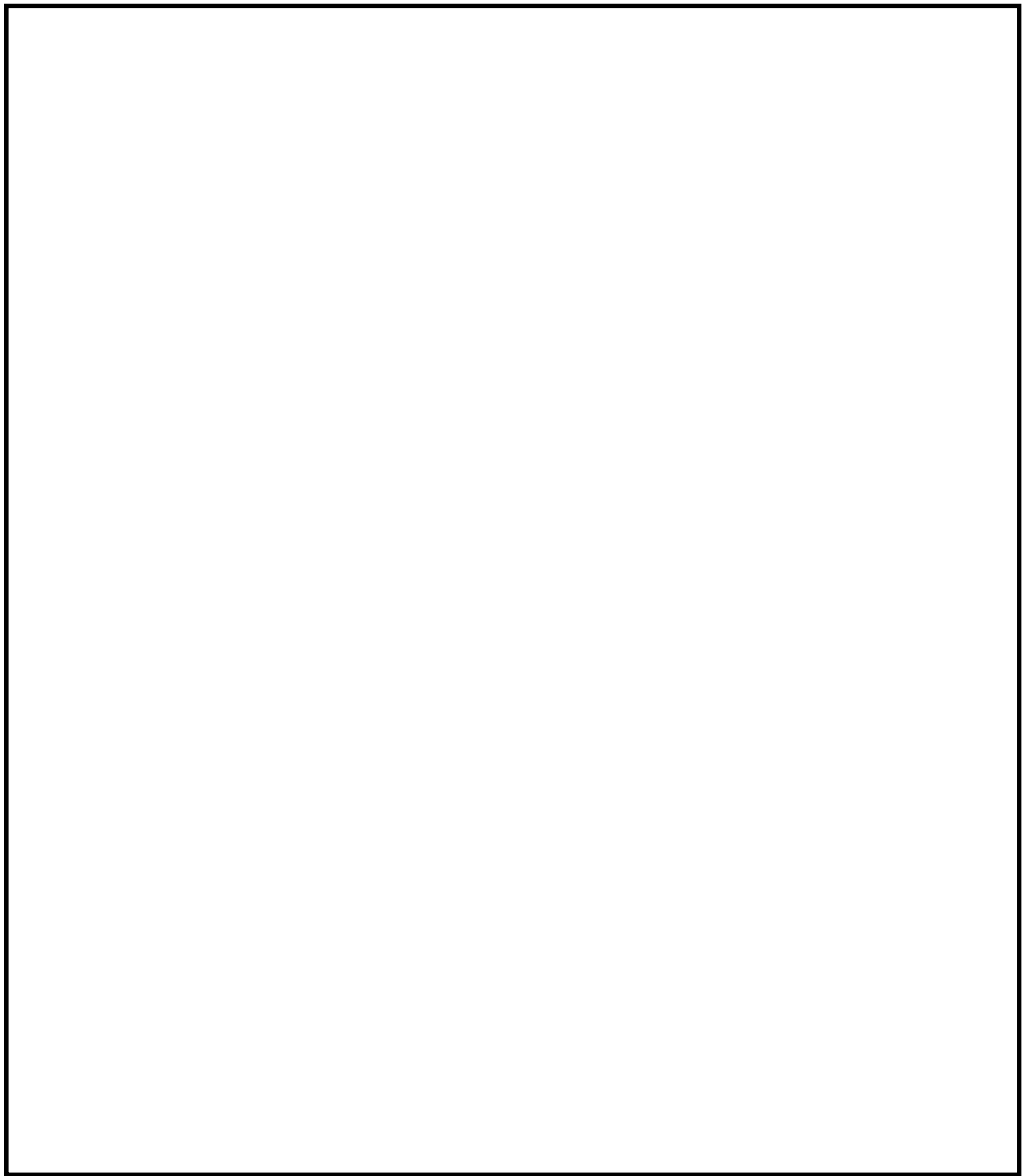
50-9 アクセスルート図

防潮堤変更に伴い見直し中



第 50-9-1 図 保管場所及びアクセスルート図

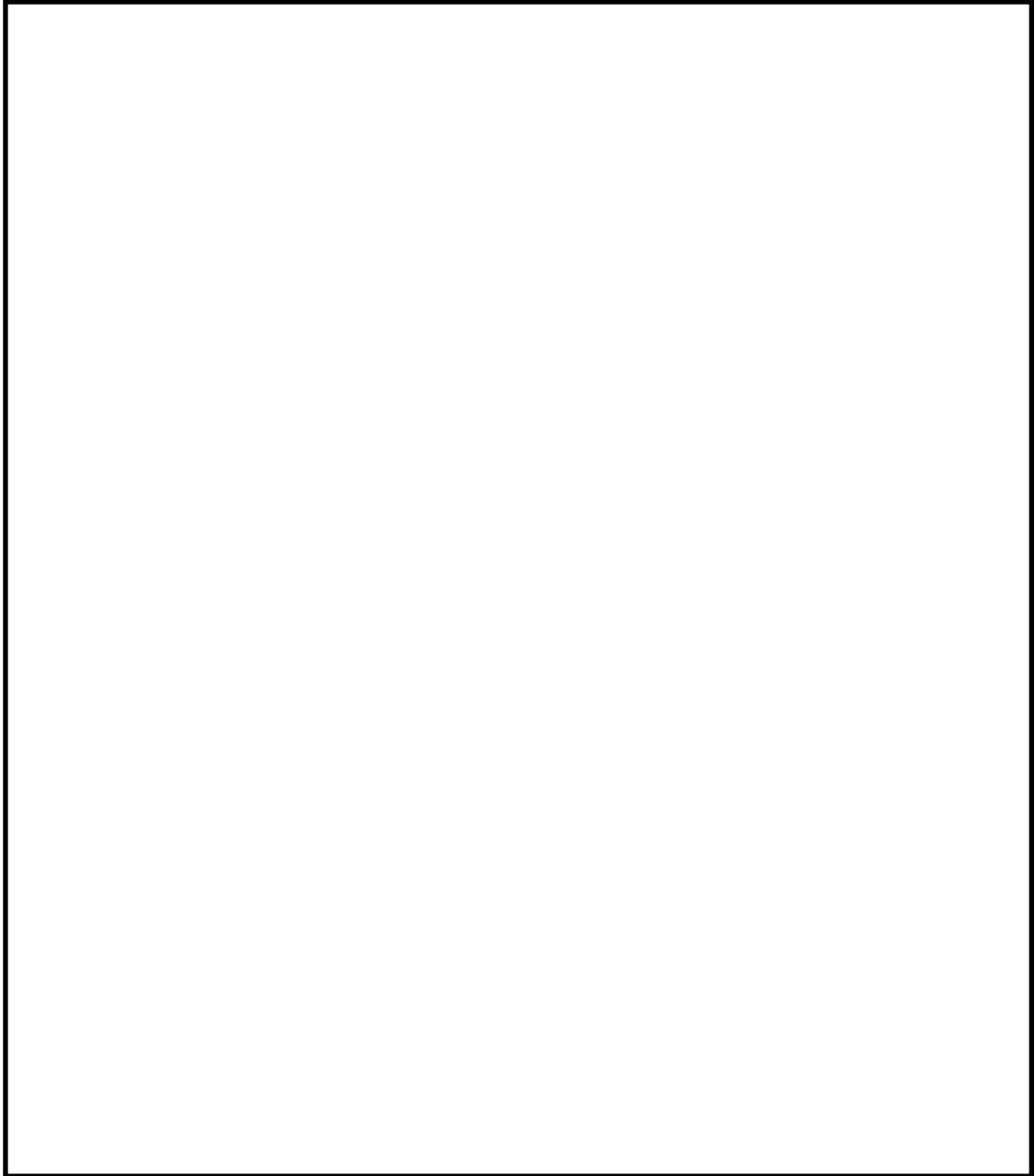
50-9-2



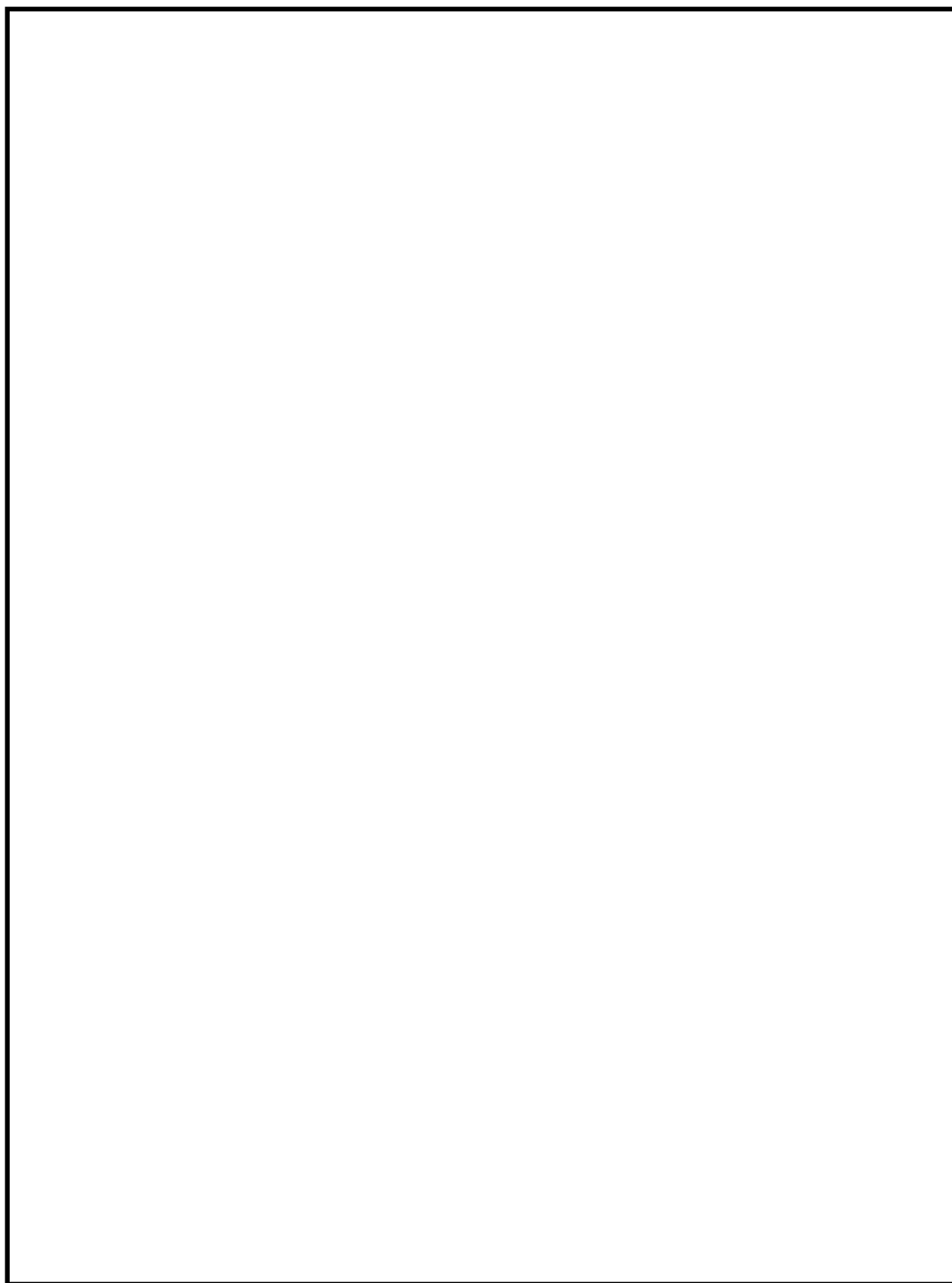
第 50-9-2 図 保管場所～SA 用海水ピット～接続口までのアクセスルート

概要

50-9-3



第 50-9-3 図 保管場所～代替淡水貯槽～接続口までのアクセスルート概要



第 50-9-4 図 保管場所～淡水貯水池～接続口までのアクセスルート概要

50-10 その他設備

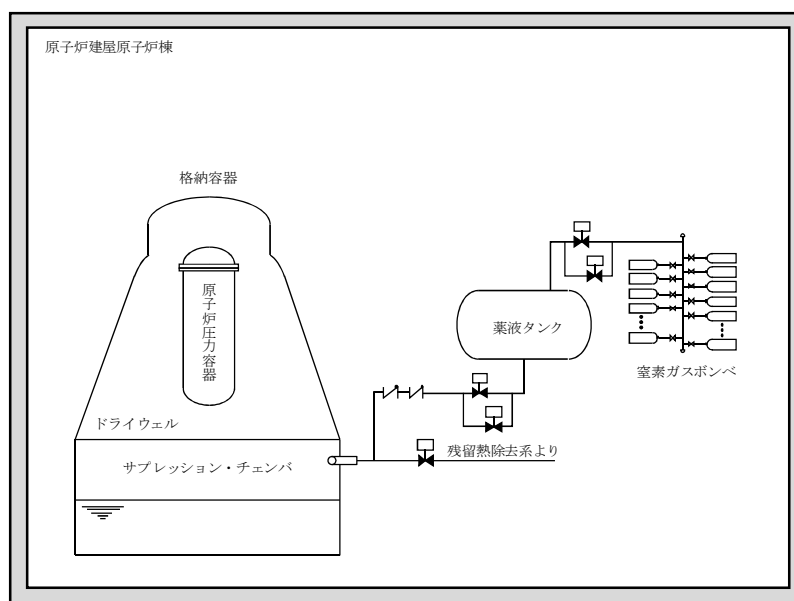
50-10-1

【サプレッション・プール水 pH 制御設備】

設備概要

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・プール水中にイオン交換樹脂を捕獲することでイオン交換樹脂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。

本系統は、第50-10-1図に示すように、薬液タンクを窒素により加圧し、残留熱除去系配管からサプレッション・チェンバに薬液を注入する構成とする。



第50-10-1図 格納容器pH制御のための設備系統概要図

50-12 代替循環冷却系の成立性について

1. 代替循環冷却系設備の構成

1.1 設置目的

代替循環冷却系は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第 50 条（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、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であり、格納容器ベントを実施する場合においても、ベント時間を遅延させることが可能な設備である。

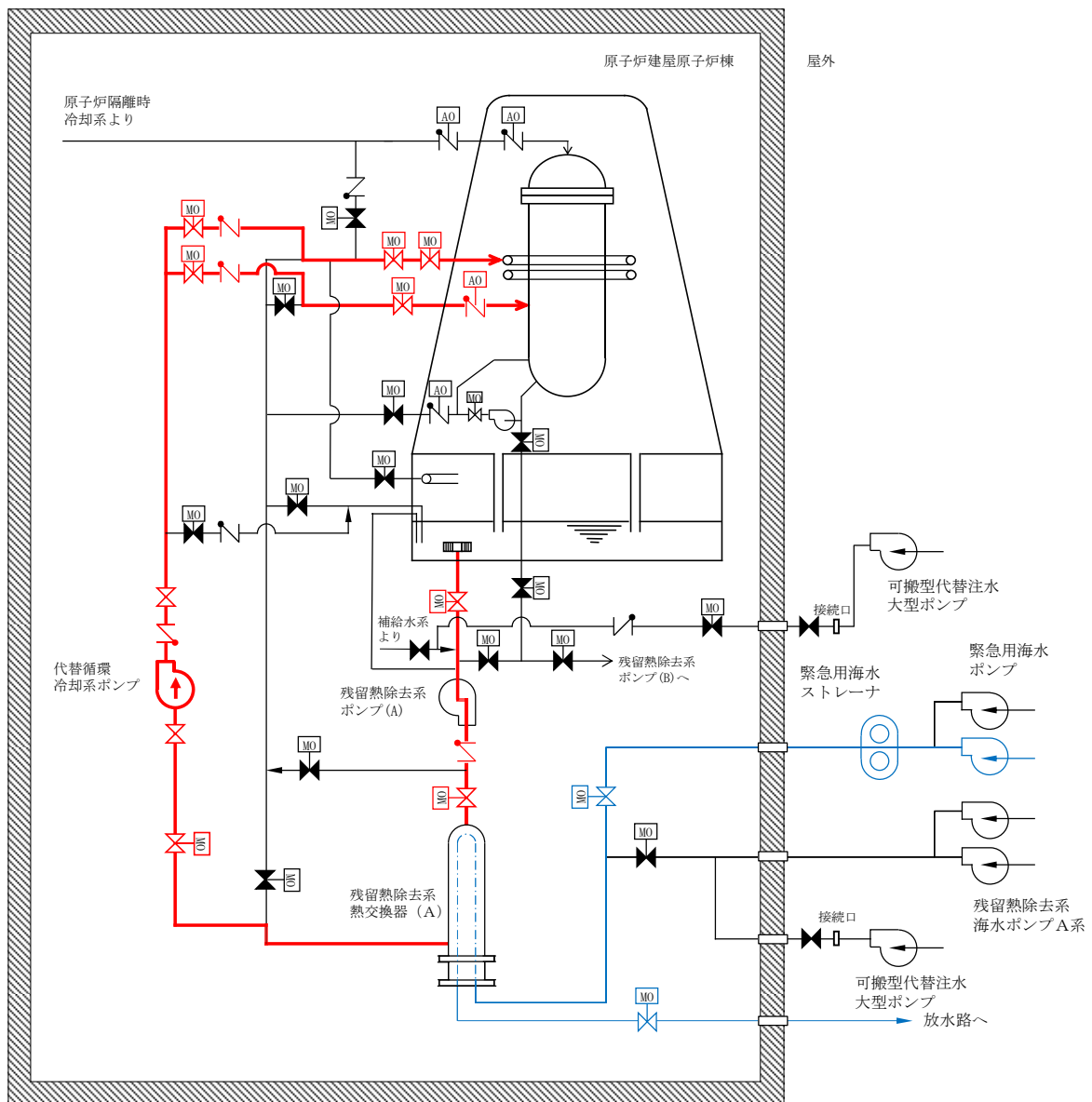
重大事故等においては、サプレッション・プールを水源とした残留熱除去系が使用できない状況も想定されるが、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、外部水源による原子炉注水及び格納容器スプレイを継続し、ベントラインの水没を防止するため、サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達により、格納容器スプレイを停止し、格納容器ベント操作を実施することにより、フィード・アンド・ブリード冷却を継続することとなる。

上記に対し、代替循環冷却系を使用する場合、代替循環冷却系の格納容器除熱機能により、格納容器圧力の上昇を抑制でき、かつ、サプレッション・プールを水源とすることにより水位上昇を抑制できることから、格納容器の過圧破損及びベントラインの水没を防止することができる。代替循環冷却系による格納容器除熱を継続中において、水の放射線分解によって発生する酸素濃度が上昇し、格納容器内の酸素濃度がドライ条件において 4.3vol% に到達した場合には、格納容器内での水素燃焼を防止する観点から格納容器ベントを実施するが、代替循環冷却系を使用しない場合と比較し、大幅にベント時間を遅延させることができる。

1.2 設備構成の概略

代替循環冷却系の系統概要は以下のとおりである。(第 1.2-1 図)

- (1) 本系統は、サプレッション・プールを水源とし、代替循環冷却系ポンプによる原子炉及び格納容器の循環冷却を行うことができる系統である。
- (2) 系統水は、サプレッション・プールから、残留熱除去系の配管及び熱交換器を通り、代替循環冷却系ポンプに供給される。代替循環冷却系ポンプにより昇圧された系統水は、残留熱除去系配管を通り、原子炉への注水及び格納容器スプレイに使用される。
- (3) 原子炉及び格納容器内に注水された系統水は、原子炉本体や格納容器内配管の破断口等からダイヤフラムフロア及びベント管を経由し、サプレッション・プールに流出することにより、循環冷却ラインを形成する。
- (4) 本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、発電所構内に配備した代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
- (5) 前述のとおり、本系統はサプレッション・プールに流出した水を、再び原子炉注水及び格納容器スプレイの水源として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・プール水の温度は約 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格納容器へ注水を行った場合、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、代替循環冷却系の使用においては、緊急用海水系又は代替残留熱除去海水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。
- (6) 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。



緊急用海水系使用時の図を示す。

第 1.2-1 図 代替循環冷却系の系統概要

1.3 系統設計仕様

1.3.1 設計方針

代替循環冷却系について、格納容器除熱を実施することで、格納容器の過圧及び過温破損を防止可能な設計とする。

<設計条件>

格納容器限界圧力及び格納容器限界温度に到達することを防止するため、原子炉注水及び格納容器スプレイによって、格納容器圧力を 620kPa[gage] 以下及び格納容器温度 200℃以下に抑制できること。

<主要仕様>

主要仕様は、以下に示すとおりである。

代替循環冷却系統

系統流量：250m³/h

水源：サプレッション・プール

除熱手段：緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系

1.3.2 注水先流量分配

代替循環冷却系の系統流量については、格納容器の状態及び試験等の状況に応じて注水先の流量を分配できる設計としている。

第 1.3-1 表に注水先の流量分配パターンを示す。

第 1.3-1 表 代替循環冷却系の流量分配パターン

モード		注水先 (m ³ ／h)			備考
		49 条／1.6	47 条／1.4	49 条／1.6	
		格納容器 スプレイ	原子炉注水	サブプレッショ ン・プール	
①	循環冷却	150	100	0	有効性評価で 期待
②	格納容器スプレイ	250	0	0	有効性評価で 期待
③	原子炉注水／サブプレッ ション・プール冷却	0	100	150	
④	テスト	0	0	250	

①循環冷却モード

循環冷却モードは、炉心損傷前において格納容器圧力が 245kPa[gage] (0.8Pd) 到達後又は炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉への注水及び格納容器スプレイを実施する流量分配パターンである。有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、事象発生 90 分後から起動し、代替循環冷却系の効果によって格納容器が過圧・過温破損しないことを確認している。

②格納容器スプレイモード

格納容器スプレイモードは、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、原子炉への注水が実施できない場合において、溶融炉心が原子炉下部プレナムに移行した場合及び原子炉圧力容器が破損した場合に発生する過熱蒸気を抑制することを目的として、格納容器スプレイを実施する。原子炉への注水を実施しない有効性評価シナリオ「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、事象発生 90 分後起動し、代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の効果によって格納容器が過圧・過温破損しないことを確認している。

③原子炉注水／サプレッション・プール冷却モード

原子炉注水／サプレッション・プール冷却モードは、炉心損傷前において格納容器圧力が 245kPa[gage] (0.8Pd) に到達していない場合及び格納容器ベントを停止する場合に使用する流量分配パターンである。格納容器ベント停止時においては、炉心損傷の有無に関わらず、格納容器内雰囲気はほぼ蒸気で満たされていることが予想され、格納容器スプレイを実施した場合には負圧に至るおそれがあるため、サプレッション・プールの冷却によって蒸気を凝縮させ、加えて窒素を注入することによって格納容器雰囲気を蒸気から窒素へ置換を実施する。

④テストモード

プラント通常運転中において、起動試験を実施する場合に、サプレッション・プールへの注水を実施し、機能の健全性を確認する。

1.3.3 他条文に対する位置づけ

(1) 原子炉注水機能 (47 条／1.4)

炉心損傷前において、原子炉高圧状態から低圧注水への移行段階での炉心損傷を防止するための注水量としては十分でない場合があるため、自主設備として位置付けている。また、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合においては、代替循環冷却系ポンプにて溶融炉心の冷却が可能であり、重大事故等対処設備として位置付けている。

(2) 格納容器スプレイ機能 (49 条／1.6)

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプの機能喪失時に、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、又は炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、格納容器内

に浮遊する放射性物質の濃度を低下させるための設備であり、重大事故等
対処設備として位置付けている。

(3) サプレッション・プール冷却機能（49 条／1.6）

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サプレッション・プール冷
却系）ポンプの機能喪失時に、サプレッション・プール水を冷却できる機
能を有するため、重大事故等対処設備として位置付けている。

2. 代替循環冷却系の成立性確認

2.1 代替循環冷却系の運用について

代替循環冷却系は、1.2に示すとおりサプレッション・プールを水源とし
た低圧の原子炉注水及び格納容器除熱を実施可能な系統であり、サプレッ
ション・プールの水位上昇に対する悪影響はないが、運転に当たり残留熱除去
系海水系又は緊急用海水系等による冷却水供給を必要とすることから、事象
初期における原子炉注水に当たっては、冷却水を必要としない低圧代替注水
系（常設）を優先し、冷却水が確保された後に代替循環冷却系による原子炉
注水に切り替える運用としている。

2.2 代替循環冷却系の有効性について

代替循環冷却系の有効性については、格納容器除熱の観点で厳しいシナリ
オである「東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価について」の
「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の
「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」，「3.2 高圧熔融物放出／格納
容器雰囲気直接加熱」，「3.3 原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互
作用」，「3.4 水素燃焼」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」
において、事象を通じて限界圧力に到達することなく、格納容器ベントを回

避又は大幅に遅延することが可能となることを確認している。なお、炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱に期待している事故シーケンスグループについては、代替循環冷却系に期待した有効性評価を実施することもあるが、評価の仮定として、代替循環冷却系に期待しない場合を想定し、有効性を確認している。炉心損傷防止対策の有効性評価において代替循環冷却系に期待した場合の影響は、格納容器除熱の観点で厳しい想定である格納容器破損防止対策の有効性評価に含まれる。

2.3 代替循環冷却系の操作性

代替循環冷却系の運転時において、確実に操作及び監視ができることが必要であるため、以下を考慮する。

代替循環冷却系の系統構成及び運転操作は、中央制御室での遠隔操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系の運転を開始した後は、代替循環冷却系ポンプの運転状態を吐出圧力により監視する。また、原子炉への注水流量を代替循環冷却系原子炉注水流量にて監視し、格納容器スプレイ流量を代替循環冷却系格納容器スプレイ流量にて監視する。代替循環冷却系運転による系統水冷却状況を、代替循環冷却系ポンプ入口温度及びサプレッション・プール水温度により確認する。

また、代替循環冷却系の運転の効果を、原子炉水位、ドライウェル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度、サプレッション・プール水位により確認する。

3. 代替循環冷却系の健全性について

3.1 代替循環冷却系運転時の系統水漏えいの可能性

代替循環冷却系運転時に系統水の著しい漏えいがないことを以下のとおり確認した。

代替循環冷却系は、既設の残留熱除去系と組み合わせて重大事故等対処設備として系統を構成しているものである。残留熱除去系を単独で通常どおり使用する場合には系統水の著しい漏えいがない設計としているが、代替循環冷却系を使用する場合は通常と異なる流路であり、機器の状態も通常と異なることから、この点に着目して系統水が漏えいする可能性について検討した。

第3.3-1図に示すとおり、代替循環冷却系は代替循環冷却系ポンプでサプレッション・プールの水を循環させる系統構成となっており、残留熱除去系が機能喪失している前提で使用する設備であるため、残留熱除去系ポンプは、停止している状態でポンプ内を系統水が流れることとなる。

残留熱除去系ポンプの軸封部はメカニカルシールで構成されており、ポンプ吐出側から分岐して送水される冷却水により温度上昇を抑える設計としている。（第3.3-2図）

ポンプ停止時に系統水が流れる状態においては、通常どおりメカニカルシールに冷却水が送水されないことが考えられるため、その際のシール機能への影響について確認した。

残留熱除去系ポンプのメカニカルシールは、スプリングによって摺動部を押さえつける形でシールする構造となっている。（第3.3-3図）

代替循環冷却系運転時には残留熱除去系ポンプが停止している状態であるため、通常のポンプ運転時のようにフラッシング水が封水ラインを通じてメカニカルシール部に通水されないことが想定されるが、上述のとおり、

フラッシング水はメカニカルシールの温度上昇を抑えるためのものであり、ポンプが停止している状態では冷却の必要がなく、特にメカニカルシールの機能に影響はない。

したがって、代替循環冷却系運転時において系統水の著しい漏えいはないと考えられる。

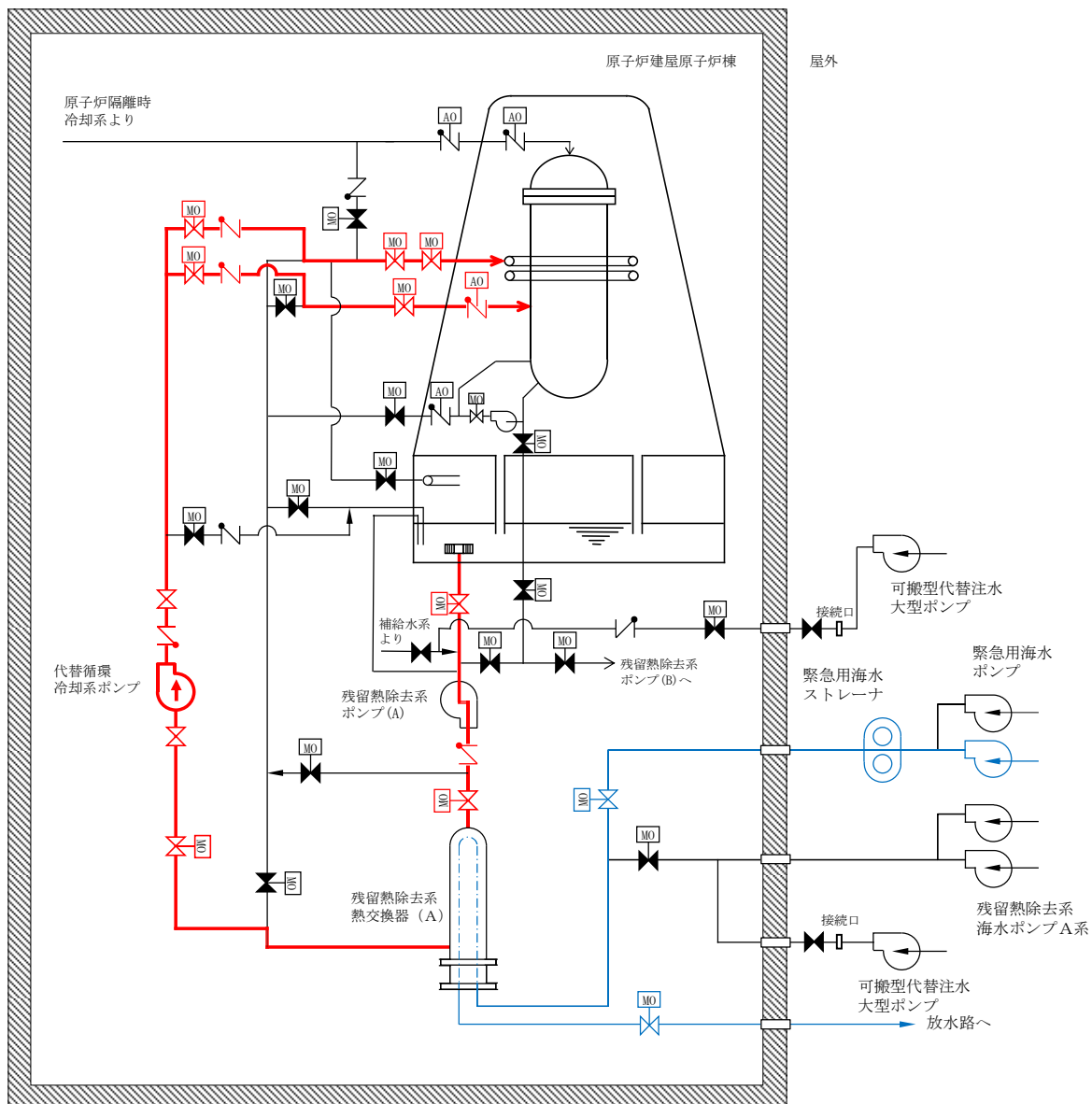
3.2 耐放射線に関する設計考慮について

代替循環冷却系は、重大事故時に炉心損傷した場合の放射線影響を考慮して設計を行う。具体的には、放射線による劣化影響が懸念される機器（電動機、ケーブル、シール材等）が使用されている機器について、代替循環冷却系を運転する環境における放射線影響を考慮して設計する。

3.3 水の放射線分解による水素影響について

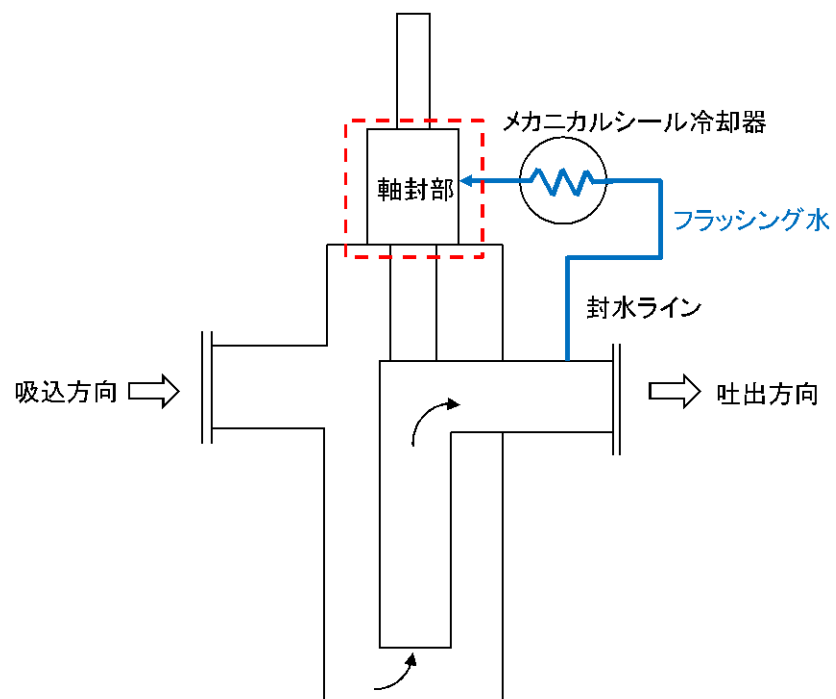
炉心損傷後の冷却水には、放射性物質が含まれていることにより、水の放射線分解による水素等の可燃性ガスの発生が想定されるが、代替循環冷却系運転中は配管内に流れがあり、配管内に水素が大量に蓄積されることは考えにくい。

代替循環冷却系運転を停止した後は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統水を入れ替えるためにフラッシングを実施することとしており、水の放射線分解による水素発生を防止することが可能となる。具体的には残留熱除去系 A 系ポンプのサプレッション・プール吸込弁を閉じ、可搬型代替注水大型ポンプから系統内に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。

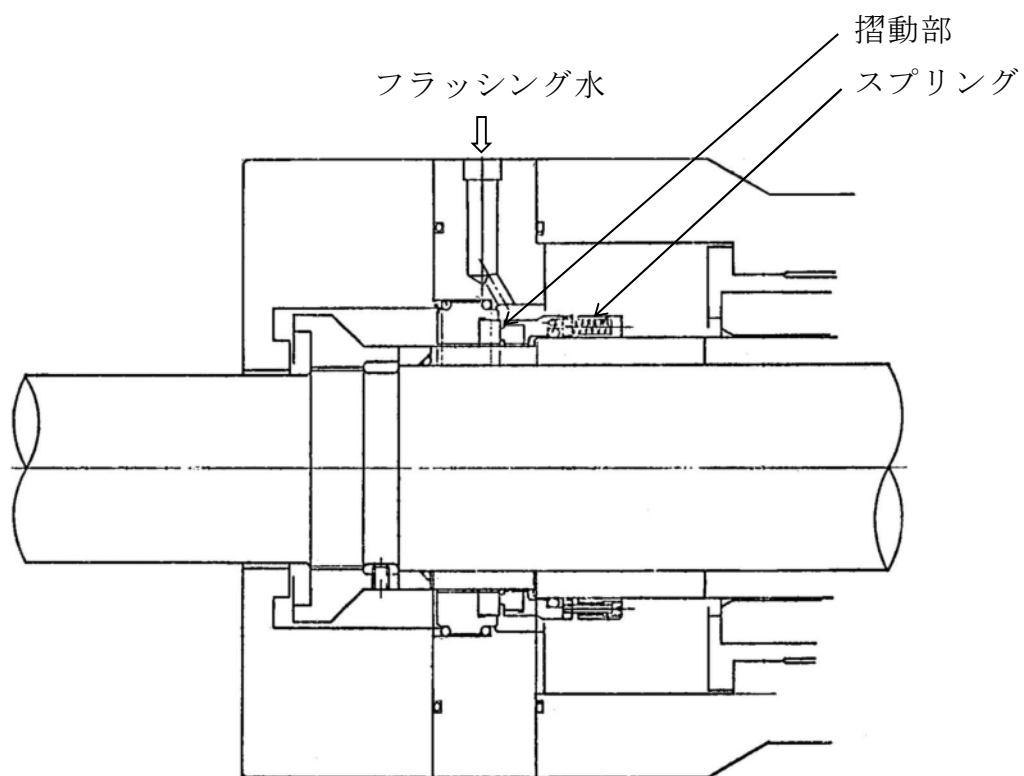


緊急用海水系使用時の図を示す。

第 3. 3-1 図 代替循環冷却系 系統概要図



第 3.3-2 図 残留熱除去系ポンプ概要図



第 3.3-3 図 残留熱除去系ポンプ・メカニカルシール構造図

<別紙 目次>

別紙 1 循環流量の確保について

別紙 2 系統のバウンダリに対する影響評価について

循環流量の確保について

代替循環冷却系の必要容量は、格納容器破損防止対策の有効性評価において有効性期待している流量 $250\text{m}^3/\text{h}^*$ を確保する。

※： 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），3.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用，3.4 水素燃焼，3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用で期待する流量

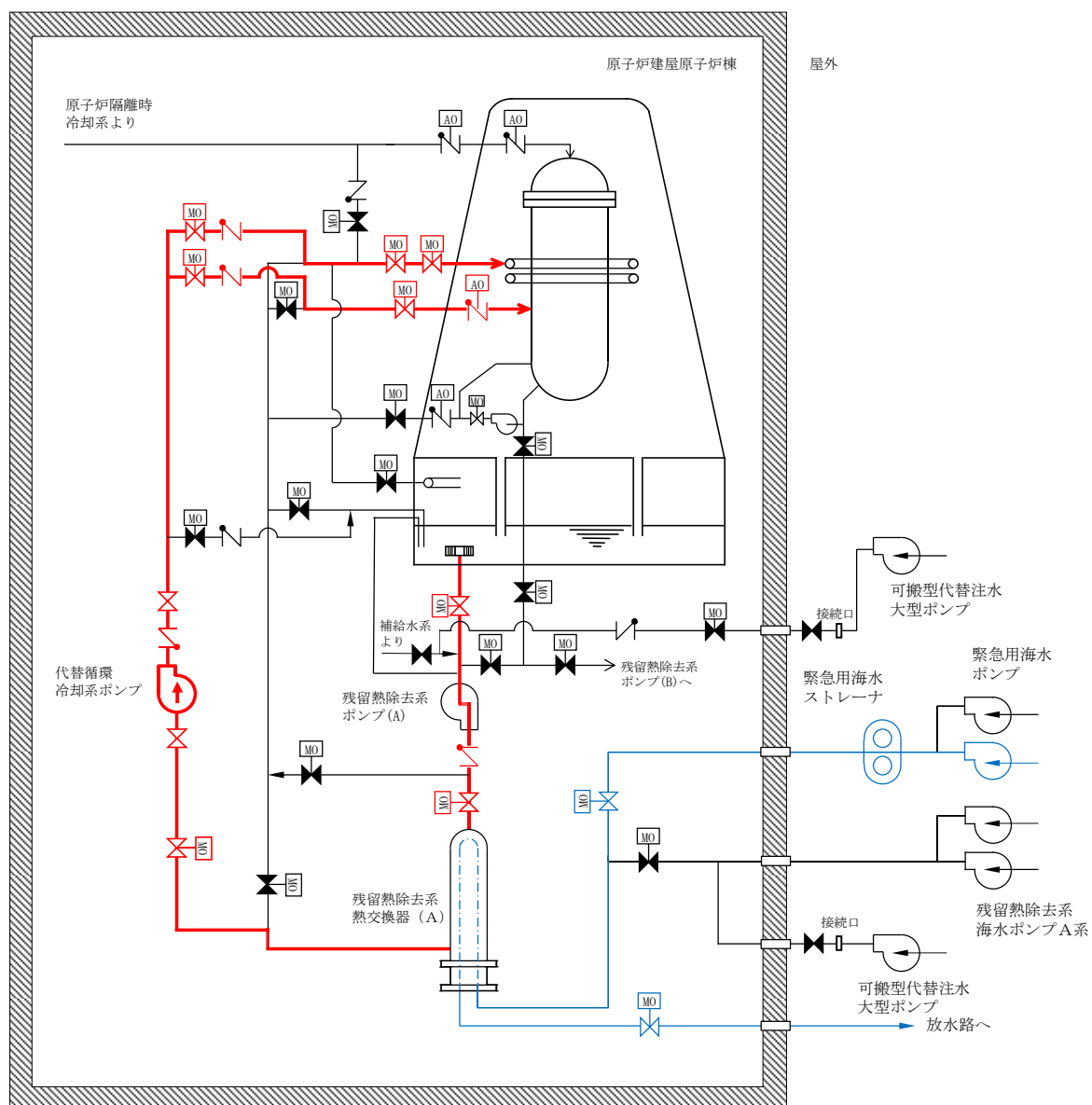
代替循環冷却系ポンプは、補足説明資料 50-6 に示すとおり、循環流量 $250\text{m}^3/\text{h}$ 以上を確保できるものを設置する。

代替循環冷却系ポンプの NPSH (Net Positive Suction Head) の評価を「(1) ポンプの NPSH 評価」に示す。

また、代替循環冷却系運転時の系統閉塞による性能低下を防止するための対策を「(2) 系統の閉塞防止対策」に示す。

(1) ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が、ポンプの「必要 NPSH」以上（有効 NPSH \geq 必要 NPSH）であることが必要であり、有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価により確認を行う。本評価では、第 1 図の系統構成を想定し、格納容器内圧力、サブプレッション・プール水位と代替循環冷却系ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失（残留熱除去系ストレーナ、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器の圧力損失を含む）により求められる有効 NPSH と、代替循環冷却系ポンプの必要 NPSH を比較することで評価する。評価条件を第 1 表に示す。



緊急用海水系使用時の図を示す。

第1図 代替循環冷却系 系統概要図

第 1 表 NPSH 評価条件

項目		設定値	単位	設定根拠
P_a	サプレッション・チェンバ空間圧力		m	保守的に大気圧と仮定
P_v	代替循環冷却系ポンプ入口温度での飽和蒸気圧（水頭圧換算値）		m	50℃における飽和蒸気圧力
H	サプレッション・プール水位と代替循環冷却系ポンプ軸レベル間の水頭差		m	S/P 水位レベル (LWL): <input type="text"/> m とポンプ軸レベル: EL <input type="text"/> m の差
ΔH	吸込配管圧損（ストレーナ込）		m	ポンプ流量 250m ³ /h における圧損値
	デブリ圧損		m	ポンプ流量 250m ³ /h における圧損値
	代替循環冷却系ポンプの必要 NPSH		m	ポンプ予想性能曲線読み取り値 (@250m ³ /h)

第 1 表の条件を元に，（有効 NPSH） \geq （必要 NPSH）の式より，有効 NPSH が必要 NPSH を満足できるか確認する。

$$(\text{有効 NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要 NPSH})$$

上記の結果から，重大事故等時において代替循環冷却系は成立する。

(2) 系統の閉塞防止対策

a. 系統の閉塞評価について

代替循環冷却系において系統機能喪失に繋がる閉塞事象が懸念される箇所は、流路面積が小さくなる残留熱除去系吸込ストレーナ、格納容器スプレイノズル部が考えられる。格納容器スプレイノズル部については、最小流路面積部に異物が詰まることを防止するために、残留熱除去系吸込ストレーナ孔径が最小流路面積以下になるように設計している（第2表）。

第2表 残留熱除去系ストレーナについて

残留熱除去系ストレーナ孔径	
P C Vスプレイ最小流路サイズ	

よって、以下に残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について記載する。

b. 残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について

東海第二発電所では、残留熱除去系ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は使用していないことから、繊維質保温材の薄膜効果^{*1}による異物の捕捉が生じることはない。

また、重大事故等時に格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材（ケイ酸カルシウム等）、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA時のブローダウン過程等のサプレッション・プール水の流動により粉碎され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとして

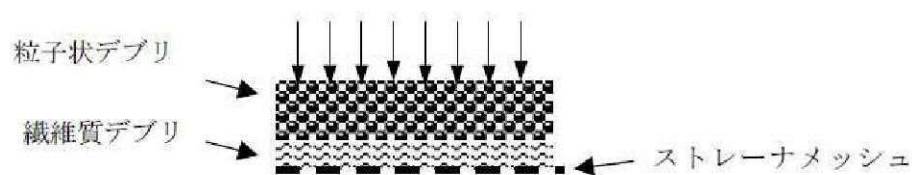
も、繊維質の保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。

重大事故等時には、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペデスタル部（ドライウェル部）に蓄積することからサブプレッション・プールへの流入の可能性は低い。万が一、ペデスタルからオーバーフローし、ベント管を通じてサブプレッション・プールに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく※²，ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。

さらに仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ※³，加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能な設計としている。

※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について

「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ（約1～2mm）を通過するような細かな粒子状のデブリ（スラッジ等）が、繊維質デブリによる形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果をいう。（第2図）



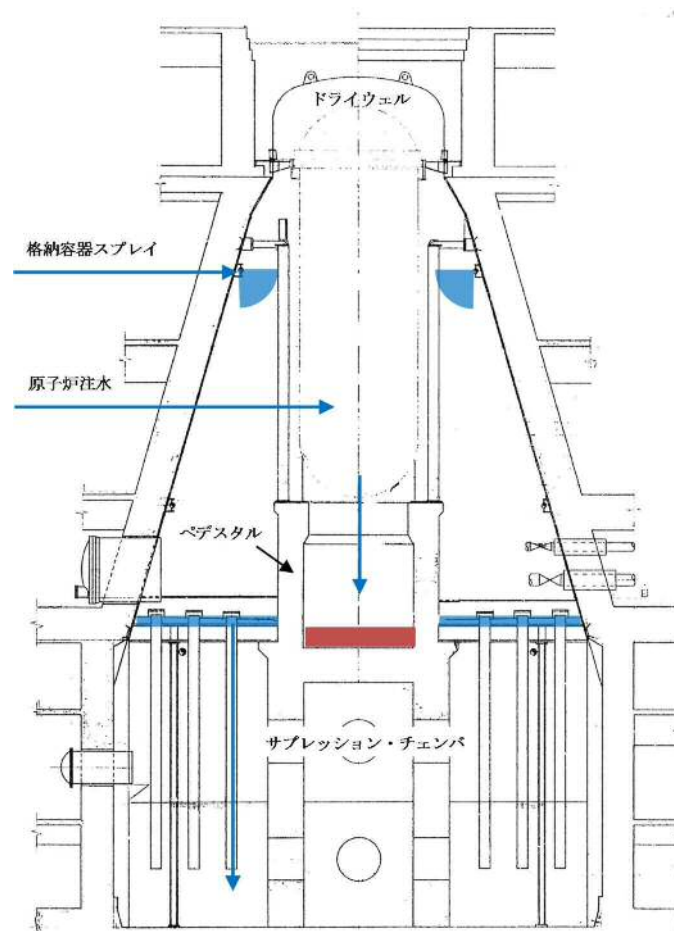
第2図 薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、N E D O-32686 に対する N R C の安全評価レポートの Appendix E で実験データに基づく考察として、「1/8 inch 以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R. G. 1. 82 においても「1/8 inch. (約 3.1mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

また、G S I -191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、代替循環冷却系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

※ 2 : R P V破損後の溶融炉心の落下先はペDESTAL（ドライウェル部）であり，代替循環冷却系の水源となるサプレッション・プールへ直接落下することはない。原子炉圧力容器へ注水された冷却水はペDESTAL（ドライウェル部）へ落下し，ダイヤフラムフロア及びベント管を通じてサプレッション・プールへ流入することとなる。（第3図）

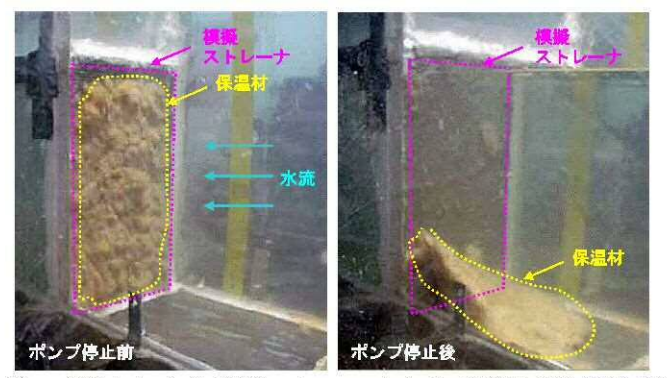
粒子化した溶融炉心等が下部ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ，さらにベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく，溶融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。



第3図 原子炉圧力容器破損後の循環冷却による冷却水の流れ

※ 3 : G S I -191 における検討において、サンプスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている（第 4 図）。

当該試験は PWR サンプスクリーン形状を想定しているものであるが、東海第二の非常用炉心冷却系ストレーナ形状は円筒形であり（第 5 図）、ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果は更には大きくなるものと考えられ、注水流量の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し、速やかに冷却を再開することが可能である。



第 4 図 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験
(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)

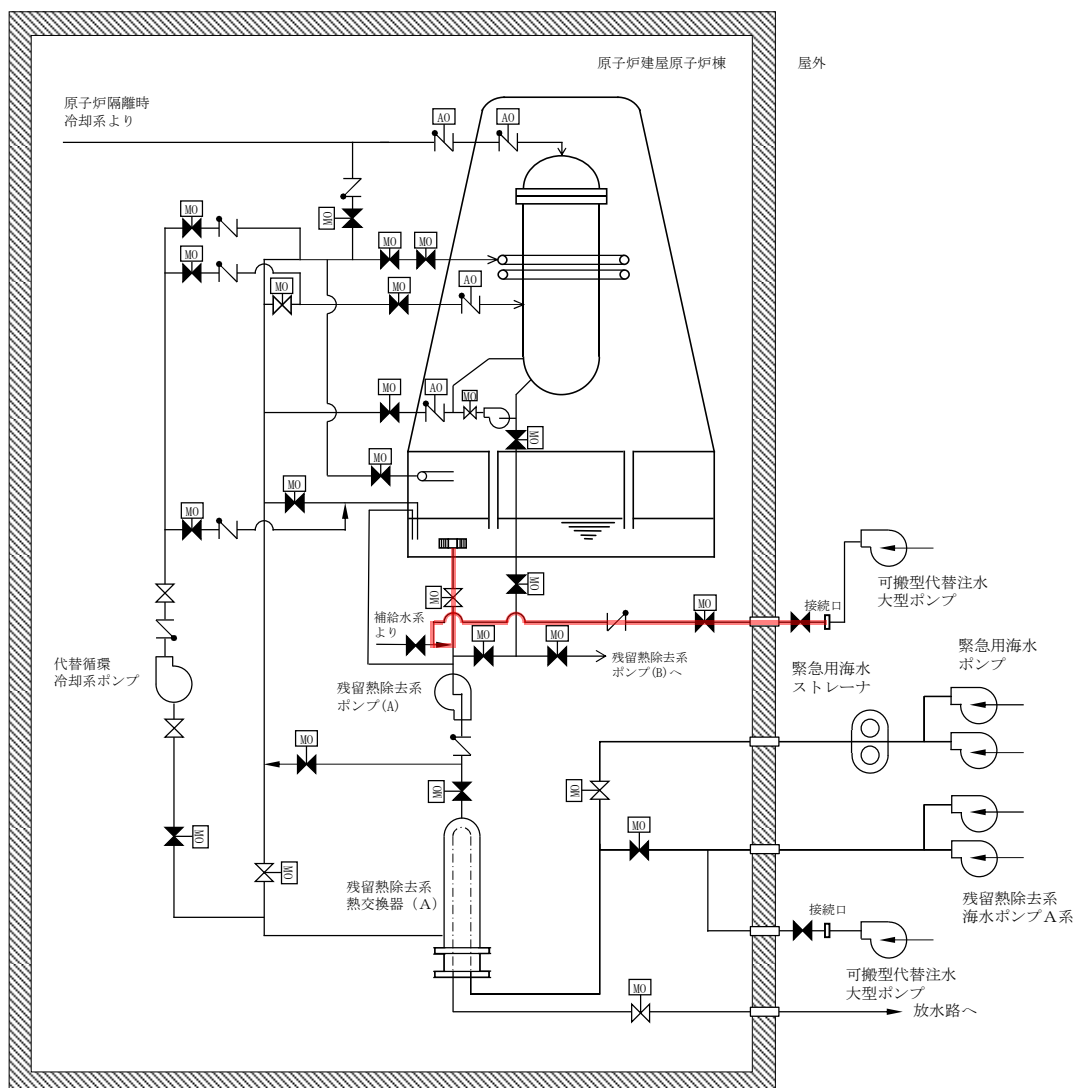


第 5 図 非常用炉心冷却系ストレーナ

c. 閉塞時の逆洗操作について

前述(b)の閉塞防止対策に加えて、代替循環冷却系の運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞した場合に、外部接続口に可搬型代替注水大型ポンプを接続し、系統構成操作を行うことで、残留熱除去系吸込ストレーナを逆洗操作が可能な設計とする。系統構成の例を第6図に示す。

したがって、代替循環冷却系運転継続中に流量監視し、流量が異常に低下傾向を示した場合は代替循環冷却系ポンプを停止し、逆洗操作を実施することで、流量が確保できる。



第6図 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について

系統のバウンダリに対する影響評価について

1. はじめに

代替循環冷却系を使用する場合に，系統内の弁，配管及びポンプのバウンダリに使用されているシール材について，放射線影響や化学影響によって材料が劣化し，漏えいが生じる可能性がある。これらの影響について，下記のとおり評価を行った。

2. シール材の影響評価

(1) 評価対象

代替循環冷却系を使用する場合に，サプレッション・プールからの流体が流れる経路として，配管，弁及びポンプがあるため，これらの機器においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」「弁グランドシール」「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」を対象に評価を行った。

(2) 放射線による影響

代替循環冷却では，重大事故時に炉心損傷した状況で系統を使用することとなる。このため，系統内を高放射能の流体が流れることとなり，放射線による劣化が懸念される。

上記(1)に示す部材のうち，配管フランジガスケット及び弁グランドシールには，膨張黒鉛もしくはステンレス等の金属材料が用いられている。これらは無機材料であり、高放射線下においても劣化の影響はないか極めて小さい。このため，これらについては放射線による影響はないか，耐放

射線性能が確認されたシール材を用いることにより、シール性能が維持されるものとする。

残留熱除去系ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）のシール材には、エチレンプロピレンゴム（EPDM）やフッ素ゴムが用いられており、放射線による影響を受けて劣化することが考えられるため、今後、耐放射線性に優れたエチレンプロピレンゴム（改良EPDM）のシール材への取り替えを行うことにより、耐放射線性を確保する。

また、代替循環冷却系ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）のシール材についても同様に、耐放射線性に優れた材料を選定する。

(3) 化学種による影響

炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム及びハロゲン元素であるよう素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットはアルカリ環境において劣化の影響はなく、また、EPDMについても耐アルカリ性を有する材料である。このため、セシウムによる化学影響はないものとする。

一方、ハロゲン元素のよう素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットでは影響がないが、有機材料であるEPDMでは影響を生じる可能性がある。このうち、今後、設備での使用を考慮している改良EPDMについては、自社研究による影響の確認を行っており、炉心損傷時に想定されるよう素濃度（約 $450\text{mg}/\text{m}^3$ ）よりも高濃度のよう素環境下（約 $1,000\text{mg}/\text{m}^3$ ）においても、圧縮永久歪み等のシール材としての

性状に大きな変化がないことを確認している。このように、**よう**素に対する性能が確認された材料を用いることにより、漏えい等の影響が生じることはないものとする。

3. まとめ

以上より、代替循環冷却系の流路においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」「弁グランドシール」「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」を対象に評価を行った結果、無機材料である膨張黒鉛及び金属ガスケットには影響がないと評価できる。

一方、ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）に用いられているエチレンプロピレンゴム（EPDM）、フッ素ゴムについては放射線による影響が生じる可能性があるため、これらへの耐性を有することを確認したシール材への変更を行っていく。これにより、流路からの漏えいの発生を防止する。