

## VI-1-8 原子炉格納施設の説明書

## VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 設計基準事故時における基本方針	1
2.2 重大事故等時における基本方針	2
3. 構造及び機能	5
3.1 原子炉格納容器の構造の概要	5
3.2 原子炉格納容器の機能	5
4. 原子炉格納施設の設計条件	7
4.1 設計上考慮すべき状態	7
4.1.1 鋼製耐圧部	7
4.1.2 コンクリート	9
4.2 設計基準事故時における設計条件	10
4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件	10
4.2.2 漏えい率に対する設計条件	14
4.2.3 最低使用温度	14
4.2.4 使用材料	15
4.2.5 耐圧試験圧力	18
4.2.6 開口部	18
4.2.7 配管貫通部	19
4.2.8 電気配線貫通部	19
4.2.9 原子炉格納容器隔離弁	19
4.2.10 原子炉格納容器体積	29
4.2.11 原子炉格納容器安全設備	29
4.2.12 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法	29
4.2.13 真空破壊装置	30
4.2.14 原子炉建屋原子炉区域	32
4.2.15 可燃性ガス濃度制御設備	32
4.2.16 放射性物質濃度制御設備	32
4.2.17 原子炉格納容器調気設備	32
4.2.18 冷却材喪失事故時の荷重	33
4.2.19 逃がし安全弁作動時の荷重	41
4.2.20 地震荷重	42
4.3 重大事故等時における設計条件	43
4.3.1 原子炉格納容器の評価温度, 評価圧力	43
4.3.2 重大事故等時における原子炉格納容器の熱輸送機能	52
4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能	53

4.3.4	重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能	54
4.3.5	重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能	56
4.3.6	重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能	57
4.3.7	重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能	58
4.3.8	重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能	59
4.3.9	重大事故等時に加わる動荷重	60
5.	原子炉格納施設の荷重の組合せ	61
5.1	荷重の種類	61
5.2	荷重の組合せ	61
5.3	繰返し荷重に対する解析	66
5.3.1	告示第501号に基づく繰返し荷重に対する解析	66
5.3.2	設計・建設規格に基づく繰返し荷重に対する解析	69
6.	重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能評価及び その他影響確認	72
6.1	重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能	72
6.1.1	評価方針	72
6.1.2	評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因	72
6.1.3	評価方法	74
6.1.4	評価結果	79
6.2	その他原子炉格納容器限界温度、圧力に対する影響確認	87
6.2.1	確認内容	87
6.2.2	確認結果	87
7.	引用文献	88

別添1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について

別添2 コリウムシールドの設計

別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計

別紙1 計算機プログラム（解析コード）の概要（ABAQUS）

別紙2 計算機プログラム（解析コード）の概要（ANISN）

別紙3 計算機プログラム（解析コード）の概要（G33-GP2R）

別紙4 計算機プログラム（解析コード）の概要（ISAP）

別紙5 計算機プログラム（解析コード）の概要（MAAP）

別紙6 計算機プログラム（解析コード）の概要（ORIGEN2）

別紙7 計算機プログラム（解析コード）の概要（QAD-CGGP2R）

別紙8 計算機プログラム（解析コード）の概要（STAR-CCM+）

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第44条及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）の要求に対する原子炉格納施設の設計基準事故時の設計条件について記載したものであり、最高使用圧力、最高使用温度、外圧、ダイヤフラムフロアの設計差圧及び設計温度差、設計漏えい率、最低使用温度、使用材料（原子炉格納容器バウンダリの脆性破壊防止含む）、耐圧試験圧力、開口部、配管貫通部、電気配線貫通部、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器体積、原子炉格納容器安全設備、圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法、真空破壊装置、原子炉建屋原子炉区域、可燃性ガス濃度制御設備、放射性物質濃度制御設備、原子炉格納容器調気設備、原子炉冷却材喪失事故時の荷重、主蒸気逃がし安全弁作動時の荷重、地震荷重、荷重の組合せ、繰り返し荷重に対する解析について説明する資料である。また、技術基準規則第63, 64, 65, 66, 67, 68, 70及び71条並びにそれらの解釈の要求に対する重大事故等対処設備として原子炉格納施設の破損防止に係る機能、重大事故等時の動荷重、荷重の組合せについても説明するとともに、重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価についても説明する。

## 2. 基本方針

原子炉格納施設は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。

### 2.1 設計基準事故時における基本方針

原子炉格納容器は、鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造とし、円筒形のドライウェル及びサプレッションチェンバからなる圧力抑制形であり、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）と相まって原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定し、これにより放出される原子炉冷却材のエネルギーによる原子炉冷却材喪失事故（以下「冷却材喪失事故」という。）時の最大の圧力、最高の温度及び設計上想定された地震荷重に耐えるように設計する。

原子炉格納容器は、冷却材喪失事故時及び主蒸気逃がし安全弁（以下「逃がし安全弁」という。）の作動時において原子炉格納容器に生じる動荷重に対して健全性を損なわない構造強度を有するように設計する。なお、原子炉格納容器に生じる動荷重に対する設計は、「BWR MARK II型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」を準用し実施する。

原子炉格納容器の開口部である出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保ち、冷却材喪失事故時及び逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計するとともに、漏えい試験ができる設計とする。

原子炉格納容器バウンダリを構成する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉格納容器バウンダリの非延性破壊（脆性破壊）及び破断を防止する設計とする。

原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、安全保護装

置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するとともに、原子炉格納容器内から漏えいする放射性物質の濃度を低減する設備として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を設置する設計とする。

冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内で発生するおそれのある水素及び酸素の燃焼反応を防止するため、可燃性ガス濃度制御系を設ける。可燃性ガス濃度制御系は、不活性ガス系により原子炉格納容器内に窒素を充填することと相まって、事故後の原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を可燃限界未満に抑制できる設計とする。

サプレッションチェンバと下部ドライウエル間に設置された真空破壊弁は、ドライウエル圧力がサプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、圧力差により自動的に働き、サプレッションチェンバのプール水の逆流並びにドライウエルとサプレッションチェンバの差圧によるダイヤフラムフロア及び原子炉本体の基礎の破損を防止できる設計とする。

原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）は、原子炉格納容器を完全に囲む構造となっており、非常用ガス処理系により内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。

## 2.2 重大事故等時における基本方針

原子炉格納容器は、重大事故等時の条件下においても放射性物質の閉じ込め機能を有する設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の熱を輸送するために用いる格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置及びよう素フィルタにより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放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。また、耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却のために用いる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、復水移送ポンプ又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）によりドライウエル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水をドライウエル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイ並びに残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器によりサプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器の過圧破損防止のために用いる代替循環冷却系は、復水移送ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、原子炉压力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、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できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置及びよう素フィルタにより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。

また、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水素爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却のために用いる格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。また、熔融炉心が原子炉压力容器から原子炉格納容器下部へ落下する場合に、ドライウェル高電導度廃液サンプル及びドライウェル低電導度廃液サンプルへの熔融炉心の流入を抑制するため、コリウムシールドを設ける。

熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために用いる低压代替注水系（常設）、低压代替注水系（可搬型）、高压代替注水系及びほう酸水注入系は、低压代替注水系（常設）、低压代替注水系（可搬型）及び高压代替注水系のいずれかと並行してほう酸水注入系による原子炉压力容器への注水を行うことで熔融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内における水素爆発による破損防止のために用いる耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を經由して、主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に放出することで、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とし、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統待機中に原子炉格納容器から耐圧強化ベント弁までの配管について、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換しておく運用を保安規定に定めて管理するとともに、耐圧強化ベント系の使用前に可搬型窒素供給装置により外部から不活性ガス（窒素ガス）を供給できる設計とし、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所についてはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出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。耐圧強化ベント系はサプレッションチェンバ及びドライウェルのいずれにも接続するが、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出するために使用する場合は、サプレッションチェンバのプール水による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排出経路のみを使用する設計とする。

また、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置及びよう素フィルタにより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排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とし、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出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。

原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために用いる静的触媒式水素再結合器は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の水素爆発を防止できる設計とする。

また、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置及びよう素フィルタにより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排出を低減しつつ、原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を緩和できる設計とし、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出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。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために用いる原子炉建屋放水設備は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）により海水を取水し、放水砲から原子炉建屋へ放水することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とし、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）により泡原液混合装置を通して、海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。また、海洋拡散抑制設備は、汚濁防止膜を汚染水が発電所から海洋に流出する放水口及び取水口に設置し、放射性物質吸着材を汚染水が通過する雨水排水路集水柵並びにフラップゲート入口に設置することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とする。

原子炉格納容器は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力（設計圧力）の2倍である限界圧力及び200℃の限界温度で閉じ込め機能を損なわない設計とする。



### 3. 構造及び機能

#### 3.1 原子炉格納容器の構造の概要

柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機の一次格納施設は圧力抑制形格納容器で、鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造であり、原子炉圧力容器を取り囲む円筒形ドライウエル及びプール水を内蔵する円筒形サブプレッションチェンバで構成する。内部には、ドライウエルとサブプレッションチェンバを仕切る鉄筋コンクリート造ダイヤフラムフロア及びドライウエルとサブプレッションチェンバを連絡する鋼製ベント管がある。

原子炉格納容器は原子炉建屋と一体となっており、原子炉建屋基礎スラブにより支持されている。

#### 3.2 原子炉格納容器の機能

原子炉格納容器は冷却材喪失事故時に放射性物質が漏えいするのを防ぐ機能を有しており、原子炉格納容器のドライウエル内で原子炉冷却材圧力バウンダリ系配管が破断した場合、蒸気や炉水がドライウエル空間に放出される。その結果、ドライウエル圧力が上昇し、空気又は窒素、蒸気、水の混合物はベント管を通してサブプレッションチェンバ内のプール水中へ押し出される。

ここで蒸気はプール水によって冷却されて凝縮し、その結果としてドライウエル内圧力の上昇は抑制される。この圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法についての記述を「4.2.12 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法」に示す。サブプレッションチェンバに押し出された非凝縮性ガスはサブプレッションチェンバ自由空間に貯えられる。また、サブプレッションチェンバは逃がし安全弁から放出する蒸気を凝縮する機能も有している。

非常用炉心冷却設備の作動により、原子炉圧力容器の水位が破断口の高さまで回復した後の余剰水の溢水や残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の起動によりドライウエルが負圧になった場合において、その負圧を解消し、原子炉格納容器の健全性を維持するために真空破壊弁を設けているが、この設備については「4.2.13 真空破壊装置」に記述する。

圧力抑制形格納容器の機能を十分に発揮するためにこれらを補助する設備を設けているが、この設備については「4.2.11 原子炉格納容器安全設備」、「4.2.15 可燃性ガス濃度制御設備」、「4.2.16 放射性物質濃度制御設備」及び「4.2.17 原子炉格納容器調気設備」に記述する。

原子炉格納容器は搬出入を行うために開口部を設けているが、この設備については「4.2.6 開口部」に記述する。

原子炉格納容器は各種配管、電気配線を貫通させるために貫通部を設けているが、この設備については「4.2.7 配管貫通部」及び「4.2.8 電気配線貫通部」に記述する。

原子炉格納容器を貫通して取り付ける管には原子炉格納容器バウンダリを構成するために原子炉格納容器隔離弁を設けているが、この設備については「4.2.9 原子炉格納容器隔離弁」に記述する。

原子炉格納容器バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、非延性破壊（脆性破壊）及び破断を防止する設計とする。これを実現する材料

については「4.2.4 使用材料」に記述する。

#### 4. 原子炉格納施設の設計条件

原子炉格納施設の設計条件として、各運転状態の定義について述べ、設計基準事故時における設計条件と、重大事故等時における設計条件に分類し、項目ごとに説明する。

##### 4.1 設計上考慮すべき状態

###### 4.1.1 鋼製耐圧部

###### 4.1.1.1 各運転状態の定義

各状態を次のように定義する。

- (1) 「運転状態Ⅰ」とは、発電用原子炉施設の通常運転時の状態をいう。
- (2) 「運転状態Ⅱ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅲ、運転状態Ⅳ、運転状態Ⅴ及び試験状態以外の状態をいう。
- (3) 「運転状態Ⅲ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉施設の故障、異常な作動等により発電用原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる状態をいう。
- (4) 「運転状態Ⅳ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉施設の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態をいう。
- (5) 「運転状態Ⅴ」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態及び運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態、並びに原子炉格納容器が損傷し、放射性物質が異常な水準で工場等外へ放出されるおそれのある状態をいう。
- (6) 「運転状態Ⅴ(S)」とは、運転状態Ⅴのうち、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態をいう。
- (7) 「運転状態Ⅴ(L)」とは、運転状態Ⅴのうち、長期的（過渡状態を除く一連の期間）に荷重が作用している状態をいう。
- (8) 「運転状態Ⅴ(LL)」とは、運転状態Ⅴのうち、運転状態Ⅴ(L)より更に長期的に荷重が作用している状態をいう。
- (9) 「試験状態」とは、耐圧試験により発電用原子炉施設に最高使用圧力を超える圧力が加えられている状態をいう。

#### 4.1.1.2 原子炉格納施設における運転状態

各状態には次の事象がある。

- (1) 運転状態Ⅰ
  - a. 起動
  - b. 停止
  - c. 出力運転
  - d. 高温待機
  - e. 燃料交換
- (2) 運転状態Ⅱ
  - a. 外部電源喪失
  - b. 負荷の喪失
  - c. 主蒸気隔離弁の閉鎖
  - d. 給水制御系の故障
  - e. 圧力抑制装置の故障
  - f. 全給水流量喪失
  - g. タービントリップ
  - h. 逃がし安全弁誤作動
- (3) 運転状態Ⅲ
  - a. 原子炉圧力容器の過大圧力
- (4) 運転状態Ⅳ
  - a. 冷却材喪失事故
- (5) 運転状態Ⅴ
  - a. 重大事故等時
- (6) 試験状態
  - a. 耐圧試験

運転状態Ⅰのうち、a. 起動、b. 停止、c. 出力運転については、起動、停止、出力運転サイクルの温度変動による荷重を考慮する。e. 燃料交換については燃料交換時の水荷重を考慮する。

運転状態Ⅱの各事象、及び運転状態Ⅲの a. 原子炉圧力容器の過大圧力の事象は逃がし安全弁の作動が考えられるが、原子炉格納施設の設計に当たっては、最も厳しい逃がし安全弁作動時の荷重を考慮する。

運転状態Ⅴの事象は、重大事故等時のうち原子炉格納容器内圧力及び温度が厳しくなる事象を考慮する。

#### 4.1.2 コンクリート

##### 4.1.2.1 各荷重状態の定義

各状態を次のように定義する。

- (1) 「荷重状態Ⅰ」とは、通常運転時の状態をいう。
- (2) 「荷重状態Ⅱ」とは、逃がし安全弁作動時、試験時又は積雪時の状態をいう。
- (3) 「荷重状態Ⅲ」とは、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ、荷重状態Ⅳ及び荷重状態Ⅴ以外の状態をいう。
- (4) 「荷重状態Ⅳ」とは、コンクリート製原子炉格納容器の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態をいう。
- (5) 「荷重状態Ⅴ」とは、運転状態Ⅴにおいてコンクリート製格納容器に異常な事態が生じている状態をいう。

##### 4.1.2.2 原子炉格納施設における荷重状態

各状態で考慮する荷重には次の荷重がある。

- (1) 荷重状態Ⅰ
  - a. 通常運転時
- (2) 荷重状態Ⅱ
  - a. 逃がし安全弁作動時
  - b. 試験時
  - c. 積雪時
- (3) 荷重状態Ⅲ
  - a. 暴風時
  - b. 地震時
  - c. 異常時
  - d. (異常+地震)時
- (4) 荷重状態Ⅳ
  - a. 地震時
  - b. 異常時
  - c. ジェット力作用時
  - d. (異常+地震)時
  - e. (異常+積雪)時
  - f. (異常+暴風)時
- (5) 荷重状態Ⅴ
  - a. 重大事故等時

#### 4.2 設計基準事故時における設計条件

原子炉格納容器の設計基準事故時の設計条件として、施設時に適用した「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（昭和40年通商産業省令第62号）（以下「省令第62号」という。）、告示第501号「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和55年10月30日 通商産業省告示第501号）（以下「告示第501号」という。）及び告示第452号「コンクリート製原子炉格納容器に関する構造等の技術基準」（平成2年10月22日 通商産業省告示第452号）（以下「告示第452号」という。）に基づき最高使用圧力、最高使用温度、最低使用温度等を設定し、原子炉格納容器の強度評価等も含めた設計条件として使用する。以下に設計条件として使用する項目について示す。

##### 4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件

###### (1) 最高使用圧力及び最高使用温度

原子炉格納容器は冷却材喪失事故直後の圧力上昇に耐えうるものでなくてはならない。冷却材喪失事故時の原子炉格納容器の過渡解析では保守的なモデルを使用している。

柏崎刈羽原子力発電所第6号機もこの解析モデルを使って解析を行ったが、その際のインプットデータとしてはドライウエル空間容積（7350m<sup>3</sup>）、サプレッションチェンバ空間容積（5960m<sup>3</sup>）、サプレッションチェンバ水量（3580m<sup>3</sup>）などを用いている。

解析の際の初期条件は、表4-1に示す通常運転中の圧力及び温度である。

表4-1 解析に用いた初期条件

	ドライウエル	サプレッションチェンバ	ダイヤフラムフロア*
圧力	5kPa	5kPa	0kPa
温度	57℃	35℃	22℃

注記\* : ドライウエル内雰囲気とサプレッションチェンバ内雰囲気の圧力及び温度の差を示す。

解析結果による最高圧力及び最高温度は表4-2に示す値となる。

また、解析結果による圧力変化及び温度変化を図4-1、図4-2に示す。

表 4-2 解析結果による最高圧力及び最高温度\*1

	ドライウエル	サブプレッションチェンバ	ダイヤフラムフロア*2
圧力	248kPa	177kPa	144kPa
温度	138℃	97℃	97℃

注記\*1 : 平成 29 年 12 月 27 日付け「原規規発第 1712272 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 3. 事故解析 3.5.1 原子炉冷却材喪失 (3)解析結果

\*2 : ドライウエル内雰囲気とサブプレッションチェンバ内雰囲気の圧力及び温度の差を示す。

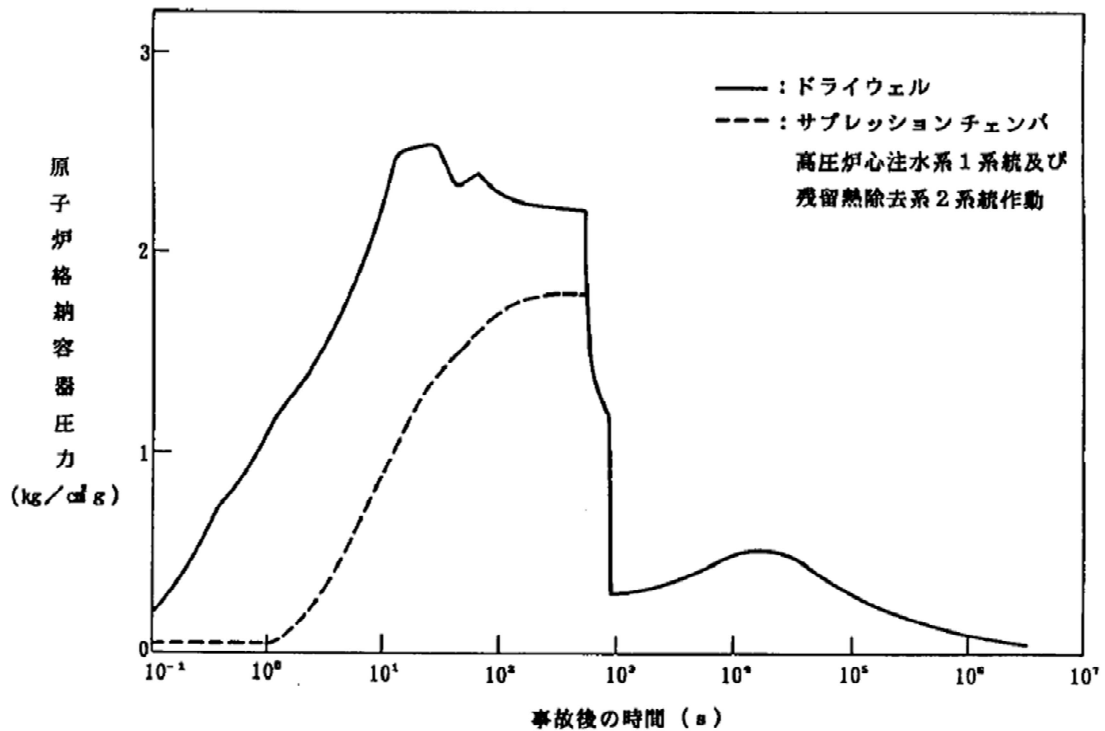


図 4-1 ドライウエル及びサブプレッションチェンバの圧力変化\*

注記\* : 平成 29 年 12 月 27 日付け「原規規発第 1712272 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 3. 事故解析 3.5.1 原子炉冷却材喪失 (3)解析結果における第 3.5.1-1 図 給水配管完全破断事故時におけるドライウエル及びサブプレッション・チェンバの圧力変化

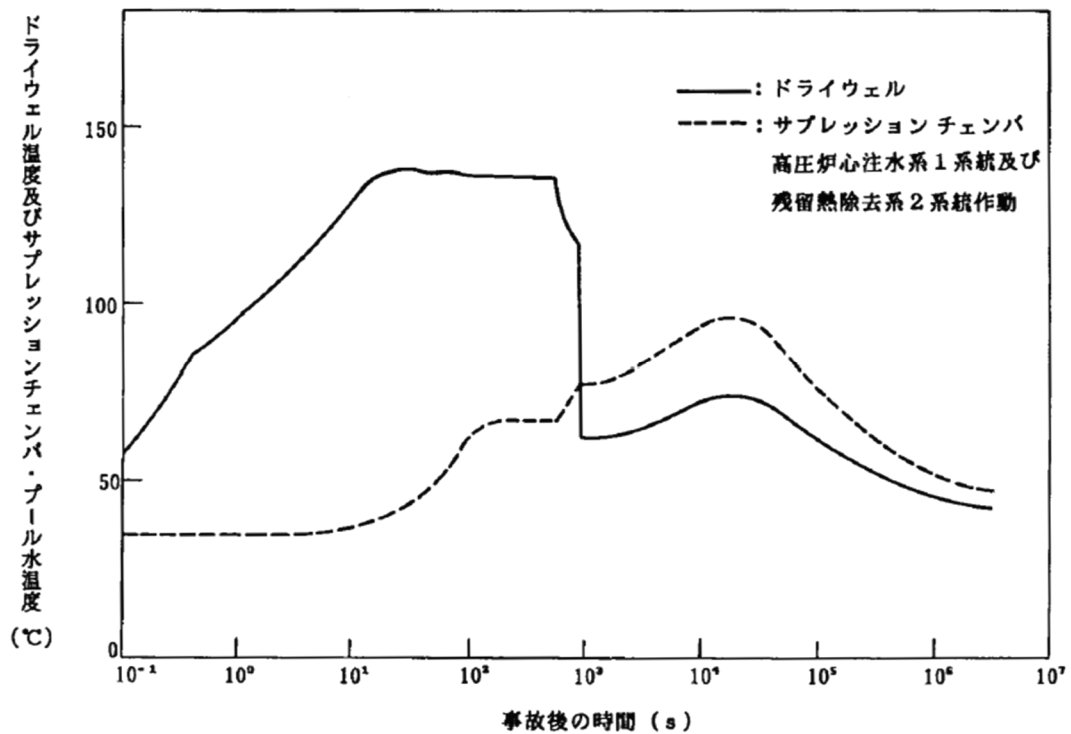


図 4-2 ドライウエル及びサプレッションチェンバの温度変化\*

注記\* : 平成 29 年 12 月 27 日付け「原規規発第 1712272 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 3. 事故解析 3.5.1 原子炉冷却材喪失 (3)解析結果における第 3.5.1-2 図 給水配管完全破断事故時におけるドライウエル温度及びサプレッション・チェンバのプール水温度変化

上記の解析結果に余裕をもたせて最高使用圧力及び最高使用温度を表 4-3 に示す値とする。



表 4-3 最高使用圧力及び最高使用温度

	ドライウェル	サプレッションチェンバ	ダイヤフラムフロア
圧力	310kPa	310kPa	173kPa
温度	171℃	104℃	上面 171℃ 下面 104℃

なお、原子炉格納容器コンクリート部及びダイヤフラムフロアについては、温度荷重として、冷却材喪失事故時の原子炉格納容器コンクリート部内温度及びダイヤフラムフロア内温度の時間的変化の解析結果から設計上最も厳しいものを採用する。

(2) 外圧

原子炉格納容器の外面にうける最高の圧力については通常運転中の格納容器スプレイ（ドライウェル）の誤起動、冷却材喪失事故後の格納容器スプレイ作動及び逃し安全弁開固着後の格納容器スプレイ作動を想定した評価においても、最大で約 12kPa である。これを上回る圧力として、ドライウェル及びサプレッションチェンバの外面にうける最高の圧力は 14kPa とする。

(3) 設計基準事故時の原子炉格納容器の評価水位

設計基準事故時の原子炉格納容器の評価においては、通常運転水位の上限値である H. W. L. 7.1m (T. M. S. L. -1100mm) を弾性設計用地震動  $S_d$  及び基準地震動  $S_s$  と組み合わせるサプレッションプール水位とする。

#### 4.2.2 漏えい率に対する設計条件

安全評価では、原子炉格納容器の設計漏えい率は、常温、最高使用圧力 0.9 倍の圧力の空気において、原子炉格納容器内空間容積の 0.4%/day 以下としており、この設計漏えい率に基づき設計基準事故時の原子炉格納容器内圧力に対応する漏えい率を下回らない値を使用して解析し、安全評価の結果、設計基準事故時の実効線量は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の基準を満足している\*1。

また、重大事故時及び仮想事故時の線量は、事故発生後 1 時間は 0.6%/day、その後 1 時間以降は 0.3%/day の漏えいが発生すると仮定した場合、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」のめやす線量を下回っている\*2。

以上より、原子炉格納容器の設計漏えい率は、常温、最高使用圧力の 0.9 倍の圧力の空気において、原子炉格納容器内空気重量の 0.4%/day 以下とする。

注記\*1：平成 29 年 12 月 27 日付け「原規規発第 1712272 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 3. 事故解析  
3.4.4 原子炉冷却材喪失 3.4.4.3.2 線量当量の評価 (3) 評価結果

\*2：平成 29 年 12 月 27 日付け「原規規発第 1712272 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 4. 重大事故及び仮想事故

#### 4.2.3 最低使用温度

原子炉格納容器の最低使用温度を表 4-4 に示す。

表 4-4 原子炉格納容器の最低使用温度

	ドライウエル	サプレッションチェンバ
最低使用温度	0℃	0℃

最低使用温度はドライウエル、サプレッションチェンバとも同じ値とする。この最低使用温度は建設時の耐圧試験時（試験状態）を考慮して決めたものであり、これを除けば、原子炉建屋内にあるので 10℃としても十分である。

#### 4.2.4 使用材料

原子炉格納容器バウンダリに使用するフェライト系材料は原子炉格納容器の最低使用温度に対して脆性破壊を防止するため、告示第501号の規定により衝撃試験又は落重試験を行い、これに合格したものを使用する。

原子炉格納容器の脆性破壊防止に関する確認事項を以下に示す。

##### (1) 原子炉格納容器の脆性破壊防止

###### a. 概要

原子炉格納容器は、施設時に適用された「告示第501号」及び「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」（昭和45年通商産業省令第81号，昭和60年10月改正）（以下「省令第81号」という。）に基づき、材料、設計及び製作において、次の試験を実施し、脆性破壊に対し十分安全であることを確認されたものを使用する。

- (a) 原子炉格納容器の材料は、告示第501号 第20条第3項に規定する衝撃試験を行い、同条第4項に規定する合格基準に適合するものを使用する。
- (b) 原子炉格納容器の溶接部は、省令第81号 第28条の規定に基づき、衝撃試験を行い、同条に規定する合格基準及び技術仕様に示す合格基準に適合することを確認されたものを使用する。

###### b. 脆性破壊防止のための確認事項実施要領

###### (a) 原子炉格納容器の材料に関する確認

材料に関する衝撃試験の実施要領は次のとおりである。

###### イ. 対象材料

第2種容器に使用する材料を対象とする。ただし、次に掲げる材料は試験を行うことを要しない。

- ① 厚さが16mm未満の材料
- ② 断面積が625mm<sup>2</sup>未満の棒の材料
- ③ 呼び径が25mm未満のボルト等の材料
- ④ 外径が169mm未満の管の材料
- ⑤ 厚さが16mm又は外径が169mm未満の管に接続されるフランジの材料及び管継手の材料
- ⑥ オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金

###### ロ. 材料

原子炉格納容器において、該当する材料は次のとおりである。

###### ハ. 試験温度

試験温度は、-17℃以下とする。これは最低使用温度（0℃）より17℃以上低い温度である。

###### ニ. 試験片

試験片は、3個採取する。

ホ. 合格基準

試験片の吸収エネルギーが次の表の値以上であるものを合格とする。なお、再試験は告示第501号 第20条の規定による。

表 4-5 衝撃試験における合格基準：

吸収エネルギー	
3 個の平均[J]	最小値[J]
<input type="text"/>	<input type="text"/>

表 4-6 衝撃試験における合格基準：

吸収エネルギー	
3 個の平均[J]	最小値[J]
<input type="text"/>	<input type="text"/>

表 4-7 衝撃試験における合格基準：

吸収エネルギー	
3 個の平均[J]	最小値[J]
<input type="text"/>	<input type="text"/>

表 4-8 衝撃試験における合格基準：

吸収エネルギー	
3 個の平均[J]	最小値[J]
<input type="text"/>	<input type="text"/>

表 4-9 衝撃試験における合格基準：

吸収エネルギー	
3 個の平均[J]	最小値[J]
<input type="text"/>	<input type="text"/>

(b) 原子炉格納容器の溶接部に関する確認

溶接に関する衝撃試験の実施要領は次のとおりである。

イ. 対象溶接部

第 2 種容器の突合せ溶接による溶接部を対象とする。ただし次に掲げる材料は

試験を行うことを要しない。

① 外形又は厚さが小さい場合の溶接部

- a. 厚さが 16mm 未満の溶接部
- b. 外径が 169mm 未満の管の溶接部
- c. 厚さが 16mm 又は外径が 169mm 未満の管に接続されるフランジ又は管継手の溶接部

② オーステナイト系ステンレス合金、ニッケルクロム鉄合金及び非鉄金属の溶接部

ロ. 母材の材料

原子炉格納容器において、該当する材料は下記のとおりである。

--

ハ. 試験温度

試験温度は、 $-17^{\circ}\text{C}$ 以下とする。これは最低使用温度 ( $0^{\circ}\text{C}$ ) より  $17^{\circ}\text{C}$ 以上低い温度である。

ニ. 試験片

試験片は溶接金属部及び熱影響部からそれぞれ 3 個採取する。

ホ. 合格基準

試験片の吸収エネルギーが次の表の値以上であるものを合格とする。なお、再試験は省令第 81 号 第 28 条の規定による。

表 4-10 本体溶接部に対する衝撃試験における合格基準：

吸収エネルギー	
3 個の平均[J]	最小値[J]
<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>	<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>

表 4-11 本体溶接部に対する衝撃試験における合格基準：

吸収エネルギー	
3 個の平均[J]	最小値[J]
<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>	<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>

表 4-12 本体溶接部に対する衝撃試験における合格基準：

吸収エネルギー	
3 個の平均[J]	最小値[J]
<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>	<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>

表 4-13 本体溶接部に対する衝撃試験における合格基準：

吸収エネルギー	
3 個の平均[J]	最小値[J]
<input type="text"/>	<input type="text"/>

#### 4.2.5 耐圧試験圧力

原子炉格納容器の耐圧試験圧力は、施設時に適用された告示第 5 0 1 号 第 104 条に基づき、最高使用圧力 310kPa の 1.125 倍である 353kPa で気圧試験を行い原子炉格納容器の健全性を確認する。

以上より、原子炉格納容器の耐圧試験圧力を 353kPa とする。

#### 4.2.6 開口部

開口部となるドライウエル上鏡，上部ドライウエル機器搬入用ハッチ，下部ドライウエル機器搬入用ハッチ，サブプレッションチェンバ出入口，（以下「ハッチ類」という。）上部ドライウエル所員用エアロック及び下部ドライウエル所員用エアロック（以下「所員用エアロック」という。）は十分な気密性を保つ設計とし，想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として，判定基準に適切な余裕係数を見込み，日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」（J E A C 4 2 0 3）に定める漏えい試験のうち B 種試験ができる設計とする。

所員用エアロックは，扉の開閉状態を管理するため，所員用エアロックの扉が開いた場合には，中央制御室に警報を発信する。また，所員用エアロックの扉は，両方の扉が同時に開かないようにインターロックを設ける設計とする。

ハッチ類は，原子炉格納容器の貫通部にフランジ付きの胴板が溶接固定されており，ハッチ類の外周側から蓋フランジをガスケットとボルトで固定し，気密性を保つ設計とする。

#### 4.2.7 配管貫通部

原子炉格納容器配管貫通部は、冷却材喪失事故時において想定される原子炉格納容器内の圧力を考慮した最高使用圧力、温度を考慮した最高使用温度、湿度、放射線等の環境条件の下でも機能を発揮できる設計とする。

#### 4.2.8 電気配線貫通部

原子炉格納容器電気配線貫通部は、冷却材喪失事故時において想定される原子炉格納容器内の圧力を考慮した最高使用圧力、温度を考慮した最高使用温度、湿度、放射線等の環境条件の下でも機能を発揮できるように、それらの試験条件を考慮した試験により健全性が確認されたものを使用する設計とする。

#### 4.2.9 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁（以下「隔離弁」という。）は、施設時に適用された省令第 62 号第 32 条第 3 項に基づくとともに以下に示す設計方針及び設計仕様にに基づき設置する。

##### (1) 設計方針

原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける隔離弁は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続するか、又は原子炉格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測制御系統施設に関連する小口径配管を除いて、原則として原子炉格納容器の内側に 1 個、外側に 1 個の自動隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。

ただし、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管又は原子炉格納容器外側で閉じた系を構成した管で、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に、原子炉格納容器内で水封が維持され、かつ、原子炉格納容器外へ導かれた漏えい水による放射性物質の放出量が、冷却材喪失事故時の格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べ十分小さい配管については、原子炉格納容器の内側又は外側に少なくとも 1 個の隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設置する設計とする。

また、原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管に設置する隔離弁は、遠隔操作にて閉止可能な弁を設置することも可能とする。

貫通箇所の内側又は外側に設置する隔離弁は、一方の側の設置箇所における管であって、湿気や水滴等により駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある箇所、配管が狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所に設置できないことによりその機能が著しく低下するような箇所には、貫通箇所の外側であって近接した箇所に 2 個の隔離弁を設ける設計とする。

原子炉格納容器を貫通する配管には、圧力開放板を設けない設計とする。

設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）で原子炉格納容器を貫通する配管，その他隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり，かつ，当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合は，自動隔離弁を設けない設計とする。

ただし，原則遠隔操作が可能であり，設計基準事故時及び重大事故等時に容易に閉鎖可能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。

また，重大事故等時に使用する不活性ガス系及び復水補給水系の隔離弁については，設計基準事故時の隔離機能の確保を考慮し自動隔離弁とし，重大事故等時に容易に開弁が可能な設計とする。

原子炉格納容器を貫通する計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する小口径配管であって特に隔離弁を設けない場合には，隔離弁を設置したものと同等の隔離機能を有する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される原子炉格納容器を貫通する計測系配管に隔離弁を設けない場合には，オリフィス又は過流量防止逆止弁を設置し流出量抑制対策を講じる設計とする。

隔離弁は，閉止後に駆動動力源が喪失した場合においても閉止状態が維持され隔離機能を喪失しない設計とする。また，隔離弁のうち，隔離信号で自動閉止するものは，隔離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。

隔離弁は，想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として，判定基準に適切な余裕係数を見込み，日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」（J E A C 4 2 0 3）に定める漏えい試験のうちC種試験ができる設計とする。また，隔離弁は動作試験ができる設計とする。

## (2) 設備仕様

原子炉格納容器を貫通する配管系に設ける隔離弁は，以下の項目を満足し，原子炉格納容器バウンダリを構成する。

- a. 設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に係る配管の隔離弁は，隔離信号により自動的に閉止しないが，必要に応じて遠隔操作により閉止できる弁又は逆止弁動作により閉止する弁であり，原子炉格納容器の隔離機能を確保できる。
- b. 2 個の隔離弁を必要とする配管の弁駆動は，駆動動力源の単一故障によって両方の弁を閉止する能力を損なわない。さらに，閉止後駆動動力源の喪失によっても閉止状態が維持され，隔離機能は喪失しない。
- c. 隔離信号で自動閉止するものは，隔離信号が除去されても自動開とはならない。自動隔離弁への隔離信号は，原子炉水位低，ドライウェル圧力高あるいは，放射能レベル高及び手動である。

原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁の全体概要図を図 4-3 に示す。また，記号及び



略号を図 4-4 に示す。

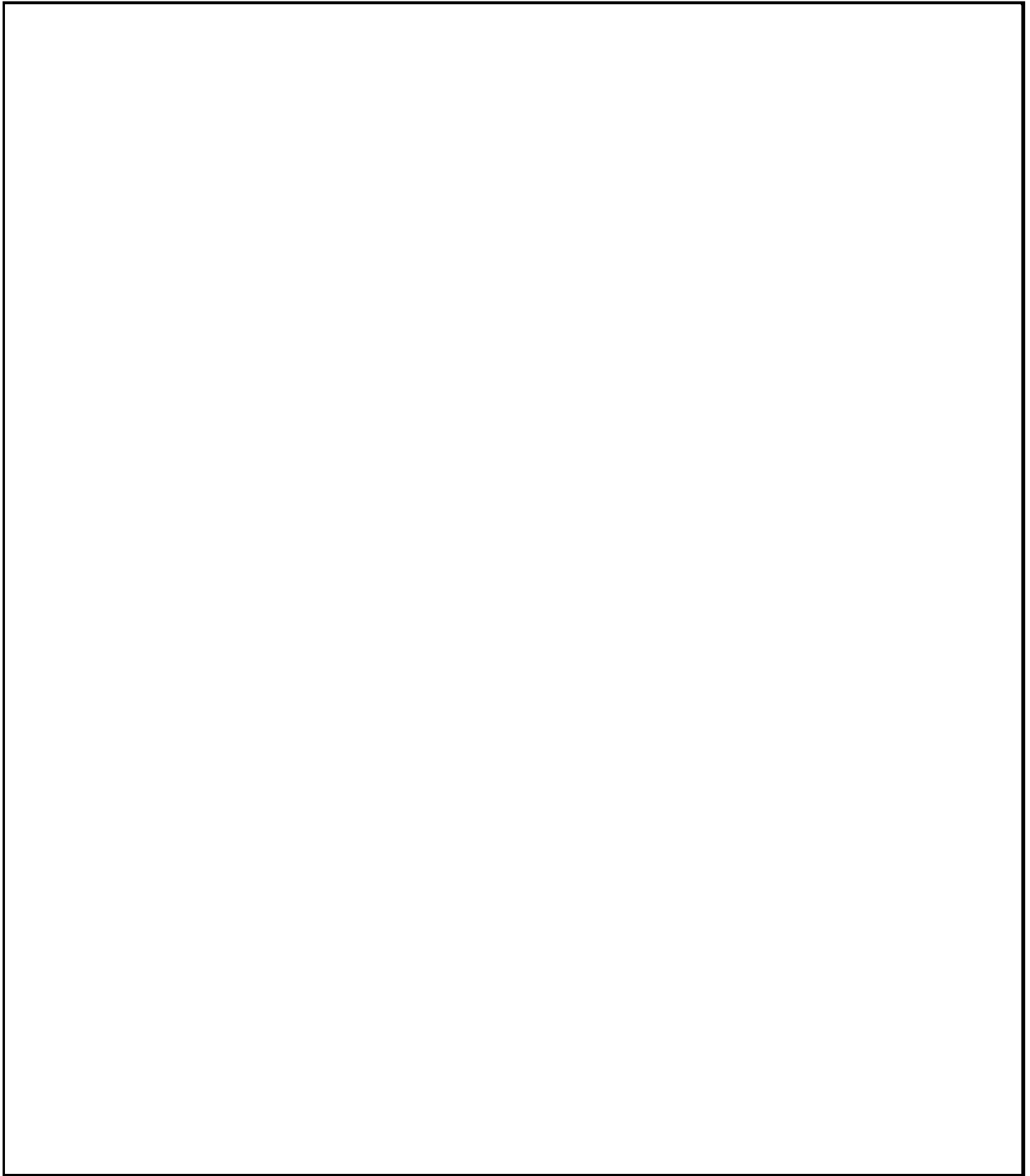


図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図(1/4)

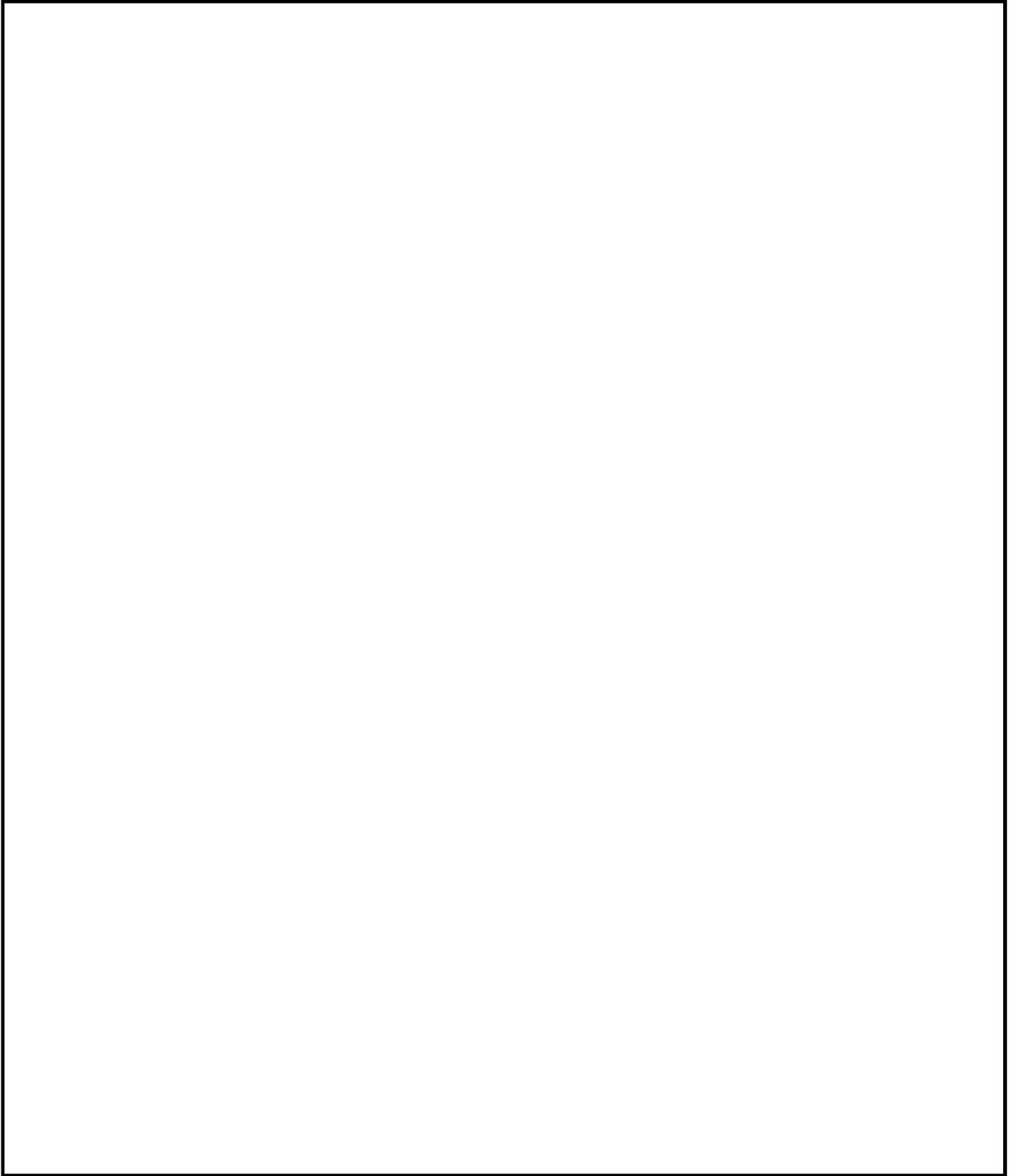


図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図(2/4)

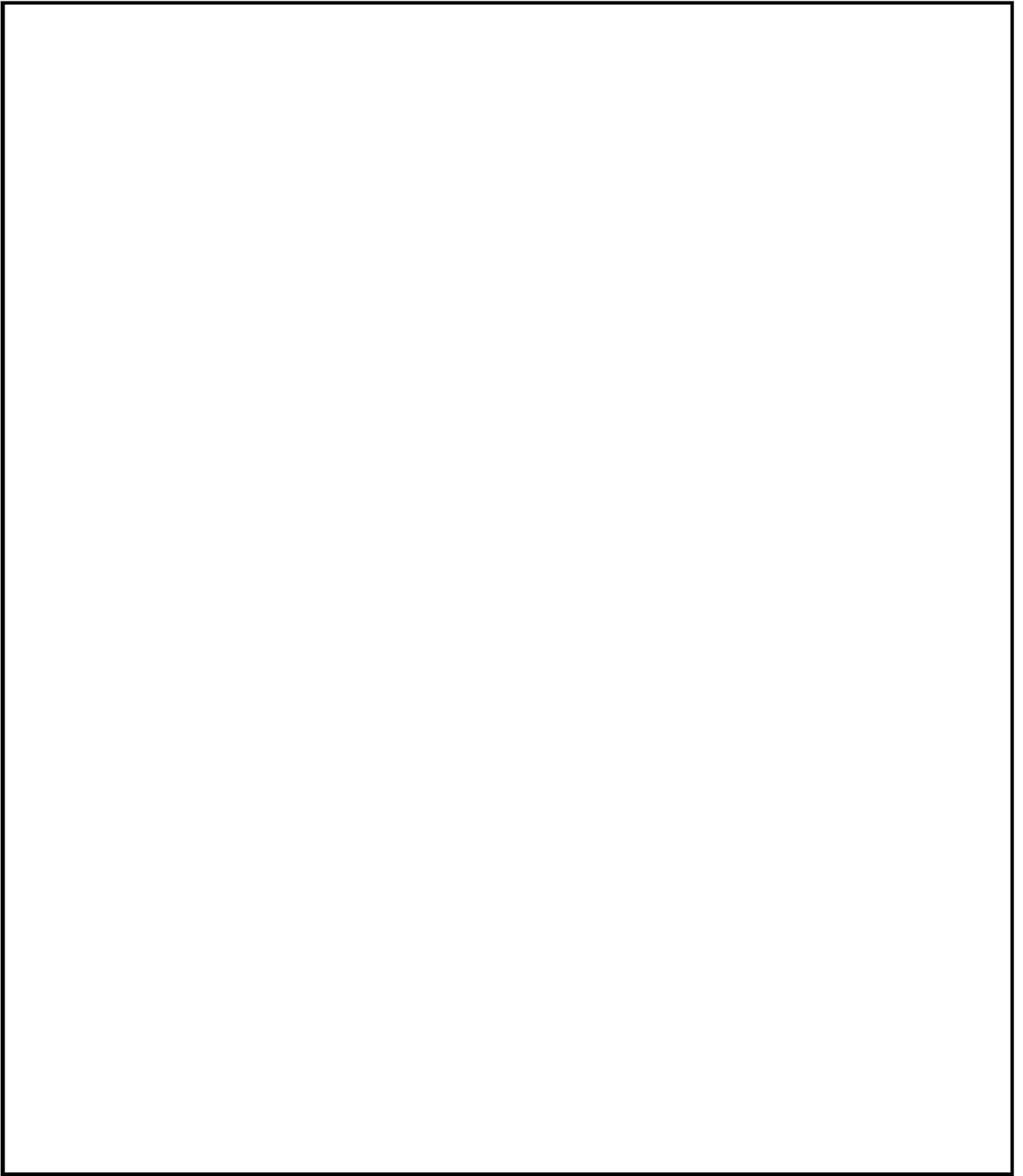


図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図(3/4)

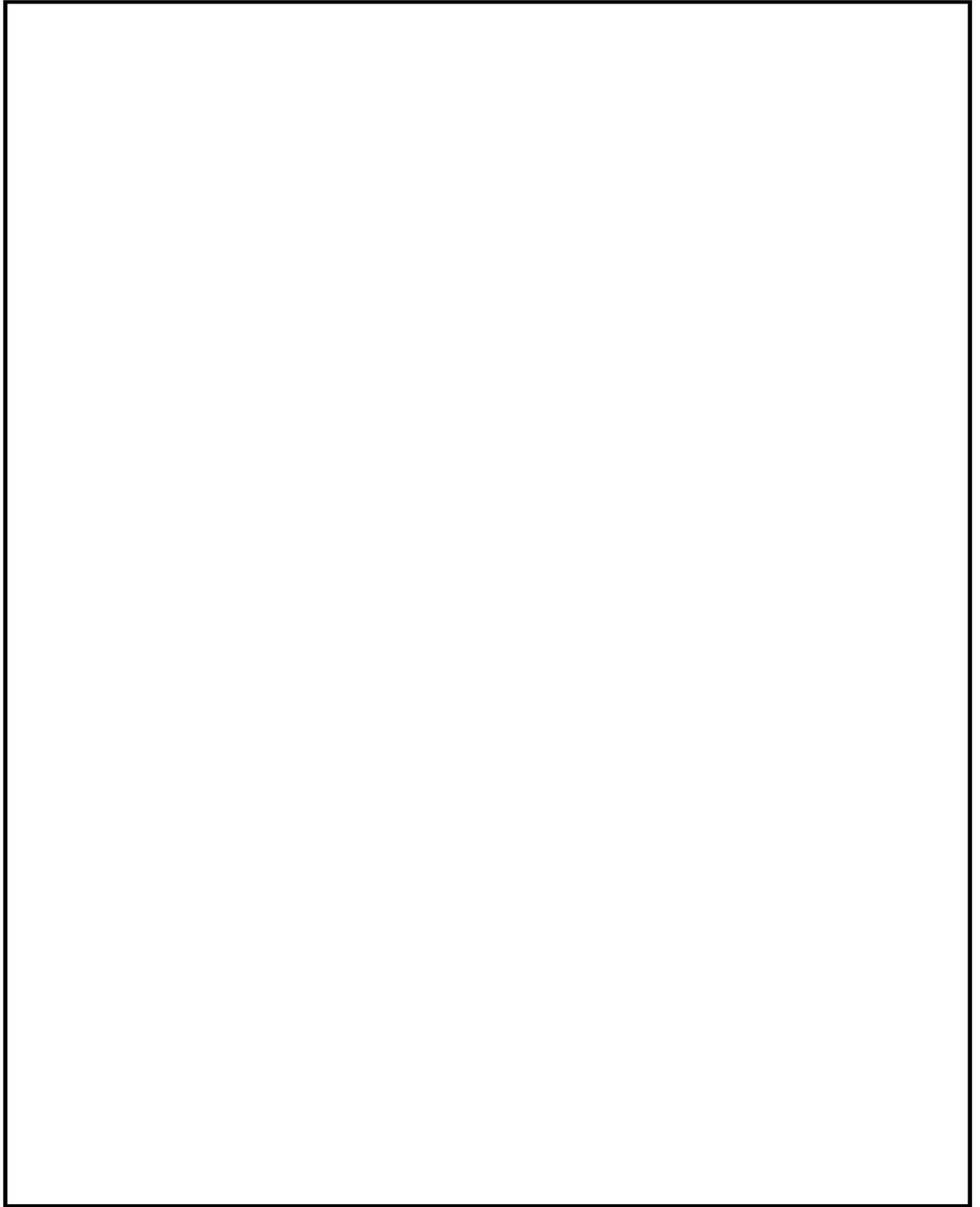


図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図(4/4)

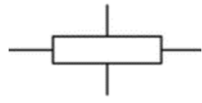
(注)

- ①：原子炉格納容器に取り付ける管の貫通箇所の内側及び外側であって近接した箇所に1個の隔離弁を設置する。
- ②：原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管又は原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管にあつては、貫通箇所の内側又は外側の近接した箇所に1個の隔離弁を設置する。
- ③：貫通箇所の内側又は外側に隔離弁を設ける場合には、一方の側の設置箇所における管であつて、湿気その他の隔離弁の機能に影響を与える環境条件によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるもの（湿気や水滴等により隔離弁の駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある管、配管が狭隘部を貫通する場合であつて貫通部に近接した箇所に設置できないことにより隔離弁の機能が著しく低下するおそれがある管）にあつては、貫通箇所の外側であつて近接した箇所に2個の隔離弁を設置する。
- ④：隔離弁を設けることを要しない箇所。  
設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合。
- ⑤：隔離弁を設けることを要しない箇所。  
計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する配管であつて、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの。

(略語一覧)

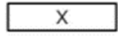
AC	不活性ガス系
ADS	自動減圧系
CRD	制御棒駆動機構
CUW	原子炉冷却材浄化系
FCS	可燃性ガス濃度制御系
FCVS	原子炉格納容器フィルタベント系
HNCW	換気空調補機常用冷却水系
HPCF	高圧炉心注水系
HVAC	換気空調系 (原子炉区域・タービン区域換気空調系ダクト)
MSIV	主蒸気隔離弁
MUWP	純水補給水系
PCV	原子炉格納容器
RCIC	原子炉隔離時冷却系
RCW	原子炉補機冷却水系
RHR	残留熱除去系
RIP	原子炉冷却材再循環ポンプ
RPV	原子炉圧力容器
SGTS	非常用ガス処理系
SPCU	サプレッションプール浄化系
SRV	主蒸気逃がし安全弁
TIP	移動式炉心内計測装置

1. 機器の表示記号



----- 原子炉格納容器貫通部

2. 機器等の略号表示



----- 貫通部番号

3. バウンダリの表示記号



----- 格子容器バウンダリ

4. 弁の表示記号



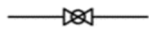
----- 弁開放状態



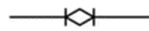
----- 弁閉止状態



----- 仕切弁



----- 玉形弁



----- ボール弁



----- バタフライ弁



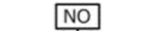
----- 逆止弁



----- 電動弁



----- 空気作動弁



----- 窒素作動弁



----- 電磁弁



----- 過流量阻止弁



----- 安全弁または逃がし弁

図 4-4 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図の記号及び略号



#### 4.2.10 原子炉格納容器体積

設計基準事故時における冷却材喪失事故後の圧力上昇に耐えうるよう、ドライウエル空間容積（約 7350m<sup>3</sup>）、サプレッションチェンバ空間容積（約 6000m<sup>3</sup>、サプレッションプール水量が約 3600m<sup>3</sup>の場合において）の自由体積を有している。

#### 4.2.11 原子炉格納容器安全設備

設計基準対象施設としての残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、サプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内にスプレイすることにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度以下に維持できる設計とする。

サプレッションチェンバのプール水を水源とする残留熱除去系ポンプは、予想されるもっとも小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。サプレッションチェンバは、設計基準事故及び重大事故等時に必要な水源として容量約 3600m<sup>3</sup>、個数 1 個を有する設計とする\*。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、テストラインを構成することにより、発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また、設計基準事故時に動作する弁については、残留熱除去系ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、冷却材喪失事故後、サプレッションチェンバ内のプール水をドライウエル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることによって、原子炉格納容器内の温度、圧力を低減し、原子炉格納容器内に浮遊している放射性物質が漏えいするのを抑えるよう設計する。

注記 \*：詳細は、VI-1-8-4「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」に示す。

#### 4.2.12 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法

蒸気凝縮による圧力抑制効果については、パシフィック・ガス・アンド・エレクトリック社と GE 社が米国モスランディング発電所において、フンボルトベイ及びボデガベイ原子力発電所用として行った実験結果及び水平ベント管型原子炉格納容器を模擬した GE 社の PSTF 実験結果等に基づいており、これらの実験により圧力抑制効果を得るための必要な構造、寸法等を定めている。

柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機における構造、寸法等と上記実験によって求められた構造及び寸法等を比較すると表 4-14 のとおりとなっており、圧力抑制効果を得るために必要な条件は満足されている。

表 4-14 柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機・圧力抑制機能の構造, 寸法等

		柏崎刈羽原子力発電所 第 6 号機	実験結果に基づく 設計条件
1	水平吐出管の縦列数 (多段ベントの段数)		
2	水平吐出管の内径		
3	水平吐出管の垂直方向の間隔 (水平吐出管中心線距離)		
4	水平吐出管の水浸部深さ 〔 トップベント上端から プール水表面までの距離 〕		
5	プール底から水平吐出管 までの距離 〔 ボトムベント下端から プール底までの距離 〕		
6	$\frac{\text{実効破断面積}}{\text{ベント管流路面積}}$ *		

注記\* : 原子炉給水配管の実効破断面積 :  $A_R$



$$A_R = \boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2$$

ベント管流路面積 :  $A_\gamma$

$$A_\gamma = \frac{\pi}{4} \times \boxed{\phantom{000}} \times 10 = \boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2$$

垂直管内径 =  $\boxed{\phantom{000}}$  m

垂直管本数 = 10 本

#### 4.2.13 真空破壊装置

##### (1) 原子炉格納容器の外圧

ドライウエルは, 事故時に過大な外圧を作用させないように真空破壊弁によって保護されている。

すなわち, ドライウエル内に負圧を生じる場合は, 真空破壊弁が自動的に作動して非凝縮性ガスをサプレッションチェンバから引くことにより負圧による過大な外圧が作用しない設計とする。

## (2) 真空破壊弁の機能

ドライウエル内の冷却材喪失事故後，ドライウエル内の蒸気の凝縮が進み，ドライウエル内圧力がサプレッションチェンバ内圧力より下がるとサプレッションプール水がドライウエルに逆流し，また，負圧によってドライウエル，原子炉本体の基礎及びダイヤフラムフロアの破壊の原因となる。真空破壊弁はその作動によって両者の差圧を 14kPa 以下とする。

## (3) 真空破壊弁の容量

ドライウエルの真空破壊弁の容量は，ドライウエルとサプレッションチェンバの差圧を 14kPa 以下に抑えるように設定する。真空破壊弁の必要流路面積は，流路面積をパラメータとして解析を行った結果  m<sup>2</sup> 以上となる。真空破壊弁の内径は  m であるから 1 個当たりの流路面積は

$$\frac{\pi}{4} \times \text{} = \text{} \text{ m}^2$$

したがって，真空破壊弁の必要個数は，

$$\text{} \text{ 個}$$

となる。よって，実際の個数は 1 個余裕を持たせて 8 個とする。

なお，この真空破壊弁には，常時その開閉状態をチェックできる試験開閉装置を設置する。

#### 4.2.14 原子炉建屋原子炉区域

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいした場合、放射性物質の濃度を低減する設備として、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）を設置する。

原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）は、原子炉格納容器を完全に取り囲む構造となっており、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。

原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）に開口部を設ける場合には、気密性を確保する設計とする。

#### 4.2.15 可燃性ガス濃度制御設備

可燃性ガス濃度制御系は、通常運転中、不活性ガス系により原子炉格納容器内に窒素を充填することとあいまって、冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の水素濃度又は酸素濃度を、可燃限界に達しないための制限値である水素濃度を 4vol%未満又は酸素濃度を 5vol%未満に維持できる設計とする。

#### 4.2.16 放射性物質濃度制御設備

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいした場合、放射性物質の濃度を低減する設備として非常用ガス処理系を設置する設計とする。

非常用ガス処理系は、冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした放射性よう素・粒子状核分裂生成物を除去できるように設計する。

フィルタ装置のよう素除去効率<sup>\*</sup>は 99.99%以上となる設計とする<sup>\*</sup>。

注記\*：平成 29 年 12 月 27 日付け「原規規発第 1712272 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 3. 事故解析 3.4.4 原子炉冷却材喪失における解析条件

#### 4.2.17 原子炉格納容器調気設備

不活性ガス系は、水素及び酸素の反応を防止するため、あらかじめ原子炉格納容器内に窒素を充填することにより、水素濃度及び酸素濃度を水素との可燃限界未満に保つ設計とする。

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における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する運用を保安規定に定めて管理する。

## 4.2.18 冷却材喪失事故時の荷重

## (1) ドライウェル内の配管破断によるジェット力

原子炉格納容器の上部ドライウェル内で原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が破断した場合、ドライウェル壁面は高温・高圧の飽和及び二相流の噴出流によるジェット力を受ける。

なお、下部ドライウェル内には口径の大きな原子炉冷却材圧力バウンダリ配管は配置しない設計とする。

以下に F. J. MOODY の理論 (引用文献(1)参照) によるジェット流の拡がりを考慮したジェット力を示す。(図 4-5 参照)

## a 計算上の仮定

- ・配管破断は完全破断を考え、破断面は直接壁面方向を向いているものとする。
- ・破断時の原子炉内圧力は定常運転圧力  MPa[gage] に等しいものとする。
- ・蒸気は理想気体とする。
- ・破断口の状態は臨界状態とする。
- ・破断配管の流路及び出口での摩擦損失は無視する。

## b 対象とする配管の種類

対象とする配管は、原子炉圧力容器上蓋スプレイ配管及び主蒸気配管とする。

## c ジェット力

## イ. ジェット力の計算

破断口でのジェット力は引用文献(1)の(15)式より次のように計算される。

$$F_j = (1.26 \cdot P_0 - P_\infty) \cdot A_E$$

ここに、

$F_j$  : ジェット力

$P_0$  : 原子炉内圧力

$$= \text{ MPa[abs]}$$

$P_\infty$  : 破断口より十分離れた点での圧力

$$= \text{ MPa[abs]}$$

$A_E$  : 破断口面積

## ロ. ジェット流の拡がり面積の計算

ジェット流の拡がり面積は、引用文献(1)の(7), (15), (16)式より次のように導かれる。

$$A_\infty = \frac{V_{M\infty}}{V_{ME}} \cdot \left( 1 - \frac{P_E - P_\infty}{1.26 \cdot P_0 - P_\infty} \right) \cdot A_E$$

ここに、

$A_\infty$  : ジェット流の拡がり面積

$V_{M\infty}$  : 破断口より十分離れた点でのジェット流の比容積

$V_{ME}$  : 破断口でのジェット流の比容積

$P_E$  : 破断口での圧力

ここで,  $P_E$ ,  $V_{ME}$  及び  $V_{M\infty}$  は次のように求められる。

$P_E$  は, 引用文献(1)の(14)式より,

$$P_E = P_O \cdot \left( \frac{2}{k+1} \right)^{\frac{k}{k-1}}$$

ここに,

$k$  : 断熱指数

$$= \boxed{\phantom{00}}$$

一方,  $V_{ME}$  は引用文献(1)の(9)式より,

$$V_{ME} = \left\{ x \cdot V_{gE} + (1-x) \cdot K \cdot V_{fE} \right\} \cdot \left( x + \frac{1-x}{K} \right)$$

$$= \boxed{\phantom{00}} \text{ m}^3 / \text{kg}$$

ここに,

$x$  : 乾き度

$$= \boxed{\phantom{00}}$$

$V_{gE}$  : 破断口での蒸気の比容積

$$= \boxed{\phantom{00}} \text{ m}^3 / \text{kg}$$

$V_{fE}$  : 破断口での飽和水の比容積

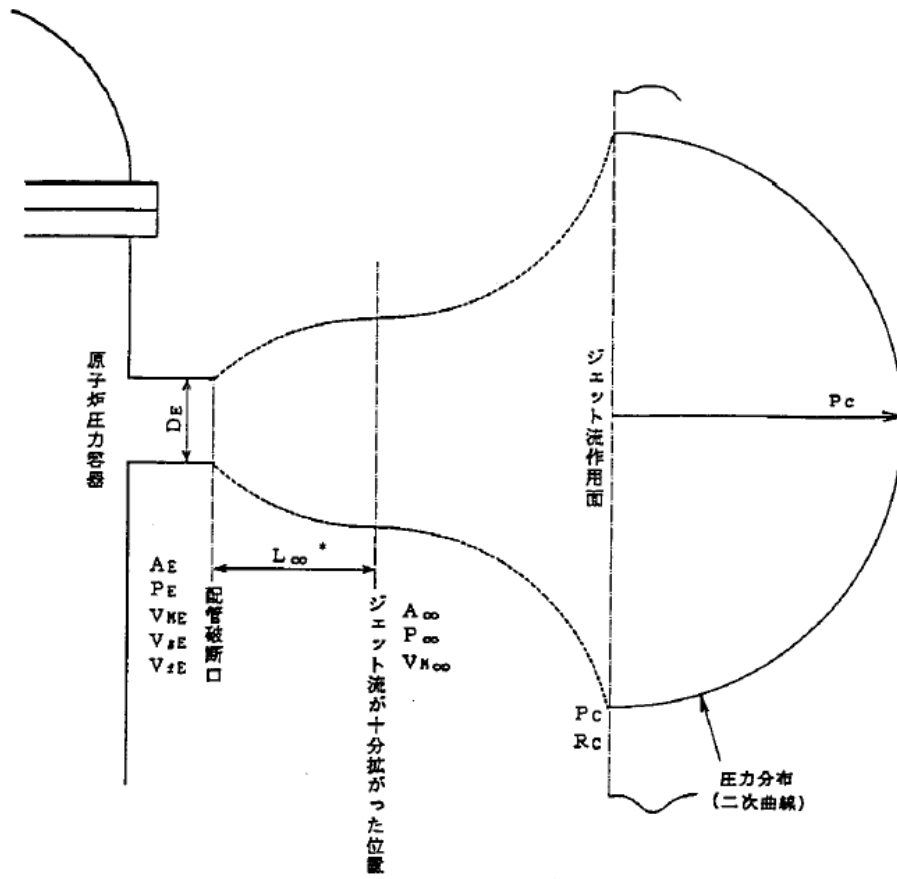
$$= \boxed{\phantom{00}} \text{ m}^3 / \text{kg}$$

$K$  : 速度比

$$= (V_{gE} / V_{fE})^{1/3}$$

$$= \boxed{\phantom{00}}$$

また,  $V_{M\infty} = \boxed{\phantom{00}} \text{ m}^3 / \text{kg}$



注記\* :  $L_{\infty}$ はジェット流が十分拡がる距離で $2 \cdot D_E$ 以上である。

図4-5 ジェット流の拡がり

ハ. ジェット流の衝撃面での圧力及び作用半径の算出

広がったジェット流は壁面に当たって更に拡大する。また、その壁面での圧力も中心部が高く、周辺部へ行くに従って低くなる分布となる。

この圧力分布は二次曲線と仮定する。(引用文献(2)参照)

以上より作用壁面における中心圧力及び作用半径は次式により計算される。

$$P_c = \frac{F_j}{A_\infty}$$

$$R_c = \sqrt{\frac{2 \cdot F_j}{\pi \cdot P_c}} = \sqrt{\frac{2 \cdot A_\infty}{\pi}}$$

ここに、

$P_c$  : ジェット流の作用壁面における中心圧力

$R_c$  : ジェット流の作用壁面における作用半径

d ジェット力の計算結果

ジェット力は対象とする配管それぞれに対して表 4-15 のように求まる。

表 4-15 ジェット力

破断配管	破断面積 $A_E$ ( $\times 10^6 \text{mm}^2$ )	ジェット力 $F_j$ ( $\times 10^4 \text{N}$ )	拡がり面積比 $A_\infty / A_E$	拡がり面積 $A_\infty$ ( $\times 10^6 \text{mm}^2$ )	ジェット流作用面での値	
					中心圧力 $P_c$ (MPa)	作用半径 $R_c$ ( $\times 10^3 \text{mm}$ )
原子炉 圧力容器 上蓋スプレ イ配管						
主蒸気 配管						

(2) サプレッションチェンバ内に生じる荷重

冷却材喪失事故時には、まずドライウエル内の非凝縮性ガスがベント管を経てサプレッションプール水中に押し出されるが、この非凝縮性ガスによって、サプレッションプール水がスラグ流となって上昇し、急速な水面の上昇（プールスウェル）が起こり、サプレッションチェンバ内部構造物に種々の荷重が加わる。

また、その後サプレッションプール水中に蒸気が放出され、サプレッションプール水中で凝縮する。これらにより、サプレッションチェンバ及び内部構造物に表 4-16



に示すような荷重が加わる。

図 4-6 に冷却材喪失事故時荷重の時間履歴を，表 4-16 にこれらの荷重について現象と設計評価荷重を示す。

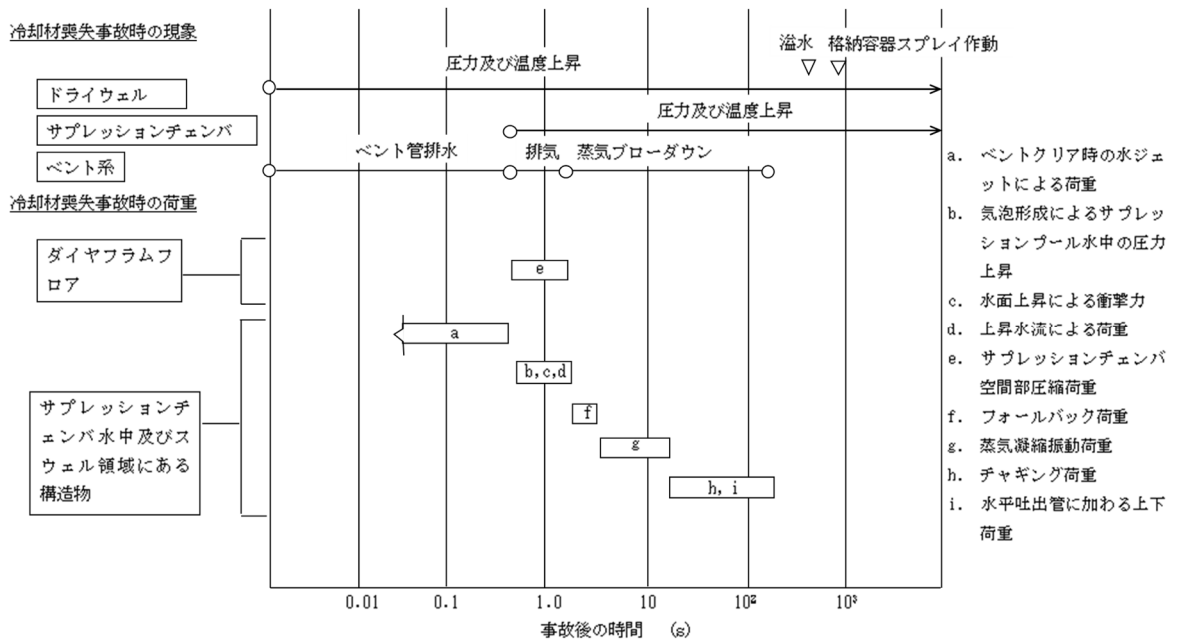


図 4-6 冷却材喪失事故時荷重の時間履歴

表 4-16 冷却材喪失事故時の荷重について (その 1)

荷重	現象	設計評価荷重
a. ベントクリア時の水ジェットによる荷重	ドライウエル圧力の急激な上昇によりベント管内のサブプレッションプール水がプール内に放出されるため水ジェット流が形成され、ジェットによる衝撃力及びドラッグ力がベント管の前方にある内部構造物及び原子炉格納容器に作用する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ドラッグ力*</li> <math display="block">F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}</math> <li><math>C_D</math>: ドラッグ係数</li> <li><math>A</math>: ジェットの作用する実効面積</li> <li><math>\gamma</math>: 水の密度</li> <li><math>V</math>: ジェット水速度</li> <li>・衝撃力</li> <li><math>P_j = \square</math> kPa</li> <li>プール底面とプール壁面に <math>\square</math> kPa の圧力荷重が加わる。</li> </ul>

注記\* : 構造物がジェット流中に含まれる場合に用いる。

表 4-16 冷却材喪失事故時の荷重について (その 2)

荷重	現象	設計評価荷重
b. 気泡形成によるサブプレッションプール水中の圧力上昇	ドライウエルの空気がベント管から放出される際、気泡がサブプレッションプール側壁、内部構造物及び原子炉格納容器底部に圧力波として作用する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>気泡形成によるサブプレッションプール水中の圧力上昇：<input type="text"/> kPa</li> </ul>
c. 水面上昇による衝撃力	プールスウェルに伴う水面上昇の際、水面より上方にある機器、配管、内部構造物にサブプレッションプール水が衝突し、それらに衝撃力が作用する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>衝撃力</li> <li><math>F_I = A \cdot P_I(t)</math></li> <li>A：衝撃の作用する実効面積</li> <li><math>P_I</math>：衝撃圧力</li> <li><math display="block">P_I(t) = \frac{1}{2} \cdot P_{I \max} \cdot \left\{ 1 - \cos \left( 2 \cdot \pi \cdot \frac{t}{T} \right) \right\}</math></li> <li>T：衝撃継続時間</li> <li><math display="block">P_{I \max} = 2 \cdot \frac{I_P}{T}</math></li> <li><math display="block">I_P = \frac{M_H}{A} \cdot V</math></li> <li><math>M_H</math>：水力学的重量</li> <li>V：プールスウェル速度</li> </ul>
d. 上昇水流による荷重	サブプレッションプール水が上昇する際、上昇水流によりドラッグ力が、機器、配管及び内部構造物に作用する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>ドラッグ力*</li> <li><math display="block">F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}</math></li> <li><math>C_D</math>：ドラッグ係数</li> <li>A：ドラッグの作用する実効面積</li> <li><math>\gamma</math>：水の密度</li> <li>V：ドラッグ速度 (<input type="text"/> m/s)</li> </ul>

注記\*：構造物がジェット流中に含まれる場合に用いる。

表 4-16 冷却材喪失事故時の荷重について (その 3)

荷重	現象	設計評価荷重
e. サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重	サプレッションプール水面の上昇によりサプレッションプール上部の空間部が圧縮されることにより、サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重が作用する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重：<input type="text"/> kPa</li> <li>・ ダイヤフラムフロア上向き差圧：<input type="text"/> kPa</li> </ul>
f. フォールバック荷重	上昇した水面の上昇が停止し、水が落下するとき、落下水により、機器、配管及び内部構造物にドラッグ力が作用する。	フォールバック荷重 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドラッグ力</li> </ul> $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C <sub>D</sub> ：ドラッグ係数 A：フォールバック荷重の作用する実効面積 γ：水の密度 V：フォールバック速度 ( <input type="text"/> m/s)
g. 蒸気凝縮振動荷重	中高流量蒸気が凝縮する際、サプレッションプール水に凝縮振動波が伝播し、サプレッションプール側壁、原子炉格納容器底部、原子炉本体基礎及び内部構造物に作用する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ プールバウンダリに加わる荷重</li> </ul> <input type="text"/> kPa <input type="text"/> kPa
h. チャギング荷重	低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口で不均一な凝縮によりプールバウンダリに荷重が加わる。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ プールバウンダリに加わる荷重</li> </ul> <input type="text"/> kPa <input type="text"/> kPa
i. 水平吐出管に加わる上下荷重	低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口で不均一な凝縮により上段の水平吐出管に上向き力が作用する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水平吐出管に加わる上下荷重</li> </ul> <input type="text"/> N

4.2.19 逃がし安全弁作動時の荷重

- (1) 逃がし安全弁作動時には排気管内の水がクエンチャノズルよりサブプレッションプール水中に排出される。排気管内の水が排出された後、管内の非凝縮性ガスが圧縮され、これがサブプレッションプール水中に放出される際、気泡を形成し、この気泡が過膨張、収縮を繰り返しながら浮力で上昇する。このとき、サブプレッションチェンバ内部構造物には、表 4-17 に示すような水ジェットと気泡の圧力振動による荷重が加わる。
- (2) (1)の圧力振動に起因してサブプレッションプール水中の内部構造物に作用する差圧及びドラッグ荷重は応力評価すべき構造物によって異なるため、個々の場合については計算書で述べる。

表 4-17 逃がし安全弁作動時の荷重について

荷重	現象	設計評価荷重
a. 水ジェットによる荷重	逃がし安全弁作動時、排気管内の水がクエンチャノズルよりサブプレッションプール水中に放出される際、ジェット流が形成され、サブプレッションプール水中の内部構造物に衝撃力及びドラッグ力が作用する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 衝撃力</li> <li><math>F_j = A \cdot P_j</math></li> <li>A : ジェットの当たる面積</li> <li><math>P_j</math> : ジェットの圧力</li> <li>・ ドラッグ力</li> <li><math>F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}</math></li> <li><math>C_D</math> : ドラッグ係数</li> <li>A : ジェットの作用する実効面積</li> <li><math>\gamma</math> : 水の密度</li> <li>V : ジェット水速度</li> </ul>
b. 空気泡圧力の振動による荷重	逃がし安全弁作動時、排気管内の空気が圧縮され、これがサブプレッションプール水中に放出される際、気泡を形成し、この気泡が過膨張、収縮を繰り返し圧力振動が、機器、配管、内部構造物、サブプレッションプール側壁及び原子炉格納容器底部に作用する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 圧力波による荷重</li> <li><input type="text"/> kPa</li> <li><input type="text"/> kPa</li> </ul>

#### 4.2.20 地震荷重

原子炉格納施設の設計に用いる地震荷重としては、VI-2-2-1「原子炉建屋の地震応答計算書」及びVI-2-2-4「原子炉本体の基礎の地震応答計算書」の解析結果を用いる。

#### 4.3 重大事故等時における設計条件

重大事故等時については、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能の確認を行うために、原子炉格納容器の評価温度、評価圧力を設定し、構造健全性評価、又は機能維持評価を行い、その環境下での原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことを確認する。

また、重大事故等時に加わる荷重を設定し、原子炉格納容器の強度評価等も含めた設計条件として使用する。

##### 4.3.1 原子炉格納容器の評価温度、評価圧力

###### (1) 原子炉格納容器の限界温度、限界圧力

重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）について原子炉格納容器の温度、圧力を評価した結果、原子炉格納容器温度の最高値は、約 207℃（壁面最高温度 約 165℃）、原子炉格納容器圧力の最高値は、620kPa となる。図 4-7 に原子炉格納容器温度の変化、図 4-8 に原子炉格納容器圧力の変化を示す。

重大事故等時の原子炉格納容器内の最高温度・最高圧力は、設計基準事故時における最高使用温度（171℃）、最高使用圧力（1Pd：310kPa）を上回ることから、重大事故等時の最高温度・最高圧力を上回り、かつ、産業界でシビアアクシデント時の原子炉格納容器の耐性の指標\*として用いられている 200℃及び 2Pd（620kPa）を原子炉格納容器の限界圧力、限界温度として設定し、その環境下での原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能について評価対象部位ごとに評価することにより、その機能が損なわれることがないことを確認する。また、これにより、原子炉格納容器を重大事故等時において使用する場合の設計漏えい率は、設計基準対象施設として使用する設計漏えい率と同じ 0.4%/day（最高使用圧力の 0.9 倍の圧力において）以下を維持できる。なお、重大事故等時の漏えい率は、原子炉格納容器圧力が設計基準対象施設としての最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合においても原子炉格納容器の環境条件を考慮し、適切に割増しして評価に使用しており、その設定値において被ばく評価上の基準に適合することを確認している。

注記\*：（財）原子力安全研究協会「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン」、（財）原子力発電技術機構「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」

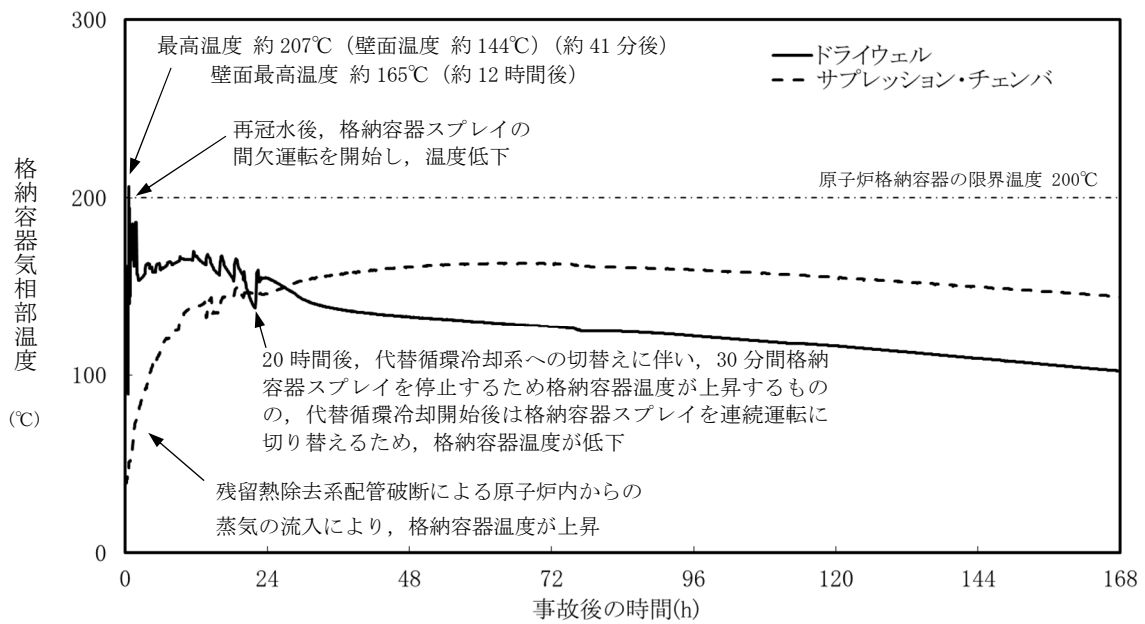


図 4-7 重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化\*

注記\* : 平成 29 年 12 月 27 日付け「原規規発第 1712272 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 7.2.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (4) 有効性評価の結果における第 7.2.1.2-12 図 格納容器気相部温度の推移



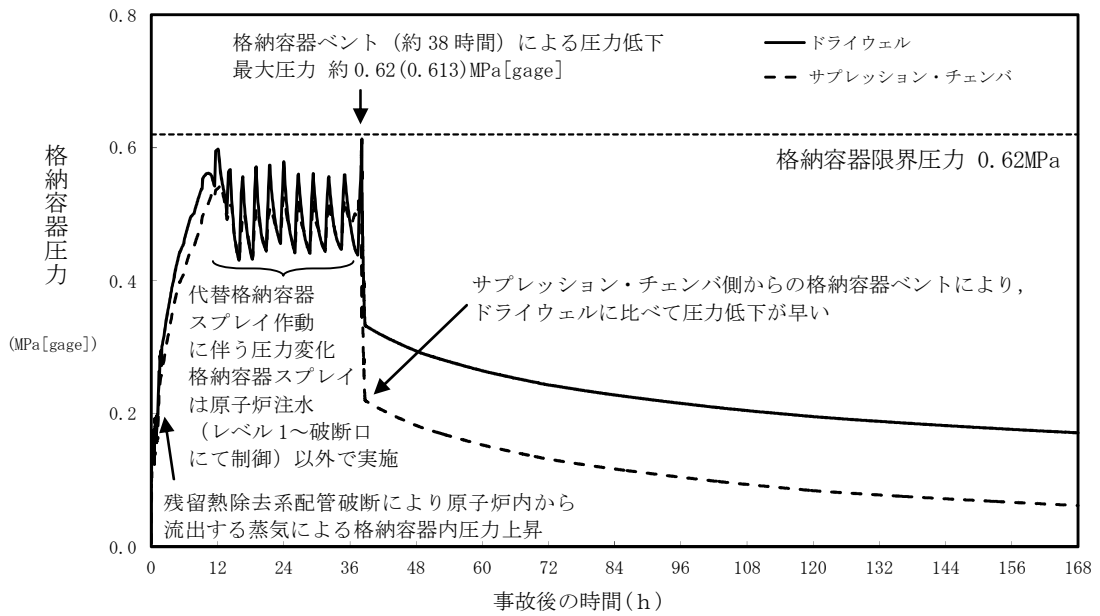


図 4-8 重大事故等時の原子炉格納容器圧力の変化\*

注記\* : 平成 29 年 12 月 27 日付け「原規規発第 1712272 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (4) 有効性評価の結果における第 7.2.1.3-10 図 格納容器圧力の推移

(2) 地震力と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力

重大事故等と地震力の組合せについては，VI-2-1-1「耐震設計の基本方針」において，「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（原子炉格納容器内の圧力，温度条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については，いったん事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力とを組み合わせ，その状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 $S_s$ による地震力を組み合わせる」としている。

a. 弾性設計用地震動 $S_d$ と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力

弾性設計用地震動 $S_d$ と組み合わせる，原子炉格納容器の評価温度，評価圧力は事象発生後 $10^{-2}$ 年（約3日（72時間））後の状態として，保守的に事象発生後以降の最高となる原子炉格納容器温度，圧力とする。

重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）について原子炉格納容器の温度，圧力を評価した結果，原子炉格納容器温度の最高値は約 $207^{\circ}\text{C}$ （壁面最高温度 約 $165^{\circ}\text{C}$ ），原子炉格納容器圧力の最高値は $620\text{kPa}$ となる。図4-7に原子炉格納容器温度の変化，図4-8に原子炉格納容器圧力の変化を示す。原子炉格納容器の強度評価等に用いる温度条件としては，原子炉格納容器気相温度ではなく，原子炉格納容器壁面温度に着目するため，壁面最高温度の約 $165^{\circ}\text{C}$ を考慮する。

以上より，弾性設計用地震動 $S_d$ と組み合わせる，原子炉格納容器の評価温度は，壁面最高温度及び $620\text{kPa}$ における飽和蒸気温度を包絡する値として $168^{\circ}\text{C}$ とする。評価圧力は $620\text{kPa}$ とする。

b. 基準地震動 $S_s$ と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力

基準地震動 $S_s$ と組み合わせる，原子炉格納容器の評価温度，評価圧力は事象発生後 $2 \times 10^{-1}$ 年（約73日）後の状態を有効性評価結果に対して保守的に包絡する状態として，事象発生60日（1440時間）後の原子炉格納容器温度，圧力とする。

基準地震動 $S_s$ との組合せにおいて想定する評価事故シーケンスである雰囲気圧力・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する場合）について原子炉格納容器の温度，圧力を評価した結果，事象発生60日後時点においては，原子炉格納容器温度は約 $74^{\circ}\text{C}$ ，原子炉格納容器圧力は約 $150\text{kPa}$ となる。図4-9に原子炉格納容器温度の変化，図4-10に原子炉格納容器圧力の変化を示す。

以上より，基準地震動 $S_s$ と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力は，上記を包絡する値として， $100^{\circ}\text{C}$ ， $150\text{kPa}$ とする。

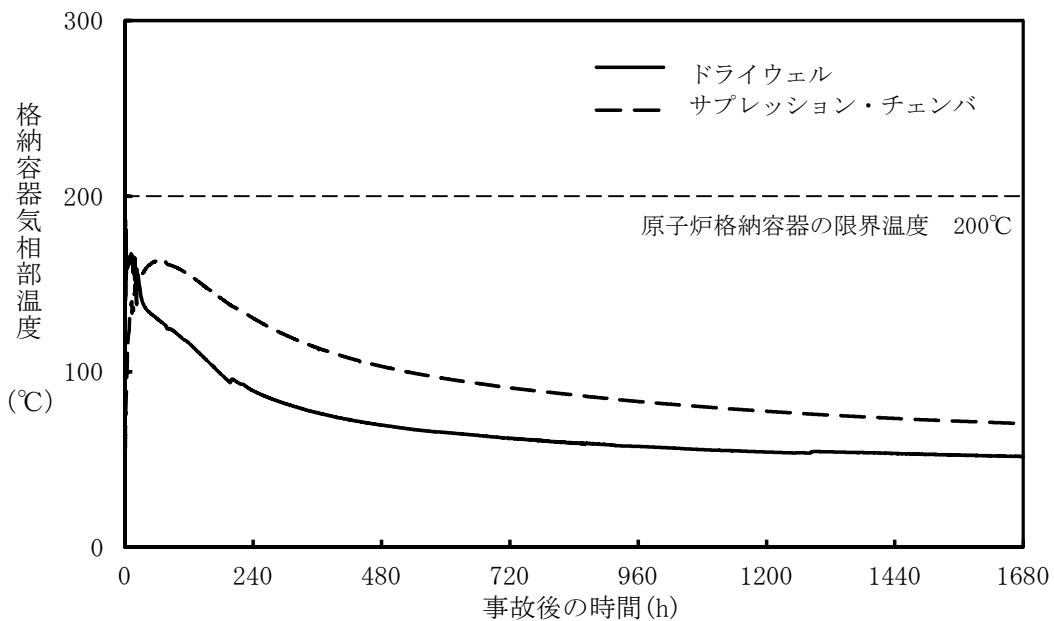


図 4-9 重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化（長期解析）\*

注記\*：平成 29 年 12 月 27 日付け「原規規発第 1712272 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合と同条件で実施した原子炉格納容器温度の長期解析結果

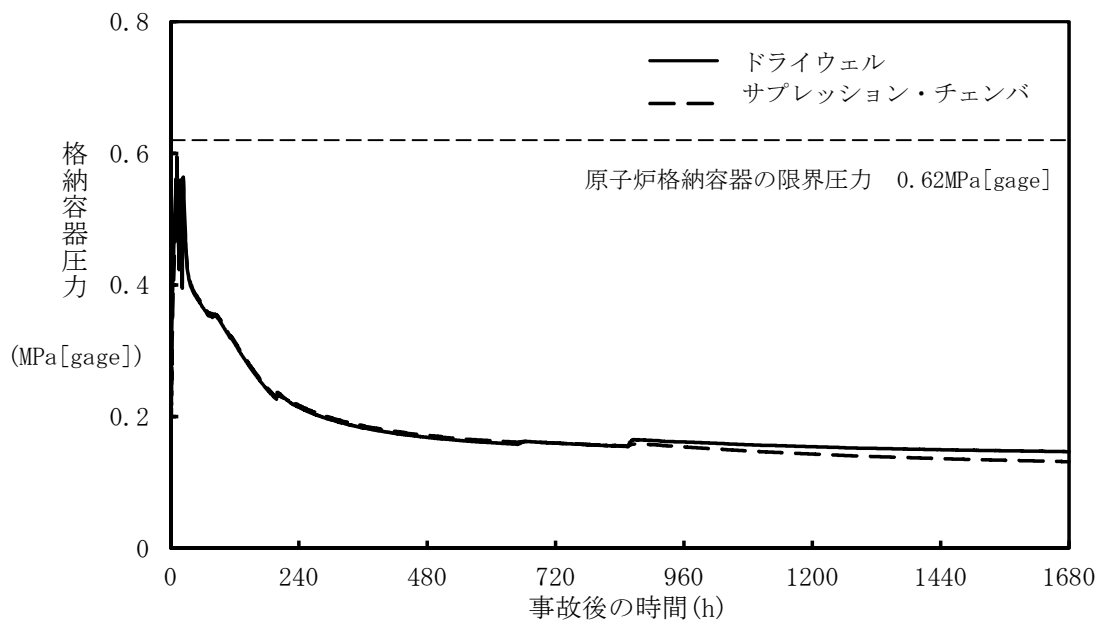


図 4-10 重大事故等時の原子炉格納容器圧力の変化（長期解析）\*

注記\*：平成 29 年 12 月 27 日付け「原規規発第 1712272 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合と同条件で実施した原子炉格納容器圧力の長期解析結果

### (3) 重大事故等時の原子炉格納容器の評価水位

重大事故等時は原子炉格納容器外部を水源とする代替格納容器スプレイにより、サブプレッションプール水位が上昇し、これに伴うベント管リターンラインからの水の流入により下部ドライウェルに水位が形成される。

重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスのうち原子炉格納容器水位が最大となる、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）についてサブプレッションプール水位及び下部ドライウェル水位を評価した結果、最高値はそれぞれ約 16.3m 及び約 13.5m となる。図 4-11 にサブプレッションプール水位の変化、図 4-12 に下部ドライウェル水位の変化を示す。

重大事故対応上は、サブプレッションプールの水位が原子炉格納容器圧力逃がし装置配管（以下「ベントライン」という。）から-1m となるまでに代替格納容器スプレイを停止するが、保守的にこれを上回る水位として、ベントライン下端である 16.95m(T. M. S. L. 8750mm)を重大事故等時の弾性設計用地震動  $S_d$  及び基準地震動  $S_s$  と組み合わせる原子炉格納容器の評価に用いるサブプレッションプール水位とする。

下部ドライウェル水位については、解析上の最高値約 13.5m を包絡する値として、14.0m(T. M. S. L. 7400mm)を重大事故等時の弾性設計用地震動  $S_d$  及び基準地震動  $S_s$  と組み合わせる原子炉格納容器の評価に用いる下部ドライウェル水位とする。

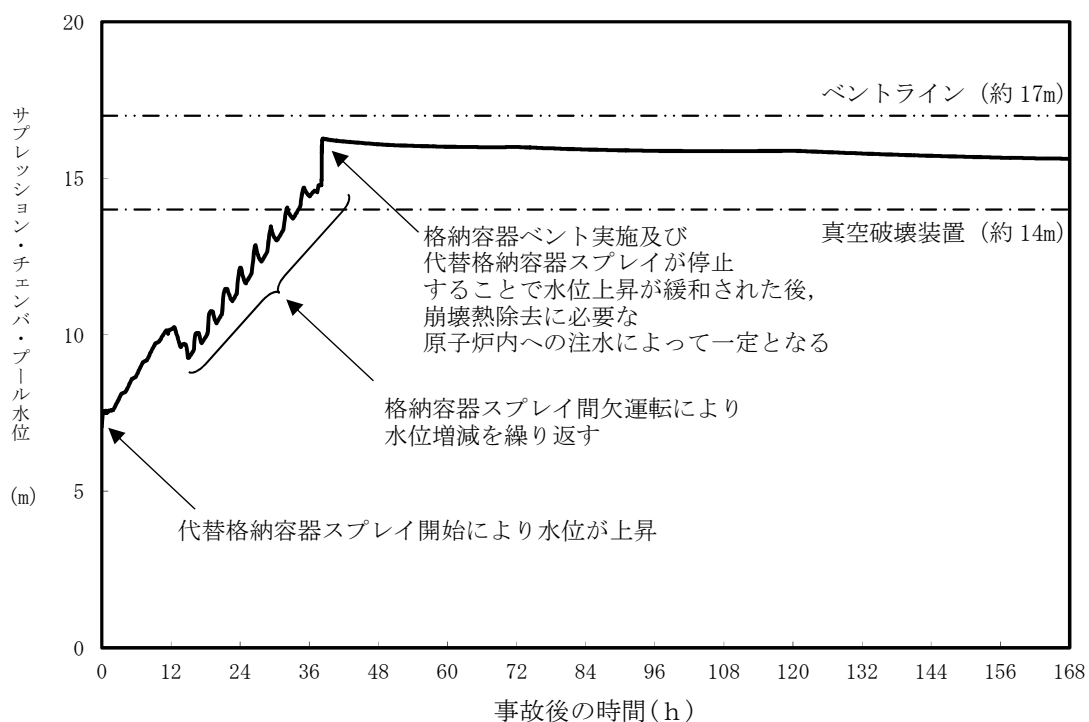


図 4-11 重大事故等時のサプレッションプールの水位の変化\*

注記\* : 平成 29 年 12 月 27 日付け「原規規発第 1712272 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合 7.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (4) 有効性評価の結果における第 7.2.1.3-12 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移

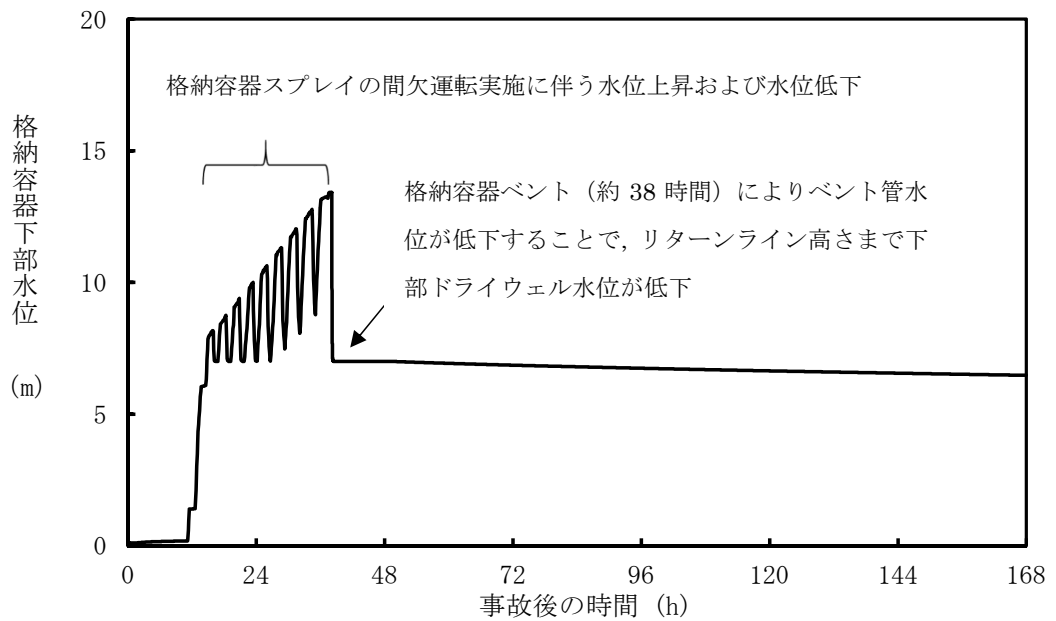


図 4-12 重大事故等時の下部ドライウェル水位の変化\*

注記\*：平成 29 年 12 月 27 日付け「原規規発第 1712272 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合と同条件の解析結果に基づく下部ドライウェル水位の変化

#### 4.3.2 重大事故等時における原子炉格納容器の熱輸送機能

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置を設ける。

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ）、よう素フィルタ、ドレンタンク、ラブチャーディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から放出（系統設計流量 31.6kg/s（2Pd において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が 5mSv 以下であることを確認しており、格納容器圧力逃がし装置はこの評価条件を満足する設計とする。

詳細は、「4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能」に示す。

耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に放出（系統設計流量 15.8kg/s（1Pd において））することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。

耐圧強化ベント系を使用する際に流路となる不活性ガス系等の配管は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とする。また、弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。

耐圧強化ベント系の使用後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合には、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。

耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、遠隔空気駆動弁操作ボンベから遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由し、高圧窒素ガスを供給することによる操作も可能な設計とし、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。これらにより、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。



耐圧強化ベント系はサプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、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有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が 5mSv 以下であることを確認しており、耐圧強化ベント系はこの評価条件を満足する設計とする。

#### 4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を設ける。また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッションチェンバプール水冷却モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウエル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の水源である復水貯蔵槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した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が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウエル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の水源は、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した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

電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水をドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

残留熱除去系（サブプレッションチェンバプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器により、サブプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

#### 4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器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重大事故等対処設備として、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内の圧力及び温度を低下させるための設備である代替循環冷却系及び原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備である格納容器圧力逃がし装置を設ける。

代替循環冷却系は、復水移送ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、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できる設計とする。

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、原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに、格納容器ベント管に設けられている連通孔を経て、サブプレッションチェンバに戻ることで循環できる設計とする。

代替循環冷却系は、代替所内電気設備を経由した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（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ）、よう素フィルタ、ドレンタンク、ラプチャーディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 31.6kg/s（2Pd において））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、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、よう素フィルタは、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また、

無機よう素をスクラバ水中に捕集・保持するために、アルカリ性の状態（pH 以上）に維持する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置はサブプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、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、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けること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水素爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出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は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。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個設置し、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後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。

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隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数5）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外に遠隔空気駆動弁操作用ポンベを設置することで、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とし、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。

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

格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合の水位調整のため、又は格納容器圧力逃がし装置使用後に水の放射線分解により発生する水素が系統内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置内のスクラバ水をドレン移送ポンプによりサブプレッションチェンバへ移送できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、代替淡水源から、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型Y型ストレーナ等によりフィルタ装置にスクラバ水を補給できる設計とする。

スクラバ水 pH 制御設備用ポンプは、可搬型窒素供給装置により駆動し、水酸化ナトリ

ウム水溶液をフィルタ装置に注入し、フィルタ装置内のスクラバ水の pH を  $\square$  以上に維持できる設計とする。

#### 4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能

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破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を設ける。また、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。なお、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合に、ドライウエル高電導度廃液サンプル及びドライウエル低電導度廃液サンプルへの熔融炉心の流入を抑制するため、コリウムシールドを設ける。

格納容器下部注水系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を補給水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

格納容器下部注水系（常設）の水源である復水貯蔵槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

格納容器下部注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した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が可能な設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水を補給水系を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）の水源は、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）は、代替所内電気設備を経由した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が可能な設計とする。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウエル高電導度廃液サンプル及びドライウエル低電導度廃液サンプルへの熔融炉心の流入を抑制する設計とする。さらに格納容器下部注水系を使用することにより、ドライウエル高電導度廃液サンプル及びドライウエル低電導度廃液サンプルのコンクリートの侵食を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。コリウムシールドは、寸法が高さ 0.85m、厚さ 0.13m、材料がジルコニア ( $ZrO_2$ )、個数が 1 個の設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低压代替注水系（常設）、低压代替注水系（可搬型）、高压代替注水系及びほう酸水注入系を設ける。

低压代替注水系（常設）、低压代替注水系（可搬型）、高压代替注水系及びほう酸水注

入系は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び高圧代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行うことで溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

低圧代替注水系（常設）の水源である復水貯蔵槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の水源は、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

ほう酸水注入系は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止する設計とする。

#### 4.3.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能

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内における水素爆発による破損を防止するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備である耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置を設ける。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する運用を保安規定に定めて管理する。

耐圧強化ベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合であって、代替循環冷却系を長期使用した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して主排気筒（内筒）を通して大気に放出（系統設計流量 15.8kg/s（1Pd において））することで、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

耐圧強化ベント系はサプレッションチェンバ及びドライウエルのいずれにも接続するが、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出するために使用する場合は、サプレッションチェンバのプール水による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排出経路のみを使用する設計とする。

耐圧強化ベント系は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統待機中に原子炉格納容器から耐圧強化ベント弁までの配管について、系

統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換しておく運用を保安規定に定めて管理するとともに、耐圧強化ベント系の使用前に可搬型窒素供給装置により外部より排出経路の配管へ不活性ガス（窒素ガス）を供給できる設計とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所についてはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出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。

可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源設備により給電できる設計とする。

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、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 31.6kg/s（2Pd において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出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。

可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源設備により給電できる設計とする。

なお、詳細はVI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

#### 4.3.7 重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を緩和するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器から水素ガス及び酸素ガスを排出することができる設備である格納容器圧力逃がし装置を設ける設計とする。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、水素濃度抑制系である静的触媒式水素再結合器を設ける設計とする。

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、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 31.6kg/s（2Pd において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出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。

可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源設備により給電できる設計とする。

水素濃度抑制系である静的触媒式水素再結合器は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の水素爆発を防止できる設計とする。

なお、詳細はVI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

#### 4.3.8 重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備及び海洋拡散抑制設備を設ける。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設備として、原子炉建屋放水設備を設ける設計とする。

大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する原子炉建屋放水設備は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）により海水を取水し、ホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）により泡原液混合装置を通して、海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。

海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する海洋拡散抑制設備は、汚濁防止膜、放射性物質吸着材等で構成し、汚濁防止膜は、汚染水が発電所から海洋に流出する放水口及び取水口に可搬型である小型船舶（汚濁防止膜設置用）により設置できる設計とする。

汚濁防止膜は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。また、予備については、各設置場所に保管する。

放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、6号機及び7号機の雨水排水路集水柵に加え、6号機又は7号機雨水排水路集水柵の損傷等により汚染水が敷地に溢れた場合のバックアップとして5号機雨水排水路集水柵とフラップゲート入口に、網目状の袋に布状の放射性物質吸着材を詰めたものを使用時に設置できる設計とする。放射性物質吸着材は、各設置場所に必要となる保

有量に加え、6号機又は7号機雨水排水路集水柵用の放射性物質吸着材の予備を保管する設計とする。

#### 4.3.9 重大事故等時に加わる動荷重

重大事故等時においても、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の破断を起因とする事象、逃がし安全弁の作動を伴う事象において動荷重が発生する。また、重大事故等時は、設計基準事故時と事故進展が異なるため、設計基準事故時に生じる原子炉冷却材喪失事故時の動荷重及び逃がし安全弁作動時以外の動荷重が加わる。

そこで、炉心損傷防止対策の有効性評価における重要事故シーケンス及び格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）ごとの事故進展を考慮し、重大事故等時の動荷重を抽出した。

その結果、設計基準事故時の動荷重である原子炉冷却材喪失事故時及び逃がし安全弁作動時以外に、以下の重要事故シーケンス等における動荷重を新たに抽出した。

- ・原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用時の蒸気発生に伴う圧力上昇
- ・格納容器ベントによる減圧

これらの動荷重については、影響を評価した結果、原子炉冷却材喪失事故時の動荷重に対して同等以下であり、設計基準事故時の動荷重に包絡されることを確認した。

一方で、以下の重要事故シーケンス等の状態は設計基準事故時の範囲を逸脱しており、この際に生じる逃がし安全弁作動時の動荷重は設計基準事故時より大きくなる可能性が考えられる。

- ・全交流動力電源喪失のプール水の温度上昇時
- ・原子炉停止機能喪失時の逃がし安全弁 18 弁作動時
- ・原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時
- ・高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止のための逃がし安全弁作動に伴う過熱蒸気発生時

これらの状態については、影響を評価した結果、原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時を除き、設計基準事故時の逃がし安全弁の動荷重に対して設計基準事故時の範囲を逸脱する領域であっても同等若しくはそれ以下であり、設計基準事故時の動荷重に包絡される。また、原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時についても機器の構造健全性に対して影響が小さいことを確認した。

以上より、重大事故等時の動荷重については、表 4-17 に記載の設計基準事故時の荷重と同等のものを用いる。



## 5. 原子炉格納施設の荷重の組合せ

### 5.1 荷重の種類

強度に関する説明書及び耐震性に関する説明書においては、以下に示す荷重の中から、計算を行う場所と条件に合わせて荷重を選びその組合せに対して計算を行う。

- (1) 自重及び機器支持荷重
- (2) サプレッションプール水重量
- (3) 燃料交換時水重量
- (4) 機器に加わる活荷重
- (5) 逃がし安全弁作動時空気泡圧力による荷重
- (6) 圧力
- (7) 温度
- (8) 冷却材喪失事故時の蒸気ブローダウンによる荷重
- (9) ドライウェル内の配管破断によるジェット力
- (10) ジェット反力
- (11) パイプホイップ荷重
- (12) 冷却材喪失事故時のサプレッションプール水揺動による荷重
- (13) 地震荷重

### 5.2 荷重の組合せ

原子炉格納施設の荷重の組合せと許容応力状態及び荷重状態を表 5-1 に示す。

なお、応力計算はそれぞれの荷重の組合せの中で最も厳しい条件について行う。また、圧力、温度及び冷却材喪失事故時の蒸気ブローダウンによる荷重等において、荷重の発生する時間が明らかに異なる場合は時間のずれを考慮する。

表 5-1 荷重の組合せと許容応力状態及び荷重状態

荷重の組合せ		許容応力状態	荷重状態*1
運転状態*2	地震荷重		
設計条件*3	—	設計条件*8	IV (異常時)
運転状態 I	—	Ⅰ <sub>A</sub> *9	I (通常運転時)
運転状態 II	—	Ⅱ <sub>A</sub> *10	II (逃がし安全弁作動時)
運転状態IV*4	—	Ⅳ <sub>A</sub> *11	IV (ジェット力作用時)
運転状態IV*5	—	設計条件*11	III (異常時)
運転状態V (S)	—	V <sub>A</sub> *12	V (重大事故等時)
試験状態	—	試験状態*13	II (試験時)
運転状態 I	S d *	Ⅲ <sub>A</sub> S	III (地震時)
運転状態 I	S s	Ⅳ <sub>A</sub> S	IV (地震時)
運転状態 II	S d *	Ⅲ <sub>A</sub> S	III (地震時)
運転状態 II	S s	Ⅳ <sub>A</sub> S	IV (地震時)
運転状態IV*6	S d *	Ⅲ <sub>A</sub> S	III ((異常+地震)時)
運転状態IV*5	S d *	Ⅳ <sub>A</sub> S*7	IV ((異常+地震)時)
運転状態V (L)	S d	V <sub>A</sub> S	V ((重大事故等+地震)時)
運転状態V (LL)	S s	V <sub>A</sub> S	V ((重大事故等+地震)時)

注記\*1 : 各荷重状態における荷重の組合せの詳細を表 5-2 に示す。

\*2 : 各運転状態における荷重の組合せの詳細を表 5-3 及び表 5-4 に示す。

\*3 : 設計条件による荷重では、最高使用圧力等による荷重を考慮する。

\*4 : 冷却材喪失事故時のジェット力、冷却材喪失事故時のサプレッションプール水揺動による荷重を考慮する。

\*5 : 冷却材喪失事故後の最大内圧を考慮する。また、クラス 2 配管については最高使用圧力を考慮する。

\*6 : 冷却材喪失事故後 10<sup>-1</sup>年程度以降の最大内圧を考慮する。

\*7 : クラス 2 配管については、Ⅲ<sub>A</sub>S で評価する。

\*8 : 設計条件における許容応力状態を表す。

\*9 : 運転状態 I における許容応力状態を表す。

\*10 : 運転状態 II における許容応力状態を表す。

\*11 : 運転状態IVにおける許容応力状態を表す。

\*12 : 運転状態V (S) における許容応力状態を表す。

\*13 : 試験状態における許容応力状態を表す。

注 : 記号

S d : 弾性設計用地震動 S d により定まる地震力

S d \* : 弾性設計用地震動 S d により定まる地震力又は静的地震力

S s : 基準地震動 S s により定まる地震力

表 5-2 荷重状態における荷重の組合せ\*1

荷重状態	荷重時	荷重係数*2											
		死荷重	活荷重	運転時圧力*3	運転時配管荷重	運転時温度荷重	異常時圧力	異常時配管荷重	異常時温度荷重	ジェット力	S d*地震荷重	S s地震荷重	試験圧力
I	通常運転時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0							
II	逃がし安全弁作動時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0							
	試験時	1.0	1.0										1.0
III	地震時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0					1.0		
	異常時	1.0	1.0				1.0	1.0	1.0				
	(異常+地震)時	1.0	1.0				1.0	1.0	1.0		1.0		
IV	地震時	1.0	1.0	1.0	1.0							1.0	
	異常時	1.0	1.0				1.5	1.0					
	ジェット力作用時	1.0	1.0							1.0			
	(異常+地震)時	1.0	1.0				1.0	1.0			1.0		
V	重大事故等時	1.0	1.0				1.0	1.0					
	((重大事故等+地震)時)	1.0	1.0				1.0	1.0			1.0		
	((重大事故等+地震)時)	1.0	1.0				1.0	1.0				1.0	

注記\*1 : 設計に用いる荷重の組合せは、荷重状態の荷重時に応じ、荷重に表中の荷重係数を乗じ、それぞれ加えたものとする。

\*2 : ライナプレート及びライナアンカの設計においては、荷重係数を 1.0 とする。

\*3 : 貫通部アンカの設計においては、運転時圧力(内圧)は運転時圧力(外圧)と同一であるため、運転時圧力(外圧)で代表させる。

表 5-3 設計基準対象施設の荷重の組合せ

荷重の組合せ			許容応力状態	荷重状態	死荷重	活荷重 (燃料交換時)	圧力*2				温度		事故時荷重	動荷重			
No.	各運転状態による荷重	地震					最高使用圧力	通常運転圧力	事故時最大圧力	試験圧力	通常運転温度	事故時最大温度	ジェット力	逃がし安全弁 作動時	プールのスウェル	蒸気凝縮振動	チャギング
1	設計条件による荷重	—	設計条件	IV(異常時)	○	—	○	—	—	—	—	—*6	—	—*5	—	—	—
2	運転状態 I による荷重	—	Ⅰ <sub>A</sub>	I(通常運転時)	○	—	—	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—
3	運転状態 I による荷重	—	Ⅰ <sub>A</sub>	I(通常運転時)	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
4	運転状態 II による荷重	—	Ⅱ <sub>A</sub>	II(逃がし安全弁作動時)	○	—	—	○	—	—	○	—	—	○	—	—	—
5	運転状態 IV による荷重	—	Ⅳ <sub>A</sub>	IV(ジェット力作用時)	○	—	—	—	—	—	—*6	—	○	—	○	—	—
6	運転状態 IV による荷重	—	設計条件	III(異常時)	○	—	—	—	○	—	—	○	—	—	—	○	—
7	運転状態 IV による荷重	—	設計条件	III(異常時)	○	—	—	—	○	—	—	○	—	—	—	—	○
8	運転状態 IV による荷重	—	設計条件*4	III(異常時)	○	—	—	—	○	—	—	○	—	○	—	—	○
9	試験状態による荷重	—	試験状態	II(試験時)	○	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—
10	運転状態 I による荷重	S d *	Ⅲ <sub>A</sub> S	III(地震時)	○	—	—	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—
11	運転状態 I による荷重	S d *	Ⅲ <sub>A</sub> S	III(地震時)	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
12	運転状態 I による荷重	S s	Ⅳ <sub>A</sub> S	IV(地震時)	○	—	—	○	—	—	—*6	—	—	—	—	—	—
13	運転状態 I による荷重	S s	Ⅳ <sub>A</sub> S	IV(地震時)	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
14	運転状態 II による荷重	S d *	Ⅲ <sub>A</sub> S	III(地震時)	○	—	—	○	—	—	○	—	—	○	—	—	—
15	運転状態 II による荷重	S s	Ⅳ <sub>A</sub> S	IV(地震時)	○	—	—	○	—	—	—*6	—	—	○	—	—	—
16	運転状態 IV による荷重	S d *	Ⅲ <sub>A</sub> S	III(異常+地震時)	○	—	—	—	○*1	—	—	—*6	—	—	—	—	—
17	運転状態 IV による荷重	S d *	Ⅳ <sub>A</sub> S*3	IV(異常+地震時)	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—

注記\*1 : 冷却材喪失事故後 10<sup>-1</sup>年程度以降の最大内圧を考慮する。

\*2 : クラス 2 配管については最高使用圧力を考慮する。

\*3 : クラス 2 配管については, Ⅲ<sub>A</sub>S で評価する。

\*4 : クラス 2 配管については, Ⅳ<sub>A</sub>S で評価する。

\*5 : クラス 2 配管については, 機械的荷重(逃がし安全弁の吹出し反力により生じる荷重)を考慮する。

\*6 : 鋼構造設計規準に基づき評価する場合, 熱を保守的に考慮する。

表 5-4 重大事故等時の荷重の組合せ

荷重の組合せ			許容応力 状態	荷重 状態	死 荷重	活荷重 (燃料交換時)	圧力					S A 温度 *5	事故時 荷重*6			
No.	各運転状態による荷重	地震					限界圧力 *1	F C I 時 圧力	設計 圧力 *2	S A 後 長期 圧力 *3	S A 後 長々 期圧力 *4		ジェット 力	逃がし 安全 弁作 動時	チャ ギン グ	F C I
V(S)-1	S A 短期における荷重	—	V A	V (S)	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	○	—
V(S)-2	S A 短期における荷重	—	V A	V (S)	○	—	—	—	○	—	—	—	—	○	○	—
V(S)-3	S A 短期における荷重	—	V A	V (S)	○	—	—	○*7	—	—	—	—	—	—	—	○*8
V(L)-1	S A 長期 (L) における荷重	S d	V A S	V (L)	○	—	—	—	—	○	—	—	—	—	○	—
V(LL)-1	S A 長期 (L L) における荷重	S s	V A S	V (L L)	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—

注記\*1 : 評価対象設備に応じて、内圧 620kPa (限界圧力)、差圧 173kPa、逆差圧-100kPa を適用する。

\*2 : 評価対象設備に応じて、内圧 310kPa (最高使用圧力)、差圧 173kPa を適用する。

\*3 : 評価対象設備に応じて、内圧 620kPa (限界圧力)、差圧 173kPa を適用する。

\*4 : 評価対象設備に応じて、内圧 150kPa (S A 後長々期圧力)、差圧 100kPa を適用する。

\*5 : 重大事故等の最大温度による影響は発生する回数が 1 回であり、疲労破壊には顕著な影響を与えないため、組み合わせない。  
疲労評価は不要であるため、一次+二次応力評価は不要とする。

\*6 : 重大事故等の事象発生直後に生じる荷重であり、設計基準事故時に考慮されているため、組み合わせない。

\*7 : F C I 発生時のピーク圧力(ドライウエル 504kPa, サプレッションチェンバ 391kPa)又はこれを包絡する値として限界圧力のいずれかを適用する。

\*8 : 蒸気凝縮振動荷重で代用する。

注 : F C I : 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用。

差圧 : ドライウエル圧力がサプレッションチェンバ圧力よりも高い場合の圧力差を差圧として表す。

逆差圧 : ドライウエル圧力がサプレッションチェンバ圧力よりも低い場合の圧力差を逆差圧として表す。

### 5.3 繰返し荷重に対する解析

繰返し荷重に対する解析については、告示第501号を適用する機器においては第13条第1項第3号に示される条件を5.3.1に示すようにいずれも満足しているので疲れ解析を必要としない。また、「発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む。））J S M E S N C 1-2005/2007）」（以下「設計・建設規格」という。）を適用する機器においては、PVB-3140に示される疲労解析不要の条件を5.3.2に示すようにいずれも満足しているため、疲労解析を必要としない。

なお、疲れ及び疲労解析不要の条件のうち、第3号へ及びPVB-3140(6)については、施設後の機械的荷重及び地震動による応力の変更により、疲れ及び疲労解析不要の条件を満足できなくなる可能性が考えられることから、満足できなくなった場合においては疲れ及び疲労解析を実施する。

なお、本書では鋼製耐圧部についてのみ検討し、ライナ部についてはVI-3-3-6-1-1-2「原子炉格納容器ライナ部の強度計算書」において検討するものとする。

ここで、繰返し荷重としてかかるサイクル数は便宜上、下記のように定める。

#### (1) 原子炉格納容器に全体的に加わる荷重のサイクル数

圧力：原子炉格納容器に全体的に内圧が加わるのは、運転開始前試験時、定検時の漏えい試験時及び事故時である。ここで、運転開始前試験時は□回、定検時の漏えい試験時は高々□回、事故時は□回である。

温度：原子炉格納容器が全体的に最高使用温度程度まで温度が上昇するのは事故時□回である。

以上より原子炉格納容器が全体的に負荷される場合の回数は余裕を見て□回とする。

#### (2) 原子炉格納容器に局部的に加わる荷重のサイクル数

原子炉格納容器に局部的に負荷されるのは原子炉の起動停止、燃料交換及び地震時である。ここで原子炉の起動停止及び燃料交換のサイクルは高々□回、地震荷重が加わるのは高々200回（サイクル数）である。

以上より原子炉格納容器が局部的に負荷される場合の回数は余裕を見て□回とする。

### 5.3.1 告示第501号に基づく繰返し荷重に対する解析

#### (1) 大気圧から運転圧になり、再び大気圧に戻るサイクル数

（告示第501号 第13条第1項第3号イ）

告示に定められる許容引張応力 $S$ の3倍の値は $3 \times$  □ MPaであり、これに対応する許容繰返し回数 $N$ は□である。ここで告示に示される運転圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力と対応させてみると、その回数は□回で $N$ より小さいので本条項を満足している。

## (2) 負荷運転時における圧力変動の全振幅の検討

(告示第501号 第13条第1項第3号ロ)

疲れ解析の対象となる圧力変動の全振幅は(イ)より、次のように求める。

$$A_m = \frac{1}{3} \cdot P \cdot \frac{S'}{S} = \boxed{\phantom{000}} \text{MPa}$$

ここに、

P : 最高使用圧力

$$= 310 \text{kPa}$$

S' : 炭素鋼の  $10^6$  回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

$$= \boxed{\phantom{000}} \text{MPa}$$

S : 許容引張応力

$$= \boxed{\phantom{000}} \text{MPa}$$

したがって、疲れ解析が不要となる圧力変動の全振幅は負荷運転時における圧力変動の全振幅 ( $\boxed{\phantom{000}}$  MPa) より大きくなるので本条項を満足している。

## (3) 起動、運転、停止サイクル中の任意の2点間の温度差の検討

(告示第501号 第13条第1項第3号ハ)

解析の対象となる任意の2点間の距離は(イ)より、次のように求める。

$$p = 2 \cdot \sqrt{R \cdot t} = \boxed{\phantom{000}} \text{mm}$$

ここに、

R : 原子炉格納容器の最大半径

$$= \boxed{\phantom{000}} \text{mm}$$

t : 原子炉格納容器の板厚

$$= \boxed{\phantom{000}} \text{mm}$$

は p の値が最大となるように選ぶ。

疲れ解析が不要となる任意の2点間の最大温度差は(ロ)より、次のように求める。

$$T = \frac{S_a}{2 \cdot E \cdot \alpha} = \boxed{\phantom{000}} \text{°C}$$

ここに、

S<sub>a</sub> : 炭素鋼の  $\boxed{\phantom{000}}$  回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

$$= \boxed{\phantom{000}} \text{MPa}$$

E : 炭素鋼の縦弾性係数

$$= \boxed{\phantom{000}} \text{MPa} \left( \boxed{\phantom{000}} \text{°C における値} \right)$$

α : 炭素鋼の瞬時熱膨張係数

$$= \boxed{\phantom{000}} \text{mm/mm} \cdot \text{°C} \left( \boxed{\phantom{000}} \text{°C における値} \right)$$

ここで、Tは設計上の最大温度差 161℃ (171℃-10℃) より大きい。したがって、任意の2点間の最大温度差はTの値を超えることはないので本条項を満足している。

(4) 負荷運転中の任意の2点の温度差の変動の全振幅の検討

(告示第501号 第13条第1項第3号ニ)

負荷運転中の温度変動の数を  回とすると、疲れ解析が不要となる最大温度差は(3)項に示すTと全く同じになる。

したがって、負荷運転時の任意の2点間の最大温度差の変動の全振幅は、(3)項に示すTを超えることはないので本条項を満足している。

(5) 負荷運転時の異種材結合部の温度差の検討

(告示第501号 第13条第1項第3号ホ)

疲れ解析の対象となる異種材結合部の最小温度差は(イ)より、次のように求める。

$$T = \frac{S'}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$$

$$= \text{} \text{ } ^\circ\text{C}$$

ここに、

S' : 炭素鋼の10<sup>6</sup>回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

E<sub>1</sub> : ステンレス鋼の縦弾性係数

$$= \text{} \text{ MPa (  } ^\circ\text{C} \text{ における値)}$$

α<sub>1</sub> : ステンレス鋼の瞬時熱膨張係数

$$= \text{} \text{ mm/mm} \cdot ^\circ\text{C (  } ^\circ\text{C} \text{ における値)}$$

E<sub>2</sub> : 炭素鋼の縦弾性係数

$$= \text{} \text{ MPa (  } ^\circ\text{C} \text{ における値)}$$

α<sub>2</sub> : 炭素鋼の瞬時熱膨張係数

$$= \text{} \text{ mm/mm} \cdot ^\circ\text{C (  } ^\circ\text{C} \text{ における値)}$$

上記Tを超える異種材結合部温度差の変動回数を  回とすると、疲れ解析が不要となる異種材結合部の最大温度差は(ロ)より、次のように求める。

$$T = \frac{S_a}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$$

$$= \text{} \text{ } ^\circ\text{C}$$

ここに、

S<sub>a</sub> : 炭素鋼の  回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

したがって、疲れ解析が不要となる異種材結合部の許容最大温度差は温度差 (161℃) より大きくなるので本条項を満足している。

(6) 容器に接続される管からの反力その他機械的荷重及び地震動による

応力の全振幅の検討 (告示第501号 第13条第1項第3号へ)



荷重の繰返し回数  回に対応する許容ピーク応力強さは  MPa となる。ここで、原子炉格納容器の機械的荷重及び地震動による応力の全振幅はいかなる場所でも  MPa を超えることのないよう設計しているため本条項を満足している。

### 5.3.2 設計・建設規格に基づく繰返し荷重に対する解析

#### (1) 大気圧から運転圧力になり、再び大気圧に戻るサイクル数

(設計・建設規格 PVB-3140(1))

設計・建設規格に定められる許容引張応力 S の 3 倍の値は  $3 \times$   MPa であり、これに対応する許容繰返し回数 N は  である。ここで設計・建設規格に示される運転圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力と対応させてみると、その回数は  回で N より小さいので本条項を満足している。

#### (2) 負荷運転時における圧力変動の全振幅の検討

(設計・建設規格 PVB-3140(2))

疲労解析の対象となる圧力変動の全振幅は PVB-3140(2)a より、次のように求める。

$$A_m = \frac{1}{3} \cdot P \cdot \frac{S'}{S} = \text{ MPa}$$

ここに、

P : 最高使用圧力  
= 310kPa

S' : 炭素鋼の  $10^6$  回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ  
=  MPa

S : 許容引張応力  
=  MPa

したがって、疲労解析が不要となる圧力変動の全振幅は負荷運転時における圧力変動の全振幅 ( MPa) より大きくなるので本条項を満足している。

#### (3) 起動、運転、停止サイクル中の任意の 2 点間の温度差の検討

(設計・建設規格 PVB-3140(3))

解析の対象となる任意の 2 点間の距離は PVB-3140(3) より、次のように求める。

$$p = 2 \cdot \sqrt{R \cdot t} = \text{ mm}$$

ここに、

R : 原子炉格納容器の最大半径  
=  mm

t : 原子炉格納容器の板厚  
=  mm

は p の値が最大となるように選ぶ。

疲労解析が不要となる任意の 2 点間の最大温度差は PVB-3140(3) より、次のように求め

る。

$$T = \frac{S_a}{2 \cdot E \cdot \alpha} = \boxed{\phantom{000}} \text{°C}$$

ここに、

$S_a$  : 炭素鋼の  $\boxed{\phantom{000}}$  回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ  
=  $\boxed{\phantom{000}}$  MPa

$E$  : 炭素鋼の縦弾性係数  
=  $\boxed{\phantom{000}}$  MPa (  $\boxed{\phantom{000}}$  °Cにおける値)

$\alpha$  : 炭素鋼の瞬時熱膨張係数  
=  $\boxed{\phantom{000}}$  mm/mm・°C (  $\boxed{\phantom{000}}$  °Cにおける値)

ここで、 $T$ は設計上の最大温度差 161°C (171°C−10°C) より大きい。したがって、任意の2点間の最大温度差は $T$ の値を超えることはないので本条項を満足している。

- (4) 負荷運転中の任意の2点の温度差の変動の全振幅の検討  
(設計・建設規格 PVB-3140(4))

負荷運転中の温度変動の数を  $\boxed{\phantom{000}}$  回とすると、疲労解析が不要となる最大温度差は(3)項に示す $T$ と全く同じになる。

したがって、負荷運転時の任意の2点間の最大温度差の変動の全振幅は、(3)項に示す $T$ を超えることはないので本条項を満足している。

- (5) 負荷運転時の異種材結合部の温度差の検討  
(設計・建設規格 PVB-3140(5))

疲労解析の対象となる異種材結合部の最小温度差はPVB-3140(5)a. より、次のように求める。

$$T = \frac{S'}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)} \\ = \boxed{\phantom{000}} \text{°C}$$

ここに、

$S'$  : 炭素鋼の $10^6$ 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

$E_1$  : ステンレス鋼の縦弾性係数  
=  $\boxed{\phantom{000}}$  MPa (  $\boxed{\phantom{000}}$  °Cにおける値)

$\alpha_1$  : ステンレス鋼の瞬時熱膨張係数  
=  $\boxed{\phantom{000}}$  mm/mm・°C (  $\boxed{\phantom{000}}$  °Cにおける値)

$E_2$  : 炭素鋼の縦弾性係数  
=  $\boxed{\phantom{000}}$  MPa (  $\boxed{\phantom{000}}$  °Cにおける値)

$\alpha_2$  : 炭素鋼の瞬時熱膨張係数  
=  $\boxed{\phantom{000}}$  mm/mm・°C (  $\boxed{\phantom{000}}$  °Cにおける値)

上記 $T$ を超える異種材結合部温度差の変動回数を  $\boxed{\phantom{000}}$  回とすると、疲労解析が不要と

なる異種材結合部の最大温度差は PVB-3140 (5)b. より，次のように求める。

$$T = \frac{S_a}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$$
$$= \boxed{\quad} \text{°C}$$

ここに，

$S_a$  : 炭素鋼の  $\boxed{\quad}$  回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

したがって，疲労解析が不要となる異種材結合部の許容最大温度差は温度差 (161°C) より大きくなるので本条項を満足している。

- (6) 容器に接続される管からの反力その他機械的荷重及び地震動による  
応力の全振幅の検討 (設計・建設規格 PVB-3140 (6))

荷重の繰返し回数  $\boxed{\quad}$  回に対応する許容ピーク応力強さは設計基準対象施設としては  $\boxed{\quad}$  MPa，重大事故等対処設備としては  $\boxed{\quad}$  MPa となる。ここで，原子炉格納容器の機械的荷重及び地震動による応力の全振幅はいかなる場所でも設計基準対象施設としては  $\boxed{\quad}$  MPa，重大事故等対処設備としては  $\boxed{\quad}$  MPa を超えることのないよう設計しているので本条項を満足している。

6. 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能評価及びその他影響確認  
重大事故等時の評価温度，評価圧力に対して原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持について評価する。

#### 6.1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能

##### 6.1.1 評価方針

「4.3.1 原子炉格納容器の評価温度，評価圧力」に示す限界温度（200℃），限界圧力（2Pd）を用いて，その環境下での原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について評価部位ごとに評価することにより，その機能が損なわれることがないことを確認する。

原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認するため，200℃，2Pd の環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等のリークパスとなる可能性のある部位を抽出し，規格を用いた構造健全性評価にて原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。

さらに，福島第一原子力発電所での事故において，原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても評価部位として抽出し，試験結果を用いた機能維持評価により原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。

##### 6.1.2 評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因

図 4-3「原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図」に示す原子炉格納容器バウンダリを構成する機器から，以下のとおり評価対象部位を抽出し，評価部位ごとに放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因（以下「機能喪失要因」という。）を抽出する。

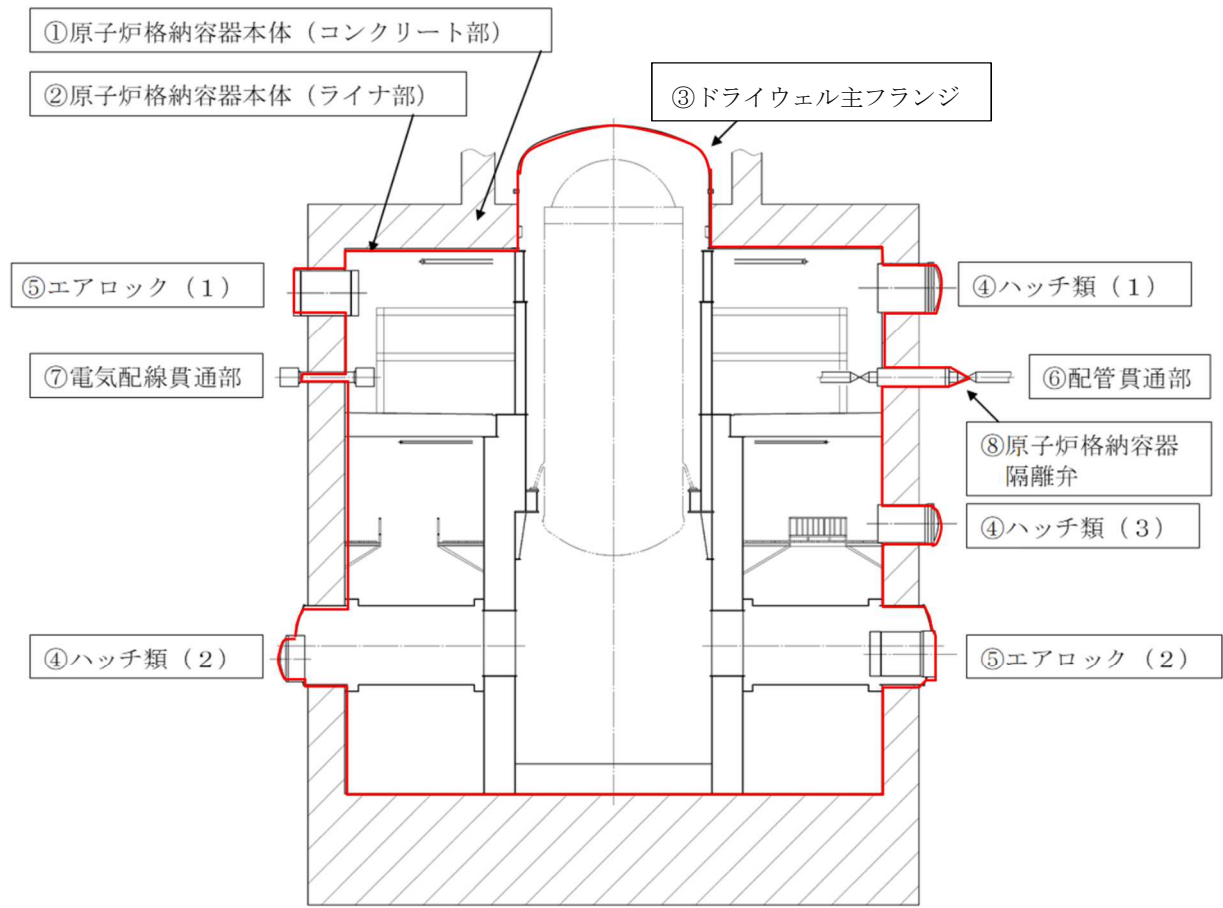
評価対象部位として 200℃，2Pd の環境下で原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能が損なわれることがないよう原子炉格納容器本体についてはコンクリート部の構造健全性を評価する。

また，原子炉格納容器の開口部及び貫通部については，構造上原子炉格納容器の内圧等の影響によりリークパスになる可能性があるため評価対象部位として抽出する。開口部のシール部についても，ガスケットの劣化及びシール部の変形に伴いリークパスになる可能性があるため評価対象部位とする。

原子炉格納容器の機能喪失要因としては脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられるため，これらの破損モードの中から原子炉格納容器内の環境条件等を考慮し，評価対象ごとに想定される機能喪失要因を抽出する。機能喪失要因の詳細な抽出内容については別添 1 において，評価対象ごとに説明する。

以下に原子炉格納容器バウンダリ構成部である評価対象部位及び評価対象ごとに想定される機能喪失要因を以下に示す。また，原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要を図 6-1 に示す。

- ① 原子炉格納容器本体（コンクリート部）  
曲げせん断破壊
- ② 原子炉格納容器本体（ライナ部）  
延性破壊
- ③ ドライウェル主フランジ  
延性破壊，開口，高温劣化（シール部）
- ④ ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）  
延性破壊，開口，高温劣化（シール部）
- ⑤ エアロック  
延性破壊，開口，高温劣化（シール部）
- ⑥ 配管貫通部
  - ・貫通配管  
延性破壊
  - ・スリーブ  
延性破壊
  - ・端板  
延性破壊
  - ・閉止板  
延性破壊
  - ・閉止フランジ  
延性破壊，開口，高温劣化（シール部）
- ⑦ 電気配線貫通部  
延性破壊，高温劣化（シール部）
- ⑧ 原子炉格納容器隔離弁  
延性破壊，高温劣化（シール部）



\*赤線は原子炉格納容器のバウンダリを示す

- ハッチ類 (1) 上部ドライウエル機器搬入用ハッチ
- ハッチ類 (2) 下部ドライウエル機器搬入用ハッチ
- ハッチ類 (3) サプレッションチェンバ出入口
- エアロック (1) 上部ドライウエル所員用エアロック
- エアロック (2) 下部ドライウエル所員用エアロック

図 6-1 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

### 6.1.3 評価方法

構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備に対し放射性物質の閉じ込め機能を確認できる判断基準を設定し、以下のいずれかの方法により評価することで、200°C、2Pd の環境下での健全性及び機能維持を確認する。

- (a) 設計・建設規格等に準拠した評価
- (b) 設計・建設規格の準用等による評価
- (c) 既往研究又は解析結果等を活用した評価

各評価対象機器の評価方法の分類を図 6-2 に、各評価対象機器の詳細な評価方法を表 6-1 に示す。

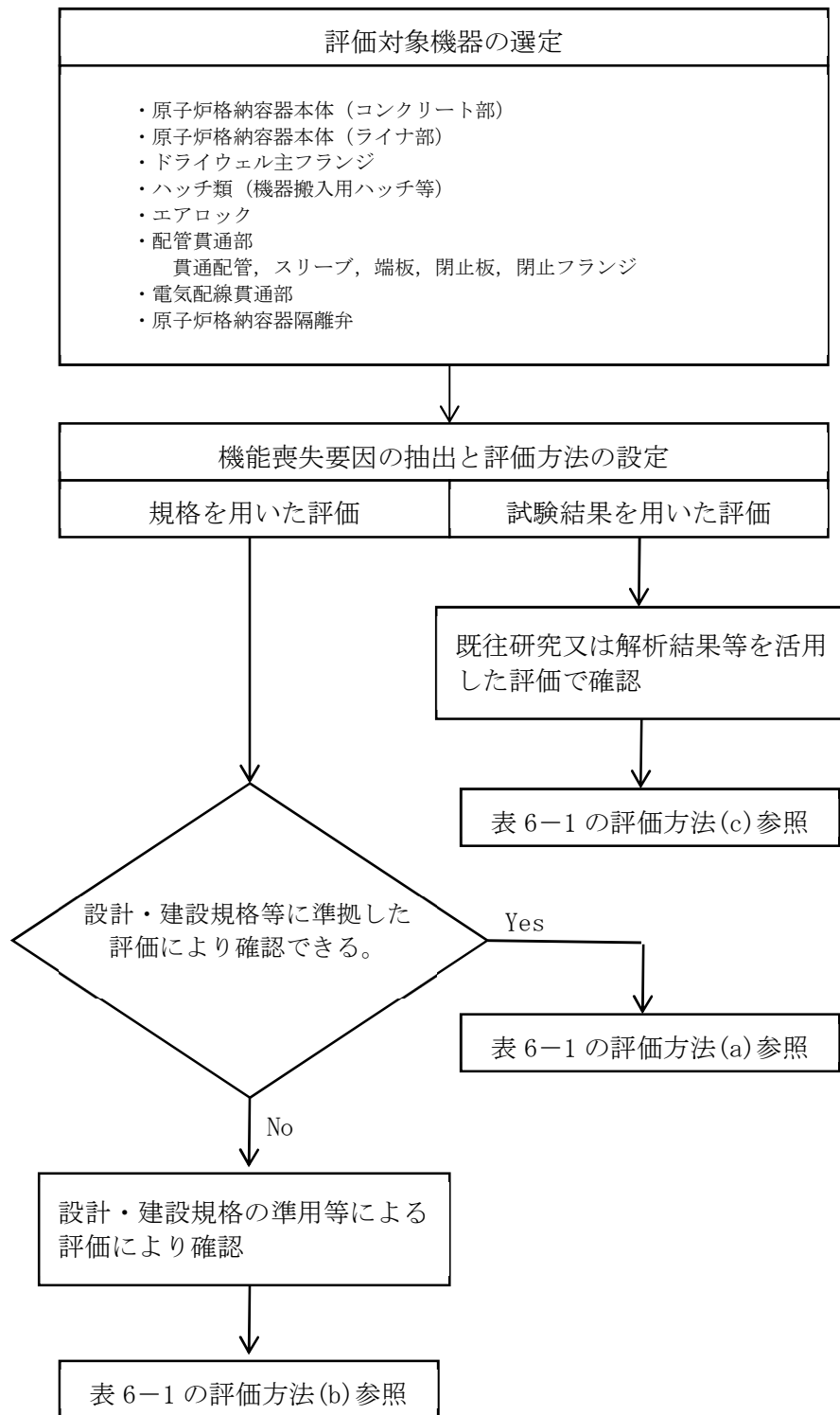


図 6-2 評価方法による評価対象の分類



表 6-1 評価項目まとめ (1/2)

評価対象		想定される機能喪失要因	評価方法	評価方法の概要*	判定基準*
原子炉格納容器 本体	原子炉格納容器本体 (コンクリート部)	曲げせん断破壊	(a)	VI-3-3-6-1-1-1「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」に記載。	
	原子炉格納容器本体 (ライナ部)	延性破壊	(a)	VI-3-3-6-1-1-2「原子炉格納容器ライナ部の強度計算書」に記載。	
ハッチ類	ドライウエル 主フランジ	延性破壊 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	(a)	VI-3-3-6-1-1-4「ドライウエル上鏡の強度計算書」及びVI-3-3-6-1-1-5「ドライウエル主フランジの強度計算書」に記載。	
		延性破壊 (円筒胴, 鏡板)	(b)	円筒胴及び鏡板について, 告示第501号の評価式を準用し, 200℃における $2/3 S_u$ 値に相当する許容圧力を評価。	0.62 MPa[gage] (2Pd) 以上
		開口, 高温劣化 (シール部)	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価。	シール部が健全であること (許容開口量以下であること)
	ハッチ類 (機器搬入用ハッチ等)	延性破壊 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	(a)	VI-3-3-6-1-1-7「下部ドライウエルアクセストネルスリーブ及び鏡板(機器搬入用ハッチ付)の強度計算書」, VI-3-3-6-1-2-2「上部ドライウエル機器搬入用ハッチの強度計算書」, VI-3-3-6-1-2-3「下部ドライウエル機器搬入用ハッチの強度計算書」及びVI-3-3-6-1-2-4「サブプレッションチェンバ出入口の強度計算書」に記載。	
		延性破壊 (円筒胴, 鏡板)	(b)	円筒胴及び鏡板について, 告示第501号の評価式を準用し, 200℃における $2/3 S_u$ 値に相当する許容圧力を評価。	0.62 MPa[gage] (2Pd) 以上
		開口, 高温劣化 (シール部)	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価。	シール部が健全であること (許容開口量以下であること)
	所員用 エアロック	延性破壊 (円筒胴, 鏡板, 隔壁)	(a)	VI-3-3-6-1-1-6「下部ドライウエルアクセストネルスリーブ及び鏡板(所員用エアロック付)の強度計算書」, VI-3-3-6-1-3-2「上部ドライウエル所員用エアロックの強度計算書」及びVI-3-3-6-1-3-3「下部ドライウエル所員用エアロックの強度計算書」に記載。	
		延性破壊 (円筒胴, 鏡板)	(b)	円筒胴及び鏡板について, 告示第501号の評価式を準用し, 200℃における $2/3 S_u$ 値に相当する許容圧力を評価。	0.62 MPa[gage] (2Pd) 以上
		開口, 高温劣化 (扉板シール部)	(c)	機械工学便覧のはりのたわみ計算式を用いた開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること (許容開口量以下であること)
		高温劣化 (その他シール部)	(c)	ガスケットの試験結果に基づき評価。	シール部が健全であること

表 6-1 評価項目まとめ (2/2)

評価対象		想定される機能喪失要因	評価方法	評価方法の概要*	判定基準*
配管貫通部	配管貫通部 (貫通配管)	延性破壊	(a)	代表配管について、内圧による強度評価を、設計・建設規格 PPC-3500 に準拠し、既工事計画認可申請書で実績ある手法で評価を実施。	設計・建設規格 PPC-3500 に規定される 1 次応力の制限値を満足すること
	配管貫通部 (スリーブ)	延性破壊	(a)	VI-3-3-6-1-4-2「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載。	重大事故等時の最高使用圧力以上
		延性破壊	(b)	スリーブについて、告示第 5 0 1 号の評価式を準用し、重大事故等時の最高使用温度における $2/3 S_u$ 値に相当する許容圧力を評価。	
	配管貫通部 (端板)	延性破壊	(a)	VI-3-3-6-1-4-2「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載。	重大事故等時の最高使用圧力以上
		延性破壊	(b)	端板について、告示第 5 0 1 号の評価式を準用し、重大事故等時の最高使用温度における $2/3 S_u$ 値に相当する許容圧力を評価。	
	配管貫通部 (閉止板)	延性破壊	(b)	閉止板について、告示第 5 0 1 号の評価式を準用し、重大事故等時の最高使用温度における $2/3 S_u$ 値に相当する許容圧力を評価。	重大事故等時の最高使用圧力以上
	配管貫通部 (閉止フランジ)	延性破壊 (ボルト締め端板)	(b)	ボルト締め端板について、告示第 5 0 1 号の評価式を準用し、重大事故等時の最高使用温度における $2/3 S_u$ 値に相当する許容圧力を評価。	重大事故等時の最高使用圧力以上
開口・高温劣化 (シール部)		(c)	文献の理論式を用いた開口量評価及びガasketの試験結果に基づき評価。	シール部が健全であること (許容開口量以下であること)	
電気配線貫通部	電気配線貫通部 (アダプタ、ヘッダ)	延性破壊	(b)	アダプタ、ヘッダについて、告示第 5 0 1 号の評価式を準用し、200℃における $2/3 S_u$ 値に相当する許容圧力を評価。	0.62 MPa[gage] (2Pd) 以上
	電気配線貫通部 (スリーブ)	延性破壊	(a)	VI-3-3-6-1-4-3「原子炉格納容器電気配線貫通部の強度計算書」に記載。	設計漏えい量以下であること
	モジュール	高温劣化 (シール部)	(c)	電共研、NUPERC で実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた気密性能確認結果に基づき限界圧力・温度における耐漏えい性能を評価。	
原子炉格納容器 隔離弁	同左	延性破壊	(a)	設計・建設規格 (弁の圧力温度基準に基づく評価) に基づき、弁箱の耐圧機能を評価。	200℃において許容圧力が 0.62 MPa[gage] (2Pd) 以上であること
		高温劣化 (シール部)	(c)	シール部について試験結果に基づき評価。	シール部が健全であること

注記\* : 許容圧力: 設備の機能が維持される最大の負荷圧力

#### 6.1.4 評価結果

原子炉格納容器本体，原子炉格納容器に設置されている開口部（ドライウェル主フランジ，ハッチ類，エアロック），原子炉格納容器貫通部（配管貫通部，電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁については，規格の規格式による応力評価等を行い，判定値を満足することにより 200℃，2Pd の環境下での構造健全性を確認した。

ドライウェル主フランジ，ハッチ類，エアロック等の開口部のシール部，原子炉格納容器隔離弁等については電共研等での試験結果に基に評価を行い，200℃，2Pd の環境下での機能維持が可能であることを確認した。

評価対象部位ごとの詳細な評価方法及び評価結果を表 6-2 及び別添 1 に示す。

表 6-2 評価結果まとめ (1/2)

評価対象		評価点	評価方法	評価条件	評価値*1	判定基準	評価結果
原子炉格納容器本体		原子炉格納容器本体 (コンクリート部)	VI-3-3-6-1-1-1「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」に記載。				
		原子炉格納容器本体 (ライナ部)	VI-3-3-6-1-1-2「原子炉格納容器ライナ部の強度計算書」に記載。				
80 ハッチ類	ドライウエル 主フランジ	構造部 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	VI-3-3-6-1-1-4「ドライウエル上鏡の強度計算書」及びVI-3-3-6-1-1-5「ドライウエル主フランジの強度計算書」に記載。				
		構造部 (円筒胴, 鏡板)	告示第501号を 準用	200℃ 2 Pd	許容圧力(円筒胴): 1.249 MPa[gage] 許容圧力(上鏡板): 0.992 MPa[gage]	0.62 MPa[gage] (2 Pd) 以上	破断せず
		シール部 (フランジ, ガasket)	有限要素法(FEM) ガasket試験	200℃ 2 Pd	開口量 1.35 mm (内側), 1.06 mm (外側)	許容開口量 ( <input type="text" value=""/> mm ) 以下	シール機能維持*2
	ハッチ類 (機器搬入用 ハッチ等)	構造部 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	VI-3-3-6-1-1-7「下部ドライウエルアクセストンネルスリーブ及び鏡板(機器搬入用ハッチ付)の強度計算書」, VI-3-3-6-1-2-2「上部ドライウエル機器搬入用ハッチの強度計算書」, VI-3-3-6-1-2-3「下部ドライウエル機器搬入用ハッチの強度計算書」及びVI-3-3-6-1-2-4「サブプレッションチェンバ出入口の強度計算書」に記載。				
		構造部 (円筒胴, 鏡板)	告示第501号を 準用	200℃ 2 Pd	許容圧力(円筒胴): 2.388 MPa[gage] 許容圧力(鏡板): 3.719 MPa[gage]	0.715 MPa[gage] (2 Pd+重大 事故時の水頭圧) 以上	破断せず
		シール部 (フランジ, ガasket)	有限要素法(FEM) ガasket試験	200℃ 2 Pd	開口量 0.87 mm (内側), 0.68 mm (外側)	許容開口量 ( <input type="text" value=""/> mm ) 以下	シール機能維持*2
	所員用 エアロック	構造部 (円筒胴, 鏡板, 隔壁)	VI-3-3-6-1-1-6「下部ドライウエルアクセストンネルスリーブ及び鏡板(所員用エアロック付)の強度計算書」, VI-3-3-6-1-3-2「上部ドライウエル所員用エアロックの強度計算書」及びVI-3-3-6-1-3-3「下部ドライウエル所員用エアロックの強度計算書」に記載。				
		構造部 (円筒胴, 鏡板)	告示第501号を 準用	200℃ 2 Pd	許容圧力(円筒胴): 0.739 MPa[gage] 許容圧力(鏡板): 3.719 MPa[gage]	0.714 MPa[gage] (2 Pd+重大 事故時の水頭圧) 以上 0.715 MPa[gage] (2 Pd+重大 事故時の水頭圧) 以上	破断せず
		シール部 (扉板シール部)	機械工学便覧 ガasket試験	200℃ 2 Pd	開口量 <input type="text" value=""/> mm	許容開口量 ( <input type="text" value=""/> mm ) 以下	シール機能維持*2
		シール部 (その他シール部)	ガasket試験 材料仕様	200℃	250℃	200℃以上	シール機能維持*3

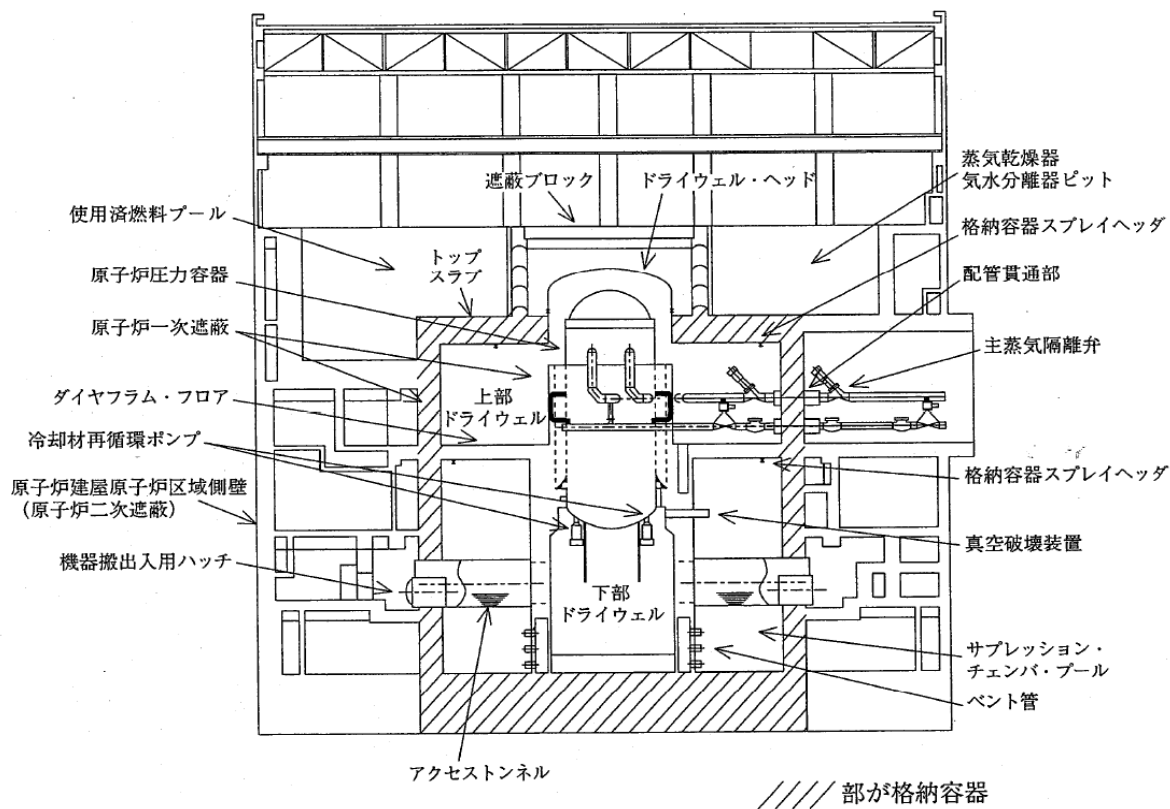
表 6-2 評価結果まとめ (2/2)

評価対象		評価点	評価方法	評価条件	評価値*1	判定基準	評価結果
配管貫通部	配管貫通部 (貫通配管)	同左	設計・建設規格に準拠	200 °C 3.43 MPa	発生応力 ( ) 26 MPa	許容応力 (154 MPa) 以下	破断せず
	配管貫通部 (スリーブ)	同左	VI-3-3-6-1-4-2「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載。				
		同左	告示第501号を 準用	200 °C 2 Pd	許容圧力 (X-331A, B) : 7.820 MPa[gage]	0.65 MPa[gage] (2 Pd+重 大事故時の水頭圧) 以上	破断せず
	配管貫通部 (端板)	同左	VI-3-3-6-1-4-2「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載。				
		同左	告示第501号を 準用	200 °C 2 Pd	許容圧力 (X-130A~D, X-140A, B, X-141A, B) : 2.853 MPa[gage]	0.62 MPa[gage] (2 Pd) 以上	破断せず
	配管貫通部 (閉止板)	同左	告示第501号を 準用	200 °C 2 Pd	許容圧力 (X-90, X-91, X-93, X-250, X-251) : 3.226 MPa[gage]	0.62 MPa[gage] (2 Pd) 以上	破断せず
	配管貫通部 (閉止フランジ)	構造部 (ボルト締め端板)	告示第501号を 準用	200 °C 2 Pd	許容圧力 (X-3) : 8.070 MPa[gage]	0.62 MPa[gage] (2 Pd) 以上	破断せず
シール部 (フランジ, ガasket)		文献理論式 ガasket試験	200 °C 2 Pd	開口量 ( ) mm	許容開口量 ( ) mm 以下	シール機能 維持*2	
電気配線貫通部	電気配線貫通部 (アダプタ, ヘッダ)	同左	告示第501号を 準用	200 °C 2 Pd	許容圧力 (X-300A, B) : 13.304 MPa[gage]	0.65 MPa[gage] (2 Pd+重 大事故時の水頭圧) 以上	破断せず
	電気配線貫通部 (スリーブ)	同左	VI-3-3-6-1-4-3「原子炉格納容器電気配線貫通部の強度計算書」に記載。				
	モジュール	シール部 (モジュール)	電共研, NUPEC 試験	200 °C 2 Pd 以上	評価条件において漏えいなし	設計漏えい量以下	シール機能 維持*3
原子炉格納容器隔離弁	耐圧部 (弁箱)	設計・建設規格に準拠 (弁の圧力温度基準 に基づく評価)	200 °C 2 Pd	許容圧力 : 1.32 MPa[gage]	0.62 MPa[gage] (2 Pd) 以上	破断せず	
	シール部	ガasket試験 材料仕様	200 °C	200 °C以上	200 °C以上	シール機能 維持*3	

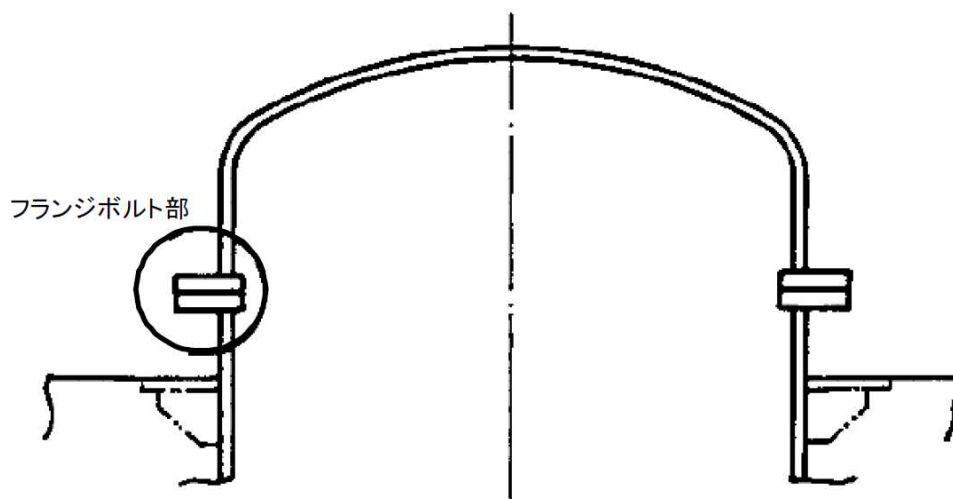
注記\*1 : 複数評価している項目はもっとも厳しい値を記載

\*2 : フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出した開口量が圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験の漏えい試験結果に基づき設定した許容開口量以下であることを確認

\*3 : シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認

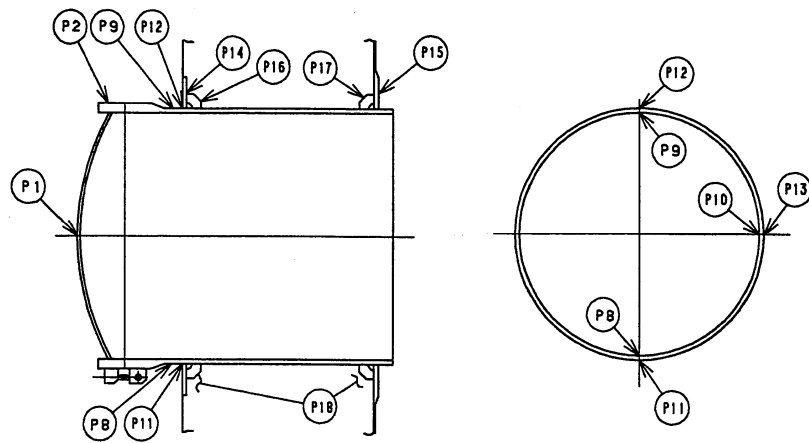


原子炉格納容器本体

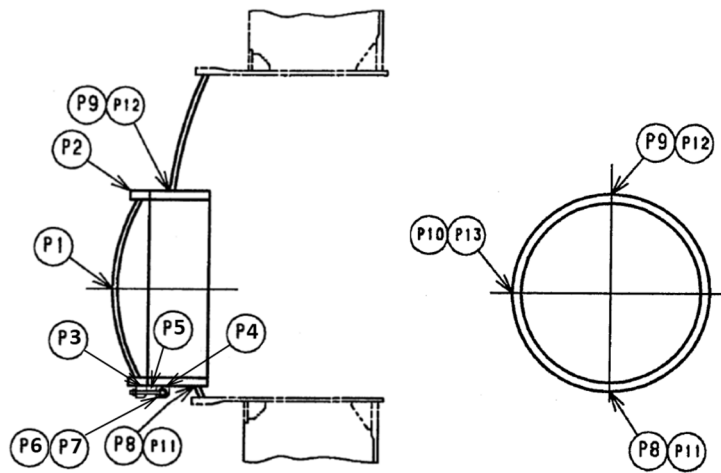


ドライウェル主フランジ

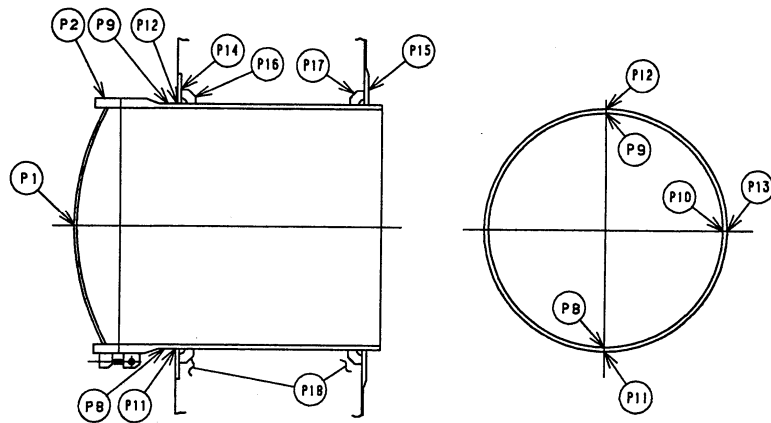
図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(1/5)



上部ドライウェル機器搬入用ハッチ

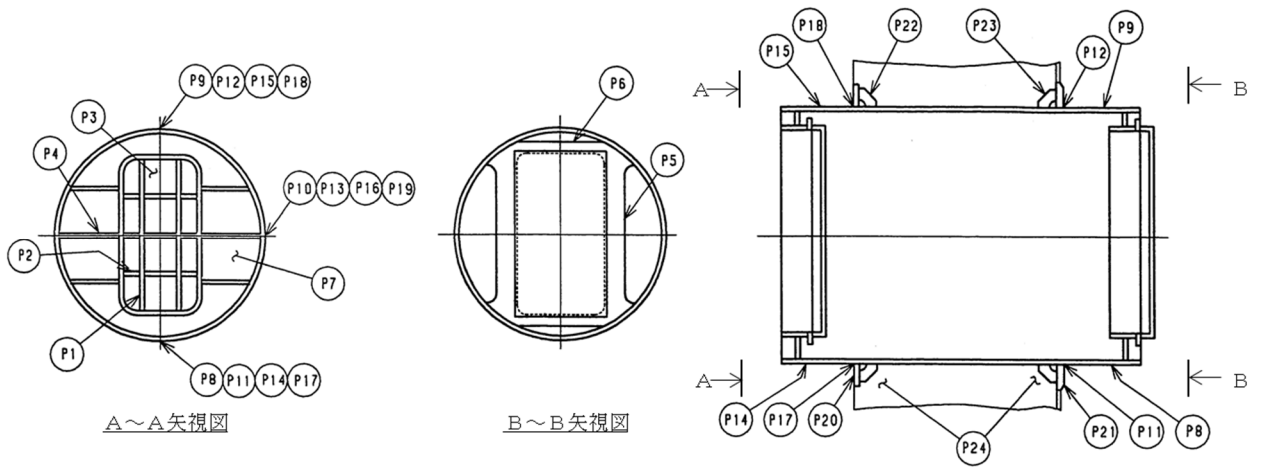


下部ドライウェル機器搬入用ハッチ

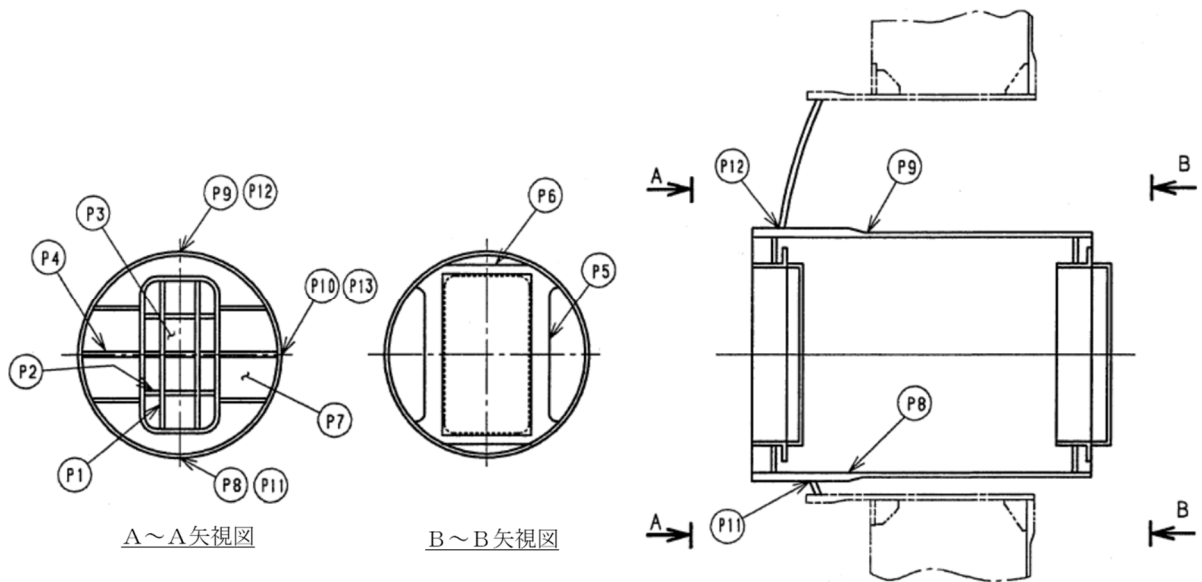


サプレッションチェンバ出入口

図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図 (2/5)



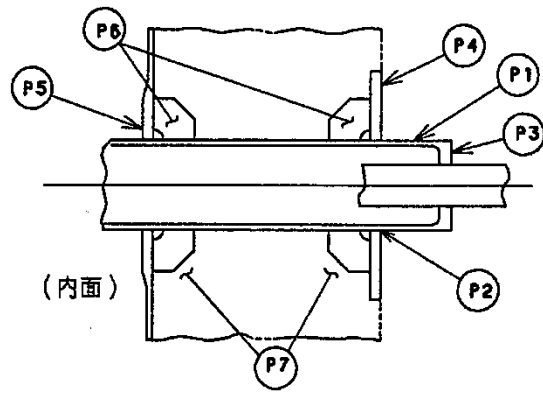
上部ドライウェル所員用エアロック



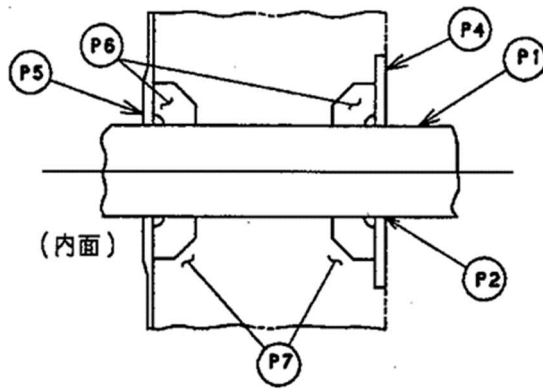
下部ドライウェル所員用エアロック

図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(3/5)

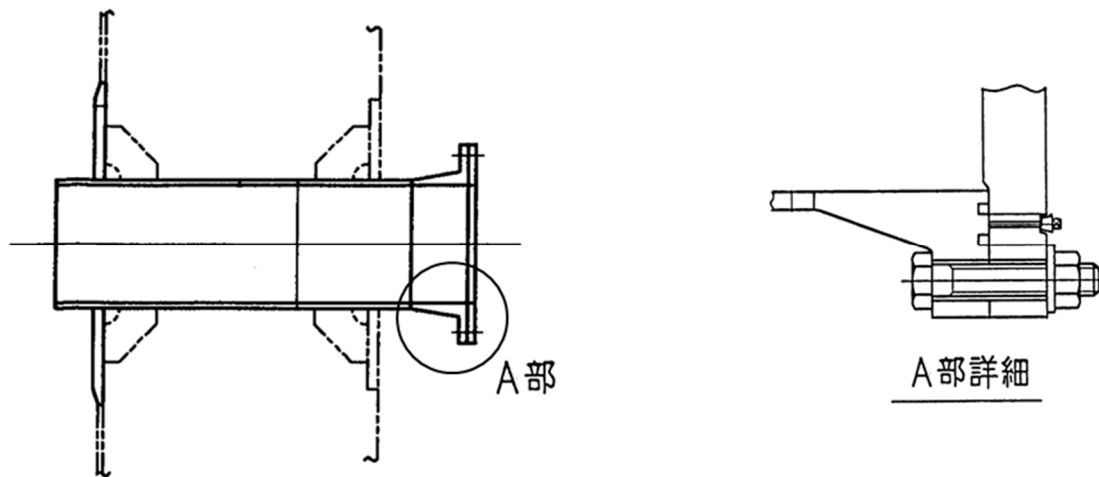




配管貫通部（二重管型）

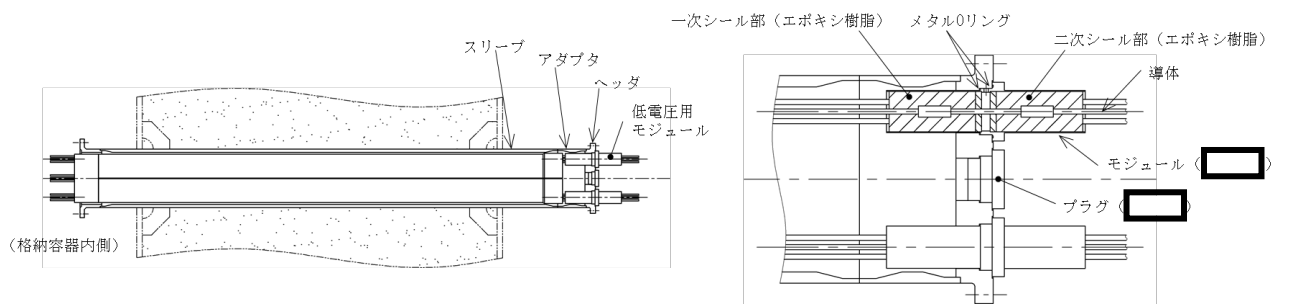


配管貫通部（直結型）

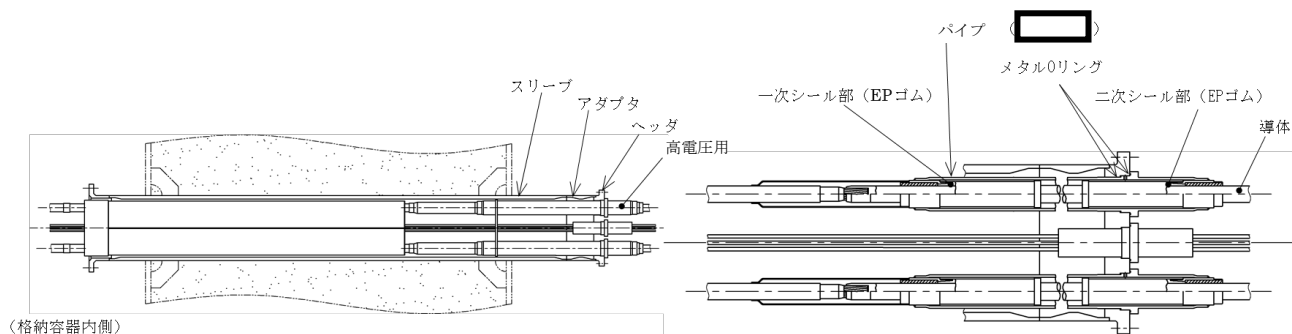


閉止フランジ

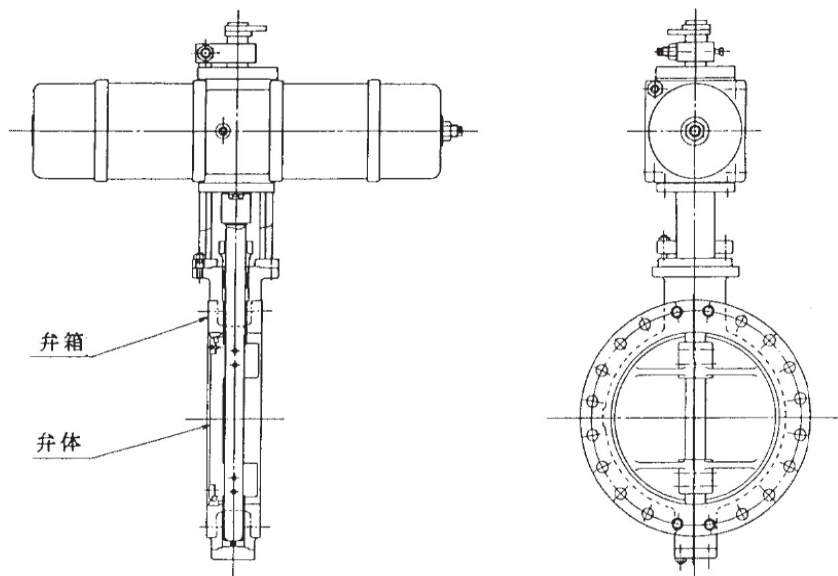
図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(4/5)



電気配線貫通部 (低電圧用)



電気配線貫通部 (高電圧用)



原子炉格納容器隔離弁

図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図 (5/5)

## 6.2 その他原子炉格納容器限界温度，圧力に対する影響確認

原子炉格納容器の限界温度，圧力における評価に対して影響を及ぼす可能性のある設備の経年劣化，限界温度，圧力が負荷された後の耐震性，貫通部の核分裂生成物（以下「FP」という。）沈着について影響を確認する。

### 6.2.1 確認内容

原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能の評価に対して，影響を及ぼす可能性のある対象機器の経年劣化，限界温度，圧力負荷後の耐震性への影響等以下の内容について影響を確認する。

#### (1) 経年劣化の影響

原子炉格納容器限界温度・圧力（200℃，2Pd）時の放射性物質の閉じ込め機能の健全性が，経年劣化により低下していないことを確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添1別紙1に示す。

#### (2) 限界温度，圧力負荷後の耐震性への影響

原子炉格納容器が限界温度，圧力（200℃，2Pd）が負荷された後の耐震性への影響について確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添1別紙2に示す。

#### (3) 貫通部のFP沈着による影響

炉心熔融時，原子炉格納容器のリークパスにFPが沈着した場合の温度上昇について確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添1別紙3に示す。

### 6.2.2 確認結果

- (1) 原子炉格納容器の閉じ込め機能を有する箇所における経年劣化の対策について確認し，原子炉格納容器の限界温度，圧力における閉じ込め機能への影響はないことを確認した。
- (2) 重大事故等時の温度，圧力を超える限界温度，圧力（200℃，2Pd）が負荷された後の耐震性の影響評価を実施した。格納容器バウンダリの構成機器について，限界温度，圧力の条件において一次応力による残留ひずみが発生するが十分小さく，耐震評価にて考慮する許容応力は今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり，さらに限界温度，圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性への影響はないことを確認した。
- (3) 炉心熔融時の原子炉格納容器内のFPの沈着による温度上昇について，格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定した条件にて，原子炉格納容器のリークパスへFPが飛散し，リークパス内がFPで満たされ目詰まりしたと保守的に仮定し，FEM解析により熱解析を実施した。評価結果としては，原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約195℃となり原子炉格納容器限界温度である200℃を下回ることから原子炉格納容器限界温度・圧力に影響ないことを確認した。

7. 引用文献

(1) F. J. MOODY

“PREDICTION OF BLOWDOWN THRUST AND JET FORCES”

ASME PAPER 69-HT-31

(2) 岩波講座 現代応用数学 「粘性流体の理論」

## 計算機プログラム（解析コード）の概要

## 目 次

1. はじめに .....	1
1.1 使用状況一覧 .....	2
2. 解析コードの概要 .....	3
2.1 ABAQUS Ver. 6.11-1 .....	3
2.2 ABAQUS Ver. 2017 .....	5

## 1. はじめに

本資料は、VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）ABAQUSについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
VI-1-8-1	原子炉格納施設的设计条件に関する説明書	Ver. 6.11-1 Ver. 2017



## 2. 解析コードの概要

### 2.1 ABAQUS Ver. 6.11-1

項目 \ コード名	ABAQUS
使用目的	2次元有限要素法（軸対称モデル）による温度分布計算
開発機関	ダッソー・システムズ株式会社
開発時期	1978年（Hibbitt, Karlsson and Sorensen, Inc） 2005年（ダッソー・システムズ株式会社）
使用したバージョン	Ver. 6.11-1
コードの概要	<p>本解析コードは、米国 Hibbitt, Karlsson and Sorensen, Inc (HKS 社) で開発され、ダッソー・システムズ社に引き継がれた有限要素法に基づく構造解析用の汎用計算機プログラムである。</p> <p>適用モデルは1次元～3次元の任意形状の構造要素，連続体要素について取り扱うことが可能であり，静的応力解析，動的応力解析，熱応力解析，伝熱解析，座屈解析等の機能を有している。特に非線形解析が容易に行えることが特徴であり，境界条件として，熱流束，温度，集中荷重，分布荷重，加速度等を取り扱うことができる。</p> <p>数多くの研究機関や企業において，航空宇宙，自動車，造船，機械，建築，土木などの様々な分野で利用されている実績を持つ。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本解析コードを用いた解析結果と理論モデルによる理論解の比較を行い，解析解が理論解と一致することを確認している。</li> <li>・本解析コードの運用環境について，開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本解析コードは数多くの研究機関や企業において，航空宇宙，自動車，造船，機械，建築，土木などの様々な分野における使用実績を持ち，妥当性は十分に確認されて</li> </ul>

	<p>いる。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・ 今回の設計及び工事計画認可申請における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。</li><li>・ 開発期間が提示するマニュアルにより、今回の設計及び工事計画認可申請で使用する2次元有限要素法(軸対称モデル)による温度分布解析に、本解析コードが適用できることを確認している。</li><li>・ 本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。</li><li>・ 本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li></ul>
--	---

## 2.2 A B A Q U S Ver. 2017

項目 \ コード名	A B A Q U S
使用目的	3次元有限要素法（ソリッド要素）による弾塑性解析
開発機関	ダッソー・システムズ株式会社
開発時期	1978年（Hibbitt, Karlsson and Sorensen, Inc） 2005年（ダッソー・システムズ株式会社）
使用したバージョン	Ver. 2017
コードの概要	<p>本解析コードは、米国 Hibbitt, Karlsson and Sorensen, Inc (HKS 社) で開発され、ダッソー・システムズ社に引き継がれた有限要素法に基づく構造解析用の汎用計算機プログラムである。</p> <p>適用モデルは1次元～3次元の任意形状の構造要素，連続体要素について取り扱うことが可能であり，静的応力解析，動的応力解析，熱応力解析，伝熱解析，座屈解析等の機能を有している。特に非線形解析が容易に行えることが特徴であり，境界条件として，熱流束，温度，集中荷重，分布荷重，加速度等を取り扱うことができる。</p> <p>数多くの研究機関や企業において，航空宇宙，自動車，造船，機械，建築，土木などの様々な分野で利用されている実績を持つ。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・実績のある A B A Q U S Ver. 6.11-2 から本評価で使用した A B A Q U S Ver. 2017 までのバージョンアップにおいて，本評価の解析で使用するコマンドに関して解析結果に影響するプログラム変更が無いことを各バージョンのリリースノートより確認した。</li> <li>・最新バージョンへの改訂において，計算結果に大きな影響を与える不具合に伴う改訂が行われていないことを確認した。</li> <li>・本解析コードの運用環境について，開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p>

	<p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており,十分な実績があるため信頼性がある。</li><li>・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは,他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li><li>・本評価における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。</li></ul>
--	--

## 計算機プログラム（解析コード）の概要

## 目 次

1. はじめに .....	1
1.1 使用状況一覧 .....	2
2. 解析コードの概要 .....	3

1. はじめに

本資料は、VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）ANISNについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
VI-1-8-1	原子炉格納施設的设计条件に関する説明書	ANISN-ORNL



## 2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	ANISN
使用目的	格納容器ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1967 年
使用したバージョン	ANISN-ORNL
コードの概要	<p>本解析コードは、米国オークリッジ国立研究所で開発された、1次元多群輸送方程式を離散座標 Sn 法で解く計算プログラムである。本解析コードの計算形状は、1次元形状（球、無限平板、無限円筒）であり、中性子及びガンマ線の輸送問題等を解くことができる。本解析コードでは、計算形状内での中性子及びガンマ線の線束が計算され、線量率換算係数又はカーマ係数を乗じることにより、線量率又は発熱量を算出することができる。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。</li> <li>・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> <li>・ 本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ スカイシャインガンマ線について、固体廃棄物貯蔵庫を線源とした線量評価が、本解析コードと G 3 3 コードの結合計算法によって実施されている。</li> <li>・ この固体廃棄物貯蔵庫での測定値と計算値の比較の詳細が、原子力施設散乱放射線挙動専門委員会の成果報告</li> </ul>

	<p>会（昭和 54 年 9 月,財団法人 原子力安全研究協会）* に示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・測定値と計算値を比較した結果おおむね一致していることを確認している。</li> <li>・今回の重大事故等時におけるスカイシャインガンマ線線量評価は,上記妥当性確認内容と合致している。</li> <li>・また,原子力発電所放射線遮へい設計規程（J E A C 4 6 1 5 -2008）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成 20 年 6 月）では,事故時の遮蔽のための輸送計算コードとして,本解析コードが挙げられている。</li> <li>・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており,十分な実績があるため信頼性がある。</li> <li>・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは,他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li> </ul>
--	--

注記\*：「ガンマ線スカイシャインの線量評価に関する研究」成果報告会・予稿集（昭和 54 年 9 月 財団法人 原子力安全研究協会）

## 計算機プログラム（解析コード）の概要

## 目 次

1. はじめに .....	1
1.1 使用状況一覧 .....	2
2. 解析コードの概要 .....	3

1. はじめに

本資料は、VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）G 3 3 - G P 2 Rについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
VI-1-8-1	原子炉格納施設的设计条件に関する説明書	1.00

## 2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	G 3 3 - G P 2 R
使用目的	格納容器ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価
開発機関	日本原子力研究開発機構（（財）高度情報科学技術研究機構）
開発時期	1964 年
使用したバージョン	1. 00
コードの概要	<p>本解析コードは、Los Alamos Scientific Laboratory で開発されたガンマ線多群散乱計算プログラム「G 3 3」をベースとし、旧日本原子力研究所が I C R P 1990 年勧告の国内関連法令・規則への取入れに合わせて、実効線量を計算できるように改良した最新バージョンである。</p> <p>本解析コードは、点等方線源からの一回散乱を計算する。散乱は、クライナー仁科の式に基づき計算する。散乱が起こる領域は直角，球，円筒座標により指定し，遮蔽体は平板，球，円筒又は二次曲面により入力することができる。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。</li> <li>・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> <li>・ 本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件，幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ スカイシャインガンマ線について、米国 Radiation Research Associates (RRA) が 1977 年に米国カンザス州立大学において <math>^{60}\text{Co}</math> 線源を用いたベンチマーク試験を実施している。</li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>・この RRA での実験値と計算値を比較した詳細が、ガンマ線遮蔽設計ハンドブック（1988 年 1 月，社団法人日本原子力学会）に示されている。</li> <li>・その結果は，天井遮蔽がないケースでは計算値は実験値とよい一致を示しているが，天井遮蔽があるケースでは，計算値は実験値について過小評価の傾向がある。</li> <li>・この原因は，本解析コードが天井透過中の散乱成分を考慮してないためであり，この成分を考慮するため，天井遮蔽までを ANI SN コードで計算することを推奨している。今回の重大事故等時におけるスカイシャインガンマ線線量評価では，この計算手法を採用している。</li> <li>・今回の重大事故等時におけるスカイシャインガンマ線線量評価は，上記妥当性確認内容と合致している。</li> <li>・また，原子力発電所放射線遮へい設計規程（J E A C 4 6 1 5 -2008）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成 20 年 6 月）では，事故時の遮蔽のための点減衰核積分コード／散乱線計算コードとして，Q A D / G 3 3 が挙げられている。</li> <li>・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており，十分な実績があるため信頼性がある。</li> <li>・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは，他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li> </ul>
--	--



## 計算機プログラム（解析コード）の概要

## 目 次

1. はじめに .....	1
1.1 使用状況一覧 .....	2
2. 解析コードの概要 .....	3

1. はじめに

本資料は、VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）I S A Pについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
VI-1-8-1	原子炉格納施設的设计条件に関する説明書	ISAP-IV

2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	I S A P
使用目的	3次元有限要素法（はり要素）による管の応力解析
開発機関	株式会社 I H I
開発時期	1988 年
使用したバージョン	ISAP-IV
コードの概要	<p>本解析コードは、配管系の静的及び動的解析のメインプログラムである「S A P - V」を基につくられている。「S A P」は、米カリフォルニア大学にて開発された計算機プログラムである。</p> <p>任意の 3 次元形状に対して、有限要素法により静的解析、動的解析を行い、反力・モーメント・応力、固有周期・刺激係数等の算出が可能である。</p> <p>本解析コードは、原子力の配管設計において、多くの実績を有している。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>本解析コードと世界的に使用実績及びクライアント数の多い配管解析プログラムの一つである解析コード  <div style="border: 1px solid black; width: 400px; height: 40px; margin: 5px 0;"></div> <div style="border: 1px solid black; width: 250px; height: 20px; margin: 5px 0;"></div>           による解析結果を比較し、結果が合致することを確認している。</li> <li>本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。</li> <li>本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているもの</li> </ul>

	<p>と同じであることを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・ 今回の設計及び工事計画認可申請で行うはり要素の固有値解析, 応力解析の使用目的に照らして, 用途及び適用範囲が上述の妥当性確認範囲であることを確認している。</li><li>・ 開発機関が提示するマニュアルにより, 今回の設計及び工事計画認可申請で使用する 3 次元有限要素法 (はり要素) による固有値解析, 応力解析に本解析コードが適用できることを確認している。</li></ul>
--	---

## 計算機プログラム（解析コード）の概要

## 目 次

1. はじめに .....	1
1.1 使用状況一覧 .....	2
2. 解析コードの概要 .....	3



1. はじめに

本資料は、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）Modular Accident Analysis Program (MAAP) について説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

なお、本解析コードの詳細は、柏崎刈羽原子力発電所原子炉設置変更許可申請書 添付書類十「追補 2 III 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」に示している。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
VI-1-8-1	原子炉格納施設的设计条件に関する説明書	Ver. 4

## 2. 解析コードの概要

項目	コード名 Modular Accident Analysis Program (MAAP)
使用目的	シビアアクシデント解析（ソースターム解析及びコリウムシールド設計のための侵食量解析，フィルタ装置内スクラバ水の水位解析）
開発機関	Electric Power Research Institute, Inc. (EPRI)
開発時期	1983 年
使用したバージョン	Ver. 4
コードの概要	<p>本解析コードは，米国産業界が実施した Industry Degraded Core Rulemaking (IDCOR) プログラムにおいて，1980 年代の初めに米国 Fauske &amp; Associates, LLC. (FAI 社) によって開発されたコードであり，プログラムの完了に伴い，所有権が米国 EPRI に移管され，EPRI を中心とした MAAP User' s Group (MUG) のもとで保守及び改良が進められている。</p> <p>本解析コードは，軽水炉のシビアアクシデント時の原子炉圧力容器，原子炉格納容器及び原子炉建屋内の熱水力／核分裂生成物 (FP) の放出・移行挙動を同時に一貫して解析できることに特徴があり，確率論的リスク評価やシビアアクシデントマネジメントの策定等において，米国を始め，世界的に広く利用されている。</p> <p>本解析コードは，シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し，炉心，原子炉圧力容器，原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに，工学的安全施設や炉心損傷防止対策あるいは原子炉格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また，FP に関する物理現象をモデル化しており，事故時に炉心溶融に伴って原子炉圧力容器や原子炉格納容器内に放出される FP の挙動についても取扱うことが可能である。このように，広範囲の物理現象を取扱うことが可能な総合解析コードであり，シビアアクシデントで想定される種々の事故シナリオについて，起因事象から安定した状態，あるいは過圧・過温により原子炉格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。</p> <p>本解析コードはシビアアクシデントを評価するための総合システム解析コンピュータ・コードであり，原子炉圧力容</p>

	<p>器，再循環ポンプ等を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ全体及び原子炉格納容器における水，水蒸気，水素，FP，溶解炉心等の挙動の評価，格納容器圧力逃がし装置による水素排出評価，フィルタ装置内スクラバタンク内の蒸発・凝縮量計算に基づく水位変化評価に使用している。</p>
<p style="text-align: center;">             検証 (Verification)              及び              妥当性確認 (Validation)         </p>	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 米国プラントの全交流動力喪失事象に関するユーザーマニュアルの例題を実施して，解析解が開発元の結果を再現していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心損傷事象に関する国際的な標準問題であるスリーマイル島原子力発電所事故を模擬した解析結果が事故データと比較し，おおむね一致するため，シビアアクシデント時の発電用原子炉内の挙動や運転員操作を含む現象モデル全般が妥当であることを確認している。</li> <li>・ Heiss Dampf Reaktor (HDR) 炉における実機スケール水素混合実験に対する実機解析を実施し，実機データとおおむね一致するため，原子炉格納容器内の伝熱，流動（水素ガス挙動を含む）に関する現象モデルが妥当であることを確認している。</li> <li>・ 熔融燃料あるいは融体金属とコンクリートの相互作用に関する Advanced Containment Experiments (ACE) 実験及び Sustained Uranium-Concrete Interactions (SURC) 実験を模擬した実験解析を実施し，熔融炉心の温度とコンクリート侵食深さの時間変化について，実験データとおおむね一致している結果が得られることを確認している。</li> <li>・ シビアアクシデント時の全体挙動，原子炉格納容器内の水素ガスの挙動，熔融炉心とコンクリートの相互作用による水素発生 の妥当性を確認しているため，本解析コードは水素濃度評価へ適用できる。</li> <li>・ 米国原子力規制委員会で整備された NUREG-1465 における原子炉格納容器内ソースタームと本解析コードにおける解析結果の比較を行い，NUREG-1465 のソースタームとほぼ同等であることを確認しているため，本解析コードはソースターム評価へ適用できる。</li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"><li>・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており, 十分な実績があるため信頼性がある。</li><li>・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは, 他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li></ul>
--	--

## 計算機プログラム（解析コード）の概要

## 目 次

1. はじめに .....	1
1.1 使用状況一覧 .....	2
2. 解析コードの概要 .....	3

1. はじめに

本資料は、VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）ORIGEN2について説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。



1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
VI-1-8-1	原子炉格納施設的设计条件に関する説明書	2.2

## 2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	O R I G E N 2
使用目的	格納容器ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1980 年
使用したバージョン	2.2
コードの概要	<p>本解析コードは、使用済燃料等の核種生成量、崩壊熱量並びに中性子及びガンマ線の線源強度を評価するために ORNL で開発され公開された燃焼計算コードであり、原子力発電所施設、再処理施設、廃棄物処理施設等幅広く設計に利用されている。</p> <p>また、国内の最新の使用済燃料についての評価精度向上を目指し、日本原子力研究所シグマ委員会核種生成量評価ワーキンググループにおいて JENDL 核データセットに基づく ORIGEN2 用ライブラリが作成され、公開されている。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・計算機能が適正であることは、コード配布時に同梱されたサンプル問題の再現により確認している。</li> <li>・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> <li>・本解析コードは、燃焼計算によって得られた核種生成量から炉心内蔵量等々を評価するコードであり、計算に必要な主な条件は組成、照射条件、核データライブラリである。これら評価条件が与えられれば評価は可能であり、本解析コードは使用目的に記載する評価に適用可能である。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・米国原子力学会 (ANS) の Nuclear Technology vol.62 (1983 年 9 月) の「ORIGEN2 :A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and</li> </ul>

	<p>Characteristic of Nuclear Materials」において、ANS 標準崩壊熱との比較及び使用済燃料中のウラン、プルトニウム、アメリシウムなどの組成の実測値との比較により妥当性の確認を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・日本原子力研究所シグマ委員会にて開発された ORLIBJ ライブラリについては、「JENDL-3.3 に基づく ORIGEN2 用ライブラリ：ORLIBJ33」JAERI-Data/Code 2004-015(2004 年 11 月)等において、核種生成量について照射後試験結果と、本解析コードによる計算値を比較することで妥当性の確認を行っている。</li> <li>・今回の使用目的に記載する評価は上記妥当性確認内容と合致しており、本解析コードの使用は妥当である。</li> <li>・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。</li> <li>・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li> </ul>
--	--

## 計算機プログラム（解析コード）の概要

## 目 次

1. はじめに .....	1
1.1 使用状況一覧 .....	2
2. 解析コードの概要 .....	3

1. はじめに

本資料は、VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）QAD-CGGP2Rについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
VI-1-8-1	原子炉格納施設的设计条件に関する説明書	1.04

## 2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	QAD-CGGP2R
使用目的	格納容器ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価
開発機関	日本原子力研究開発機構（（財）高度情報科学技術研究機構）
開発時期	1967年
使用したバージョン	1.04
コードの概要	<p>本解析コードは、米国ロスアラモス国立研究所で開発されたガンマ線の物質透過を計算するための点減衰核積分コード「QAD」をベースとし、旧日本原子力研究所がICRP 1990年勧告の国内関連法令・規則への取入れに合わせて、実効線量を計算できるように改良した最新バージョンである。</p> <p>本解析コードは、線源を直方体、円筒、球の形状に構成でき、任意の遮蔽体で構成される体系のガンマ線実効線量率を計算する。</p>
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	<p><b>【検証（Verification）】</b></p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。</li> <li>・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> <li>・本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認（Validation）】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・JRR-4 散乱実験室でのコンクリート透過実験の実験値（「原子力第1船遮蔽効果確認実験報告書」JNS-4（日本原子力船開発事業団，1967））と計算値を比較した。実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ、遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と本計算機コードによる計算値を比較している。</li> </ul>



	<ul style="list-style-type: none"><li>・実験値と計算値を比較した結果、おおむね一致していることを確認している。</li><li>・上記妥当性確認では、実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ、遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と本解析コードによる計算値を比較している。</li><li>・原子力発電所放射線遮へい設計規程（J E A C 4 6 1 5 - 2008）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成 20 年 6 月）では、点減衰核積分コードによるガンマ線の遮蔽体透過後の線量率計算例として、Q A Dコードが挙げられている。</li><li>・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。</li><li>・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li></ul>
--	--

## 計算機プログラム（解析コード）の概要

## 目 次

1. はじめに .....	1
1.1 使用状況一覧 .....	2
2. 解析コードの概要 .....	3

1. はじめに

本資料は、VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）STAR-CCM+について説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
VI-1-8-1	原子炉格納施設的设计条件に関する説明書	12.06.011

2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	S T A R - C C M +
使用目的	3次元流動解析
開発機関	シーメンス社
開発時期	2004年
使用したバージョン	12.06.011
コードの概要	<p>本解析コードは、有限体積法を用いた汎用流体解析用計算機プログラムであり、数多くの研究機関や企業において、航空宇宙、鉄道、自動車、機械、原子力・火力・水力・風力発電などの様々な分野の流体解析に広く利用されている。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b>            本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・開発機関が作成した検証資料により、3次元流動解析(移流及び拡散)について、解析値が実験値と一致することを確認している。</li> <li>・本解析コードの運用環境について、開発機関が提示する要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b>            本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本解析コードは有限体積法を用いた汎用流体解析用計算機プログラムであり、数多くの研究機関や企業において、様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。</li> <li>・開発機関が作成した検証資料により、今回の設計及び工事計画認可申請で使用する3次元流動解析(移流及び拡散)に本解析コードが適用できることを確認している。</li> <li>・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。</li> <li>・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li> </ul>

VI-1-8-1-別添 1 重大事故等時における原子炉格納容器の  
放射性物質閉じ込め機能健全性について

## 目次

1. 概要	別添 1-1
2. 原子炉格納容器本体	別添 1-2
2.1 原子炉格納容器コンクリート部	別添 1-2
2.2 原子炉格納容器ライナ部	別添 1-2
3. ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジ	別添 1-3
3.1 評価方針	別添 1-3
3.1.1 ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジ本体の耐圧	別添 1-4
3.1.2 ドライウエル主フランジ固定部の強度	別添 1-4
3.1.3 ドライウエル主フランジのシール性能	別添 1-4
3.2 評価結果	別添 1-4
3.2.1 ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジ本体の耐圧	別添 1-4
3.2.2 ドライウエル主フランジ固定部の強度	別添 1-5
3.2.3 ドライウエル主フランジのシール性能	別添 1-5
3.3 評価結果まとめ	別添 1-8
4. 機器ハッチ類	別添 1-9
4.1 評価方針	別添 1-9
4.1.1 機器ハッチ類本体の耐圧	別添 1-11
4.1.2 機器ハッチ類フランジ固定部の強度	別添 1-11
4.1.3 機器ハッチ類フランジのシール性能	別添 1-12
4.2 評価結果	別添 1-12
4.2.1 機器ハッチ類本体の耐圧	別添 1-12
4.2.2 機器ハッチ類フランジ固定部の強度	別添 1-15
4.2.3 機器ハッチ類フランジのシール性能	別添 1-15
4.3 評価結果のまとめ	別添 1-20
5. 所員用エアロック	別添 1-21
5.1 評価方針	別添 1-21
5.1.1 所員用エアロック本体の耐圧	別添 1-22
5.1.2 シール性能	別添 1-22
5.2 評価結果	別添 1-24
5.2.1 所員用エアロック本体の耐圧	別添 1-24
5.2.2 シール性能	別添 1-27
5.3 評価結果のまとめ	別添 1-30



6.	配管貫通部	別添 1-31
6.1	概要	別添 1-31
6.2	配管貫通部（接続配管）	別添 1-32
6.2.1	評価方針	別添 1-32
6.2.2	評価結果	別添 1-32
6.3	配管貫通部（スリーブ・端板・閉止板）	別添 1-32
6.3.1	評価方針	別添 1-32
6.3.2	評価結果	別添 1-34
6.4	配管貫通部（閉止フランジ）	別添 1-37
6.4.1	評価方針	別添 1-37
6.4.2	評価結果	別添 1-37
6.5	評価結果のまとめ	別添 1-40
7.	電気配線貫通部	別添 1-41
7.1	概要	別添 1-41
7.2	電気配線貫通部（アダプタ）	別添 1-44
7.2.1	評価方針	別添 1-44
7.2.2	評価結果	別添 1-44
7.3	電気配線貫通部（ヘッド）	別添 1-45
7.3.1	評価方針	別添 1-45
7.3.2	評価結果	別添 1-45
7.4	電気配線貫通部（モジュール）のシール部	別添 1-46
7.4.1	電共研による研究結果	別添 1-46
7.4.2	過去の環境試験における評価	別添 1-48
7.4.3	NUPEC による評価結果	別添 1-50
7.4.4	評価結果のまとめ	別添 1-51
8.	原子炉格納容器隔離弁	別添 1-52
8.1	概要	別添 1-52
8.2	不活性ガス系バタフライ弁	別添 1-52
8.2.1	評価方針	別添 1-52
8.2.2	評価結果	別添 1-53
8.3	TIP ボール弁及びパージ弁	別添 1-55
8.3.1	評価方針	別添 1-55
8.3.2	評価結果	別添 1-56

添付 1	重大事故等時条件におけるガスケット健全性について .....	別添 1-58
添付 2	代表原子炉格納容器貫通配管の選定について .....	別添 1-64
添付 3	原子炉格納容器隔離弁の抽出について .....	別添 1-67
別紙 1	原子炉格納容器 限界温度, 圧力に対する経年劣化の影響について ...	別添 1-68
別紙 2	原子炉格納容器 限界温度, 圧力負荷後の耐震性について .....	別添 1-70
別紙 3	原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による影響について .....	別添 1-73

## 1. 概要

本資料は、VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」（以下「説明書」という。）の「6. 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能評価及びその他影響確認」に示す重大事故等時の限界温度，圧力に対する原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持の評価方法並びに評価結果を詳細に示すものである。

## 2. 原子炉格納容器本体

### 2.1 原子炉格納容器コンクリート部

原子炉格納容器は鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造であり、原子炉建屋と一体となっている。原子炉格納容器本体（コンクリート部）の機能喪失要因は内圧上昇に伴う曲げせん断破壊が想定される。

原子炉格納容器コンクリート部の強度評価方法及び結果は、VI-3-3-6-1-1-1「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」に記載する。

### 2.2 原子炉格納容器ライナ部

原子炉格納容器本体（ライナ部）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は考慮する必要がない。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後に圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は考慮する必要がない。

したがって、原子炉格納容器本体（ライナ部）の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

原子炉格納容器ライナ部分の強度評価方法及び結果は、VI-3-3-6-1-1-2「原子炉格納容器ライナ部の強度計算書」に記載する。

### 3. ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジ

#### 3.1 評価方針

ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジは、原子炉格納容器の上蓋フランジであり、締付ボルトで固定される構造である。また、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は考慮する必要がない。

したがって、ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジの機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後に圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は考慮する必要がない。

このため、200℃、2Pdでの健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジ本体の耐圧
- ・ドライウェル主フランジ固定部の強度
- ・ドライウェル主フランジのシール性能

図3-1に評価部位の概形を示す。

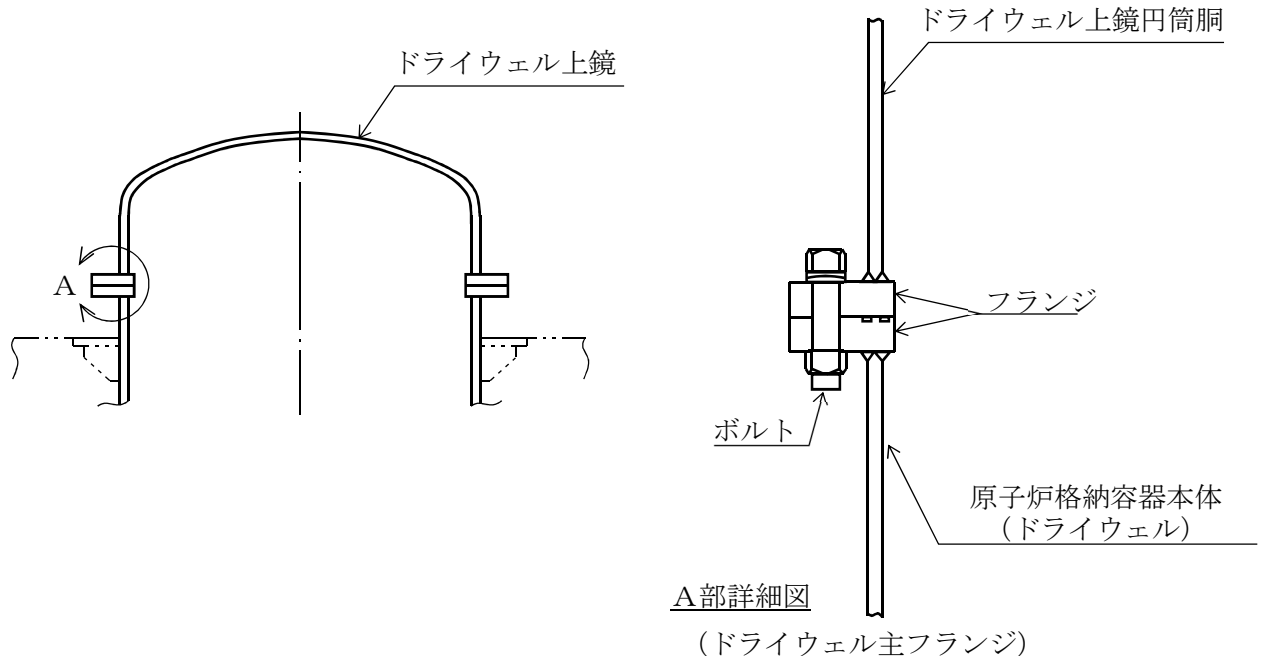


図3-1 評価部位 概形図 (ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジ)

### 3.1.1 ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジ本体の耐圧

#### (1) 応力評価

ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジの強度評価方法は、VI-3-3-6-1-1-4「ドライウエル上鏡の強度計算書」及びVI-3-3-6-1-1-5「ドライウエル主フランジの強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジ本体の構造健全性評価として、告示第501号の第22条及び第23条に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態IVにおける一次一般膜応力の許容値である $200^{\circ}\text{C}$ の $2/3 S_u$ を与えることで許容圧力を算出し、限界圧力 $2Pd$ を上回ることを確認する。

### 3.1.2 ドライウエル主フランジ固定部の強度

ドライウエル主フランジ固定部の強度評価方法は、VI-3-3-6-1-1-5「ドライウエル主フランジの強度計算書」に記載する。

### 3.1.3 ドライウエル主フランジのシール性能

原子炉格納容器の限界温度、圧力におけるフランジ開口量を評価するために、三次元有限要素法による解析を用いてドライウエル主フランジ部における開口量を評価する。

評価した開口量は、添付1に示す重大事故等時環境におけるガスケットの健全性確認結果を基に設定した許容開口量と比較し、開口量が許容開口量を下回ることを確認する。

## 3.2 評価結果

### 3.2.1 ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジ本体の耐圧

#### (1) 応力評価

ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジの強度評価結果は、VI-3-3-6-1-1-4「ドライウエル上鏡の強度計算書」及びVI-3-3-6-1-1-5「ドライウエル主フランジの強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジ本体の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表3-1に示す。

表3-1 ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジの許容圧力評価結果

①上鏡板

材料：

許容圧力算定式：告示第501号第23条第2項第1号を準用

$$P = 2S \eta t / (RW + 0.2t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	<input type="text"/>
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	<input type="text"/>
R	鏡板の中央部における内面の半径	(mm)	<input type="text"/>
W	さら形鏡板の形状による係数		1.32
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	0.992
0.992 MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2Pd)			

②主フランジ部円筒胴

材料：

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	<input type="text"/>
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	<input type="text"/>
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	1.249
1.249 MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2Pd)			

3.2.2 ドライウェル主フランジ固定部の強度

ドライウェル主フランジ固定部の強度評価結果は、VI-3-3-6-1-1-5「ドライウェル主フランジの強度計算書」に記載する。

3.2.3 ドライウェル主フランジのシール性能

ドライウェル主フランジについて、限界温度、圧力におけるフランジ面の開口量が許容開口量を下回ることを確認するため、三次元有限要素法モデルを用いて弾塑性解析を実施した。

図3-2に解析モデルを示す。本解析では、フランジ部だけでなく鋼材が圧力を負担する上鏡を含めてドライウェル主フランジ全体をモデル化する。

また、フランジシール部を構成する各種部材（フランジ、ボルト、ナット等）の荷重伝達経路を詳細にモデル化するため、ソリッド要素を用いて可能な限り詳細な形状をモデル化する。モデルは対称性を考慮してボルト1/2ピッチ分をモデル化している。荷重条件として、0から内圧を加えて開口量を解析する。解析コードは「ABAQUS」を使用する。

本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。



図3-2 ドライウェル主フランジの解析モデル

(1) 開口量評価結果

200°Cにおける圧力と開口量の関係を図3-3に示す。

2Pdにおける内側ガスケット部の開口量は1.35mm，外側ガスケット部は1.06mmであった。

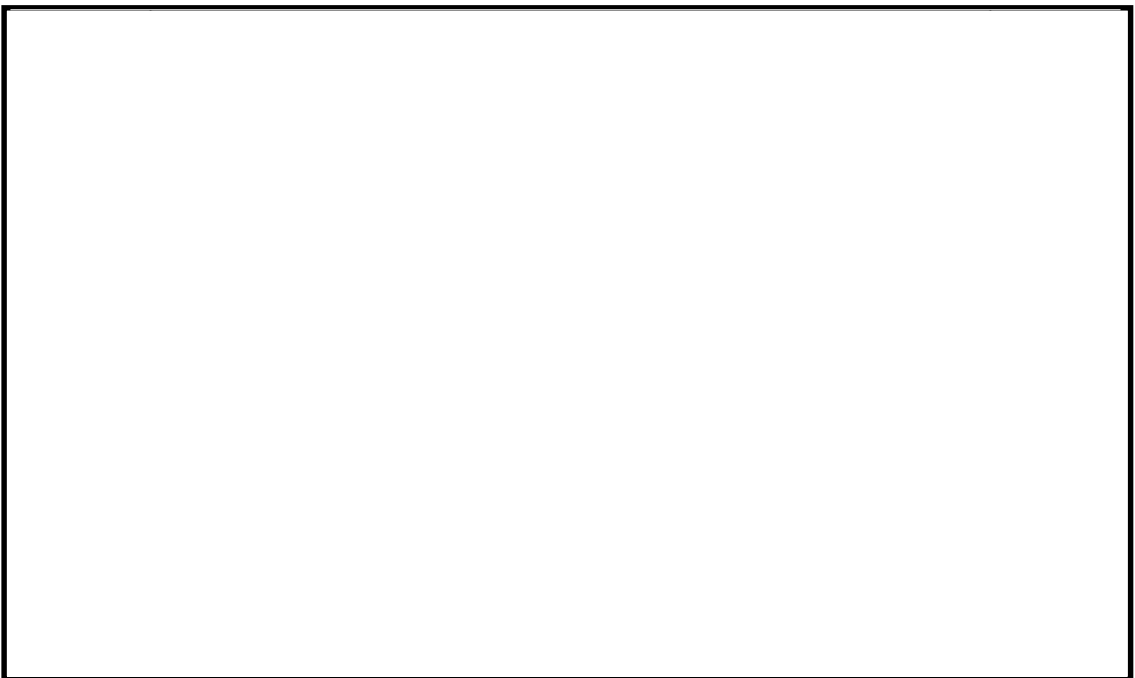


図3-3 ドライウェル主フランジの圧力と開口量の関係



(2) ドライウェル主フランジの許容開口量

添付1に示すように、改良EPDM製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ率は  %である。シール材の初期締め付け量は  mmであるため、圧縮永久ひずみ率を考慮した許容開口量は  mmとなる。

(3) 比較結果

内側ガスケットの開口量1.35mmに対して許容開口量は  mmであることから、重大事故等時環境における開口を考慮してもドライウェル主フランジ部からの漏えいのないことを確認した。

### 3.3 評価結果まとめ

ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジの健全性評価結果を表3-2に示す。

表3-2 ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジの健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジ本体の耐圧	応力評価	VI-3-3-6-1-1-4「ドライウエル上鏡の強度計算書」及びVI-3-3-6-1-1-5「ドライウエル主フランジの強度計算書」に記載。	○
		許容圧力評価	200℃, 2Pdにおける許容圧力が2Pd以上であることを確認した。	
2	ドライウエル主フランジ固定部の強度	応力評価	VI-3-3-6-1-1-5「ドライウエル主フランジの強度計算書」に記載。	
3	ドライウエル主フランジのシール性能	開口量評価	シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、圧力における開口量は許容開口量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。	○

以上により、ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジについては、限界温度、圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

なお、更なる安全性向上対策として、重大事故等発生後の長期におけるシール機能健全性を補強するために、高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗布する。その有効性については、バックアップシール材の試験を基に評価し、原子炉格納容器閉じ込め機能の信頼性を確認した。

## 4. 機器ハッチ類

### 4.1 評価方針

機器ハッチ類は、フランジ付きの胴板が原子炉格納容器のコンクリート躯体に固定され、この胴板のフランジに蓋フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

機器ハッチ類の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は考慮する必要がない。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後の圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は考慮する必要がない。

したがって、機器ハッチ類の機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、200℃、2Pdでの健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・機器ハッチ類本体の耐圧
- ・機器ハッチ類フランジ固定部の強度
- ・機器ハッチ類フランジのシール性能

図4-1～4-3に評価部位の概形を示す。

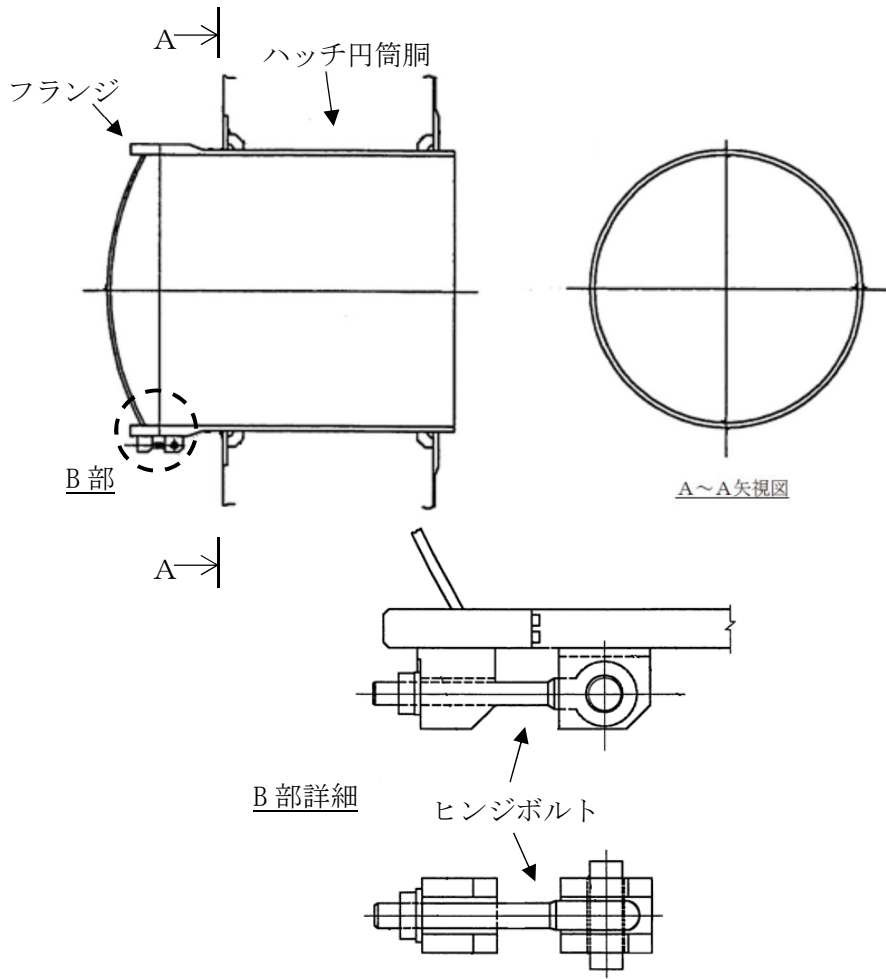


図4-1 評価部位 概形図 (上部ドライウェル機器搬入用ハッチ)

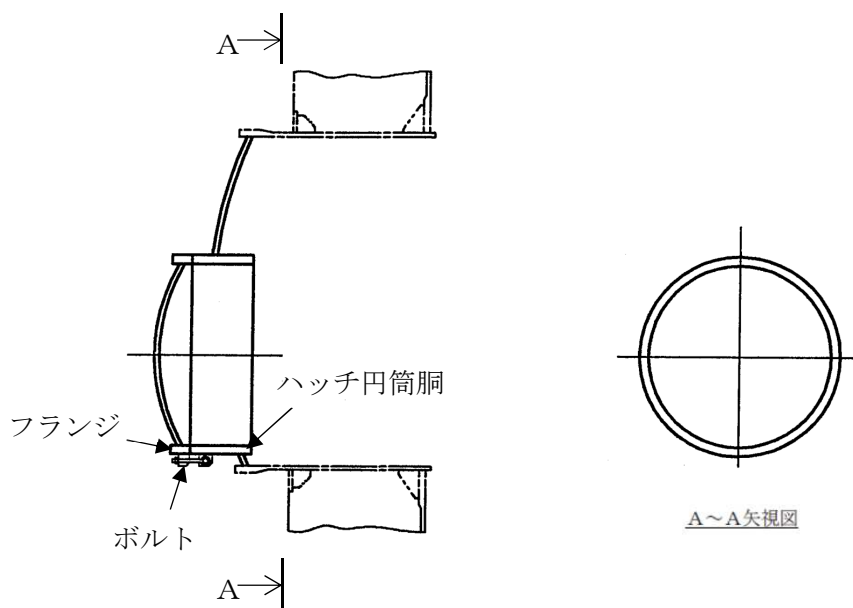


図4-2 評価部位 概形図 (下部ドライウェル機器搬入用ハッチ)

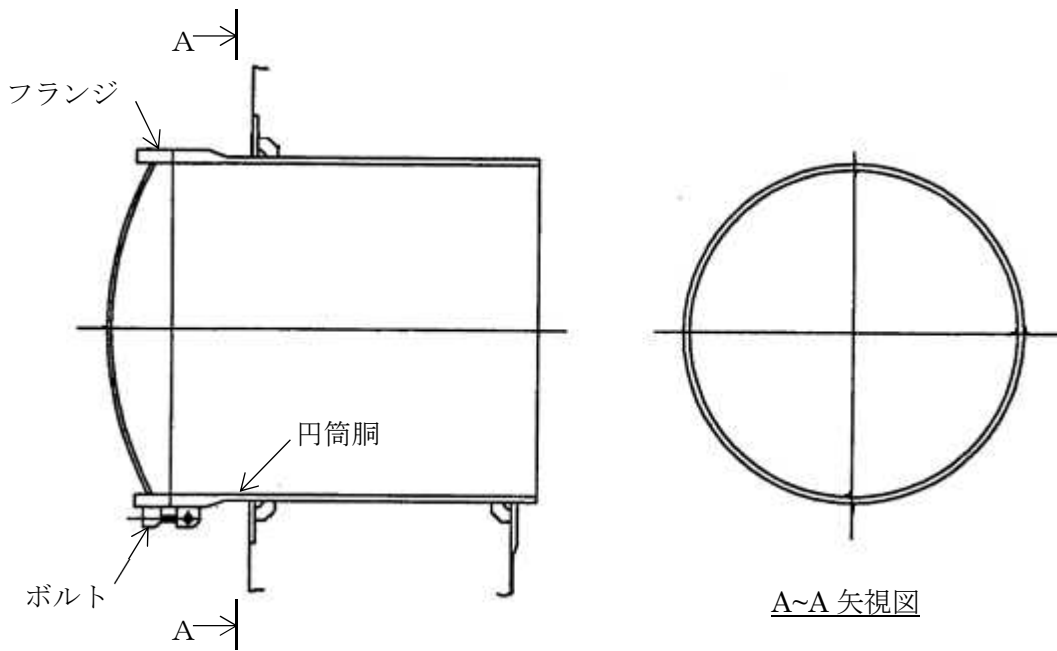


図4-3 評価部位 概形図 (サプレッションチェンバ出入口)

#### 4.1.1 機器ハッチ類本体の耐圧

##### (1) 応力評価

機器ハッチ類本体の強度評価方法は、VI-3-3-6-1-1-7「下部ドライウエルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）の強度計算書」、VI-3-3-6-1-2-2「上部ドライウエル機器搬入用ハッチの強度計算書」、VI-3-3-6-1-2-3「下部ドライウエル機器搬入用ハッチの強度計算書」及びVI-3-3-6-1-2-4「サプレッションチェンバ出入口の強度計算書」に記載する。

##### (2) 許容圧力評価

機器ハッチ類本体の構造健全性評価として、告示第501号の第22条に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態IVにおける一次一般膜応力の許容値である200℃の $\frac{2}{3}S_u$ を与えることで許容圧力を算出し、限界圧力 $2Pd$ を上回ることを確認する。

#### 4.1.2 機器ハッチ類フランジ固定部の強度

機器ハッチ類フランジ固定ボルトの強度評価方法は、VI-3-3-6-1-2-2「上部ドライウエル機器搬入用ハッチの強度計算書」、VI-3-3-6-1-2-3「下部ドライウエル機器搬入用ハッチの強度計算書」及びVI-3-3-6-1-2-4「サプレッションチェンバ出入口の強度計算書」に記載する。

#### 4.1.3 機器ハッチ類フランジのシール性能

原子炉格納容器の限界温度、圧力におけるフランジ開口量を評価するために、三次元有限要素法による解析を用いて機器ハッチ類フランジ部における開口量を評価する。

評価した開口量は、添付1に示す重大事故等時環境におけるガスケットの健全性確認結果を基に設定した許容開口量と比較し、開口量が許容開口量を下回ることを確認する。

### 4.2 評価結果

#### 4.2.1 機器ハッチ類本体の耐圧

##### (1) 応力評価

VI-3-3-6-1-1-7「下部ドライウエルアクセストネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）の強度計算書」、VI-3-3-6-1-2-2「上部ドライウエル機器搬入用ハッチの強度計算書」、VI-3-3-6-1-2-3「下部ドライウエル機器搬入用ハッチの強度計算書」及びVI-3-3-6-1-2-4「サブプレッションチェンバ出入口の強度計算書」に記載する。

##### (2) 許容圧力評価

機器ハッチ類本体の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表4-1に示す。

表4-1 機器ハッチ類の許容圧力評価結果

①上部ドライウエル機器搬入用ハッチ円筒胴

材料：

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	<input type="text"/>
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	<input type="text"/>
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	3.128
3.128 MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2Pd)			

②上部ドライウエル機器搬入用ハッチ鏡板

材料：

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号ホを準用

$$P = 4S \eta t / (D_i + 0.4t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	<input type="text"/>
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	<input type="text"/>
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	3.662
3.662 MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2Pd)			

③下部ドライウエル機器搬入用ハッチ円筒胴

材料：

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	<input type="text"/>
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	<input type="text"/>
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	15.130
15.130 MPa[gage] > 0.713 MPa[gage] (2Pd+重大事故等時の水頭圧)			

④下部ドライウエル機器搬入用ハッチ鏡板

材料：

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号ホを準用

$$P = 4S \eta t / (D_i + 0.4 t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	3.967
3.967 MPa[gage] > 0.713 MPa[gage] (2Pd+重大事故等時の水頭圧)			

⑤サブプレッションチェンバ出入口円筒胴

材料：

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2 t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	4.059
4.059 MPa[gage] > 0.653 MPa[gage] (2Pd+重大事故等時の水頭圧)			

⑥サブプレッションチェンバ出入口鏡板

材料：

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号ホを準用

$$P = 4S \eta t / (D_i + 0.4 t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	4.759
4.759 MPa[gage] > 0.653 MPa[gage] (2Pd+重大事故等時の水頭圧)			



⑦下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）スリーブ

材料：

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	<input type="text"/>
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	<input type="text"/>
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	2.388
2.388 MPa[gage] > 0.715 MPa[gage] (2Pd+重大事故等時の水頭圧)			

⑧下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）鏡板

材料：

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号ホを準用

$$P = 4S \eta t / (D_i + 0.4t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	<input type="text"/>
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	<input type="text"/>
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	3.719
3.719 MPa[gage] > 0.715 MPa[gage] (2Pd+重大事故等時の水頭圧)			

4.2.2 機器ハッチ類フランジ固定部の強度

機器ハッチ類フランジ固定ボルトの強度評価方法は、VI-3-3-6-1-2-2「上部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」、VI-3-3-6-1-2-3「下部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」及びVI-3-3-6-1-2-4「サプレッションチェンバ出入口の強度計算書」に記載する。

4.2.3 機器ハッチ類フランジのシール性能

機器ハッチ類について、限界温度、圧力におけるフランジ面の開口量が許容開口量を下回ることを確認するため、三次元有限要素法モデルを用いて弾塑性解析を実施した。

図4-4～4-6に解析モデルを示す。本解析では、フランジの他、圧力作用面である上鏡及び胴部をモデル化する。

また、フランジシール部を構成する各種部材（フランジ、ボルト、ナット等）の荷重伝達経路を詳細にモデル化するため、ソリッド要素を用いて可能な限り詳細な形状をモデル化する。モデルは対称性を考慮してボルト1/2ピッチ分をモデル化している。荷重条件と

して、0から内圧を加えて開口量を解析する。解析コードは「ABAQUS」を使用する。

本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

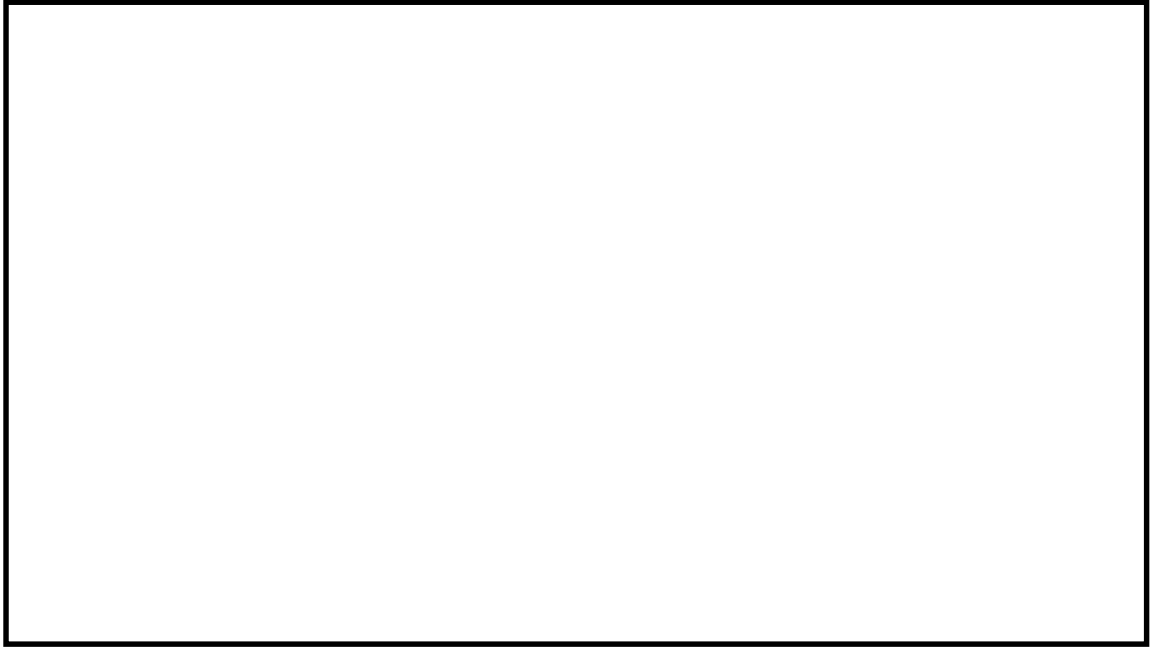


図4-4 上部ドライウェル機器搬入用ハッチの解析モデル



図4-5 サプレッションチェンバ出入口の解析モデル

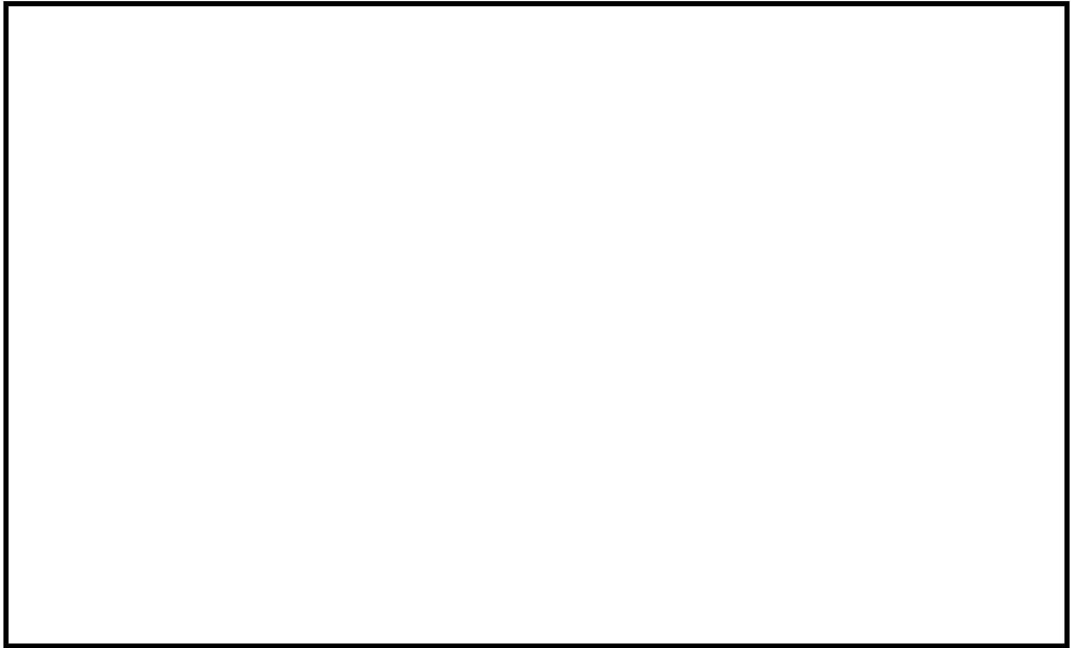


図4-6 下部ドライウェル機器搬入用ハッチの解析モデル

(1) 開口量評価結果

200°Cにおける圧力と開口量の関係を図4-7～4-9 に示す。

2Pdにおける内側ガスケット部及び外側ガスケット部のそれぞれの開口量を表4-2に示す。ただし、重大事故等時の条件においては、サブプレッションチェンバ出入口及び下部ドライウェル機器搬入用ハッチが水没することからそれぞれ35kPa, 95kPaの水頭圧を考慮している。

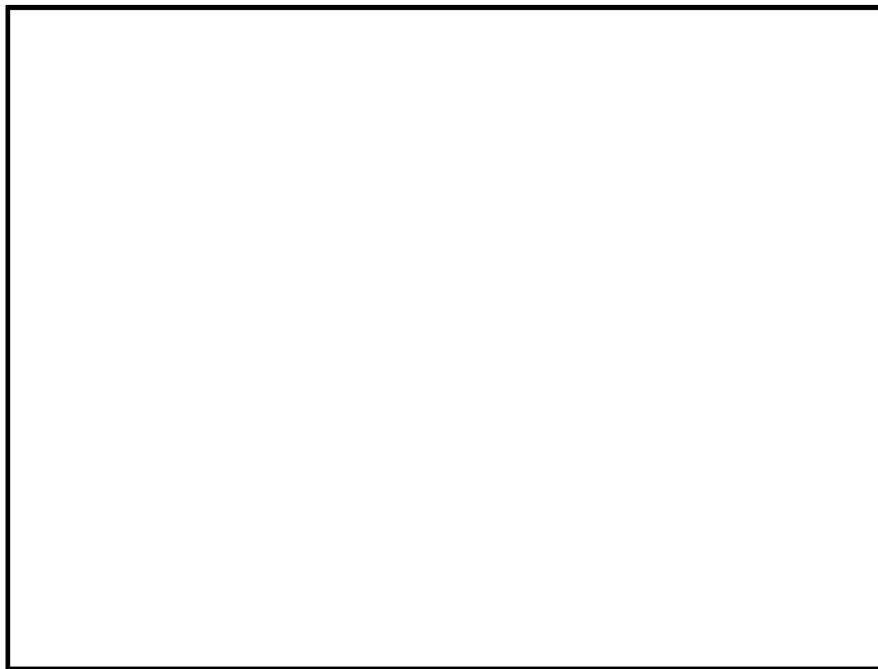


図4-7 上部ドライウェル機器搬入用ハッチの圧力と開口量の関係



図4-8 サプレッションチェンバ出入口の圧力と開口量の関係



図4-9 下部ドライウェル機器搬入用ハッチの圧力と開口量の関係

表4-2 ハッチ類の開口量評価結果

対象	圧力(kPa)	開口量(mm)	
		内側ガスケット	外側ガスケット
上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ	620	0.74	0.58
サプレッションチェンバ 出入口	620+35	0.87	0.68
下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ	620+95	0.75	0.62

(2) 機器ハッチ類フランジ部の許容開口量

添付1に示すように、改良EPDM製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ率は  %である。シール材の初期締め付け量はいずれのフランジも  mmであるため、圧縮永久ひずみ率を考慮した許容開口量は  mmとなる。

(3) 比較結果

機器ハッチ類の開口量は、最大のサプレッションチェンバ出入口でも0.87mmであり、許容開口量は  mmであることから、重大事故等時環境における開口を考慮しても機器ハッチ類フランジ部からの漏えいのないことを確認した。

#### 4.3 評価結果のまとめ

機器ハッチ類の健全性評価結果を表4-3に示す。

表4-3 機器ハッチ類の健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	機器ハッチ類 本体の耐圧	応力評価	VI-3-3-6-1-1-7「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）の強度計算書」、VI-3-3-6-1-2-2「上部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」、VI-3-3-6-1-2-3「下部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」及びVI-3-3-6-1-2-4「サプレッションチェンバ出入口の強度計算書」に記載。	
		許容圧力 評価	200℃、2Pdにおける許容圧力が2Pd以上であることを確認した。	○
2	機器ハッチ類 フランジ固定部の強度	応力評価	VI-3-3-6-1-2-2「上部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」、VI-3-3-6-1-2-3「下部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」及びVI-3-3-6-1-2-4「サプレッションチェンバ出入口の強度計算書」に記載。	
3	フランジの シール性能	開口量評価	シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、圧力における開口量は許容開口量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。	○

以上により、機器ハッチ類について、限界温度、圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

なお、更なる安全性向上対策として、重大事故等発生後の長期におけるシール機能健全性を補強するために、高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗布する。その有効性については、バックアップシール材の試験を基に評価し、原子炉格納容器閉じ込め機能の信頼性を確認した。

## 5. 所員用エアロック

### 5.1 評価方針

所員用エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器のコンクリート躯体に固定されており、円筒胴の両端に人が出入りする開口部を設けた平板（隔壁）を溶接している。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールには改良EPDM製のガスケットを使用している。なお、ドライウェル主フランジや機器ハッチ類と異なり、原子炉格納容器加圧時は所員用エアロック扉が支持部に押付けられる構造となっているため、扉板が開くことはない。

また、扉には均圧弁に繋がる配管や扉開閉ハンドル軸が貫通しており、均圧弁接続配管及び扉開閉ハンドル軸貫通部にシール材を使用している。

所員用エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力が所員用エアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。一方、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、過渡な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。そのため、所員用エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊、並びに、扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられ、200℃、2Pdでの健全性の確認には、以下の評価が必要である。

- ・所員用エアロック本体の耐圧
- ・シール性能

図5-1～5-2に評価部位の概形を示す。

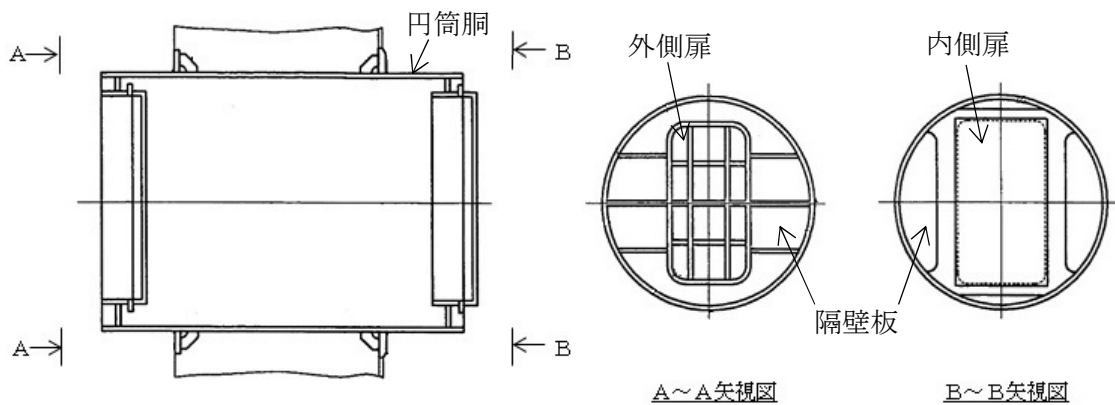


図5-1 評価部位 概形図（上部ドライウェル所員用エアロック）

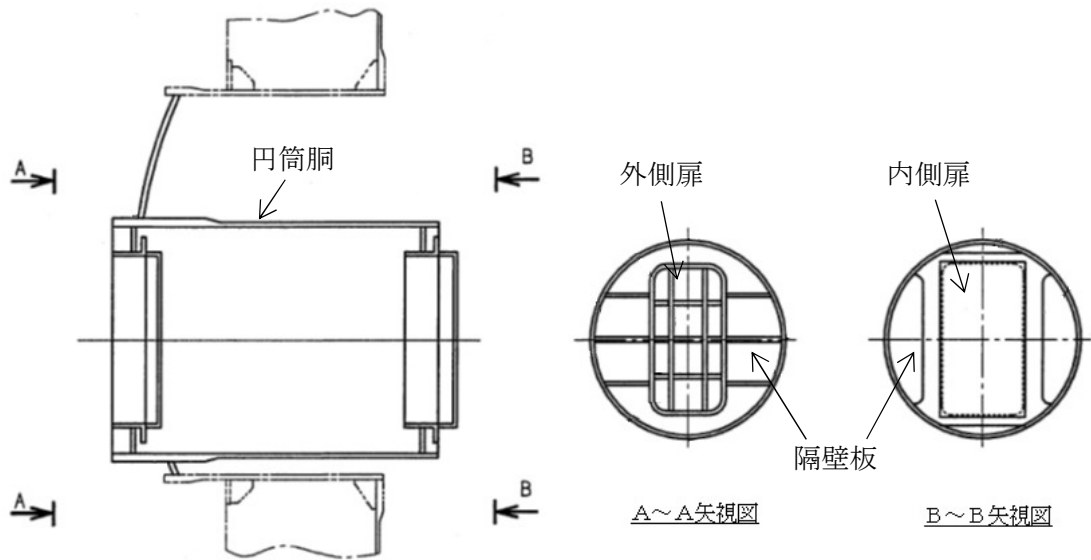


図5-2 評価部位 概形図（下部ドライウェル所員用エアロック）

### 5.1.1 所員用エアロック本体の耐圧

#### (1) 応力評価

所員用エアロック本体の強度評価方法は、VI-3-3-6-1-1-6「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）の強度計算書」、VI-3-3-6-1-3-2「上部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」及びVI-3-3-6-1-3-3「下部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

所員用エアロック本体の構造健全性評価として、告示第501号の第13条及び第22条に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態IVにおける一次一般膜応力の許容値である $200^{\circ}\text{C}$ の $2/3 S_u$ を与えることで許容圧力を算出し、限界圧力 $2Pd$ を上回ることを確認する。

### 5.1.2 シール性能

#### (1) 扉のシール材

所員用エアロックの扉のシール材には、これまでシリコンガスケットを使用していたが、重大事故等時環境の耐性に優れた改良EPDM製シール材に変更する。所員用エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により扉板が支持部に押付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、内圧が負荷される面積が大きいことから、この原理でガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を理論式に基づき評価する。このシール部に発生する最大隙間が、所員用エアロックと材質・シール方式が同一のドライウェル主フランジ及び機器ハッチ類のガスケットの試験結果で漏えいが無いとされる隙間以下であることを確認する。なお、シール材の高温劣化については、事故時の扉が押付けられる方向にあること、及び、扉が二重に設けられることから、ドライウェル主フランジ、機器ハッチ類と比べて原子炉格納容器閉じ込め機能への影響度は小さい



と考えられるため、本章ではドライウェル主フランジ、機器ハッチ類の評価にて代表する。なお、所員用エアロックのシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は軽微であることから、通常運転時の劣化を考慮せず重大事故等時条件下での評価を実施する。

評価した開口量は、添付1に示す重大事故等時環境におけるガスケットの健全性確認結果を基に設定した許容開口量と比較し、開口量が許容開口量を下回ることを確認する。

(2) 扉以外のシール材

所員用エアロックには、扉のガスケット以外に原子炉格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が使用されているが、重大事故等時環境の耐性に優れた表5-1に示すシール材に変更する。

ハンドル軸貫通部Oリングに使うシール材は従来、ふっ素ゴムを用いていたが、重大事故等時環境の耐性に優れた改良EPDM製シール材に変更することとし、基本特性試験結果により重大事故等時環境下における健全性を確認する。

均圧弁に使われているシール材（ふっ素樹脂）は、重大事故等時環境下の放射線による影響で、シール機能が劣化することが考えるため、耐環境性に優れたシール材（PEEK材（PEEK:ポリエーテルエーテルケトン））を適用した均圧弁への改良を行う。なお、これらのシール材は、通常運転中における劣化は軽微であることから、通常運転時の劣化を考慮せず重大事故等時環境下での評価を実施する。

表 5-1 所員用エアロック（扉以外）のシール材

対象部位	シール材
ハンドル軸貫通部Oリング	改良 EPDM
均圧弁	均圧弁を改良し PEEK 材を採用

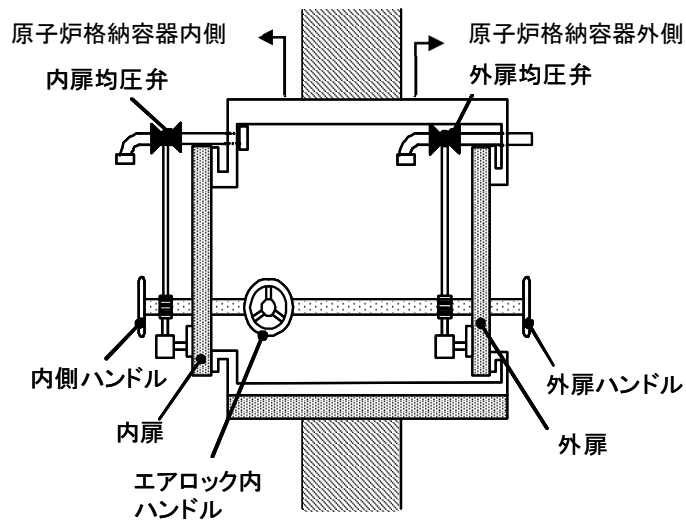


図 5-3 均圧弁及びハンドル軸貫通部

これらシール材について、単体劣化試験結果を基に、200℃、2Pdの環境における健全性を評価する。

## 5.2 評価結果

### 5.2.1 所員用エアロック本体の耐圧

#### (1) 応力評価

所員用エアロック本体の強度評価結果は、VI-3-3-6-1-1-6「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）の強度計算書」、VI-3-3-6-1-3-2「上部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」及びVI-3-3-6-1-3-3「下部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

所員用エアロック本体の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、2Pdを上回ることを確認した。評価結果の詳細を表5-2に示す。

表5-2 所員用エアロックの許容圧力評価結果

①上部ドライウェル所員用エアロック外側円筒胴

材料：

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (200℃における2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	<input type="text"/>
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	<input type="text"/>
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	<input type="text"/>
P	200℃における許容圧力	(MPa)	3.128
3.128 MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2Pd)			

②上部ドライウェル所員用エアロック内側円筒胴

材料：

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (200℃における2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	<input type="text"/>
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	<input type="text"/>
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	<input type="text"/>
P	200℃における許容圧力	(MPa)	3.128
3.128 MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2Pd)			

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号ハを準用

$$P = 4B t / (3D_o)$$

B			894
t	板厚	(mm)	<input type="text"/>
D <sub>o</sub>	胴の外径	(mm)	<input type="text"/>
P	200℃における許容圧力	(MPa)	0.648
0.648 MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2Pd)			

③下部ドライウェル所員用エアロック外側円筒胴

材料：

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2 t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	<input type="text"/>
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	<input type="text"/>
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	14.001
14.001 MPa[gage] > 0.713 MPa[gage] (2Pd+重大事故等時の水頭圧)			

④下部ドライウェル所員用エアロック内側円筒胴

材料：

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2 t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	<input type="text"/>
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	<input type="text"/>
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	3.936
3.936 MPa[gage] > 0.713 MPa[gage] (2Pd+重大事故等時の水頭圧)			

許容圧力算定式：告示第501号第13条第2項第1号ハ及び第22条第3項第2号ハを準用

$$P = 1.5 \times \{ 4B t / (3D_o) \}$$

B			561
t	板厚	(mm)	<input type="text"/>
D <sub>o</sub>	胴の外径	(mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	0.739
0.739 MPa[gage] > 0.714 MPa[gage] (2Pd+重大事故等時の水頭圧)			

⑤下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）スリーブ

材料：

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	<input type="text"/>
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	<input type="text"/>
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	2.388
2.388 MPa[gage] > 0.715 MPa[gage] (2Pd+重大事故等時の水頭圧)			

⑥下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）鏡板

材料：

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号ホを準用

$$P = 4S \eta t / (D_i + 0.4t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	<input type="text"/>
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	<input type="text"/>
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	3.719
3.719 MPa[gage] > 0.715 MPa[gage] (2Pd+重大事故等時の水頭圧)			

5.2.2 シール性能

(1) 扉のシール材（改良EPDM）

所員用エアロックの扉板は、内圧を受けた場合に扉板が支持部に押付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、内圧が負荷される面積が大きいことから、この原理でガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を理論式に基づき評価し、この開口が生じた場合でも、ガスケット部のシール機能が維持されることを確認する。

圧力による扉板の変形を図5-4に示すはりでモデル化する。このとき、ガスケット部の変位量 δ は、次式で求められる。（出典：機械工学便覧）

$$\delta = \frac{w \cdot L_1}{24EI} (3L_1^3 + 6L_1^2 \times L_2 - L_2^3)$$

ここで、評価に使用した各数値及び計算結果を表5-3に示す。

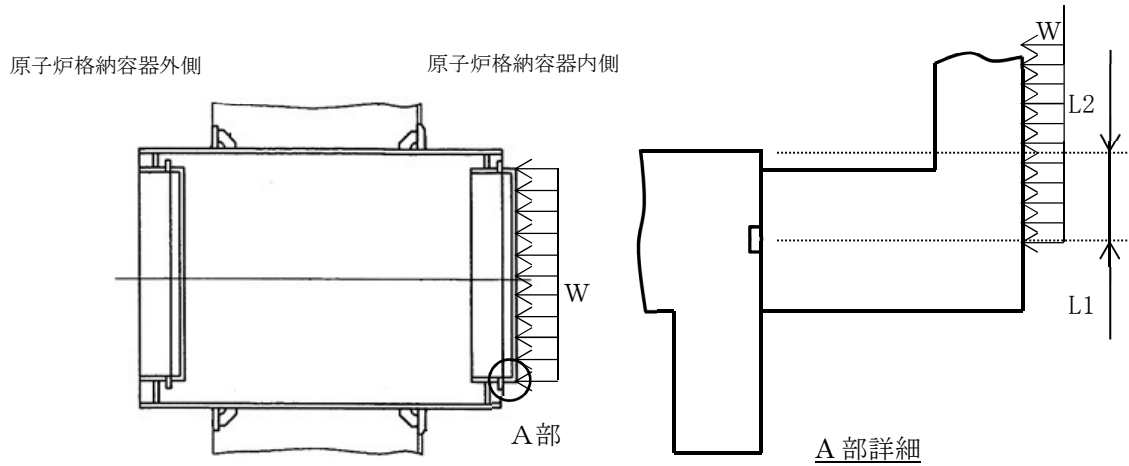


図5-4 所員用エアロック 開口量評価モデル

表5-3 所員用エアロックのシール機能維持

記号	内容	値
w	扉に加わる荷重 ( $= (2Pd + 95\text{kPa}) \times \text{幅} \text{ mm}$ )	<input type="text"/> N/mm
L <sub>1</sub>	支持点からガスケット中心までの長さ	<input type="text"/> mm
L <sub>2</sub>	支持点間の長さ	<input type="text"/> mm
E	縦弾性係数(200℃)	191000 MPa
I	断面二次モーメント	$9.357 \times 10^7 \text{ mm}^4$
δ	変位量	<input type="text"/> mm

初期押込み量は  mm であり、ガスケット部の変位量 δ は  mm となる。これは、添付1に示すように改良EPDM製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ試験結果 ( %) から算出されるシール材追従量約  mm に十分余裕をもった値であることから、限界温度、圧力である200℃、2Pd条件下においてもシール機能は維持される。

(2) 扉以外のシール材

所員用エアロックには、扉のガスケット以外に原子炉格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が表5-1のとおり使用されている。

ハンドル軸貫通部Oリングに使われているシール材（改良EPDM）については、添付1に示す重大事故等時環境を模擬した雰囲気中に曝した後の圧縮ひずみ率試験結果のとおり、重大事故等時環境下における健全性を確認した。

均圧弁に使われているシール材（ふっ素樹脂）は、重大事故等時環境下の放射線による影響で、シール機能が劣化することが考えられるため、耐環境性に優れたシール材を適用した均圧弁への改良を行う。

<均圧弁シートの材質について>

均圧弁シートについて、耐環境性に優れたPEEK材を用いた弁シートにすることの実機適用性を確認している。以下に、実機適用を確認した概要を示す。

PEEK材の一般的な仕様を表5-4に示す。従来品に使用されている均圧弁のシール材であるふっ素樹脂に対し、優れた耐放射線性を有している。

表5-4 PEEK材の一般物性

シール材	PEEK材
耐熱使用温度	250℃
融点	343℃
線量限度（γ線）	約10MGy

また、均圧弁に相当する弁を使用して、重大事故等時の原子炉格納容器内環境を模擬した表5-5に示す試験条件で曝露し、その後、2Pdを超える0.9MPaで漏えい試験を行い、気密性が確保できることを確認した。よって、本均圧弁は200℃、2Pdの環境において健全性に問題ないことを確認した。

表5-5 均圧弁の耐環境試験条件

放射線照射	<input type="text"/> kGy
熱劣化	200℃ 168時間

### 5.3 評価結果のまとめ

所員用エアロックの健全性評価結果を表5-6に示す。

表5-6 所員用エアロックの健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	所員用エアロック本体の耐圧	応力評価	VI-3-3-6-1-1-6「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）の強度計算書」、VI-3-3-6-1-3-2「上部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」及びVI-3-3-6-1-3-3「下部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」に記載。	
		許容圧力評価	200℃、2Pdにおける許容圧力が2Pd以上であることを確認した。	○
2	シール性能	開口量評価、シール材評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>扉ガスケットについて、シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、圧力における開口量は許容開口量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。</li> <li>扉以外のシール材について、試験等によりシール材の重大事故等時環境においても、シール機能が維持されることを確認した。</li> </ul>	○



## 6. 配管貫通部

### 6.1 概要

配管貫通部の200℃、2Pd 環境下の健全性を確認する。  
配管貫通部は、スリーブ、端板、閉止板、閉止フランジ、スリーブ等に接続する配管（接続配管）によって原子炉格納容器バウンダリを構成している。また、フランジ部はボルトにより固定されており、シール部にはシリコンゴムを使用している。なお、フランジは、日本工業規格 J I S B2210(1984)「鉄鋼製管フランジの基準寸法（呼び圧力 10K 並形フランジ）」に掲げられるものを使用している。

上記を踏まえ、以下の構成で健全性を確認する。

- 6.2項では、配管貫通部（接続配管）の構造健全性を確認する。
  - 6.3項では、配管貫通部（スリーブ・端板・閉止板）の構造健全性を確認する。
  - 6.4項では、配管貫通部（閉止フランジ）の構造健全性、シール部の機能維持を確認する。
- 図 6-1 に評価部位の概形を示す。

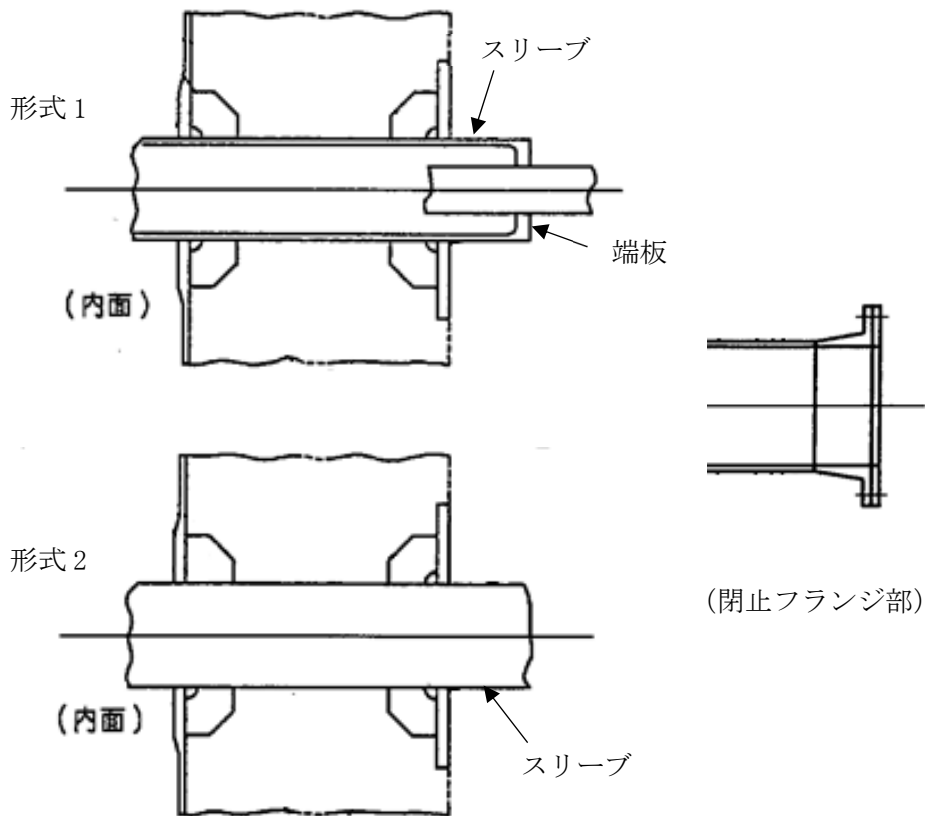


図 6-1 評価部位 概形図（配管貫通部）

## 6.2 配管貫通部（接続配管）

### 6.2.1 評価方針

原子炉格納容器の配管貫通部（接続配管）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は考慮する必要がない。

一方、配管貫通部（接続配管）には、原子炉格納容器内圧が作用し、一次応力が生じるため、配管貫通部（接続配管）における延性破壊が機能喪失要因として想定される。

このため、200℃、2Pdの環境下における構造健全性を確認する。

具体的には、代表配管に対して、VI-3-2-9「重大事故等クラス2管の強度計算方法（2）重大事故等クラス2管であってクラス2管の応力計算方法」に記載の方法に準拠して設計・建設規格PPC-3500により評価を実施する。解析コードは「I S A P」を使用する。

本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

代表配管の選定方法については添付2に記載する。

### 6.2.2 評価結果

代表配管は添付2に示すとおり、貫通部番号 （残留熱除去系(C)低圧注水）に接続する配管である。当該配管に対する評価結果を表6-1に示す。評価結果は許容値を満足しており、200℃、2Pdの環境下においても、配管貫通部（接続配管）のバウンダリ機能は維持される。

表6-1 代表配管の評価結果

貫通部番号	評価圧力(MPa)	評価温度(℃)	計算応力(MPa)	許容値(MPa)
<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 40px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>	3.43	200	26	154

## 6.3 配管貫通部（スリーブ・端板・閉止板）

### 6.3.1 評価方針

配管貫通部の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は考慮する必要がない。

一方、配管貫通部には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力が生じ、配管貫通部における延性破壊が機能喪失要因として想定される。

このため、200℃、2Pdの環境下における構造健全性を確認する。

(1) 応力評価

配管貫通部の強度評価方法は、VI-3-3-6-1-4-2「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載する。

(2) 許容圧力評価

a. 今回設工認において改造を伴わない配管貫通部（スリーブ）

今回設工認において改造を伴わない配管貫通部（スリーブ）の構造健全性評価として、内面に圧力を受けるスリーブは、許容圧力が最小となるX-213、また、外面に圧力を受けるスリーブは、X-331A, Bについて評価する。なお、二重管型貫通部については、スリーブ及び管に対して評価する。

内面に圧力を受けるX-213のスリーブについては、告示第501号第26条第1項第1号に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態IVにおける一次一般膜応力の許容値である重大事故等時の最高使用温度の $2/3 S_u$ を与えることで許容応力を算出し、重大事故等時の最高使用圧力を上回ることを確認する。また、外面に圧力を受けるX-331A, Bのスリーブについては、告示第501号第26条第1項第2号に記載の評価式を準用し、運転状態IVにおいて外面に受ける許容圧力を算出し、重大事故等時の最高使用圧力を上回ることを確認する。

b. 今回設工認において改造を伴う配管貫通部（スリーブ）

今回設工認において改造を伴う配管貫通部（スリーブ）の構造健全性評価として、内面に圧力を受けるスリーブは、許容圧力が最小となるX-253について評価する。なお、今回設工認において改造を伴う配管貫通部（スリーブ）として外面に圧力を受けるスリーブはないことから評価しない。

X-253のスリーブについては、設計・建設規格 PVE-3611に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態IVにおける一次一般膜応力の許容値である重大事故等時の最高使用温度の $2/3 S_u$ を与えることで許容圧力を算出し、重大事故等時の最高使用圧力を上回ることを確認する。

c. 配管貫通部（端板）

配管貫通部（端板）の構造健全性評価として、許容圧力が最小となるX-130A～D, X-140A, B, X-141A, Bについて評価する。

X-130A～D, X-140A, B, X-141A, Bの配管貫通部（端板）については、告示第501号第24条第1項に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態IVにおける一次一般膜応力の許容値である重大事故等時の最高使用温度の $2/3 S_u$ を与えることで許容圧力を算出し、重大事故等時の最高使用圧力を上回ることを確認する。

d. 配管貫通部（閉止板）

配管貫通部（閉止板）の構造健全性評価として、許容圧力が最小となるX-90, X-91, X-93, X-250, X251について評価する。

X-90, X-91, X-93, X-250, X251の配管貫通部（閉止板）については、告示第501号第24条第1項に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態IVにおける一次一般膜応力の許容値である重大事故等時の最高使用温度の $2/3 S_u$ を与えることで許容圧力を算出し、重大事故等時の最高使用圧力を上回ることを確認する。

6.3.2 評価結果

(1) 応力評価

配管貫通部の強度評価結果は、VI-3-3-6-1-4-2「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載する。

(2) 許容圧力評価

a. 今回設工認において改造を伴わない配管貫通部（スリーブ）

今回設工認において改造を伴わない配管貫通部（スリーブ）の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、限界圧力（最高使用圧力）を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を、内面に圧力を受けるX-213の管については表6-2に、外面に圧力を受けるX-331A, Bのスリーブについては表6-3に示す。

表6-2 内面に圧力を受けるX-213の配管貫通部（管）の許容圧力評価結果

材料：

許容圧力算定式：告示第501号第26条第1項第1号を準用

$$P = 2S \eta t / (D_o - 0.8 t)$$

S	許容引張応力 (最高使用温度における $2/3 S_u$ 値を使用)	(MPa)	<input style="border: 1px solid black; width: 50px; height: 20px;" type="text"/>
$\eta$	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	<input style="border: 1px solid black; width: 50px; height: 20px;" type="text"/>
$D_o$	胴の外径	(mm)	<input style="border: 1px solid black; width: 50px; height: 20px;" type="text"/>
P	最高使用温度における許容圧力	(MPa)	15.144
15.144 MPa[gage] > 0.98 MPa[gage] (2Pd+重大事故等時の水頭圧)			

表6-3 外面に圧力を受けるX-331A, Bの配管貫通部（スリーブ）の許容圧力評価結果  
材料：

許容圧力算定式：告示第501号第26条第1項第2号を準用

$$P = 4B t / (3D_o)$$

B		1202
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
D <sub>o</sub>	胴の外径 (mm)	<input type="text"/>
P	最高使用温度における許容圧力 (MPa)	7.820
7.820 MPa[gage] > 0.65 MPa[gage] (2Pd+重大事故等時の水頭圧)		

b. 今回設工認において改造を伴う配管貫通部（スリーブ）

今回設工認において改造を伴う配管貫通部（スリーブ）の構造健全性について、設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、限界圧力（最高使用圧力）を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表6-4に示す。

表6-4 X-253の配管貫通部（スリーブ）の許容圧力評価結果

材料：

許容圧力算定式：設計・建設規格 PVE-3611を準用

$$P = 2S \eta t / (D_o - 0.8 t)$$

S	許容引張応力 (最高使用温度における2/3 S <sub>u</sub> 値を使用) (MPa)	<input type="text"/>
η	継手効率	1.00
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
D <sub>o</sub>	胴の外径 (mm)	<input type="text"/>
P	最高使用温度における許容圧力 (MPa)	24.778
24.778 MPa[gage] > 0.70 MPa[gage] (2Pd+重大事故等時の水頭圧)		

c. 配管貫通部（端板）

配管貫通部（端板）の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、限界圧力（最高使用圧力）を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表6-5に示す。

表6-5 X-130A~D, X-140A, B, X-141A, Bの配管貫通部（端板）の許容圧力評価結果  
 材料：

許容圧力算定式：告示第501号第24条第1項を準用

$$P = S / K \times (t / d)^2$$

S	許容引張応力 (最高使用温度における2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	<input type="text"/>
K	係数		0.50
t	板厚	(mm)	<input type="text"/>
d	最小内のり	(mm)	
P	最高使用温度における許容圧力	(MPa)	2.853
2.853 MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2Pd)			

d. 配管貫通部（閉止板）

配管貫通部（閉止板）の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、限界圧力（最高使用圧力）を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表6-6に示す。

表6-6 X-90, X-91, X-93, X-250, X251の配管貫通部（閉止板）の許容圧力評価結果  
 材料：

許容圧力算定式：告示第501号第24条第1項を準用

$$P = S / K \times (t / d)^2$$

S	許容引張応力 (最高使用温度における2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	<input type="text"/>
K	係数		0.50
t	板厚	(mm)	<input type="text"/>
d	最小内のり	(mm)	
P	最高使用温度における許容圧力	(MPa)	3.226
3.226 MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2Pd)			

#### 6.4 配管貫通部（閉止フランジ）

配管貫通部閉止フランジ部は、原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されたフランジと閉止フランジ（蓋）をボルトで固定しており、フランジと閉止フランジ間にシール材を挟み込むことでシールしている。これまで閉止フランジシール材にはシリコンガスケットを使用していたが、原子炉格納容器閉じ込め機能強化のために、重大事故等時環境の耐性に優れた改良EPDM製シール材に変更する。

200℃、2Pdの環境下における、フランジ部の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温で内圧を受ける過渡な塑性変形に伴う耐圧部材の破損、フランジ部の開口の進展による締付ボルトの破損、シール部のフランジ開口量増加による漏えいが想定される。

##### 6.4.1 評価方針

配管貫通部のフランジは、日本工業規格 J I S B2210(1984)「鉄鋼製管フランジの基準寸法（呼び圧力 10K 並形フランジ）」に掲げられるものを使用しているため、構造健全性評価として、ISI用ハッチ(X-3)の構造部（ボルト締め端板）については、告示第501号第24条第1項に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態IVにおける一次一般膜応力の許容値である重大事故等時の最高使用温度の $2/3 S_u$ を与えることで許容圧力を算出し、重大事故等時の最高使用圧力を上回ることを確認する。

シール部のフランジ開口量については、最も厳しい部位であるシール部について、理論式を用いて開口量を評価する。なお、評価は原子炉格納容器貫通部フランジ部で最大口径のISI用ハッチ(X-3)を代表とする。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は軽微であることから、通常運転時の劣化を考慮せず重大事故等時条件下での評価を実施する。

##### 6.4.2 評価結果

構造部（ボルト締め端板）の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、限界圧力（最高使用圧力）を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表6-7に示す。

表6-7 ISI用ハッチ(X-3)の構造部(ボルト締め端板)の許容圧力評価結果

材料：

許容圧力算定式：告示第501号第24条第1項を準用

$$P = S / K \times (t / d)^2$$

S	許容引張応力 (最高使用温度における2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	<input type="text"/>
K	係数		0.20
t	板厚	(mm)	<input type="text"/>
d	最小内のり	(mm)	<input type="text"/>
P	最高使用温度における許容圧力	(MPa)	8.070
8.070 MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2Pd)			

フランジ開口量評価については、ISI用ハッチ(X-3)のシール部分の開口量を図6-2に示すようにモデル化して評価する。なお、評価を簡略化するため、圧力qはボルト部まで加わるものとする。また、保守的に、はりの最大変位量をガスケット部の変位量とみなす。

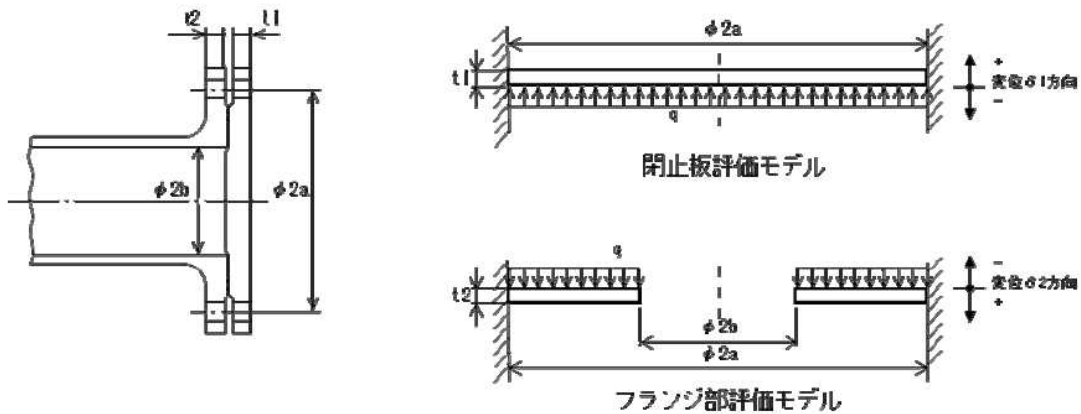


図6-2 閉止フランジの評価モデル

評価結果を表6-8に示す。初期押し込み量  mm に対してシール部の変位量は  mm である。これは、添付1に示す改良EPDM製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ率  % を考慮したシール材追従量約  mm に十分余裕があることから、限界温度、圧力としている200℃、2Pd条件下においてもシール機能は維持される。



表 6-8 閉止フランジの評価結果 (ISI 用ハッチ)

記号	内容	値
a	ボルトピッチ円半径	<input type="text"/> mm
b	内半径	<input type="text"/> mm
D1	$= E \times t1^3 / 12(1 - \nu^2) *$	<input type="text"/>
D2	$= E \times t2^3 / 12(1 - \nu^2) *$	<input type="text"/>
E	縦弾性係数	191000MPa
Kyb	b/a から定まる係数*	<input type="text"/>
q	2Pd	$620 \times 10^{-3}$ MPa
t1	閉止板板厚	<input type="text"/> mm
t2	フランジ部板厚	<input type="text"/> mm
$\nu$	ポアソン比	0.3
$\delta 1$	$= q \times a^4 / (64 \times D1) *$	<input type="text"/> mm
$\delta 2$	$= -Kyb \times q \times a^4 / D2 *$	<input type="text"/> mm
$\delta 1 + \delta 2$	変位量合計	<input type="text"/> mm

注記\* : 出典「ROARK' S FORMULAS FOR STRESS AND STRAIN EIGHTH EDITION」

6.5 評価結果のまとめ

配管貫通部の健全性評価結果を表6-9に示す。

表6-9 配管貫通部の健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	貫通配管	応力評価	□を代表として、限界温度、圧力時の配管応力評価を実施し、許容値を満足することを確認した。	○
2	スリーブ, 端板, 閉止板	応力評価	VI-3-3-6-1-4-2「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載。	○
		許容圧力評価	重大事故等時における許容圧力が限界圧力（最高使用圧力）以上であることを確認した。	
3	閉止フランジ	許容圧力評価	重大事故等時における許容圧力が限界圧力（最高使用圧力）以上であることを確認した。	○
		開口量評価	ISIハッチを代表とし、シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、圧力における開口量は許容開口量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。	○

## 7. 電気配線貫通部

### 7.1 概要

電気配線貫通部の200℃、2Pd環境下における健全性を確認する。

モジュール型電気配線貫通部には低電圧用と高電圧用の二種類があり、電気配線貫通部本体のヘッドに低電圧用又は高電圧用のモジュールが設置されている。概略構造を図7-1～7-4に示す。

低電圧用の電気配線貫通部は、ヘッドとモジュール固定部のメタルOリング、モジュール内に封入されたエポキシ樹脂、スリーブ及びアダプタにより気密性を維持する構造となっている。

高電圧用の電気配線貫通部は、ヘッドとモジュール固定部のメタルOリング、モジュール内に封入されたEPゴム、スリーブ及びアダプタにより気密性を維持する構造となっている。

電気配線貫通部のうちスリーブ、アダプタ及びヘッドの設計時に考慮される機能喪失要因については、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、過度の圧縮力がスリーブ、アダプタ及びヘッドに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。したがって、スリーブ、アダプタ及びヘッドの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

上記を踏まえ、以下の構成で健全性を確認する。

7.2 項では、電気配線貫通部（アダプタ）の構造健全性を確認する。

7.3 項では、電気配線貫通部（ヘッド）の構造健全性を確認する。

7.4 項では、電気配線貫通部（モジュール）のシール部の機能維持を確認する。

なお、スリーブについては、6.3 配管貫通部（スリーブ・端板・閉止板）に含めて確認している。

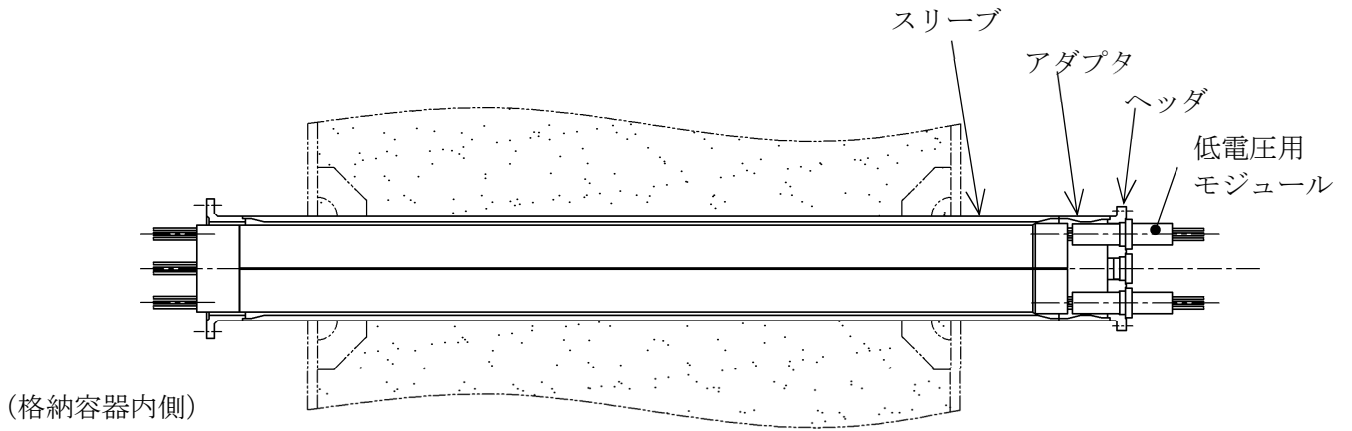


図7-1 電気配線貫通部 (低電圧用)

K6 ① VI-1-8-1-別添1 R0

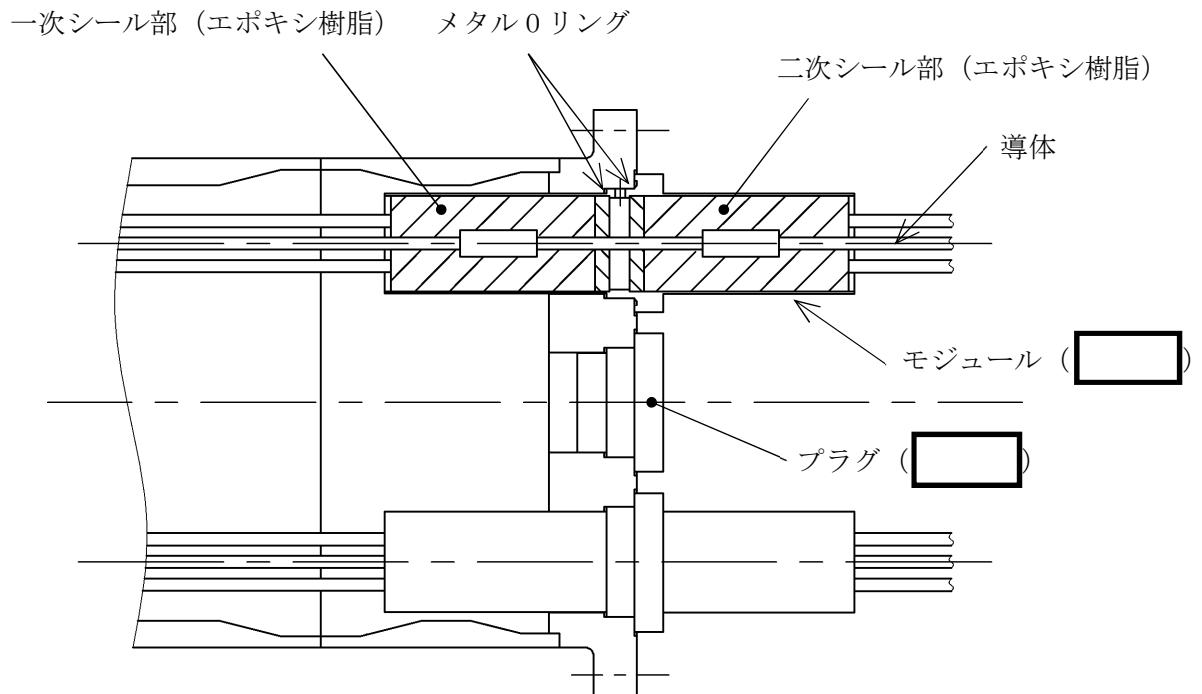
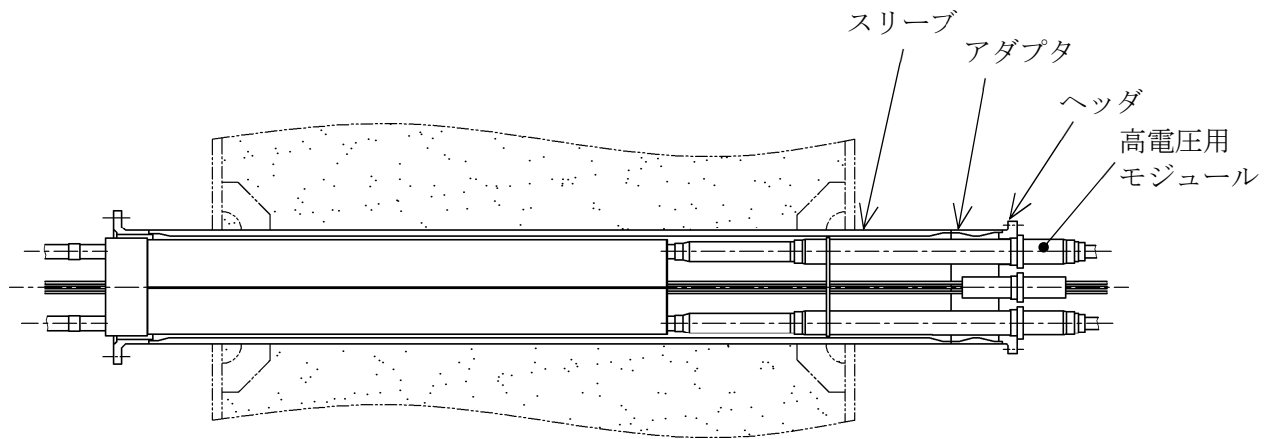


図7-2 低電圧用モジュール詳細



(格納容器内側)

図7-3 電気配線貫通部 (高電圧用)

K6 ① VI-1-1-8-1-別添 1 R0

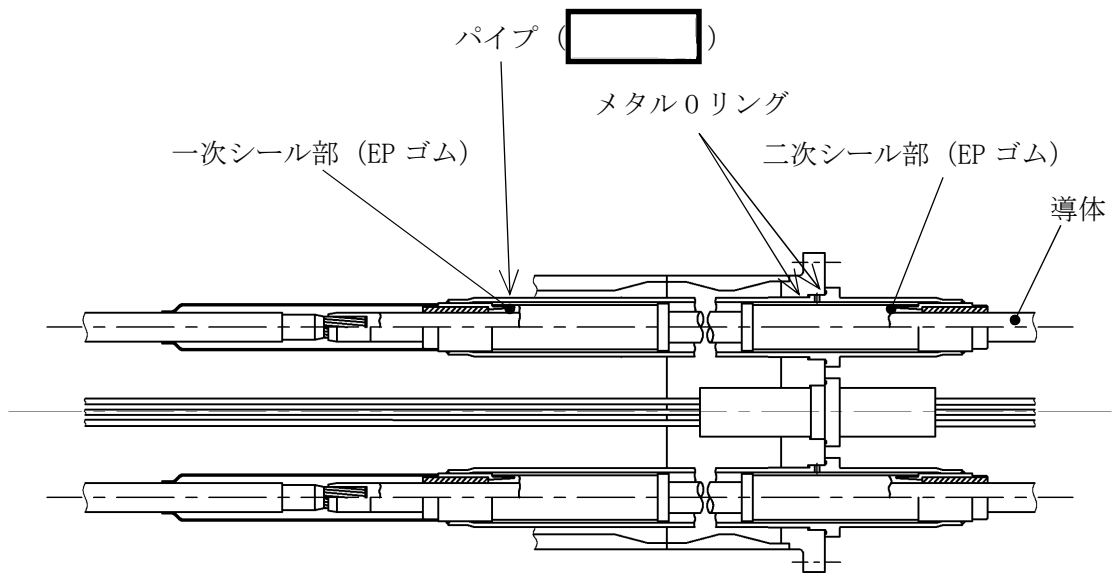


図7-4 高電圧用モジュール詳細

7.2 電気配線貫通部（アダプタ）

7.2.1 評価方針

アダプタの構造健全性評価として、告示第501号第26条第1項第1号に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態IVにおける一次一般膜応力の許容値である200℃の $2/3 S_u$ を与えることで許容圧力を算出し、限界圧力 $2Pd$ を上回ることを確認する。

7.2.2 評価結果

アダプタの構造健全性について、告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表7-1に示す。

表7-1 電気配線貫通部（アダプタ）の許容圧力評価結果

材料：

許容圧力算定式：告示第501号第26条第1項第1号を準用

$$P = 2S \eta t / (D_o - 0.8t)$$

項目		X-100A～E	X-101A～H, X-102A～G, X-103A～E, X-104A～H, X-105A～D	X-300A, B
S	許容引張応力 (200℃における $2/3 S_u$ 値を使用) (MPa)	<input type="text"/>		
$\eta$	継手効率	1.00	1.00	1.00
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>		
$D_o$	胴の外径 (mm)	<input type="text"/>		
P	200℃における許容圧力 (MPa)	13.367	13.304	13.304
		13.367 MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2Pd)		
		13.304 MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2Pd)		
		13.304 MPa[gage] > 0.65 MPa[gage] (2Pd+重大事故等時の水頭圧)		

### 7.3 電気配線貫通部（ヘッド）

#### 7.3.1 評価方針

ヘッドの構造健全性評価として、告示第501号第24条第1項に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態Ⅳにおける一次一般膜応力の許容値である200℃の $2/3 S_u$ を与えることで許容圧力を算出し、限界圧力2Pdを上回ることを確認する。

#### 7.3.2 評価結果

ヘッドの構造健全性について、告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、2Pdを上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表7-2に示す。

表7-2 電気配線貫通部（ヘッド）の許容圧力評価結果

材料：

許容圧力算定式：告示第501号第24条第1項を準用

$$P = S / K \times (t / d)^2$$

項目		X-100A～E	X-101A～H, X-102A～G, X-103A～E, X-104A～H, X-105A～D	X-300A, B
S	許容引張応力 (200℃における $2/3 S_u$ 値を使用) (MPa)	<input type="text"/>		
K	係数	0.5	0.5	0.5
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>		
d	最小内径 (mm)	<input type="text"/>		
P	200℃における許容圧力 (MPa)	15.626	19.472	19.472
15.626 MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2Pd)				
19.472 MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2Pd)				
19.472 MPa[gage] > 0.65 MPa[gage] (2Pd+重大事故等時の水頭圧)				

#### 7.4 電気配線貫通部（モジュール）のシール部

柏崎刈羽原子力発電所第6号機に設置されているモジュール型電気配線貫通部は、モジュールのシール材により気密性を維持しており、過去の検証試験にて気密性が確保されていることを確認している。

##### 7.4.1 電共研による研究結果

昭和62年度に行われた電共研「格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験」では、電気配線貫通部を対象として、原子炉格納容器内側の電気配線貫通部端子箱部分の環境条件を200℃、2Pd以上の環境条件とした場合における電気配線貫通部モジュールの気密性能について試験（以下「劣化試験」という）を実施している。本研究における試験結果を表7-3に、また、図7-6～7-7に試験体の温度分布を示す。

劣化試験及び劣化試験前後のリーク試験の結果から、原子炉格納容器が200℃、2Pd以上の環境条件において、一次シール部及び二次シール部温度はシール材の一般特性としての熱分解開始温度（400℃程度）を十分に下回っており、各シール部において漏えいが無いことを確認している。

表7-3 電力共同研究の試験結果

種類	原子炉格納容器 内側端子箱部分の環境条件					一次シール部 温度(℃)	二次シール部 温度(℃)	漏えい有無
	雰囲気	温度 (℃)	圧力 (MPa)	放射線 照射	時間 (h)			
低電圧 モジュール	乾熱	200 (230)	(0.60～ 0.81)	なし	62.0	137	68	一次シール部：漏えいなし 二次シール部：漏えいなし
高電圧 モジュール	乾熱	200 (220)	(0.61～ 0.79)	なし	62.0	195	44	一次シール部：漏えいなし 二次シール部：漏えいなし

注：( )は、記録グラフからの読取り値



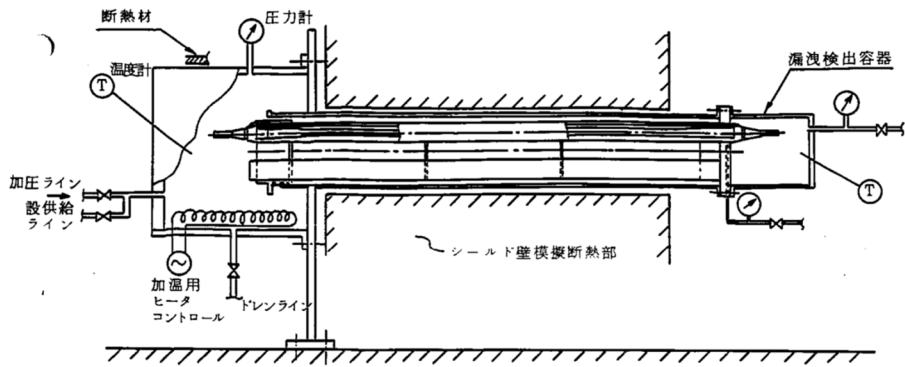
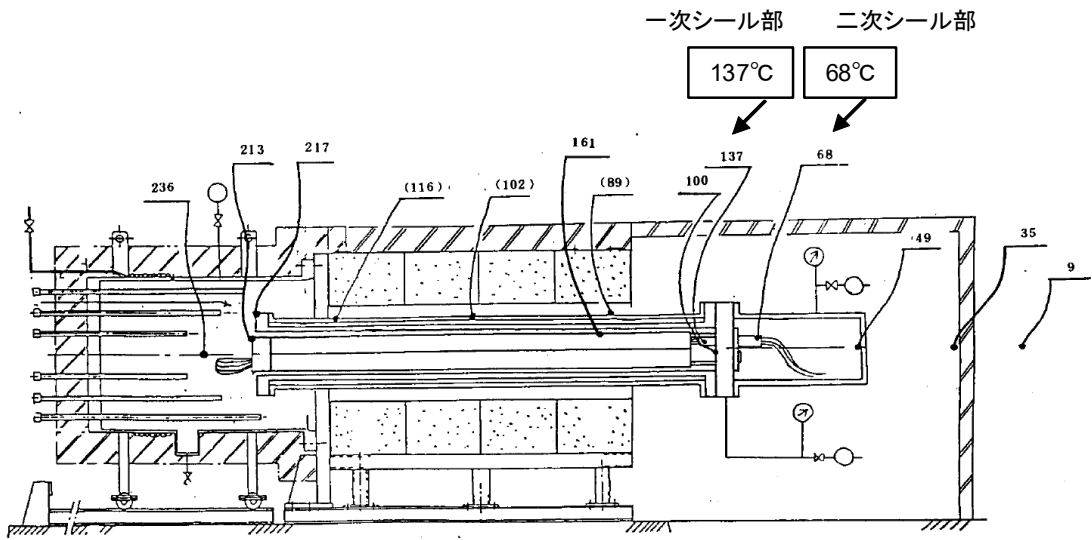
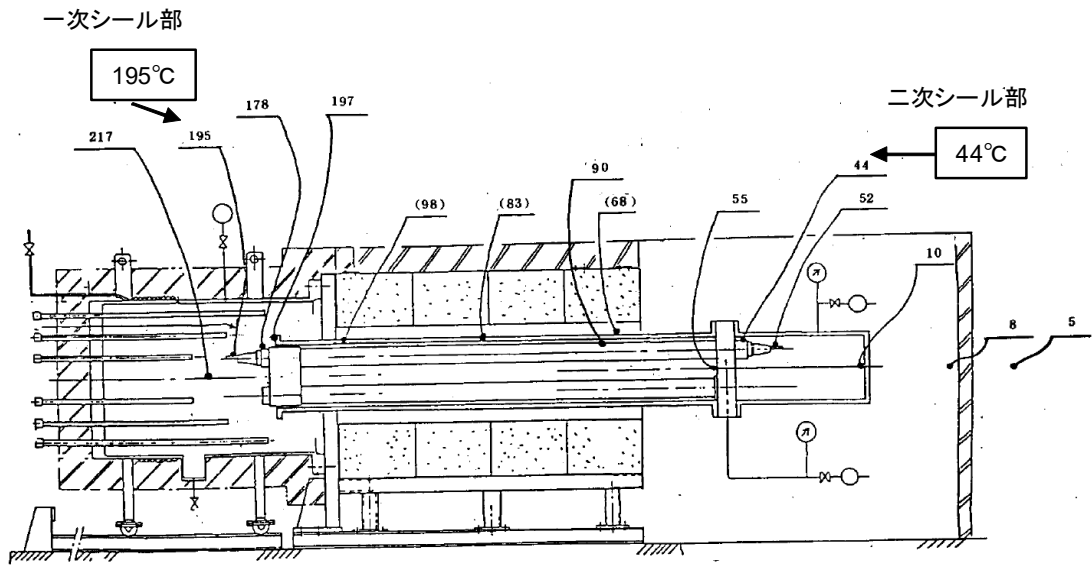


図7-5 試験装置概要「電共研 格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験」  
(高電圧モジュール試験体の例)



( )内の温度は 18B模擬スリーブの表面温度を示す

図7-6 低圧用モジュール試験体 温度分布図



( )内の温度は 180模擬スリーブの表面温度を示す

図7-7 高圧用モジュール試験体 温度分布図

#### 7.4.2 過去の環境試験における評価

過去の電気配線貫通部の環境試験では、電気配線貫通部（低電圧用）及び電気配線貫通部（高電圧用）を対象として、原子炉冷却材喪失事故模擬試験が実施されており健全性が確認されている。電気配線貫通部（低電圧用）及び電気配線貫通部（高電圧用）の環境試験温度を表7-4に示している。

7.4.1で示した図7-6～7-7のとおり、原子炉格納容器内を200℃に模擬した試験において、二次シール部は低電圧用で68℃、高電圧用で44℃となっており、10日間（240時間）のシール性能が確認された試験温度を下回っていることから、原子炉格納容器が200℃の状況において原子炉格納容器閉じ込め機能が確保できると考える。

表7-4 原子炉冷却材喪失事故時の環境試験結果

種類	温度(°C)	試験 雰囲気	漏えい有無
	期間(h)		
高電圧用 モジュール			
低電圧用 モジュール			

なお、表7-4で示した試験については、経年劣化を踏まえた冷却材喪失事故模擬試験であり、劣化を考慮して表7-5に示す試験を実施している。

表7-5 劣化を考慮した試験方法

No	試験項目	試験方法
1	サーマルサイクル試験	電気配線貫通部を冷熱装置内に設置し、 <input type="text"/> サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前に実施。1 サイクルは <input type="text"/> °C→ <input type="text"/> °C→ <input type="text"/> °Cを高電圧用モジュールは <input type="text"/> 時間で、低電圧用モジュールは <input type="text"/> 時間で変化させている。
2	放射線照射試験	電気配線貫通部が40年間の運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量 <input type="text"/> kGyとして試験を実施。
3	熱劣化試験	加熱促進により、40年間に相当する加速熱劣化として <input type="text"/> °C、 <input type="text"/> 日間を加える。

これらのことから、運転中の環境を考慮しても事故時に電気配線貫通部のシール機能が確保されていることを確認している。

### 7.4.3 NUPECによる評価結果

平成2年度から平成14年度に行われたNUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）では、電気配線貫通部のモジュールを対象として、200℃、2.6Pd（0.8MPa）における電気配線貫通部モジュールの気密性の確認及び、漏えいが発生する温度・圧力条件の確認試験を行っている。表7-6に本評価における結果、図7-8に漏えい発生条件確認試験における漏えい発生温度の圧力依存性を示す。

表7-6 NUPEC研究の試験結果

種類	アクシデント・マネージメント 環境下の健全性確認試験				漏えい発生条件 確認試験			
	温度 (°C)	圧力 (MPa)	時間 (h)	漏えい 有無	雰囲気	放射線 照射量(kGy)	破損温度 (°C)	圧力 (MPa)
低電圧モジュール	200	0.8	20	なし	蒸気	800	280~324	0.4~0.8
						なし	266~285	0.8~1.0
高電圧モジュール	200	0.8	20	なし	蒸気	800	400*	0.8

注記\*：400℃まで漏えいなし。400℃まで昇温後、室温降下時に微小漏えい

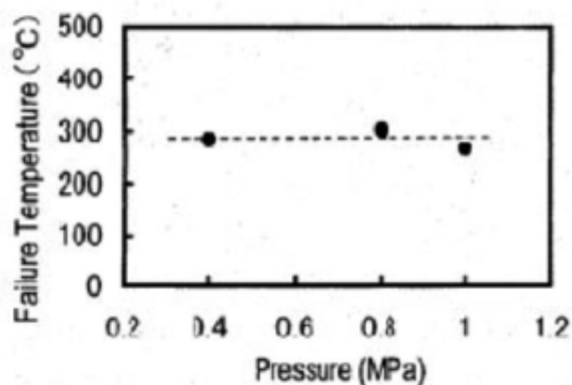


図7-8 低電圧モジュールの漏えい発生温度の圧力依存性  
(漏えい発生条件確認試験)

漏えい発生温度は、圧力が0.4MPa~1.0MPaの範囲においては、圧力に依存せず、ほぼ一定となることが報告されている。

試験結果から、200℃、2.6Pdにおける漏えいは無く、約260℃、最大3.2Pd（1.0MPa）までの耐漏えい性が確認された。

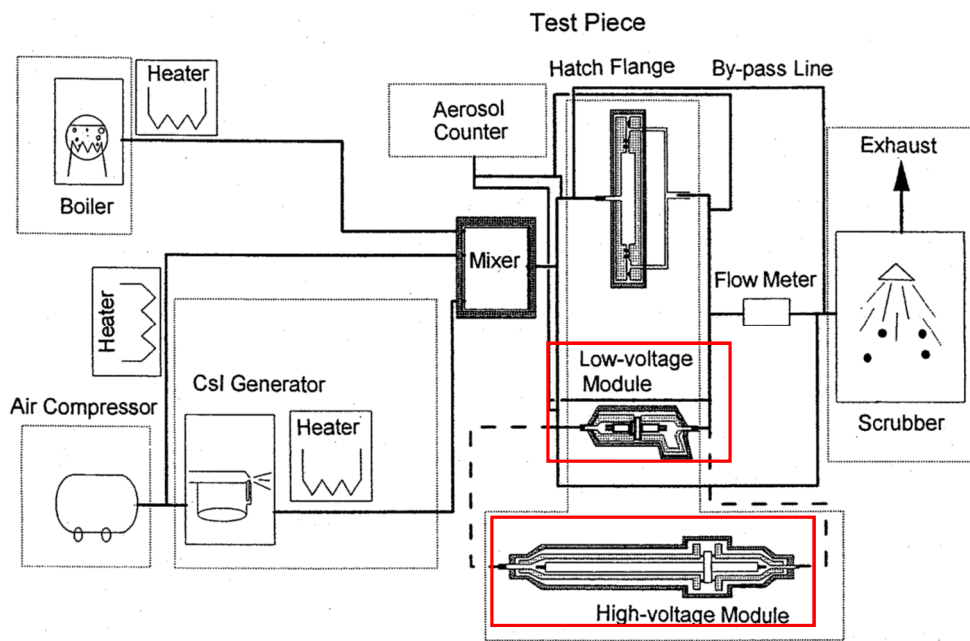


図7-9 試験装置概要

出典：平成 14 年度 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書

（平成 15 年 3 月 財団法人原子力発電技術機構）

#### 7.4.4 評価結果のまとめ

7.4.1～3より，原子炉格納容器の重大事故等時環境下における劣化を考慮しても，200℃，2Pdにおける電気配線貫通部のシール機能が確保されていることを確認した。

## 8. 原子炉格納容器隔離弁

### 8.1 概要

原子炉格納容器の貫通配管には原子炉格納容器隔離弁が設置されており，このうち不活性ガス系バタフライ弁，移動式炉心内計装(TIP)ボール弁及びパージ弁について，200℃，2Pdの環境下でゴム系シール材の損傷（劣化）が想定されるため，8.2項以降に示すとおり健全性を確認する。また，弁の耐圧部については，機能喪失要因として脆性破壊，疲労破壊，座屈及び変形が考えられるが，200℃，2Pdの環境下では，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないこと，圧縮力が弁本体に生じないことから，脆性破壊，疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。したがって，原子炉格納容器隔離弁のうち不活性ガス系バタフライ弁，TIPボール弁及びパージ弁の耐圧部の機能喪失要因は，高温状態で内圧を受け，過度な変形（一次応力）が想定されるため，8.2項以降に示すとおり健全性を確認する。

これら以外の隔離弁については，以下の理由により200℃，2Pdの環境下で健全性を有している。

- ・ 弁の呼び圧力は各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており（耐圧性能が最小のものでも1.03MPa），耐圧上問題となることはない。
- ・ 弁のグランド部及びボンネット部のシールには，黒鉛製パッキン，ガスケット等の耐熱性に優れたものを使用しており，耐熱性上問題となることはない。
- ・ 弁シート部は金属製である。

### 8.2 不活性ガス系バタフライ弁

#### 8.2.1 評価方針

##### (1) 耐圧機能

弁箱について，耐圧機能の評価を行う。

##### (2) 隔離機能

隔離機能（気密性保持）は，弁座にあるEPゴムの耐環境性が支配的である。これまでEPゴムを使用していたが，重大事故等時環境の耐性に優れた改良EPDM製シール材に変更する。したがって，改良EPDM製シール材を用いた不活性ガス系バタフライ弁について，原子炉格納容器内が200℃，2Pdの環境下におけるシール部への影響を検討する。

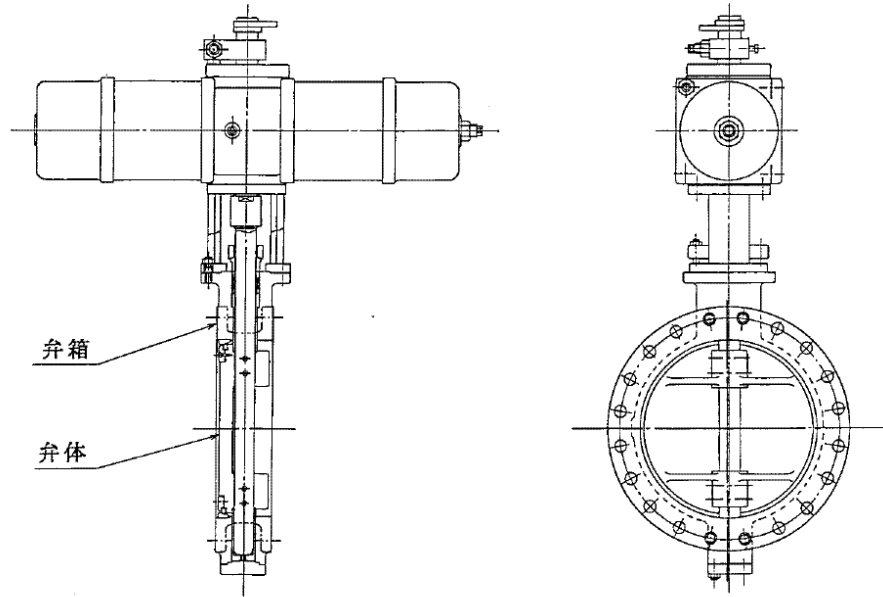


図 8-1 不活性ガス系バタフライ弁

### 8.2.2 評価結果

#### (1) 耐圧機能

当該弁の圧力クラスは1.03MPa (150LB) であり、図8-2で示すとおり、設計・建設規格別表1-1に示す弁の許容圧力1.4MPaは、200℃、2Pdの環境条件を上回る。このため、改良EPDM製シール材を除く耐圧部は強度上問題ない。

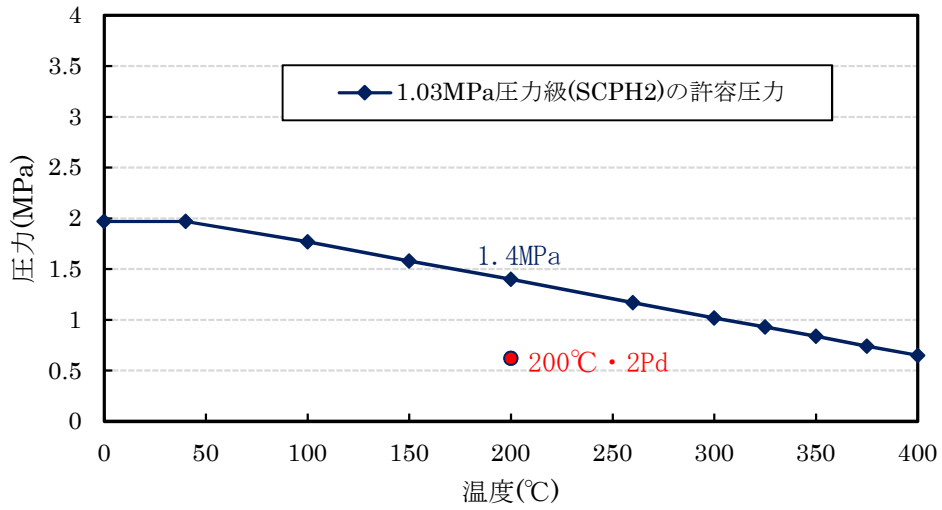


図 8-2 不活性ガス系バタフライ弁 1.03MPa(150LB)級の確認結果

(出典：設計・建設規格)

(2) 隔離機能

以下の理由より、200℃、2Pdの環境下において、放射性物質の閉じ込め機能を有すると考える。

- ・不活性ガス系バタフライ弁の弁座シール材（改良EPDM）が200℃、2Pd環境に曝されたときの影響を確認するために、圧縮永久ひずみ試験を実施した。その結果を添付1に示しており、圧縮永久ひずみ試験に有意な劣化が認められないことから、重大事故等時環境下におけるシール機能は問題ない。
- ・実機モデルのバタフライ弁蒸気通気試験を実施し、200℃、2Pd環境でのシール機能を確認したため、重大事故等時環境下におけるシール機能は問題ない。試験条件を表8-1に示す。

表8-1 バタフライ弁蒸気通気試験条件

試験圧力	0.854 MPa
試験温度	200℃
試験時間	168時間
放射線照射量	<input type="text"/> kGy



### 8.3 TIP ボール弁及びパージ弁

#### 8.3.1 評価方針

(1) 耐圧機能

弁箱について、耐圧機能の評価を行う。

(2) 隔離機能

隔離機能（気密性保持）は、弁に用いられているシール材の耐環境性が支配的であるため、原子炉格納容器内が200℃、2Pdの環境下におけるシール部への影響を検討する。

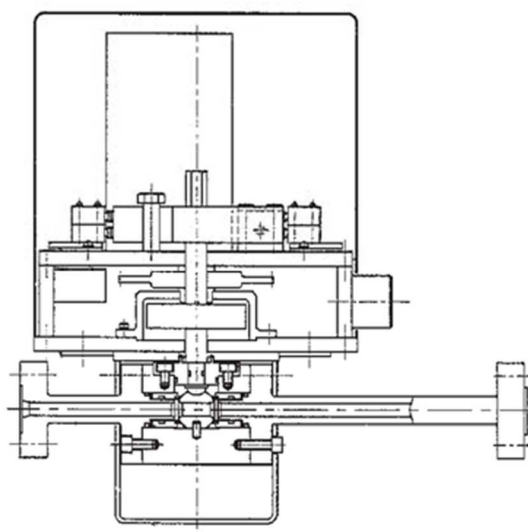


図 8-3 TIP ボール弁

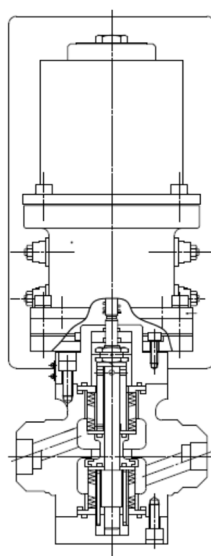


図 8-4 TIP パージ弁

### 8.3.2 評価結果

#### (1) 耐圧機能

TIPボール弁及びパージ弁の圧力クラスは1.03MPaであり、図8-5、図8-6で示すとおり、設計・建設規格 別表1-1に示す弁の許容圧力1.32MPa及び1.46MPaは、200℃、2Pdの環境条件を上回る。このため、シール材を除く耐圧部は強度上問題ない。

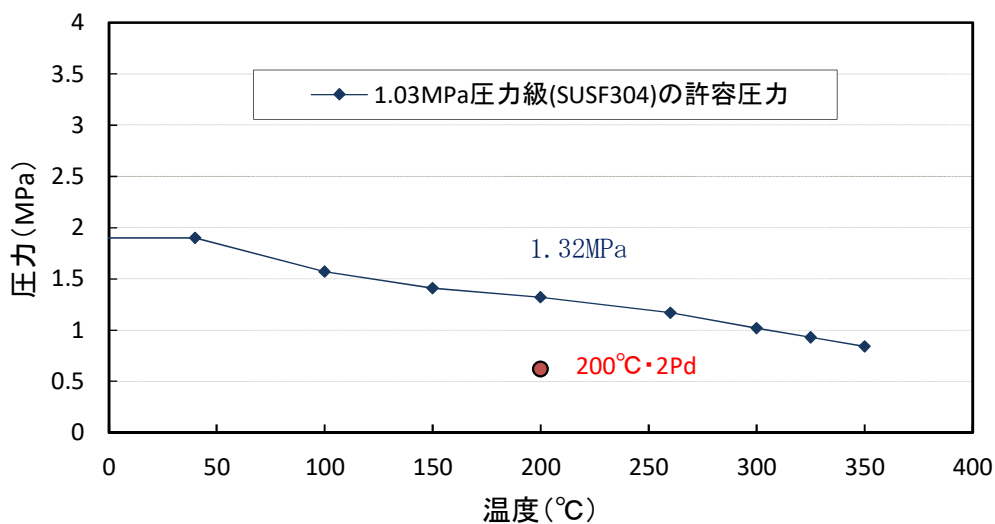


図8-5 TIP ボール弁 1.03MPa (150LB) 級の確認結果

(出典：設計・建設規格)

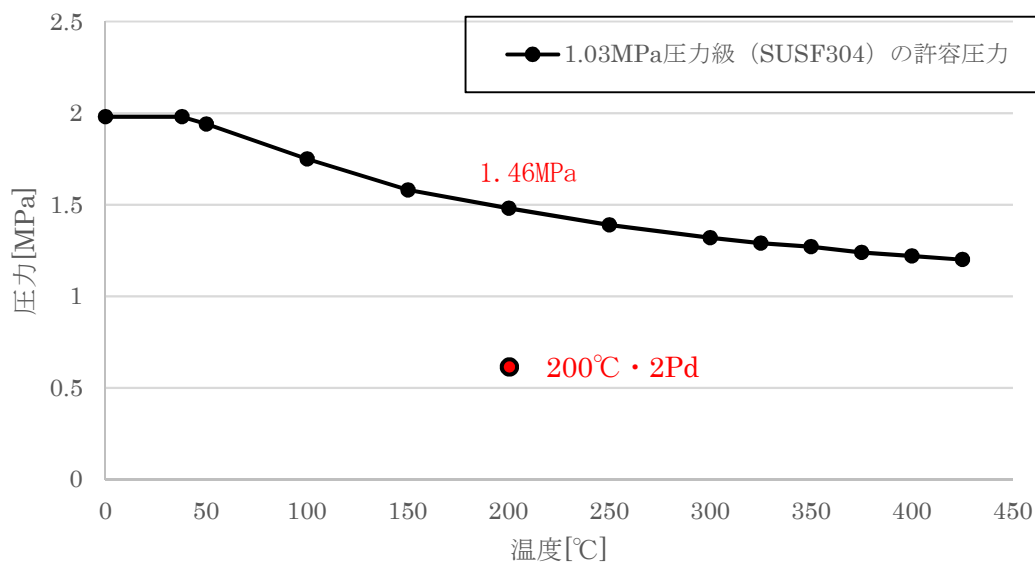


図8-6 TIP パージ弁 1.03MPa (150LB) 級の確認結果

(出典：設計・建設規格)

(2) 隔離機能

TIPシステムを図8-7に示しているが、TIPボール弁は通常運転時に全閉状態であり、隔離機能を維持している。TIPボール弁が開状態となるのは、通常運転時の局部出力領域モニタの校正のためTIP検出器を炉心内に挿入・引抜する期間である。TIP検出器を炉心内に挿入している間に原子炉格納容器隔離信号が入った場合には、TIP検出器が自動引抜され、TIPボール弁が自動閉止する。また、TIP検出器を炉心内に挿入している間に原子炉格納容器隔離信号が入り、かつTIPボール弁が正常に閉止しない場合、TIP爆発弁にて閉止を行う運用としている。

従来からTIPボール弁にはシリコンゴム、フッ素樹脂のシール材が使われている。これらは重大事故等時環境下の放射線によりシール機能が劣化することが考えられるため、ドライウェル主フランジ及び機器ハッチ類で採用した改良EPDM製、PEEK製シール材に変更する。

また、TIPパージ弁のOリング、弁ふたシール及び弁座シートについても改良EPDM製シール材に変更する。改良EPDM製シール材の重大事故等時環境の耐性については、添付1で示すとおり圧縮永久ひずみ試験に有意な劣化が認められないことから、重大事故等時環境下におけるシール機能は問題ない。

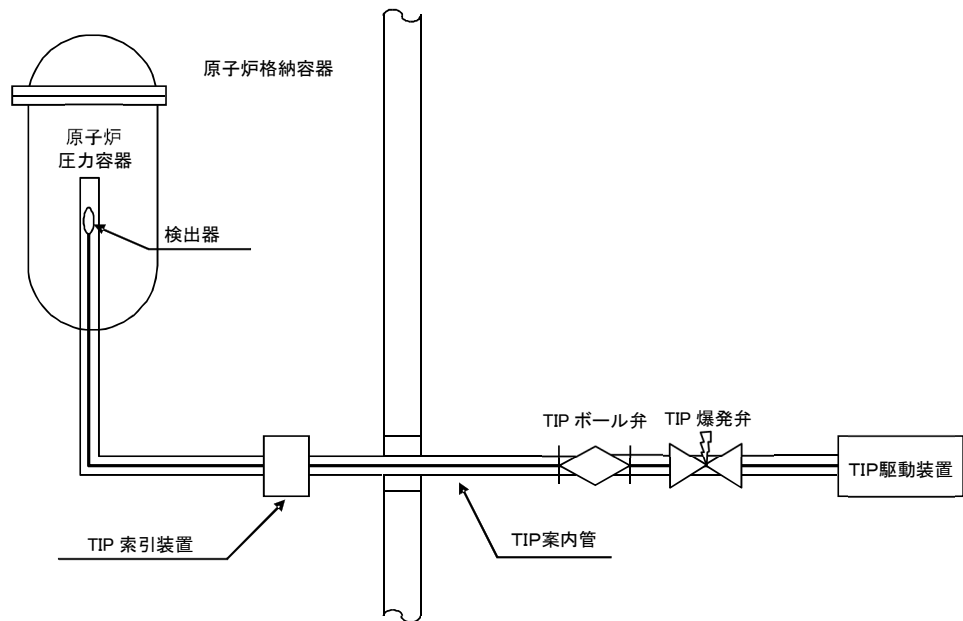


図8-7 TIP系統図

## 添付1 重大事故等時条件におけるガスケット健全性について

### 1. はじめに

福島第一原子力発電所事故で原子炉格納容器内雰囲気漏れ経路として、原子炉格納容器ドライウェル主フランジ、機器搬入用ハッチ等のフランジシール部が推定漏れ経路の1つであると考えている。原子炉格納容器のフランジシール部は、内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されているが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏れ経路を形成する。ただし、フランジ部が開口しても、フランジ部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏れを防止することができる。しかしながら、福島第一原子力発電所事故のような事故時環境に曝されると、原子炉格納容器ドライウェル主フランジ等のフランジシール部に使用されているシール材が劣化し、フランジの開口に追従できなくなり原子炉格納容器閉じ込め機能を損なう可能性がでてくる。

そこで、原子炉格納容器フランジシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について、重大事故等時環境の耐性が優れた改良EPDM製シール材に変更して原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図る。したがって、改良EPDM製シール材について、重大事故等時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は軽微であることから、通常運転時の劣化を考慮せず重大事故等時条件下での評価を実施する。

### 2. 改良EPDM製シール材の試験について

#### 2.1 改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験について

改良EPDM製シール材の重大事故等時環境における劣化特性を確認するため、JIS K 6262「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じて圧縮永久ひずみ試験を実施した。その結果を表 添付1-1に示す。なお、圧縮永久ひずみ率測定とは、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を0%とし、全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を100%としている。例えば、圧縮永久ひずみ率が表 添付1-1で示す「%」の場合は、シール材の初期締付量がmmである場合、mm戻ることを意味する。この場合、mmのフランジ部開口まではシール機能が確保可能と想定できる。

表 添付1-1 改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果

No	放射線 照射量	雰囲気	温度	圧縮永久ひずみ率[%]		
				24h	72h	168h
1	800kGy	乾熱	200℃			
2	800kGy	乾熱	250℃			
3	800kGy	蒸気	200℃			
4	800kGy	蒸気	250℃			

## 2.2 改良EPDM製シール材の実機を模擬した小型フランジ性能確認試験

改良EPDM製シール材の性能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験に加え、実機フランジOリング溝を模擬した小型試験装置を用いて、重大事故等時環境に曝露した後のシール機能を確認した。試験装置を図 添付1-1に示しており、実機Oリング溝の断面寸法を1/2スケール相当として試験治具を製作し、あらかじめγ線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施した。

試験条件としては、重大事故等時条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガasket部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGyを用いて実施している。また、高温曝露は高温空気及び高温蒸気で曝露し、温度については、原子炉格納容器限界温度である200℃と、更に余裕を見た250℃を設定し、それぞれ7日間(168h)一定温度で高温曝露した。また、試験治具のOリング溝は内側に1mmの段差があり、その段差の間からシール材が高温空気又は蒸気に曝露されるため、重大事故等時の原子炉格納容器過圧に伴うフランジ開口を考慮した状態で、高温曝露ができる試験体となっている。高温曝露後は、重大事故等時に発生する水素を模擬するために、Heにより気密確認試験を実施している。気密確認試験では、原子炉格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)以上の気密性を確認するため最大で0.9MPaまで加圧して気密性を確認している。また、原子炉格納容器過圧に伴うフランジ開口時のシール材の気密性を確認するために、高温曝露後の試験体フランジを0.8mm開口させ、その状態でもHe気密確認試験を実施し、0.9MPa加圧時に漏えいのないことを確認している。なお、開口量の0.8mmは、2Pdにおける開口量がハッチ類の中で最も大きなサブプレッションチェンバ出入口のフランジ開口量(約0.87mm)とほぼ同等である。

試験の結果は表 添付1-2に示すとおり、本試験により200℃が168時間継続した場合の改良EPDM製シール材のシール機能の健全性を確認した。

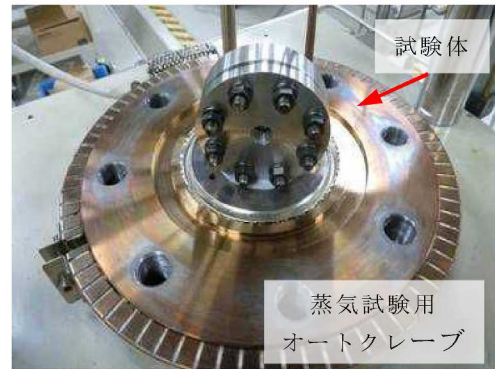


図 添付1-1 改良EPDM製シール材の性能確認試験装置

表 添付 1-2 He 気密確認試験状況

No.	曝露条件	γ線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200℃, 168h	800kGy	なし	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa, 250℃, 168h	800kGy	なし	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa, 250℃, 168h	800kGy	なし	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

### 2.3 改良EPDM製シール材の実機フランジモデル性能確認試験

改良EPDM製シール材は前述の小型フランジ試験に加え、より大口径（Oリング径：約250mm）の実機フランジモデル試験も実施しており、実機条件に近い状態でのシール機能の健全性確認を実施している。試験装置は図 添付1-2、図 添付1-3に示しており、試験フランジの溝断面形状は実機と同じとし、溝径を縮小した試験フランジとする。試験試料の断面形状は実機と同じとし、径を縮小した試験試料とする。あらかじめγ線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施する。

試験条件としては、重大事故等時条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガスケット部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGyを用いて実施している。また、EPDMの劣化は一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、高温曝露は蒸気ではなく高温空気（乾熱）で曝露し、温度については、原子炉格納容器限界温度である200℃と、更に余裕を見た250℃、300℃とし、それぞれ定める期間を一定温度で高温曝露する。また、内圧作用時の実機フランジの開口を模擬するため、フランジ面に調整シムを挟んで押し込み量を調整できる装置にしている。

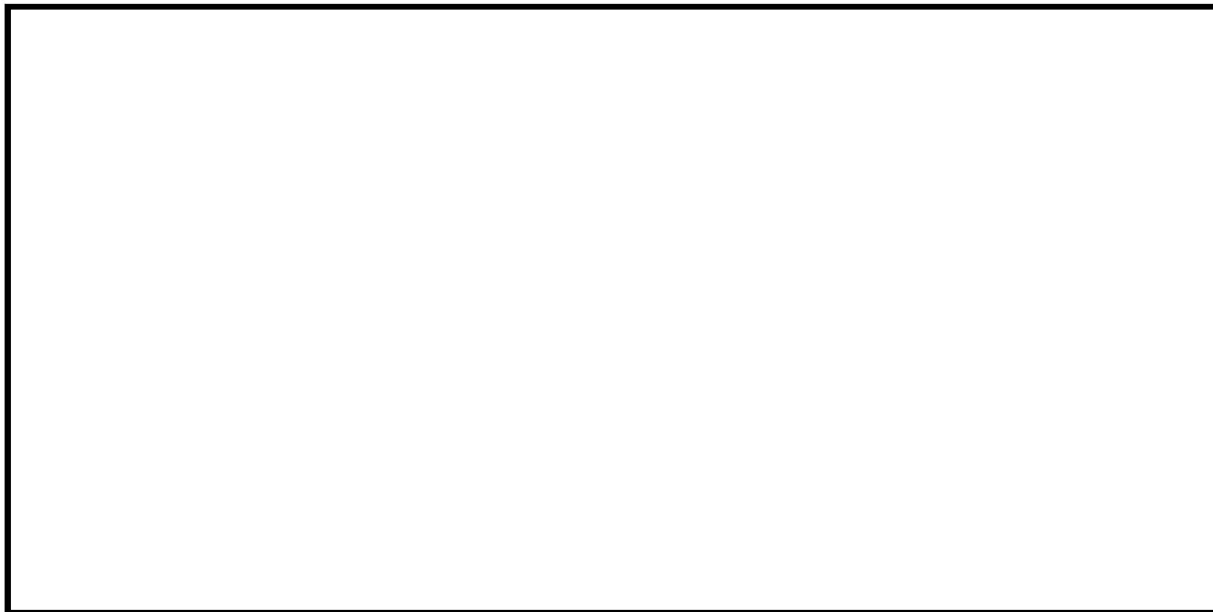


図 添付1-2 実機フランジモデル試験の装置概要

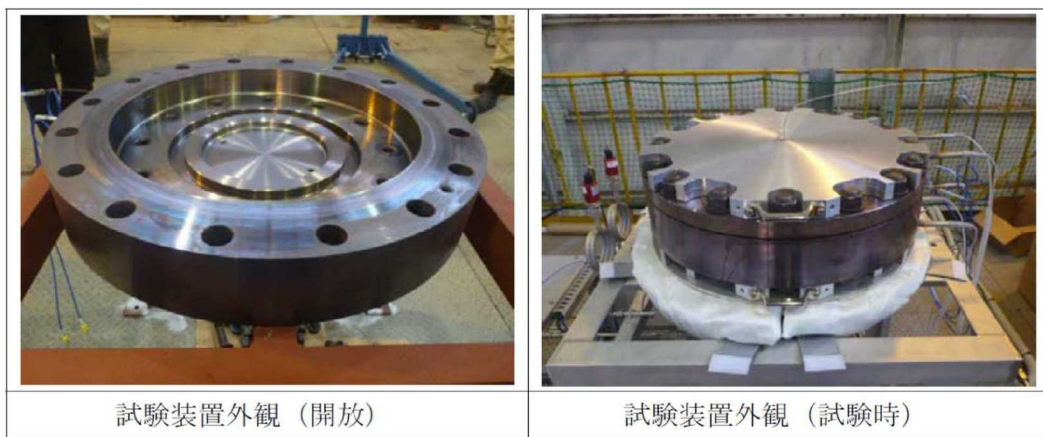


図 添付1-3 実機フランジモデル試験装置の外観

本試験装置によりシール材を高温曝露した後、気密確認試験を実施した。気密確認試験では、原子炉格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)を包絡する圧力で気密性を確認しており、その試験結果を表 添付1-3に示す。フランジによるガスケット試験体の押し込み量が最小限(0mm)であっても有意な漏えいは発生せず、200℃・168hr、250℃・96hrの耐性が確認された。図 添付1-4に200℃・168hrの試験ケースにおける試験体の外観を示す。図 添付1-4より、フランジとガスケット試験体との接触面を境界として劣化(表面のひび割れ)は内周側で留まり、外周側に有意な劣化が見られないことから、フランジ接触面でシール機能を維持できていることを確認した。また、断面形状より、劣化(表面のひび割れ)はガスケット試験体の表面層のみで留まっているため、有意な劣化が進行していないことを確認した。

表 添付 1-3 実機フランジモデル試験結果

No.	温度	継続時間	押し込み量	漏えいの有無
1	200℃	168 時間	0mm	なし
2	250℃	96 時間	0mm	なし
3	300℃	24 時間	0mm	あり*

漏えい判定基準：1 cc/min 以上の漏えい量が 30 分以上継続した場合に漏えい有とする。

注記\*：継続時間 22 時間で漏えいが発生。



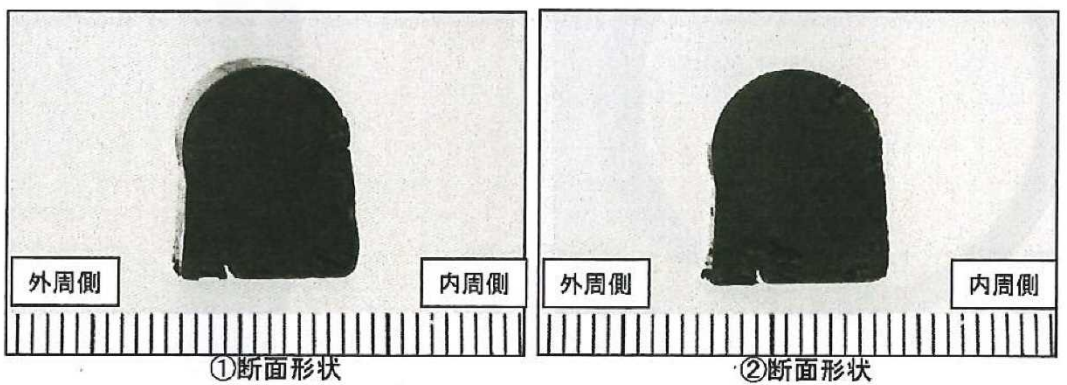
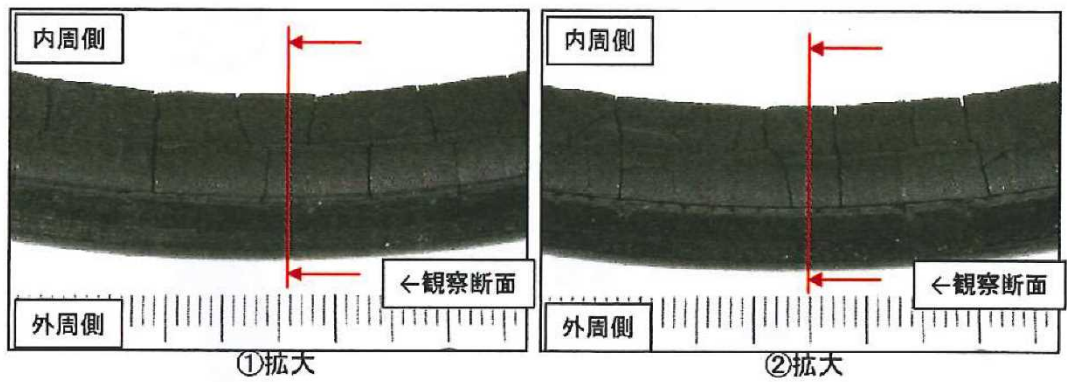
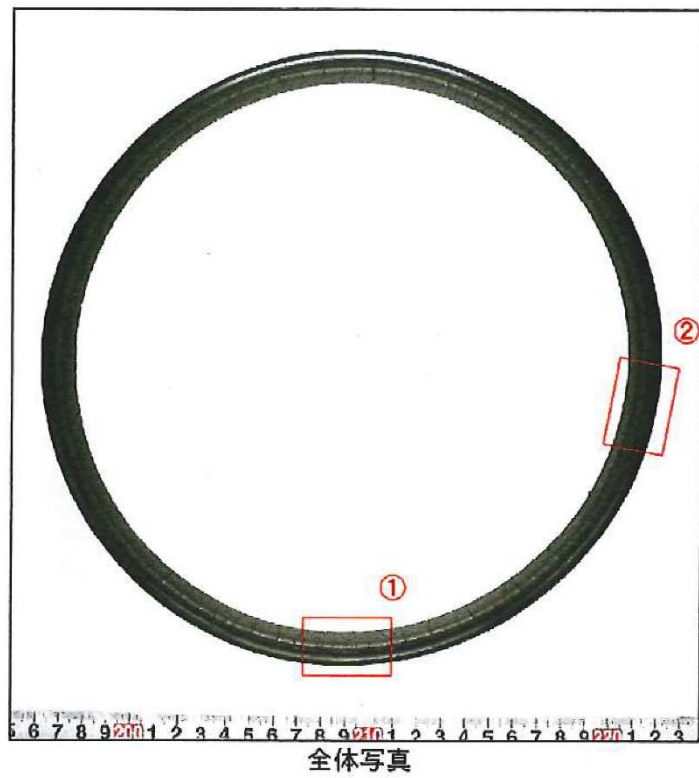


図 添付 1-4 試験後の試験体外観 (200℃, 168 時間)

添付2 代表原子炉格納容器貫通配管の選定について

6.2 配管貫通部（接続配管）において評価を実施する代表配管の選定方法について説明する。

設計・建設規格のPPC-3520(1)の考え方にに基づき、原子炉格納容器バウンダリを構成する貫通配管のうち、最も大きな応力が生じると考えられる配管と配管貫通部スリーブ若しくは端板の接合部における裕度が最も低い配管を代表配管とする。

(1) 発生応力の算出方法

次の評価式に基づき発生応力 $S_{prm}$ を評価する。

$$S_{prm} = \frac{B_1 P D}{2t} + \frac{B_2 M_a}{Z}$$

ここで、

$S_{prm}$  : 一次応力 (MPa)

$P$  : 限界圧力 (MPa)

$D$  : 管の外径 (mm)

$t$  : 管の厚さ (mm)

$B_1$ 及び $B_2$  : 応力係数でPPB-3810で規定する値

$M_a$  : 自重により発生するモーメント (N・mm) ( (2) を参照)

$Z$  : 管の断面係数 (mm<sup>3</sup>)

(2)  $M_a$ の算出方法

原子炉格納容器配管貫通部を固定端、第一サポートを支持端とした場合に配管と配管貫通部の接合部に生じる、配管の自重によるモーメントは、次の式及びモデルにより算出する。

$$M_a = \frac{wL^2}{8}$$

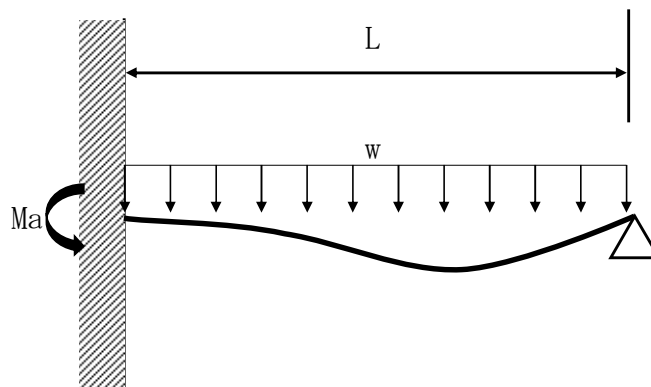


図 添付2-1 自重により発生するモーメントのモデル図

ここで、

L：支持間隔

w：配管単位長さ当たり重量

(3) 裕度の算出方法

Spr<sub>m</sub>と許容値1.5Shの比をとり、裕度の最も小さい配管を代表配管とする。ただし、Shは限界温度における設計・建設規格付録材料図表 Part5 表5に定める値(MPa)である。

(4) 代表配管の選定

(1)～(3)に基づき評価を行った結果を表 添付2-1に示す。

最小の裕度となった配管は、貫通部番号  に接続する残留熱除去系 (C) の低圧注水であることから、当該配管を代表として応力の評価を実施する。

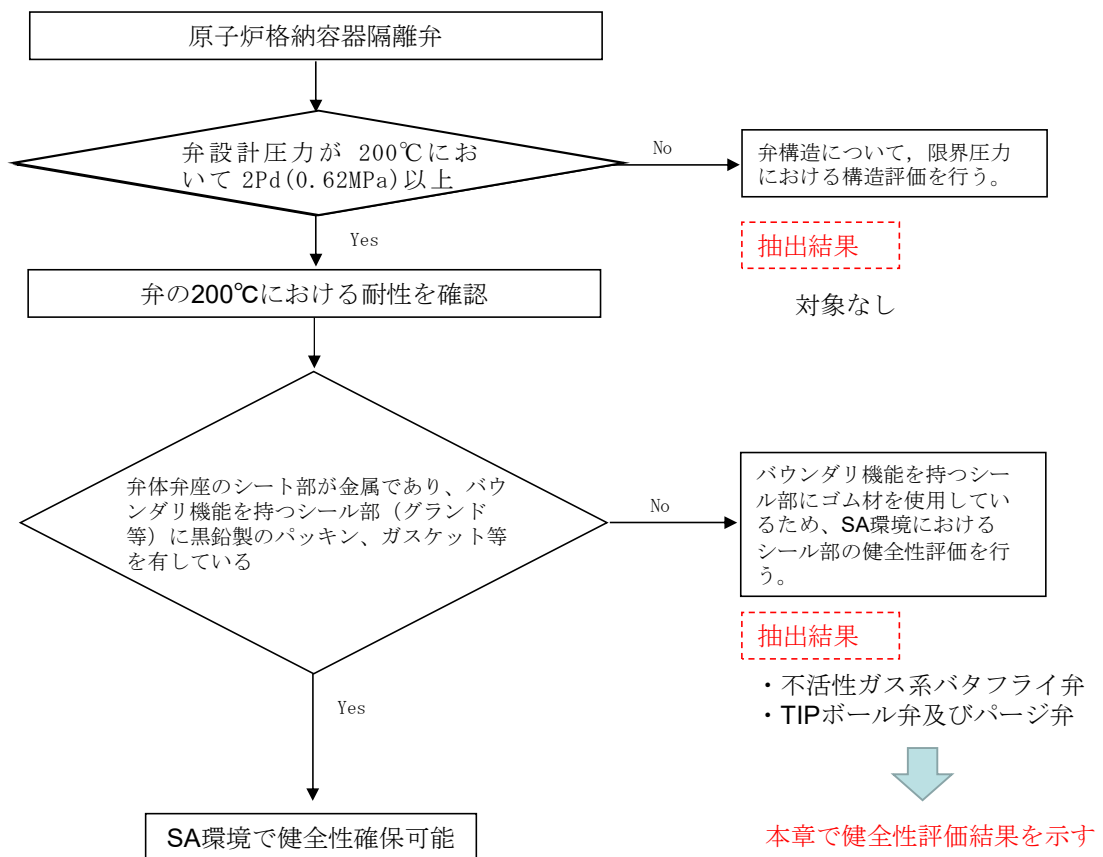
表 添付 2-1 代表配管の選定結果

貫通部 番号	用途	配管情報・断面形状					評価		
		外形	厚さ	材質	支持間隔	配管重量	PPC-3520(1)に基づく計算		
		D	t	—	L	W	計算応力	許容応力	裕度
		mm	mm	—	mm	kg/m	MPa	MPa	—
	主蒸気	711.2	35.7	SGV480	6815.0	663.6	7	180	25.71
	主蒸気	711.2	35.7	SGV480	7191.0	663.6	7	180	25.71
	主蒸気	711.2	35.7	SGV480	7191.0	663.6	7	180	25.71
	主蒸気	711.2	35.7	SGV480	6815.0	663.6	7	180	25.71
	給水(RPVへ)	558.8	34.9	SFVC2B	2367.0	671.6	4	180	45.00
	給水(RPVへ)	558.8	34.9	SFVC2B	2367.0	671.6	4	180	45.00
	ほう酸水注入	48.6	5.1	SUS316LTP	1714.0	10.0	7	141	20.14
	PCVスプレイ(ドライウェル)	216.3	8.2	STS410	2204.4	130.0	7	154	22.00
	PCVスプレイ(ドライウェル)	216.3	8.2	STS410	2182.7	130.0	7	154	22.00
	RHR(B)低圧注水	267.4	9.3	STS410	4148.5	176.9	13	154	11.84
	RHR(C)低圧注水	267.4	9.3	STS410	7022.3	176.9	28	154	5.50
	RHR(A)停止時冷却	355.6	11.1	STS410	4354.1	306.6	13	154	11.84
	RHR(B)停止時冷却	355.6	11.1	STS410	4054.6	213.1	10	154	15.40
	RHR(C)停止時冷却	355.6	11.1	STS410	4842.9	213.1	12	154	12.83
	高圧炉心注水(B)	216.3	18.2	STS410	4466.1	212.7	12	154	12.83
	高圧炉心注水(C)	216.3	18.2	STS410	4466.1	212.7	12	154	12.83
	RCIC蒸気供給	165.2	14.3	STS410	1584.1	63.6	3	154	51.33
	RPVヘッドスプレイ	165.2	14.3	STS410	3914.5	78.2	9	154	17.11
	CUWポンプ給水	216.3	18.2	STS410	5461.8	129.4	11	154	14.00
	ADSアキュムレータ(A)供給	60.5	5.5	SUS316LTP	3012.5	7.5	9	160	17.77
	ADSアキュムレータ(B)供給	60.5	5.5	SUS316LTP	982.3	5.4	3	160	53.33
	逃がし弁アキュムレータ供給	60.5	5.5	SUS316LTP	981.2	5.4	3	160	53.33
	ドライウェル換気(送気)	558.8	9.5	SM400C	5236.5	128.7	12	150	12.50
	ドライウェル換気(排気)	558.8	9.5	SM400C	3864.6	202.2	11	150	13.63
	FCS吸込	165.2	7.1	STS410	2591.8	27.7	6	154	25.66
	FCS吸込	406.4	12.7	STS410	4411.6	123.3	7	154	22.00
	PCVスプレイ(サブプレッションチェンバ)	114.3	6.0	STS410	2629.3	29.9	8	154	19.25
	PCVスプレイ(サブプレッションチェンバ)	114.3	6.0	STS410	2419.5	29.9	8	154	19.25
	RHRポンプ(A)給水	457.2	9.5	SGV410	3239.5	279.2	10	154	15.40
	RHRポンプ(B)給水	457.2	9.5	SGV410	5340.4	279.2	15	154	10.26
	RHRポンプ(C)給水	457.2	9.5	SGV410	5340.2	279.2	15	154	10.26
	RHRポンプ(A)テスト	267.4	9.3	STS410	417.1	151.1	5	154	30.80
	RHRポンプ(B)テスト	267.4	9.3	STS410	469.8	151.1	5	154	30.80
	RHRポンプ(C)テスト	267.4	9.3	STS410	469.8	151.1	5	154	30.80
	HPCFポンプ(B)給水	406.4	9.5	SGV410	3818.7	268.5	11	154	14.00
	HPCFポンプ(C)給水	406.4	9.5	SGV410	3818.7	210.9	10	154	15.40
	RCICタービン排気	355.6	11.1	STS410	1667.6	146.7	6	154	25.66
	RCICポンプ給水	216.3	8.2	STS410	4662.0	111.4	16	154	9.62
	サブプレッションチェンバ換気(送気)	558.8	9.5	SM400C	2299.7	128.7	10	150	15.00
	サブプレッションチェンバ換気(排気)	558.8	9.5	SM400C	4530.0	306.0	13	150	11.53
	FCS戻り	165.2	7.1	STS410	2488.0	27.7	6	154	25.66
	FCS戻り	318.5	17.4	SUS304	2962.8	129.2	5	166	33.20
	CRDそう入	42.7	4.9	SUS316LTP	3627.0	5.5	20	160	8.00
	低電動ドレン	76.3	5.2	STS410	3459.0	12.5	12	154	12.83
	高電動ドレン	76.3	5.2	SUS316LTP	3688.0	12.5	14	160	11.42
	CRDそう入	42.7	4.9	SUS316LTP	3671.0	5.5	20	160	8.00
	下部ドライウェル注水	114.3	6.0	STS410	2724.9	24.2	8	154	19.25

K6 ① VI-1-8-1-別添 1 R0

添付 3 原子炉格納容器隔離弁の抽出について

原子炉格納容器隔離弁について，原子炉格納容器限界温度，圧力（200℃，2Pd）の健全性を確認するため，添付 図3-1に従ったフローで弁を抽出した。弁設計圧力が2Pd以下のものはなかったため，200℃で最も影響を受けると考えられるシート部及びシール部に着目して，ゴム材が使われている弁を抽出し，「不活性ガス系バタフライ弁」と「TIPボール弁及びパージ弁」が抽出された。



添付 図 3-1 原子炉格納容器隔離弁の評価対象弁の抽出フロー

## 原子炉格納容器 限界温度，圧力に対する経年劣化の影響について

## 1. はじめに

原子炉格納容器の限界温度，圧力に関する評価における評価対象部位について，放射性物質の閉じ込め機能が，経年劣化により低下していないことを確認し，今回の限界温度，圧力に関する評価結果に影響しないことを確認する。なお，考慮する経年劣化事象については，柏崎刈羽原子力発電所において実施した，他プラントの高経年化技術評価を参考に検討する。

## 2. 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体（コンクリート部）については，コンクリート表面に有意なひび割れ，欠落等がないことを確認しており，これまで有意な劣化は認められていない。さらに，保全計画に基づきコンクリートの中酸化深さを確認し，鉄筋の腐食による強度低下がないことを確認している。

ライナ部分については，経年劣化事象として腐食が考えられるが，ライナ部分は，表面に防食塗装を施すとともに，保全計画に基づき，計画的に外観点検を実施し，表面の腐食，塗膜等の異常があれば，補修塗装を実施していることから，有意な劣化はないと考えられる。

なお，原子炉格納容器本体に対して，一般社団法人 日本電気協会 電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（J E A C 4 2 0 3）」（以下，「J E A C 4 2 0 3」という。）に基づく，全体漏えい率試験（1 回/1 定検）を実施し，放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

## 3. 原子炉格納容器本体以外

原子炉格納容器本体以外の評価部位について，考慮する経年劣化事象は以下のとおり。

- ・ステンレス鋼配管については，塩分付着による外面の応力腐食割れが考えられるが，社内規則に基づき計画的な塩化物付着量測定を実施し，基準を満足しない場合は，純水拭きを実施することにより，塩化物付着量を応力腐食割れ発生のしきい値未満に管理していることから，有意な劣化はないと考えられる。
- ・炭素鋼配管については，流れ加速型腐食による減肉が考えられるが，社内規則に基づき計画的な肉厚測定を実施し，基準を満足しない場合は，計画的に取替えを行うなど，適切な管理を行っている。
- ・電気配線貫通部については，経年劣化事象として樹脂等の劣化が考えられる。これらの部位の経年劣化については，長期健全性試験により，健全性を確認している。
- ・原子炉格納容器隔離弁については，保全計画に基づく，計画的な分解点検，目視・表面検査を実施していることから，有意な劣化はないと考えられる。
- ・機器搬入用ハッチ等に使用しているガスケット等については，保全計画に基づく定期的な取替を実施していることから，経年劣化事象とはならない。
- ・J E A C 4 2 0 3に基づく，全体漏えい率検査（1 回/1 定検）を実施し，放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

以上のことから、経年劣化による原子炉格納容器の限界温度、圧力に関する評価結果への影響はないと考える。

## 原子炉格納容器 限界温度，圧力負荷後の耐震性について

## 1. 検討方針

原子炉格納容器バウンダリ構成部の評価対象の各部位に対し，限界温度，圧力（200℃，2Pd）負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか，また，除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに，除荷後の残留ひずみの挙動により，耐震性への影響を評価する。

## 2. 検討結果

一次応力が  $S_y$  を超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。一次応力が  $S_y$  以下の場合，除荷後に残留ひずみは生じない（図 2-1， $0 \rightarrow a \rightarrow 0$ ）。 $S_y$  を超える場合は，除荷後に残留ひずみが生じる（図 2-1， $0 \rightarrow a \rightarrow b \rightarrow c$ ）。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため，同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり，限界温度，圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す（図 2-1， $c \rightarrow b$ ）。また，設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため（図 2-2），設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題はない。

なお，材料にあらかじめひずみが作用した場合について，作用した予ひずみ（～約 19%）だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと，予ひずみが作用しない材料の応力-ひずみ曲線がほぼ一致するという知見\*が得られており，十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。

地震（許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>S）の一次応力の許容応力は，供用状態 D の許容応力の制限内で同等であり，更に限界温度，圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性に影響はないと判断できる。

注記\*：一般社団法人 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー（第 12 回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会）」 JWES-IS-9701，（1997）



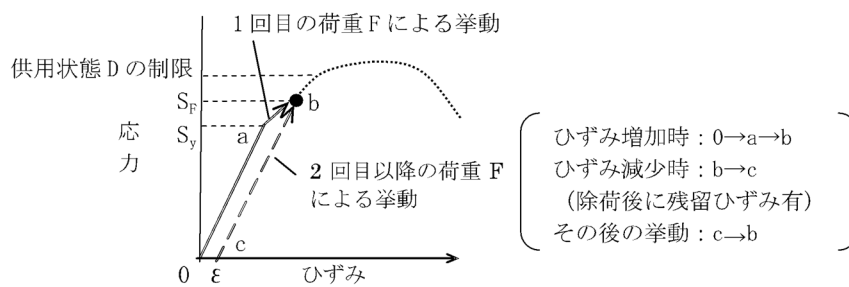


図 2-1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次応力）

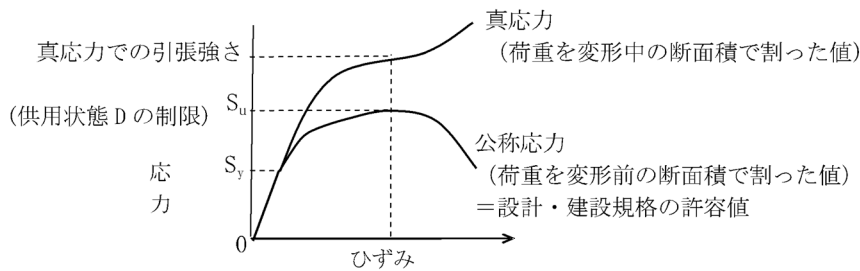


図 2-2 公称応力と真応力について

除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価するため、一次応力が  $S_y$  以下若しくは供用状態 D の許容応力の制限内であることを確認した。確認結果を表 2-1 に示す。

原子炉格納容器隔離弁については、一次応力が判定値を超えないため、残留ひずみは生じない。

その他の評価部位については、一次応力が供用状態 D の許容応力の制限内であり、また、残留ひずみは十分小さい。

したがって、耐震評価にて考慮する許容応力に対応する地震が生じた場合、地震による外力が加わったとしても今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり、更に限界温度、圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性への影響はないと考える。

表2-1 各部位の限界温度、圧力負荷時の状況

評価部位	評価点	分類	評価値*1	判定値	残留ひずみ 有無	
原子炉格納容器 本体*2	コンクリート部	VI-3-3-6-1-1-1「原子炉格納容器コンクリート部の強度 計算書」に記載				
ドライウエル上鏡	鏡板	VI-3-3-6-1-1-4「ドライウエル上鏡の強度計算書」に記載				
下部ドライウエルアク セストンネルスリーブ 及び鏡板（所員用エア ロック付）	鏡板のスリーブ との結合部	VI-3-3-6-1-1-6「下部ドライウエルアクセストンネルスリ ーブ及び鏡板（所員用エアロック付）の強度計算書」に記 載				
下部ドライウエルアク セストンネルスリーブ 及び鏡板（機器搬入用 ハッチ付）	鏡板のスリーブ との結合部	VI-3-3-6-1-1-7「下部ドライウエルアクセストンネルスリ ーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）の強度計算書」に記 載				
上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ	円筒胴	VI-3-3-6-1-2-2「上部ドライウエル機器搬入用ハッチの強 度計算書」に記載				
下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ	円筒胴の鏡板との 結合部	VI-3-3-6-1-2-3「下部ドライウエル機器搬入用ハッチの強 度計算書」に記載				
サブプレッション チェンバ出入口	円筒胴	VI-3-3-6-1-2-4「サブプレッションチェンバ出入口の強度計 算書」に記載				
上部ドライウエル 所員用エアロック	隔壁部	VI-3-3-6-1-3-2「上部ドライウエル所員用エアロックの強 度計算書」に記載				
下部ドライウエル 所員用エアロック	隔壁部	VI-3-3-6-1-3-3「下部ドライウエル所員用エアロックの強 度計算書」に記載				
配管貫 通部	スリーブ	同左	VI-3-3-6-1-4「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫 通部の強度計算書」に記載			
	端板	同左				
	閉止板	同左	一次	0.62MPa (2Pd)	3.226 MPa	なし
	閉止フランジ	同左	一次	0.62MPa (2Pd)	8.070 MPa	なし
電気配 線貫 通部	スリーブ	同左	VI-3-3-6-1-4-3「原子炉格納容器電気配線貫通部の強度計 算書」に記載			
	アダプタ	同左	一次	0.65 MPa (2 Pd+重大事 故時の水頭圧)	13.304 MPa	なし
	ヘッダ	同左				
原子炉格納容器 隔離弁	弁箱	一次	0.62MPa (2Pd)	1.32MPa*3	なし	

注記\*1：判定値を超える場合、残留ひずみ有となる。

\*2：ライナ部は構造強度を負担しないため省略。

\*3：設計・建設規格 別表1-1による200℃での弁の許容圧力。

## 原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による影響について

炉心溶融時の原子炉格納容器の各貫通部において、よう素等の核分裂生成物（以下「FP」という。）が沈着して発熱することにより、温度上昇することが考えられる。このときの温度上昇を評価し、原子炉格納容器限界温度以下となることを確認する。

## 1. 原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による温度評価

炉心溶融時の原子炉格納容器内の FP の沈着による温度上昇について、格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定した条件にて、原子炉格納容器のリークパスへ FP が飛散し、リークパス内が FP で満たされ、目詰まりしたと保守的に仮定し、FEM 解析により温度分布を確認した。

評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約 195℃となり、原子炉格納容器限界温度である 200℃を下回ることから原子炉格納容器限界温度に影響ないことを確認した。

注：原子炉格納容器内の FP の挙動としては、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析（原子力安全基盤機構(JNES)）」において、FP が飛散してもその多くは重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、リークパスへ FP が飛散し導かれたと仮定する。リークパスへの FP の捕集量についての知見はないことから保守的に FP が満たされた状態と仮定する。（FP が満たされた状態は、漏えい量はゼロとなるが温度評価のため保守的に仮定する。）

## ○原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による温度評価

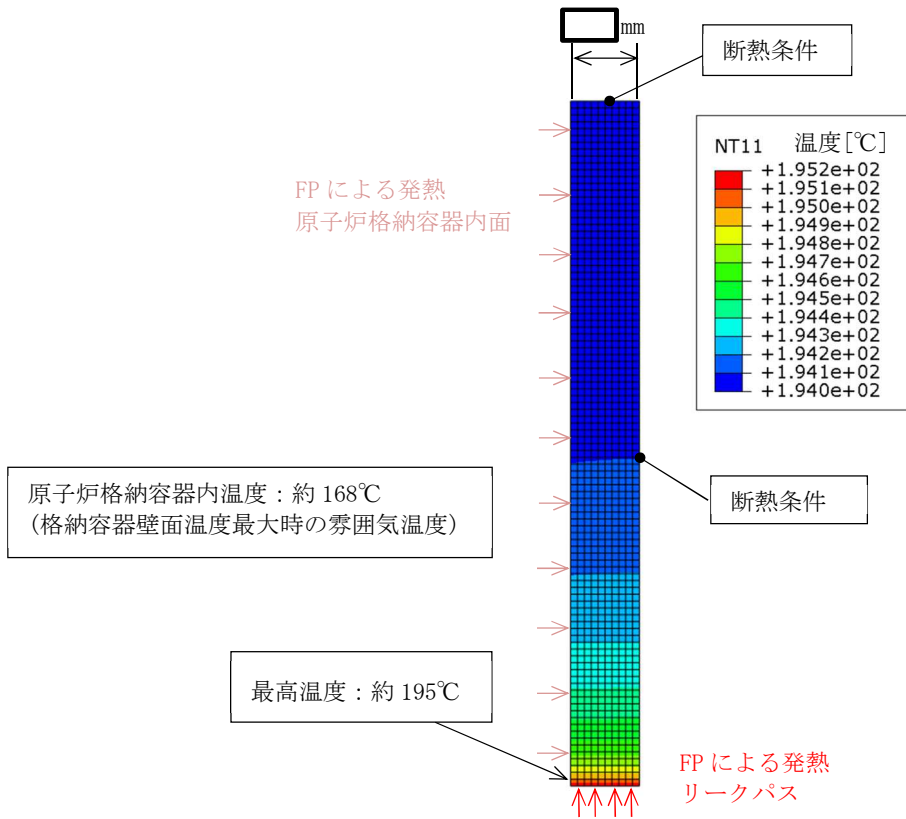
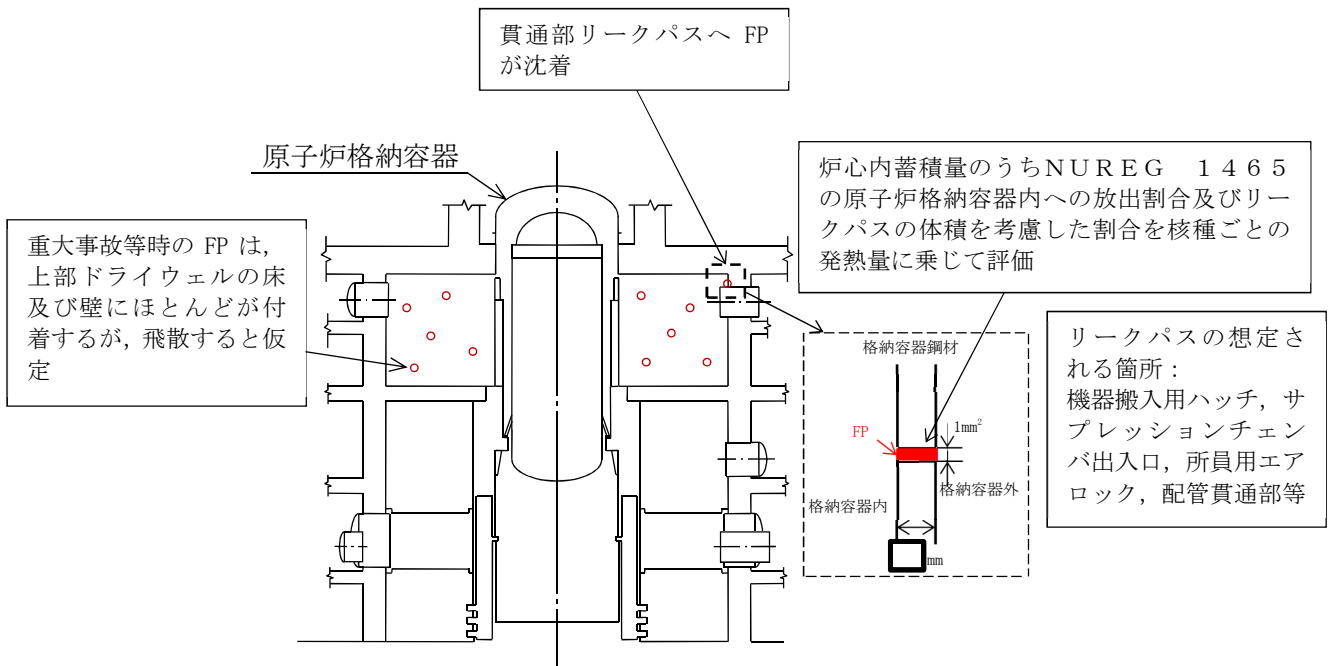
炉心溶融時の原子炉格納容器内の FP が貫通部のリークパスに付着した場合の温度上昇について、下記条件にて評価する。イメージ図を図 1-1 に示す。

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定する。
- b. 重大事故等時における原子炉格納容器内の FP の飛散については「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析(JNES)」において、FP のほとんどが重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面に付着し原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、FP が飛散し貫通部リークパスへ到達したと仮定する。
- c. 貫通部の仮定するリークパスは、原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに約 1mm<sup>2</sup>のリークパスと仮定する。
- d. FP が飛散した場合の貫通部リークパスにおける FP の捕集量については、知見がないことから保守的にリークパスに FP が満たされた状態を仮定する。（リークパスへ FP が満たされた状態では、漏えい率は 0%/day となるが温度評価のため保守的に仮定する。）
- e. 原子炉格納容器貫通部リークパスに付着した FP の発熱量は、NUREG-1465 の炉心内の FP 量に対する原子炉格納容器内への放出割合を核種ごとの発熱量に乗じて算出す

る。

- f. FP の発熱量は、時間経過により低下するが、本評価では保守的に沈着後の時間経過による発熱量の低下は考慮しない。よう素については事象進展により化学組成が変動することが考えられるが寄与割合の大きなセシウムについて密度の高いCsI（よう化セシウム）の密度を想定し、FP 質量の保守性を考慮し算出する。
- g. 解析コードは「ABAQUS」を使用する。  
本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

上記条件による評価結果として、原子炉格納容器内壁面温度が雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時の最大値である約 165°C となるとき、FP による温度上昇は、約 30°C であり原子炉格納容器の貫通部表面温度は、約 195°C となり原子炉格納容器限界温度 (200°C) を下回ることを確認した。



解析結果 (コンタ図)

図 1-1 FP 沈着による温度上昇評価イメージ

## ○FP 沈着による温度評価における保守性について

- リークパスを 1 箇所と仮定。  
原子炉格納容器のリークパスは、数箇所の可能性もあるが評価においては 1 箇所に集中して FP が捕集されたと仮定する。
- リークパスに捕集される FP の量がリークパスに満たされた状態を仮定。  
FP の捕集量については、原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験 (NUPEC) の結果より FP が配管に目詰まりする事象が確認されており、目詰まりはリークパス入口部で生じていることも確認されているが、捕集量に関しての知見は得られていないことからリークパスに FP が満たされた状態を仮定する。
- リークパスに捕集される FP の質量を発熱量の寄与割合が高いもののうち、密度の高い核種として算出。  
発熱の寄与割合が高い核種は、CsI (よう化セシウム) であることから、FP の密度は、CsI の約  $4.5\text{g/cm}^3$  を用いて FP の質量を求める。
- FP の発熱量は、発熱量が最大である事故直後の熱量、原子炉格納容器内温度は最大となる時点の温度にて評価  
FP の発熱量は、時間の経過とともに低下するが、評価においては NUREG-1465 の FP の核種の放出割合をもとに、FP の発熱量が最大となる事故直後 (プラント停止直後) の発熱量より求められた約  $7.9 \times 10^3\text{kW}$  とし、原子炉格納容器壁面温度は最高となる約 12 時間後の  $165^\circ\text{C}$  を使用し評価した。(12 時間後は、約  $3.1 \times 10^3\text{kW}$  (事故直後の約 0.4 倍))
- 本来コンクリート側への除熱を期待できるライナとの境界条件を断熱条件に設定。

## ○FP 発熱における核種の寄与割合について

FP 発熱における核種の寄与割合を表 1-1 に整理する。

よう素の寄与割合が約 85.5%と高く, その他核種の発熱の寄与割合は約 14.5%であり熱量への寄与割合は低い。

表 1-1 核種グループごとの熱量の寄与割合

核種グループ	熱量寄与割合
よう素	約 85.5%
セシウム類	約 2.3%
アンチモン	約 1.5%
テルル	約 2.5%
ストロンチウム	約 4.2%
バリウム	約 2.5%
ルテニウム類	約 0.1%
セリウム類	約 0.4%
ランタン類	約 0.9%
合計	100%

○原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに算出した約 1mm<sup>2</sup> のリークパスの算出方法について

今回の評価における原子炉格納容器のリークパスは、「原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験 (NUPEC)」及び「流体力学 実教出版株式会社 第 21 版」を参考とした下記評価方法により算出した。

$$A_e = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_o}}{P_o \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left( \frac{P_b}{P_o} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left( \frac{P_b}{P_o} \right)^{\frac{(\gamma-1)}{\gamma}} \right\}}}$$

ここで、 m : 質量流量                      A<sub>e</sub> : 漏えい等価面積  
 P<sub>o</sub> : 1 次側圧力                      P<sub>b</sub> : 2 次側圧力  
 γ : 比熱比                              T<sub>o</sub> : 1 次側温度  
 R : ガス定数

上記式中の 1 次側及び 2 次側のパラメータは、それぞれ原子炉格納容器内外の値を使用する。  
 原子炉格納容器内のパラメータは、原子炉格納容器漏えい試験の圧力、温度、原子炉格納容器外の圧力は大気圧として評価する。

質量流量 (m) は原子炉格納容器内の密度 × 体積 × 漏えい率より算出する。



○原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種の割合について

今回の評価における原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種は、NUREG-1465の炉心内のFP量に対する原子炉格納容器内への放出割合を使用しリークパスにおける発熱量を評価する。

表 1-2 NUREG-1465の原子炉格納容器内放出割合

**Table 3.12 BWR Releases Into Containment\***

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

\* Values shown are fractions of core inventory.  
 \*\* See Table 3.8 for a listing of the elements in each group  
 \*\*\* Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

出典：NUREG-1465「Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants」

リークパスの体積は、リークパス面積  $1\text{mm}^2$  と鋼板厚さ  $\square$  mm より  $\square$   $\text{cm}^3$  であるため、原子炉格納容器内に放出されたFPのうち支配的なCsI（ヨウ化セシウム）の密度を想定し、リークパスに詰まるFPの量は約  $\square$  g となる。

また、この量は原子炉格納容器内に放出されたFPのうち約  $2.0 \times 10^{-4}\%$  が詰まっている想定となる。この割合とNUREG-1465の放出割合を基にリークパスでの発熱量を算出する。

VI-1-8-1-別添2 コリウムシールドの設計

## 目 次

1. コリウムシールドの概要及び設置目的 .....	別添2-1
2. コリウムシールド材料の選定 .....	別添2-4
3. コリウムシールド構造 .....	別添2-6
3.1 コリウムシールド設計条件 .....	別添2-6
3.2 コリウムシールド基本構造 .....	別添2-8
3.3 コリウムシールド各部寸法 .....	別添2-9
3.4 スリット部の構造について .....	別添2-13
4. コリウムシールドの施工について .....	別添2-14
4.1 コリウムシールドの施工手順 .....	別添2-14
4.2 製造公差について .....	別添2-15

## 1. コリウムシールドの概要及び設置目的

柏崎刈羽原子力発電所第6号機における、熔融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）の影響抑制を目的に設置するコリウムシールドの概要を以下に示す。

原子炉格納容器下部の床面には、原子炉格納容器内で発生した廃液の収集のために、図1-1及び図1-2のとおり高電導度廃液サンプル（以下「HCWサンプル」という。）と低電導度廃液サンプル（以下「LCWサンプル」という。）が設置されている。

炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、原子炉格納容器下部への熔融炉心の落下に至り、落下してきた熔融炉心がHCWサンプル及びLCWサンプル（以下「ドライウェルサンプル」という。）内に流入する場合、ドライウェルサンプル底面から原子炉格納容器バウンダリである鋼製ライナまでの距離が小さいことから、サンプル底面コンクリートの侵食により熔融炉心が鋼製ライナに接触し、原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれるおそれがある。ドライウェルサンプルへの熔融炉心の流入を抑制し、かつ格納容器下部注水系と合わせて、サンプル底面のコンクリートの侵食を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。

図1-3に、コリウムシールドの外観を示す。また、表1-1に、コリウムシールドの仕様を示す。

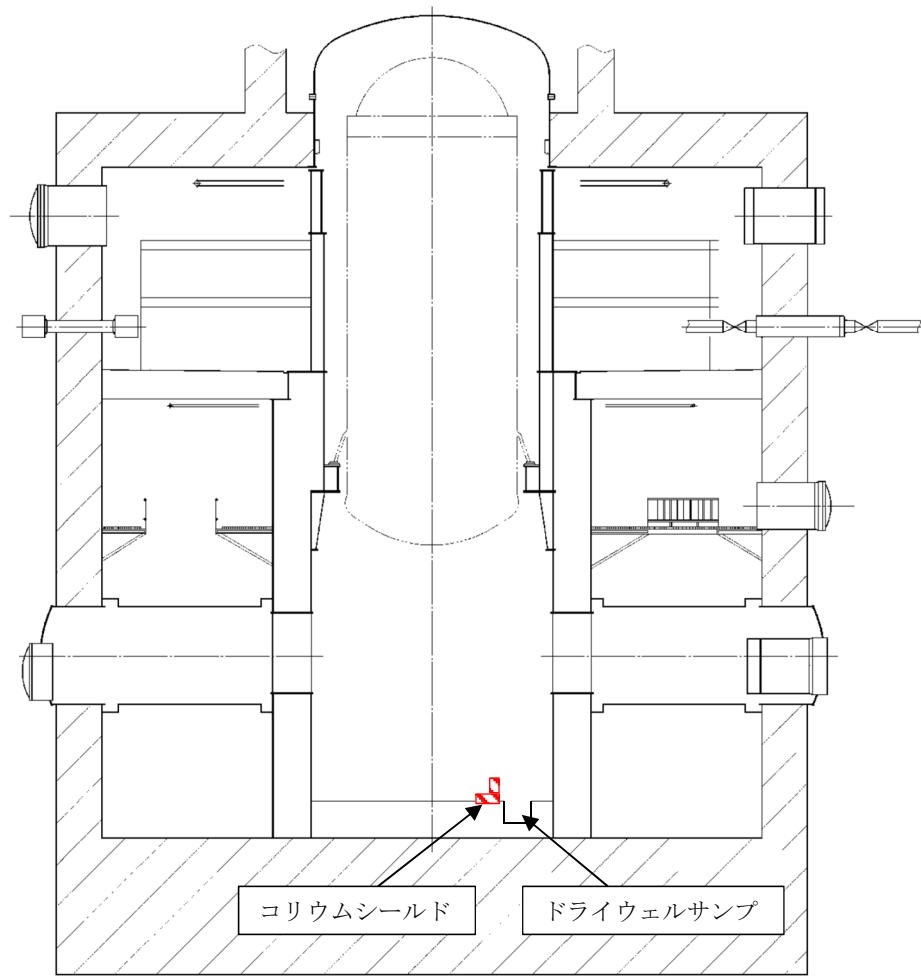


図1-1 原子炉格納容器の概要図



図1-2 ドライウェルサンプルの配置

表1-1 コリウムシールド仕様

項目	仕様
耐熱材材質 (サンプル防護材, 犠牲材)	ジルコニア ( $ZrO_2$ )
高さ	0.85m
厚さ	0.13m



図1-3 コリウムシールド外観

## 2. コリウムシールド材料の選定

コリウムシールドの材料としては、模擬熔融炉心を用いた種々の試験結果を基に、高融点でかつ化学的安定性に優れており、熔融炉心に対して高い耐性を有していることが確認された $ZrO_2$ を選定した。表2-1に、試験の概要を示す。

表2-1 コリウムシールド材料の選定に係る試験の概要\*

試験の種類	概要
熔融 $Zr$ による耐熱材侵食試験	<p>試験目的：耐熱材の各候補材の耐侵食性を確認。</p> <p>模擬熔融炉心として、侵食量が大きくなる100mol%<math>Zr</math>をるつぼ内で2000℃～2200℃の所定温度に昇温・熔融し、<input type="text"/>, <input type="text"/>, <math>ZrO_2</math>の耐熱材試験片を上部から挿入し5分間保持した後、取り出して残存状態を確認。</p> <p>侵食量は<input type="text"/> &gt; <input type="text"/> &gt; <math>ZrO_2</math>となり、<math>ZrO_2</math>, <input type="text"/>, <input type="text"/>の順に耐侵食性に優れていることを確認（図2-1）。</p>
模擬熔融炉心による耐熱材侵食試験	<p>試験目的：<math>ZrO_2</math>耐熱材の侵食開始温度として設定している2100℃までの熔融炉心温度範囲における耐熱材の耐侵食性を確認。</p> <p>るつぼ内に円柱状に加工した<math>ZrO_2</math>耐熱材と模擬熔融炉心粒子（<math>UO_2-ZrO_2-Zr</math>：30mol%-30mol%-40mol%）を装荷し、模擬熔融炉心を2000℃～2100℃に昇温・熔融し10分間保持した後、るつぼを切断し断面を確認。</p> <p><math>ZrO_2</math>耐熱材の厚さは試験前から変化せず、模擬熔融炉心による<math>ZrO_2</math>耐熱材の有意な侵食がないことを確認（図2-2）。</p>
耐熱材への模擬熔融炉心落下試験	<p>試験目的：耐熱材に熔融炉心が接触した際の短期的な相互作用を確認。</p> <p><math>ZrO_2</math>耐熱材を内張りしたコンクリートトラップに、2450℃以上に加熱した模擬熔融炉心（<math>UO_2-ZrO_2-Zr</math>：30mol%-30mol%-40mol%）を落下させ、耐熱材の侵食状況等を確認。</p> <p>模擬熔融炉心接触部から最大約1cmの範囲で<math>ZrO_2</math>耐熱材が黒色化し、その周辺部が白色化していることが確認されたものの、顕著な耐熱材の侵食及び急激な入熱（熱衝撃）による耐熱材の割れが生じていないことを確認（図2-3）。</p> <p>黒色化した部分についてX線回折分析を行った結果、耐熱材表面の組成に有意な変化がないことを確認。</p>

注記\*：本試験は、中部電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、東芝エネルギーシステムズ(株)、日立GEニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

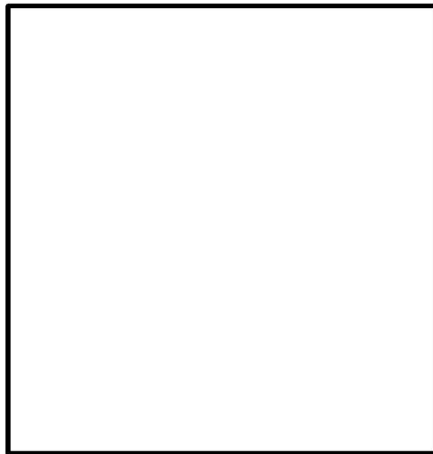


図2-1 溶融Zrによる耐熱材侵食試験後の断面写真



図2-2 模擬溶融炉心による耐熱材侵食試験後の断面写真



図2-3 耐熱材への模擬溶融炉心落下試験後の断面写真



### 3. コリウムシールド構造

コリウムシールドは、MCCIの影響抑制の目的で設置するが、原子炉格納容器下部の設備配置上、設置高さに制限があり、これを考慮した上で、原子炉压力容器から落下する熔融炉心を全量保持でき、かつ、MCCIの影響も抑制できるよう、その厚さ、高さを設定する必要がある。これを踏まえ、コリウムシールドは、高さ0.85m、厚さ0.13mとすることとした。また、コリウムシールドについては、HCWサンプの漏えい検出機能を維持するため、スリットを設けることからスリット部が熔融炉心のドライウェルサンプへの流入経路とならないよう考慮する。以下に、これらコリウムシールドの設計の考え方を示す。

#### 3.1 コリウムシールド設計条件

##### (1) 想定する事故シナリオ

コリウムシールドを設計するための前提条件となる事故シナリオは以下のとおりである。

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失及び重大事故等対処設備による原子炉注水失敗を想定

(令和元年6月19日付け「原規規発第1906194号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置変更許可申請書」という。）添付書類十 7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」におけるMCCIシナリオと同様)

「設置変更許可申請書 添付書類十 7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」でのMAAP解析結果及びシュラウド下部の構造から、熔融した炉心は直下の炉心支持板を損傷し、下部プレナムに落下、それに伴い原子炉压力容器下部鏡板の中央部（炉底部）における熱的な損傷が大きくなり、原子炉压力容器が破損、熔融炉心が原子炉压力容器外に流出（落下）すると想定される。原子炉压力容器から落下した熔融炉心はそのほとんどが垂直に落下し原子炉格納容器下部に到達。その後、原子炉格納容器下部床面を水平方向に拡散し、ドライウェルサンプへ流入すると想定される。熔融炉心の総量は約  tと想定される。

表3-1 熔融炉心組成内訳

--

## (2) コリウムシールド設計要求事項

- ・崩壊熱レベル : 事故後約7時間後に原子炉圧力容器が破損することを考慮し、事故後6時間相当とする。(ジルコニウム-水反応熱も考慮)
- ・床面積 : コリウムシールド設置による床面積減少分を考慮し、60m<sup>2</sup>とする。
- ・熔融炉心質量 : 原子炉圧力容器内の主要設備(表3-1に記載)の熔融を考慮し、約  tとする。
- ・熔融炉心初期温度 : 「設置変更許可申請書 添付書類十 7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」でのMAAP解析における、原子炉圧力容器が破損し、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した直後の温度、 °Cとする。
- ・熔融炉心除熱量 : 「設置変更許可申請書 添付書類十 7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて用いている値(800kW/m<sup>2</sup>)よりも保守的な kW/m<sup>2</sup>とする。
- ・初期水張条件 : 原子炉圧力容器破損前から原子炉格納容器下部に注水を行うことを考慮し、高さ2mとする。

### 3.2 コリウムシールド基本構造

コリウムシールドの外形及び基本構造を図3-1及び図3-2に示す。コリウムシールドは熔融炉心のドライウェルサンプへの流入を抑制するため、ドライウェルサンプを囲うように設置する。また、耐熱材を鋼製の補強フレーム（支持材）にて支持する構造とする。ここで、支持材を耐熱材の熔融炉心接触面と反対側（ドライウェルサンプ側）に配置することにより、支持材と熔融炉心が接触しない構造とする。

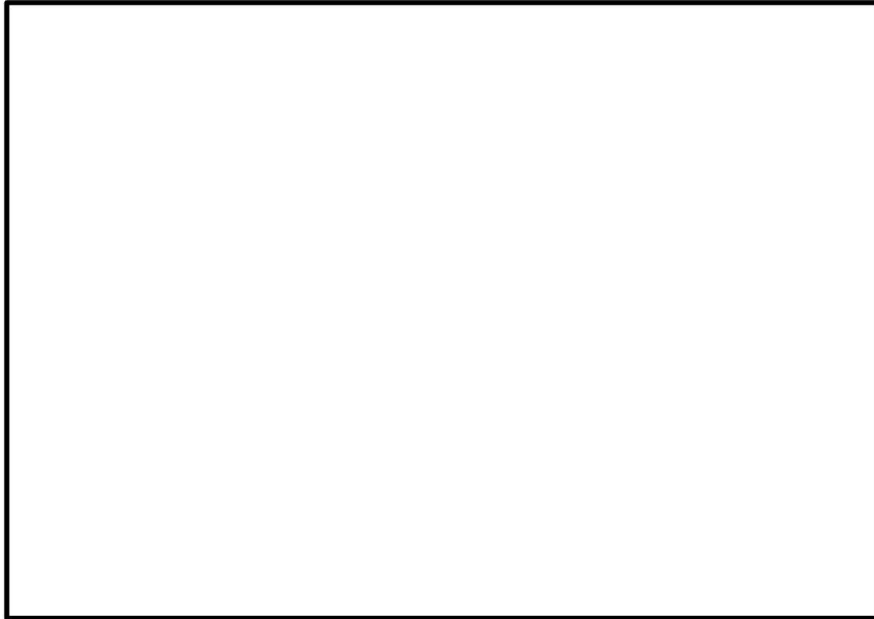


図3-1 コリウムシールド外形

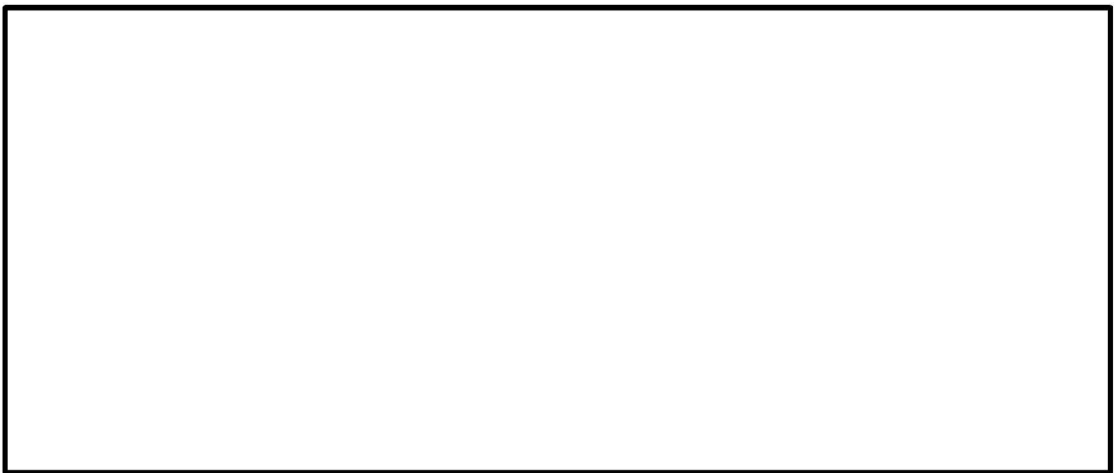


図3-2 コリウムシールド基本構造

### 3.3 コリウムシールド各部寸法

#### (1) 堰の高さについて

原子炉格納容器下部に落下する熔融炉心の総量は約  t と想定しており、以下の条件設定において落下した熔融炉心がコリウムシールドを乗り越えてドライウェルサンプに流入することがないように、堰の高さを決定する。熔融炉心の組成は表3-1のとおりであるが、原子炉圧力容器の下部には制御棒駆動機構等の既設設備が存在しており、熔融炉心が原子炉圧力容器から流出した際には、既設設備の一部が熔融し、熔融炉心の総量が増加する可能性がある。熔融炉心の堆積高さの算出式を以下に示す。

$$H_d = \frac{\frac{m_d}{\rho_d} + \frac{m_m}{\rho_{SUS}} + V_s}{A_{pd}}$$

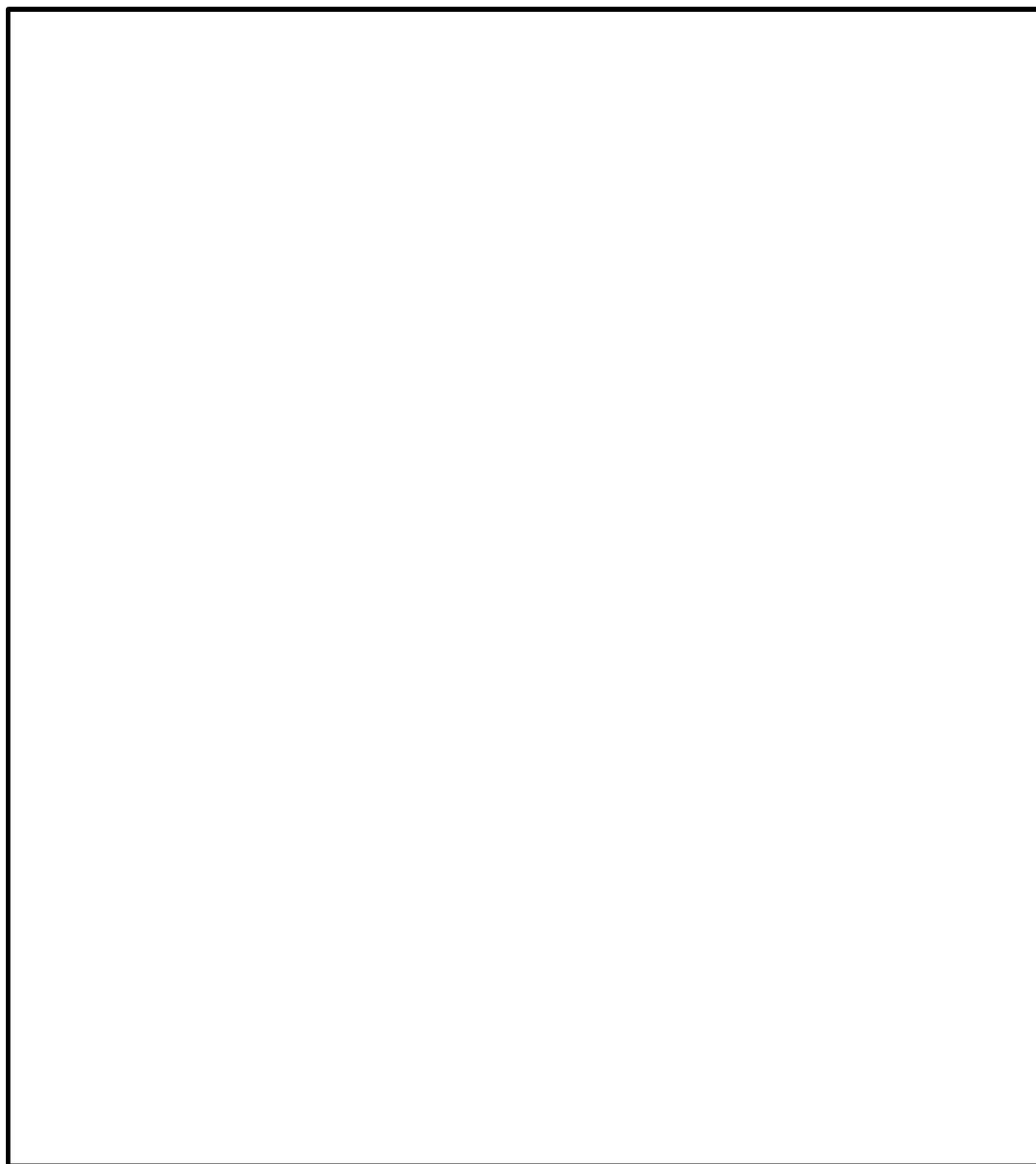
ここで、 $H_d$ ：熔融炉心堆積高さ[m]、 $m_d$ ：熔融炉心総量[kg]、 $\rho_d$ ：熔融炉心密度[kg/m<sup>3</sup>]、 $m_m$ ：原子炉圧力容器の下部に存在する機器重量[kg]、 $\rho_{SUS}$ ：S U S密度[kg/m<sup>3</sup>]、 $A_{pd}$ ：コリウムシールド及びコリウムシールドに囲われる部分の面積を除いた原子炉本体の基礎床面積[m<sup>2</sup>]、 $V_s$ ：熔融炉心に埋没する耐熱材容積[m<sup>3</sup>]とする。

上記の式に各値を代入した結果を表3-2に示す。ただし、 $m_d = \text{ kg}$ 、 $\rho_d = \text{ kg/m}^3$ 、 $m_m = \text{ kg}$ 、 $\rho_{SUS} = \text{ kg/m}^3$ 、 $A_{pd} = \text{ m}^2$ 、 $V_s = \text{ m}^3$ とする。

表3-2より、制御棒駆動機構等、原子炉格納容器の下部に存在する主要設備が熔融した場合の、熔融炉心の堆積高さは、0.84mとなる。

なお、熔融炉心の粘性が非常に小さく、落下経路に存在する原子炉圧力容器下部の既設設備に長時間接触する可能性は低いと考えられること、また、原子炉格納容器下部には原子炉圧力容器破損前に水張りがされており、かつ継続的に注水されていることにより、落下した熔融炉心は冷却され、原子炉格納容器の下部に存在する主要設備が全て熔融する可能性は低いと考えられることから、コリウムシールドの堰の高さを0.85mとする。

表3-2 溶融する構造物の量に対する溶融炉心堆積高さ (単位：m)



K6 ① VI-1-8-1-別添2 R0

図3-3 原子炉压力容器の下部に存在する機器

(2) 耐熱材厚さについて

図3-2に示すとおり耐熱材は熔融炉心との接触に伴う熱衝撃対策として二層構造（サンプル防護材：厚さ  m + 犠牲材：厚さ  m）とし、 $ZrO_2$ 製の耐熱モルタルにて互いを接着する。サンプル防護材の厚さについては、図3-4に示す耐熱材厚さ方向の熱伝導評価により、熔融炉心と接触する部分の温度時間変化を求め、最高温度が耐熱材材質である $ZrO_2$ の融点を超えない厚さとする。

$ZrO_2$ 融点については、 $ZrO_2$ 単体では $2677^{\circ}C$ であるが、共晶反応及び酸化還元反応・合金化反応により融点が下がることを考慮し、 $2100^{\circ}C$ とした。

一般に $UO_2-ZrO_2$ の共晶温度は約 $2500^{\circ}C$ であることが知られており、 $UO_2-ZrO_2$ の共晶温度を考慮しても十分に低い融点を設定している。また、耐熱材の熱伝導評価においては保守的に、図3-5に示すとおり熔融炉心と接触する耐熱材表面の温度として、熔融炉心初期温度を上回る   $^{\circ}C$ を初期条件として与えている。加えて、熔融炉心の水への除熱量を、「設置変更許可申請書 添付書類十 7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて用いている値（ $800kW/m^2$ ）よりも小さい   $kW/m^2$ とすることで、熔融炉心が高温である時間が長くなり、より侵食量が増える評価条件としている。解析コード「MAAP」を使用し、熔融炉心の温度変化を求める。本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

なお、図3-6に示す評価結果から耐熱材の侵食量は  m以下であるが、コリウムシールド設計においては耐熱材の厚さに十分な余裕を見込み、サンプル防護材の厚さは  mとする。

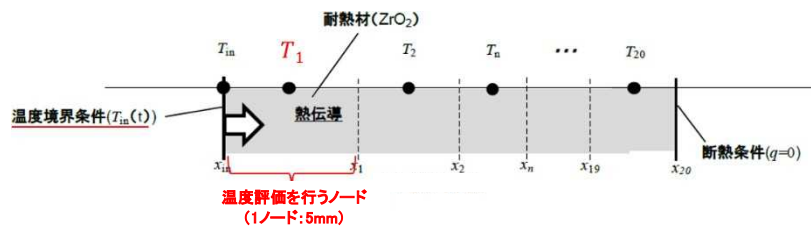


図3-4 耐熱材の熱伝導解析モデル

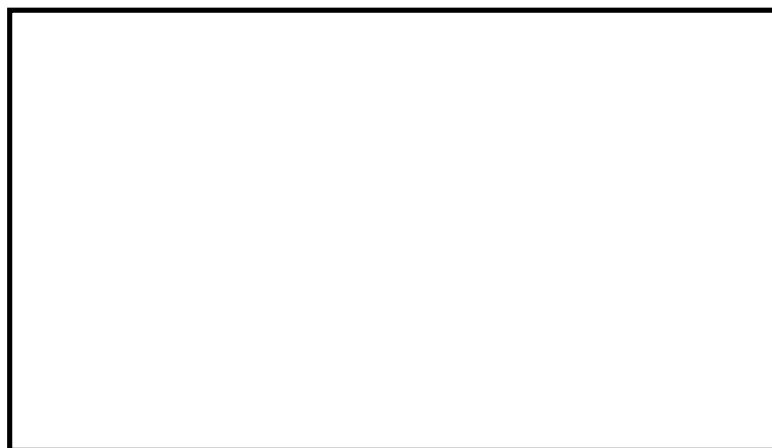


図3-5 溶融炉心温度変化（温度境界条件 $T_{in}(t)$ ）  
 注：破線：コリウムシールド設計用MAAP解析結果、  
 実線：解析結果を包絡する評価用温度を表す

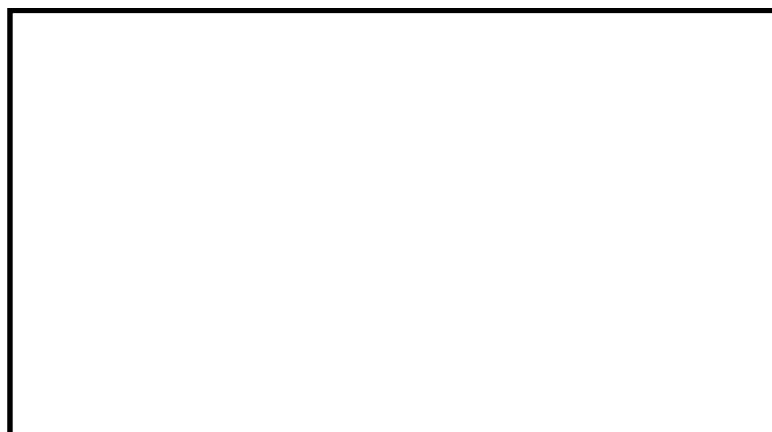


図3-6 溶融炉心と接触するノードの温度変化

犠牲材については、あくまでも熱衝撃を吸収するためのもの（熱衝撃による割れを許容するもの）であることから、耐熱材製造上の最小厚さ  mとする。

### 3.4 スリット部の構造について

HCWサンプの前に設置するコリウムシールドについては、HCWサンプの漏えい検出機能を維持するため、コリウムシールド下部（床面との間）にスリットを設置する。スリット寸法については、溶融炉心のサンプへの有意な流入経路とならないことを確認する。

#### (1) スリット内の溶融炉心凝固評価について

溶融炉心のスリット内凝固評価は実溶融炉心を用いた試験による確認が困難であることから、複数の評価モデルで凝固評価を実施し、各々の結果を包絡するようにスリット長さを決定する。なお、凝固評価においては、事前注水成功によりスリット内に水が存在すると考えられるものの、スリット部が非常に狭隘であることから、水は存在しないものとして評価を行った。

凝固評価に用いたモデルを表3-3に、各モデルでの凝固評価結果を表3-4に示す。モデルの違いにより溶融炉心の凝固評価結果に多少の差異があるものの、最大でも0.3mあれば溶融炉心はスリット内で凝固することから、溶融炉心の凝固距離に余裕を見込んで、スリット長さを    mとする。

表3-3 溶融炉心凝固評価モデル比較

評価モデル	概要	適用実績
US-ABWR DCDモデル	平行平板間で溶融炉心が凝固し流路が閉塞することを想定したモデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・米国NRCに認可されたモデル</li> <li>・US-ABWRは本モデルに基づき標準設計認証を取得</li> </ul>
Epsteinモデル	円管内での溶融炉心の流動距離を評価するモデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・MAAPのRPV下部プレナムにおける核計装管等の貫通部配管での溶融炉心凝固評価に用いられている。</li> <li>・EPR Iによって行われた模擬溶融炉心の凝固試験結果と、本モデルの評価結果とが、おおよそ一致していることが確認されている。</li> </ul>
Flemingsモデル	流路周長全体を伝熱面とし、壁面への伝熱を評価するモデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・鋳造分野で使用されている。</li> </ul>

表3-4 スリット内溶融炉心凝固評価結果

評価モデル	流動距離（凝固するまでの距離）
US-ABWR DCDモデル	0.24m
Epsteinモデル	0.21m
Flemingsモデル	0.30m



4. コリウムシールドの施工について

4.1 コリウムシールドの施工手順

図4-1に施工手順の概念図を示す。

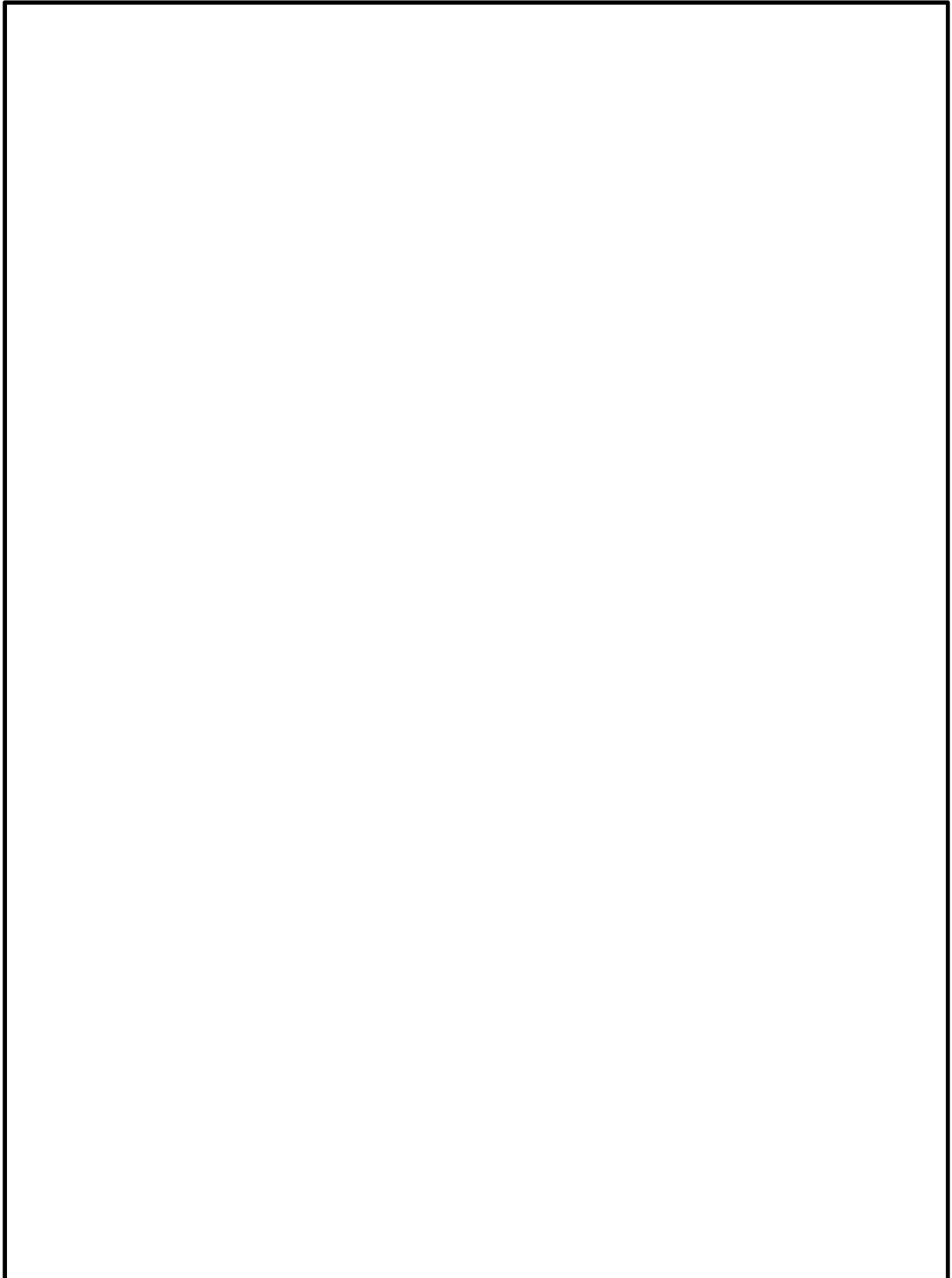


図4-1 コリウムシールドの施工手順概念図

#### 4.2 製造公差について

コリウムシールドの製造公差を表4-1に示す。また、製造公差による各種評価への影響を表4-2に示す。各部位の製造公差を考慮した場合でも、各種評価結果への有意な影響はない。

表4-1 コリウムシールド各部位の製造公差

項目	主要寸法* [mm]	許容公差 [mm]	根拠	備考
コリウムシールド	高さ		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値	カバープレート厚さ <input type="text"/> mmを含む
	サンプル防護材厚さ		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値	
	犠牲材厚さ		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値	

注記\*：公称値を記載。

表4-2 製造公差による各種評価への影響

項目	コリウムシールド高さ	サンプル防護材厚さ	犠牲材厚さ
公称値 (製造公差)			
熔融炉心堆積高さ評価	コリウムシールドが高くなると、熔融炉心堆積高さ評価結果に対する裕度は大きくなる。	コリウムシールドが厚くなると、熔融炉心の堆積面積が小さくなるが、保守的に <input type="text"/> mm厚くなった場合でも、その変化率は0.06%以下であり、熔融炉心堆積高さへの影響は小さい。 コリウムシールドが薄くなると、熔融炉心の堆積面積が大きくなるため、熔融炉心堆積高さは小さくなり、裕度は増加する。	
耐熱材の侵食量評価	影響なし	サンプル防護材厚さが厚くなると、熔融炉心と上面プール水との接触面積が減少するが、 <input type="text"/> mm厚くなった場合でも面積減少率は0.06%以下であり、有意な影響はない。 サンプル防護材が薄くなる場合でも、侵食量の <input type="text"/> mmに対して十分な厚さがあることから有意な影響はない。	犠牲材厚さが厚くなると、熔融炉心と上面プール水との接触面積が減少するが、 <input type="text"/> mm厚くなった場合でも面積減少率は0.03%以下であり、有意な影響はない。 犠牲材が薄くなる場合でも、熱衝撃保護の目的に対して厚さは影響しないことから、有意な影響はない。

### VI-1-8-1-別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計

## 目 次

1. 概要	別添3-1
1.1 設置目的	別添3-1
1.2 基本性能	別添3-1
1.3 系統概要	別添3-1
2. 系統設計	別添3-4
2.1 設計方針	別添3-4
2.2 設計条件・要求事項	別添3-8
2.3 格納容器圧力逃がし装置	別添3-10
2.3.1 系統構成	別添3-10
2.3.2 フィルタ装置及びよう素フィルタ	別添3-15
2.3.3 配置	別添3-27
2.4 付帯設備	別添3-31
2.4.1 計測設備	別添3-31
2.4.2 電源設備	別添3-39
2.4.3 給水設備	別添3-41
2.4.4 可搬型窒素供給装置	別添3-43
2.4.5 排水設備	別添3-46
2.4.6 格納容器圧力逃がし装置放出口排水設備	別添3-48
3. フィルタ性能	別添3-49
3.1 フィルタ装置及びよう素フィルタによる放射性物質の除去原理	別添3-49
3.1.1 エアロゾルの除去原理	別添3-49
3.1.2 よう素の除去原理	別添3-51
3.2 運転範囲	別添3-56
3.3 性能検証試験結果	別添3-57
3.3.1 性能検証試験の概要	別添3-57
3.3.2 性能検証試験の条件とその設定根拠	別添3-64
3.3.3 エアロゾルの除去性能試験結果	別添3-70
3.3.4 よう素の除去性能試験結果	別添3-78
3.3.5 フィルタ装置の継続使用による性能への影響	別添3-83
4. 設備の維持管理	別添3-90

## 別紙

別紙1 可燃性ガスの爆発防止対策について	別添3-102
別紙2 格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について	別添3-129

別紙3	流量制限オリフィスの設定方法について……………	別添3-133
別紙4	スクラバ水の水位の設定根拠及び健全性について……………	別添3-138
別紙5	格納容器圧力逃がし装置隔離弁の人力操作について……………	別添3-158
別紙6	ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価について……………	別添3-162
別紙7	フィルタ装置内スクラバ水のpH制御用NaOH水溶液の保有量について…	別添3-187

## 1. 概要

### 1.1 設置目的

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破損、水素爆発による原子炉格納容器の破損及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、格納容器圧力逃がし装置を設置する。本系統はフィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ等）及びよう素フィルタを通して放射性物質を低減した上で、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを放出することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、原子炉格納容器内に滞留する水素ガスを大気へ放出する機能を有する。

また、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、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。）を防止するために、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する機能を有する。

### 1.2 基本性能

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、原子炉格納容器内に発生するガスを、フィルタ装置を通して大気に逃がすことで、放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。このため、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「放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」を確認するために、実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイドで定められているCs-137の放出量が100TBqを下回ることができる性能を有したものとする。

フィルタ装置としては、上述したCs-137の放出量制限を満足させるため、粒子状放射性物質及び無機よう素に対して除去効率99.9%以上の性能を有する装置を採用する。また、よう素フィルタとしては、有機よう素に対して除去効率98%以上の性能を有する装置を採用する。

### 1.3 系統概要

図1-1に系統概要を示す。

本系統は、フィルタ装置、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、隔離弁等とこれらを接続する配管で構成する。本系統は、中央制御室からの操作で、一次隔離弁を「全開」及び二次隔離弁を「調整開」とすることにより、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウェル又はサプレッションチェンバより抜き出し、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に、排気管を通して原子炉建屋屋上位置（約 T.M.S.L. 52400mm）で放出する。本系統は、排気ラインにラプチャーディスクを設け、水素爆

発防止のため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機する。このラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い破裂圧力に設定する。

本系統は、中央制御室からの操作を可能とするため、代替電源設備からの給電を可能とするが、電源の確保ができない場合であっても、放射線量率の低い原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔で操作することができる。

なお、原子炉格納容器からの排気時に、高線量率となるフィルタ装置等からの被ばくを低減するために、必要な遮蔽等を行う。

- 凡例
- : ドライウェルベントの流路
  - : ウェットウェルベントの流路
  - : ドライウェルベント及びウェットウェルベント共通の流路
  - \* 系統構成はウェットウェルベント時の状態を示す。
- AO : 空気作動弁  
MO : 電動弁

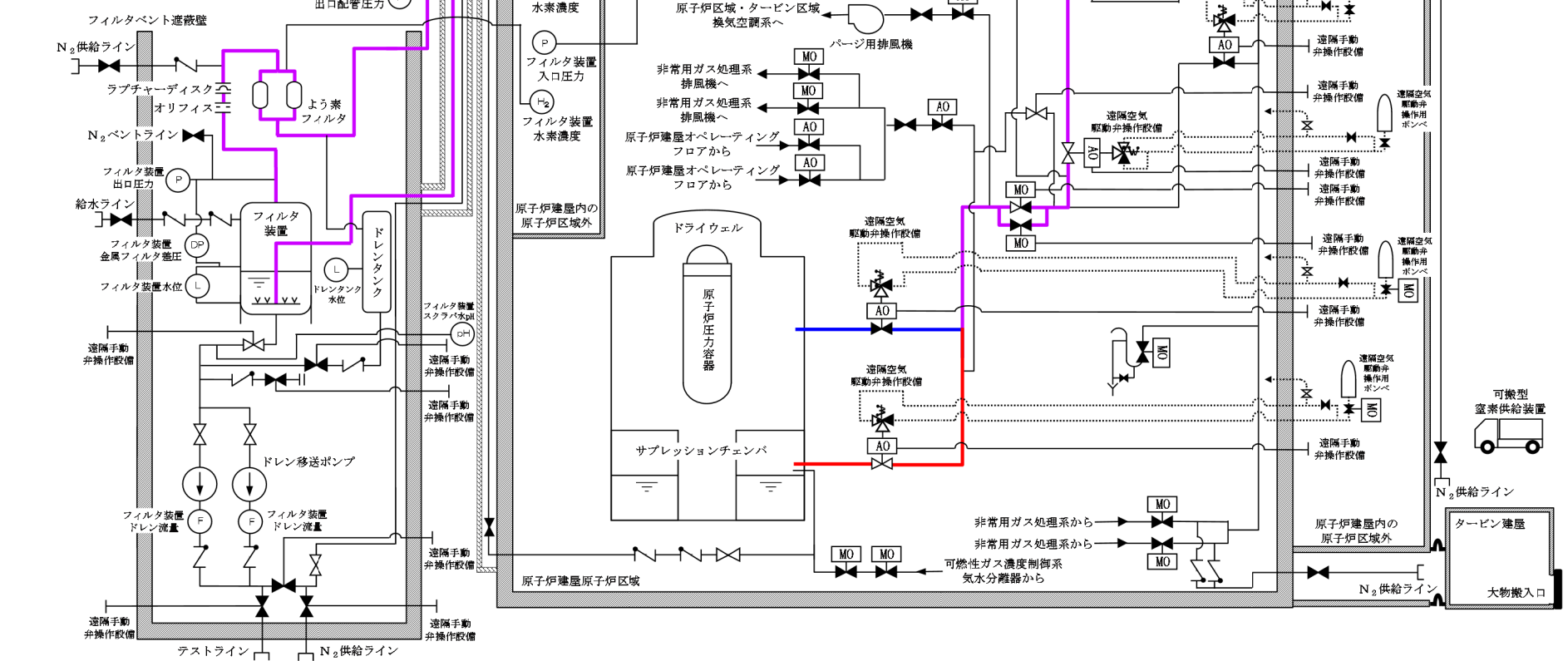


図 1-1 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

別添 3-3



## 2. 系統設計

### 2.1 設計方針

格納容器圧力逃がし装置は、想定される重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損、水素爆発による原子炉格納容器の破損及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するとともに、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送できるよう、以下の事項を考慮した設計とする。

#### (1) 格納容器圧力逃がし装置の設置

- 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破損を防止する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は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ等）、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、原子炉格納容器配管貫通部、配管、弁、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量31.6kg/s（620kPa（2Pd：最高使用圧力の2倍）において））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。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために、原子炉格納容器内の水素ガスを大気に排出できる設計とする。

また、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。なお、格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が5mSv以下であることを確認しており、格納容器圧力逃がし装置はこの評価条件を満足する設計とする。

- b. フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質及び無機よう素を除去し、よう素フィルタは、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラバ水中に捕捉・保持するためにアルカリ性の状態（pH  以上）に維持する設計とする。放射性物質除去能力の設計条件を表2

－1に示す。

表2-1 放射性物質除去能力の設計条件

	エアロゾル	無機よう素	有機よう素
DF	1000以上	1000以上	50以上

- c. 格納容器圧力逃がし装置は、サプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し、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有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けること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。
- d. 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（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出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。
- e. 格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。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個設置し、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。
- f. 格納容器圧力逃がし装置の使用後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。
- g. 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隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数5）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

また、排出経路に設置される隔離弁のうち、空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作ポンベの設置により、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備（個数3）の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

また、排出経路に設置される隔離弁のうち、電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。

- h. 系統内に設けるラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。
- i. 格納容器圧力逃がし装置は、原子炉建屋近傍の屋外に設置し、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等の周囲には遮蔽体（フィルタベント遮蔽壁、配管遮蔽）を設け、格納容器圧力逃がし装置の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。

また、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隔離弁に設ける遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋内の原子炉区域外とし、一次隔離弁（サプレッションチェンバ側）の操作を行う原子炉建屋地下1階、一次隔離弁（ドライウェル側）の操作を行う原子炉建屋地上2階には遮蔽材（遠隔手動弁操作設備遮蔽）を設置し、放射線防護を考慮した設計とする。遠隔手動弁操作設備遮蔽は、炉心の著しい損傷時においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁操作ができるよう、原子炉建屋地下1階においては格納容器圧力逃がし装置入口配管側（原子炉区域外）に [ ] の遮蔽厚さを有する設計とする。

- j. 格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合において、又は格納容器圧力逃がし装置使用後に水の放射線分解により発生する水素が系統内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置内のスクラバ水をドレン移送ポンプによりサプレッションチェンバへ移送できる設計とする。
- k. 格納容器圧力逃がし装置は、代替淡水源から、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）によりフィルタ装置にスクラバ水を補給できる設計とする。
- l. スクラバ水pH制御設備用ポンプは、可搬型窒素供給装置により駆動し、水酸化ナトリウム水溶液（ [ ] ）をフィルタ装置に注入し、フィルタ装置内のスクラバ水のpHを [ ] 以上に維持できる設計とする。
- m. 可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源設備により給電できる設計とする。
- n. 代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。

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

- o. 代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建屋内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
- p. 代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。
- q. これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、互いに重大事故等対処設備として可能な限りの独立性を有する設計とする。
- r. 格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して、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、排出経路に設置される隔離弁のうち、電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること、又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）及び原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して、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、排出経路に設置される隔離弁のうち、空気作動弁を遠隔空気駆動弁操作設備による遠隔操作を可能にすること、又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）及び原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して、多様性を有する設計とする。

- s. 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは、原子炉建屋近傍の屋外に設置し、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び熱交換器並びにタービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプは、海水ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。
- t. 格納容器圧力逃がし装置は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して独立性を有する設計とする。

## 2.2 設計条件・要求事項

本系統における設備の設計条件・要求事項を表2-2、表2-3及び表2-4に示す。

表2-2 設計条件（フィルタ装置）

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620kPa	原子炉格納容器が過大リークに至らない限界圧力である最高使用圧力の2倍の圧力（原子炉格納容器最高使用圧力310kPaの2倍）にて適切なベントが実施できるよう、620kPaとする。
最高使用温度	200℃	原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である200℃とする。
設計流量 （ベントガス 流量）	31.6kg/s	原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にてベントを実施した際に、原子炉定格熱出力の2%相当の飽和蒸気を排出可能な設計とする。
除去効率	粒子状放射性物質及び無機 よう素に対して99.9%以上	粒子状放射性物質及び無機よう素に対して、除去効率99.9%以上（DF1000以上）とする。
ベントガス 組成 （蒸気割合）	蒸気：100% 非凝縮性ガス：100%	ガス組成は、ベント実施時に変化することから、100%蒸気だけでなく、非凝縮性ガス100%の場合も考慮する。
機器クラス	重大事故等クラス2容器	常設の重大事故等対処設備であることから、「重大事故等クラス2容器」とする。
耐震クラス	—	基準地震動Ssによる地震力により、フィルタ装置の機能が喪失しないよう、「基準地震動Ssにて機能維持」とする。

表2-3 要求事項（フィルタ装置）

要求事項		要求確認方針
フィルタ装置 内発熱量	ベント開始後24時間は水位調整のための作業が不要なこと	事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，D/Wベント）において，フィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の総崩壊熱（約9.3kW）を考慮しても24時間は水位調整作業が発生しないことを確認する。
エアロゾル 移行量	溶融炉心・コンクリート相互作用が発生し，コンクリートエアロゾルが発生/移行した場合でも閉塞しないこと	事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，D/Wベント）や更に厳しい事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失，D/Wベント）において，フィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の総重量（最大約26kg）でも閉塞しないことを確認する。

表2-4 設計条件（よう素フィルタ）

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	250kPa	格納容器圧力逃がし装置の系統の圧力損失を評価した結果から，よう素フィルタで発生しうる最大の圧力を考慮して250kPaとする。
最高使用温度	200℃	フィルタ装置の設計条件に合わせて200℃とする。
設計流量	最高使用温度 （ベントガス流量） 31.6kg/s（2基）	原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にてベントを実施した際に，原子炉定格熱出力の2%相当の飽和蒸気を排出可能な設計とする。
除去効率	有機よう素に対して98%以上	有機よう素に対して，除去効率98%以上（DF50以上）とする。
ベントガス 組成 （蒸気割合）	蒸気：100% 非凝縮性ガス：100%	ガス組成は，ベント実施時に変化することから，100%蒸気だけでなく，非凝縮性ガス100%の場合も考慮する。
機器クラス	重大事故等クラス2容器	常設の重大事故等対処設備であることから，「重大事故等クラス2容器」とする。
耐震クラス	—	基準地震動Ssによる地震力により，よう素フィルタの機能が喪失しないよう，「基準地震動Ssにて機能維持」とする。

## 2.3 格納容器圧力逃がし装置

### 2.3.1 系統構成

本系統は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ等）、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、原子炉格納容器配管貫通部、配管、弁、計測制御装置等で構成される。

#### (1) 配管等の構成

原子炉格納容器からフィルタ装置までのフィルタ装置入口側配管は、原子炉格納容器のサブプレッションチェンバ及びドライウエルに接続された不活性ガス系配管から分岐し、弁を経由してフィルタ装置に接続する。

フィルタ装置から放出口までのフィルタ装置出口側配管には、通常待機時に窒素置換された系統と大気を隔離するラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）を設置する。また、フィルタ装置内のスクラバ水が蒸発し、よう素フィルタの吸着材（銀ゼオライト）に付着して劣化するのを防止するため、フィルタ装置とよう素フィルタの間にラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）を設置する。各ラプチャーディスクはベント開始時に微正圧で動作するものとし、信頼性の高いものを使用する。

フィルタ装置には、外部からスクラバ水を補給できるよう給水配管を設置する。また、外部から系統に窒素ガスを供給できるよう窒素供給配管を設置する。また、ベント停止後の放射性物質を含むフィルタ装置内のスクラバ水並びにドレンタンクの凝縮水を原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）に移送するため及び万一放射性物質を含むスクラバ水がフィルタベント遮蔽壁内に漏えいした場合に、漏えい水を原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）に移送するためのドレン移送ポンプ及び排水配管を設置する。

図2-1に格納容器圧力逃がし装置の系統構成を示す。

#### (2) 材質及び構造

配管及び弁は、重大事故等クラス2機器として、発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む））J S M E S N C 1-2005/2007）（日本機械学会 2007年9月）（以下「設計・建設規格」という。）のクラス2の規定に準拠して設計する。材質は炭素鋼を基本とするが、使用環境に応じて耐食性の高いステンレス鋼を使用する。炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し、特に屋外に敷設される配管の外面については、海塩粒子の付着による腐食防止の観点から、ウレタン系等の防食塗装を行う。

遠隔手動弁操作設備については、隔離弁の操作軸に等速ジョイントを接続し、原子炉建屋内の原子炉区域外まで延長し、端部にハンドルを取り付けて人力で操

作できる構成とする。

ラプチャーディスクについては、ベント開始時の格納容器圧力（310kPa又は620kPa）と比較して十分低い圧力で動作するように設定し、材料はステンレス鋼を使用する。

系統を構成する主要な機器の仕様を表2-5に、フィルタ装置及び配管の材質範囲を図2-2に示す。

### (3) 系統の切替性

原子炉格納容器からフィルタ装置へ至るフィルタ装置入口側配管は、ベントを実施する際、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。対象となる系統は、非常用ガス処理系及び換気空調系である。これらの系統との取合いの弁は通常全閉状態であるが、開状態の場合でも中央制御室からの操作により、速やかに閉操作が可能である。

非常用ガス処理系及び換気空調系との取合いの弁は、フェイルクローズの空気作動弁であることから、全交流動力電源喪失時には、全閉状態となる。

また、非常用ガス処理系及び換気空調系には、確実な隔離のため取合いの弁の下流に通常時閉の手動弁を設置し、格納容器圧力逃がし装置と隔離する弁が直列で2個設置される設計としている。

以上より、原子炉格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、他系統と隔離し、流路の構成が可能である。



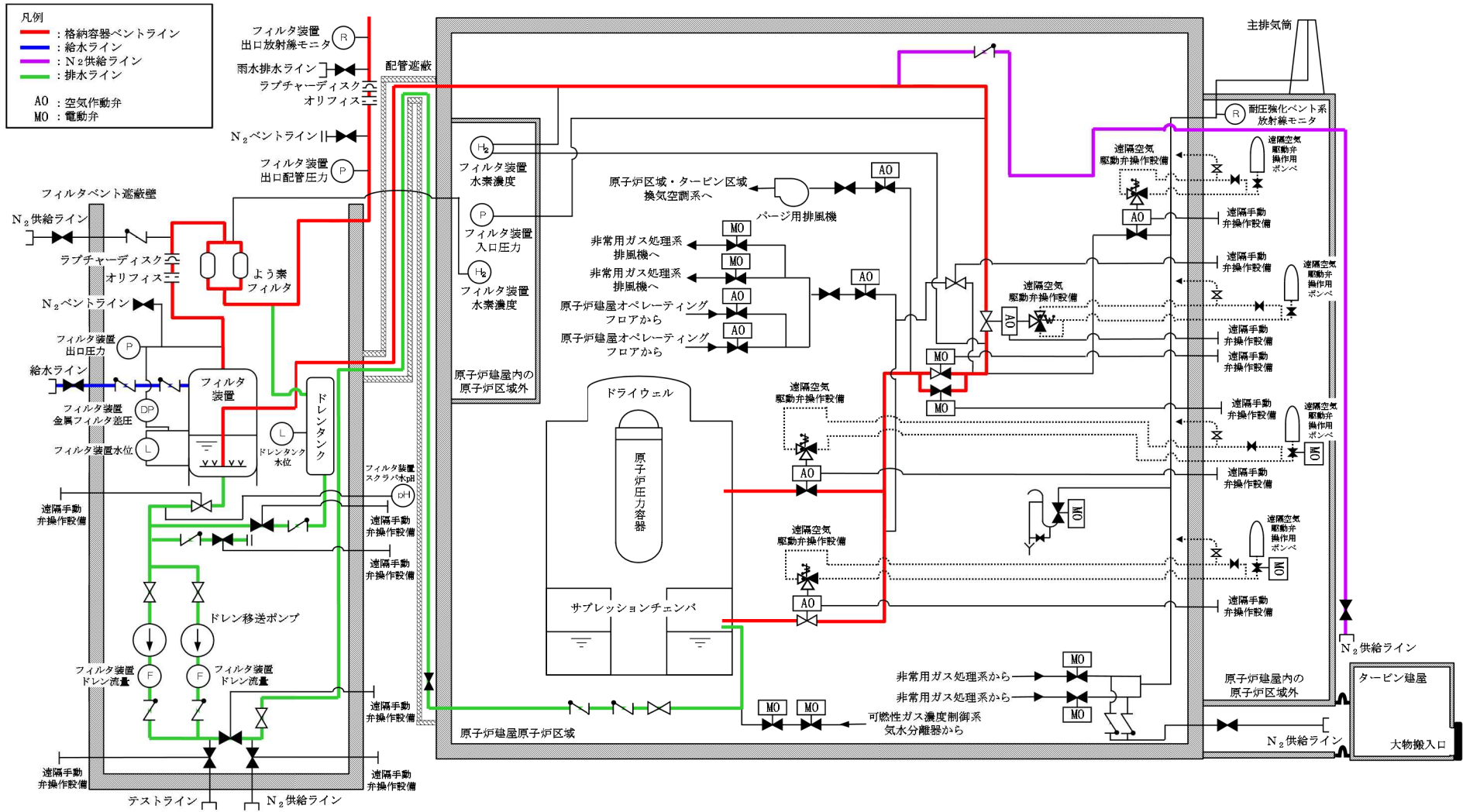


図 2-1 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

表2-5 主要系統構成機器の仕様

a. 配管

名称	呼び径	材質
(a) フィルタ装置入口側配管	350A, 400A	炭素鋼, ステンレス鋼 (フィルタ装置近傍)
(b) フィルタ装置出口側配管	500A	炭素鋼

b. 隔離弁

名称	型式	駆動方法	呼び径
(a) 一次隔離弁 (サプレッションチェンバ側)	バタフライ弁	空気作動	550A
(b) 一次隔離弁 (ドライウエル側)	バタフライ弁	空気作動	550A
(c) 二次隔離弁	バタフライ弁	電気作動	550A
(d) 二次隔離弁バイパス弁	バタフライ弁	電気作動	550A
(e) フィルタ装置入口弁	バタフライ弁	空気作動	350A

c. 遠隔手動弁操作設備

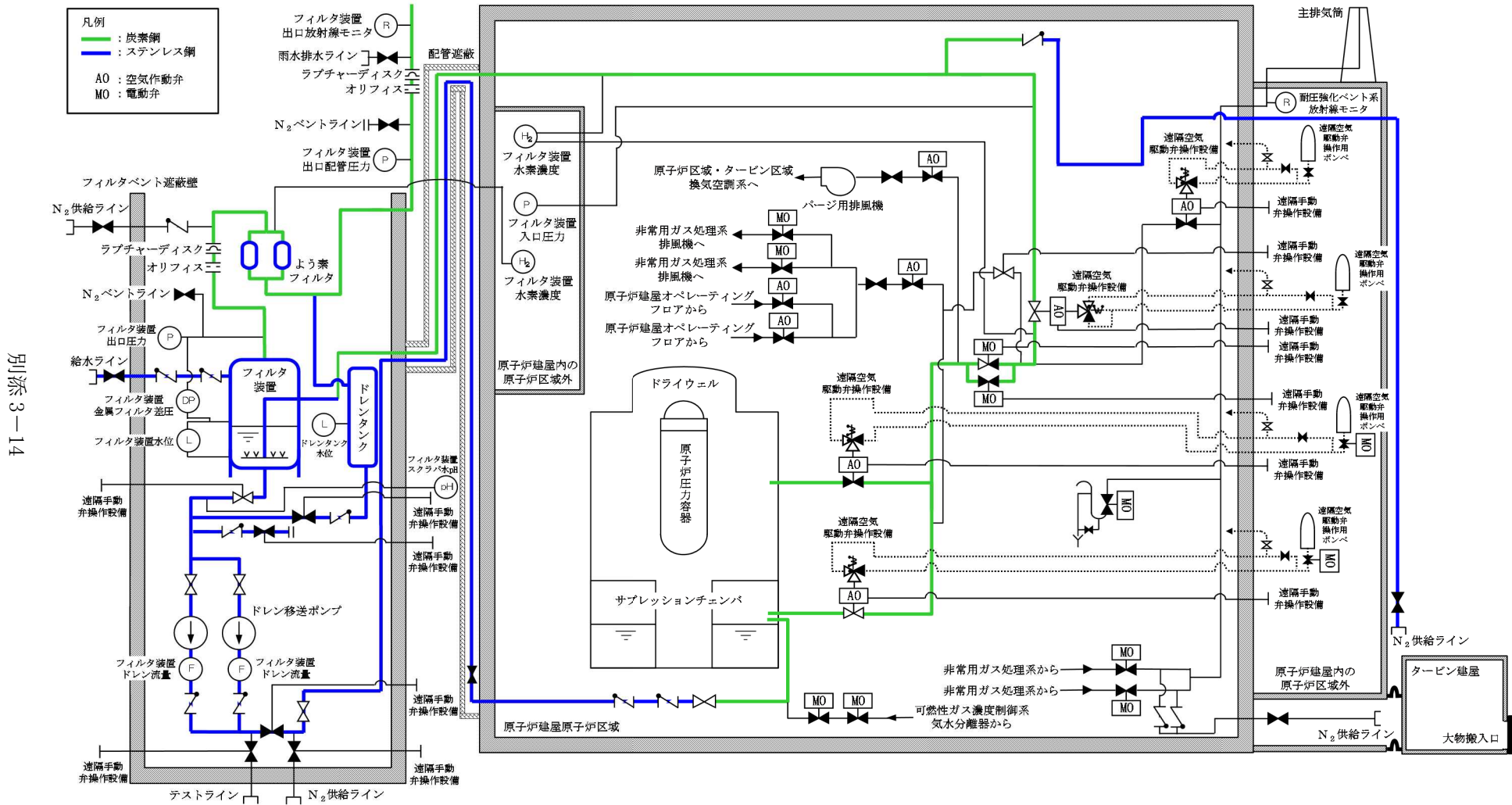
弁名称 (呼び径)	(a) 一次隔離弁 (サプレッション チェンバ側) (550A)	(b) 一次隔離弁 (ドライウエル側) (550A)	(c) 二次隔離弁 (550A)	(d) 二次隔離弁 バイパス弁 (550A)	(e) フィルタ 装置入口弁 (350A)
全長	約14m	約11m	約9m	約11m	約13m
個数	1	1	1	1	1

d. 遠隔空気駆動弁操作設備

弁名称 (呼び径)	(a) 一次隔離弁 (サプレッション チェンバ側) (550A)	(b) 一次隔離弁 (ドライウエル側) (550A)	(c) フィルタ装置入口弁 (350A)
個数	1	1	1

e. ラプチャーディスク

名称	設定破裂圧力	呼び径	材質	個数
(a) ラプチャーディスク (フィルタ装置出口側)	0.1MPa	500A	ステンレス鋼	1
(b) ラプチャーディスク (よう素フィルタ出口側)	0.1MPa	500A	ステンレス鋼	1



別添 3-14

図2-2 関連機器及び配管の材質範囲

### 2.3.2 フィルタ装置及びよう素フィルタ

#### (1) フィルタ装置及びよう素フィルタの仕様

フィルタ装置は、スカート支持たて置円筒形容器であり、常時スクラバ水を貯留する。容器下部には水スクラバ（スクラバノズル、スクラバ水、気泡細分化装置）、上部には整流板及び金属フィルタが設置され、これらを組み合わせて粒子状放射性物質及び無機よう素を除去する。

さらに、フィルタ装置の後段に、ラグ支持たて置円筒形容器のよう素フィルタを設け、有機よう素を捕捉する物質（銀ゼオライト）を収納している。

フィルタ装置及びよう素フィルタの主な仕様を以下に示す。

- a. フィルタ装置及びよう素フィルタは、重大事故等クラス2容器として設計・建設規格のクラス2容器の規定に準拠して設計する。
- b. フィルタ装置内に貯留するスクラバ水量は、捕捉した放射性物質の崩壊熱による減少やベントガスの配管表面での放熱で発生する凝縮水による増加により変化するが、要求事項であるフィルタ装置内発熱量約9.3kWを考慮した場合の水位変化に対して、ベント開始後24時間は水スクラバによる所定の放射性物質の除去性能が確保できるように設定する。
- c. フィルタ装置及び内部構造物の材料は、スクラバ水に添加されるアルカリ性の薬剤に対して、耐性に優れるステンレス鋼を使用する。また、よう素フィルタ及び内部構造物の材料は、腐食の発生を考慮してステンレス鋼を使用する。
- d. フィルタ装置には、スクラバ水の減少分を補充するための給水用ノズル及びスクラバ水を移送するための排水用ノズルを設ける。
- e. フィルタ装置は、スクラバノズル、スクラバ水、気泡細分化装置、整流板及び金属フィルタを内蔵する。
- f. よう素フィルタには、キャンドルユニットを設け、銀ゼオライトを収納する。
- g. フィルタ装置出口側配管並びによう素フィルタ出口側配管には、オリフィスを設ける。オリフィス（フィルタ装置出口側）は、よう素フィルタに流入する原子炉格納容器内雰囲気ガスに適切な露点温度差を持たせるため、よう素フィルタ手前でガスを急減圧するために設置する。また、オリフィス（よう素フィルタ出口側）は、よう素フィルタにおいて原子炉格納容器雰囲気ガスと吸着材の接触時間を適切な値に確保するために設置する。

フィルタ装置及びよう素フィルタの仕様を表2-6、表2-8に、構造図を図2-3～図2-5に示す。

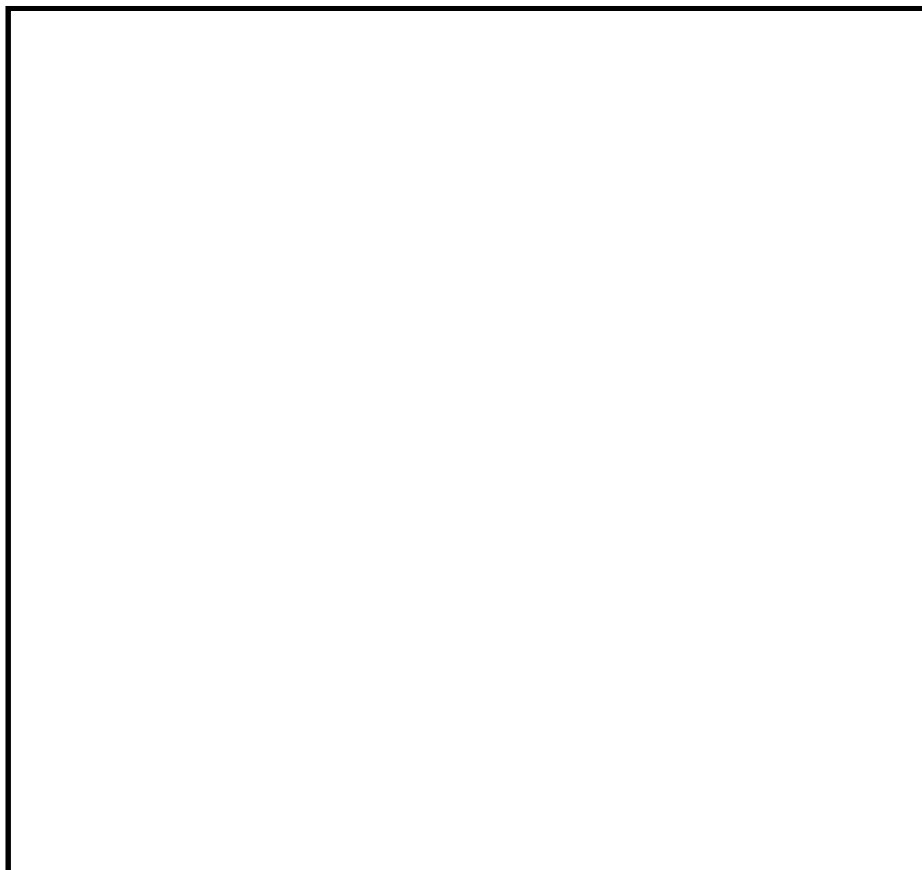


図 2-3 フィルタ装置構造図 (その 1)

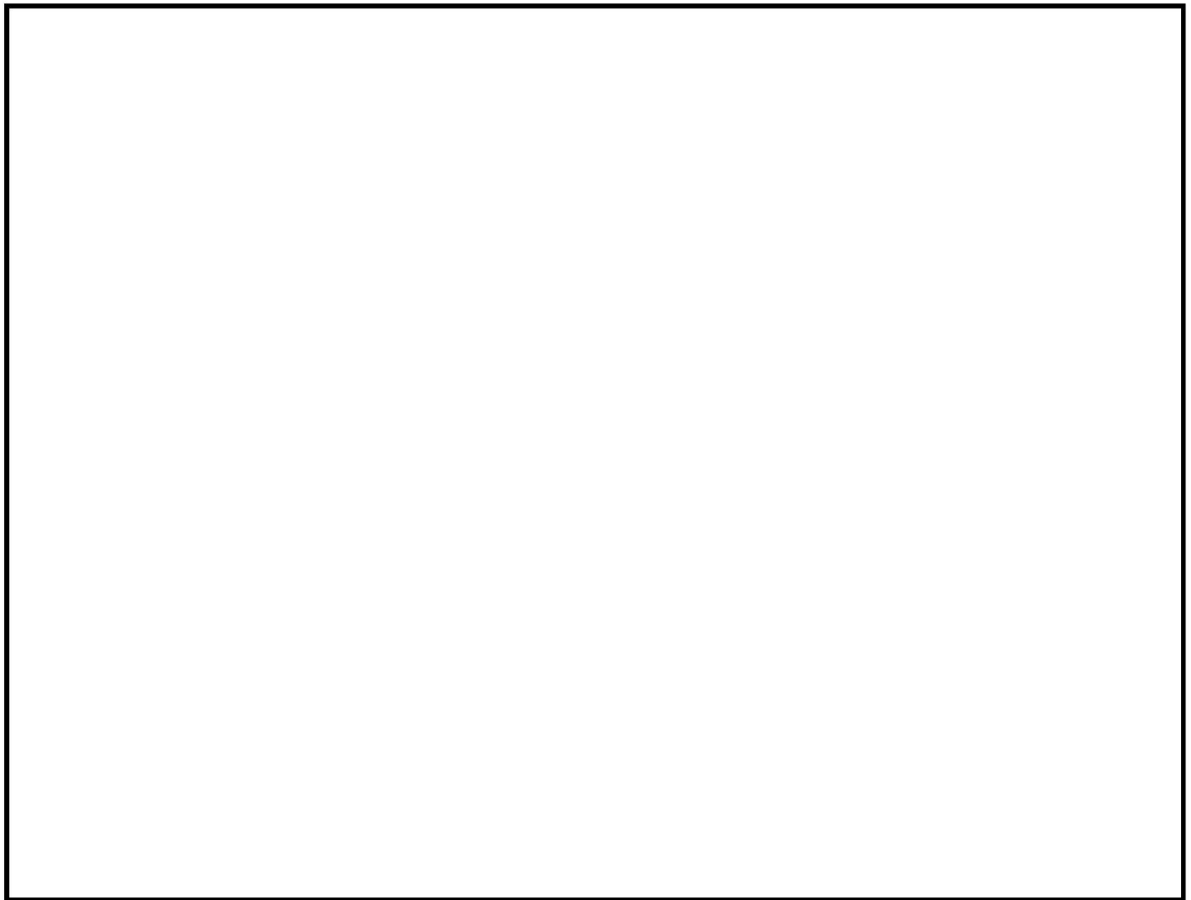


図 2-4 フィルタ装置構造図 (その 2)



図 2-5 よう素フィルタ構造図

(2) フィルタ仕様

a. 水スクラバ

水スクラバは、スクラバノズル、スクラバ水及び気泡細分化装置で構成され、ベントガス中に含まれるエアロゾル及び無機よう素を捕捉し、スクラバ水中に保持する。

スクラバノズルは、シャワーヘッド状の形状とし、ベントガスが均一に噴射するよう、容器中心から同心円状に140本配置する。

スクラバノズルの穴径はφ5mmとし、1つのスクラバノズルには、φ5mmの穴を50個設置することから、合計でφ5mmの穴を7000個設置している。

スクラバノズルから噴出された気泡を細分化するために、気泡細分化装置を設ける。気泡細分化装置内にはメッシュ状の充填物を充填する。

気泡細分化装置は、スクラバノズルから990mm上方に設置し、充填厚さは、1000mmとする。

また、スクラバ水には無機よう素 ( $I_2$ ) を捕捉、保持するため、水酸化ナトリウム (NaOH) が添加される。水酸化ナトリウムは、揮発性の高い無機よう素を不揮発性のよう素イオン ( $I^-$ ) に変化させ、捕捉を安定させるために、スクラバ水を高アルカリ性の状態に維持する。

スクラバノズル及び気泡細分化装置の材質は、耐アルカリ性に優れるステンレス鋼とする。

スクラバノズル及び気泡細分化装置の機器仕様を表2-6に、スクラバ水の仕様を表2-9に、スクラバノズルの構造図を図2-6に、気泡細分化装置を図2-7に示す。

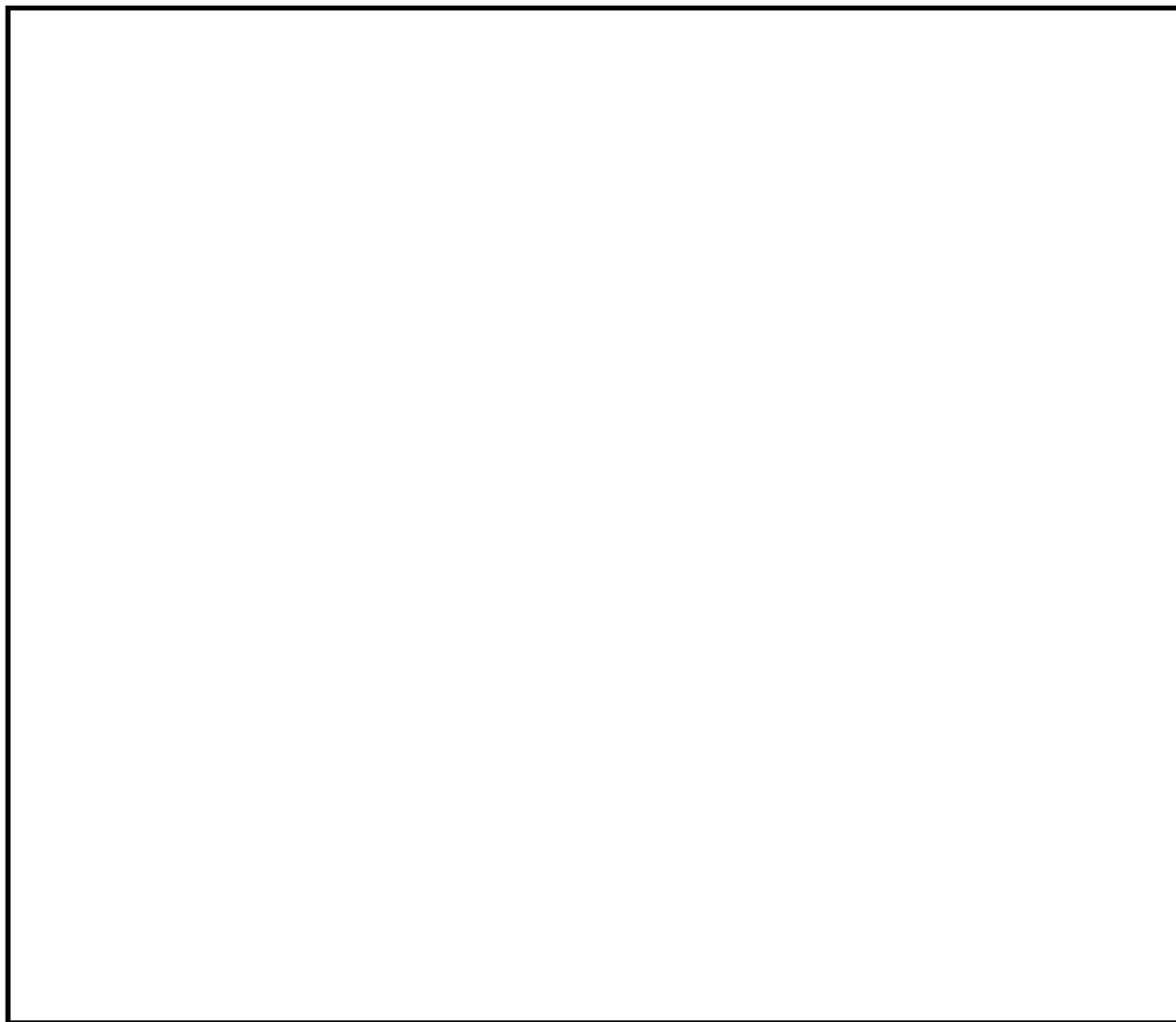


図2-6 スクラバノズル



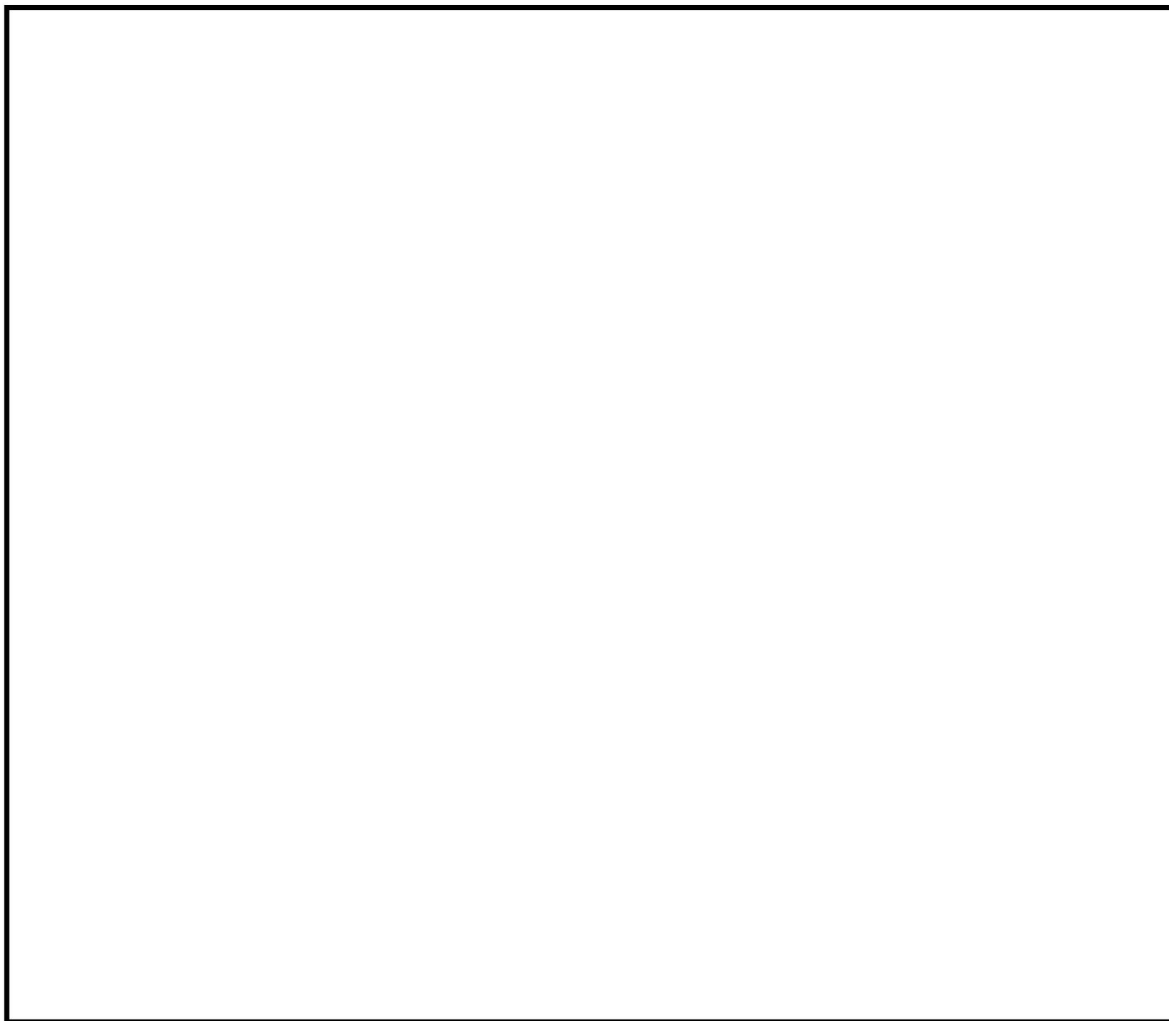


図2-7 気泡細分化装置

b. 整流板

整流板は、金属フィルタへのガスの流れを整流するため、金属フィルタの下方にある入口配管の支持鋼材に設置する。また、整流板は地震発生時にスロッシングにより、スクラバ水の液面が金属フィルタに到達することを抑制する。

整流板にはパンチングメタルを用い、材質は、耐アルカリ性に優れるステンレス鋼とする。

整流板の機器仕様を表2-6に、構造図を図2-8に示す。

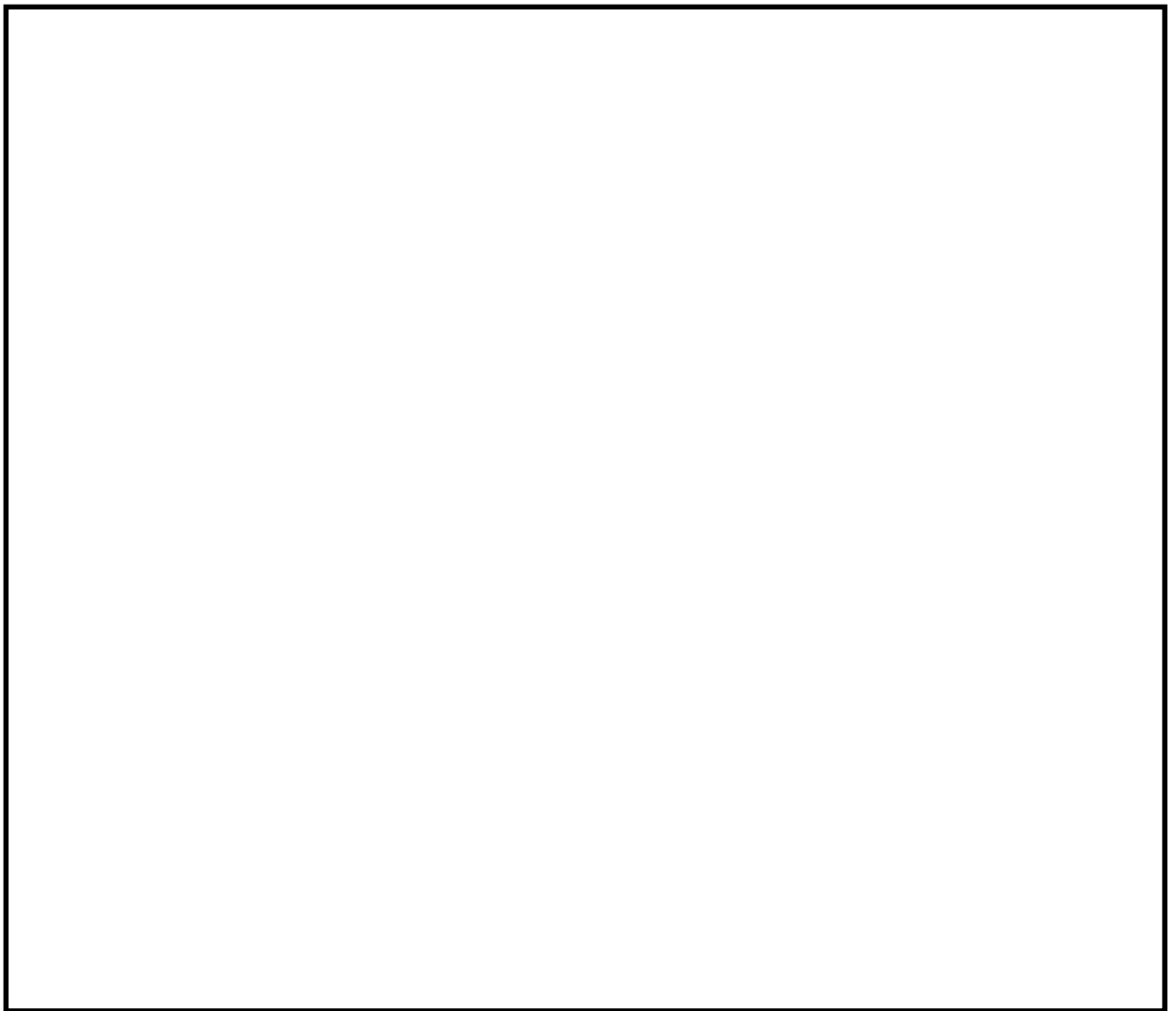


図 2-8 整流板

c. 金属フィルタ

金属フィルタは、水スクラバで除去しきれなかったエアロゾルを除去する。

金属フィルタは、円筒状であり、内部は3層構造となっている。

1層目には、 $\phi 30 \mu\text{m}$ の金属繊維からなるウェブを設置し、大粒径のエアロゾルやスクラバ水の飛沫を捕捉する。2層目には、 $\phi 2 \mu\text{m}$ の金属繊維焼結シート

を設置し、小粒径のエアロゾルを捕捉する。3層目には、1層目と同様に  $\phi 30 \mu\text{m}$  の金属繊維からなるウェブを設置する。

金属フィルタは、スクラバノズルから5038mm上方に128本設置する。

ベントガスは、スクラバ水を出た後、スクラバ水から生じる湿分（液滴）を含んでいる。長時間の運転でも高い除去効率を確保するため、ウェブで液滴を分離する。

金属フィルタの材質は、腐食の発生を考慮しステンレス鋼を用いる。

金属フィルタの機器仕様を表2-6に、構造図を図2-9に示す。



図 2-9 金属フィルタ

d. オリフィス

よう素フィルタに流入する原子炉格納容器内雰囲気ガスに適切な露点温度差を持たせるため、よう素フィルタ手前でガスを急減圧するために、金属フィルタ下流のフィルタ装置出口側配管にオリフィス（フィルタ装置出口側）を設置する。また、よう素フィルタにおいて原子炉格納容器雰囲気ガスと吸着材の接触時間を適切な値に確保するため、よう素フィルタ出口側配管にオリフィス（よう素フィルタ出口側）を設置する。オリフィスの穴径は、原子炉格納容器から原子炉建屋頂部に設置した放出口までの配管の摩擦・局所圧損、フィルタ装置の圧損、オリフィスの圧損、よう素フィルタ及びラプチャーディスクの圧損を考慮した場合、原子炉格納容器が620kPaでベントした際に、格納容器圧力逃がし装置の設計流量である31.6kg/sの水蒸気が確実に排気できるよう設定する。

なお、ベントガスは、オリフィス（フィルタ装置出口側）における絞りにより、オリフィス（フィルタ装置出口側）下流で過熱蒸気となり、よう素フィルタに供給される。

オリフィスの仕様を表2-7に示す。

e. よう素フィルタ

よう素フィルタには銀ゼオライトを収納し、ベントガスを通させることで、ガス中に含まれる有機よう素を除去する。

銀ゼオライトは、よう素フィルタ内に19本配置した円筒状のキャンドルユニット内に充填し、万一、銀ゼオライトの交換が必要になった場合は、容器頂部のマンホールを介して銀ゼオライトを充填若しくは回収できる構造とする。

よう素フィルタの仕様を表2-8に、構造図を図2-10に示す。

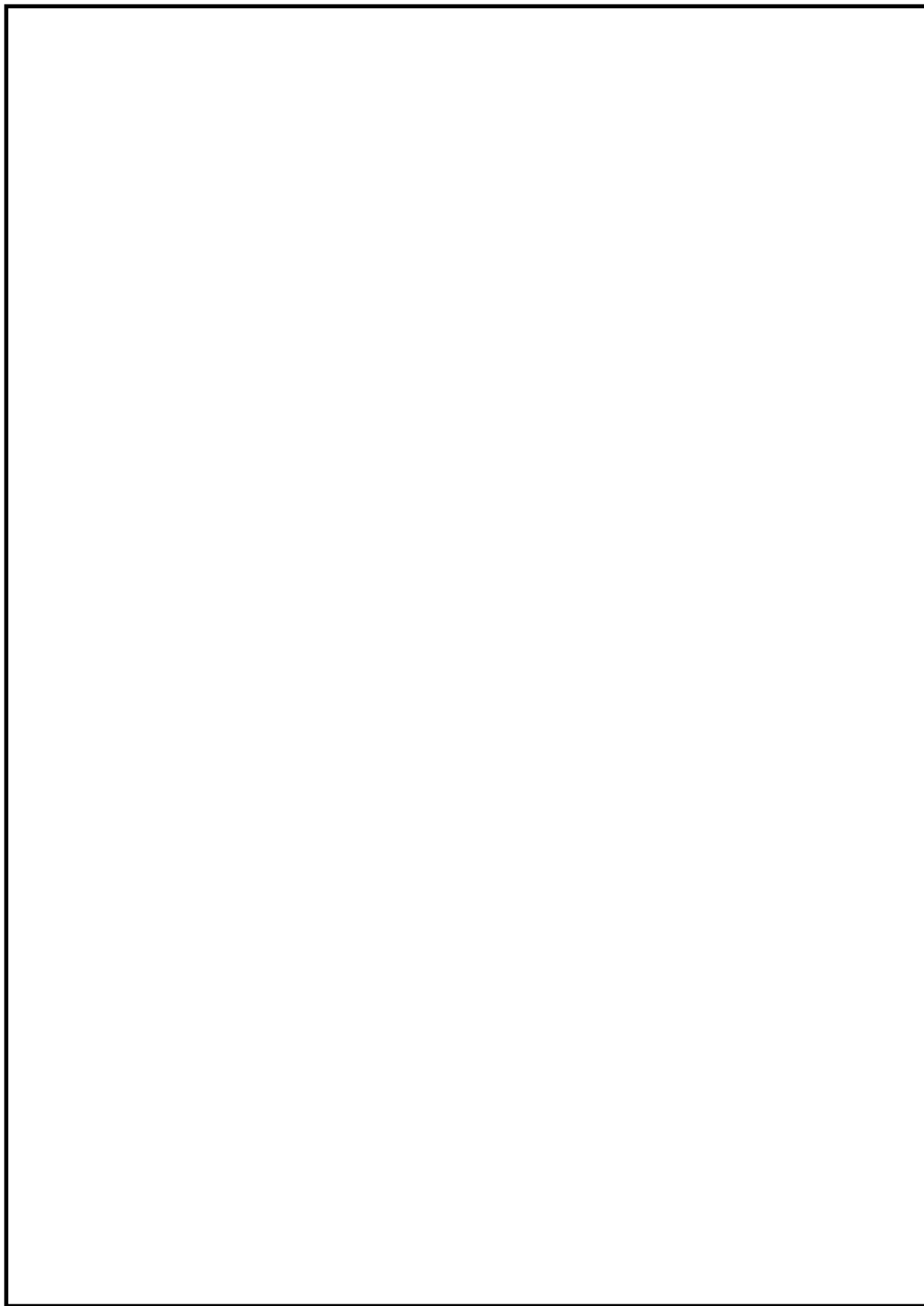


図 2-10 よう素フィルタ

表2-6 フィルタ装置主要仕様

(a) 容器

型 式	スカート支持たて置円筒形
材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
胴 内 径	4000mm
高 さ	8549mm

(b) スクラバノズル

材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
個 数	140

(c) 気泡細分化装置

材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
個 数	1

(d) 整流板

材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
個 数	1

(e) 金属フィルタ

材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
寸 法	高さ <input type="text"/> mm 直径 <input type="text"/> mm 厚さ <input type="text"/> mm
織 維 径	1層目 約 30 μ m 2層目 約 2 μ m 3層目 約 30 μ m
個 数	128
総 面 積	<input type="text"/> m <sup>2</sup> ( <input type="text"/> m <sup>2</sup> /個 )

表2-7 オリフィス主要仕様

(a) オリフィス

型 式	同心オリフィス板
材 質	ステンレス鋼 (SUS304)
個 数	2

表2-8 よう素フィルタ主要仕様

(a) 容器

型 式	ラグ支持たて置円筒形
材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
胴 内 径	3000
高 さ	3000
個 数	2

(b) キャンドルユニット

材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
寸 法	高さ <input type="text"/> mm 直径 <input type="text"/> mm 厚さ <input type="text"/> mm
充 填 量	<input type="text"/>
個 数	<input type="text"/>

表2-9 スクラバ水仕様 (待機水位時)

項 目	設 定 値
水酸化ナトリウム (NaOH) 濃度	<input type="text"/> wt%以上
保有水位	<input type="text"/>
pH	<input type="text"/> 以上

### 2.3.3 配置

フィルタ装置及びよう素フィルタは、原子炉建屋外の地上に設置する頑健なフィルタベント遮蔽壁内に設置する。フィルタベント遮蔽壁は、鉄筋コンクリート製であり、フィルタ装置及びよう素フィルタに保持された放射性物質からの遮蔽を考慮した設計とする。また、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備である残留熱除去系、当該系統の除熱を行う原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系並びに重大事故等対処設備である代替原子炉補機冷却系に対して位置的分散を図っている。

フィルタ装置及びよう素フィルタの配置を図2-11、図2-12に示す。

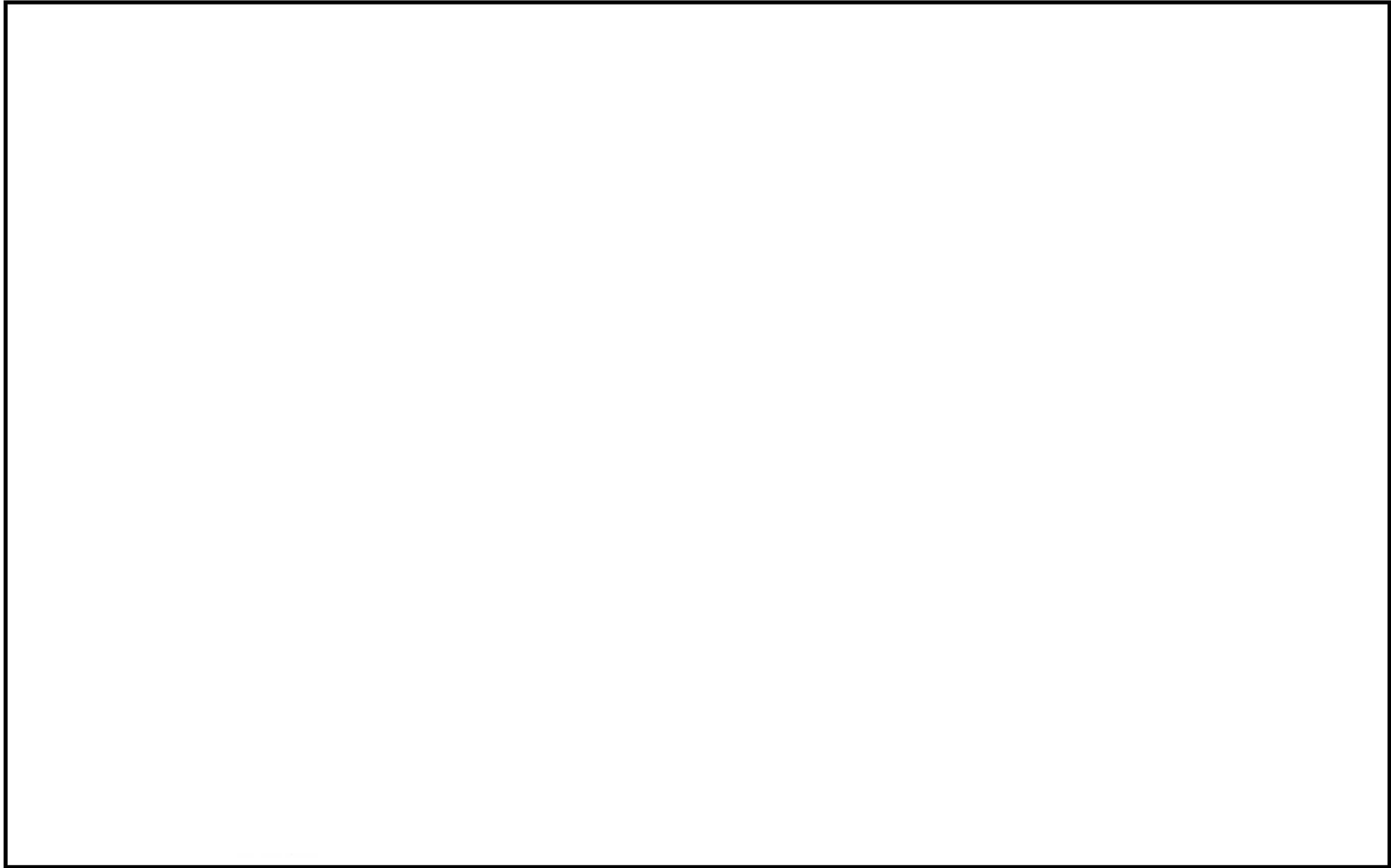
格納容器圧力逃がし装置の配管については、ベント実施時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素ガス及び酸素ガスの滞留を防止するため配置に留意した設計とする。具体的には配管ルートにUシール部ができないよう配置することを基本とし、Uシール部ができる箇所についてはドレタンクを設ける設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、サプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とするため、サプレッションチェンバ側からの排気では、重大事故等時の最大水位（T.M.S.L. 8000mm）よりも高い位置

（T.M.S.L. 9000mm）に接続箇所を設け、ドライウエル側からの排気では、燃料有効長頂部（T.M.S.L. 13999.5mm）よりも高い位置（T.M.S.L. 19000mm）に接続箇所を設ける。

格納容器圧力逃がし装置の配管ルート図を図2-13に示す。





別添3-28

図 2-11 フィルタ装置及びよう素フィルタの配置図 (その1)

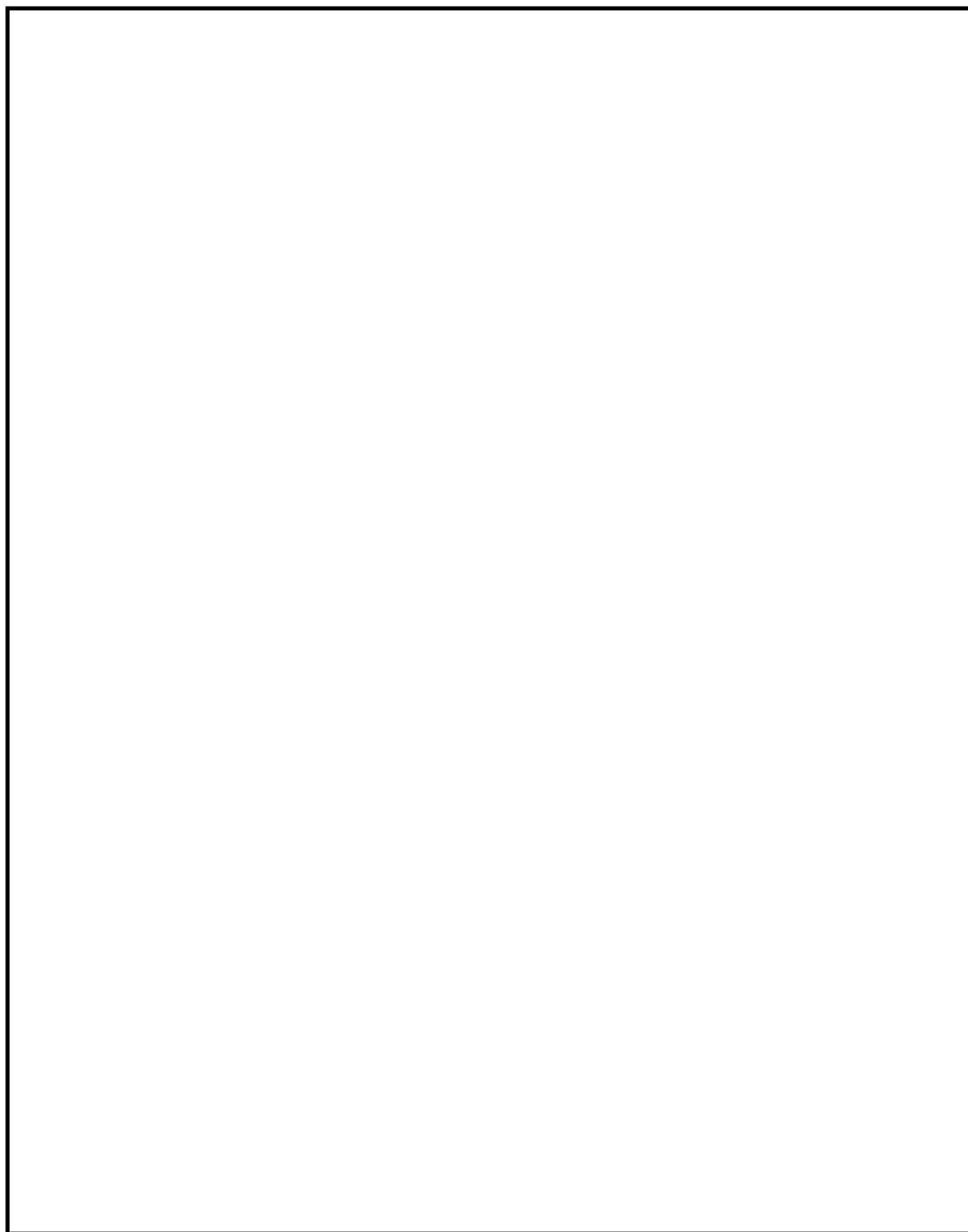
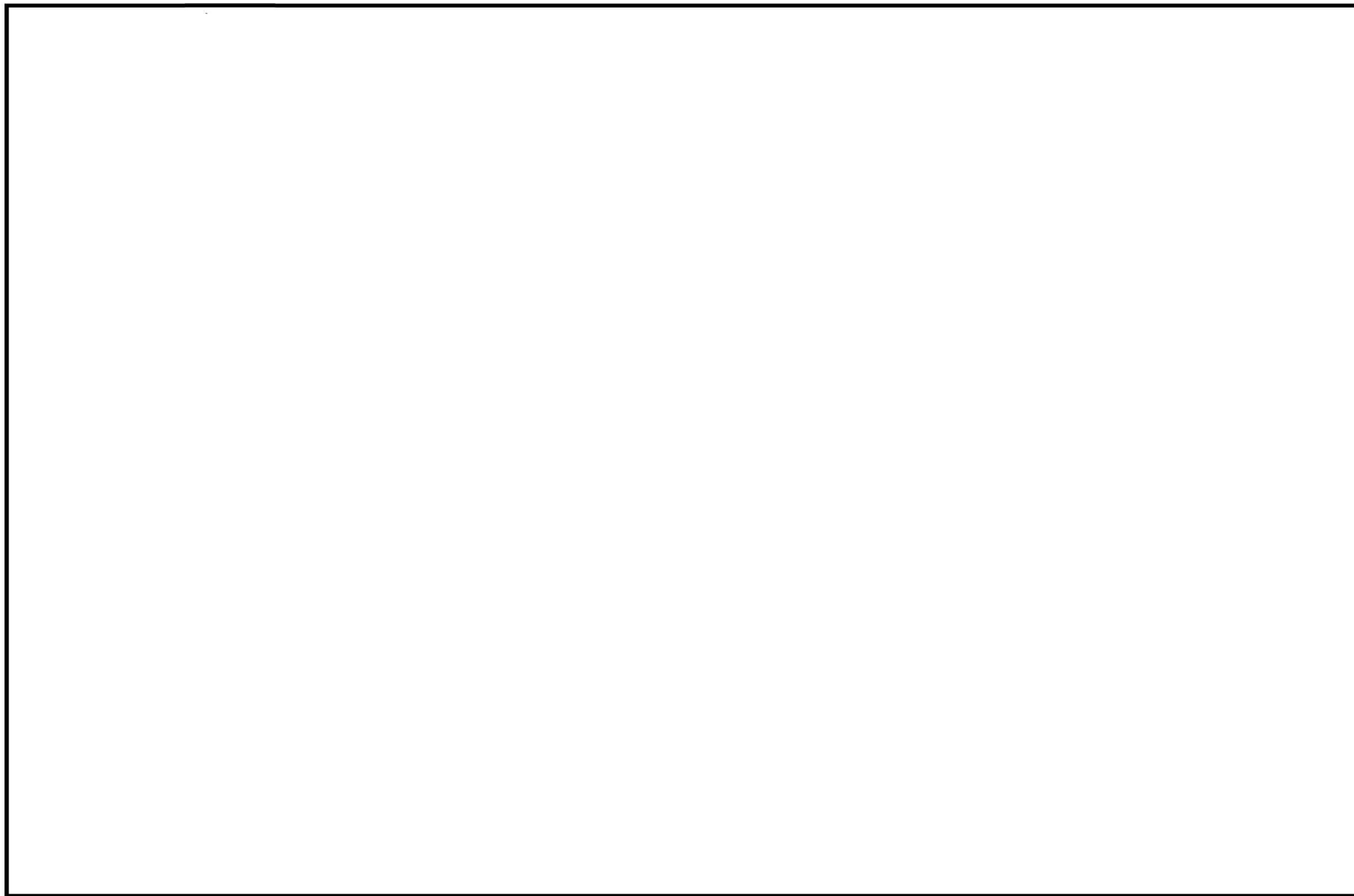


図 2-12 フィルタ装置及び生物素フィルタの配置図 (その 2)



別添 3-30

図 2-13 格納容器圧力逃がし装置 配管ルート図 (全体図)

## 2.4 付帯設備

### 2.4.1 計測設備

格納容器圧力逃がし装置の計測設備は、各運転状態において、設備の状態を適切に監視するため、フィルタ装置水素濃度、フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置周り計測設備にて構成する。

#### (1) フィルタ装置水素濃度

フィルタ装置水素濃度は、ベント停止後の窒素ガスによるパージを実施し、フィルタ装置入口及び出口配管内に残留する水素濃度が可燃限界（4vol%）未満であることを監視するために設置する。

フィルタ装置入口及び出口配管に設置されている水素濃度計にてベント停止後の窒素ガスによるパージ操作により、フィルタ装置入口及び出口配管内に水素ガスが残留していないことを確認する。

また、窒素ガスによるパージ操作後もフィルタ装置入口及び出口配管内に水素ガスが流入していないことを確認する。

フィルタ装置水素濃度の計測範囲は、0～100vol%とする。計測した水素濃度は、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）で監視可能な設計とする。

フィルタ装置水素濃度は、通常待機時には非常用所内電気設備より受電しているが、重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から給電が可能な構成とする。フィルタ装置水素濃度の主要仕様を表2-10「フィルタ装置水素濃度の仕様」に示す。

表2-10 フィルタ装置水素濃度の仕様

種 類	熱伝導式水素検出器
計測範囲	0～100vol%
個 数	2
使用電源	交流電源

#### (2) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは、ベント実施時に、フィルタ装置出口の放射線量を監視し、初期値からの指示上昇により放射性物質を含むガスが放出されていることを確認するために設置する。

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲は、ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約 $7 \times 10^4$  mSv/h）を監視可能なように $10^{-2}$ ～ $10^5$  mSv/hとしている。計測した線量当量率は、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）で監視可能な設計とする。

フィルタ装置出口放射線モニタは、通常待機時には非常用所内電気設備より受電してい

るが、重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には、常設代替直流電源設備であるAM用直流125V蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電が可能な構成とする。フィルタ装置出口放射線モニタの主要仕様を表2-11「フィルタ装置出口放射線モニタの仕様」に示す。

表2-11 フィルタ装置出口放射線モニタの仕様

種 類	電離箱
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$
個 数	2
使用電源	直流電源

### (3) フィルタ装置周り計測設備

通常待機時、ベント実施時及びベント停止後に、系統の圧力とフィルタ装置の水位を監視するため、圧力計と水位計を設置する。また、排水配管に流量計とpH計、フィルタ装置内金属フィルタに差圧計、ドレンタンクに水位計を設置する。これらの監視パラメータは、中央制御室、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）又は現場で監視可能な設計とする。

フィルタ装置スクラバ水pH及びドレンタンク水位（現場）は、通常待機時には非常用所内電気設備より受電しているが、重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から給電が可能な構成とする。また、フィルタ装置金属フィルタ差圧及びドレンタンク水位（中央制御室）は、通常待機時には非常用所内電気設備より受電しているが、重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には、常設代替直流電源設備であるAM用直流125V蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電が可能な構成とする。

なお、フィルタ装置周り計測設備のうち、フィルタ装置出口圧力及びフィルタ装置出口配管圧力は、通常待機時以外のベント実施時及びベント停止後は監視する必要がないため、自主対策設備とする。フィルタ装置入口圧力は中央制御室にて監視することから、現場計器については自主対策設備とする。ドレン移送ポンプの運転状態の確認はフィルタ装置水位又はドレンタンク水位により水位が低下していることで確認することから、フィルタ装置ドレン流量は補助的にドレン移送ポンプの運転状態を監視するため自主対策設備とする。

(4) 各状態における監視の目的

a. 通常待機時

通常待機時の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位にて、水位が約500mm～約2200mmの間であることを確認することで把握できる。

(b) フィルタ装置配管内の不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力にて、封入した窒素圧力(0.01MPa以上)を継続監視することによって配管内の不活性状態を把握できる。

また、フィルタ装置出口配管圧力にて、点検後の窒素置換操作を実施した際に、現場で圧力を監視することで、配管内が不活性状態になったことを把握できる。

b. ベント実施時

ベント実施時の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) 原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認

フィルタ装置入口圧力にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が、原子炉格納容器の圧力の低下に追従して低下傾向を示すことを確認することで把握できる。

また、フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口の線量当量率が初期値から上昇することを測定することによりフィルタ装置が閉塞していないことを把握できる。

(b) フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位にて、水位が約500mm～約2200mmの間であることを確認することで把握できる。

(c) 放出されるガスの放射線量の確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からの線量当量率を測定し、排出経路の放射性物質濃度を推定することが可能である。

c. ベント停止後

ベント停止後の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置内スクラバ水の確認

フィルタ装置水位にて、フィルタ装置内で捕捉した放射性物質の放熱により、フィルタ装置内の水が蒸発することによる水位低下を把握できる。

(b) フィルタ装置配管内の不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置水素濃度にて、配管内が封入した窒素ガスで正圧に維持されていること、また、配管内に水素ガスが残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握できる。

(c) 放出されるガスの放射線量の確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からの線量当量率を測定し、排出経路の放射性物質濃度を推定することが可能である。

(5) 計測設備の仕様

フィルタ装置の水位について図2-14「フィルタ装置水位」に、計測設備の概略構成図を図2-15「格納容器圧力逃がし装置の計測設備 概略構成図」に、計測設備の主要仕様を表2-12「計測設備主要仕様」に示す。

K6 ① VI-1-8-1-別添 3 R0

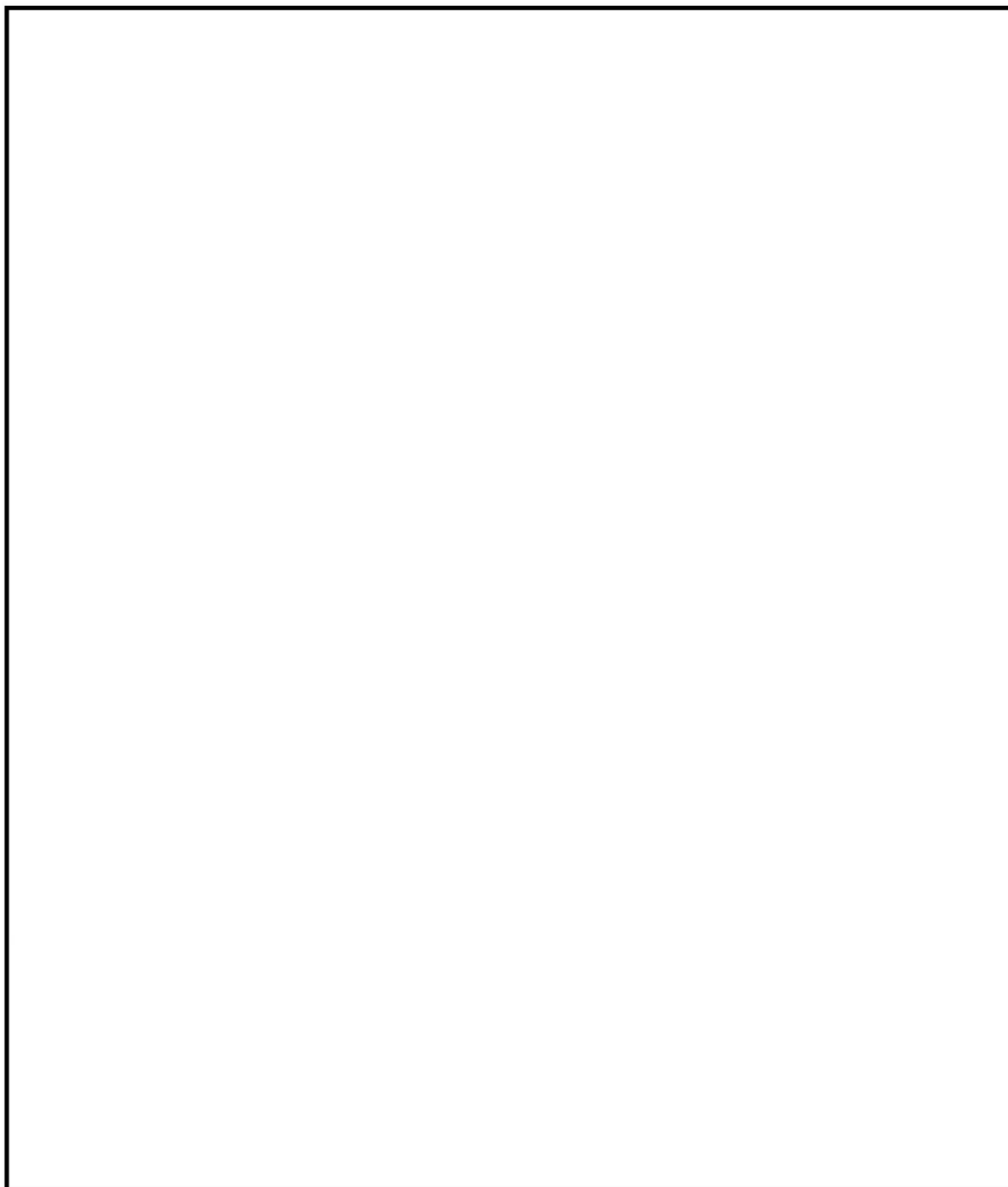


図2-14 フィルタ装置水位



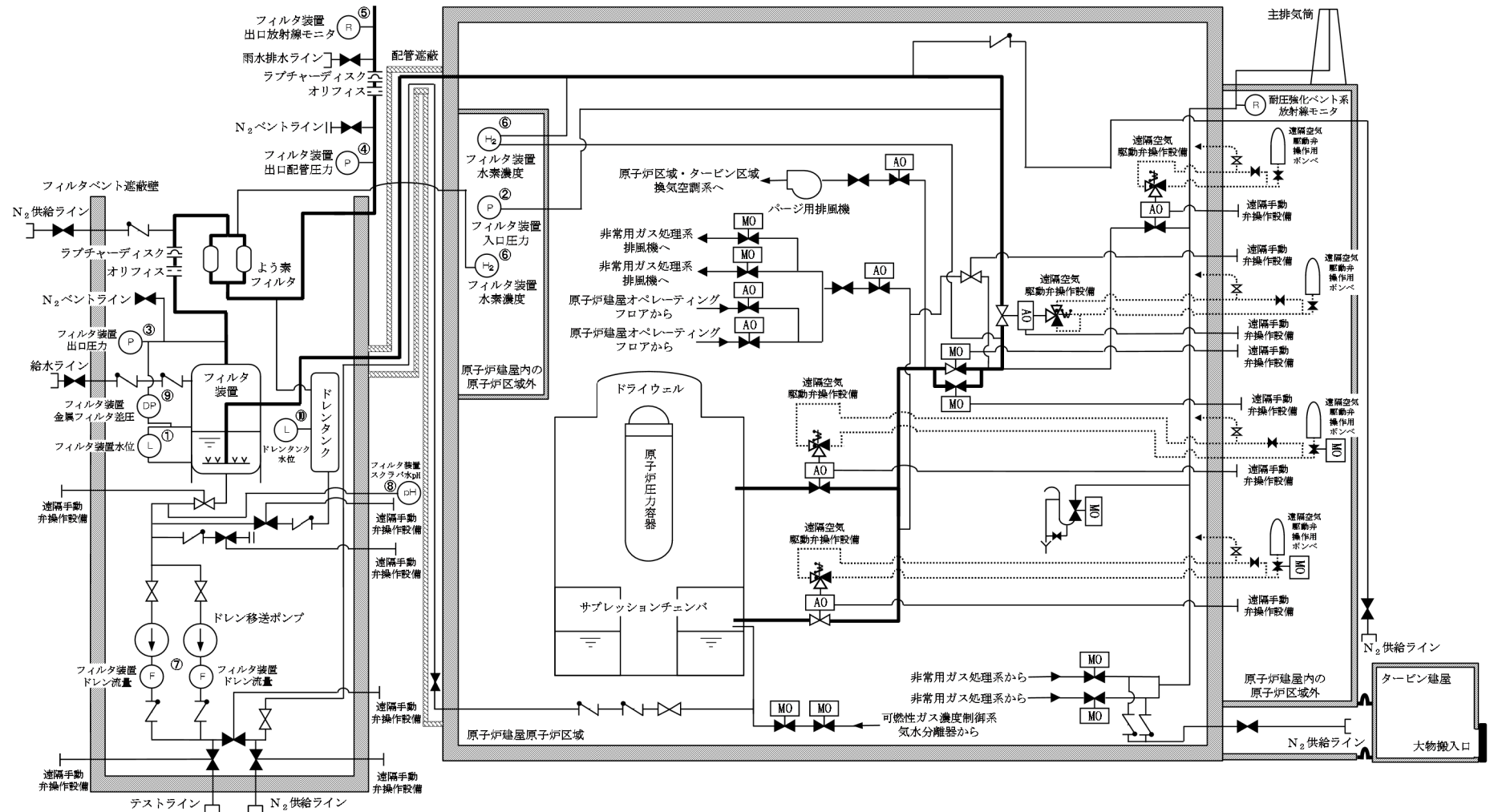


図 2-15 格納容器圧力逃がし装置の計測設備 概略構成図

表2-12 計測設備主要仕様 (1/2)

監視パラメータ*1	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所
①フィルタ装置水位	フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認	0~6000mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約2200mm、下限水位：約500mmを監視可能。	2	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室)
②フィルタ装置入口圧力	原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	0~1MPa	ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力(0.62MPa)が監視可能。また、通常待機時に、窒素置換(0.01MPa以上)が維持されていることを監視可能。	1	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室)
				1	現場*2
③フィルタ装置出口圧力*2	フィルタ装置配管内の不活性化状態の確認	0~0.5MPa	点検後の窒素置換操作を実施した際に、フィルタ装置出口の圧力開放板の設定圧力(0.1MPa)を超えないことを監視可能。	1	中央制御室
④フィルタ装置出口配管圧力*2	フィルタ装置配管内の不活性化状態の確認	-0.1~0.2MPa		1	現場
⑤フィルタ装置出口放射線モニタ	放射性物質を含むガスが放出されていることを確認及び放出されるガスの放射線量の確認	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	ベント実施時(炉心損傷している場合)に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率(約 $7 \times 10^4 \text{mSv/h}$ )を監視可能。	2	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室)
⑥フィルタ装置水素濃度	フィルタ装置配管内の不活性化状態の確認	0~100vol%	ベント停止後の窒素ガスによるパージを実施し、フィルタ装置入口及び出口配管内に残留する水素濃度が可燃限界(4vol%)未満であることを監視可能。格納容器内水素濃度の最大値(38vol%(ドライ条件))を監視可能。	2*3	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) 現場

表2-12 計測設備主要仕様 (2/2)

監視パラメータ*1	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所
⑦フィルタ装置ドレン流量*2	フィルタ装置排水量及びドレンタンク排水量の確認	0~30m <sup>3</sup> /h	ドレンポンプの定格流量(10m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	2	現場
⑧フィルタ装置スクラバ水pH	フィルタ装置スクラバ水の水質管理	pH0~14	フィルタ装置スクラバ水のpH(pH0~14)が監視可能。	1	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室) 現場
⑨フィルタ装置金属フィルタ差圧	金属フィルタの閉塞	0~50kPa		2	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)
⑩ドレンタンク水位*4	ドレンタンク内の水位の把握	タンク底部から510mm タンク底部から1586mm タンク底部から3061mm タンク底部から4036mm	ドレンタンク内の水位を把握し、ドレン排水操作の開始やドレン排水操作の停止判断が可能なことを監視可能。	4	中央制御室 現場

注記\*1：監視パラメータの数字は図2-15の丸数字に対応する。

\*2：自主対策設備。

\*3：フィルタ装置入口及び出口側にそれぞれ1個。

\*4：補助パラメータ。

#### 2.4.2 電源設備

ベントガスの流路となる配管に設置される電動弁及び計測設備については，通常待機時には非常用所内電気設備より受電しているが，重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には，常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備である電源車，常設代替直流電源設備であるAM用直流125V蓄電池並びに可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電可能な構成とする。

電源構成図を図 2-16 に示す。

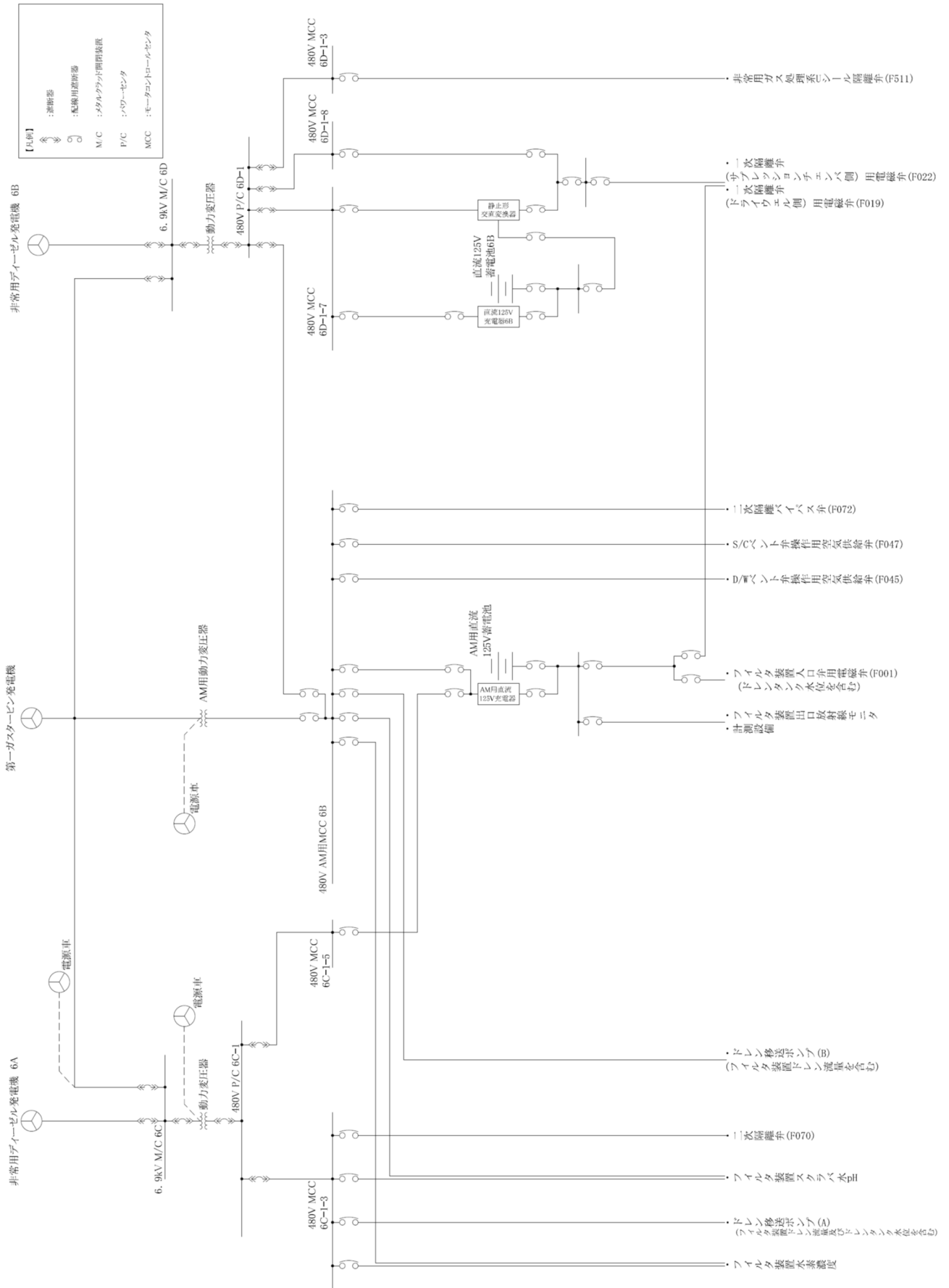


図2-16 格納容器圧力逃がし装置 電源構成図

### 2.4.3 給水設備

通常待機時において、フィルタ装置はスクラバ水を貯留している状態であるが、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場合、保持した放射性物質の崩壊熱によりスクラバ水が蒸発し、水位が低下するおそれがある。このような状況に備え、フィルタ装置にはフィルタベント遮蔽壁外から給水できるよう接続口を設け、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）等からの給水を可能とする設計としている。

給水配管の仕様を表2-13に、概要図を図2-17に示す。

表 2-13 給水配管仕様

口 径	65 A
材 質	ステンレス鋼 (SUS316L, SUS316LTP)

別添 3-42

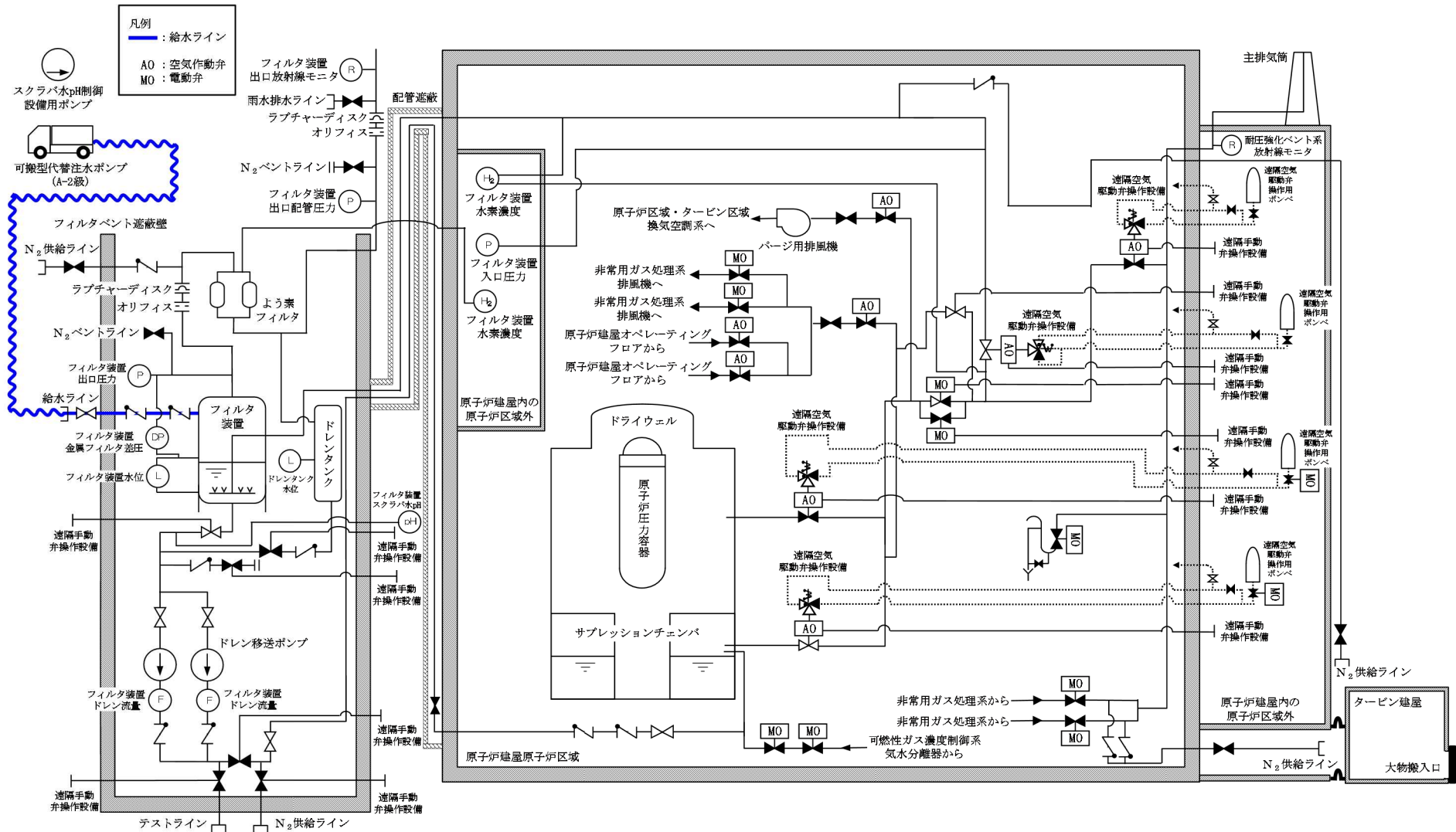


図 2-17 給水設備概要図

#### 2.4.4 可搬型窒素供給装置

ベント停止後、スクラバ水の放射線分解によって発生する水素ガスにより系統内の水素濃度が上昇する可能性があるため、窒素ガスを供給し、系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように希釈、掃気するために、可搬型窒素供給装置を設ける。また、通常待機時に系統内を窒素ガスで置換し、ベントガスに含まれる水素ガスによる爆発を防止するために、可搬型窒素供給装置を設ける。

原子炉建屋外から窒素ガスを供給できるように接続口を設け、可搬型窒素供給装置を可搬ホースにて接続する。

可搬型窒素供給装置の仕様を表2-14に、窒素供給配管の仕様を表2-15に、可搬型窒素供給装置の概要図を図2-18に、可搬型窒素供給装置の車載図を図2-19に、可搬型窒素供給装置の構成概略図を図2-20に示す。

表 2-14 可搬型窒素供給装置（6,7号機共用）仕様

種 類	圧カスイング吸着式
容 量	70Nm <sup>3</sup> /h 以上
窒素純度	99%
供給圧力	0.5MPa 以上
個 数	2（予備 1）

表 2-15 窒素供給配管仕様

口 径	25A
材 質	炭素鋼 (STPT410) ステンレス鋼 (SUS304, SUS304TP)





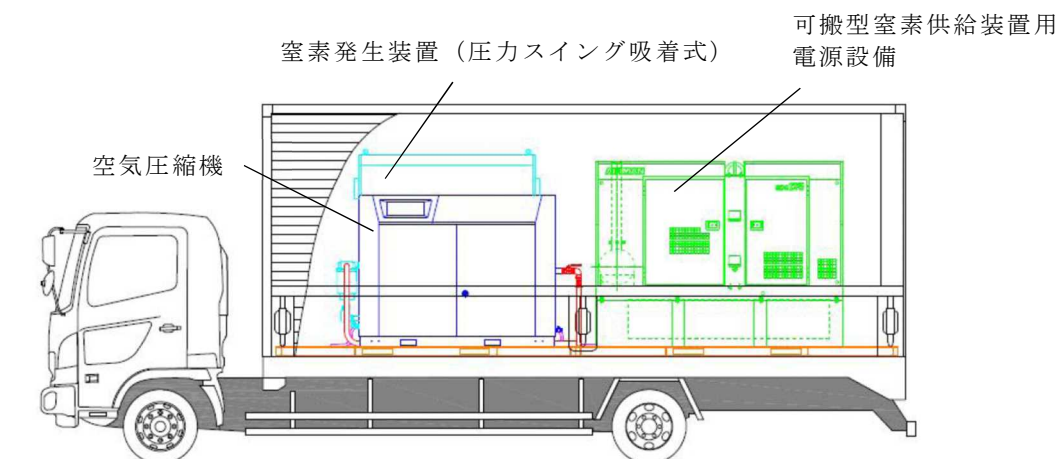


図 2-19 可搬型窒素供給装置車載図

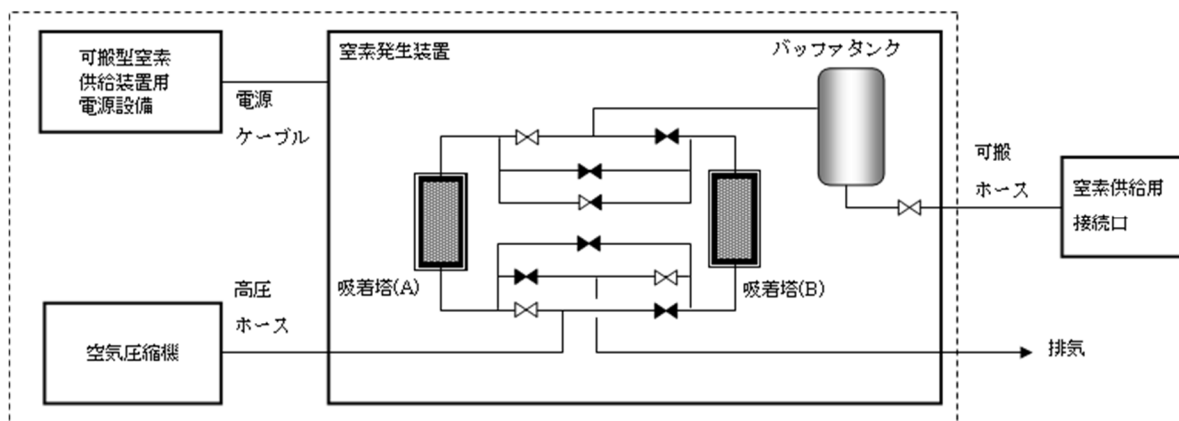


図 2-20 可搬型窒素供給装置構成概略図

#### 2.4.5 排水設備

ベント停止後の放射性物質を含むフィルタ装置内のスクラバ水並びにドレンタンクの凝縮水を原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）へ移送するため、及び万一放射性物質を含むスクラバ水がフィルタベント遮蔽壁内に漏えいした場合に、漏えい水を原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）に移送するためのドレン移送ポンプ及び排水配管を設置する。

排水設備の仕様を表2-16に、排水設備の概要を図2-21に示す。

表 2-16 排水設備仕様

##### (1) 排水配管

口 径	50A
材 質	炭素鋼（STPT410, S25C, STS410） ステンレス鋼（SUS316L, SUS316LTP）

##### (2) ポンプ

	ドレン移送ポンプ
型 式	キャンドポンプ
容量（公称値）	10 m <sup>3</sup> /h
揚程（公称値）	50 m
個 数	1（予備 1）
駆動方式	電動駆動（交流）

別添 3-47

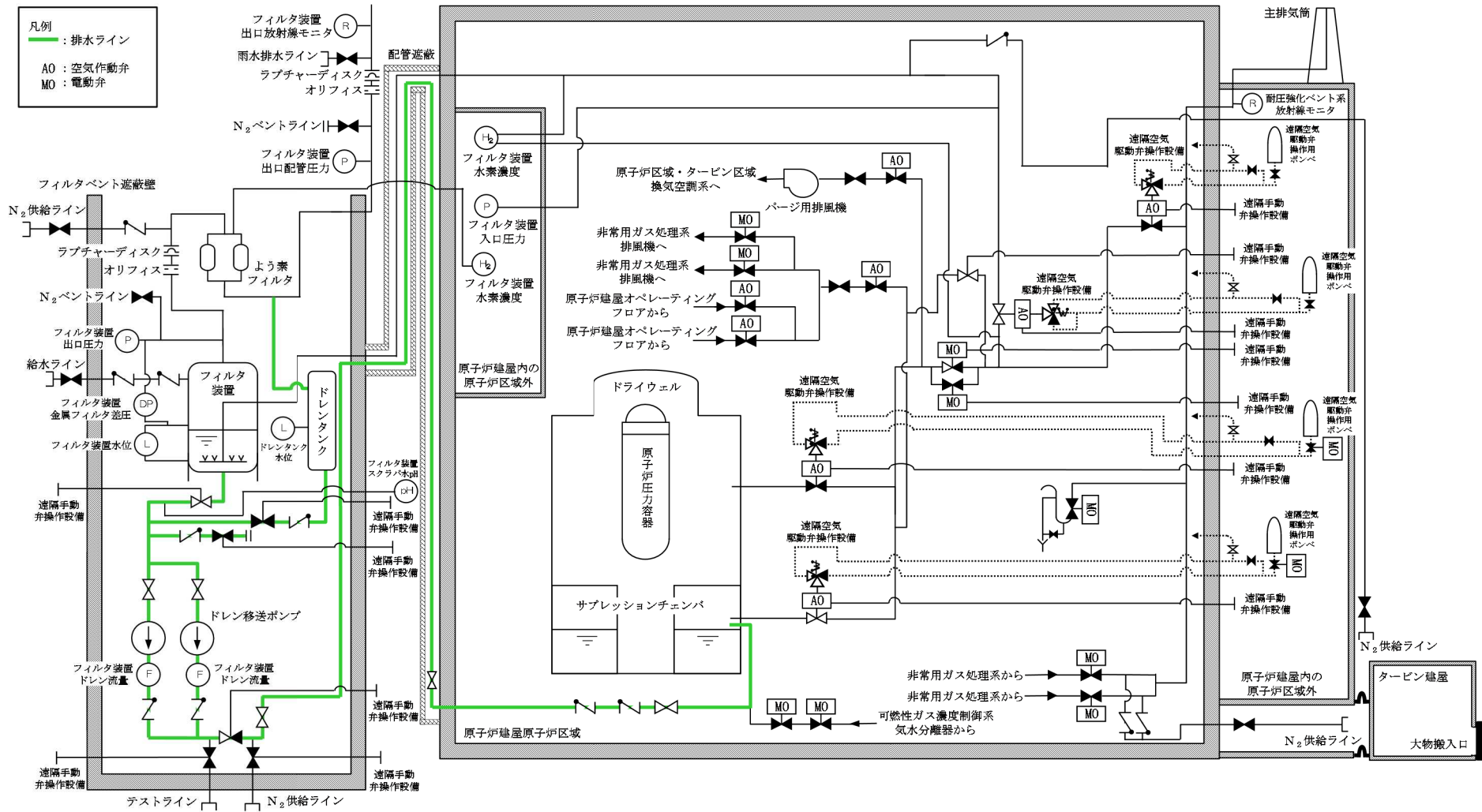


図 2-21 排水設備概要図

#### 2.4.6 格納容器圧力逃がし装置放出口排水設備

格納容器圧力逃がし装置放出口への雨水の滞留による配管腐食等を防止するため、ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）下流配管に設置した雨水排水ラインから、流入した雨水を排出可能な格納容器圧力逃がし装置放出口排水設備を設置する。

また、雨水排水ラインの止め弁を常時開運用とすることにより、流入した雨水はラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）下流配管に蓄積せずに系外放出され、凍結による配管閉塞が生じることのない設計としている。

なお、雨水排水ラインの止め弁は、ベント開始前に閉とする運用とし、ベントガスが雨水排水ラインを通して排出されることを防止する。

格納容器圧力逃がし装置放出口排水設備の概要を図 2-22 に示す。

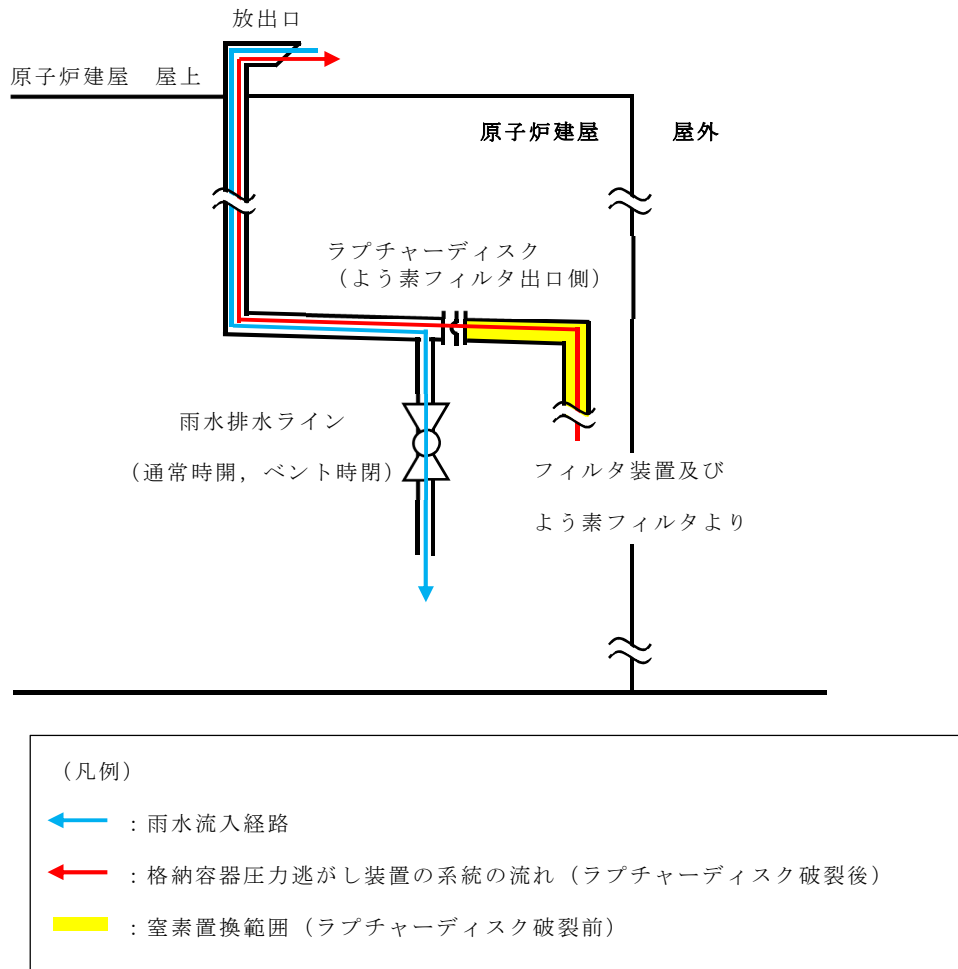


図 2-22 格納容器圧力逃がし装置放出口排水設備概要図

### 3. フィルタ性能

#### 3.1 フィルタ装置及びよう素フィルタによる放射性物質の除去原理

##### 3.1.1 エアロゾルの除去原理

###### (1) 水スクラバにおけるエアロゾルの除去原理

水スクラバは、ベントガスをスクラバ水中に噴射するスクラバノズルと、スクラバ水中の気泡を細分化するための気泡細分化装置で構成されている。

水スクラバは、スクラバノズルにベントガスを通し、気泡細分化装置によりスクラバ水中の気泡を細分化することでエアロゾルが水と接触する面積を大きくすることにより、効果的にエアロゾルをスクラバ水中に捕捉する。

水スクラバでは、下記の除去原理によりエアロゾルを捕捉する。

- a. スクラバ水中でのベントガスの気泡に作用する加速度により、ベントガス気泡中のエアロゾルに慣性力が働き、エアロゾルがスクラバ水と接触することで捕捉する。
- b. ベントガスの気泡中のエアロゾルが重力沈降し、エアロゾルがスクラバ水と接触することで捕捉する。
- c. ベントガスの気泡中のエアロゾルのブラウン運動により、エアロゾルがスクラバ水と接触することで捕捉する。
- d. スクラバ水中でベントガス気泡中の水蒸気が凝縮することにより、エアロゾルがスクラバ水と接触することで捕捉する。
- e. ベントガス気泡中のエアロゾルの熱泳動により、エアロゾルがスクラバ水と接触することで捕捉される。

図3-1に水スクラバにおける除去原理を示す。

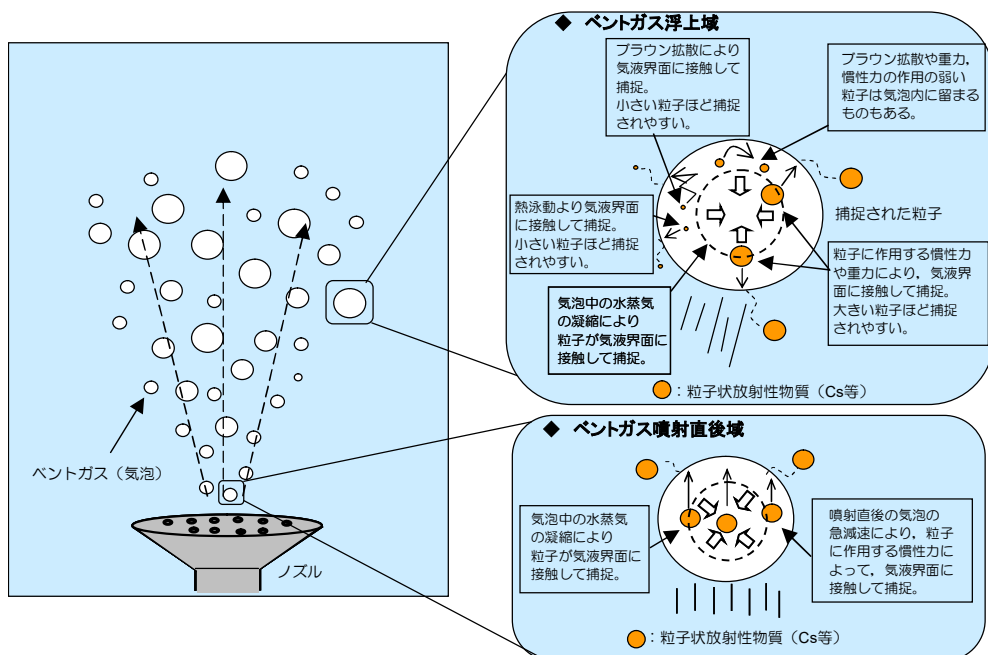


図 3-1 水スクラバにおけるエアロゾルの除去原理 (イメージ)

(2) 金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理

金属フィルタは、3層構造の金属繊維と焼結シートの円筒状のフィルタにより構成される。

金属フィルタは、水スクラバの後段に設置され、より粒径の小さいエアロゾルを除去する。

金属フィルタでは、下記の除去原理によりエアロゾルを捕捉する。

- a. エアロゾルに働く慣性力により、ベントガスの流線から外れ、エアロゾルが金属繊維に接触することで捕捉する。
- b. エアロゾルのブラウン運動により、エアロゾルが金属繊維に接触することで捕捉する。
- c. エアロゾルが、金属繊維の隙間に付着することで捕捉する。

図3-2に金属フィルタにおける除去原理を示す。

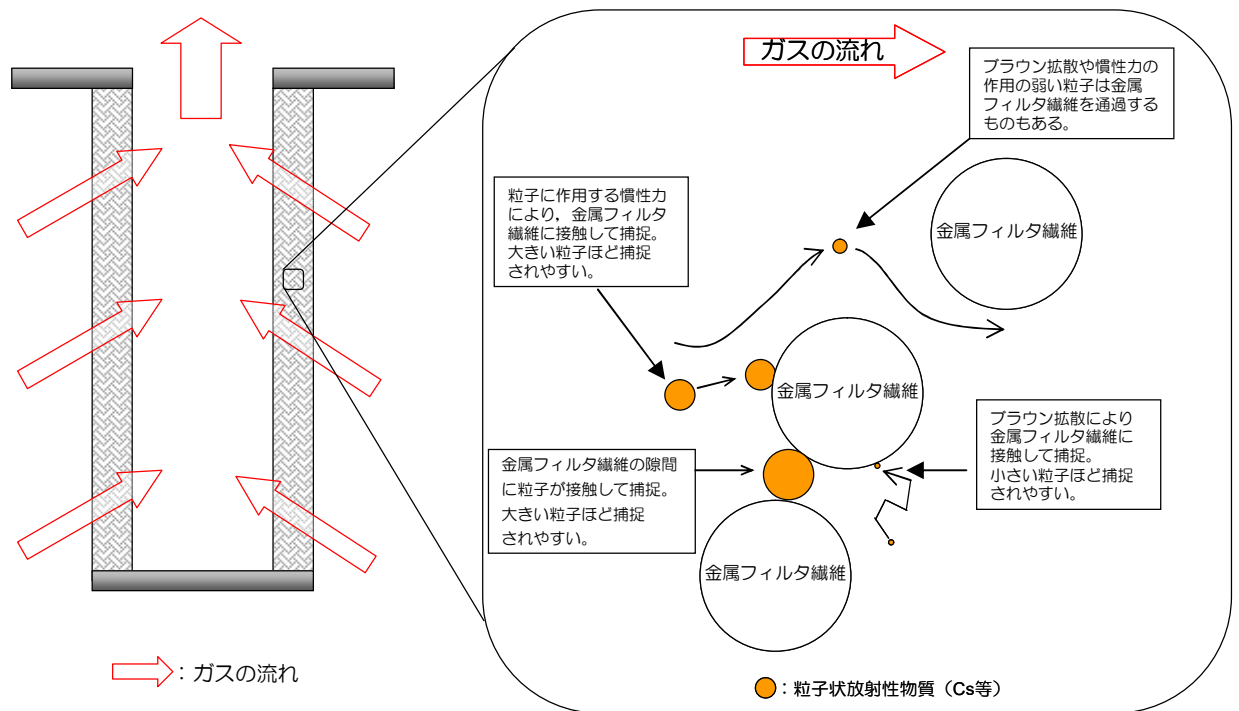


図 3-2 金属フィルタにおけるエアロゾル除去原理 (イメージ)

### 3.1.2 よう素の除去原理

重大事故等時に発生する放射性よう素は、粒子状よう素（CsI：よう化セシウム等）と、ガス状よう素として無機よう素（I<sub>2</sub>：元素状よう素）と有機よう素（CH<sub>3</sub>I：よう化メチル等）の形態をとる。大部分のよう素は粒子状よう素として原子炉格納容器内へ放出され、残りは無機よう素として原子炉格納容器内に放出されるが、無機よう素の一部は原子炉格納容器内の有機物（塗装等）と結合し、有機よう素へ転換する。粒子状よう素については、エアロゾルの除去原理に基づき、フィルタ装置内の水スクラバと金属フィルタで捕捉する。

無機よう素については、フィルタ装置内のスクラバ水に添加された薬剤と化学反応させることにより水スクラバで捕捉する。有機よう素については、よう素フィルタ内の吸着材と化学反応させることにより捕捉する。

#### (1) フィルタ装置内及びよう素フィルタ内におけるベントガスの流れ

フィルタ装置内部の下部に水スクラバ（スクラバノズル、スクラバ水、気泡細分化装置）、上部に整流板及び金属フィルタを設置し、下流のフィルタ装置出口側配管にオリフィス（フィルタ装置出口側）を介してよう素フィルタを設置する。ベントガスの流れを図3-3に示す。

ベントガスは、フィルタ装置とよう素フィルタの間のオリフィス（フィルタ装置出口側）を通過する際、オリフィス（フィルタ装置出口側）における絞りにより、オリフィス（フィルタ装置出口側）下流で過熱蒸気となる。



オリフィス通過時の蒸気の状態変化のイメージを図3-4に示す。



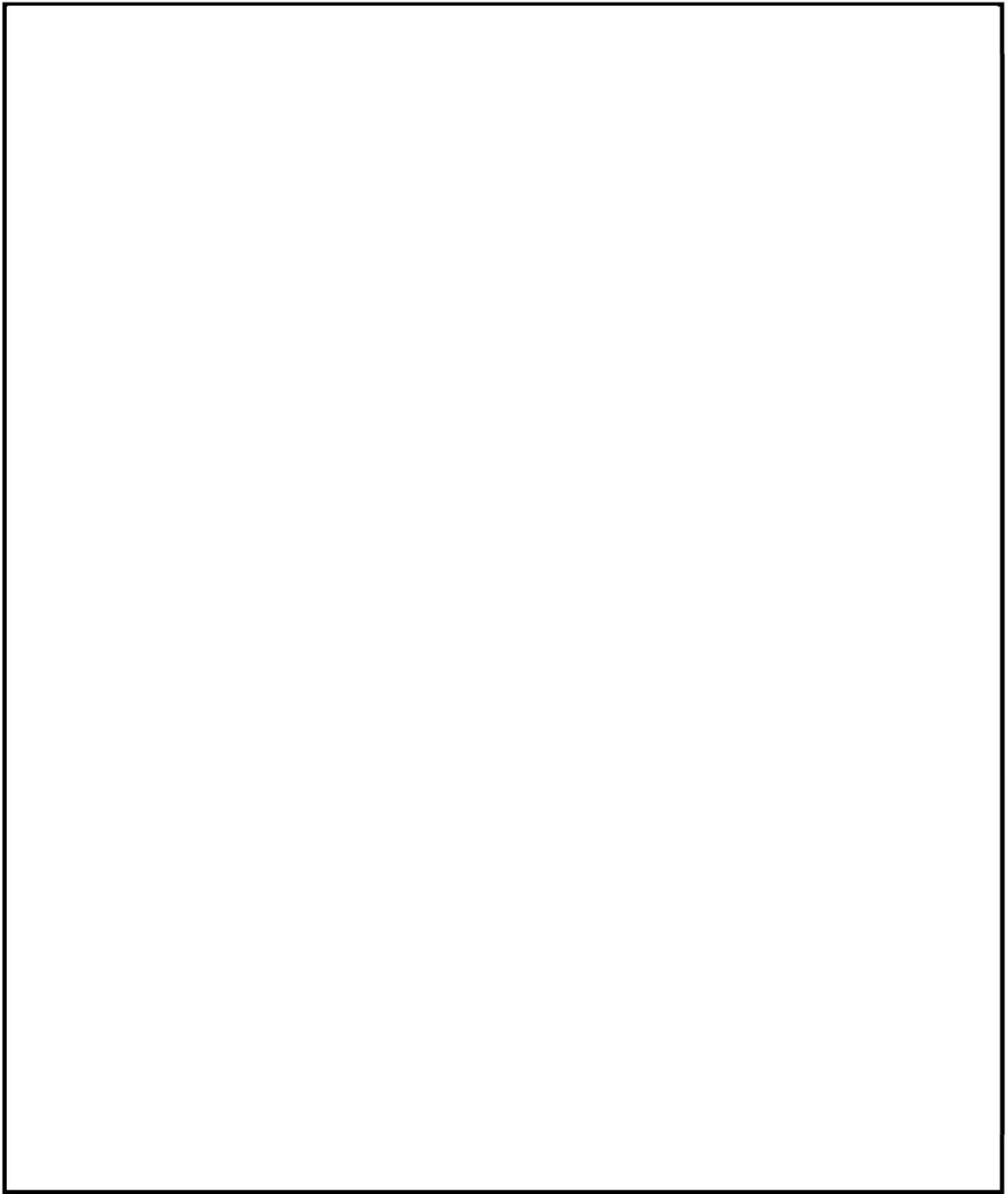


図3-3 フィルタ装置内及び生物素フィルタ内のベントガスの流れ

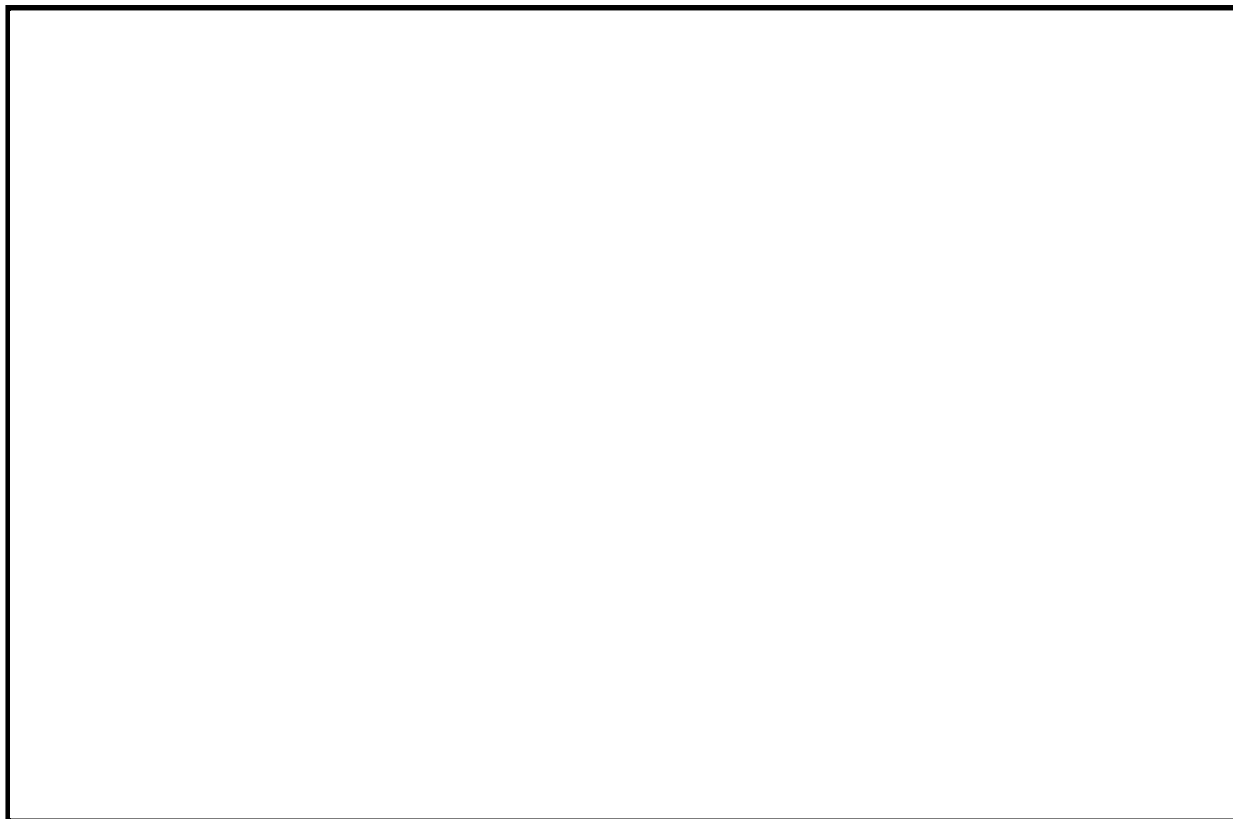


図3-4 オリフィス（フィルタ装置出口側）通過時の蒸気の状態変化

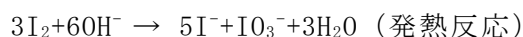
(2) 水スクラバにおける無機よう素の除去原理

ベントガスが水スクラバを通過する際、無機よう素を化学反応によりスクラバ水中に効果的に捕捉・保持するために、スクラバ水には表3-1に示す薬剤を添加する。

表3-1 スクラバ水への添加薬剤

薬剤	化学式	目的
水酸化ナトリウム	NaOH	<ul style="list-style-type: none"> <li>・無機よう素 (I<sub>2</sub>) をよう素イオン (I<sup>-</sup>) に変化させる。</li> <li>・化学反応による捕捉を安定させる。</li> </ul>

水スクラバを通過する際、揮発性の高い無機よう素は、添加薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化し、スクラバ水中に捕捉・保持される。以下に化学反応式を示す。



また、スクラバ水に捕捉されたよう素と、気相中に含まれる無機よう素の割合 (気液分配係数) は、スクラバ水のpHの影響を受け、アルカリ性条件下では気液分配係数が大きいため、スクラバ水中に捕捉されたよう素イオンが再び無機よう素となる再揮発が抑制される。

なお、一般的に有機よう素は、無機よう素に比べ活性が低く、反応しにくいいため、水スクラバでの有機よう素の除去は期待していない。

図3-5に水スクラバにおける無機よう素の除去原理を示す。

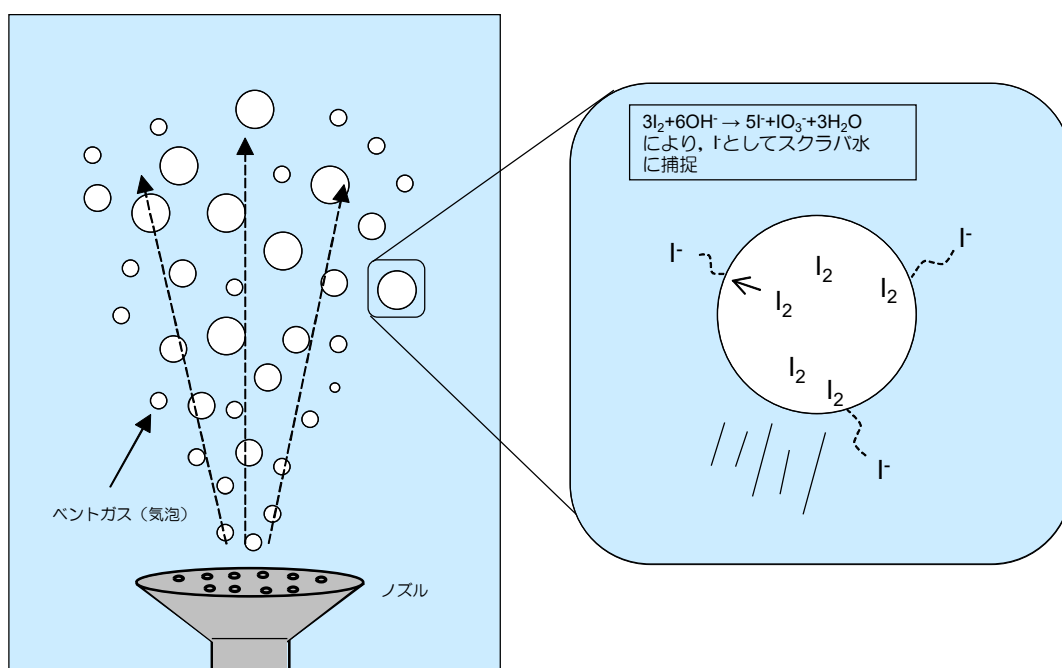


図3-5 水スクラバにおける無機よう素の除去原理 (イメージ)

(3) よう素フィルタにおけるよう素の除去原理

よう素フィルタは銀ゼオライト吸着材を充填したキャンドルユニットと呼ばれる吸着層で構成され、銀ゼオライトは、内部に多量の銀イオン ( $\text{Ag}^+$ ) を有している。

ベントガスが吸着層を通過する過程において、ベントガスに含まれる有機よう素 ( $\text{CH}_3\text{I}$  等) や無機よう素 ( $\text{I}_2$ ) が、銀ゼオライト中の  $\text{Ag}^+$  と反応し、よう素が銀ゼオライト中に取り込まれ  $\text{AgI}$  となる。これにより、ベントガスに含まれるよう素が除去されることとなる。なお、この化学反応の式としては、以下とされているが、理論的に解明されていない点が多い。



そのため、銀ゼオライトのよう素除去性能については、実機に近い条件を模擬したよう素吸着試験の結果により評価している。なお、反応生成物として可燃性物質が生成されるが、この物質はベントガスと共に窒素ガス雰囲気となっている系統内を通過し、燃焼することなく系統外へ排出される。

図3-6によるよう素フィルタにおけるよう素の除去原理を示す。

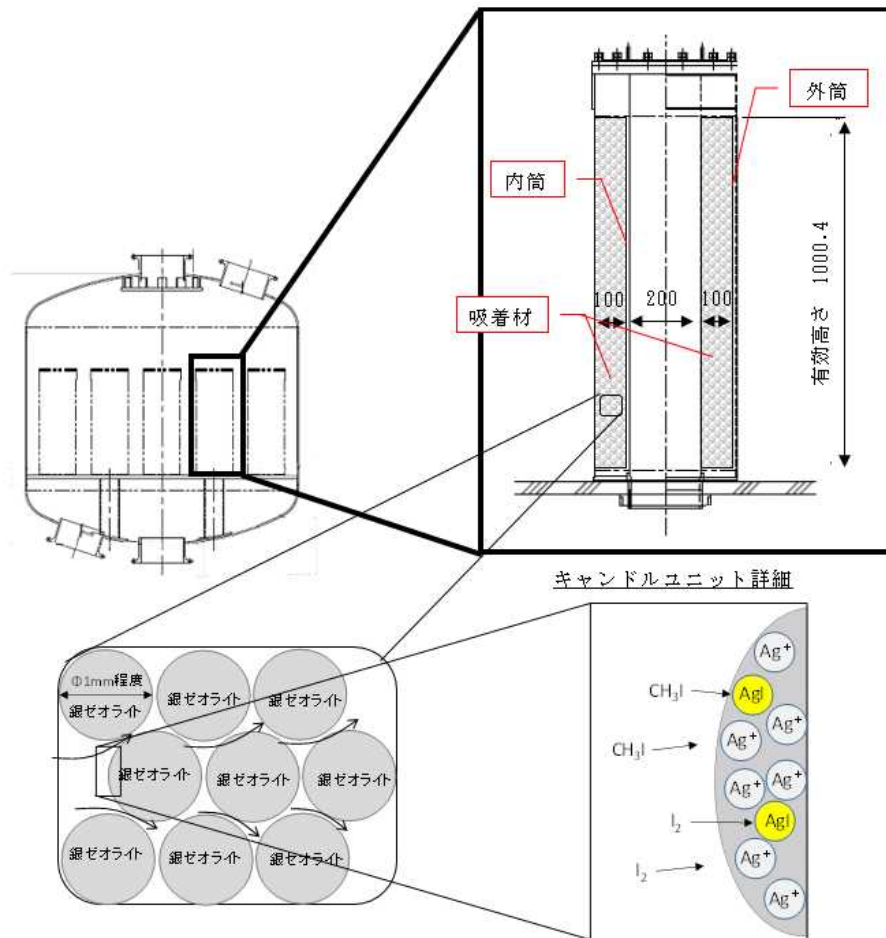


図3-6 よう素フィルタにおけるよう素の除去原理 (イメージ)

### 3.2 運転範囲

エアロゾル及びガス状放射性よう素の除去性能に影響を及ぼすパラメータについて、有効性評価に基づき、ベント実施時に想定する運転範囲を表3-2に示す。

表 3-2 ベント実施時に想定する運転範囲

パラメータ	想定運転範囲
ガス流量	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応するスクラバノズル部のガス流量は、約 13000m <sup>3</sup> /h～32000m <sup>3</sup> /h*となる。 なお、金属フィルタ部におけるガス流速は、適切なガス流速となるよう金属フィルタの表面積を設定している。
エアロゾル粒径	事故シーケンス（大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失、W/W ベント）のエアロゾル粒径分布を考慮し、空気動力学径において約 0.7μm～3.5μm とする。
ガス温度	ベントから格納容器温度がほぼ静定した状態の運転範囲は約 [ ] となる。
ガス蒸気割合	ベントから事象発生 7 日後における、フィルタ装置に流入するガス蒸気割合は [ ] となる。
スクラバ水 pH	スクラバ水は高アルカリに保つために、水酸化ナトリウムが添加されていることから、運転範囲はアルカリ側で維持される。
露点温度差	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応する、よう素フィルタにおけるベントガスの露点温度差は、約 [ ] となる。
接触時間	よう素フィルタにおけるベントガス・吸着材接触時間は、 [ ] となる。

注記\*：13000m<sup>3</sup>/h は、実機における最小流量相当の流量である。また、32000m<sup>3</sup>/h は、実機における 2Pd 時相当（格納容器圧力 620kPa）の流量である。

### 3.3 性能検証試験結果

#### 3.3.1 性能検証試験の概要

##### (1) エアロゾルの除去性能試験

ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置が必要なエアロゾル除去性能を達成できていることを確認するため、格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験装置を用いてエアロゾル除去性能確認試験を実施した。

試験装置の概要を図3-7に示す。格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験フィルタに、コンプレッサからの空気に粒子状放射性物質を模擬した微粒子（エアロゾル）を混入して送気する。試験フィルタの前後にエアロゾル計測装置を設置して微粒子の個数を計測し、試験フィルタのDFを算出する。

試験フィルタは、直径0.35m、高さ4mの容器であり、断面積が実機の約1/140、高さが実機の約1/2のスケールである。この容器の中に実機と同じノズル（1本）、気泡細分化装置、金属フィルタ（1本）を設置している。高さが実機の1/2となっているが、実機より容器の高さが低い分、装置の性能には影響を及ぼさない気相部の寸法を短縮している。それ以外の性能に影響を及ぼす気泡細分化装置の高さや、金属フィルタの長さについては、実機と同一となるようにしている。

コンプレッサは、実機にて想定される最大の体積流量の1/140の流量を発生させるのに十分な容量としている。

微粒子発生装置では、ベント実施時に想定される粒径に近い径の粒子を発生させる。粒子の種類は、PSL（ポリスチレン製標準粒子）、TiO<sub>2</sub>、Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>を選定している。

エアロゾル計測装置は、試験微粒子を高精度で計測するため、レーザー光散乱の計測原理を用いた計測装置と、電気移動度分級とレーザー光散乱の計測原理による計測装置を選定している。

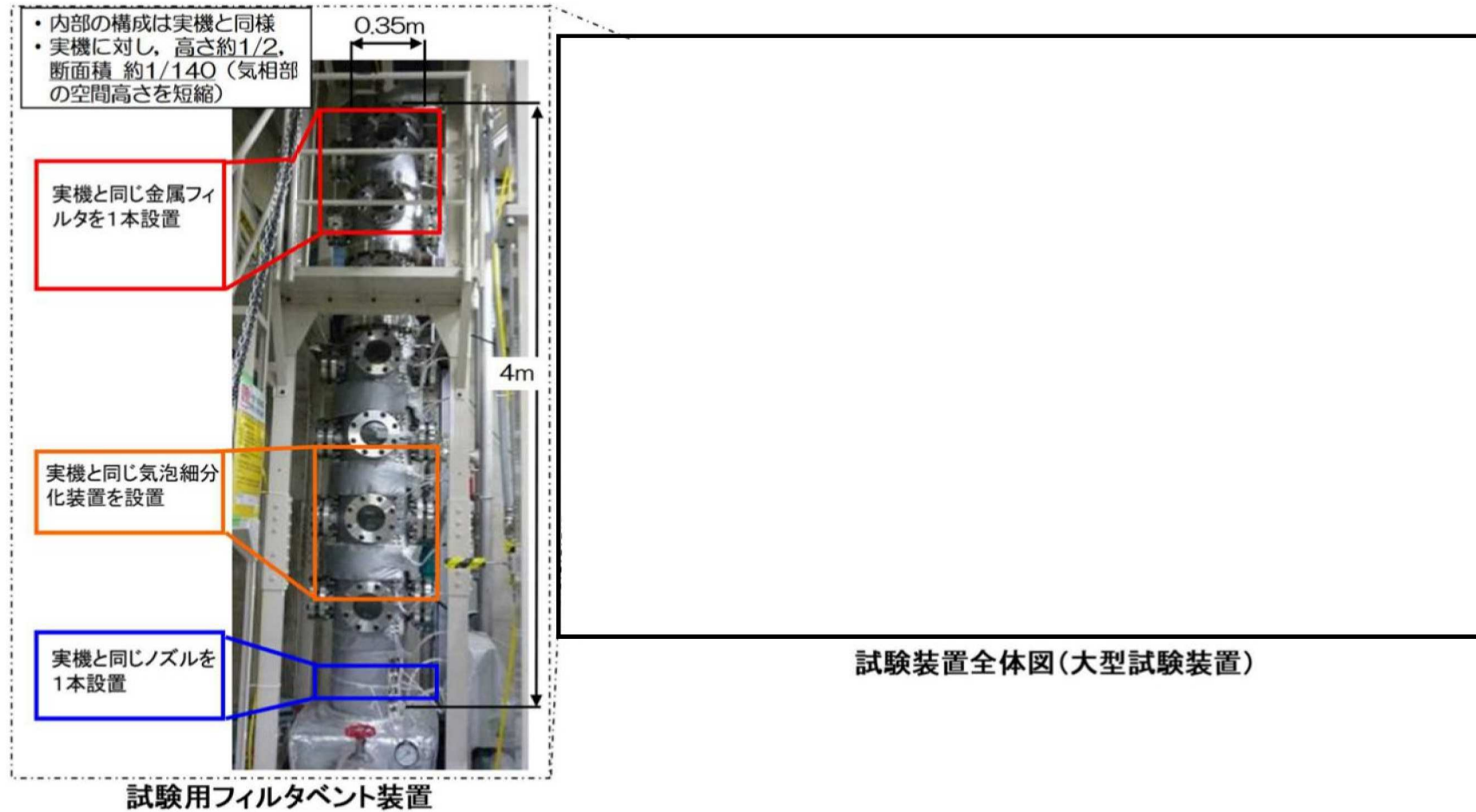


図 3-7 試験装置概要 (エアロゾル除去性能試験)

## (2) 無機よう素の除去性能試験

ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置が必要な無機よう素除去性能を達成できていることを確認するため、格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験装置を用いて無機よう素除去性能確認試験を実施した。

試験装置の概要を図3-8、図3-9に示す。格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験フィルタに、コンプレッサからの空気は無機よう素を混入して送気する。試験フィルタの前後にサンプリング装置（インピンジャー）を設置して無機よう素濃度を計測し、試験フィルタのDFを算出する。無機よう素の濃度の計測には、ICP-MSを用いた。

試験フィルタは、エアロゾル除去性能試験と同じ、直径0.35m、高さ4mの容器を用いた。また、コンプレッサについてもエアロゾル除去性能試験と同じ、実機にて想定される最大の体積流量の1/140の流量を発生させるのに十分な容量のものを用いた。

無機よう素供給装置は、無機よう素発生器、コンプレッサ、空気予熱器等からなる。無機よう素発生器は、器内をヒータにて高温状態とし、あらかじめ充填した固体状無機よう素を昇華させ、ガス状の無機よう素を発生させる。発生させたガス状無機よう素を、コンプレッサ並びに空気予熱器からの高温空気により、試験系統に供給する構造となっている。

また、主空気ラインの空気も、空気加熱器により高温状態としている。さらに、配管及び試験容器にはヒータと保温材を設置して試験系統を高温の状態とし、ガス状の無機よう素が固化することを防止している。



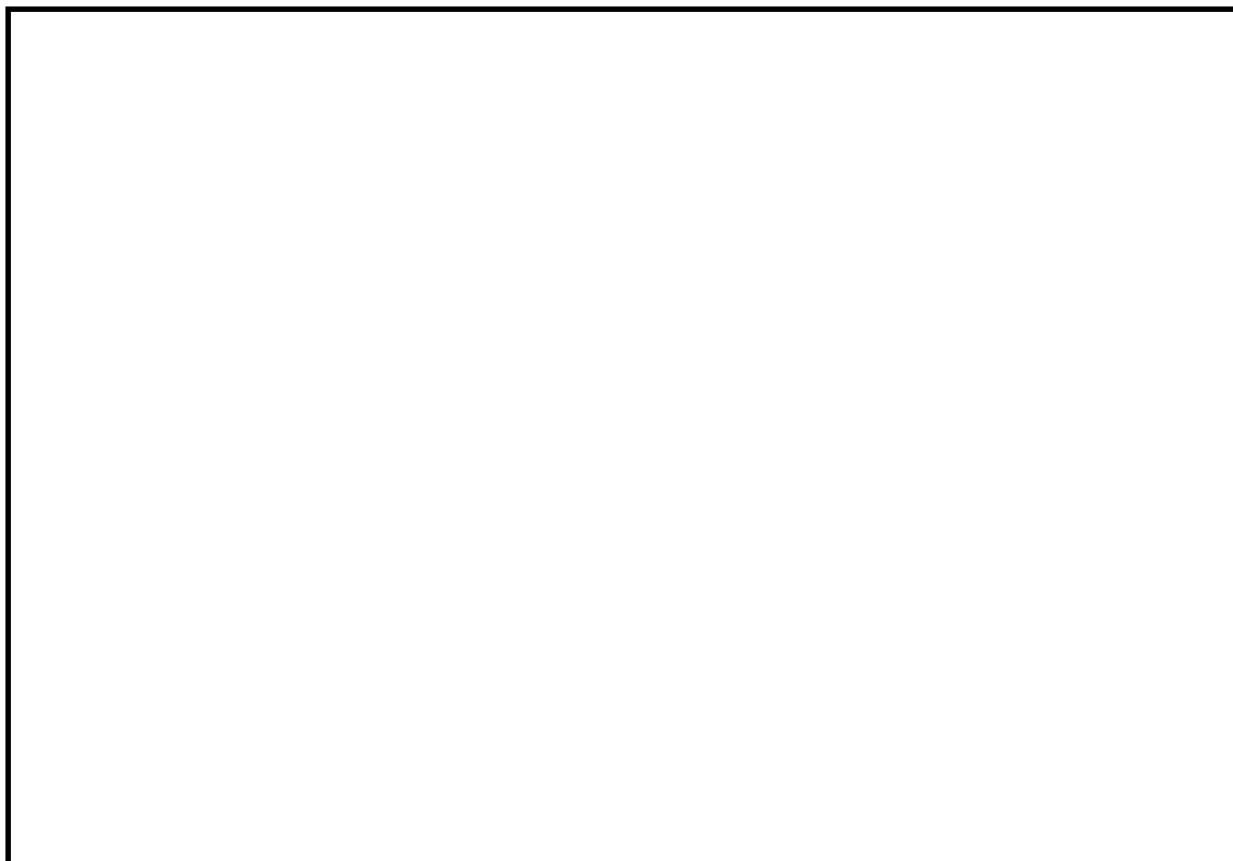


図 3-8 試験装置概要（無機よう素除去性能試験）

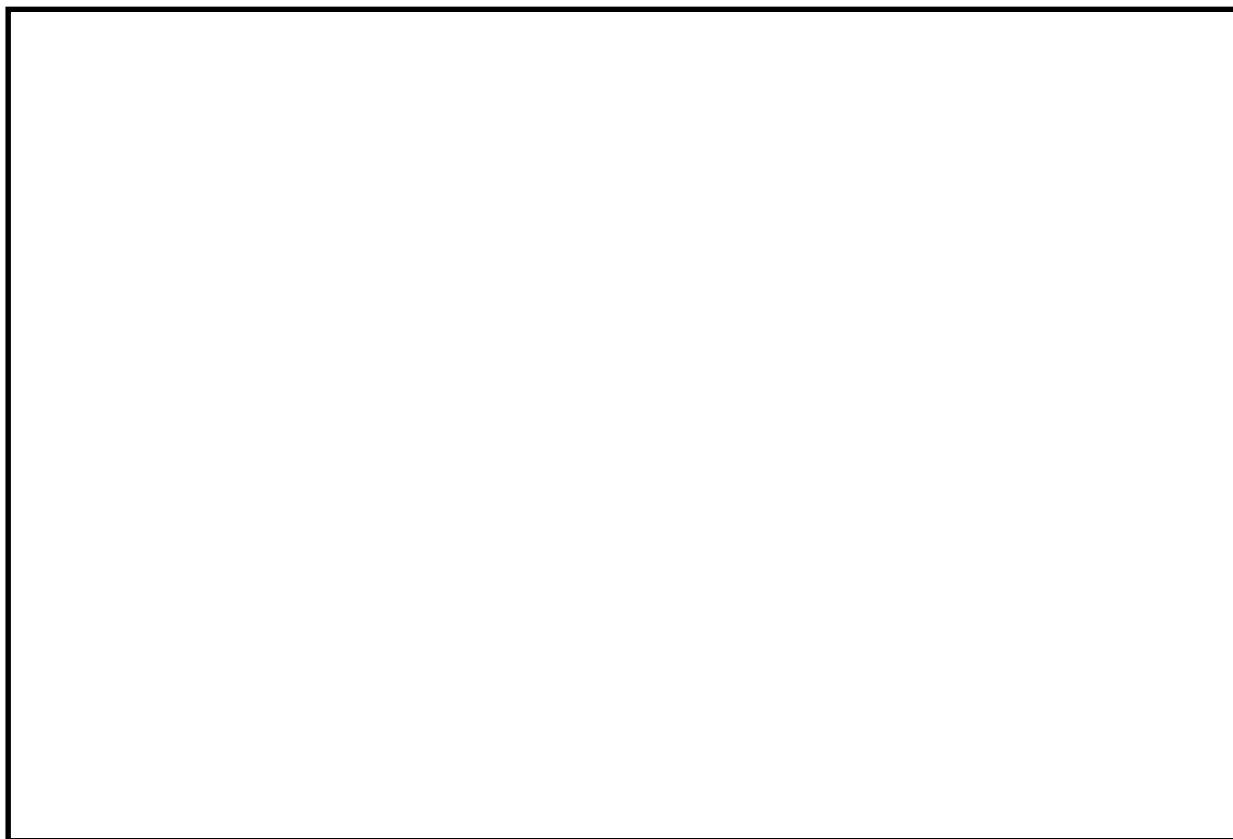


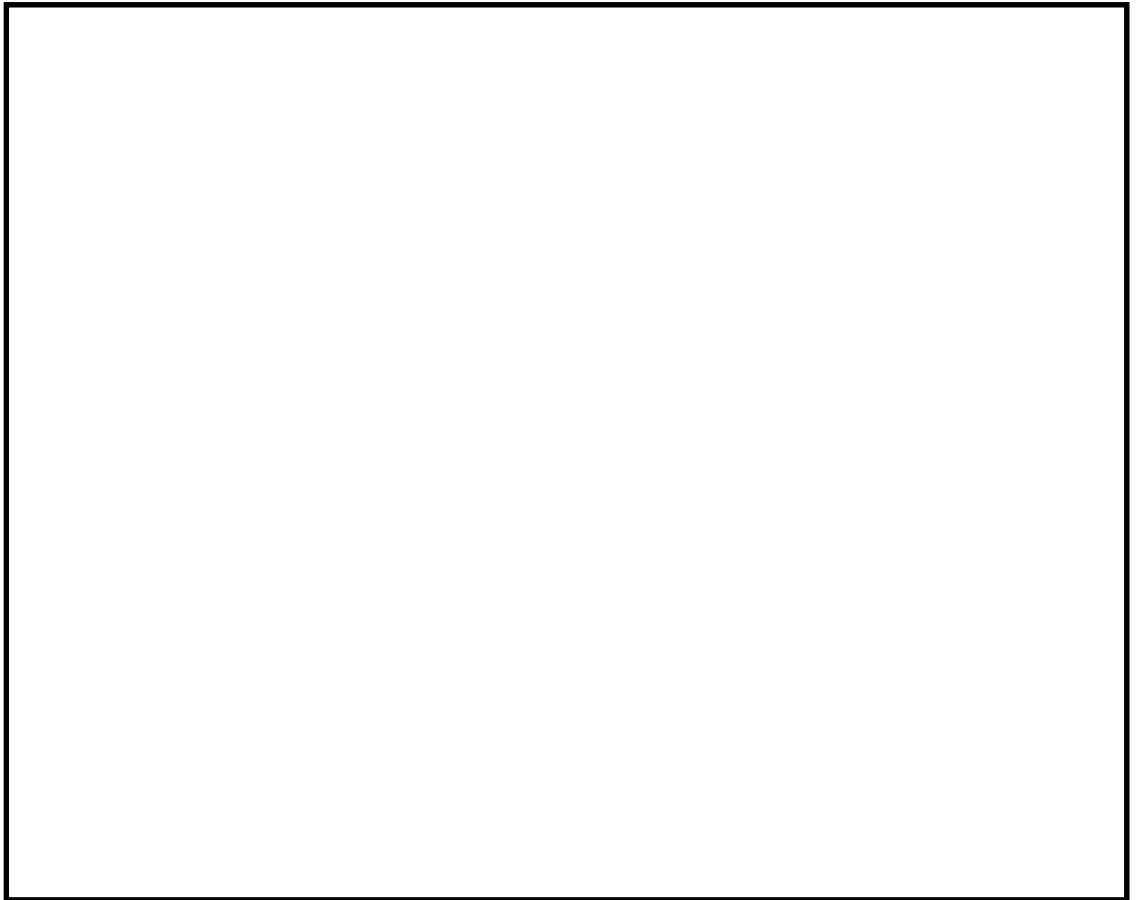
図 3-9 サンプルング装置概要（無機よう素除去性能試験）

### (3) 有機よう素の除去性能試験


ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタが必要な有機よう素除去性能を達成できていることを確認するため、よう素フィルタ吸着材の吸着層を模擬した試験装置を用いて有機よう素除去性能確認試験を実施した。

試験装置の概要を図3-10に示す。有機よう素フィルタ吸着層を模擬した試験カラムに銀ゼオライトを充填し、ボイラおよびコンプレッサからの蒸気と空気の混合気による化メチル ( $\text{CH}_3\text{I}$ ) を混入し、試験カラムに送気する。試験装置は恒温槽内に設置されており、実機の条件を模擬した露点温度差のガスを供給することができる。よう化メチル ( $\text{CH}_3\text{I}$ ) には微量の放射性よう素 (I-131) を混入することで、よう化メチル ( $\text{CH}_3\text{I}$ ) のDFを、供給した総放射エネルギーと、吸着材に捕捉された放射エネルギーにより評価することが可能である。吸着材を充填する試験カラムは、1つの充填厚さが1インチ (2.54cm) のカラムを6個直列に設置し、合計6インチ (15.24cm) の充填厚さを有している。これにより、1回に試験で、6ケースの接触時間に対するDFを評価することが可能となる。具体的には、以下の方法でよう化メチル ( $\text{CH}_3\text{I}$ ) のDFを評価している。

#### 【除去性能評価方法】





なお、本試験は海外の性能認証機関  にて実施したものである。

参考文献

- (1) シビアアクシデント対策としての放射性ヨウ素吸着剤AgXの応用について  
『日本機械学会 第20回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集』

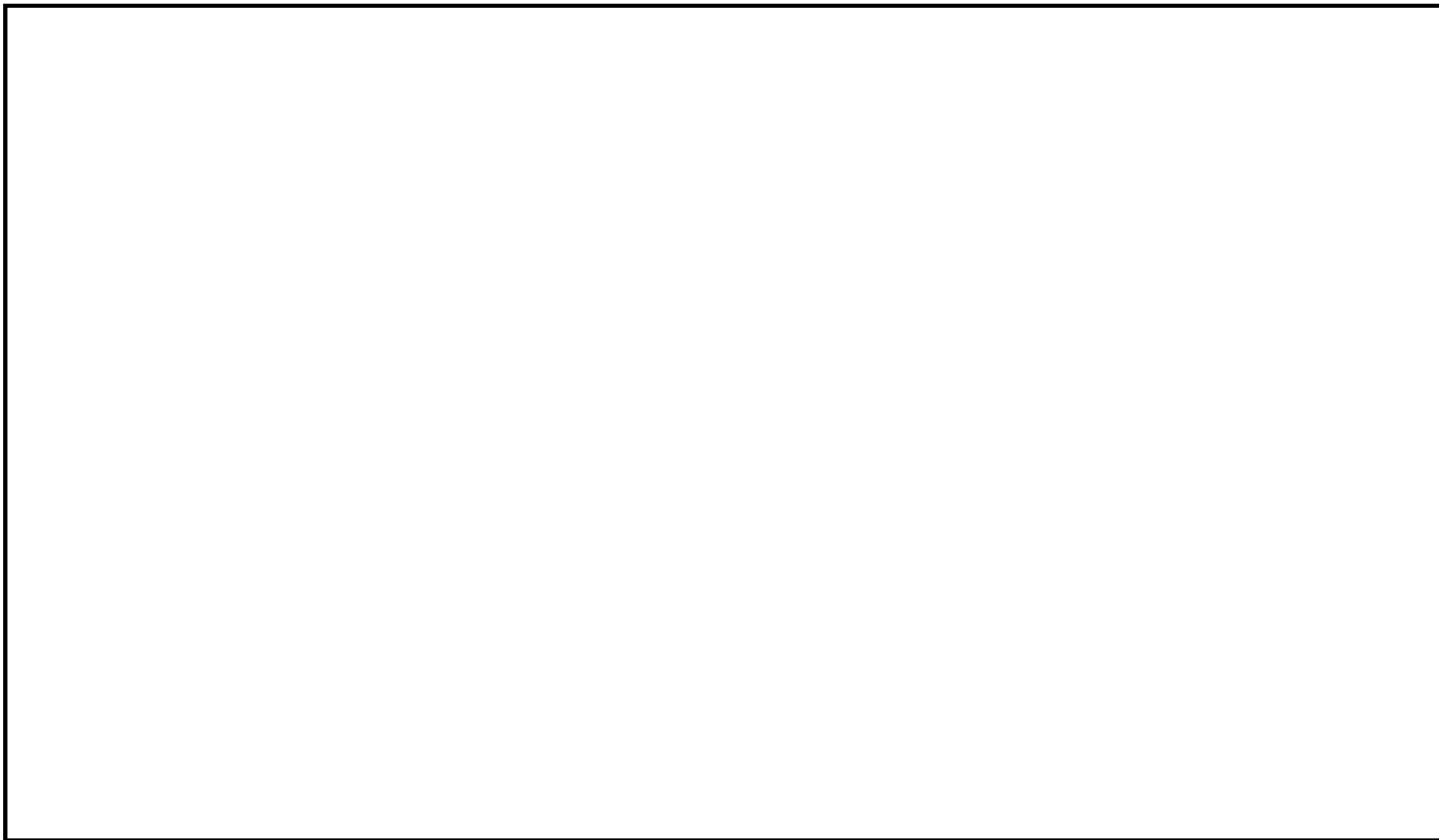


図 3-10 有機よう素除去性能試験装置概要

### 3.3.2 性能検証試験の条件とその設定根拠

#### (1) エアロゾルの除去性能試験

ベント実施時のフィルタ装置のエアロゾル除去性能を確認するため、フィルタ装置の性能への影響が大きいパラメータとして、スクラバ水の水位、水温、ベントガスのガス流量、ガス温度及びガス蒸気割合を設定した。

スクラバ水の水位は、ベントガス蒸気の凝縮や、スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱による蒸発により、ベント実施時に変動する。

スクラバ水の水温は、高温のベントガスの流入や、スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱による発熱により、ベント実施時に変動する。

ベントガスのガス流量、ガス温度及びガス蒸気割合は、原子炉格納容器の圧力に応じて、ベント実施時に変動する。

これらの変動パラメータと粒子状放射性物質の捕捉メカニズムとの関係を以下に示す。また、水スクラバにおけるエアロゾルの捕捉メカニズムを図3-11、金属フィルタにおけるエアロゾルの捕捉メカニズムを図3-12及びこれらの影響を考慮したDF計測試験の条件を表3-3に示す。

#### a. 水スクラバ部

##### (a) ベントガス噴射直後域

イ. ベントガス噴射直後のガス速度急減速により粒子に生じる慣性力

ガス流量：流量が大きいほど減速の加速度が大きくDFは上がる。

ロ. ベントガス中の水蒸気の凝縮

水温：水温が高いほど水蒸気の凝縮量は小さくなるため、DFは下がる。

##### (b) ベントガス浮上域

イ. ベントガス浮上中の動きに伴う加速度により、粒子に生じる慣性力

水位：水位が高いほど、水中滞留時間が長くなり、DFは上がる。

ロ. 粒子の重力沈降やブラウン拡散

水位：水位が高いほど、水中滞留時間が長くなり、DFは上がる。

ガス流量：流量が大きいほど、水中滞留時間が短くなり、DFは下がる。

ハ. ベントガス中の水蒸気の凝縮

水温：水温が高いほど水蒸気の凝縮量は小さくなるため、DFは下がる。

ニ. 粒子の熱泳動

水温：水温が高いほど熱泳動速度は小さくなるため、DFは下がる。

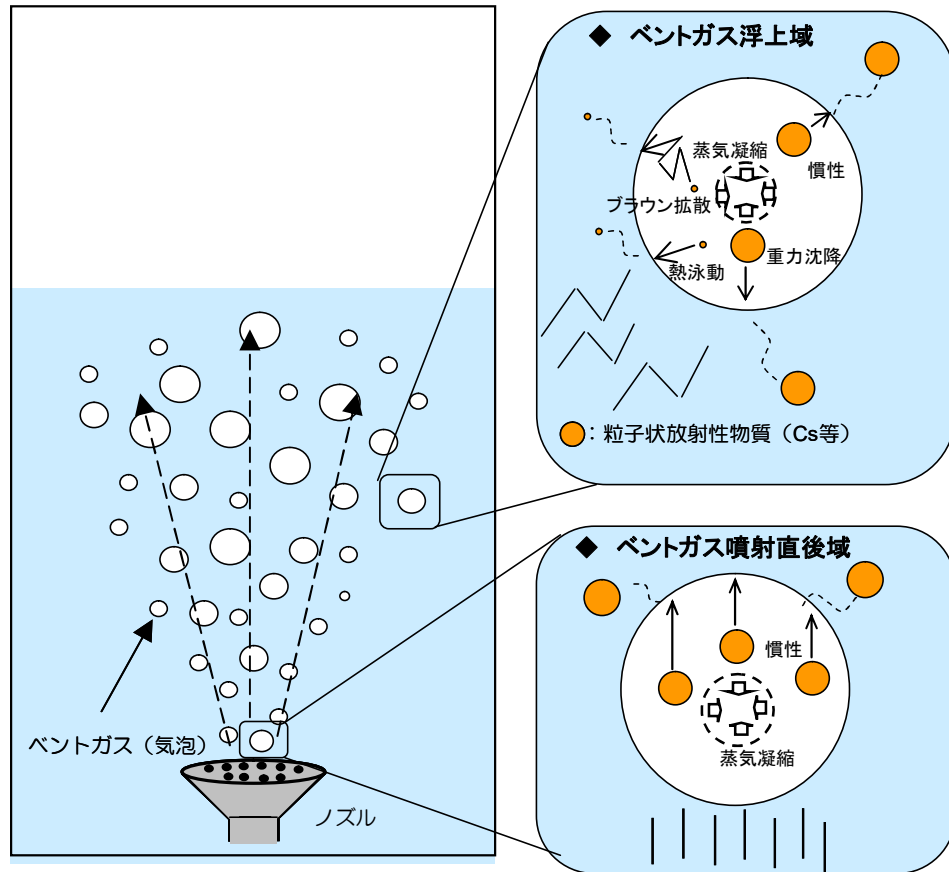


図3-11 水スクラバにおけるエアロゾルの捕捉メカニズム

b. 金属フィルタ部

(a) 粒子に生じる慣性力

ガス流量：流量が大きいほど慣性力は大きく，DFは上がる。

(b) ブラウン拡散

ガス流量：流量が大きいほど，フィルタ内での滞留が短くなり，DFは下がるが，格納容器圧力逃がし装置で想定される粒径の存在領域では，ブラウン拡散のDF効果はほぼ無い。

(c) 金属フィルタ繊維の隙間への粒子の付着

粒子の大きさに依存する。

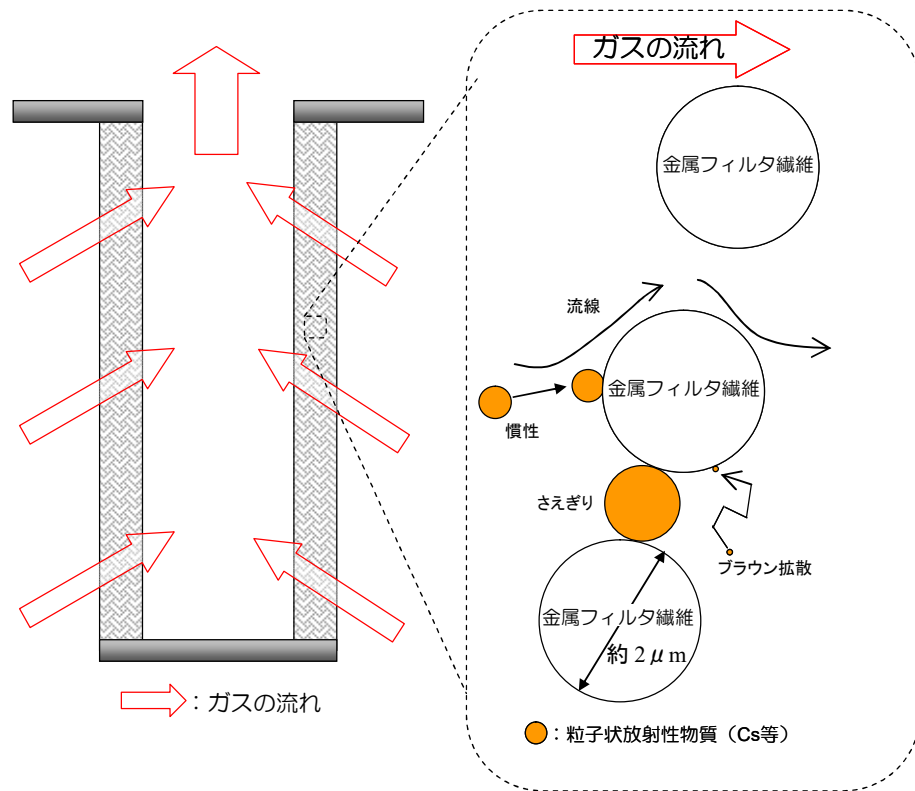


図3-12 金属フィルタにおけるエアロゾルの捕捉メカニズム

表 3-3 DF 計測試験条件 (エアロゾル除去性能試験)

	水スクラバ部	金属フィルタ部	試験パラメータ
水位	水位が高いほど、水中滞留時間が長くなるため、DF は大きい。	—	放射性物質流入量の多い格納容器ベント初期において、水位は 1m 以上であるため、1m に設定。
水温	水温が高いほど水蒸気の凝縮量や熱泳動速度が小さくなるため、DF は小さい。	—	水温は常温として設定するが、試験用のガスとして、凝縮や熱泳動による効果を見込めない非凝縮性のガスである常温の空気を用いる。
ガス流量	捕捉メカニズムにより、ガス流量が大きいほど DF が大きくなるケースと DF が小さくなるケースのいずれもある。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ガス流量が大きいほど、衝突慣性効果が大きくなるため、DF は大きい。</li> <li>・ガス流量が大きいほど、水中滞留時間が短くなるため、DF は小さい。</li> </ul>	ガス流量が大きいほど、衝突慣性効果が大きくなるため、DF は大きい。	実機における 2Pd 時相当流量 (約 33000m <sup>3</sup> /h)、1Pd 時相当流量 (約 27000m <sup>3</sup> /h)、最小流量相当 (約 13000m <sup>3</sup> /h) の 3 パターンの流量を設定。
ガス温度 ガス蒸気割合	それぞれの捕捉メカニズム (慣性衝突効果、拡散効果、重力沈降、凝縮、熱泳動) において常温の空気の方が水蒸気よりも DF が小さい。	それぞれの捕捉メカニズム (慣性衝突効果、拡散効果) において常温の空気の方が水蒸気よりも DF が小さい。	フィルタ装置のそれぞれの捕捉メカニズム (慣性衝突効果、拡散効果、重力沈降、凝縮、熱泳動) において常温の空気の方が水蒸気よりも捕捉効果が劣ることから常温の空気を用いる。



(2) 無機よう素の除去性能試験

ベント実施時のフィルタ装置の無機よう素除去性能を確認するため、フィルタ装置の性能への影響が大きいパラメータとして、スクラバ水の水位、水温、ベントガスのガス流量及びスクラバ水pHを設定した。

スクラバ水の水位は、ベントガス蒸気の凝縮や、スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱による蒸発により、ベント実施時に変動する。

スクラバ水の水温は、高温のベントガスの流入や、スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱による発熱により、ベント実施時に変動する。

ベントガスのガス流量は、原子炉格納容器の圧力に応じて、ベント実施時に変動する。

スクラバ水pHは、原子炉格納容器からの酸性・塩基性物質の飛来、無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費、ベントガス水蒸気の凝縮による希釈により、ベント実施時に変動する。

これらの変動パラメータと無機よう素の捕捉メカニズムとの関係を考慮し、DF計測試験の条件を表3-4のとおり設定した。

表 3-4 DF 計測試験条件（無機よう素除去性能試験）

	水スクラバ部	試験パラメータ
水位	水位が高いほど気泡とスクラバ水が接触する時間が大きくなることから、DFは大きい。	放射性物質流入量の多い格納容器ベント初期において、水位は1m以上であるため、1mに設定。
水温	水温が高いほど化学反応が促進され DFは大きい。	水温は、飽和温度以下として設定。(実機はベント開始直後を除き、飽和温度となる。)
ガス流量	捕捉メカニズムにより、ガス流量が大きいほどDFが大きくなるケースとDFが小さくなるケースのいずれもある。 ・ガス流量が大きい方が、気泡内の気体の拡散効果が大きく、拡散効果によるDFは大きい。 ・ガス流量が小さい方が、気泡とスクラバ水の接触時間が大きくなり、DFは大きい。	実機における 2Pd 時相当流量(約 33000m <sup>3</sup> /h)、最小流量相当(約 13000m <sup>3</sup> /h)の 2 パターンの流量を設定。
スクラバ水 pH	無機よう素捕捉の化学式により、pHが大きいほどDFは大きい。	pHは、8~13に設定。

(3) 有機よう素の除去性能試験

ベント実施時のよう素フィルタの有機よう素除去性能を確認するため、よう素フィルタの性能への影響が大きいパラメータとして、ガスの露点温度差、ベントガスと吸着材の接触時間を設定した。

露点温度差は小さいほど、接触時間については短いほど、よう素フィルタの性能は低下する。そのため、露点温度差と接触時間について、実機にて想定する最小値を網羅するように、DF計測試験の条件を表3-5のとおり設定した。

表 3-5 DF 計測試験条件（無機よう素除去性能試験）

	性能特性	試験パラメータ
露点温度差	露点温度差が大きいほど DF は大きい。	実機の最小露点温度差 5.2[K] を網羅するよう、0[K], 5[K], 10[K] に設定。
接触時間	接触時間が大きいほど DF は大きい。	実機の最小接触時間 0.218[s] を網羅するよう、0.08[s] ~ 0.49[s] に設定。

### 3.3.3 エアロゾルの除去性能試験結果

各流量に対するエアロゾル除去性能試験結果を図3-13～図3-15に示す。

CsI粒子の密度は約4.51g/cm<sup>3</sup>に対し、試験用微粒子として、TiO<sub>2</sub>粒子（密度約4.23g/cm<sup>3</sup>）、Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>粒子（密度約5.24g/cm<sup>3</sup>）及びPSL粒子（密度約1.06g/cm<sup>3</sup>）を用いている。

事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，W/Wベント）において想定される放射性粒子の粒径分布に対して、すべての試験ケースにおいて、存在する粒子径に対するトータルのDF（オーバーオールDF）が1000以上となることを確認した。そのため、実機においてもDF1000以上を期待できると考えられる。

なお、各流量に対するエアロゾル除去性能試験結果は、大粒径側のDFデータが存在しないが、これは大粒径側の粒子が慣性衝突効果によってほとんど除去されてしまい、フィルタ出口側微粒子計測装置で粒子を計測できないためである。したがって、大粒径側のDFデータは計測できていないものの非常に大きいと考えられる。

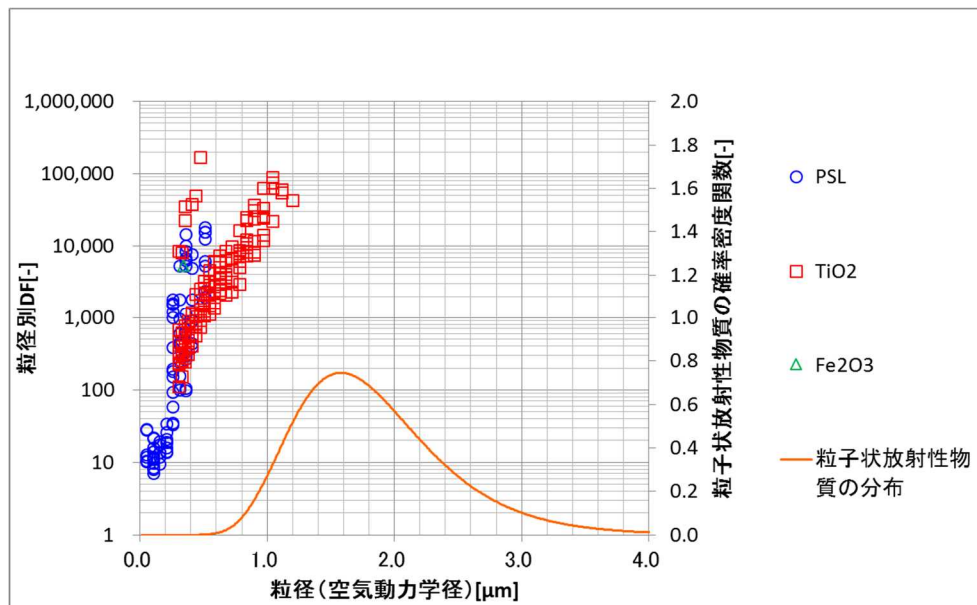


図3-13 除去性能試験結果（2Pd相当流量）

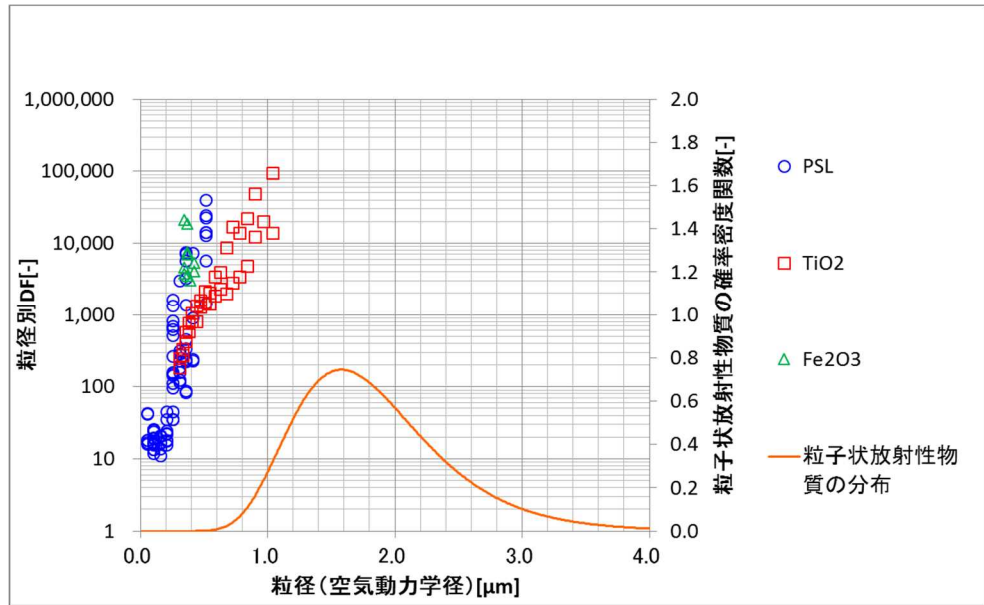


図 3-14 除去性能試験結果 (1Pd 相当流量)

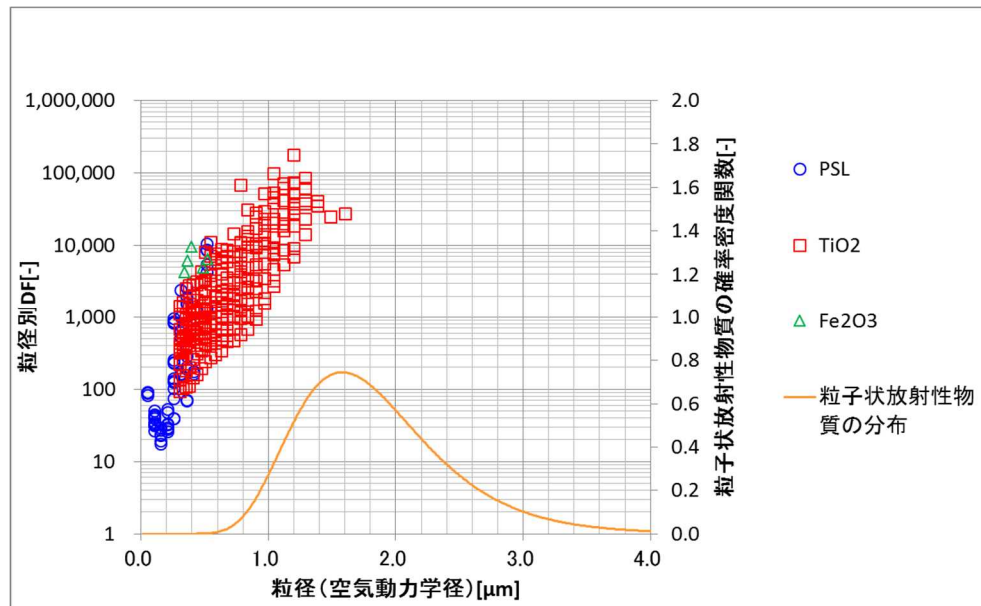
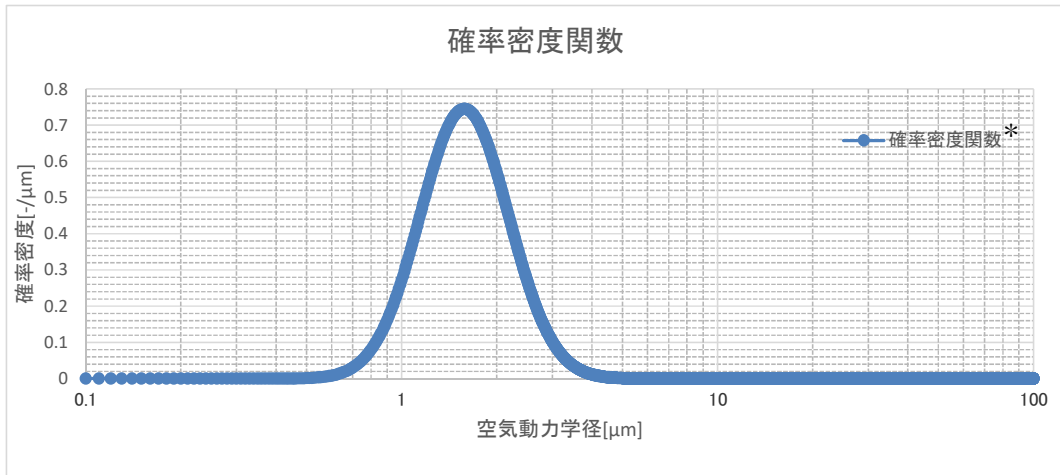


図 3-15 除去性能試験結果 (最小流量相当)

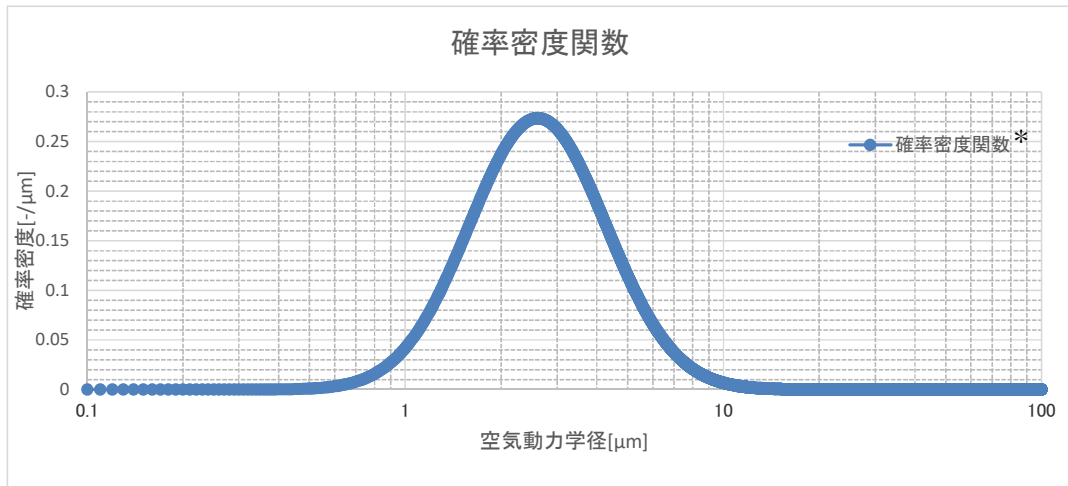
事故シーケンス (大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失) の W/WベントとD/Wベントにおいて、各流量におけるトータルのDF(オーバーオールDF)を評価する。

まず、事故シーケンス (大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失) のW/WベントとD/Wベントにおける、フィルタ装置に流入するエアロゾル粒径分布は、図3-16、図3-17のとおりとなる。なお、当該エアロゾル粒径分布はM A A P解析により得られた粒径分布を対数正規分布にフィッティングしたものである。



注記\*：質量分布にて表現している。

図 3-16 エアロゾル粒径分布（事故シーケンス（大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失，W/W ベント））



注記\*：質量分布にて表現している。

図 3-17 エアロゾル粒径分布（事故シーケンス（大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失，D/W ベント））

次に、フィルタ装置のDF性能線を作成する。図3-16，図3-17より，フィルタに流入するエアロゾルの粒径分布は，約0.7 μm以上の領域に分布している。そのため，DF計測試験結果のうち，TiO<sub>2</sub>のデータが有効であると考え。そこで，DF計測試験結果のうち，TiO<sub>2</sub>のデータのみを抜き出し，保守的にDFの下限值で包絡する線を作成，それをDF性能線とする。また，DFデータが存在しない大粒径側のDFは，保守的に計測できた最大粒径におけるDFとする。

以上より，DF性能線を作成すると，図3-18～図3-20のとおりとなる。

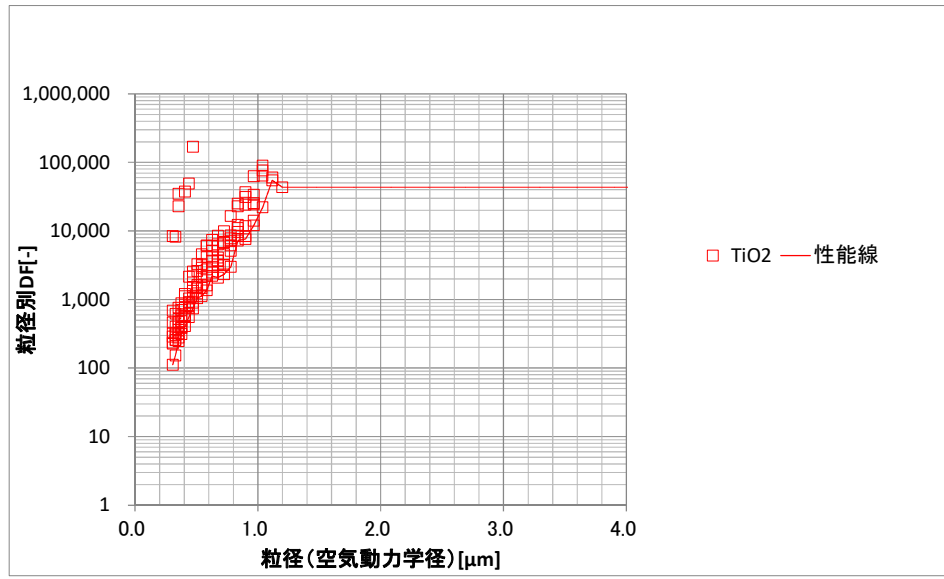


図 3-18 DF 性能線 (2Pd 相当流量)

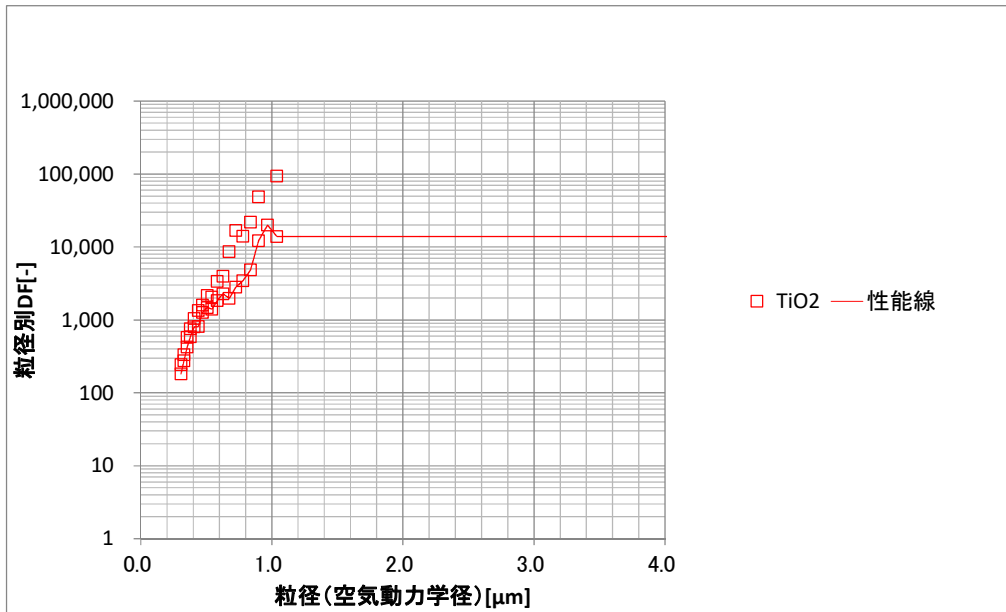


図 3-19 DF 性能線 (1Pd 相当流量)

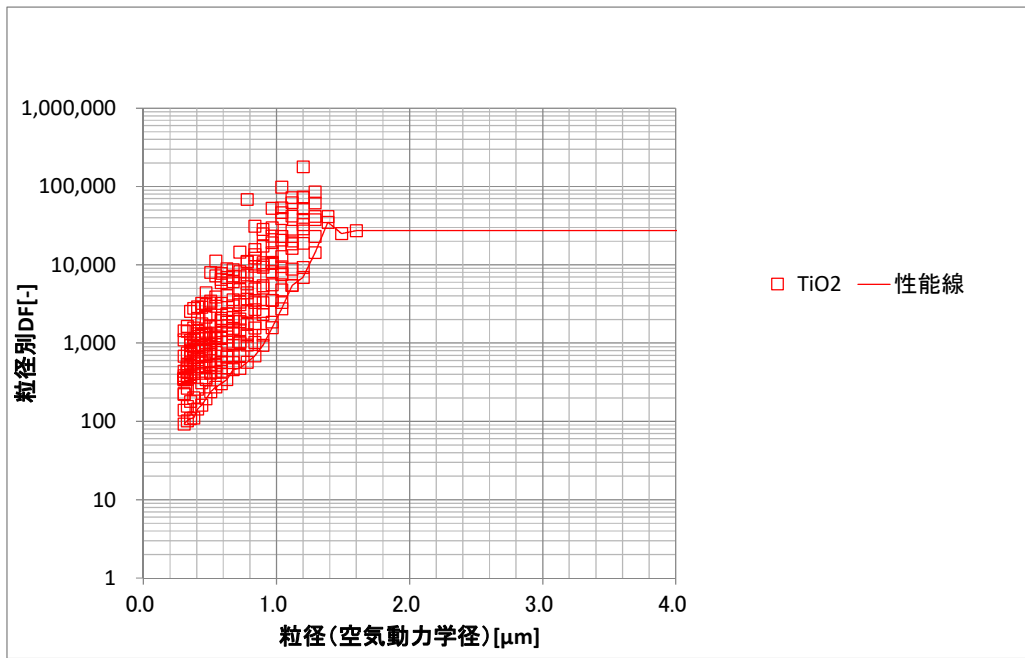


図 3-20 DF 性能線（最小流量相当）

最後に、図 3-16、図 3-17 の粒径分布の粒子に対して、図 3-18～図 3-20 に示す DF 性能線を用いて、(1)式によりフィルタ装置のオーバーオール DF を算出すると、表 3-6 のとおりとなる。

$$DF_{total} = \frac{\int M(D_p) dD_p}{\int \frac{M(D_p)}{DF(D_p)} dD_p} \quad (1)$$

DF(D<sub>p</sub>)は、粒径 D<sub>p</sub> におけるフィルタ装置の DF

M(D<sub>p</sub>)は、フィルタ装置に流入する粒径 D<sub>p</sub> のエアロゾルの総質量

表 3-6 オーバーオール DF（下限包絡性能線）

事故シーケンス	ガス流量	オーバーオール DF
大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失, W/W ベント	2Pd 相当流量	34077
	1Pd 相当流量	13337
	最小流量相当	9853
大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失, D/W ベント	2Pd 相当流量	39760
	1Pd 相当流量	13602
	最小流量相当	20048

表3-6より、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるフィルタ装置のオーバーオールDFは、1000を大幅に上回っていることを確認した。

また、表3-6のW/WベントとD/Wベントの評価結果を比較するとわかるように、粒径分布が小粒径側にシフトするとオーバーオールDFは低く、粒径分布が大粒径側にシフトするとオーバーオールDFは高くなる。

なお、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）のD/Wベントにおいては、最小流量相当の方が、1Pd相当流量よりもオーバーオールDFが大きくなっている。これは、図3-19、図3-20より、最小流量相当の方が計測できた最大粒径のDFが大きく、DFデータが存在しない大粒径側のDFを大きく見積もることができているためである。DFデータが存在しない大粒径側のDFは、計測できた最大粒径のDFであると仮定してオーバーオールDFを算出しているため、大粒径側のDFを大きく見積もることができている最小流量相当の方が、見かけ上オーバーオールDFが大きくなるためである。

しかし、実際は今回DFデータが存在しない1.0  $\mu\text{m}$ 程度以上の粒径範囲の粒子においては、粒径が大きい程DFも大きくなる。

そこで、より現実的な評価として、DFデータをフィッティングする曲線を作成し、それをDF性能線とし、DFデータが存在しない粒径範囲のDFについても、このDF性能線上のDFになるとして、オーバーオールのDFを算出する。フィッティング曲線を作成する際のDFデータは、保守的に各粒径における最小値を用いる。フィッティング曲線は図3-21～図3-23のとおりとなる。これをDF性能線とする。

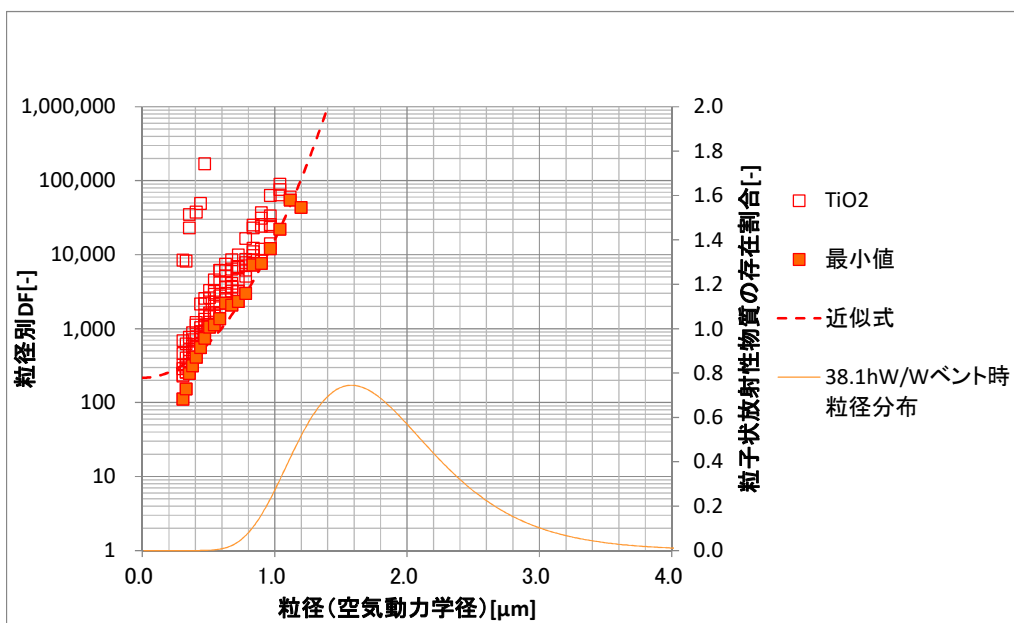


図 3-21 DF性能線（2Pd相当流量）



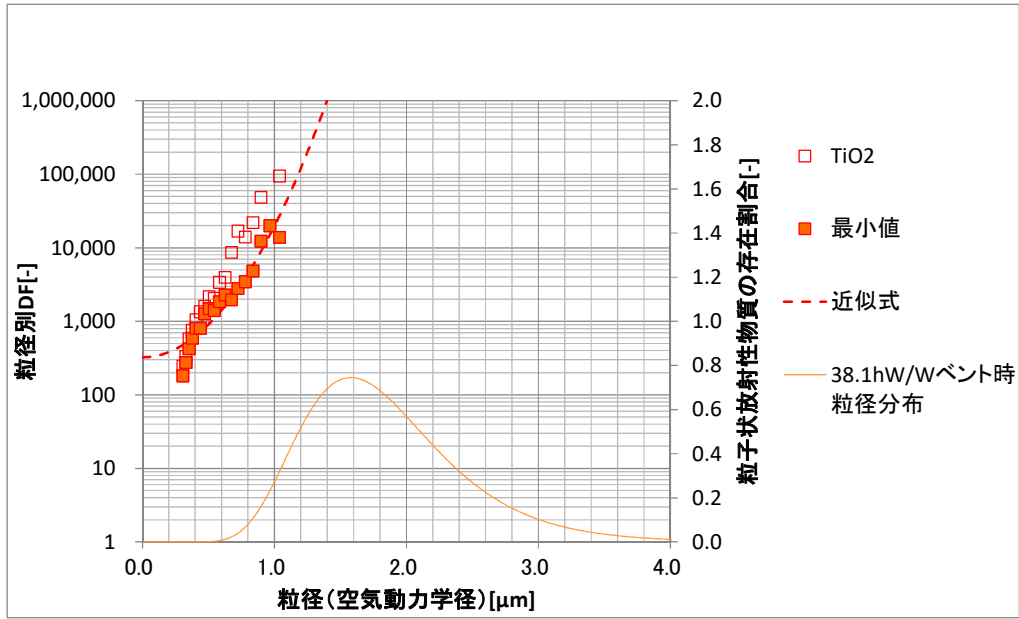


図 3-22 DF 性能線 (1Pd 相当流量)

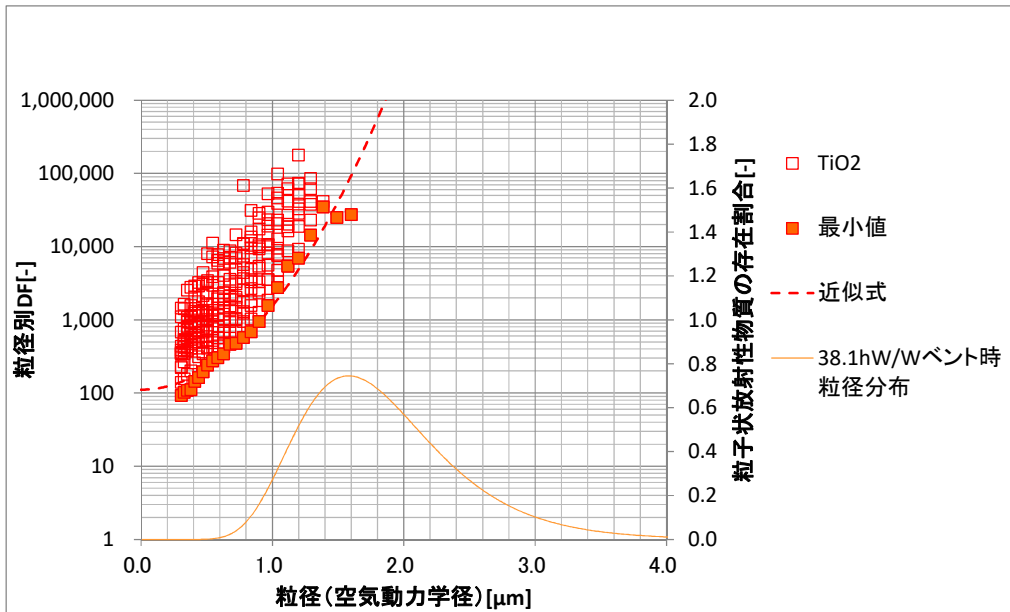


図 3-23 DF 性能線 (最小流量相当)

これらの DF 性能線を用いて、図 3-16、図 3-17 の粒径分布の粒子に対して、(1)式によりフィルタ装置のオーバーオール DF を算出すると、表 3-7 のとおりとなる。

表 3-7 オーバーオール DF (フィッティング性能線)

事故シーケンス	ガス流量	オーバーオール DF
大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失, W/W ベント	2Pd 相当流量	91689
	1Pd 相当流量	117458
	最小流量相当	10199
大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失, D/W ベント	2Pd 相当流量	417803
	1Pd 相当流量	546627
	最小流量相当	54584

表3-7によるオーバーオールDFは、表3-6と比較し大幅に大きくなっているが、表3-7の値がより確からしい実力値であると考えられる。また、表3-6の評価方法は非常に保守的であることがわかる。

### 3.3.4 よう素の除去性能試験結果

#### (1) 無機よう素除去性能試験結果

無機よう素除去性能試験結果を図3-24, 図3-25に示す。

図3-24の試験では, 無機よう素除去性能とガス流量との関係を確認するため, ガス流量を試験パラメータとした。スクラバ水のpHは13で固定とした。

試験の結果, 無機よう素除去は, ガス流量が大きい方がDFが大きくなることを確認した。

図3-25の試験では, 無機よう素除去性能とスクラバ水pHとの関係を確認するため, スクラバ水pHを試験パラメータとした。ガス流量は, 図3-24の試験より小さい方が保守的であるため, 実機最小流量相当にて試験を実施した。

試験の結果, 無機よう素のDFを1000以上とするためには, スクラバ水のpHを□以上とする必要がある。そのため, スクラバ水にNaOHを添加し, 格納容器圧力逃がし装置使用時において, フィルタ装置スクラバ水のpHが□以上となるようにする。

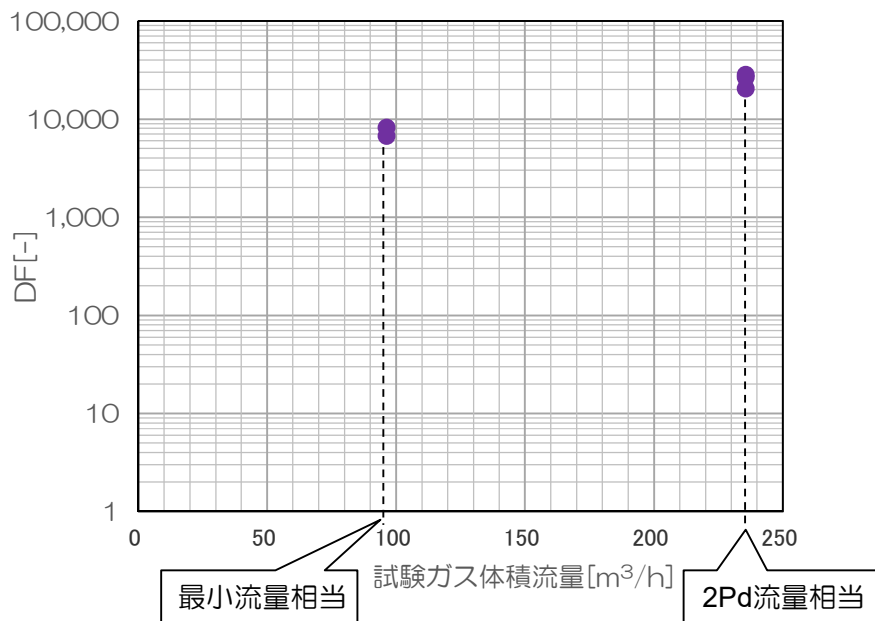


図3-24 除去性能試験結果 (ガス流量依存性)



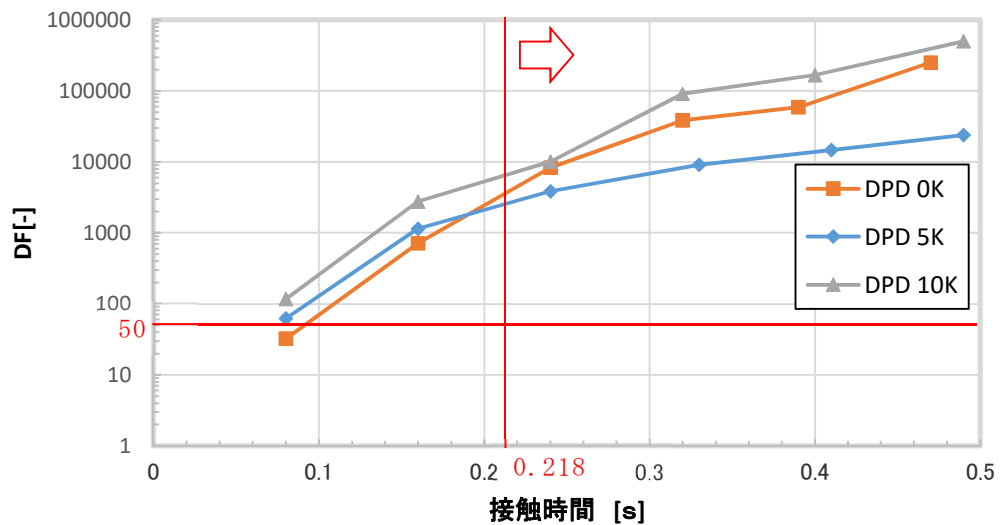
図 3-25 除去性能試験結果 (スクラバ水 pH 依存性)

(2) 有機よう素除去性能試験結果

有機よう素除去性能試験の条件を表3-8、試験結果を図3-26に示す。

表 3-8 有機よう素除去性能試験の条件

項目		条件
試験ガス 露点温度差		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 0 [K] (試験ガス温度は 99[°C])</li> <li>・ 5 [K] (試験ガス温度は 104[°C])</li> <li>・ 10 [K] (試験ガス温度は 109[°C])</li> </ul>
接触時間	露点温度差 0 [K]	・ 0.08 [s], 0.16 [s], 0.24 [s], 0.32 [s], 0.39 [s], 0.47 [s]
	露点温度差 5 [K]	・ 0.08 [s], 0.16 [s], 0.24 [s], 0.33 [s], 0.41 [s], 0.49 [s]
	露点温度差 10 [K]	・ 0.08 [s], 0.16 [s], 0.24 [s], 0.32 [s], 0.40 [s], 0.49 [s]
試験ガス組成		・ 水蒸気 95[%], 空気 5[%]
捕捉対象ガス		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ よう化メチル (CH<sub>3</sub>I)</li> <li>(微量の放射性よう素 I-131 を含む。)</li> </ul>



注：接触時間 0.24[s]以上のデータで、露点温度差 0[K]と 5[K]の性能が逆転しているが、これは供給したよう化メチル (CH<sub>3</sub>I) の量に対して、DF が大きすぎることによる計測上の誤差であると考えられる。

図 3-26 有機よう素除去性能試験の試験結果

ここで、6号機の格納容器圧力逃がし装置運転時のよう素フィルタ部におけるベントガスの体積流量及び露点温度差は表3-9のとおりとなる。

また、よう素フィルタは図2-5に記載のものを2基設置することとしている。さらに、よう素フィルタには、図3-27に示す内部に吸着材を充填した円筒状のキャンドルユニットを19本設置する。そのため、キャンドルユニットはトータルで38本設置することとなる。

ここで、キャンドルユニットの吸着層の [ ] を用い、吸着層の有効高さ [ ]、キャンドルユニットの設置本数38本を用いて、式(1)にて吸着層の総有効面積を算出すると、 [ ] となる。

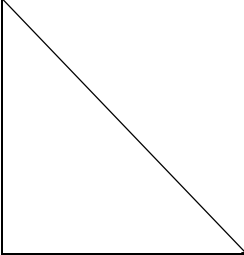
$$(吸着層総有効面積) = [ ] \quad (1)$$

また、吸着層の総有効面積と有機よう素フィルタで処理するベントガスの体積流量、更に吸着層厚さ [ ] を用いて、式(2)にてベントガスと吸着材の接触時間を算出する。

$$(接触時間) = (吸着層厚さ) \div \{ (ベントガス体積流量) \div (吸着層総有効面積) \} \quad (2)$$

式(2)にて算出したベントガスと吸着材の接触時間を、表3-9に記載する。

表3-9 よう素フィルタにおけるベントガスの体積流量、露点温度差、接触時間

	PCV圧力:2Pd 二次隔離弁: 調整開*1 ベントガス組成: 水蒸気(7%), 水素 ガス(34%), 窒素ガ ス(59%)*4	ベントガス質量 流量:4.5[kg/s]*2 二次隔離弁: 調整開*1 ベントガス組成: 水蒸気(100%)	ベントガス質量 流量:2.5[kg/s]*3 二次隔離弁: 調整開*1 ベントガス組成: 水蒸気(100%)
	ガス体積流量 [m <sup>3</sup> /s]		
	露点温度差 [K]		
	接触時間 [s]		

注記\*1: 6号機弁開度: 21.3% MAA P解析における事故シーケンス(大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失, W/W ベント)のベント開始時ベントガス質量流量(17.45 kg/s)となる弁開度

\*2: 事故発生1週間後に原子炉格納容器内にて発生する水蒸気量

\*3: 事故発生1か月後に原子炉格納容器内にて発生する水蒸気量

\*4: MAA P解析における事故シーケンス(大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失, W/W ベント)のベント開始時原子炉格納容器(S/C)内ガス組成より設定

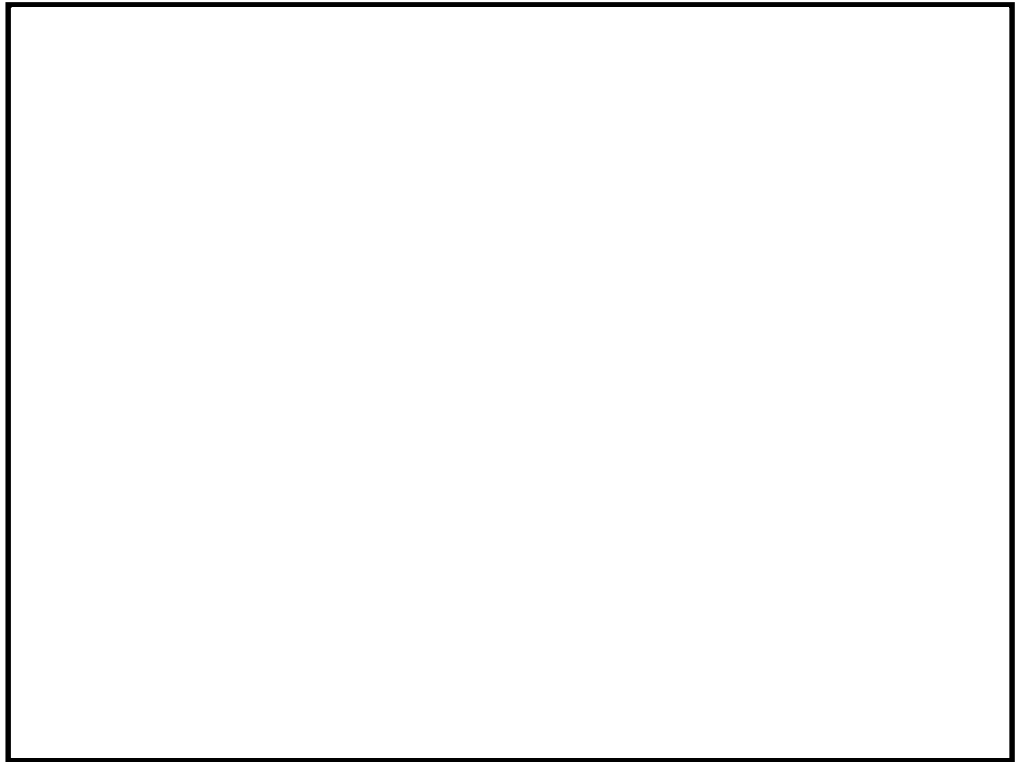


図 3-27 キャンドルユニット詳細図

表 3-9 より、実機のように素フィルタの運転範囲としては、表 3-10 のとおりとなる。

表 3-10 よう素フィルタ運転範囲

--

図 3-26 より、実機のように素フィルタの運転範囲における有機よう素の DF は、設計値である 50 以上であることが確認できる。

なお、露点温度差とベントガス・吸着材の接触時間については、原子炉格納容器内の圧力に応じて決まるものであり、格納容器圧力逃がし装置使用時には、表 3-10 の運転範囲内で変動する。また、これらのパラメータの変動は、よう素フィルタの性能を確保するのに必要な領域に収まることを確認している。そのため、よう素フィルタの性能を確保するためのよう素フィルタ温度等のパラメータ監視や制御の実施は不要である。

### 3.3.5 フィルタ装置の継続使用による性能への影響

フィルタ装置を継続使用することにより、放射性物質の除去性能に影響する可能性のある因子について検討する。

#### (1) エアロゾルの再浮遊

##### a. 水スクラバ部

###### (a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると、水スクラバで捕捉されたエアロゾルにより、水スクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。スクラバ水の水面近傍には、水の沸騰やスクラバノズルを通るベントガスによる気流により、細かい飛沫（液滴）が発生するが、その飛沫にエアロゾルが含まれていると、エアロゾルが水スクラバの後段に移行することが考えられる。

###### (b) 影響評価

水スクラバの後段には、液滴除去性能を有する金属フィルタが備えられており、水スクラバで発生した飛沫（液滴）は、金属フィルタにて除去される。

以上のとおり、フィルタ装置は、水スクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計となっている。

##### b. 金属フィルタ部

###### (a) 想定する状態

金属フィルタで捕捉されたエアロゾルが蓄積すると、崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇し、放射性物質の融点/沸点を超えた場合に液体/気体となる。これらの液体/気体がベントガス流により下流に流された場合、フィルタ装置下流側にエアロゾルを放出することが考えられる。

###### (b) 影響評価

金属フィルタに捕捉されたエアロゾルの崩壊熱は、ベント実施時はベントガスの流れによって冷却される。また、ベント停止後についても温度評価により金属フィルタの温度が、エアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：CsOHの融点：272.3℃）に対し、十分低く抑えることができることを確認している。

以上のとおり、フィルタ装置は、金属フィルタでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計となっている。



## (2) よう素の再揮発

## a. 水スクラバにおける無機よう素の再揮発

## (a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると、スクラバ水の温度上昇に伴い、スクラバ水中に捕捉した無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

また、スクラバ水は捕捉した放射性物質により照射環境となり、捕捉したよう素イオンの放射線照射により生成した無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

## (b) 影響評価

スクラバ水の温度上昇による影響については、スクラバ水がアルカリ性に保たれていれば、液相中の無機よう素とよう素イオンの平衡により、液相中の無機よう素が極めて少なくなるため、スクラバ水の温度上昇による無機よう素の気相部への移行量を十分小さくすることができる。

また、よう素イオンの放射線照射による無機よう素の生成についても、スクラバ水がアルカリ性に保たれていれば生じないことを、無機よう素再浮遊試験にて確認している。

なお、スクラバ水の pH は、無機よう素の DF を維持するため  以上を確保する運用としている。そのため、スクラバ水は常にアルカリ性となっていることから、水スクラバにおける無機よう素の再揮発の影響は十分小さい。

## b. よう素フィルタにおけるよう素の再揮発

## (a) 想定する状態

化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素ガスを通気することにより捕捉されているよう素を再揮発させる技術がある。よう素フィルタに充填された銀ゼオライトに、ベントガスに含まれる水素ガスが通気されると、捕捉されたよう素が再揮発することが考えられる。

また、よう素フィルタを継続使用すると、よう素フィルタに充填された銀ゼオライトは捕捉したよう素の放射線照射により離脱し、気相中に再揮発することが考えられる。

## (b) 影響評価

水素ガスによるよう素の再揮発は、 °C 以上の高温状態で水素ガスを通気した場合に起こることが知られている。一方、よう素フィルタに流入するガスは 200°C 以下であり、銀ゼオライトに水素ガスが通過したとしても、銀ゼオライトに捕捉されているよう素が再揮発することはない。

なお、ベント停止後のベントガスの流れが無い状態では、銀ゼオライトが高温となるリスクがあるため、ベント停止後にはフィルタ装置のスクラバ水を原子炉格納容器へ移送し、水素ガスの流入を防止することで、よう素フィ

ルタからのよう素の再揮発を防止する。

次に、放射線照射による影響については銀ゼオライト放射線照射試験にて確認しており、放射線照射による銀ゼオライトからのよう素の離脱の影響は無いことを確認している。そのため、銀ゼオライトが放射線照射を受けたとしても、銀ゼオライトに捕捉されているよう素が再揮発することはない。

### (3) フィルタの閉塞

#### a. 想定する状態

炉心損傷後のベント実施時には、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、コアコンクリート反応により発生する $\text{CaO}_2$ 等のコンクリート材料に起因するエアロゾル及び保温材等の熱的・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、スクラバノズルや金属フィルタに付着し、閉塞することが考えられる。

#### b. 影響評価

スクラバノズルを通過するガス流速は、高速となる。スクラバノズルの噴射穴寸法に対して、エアロゾルの粒子径は極めて小さく、スクラバノズルが閉塞することはない。

金属フィルタには、水スクラバで捕捉されなかったエアロゾルが移行するが、移行するエアロゾル量は、金属フィルタの許容負荷量に対して十分小さく、金属フィルタが閉塞することはない。

### (4) 薬剤の容量減少

#### a. 想定する状態

無機よう素は水スクラバにて薬剤（水酸化ナトリウム）との反応により捕捉されるが、薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には、無機よう素は捕捉されずに下流に流出されることが考えられる。

#### b. 影響評価

スクラバ水に含まれる水酸化ナトリウムの量は、原子炉格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達することはない。

(5) 吸着材の容量減少

a. 想定する状態

よう素フィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトが、よう素の捕捉によって吸着容量に達した場合には、よう素は捕捉されずに系外に放出されることが考えられる。

b. 影響評価

よう素フィルタで保持が可能なよう素の吸着容量（銀分子数）は、原子炉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。

(6) 吸着材の変質

a. 想定する状態

よう素フィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトは、放射線の照射環境、高湿度並びに光照射の環境に長期間晒されると、変質してよう素除去性能が低下することが考えられる。

b. 影響評価

放射線照射による影響については、よう素フィルタで想定される照射量以上の放射線を照射した銀ゼオライトの性能試験結果から捕捉性能を確認しており、よう素のDFへの影響はない。

高湿度による影響については、フィルタ装置とよう素フィルタの間にラプチャーディスクを設置し、通常待機時には、フィルタ装置のスクラバ水に起因する湿分がよう素フィルタ内に侵入することの防止、及びよう素フィルタ内を窒素ガスで置換するため、よう素のDFへの影響はない。

光照射による影響については、よう素フィルタはステンレス鋼製の容器とし、よう素フィルタ内に充填される銀ゼオライトに光が照射されないようにするため、よう素のDFへの影響はない。

(7) スクラバ水性状変化による影響

a. 想定する状態

ベントに伴い飛来するエアロゾルが水スクラバに大量に捕捉されると、スクラバ水の性状が変化し、DFに影響することが考えられる。

b. 影響評価

エアロゾルには、水溶性のエアロゾルと非水溶性のエアロゾルがある。したがって、水溶性エアロゾルとしてCsIを、非水溶性エアロゾルとしてTiO<sub>2</sub>それぞれをスクラバ水に大量に投入した水スクラバ単体のDF性能試験を実施し、エアロゾルを投入しない場合のDF性能試験結果と比較することで、スク

ラバ水の性状変化が水スクラバの DF に影響しないことを確認している。そのため、エアロゾルが水スクラバに大量に捕捉され、スクラバ水の性状が変化したとしても、DF に影響することはない。

(8) スクラバノズルの振動による脱落

a. 想定する状態

スクラバノズルは、図 3-28 に示すとおり、ユニオンにより接続されている。フィルタ装置使用中は、スクラバノズルからはベントガスが勢いよく噴射され、それによる流力振動によりユニオンが緩むおそれがある。ユニオンが緩み、スクラバノズルが脱落してしまった場合、水スクラバの DF が低下することが考えられる。



図 3-28 スクラバノズル構造図

b. 影響評価

対策として、図 3-29 に示すとおりユニオンにワイヤリングを施し、フィルタ装置使用時のスクラバノズルユニオンの緩みを防止する。なお、ワイヤリングに用いるワイヤの材質は、腐食の発生を考慮し SUS316L とする。



図 3-29 ワイヤリング

## (9) よう素による金属フィルタ腐食の影響

## a. 想定する状態

フィルタ装置に設置される金属フィルタはステンレス鋼製である。ステンレス鋼にベントガスに含まれる CsI や  $I_2$  に由来する  $I^-$  が付着すると、ハロゲン元素イオンであることから、ステンレスの保護被膜を破壊し、局所腐食の原因となる可能性がある。そこに  $O_2$  が存在すると、保護被膜が破壊された箇所の腐食が進展するおそれがある。

## b. 影響評価

フィルタ装置には、金属フィルタの前段に水スクラバが設置されており、CsI や  $I_2$  の大部分は水スクラバに捕捉される。そのため、フィルタ装置の金属フィルタには、CsI や  $I_2$  に由来する  $I^-$  が付着するとしても微量\*であると考えられる。さらに、フィルタ装置に流入するベントガスはほとんど水蒸気であり、 $O_2$  は微量であることから、酸化性が弱く、腐食反応は進みにくいと考えられる。

なお、金属フィルタに CsI が付着した場合の影響試験により、CsI の付着による金属フィルタのエアロゾル除去性能の低下は生じないことを確認している。そのため、よう素種に起因する金属フィルタの腐食により、金属フィルタのエアロゾル捕捉性能が低下することはない。

注記\*：よう素の炉内内蔵量は、平衡炉心末期を対象とした解析コード ORIGEN 2 の計算結果から約 29.1kg となる。また、原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を保守的に 100% とし、原子炉格納容器に放出される各よう素の生成割合を Regulatory Guide 1.195 に基づき、粒子状よ

う素5%，無機よう素91%とすると，金属フィルタへの各よう素の流入量は下記のとおり微量と評価される。

(a) 粒子状よう素：約42.8g

エアロゾルに対する水スクラバのオーバーオールDF（除去性能試験結果からDF34）を考慮すると，約42.8g（ $=29100\text{g} \times 1 \times 0.05 \div 34$ ）となる。なお，原子炉格納容器内DF（沈着，サプレッションプールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ）も期待すると，金属フィルタへの粒子状よう素の流入量はさらに小さくなる。

(b) 無機よう素：約0.132g

原子炉格納容器内DF（自然沈着：CSE実験に基づきDF200）及びフィルタ装置の無機よう素DF（DF1000）を考慮すると，約0.132g（ $=29100\text{g} \times 1 \times 0.91 \div 200 \div 1000$ ）となる。

#### 4. 設備の維持管理

##### (1) 点検方法

保全方式の選定にあたっては「原子力発電所の保守管理規定（J E A C 4 2 0 9）MC-11-1-1 保全方式の選定」に基づき、適切な方針を選定することとした。

格納容器圧力逃がし装置は、設備の重要性から予防保全を行うことが適切である。機械設備、電気設備及び計測設備については、運転経験、劣化の進展予測等から、定期的な保全が妥当と判断するため、時間基準保全とする。

フィルタ装置の容器及び容器内部構造物については、スクラバ水の薬液に対する劣化状況について確認するため、マンホールを開放して定期的な内部点検を行う必要がある。また、銀ゼオライトについても発電所内で設置した類似事例がないことから、よう素フィルタ本体の定期的な開放点検等で劣化の進展状況を把握する必要があるため、同様に時間基準保全とする。

##### a. 機械設備

格納容器圧力逃がし装置の機械設備は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。

対象機器毎の点検項目及び点検内容は、表 4-1 のとおりである。点検周期は機能や設置環境の類似した既設類似機器を踏襲して設定している。なお、点検周期については、今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。

表 4-1 機械設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検周期*1		点検項目	点検内容	
	本格	簡易		本格点検	簡易点検
フィルタ装置	4	—	1. 本体 2. 機能確認	a. マンホール開放 b. 外観点検 a. 漏えい確認	— —
内部構造物 ・スクラバノズル ・気泡細分化装置 ・金属フィルタ ・整流板 ・吸着塔	4	—	1. 本体 2. 機能確認	a. 外観点検 a. 外観点検	— —
スクラバ水	1	—	1. 機能確認	a. pH 値の確認	—
よう素フィルタ 銀ゼオライト	1	—	1. 機能確認	a. 銀ゼオライトよう素除去性能試験	—
ドレン移送 ポンプ (キャンド型)	2	1	1. 本体 2. 機能確認	a. 下記の部分の点検手入れ ・ケーシング, リアカバー ・羽根車 ・キャン, ローター a. 漏えい確認 b. 絶縁抵抗測定 c. 巻線抵抗測定 d. 試運転	a. 外観点検 a. 漏えい確認 b. 絶縁抵抗測定 c. 巻線抵抗測定 d. 試運転
伸縮継手	1	—	1. 本体 2. 機能確認	a. 外観点検 b. カバー取替 a. 窒素封入圧力確認*2	— —
オリフィス	10	1	1. 本体 2. 機能確認	a. 外観点検 a. 外観点検	— a. 窒素封入圧力確認*2
ラプチャー ディスク	2	1	1. 本体 2. 機能確認	a. ラプチャーディスク取替 b. フランジ面手入れ a. 窒素封入圧力確認*2	— a. 窒素封入圧力確認*2
配管	10	1	1. 本体 2. 機能確認	a. 外観点検 b. フランジ部点検手入れ a. 漏えい確認	— a. 窒素封入圧力確認*2 b. 弁開閉試験時漏えい確認*3
弁	10	1	1. 本体 2. 機能確認	a. 弁箱内面点検手入れ b. 弁体, 弁座, 弁棒の点検手入れ c. パッキン類取替 d. 外観点検 a. 漏えい確認 b. 動作試験	— a. 窒素封入圧力確認*2 b. 弁開閉試験時漏えい確認*3 c. 動作試験 (駆動部付弁)

注記\*1：点検周期の単位はサイクル。

\*2：窒素封入圧力及びスクラバ水位は、簡易点検のほかにパトロール時等において定期的に確認を実施する。



\*3：空気作動弁の電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験時に，空気作動弁『開』保持状態（駆動空気を供給している状態）において，駆動空気供給系の漏えい確認を行う。

b. 電気設備

格納容器圧力逃がし装置の電気設備は，設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により，設備性能を確保していることの確認を行う。

対象機器毎の点検項目及び点検内容は，表 4-2 のとおりである。

なお，点検周期については，今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。

表 4-2 電気設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検周期*	点検項目	点検内容
電動弁	6	1. 原動機	a. 外観点検 b. 電磁ブレーキ点検
		2. トルクスイッチ	a. トルクスイッチ点検 b. 設定値確認
		3. リミットスイッチ	a. リミットスイッチ点検 b. 潤滑油脂交換
		4. 収納箱	a. 配線類点検
		5. 開度計	a. 外観点検 b. 指示値確認
		6. 試験・測定	a. 絶縁抵抗測定 b. 開閉試験 c. 巻線抵抗測定 d. ディクラッチレバー切替試験

注記\*：点検周期の単位はサイクル。

c. 計測設備

格納容器圧力逃がし装置の計測設備は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。

対象機器毎の点検項目及び点検内容は、表 4-3 のとおりである。

なお、点検周期については、今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。

表 4-3 計測設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検周期*	点検項目	点検内容
圧力計	1	1. 外観点検	a. 各部点検手入れ
		2. 特性試験	a. 校正
電気式変換器	1	1. 外観点検	a. 各部点検手入れ
		2. 特性試験	a. 校正 b. ループ校正
電気式指示計	1	1. 特性試験	a. 校正・ループ校正
電気式記録計	1	1. 特性試験	a. 校正
電磁流量計	1	1. 分解点検	a. 分解点検手入れ
電磁弁	1	1. 外観点検	a. 各部点検手入れ
		2. 特性試験	a. 絶縁抵抗, 直流抵抗測定 b. 動作試験
制御盤	1	1. 外観点検	a. 盤(ラック), 及び 取付器具点検手入れ
検出器モニタ	1	1. 外観点検	a. 各部点検手入れ
		2. 特性試験	a. 回路特性試験 b. 線源校正試験
水素検出装置	1	1. 外観点検	a. 各部点検手入れ
		2. 特性試験	a. 回路特性試験 b. 基準ガスによる校正
サンプリング機器	1	1. 外観点検	a. サンプリング装置 点検手入れ
		2. 分解点検	a. ポンプ分解点検 手入れ
		3. 特性・性能 試験	a. インサービス後の 調整
pH 計	1	1. 外観点検	a. 各部点検手入れ
		2. 特性試験	a. 回路特性試験

注記\*：点検周期の単位はサイクル。

## (2) 試験方法

格納容器圧力逃がし装置の機能検査として、「弁開閉試験」，「ドレン移送ポンプ作動試験」，「漏えい試験」，「スクラバ水質確認試験」及び「よう素フィルタ（銀ゼオライト）性能確認試験」を実施する。

### a. 弁開閉試験

弁開閉試験の概要図を図 4-1 に示す。

以下の弁開閉試験を実施することにより，ベント操作時に必要な流路が確保できることを確認する。

#### (a) 空気作動弁（弁番号：①，②，③）

- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験：①\*，②\*，③
- ・遠隔手動弁操作設備による人力での弁開閉試験：①，②，③
- ・電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験：①，②，③

#### (b) 電動弁（弁番号：④，⑤，⑥，⑦）

- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験：④\*，⑤，⑥，⑦\*
- ・弁駆動部の遠隔手動弁操作設備による人力での弁開閉試験：④，⑦

注記\*：当該弁の中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験は，格納容器隔離弁の弁開閉試験として別途実施する。

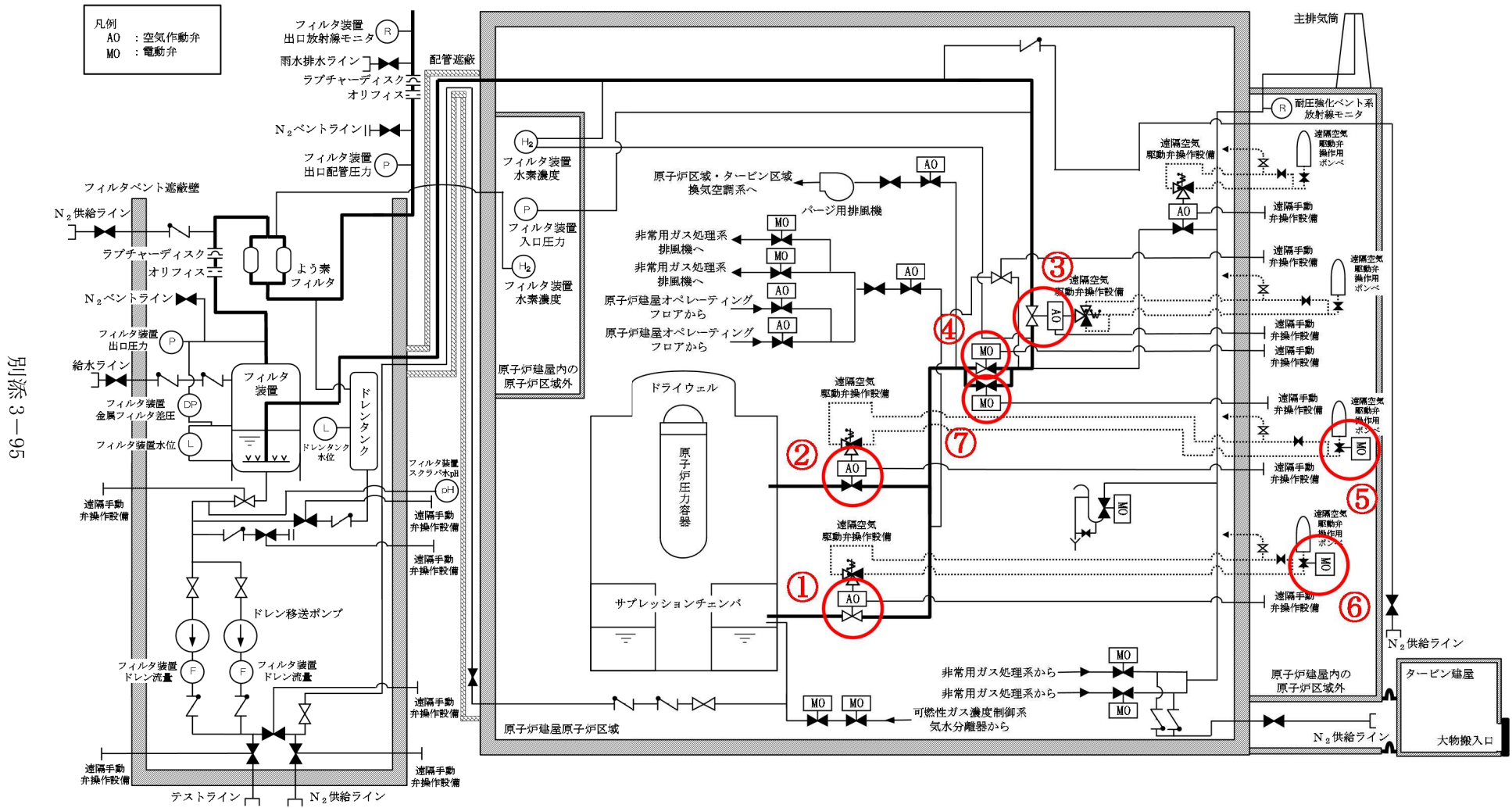


図 4-1 格納容器圧力逃がし装置機能検査対象弁

別添 3-95

b. ドレン移送ポンプ作動試験

ドレン移送ポンプ作動試験の概要図を図4-2に示す。

仮設テストラインを使用してドレン移送ポンプの作動試験を実施することで、継続的なベントに必要な流量の凝縮水を移送できることを確認する。

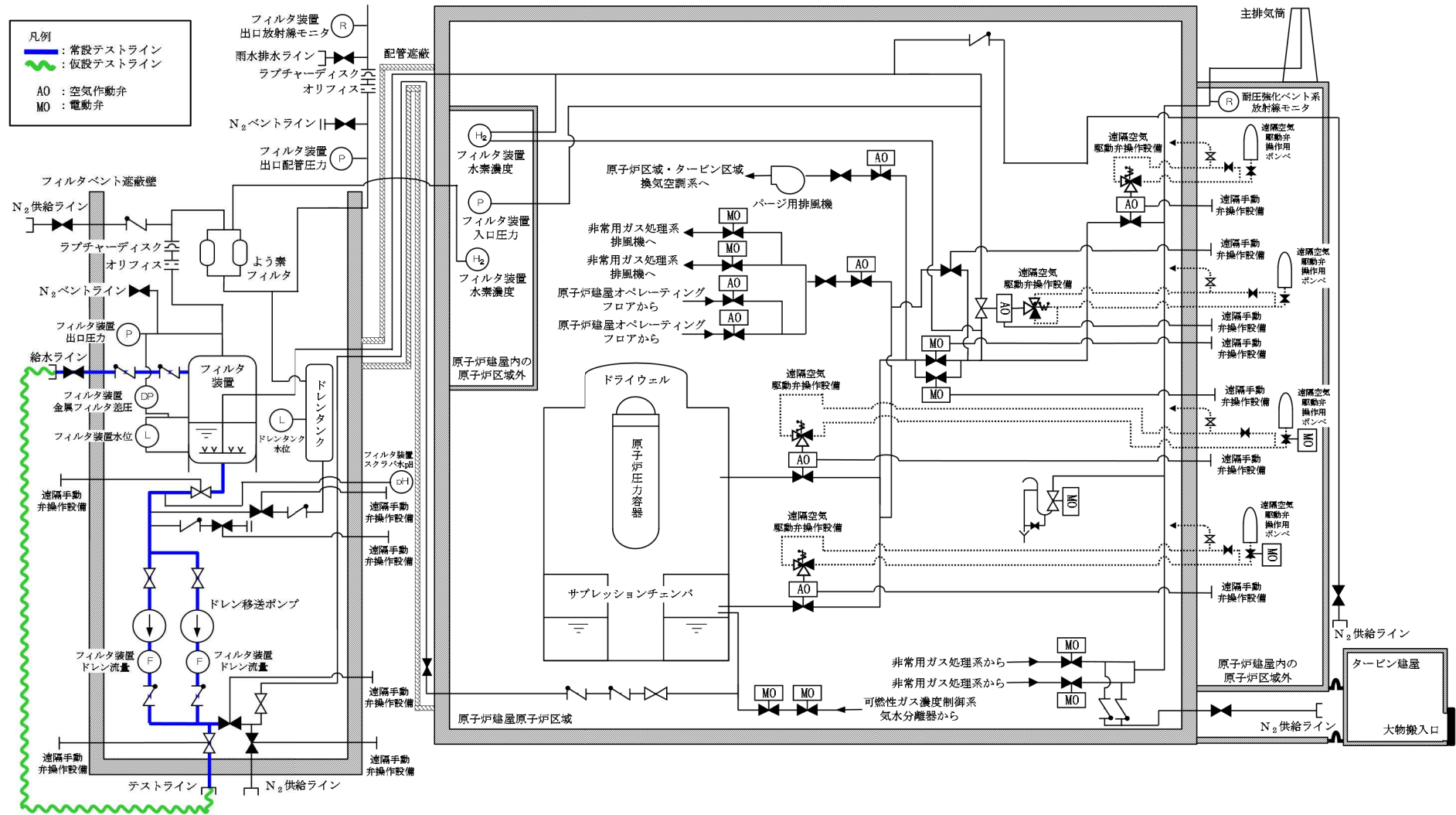


図4-2 ドレン移送ポンプ作動試験概要図

c. 漏えい試験（主配管）

漏えい試験の試験条件・目的・方法を表4-4に、試験概要図を図4-3に示す。漏えい試験の各条件について下記(a)～(c)に整理する。

(a) 加圧媒体

格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力0.62MPaでのベント開始時の系統内は窒素ガスが支配的であること、また、ベント継続中に漏えい防止対象となる放射性物質は窒素より分子量が大きいことから、窒素ガスを加圧媒体とすることは妥当であると判断する。なお、事故時に発生する水素ガスについては、事故時において系統内から漏えいする可能性はあるものの、建屋外については外気により拡散すること、建屋内については静的触媒式水素再結合器による処理が期待できること、試験時の安全性確保の観点から、水素ガスを加圧媒体とした漏えい試験は行わない。

(b) 試験圧力

漏えい試験では、系統内が不活性状態で維持されていることの確認として窒素封入圧力0.01MPa以上が維持されていること、並びに、系統が使用時にバウンダリ機能を維持できることの確認として最高使用圧力0.62MPa及び0.25MPaを試験圧力とする。

(c) 試験温度

漏えい試験では、系統の最高使用温度200℃を模擬することが困難となることから約180℃低い常温約20℃での漏えい確認となるが、試験温度については、環境温度が高い場合、配管が熱膨張した状態となり、フランジ部パッキンに圧縮荷重が付加されることによりシール性が向上するものとなることから、常温での試験環境は、保守的となる。

また、同様に系統最高使用温度での漏えい確認が困難な原子炉圧力容器の漏えい試験では、通常運転温度約280℃に対し180℃以上低い100℃以下で漏えい確認を行っていることから、常温での漏えい確認で十分であると判断する。

表 4-4 漏えい試験の試験条件・目的・方法

	加圧媒体	試験圧力	試験温度	試験目的・方法
簡易 点検	窒素ガス	0.01MPa 以上(窒素 パージ 圧力)	常温	系統内を不活性状態に維持することを目的に、系統全体を窒素パージ圧力(通常待機状態)に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。
本格 点検	窒素ガス	0.62MPa (最高使用 圧力)	常温	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために、系統全体を最高使用圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。  (フィルタ装置入口弁からラプチャーディスク(フィルタ装置出口側)まで)
		0.25MPa (最高使用 圧力)		使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために、系統全体を最高使用圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。  (ラプチャーディスク(フィルタ装置出口側)からラプチャーディスク(よう素フィルタ出口側)まで)





d. 漏えい試験（遠隔空気駆動弁操作設備）

上記 a. 弁開閉試験（a） 空気作動弁の電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験において、空気作動弁が「開」の状態（駆動空気を供給している状態）にて、駆動空気系の機器（ポンペ、配管、フランジ、弁）の各部より、駆動空気の漏えいのないことを確認する。

e. スクラバ水質確認試験

スクラバ水質確認試験は、格納容器圧力逃がし装置通常待機時に、ドレンラインからサンプル水を採取・分析を実施し、スクラバ水が規定の薬液濃度であることを確認する。

f. よう素フィルタ（銀ゼオライト）性能確認試験

よう素フィルタに充填される銀ゼオライトについては、よう素フィルタと同等の環境に保管される銀ゼオライトサンプルを用いてよう素除去性能試験を行い、規定の性能が確保されていることを確認する。

可燃性ガスの爆発防止対策について

1. 格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置の系統内で可燃性ガスの爆発が発生した場合、格納容器圧力逃がし装置に期待している放射性物質の低減効果が喪失するおそれ又はフィルタ装置内で保持している放射性物質の外部への放出のおそれがあるため、設計及び運用により系統内での可燃性ガスの爆発を防止する。

1.1 考慮する可燃性ガスの種類及び対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故等時に発生するおそれのある可燃性ガスとして、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び金属腐食により発生する水素ガスが考えられる\*<sup>1</sup>。これらの反応によって原子炉格納容器内水素濃度は、可燃限界濃度である4vol%を大きく上回るが、原子炉格納容器内雰囲気は通常待機時から不活性化することに加え、水の放射線分解によって発生する酸素ガスを考慮しても酸素濃度を可燃限界であるドライ条件で5vol%未満に管理することで、水素ガス及び酸素ガスが同時に可燃限界に到達することを防止する。格納容器圧力逃がし装置の系統内については、待機状態から系統内を窒素ガスで不活性化することにより、原子炉格納容器内の水素が排出経路を通過する際における水素燃焼を防止する。

また、格納容器圧力逃がし装置の配管については、ベント実施時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素ガス及び酸素ガスの滞留を防止するために、配管ルートにUシール部ができないように配置することを基本とし、Uシール部ができる箇所についてはドレンタンクを設ける。

なお、水素燃焼の条件として、水素濃度4vol%かつ酸素濃度5vol%以上の条件に加えて、着火源又は500℃以上の発熱源が必要となるが、原子炉格納容器内における着火源又は500℃以上の発熱源の不確かさが大きいいため、酸素濃度を管理することで水素燃焼を防止する。

注記\*1：溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合、可燃性ガスである一酸化炭素が発生するが、格納容器下部注水系により原子炉格納容器下部に水張りした状態で溶融炉心が落下するため、溶融炉心・コンクリート相互作用はほとんど発生せず、一酸化炭素の発生量は無視できるほど小さいことから、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮しないこととした。なお、仮に溶融炉心・コンクリート相互作用により、ペDESTALのコンクリートが床面で約8cm及び壁面で約7cm 侵食した場合でも、一酸化炭素の発生量は約25kgであり、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における水素発生量1400kg に対して十分に低いこと及び一酸化炭素の可燃限界濃度が空気中において12.5vol%\*<sup>2</sup>であることを踏まえ

ると、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮不要と考える。

\*2：国際化学物質安全性カード（ICSC） 一酸化炭素

## 1.2 系統の各運転状態における設計上の考慮

### (1) 系統待機状態①：通常待機時

#### a. 水素燃焼防止対策

通常待機時においては、原子炉格納容器と同様に系統内を窒素ガスで不活性化  
する設計としている。フィルタ装置から放出端へ至る配管上には、窒素置換時に  
大気と隔離するため、ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）を設けてい  
る。このラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）は、原子炉格納容器から  
の排気と比較して、十分低い圧力で開放するよう設計している。

#### b. 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、水素ガスの発生がないため、監視不要であ  
る。この系統状態における水素燃焼防止対策概要を図1-1に示す。



(2) 系統待機状態②：重大事故等時，ベント実施前

a. 水素燃焼防止対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気は，水蒸気，窒素ガス，水素ガス及び酸素ガスが混合した状態となるが，ベント実施前の系統は原子炉格納容器内からのガスの流入はないため，不活性状態が保たれる。

b. 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては，系統内に水素ガスが持ち込まれないため，監視不要である。この系統状態における水素燃焼防止対策概要を図1-2に示す。



(3) 系統運転状態①：ベント実施直後

a. 水素燃焼防止対策

ベント開始時において、ベントガス中の蒸気がスクラバ水によって凝縮された場合、酸素濃度が上昇することで、水素燃焼が発生するおそれがあるが、ベント実施前から、原子炉格納容器内の酸素濃度をウェット条件及びドライ条件で監視し、ウェット条件の酸素濃度が4vol%に到達したこと、及びドライ条件の酸素濃度が5vol%以下であることを格納容器ベント開始の判断基準に設定していること、ベント実施直後のベントガスのモル組成としては水蒸気、水素ガス及び窒素ガスが支配的であり酸素ガスはほとんど含まれていないこと、及び格納容器圧力逃がし装置系統内は不活性化されているため、仮にベントガス中の蒸気すべてがスクラバ水によって凝縮された場合においても水素燃焼は発生しない。また、原子炉格納容器内の気体については、格納容器スプレイ及び温度差による自然対流効果によって均一に攪拌されており、濃度が一樣となるため、酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度）により原子炉格納容器全体の濃度を代表して監視することができる。

b. 系統における水素濃度監視

ベントにより原子炉格納容器から可燃限界を超えた水素ガスが流入するが、原子炉格納容器内の酸素ガスを可燃限界未満で管理していることから監視不要である。

c. 対向流による空気の流入

フィルタ装置内が負圧に至るような状況下では、対向流が発生することにより、フィルタ装置内に空気が流入するおそれがある。しかしながら、格納容器ベント実施時におけるスクラバ水沸騰までの間、ベントガス中の蒸気がスクラバ水によって凝縮された場合においても、蒸気の供給が継続的に行われるためフィルタ装置内が負圧にならないこと、及び非凝縮性ガスの排出は継続されることから、対向流は発生しない。

d. 枝管における水素ガス及び酸素ガスの蓄積について

原子炉格納容器内の酸素濃度については、ドライ条件に換算して、5vol%未満に管理することから、ベント実施中において、仮に枝管におけるベントガスの蓄積があった場合においても、枝管での水素燃焼は発生しないと考えられるが、枝管内での成層化等によって混合ガスの濃度が変化した場合、枝管での水素燃焼のおそれがある。そのため、枝管内での混合ガスの蓄積評価を実施する。枝管における水素ガス及び酸素ガスの混合ガスの蓄積の評価については「BWR配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン(第3版)」(日本原子力技術協会)に基づき実施した。整理結果を表1-1、系統図を図1-3、鳥瞰図を図1-4に示す。



換気空調系の隔離弁までの配管（表1-1のNo. ①）については水平枝管，耐圧強化ベント系の二次隔離弁までの配管（表1-1のNo. ②）及び耐圧強化ベント系の二次隔離弁バイパス弁までの配管（表1-1のNo. ③）については上向き枝管であり，枝管長さ $l$ ／枝管内径 $d$ が不燃限界長さ（ $l' / d$ ）の判定値又は換気限界長さ以内であることから，水素ガスは不燃限界濃度を超えて蓄積しないと判断する。また，D/Wベントライン（表1-1のNo. ⑤）は水平枝管（下り勾配）であるため，水素が蓄積することはない。

一方，非常用ガス処理系の隔離弁までの配管（表1-1のNo. ④）については，水平及び上向きで分岐する組合せ枝管であり閉止端までの長さが長いため，水素ガスが不燃限界濃度を超えて蓄積する可能性がある。そのため，ベント時に水素ガスを連続してベントの主ラインに排出させるバイパスラインを設置し，水素ガスが蓄積することのない設計とする。

上記を踏まえて，水素ガス滞留防止のために設置するバイパスラインの設置箇所を図1-5に示す。

e. ラプチャーディスクの下流における水素燃焼について

原子炉格納容器からラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）までは不活性化されていること，及び原子炉格納容器内の酸素濃度をドライ条件で可燃限界未満に維持することで，高濃度の水素雰囲気においても水素燃焼は発生しないが，ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）以降については，不活性化していない範囲であるため，高濃度の水素ガスと空気が触れることで水素燃焼のおそれがある。しかしながら，ベント実施直後は，原子炉格納容器からのベントガスによって系統内の窒素ガスが押し出され，ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）以降の空気が排出されることから，放出端までの範囲で高濃度の水素ガスが空気と触れず，水素燃焼が発生することはないと考えられる。また，放出端から先については，大気であるものの，大気中には着火源等がなく，水素燃焼は発生しないと考えられる。

表 1-1 主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さ と 内径等

No.	系統	配管の分類	枝管長さ l(m)	枝管内径 d(m)	l/d	不燃限界長さ (l' /d) の判定値*1	換気限界 長さ*2	対応方針
①	換気空調系	水平 枝管	0.657	0.5398	1.22	70		対策不要
②	耐圧強化 ベント系 (二次隔離弁)	上向き 枝管	0.6236	0.527	1.19		4.77	対策不要
③	耐圧強化 ベント系 (二次隔離弁 バイパス弁)	上向き*3 枝管	2.5473	0.5398	4.72		4.77	対策不要
④	非常用ガス 処理系	組合せ 枝管	2.0 (400A) 11.7 (250A)	0.3874 0.2488				バイパス ライン 設置
⑤	D/W ベント ライン	水平 枝管 (下り 勾配)	6.0	0.5398				対策不要

注記\*1: 「BWR 配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン (第 3 版)」 (日本原子力技術協会) のうち解説表 3.3.-1 から選定した値。

\*2: 「BWR 配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン (第 3 版)」 (日本原子力技術協会) のうち付録式(4.1-3)から算出した値。

\*3: 分岐方向は水平であるが、分岐直後に上向きとなる。

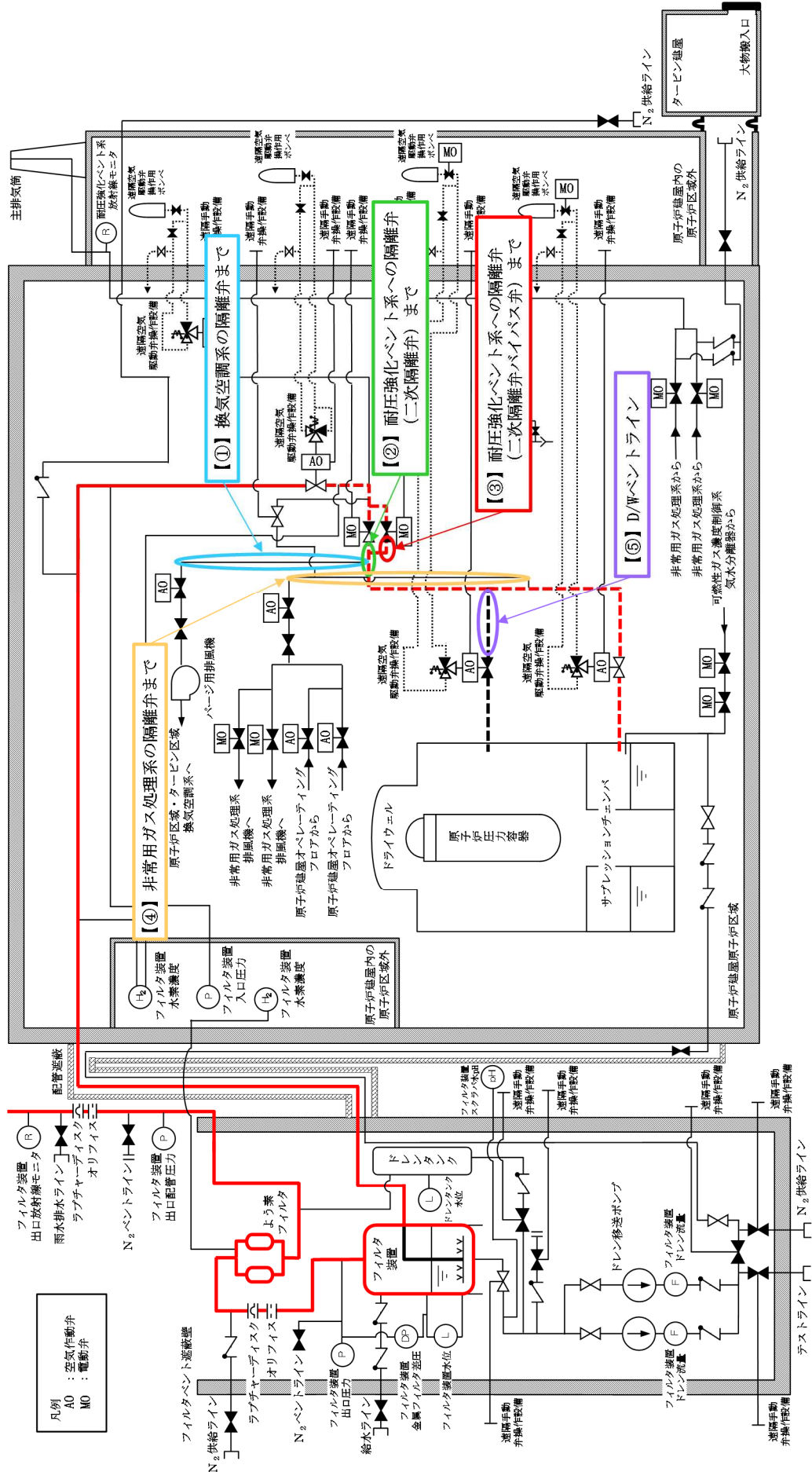


図1-3 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管系統図

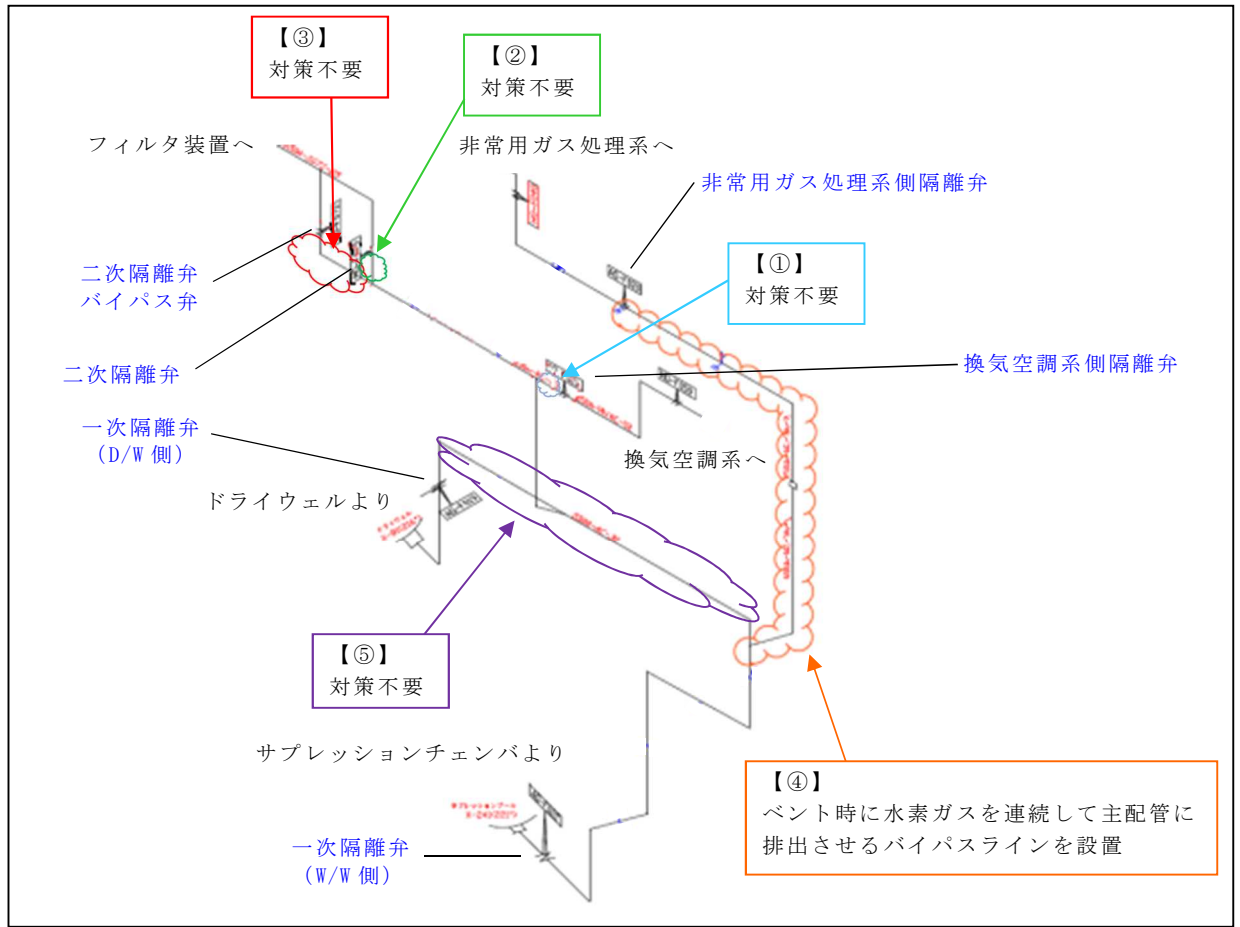


図 1-4 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図

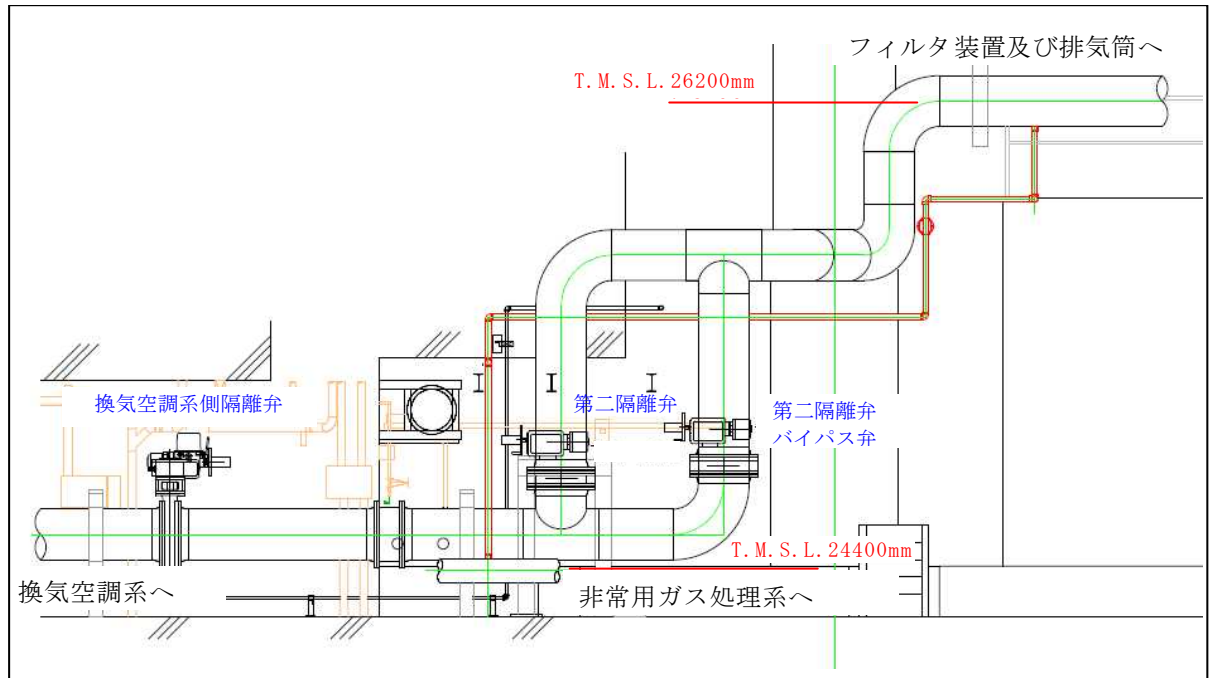


図 1-5 非常用ガス処理系までの配管に対するバイパスラインの設置位置図

この系統状態における水素燃焼防止対策概要を図1-6に、水素濃度監視設備（格納容器内水素濃度）及び酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度）の概要図を図1-7に、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるG値を設計基準事故ベースとした場合の原子炉格納容器の気相濃度の推移を図1-8及び図1-9に示す。なお、図に示す原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスの気相濃度については、MAAP解析に基づく水-ジルコニウム反応により発生する水素ガスに加え、MAAP解析で考慮していない水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスについても考慮している。

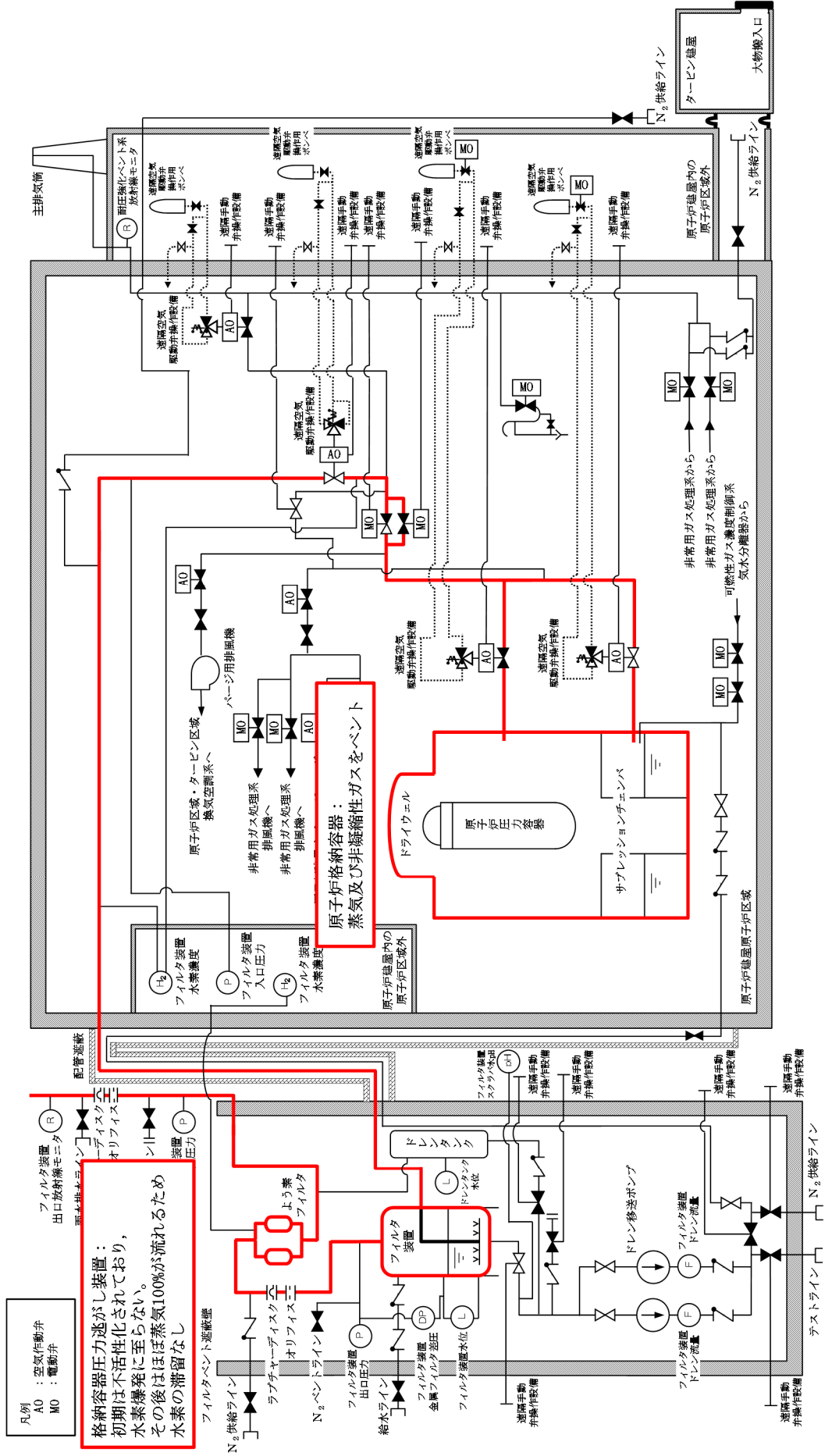


図1-6 水素燃焼防止対策（系統運転状態）

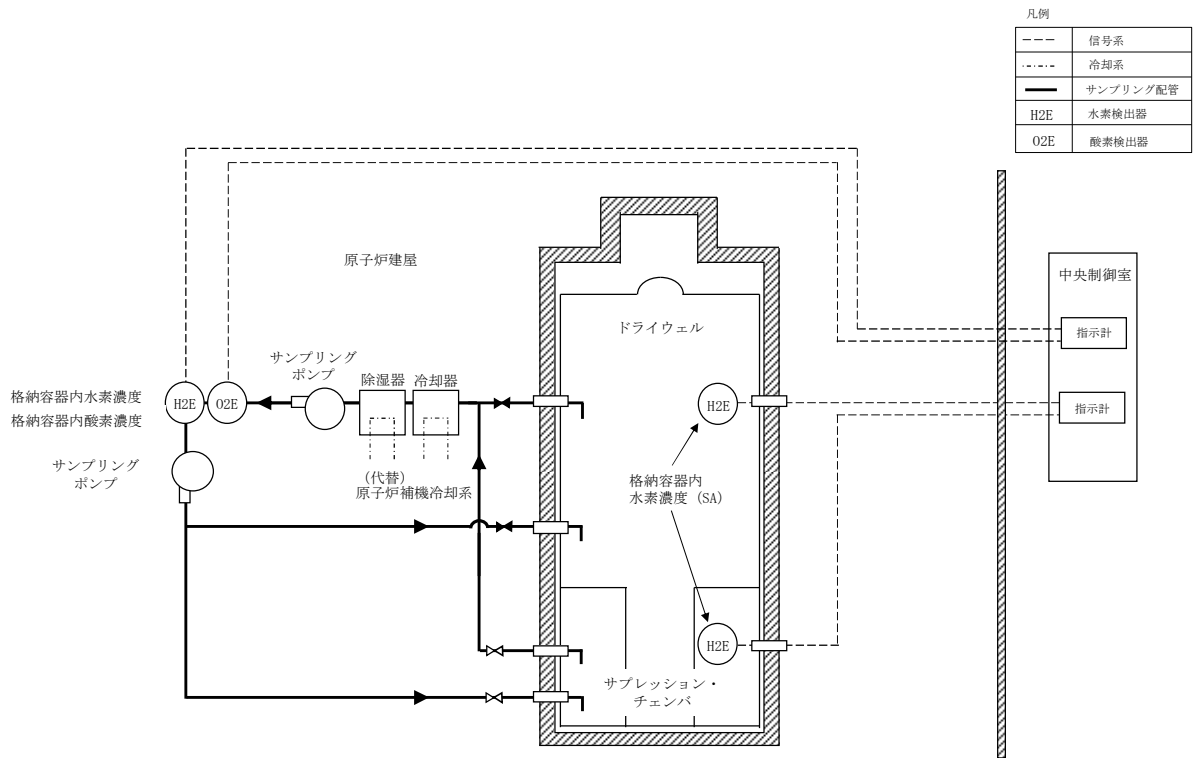


図 1-7 水素濃度監視設備（格納容器内水素濃度）及び酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度）に関する系統概要図

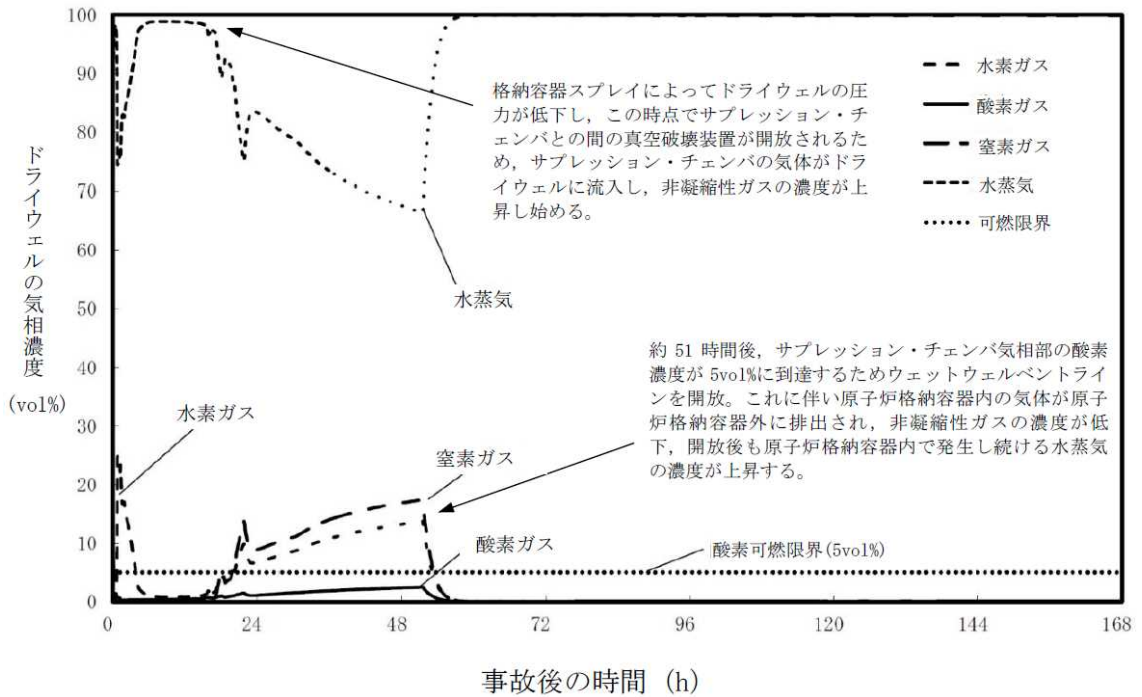


図1-8 事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）  
におけるG値を設計基準事故ベースとした場合の  
ドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）\*

注記\*：令和元年6月19日付け「原規規発第1906194号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類  
十7.2.4 水素燃焼 7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価(3)有効性評価の結果における第7.2.4-12図 G値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）



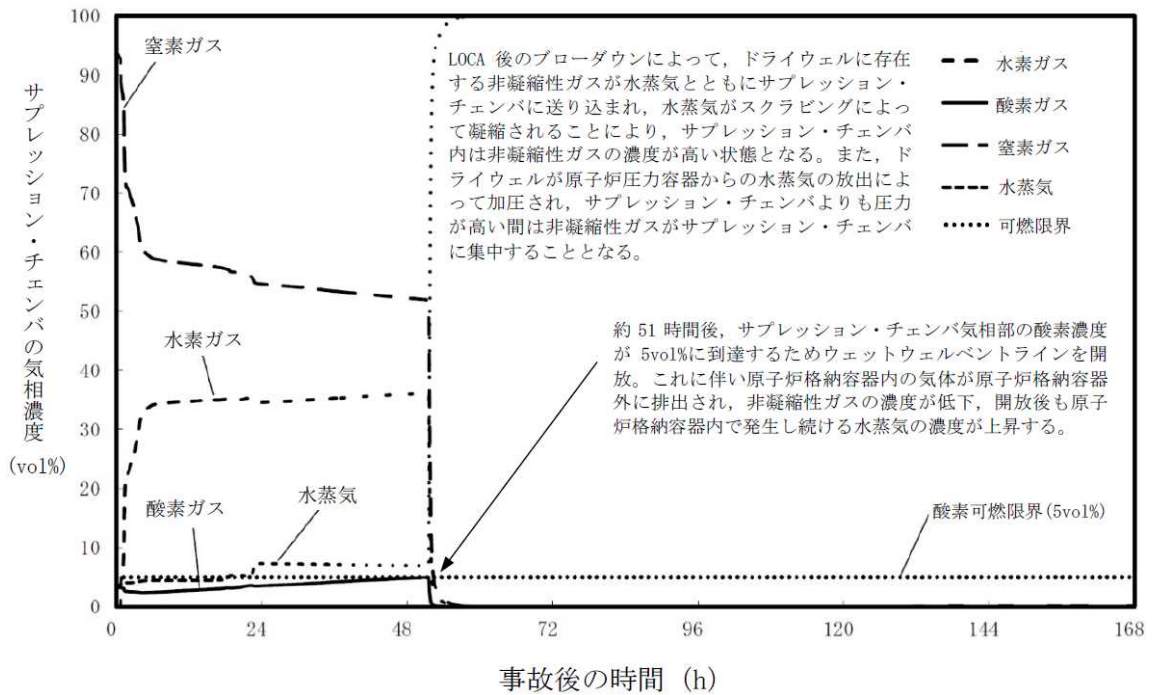


図1-9 事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）  
 におけるG値を設計基準事故ベースとした場合の  
 サプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）\*

注記\*：令和元年6月19日付け「原規規発第1906194号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類  
 十7.2.4 水素燃焼 7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価(3)有効性評価の結果における第7.2.4-13図 G値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

(4) 系統運転状態②：非凝縮性ガス排出（ベント開始後1時間程度）後

a. 水素燃焼防止対策

ベント実施に伴うサプレッションチェンバプール水の減圧沸騰により、可燃性ガスを含む非凝縮性ガスが排出された以降の原子炉格納容器は、ほぼ水蒸気で満たされた状態となり、系統へ流入するベントガスもほぼ水蒸気となることから、水素燃焼は発生しない。

b. 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度については、ベントガスがほぼ蒸気となっていることから、監視不要である。

c. 対向流による空気の流入

原子炉格納容器及び系統から非凝縮性ガスが排出された以降は、仮に対向流が発生した場合であっても、原子炉格納容器及び系統内はほぼ蒸気で満たされている状態となるため、水素燃焼は発生しない。

この系統状態における水素燃焼防止対策概要は図1-6と同様である。

(5) ベント停止後

a. 水素燃焼防止対策

ベント停止後、スクラバ水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生するため、フィルタ装置の上流から可搬型窒素供給装置等による窒素ガス供給を間欠的に実施し、系統のパージを継続することで、水素燃焼を防止する。

窒素ガス供給を実施する場合、可燃限界濃度に到達するまでに十分な時間があることを確認している（3.可搬型窒素供給装置 参照）。

b. 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、窒素ガス供給による系統パージ停止後において、水素ガスが長期的に系統内に滞留しないことを確認するため、監視を実施する。

c. ドレン移送ライン使用時における原子炉格納容器内への空気流入の影響について

ベント停止後は、図1-10に示すとおり、ドレン移送ポンプを用いてスクラバ水をサプレッションチェンバへ移送することとしている。ベント実施中、スクラバ水をサプレッションチェンバへ移送した後は、ドレン移送ポンプ下流側配管は可搬型窒素供給装置によって窒素ガスを封入することとしている。そのため、ドレン移送ラインに酸素ガスは存在しないことから、ベント停止後にスクラバ水をサプレッションチェンバへ移送することにより、原子炉格納容器に空気が流入することはない。

この系統状態における水素燃焼防止対策概要を図1-11に示す。

別添3-118

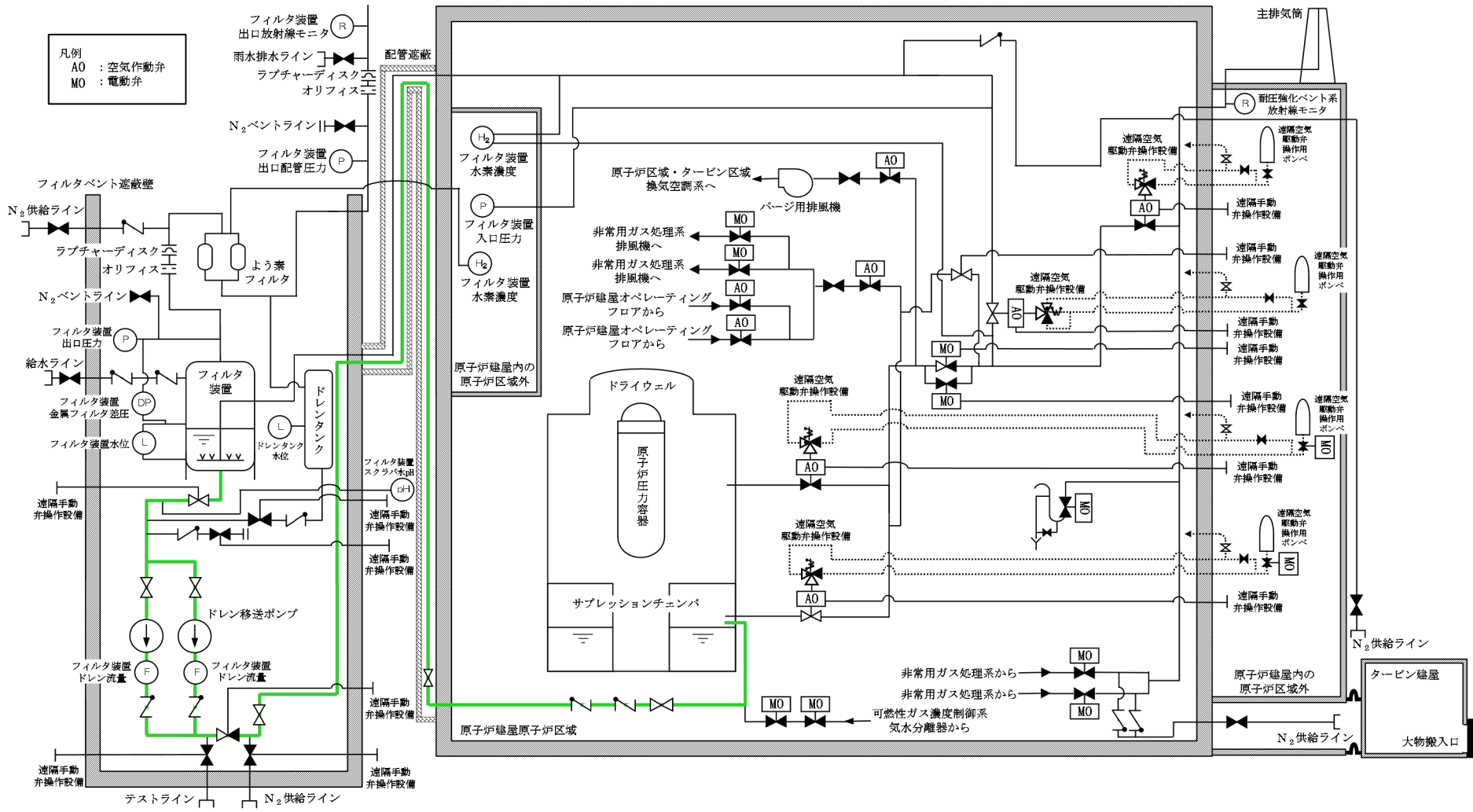


図1-10 移送ラインシステム概要図

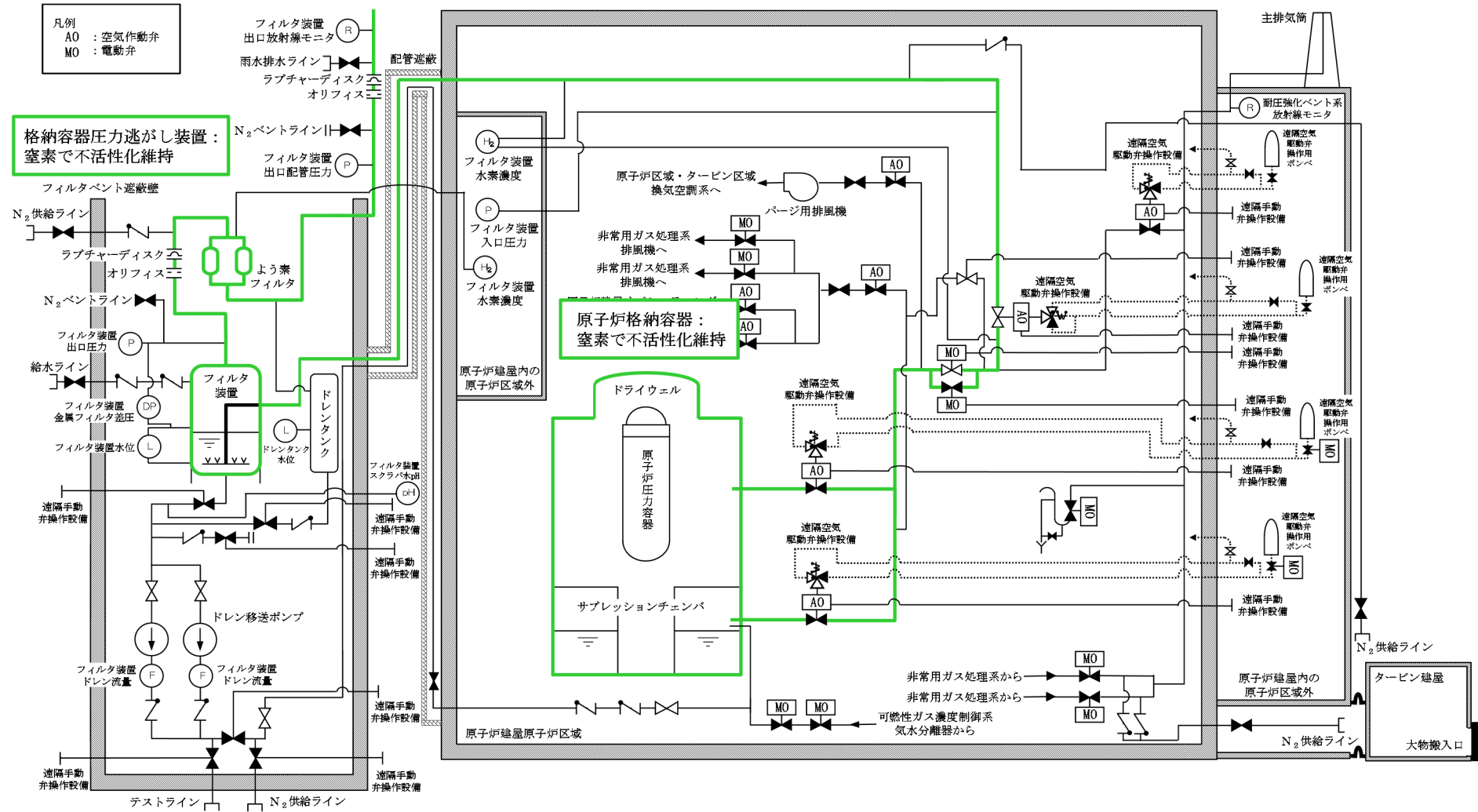


図1-11 水素燃焼防止対策（ベント停止後）

## 2. フィルタベント遮蔽壁

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する場合には、原子炉格納容器内又はフィルタ装置内で発生した水素ガスが、フィルタ装置に設置するフランジ部から漏えいするリスクが考えられる。しかしながら、フィルタ装置を設置しているフィルタベント遮蔽壁は側壁のみの構造であり大気開放されていることから、フィルタベント遮蔽壁内で水素燃焼が発生することはない。

### 3. 可搬型窒素供給装置

可搬型窒素供給装置の窒素容量は、ベント停止後の格納容器圧力逃がし装置における水素滞留防止のため、窒素ガスの供給を行い、格納容器圧力逃がし装置の系統内の水素濃度を4vol%（水素ガスの可燃限界温度）未満あるいは酸素濃度を5vol%（水素ガスを燃焼させる下限濃度）未満に維持することを考慮して設定している。

可搬型窒素供給装置の主要な仕様を表3-1に示す。

表 3-1 可搬型窒素供給装置の主要仕様

窒素容量	70Nm <sup>3</sup> /h以上
窒素純度	99vol%
窒素供給圧力	0.5MPa 以上 (可搬型窒素供給装置出口にて)

以下に、可搬型窒素供給装置による窒素置換の考え方について示す。

#### 3.1 スクラバ水で発生する水素ガス・酸素ガスにより系統内が可燃限界となるまでの評価

ベント実施時において、スクラバ水内に蓄積された放射性物質の影響により、水の放射線分解にて発生する水素ガス・酸素ガスの生成速度及び積算生成量について評価を行った。事故シーケンスとしては大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失とし、38 時間後に W/W 及び D/W よりベントを行った条件とした。

評価結果を図 3-1 及び図 3-2 に示す。

なお、スクラバ水は沸騰しているものと想定し、水素ガス発生量の G 値は 0.4\*、酸素ガス発生量の G 値は 0.2\*を用いた。

注記\*：電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」（昭和 63 年 3 月）に基づき、柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号機の可燃性ガス濃度制御系の評価に採用している沸騰状態の G 値である。なお、G 値は重大事故等時の環境下では上記の値よりも低いという実験結果が得られている。このため、今回の評価において上記の G 値を用いることは保守的な扱いになっているものと考ええる。

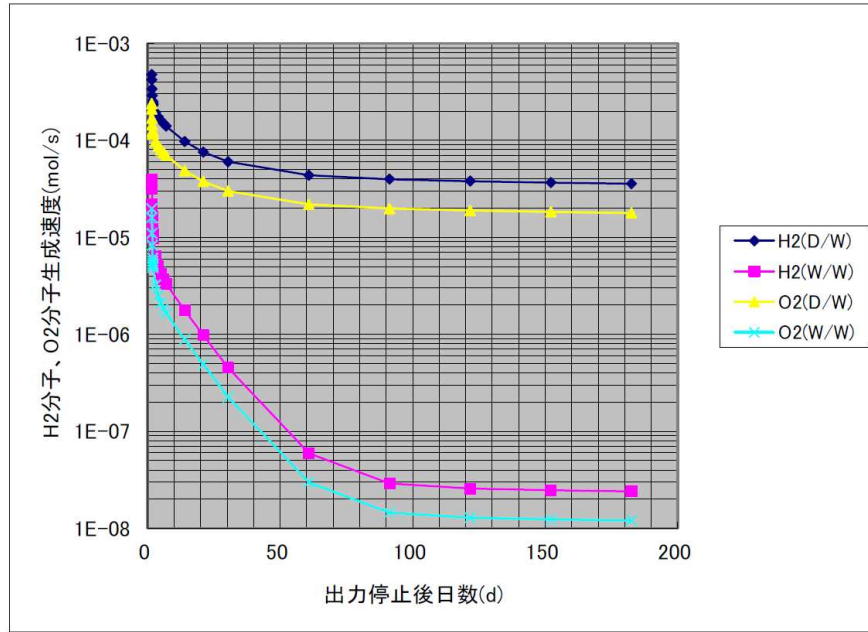


図 3-1 スクラバ水内での水素・酸素分子の生成量速度

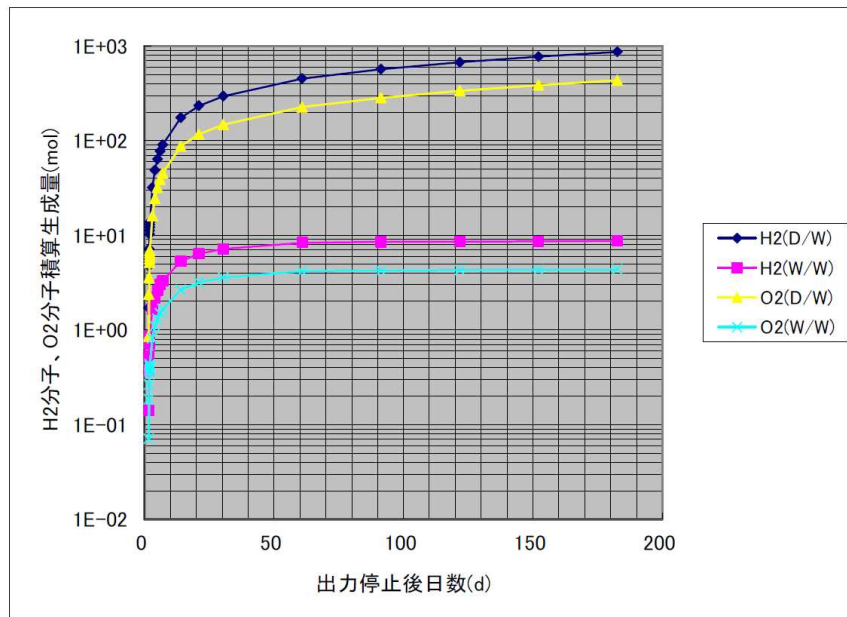


図 3-2 スクラバ水内での水素・酸素分子の積算生成量

上記をもとに、ベント停止後に系統内の水素ガス及び酸素ガスが可燃限界濃度となるまでの概略時間について計算を行った。可燃限界の基準としては、NUREG/CR-2726 Light Water Reactor Hydrogen Manual に示されている水素-空気-水蒸気の燃焼、爆轟限界の関係及び実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈の「水素及び酸素により原子炉格納容器の安全性を損なうおそれがある場合」の判断基準（水素濃度 4vol%以上、かつ酸素濃度 5vol%以上）に基づき、水素ガス 4vol%以上、酸素ガス 5vol%以上、水蒸気 60vol%以下とした。なお、保守的な

条件として、系統内の水蒸気が外気温度まで冷却されて凝縮する時間は考慮せず、ベント停止後直ちに水蒸気は凝縮するものとする。

NUREG/CR-2726 Light Water Reactor Hydrogen Manual の水素-空気-水蒸気の燃焼，爆轟限界の関係を図 3-3，評価条件を表 3-1，評価結果を図 3-4 及び図 3-5 に示す。

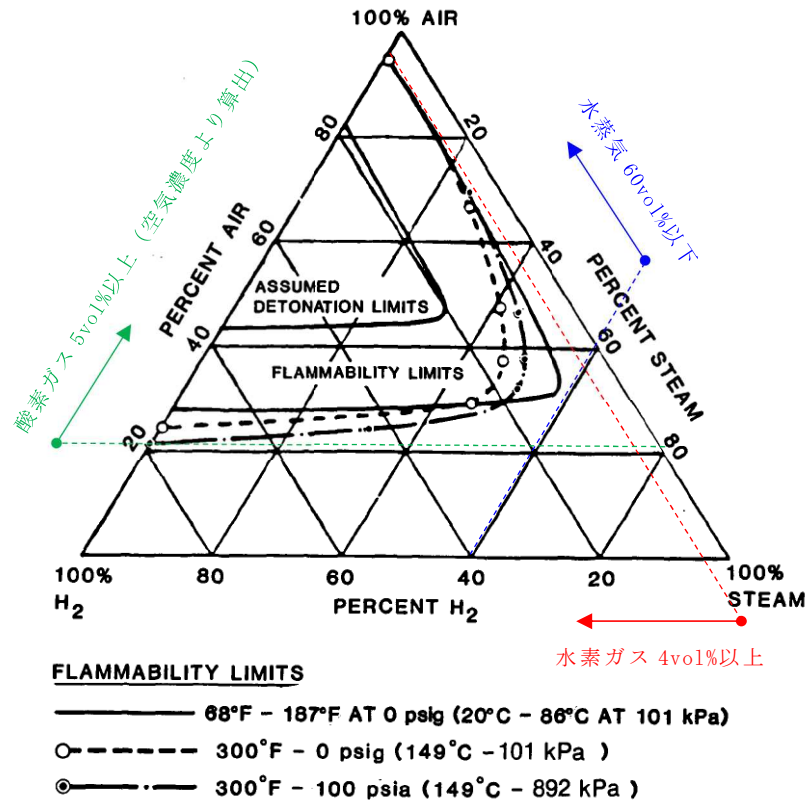


図 3-3 水素-空気-水蒸気の燃焼，爆轟限界の関係



表 3-1 評価条件一覧

評価対象	主な評価条件
フィルタ装置 上流側 (ベント停止 後直ちに窒素 置換を行わな い場合)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・隔離弁を閉止後に窒素置換を行わず、系統内配管での放熱によってベントガスに含まれていた水蒸気が凝縮してフィルタ装置上流側配管が負圧(46℃で約0.1atm)になることにより、スクラバ水がフィルタ装置上流側配管に約9m吸い上げられたと仮定した。</li> <li>・系統内の気体のモル組成として、水素ガスと酸素ガス以外はすべて水蒸気と仮定した。また、初期の系統内の気体条件として、水素ガス1vol%、酸素ガス1vol%が系統内に存在すると仮定した。</li> <li>・スクラバ水に蓄積されたFPによって水素ガス・酸素ガスが発生する範囲としては、フィルタ装置内の配管からフィルタ装置上流側配管の水面までの範囲とした。</li> <li>・スクラバ水位はノズル上端から0.5mと仮定し、吸い上げにより下限水位を下回らないものとした。</li> <li>・水素ガス、酸素ガスが蓄積する範囲としては、保守的に水面から真上の第一エルボまでの小さな空間で評価した。</li> </ul>
フィルタ装置 上流側 (ベント停止 後直ちに窒素 置換を行う場 合)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・隔離弁を閉止後に窒素置換を行い、フィルタ装置上流側配管が窒素ガスで置換(1atm)されたと仮定した。(スクラバ水がフィルタ装置上流側配管に吸い上げられることはない。)</li> <li>・系統内の気体のモル組成として、水素ガスと酸素ガス以外はすべて窒素ガスと仮定した。また、初期の系統内の気体条件として、水素ガス1vol%、酸素ガス1vol%が系統内に存在すると仮定した。</li> <li>・スクラバ水に蓄積されたFPによって水素ガス・酸素ガスが発生する範囲としては、フィルタ装置内の配管からフィルタ装置上流側配管の水面までの範囲とした。</li> <li>・スクラバ水位はスクラバノズル上端部から2.2m(上限水位)と仮定し、水素ガス、酸素ガスが蓄積する範囲としては、保守的に水面から真上の第一エルボまでの小さな空間で評価した。</li> </ul>
フィルタ装置 下流側	<ul style="list-style-type: none"> <li>・隔離弁を閉止した後に窒素置換を行わないことと仮定した。</li> <li>・スクラバ水位はノズル上端から2.2m(上限水位)と仮定した。</li> <li>・保守的に狭い空間体積への水素ガス・酸素ガスの蓄積を評価することとし、フィルタ装置気層部から下流側配管への水素・酸素ガスの拡散が起こらないものと仮定して評価を行った。</li> <li>・フィルタ装置下流はラプチャーディスクが開放されていることから、初期ガス組成としては、空気1atmとした。</li> </ul>

K6 ① VI-1-8-1-別添3 R0

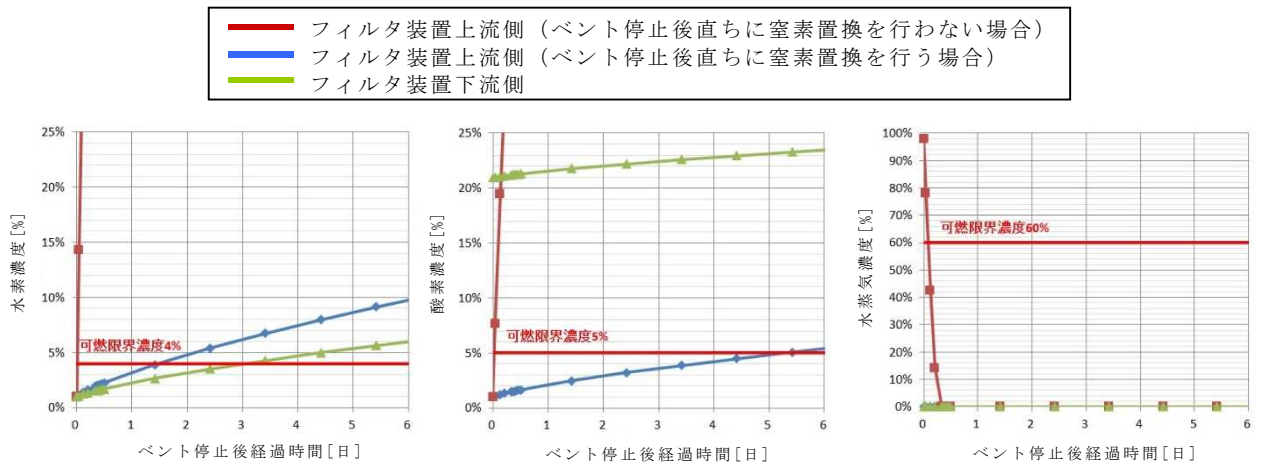


図 3-4 水素・酸素・水蒸気濃度のベント停止後の時間経過 (D/W ベント時)

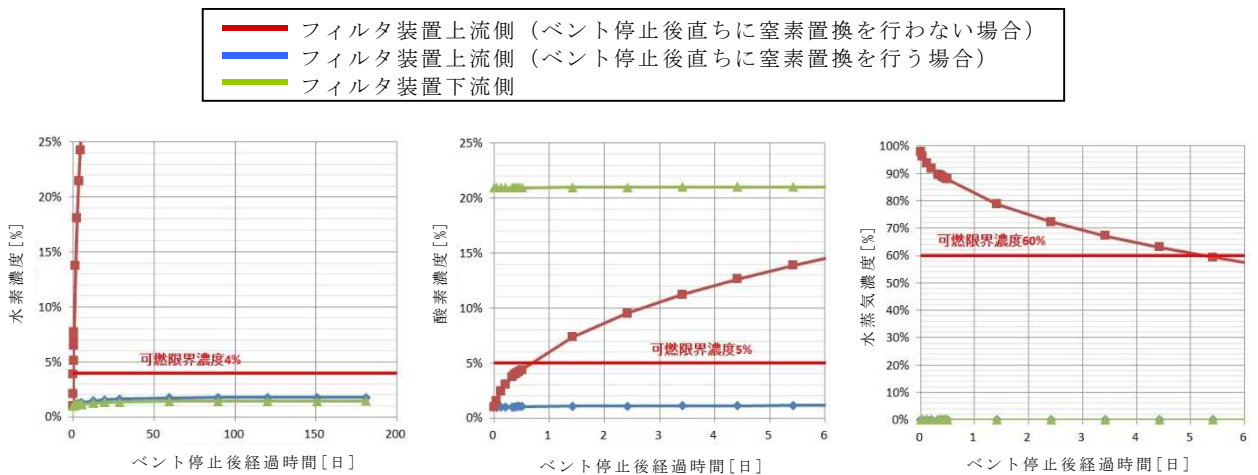


図 3-5 水素・酸素・水蒸気濃度のベント停止後の時間経過 (W/W ベント時)

評価を行った結果、ベント停止後直ちに窒素置換を行わない場合では、D/W ベントの場合は約 2 時間後、W/W ベントの場合は 5 日後以降にフィルタ装置上流側の水蒸気濃度が 60vol%以下となり、可燃限界に達した。

一方で、ベント停止後直ちに窒素置換を行う場合では、D/W ベントの場合では 3 日後以降にフィルタ装置下流側の水素濃度が 4vol%以上（酸素濃度は大気開放のため 5vol%以上）となり、可燃限界に達した。W/W ベントの場合では、180 日後でも可燃限界に到達することはなかった。

### 3.2 窒素置換完了までの所要時間について

格納容器圧力逃がし装置の簡略化したモデルにおいて、可搬型窒素供給装置を用いて系統内に蓄積した水素ガスを窒素置換し、水素濃度が可燃限界濃度以下となるのに必要な時間を評価した。

評価条件を表 3-2、評価モデルを図 3-6 に示す。

表 3-2 評価条件

項目	値
解析コード	S T A R - C C M +
可搬型窒素供給装置 流量	70Nm <sup>3</sup> /h*
可搬型窒素供給装置 ガス組成	窒素ガス 99vol%，酸素ガス 1vol%
系統内初期ガス組成	窒素ガス 91vol%，酸素ガス 5vol%，水素ガス 4vol%
FV 系統モデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 図 3-6 参照</li> <li>・ 強制対流と濃度差に伴う混合ガスの相互拡散を考慮する。</li> </ul>

注記\*：可搬型窒素供給装置の窒素供給能力としては、純度 99vol%以上の窒素ガスを、70Nm<sup>3</sup>/h の流量にて供給可能である。

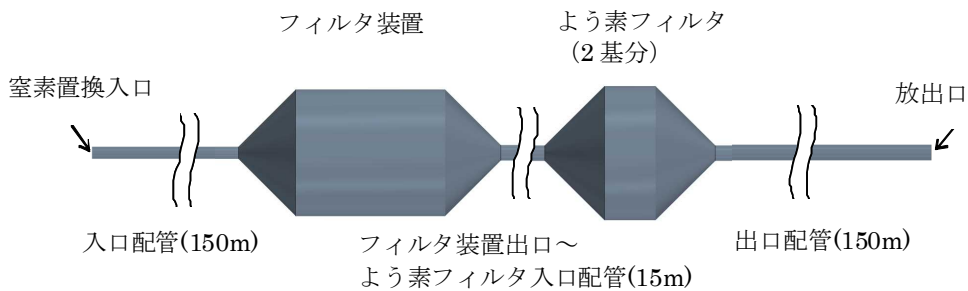


図 3-6 窒素置換評価モデル

上記条件にて系統内の水素濃度の時間的変化の評価を行った結果を図 3-7 及び図 3-8 に示す。窒素置換開始から約 3 時間程度で系統内全域の水素濃度が 1 vol% を下回った。以上より、可搬型窒素供給装置は系統内が可燃限界に達した状態から約 3 時間程度で水素濃度を 1vol%以下に下げる能力を有している。

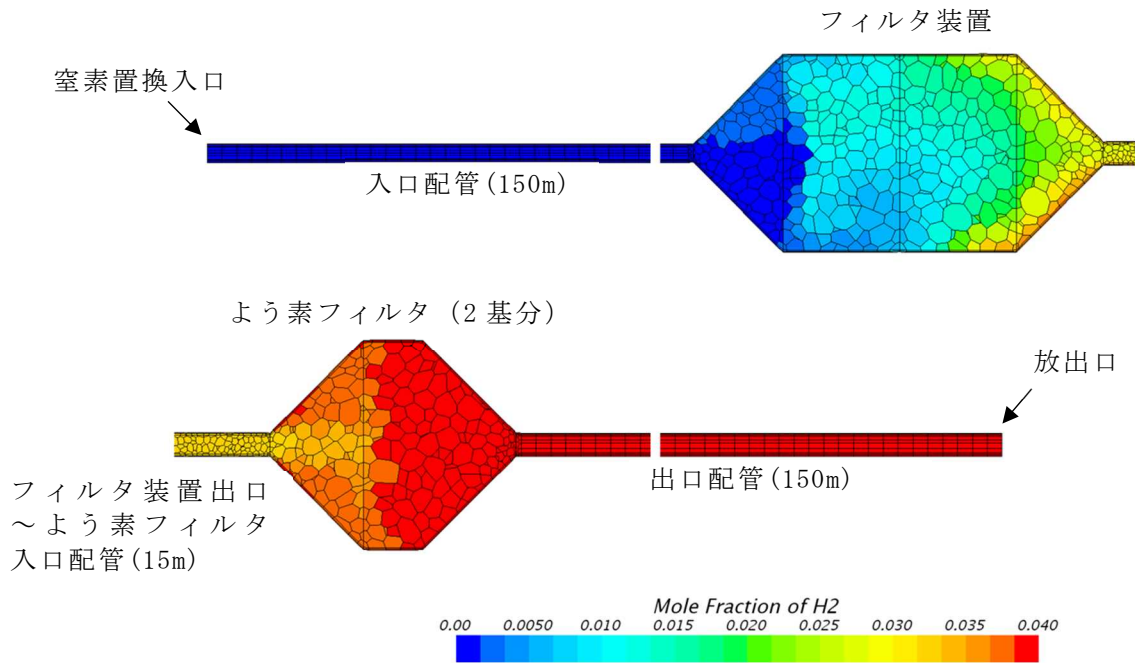


図 3-7 格納容器圧力逃がし装置の水素濃度分布 (窒素置換開始から 1 時間後)

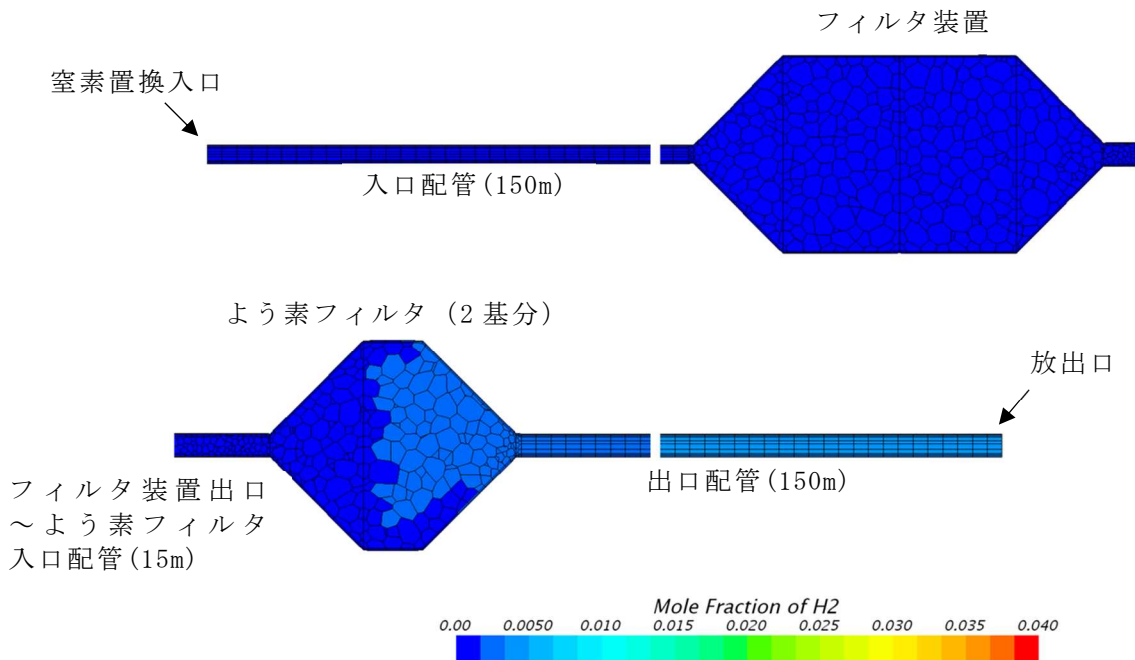


図 3-8 格納容器圧力逃がし装置の水素濃度分布 (窒素置換開始から 3 時間後)

### 3.3 窒素置換を間欠的に行う場合の妥当性について

窒素置換が完了後に窒素置換作業を停止し、次回窒素置換を開始するまでの時間余裕について評価を行った。その結果、3.1に示すとおり D/W ベントの場合は3日後以降に可燃限界に達したが、W/W ベントの場合は180日以上可燃限界に達することはなかった。したがって、間欠的に窒素置換を行うことは可能である。

間欠的に窒素置換を行う際の、窒素置換を停止する際の判断基準としては、3.2の評価に基づき、系統内配管頂部に設置されているフィルタ装置水素濃度により監視を行い、可搬型窒素供給装置の窒素供給能力（70Nm<sup>3</sup>/hにおいて窒素濃度99vol%）、及びフィルタ装置水素濃度の誤差を考慮して、規定時間窒素置換を実施し、その上で水素濃度が可燃限界未満になった時点で窒素置換を停止する。

窒素置換を間欠的に実施する運用のイメージを図3-9に示す。ベント停止時には、直ちに窒素置換を開始できるように、予め可搬型窒素供給装置の配備を行い、ベント停止後直ちに窒素置換を開始する運用とする。また、窒素置換完了後にはフィルタ装置水素濃度の誤差（±2.0vol%）を考慮して水素濃度を監視しつつ、水素濃度が4vol%に到達する前に間欠的に窒素置換を行うこととする。

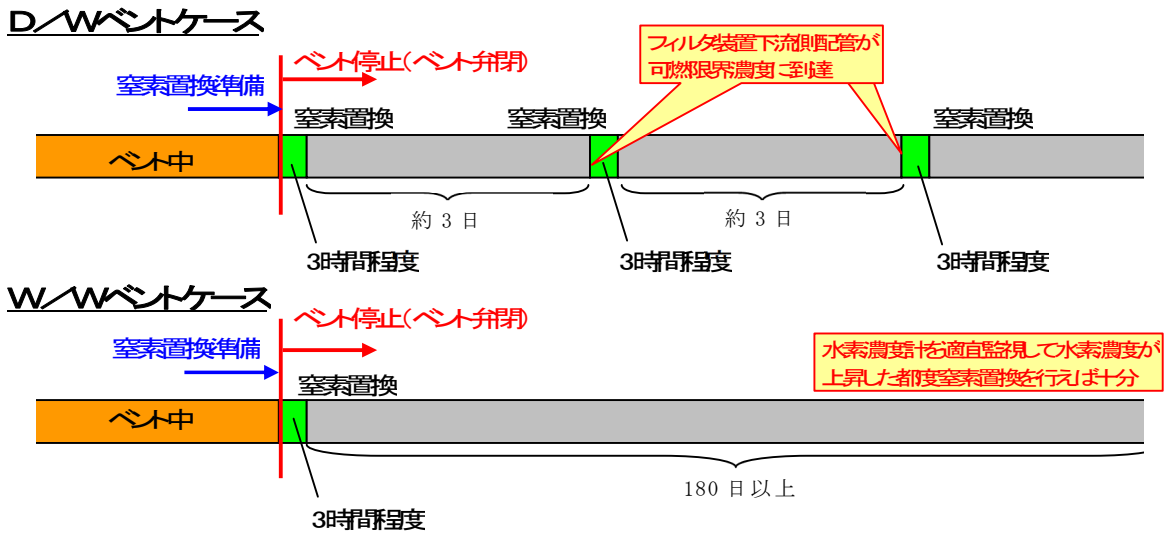


図3-9 ベント停止後の間欠的な窒素置換運用

## 格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について

## 1. 系統設計条件

格納容器圧力逃がし装置については，想定される事故事象での使用条件下において，性能を発揮できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件を表1-1に示す。

表1-1 格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620kPa (ラプチャーディスク (フィルタ装置出口側) まで)	原子炉格納容器が過大リークに至らない限界圧力である最高使用圧力の2倍の圧力 (原子炉格納容器最高使用圧力 310kPaの2倍) にて適切なベントが実施できるよう，620kPaとする。
	250kPa (ラプチャーディスク (フィルタ装置出口側) 以降)	格納容器圧力逃がし装置の系統の圧力損失を評価した結果から，ラプチャーディスク (フィルタ装置出口側) 以降に発生しうる最大の圧力を考慮し，250kPaとする。
最高使用温度	200 °C	原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である200°Cとする。
設計流量 (ベントガス流量)	31.6kg/s	原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にてベントを実施した際に，原子炉定格熱出力の2%相当の飽和蒸気を排出可能な設計とする。
機器クラス	重大事故等クラス2容器	常設の重大事故等対処設備であることから，「重大事故等クラス2容器」とする。
耐震クラス	—	基準地震動 $S_s$ による地震力により，格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失しないよう，「基準地震動 $S_s$ にて機能維持」とする。

格納容器圧力逃がし装置の各設計条件の考え方を2.以降に示す。

## 2. 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、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ガスを排気することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし、原子炉格納容器内の圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍の圧力である620kPa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。そのため、格納容器圧力逃がし装置のうち、原子炉格納容器からラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）までの範囲については、最高使用圧力を620kPaとする。また、ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）から放出口までの範囲については、格納容器圧力逃がし装置使用時の系統圧力損失を評価した結果から、ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）の下流以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、250kPaとする。一方、最高使用温度については、原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である200℃とする。

原子炉格納容器の圧力が620kPaのときに、ベント経路にある弁を全て全開とした場合の系統各部の圧力の評価結果を、図2-1に示す。格納容器圧力逃がし装置各部の圧力は圧力損失により徐々に小さくなり、ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）の下流側では約210kPaとなる。また、有効性評価のうち事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における原子炉格納容器温度の推移は図2-2に示すとおり、ベント開始後の原子炉格納容器内雰囲気温度は200℃以下となる。そのため、格納容器圧力逃がし装置使用時の各部の圧力及び温度は、最高使用圧力及び最高使用温度以下となる。

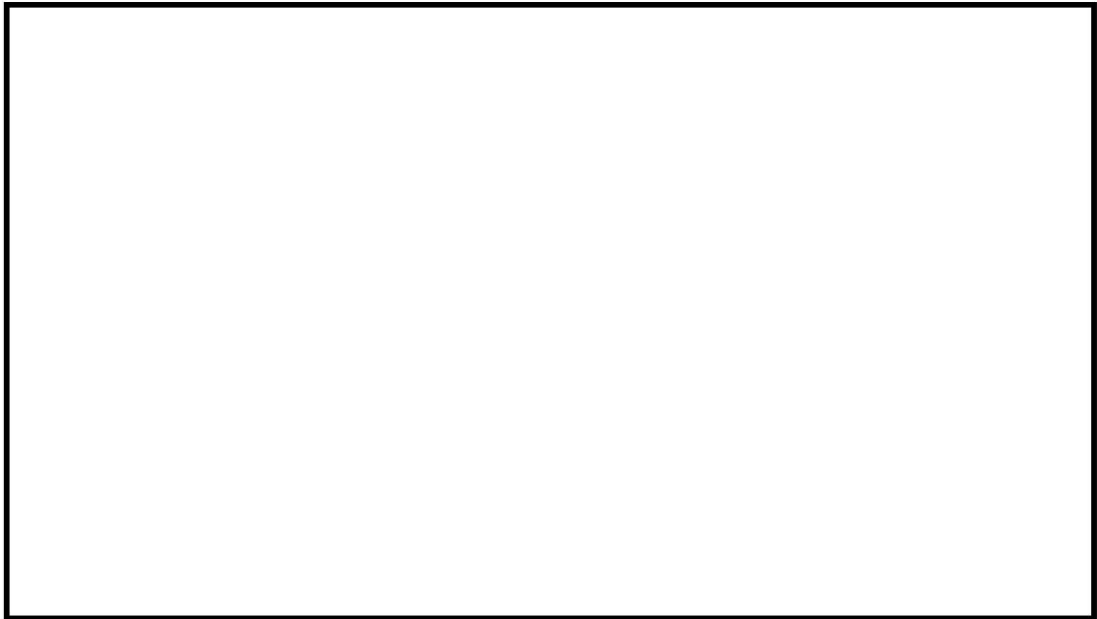


図2-1 格納容器圧力逃がし装置 各部の圧力

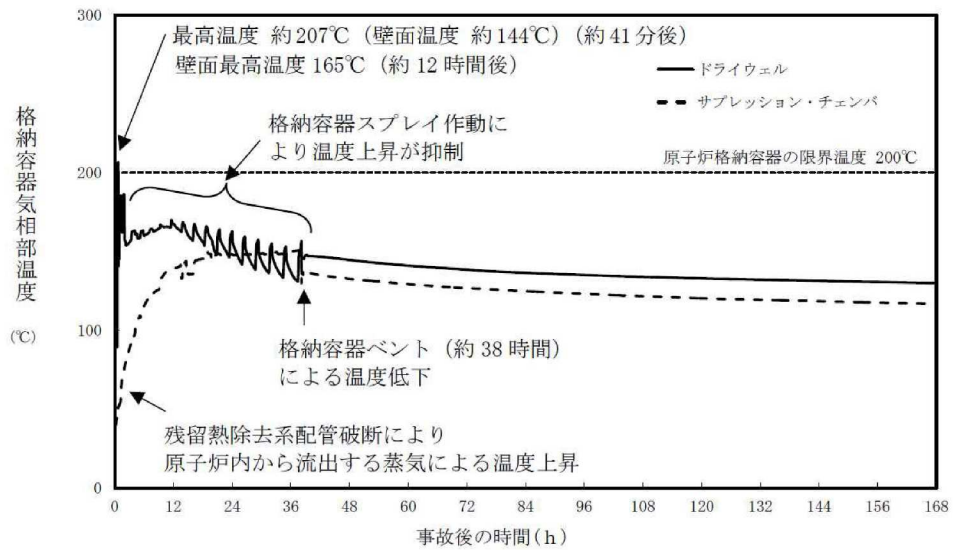


図2-2 原子炉格納容器温度推移

事故シーケンス (大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失) \*

注記\* : 令和元年6月19日付け「原規規発第1906194号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合 7.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価(4)有効性評価の結果における第7.2.1.3-11図 格納容器相部温度の推移



### 3. 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2%相当の蒸気流量を，原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の2倍の圧力において排出できるよう，以下のとおり設定している。

#### (1) 蒸気流量の設定

重大事故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時間後に格納容器圧力逃がし装置が使用されると考え，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，さらに原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍でベントする場合を想定し，2倍の2%相当の蒸気流量を排出できる設計とする。

#### (2) 系統流量の設定

系統流量は，保守的に原子炉の崩壊熱が全て注水された水を蒸発させるエネルギーとして寄与するものと評価し，サプレッションチェンバ等への熱の移行は考慮しない。さらに，原子炉圧力容器に注水された水の蒸発により発生した蒸気についても，保守的にサプレッションチェンバ等により凝縮することは考慮せず，すべて格納容器圧力逃がし装置の系統流量として扱うこととする。

$$W_{vent} = Q_R \times 0.01 / (h_s - h_w) \quad \dots (1)$$

ここで，

- $W_{vent}$  : 系統流量 (kg/s)
- $Q_R$  : 原子炉定格熱出力 (3926×10<sup>3</sup>kW)
- $h_s$  : 1Pdにおける飽和蒸気の比エンタルピー (2739kJ/kg)
- $h_w$  : 60℃における飽和水の比エンタルピー (251kJ/kg) \*

以上より，原子炉定格熱出力1%における系統流量は15.8kg/sであることから，その2倍の31.6kg/sを格納容器圧力逃がし装置における系統流量とする。なお，この系統流量は，配管設計やオリフィス設計の条件として使用される。

注記\*：有効性評価において原子炉注水温度は，以下のとおり設定している。

- ・ 事象発生～12時間後：50℃
- ・ 12時間後～24時間後：45℃
- ・ 24時間以降：40℃

ここでは，それよりも保守的に，水温を60℃として評価を実施している。

流量制限オリフィスの設定方法について

1. オリフィスの設定方法

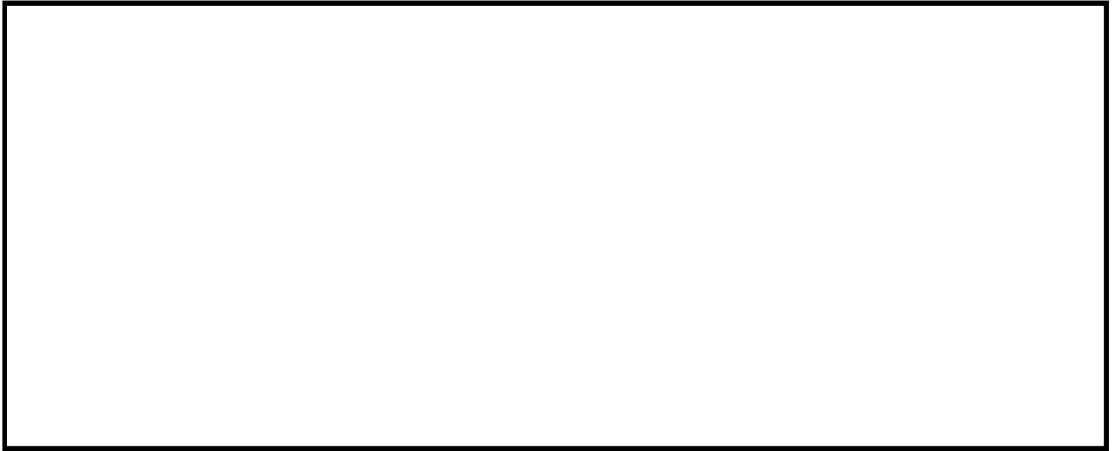
格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力である620kPaにてベントを実施した際に、原子炉定格熱出力の2%に相当する31.6kg/sの蒸気を排出可能な設計としている。

一方、格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタは、流入するガスの露点温度差が大きいほど、また体積流量が小さいほど、有機よう素除去性能が向上する特性を有している。そのため、フィルタ装置出口側にオリフィス（フィルタ装置出口側）を設け、よう素フィルタ部に流入するガスの露点温度差を大きくするとともに、よう素フィルタ出口側にもオリフィス（よう素フィルタ出口側）を設け、よう素フィルタ部に流入するガスの体積流量を小さくする設計としている。

これらのオリフィスについては、原子炉格納容器圧力が620kPaにてベントを実施したときに、31.6kg/sの蒸気を排出できるよう、以下のとおり設定する。

- ① オリフィス（フィルタ装置出口側）の流出断面積を仮決めする。
- ② オリフィス（フィルタ装置出口側）の上流の流路の圧力損失を計算し、オリフィス（フィルタ装置出口側）上流の圧力を算出する。
- ③ オリフィス（よう素フィルタ出口側）の流出断面積を仮決めする。
- ④ オリフィス（フィルタ装置出口側）の下流の流路の圧力損失を計算し、オリフィス（フィルタ装置出口側）下流の圧力を算出する。
- ⑤ ②及び④で算出したオリフィス（フィルタ装置出口側）の上流及び下流の圧力条件下で、31.6kg/sの蒸気を排出できるオリフィス（フィルタ装置出口側）の流出断面積を算出する。
- ⑥ よう素フィルタに流入するガスの露点温度差および体積流量が、よう素フィルタの性能を確保できる範囲に入っていることを確認する。性能を確保できる範囲に入っていない場合は③に戻り評価を繰り返す。

オリフィス（フィルタ装置出口側）の流出断面積は、以下の式に基づき計算する。

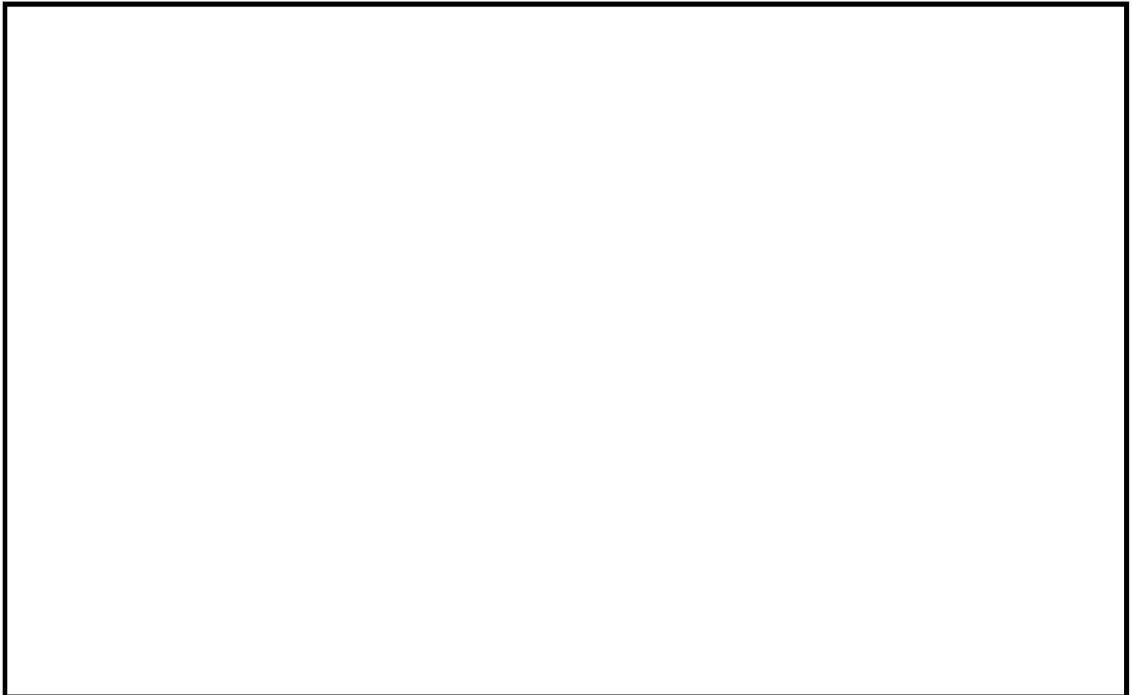


$$V [\text{m}^3/\text{s}] = m_{\text{オリフィス}} [\text{kg}/\text{s}] \cdot \sigma [\text{m}^3/\text{kg}] \dots\dots\dots \text{式 (4)}$$

V : 体積流量

m : 質量流量

$\sigma$  : 比体積



2. オリフィス以外の圧力損失

オリフィス以外の圧力損失を，以下に示す。また，格納容器圧力逃がし装置各部の圧力損失を表2-1，圧力勾配図を図2-4に示す。

(1) 入口配管，出口配管

配管の圧損は，損失係数に実機を想定して直管部，エルボ，ティー及び弁等を考慮して以下の式に基づき計算する。



ここで



(2) フィルタ装置

フィルタ装置のスクラバノズル部と気泡細分化装置部の圧力損失特性については，フィルタ装置試験装置にて計測する。スクラバノズル部の圧力損失特性を図2-1，気泡細分化装置部の圧力損失特性を図2-2に示す。圧力損失はスクラバノズル部，気泡細分化装置部合わせても，31.6kg/sを通気した場合の体積流量にて  kPa程度であるが，ここでは保守的に，スクラバノズル部と気泡細分化装置部合わせて  kPaの圧力損失を見込むこととする。また，フィルタ装置スクラバ水位については，最大水位（スクラバノズル上端+2.2m）として，その水頭圧を見込むこととする。さらに，金属フィルタについては，運用上限差圧である  kPaを見込むこととする。

そのため，フィルタ装置としては，これら合わせて  kPaの圧力損失を見込むこととする。

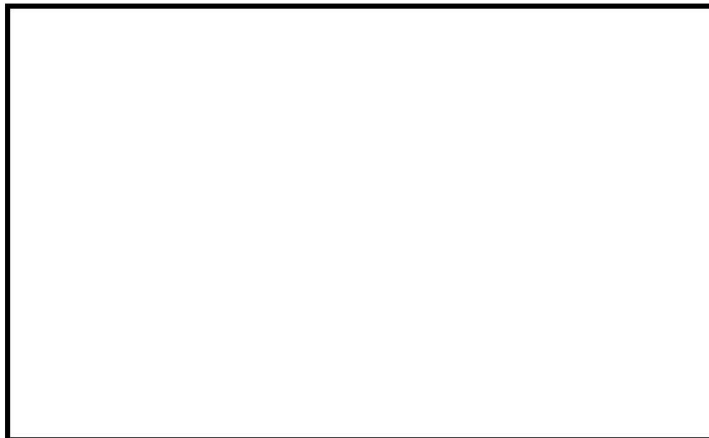


図2-1 スクラバノズル部圧力損失特性



図2-2 気泡細分化装置部圧力損失特性

(3) よう素フィルタ部

よう素フィルタのキャンドルユニット部の圧力損失特性については，よう素フィルタ試験装置にて計測する。キャンドルユニット部の圧力損失特性を図2-3に示す。キャンドルユニット部の圧力損失は  kPa程度であるが，ここでは保守的に  kPaを見込むこととする。

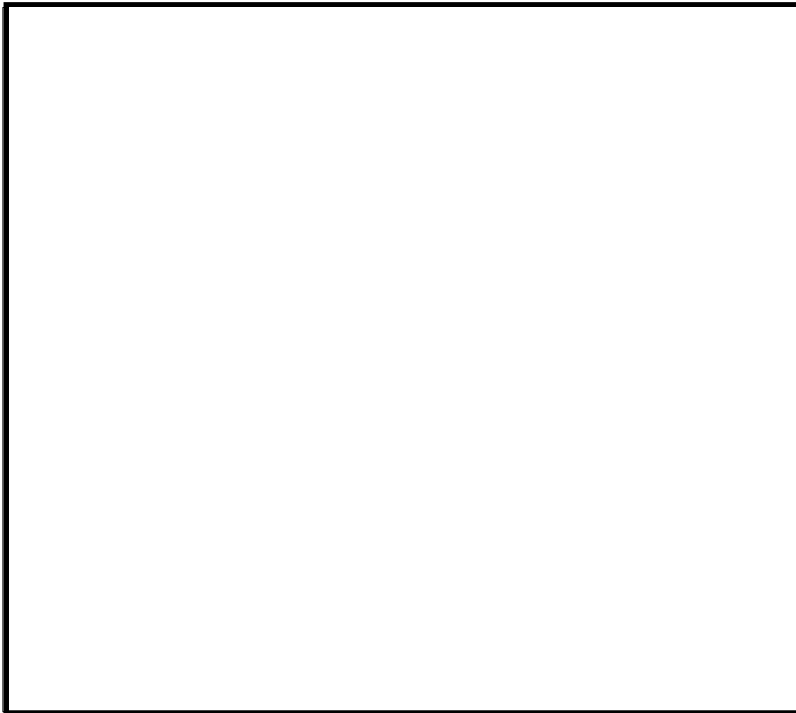


図2-3 キャンドルユニット部圧力損失特性

表2-1 原子炉格納容器圧力に対する格納容器圧力逃がし装置各部の圧力損失

原子炉 格納容器 圧力 (kPa)	二次 隔離弁 開度	ガス 流量 (kg/s)	各部圧力損失 (kPa)				
			フィルタ 装置 入口配管	フィルタ 装置	よう素 フィルタ 入口配管	よう素 フィルタ	よう素 フィルタ 出口配管

注記\*1：事故シーケンス（大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における，ベント開始時の S/C の圧力。大破断 LOCA 時は，S/C よりも D/W の方が圧力が高い状態で推移する。そのため，D/W が 2Pd に到達して原子炉格納容器ベントを開始する時の S/C の圧力は，2Pd よりも小さな値となる。

\*2：事故発生 1 週間後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量

\*3：事故発生 1 ヶ月後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量



図2-4 圧力勾配図

## スクラバ水の水位の設定根拠及び健全性について

水スクラバのスクラバ水について、その水位の設定根拠を示すとともに、その健全性が維持されることを確認する。

### 1. 保有水位の設定根拠

スクラバ水の水位は、以下の理由から下限水位/上限水位（スクラバノズル上端から0.5m～2.2m）を設定し、フィルタ装置使用中は、スクラバ水位が下限水位から上限水位までの範囲を逸脱しないよう水位の確認、調整を行う。

スクラバ水の水位の設定根拠を以下に示す。また、フィルタ装置水位の概略図を図1-1に示す。

#### 1.1 下限水位について

スクラバ水は、水位が高い方がDFは大きくなる。スクラバ水位がスクラバノズル上端から0.5m以上であれば、DFが目標性能を満足できることを下限水位におけるエアロゾルの除去性能試験により確認している。そのため、水スクラバの下限水位を、スクラバノズル上端から0.5mに設定する。

#### 1.2 上限水位について

スクラバ水位が上昇し、ベントガスによるスクラバ水の吹き上がりが金属フィルタに到達すると、金属フィルタの有効面積が減少し、金属フィルタの差圧が上昇する。

金属フィルタの差圧が上昇すると、金属フィルタドレン配管内の水位が上昇し、最悪の場合、金属フィルタドレン配管から金属フィルタ二次側へスクラバ水を噴出する。

スクラバ水の噴出は、金属フィルタドレン配管下端が気相に露出するまで継続する。

金属フィルタドレン配管下端の位置は、図1-1のとおり、スクラバノズル上端よりも低いため、水スクラバは機能喪失する。また、金属フィルタドレン配管を通じて、金属フィルタをバイパスしてガスが流れることから、金属フィルタも機能喪失する。そのため、フィルタ装置の機能が喪失する。

スクラバ水の吹き上がり量及びスクラバ水吹き上がりに伴う金属フィルタの差圧上昇については、スウェル試験により確認しており、その結果より、上限水位をスクラバノズル上端から2.2mに設定する。

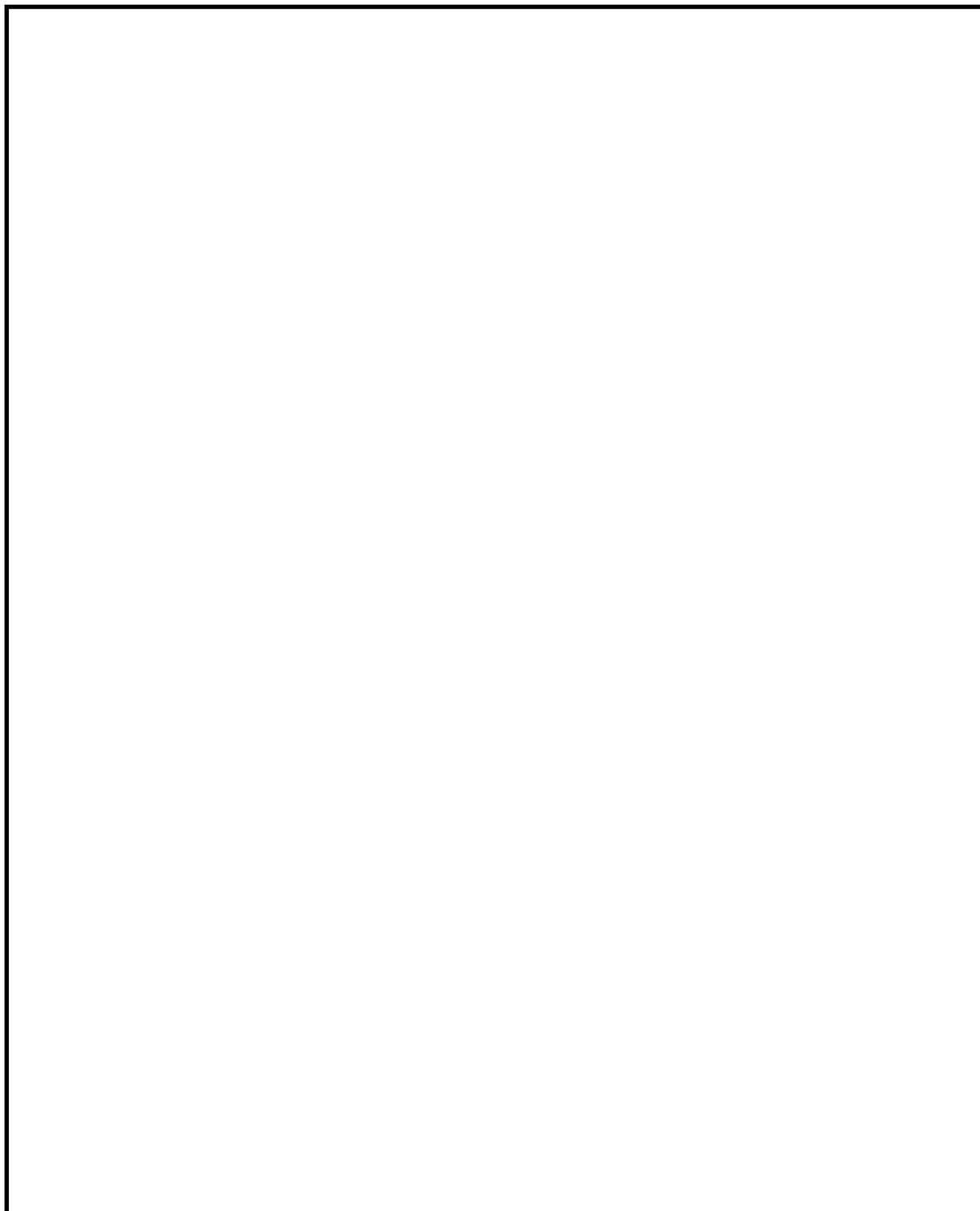


図1-1 フィルタ装置水位の概略図

(1) 下限水位におけるエアロゾルの除去性能試験

3.3.1で示した試験装置を用いて、下限水位（スクラバノズル上端から0.5m）におけるエアロゾル除去性能試験を実施した。

なお、ガスの流量は実機における2Pd相当流量と最小流量相当の2ケースについて



試験を実施した。試験結果を図1-2，図1-3に示す。

また，DFデータが存在しない大粒径側のDFを保守的に計測できた最大粒径におけるDFとした場合の各試験条件でのオーバーオールDFを表1-1に示す。なお，オーバーオールDFの算出には，エアロゾル粒径分布（事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，W/Wベント））を使用した。これは，エアロゾル粒径分布（事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，W/Wベント））の方が，エアロゾル粒径分布（事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，D/Wベント））より捕捉しづらい小粒径側に分布しているため，オーバーオールDFが小さくなり，保守的な評価となるためである。

試験結果より，スクラバ水位が下限水位であっても，DF1000以上を確保できることが確認できた。

以上より，水スクラバの下限水位は，スクラバノズル上端から 0.5m に設定する。

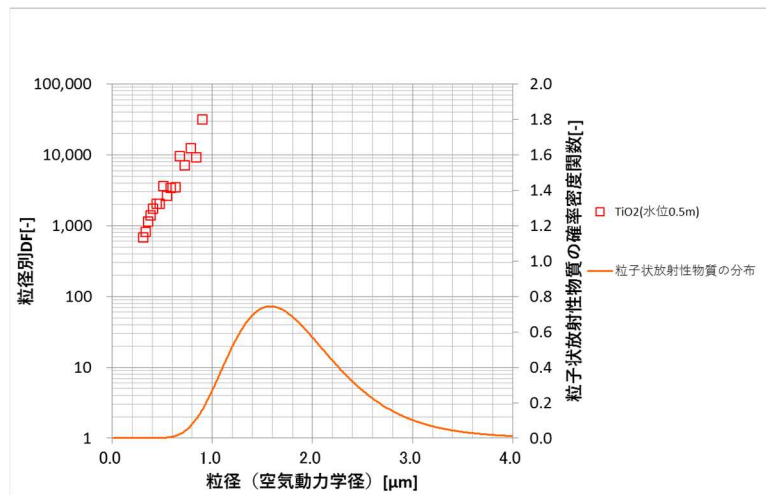


図1-2 下限水位におけるエアロゾル除去性能試験結果（2Pd相当流量）

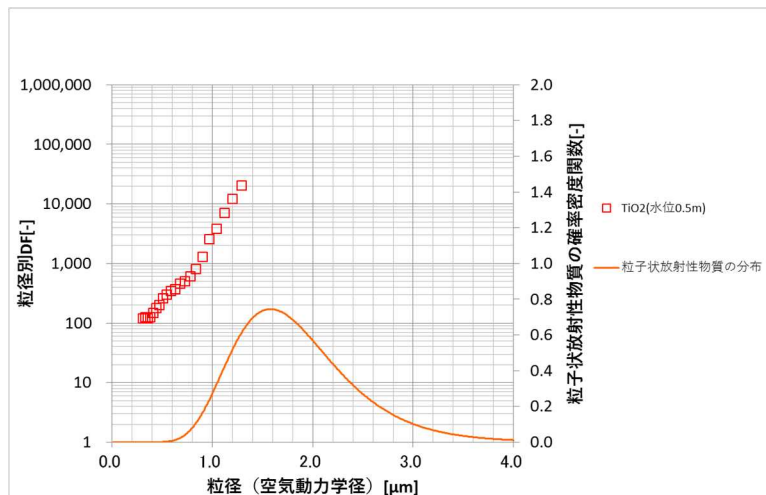


図1-3 下限水位におけるエアロゾル除去性能試験結果（最小流量相当）

表 1-1 オーバーオール DF (下限包絡性能線)

スクラバ水位	ガス流量	オーバーオール DF
下限水位 (スクラバノズル上端から 0.5m)	2Pd 相当流量	19424
	最小流量相当	9335

(2) スウェル試験

水スクラバにガスを噴射した際の、スクラバ水の吹き上がり高さ（以下「スウェル高さ」という。）と金属フィルタの差圧を確認する試験を実施した。

試験条件は表 1-2 に記載のとおり、実機と同じ高さの試験装置を用い、スクラバ水の水位を徐々に高くし、スウェル高さを目視にて確認し、同時に金属フィルタの差圧を計測した。水の粘度が大きい方が、スウェル高さも高くなることから、保守的にスクラバ水を常温の状態とし、試験ガスは室温の空気を用いた。また、薬液による影響を考慮するため、スクラバ水に実機と同じく  wt% の NaOH を溶解した。

表 1-2 スウェル試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>実機高さ試験装置</li> </ul> スクラバノズル本数は 1 本（実機は 140 本）、断面積は実機の 1/140
試験ガス	<ul style="list-style-type: none"> <li>空気</li> </ul>
ガス・スクラバ水温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>常温</li> </ul>
スクラバ水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>1m, 2m, 2.1m, 2.2m, 2.3m, 2.4m, 2.5m (2Pd 相当流量試験時)</li> <li>2m, 2.5m (最小流量相当試験時)</li> </ul>
ガス体積流量	<ul style="list-style-type: none"> <li>2Pd 相当流量</li> <li>最小流量相当</li> </ul>
薬液濃度	<ul style="list-style-type: none"> <li>NaOH <input type="text"/> wt%</li> </ul>

試験の結果、スクラバ水のスウェル高さは図 1-4、図 1-5 のとおりとなった。図 1-4 に示すとおり、2Pd 相当流量（実機最大流量）においては、スクラバ水位 2.3m で吹き上がった水は金属フィルタ下端に到達し、それより高い水位では金属フィルタの一部が水没した。また、図 1-5 のとおり、最小流量相当ではスクラバ水位 2.5m でも吹き上がった水は金属フィルタ下端には到達しなかった。

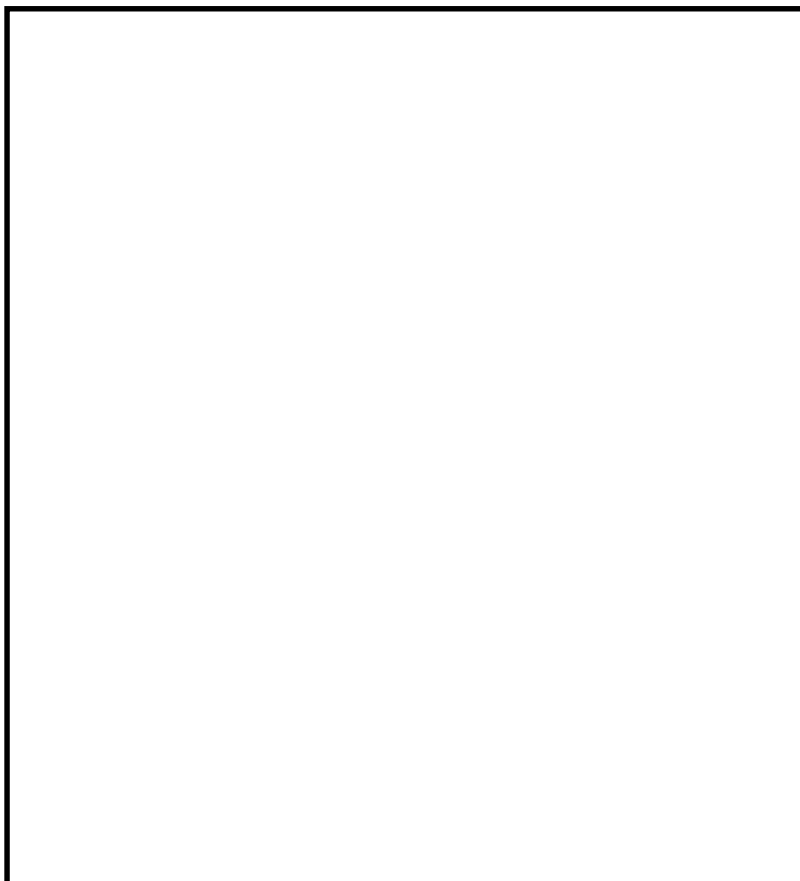


図 1-4 スウェル高さ目視確認試験結果 (2Pd 相当流量)

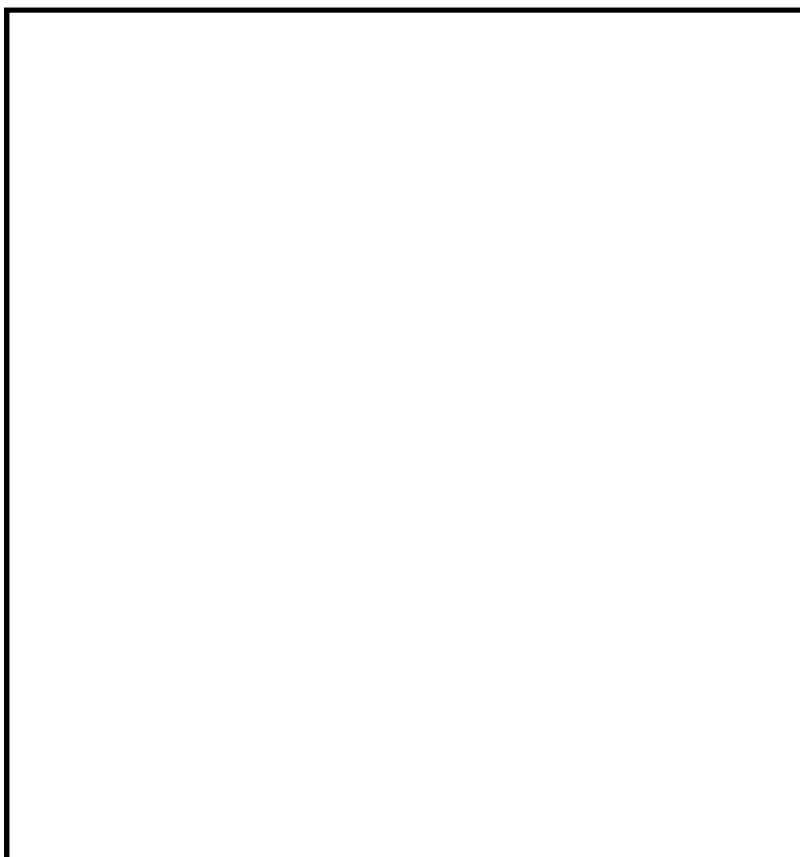


図 1-5 スウェル高さ目視確認試験結果 (最小流量相当)

また、金属フィルタの差圧は図 1-6 のとおりとなった。図 1-6 に示すとおり、2Pd 相当流量（実機最大流量）においては、水位が 2.3m 以上となると金属フィルタの差圧が急上昇していることがわかる。そのため、金属フィルタの一部が水没により金属フィルタの差圧が上昇することを確認した。一方、最小流量相当では、スクラバ水位 2.5m でも金属フィルタの差圧上昇は認められなかった。

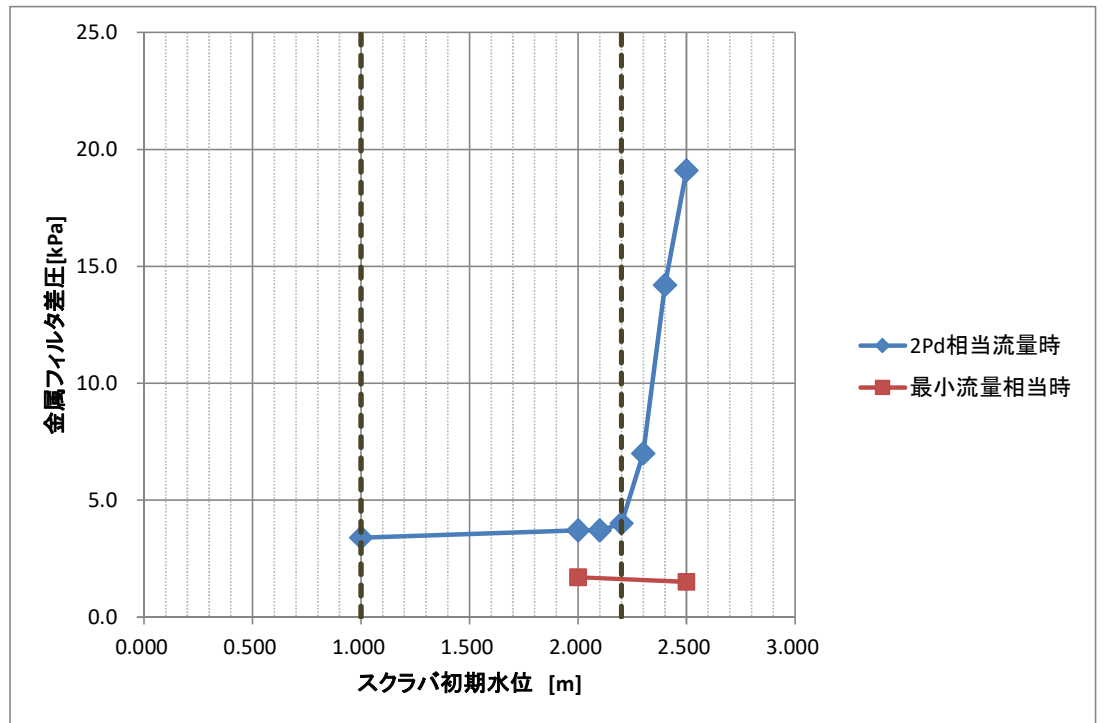


図 1-6 金属フィルタ差圧計測結果

以上より、水スクラバの上限水位は、実機最大流量時のスウェル高さを考慮して、スクラバノズル上端から 2.2m に設定する。

(3) 薬液添加によるスクラバ水のスウェル変化

スクラバ水に薬液である水酸化ナトリウムを添加した場合としない場合でのスウェル試験を行い、薬液添加によるスクラバ水のスウェル高さへの影響を確認した。

(2)と同様の試験装置を用いて、水酸化ナトリウム濃度を  wt%まで変化させた場合のスクラバ水のスウェル高さを目視にて確認した。

試験結果を図 1-7 に示す。なお、図 1-7 のスウェル高さは水酸化ナトリウムを添加しない場合のスウェル高さで規格化した値である。図 1-7 に示すとおり、水酸化ナトリウムを添加した場合の方が、添加しない場合に比べてスウェル高さが高くなり、水酸化ナトリウム濃度が高いほどスウェル高さが高くなることがわかる。これは、スクラバ水に水酸化ナトリウムを添加したことで粘性が上がったためと考えられる。そのため、(2)のスウェル試験は薬液である水酸化ナトリウムを添加した状態で実施した。

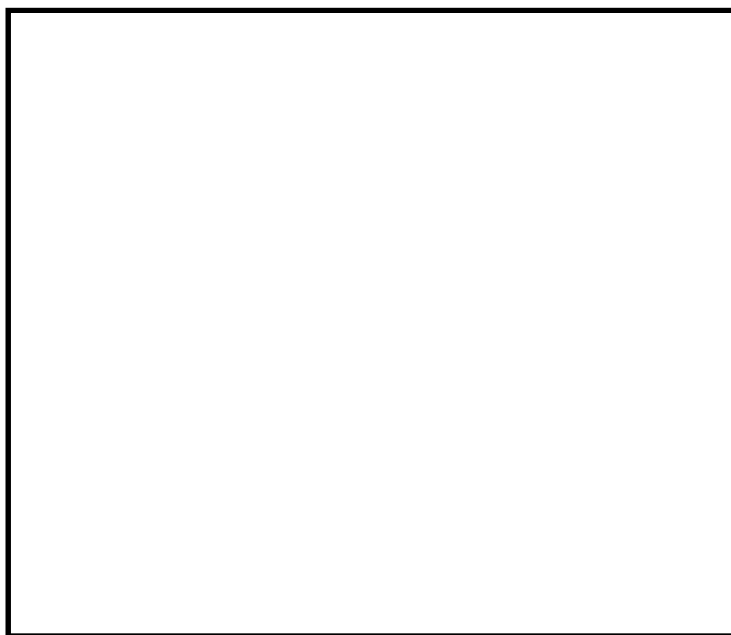


図 1-7 水酸化ナトリウム濃度とスウェル高さの関係

### 1.3 スクラバ水の水位変化の影響について

事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるフィルタ装置の水位評価を解析コード「MAAP」を用いて実施した。スクラバ水を減少させる要因としては、スクラバ水中に捕捉された放射性物質の崩壊熱や、ベントガスの過熱度によりスクラバ水が蒸発することが考えられる。そのため、フィルタ装置へ流入する崩壊熱量が異なるW/WベントとD/Wベントそれぞれについて評価を実施した。一方、スクラバ水を増加させる要因としては、ベントガス中の水蒸気が配管やフィルタ装置表面からの放熱により凝縮することが考えられる。放熱量は外気温度により変わることから、柏崎市における1978年～2012年に計測した最低気温（-11.3℃）が継続した場合と、柏崎市における1978年～2012年に計測した夏（6月～8月）の平均気温（23.1℃）に保守性を持たせて設定した30.0℃が継続した場合の評価をそれぞれ実施した。

評価結果を図1-8～図1-11に示す。いずれのケースにおいても、スクラバ水位は単調低下となる。

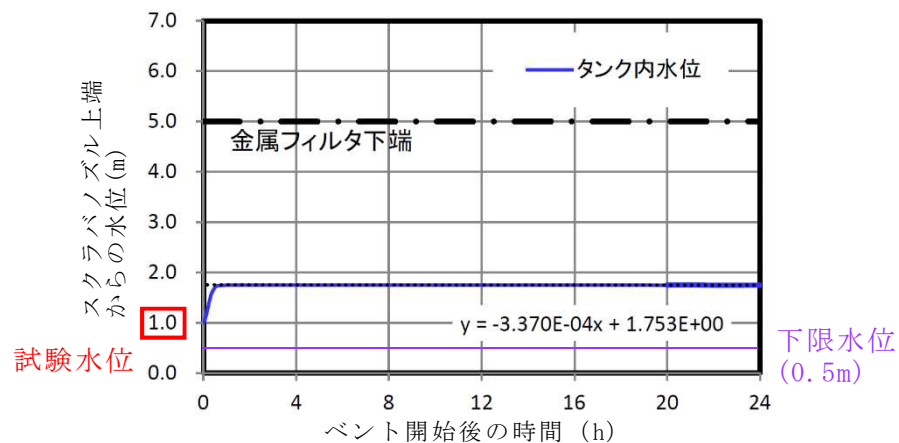


図 1-8 外気温度-11.3℃における評価結果（W/Wベント）

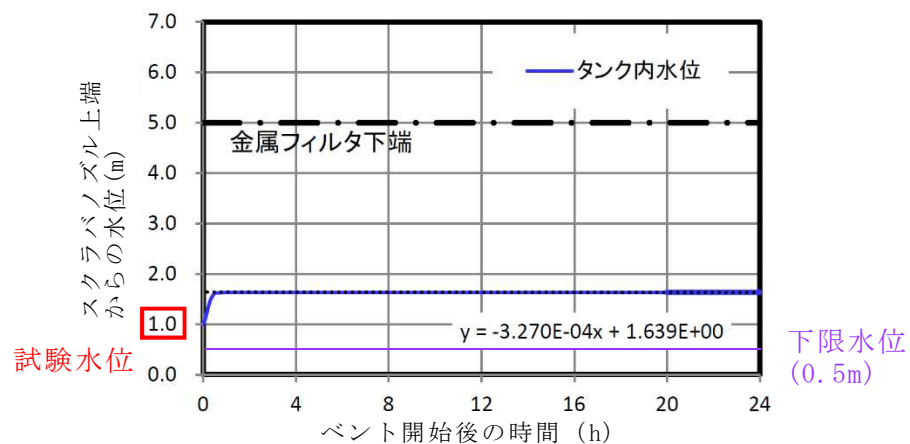


図 1-9 外気温度 30.0℃における評価結果（W/Wベント）

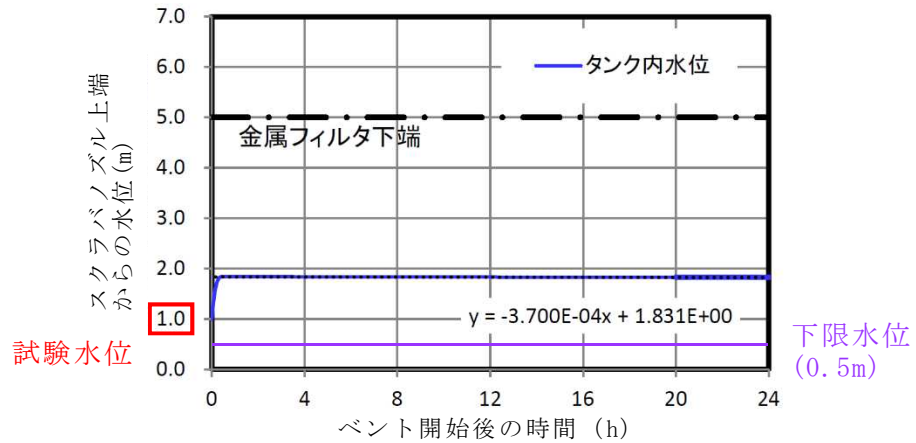


図 1-10 外気温度-11.3℃における評価結果 (D/W ベント)

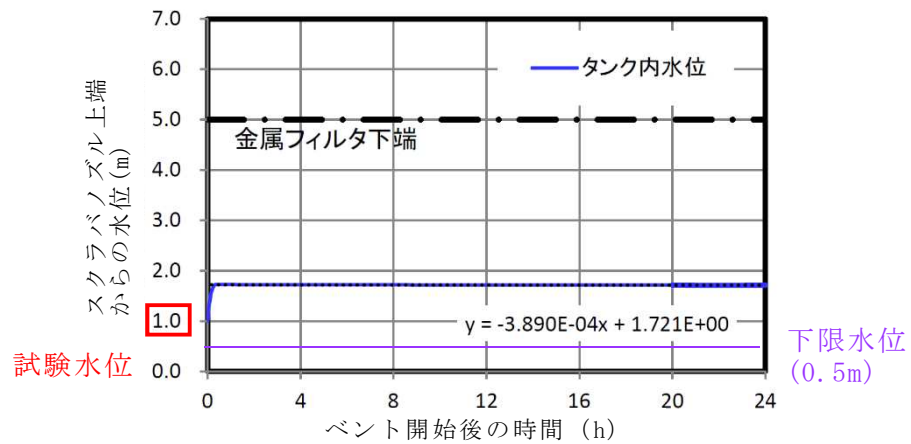


図 1-11 外気温度 30.0℃における評価結果 (D/W ベント)

各評価において、スクラバ水位がベント開始から下限水位に到達するまでの時間は表 1-3 に示すとおりである。いずれのケースにおいても下限水位に到達し水張り操作が必要になるのは、ベント開始から 7 日後以降である。

表 1-3 スクラバ水下限水位到達時間

事故シーケンス	外気温度 [°C]	下限水位到達時間 [日]
大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失, W/W ベント	-11.3	154
	30.0	145
大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失, D/W ベント	-11.3	149
	30.0	130

## 2. スクラバ水の健全性

### 2.1 スクラバ水のpH

スクラバ水は、無機よう素をスクラバ水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（pH  以上）に維持する必要があるが、重大事故等時においては、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）等の酸が放出され，ベント実施により原子炉格納容器からフィルタ装置（スクラバ水）に移行するため，pHが低下する可能性がある。また，フィルタ装置に流入する凝縮水による希釈により，pHが低下する。

これに対して，スクラバ水は，重大事故等時にフィルタ装置に流入する可能性のある酸の量並びに凝縮水による希釈に対して十分な塩基量を確保することにより，ベント実施時のドレン移送操作を実施するまでの間，pH監視を実施することなく，確実に必要なpHを確保することとしている。なお，ドレン移送操作後には，薬液を補給した上でpH計によりpHを確認することで，ベント実施期間中を通して，必要なpHを確保することとしている。

スクラバ水のpHについては，pHが規定の値以上となっていることを通常待機時に適宜確認する。

#### (1) 原子炉格納容器内からフィルタ装置に移行する酸性物質

重大事故等時に原子炉格納容器内において発生する主な酸性物質については，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），サプレッションプール水及び溶存窒素，原子炉格納容器内塩素含有被覆材ケーブル，原子炉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，原子炉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，硝酸の発生源となる可能性がある。原子炉格納容器内で発生する主な酸性物質を発生源毎に表2-1に示す。

表2-1 原子炉格納容器内で発生する主な酸性物質

発生源	酸性物質
燃料（核分裂生成物）	よう化水素（HI）
サプレッションプール水及び溶存窒素	硝酸（HNO <sub>3</sub> ）
原子炉格納容器内の被覆材ケーブル	塩化水素（HCl）
原子炉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 <sub>2</sub> ）
原子炉格納容器内塗料	硝酸（HNO <sub>3</sub> ）

これらのうち，原子炉格納容器内での発生量が多くなると考えられる原子炉格納容器内のケーブルから発生する酸性物質，サプレッションプール水で発生する硝



酸，原子炉格納容器下部コンクリートから発生する二酸化炭素について検討を行い，スクラバ水への酸性物質の流入量を評価する。

a. 原子炉格納容器内ケーブルの被覆材の熱分解及び放射線分解による酸の発生量

原子炉圧力容器が破損し，炉心溶融物が下部ドライウエルに落下した場合は，下部ドライウエルが局所的に高温になり，下部ドライウエル内にあるケーブルの被覆材が熱分解することで酸性物質が発生する可能性がある。熱分解により発生した酸性物質は，原子炉格納容器内スプレイにより気相部から除去されるとともに，原子炉格納容器内に保持されている間に水蒸気と共にサブプレッションチェンバに移行し，複数回スクラビングを受ける。

また，原子炉格納容器内が高線量となった場合には，ケーブルの被覆材が放射線分解することで酸性物質が発生すると考えられる。放射線分解により発生した酸性物質についても，熱分解により発生した酸性物質同様，原子炉格納容器内での除去に期待できる。

このことを踏まえ，スクラバ水への酸性物質の流入量については，保守的に原子炉格納容器内のケーブルの被覆材の全量が分解されるものと仮定した上で，原子炉格納容器内スプレイによる除去効果及びサブプレッションチェンバでのスクラビング効果を考慮し，以下の式を用いて評価した。なお，ケーブルの被覆材の全量が分解されるものと仮定した場合，ケーブル内含有元素量の調査結果から，保守的に酸性物質の発生量は HCl で 33000mol と評価される。

評価の結果，原子炉格納容器内のケーブルから発生する酸性物質のスクラバ水への移行量は 330mol となった。

$$\begin{aligned} Q &= q_1 \cdot 1 / (DF_1 \cdot DF_2) \\ &= 33000 \times 1 / (10 \times 10) \\ &= 330 \text{ mol} \end{aligned}$$

Q : HCl の流入量 [mol]

q<sub>1</sub> : 熱分解による HCl 発生量 (33000) [mol]

DF<sub>1</sub> : 格納容器内スプレイによる除去係数 (10: CSE 試験に基づき設定) [-]

DF<sub>2</sub> : サブプレッションチェンバでのスクラビングによる除去係数

(10: Standard Review Plan 6.5.5 を参照し設定) [-]

b. 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

サプレッションプール水中に放射性物質が移行し、サプレッションプール水中が高線量となった場合は、サプレッションプール水及び溶存窒素への放射線の照射により硝酸が生成される。

事故シーケンス（大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失）においては、サプレッションプール水中での硝酸の発生量は7日間で1000mol程度と評価しているが、①生成される場所がサプレッションプール水中であること、②硝酸は揮発しにくい性質を持つことから、原子炉格納容器気相部への硝酸の移行量は小さいものと考えられる。

このことから、スクラバ水への硝酸の移行量は小さく、前述のHClの移行量と比べて無視し得る程度と考えられる。

c. 溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する二酸化炭素の発生量

溶融炉心・コンクリート相互作用発生時において、原子炉格納容器下部コンクリートから二酸化炭素が発生した場合、二酸化炭素は水中で水と結合し酸性物質である炭酸（ $H_2CO_3$ ）が生成される。

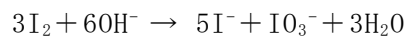
柏崎刈羽原子力発電所第6号機の事故進展解析においては、仮に溶融炉心・コンクリート相互作用により、ペDESTALのコンクリートが床面で約8cm及び壁面で約7cm侵食した場合でも、二酸化炭素の発生量は1kg未満（二酸化炭素の分子量44.01g/molを踏まえると22.7mol未満）であり、溶融炉心・コンクリート相互作用発生時においても、二酸化炭素の発生量は無視し得る程度と評価\*している。このことから、スクラバ水への二酸化炭素の流入量は小さく、前述のHClの移行量と比べて無視し得る程度と考えられる。

注記\*：令和元年6月19日付け「原規規発第1906194号」をもって許可を受けた

「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十  
7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

d. 無機よう素の捕集により消費される塩基の量

スクラバ水にて無機よう素を捕捉する際には、下記の化学反応式に記載のとおり、1molの無機よう素を捕捉するためには、2molの水酸化物イオンが消費される。



フィルタ装置に流入する無機よう素量は、0.53mol\*と評価している。そのため、この無機よう素を捕捉するため、水酸化物イオン1.06molが消費される。

注記\*：無機よう素のフィルタ装置への流入量は、原子炉格納容器内での自然沈着を考慮し、以下の式により評価する。

$$\begin{aligned} Q &= q_0 \cdot F \cdot g \cdot 1/DF \cdot 1/M \\ &= 29100 \times 1 \times 0.91 \times 1/200 \times 1/254 \\ &\sim 0.53 \text{ mol} \end{aligned}$$

Q：無機よう素のフィルタ装置への流入量[mol]

q<sub>0</sub>：よう素の停止時炉内内蔵量(29100)[g]

F：よう素の原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放出割合 (1) [-]

g：無機よう素の組成構成比 (0.91: R.G.1.195) [-]

DF：原子炉格納容器内での自然沈着による除去係数  
(200:CSE 実験に基づき設定) [-]

M：無機よう素の分子量 (254) [g/mol]

(2) フィルタ装置での塩基の消費量

スクラバ水の消費される塩基の量は、以下のとおりとなる。

【塩基の消費量 (約331.06mol)】

- ・ケーブルの熱分解及び放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 約330mol
- ・無機よう素の捕集により消費される塩基の量 約1.06mol

(3) ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈

通常待機時のフィルタ装置には、スクラバノズル上端から 1m まで水を張っており、水量は 23766L である。ベントガスの凝縮により、スクラバ水の最大水位はスクラバノズル上端から 2.2m であることから、水量は 38846L へ増加する。そのため、スクラバの薬液濃度は 23766/38846=0.61 倍に希釈される。

(4) スクラバ水のpH評価結果

通常待機時のスクラバ水薬液濃度を  wt% とする。スクラバ水の初期量は 23766L であるため、添加する NaOH の量は  $23766 \times \text{} = \text{ kg} = \text{ mol}$  となる。

フィルタ装置での塩基の消費量は(2)のとおり 331.06mol であるため、これらの反応後、水酸化物イオンの残存量は  $\text{} - 331.06 = \text{ mol}$  となる。

一方、最大水位におけるスクラバ水の量は(3)のとおり 38846L である。そのため、水酸化物イオン濃度は  $\text{} / 38846 = \text{ mol/L}$  となり、pHは  となる。

よって、通常待機時のスクラバ水薬液濃度を  wt% とすると、スクラバ水の pH は  となり、無機よう素の DF を 1000 以上とするために必要なスクラバ水の pH である  よりも十分に大きい。そのため、通常待機時のスクラバ水薬液濃度は  wt% (NaOH) とする。また、その時の pH は  となる。

(5) 薬液の劣化・濃度均一性

フィルタ装置スクラバ水に添加する NaOH の水系の相平衡については、「Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928」より、図 2-1 のとおり示されている。図 2-1 より、フィルタ装置スクラバ水の添加濃度である NaOH  wt% では、水温が 0°C 以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。フィルタ装置はヒータ及び保温材を敷設してあり、スクラバ水は 0°C 以上となる。よって、通常待機時に NaOH が析出することはない。

また、NaOH は非常に安定な化学種であり、通常待機時、フィルタ装置はラプチャーディスクより外界と隔離され、窒素ガス雰囲気置かれることから、薬液が変質することはない。

また、ベント時には、スクラバノズルから噴射されるベントガスによりバブリングされ、NaOH は均一に拡散されると考えられる。

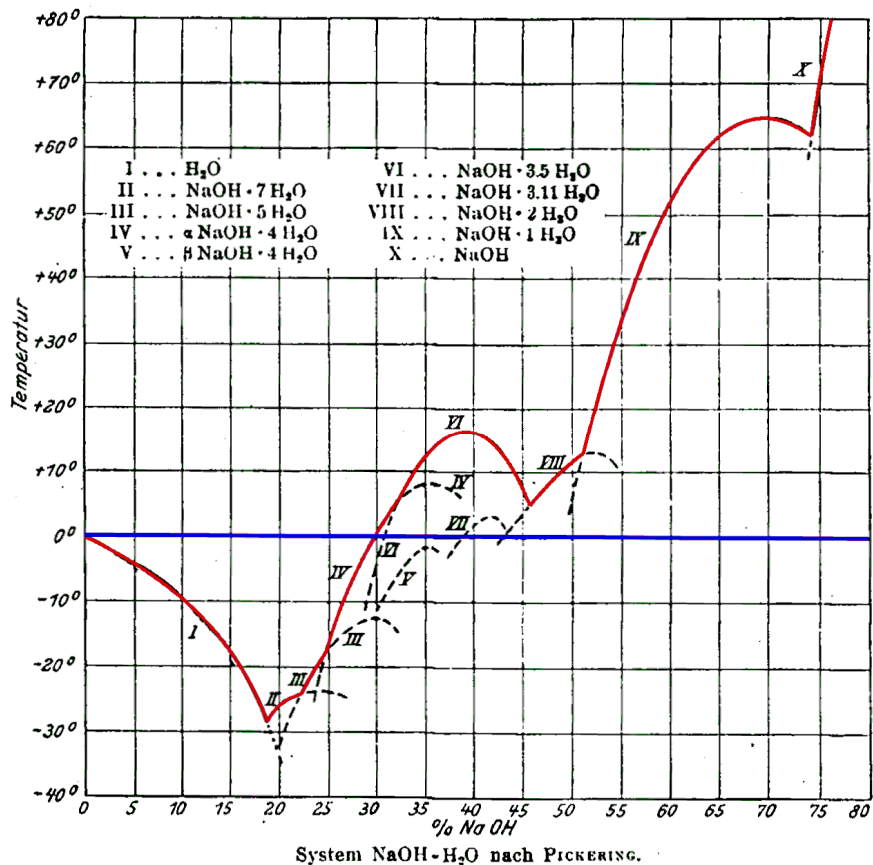


図2-1 NaOHの水系相平衡図

(6) ラジオリシス（放射線分解）によるpHの変化

フィルタ装置内のスクラバ水は、スクラバ水に捕捉された放射性物質による放射線により放射線分解する。放射線分解により pH が低下し、酸性側にシフトした場合、期待する無機よう素除去性能を達成できなくなる可能性があるが、スクラバ水への放射線照射効果に関する研究<sup>(1)</sup>において 100℃、200℃で pH  を仮定した放射線分解シミュレーションを実施しており、吸収線量率 10kGy/h のベータ/ガンマ線照射を 1 週間受けたとしても、pH がほとんど変化しないことを確認している。

よって、スクラバ水の放射線分解がフィルタ装置の無機よう素の捕捉性能に与える影響はない。

参考文献

- (1) 堂前雅史, 小野昇一 フィルタベントスクラバ水への放射線照射効果  
日本原子力学会 2016 年春の年会

(7) スクラバ水の管理について

(4)に記載したとおり、スクラバ水は通常待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで、ベントを実施した際に原子炉格納容器から酸が移行した場合においても、スクラバ水はpH  以上を維持できる。以上を踏まえ、スクラバ水の管理について以下に示す。

a. 通常待機時の管理

- ・施設定期検査時に水酸化ナトリウムの濃度が  wt%以上であること及びpH が  以上であることを確認する。
- ・スクラバ水が通常水位の範囲内であることを確認する。

b. ベント実施時の管理

- ・スクラバ水の水位を監視し、水位低に至る場合においては、水を補給する。
- ・スクラバ水の水位を監視し、水位高に至る場合においては、ドレン移送操作を実施する。
- ・ドレン移送操作実施後には薬液を補給し、薬液補給後にpHを計測することで、所望のpHまで回復していることを確認する。

c. ベント停止後（隔離弁閉止後）

- ・ベント停止後において、フィルタ装置に異常がないことを確認するため、フィルタ装置水位計にて、スクラバ水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラバ水の移送後を除く）を確認する。

## 2.2 スクラバ水の性状変化

水スクラバには、ベントに伴い飛来するエアロゾルが大量に捕捉される。エアロゾルには、水溶性のエアロゾルと非水溶性のエアロゾルがあり、エアロゾルを捕集することによりスクラバ水の性状が変化する。このスクラバ水の性状の変化がDFに与える影響を確認するため、水溶性エアロゾルとしてCsI\*<sup>1</sup>を、非水溶性エアロゾルとしてTiO<sub>2</sub>\*<sup>2</sup>それぞれをスクラバ水に大量に投入して、水スクラバ単体のDF試験を行い、エアロゾルを投入しない場合のDF試験の結果と比較した。

試験は図2-2に示すアクリル試験装置を用いて実施した。試験条件を表2-2に示す。また、実機に換算したエアロゾルの投入量を表2-3に示す。

注記\*1：CsIは、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）において、フィルタ装置への流入量が多く、水への溶解度が他の水溶性エアロゾルに比べて非常に高いエアロゾルであることから、水溶性エアロゾルの代表として選定した。

\*2：非水溶性エアロゾルはスクラバ水に溶け込まず、性状への影響は軽微と考えられることから、エアロゾルの除去試験で使用している非水溶性エアロゾルのうち、TiO<sub>2</sub>を代表として選定した。



図2-2 試験概要図（スクラバ水性状影響確認試験）

表 2-2 スクラバ水性状影響確認試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	・ アクリル試験装置
試験ガス	・ 空気
スクラバ水位	・ 1m
ガス・スクラバ水温度	・ 常温
ガス体積流量	・ 2Pd 相当流量 ・ 最小流量相当
スクラバ水への エアロゾル投入濃度	【CsI】 ・ 0.019wt% ・ 3.67wt% 【TiO <sub>2</sub> 】 ・ 0.018wt% ・ 3.46wt%
試験エアロゾル	・ PSL

表 2-3 エアロゾル投入量実機換算値

試験投入濃度		実機換算量*
CsI	0.019wt%	4.52kg
	3.67wt%	872.21kg
TiO <sub>2</sub>	0.018wt%	4.28kg
	3.46wt%	822.30kg

注記\* : エアロゾル移行量が最も多くなる事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失，D/Wベント，原子炉格納容器下部への事前水張り無し）の場合でも，フィルタ装置に流入するエアロゾルの総重量は約26kgであるため，スクラバ水性状影響確認試験で設定したエアロゾル投入量実機換算値は非常に保守的な値である。

上記の条件にて試験を実施してDFを算出し，スクラバ水にエアロゾルを投入しない場合のDFとの比を算出した結果，図2-3～図2-6のとおりとなった。

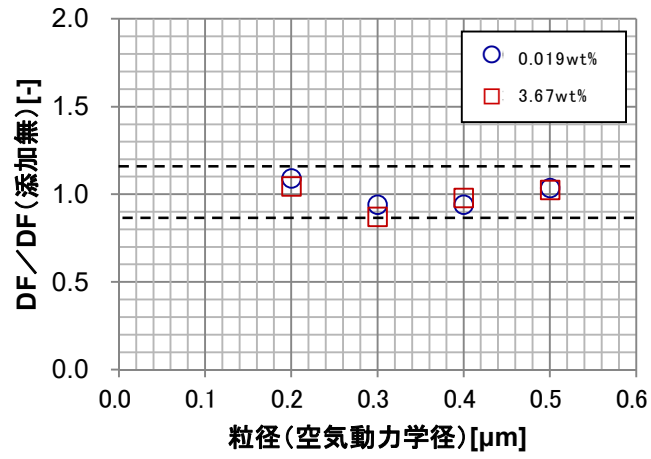


図 2-3 DF 比 (CsI 投入, 2Pd 相当流量)

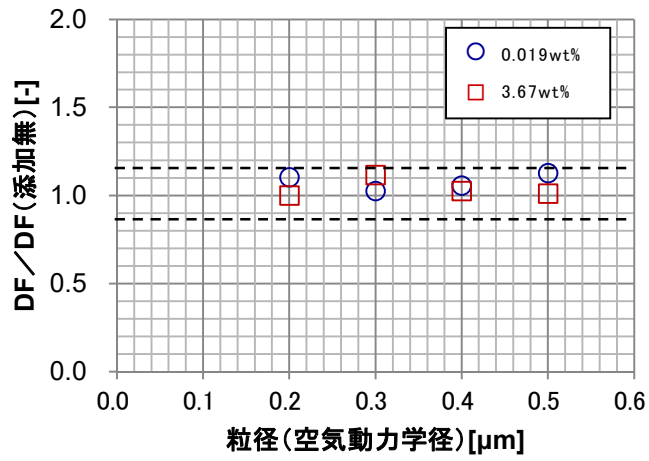


図 2-4 DF 比 (CsI 投入, 最小流量相当)

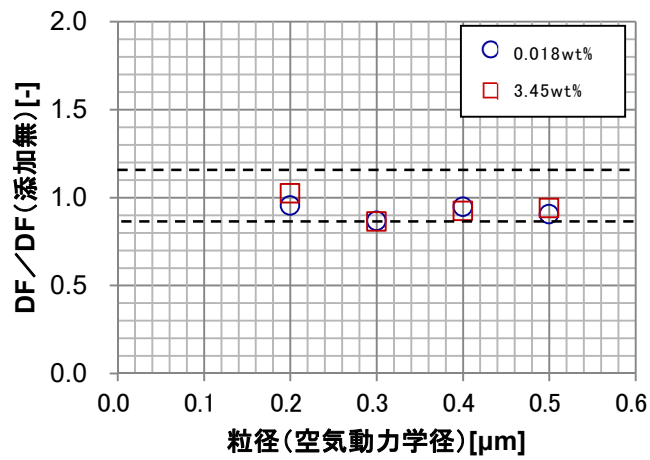


図 2-5 DF 比 (TiO<sub>2</sub> 投入, 2Pd 相当流量)



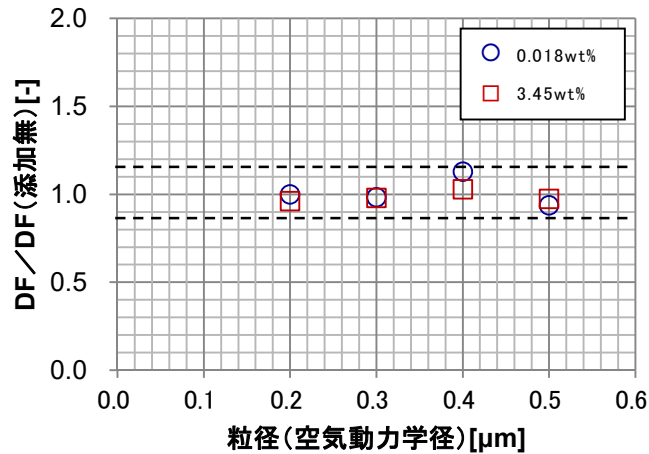


図 2-6 DF 比 (TiO<sub>2</sub> 投入, 最小流量相当)

試験の結果より, エアロゾルを投入する場合としない場合で, DFに顕著な増減はなく, またDFの増減に一定の傾向は認められなかった。そのため, 実機においてエアロゾルがスクラバ水に大量に流入したとしても, 水スクラバのDFに影響はないと考える。

### 2.3 スクラバ水の逆流防止

フィルタ装置内の金属フィルタの差圧が大きい場合, 金属フィルタドレン配管内の水位が上昇し, 金属フィルタにスクラバ水が流入する可能性がある。

金属フィルタにスクラバ水が到達すると, 金属フィルタの通気有効表面積が減少し, フィルタ装置金属フィルタ差圧がさらに上昇する。

そのため, フィルタ装置金属フィルタ差圧が急上昇し, さらに金属フィルタドレン配管よりスクラバ水が吸い上げられ, スクラバ水は金属フィルタの二次側に吸い出されてしまう。

フィルタ装置の設計では, 金属フィルタの設計上限差圧は  kPaに設定しており, フィルタ装置金属フィルタ差圧が  kPaの時, 金属フィルタドレン配管内水位はスクラバ水位  mとなる。

そのため, ドレン配管から金属フィルタにスクラバ水が流入しないよう, 金属フィルタ下端から下方約  mの位置 (スクラバノズル上端+2.2m) にスクラバ水の水位上限を設定している。

なお, 通常待機時, ベント実施時を通して, フィルタ装置の水位はフィルタ装置水位により監視し, 水位が上限水位となる前に排水する運用とする。また, 金属フィルタのドレン配管の内径は  mmであり, 金属フィルタに流入するベントガスに含まれるエアロゾルの粒径は極めて小さい  ことから, ドレン配管の閉塞が発生するおそれはない。

フィルタ装置のスクラバ水位の概要を図2-7に示す。

K6 ① VI-1-8-1-別添3 R0

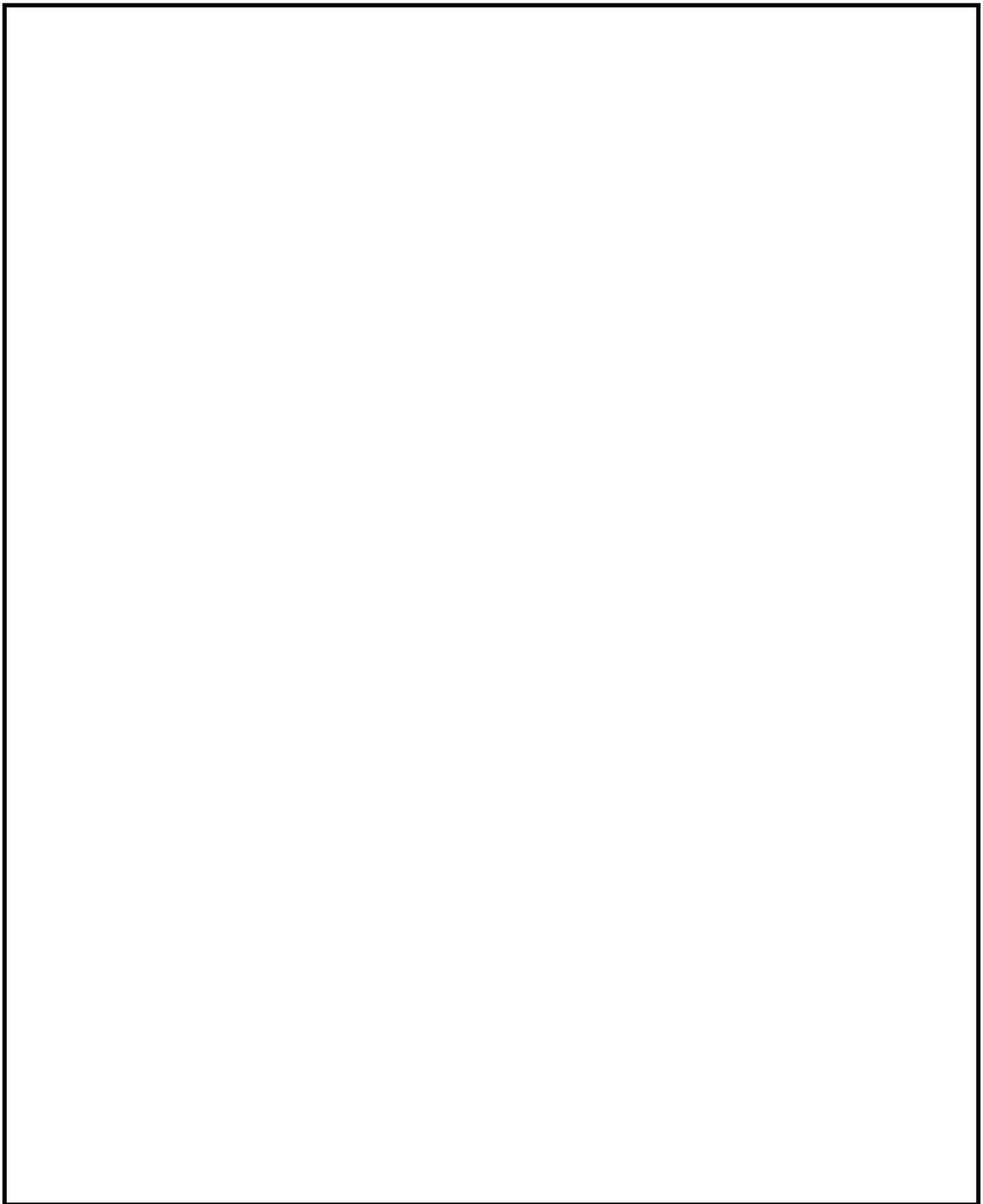


図2-7 フィルタ装置のスクラバ水位

格納容器圧力逃がし装置隔離弁の人力操作について

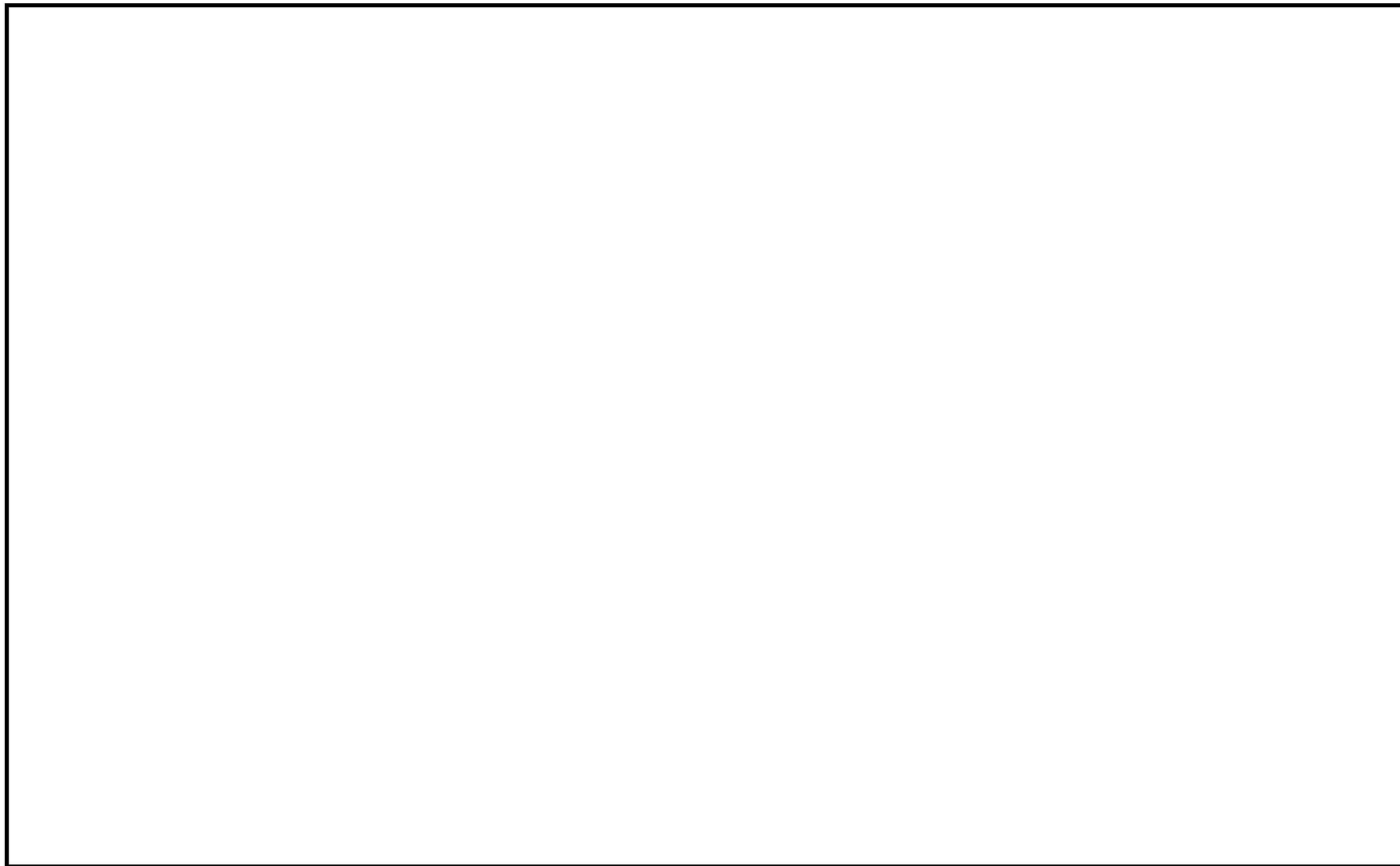
## 1. 格納容器圧力逃がし装置隔離弁の人力操作

格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、中央制御室からの操作ができない場合には、現場の隔離弁操作場所から遠隔手動弁操作設備及び遠隔空気駆動弁操作設備を介して弁操作を実施する。ベントに必要な弁の位置と操作場所について、図1-1に示す。

空気駆動弁については、遠隔手動弁操作設備により人力で操作可能な設計とする。また、遠隔空気駆動弁操作設備によりポンベの高圧窒素ガスを手動で駆動シリンダへ供給することで容易に遠隔操作ができる設計とする。

電動駆動弁については、駆動部に遠隔手動弁操作設備を設け、人力にて容易に遠隔操作ができる設計とする。

なお、遠隔手動弁操作設備及び遠隔空気駆動弁操作設備による操作は、原子炉建屋内の原子炉区域外から実施可能であり、重大事故等時の作業員の放射線防護を考慮した設計とする。



別添3-159

図1-1 隔離弁の操作場所 (1/3)

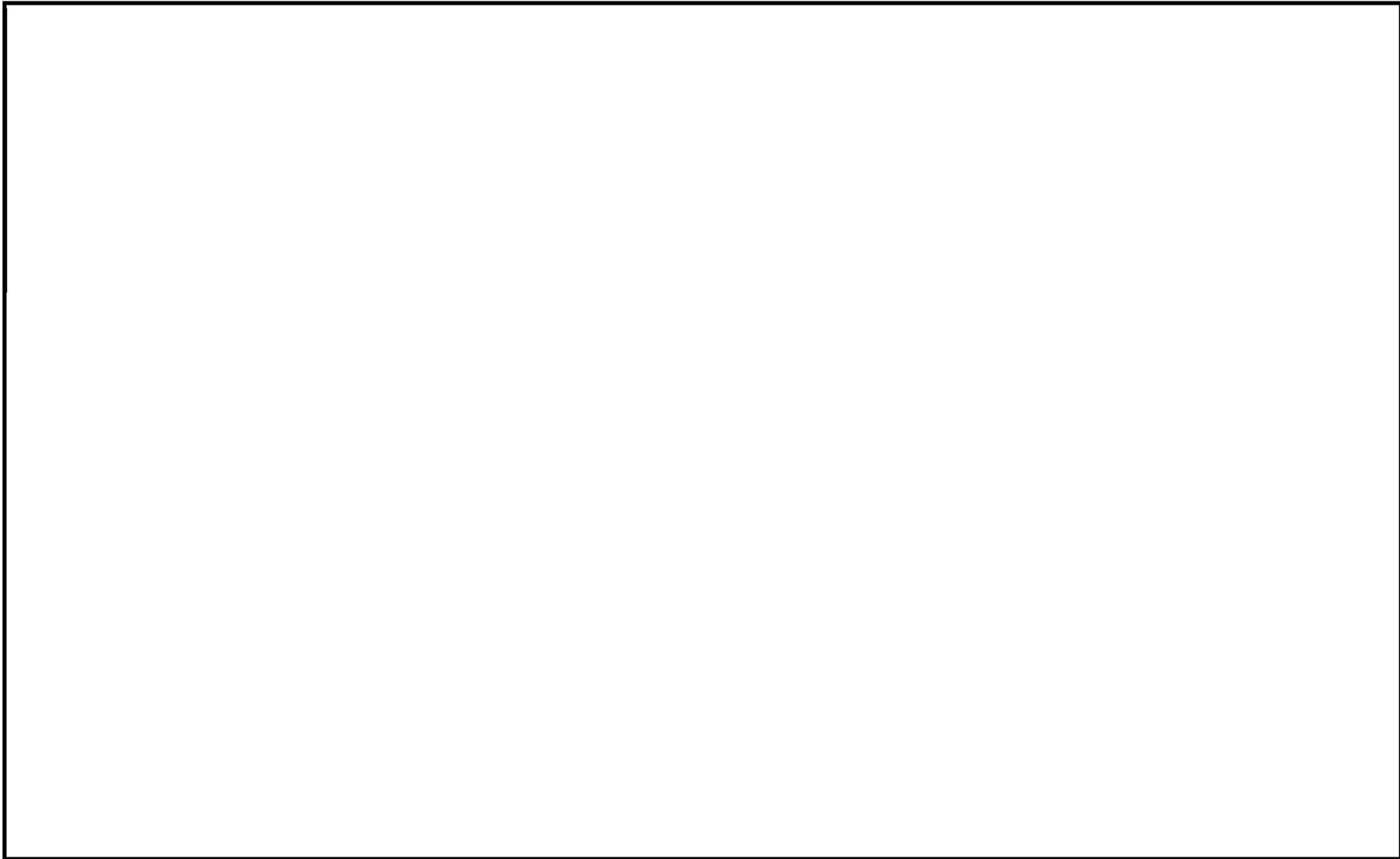


図1-1 隔離弁の操作場所 (2/3)

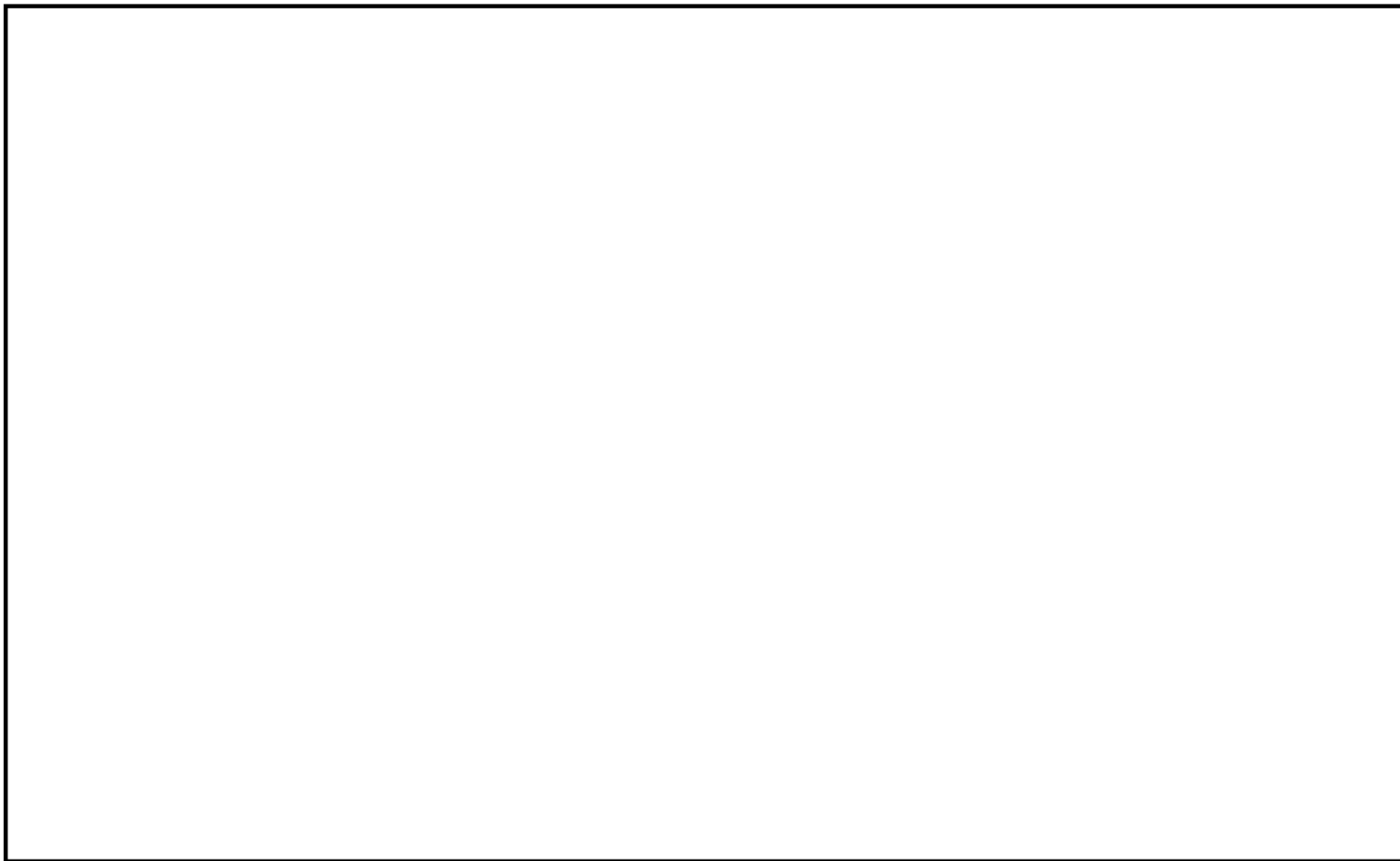


図1-1 隔離弁の操作場所 (3/3)

ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価について

ベント実施に伴う現場作業は放射線環境下での作業となることから、作業の成立性を確認するために、各作業の被ばく評価を実施する。なお、中央制御室又は現場のいずれにおいても同等の操作が可能な場合については、高線量環境が予想される現場での作業線量のみについて記載する。

評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド（平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061918 号 原子力規制委員会決定）」（以下「審査ガイド」という。）を参照した。

1. 想定する作業と作業時間帯、作業エリア

評価対象は、ベント実施に伴う作業とする。ベントの実施前及び実施後における作業の作業場所、作業時間帯及び評価時間を表 1-1 及び図 1-1～図 1-6 に示す。また、図 2-1～図 2-6 に各評価時間の設定根拠を示す。

各作業の評価時間には、作業場所への往復時間を含める。

ベント実施後の屋外の各作業の往復時間における被ばく評価に当たっては、移動中における線量率が、作業場所（線源となるよう素フィルタ等の近傍）における線量率よりも小さいことを考慮し、作業場所よりも線量影響が小さい場所を評価点とした。

ベント実施前の屋外及び屋内の各作業の被ばく評価に当たっては、移動時間も含めて、作業場所を代表評価点とした。ただし、フィルタベント大気放出ラインドレン弁の閉操作の被ばく評価に当たっては、移動中は屋内、作業中は屋外にいるものとして評価した。

2. 想定シナリオ

想定シナリオは以下のとおりとした。

- ・ 発災プラント：6 号及び 7 号機
- ・ 想定事象：大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失
- ・ 2 ケースについて評価
  - ケース① 6 号機：事象発生約 38 時間後に W/W ベントを実施  
7 号機：代替循環冷却系により事象収束に成功(ベント無し)
  - ケース② 6 号機：事象発生約 38 時間後に D/W ベントを実施  
7 号機：代替循環冷却系により事象収束に成功(ベント無し)

3. 放出放射エネルギー

大気中への放出放射エネルギーは、VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」と同様の評価方法にて評価した。ただし、D/W ベント時においては、ベントライン経由で放出される無機よう素に対し、サプレッションプールのスクラビング効果を見込まないものとした。評価結果を表 2-1 から表 2-3 に示す。また、放射性物質の大気放出過程を図 3-1～図 3-4 に示し、大気放出過程概略図を図 3-5 に示す。

#### 4. 大気拡散評価

大気拡散評価の条件は、評価点、着目方位及び実効放出継続時間を除き、VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」と同じとした。VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」との差異となる評価条件を表3-1に示す。

放射性物質の大気拡散評価の評価結果を表3-2に示す。この大気拡散評価の評価結果を、本別紙のすべての現場作業の被ばく評価に適用する。

なお、表3-2で示した評価結果は、着目方位を全方位（16方位）とし、評価距離を放出点から10m刻みとした大気拡散評価において、最大の評価結果を与えた距離の評価結果である。このため、表3-2に示す相対濃度及び相対線量は、作業エリア全域に対し、保守的な結果を与えることとなる。

#### 5. 評価経路

被ばく経路の概念図を図4-1及び図4-2に示す。

#### 6. 評価方法

##### (1) 原子炉建屋外での作業

##### a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量は、原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。直接ガンマ線は解析コード「QAD-CGGP2R」を用い、スカイシャインガンマ線は解析コード「ANISN」及び解析コード「G33-GP2R」を用いて評価した。

##### b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果を踏まえ評価した。

##### c. 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

##### d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果、地表面沈着効果を踏まえて評価した。

##### e. 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによろ素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによろ素フィルタ内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは、放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、線源の位置及び形状並びに線源を囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮して評価した。直接ガンマ線の評価には、解析コード「QAD-CGGP2R」を用い、スカイシャインガンマ線の評価には、解析コード「QAD-CGGP2R」及び解析コード「G33-GP2R」を用いた。



線源としては、よう素フィルタ、金属フィルタ、スクラバ水、主配管（フィルタ装置入口側）、ドレン移送ライン及び pH 計装配管内の放射性物質を考慮した。各線源の評価で想定する放射性物質の付着割合を表 4-1 に示す。

ここで、ドレン移送ラインと pH 計装配管による寄与については、作業者が当該線源に近接することを考慮して評価を実施した。具体的には、ドレン移送ラインによる寄与については、図 1-6 で示した評価点の結果と、評価点をドレン移送ラインの近接位置とした場合の評価結果を足し合わせて算出した。また、pH 計装配管による寄与については、pH 計装配管がフィルタベント遮蔽壁附室内の設備であることを考慮し、図 1-6 で示した評価点における被ばく線量は評価せず、評価点を pH 計装配管の近接位置とした場合の評価のみ実施した。各作業の内容を考慮し、ドレン移送ライン及び pH 計装配管への近接時間として評価上想定した時間を表 4-2 に示す。

なお、保守的に、ドレン移送ライン及び pH 計装配管ともに、ベント後は常に放射性物質を含む水を内包すると想定した。

## (2) 原子炉建屋内での作業

### a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、「作業エリア内の放射性物質からのガンマ線による被ばく」と「二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく」を評価した。

作業エリア内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度\*になると仮定し、サブマージョンモデルの評価式を用いて評価した。なお、サブマージョンモデルでの計算に用いる空間容積は、6 号機の一次隔離弁、二次隔離弁及び SGTS 側 PCV ベント用水素ガスベント止め弁の作業エリア空間容積を包絡する値  を設定した。

二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線については、原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。評価には解析コード「QAD-CGGP2R」を用いた。

### b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果と建屋による遮蔽効果を踏まえて評価した。

### c. 原子炉建屋内に浮遊する放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

原子炉建屋内に浮遊する放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度\*になると仮定して評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

### d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、原子炉建屋外壁が十分厚いことから影響は軽微であるとし、評価の対象外とした。

### e. 格納容器圧力逃がし装置の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の配管内の放射性物質からのガンマ線による作業エリアでの被ばくは、配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、配管の位置及び

形状並びに作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し、評価した。評価に当たっては、解析コード「QAD-CGGP2R」を用いた。

なお、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに屋外の配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、原子炉建屋外壁が十分厚いことから影響は軽微であるとし、評価の対象外とした。また、原子炉建屋内の配管においても、配管と作業エリアとの間に十分厚い遮蔽が存在する場合は、影響は軽微であるとし評価の対象外とした。

注記\*：ベント実施時に原子炉建屋屋上から放出されたベント流体は、熱エネルギーを持つため放出後に上昇し、さらに風の影響を受け原子炉建屋から時間と共に離れてゆくものと考えられる。また、ベント流体の放出口（地上 40.4 m）と一次隔離弁の開操作場所（W/W ベント時： D/W ベント時：）は少なくとも 30m 程度の高低差があることから、放出されたベント流体が一次隔離弁の開操作場所に直接流入することはほとんど無いものと考えられる。このことから、一次隔離弁の開操作に伴う被ばくの評価においては、ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響を考慮しないものとした。

## 7. 評価条件

大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を表 5-1 に示す。

## 8. 評価結果

W/W ベントの実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表 6-1 に示す。また、D/W ベントの実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表 6-2 に示す。

最も被ばく線量が大きくなる作業においては約 90mSv となった。したがって、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、作業可能であることを確認した。

なお、表 6-1 及び表 6-2 の評価結果は、表 1-1 に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち、評価結果が大きくなる時間帯\*1で作業を実施した場合の被ばく線量となり、被ばく評価の保守性も踏まえると、表 1-1 に示す各作業の作業開始時間の範囲のいずれの時間帯においても作業は可能であると考えられる\*2。

また、炉心損傷前ベント後に炉心損傷の兆候が見られた場合における隔離弁の開操作等の作業については、当該作業に係る被ばく線量が、炉心損傷後のベントに伴う作業時の被ばくに包含されるものと考えられるため、作業可能である。

注記\*1： 支配的な被ばく経路の線量率トレンドを基に推測する。なお、ベント後においては、よう素フィルタからの寄与が支配的であり、ベントからの時間経過が短いほど、放射性物質の減衰が小さく、評価結果が大きくなる。

\*2： 本被ばく評価では、非常用ガス処理系が停止した時点で、二次格納施設の換気率は無限大[回/日]となり、それまで二次格納施設内に閉じ込められていた放射性物質が一瞬にして屋外に放出されるという想定をしている。そのため、非常用ガス処理系の停止直後において、屋内及び屋外の作業環境は非常に厳しいものになるが、被ばく評価に当たって、この期間における作業実施を想定することは過度に保守的であると考えられる。したがって、非常用ガス処理系が停止してから 5 分間は評価対象期間外とした。

表 1-1 ベント実施前後の作業

	ベント実施前の作業					ベント実施後の作業			
	フィルタベント 大気放出ライン ドレン弁の開操作	SGTS側PCVベント 用水素ガスベント 止め弁の開操作	二次隔離弁の 開操作	フィルタ装置 ドレン移送 ポンプ水張り	一次隔離弁の 開操作	フィルタ装置 水位調整 (水抜き)	フィルタ装置 スクラバ水 pH調整	ドレン移送ライン 窒素ガスパージ	ドレンタンク 水抜き
	屋外 (原子炉建屋屋上)	屋内 (二次格納施設外)	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋外	屋外	屋外
作業開始時間 (事象発生後)	4 時間後～ 約 38 時間後	4 時間後～ 約 38 時間後	4 時間後～ 約 38 時間後	約 36 時間後～ 約 37 時間後	ベント実施時刻 (約 38 時間後)	W/W ベント時 : 63 時間後*1 D/W ベント時 : 79 時間後*1	W/W ベント時 : 63 時間後以降 D/W ベント時 : 79 時間後以降	168 時間後以降*2	
評価時間*3	移動 20 分 作業 5 分	移動 20 分 作業 5 分	移動 20 分 作業 5 分	移動 20 分 作業 35 分	移動 20 分 作業 40 分	1 班 : 移動 20 分 作業 10 分 2 班 : 移動 20 分 作業 10 分	1 班 : 移動 20 分 作業 5 分 3 班 : 移動 55 分 作業 25 分*4 4 班 : 移動 20 分 作業 15 分	1 班 : 移動 55 分 作業 15 分*4 2 班 : 移動 20 分 作業 10 分 3 班 : 移動 20 分 作業 10 分	1 班 : 移動 20 分 作業 10 分 2 班 : 移動 20 分 作業 10 分

注記\*1 : スクラバ水の制限水位到達時間に時間余裕を考慮し、また、ベント実施後の作業環境を考慮して設定。

\*2 : ドレンタンク内凝縮水量の評価結果を参照。

\*3 : 図 2-1 から図 2-6 に各評価時間の設定根拠を示す。評価時間には作業場所への往復時間を含め、タイムチャートに記載がない場合は片道 10 分と仮定した。

\*4 : 作業時間のうち 10 分は高台での作業であることから、移動中の評価と同様に、作業場所よりも線量影響が小さい場所にいるものとして評価した。

表 2-1 大気中への放出放射エネルギー (7日間積算値)  
(W/W ベントの実施を想定する場合)

核種類	停止時炉心蓄積量[Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		格納容器圧力逃がし装置及び よう素フィルタを経由した放出	原子炉建屋から 大気中への放出
希ガス類	約 $2.6 \times 10^{19}$	約 $7.8 \times 10^{18}$	約 $1.3 \times 10^{17}$
よう素類	約 $3.4 \times 10^{19}$	約 $6.4 \times 10^{15}$	約 $7.5 \times 10^{15}$
Cs 類	約 $1.3 \times 10^{18}$	約 $3.4 \times 10^9$	約 $4.0 \times 10^{13}$
Te 類	約 $9.5 \times 10^{18}$	約 $2.4 \times 10^9$	約 $3.3 \times 10^{13}$
Ba 類	約 $2.9 \times 10^{19}$	約 $2.3 \times 10^9$	約 $3.0 \times 10^{13}$
Ru 類	約 $2.9 \times 10^{19}$	約 $3.7 \times 10^8$	約 $5.0 \times 10^{12}$
Ce 類	約 $8.9 \times 10^{19}$	約 $3.0 \times 10^8$	約 $4.1 \times 10^{12}$
La 類	約 $6.5 \times 10^{19}$	約 $6.6 \times 10^7$	約 $8.8 \times 10^{11}$

表 2-2 大気中への放出放射エネルギー (7日間積算値)  
(D/W ベントの実施を想定する場合)

核種類	停止時炉心蓄積量[Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		格納容器圧力逃がし装置及び よう素フィルタを経由した放出	原子炉建屋から 大気中への放出
希ガス類	約 $2.6 \times 10^{19}$	約 $6.6 \times 10^{18}$	約 $1.4 \times 10^{17}$
よう素類	約 $3.4 \times 10^{19}$	約 $6.1 \times 10^{15}$	約 $8.0 \times 10^{15}$
Cs 類	約 $1.3 \times 10^{18}$	約 $5.1 \times 10^{12}$	約 $4.4 \times 10^{13}$
Te 類	約 $9.5 \times 10^{18}$	約 $3.4 \times 10^{12}$	約 $3.6 \times 10^{13}$
Ba 類	約 $2.9 \times 10^{19}$	約 $3.4 \times 10^{12}$	約 $3.3 \times 10^{13}$
Ru 類	約 $2.9 \times 10^{19}$	約 $5.4 \times 10^{11}$	約 $5.5 \times 10^{12}$
Ce 類	約 $8.9 \times 10^{19}$	約 $4.3 \times 10^{11}$	約 $4.5 \times 10^{12}$
La 類	約 $6.5 \times 10^{19}$	約 $9.6 \times 10^{10}$	約 $9.7 \times 10^{11}$

表 2-3 大気中への放出放射エネルギー (7日間積算値)  
(代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

核種類	停止時炉心蓄積量[Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)
		原子炉建屋から大気中への放出
希ガス類	約 $2.6 \times 10^{19}$	約 $3.8 \times 10^{17}$
よう素類	約 $3.4 \times 10^{19}$	約 $1.6 \times 10^{16}$
Cs 類	約 $1.3 \times 10^{18}$	約 $3.9 \times 10^{13}$
Te 類	約 $9.5 \times 10^{18}$	約 $2.9 \times 10^{13}$
Ba 類	約 $2.9 \times 10^{19}$	約 $2.8 \times 10^{13}$
Ru 類	約 $2.9 \times 10^{19}$	約 $4.6 \times 10^{12}$
Ce 類	約 $8.9 \times 10^{19}$	約 $3.5 \times 10^{12}$
La 類	約 $6.5 \times 10^{19}$	約 $8.2 \times 10^{11}$

表 3-1 放射性物質の大気拡散評価条件

項目	評価条件	選定理由
実効放出 継続時間	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 6号機格納容器圧力逃がし装置配管 相対濃度：1時間，相対線量：1時間</li> <li>・ 6号機原子炉建屋 相対濃度：1時間，相対線量：1時間</li> <li>・ 6号機主排気筒 相対濃度：10時間，相対線量：10時間</li> <li>・ 7号機原子炉建屋 相対濃度：1時間，相対線量：1時間</li> <li>・ 7号機主排気筒 相対濃度：10時間，相対線量：10時間</li> </ul>	審査ガイドを参照
放射性物質 濃度の評価点	着目方位を全方位（16方位）とし，放出点からの距離を10m刻みで変更した大気拡散評価を実施し，最大の評価結果を与える距離を選定。なお，評価点高さは，各放出源の高さと同じとする。	大気拡散評価の評価結果が，作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定
着目方位	全方位	大気拡散評価の評価結果が作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定

表 3-2 相対濃度及び相対線量

評価点	放出点及び放出点高さ*	相対濃度[s/m <sup>3</sup> ]	相対線量[Gy/Bq]
屋内及び 屋外の 作業エリア	6号機格納容器圧力逃がし装置配管 (地上 40.4m)	$1.0 \times 10^{-3}$	$7.4 \times 10^{-18}$
	6号機原子炉建屋中心 (地上 0m)	$2.1 \times 10^{-3}$	$7.4 \times 10^{-18}$
	6号機主排気筒 (地上 73m)	$6.8 \times 10^{-4}$	$4.9 \times 10^{-18}$
	7号機原子炉建屋中心 (地上 0m)	$2.1 \times 10^{-3}$	$7.4 \times 10^{-18}$
	7号機主排気筒 (地上 73m)	$6.8 \times 10^{-4}$	$4.9 \times 10^{-18}$

注記\*：放出点高さは，放出エネルギーによる影響は未考慮。

表 4-1 配管内、フィルタ内の線源強度の評価で用いる放射性物質の付着割合

項目	評価条件	選定理由
配管内、フィルタ内の線源強度の評価で用いる放射性物質の付着割合	<p><b>【主配管（フィルタ装置入口側）】</b></p> <p>希ガス：0%</p> <p>有機よう素：0%</p> <p>無機よう素：10%/100m</p> <p>粒子状放射性物質：10%/100m</p>	<p>NUREG/CR-4551*を参照し、付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して、配管内面への沈着割合を設定。</p> <p>配管 100m 当たり、配管に流入する放射性物質の 10%が付着するものとした。</p>
	<p><b>【ドレン移送ライン及び pH 計装配管】</b></p> <p>事故発生 7 日後までに格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の総量を、フィルタ装置水位調整（水抜き）前のスクラバ水の水量（35m<sup>3</sup>と仮定）で除した濃度の水を内包すると想定</p>	<p>ドレン移送ライン及び pH 計装配管ともに、フィルタ装置水位調整（水抜き）後に水を内包する設備であるため、フィルタ装置水位調整（水抜き）前のスクラバ水の水量を基に濃度を設定</p>
	<p><b>【スクラバ水】</b></p> <p>希ガス：0%</p> <p>有機よう素：0%</p> <p>無機よう素：100%</p> <p>粒子状放射性物質：100%</p> <p><b>【金属フィルタ】</b></p> <p>希ガス：0%</p> <p>有機よう素：0%</p> <p>無機よう素：10%</p> <p>粒子状放射性物質：10%</p> <p><b>【よう素フィルタ】</b></p> <p>希ガス：0%</p> <p>有機よう素：100%</p> <p>無機よう素：100%</p> <p>粒子状放射性物質：0%</p>	<p>フィルタ内の線源強度を保守的に見積もるために、設計上フィルタで除去できる放射性物質については、事故発生 7 日後までにフィルタに流入する全量が付着するものとした。なお、フィルタへの流入量の評価に当たっては、配管内への付着による放射性物質の除去効果を考慮しないものとした。ただし、金属フィルタについては、スクラバ水で大部分が除去された後の粒子状放射性物質が付着する設計であることを踏まえた付着率を設定した。</p> <p>なお、よう素フィルタと金属フィルタについて、設計では除去を考慮しない無機よう素も保守的に付着すると仮定した。</p>

注記\*：NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters”

表4-2 各現場作業\*1でドレン移送ライン及びpH計装配管に  
近接する時間として評価上想定する時間\*2

作業	線源	近接する時間	備考
フィルタ装置 水位調整（水抜き）	ドレン移送ライン	1班：1分 2班：1分	ドレン移送ラインの弁操作 で近接する
	pH計装配管	1班：1分30秒 2班：1分30秒	ドレンポンプ操作のため附 室内に入り近接する
フィルタ装置 スクラバ水 pH調整	ドレン移送ライン	1班：0分 2班：0分 3班：0分 4班：0分	近接しない
	pH計装配管	1班：2分30秒 2班：2分30秒 3班：0分 4班：0分	サンプリングポンプの系統 構成・復旧等のため、附室 内に入り近接する
ドレン移送ライン 窒素ガスパージ	ドレン移送ライン	1班：0分 2班：0分 3班：0分	近接しない
	pH計装配管	1班：0分 2班：0分 3班：0分	近接しない
ドレンタンク 水抜き	ドレン移送ライン	1班：1分 2班：1分	ドレン移送ラインの弁操作 で近接する
	pH計装配管	1班：2分30秒 2班：2分30秒	系統構成・復旧やドレンポ ンプ操作のため附室内に入 り近接する

注記\*1：ベント後の作業が対象となる。

\*2：作業内容を基に仮定した。

表5-1 線量換算係数, 呼吸率, 防護措置及び地表面への沈着速度

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq 上述の核種以外の核種は ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication71* <sup>1</sup> 及び ICRP Publication72* <sup>2</sup> に基づく
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	安全評価審査指針* <sup>3</sup> に基づく成人活動時の呼吸率を設定
マスクによる防護係数	1000	着用を考慮し, 期待できる防護係数として設定した
ヨウ素剤	考慮しない	保守的に考慮しないものとした
防護服	考慮しない	同上
地表への沈着速度	エアロゾル粒子 : 0.5cm/s 無機よう素 : 0.5cm/s 有機よう素 : $1.7 \times 10^{-3}$ cm/s 希ガス : 沈着なし	湿性沈着を考慮し設定

注記\*1: ICRP Publication 71, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients”, 1995

\*2: ICRP Publication 72, “Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients”, 1996

\*3: 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成2年8月30日 原子力安全委員会決定, 平成13年3月29日一部改訂



表 6-1 6号機の W/W ベント実施に伴う被ばく評価結果 (7号機：代替循環冷却系により事象収束) (単位：mSv)

評価内容	ベント実施前の作業					ベント実施後の作業			
	フィルタベント 大気放出ライン ドレン弁の開操作 *1*6	SGTS 側 PCV ベント 用水素ガスベント 止め弁の開操作 *1*6	二次隔離弁の 開操作*1*6	フィルタ装置 ドレン移送ポンプ 水張り	一次隔離弁の 開操作 (W/W 側) *6	フィルタ装置 水位調整 (水抜き) *2	フィルタ装置 スクラバ水 pH 調整*1*2	ドレン移送ライン 窒素ガス パージ*1*2	ドレンタンク 水抜き*1*2
	屋外 (原子炉建屋屋上)	屋内 (二次格納施設外)	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 $7.5 \times 10^0$	約 $6.7 \times 10^0$	約 $6.7 \times 10^0$	約 $4.1 \times 10^0$	約 $1.5 \times 10^1$ *3	約 $1.0 \times 10^0$	約 $2.3 \times 10^0$	約 $1.8 \times 10^0$	約 $1.2 \times 10^0$
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 $1.1 \times 10^0$	0.1 以下	0.1 以下	約 $1.2 \times 10^1$	約 $4.7 \times 10^0$	約 $2.2 \times 10^0$	約 $6.0 \times 10^0$	約 $5.2 \times 10^0$	約 $8.7 \times 10^{-1}$
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく*4	約 $6.1 \times 10^{-1}$	約 $6.6 \times 10^{-1}$	約 $6.6 \times 10^{-1}$	約 $1.5 \times 10^0$	約 $1.5 \times 10^0$	約 $1.1 \times 10^{-1}$	約 $3.0 \times 10^{-1}$	約 $2.6 \times 10^{-1}$	約 $5.0 \times 10^{-1}$
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 $4.5 \times 10^0$	—*5	—*5	約 $2.7 \times 10^1$	—*5	約 $7.8 \times 10^0$	約 $2.1 \times 10^1$	約 $1.8 \times 10^1$	約 $3.9 \times 10^0$
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—*5	—*5	—*5	—*5	約 $1.1 \times 10^1$	約 $2.8 \times 10^1$	約 $4.5 \times 10^1$	約 $2.0 \times 10^1$	約 $1.3 \times 10^1$
被ばく線量	約 14mSv	約 7.4mSv	約 7.4mSv	約 45mSv	約 32mSv	1 班：約 39mSv 2 班：約 39mSv	1 班：約 39mSv 2 班：約 24mSv 3 班：約 74mSv 4 班：約 53mSv	1 班：約 46mSv 2 班：約 38mSv 3 班：約 38mSv	1 班：約 19mSv 2 班：約 19mSv

注記\*1：被ばく線量が比較的大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載

\*2：被ばく線量の内訳は、被ばく線量が最も大きい班について記載

\*3：ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない。

\*4：マスク着用 (PF1000) による防護効果を考慮する。

\*5：線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

\*6：7号機原子炉建屋から放出された放射性物質による寄与は、保守的に屋外作業における被ばく線量を適用

表 6-2 6号機の D/W ベント実施に伴う被ばく評価結果 (7号機：代替循環冷却系により事象収束) (単位：mSv)

評価内容	ベント実施前の作業					ベント実施後の作業			
	フィルタベント 大気放出ライン ドレン弁の開操作 *1*6	SGTS 側 PCV ベント 用素ガスベント 止め弁の開操作 *1*6	二次隔離弁の 開操作*1*6	フィルタ装置 ドレン移送ポンプ 水張り	一次隔離弁の 開操作 (D/W 側) *6	フィルタ装置 水位調整 (水抜き) *2	フィルタ装置 スクラバ水 pH 調整*1*2	ドレン移送ライン 窒素ガス バージ*1*2	ドレンタンク 水抜き*1*2
	屋外 (原子炉建屋屋上)	屋内 (二次格納施設外)	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 $7.6 \times 10^0$	約 $6.8 \times 10^0$	約 $6.8 \times 10^0$	約 $4.3 \times 10^0$	約 $1.6 \times 10^1$ *3	約 $9.6 \times 10^{-1}$	約 $2.3 \times 10^0$	約 $1.8 \times 10^0$	約 $1.0 \times 10^0$
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 $1.1 \times 10^0$	0.1 以下	0.1 以下	約 $1.2 \times 10^1$	約 $2.8 \times 10^0$	約 $3.6 \times 10^0$	約 $9.0 \times 10^0$	約 $7.8 \times 10^0$	約 $4.6 \times 10^{-1}$
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく*4	約 $6.2 \times 10^{-1}$	約 $6.8 \times 10^{-1}$	約 $6.8 \times 10^{-1}$	約 $1.6 \times 10^0$	約 $1.6 \times 10^0$	約 $1.3 \times 10^{-1}$	約 $3.5 \times 10^{-1}$	約 $3.0 \times 10^{-1}$	0.1 以下
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 $4.5 \times 10^0$	—*5	—*5	約 $2.7 \times 10^1$	—*5	約 $7.3 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^1$	約 $1.7 \times 10^1$	約 $5.5 \times 10^0$
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—*5	—*5	—*5	—*5	約 $3.5 \times 10^0$	約 $5.2 \times 10^1$	約 $5.9 \times 10^1$	約 $2.8 \times 10^1$	約 $3.7 \times 10^1$
被ばく線量	約 14mSv	約 7.5mSv	約 7.5mSv	約 45mSv	約 24mSv	1 班：約 64mSv 2 班：約 64mSv	1 班：約 59mSv 2 班：約 41mSv 3 班：約 90mSv 4 班：約 64mSv	1 班：約 55mSv 2 班：約 47mSv 3 班：約 47mSv	1 班：約 44mSv 2 班：約 44mSv

注記\*1：被ばく線量が比較的大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載

\*2：被ばく線量の内訳は、被ばく線量が最も大きい班について記載

\*3：ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない。

\*4：マスク着用 (PF1000) による防護効果を考慮する。

\*5：線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

\*6：7号機原子炉建屋から放出された放射性物質による寄与は、保守的に屋外作業における被ばく線量を適用



図 1-1 6号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋地下1階）



図 1-2 6号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋地下1階（中間階））

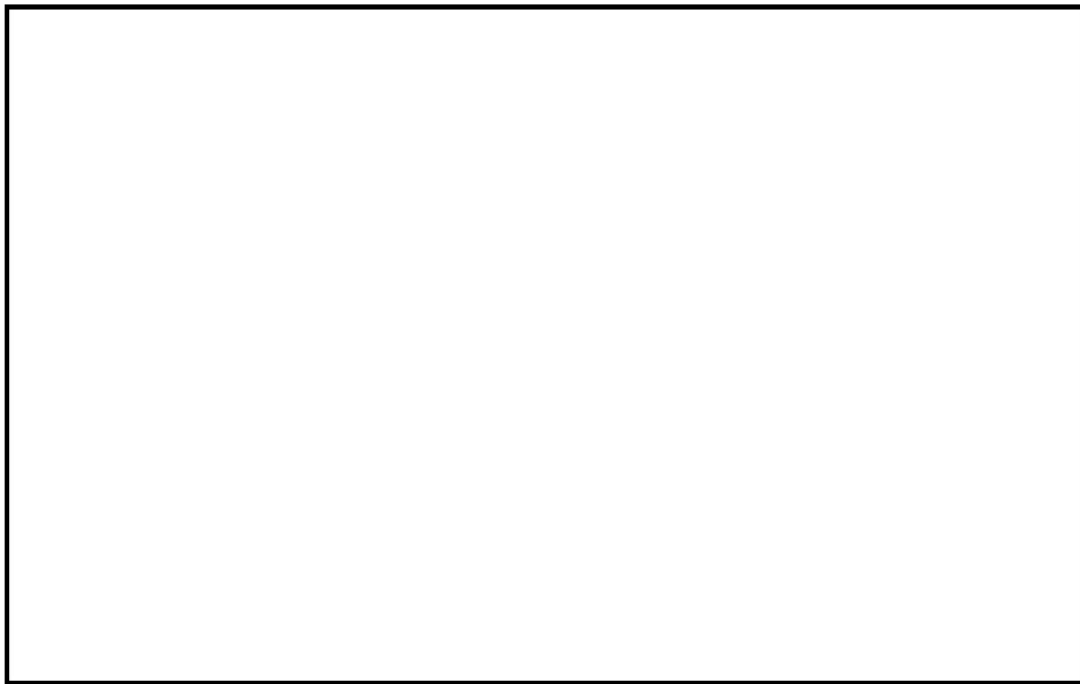


図 1-3 6号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋2階）



図 1-4 6号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋3階）

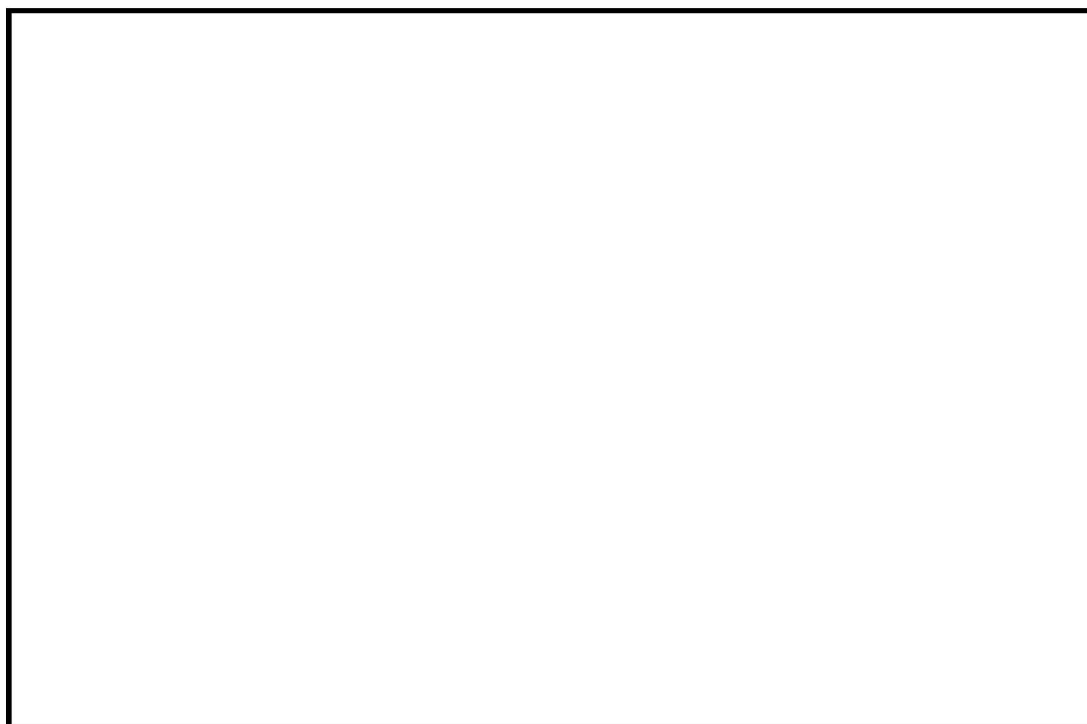


図 1-5 6号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋3階(中間階)）

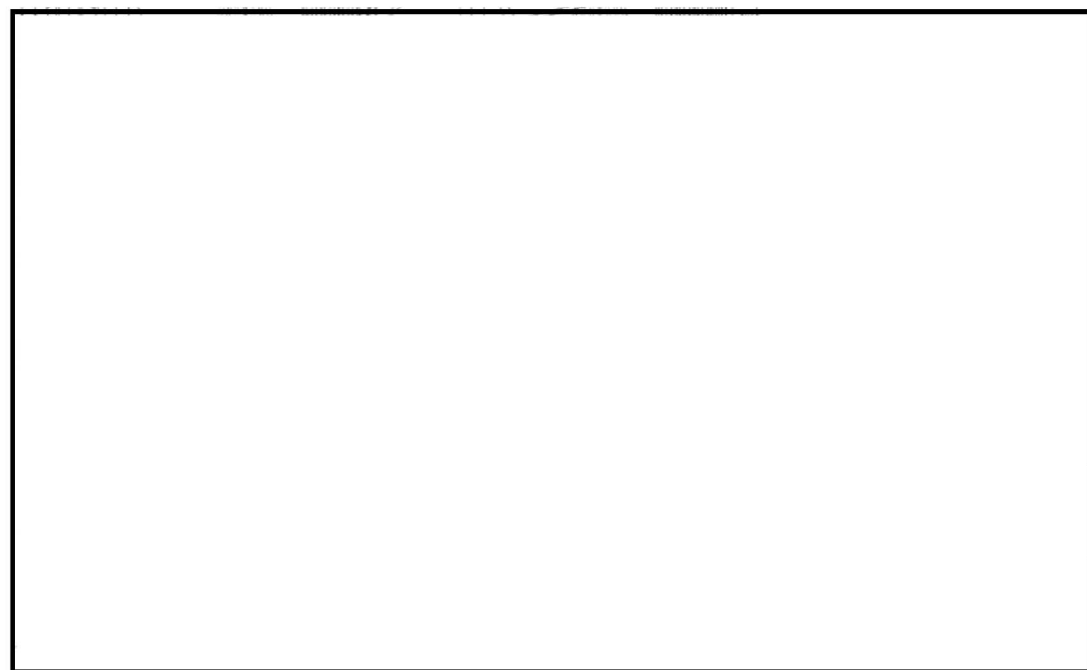
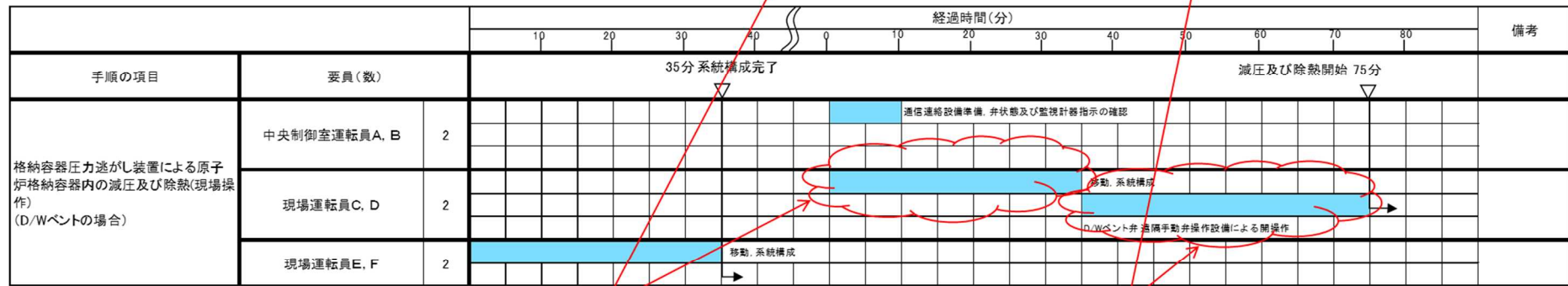
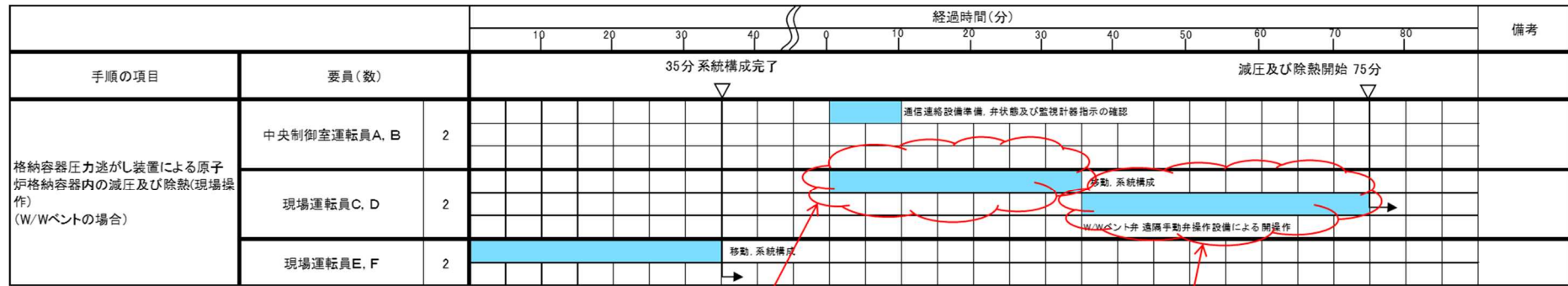


図 1-6 6号機屋外作業場所



**タイムチャート内訳**  
 移動: 10分  
 作業: 2分(フィルタベント大気放出ラインレン弁の開操作)  
 移動: 2分  
 作業: 1分(SGTS側PCVベント用水素ガスベント止め弁の開操作)  
 移動: 2分  
 作業: 5分(二次隔離弁の開操作)  
 移動: 5分  
 合計: 27分⇒余裕を見て35分

タイムチャートを踏まえ, 評価時間を設定  
 ・フィルタベント大気放出ラインレン弁の開操作  
 行き: 10分, 作業: 5分, 帰り: 10分⇒移動20分, 作業5分  
 ・SGTS側PCVベント用水素ガスベント止め弁の開操作  
 行き: 10分, 作業: 5分, 帰り: 10分⇒移動20分, 作業5分  
 ・二次隔離弁の開操作  
 行き: 10分, 作業: 5分, 帰り: 10分⇒移動20分, 作業5分

**タイムチャート内訳**  
 作業: 40分(ベント弁 遠隔手動弁操作設備による開操作)

タイムチャートを踏まえ, 評価時間を設定  
 ・一次隔離弁の開操作  
 行き: 10分, 作業: 40分, 帰り: 10分⇒移動20分, 作業40分

図 2-1 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 (現場操作) タイムチャート (W/W ベントの場合) 及び (D/W ベントの場合)

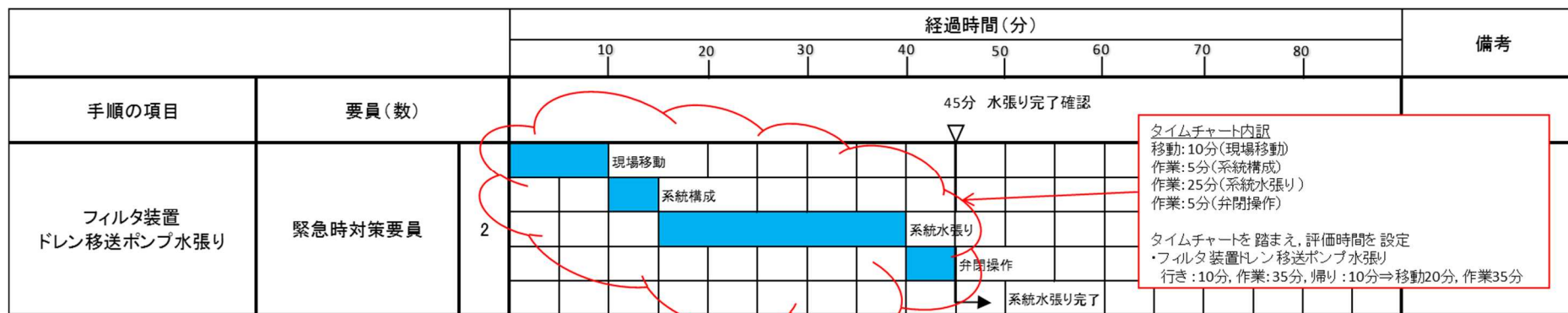


図 2-2 フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り タイムチャート

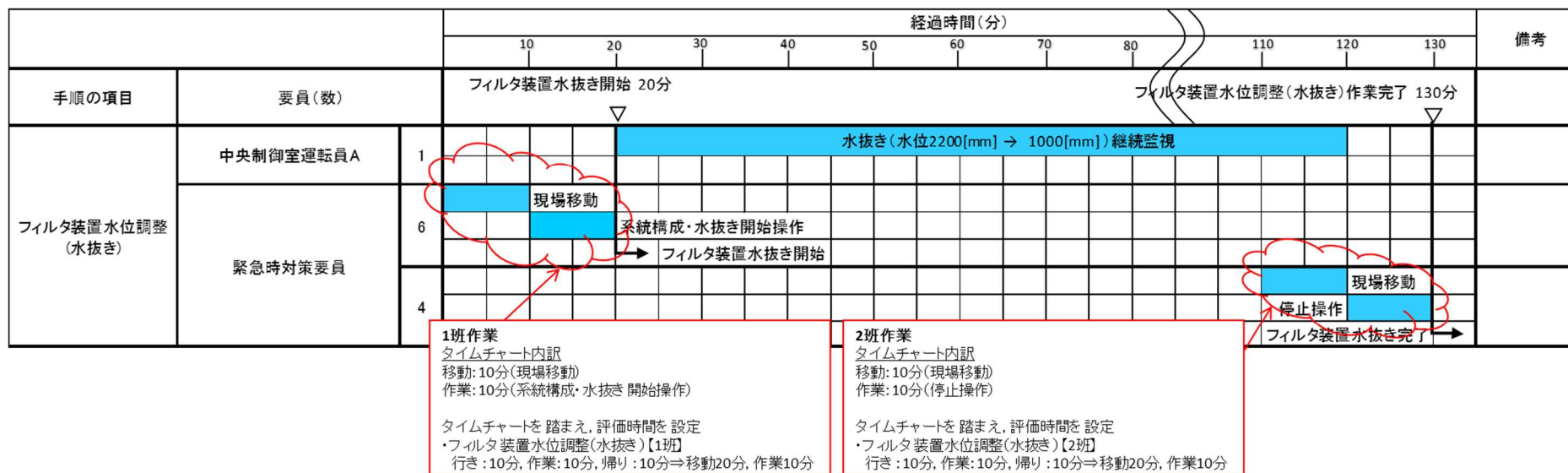
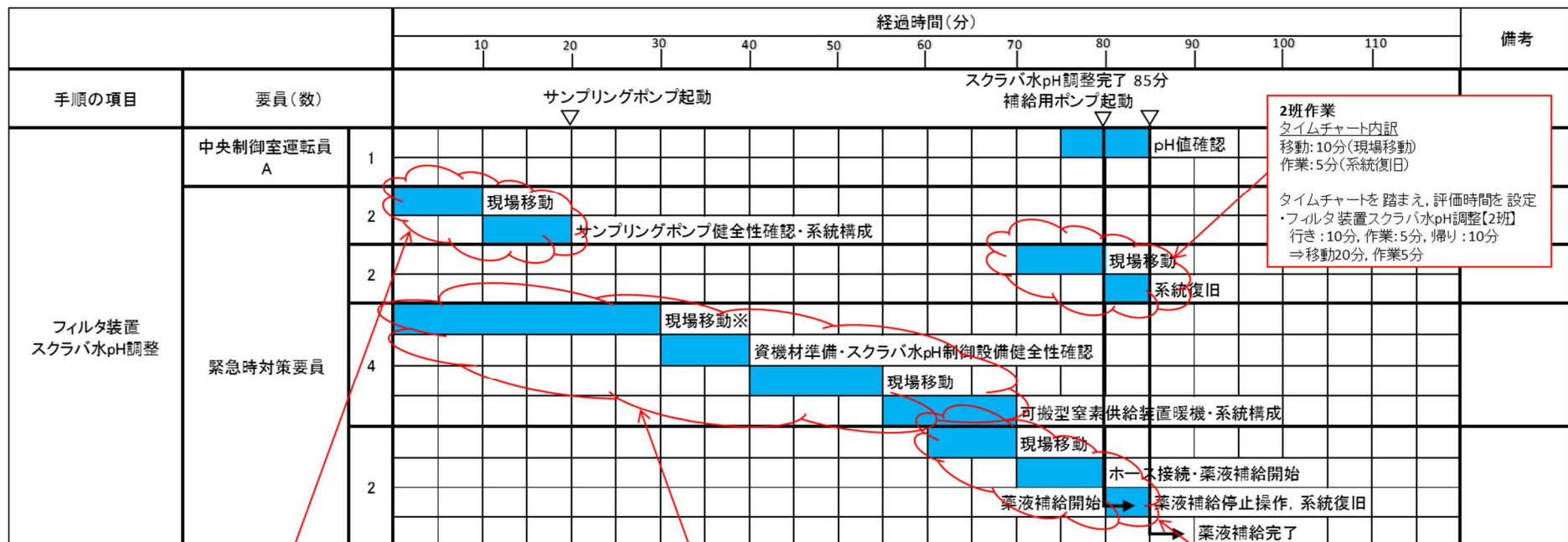


図 2-3 フィルタ装置水位調整 (水抜き) タイムチャート



※ 大湊側高台保管場所への移動は、20分と想定する。

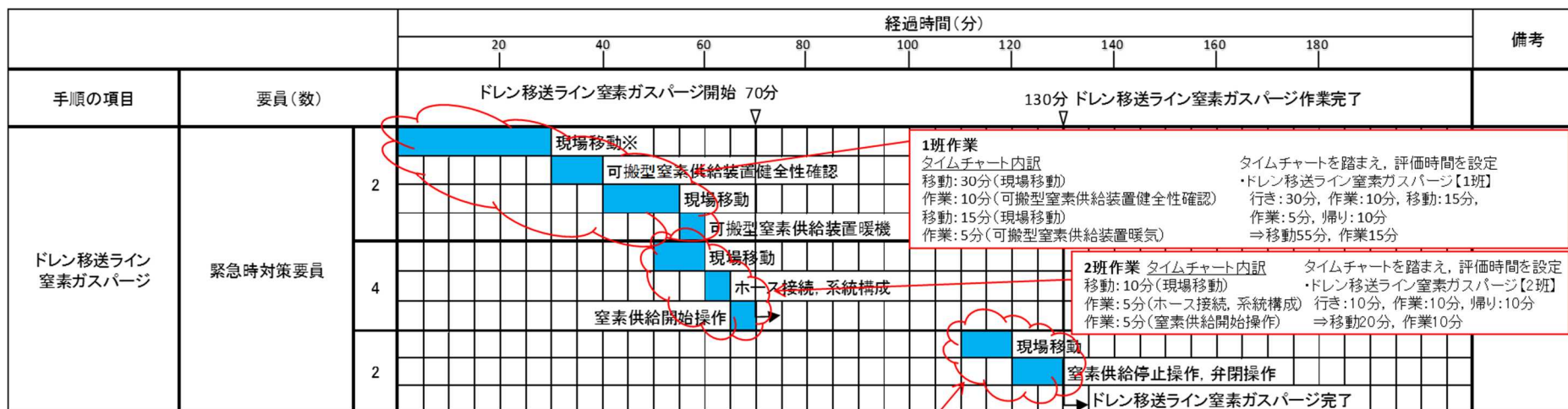
**1班作業**  
 タイムチャート内訳  
 移動:10分(現場移動)  
 作業:10分(サンプリングポンプ健全性確認・系統構成)  
 タイムチャートを踏まえ、評価時間を設定  
 ・フィルタ装置スクラバ水pH調整【1班】  
 行き:10分, 作業:10分, 帰り:10分  
 ⇒移動20分, 作業10分

**3班作業**  
 タイムチャート内訳  
 移動:30分(現場移動)  
 作業:10分(資機材準備・スクラバ水pH制御設備健全性確認)  
 移動:15分(現場移動)  
 作業:15分(可搬型窒素供給装置暖機・系統構成)  
 タイムチャートを踏まえ、評価時間を設定  
 ・フィルタ装置スクラバ水pH調整【3班】  
 行き:30分, 作業:10分, 移動:15分, 作業:15分, 帰り:10分⇒移動55分, 作業25分

**4班作業**  
 タイムチャート内訳  
 移動:10分(現場移動)  
 作業:10分(ホース接続・薬液補給開始)  
 作業:5分(薬液補給停止操作, 系統復旧)  
 タイムチャートを踏まえ、評価時間を設定  
 ・フィルタ装置スクラバ水pH調整【4班】  
 行き:10分, 作業:15分, 帰り:10分  
 ⇒移動20分, 作業15分

図 2-4 フィルタ装置スクラバ水 pH 調整 タイムチャート





※ 大湊側高台保管場所への移動は、20分と想定する。

図 2-5 排水ライン窒素ガスパーズ タイムチャート

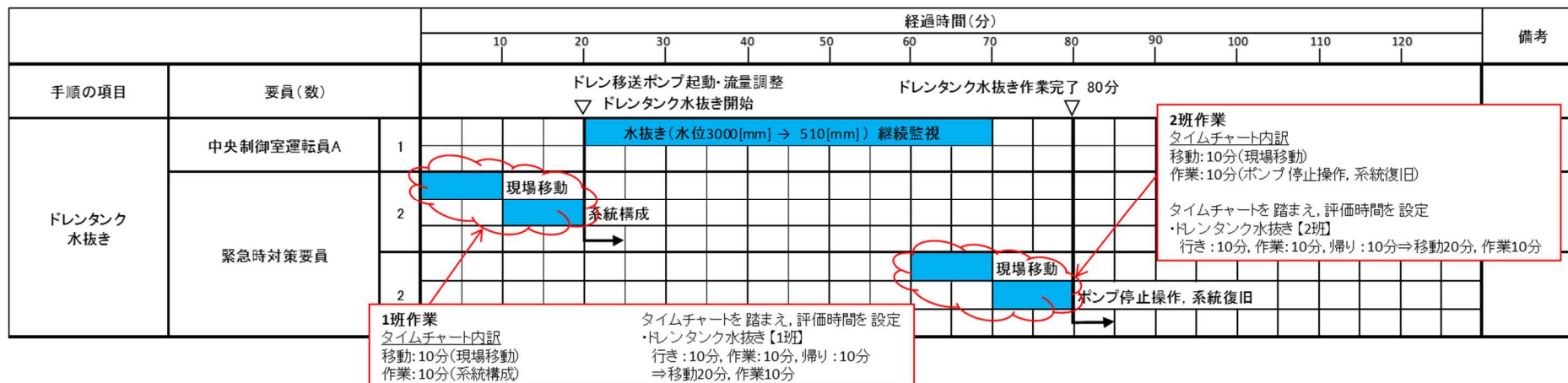
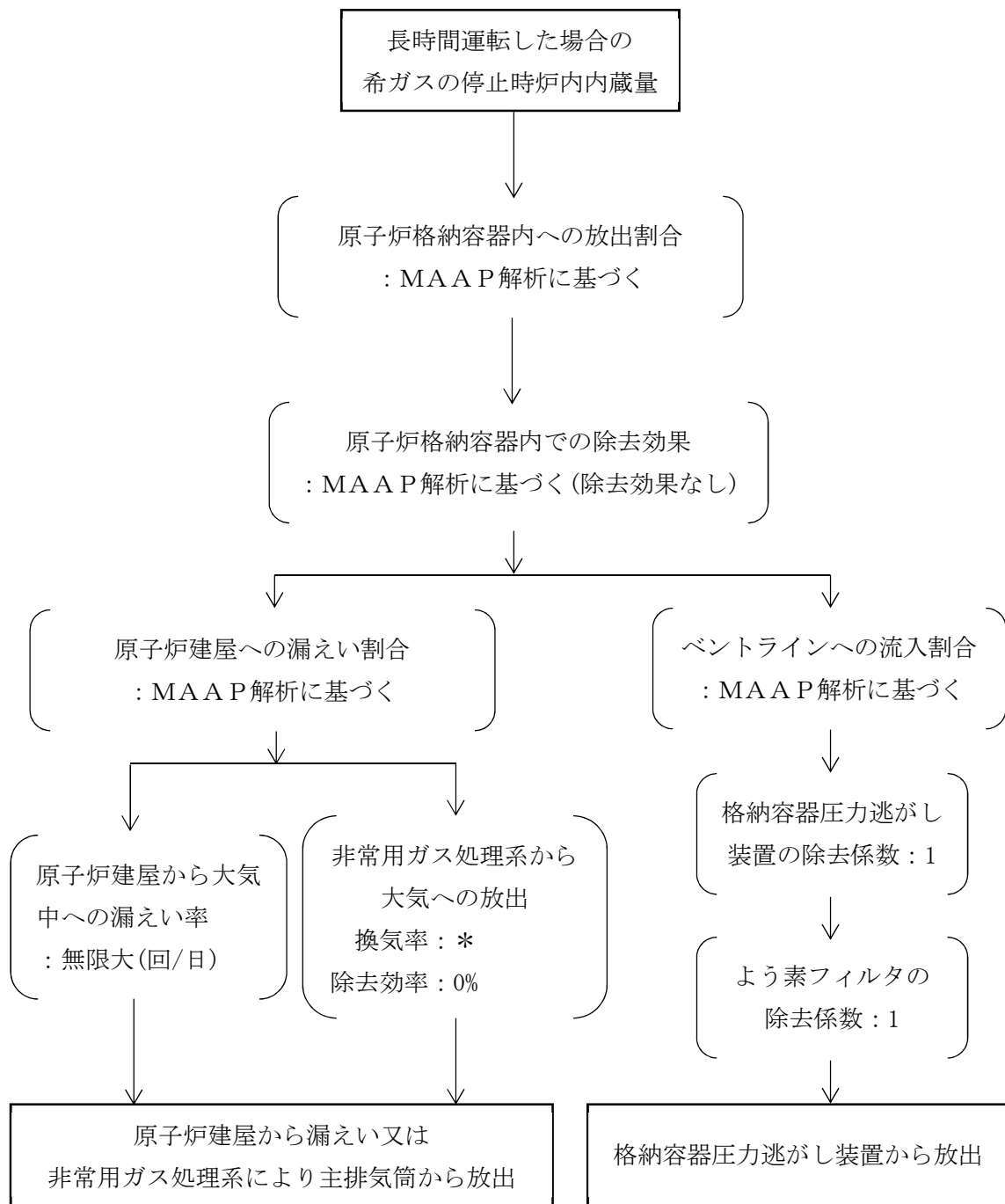
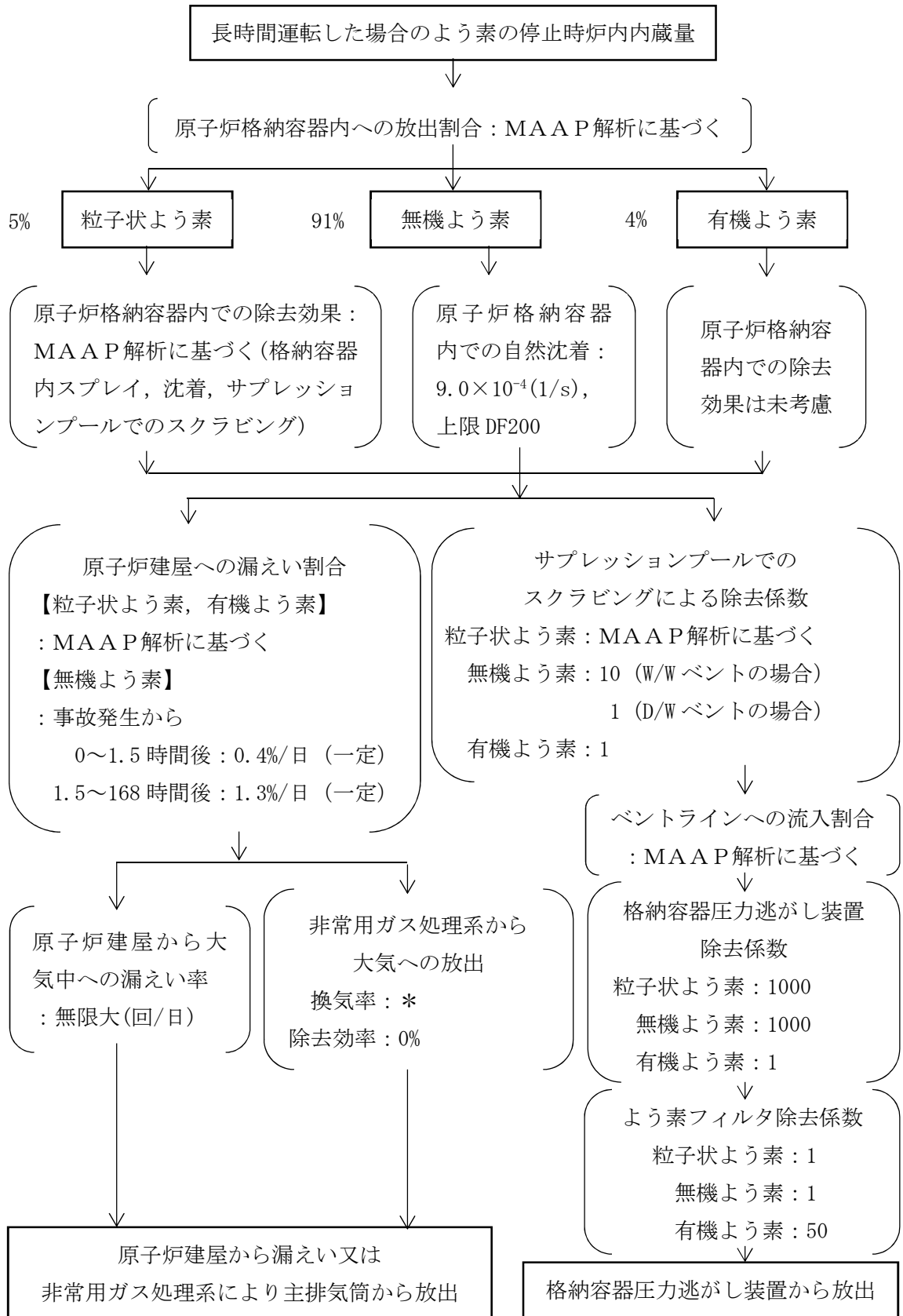


図 2-6 ドレンタンク水抜き タイムチャート



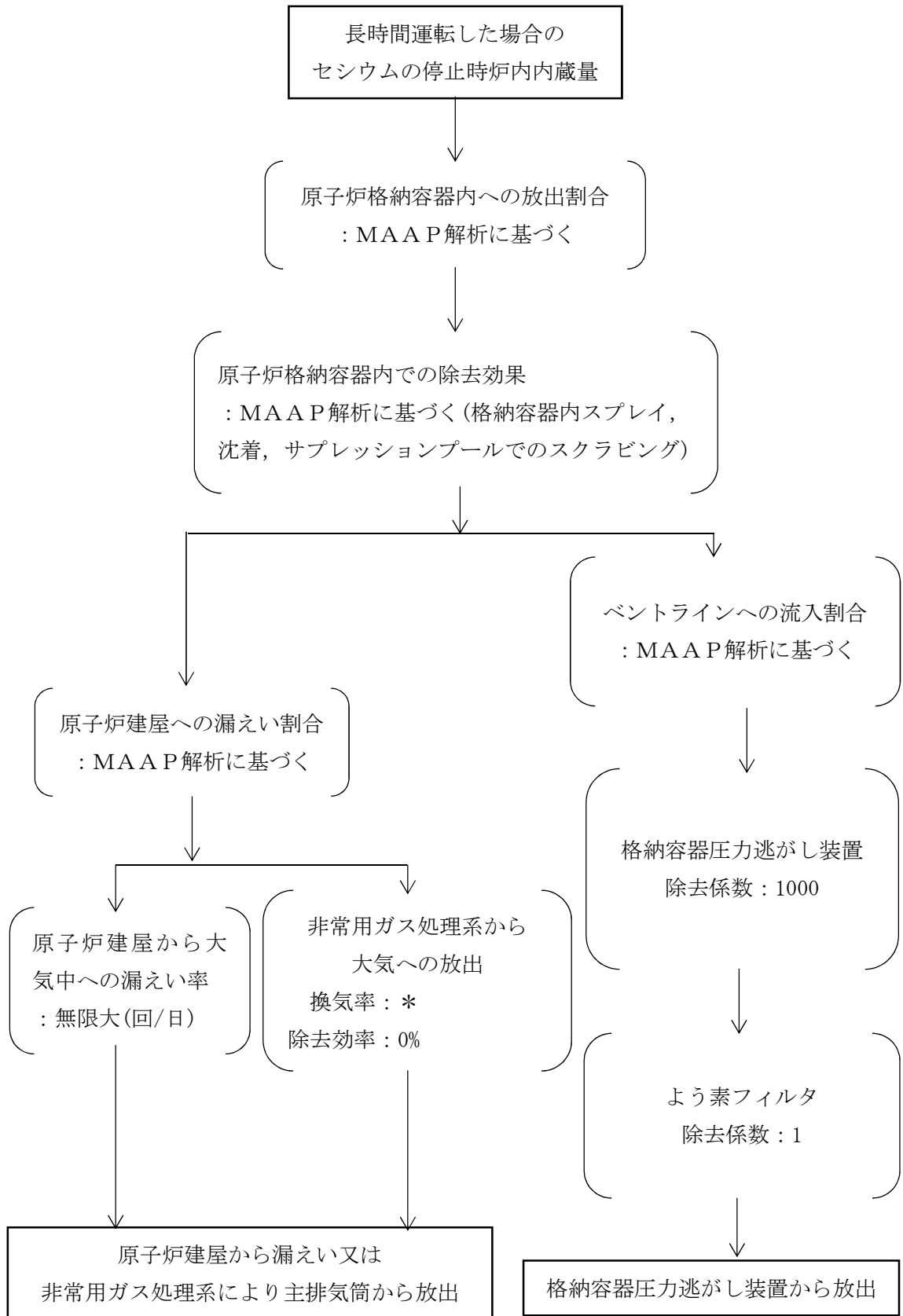
注記\* : 非常用ガス処理系の定格風量 2000m<sup>3</sup>/h による換気率 ( ) により屋外に放出 (ただし、原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 3-1 希ガスの大気放出過程



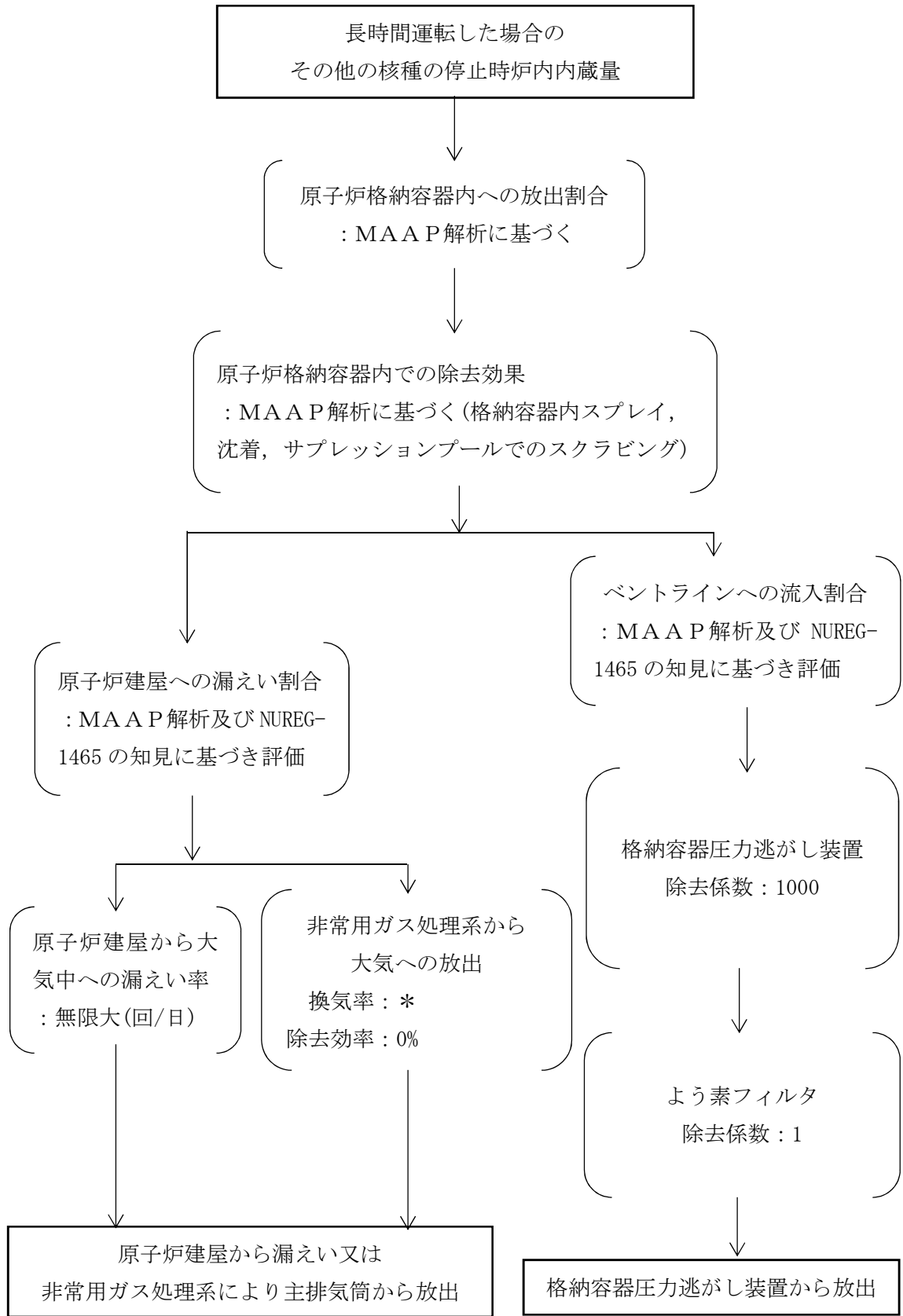
注記\*：非常用ガス処理系の定格風量 2000m<sup>3</sup>/h による換気率 ( ) により屋外に放出 (ただし、原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 3-2 よう素の大気放出過程



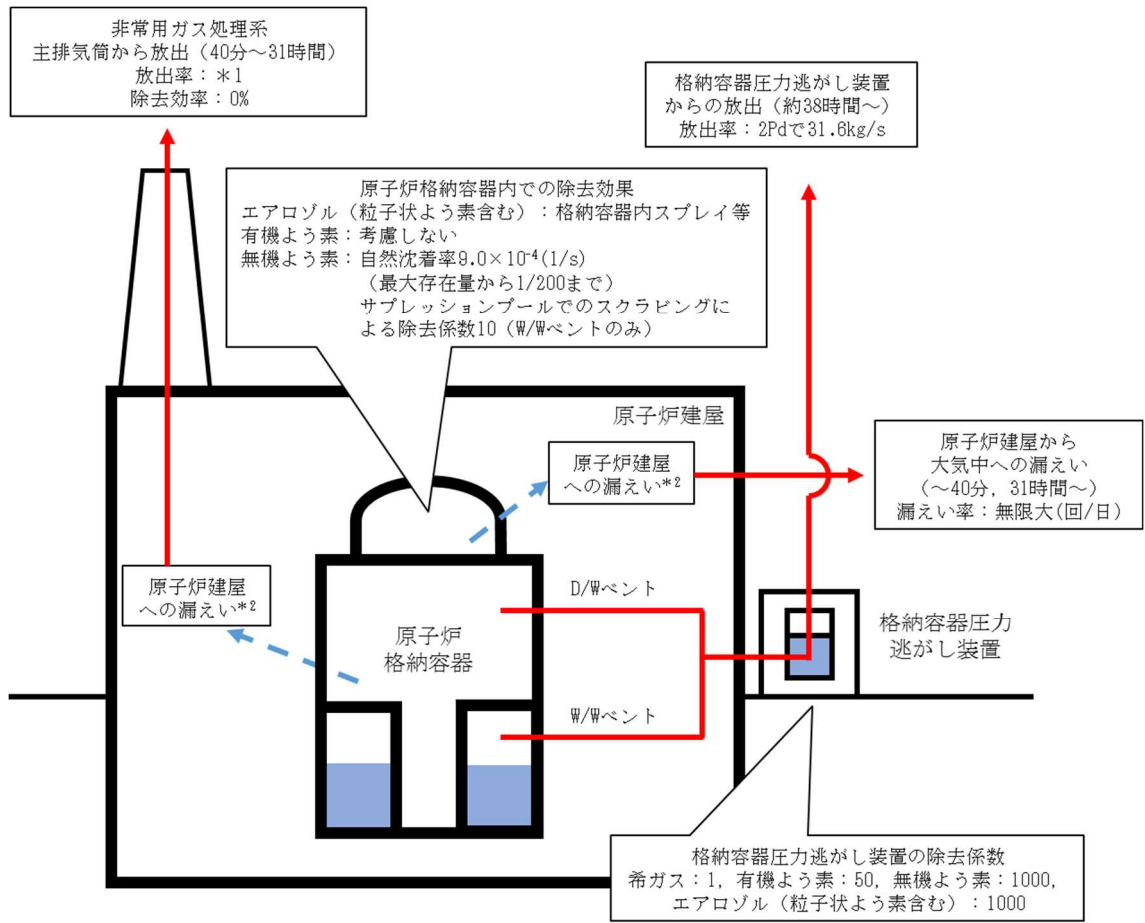
注記\* : 非常用ガス処理系の定格風量 2000m<sup>3</sup>/h による換気率 ( ) により屋外に放出 (ただし、原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 3-3 セシウムの大気放出過程



注記\* : 非常用ガス処理系の定格風量 2000m<sup>3</sup>/h による換気率 ( ) により屋外に放出 (ただし, 原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 3-4 その他核種の大気放出過程



注記\*1：非常用ガス処理系の定格風量 2000m<sup>3</sup>/h による換気率 ( ) により屋外に放出 (ただし、原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

\*2：原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率  
**【希ガス, エアロゾル (粒子状よう素含む), 有機よう素】**  
 1Pd 以下：0.9Pd で 0.4%/日, 1~2Pd：2.0Pd で 1.3%/日  
**【無機よう素】**  
 事故発生から 1.5 時間後まで：0.4%/日 (一定), 1.5 時間後以降：1.3%/日 (一定)

大気への放出経路	0 時間 ▼40 分*3	▼31 時間	▼38 時間	168 時間
原子炉建屋からの漏えい				
非常用ガス処理系放出				
格納容器ベント放出				

\*3：非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内は負圧となるため、事象発生 40 分から 31 時間の期間は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

図 3-5 大気放出過程概略図 (イメージ)

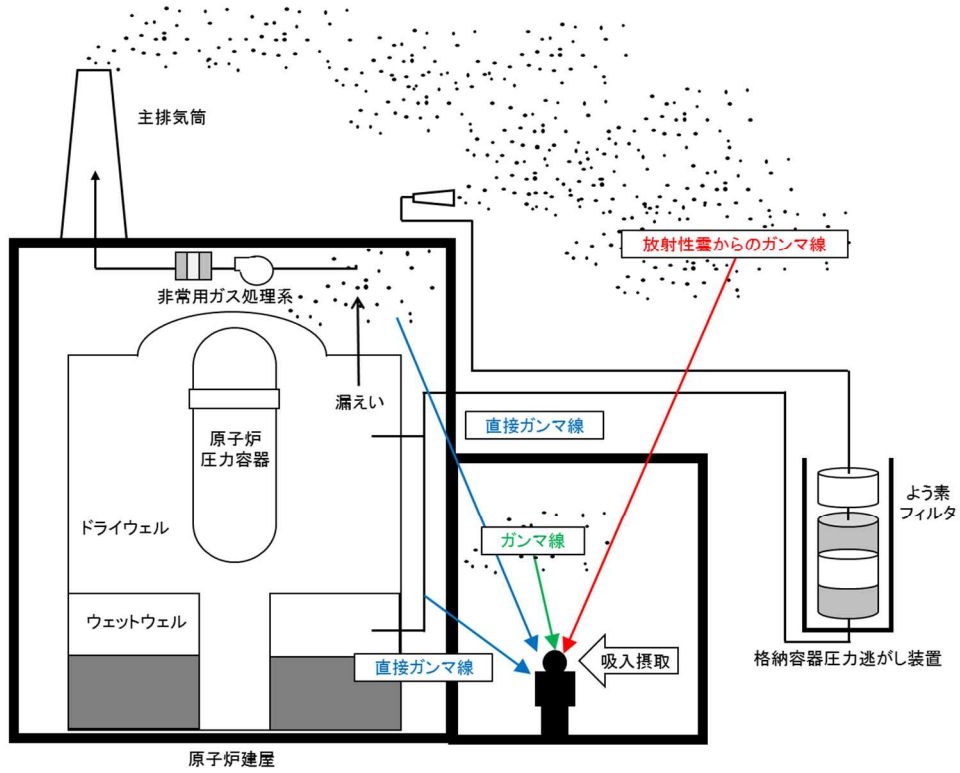


図 4-1 被ばく経路概念図（原子炉建屋内）

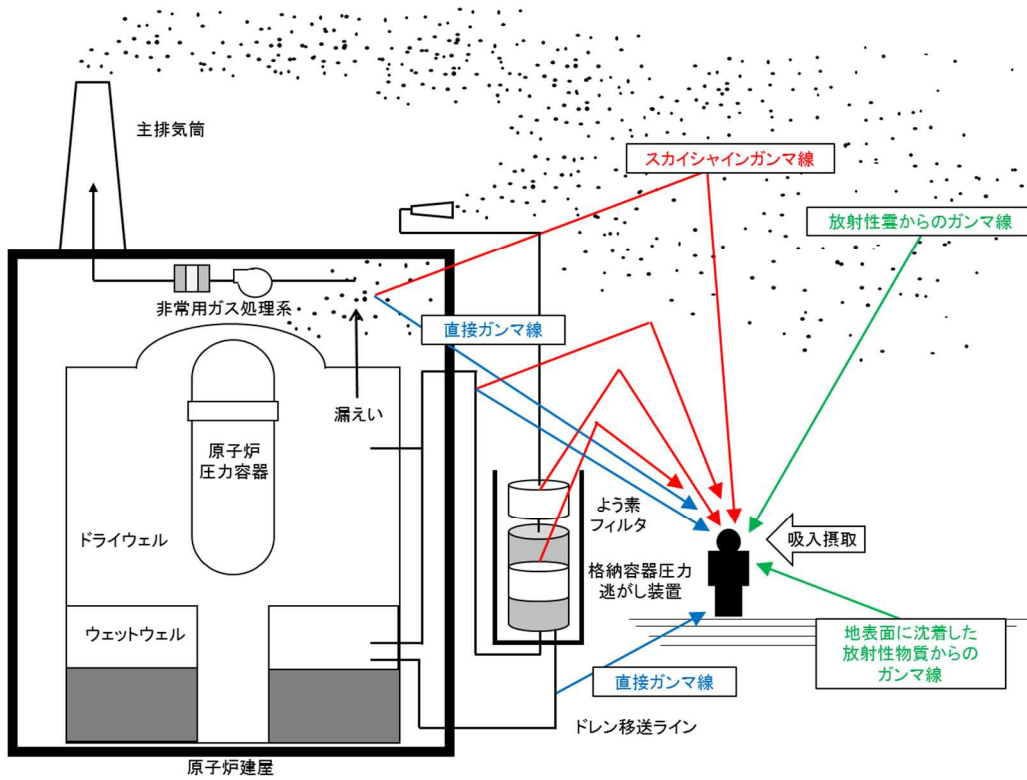


図 4-2 被ばく経路概念図（原子炉建屋外）

フィルタ装置内スクラバ水のpH制御用NaOH水溶液の保有量について

1. フィルタ装置スクラバ水pHの低下要因について

別紙4「スクラバ水の水位の設定根拠及び健全性について」より、フィルタ装置のスクラバ水pHが低下する要因は下記に大別される。

① 原子炉格納容器内からフィルタ装置に移行する酸性物質による塩基の消費

- ・ ケーブルの熱分解及び放射線分解の塩化水素で消費される塩基量 約330mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基量 約1.06mol

② スクラバ水をサプレッションチェンバへ移送することによる塩基の消費\*

- ・ 上限水位から通常水位までのスクラバ水移送で失われる塩基量 約  mol

2. スクラバ水pH制御用水酸化ナトリウム水溶液の保有量について

水酸化ナトリウム水溶液の保有量は、上記要因①、②を考慮して決定する。

要因①は発生時期や量の予測が困難なことから、保有量の検討にあたっては要因①は考慮しない。

よって、水酸化ナトリウムの保有量は、要因②による塩基消費を基に必要な量を算出し、かつ十分な余裕を考慮した容量を設定することとする。

フィルタ装置の水位上昇に伴うスクラバ水の移送（要因②）については、事故後7日間で3回発生することを想定する。スクラバ水移送1回につき失われる約  molと同量を濃度20[wt%]の水酸化ナトリウム水溶液で補給する場合、補給1回当たりに必要な水酸化ナトリウム水溶液の量は  Lとなることから、3回合計の必要量は  Lとなる。

よって水酸化ナトリウムの保有量は、上記の合計の  Lに余裕を考慮し、1プラント当たり  Lの6, 7号機共用で  L並びに予備  Lを保有することとする。



注記\* : ベントガス中の水蒸気凝縮に伴い、スクラバ水の水位が通常水位から上限水位まで上昇した場合、薬液濃度が0.61倍まで希釈される。また一方で、スクラバ水が上限水位に達する場合は、通常水位になるまでスクラバ水の水抜き（ドレン移送ポンプを用いたサプレッションチェンバへの移送）を実施することとしている。この際にフィルタ装置内から失われる塩基は約  molとなる。

## VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備	1
2.1.1 可燃性ガス濃度制御系	2
2.1.2 耐圧強化ベント系	2
2.1.3 格納容器圧力逃がし装置	3
2.1.4 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度	4
2.2 原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度低減設備	4
2.2.1 格納容器圧力逃がし装置	4
2.2.2 静的触媒式水素再結合器	4
2.2.3 原子炉建屋水素濃度	5
3. 原子炉格納施設の水素濃度低減性能の評価	12
4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計	12
4.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備	12
4.1.1 可燃性ガス濃度制御系	12
4.1.2 耐圧強化ベント系	12
4.1.3 格納容器圧力逃がし装置	13
4.1.4 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度	14
4.2 原子炉建屋等の破損を防止するための水素濃度低減設備	14
4.2.1 格納容器圧力逃がし装置	14
4.2.2 静的触媒式水素再結合器	15
4.2.3 原子炉建屋水素濃度	17
4.3 水素濃度低減設備に係る電源	18
4.3.1 可燃性ガス濃度制御系	18
4.3.2 耐圧強化ベント系	18
4.3.3 格納容器圧力逃がし装置	18
4.3.4 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度	18
4.3.5 静的触媒式水素再結合器	18
4.3.6 原子炉建屋水素濃度	19

別添 1 静的触媒式水素再結合器の設計

別紙 1 計算機プログラム（解析コード）の概要

別紙 2 計算機プログラム（解析コード）の概要

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第44条、第67条及び第68条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」の要求に対する原子炉格納施設の水素ガスの濃度を低減するための設備の性能について説明するものである。

本資料では、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に維持するための設備である可燃性ガス濃度制御系、炉心の著しい損傷が発生した場合における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である耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置並びに炉心の著しい損傷が発生した場合における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である格納容器圧力逃がし装置及び静的触媒式水素再結合器の水素濃度低減性能並びに監視することが必要なパラメータについて、機能が要求される状態での条件を踏まえて所要の性能が発揮されることを説明する。

なお、格納容器圧力逃がし装置については、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」で詳細に述べる。

## 2. 基本方針

原子炉格納施設の水素ガスの濃度を低減し、原子炉格納容器の破損を防止するための設備として可燃性ガス濃度制御系、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置を、原子炉建屋等の損傷を防止する設備として格納容器圧力逃がし装置及び静的触媒式水素再結合器を設置する。

### 2.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備

原子炉格納容器は、原子炉冷却材喪失事故時において、水の放射線分解等によって発生する水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に到達しないよう、不活性ガス系により、通常運転時より原子炉格納容器内を不活性化する設計とする。

また、水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に達するまでに遠隔操作にて、可燃性ガス濃度制御系を起動することによって、水素と酸素を再結合できる設計とする。なお、設計基準事故である原子炉冷却材喪失事故時に蓄積される水素濃度及び酸素濃度については、あらかじめ原子炉格納容器内を不活性化していること及び可燃性ガス濃度制御系の処理能力によって、水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に到達しないことを設置（変更）許可における添付書類十「3.5.2 可燃性ガスの発生」において確認している。

重大事故時においては、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び金属腐食によって発生する水素、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素による水素爆発を防止できるよう、不活性ガス系により、通常運転時より原子炉格納容器内を不活性化する設計とするとともに、水素及び酸素の濃度を低減するため、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置を設置する。耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内に蓄積した水素及び酸素を原子炉格納容器外へ排出することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を継続的に低減できる設計とする。

### 2.1.1 可燃性ガス濃度制御系

原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素により原子炉格納容器の健全性を損なわないように、可燃性ガス濃度制御系を設置する。

可燃性ガス濃度制御系は、図2-1に示すとおり、ブロワ、加熱器、再結合器、冷却器等によって構成し、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内に存在する水素濃度を4vol%未満又は酸素濃度を5vol%未満に維持し、可燃限界に達しないようにすることができる設計とする。

可燃性ガス濃度制御系は、通常運転中、原子炉格納容器に不活性ガス系により窒素ガスを充てんすることとあいまって、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の水素濃度又は酸素濃度を、可燃限界である水素濃度4vol%未満又は酸素濃度5vol%未満に維持できるように設計する。また、可燃性ガス濃度制御系は、原子炉格納容器内のガスを置換することなく、水素濃度及び酸素濃度を制御できる設計とする。可燃性ガス濃度制御系の電源については、非常用ディーゼル発電機から給電が可能な設計とする。

### 2.1.2 耐圧強化ベント系

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するための設備として、耐圧強化ベント系を設置する。

耐圧強化ベント系の系統概略図を図2-2に示す。

原子炉格納容器内の水素爆発防止のための運用にあたっては、代替循環冷却系を長期使用した際に原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素を排出することを目的とする。なお、上記設備の設置においては以下の条件を満たす設計とする。

- (1) 排出経路での水素爆発を防止するため、通常待機時は原子炉格納容器から耐圧強化ベント弁までの配管を窒素置換しておくことで、ベント実施時に排出ガスに含まれる水素と酸素により配管内が可燃領域となることを防止する設計とする。
- (2) 可搬型窒素供給装置を設置することにより、外部より排出経路の配管へ不活性ガスを供給できる設計とする。
- (3) サプレッションチェンバ及びドライウエルのいずれにも接続し、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水素及び酸素を排出するために使用する場合は、サプレッションチェンバのプール水による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排出経路のみを使用する。
- (4) 耐圧強化ベント系の排出経路における線量当量率を測定し、放射性物質を含む気体の排気を検出及び放射性物質濃度を推定できるよう、排出経路の配管に耐圧強化ベント系放射線モニタを設ける設計とする。
- (5) 耐圧強化ベント系の排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、水素ガスが

蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設ける設計とする。

- (6) 排出経路に水素及び酸素が蓄積する可能性のある箇所についてはバイパスラインを設け、水素及び酸素が局所的に滞留しない設計とする。
- (7) 耐圧強化ベント系の電源については、重大事故等対処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から給電が可能な設計とする。

### 2.1.3 格納容器圧力逃がし装置

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するための設備として、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の系統概略図を図2-3に示す。

原子炉格納容器内の水素爆発防止のための運用にあたっては、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素を排出することを目的とする。なお、上記設備の設置においては以下の条件を満たす設計とする。

- (1) 排出経路での水素爆発を防止するため、通常待機時は系統内を窒素置換しておくことで、ベント実施時に排出ガスに含まれる水素と酸素により系統内が可燃領域となることを防止する設計とする。
- (2) ベント停止後にフィルタ装置内に蓄積した放射性物質による水の放射線分解で発生する水素及び酸素によって、系統内が可燃領域に達することを防止するため、外部より不活性ガスを供給することにより系統内を置換することが可能な設計とする。
- (3) 排出経路にフィルタ装置及びよう素フィルタを設置することにより、排出ガスに含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。
- (4) 格納容器圧力逃がし装置の排出経路における線量当量率を測定し、放射性物質を含む気体の排気を検出及び放射性物質濃度を推定できるよう、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を設ける設計とする。
- (5) 格納容器圧力逃がし装置の排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設ける設計とする。
- (6) 排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とする。
- (7) 格納容器圧力逃がし装置の電源については、重大事故等対処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から給電が可能な設計とする。

#### 2.1.4 格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度

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のうち、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水素濃度が変動する可能性のある範囲を測定できる設備として、格納容器内水素濃度 (SA) を設ける設計とする。

また、原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための設備として、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度を設ける設計とする。

格納容器内水素濃度 (SA) の電源については、重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能とし、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の電源については、重大事故等対処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から給電が可能な設計とする。また、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) より監視できる設計とする。

格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度の系統概要を図2-4に示す。

### 2.2 原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度低減設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備、水素濃度抑制系及び水素濃度監視設備として以下の設備を設置する。

#### 2.2.1 格納容器圧力逃がし装置

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するための設備として、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の系統概略図を図2-3に示す。

原子炉格納容器内の水素爆発防止のための運用にあたっては、2.1.3 (1)～(7)に記載の条件を満たす設計とする。

#### 2.2.2 静的触媒式水素再結合器

水素濃度抑制系として原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋オペレーティングフロア) に静的触媒式水素再結合器を設置し、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域内へ漏えいした場合において、原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御することで、原子炉建屋原子炉区域での水素爆発を防止する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器は、運転員による起動操作を行うことなく、水素と酸素を触媒反応により再結合させる装置とし、駆動用の電源が不要な設計とする。

静的触媒式水素再結合器は、試験により性能及び耐環境性が確認された型式品を設置する設計とする。

静的触媒式水素再結合器は、静的触媒式水素再結合器の触媒反応時の高温ガスの排出が

重大事故時の対処に重要な計器・機器に悪影響がないよう離隔距離を設ける設計とする。

静的触媒式水素再結合器の動作確認を行うため、静的触媒式水素再結合器動作監視装置として静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側に温度計を設置し、静的触媒式水素再結合器の動作状態を中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）から監視できる設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置の電源については、重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

静的触媒式水素再結合器の概略設置図を図2-5に示す。

### 2.2.3 原子炉建屋水素濃度

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設備として、原子炉建屋水素濃度を設ける設計とする。

原子炉建屋水素濃度は、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）において連続監視できる設計とする。原子炉建屋水素濃度は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

原子炉建屋水素濃度の系統概要図を図2-6に示す。



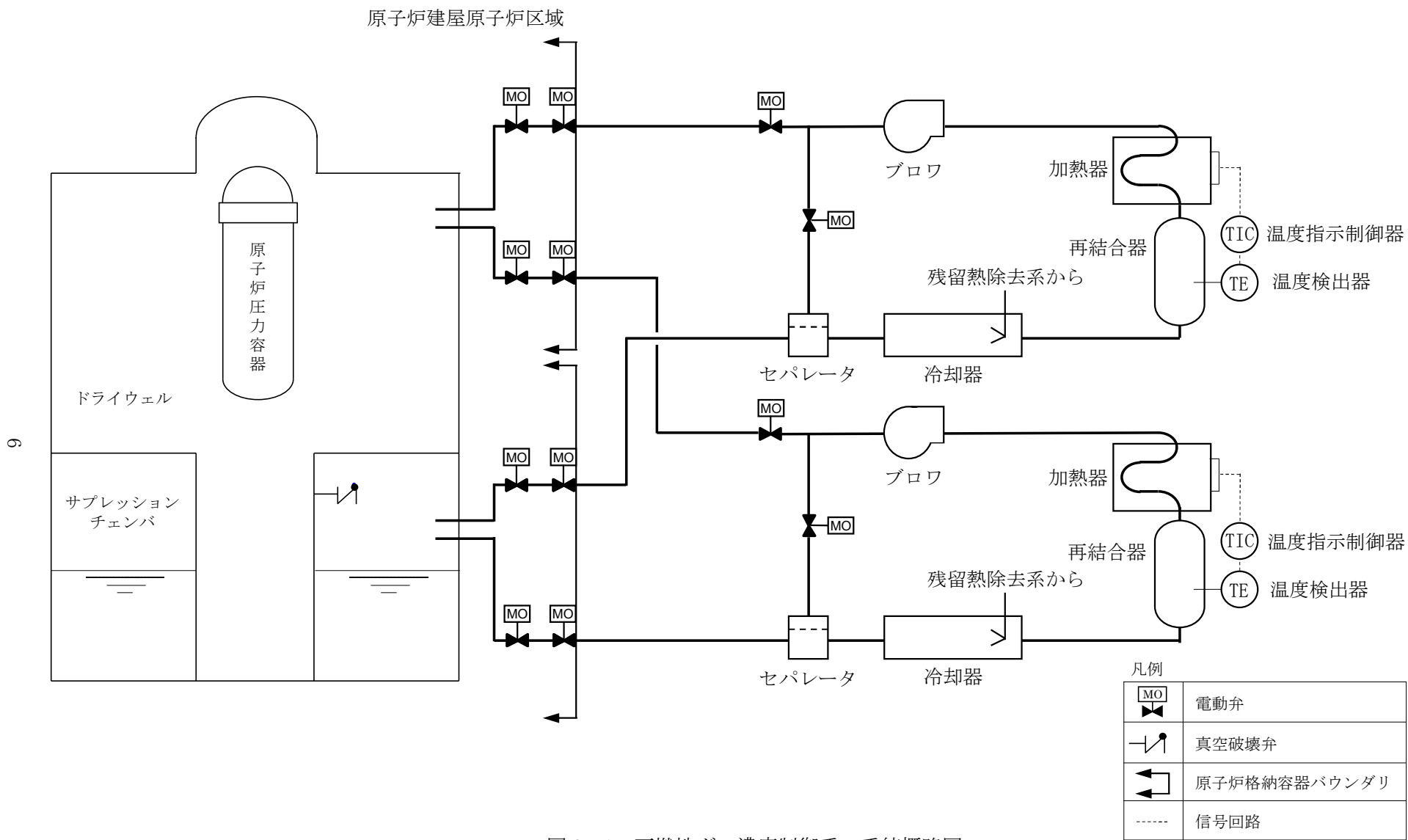


図 2-1 可燃性ガス濃度制御系の系統概略図

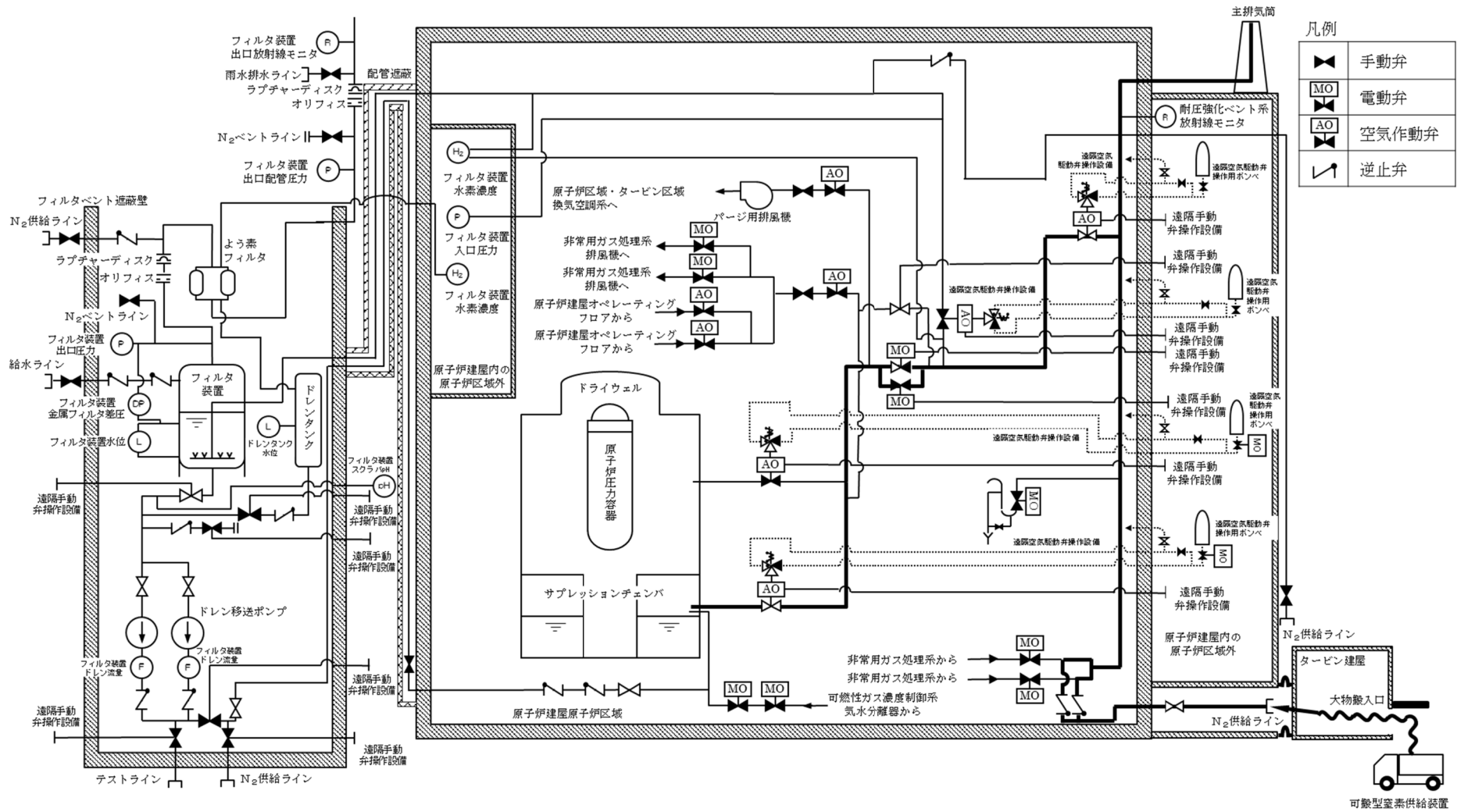


図2-2 耐圧強化ベント系の系統概略図

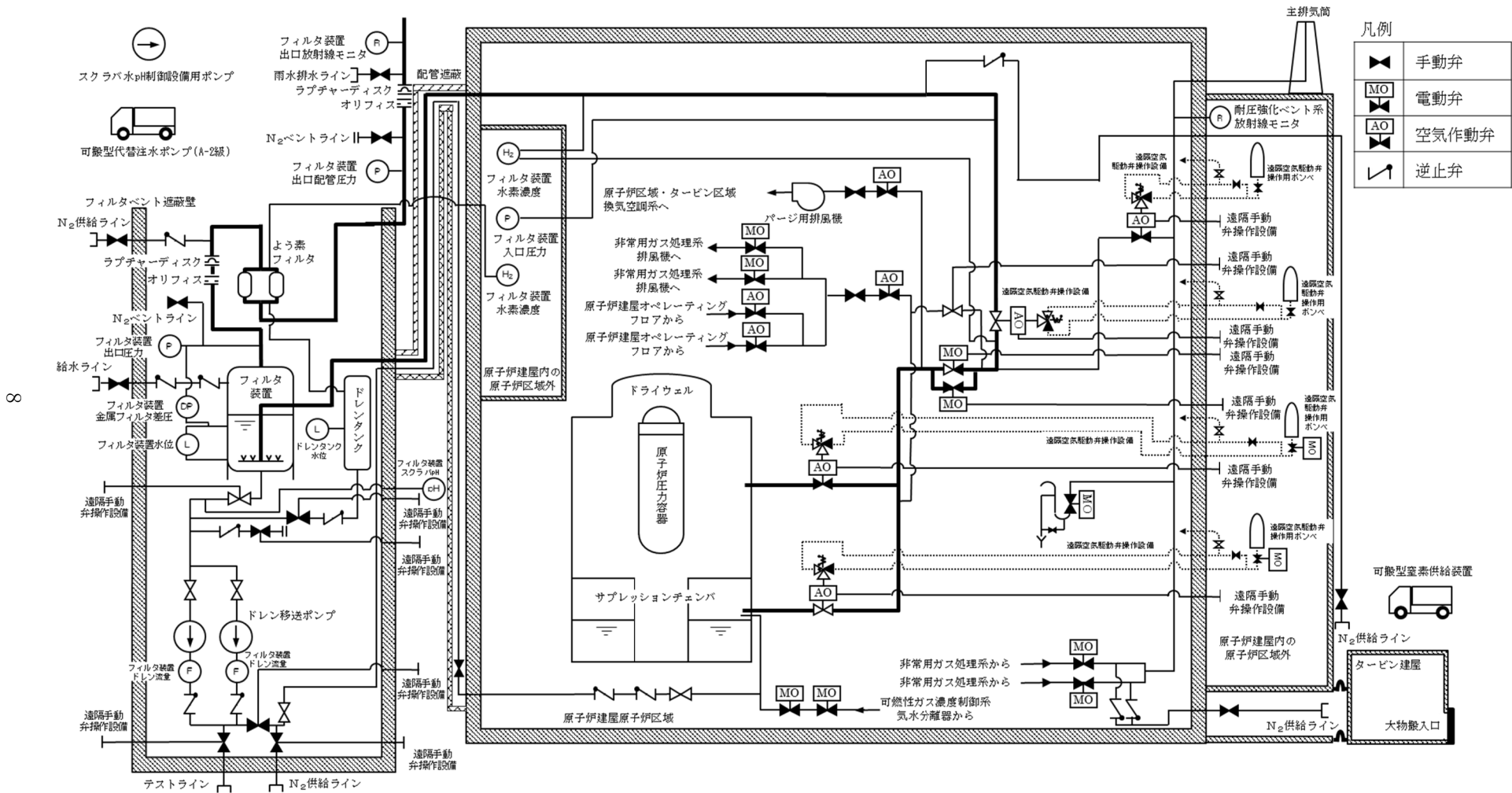


図2-3 格納容器圧力逃がし装置の系統概略図

9

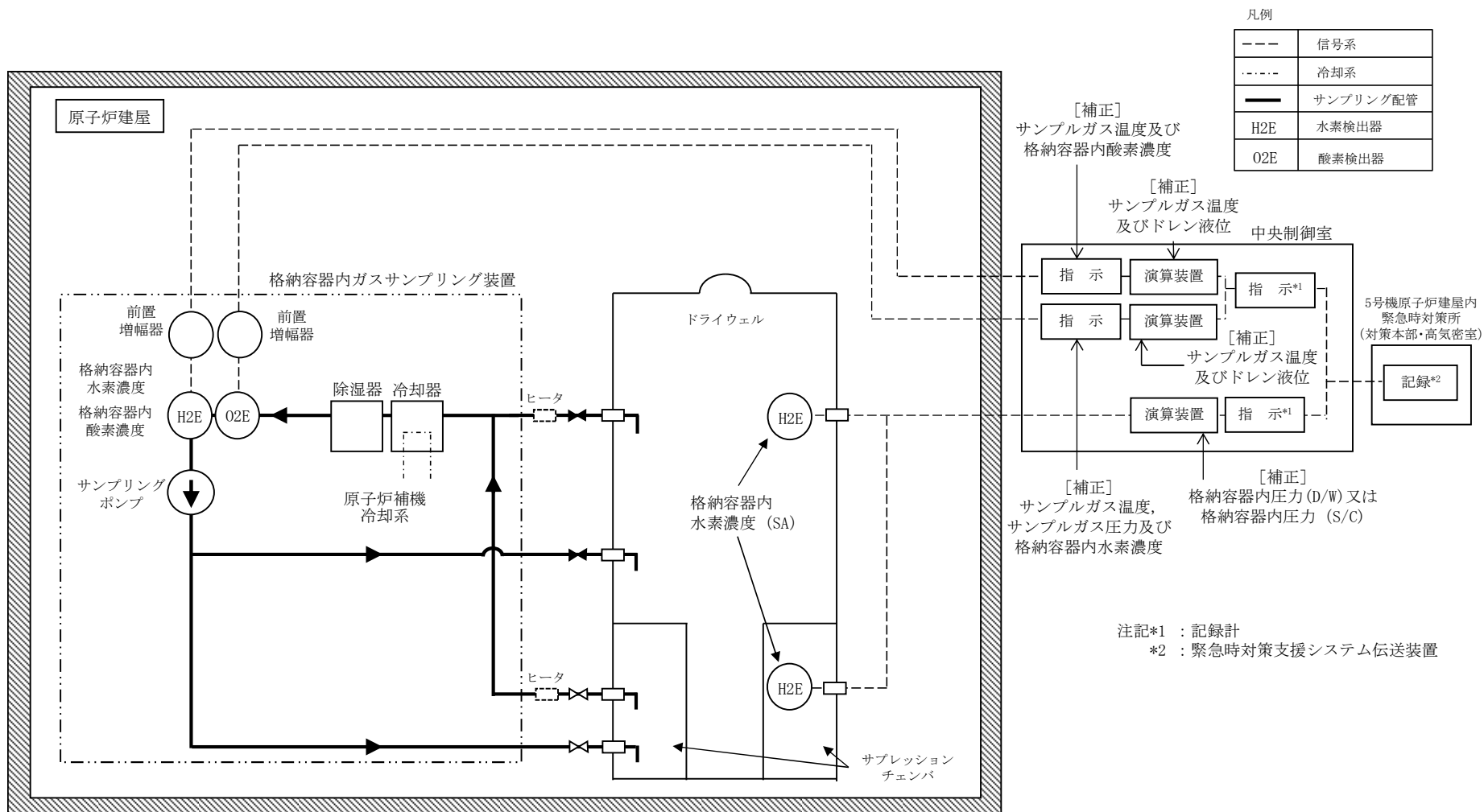


図2-4 格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度の系統概要図

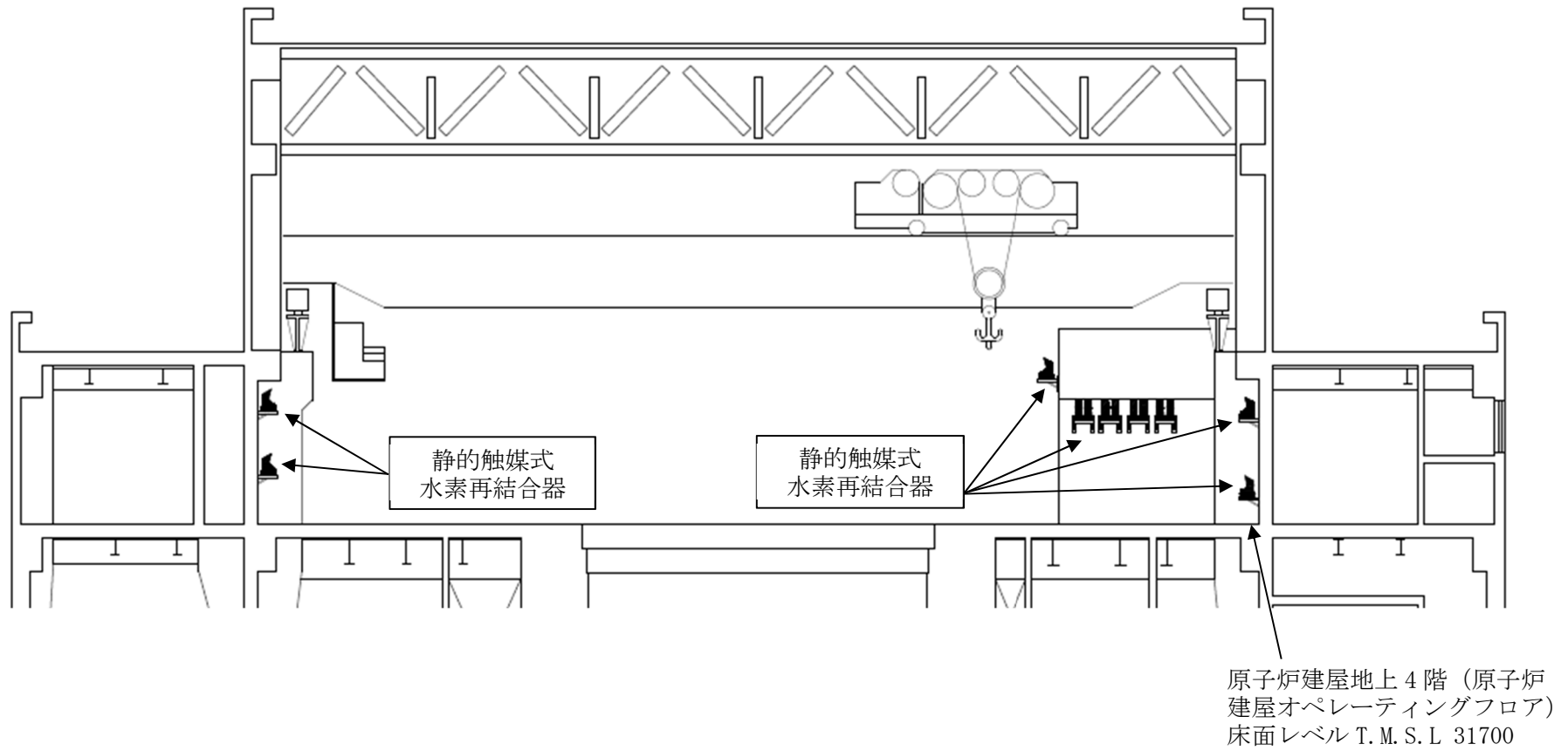


図2-5 静的触媒式水素再結合器の概略設置図

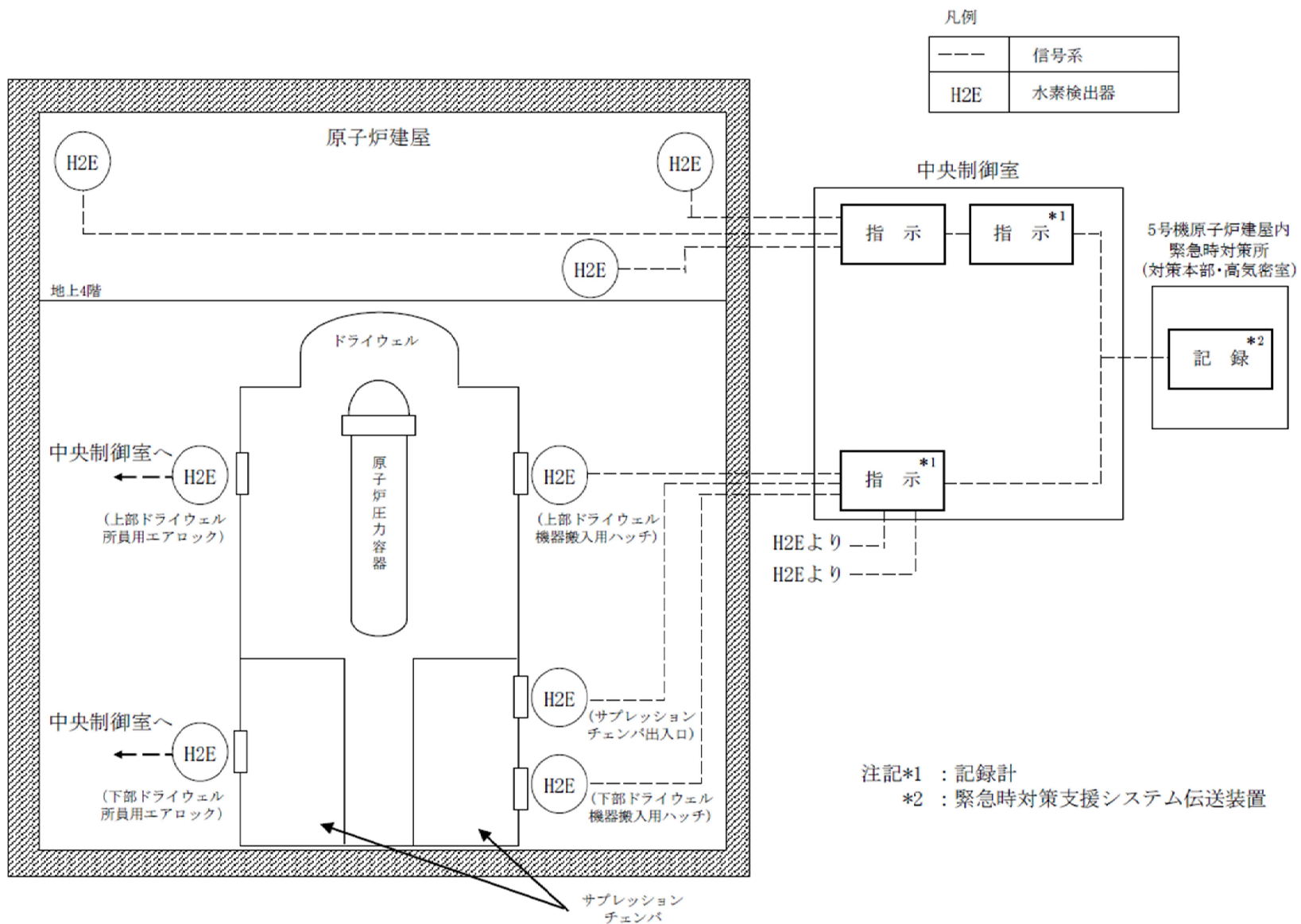


図2-6 原子炉建屋水素濃度の系統概要図

### 3. 原子炉格納施設の水素濃度低減性能の評価

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度低減性能については、当該機器を設置（変更）許可における評価を踏まえた設計とし、当該機器が水素爆発による原子炉格納容器の破損防止に有効であることは、設置（変更）許可における添付書類十「3.5.2 可燃性ガスの発生」において確認している。

また、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素濃度低減性能の評価については、当該装置を設置（変更）許可における評価を踏まえた設計とし、当該装置が水素爆発による原子炉格納容器の破損防止に有効であることは、設置（変更）許可における添付書類十「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」において確認している。なお、耐圧強化ベント系を用いた場合は、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合よりも排出流量が大きいことから、水素濃度低減性能に必要な流量を確保できることを確認している。

静的触媒式水素再結合器による原子炉建屋原子炉区域の水素濃度低減性能の評価については、別添1「静的触媒式水素再結合器の設計」における水素濃度及び酸素濃度の評価において確認している。

### 4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計

#### 4.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備

##### 4.1.1 可燃性ガス濃度制御系

可燃性ガス濃度制御系は、完全に独立した100%容量のもの2系統から構成され、各系統はブロウ、加熱器、再結合器、冷却器等から構成される設計とする。

設置（変更）許可において実施している評価を踏まえ、原子炉冷却材喪失事故時、中央制御室より手動で起動し、約3時間のウォームアップ運転時間を含めた40時間以内に処理が開始される設計とする。

可燃性ガス濃度制御系は、熱反応式再結合装置であるため、再結合器のガス温度によって性能が決まることから、再結合器内に挿入された熱電対によりガス温度を検出し、温度指示制御器によって電気ヒータの出力を制御することで、再結合器内のガス温度を一定温度に制御できる設計とする。

##### 4.1.2 耐圧強化ベント系

耐圧強化ベント系は、可搬型窒素供給装置、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成する。

耐圧強化ベント系は、水素及び酸素排出設備として放射性物質低減機能及び水素爆発を防止する機能を有する設計とする。

##### (1) 放射性物質低減機能

耐圧強化ベント系は、サプレッションチェンバ及びドライウエルのいずれにも接続し、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水素及び酸素を排出する場合は、サプレッションチェンバのプール水による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排出経路のみを使用することにより、排出される放射性物質の低減を図るものとする。

#### (2) 水素爆発を防止する機能

耐圧強化ベント系は、水素及び酸素の爆発防止の対策として不活性ガスで置換した状態で待機し、可搬型窒素供給装置を用いて外部より排出経路に不活性ガスを供給できる設計とする。これにより、排気中に含まれる水素及び酸素による爆発を防ぐことが可能な設計とする。

排出経路で水素及び酸素が蓄積する可能性がある箇所については、バイパスラインを設置し、水素及び酸素が局所的に滞留しない設計とする。

耐圧強化ベント系の排出経路を図 4-1 に示す。なお、バイパスラインによる水素及び酸素の滞留防止については、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」にて詳細を述べる。

#### 4.1.3 格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、可搬型窒素供給装置、配管・ホース・弁類、計測制御装置等によって構成する。また、格納容器圧力逃がし装置のうち、フィルタ装置は、フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタから構成する。

格納容器圧力逃がし装置は、水素及び酸素排出設備として放射性物質低減機能及び水素爆発を防止する機能を有する設計とする。

#### (1) 放射性物質低減機能

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、原子炉格納容器に発生するガスを、フィルタ装置を通して大気に逃がすことで、放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。このため、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとど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性能を有したものとする。

フィルタ装置は、上述した Cs-137 の放出量制限を満足させるため、粒子状放射性物質に対して除去効率 99.9%以上の性能を有する設計とする。また、無機よう素に対して除去効率 99.9%以上の性能を有する設計とする。

よう素フィルタは、有機よう素に対して除去効率 98%以上の性能を有する設計とする。

#### (2) 水素爆発を防止する機能

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原子炉格納容器内及びスクラバ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及び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。

排出経路で可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所については、バイパスラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。

#### 4.1.4 格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度

格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素濃度を監視する目的で、水素及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計とする。

格納容器内水素濃度 (SA) は、原子炉格納容器内に設置することにより原子炉格納容器内の水素濃度を測定し、中央制御室及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) にて監視できる設計とする。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、格納容器内ガスサンプリング装置にて原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建屋原子炉区域内へ導き、検出器で測定することで原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) にて監視できる設計とする。

格納容器内水素濃度 (SA) については代替電源設備からの給電により事故初期から原子炉格納容器内の水素濃度の監視が可能である。また、格納容器内水素濃度及び酸素濃度においては、代替原子炉補機冷却系が使用可能となった時点で使用可能となるが、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)」においては代替原子炉補機冷却系が使用可能となる時点では原子炉格納容器内の酸素濃度は 5vol%に到達しない。

なお、格納容器内酸素濃度の計測範囲 0~5vol%/5~30vol%において、計器仕様は最大  $\pm 0.31\text{vol}\%$ / $\pm 1.3\text{vol}\%$  の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の酸素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視していくことができる。また、原子炉格納容器の水素爆発を防止するための格納容器ベントの判断等に使用する (格納容器ベント基準: 格納容器内酸素濃度 4vol% (ウェット条件))。

なお、格納容器内酸素濃度の最大計測誤差は、ウェット条件において  $\pm 0.31\text{vol}\%$  であり、プラス側の誤差を考慮しても可燃限界である酸素濃度 (5vol%) に対して 0.69vol%の余裕を有している。

## 4.2 原子炉建屋等の破損を防止するための水素濃度低減設備

### 4.2.1 格納容器圧力逃がし装置

「4.1.3 格納容器圧力逃がし装置」と同様の設計とする。

#### 4.2.2 静的触媒式水素再結合器

静的触媒式水素再結合器は、評価に用いる性能と、水素を継続的に低減させるための配置を考慮して以下のとおり設計する。

また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器の動作状況を温度上昇により確認できるよう設計する。

仕様について表4-1に、容量設定の条件を表4-2に示す。

##### (1) 静的触媒式水素再結合器の性能

###### a. 性能評価式

静的触媒式水素再結合器は、水素処理容量 0.250kg/h (1 基当たり) (水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100℃において) を満足する性能評価式を持つ型式品を設置する設計とする。具体的には、メーカーによる開発試験に基づく、温度、圧力、水素濃度等の雰囲気条件をパラメータとした水素処理容量の相関式についての検証を確認した仕様と同等の型式品を設置する設計とする。また、触媒カートリッジの寸法及び間隔を開発当時と同じ設計とし、開発試験時に使用された触媒カートリッジ枚数 (88 枚) に対して、柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機で使用する静的触媒式水素再結合器の触媒カートリッジ枚数は、11 枚であることから、スケールファクタ「11/88 (=0.125)」を考慮して設置する設計とする。

静的触媒式水素再結合器の詳細な性能評価式の検証については、別添 1 別紙 1「静的触媒式水素再結合器の性能確認試験について」に示す。

###### b. 環境条件の配慮

炉心損傷を伴う重大事故時において、原子炉格納容器内による化セシウム等の粒子状放射性物質、ガス状よう素、蒸気等が発生するため、これらが原子炉建屋地上 4 階へ漏えいした場合においても、所要の性能が発揮される型式品を設置する設計とする。

具体的には、国際的なプロジェクト試験等での以下のような環境条件への適用試験を踏まえた設計とする。

粒子状放射性物質については、沈着や格納容器スプレイにより除去されることから、原子炉建屋地上 4 階への漏えい量が十分に小さいことに加え、粒子状放射性物質の影響を受けても所要の性能が発揮される型式品を設置する設計とする。

蒸気環境下による性能への影響については、国際的なプロジェクト試験により、水蒸気濃度  vol% の条件下における性能比較を実施した評価試験を実施しており、性能に与える影響がないことを確認している。

ガス状よう素による性能への影響については、開発試験により性能低下が確認されているが、メーカーの提示する性能評価式に対して、試験で得られたガス状よう素による性能低下を考慮した反応阻害物質ファクタを考慮する設計としている。

原子炉建屋地上 4 階の環境は、国際的なプロジェクト等の試験環境と同等以下であることから、これらの試験で有効性が確認された型式品を設置する設計とする。

蒸気環境条件の試験については、別添 1 別紙 1「静的触媒式水素再結合器の性能確認

試験について」に、ガス状よう素の影響については、別添 1 別紙 2「反応阻害物質フラクタについて」に詳細を示す。

## (2) 静的触媒式水素再結合器の基数及び配置

静的触媒式水素再結合器は、以下の考えに基づき、設置（変更）許可における基数（56 基）を設置することとし、配置においては、静的触媒式水素再結合器の触媒反応時の高温ガスの排出が重大事故時の対処に重要な計器・機器に悪影響がないよう 3m 以上の離隔距離を設ける設計とする。

炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内に水素が蓄積した状態では、原子炉格納容器のフランジ部等を通じて水素が原子炉建屋原子炉区域内に漏れいする可能性がある。原子炉建屋原子炉区域内に漏れいした水素は、比重の関係で原子炉建屋地上 4 階まで上昇し、原子炉建屋地上 4 階に滞留することが想定されるため、原子炉建屋地上 4 階に 56 基を分散して設置する設計とする。設置箇所の配置図を図 4-2 に示す。

静的触媒式水素再結合器の温度上昇による周辺機器への悪影響について、別添 1 別紙 3「静的触媒式水素再結合器の周辺機器に対する悪影響防止について」に示す。

## (3) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、中央制御室及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）にて動作状況を温度上昇により確認できるよう、原子炉建屋地上 4 階に設置されている静的触媒式水素再結合器（2 基）に熱電対を入口側と出口側に取り付ける設計とする。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図について図 4-3 に示す。

静的触媒式水素再結合器は、触媒における再結合反応により水素を除去する装置であるため、水素濃度の上昇に伴って装置の入口側と出口側の温度差が上昇することから、静的触媒式水素再結合器に温度計を設置することにより、水素処理の状況を把握することができ、静的触媒式水素再結合器による水素処理が行われていることを確認することができる設計とする。図 4-4 に熱電対の取り付け位置を示す。

静的触媒式水素再結合器の動作時に想定される範囲の温度は、触媒カートリッジの出入口温度を測定した試験結果より、可燃限界水素濃度である水素濃度 4vol%程度で約 170K である。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、これを包含する 0~300℃とすることで、有意な温度上昇を確認できる設計とし、重大事故等時において測定可能なよう耐環境性を有した熱電対を使用する。なお、静的触媒式水素再結合器内への流路影響の観点から、水素濃度低減性能へ影響を及ぼさない設計とする。仕様について表 4-3 に示す。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置の詳細について、別添 1 別紙 4「静的触媒式水素再結合器動作監視装置について」に示す。

## (4) 静的触媒式水素再結合器の性能確認方法

静的触媒式水素再結合器は、設置（変更）許可における評価に用いた水素処理容量

0.250kg/h (1 基当たり) (水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100°Cにおいて) を満足する性能評価式を持つ型式品を設置する。

静的触媒式水素再結合器は, 重大事故時の環境においても所要の性能が発揮される型式品であることを確認する。

よって, 静的触媒式水素再結合器は, 静的触媒式水素再結合器の動作性能である性能評価式が水素処理容量 0.250kg/h (1 基当たり) (水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100°Cにおいて) を満足するものであるかどうかを設計として確認し, その後, 設置する静的触媒式水素再結合器の性能に係る影響因子を確認する手段として以下の確認を行うことで, 静的触媒式水素再結合器が性能評価式(水素処理容量 0.250kg/h (1 基当たり) (水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100°Cにおいて) ) のとおり性能が発揮されていることを確認する。

a. 機能・性能検査

原子炉停止中に検査装置にて触媒カートリッジの水素処理性能を確認する。

b. 外観検査

原子炉停止中に静的触媒式水素再結合器のハウジングが設計通りの外観であることを確認する。

触媒カートリッジは有意な変形, 傷等の有無について確認する。また, 員数について, 規定の枚数がハウジングに収納されていることを確認する。

触媒カートリッジの表面に異常がないことを確認する。

c. 仕様確認 (質量測定)

設置段階において, 触媒充てん前後のカートリッジ質量を測定し, 触媒充てん量を確認する。

詳細な静的触媒式水素再結合装置の性能確認方法について, 別添 1 別紙 5「静的触媒式水素再結合器の性能維持管理について」に示す。

#### 4.2.3 原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度は, 炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素が原子炉建屋原子炉区域に漏えいした場合に, 水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できるように, 0~20vol%を計測可能な設計とする。また, 原子炉建屋水素濃度は, 水素が最終的に滞留する原子炉建屋地上 4 階の天井付近, 原子炉格納容器内で発生した水素が漏えいする可能性のある原子炉建屋地上 2 階, 地下 1 階及び地下 2 階, 非常用ガス処理系吸込配管付近に設置し, 水素の早期検知及び滞留状況を把握のため, 0~20vol%を計測可能な設計とする。

原子炉建屋水素濃度は, 熱伝導式であり同一目的の水素爆発による原子炉建屋原子炉区域の損傷を防止するための監視設備である熱電対式の静的触媒式水素再結合器動作監視装置とは多様性を有した計測方式とする。また, 原子炉建屋地上 4 階の天井付近, 地上 2 階, 地下 1 階, 地下 2 階及び非常用ガス処理系吸込配管付近に設置する原子炉建屋水素濃度に対して, 静的触媒式水素再結合器動作監視装置は原子炉建屋地上 4 階両壁面付近に設置することで, 位置的分散を図る設計とする。

原子炉建屋水素濃度は, 原子炉建屋原子炉区域の水素濃度をトレンドにて連続的に監視できる設計とする。

#### 4.3 水素濃度低減設備に係る電源

##### 4.3.1 可燃性ガス濃度制御系

可燃性ガス濃度制御系の電源については、非常用ディーゼル発電機から給電が可能な設計とする。

##### 4.3.2 耐圧強化ベント系

耐圧強化ベント系の電源については、重大事故等対処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から給電が可能な設計とする。

可搬型窒素供給装置の電源については、重大事故等対処設備である可搬型窒素供給装置用電源設備から給電が可能な設計とする。

フィルタ装置水素濃度の電源については、重大事故等対処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から給電が可能な設計とする。

耐圧強化ベント系放射線モニタの電源については、重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

##### 4.3.3 格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置の電源については、重大事故等対処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から給電が可能な設計とする。

可搬型窒素供給装置の電源については、重大事故等対処設備である可搬型窒素供給装置用電源設備から給電が可能な設計とする。

フィルタ装置水素濃度の電源については、重大事故等対処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から給電が可能な設計とする。

フィルタ装置出口放射線モニタの電源については、重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

##### 4.3.4 格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度

格納容器内水素濃度（SA）の電源については、重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の電源については、重大事故等対処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から給電が可能な設計とする。

##### 4.3.5 静的触媒式水素再結合器

静的触媒式水素再結合器の電源については、水素と酸素を触媒反応によって再結合できる装置であり、駆動用の電源は不要である。

また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置の電源については、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

#### 4.3.6 原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度の電源については，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

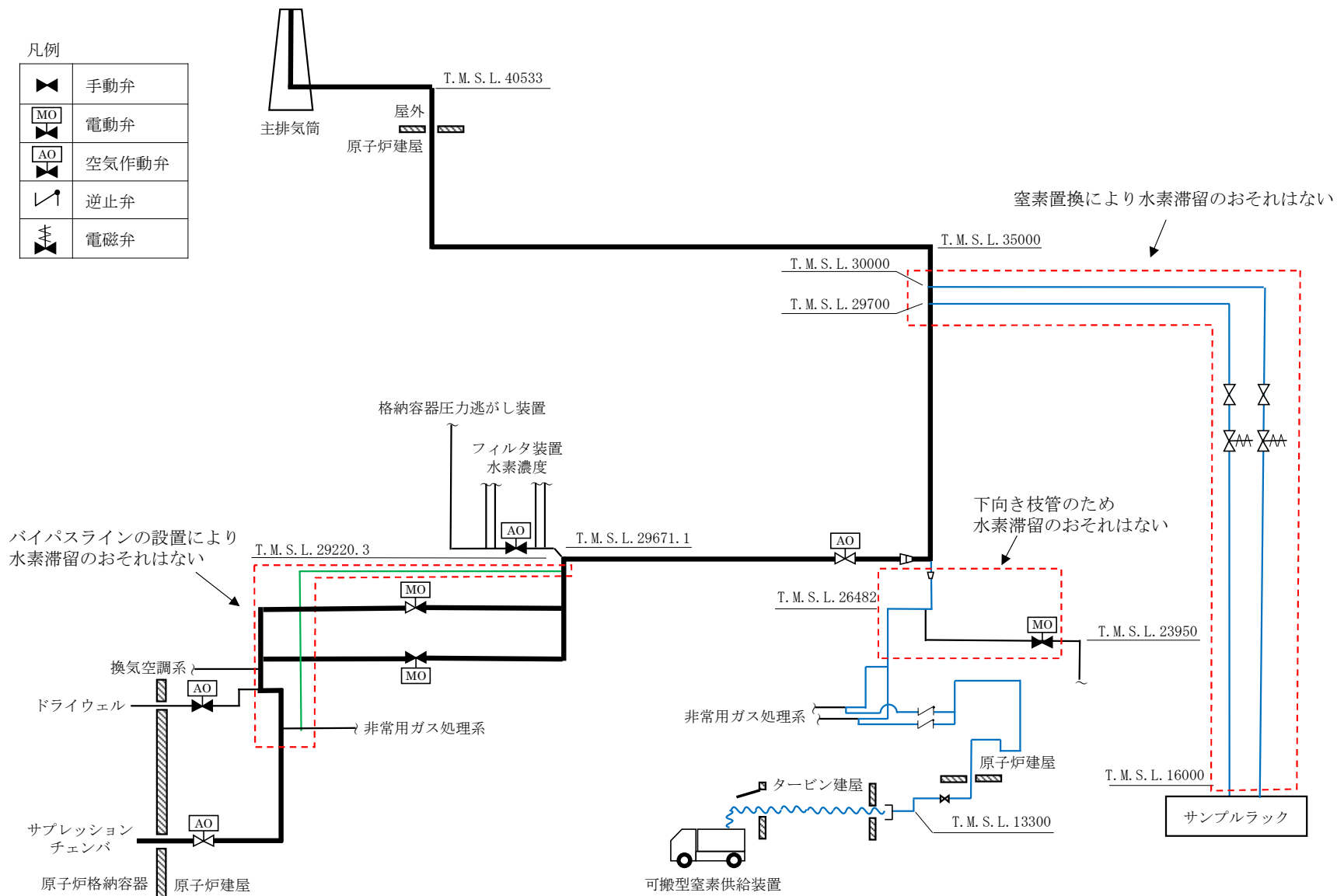
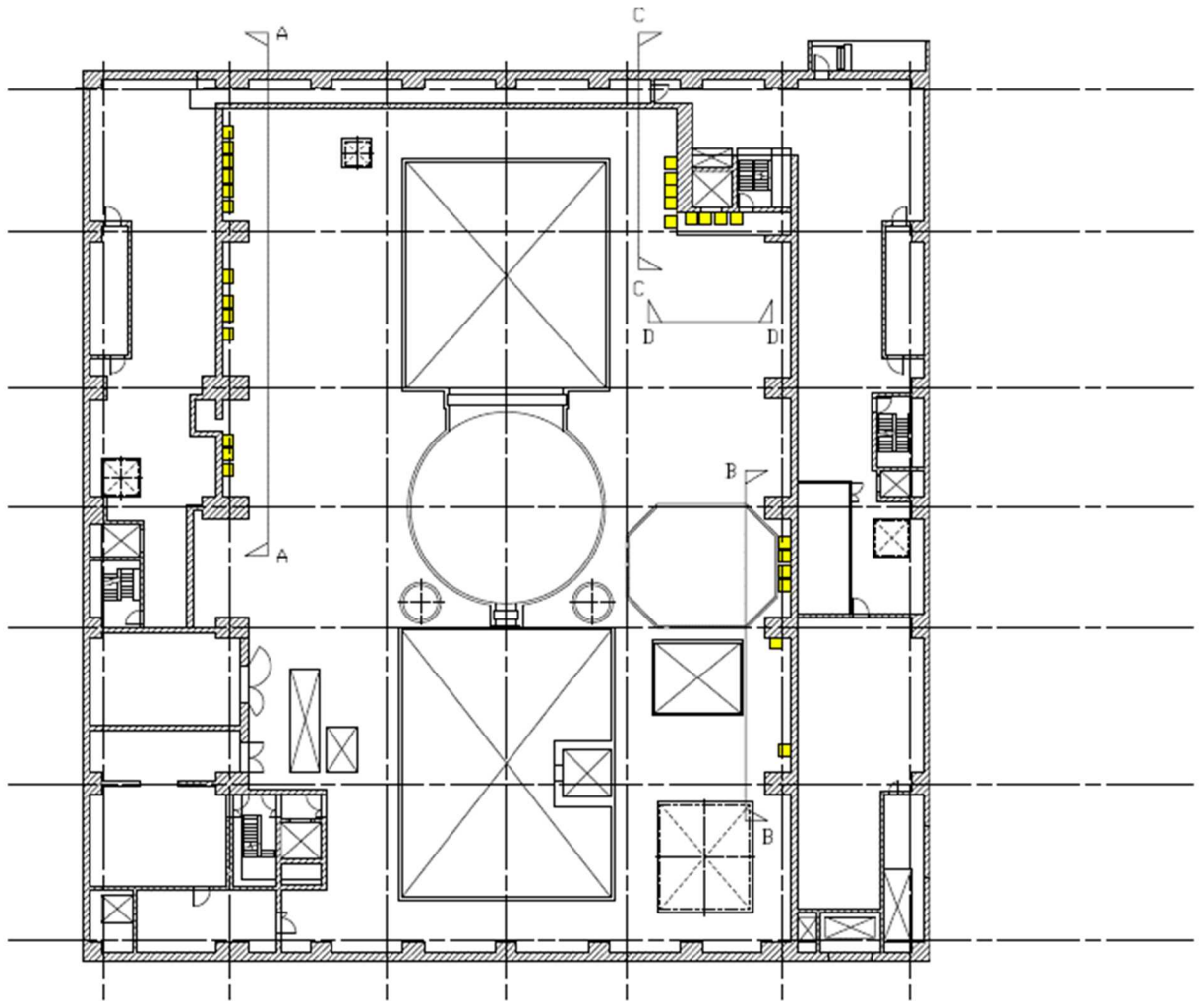


図4-1 耐圧強化ベント系の排出経路

【原子炉建屋地上4階（原子炉建屋オペレーティングフロア）床面レベルT.M.S.L 31700】



【凡例】

■ : 架台（架台1箇所あたり2基の静的触媒式水素再結合器を設置）

図4-2 静的触媒式水素再結合器の概略設置図（1/5）



A-A断面

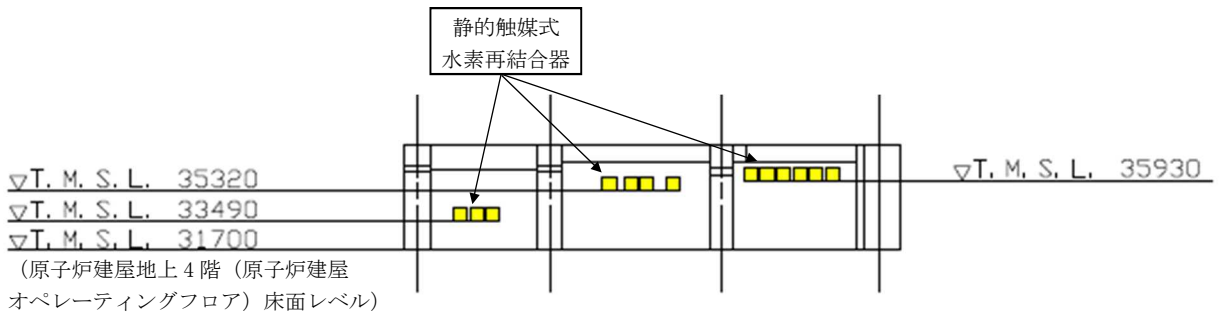


図 4-2 静的触媒式水素再結合器の概略設置図 (2/5)

B-B断面

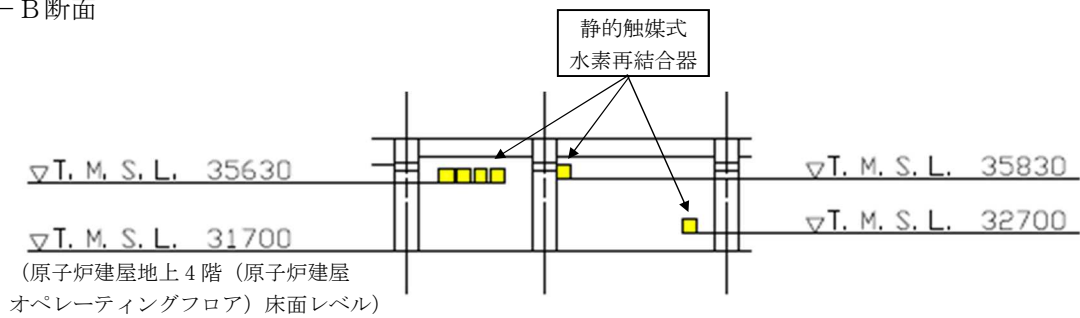


図 4-2 静的触媒式水素再結合器の概略設置図 (3/5)

C-C断面

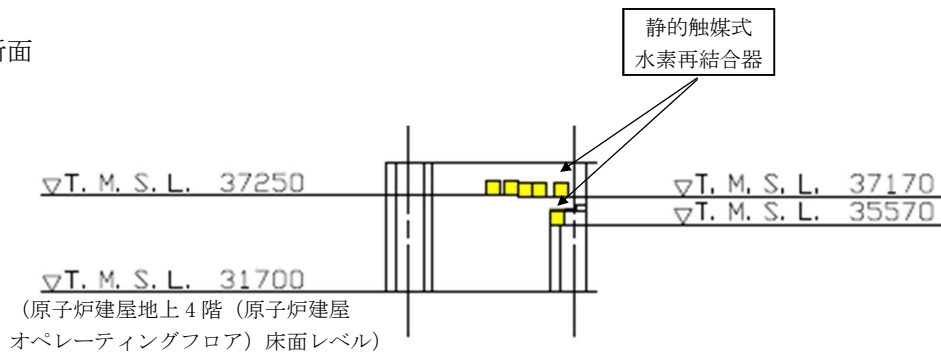


図 4-2 静的触媒式水素再結合器の概略設置図 (4/5)

D-D断面

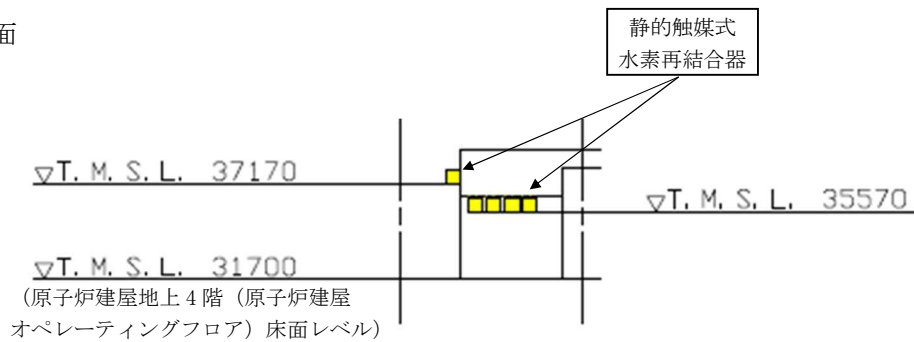


図 4-2 静的触媒式水素再結合器の概略設置図 (5/5)

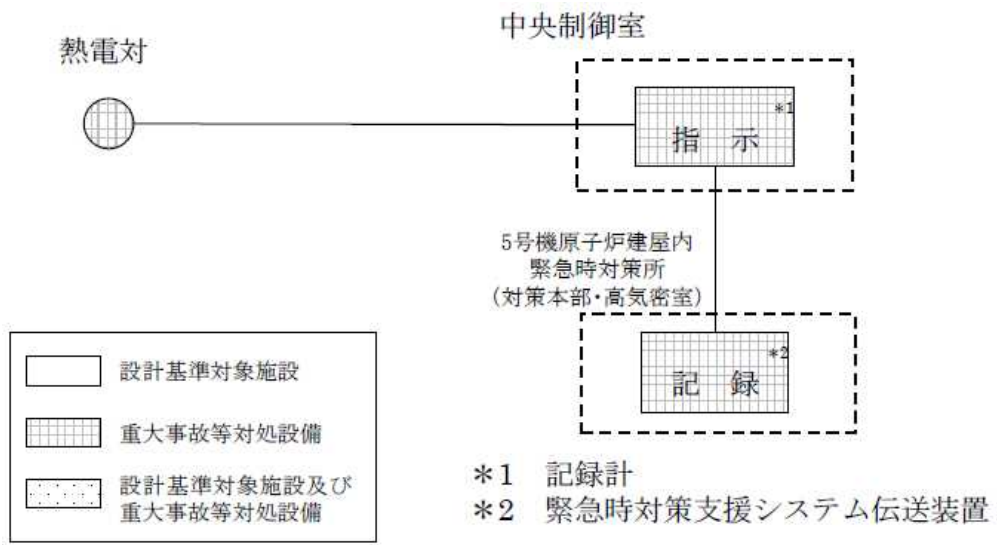


図 4-3 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図

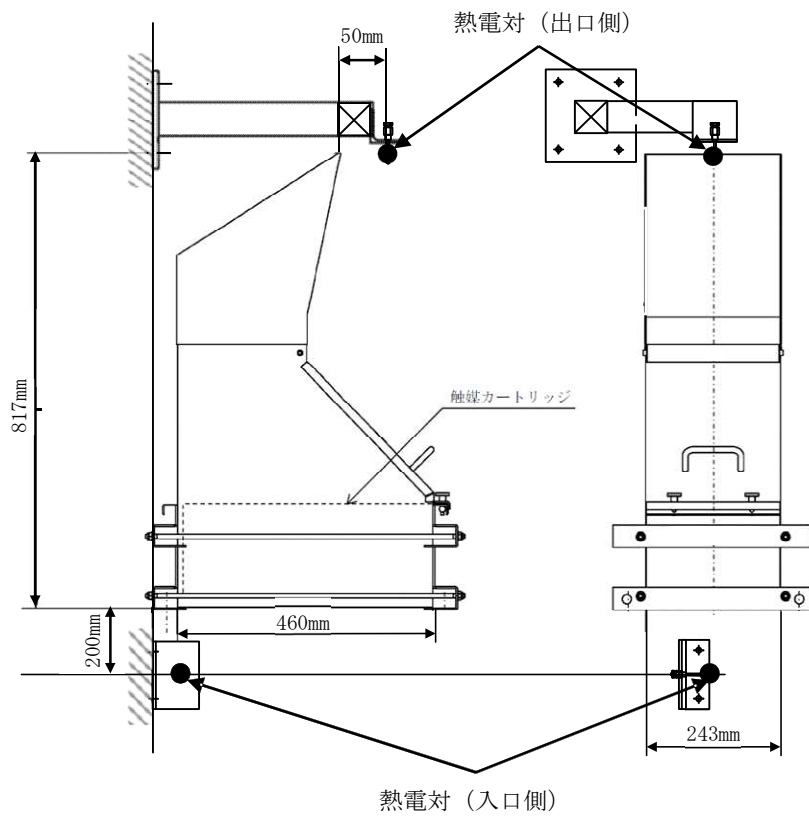


図 4-4 静的触媒式水素再結合器への熱電対取付位置概要図

表 4-1 静的触媒式水素再結合器の設計仕様

項目	仕様
水素処理容量	0.250kg/h (1基当たり) (水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100°Cにおいて)
静的触媒式水素再結合器 設置基数	56基
設置箇所	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋オペレーティングフロア)

表 4-2 水素処理容量の設定条件

項目	設定条件
水素濃度 $C_{H_2}$	水素の可燃限界濃度 4vol%未満に低減するため, 4vol%とする。
圧力 P	重大事故時の原子炉建屋原子炉区域内の圧力は, 原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが, 保守的に大気圧 ( $1.01325 \times 10^5 Pa$ ) とする。
温度 T	保守的に 100°C (373.15K) とする。

表 4-3 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の仕様

検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
熱電対	0~300°C	4*	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋オペレーティングフロア)

注記\* : 2基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に1個設置

## VI-1-8-2-別添 1 静的触媒式水素再結合器の設計

## 目 次

1. 概要	1
1.1 設置目的	1
2. 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	1
2.1 水素濃度抑制系	1
2.1.1 水素濃度抑制系の主要仕様	1
2.1.2 水素濃度抑制系の設計方針	3
2.1.3 水素濃度抑制系の設計仕様	5
2.2 原子炉建屋原子炉区域の水素挙動	7
2.2.1 解析条件	13
2.2.2 解析結果	23
2.3 水素濃度監視設備	31
2.3.1 水素濃度監視設備の概要	31
2.3.2 水素濃度監視設備の主要仕様	31
別紙 1 静的触媒式水素再結合器の性能確認試験について	
別紙 2 反応阻害物質ファクタについて	
別紙 3 静的触媒式水素再結合器の周辺機器に対する悪影響防止について	
別紙 4 静的触媒式水素再結合器動作監視装置について	
別紙 5 静的触媒式水素再結合器の性能維持管理について	

## 1. 概要

### 1.1 設置目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、水素濃度抑制系及び水素濃度監視設備を設置する。

#### (1) 水素濃度抑制系

水素濃度抑制系として静的触媒式水素再結合器（以下「PAR」という。）を設置し、原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度の上昇を抑制できる設計とする。PARは、触媒カートリッジ及びハウジングで構成し、駆動用の電源及び起動操作を必要としない設備である。

PARの動作確認を行うため、静的触媒式水素再結合器動作監視装置（以下「PAR動作監視装置」という。）としてPARの入口側及び出口側に温度計を設置し、PARの動作状態を中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）から監視できる設計とする。また、PAR動作監視装置の電源については、重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

#### (2) 水素濃度監視設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設備として、原子炉建屋水素濃度を設ける設計とする。

原子炉建屋水素濃度は、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）において連続監視できる設計とする。原子炉建屋水素濃度は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

## 2. 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

### 2.1 水素濃度抑制系

#### 2.1.1 水素濃度抑制系の主要仕様

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度抑制系としてPARを設置する。なお、設置するPARは、国際的な性能試験の実績があり、欧米で納入実績のあるNIS社製のPARを採用する。

PARは、触媒反応を用いて水素と酸素を再結合させて、雰囲気可燃限界未満に維持する設備であり、触媒カートリッジ及びハウジングで構成する。

触媒カートリッジは、ステンレス鋼板で形成したフレームの中に触媒を充てんしており、空気と触媒を接触させるために多数の長穴が開けられている。触媒にはパラジウムを使用しており、表面には疎水コーティングを施すことにより、高湿度な雰囲気から触媒を保護し、水素、酸素を触媒に接触しやすくしている。

ハウジングは、ステンレス鋼製であり、触媒カートリッジを内部に収納し、触媒カートリッジを水素処理に適切な間隔に保持し、水素処理に適切なガスの流れとなるよう設計されている。

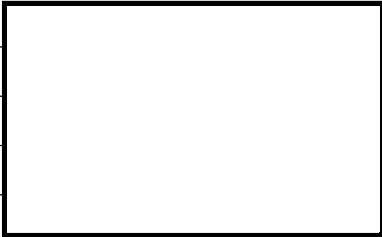

PARは、周囲の水素の濃度上昇に応じて結合反応を開始する。触媒反応により水素と酸

素を結合させ、その反応熱による上昇流により触媒表面のガスの流れを促し、結合反応を維持する。触媒を通過したガス及び結合反応により生じた水蒸気は、PARの上方の排気口より空間内に拡散する。

したがって、PARは、電源及び起動操作を必要とせず、水素と酸素があれば自動的に反応を開始する設備である。

PARの主要仕様を表2-1、概要図を図2-1に示す。

表2-1 PARの主要仕様

(1) 静的触媒式水素再結合器			
種類	触媒反応式		
水素処理容量	0.250kg/h (1基当たり) (水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100℃)		
最高使用温度	300℃		
(2)ハウジング			
材料	ハウジング		
	ブラケット		
寸法	全高		
	幅		
	奥行		
(3) 触媒カートリッジ			
材料	外装パーツ		
	リベット等小物部品		
寸法	幅		
	全高		
	厚さ		
カートリッジ枚数	11枚 (1基当たり)		
(4) 触媒			
基盤材	酸化アルミニウム (アルミナ)		
触媒材質	パラジウム		

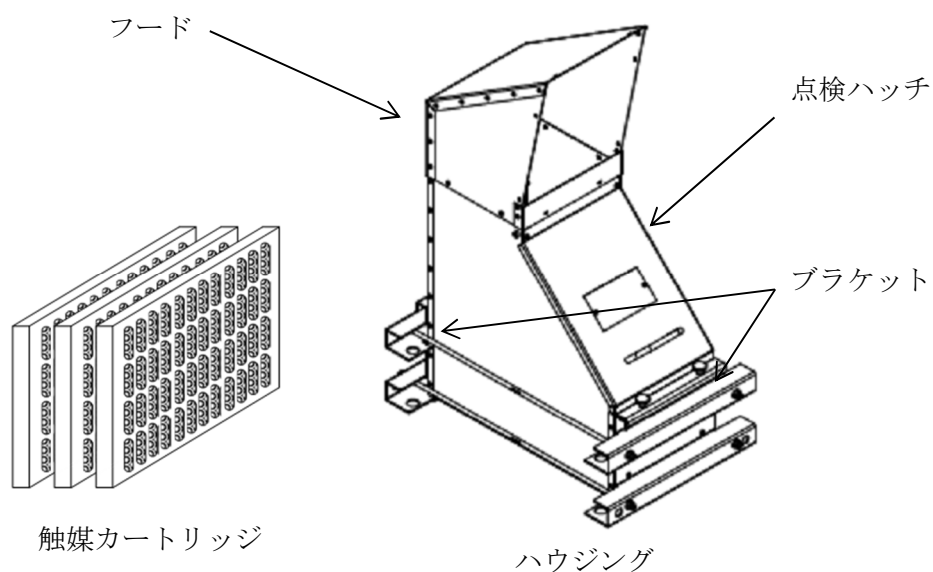


図 2-1 PAR の概要図

### 2.1.2 水素濃度抑制系の設計方針

PAR は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器から多量の水素が原子炉建屋原子炉区域へ漏えいする過酷な状態を想定した場合に、原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度が可燃限界未満となる設計とする。

原子炉格納容器からの水素の漏えい量は、事故シナリオに依存するが、有効性評価結果（炉心損傷に伴う水素発生が想定される事故シナリオの中で、原子炉格納容器圧力・温度が高い値で推移し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素の漏えい量が多くなる「格納容器過圧・過温破損シナリオ」を選定）を踏まえた条件において、原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度が可燃限界未満となることを必要条件とした上で、更に過酷な条件を想定して、PAR の設計を実施する。

#### (1) 水素漏えい条件

水素漏えい条件は、表 2-2 に示すとおり、有効性評価結果を踏まえた条件より十分保守的に設定している。



表 2-2 PAR 設計条件における水素漏えい条件

項目	設計条件	(参考) 有効性評価結果 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
水素発生量	約 1600kg (AFC (燃料有効部被覆管) 100%相当)	約 600kg (AFC (燃料有効部被覆管) 約 39%相当)
格納容器漏えい率	10%/day	約 1.0%/day : AEC 式 (2Pd 時)

- a. 水素発生量(AFC (燃料有効部被覆管) 100%)について  
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))  
における水素発生量は, 約 600kg (AFC (燃料有効部被覆管) 約 39%相当の水素発生量)  
であるが, 更に過酷な条件として, 約 1600 kg (AFC (燃料有効部被覆管) 100%相当) が  
発生するものとして PAR を設計する。
- b. 格納容器漏えい率について  
重大事故時で原子炉格納容器圧力が設計圧力を超える場合の格納容器漏えい率は, 以  
下の AEC (Atomic Energy Commission) の式から設定する。重大事故時は, 原子炉格納容  
器圧力が設計圧力の 2 倍 (以下「2Pd」という。) を超えないように運用するため, 2Pd に  
おける格納容器漏えい率が最大漏えい率となり, 事故時条件として 200 °C, 2Pd, AFC (燃  
料有効部被覆管) 100%相当の水素発生量を想定した場合におけるガス組成 (水素 33vol%,  
窒素 21vol%, 水蒸気 46vol%) を踏まえると, AEC の式から約 1.0%/day となる。この値  
は, 有効性評価結果を包含した条件であるが, 更に過酷な条件として 10%/day の漏えい  
率を仮定し, PAR を設計する。

(AEC の式)

$$L = L_0 \cdot \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \cdot R_t \cdot T_t}{(P_b - P_a) \cdot R_b \cdot T_b}}$$

- L : 格納容器漏えい率  
L<sub>0</sub> : 設計漏えい率  
P<sub>t</sub> : 格納容器内圧力  
P<sub>a</sub> : 格納容器外圧力  
P<sub>b</sub> : 格納容器設計圧力  
R<sub>t</sub> : 事故時の気体定数  
R<sub>b</sub> : 空気の気体定数  
T<sub>t</sub> : 格納容器内温度

$T_b$  : 格納容器設計温度

### 2.1.3 水素濃度抑制系の設計仕様

PAR 設計方針に基づき設定した PAR の設計仕様を表 2-3 に示す。

表 2-3 PAR 設計仕様

項目	仕様
水素処理容量	0.250kg/h (1 基当たり) (水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100°Cにおいて)
PAR 設置基数	56 基
設置箇所	原子炉建屋地上 4 階 (原子炉建屋燃料取替床)

#### (1) 水素処理容量について

PAR の水素処理容量は、以下の基本性能評価式によって表される。

$$DR = A \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \quad \dots\dots\dots \text{式 (2.1)}$$

DR : 水素処理容量 [kg/h (1 基当たり)]

A : 定数

$C_{H_2}$  : PAR 入口水素濃度 [vol%]

P : 圧力 [ $10^5$ Pa]

T : 温度 [K]

SF : スケールファクタ [—]

式 (2.1) は、メーカーによる開発試験を通じて、温度、圧力、水素濃度等の雰囲気条件をパラメータとした水素処理容量の相関式であり、水素処理容量は、単位時間当たり PAR 内部を通過し、酸素と結合し水蒸気になる水素の重量を示している。

スケールファクタは、触媒カートリッジの寸法及び間隔を開発当時と同じとすることを前提とし、開発試験時に使用された触媒カートリッジ枚数 (88 枚) に対して、実機で使用する PAR の触媒カートリッジ枚数の比として設定されている。柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機で使用する PAR の触媒カートリッジ枚数は、11 枚であり、スケールファクタは、「11/88 (=0.125)」となる。

これらに表 2-4 の条件を設定し、PAR の水素処理容量は、0.250kg/h (1 基当たり) (水素濃度 4vol%, 大気圧, 100°C) とする。

表 2-4 水素処理容量設定の条件

項目	設定の条件
水素濃度 $C_{H_2}$	水素の可燃限界濃度 4vol%未満に低減するため、4vol%とする。
圧力 P	重大事故時の原子炉建屋原子炉区域内の圧力は、原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧 ( $1.01325 \times 10^5 \text{Pa}$ ) とする。
温度 T	保守的に $100^\circ\text{C}$ ( $373.15\text{K}$ ) とする。

(2) PAR 設置基数

PAR の実機設計においては、PAR の設置環境を踏まえ、式 (2.1) に反応阻害物質ファクタ ( $F_{\text{inhibit}}$ ) を乗じた式 (2.2) を用いる。

反応阻害物質ファクタとは、重大事故時に原子炉格納容器内に存在するガス状よう素による PAR の性能低下を考慮したものであり、柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機の実機設計における水素処理容量は、PAR の水素処理容量  $0.250\text{kg/h}$  (1 基当たり) に 0.5 を乗じた  $0.125\text{kg/h}$  (1 基当たり) とする。

$$DR = A \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_{\text{inhibit}} \dots\dots\dots \text{式 (2.2)}$$

DR : 水素処理容量 [kg/h (1 基当たり)]

A : 定数

$C_{H_2}$  : PAR 入口水素濃度 [vol%]

P : 圧力 [ $10^5 \text{ Pa}$ ]

T : 温度 [K]

SF : スケールファクタ [=0.125]

$F_{\text{inhibit}}$  : 反応阻害物質ファクタ [=0.5]

これに表 2-2 で設定した PAR 設計条件を踏まえ、PAR の必要基数 54 基以上に余裕を見込み 56 基設置する。

$$\begin{aligned} \text{PAR 必要基数} &= \text{水素発生量} \times \text{格納容器漏えい率} / 24 \text{ [h/day]} / \text{設計水素処理容量} \\ &= 1600 \text{ [kg]} \times 10 \text{ [%/day]} / 24 \text{ [h/day]} / 0.125 \text{ [kg/h (1 基当たり)]} \\ &= 53.3 \text{ [基]} \end{aligned}$$

## 2.2 原子炉建屋原子炉区域の水素挙動

PARの効果について、GOTHICコードによる解析により原子炉建屋原子炉区域の水素挙動を確認する。

解析条件を表2-5及び表2-6に、原子炉建屋原子炉区域の解析モデルを図2-2及び図2-3に、解析モデルにおける原子炉建屋地上4階のPARの配置を図2-4に示す。



PARによる水素処理はGOTHICが持つ「水素再結合器」の機能によりモデル化している。解析モデルにおいて、PARの入口・出口は同一の区画内に設定しており、PARを設置している区画の水素濃度、温度、圧力を用いたPARの基本性能評価式(式(2.1))に基づく水素処理の結果、当該区画には水素、酸素、水蒸気の質量の変化が与えられる。また、水素の再結合反応により1モルあたり $\text{H}_2 + 0.5 \times \text{O}_2 = \text{H}_2\text{O} + 286 [\text{kJ}]$ の化学反応熱が発生するが、解析モデルにおいては、本発熱量を当該区画の気相部のエネルギーへと加算を行うことで水素結合によって生じる発熱を考慮している。

表 2-5 PAR の解析条件

No	項目	説明	入力値
1	PAR の性能 (NIS 製 PAR-11) (1) 水素処理容量 DR	$DR = A \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ <p>DR : 水素処理容量 (kg/h (1 基当たり))                      A : 定数 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>                      CH<sub>2</sub> : PAR 入口水素濃度 (vol%)                      P : 圧力 (10<sup>5</sup>Pa)                      T : 温度 (K)                      SF : スケールファクタ</p>	—
	(2) 反応阻害物質 ファクタ F <sub>inhibit</sub>	プラント通常運転中及び事故時の劣化余裕を考慮する。	0.5 (事故初期より一定)
	(3) 低酸素 ファクタ F <sub>lowO<sub>2</sub></sub>	低酸素ファクタは以下のとおりとする。ただし、1 以上の場合は全て 1 とし、0 未満の場合は全て 0 とする。  $F_{lowO_2} = 0.7421 \left( \frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^3 - 0.6090 \left( \frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^2 + 0.7046 \left( \frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right) - 0.026$ <p>C<sub>O<sub>2</sub></sub> : 酸素濃度 (vol%)</p>	—
	(4) 起動水素濃度 C <sub>H<sub>2</sub>on</sub>	国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値	1.5vol%
	(5) 起動酸素濃度 C <sub>O<sub>2</sub>on</sub>	同上	2.5vol%
	(6) 起動遅れ	考慮しない	—
2	PAR 基数	実際の設置基数	56 基
3	PAR 設置位置	図 2-4 参照	—

表 2-6 その他解析条件

No	項目	解析条件	備考
1	原子炉建屋原子炉区域の条件 (1) 圧力 (初期条件)  (2) 温度 (初期条件)  (3) 組成 (初期条件)  (4) 空間容積 (固定)  (5) ハッチ開口面積 (固定)	大気圧  40℃  相対湿度 70%の空気  4 階 : 36100m <sup>3</sup> 3 階 : 4100m <sup>3</sup> 2 階 : 2200m <sup>3</sup> 1 階 : 3300m <sup>3</sup> 地下 1 階 : 1600m <sup>3</sup> 地下 2 階 : 7000m <sup>3</sup> 地下 3 階 : 6000m <sup>3</sup>  4 階-3 階 : 42m <sup>2</sup> 3 階-2 階 : 42m <sup>2</sup> 2 階-1 階 : 53.46m <sup>2</sup> 1 階-地下 1 階 : 7.685m <sup>2</sup> 地下 1 階-地下 2 階 : 14.045m <sup>2</sup> 地下 2 階-地下 3 階 : 4.42m <sup>2</sup>	流出境界における圧力を 101.325kPa とし、建屋内各ノードに対しては定常となるような圧力を与える。  想定される高めの温度として設定  想定される高めの湿度として設定  原子炉建屋地上 4 階の容積は、低減率 0.85 とする。(躯体分、機器配管分を差し引いた値)  原子炉建屋地上 4 階以外の容積は、原子炉建屋原子炉区域内の区画の床面積×高さにより算出  原子炉建屋原子炉区域のハッチ寸法より算出
2	圧力境界条件 (1) 圧力 (固定) (2) 温度 (固定) (3) 酸素濃度 (固定) (4) 窒素濃度 (固定) (5) 水蒸気濃度	101.325kPa 40℃ 19.93vol% 74.97vol% 5.10vol%	大気圧 想定される高めの温度として設定 湿度 70%空気の組成 同上 同上
3	流出条件 (1) 位置	原子炉建屋地上 4 階	原子炉建屋原子炉区域の気密性を考慮し設定
4	放熱条件 (1) 内壁熱伝達率 (原子炉建屋地上 4 階壁面)  (2) 壁厚さ (固定)  (3) 壁内熱伝導率 (固定) (4) 壁の比熱 (固定) (5) 壁の密度 (固定) (6) 外壁熱伝達率 (壁面-外気)  (7) 外気温 (固定) (8) 放熱面積 (固定)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮  下部壁 : <input type="text"/> 上部壁 : <input type="text"/> 天井 : <input type="text"/>  1.2W/m/K 0.9kJ/kg/K 2400kg/m <sup>3</sup> 5W/m <sup>2</sup> /K  40℃ 下部壁 : 522.72m <sup>2</sup> 上部壁 : 2261.76m <sup>2</sup> 天井 : 2360.16m <sup>2</sup>	GOTHIC コード内のモデルを使用 ・凝縮熱伝達モデル : DLM-FM ・自然対流熱伝達モデル : 垂直平板 (壁面) 水平平板 (天井) 躯体図より算出  コンクリートの物性 同上 同上 原子炉建屋原子炉区域の外壁面における自然対流熱伝達率を想定 想定される高めの温度として設定 躯体図より算出

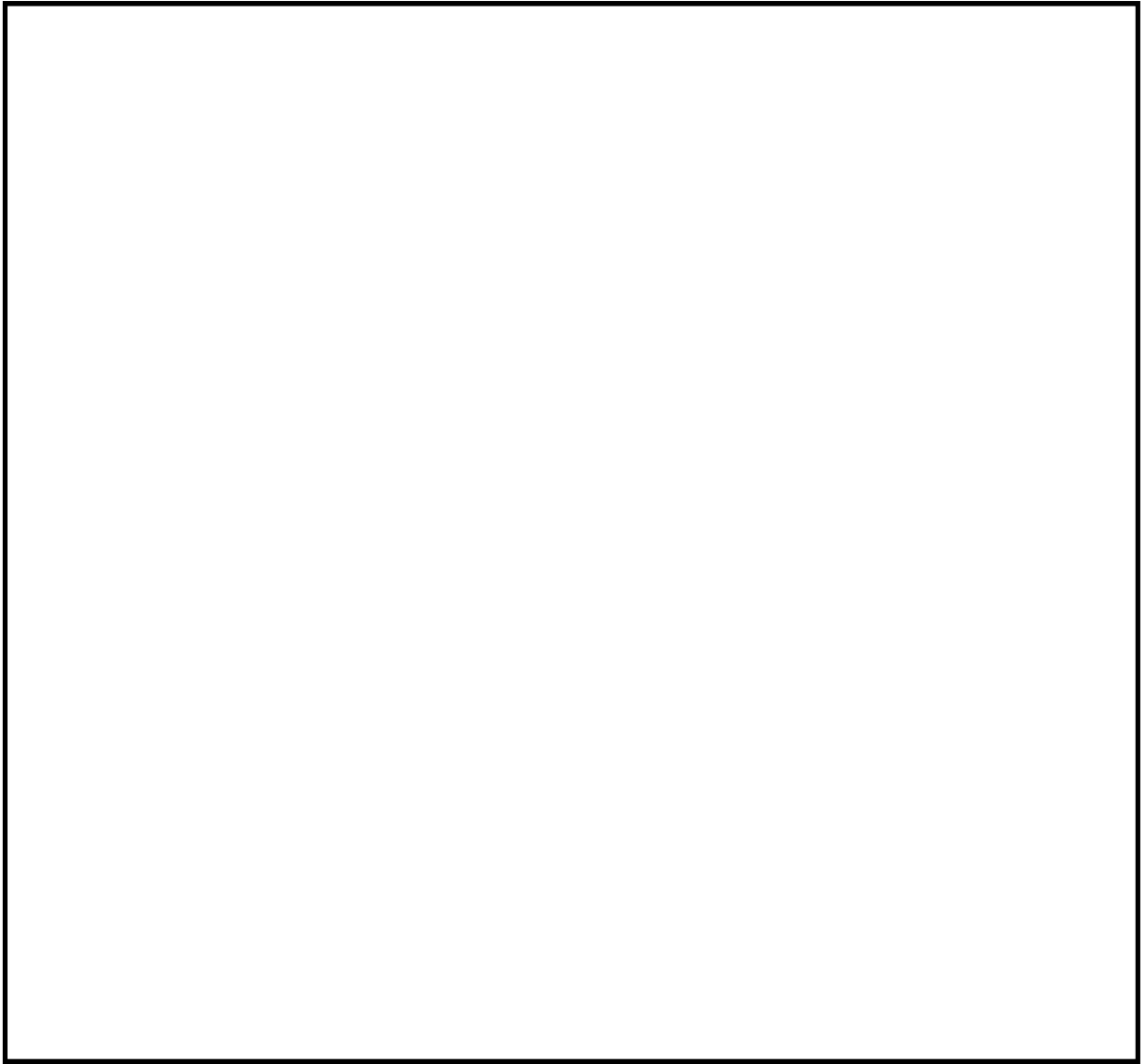


図 2-2 GOTHIC 解析モデル

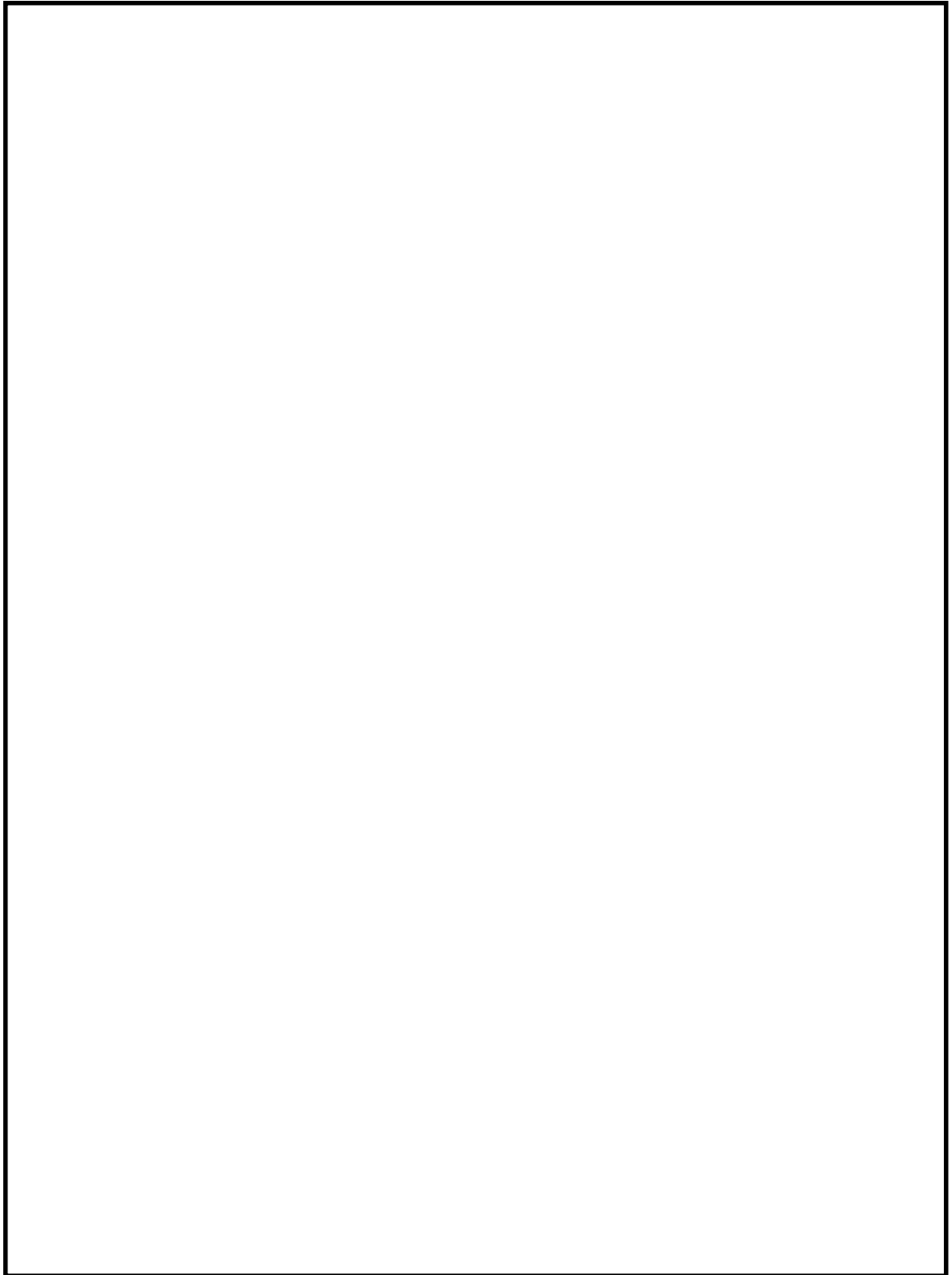


図 2-3 原子炉建屋地上 4 階サブボリューム分割イメージ



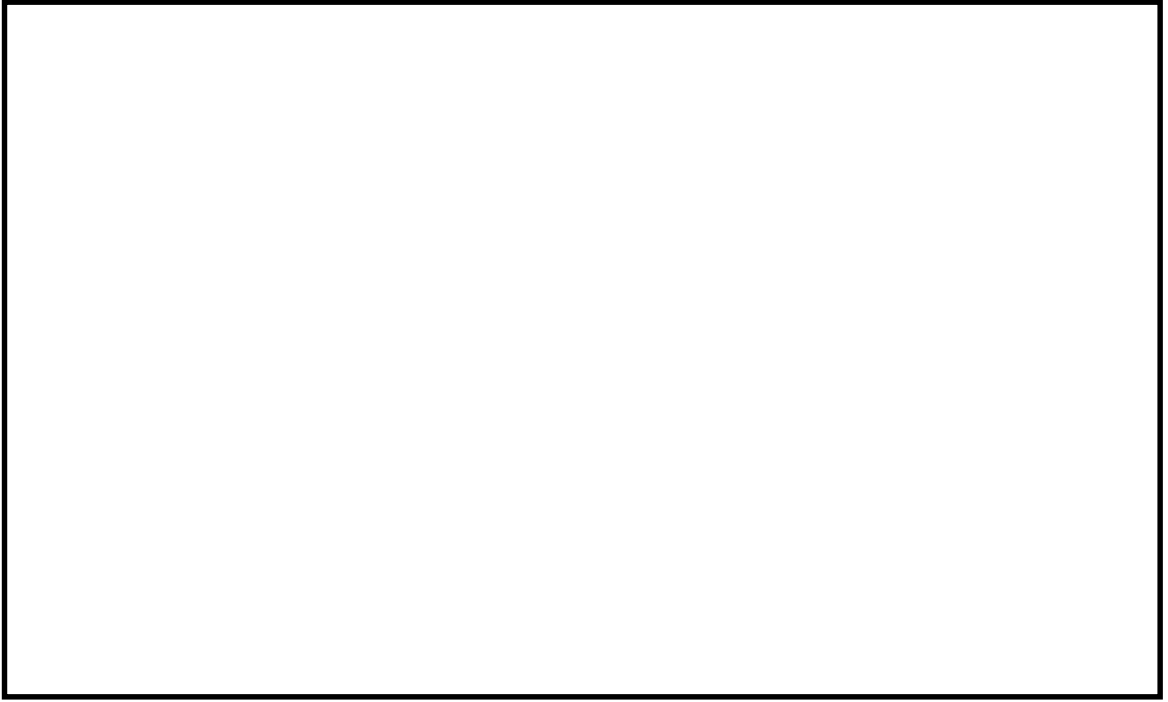


図 2-4 PAR 設置箇所

## 2.2.1 解析条件

### (1) 原子炉格納容器漏えい条件

原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域への漏えい条件として、「a. 有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用しない場合）条件」、「b. 有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）条件」、「c. 設計条件」のいずれかを用いる。

#### a. 有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用しない場合）条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2-7 に示す。漏えいするガスの圧力、温度、ガス組成（水蒸気分率、水素分率、窒素分率）は、図 2-5 から図 2-7 に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」のシナリオにおける原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器ガス組成をそれぞれ以下のとおりに設定する。

圧力については、格納容器ベント想定時刻までは格納容器限界圧力 620kPa(2Pd)とする。格納容器ベント想定時刻以降は水蒸気のみ漏えいとなり原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度が減少に転じるため、圧力が低い方が水蒸気の漏えいが減少し、原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度の減少が緩やかになることから、168 時間後のドライウエル内圧力の下限值以下である格納容器最高使用圧力の 0.5 倍である 155kPa(0.5Pd)とする。なお、約 59 時間後以降はサプレッションチェンバの圧力が解析条件を下回るが、水蒸気のみ漏えいであり、原子炉格納容器内の水素濃度が増加することはない、また漏えい量も小さく影響は軽微であることから、格納容器最高使用圧力の 0.5 倍である 155kPa(0.5Pd)を解析条件とする。

温度については、ドライウエル内温度が短期的に 200℃を超過するが、格納容器漏えい率を温度超過の影響も考慮して保守的に設定していること及び図 2-7 に示すとおりの水素濃度を保守的に設定していることから、格納容器限界温度 200℃とし、格納容器ベント想定時刻以降は格納容器最高使用温度 171℃とする。

ガス組成については、格納容器ベント想定時刻までは、保守的に c. 設計条件と同じとし、格納容器ベント想定時刻以降は、格納容器内は全て蒸気と仮定し、蒸気のみ漏えいが継続するものとする。

格納容器漏えい率については、格納容器ベント想定時刻までは、上記の圧力、温度、ガス組成を用いて AEC の式より算出した値(1.05%/day)及び短期的な温度超過を考慮して AEC の式より算出した値(1.06%/day)に対し、マージンを加えて 1.5%/day とする。格納容器ベント想定時刻以降は、AEC の式より算出した 0.5%/day とする。

#### b. 有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2-8 に示す。漏えいするガスの圧力、温度、ガス組成（水蒸気分率、水素分率、窒素分率）は、図 2-8 から図 2-11 に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」のシナリオにおける原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器ガス組成をそれぞれ以下のとおりに設定する。

圧力については、24 時間後までは格納容器限界圧力 620kPa (2Pd) とし、24 時間後から 84 時間後までは 465kPa (1.5Pd)、84 時間後以降は格納容器最高使用圧力 310kPa (1Pd) とする。

温度については、ドライウェル内温度が短期的に 200℃を超過するが、格納容器漏えい率を温度超過の影響も考慮して保守的に設定していること及び図 2-10 に示すとおり水素濃度を保守的に設定していることから、格納容器限界温度 200℃とし、84 時間後以降は格納容器最高使用温度 171℃とする。

ガス組成については、水素濃度を一定とし、窒素濃度を事象発生前の全量が原子炉格納容器内に残っていると仮定して算出し、残りを全て水蒸気とする。

格納容器漏えい率については、上記の圧力、温度、ガス組成を用いて AEC の式より算出した値 (1.05%/day) 及び短期的な温度超過を考慮して AEC の式より算出した値 (1.06%/day) を包絡する値である 1.5%/day (0~24 時間)、1.0%/day (24~84 時間)、0.75%/day (84 時間以降) とする。

c. 設計条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2-9 に示す。格納容器ベントは、想定せず、格納容器漏えい率 10%/day が一定で漏えいする保守的な条件を設定とする。

表 2-7 有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用しない場合）条件

項目	解析条件	
	ベント想定時刻（38h）まで	ベント想定時刻以降
圧力	620kPa [g] (2Pd)	155kPa [g] (0.5Pd)
温度	200℃	171℃
水蒸気分率	46vol%	100vol%
水素分率	33vol%	0vol%
窒素分率	21vol%	0vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	0.5%/day

表 2-8 有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）条件

項目	解析条件					
	ドライウエル			サプレッションチェンバ		
	0~24h	24~84h	84~168h	0~24h	24~84h	84~168h
圧力	620kPa [g] (2Pd)	465kPa [g] (1.5Pd)	310kPa [g] (1Pd)	620kPa [g] (2Pd)	465kPa [g] (1.5Pd)	310kPa [g] (1Pd)
温度	200℃		171℃	200℃		171℃
水蒸気分率	46vol%	41vol%	33vol%	40vol%	35vol%	27vol%
水素分率	33vol%			39vol%		
窒素分率	21vol%	26vol%	34vol%	21vol%	26vol%	34vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day
備考	地上 4 階，地上 2 階の漏えい条件			地下 1 階，地下 2 階の漏えい条件		

表 2-9 設計条件

項目	解析条件
圧力	620kPa [g] (2Pd)
温度	200℃
水蒸気分率	46vol%
水素分率	33vol%
窒素分率	21vol%
格納容器漏えい率	10%/day

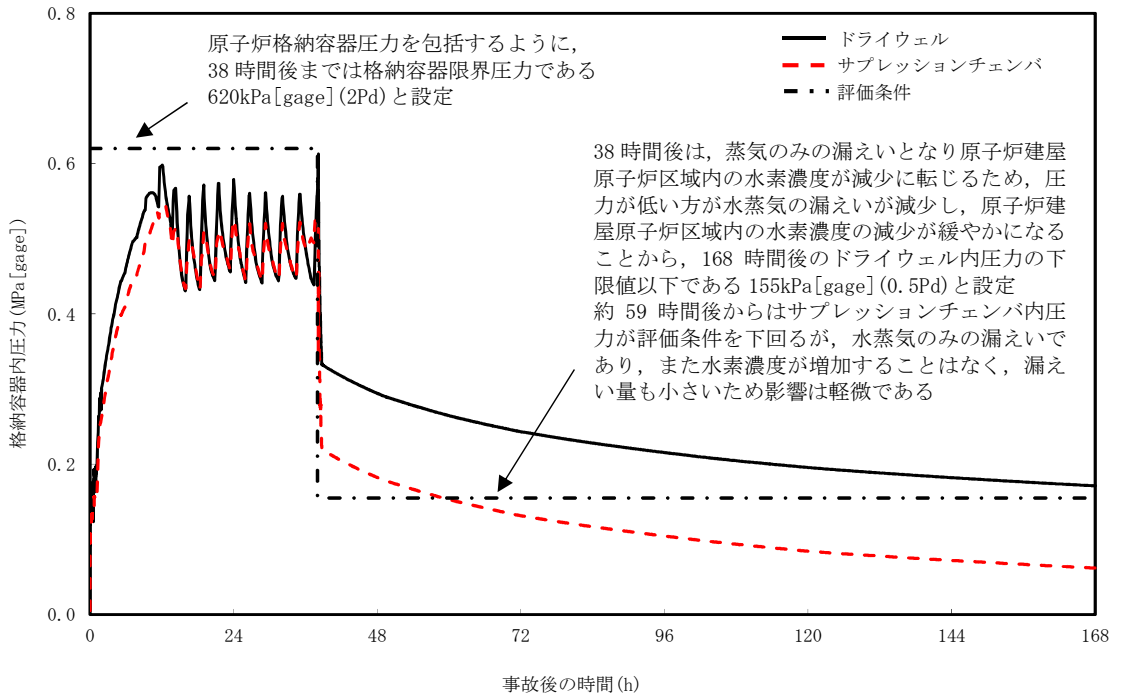


図 2-5 格納容器圧力 (有効性評価シナリオ (代替循環冷却系を使用しない場合) 条件)

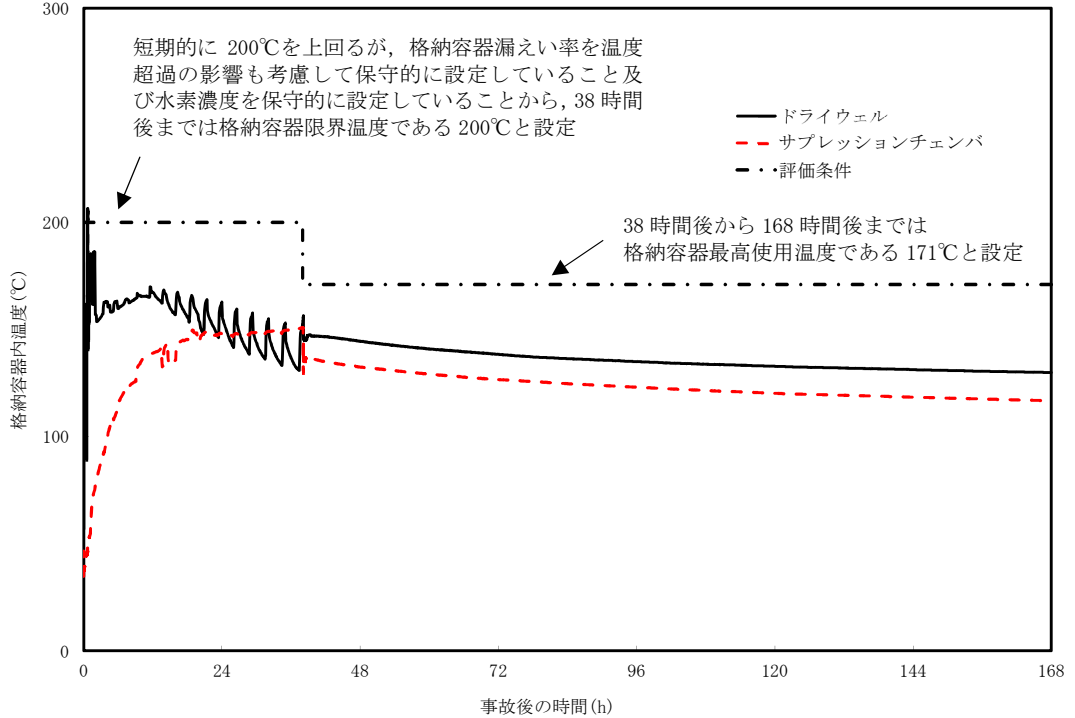


図 2-6 格納容器温度 (有効性評価シナリオ (代替循環冷却系を使用しない場合) 条件)

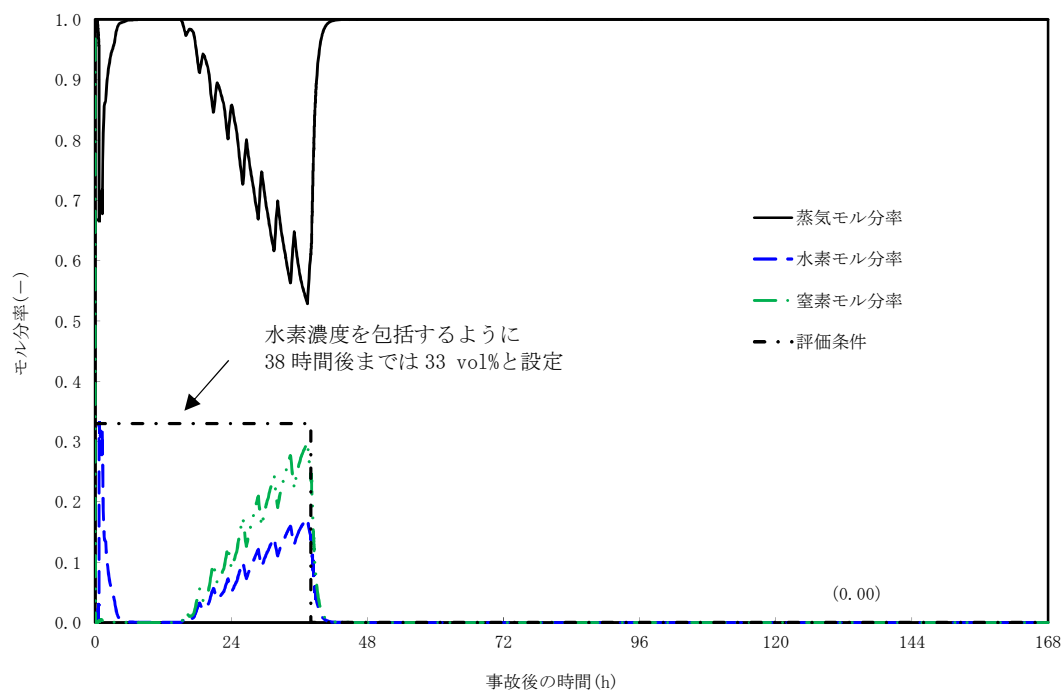


図 2-7 格納容器ガス組成（有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用しない場合）条件）

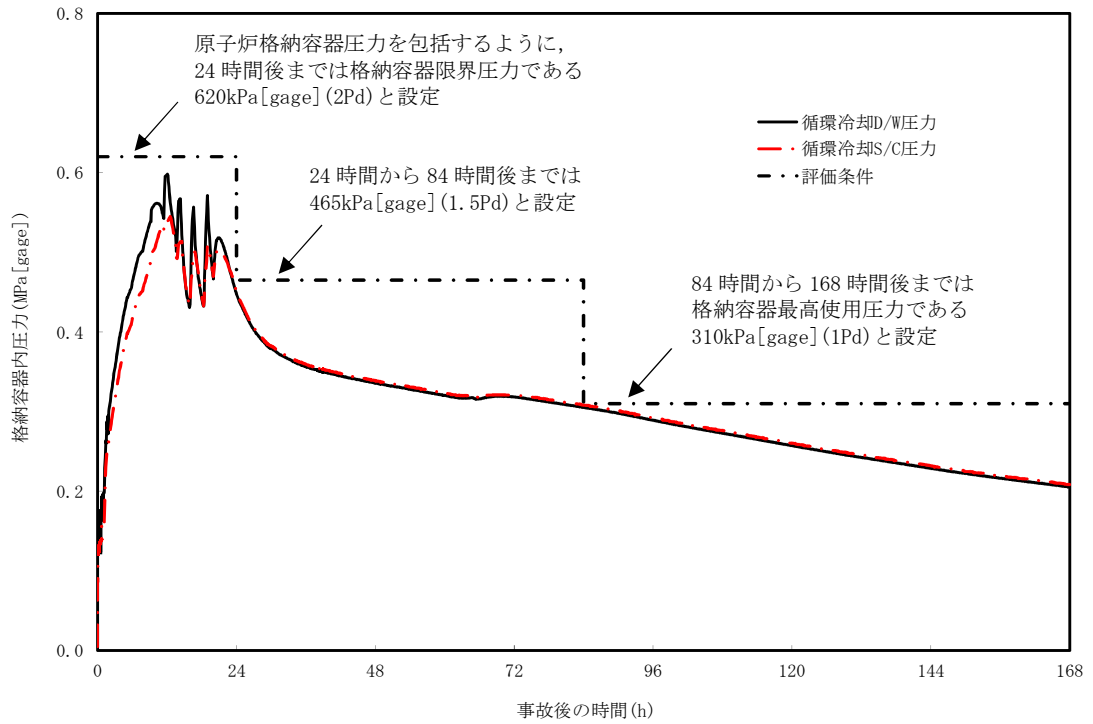


図 2-8 格納容器圧力（有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）条件）

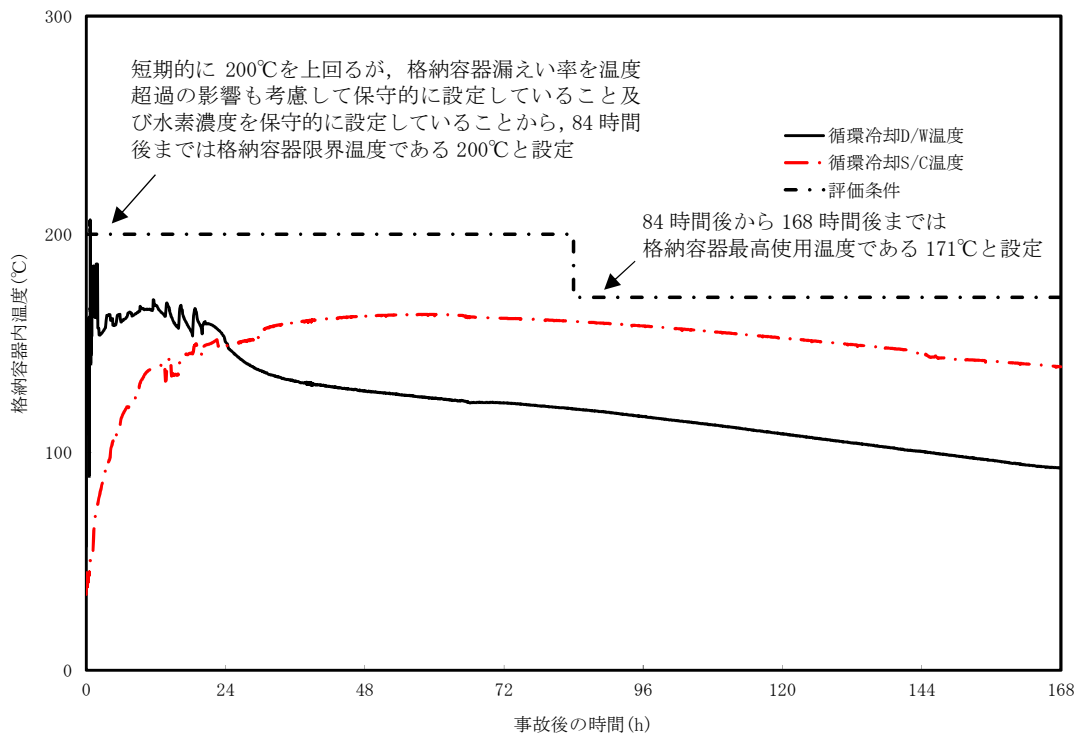


図 2-9 格納容器温度（有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）条件）

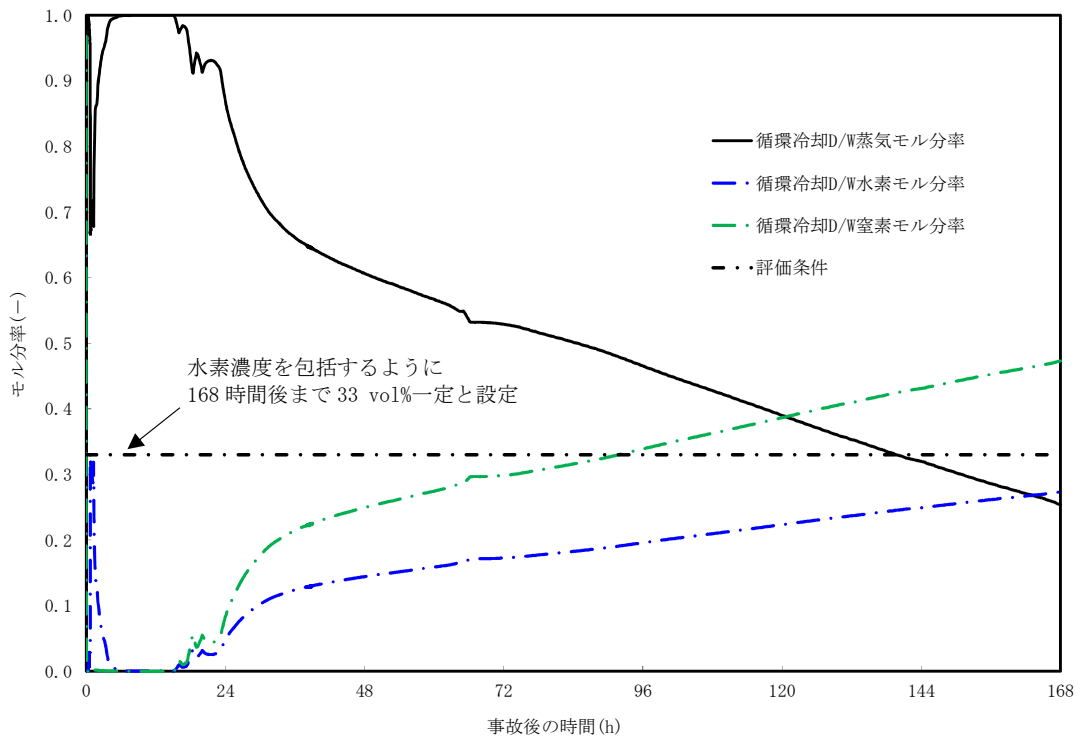


図 2-10 ドライウェルガス組成 (有効性評価シナリオ (代替循環冷却系を使用する場合) 条件)

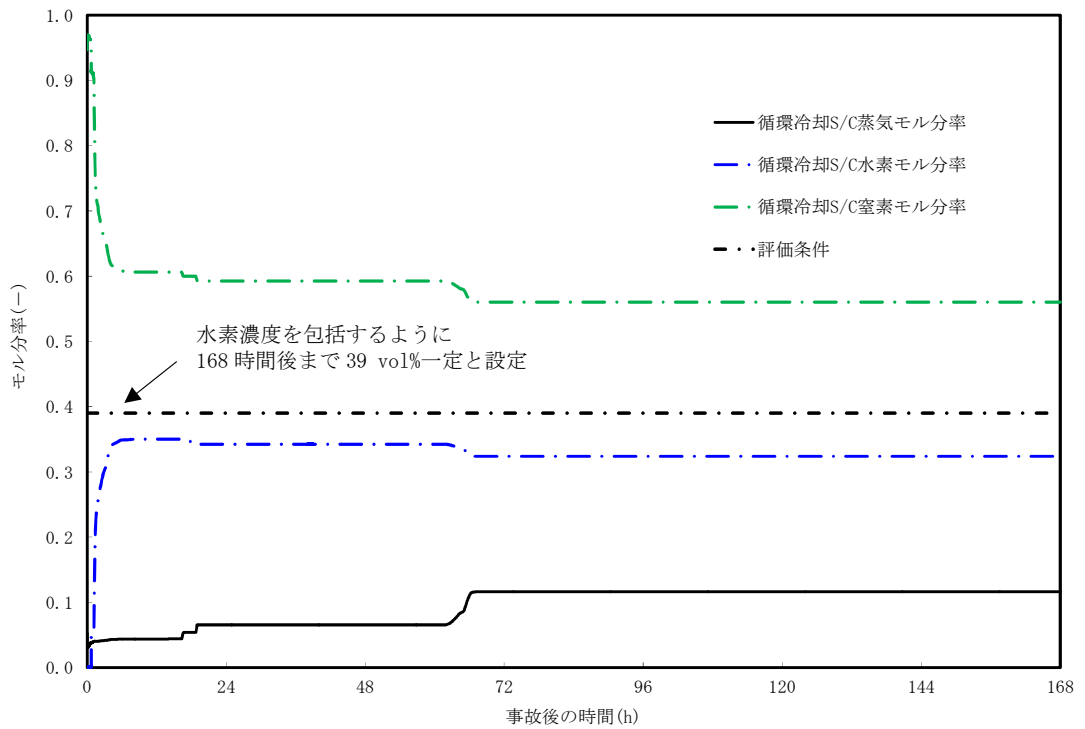


図 2-11 サプレッションチェンバガス組成  
(有効性評価シナリオ (代替循環冷却系を使用する場合) 条件)



(2) 漏えい箇所

漏えい箇所は、以下の原子炉格納容器ドライウエル主フランジ及び原子炉格納容器ハッチ類の貫通部とする。

- ・原子炉格納容器ドライウエル主フランジ（原子炉建屋地上 4 階）
- ・上部ドライウエル機器搬入用ハッチ（原子炉建屋地上 2 階東側）
- ・ISI 用ハッチ（原子炉建屋地上 2 階東側）
- ・上部ドライウエル所員用エアロック（原子炉建屋地上 2 階東側）
- ・サプレッションチェンバ出入口（原子炉建屋地下 1 階西側）
- ・下部ドライウエル機器搬入用ハッチ（原子炉建屋地下 2 階東側）
- ・下部ドライウエル所員用エアロック（原子炉建屋地下 2 階西側）

原子炉建屋地上 4 階（原子炉格納容器ドライウエル主フランジ）のみから漏えいする条件又は複数フロアから漏えいする条件を使用する。複数フロアからの漏えいを想定する場合、各フロアの漏えい量は、全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。水素漏えい量の分配条件を表 2-10 に示す。

部屋の位置を図 2-12 から図 2-14 に示す。

表 2-10 水素漏えい量の分配条件

漏えい フロア	漏えい箇所	口径 [mm]	周長*1 [mm]	周長 割合*2	漏えい量 割合*3	漏えいの対象と する局所エリア
地上 4 階	原子炉格納容器 ドライウエル 主フランジ					—
地上 2 階	東側 上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ					上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ室
	ISI 用ハッチ					
	東側 上部ドライウエル 所員用エアロック					上部ドライウエル 所員用エアロック室
地下 1 階	西側 サプレッション チェンバ出入口					サプレッション チェンバ出入口室
地下 2 階	東側 下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ					下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ室
	西側 下部ドライウエル 所員用エアロック					下部ドライウエル 所員用エアロック室

注記\*1：所員用エアロックの周長は、エアロック扉内側の矩形部分の周長とする。その他の周長は、漏えい箇所の口径[mm]から周長[mm]（口径[mm]×円周率）を算出する。

\*2：周長割合は、漏えい箇所の周長/各漏えい箇所の周長合計値にて算出する。

\*3：各フロアの周長割合合計値を各フロアの漏えい量割合とする。全漏えい量に漏えい量割合の数値を乗じた値を各フロアの漏えい量とする。

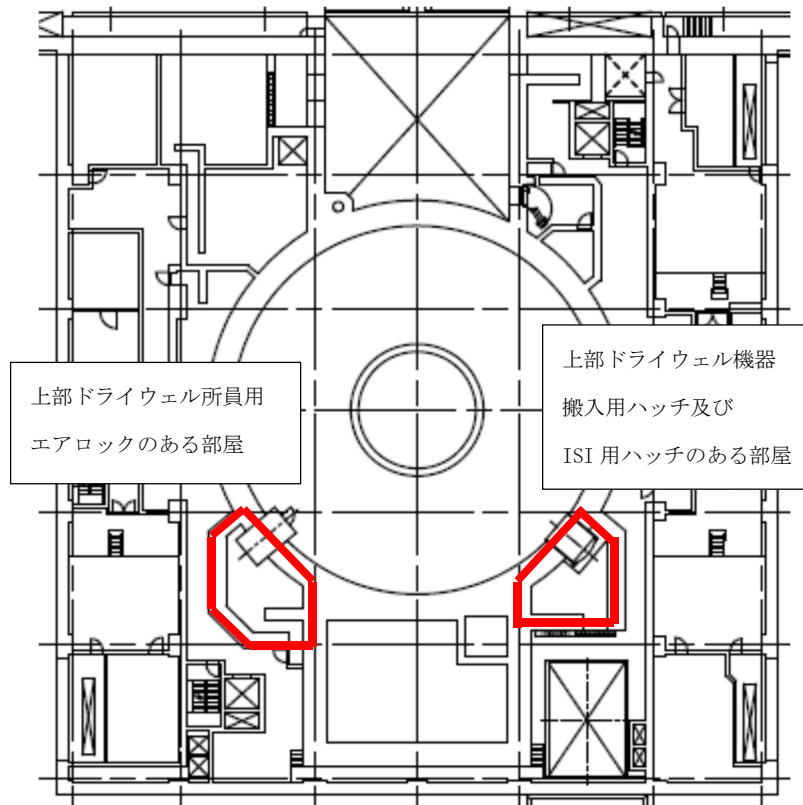


図 2-12 原子炉建屋地上 2 階

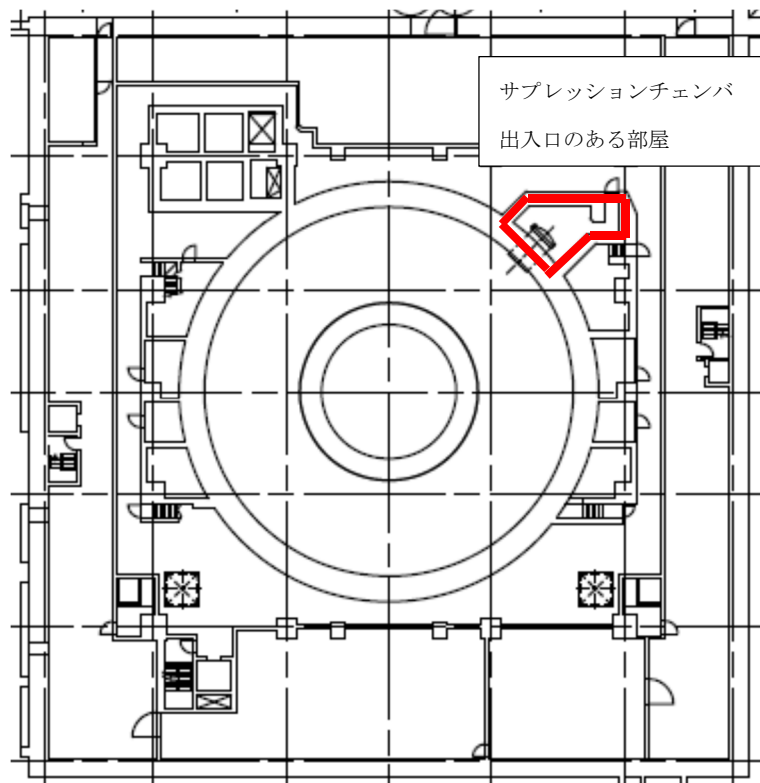


図 2-13 原子炉建屋地下 1 階

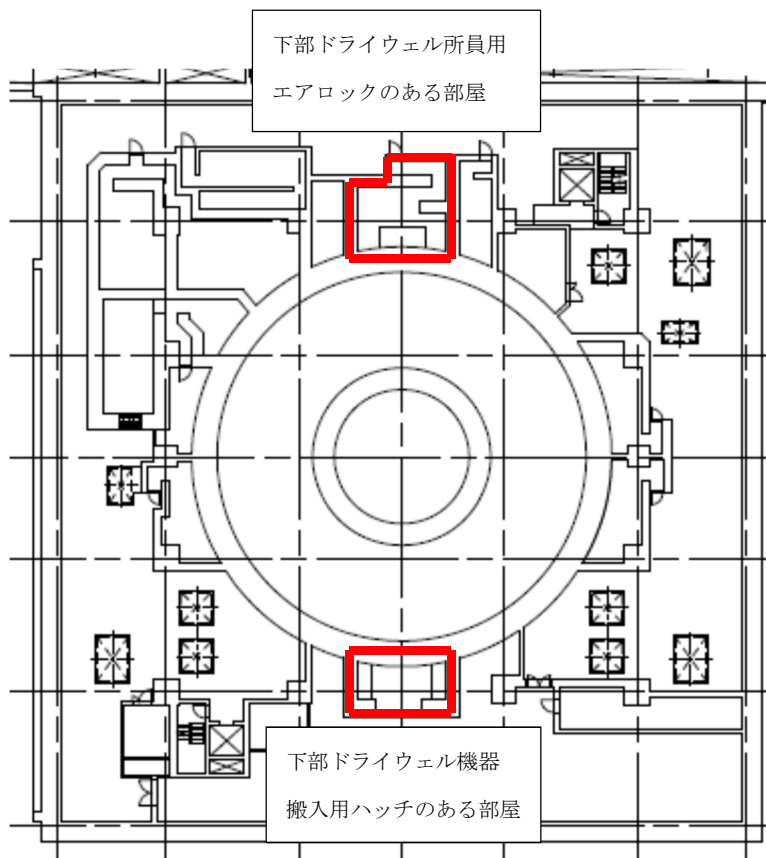


図2-14 原子炉建屋地下2階

## 2.2.2 解析結果

2.2.1 で示した解析条件の組み合わせから、表 2-11 に示す 3 ケースを選定し、解析を行った。

表 2-11 解析ケース

	ケース 1	ケース 2	ケース 3
モデル	原子炉建屋 全階を模擬したモデル		
シナリオ	有効性評価シナリオ (格納容器過圧・過温) (代替循環冷却系を使用しない場合)	有効性評価シナリオ (格納容器過圧・過温) (代替循環冷却系を使用する場合)	設計条件
漏えい箇所	燃料取替床*+下層階	燃料取替床*+下層階	燃料取替床*のみ
格納容器 漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	10%/day

注記\*：表中の燃料取替床は原子炉建屋地上 4 階（原子炉建屋燃料取替床）を示す。

ケース 1：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）（代替循環冷却系を使用しない場合）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建屋地上 4 階及び下層階（地上 2 階，地下 1 階，地下 2 階）に分配した条件での水素濃度の時間変化を評価する。

ケース 2：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）（代替循環冷却系を使用する場合）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建屋地上 4 階及び下層階（地上 2 階，地下 1 階，地下 2 階）に分配した条件での水素濃度の時間変化を評価する。

ケース 3：PAR の設計裕度の確認を行うため、ケース 1 及びケース 2 のシナリオに対して十分保守的に設定した PAR 設計条件（10%/day）を用いて、全漏えい量が原子炉建屋地上 4 階から漏えいする場合の水素濃度の時間変化を評価する。

(1) ケース 1

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）（代替循環冷却系を使用しない場合）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、原子炉建屋地上 4 階及び下層階から漏えいした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-15 に示す。

また、原子炉建屋地上 4 階における水素の成層化を確認するため、原子炉建屋地上 4 階を 100 個のノードに区切ったサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2-16 に示す。

下層階から漏えいした水素は、大物搬入口及び地下階開口部を通じて原子炉建屋原子炉区域全域で水素濃度が均一化される。また、事故発生後 38 時間で格納容器ベントが行われ、原子炉建屋原子炉区域の水素濃度は、PAR 起動水素濃度である 1.5vol%未満となる結果となった。

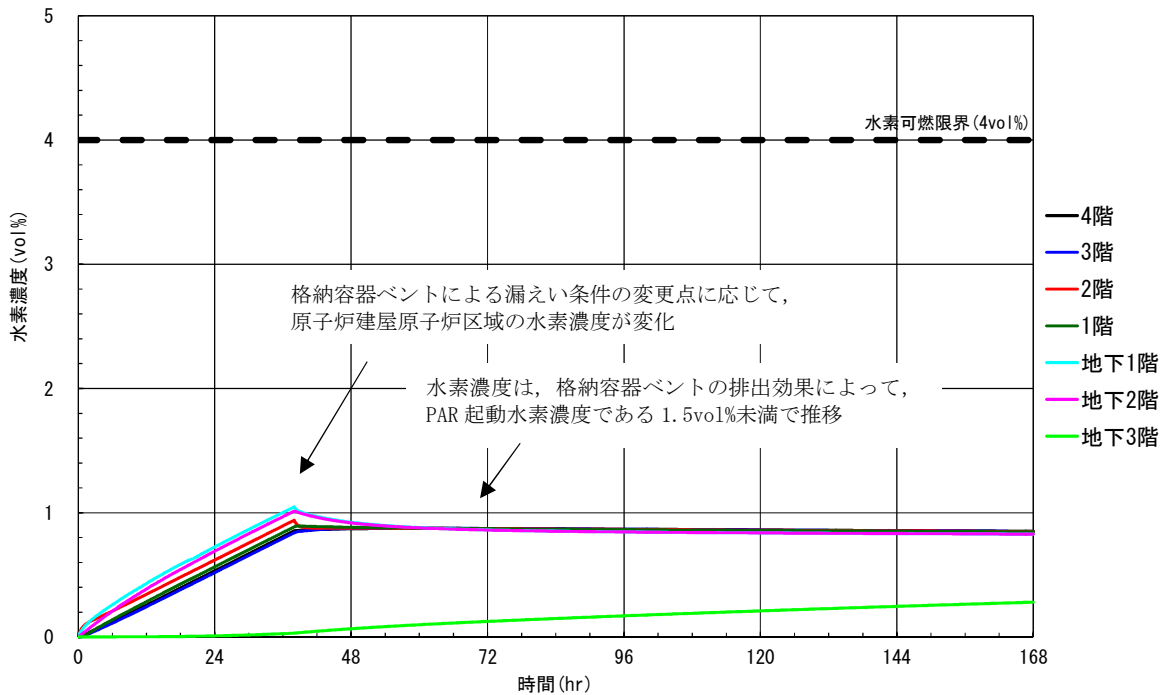


図 2-15 ケース 1 水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）

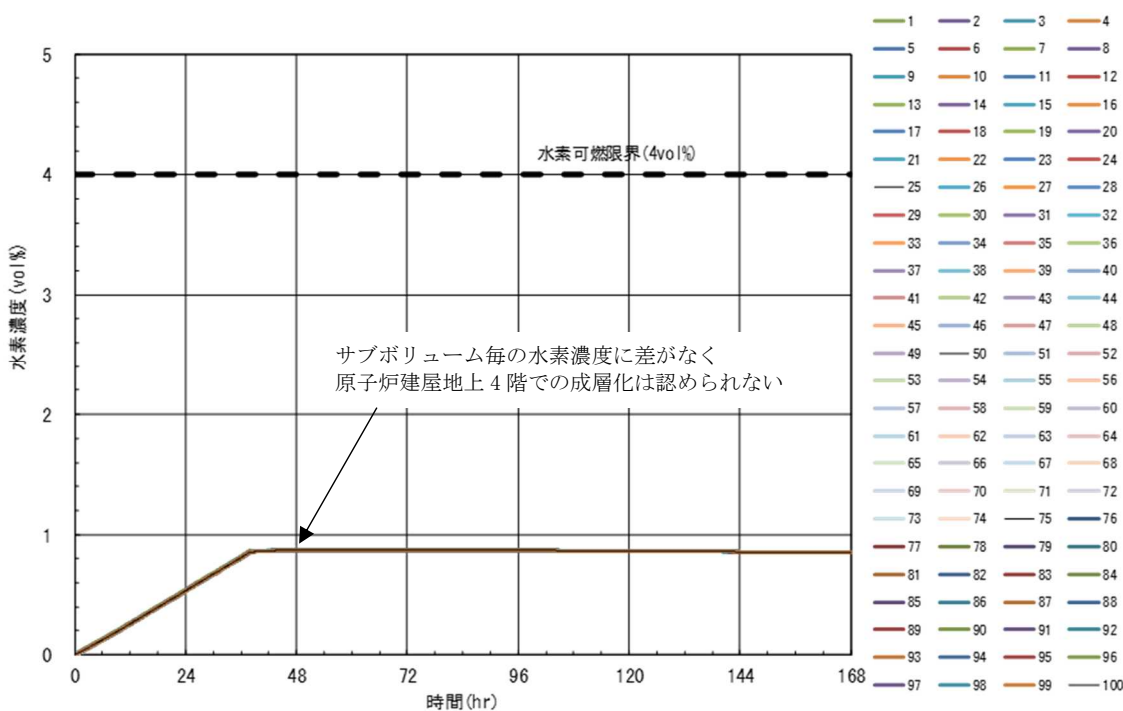


図 2-16 ケース 1 水素濃度の時間変化 (サブボリューム別)

(2) ケース 2

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）（代替循環冷却系を使用する場合）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、原子炉建屋地上 4 階及び下層階から漏えいした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-17 に示す。

また、原子炉建屋地上 4 階におけるサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2-18 に示す。

本ケースにおいても、水素濃度が 1.5vol%に到達した時点で PAR による水素処理が開始されることにより、原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され、可燃限界に至ることはない。

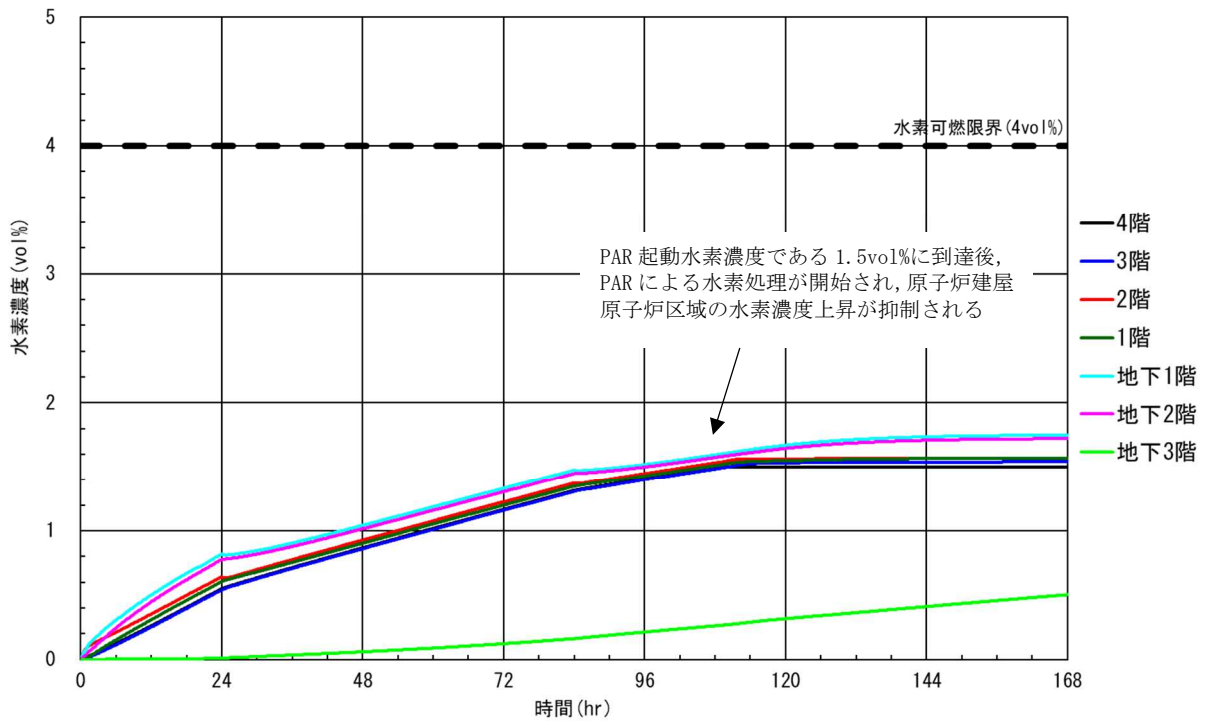


図 2-17 ケース 2 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋全域)

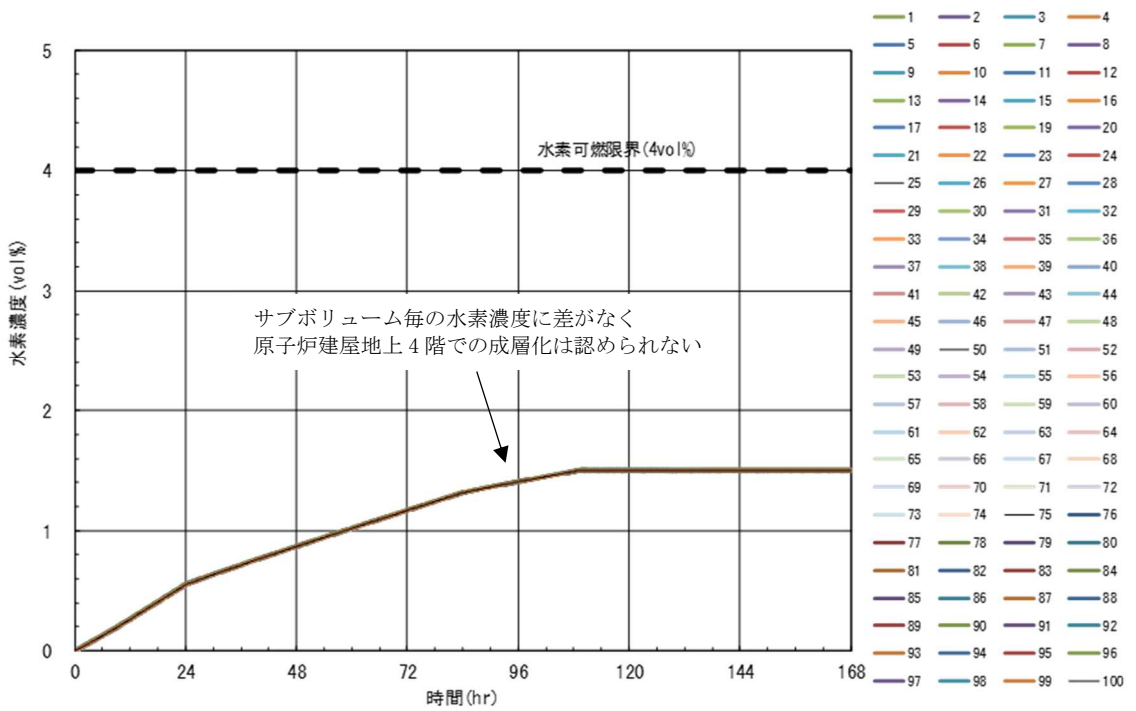


図 2-18 ケース 2 水素濃度の時間変化 (サブボリューム別)

### (3) ケース 3

設計裕度の確認を行うため、有効性評価シナリオに対して十分保守的に設定した仮想的な条件である PAR 設計値（水素発生量 AFC（燃料有効部被覆管）100%相当及び格納容器漏えい率 10%/day）を用いて評価した水素が全量 PAR 設置エリアである原子炉建屋地上 4 階のみから漏えいすると仮定して、水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-19 に示す。

また、原子炉建屋地上 4 階におけるサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2-20 に、原子炉建屋地上 4 階の速度ベクトル分布を図 2-21 に示す。

図 2-19 から、設計条件の水素発生量に対して PAR による水素処理が効果を発揮し、原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度上昇が抑制され、可燃限界に至ることはない。なお、格納容器ベント未実施ケースにおいて、事象発生後 110 時間程度から原子炉建屋地上 4 階で水素濃度の上昇が発生しているが、これは大量に発生した水素を処理し続けた結果、酸素が欠乏したことにより、PAR の反応開始酸素濃度を下回ってしまい、PAR による水素処理が停止したことで起こっているものである。この状態においても酸素濃度が可燃限界未満であることから、水素燃焼が発生することはない。また、PAR の設置によって水素濃度が 4vol% に到達するまでの時間は 100 時間程度延びていることから、設備の復旧や対応手段の検討を実施する時間を確保できる。10%/day という格納容器漏えい率は格納容器からの異常な漏えいが発生している状態を意味しているため、例えば、この時間の中で格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベントを行うことで、水素濃度を低減させることが可能である。格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント操作の概要を図 2-22 に示す。

また、図 2-20 に示すとおり、原子炉建屋地上 4 階は、サブボリューム毎の水素濃度に差がないこと、また、図 2-21 より確認できるとおり、原子炉建屋地上 4 階内では対流が起こりガスが均一化されていることから、水素の成層化は発生しないことを確認した。



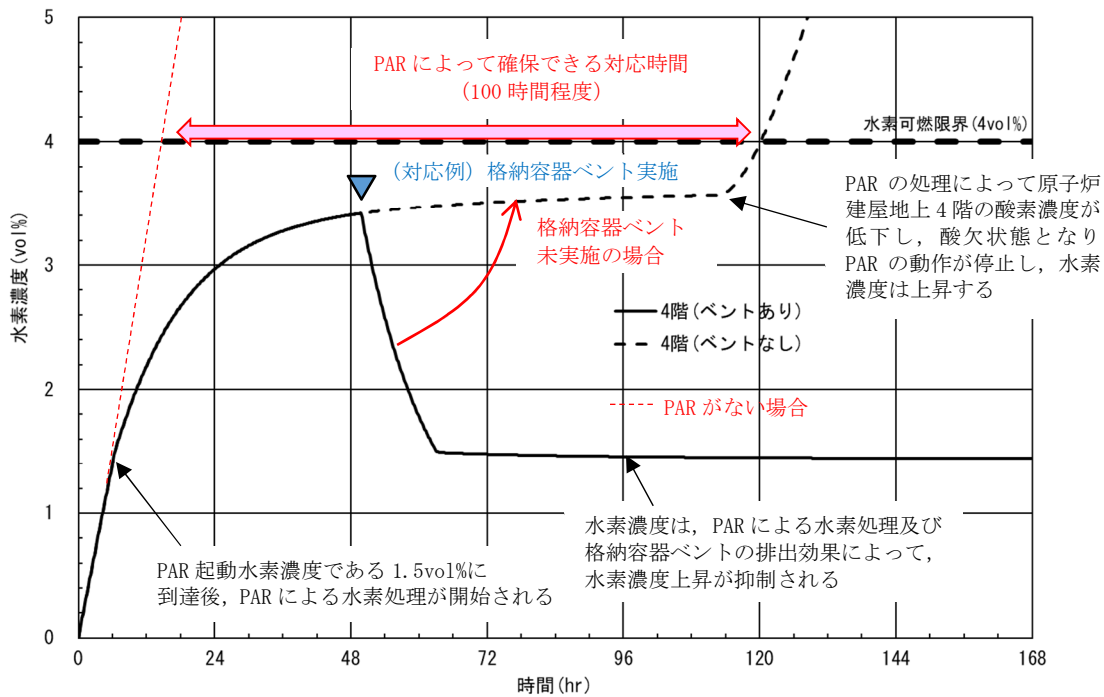


図 2-19 ケース 3 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋地上 4 階)

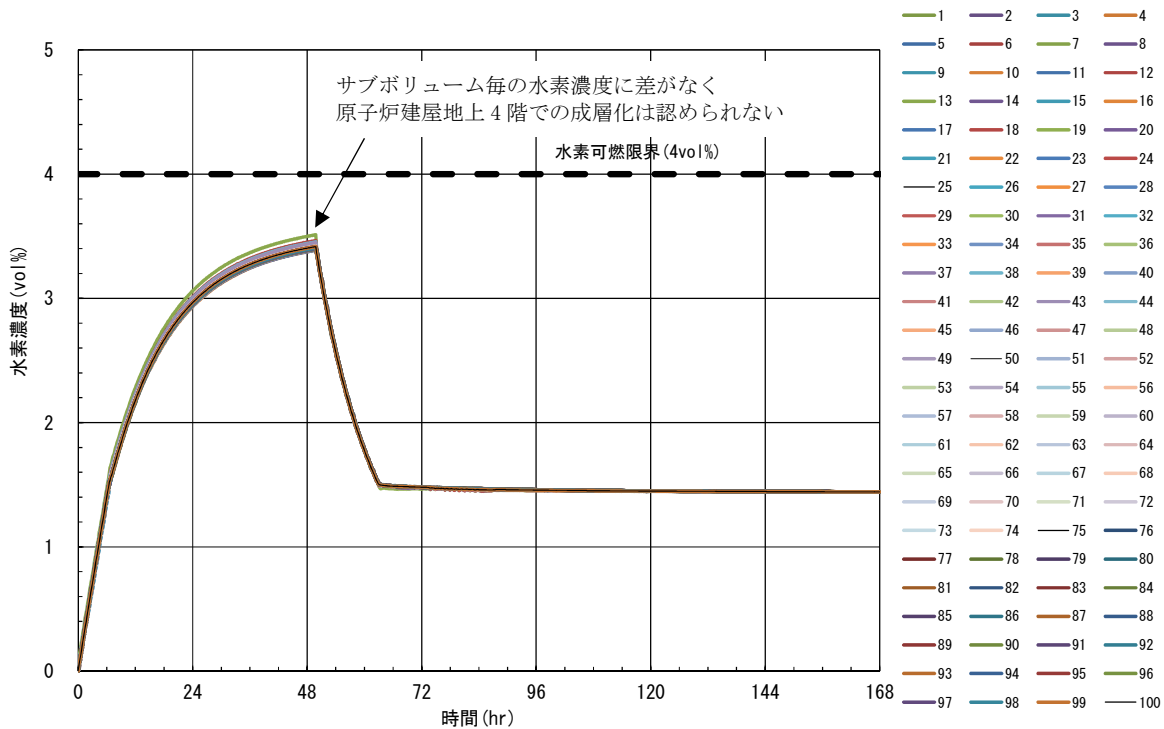


図 2-20 ケース 3 水素濃度の時間変化 (サブボリューム別)

【設計条件】  
漏えい箇所：主フランジ  
漏えい率：10%/day

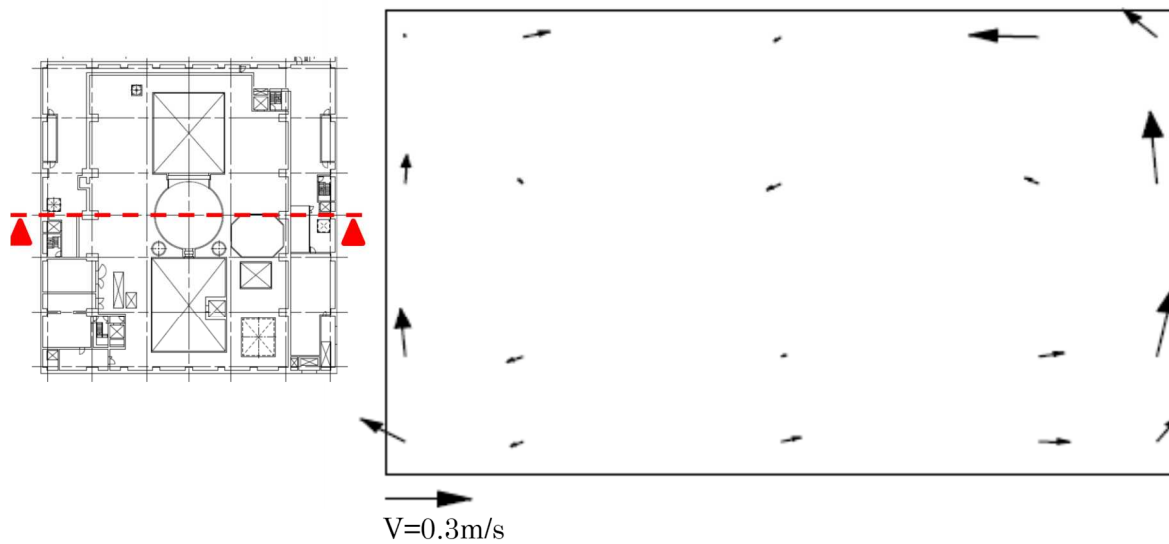
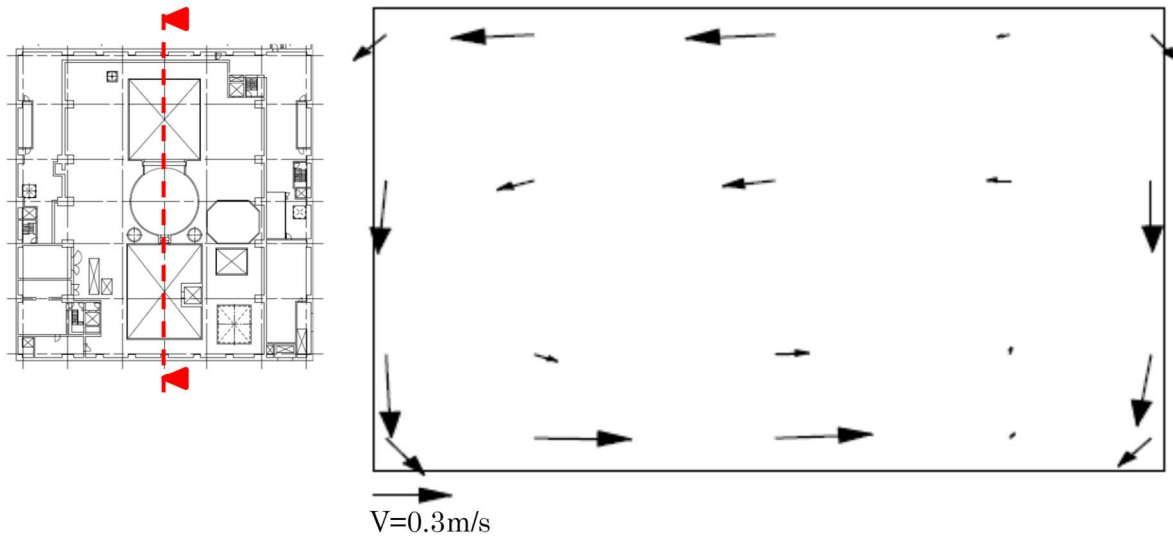
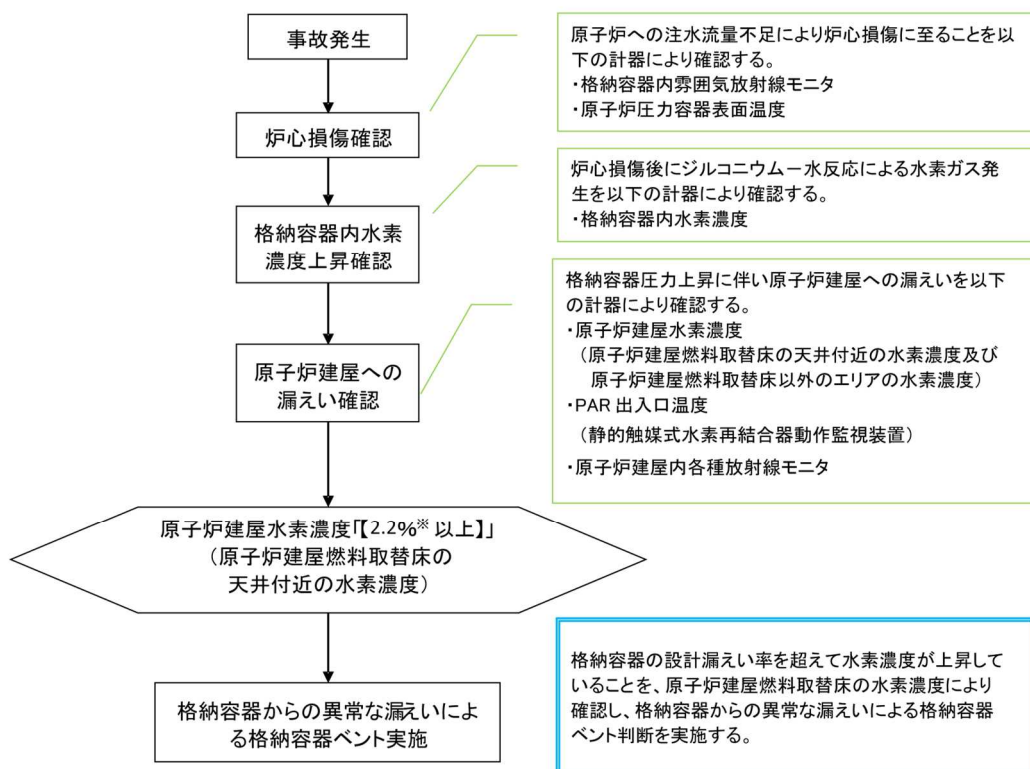


図 2-21 原子炉建屋地上 4 階の速度ベクトル分布



※格納容器ベント実施基準とする原子炉建屋水素濃度 2.2%は、可燃限界（水素濃度 4%）に計器誤差（±1%）、運転操作の余裕（0.8%＝約 6 時間）を見込んだ値として設定。

図 2-22 格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント操作概要

## 2.3 水素濃度監視設備

### 2.3.1 水素濃度監視設備の概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設備として、原子炉建屋水素濃度を設ける設計とする。

原子炉建屋水素濃度は、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）において連続監視できる設計とする。原子炉建屋水素濃度は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

原子炉建屋原子炉区域内に漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建屋地上4階まで上昇し、滞留することが予想される。PARは、水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため、PARにより上昇気流が発生し、原子炉建屋地上4階の水素は、自然対流により拡散される。これらを考慮し、設置位置は、水素が最終的に滞留する原子炉建屋地上4階の天井付近とする。（図2-23参照）

なお、局所エリアに漏えいした水素を早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するために有益な情報になることから、局所エリアに漏えいした水素を測定するため原子炉建屋水素濃度を設置し、事故時の監視性能を向上させる。（図2-24から図2-26参照）

これにより、原子炉格納容器内にて発生した水素が漏えいする可能性のある箇所での水素濃度と、水素が最終的に滞留する原子炉建屋地上4階での濃度の両方が監視できることとなり、原子炉建屋原子炉区域内全体での水素影響を把握することが可能となる。

### 2.3.2 水素濃度監視設備の主要仕様

#### (1) 機器仕様

種類：熱伝導式水素検出器

計測範囲：0～20vol%

個数：8個

(2) 配置場所

水素濃度検出器の配置場所を図 2-23 から図 2-26 に示す。

K6 ① VI-1-8-2-別添 1 R0

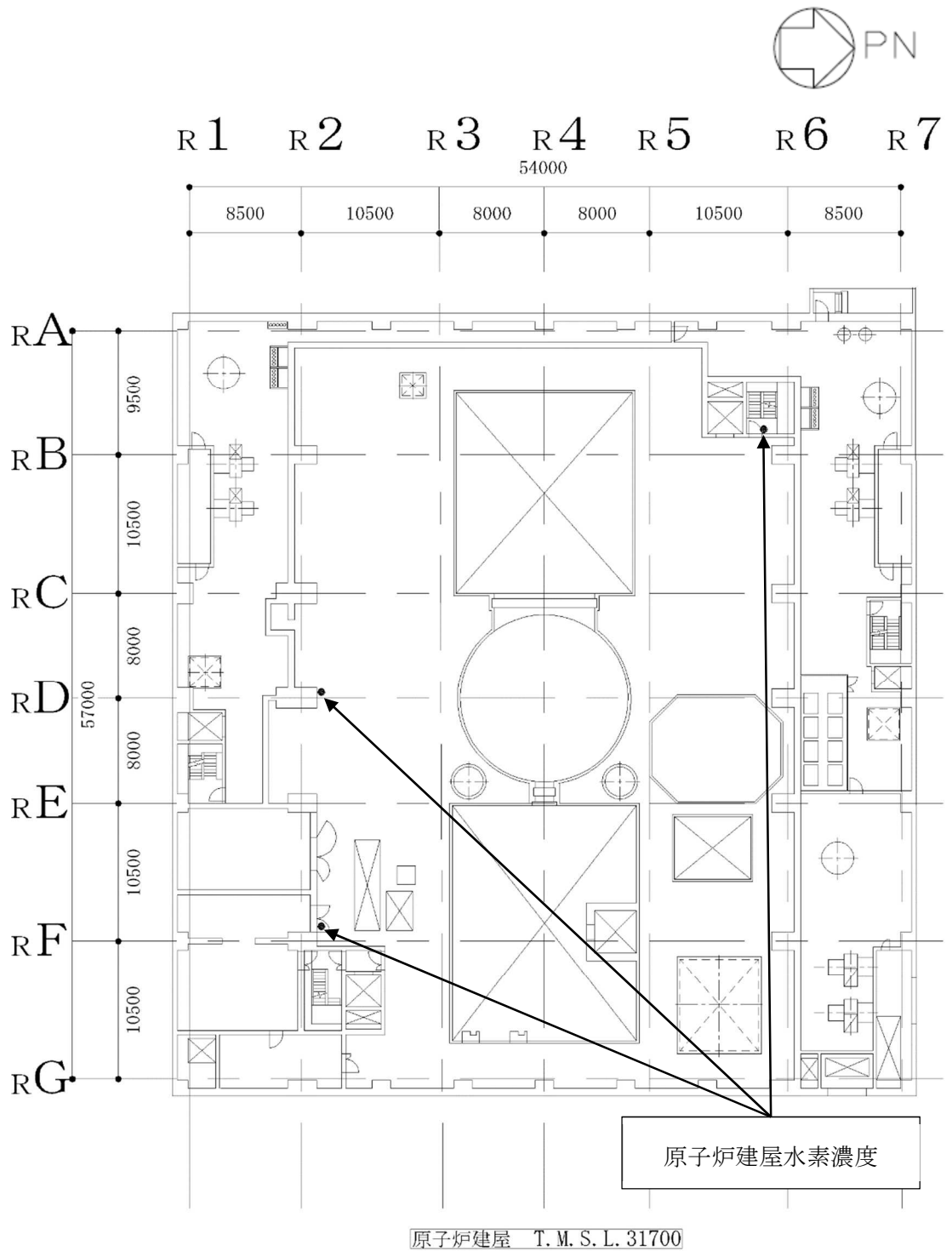


図 2-23 原子炉建屋水素濃度検出器配置図 (原子炉建屋地上 4 階)

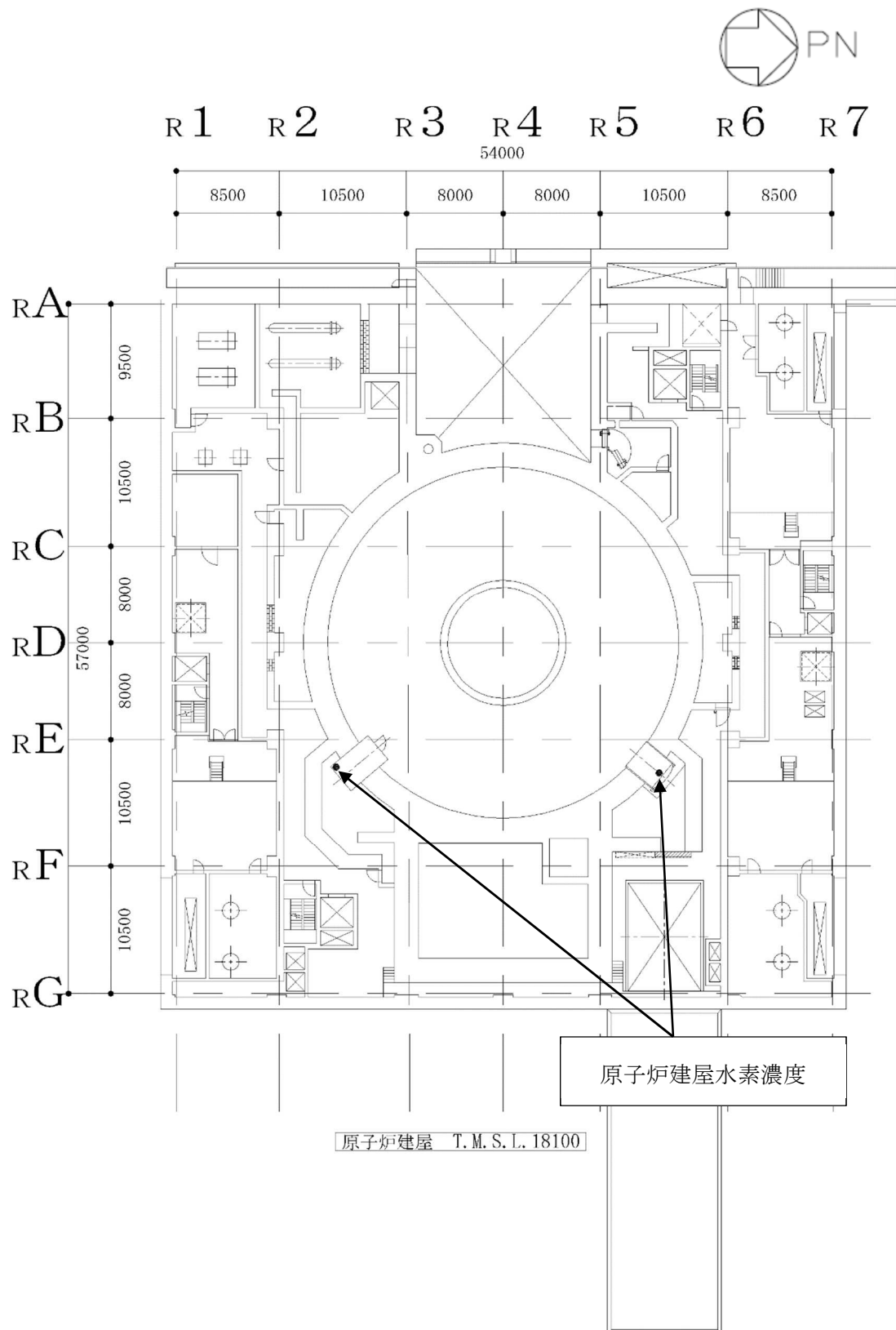


图 2-24 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地上 2 階）

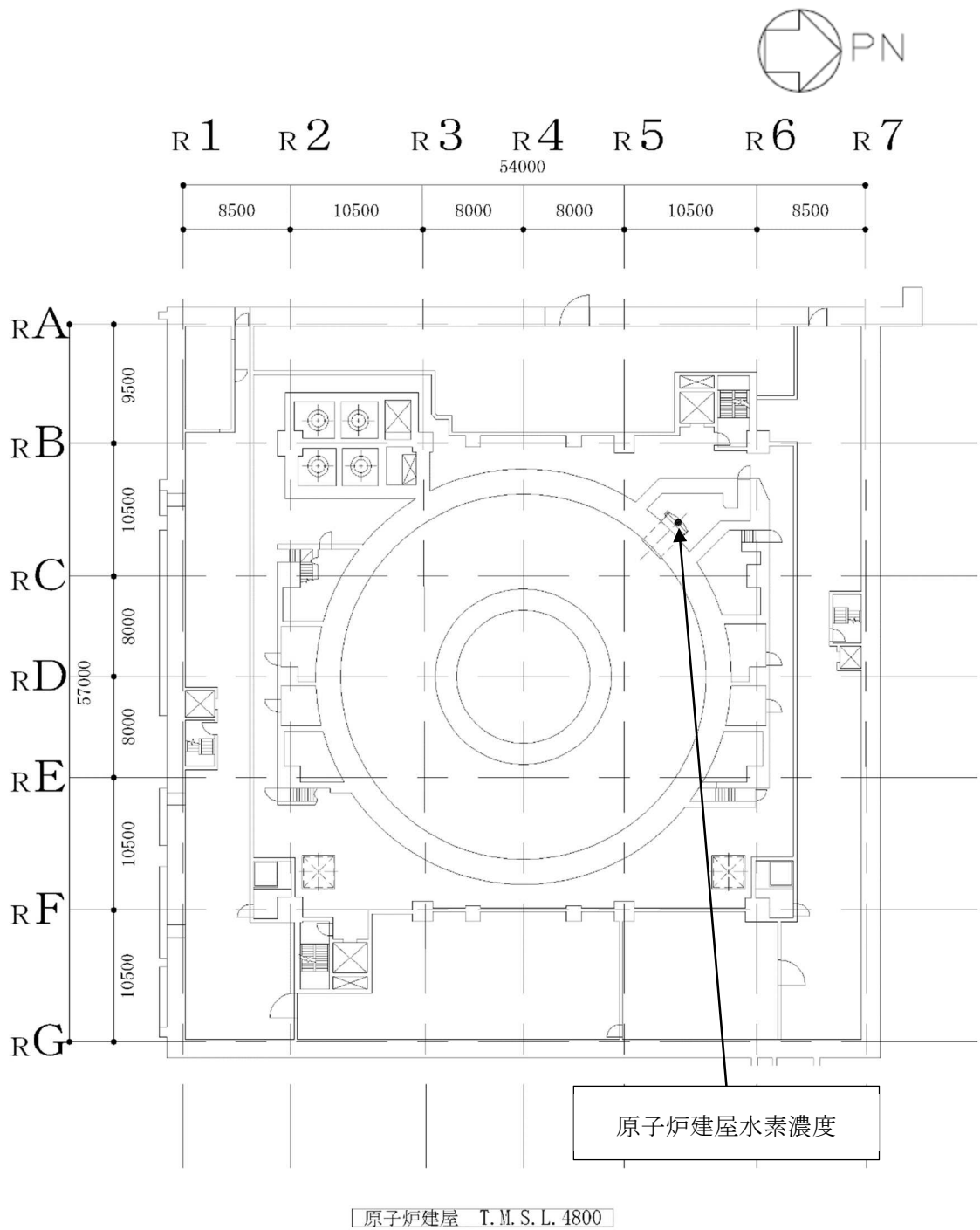


图 2-25 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地下 1 階）

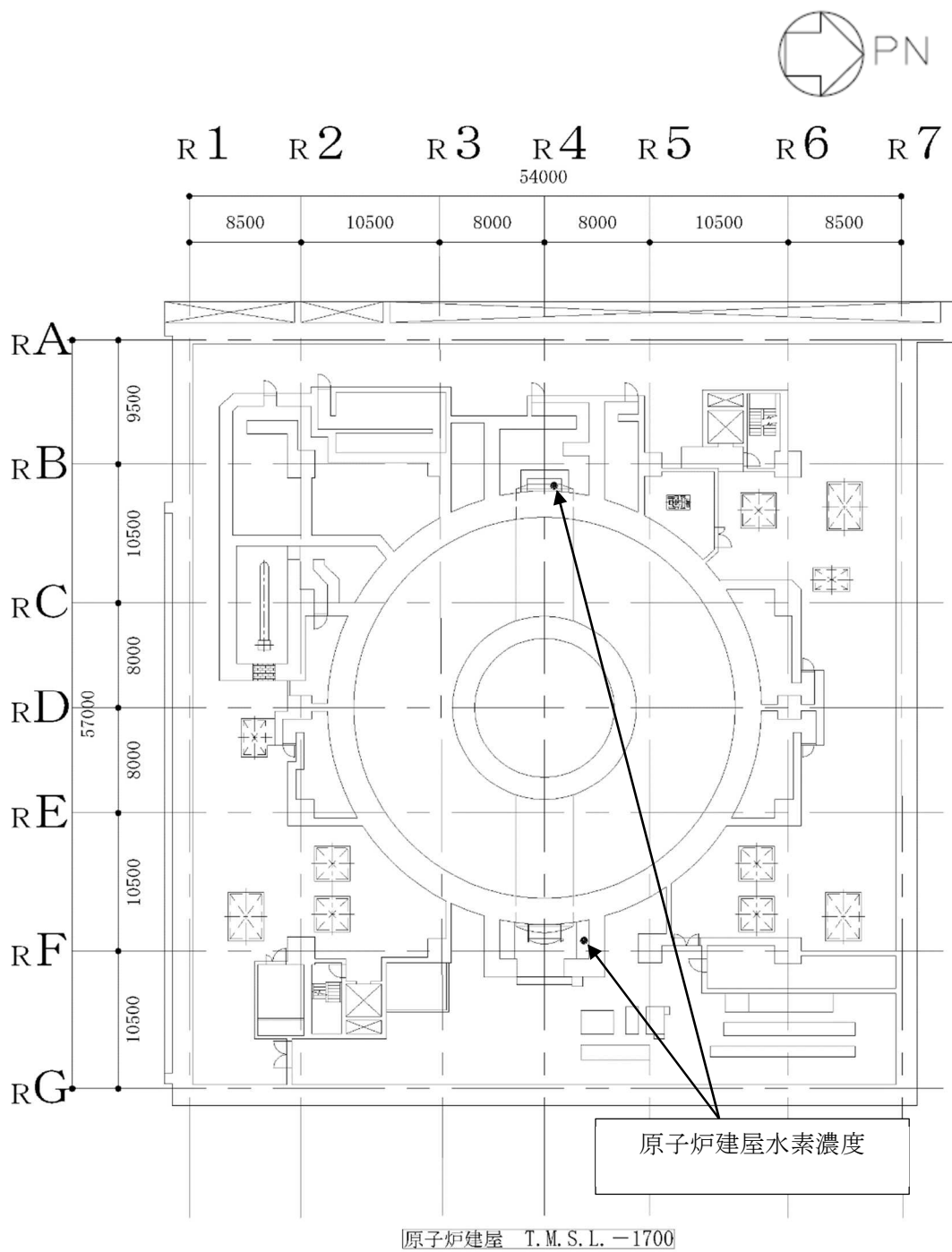


図 2-26 原子炉建屋水素濃度検出器配置図 (原子炉建屋地下 2 階)



(3) システム構成

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電気信号を、中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、原子炉建屋水素濃度を中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に指示し、記録する。原子炉建屋水素濃度の概略構成を図2-27、2-28に示す。

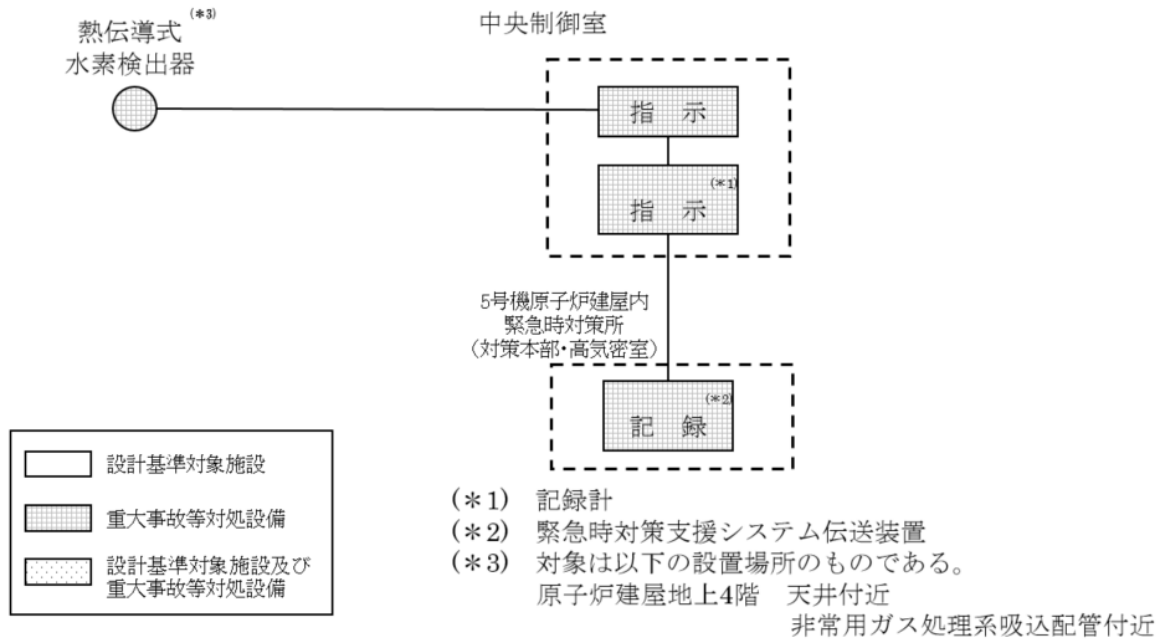


図 2-27 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

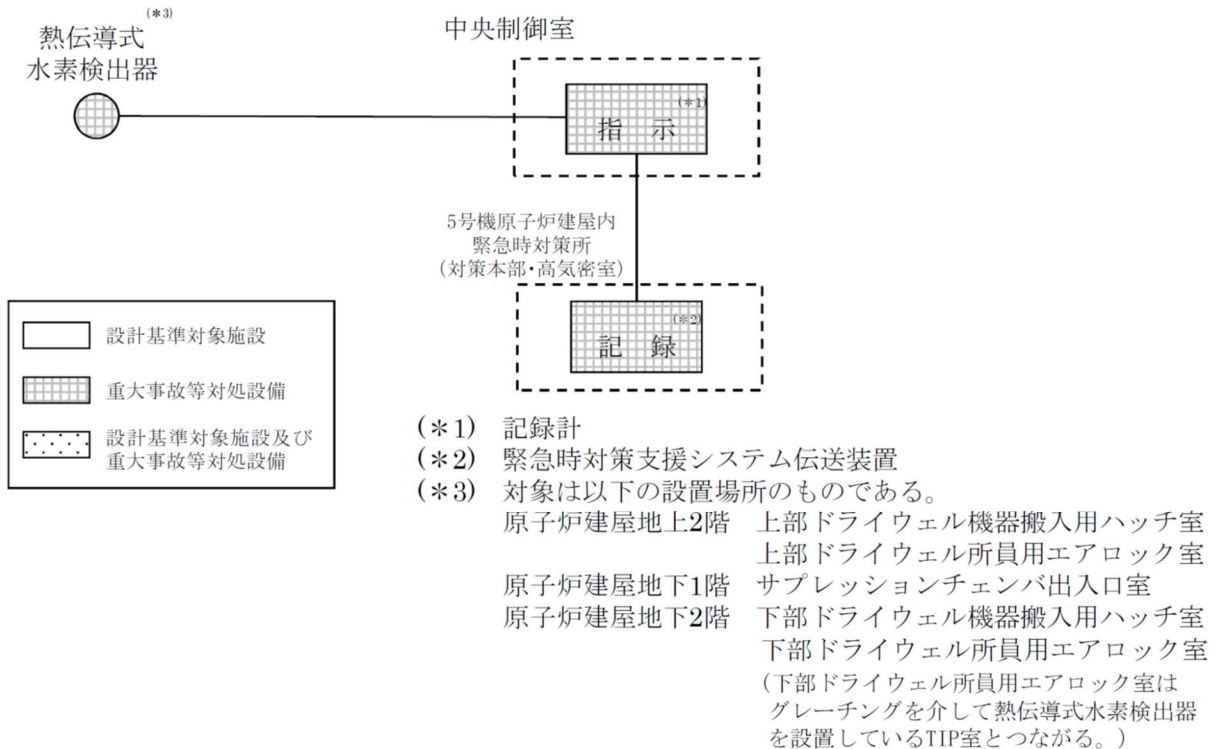


図 2-28 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

(4) 代替電源の確保

原子炉建屋内の水素濃度を測定するために必要な計器の電源は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から供給が可能な設計としている（図2-29参照）。

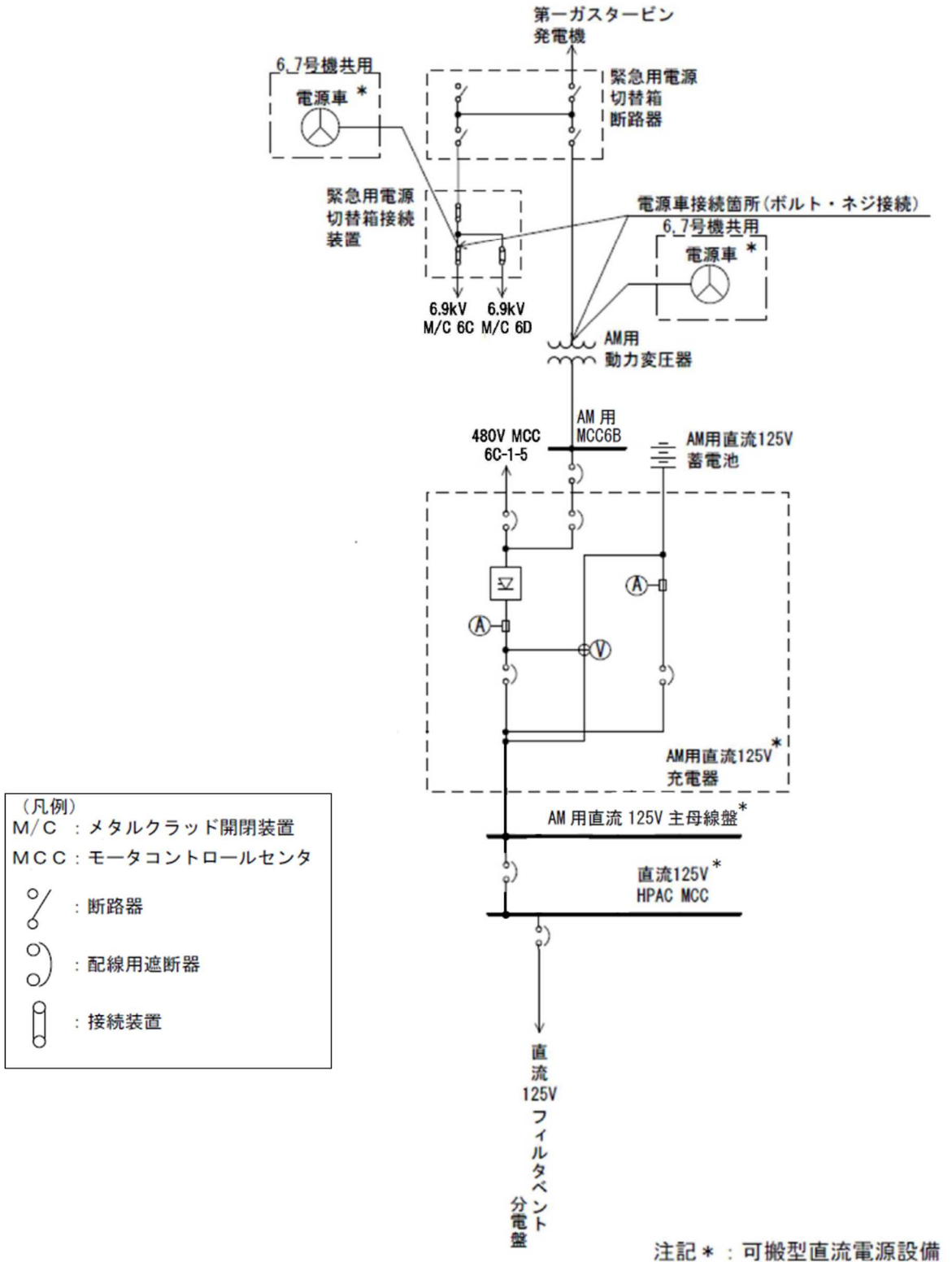


図 2-29 単線結線図

## 静的触媒式水素再結合器の性能確認試験について

メーカーによる開発試験により静的触媒式水素再結合器（以下「PAR」という。）の基本性能評価式が設定され、様々な環境下での PAR の性能確認のため、国際的な実証試験が実施されている。以下に性能評価式の導出、様々な環境下における PAR の性能評価等を示す。

## 1. 基本性能評価式の設定

基本性能評価式の設定、PAR 設置位置の違いによる性能評価を目的とし、PAR 開発試験として、Battelle MC の試験が実施されている。

試験条件を表 1-1、試験体概要を図 1-1 に示す。複数の部屋に区画された試験装置内に PAR を設置したのち、水素を注入し、各部屋での水素濃度等を測定している。

図 1-2 は、R 5 の部屋に PAR を設置し、雰囲気蒸気条件にしたのちに R 5 の部屋へ水素を注入したケースの試験概要を示している。この試験ケースにおける各部屋の水素濃度変化を図 1-3 に示す。触媒反応によって生じる対流等の効果により、水素濃度分布は、ほぼ均一になっていることが分かる。得られた試験結果をもとに、PAR の入口・出口における水素濃度の差より算出した再結合効率を図 1-4 に示す。再結合効率は、約 85% (0.846) となっている。

基本性能評価式は、この試験を通じて設定されており、以下に導出過程を示す。

メーカーにおいて、PAR への流入量と水素濃度の相関は、以下の式で表されると仮定している。

$$Q = a \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^b \quad \dots\dots\dots \text{式(1)}$$

Q : PAR への流入量 [m<sup>3</sup>/s]

C<sub>H<sub>2</sub></sub> : 水素濃度 [vol%]

a : 定数

b : 定数

単位時間当たりの水素処理容量は、単位時間当たりに PAR へ流入する水素量と PAR の性能を示す再結合効率により表され、以下となる。

$$DR = Q \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right) \times \gamma \times \eta \quad \dots\dots\dots \text{式(2)}$$

DR : 水素処理容量 [kg/s]

γ : 水素密度 [kg/m<sup>3</sup>]

η : 再結合効率

試験における測定値による水素処理容量は、以下となる。

$$DR = \frac{dC_{H2}}{dt} \times V_c \times \gamma \quad \dots\dots\dots \text{式(3)}$$

$\frac{dC_{H2}}{dt}$  : 水素濃度変化率

$V_c$  : 試験容器体積 [m<sup>3</sup>]

式(2)及び式(3)より、試験における PAR への流入量は、水素濃度変化の測定値から求まる。

$$Q = \frac{dC_{H2}}{dt} \times V_c \div \left( \frac{C_{H2}}{100} \times \eta \right) \quad \dots\dots\dots \text{式(4)}$$

式(4)による流入量と、その時の水素濃度のデータより、式(1)の定数 a, b は、フィッティングにより決定される。

a =

b = 0.307

式(1)、式(2)より水素処理速度は、以下のように表される。

$$DR = a \times \left( \frac{C_{H2}}{100} \right)^{b+1} \times \gamma \times \eta \quad \dots\dots\dots \text{式(5)}$$

ここで、水素密度は気体の状態方程式に従い、次式で表される。

$$\gamma = \frac{P}{T \times R_{H2}} \quad \dots\dots\dots \text{式(6)}$$

P : 圧力 [10<sup>5</sup>Pa]

T : 温度 [K]

R<sub>H2</sub> : 水素の気体定数 [10<sup>5</sup>J/kg・K]

式(5)、式(6)により、PAR の水素処理容量は、次式で表される。

$$DR = \frac{a \times \eta}{R_{H2}} \times \left( \frac{C_{H2}}{100} \right)^{b+1} \times \frac{P}{T} \quad \dots\dots\dots \text{式(7)}$$

$$\frac{a \times \eta}{R_{H2}} = A = \input{width: 50px; height: 15px; type="text"}, \quad b + 1 = 1.307$$

式(7)にスケールファクタを乗じたものが別添1 2.1.3 の式 (2.1) に示す PAR の基本性能評価式となる。

表 1-1 試験条件

--



図1-1 試験体概要図

図1-2 試験概要



図1-3 試験結果（各部屋の水素濃度変化）

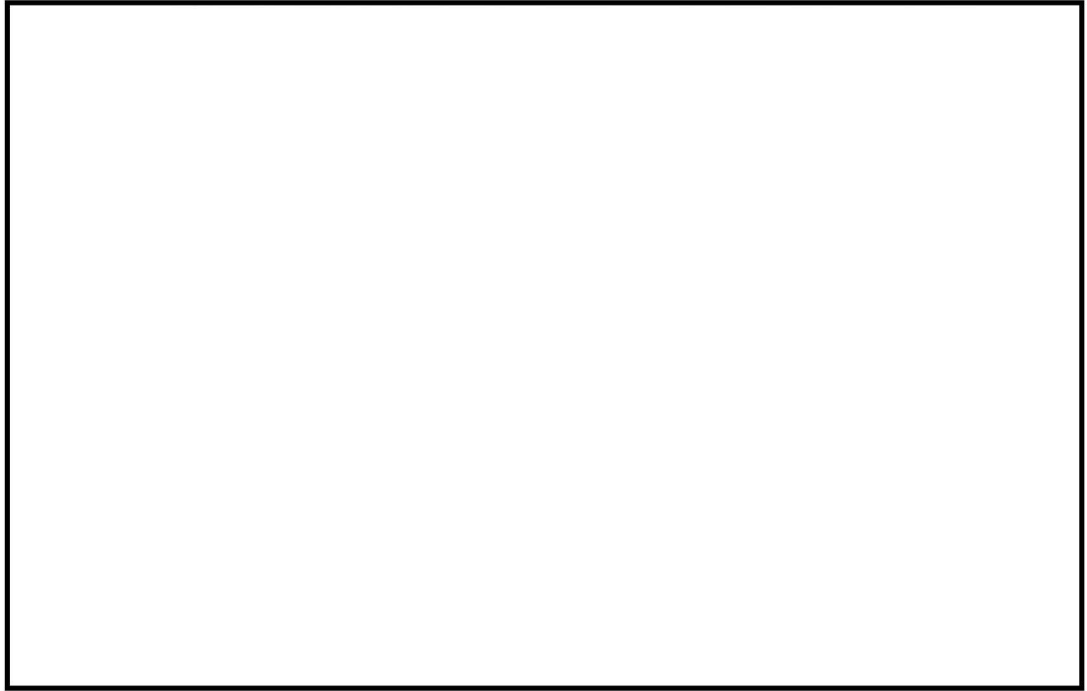


図 1-4 試験結果 (再結合効率の算出)

2. 雰囲気の違いによる PAR の性能影響

NRC（米国原子力規制委員会）の委託により，PAR の性能試験が SNL（サンディア国立研究所）で実施されている。試験条件を表 2-1 に，試験装置の全体写真を図 2-1 に，試験装置内の PAR 配置を図 2-2 に示す。

表 2-1 試験条件

--

K6 ① VI-1-8-2-別添 1 別紙 1 R0



図 2-1 試験装置の全体写真

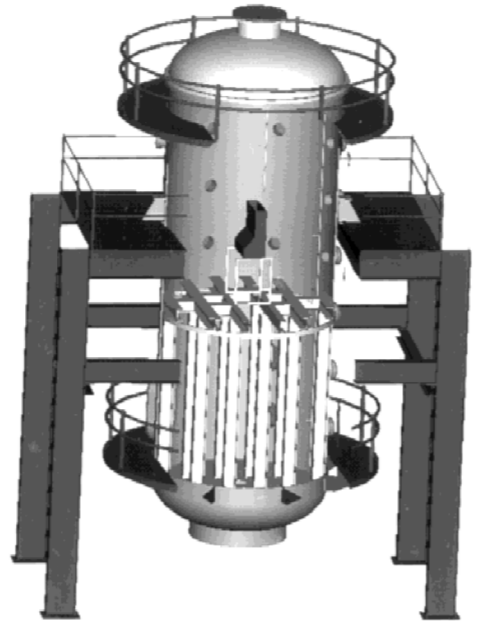


図 2-2 試験装置内の PAR 配置

## 2.1 蒸気環境下での影響

蒸気環境下での影響について確認した試験条件を表 2-2 に、試験結果を図 2-3 に示す。空気と水蒸気が各々約 50%の環境下に 0~6vol%水素濃度の水素ガスを注入した場合において、PAR は性能を発揮することが確認されており、水蒸気濃度 50%以下であれば性能に影響はない。

表 2-2 試験条件 (蒸気環境による影響)

<div style="border: 1px solid black; height: 100%; width: 100%;"></div>
---

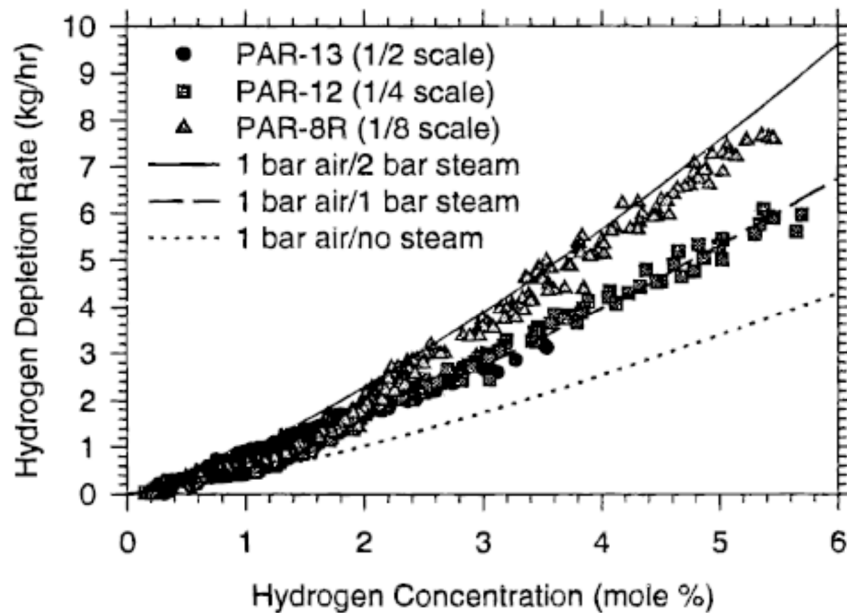


図 2-3 試験結果 (蒸気環境による影響)

重大事故時に原子炉格納容器から 10%/day でガスが原子炉建屋原子炉区域に漏えいした場合の原子炉建屋地上 4 階の水蒸気濃度を図 2-4 に示す。

図 2-4 のとおり、重大事故時において、水蒸気濃度は、50vol%に達することはなく、水蒸気による影響はない。

また、使用済燃料貯蔵プールの沸騰により大量の蒸気が発生した場合、蒸気により水素は、希釈され、原子炉建屋地上 4 階の水素濃度及び酸素濃度は低下し、可燃限界に達することはないと考えられる。



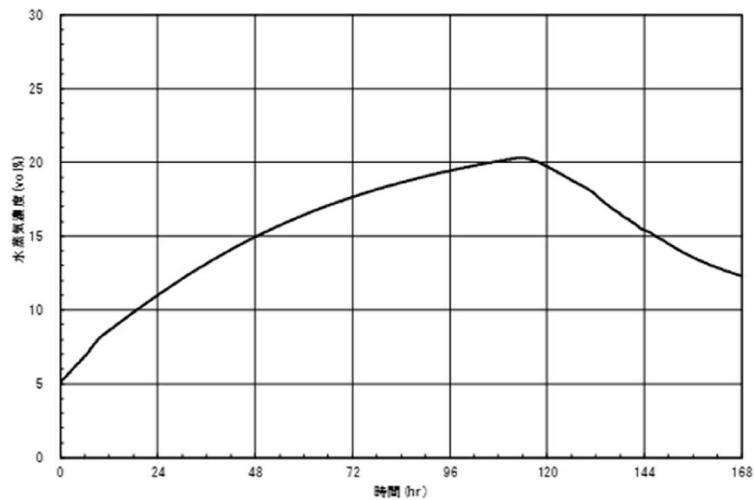


図 2-4 原子炉建屋地上 4 階の水蒸気濃度 (10%/day 漏えい条件)

(1) 蒸気環境下における疎水コーティングの有無が与える影響

蒸気環境下において、疎水コーティングの有無が PAR の処理能力に与える影響について確認した試験条件を表 2-3 に、試験結果を図 2-5 に示す。

表 2-3 試験条件 (蒸気環境下における疎水コーティングの有無の影響)

--

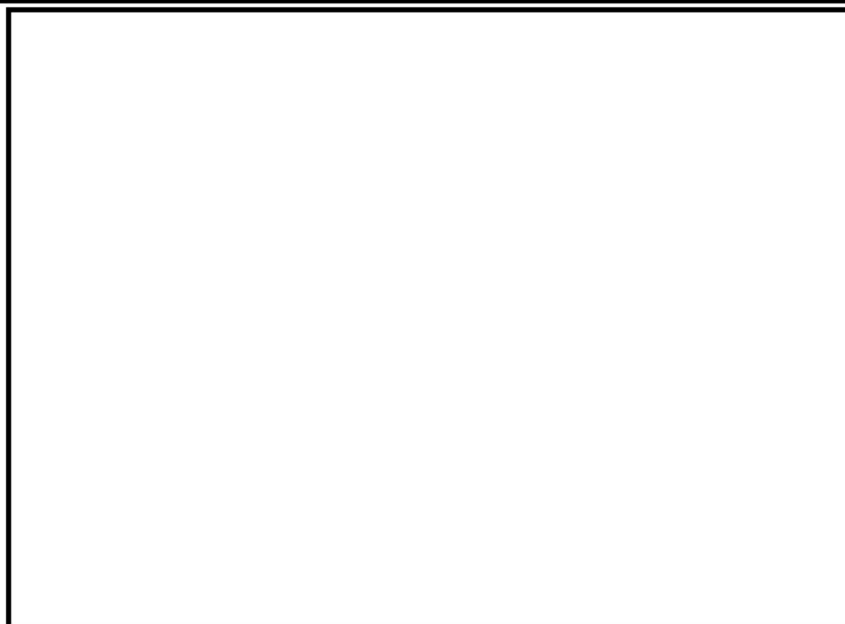


図 2-5 試験結果 (蒸気環境下における疎水コーティングの有無の影響)

表 2-3 に示すとおり，PAR-8R については，1/8 スケール，高水蒸気濃度環境下及び疎水コーティングを施していない状態での試験であるが，図 2-5 に示すとおり，0.250kg/h 以上の処理容量を有している。なお，図 2-5 に示す試験のうち，PAR-12 及び PAR-13 については，疎水コーティングを施した状態での試験である。

以上のことから，高水蒸気濃度環境下における疎水コーティングの有無が PAR による水素処理に与える影響はない。

## 2.2 低酸素環境下での影響

EPRI（米国電力研究所）と EDF の合同により、CEA（フランス原子力庁）の Cadraiche 研究所の KALI 施設を用いた試験において、低酸素濃度条件下での影響について確認されており、試験条件を表 2-4 に、試験結果を図 2-6 に示す。試験条件としては、初期水素濃度及び酸素濃度以外は同じ雰囲気条件としており、図 2-6 に示すように、酸素濃度が低い場合、水素と酸素による再結合反応が進まなくなることから、PAR の性能が低下していることが分かる。また、N4/2 の試験ケースで酸素が十分であると想定して基本性能評価式を用いて水素処理容量を算出した場合、N6/22 及び N13/7 の試験結果と相違ないことから、低酸素環境下では PAR の性能が低下するといえる。

柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機の場合、水素発生量に比べて十分な酸素量を有しており、酸素濃度による影響はない。

表 2-4 試験条件（酸素濃度による影響）

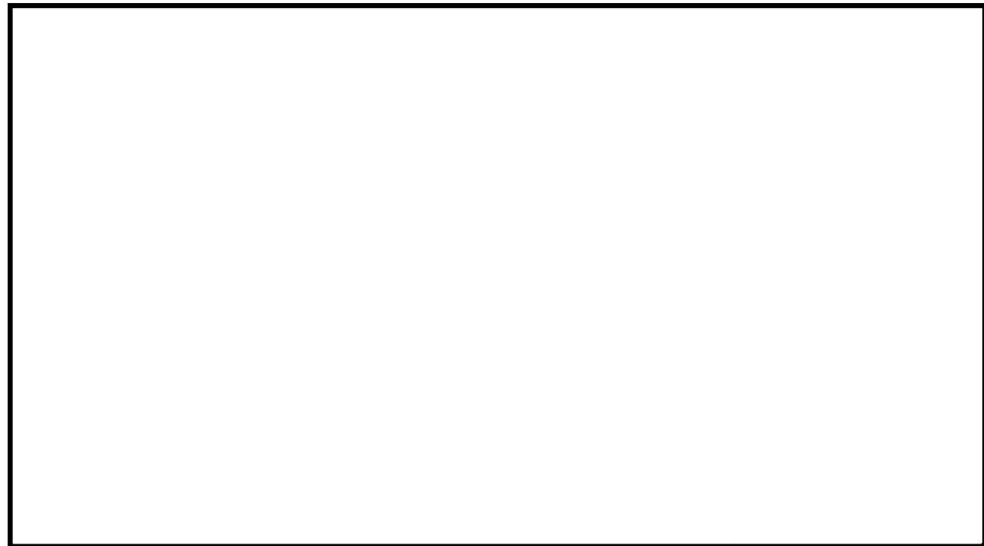


図 2-6 試験結果（酸素濃度による影響）

### 3. 基本性能評価式の保守性

触媒カートリッジ 88 枚相当の試験体 (1/1 スケール) を用いた Battelle MC 試験結果に基づき基本性能評価式が設定され、その後、触媒カートリッジの寸法及び設置間隔を保ったままカートリッジ枚数が 44 枚 (1/2 スケール)、22 枚 (1/4 スケール)、11 枚 (1/8 スケール) である小型化された PAR が開発された。

これらの小型 PAR は、単位流路面積当たりの触媒カートリッジ表面積が同一となるよう、ハウジングの開口面積の比も 1/2, 1/4, 1/8 としていることから、水素処理容量がカートリッジ枚数に比例するものとして、スケールファクタが設定されている。また、試験等のために触媒カートリッジの高さ以外の寸法を変更している場合でも、触媒カートリッジの設置間隔を同じにすることで、同様にスケールファクタは、ハウジングの開口面積の比で整理できる。基本性能評価式 (式 (7)) にこのスケールファクタを乗じたものが小型 PAR の基本性能となる。

SNL 試験では、1/2, 1/4, 1/8 スケールの試験体で性能が確認されている。スケール毎に正規化した試験結果 (例えば 1/8 スケールの PAR は 8 倍) と基本性能評価式との比較を図 3-1 に示す。表 2-2 に示したとおり、各スケールの試験条件は「1bar 空気, 1bar 蒸気」であることから、基本性能評価式は「1 bar air/1 bar steam」を参照する。

試験結果と基本性能評価式による計算結果を比較すると、試験結果の値の方が大きく、基本性能評価式は保守的であることを示している。

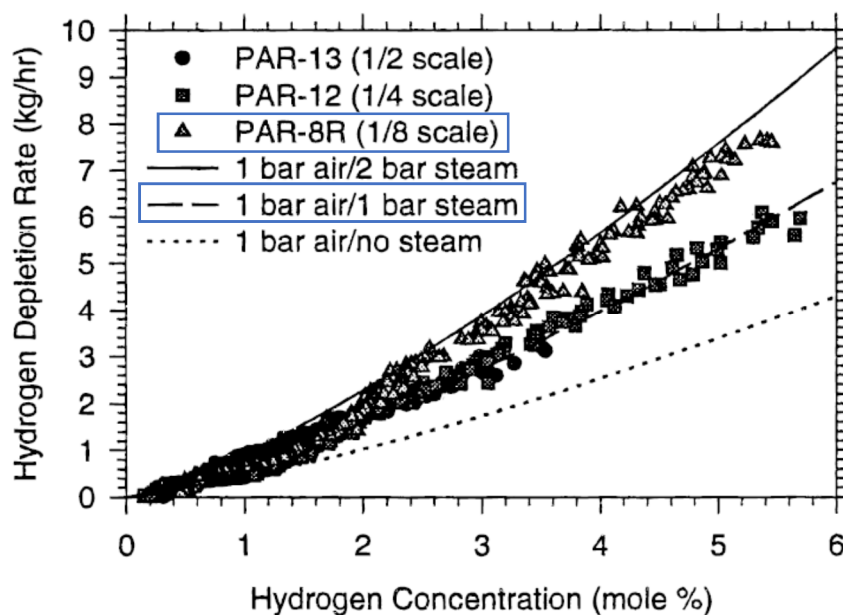


図 3-1 SNL 試験結果と基本性能評価式との比較

4. PAR の結合反応開始の遅れの影響

PAR の結合反応の開始水素濃度について、SNL 試験にて確認されている。表 4-1 に試験条件及び反応開始水素濃度を示す。雰囲気条件の違いに関わらず、水素濃度 1vol%未満で PAR による結合反応を開始している。

GOTHIC による原子炉建屋原子炉区域の水素濃度解析においては、PAR による反応開始水素濃度を 1.5vol%に設定しており、PAR の起動に対して余裕を持たせている。解析結果においても、原子炉建屋原子炉区域の水素濃度を可燃限界未満に抑制していることから、PAR の反応開始遅れの影響はないと考える。

表 4-1 SNL 試験の試験条件及び反応開始水素濃度



## 5. PAR の最高使用温度

PAR の最高使用温度は、THAI 試験結果に基づき 300°C に設定している。THAI 試験は、OECD/NEA（経済協力開発機構/原子力機構）の TAHI PROJECT にて、各メーカーの PAR の性能確認のため実施された試験である。試験装置及び試験体の概要を図 5-1 に示す。

図 5-2 に示すとおり、THAI 試験では PAR 各部の温度を測定しており、PAR の最高使用温度を設定する上では、PAR 内部を通過するガス温度のうち、触媒の反応熱が加味される触媒通過後の排気温度を考慮する。

試験では、注入口から水素を供給して試験装置内の水素濃度を上昇させた後、水素供給を停止して試験装置内の水素濃度を低下させ、PAR 各部の温度の時間変化を確認している。

図 5-3 は、PAR 入口水素濃度と各部温度の時間変化を示したもので、図 5-4 は、各部の温度履歴を PAR 入口水素濃度に対して図示したものである。

試験開始から 115～130 分の水素濃度が一定の時は、発熱量は変わらず温度は変化しない。水素濃度上昇時は反応熱が増加するが、各部の熱容量等の影響により温度上昇は遅れ、水素濃度低下時は反応熱が低下するが、各部の放熱速度等の影響により温度低下は遅れる傾向にある。

図 5-3 及び図 5-4 より、ガス温度の中でも高い温度で推移している測定点（359 KTF gas2）でも、水素濃度 4vol% の温度は、水素濃度低下時においても 300°C を下回っていることが分かる。したがって、PAR の最高使用温度を 300°C とすることは妥当と考えられる。

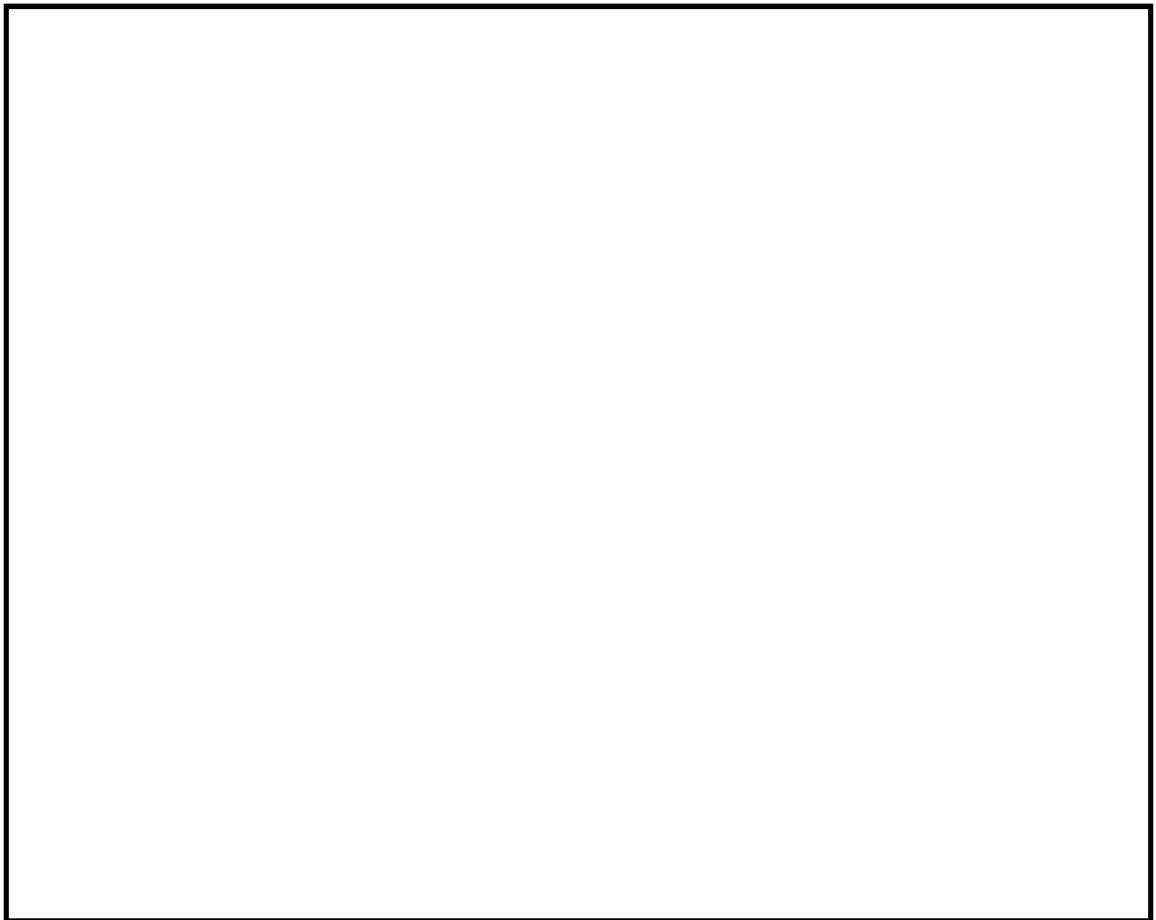


図 5-1 試験装置及び試験体の概要

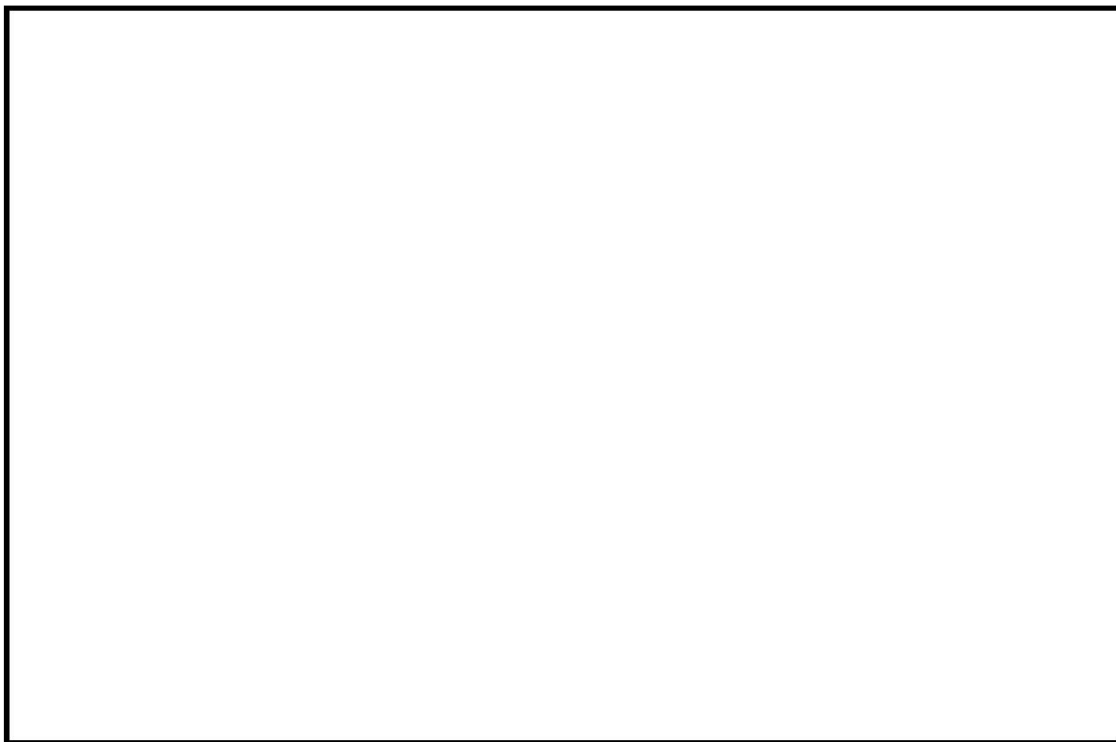


図 5-2 試験体の温度測定点



図 5-3 温度及び PAR 入口水素濃度の時間変化

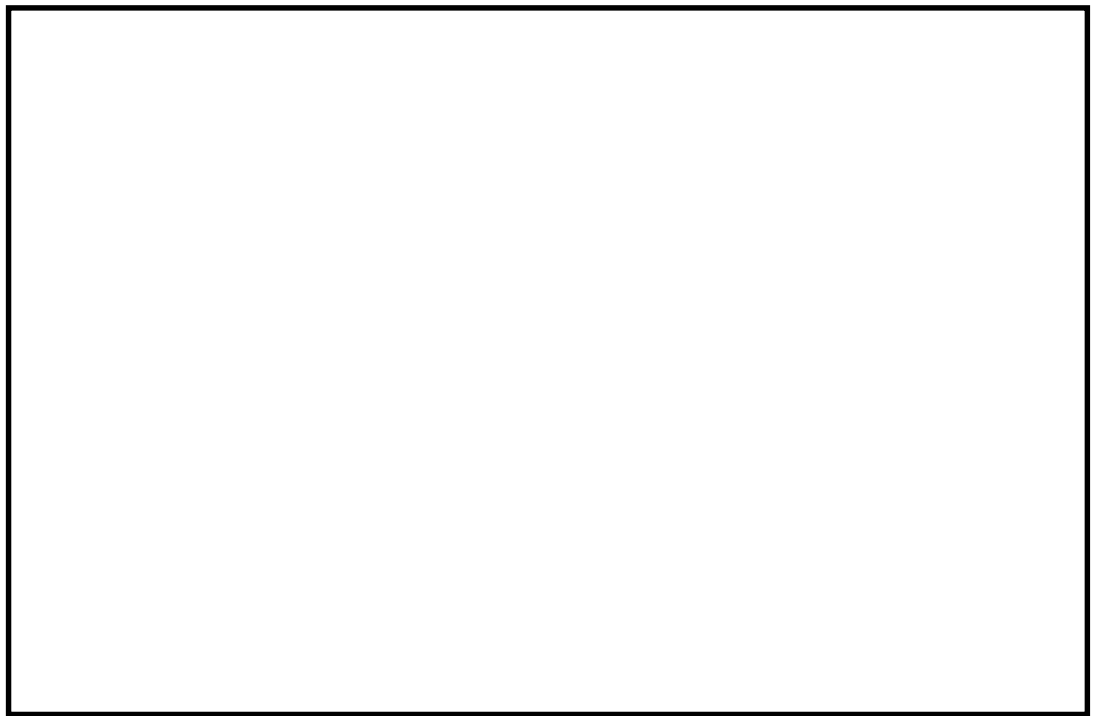


図 5-4 温度及び PAR 入口水素濃度の関係



## 6. チムニーの影響について

水素低減性能試験において、PAR にチムニー(煙突)を取り付けることにより、水素低減性能が大きくなることが確認されている。煙突が取り付けられていない場合、高さ 500mm の煙突が取り付けられた場合、高さ 1000mm の煙突が取り付けられた場合の水素低減性能の係数について、製造メーカー社内の試験プログラムの中で確認されており、煙突が取り付けられていない場合と比較して高さ 500mm の煙突が取り付けられた場合は 1.15 程度、高さ 1000mm の煙突が取り付けられた場合は 1.25 程度という数字が報告されている。

SNL 試験では、高さ 500mm の煙突が取り付けられた PAR で水素低減性能試験を実施している。柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機に設置されている PAR は煙突が取り付けられていないため、図 3-1 で示す水素処理容量(kg/h)を  $1/1.15$  することで柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機に設置されている PAR の構造を考慮した場合の水素処理容量と比較できる。

水素濃度 4vol%時に着目すると、チムニーの影響を考慮しても、水素処理容量は 0.250kg/h (1 基当たり) よりも十分大きな値であることから、柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機に設置されている PAR の水素処理容量は妥当であると考えられる。

## 7. 引用文献

- (1) Behrens U. et al., “EXPERIMENTAL INVESTIGATIONS OF THE BEHAVIOR OF THE NIS-DEVELOPED CATALYST MODEL MODULE UNDER VARIOUS SYSTEM CONDITIONS AND ARRANGEMENTS”, Battelle Institute, Volume I and II, March 1991
- (2) Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners (PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.2 Test Data for NIS PARs, EPRI (1997)
- (3) Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN SURTESY TEST”, Nuclear Technology Vol.129 March 2000
- (4) “EFFECTS OF INHIBITORS AND POISONS ON THE PERFORMANCE OF PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINERS (PARs) FOR COMBUSTIBLE GAS CONTROL IN ALWRs”, the EPRI ALWR Program, May 1997
- (5) T. Kanzleiter, “QUICK LOOK REPORT HYDROGEN RECOMBINER TESTS HR-14 TO HR-16 (TESTS USING A NIS PAR), AREVA, AECL AND NIS PAR COMPARISON”, OECD-NEA THAI Project, 150 1326-HR-QLR-4, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, October 2009
- (6) S. Gupta, E. W. Schmidt-Naujok, “QUICK LOOK REPORT HYDROGEN RECOMBINER TESTS WITH NIS PAR (HR-40, HR-41, and HR-42)”, 70211-HR40-42-QLR, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, November 2013
- (7) S. Gupta, E. Schmidt, G. Langer, “TECHNICAL REPORT PAR PERFORMANCE TESTS, TESTS WITH NIS PAR HR-40, HR-41, HR-42”, 1501420-TR-HR-40-42, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, July 2014

## 反応阻害物質ファクタについて

炉心損傷を伴う重大事故時において、原子炉格納容器内による化セシウム等の粒子状放射性物質、ガス状よう素、蒸気等が発生する。これらが原子炉建屋地上4階へ漏えいした場合、静的触媒式水素再結合器（以下「PAR」という。）の性能に影響を与える可能性があるため、影響評価を行う必要がある。

粒子状放射性物質については、沈着や格納容器スプレイにより除去されることから、原子炉建屋地上4階への漏えい量は十分小さく、PARに対する放射線量が上昇する等の影響はないと考えられる。なお、PARは、 Gyの線量下においても所要の性能を発揮できる設計としており、重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域の $1.1 \times 10^4$  Gy/7日間程度の環境において、性能が低下することはない。

また、別紙1に示したように、蒸気環境下による性能への影響はないと考えられる。

したがって、影響因子としてはガス状よう素を対象とし、以下のとおりPARの性能への影響を評価する。

## 1. ガス状よう素による影響

事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は、約29.1kgであり、原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を100%、Regulatory Guide 1.195に基づき、無機よう素生成割合を91%、有機よう素生成割合を4%とする。また、原子炉格納容器内の自然沈着による除去効果については、有機よう素に対しては考慮せず（DF1）、無機よう素に対してはDF20を考慮する。

上記の保守的な条件で原子炉建屋地上4階に存在するよう素濃度を算定すると、 $68.92 \text{ mg/m}^3$ となる。

よう素による影響を確認するために行われたBattelle MC試験の試験条件を表1-1に、試験結果を図1-1に示す。試験は、蒸気環境下において空間に対するよう素割合約  $\text{mg/m}^3$ で実施しており約15%性能低下していることが確認されている。

試験条件と比べて柏崎刈羽原子力発電所第6号機で想定されるガス状よう素濃度は、十分に小さく、影響は小さいと考えるが、よう素環境下でのPARの性能低下を考慮し、反応阻害物質ファクタとして「0.5」を設定する。

なお、反応阻害は、よう素が触媒に付着することで起こるものであり、スケールファクタが変わっても、PAR内部の流速は一律であり、付着するよう素の割合は変わらないため、ガス状よう素による影響評価にスケールファクタを考慮する必要はない。

表1-1 試験条件（よう素の影響）

--

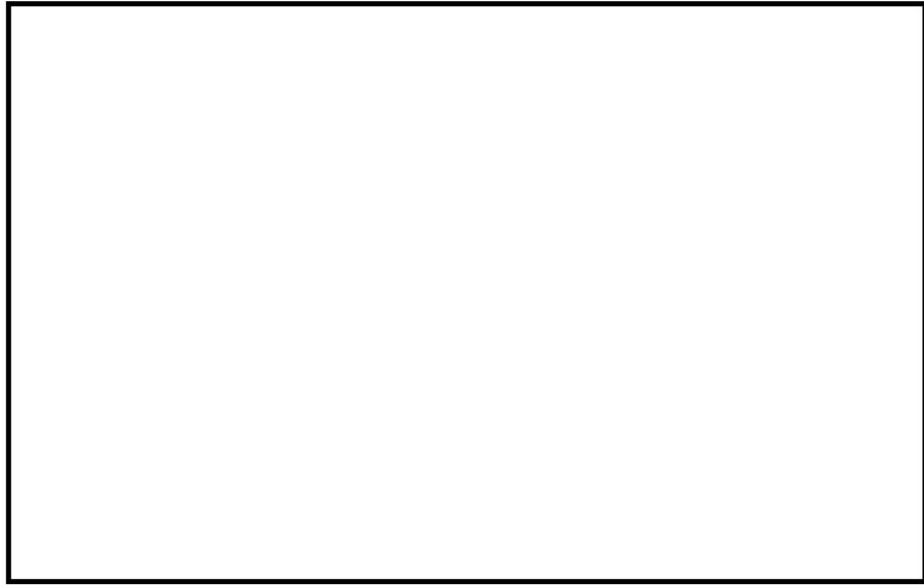


図1-1 試験結果（よう素の影響）

本試験は、表1-1に示す条件でよう素による触媒性能低下の影響を確認しているが、本試験結果が実機条件に適用できるかを確認するために、本試験結果における水蒸気濃度、温度及び圧力の影響について示す。

触媒の被毒は、強力な化学吸着による触媒反応の阻害によって発生する。したがって、よう素による被毒は、よう素によるパラジウム原子の物理的な閉塞により発生する（図1-2参照）。水蒸気濃度と圧力は、パラジウム表面に結合しているよう素の状態を変えられないため、基本的には水蒸気濃度及び圧力は、よう素による被毒効果に与える影響はないと考えられる。なお、水蒸気については、触媒に被膜ができること等による物理的な触媒性能低下の影響が考えられるが、それについては「別紙1 2.1 蒸気環境下での影響」のとおり、有意な影響はないことを確認している。さらに、触媒粒には疎水コーティングが施されていることから、水蒸気による性能低下を防ぐ設計考慮がなされている。

また、本試験条件は、柏崎刈羽原子力発電所第6号機の事故時に想定される環境と比較し、よう素濃度、水蒸気濃度は保守的な条件となっている。これらを踏まえ、本試験結果における水蒸気濃度、圧力が与える大きな影響はない。

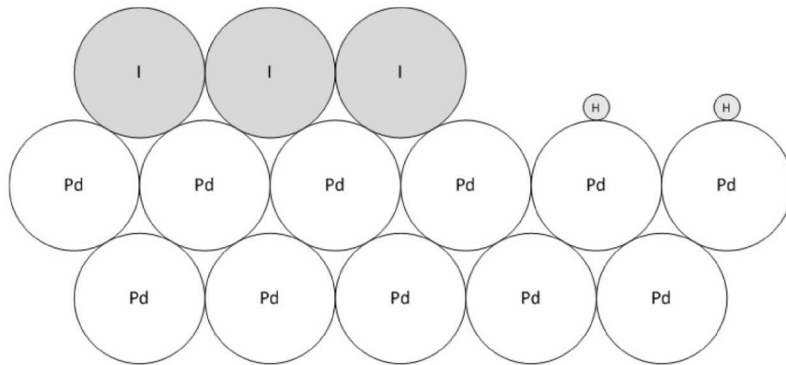


図1-2 パラジウムへのよう素の結合の概略図

一方、温度については、触媒周りの温度が200℃付近の高温になると、吸着されたパラジウムとよう素が分離し、パラジウムは触媒機能を回復する知見が既往研究より確認されている（図1-3参照）。これは、温度が上がったことにより化学結合状態が壊れてパラジウムとよう素が分離する状況になったことによるものと考えられる。



図1-3 再結合効果と温度の関係

PARは、再結合反応を始めると、触媒温度が上昇し触媒自体は200℃を超える高温状態になる。NIS社製PAR触媒は、粒型の触媒粒をカートリッジに敷き詰めた構造になっており、被毒物質に全ての触媒が覆われることを防ぐことが設計上配慮されている。よって、被毒されていない部分は、再結合反応が始まり、それに伴い触媒粒の温度が上昇することで、被毒された部分の吸着されたパラジウムとよう素が分離することで触媒機能が回復する傾向になると考えられる。

すなわち、よう素による被毒は、再結合反応開始時に影響するものであるが、反応が開始すると、触媒温度上昇が支配的となり、試験条件としての温度は、影響を無視できるものと考えられる。よって、本試験結果に示す触媒性能低下評価において、温度条件は大きな影響を与えるものではない。

## 2. 引用文献

- (1) “EFFECTS OF INHIBITORS AND POISONS ON THE PERFORMANCE OF PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINERS (PARs) FOR COMBUSTIBLE GAS CONTROL IN ALWRs”, the EPRI ALWR Program, May 1997

## 静的触媒式水素再結合器の周辺機器に対する悪影響防止について

静的触媒式水素再結合器（以下「PAR」という。）は水素処理が始まると触媒温度が上昇するため、PARの温度上昇が周辺機器に悪影響を与えないためのPARの設置方針を検討した。PARの温度上昇が周辺機器に悪影響を与える評価項目としては、「1. PARハウジングからの熱輻射による熱影響評価」及び「2. PAR排気ガスによる熱影響評価」があり、それらの検討結果を以下に示す。

## 1. PARハウジングからの熱輻射による熱影響評価

PARハウジングが最高使用温度である300℃の状況で、ハウジングからの熱輻射による温度と距離の関係を評価した。

周辺機器の温度は、原子炉建屋地上4階の熱伝達率により異なる。熱伝達率は、以下のユルゲスの式より計算する。

$$h=5.6+4.0u$$

ここで、 $u$  [m/s] は、気流速度である。PARの設計条件である10%/dayのケースにおける原子炉建屋地上4階の気流速度の最大値が0.58m/sであることを踏まえて、想定する気流速度の範囲を0～1.5m/sと仮定し、熱伝達率を計算すると5.6～11.6W/(m<sup>2</sup>・K)となる。したがって、熱伝達率は5.6W/(m<sup>2</sup>・K)及び11.6W/(m<sup>2</sup>・K)の2ケースで評価を行った。

評価結果を図1-1に示す。いずれのケースもPARから0.1m離れると周辺機器の表面温度は、最高使用温度である300℃を十分下回ることから、隣接するPARに対して悪影響を与えることはない。また、周辺機器の温度が100℃となるのは、熱伝達率が5.6W/(m<sup>2</sup>・K)の場合0.77m、11.6W/(m<sup>2</sup>・K)の場合0.50mの地点であることから、PARより1m離すことで熱影響は100℃以下となる。さらに、2mの地点でPARの輻射熱の影響はほぼなくなることから、重大事故等の対処に重要な計器・機器に悪影響がないように、PAR周囲（排気口方面除く）には、2m以上の離隔距離を設けることとする。なお、PAR同士の離隔については、上記のとおり、隣接するPARへの悪影響は考えられないこと及び原子炉格納容器から10%/dayの漏えいを考慮したGOTHICコードによる解析においても、原子炉建屋地上4階の水素濃度は4vol%に到達しないことから、PARの最高使用温度300℃を超えるおそれがないため、離隔を設ける対象外とする。

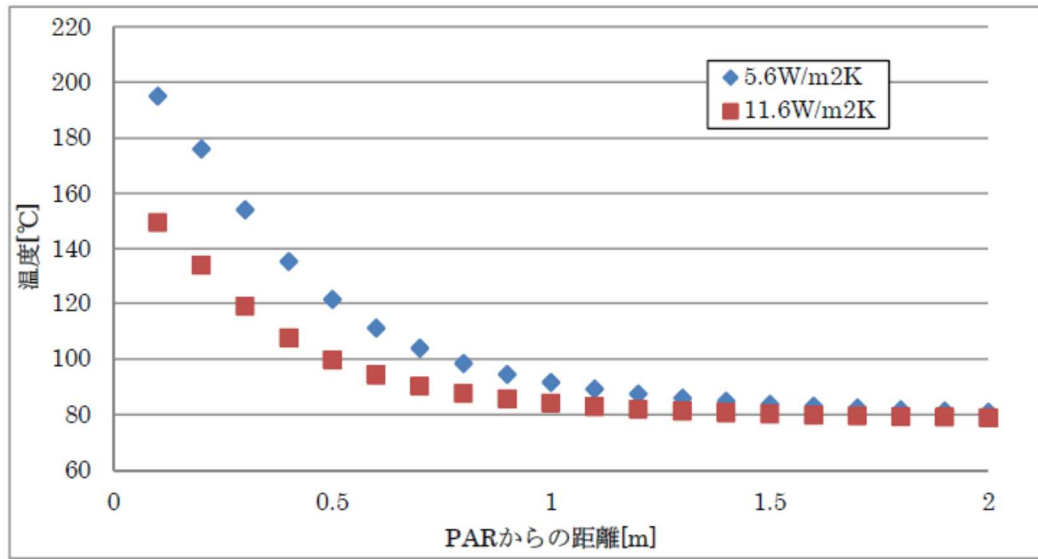


図 1-1 PAR 輻射熱による温度影響と距離の関係について

2. PAR 排気ガスによる熱影響評価

PAR の上方の排気口からは水素処理を行った高温の出口ガスが排気されるが、PARハウジング上部にはフードが設置されており、出口ガスの流れ方向を変えており、PAR の上方に位置する構築物に直接排熱の影響を与えることはない。また、高温の出口ガスが排出される排気口からは、重大事故等の対処に重要な計器・機器に悪影響がないように、3m 以上の離隔距離を設けることとする。

上記 1.，2. の結果から、PAR 配置検討にあたっては以下を考慮することとしている。

<PAR 周辺機器への熱影響防止の方針>

- PAR 周囲（排気口方面を除く）に、熱影響により安全機能を損なう設備がないことを、熱影響評価結果を踏まえて確認する。
- PAR 排気口方面には、高温ガスが流れることから、付近に安全機能を損なう設備がないことを確認する。

3. 原子炉建屋地上 4 階に設置する重大事故等対処設備及び影響設備

原子炉建屋地上 4 階に設置する重大事故等対処設備のうち、配管を除く重大事故等対処設備の配置図について、図 3-1 に示す。PAR 動作監視装置を除く計装設備について、排気口から 10m 以上離れているため、PAR の温度上昇による機能への悪影響はない。また、燃料取替床ブローアウトパネル及び燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置については、燃料取替床ブローアウト下端位置が PAR から 3m 以上離れているため、PAR の温度上昇による機能への悪影響はない。

以上のことから、PAR の温度上昇による重大事故等対処設備への悪影響はない。

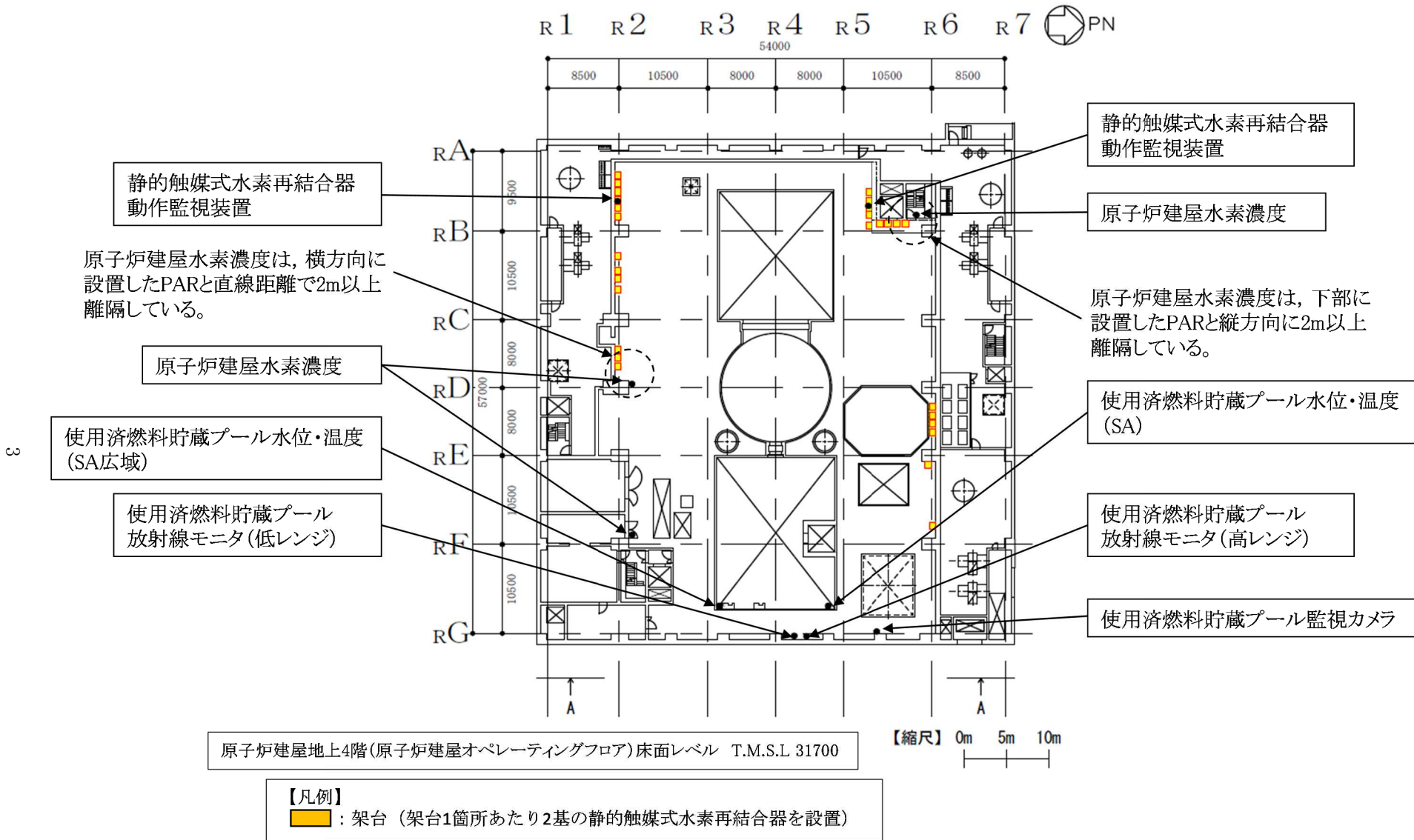


図 3-1 原子炉建屋地上 4 階における重大事故等対処設備の機器配置 (1/2)



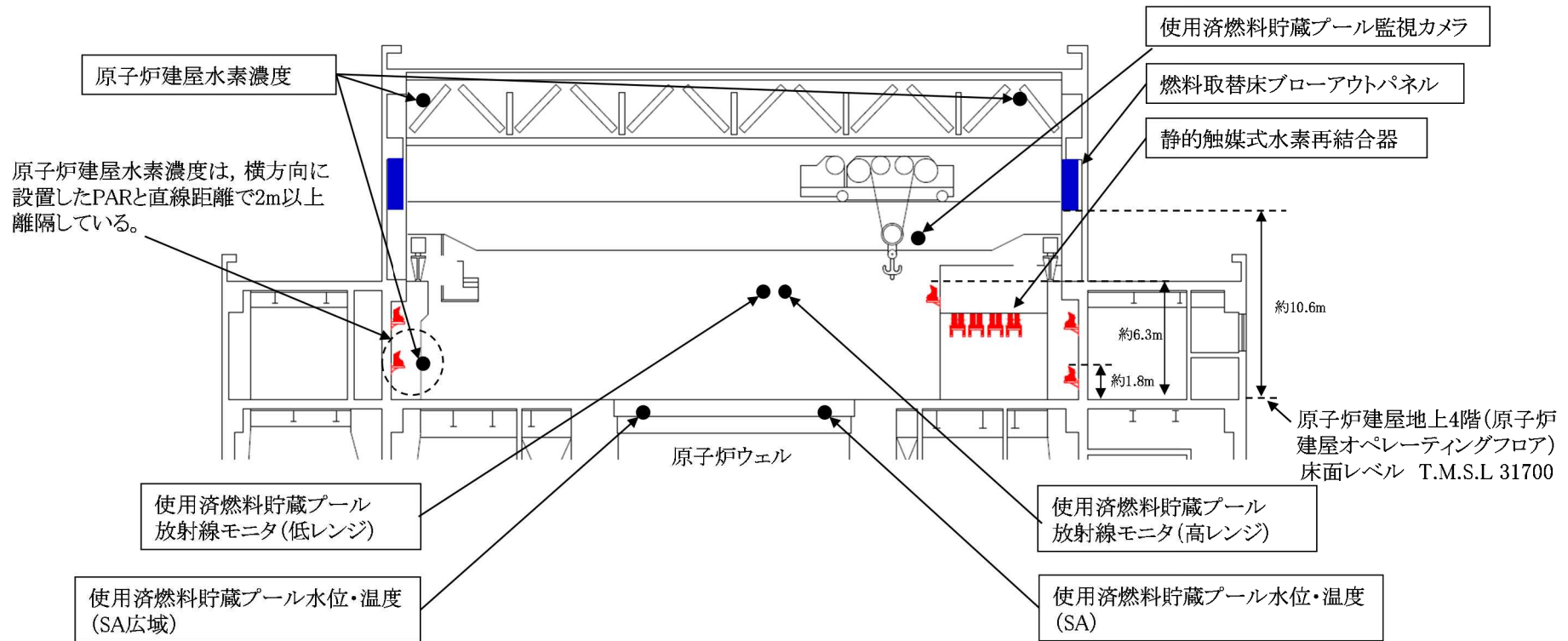


図 3-1 原子炉建屋地上 4 階における重大事故等対処設備の機器配置 (2/2)

## 静的触媒式水素再結合器動作監視装置について

## 1. 目的

静的触媒式水素再結合器（以下「PAR」という。）は、原子炉建屋地上4階内の水素濃度上昇に伴い自動的に作動する装置であり、電源や運転員による操作の不要な設備である。

PARは、触媒における再結合反応により水素を除去する設備であるため、水素濃度の上昇に伴って装置の入口側と出口側の温度差が上昇する（図1-1、図1-2）ことから、PARに温度計を設置することにより、水素処理の状況を把握することができ、PARによる水素処理が行われていることを確認することができれば、重大事故対処時の有効な情報となると考えられる。

このことから、原子炉建屋地上4階に設置されているPAR（2基）の入口側及び出口側に熱電対を取り付け、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）にてPARの温度を監視できる設計とする。

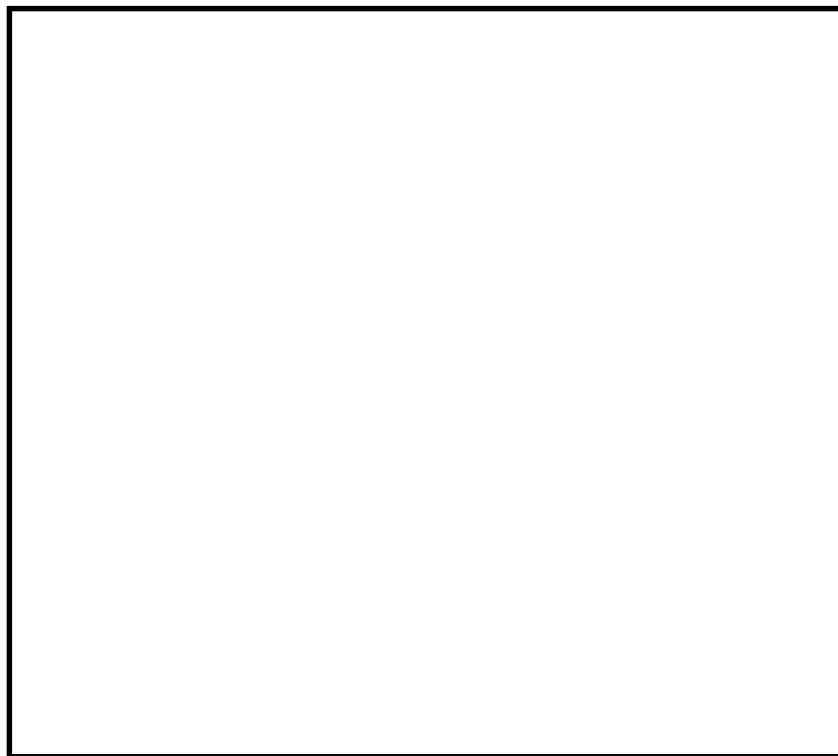


図1-1 SNLで行われた試験用PARの概要図

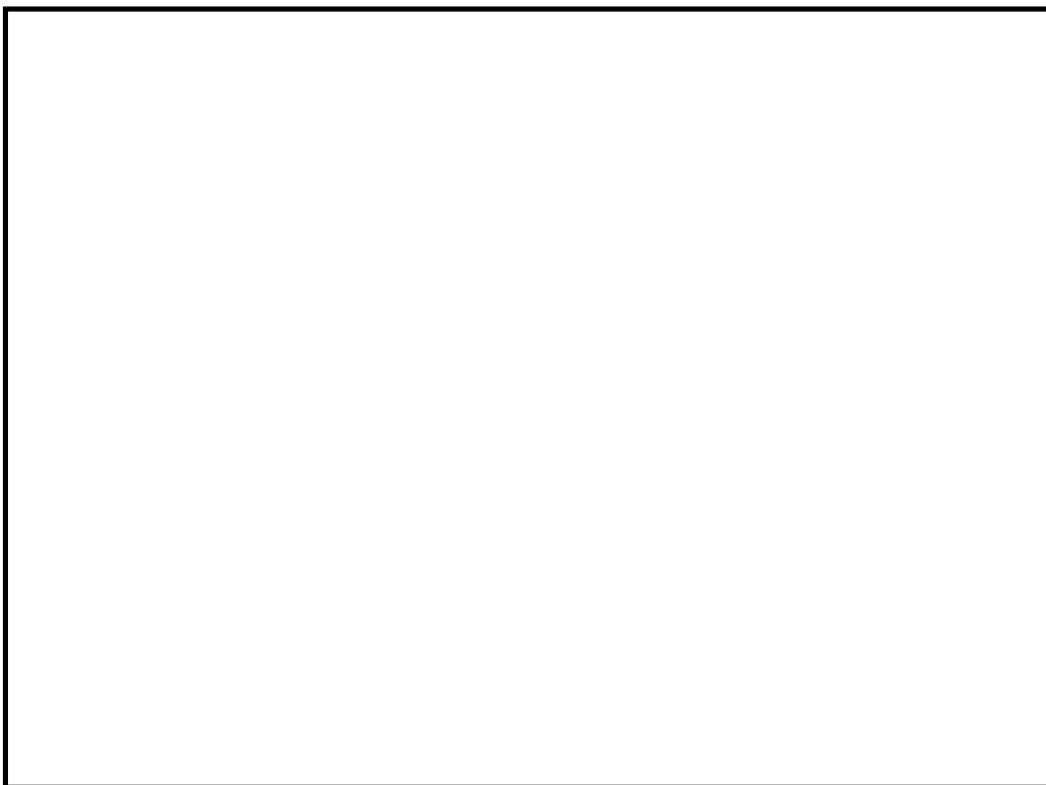


図1-2 SNLで行われた試験結果（PAR 温度と水素濃度の関係）

## 2. 設備概要

PAR2基に対して入口側及び出口側に熱電対を取り付け、事故時のPARの測定温度を中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）にて監視できる設計とする。（主要仕様は表2-1参照）

熱電対の設置位置は、PAR入口及び出口近傍に熱電対シースを取付け、ガス温度を測定できる設計とする。

試験結果（図1-2）において、触媒部での水素再結合反応に伴い、水素濃度1.0vol%程度でPAR入口と出口のガス温度差は約40K、水素濃度4.0vol%程度でPAR入口と出口のガス温度差は約170Kになっており、PARの入口側と出口側の温度差が明確であることから、PAR動作を把握することができる。

なお、図1-2に示す試験のうち、PAR-4、PAR-7及びPP-2について環境温度は100℃以上であり、それ以外の試験については常温での試験であるが、図1-2に示すとおり、環境温度によるPAR入口と出口のガス温度差に有意な差異はないことから、環境温度に関わらず、PAR動作を監視することが可能である。

PARへの熱電対取付位置は、サポートとの干渉を考慮したPAR付近への取付性、固定性、保守性等を考慮してPAR入口側及び出口側のガス温度が測定可能な位置とする。（図2-1参照）

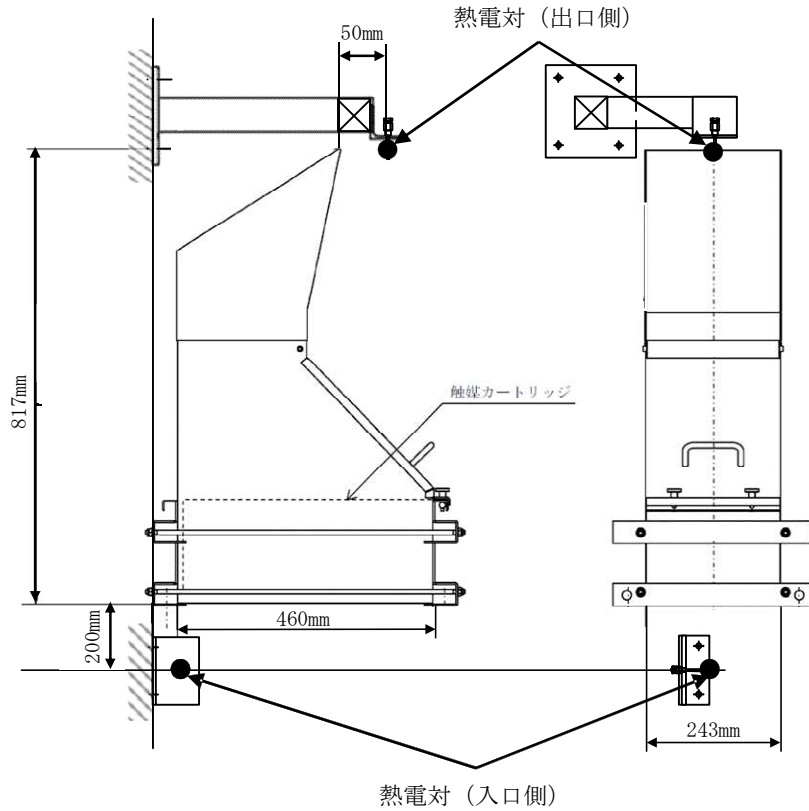


図2-1 PARへの熱電対取付位置概要図

熱電対シースは外径4.8mmであり、PARへの流路影響の観点から流入経路を妨げない配置及び寸法のため水素除去性能へ影響を及ぼすものではない。

測定温度は、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に指示及び記録される（図2-2参照）。

表2-1 PAR動作監視装置の主要仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
PAR 動作監視装置	熱電対	0～300℃	4*	原子炉建屋地上4階

注記\*：PAR2基に対して入口側及び出口側に各1個設置

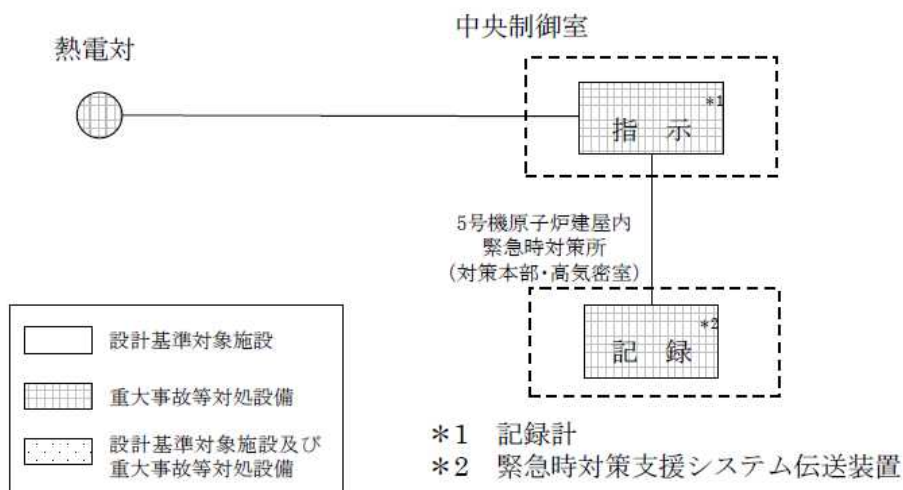


図 2-2 PAR 動作監視装置の概略構成図

### 3. PAR 動作監視装置の設置場所

PAR は、水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため、PAR 装置で上昇気流が発生する。したがって、原子炉建屋地上 4 階の水素が自然対流を起こし拡散されることから、原子炉建屋地上 4 階の両壁面に配置した PAR 全体に水素が行き渡り、一様に触媒反応を起こして温度が上昇することが想定される。

以上を考慮して、PAR動作監視装置の設置場所は、位置的分散を考慮して原子炉建屋地上4階の両壁面に配置したそれぞれ1基のPARに設置する。(図3-1参照)

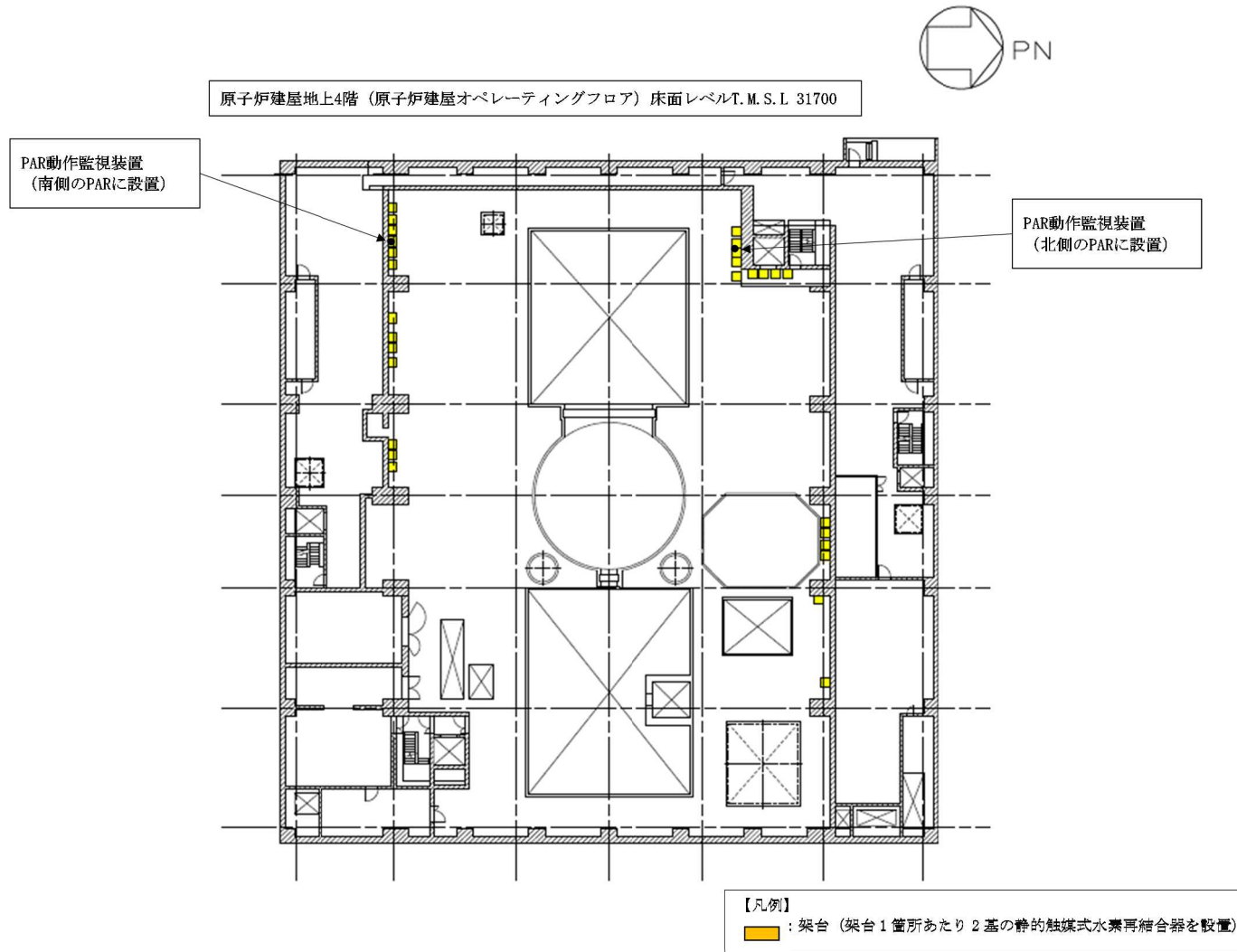


図 3-1 PAR 動作監視装置の概略配置図

#### 4. 引用文献

- (1) Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY” , Nuclear Technology Vol.129 March 2000

## 静的触媒式水素再結合器の性能維持管理について

設置段階及び供用開始以降の静的触媒式水素再結合器（以下「PAR」という。）の性能を維持するため、以下のような検査及び点検を行う。

## 1. PARの性能確保の考え方

PARの性能評価式は、PAR内部を通過する水素量（流量）と触媒による再結合効率（触媒反応）の関係から導出されたものであり、流量及び触媒反応に影響を与える各パラメータについて、検査又は点検時に確認することでPARの性能を確保できる。表1-1にPARの性能確保に必要なパラメータとその確認項目を示す。

表1-1 PARの性能確保に必要な確認項目

性能因子	影響因子	確認項目
流量	水素濃度	対象外（雰囲気条件）
	圧力、温度	対象外（雰囲気条件）
	PARハウジング部の幾何学的構造 ・ハウジング構造	・外観確認及び寸法確認
触媒反応	触媒カートリッジの幾何学的仕様 ・触媒カートリッジの枚数 ・触媒カートリッジ寸法	・外観確認及び員数確認 ・寸法確認
	触媒の品質管理	・製作時の仕様確認 (材料確認含む)
	触媒の性能 ・触媒の健全性 ・触媒の欠落 ・触媒の汚れ	・機能確認 ・外観確認

## 2. 検査及び点検内容

1. の考え方を踏まえ、以下に示す検査及び点検を実施することで、PARの性能を確保する。設置段階における検査内容を表2-1に、供用開始以降の点検内容を表2-2に示す。



表2-1 設置段階における検査内容

対象部位	分類	検査内容
触媒	仕様確認	比表面積，直径，パラジウム含有量について，管理値を満足することを確認する。
	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視より確認する。
触媒カートリッジ	仕様確認	触媒充てん量について，管理値を満足することを確認する。
	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。員数についても確認する。
	寸法検査	主要な寸法について，実測により確認する。
	機能検査	健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し，管理値を満足することを確認する。
本体（ハウジング）	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
	寸法検査	主要な寸法について，実測により確認する。
	材料検査	ミルシートにより確認する。

表2-2 供用開始以降の点検内容

対象部位	分類	検査内容
触媒	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視より確認する。
触媒カートリッジ	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。員数についても確認する。
	機能検査	健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し，管理値を満足することを確認する。
本体（ハウジング）	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。

3. 触媒の品質管理

触媒は、で製作され、その触媒の比表面積、直径及びパラジウム含有量について、表3-1に示す管理値を満足していることを確認しているため、ロットで製作された触媒について、大きなばらつきはない。品質管理された触媒を触媒カートリッジへ充てんする際には、規定量が充てんされていることを全ての触媒カートリッジに対して確認するため、同じロットで製作された触媒が充てんされた触媒カートリッジの性能は同様である。

また、触媒カートリッジを試験装置にセットし、所定の水素濃度の試験ガスを通気した際の結合反応による温度上昇率を確認することで、工場製作時における触媒の健全性を担保することとしている。触媒の製作工程及び所定の品質管理を行うことを踏まえると、触媒の健全性確認の抜取り数としては、1ロット当たり触媒カートリッジ1枚を確認することで十分である。

表3-1 触媒製作段階における管理項目

対 象	項 目	管理値
触媒カートリッジ	触媒充てん量	
触媒	比表面積	
	直径	
	パラジウム含有量	
	健全性	水素を含む試験ガスを通気後、20分以内に10℃以上上昇又は30分以内に20℃以上上昇

4. 触媒の健全性

工場製作時の品質管理の一つとして触媒の健全性確認を行うが、使用開始前においてもPARの性能担保の観点から同様に健全性確認を実施する。また、PARを設置する原子炉建屋地上4階の雰囲気環境は空気、室温条件であり、化学薬剤等の触媒の活性を低下させるような要因はないことから、触媒にとって良好な環境条件であるが、供用開始後の経年劣化の有無を評価するため、触媒の健全性確認する必要がある。

触媒カートリッジを試験装置にセットし、所定の水素濃度の試験ガスを供給し、水素と酸素の結合反応による温度上昇率を測定することで、メーカ推奨の判定基準を満足していることを評価し、触媒の健全性確認する。工場製作時、使用開始前（現地据付時）及び供用開始以降の試験条件、判定基準を表4-1に、試験装置の概要を図4-1に示す。

工場製作時には、メーカ標準の試験条件として水素濃度3vol%の試験ガスを通気するが、国内で実施する使用開始前、供用開始後の健全性確認は、国内で一般的に手配可能な水素ボンベ（水素濃度：1.3vol%）を用いて実施する。工場製作時に比べて、低い水素濃度条件で行うため、水素処理能力が低く、温度上昇も小さい状態となるが、工場製作時と同じ判定基準を用いるため、保守的な性能管理となる。

なお、使用開始前及び供用開始後の健全性確認試験の抜取り数については、検査要領を定める際に適切に設定する。

表4-1 触媒の健全性確認試験条件

項目	工場製作時	使用開始前	供用開始後
試験条件	水素濃度：3vol% 試験流量：1500L/h	水素濃度：1.3vol% 試験流量：1500L/h	水素濃度：1.3vol% 試験流量：1500L/h
判定基準	10℃以上/20分以内 又は 20℃以上/30分以内	10℃以上/20分以内 又は 20℃以上/30分以内	10℃以上/20分以内 又は 20℃以上/30分以内

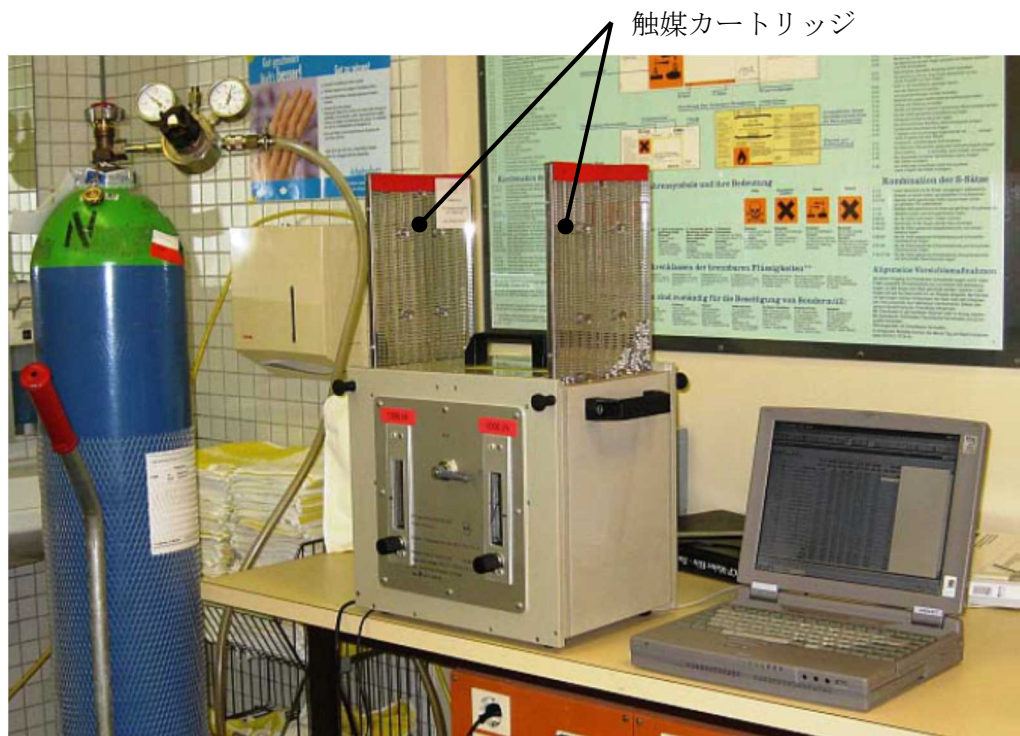


図4-1 検査装置概要図

## 計算機プログラム（解析コード）の概要

## 目 次

1. はじめに .....	1
1.1 使用状況一覧 .....	2
2. 解析コードの概要 .....	3

1. はじめに

本資料は、VI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）GOTHICについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
VI-1-8-2	原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書	Ver. 7.2a

## 2. 解析コードの概要

項目	コード名 G O T H I C
使用目的	シビアアクシデント解析 (シビアアクシデント時の原子炉建屋原子炉区域における水素分布評価及び水素濃度抑制系による水素濃度低減性能解析)
開発機関	Electric Power Research Institute, Inc. (EPRI) 及び Numerical Applications Inc. (NAI)
開発時期	1989 年
使用したバージョン	Ver. 7. 2a
コードの概要	<p>本解析コードは、EPRI/NAI により開発された汎用熱流体解析コードであり、気相、液体連続相及び液体分散相（液滴）の 3 相について、各々、質量、運動量及びエネルギーの 3 保存式を解く、完全 3 流体（9 保存式）解析コードである。</p> <p>各相間の質量、運動量及びエネルギーの移動は、構成式で表され、これにより、凝縮・沸騰現象や、凝縮した液体によって随伴される気相の流れ等、複雑な混相流現象を模擬することができる。また、ファン・水素再結合器等の機器モデルが組み込まれており、これらの機器の作動及び制御を模擬できる。</p> <p>このような基本構成により、原子炉建屋原子炉区域内における気液混相の熱流動を取り扱うことができる。本解析コードは、主に米国において設計基準事故を想定した原子炉格納容器の設計や環境条件、シビアアクシデント時の水素分布解析等に豊富な使用実績がある。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>今回の解析は、シビアアクシデント時の原子炉建屋原子炉区域内における静的触媒式水素再結合器の水素濃度低減性能評価に使用している。</p> <p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・コードのサンプル問題を実行し、ユーザーマニュアルに示される同一問題の結果と比較を行い、解析解がそれを再現していることを確認している。</li> </ul>



	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1次元熱伝導の理論解に対する解析解が再現していることを確認している。</li> <li>・本解析コードの適用制限について、蒸気表・各種相関式・物性範囲及び数値計算手法上の制約に対し問題ないことを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・実機プラントに対する上記の目的に対しては、検証内容が事故時の状況、機器設備の作動状況、物理現象の模擬等に対し適用可能な範囲にあることを確認している。</li> <li>・静的触媒式水素再結合器作動時に見られる重要な物理現象の個別効果及び、それらを重ね合わせた総合効果の再現性を確認している。</li> <li>・NUPEC 試験等、実機解析の再現能力、適用範囲と不確かさを考慮した上で、上記目的に対する保守性を有している。</li> <li>・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。</li> <li>・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li> </ul>
--	---

## 計算機プログラム（解析コード）の概要

## 目 次

1. はじめに .....	1
1.1 使用状況一覧 .....	2
2. 解析コードの概要 .....	3

1. はじめに

本資料は、VI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）Modular Accident Analysis Program (MAAP) について説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

なお、本解析コードの詳細は、柏崎刈羽原子力発電所原子炉設置変更許可申請書 添付書類十「追補 2 III 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」に示している。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
VI-1-8-2	原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書	Ver. 4

## 2. 解析コードの概要

項目	コード名 Modular Accident Analysis Program (MAAP)
使用目的	シビアアクシデント解析（シビアアクシデント時の水素濃度低減性能解析）
開発機関	EPRI
開発時期	1983年
使用したバージョン	Ver. 4
コードの概要	<p>本解析コードは、米国産業界が実施した IDCOR (Industry Degraded Core Rulemaking) プログラムにおいて、1980年代の初めに米国 FAI 社 (Fauske &amp; Associates, LLC.) によって開発されたコードであり、プログラムの完了に伴い、所有権が米国 EPRI (Electric Power Research Institute) に移管され、EPRI を中心とした MUG (MAAP User's Group) のもとで保守及び改良が進められている。</p> <p>本解析コードは、軽水炉のシビアアクシデント時の原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び原子炉建屋内の熱水力/核分裂生成物 (FP) の放出・移行挙動を同時に一貫して解析できることに特徴があり、PRA やシビアアクシデントマネジメントの策定等において、米国を始め、世界的に広く利用されている。</p> <p>本解析コードは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、炉心、原子炉圧力容器、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設や炉心損傷防止対策あるいは格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、FP に関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って原子炉圧力容器や原子炉格納容器内に放出される FP の挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により原子炉格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。</p>

<p>検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)</p>	<p>本解析コードはシビアアクシデントを評価するための総合システム解析コンピュータ・コードであり、原子炉压力容器、再循環ポンプ等を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ全体及び原子炉格納容器における水、水蒸気、水素、FP、熔融炉心等の挙動の評価並びに格納容器圧力逃がし装置による水素排出評価に使用している。</p> <p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 米国プラントの SBO 事象に関するユーザーズマニュアルの例題を実施して、解析解が開発元の結果を再現していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心損傷事象に関する国際的な標準問題である TMI 事故を模擬した解析結果が事故データと比較し、おおむね一致するため、シビアアクシデント時の炉内の挙動や運転員操作を含む現象モデル全般が妥当であることを確認している。</li> <li>・ HDR 炉における実機スケール水素混合実験に対する実機解析を実施し、実機データとおおむね一致するため、原子炉格納容器内の伝熱、流動（水素ガス挙動を含む）に関する現象モデルが妥当であることを確認している。</li> <li>・ 熔融燃料あるいは融体金属とコンクリートの相互作用に関する ACE (Advanced Containment Experiments) 実験及び SURC (Sustained Uranium-Concrete Interactions) 実験を模擬した実験解析を実施し、熔融炉心の温度とコンクリート侵食深さの時間変化について、実験データとおおむね一致している結果が得られることを確認している。</li> <li>・ シビアアクシデント時の全体挙動、原子炉格納容器内の水素ガスの挙動、熔融炉心とコンクリートの相互作用による水素発生 の妥当性を確認しているため、本解析コードは水素濃度評価へ適用できる。</li> <li>・ 米国 NRC で整備された NUREG-1465 における原子炉格納容器内ソースタームと本解析コードにおける解析結果の比較を行い、NUREG-1465 のソースタームとほぼ同等であることを確認しているため、本解析コードはソースターム評価へ適用できる。</li> </ul>
--	--

<p>検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)</p>	<ul style="list-style-type: none"><li>• 本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており, 十分な実績があるため信頼性がある。</li><li>• 本設計及び工事の計画において使用するバージョンは, 他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li></ul>
--	--



### VI-1-8-3 原子炉格納施設の基礎に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
2.1 構造計画	5
2.2 構造概要	5
3. 評価	8
3.1 基礎の健全性評価	8
3.1.1 基礎の耐震評価	8
3.1.2 基礎の強度評価	8
3.2 地盤の健全性評価	11
3.2.1 荷重	11
3.2.2 許容支持力度	11
3.2.3 健全性評価	11

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第5条、第17条、第50条及び第55条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「技術基準規則の解釈」という。）に基づき、原子炉格納施設の基礎が十分な強度を有することに加えて、技術基準規則第4条及び第49条並びにそれらの技術基準規則の解釈に基づき、それを支持する地盤が十分な支持力を有することを説明するものである。

なお、技術基準規則第17条について、設計基準対象施設に関しては、技術基準規則の要求に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

## 2. 基本方針

今回、基準地震動  $S_s$  及び弾性設計用地震動  $S_d$  の策定並びに原子炉格納容器が重大事故等対処施設として申請範囲となったことに伴い、原子炉格納施設の基礎が、基準地震動  $S_s$  による地震力（以下「 $S_s$  地震時」という。）及び弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力（以下「 $S_d$  地震時」という。）に対して、また、重大事故等時の状態において、十分な強度を有すること（以下「基礎の健全性評価」という。）並びにそれを支持する地盤が十分な支持力を有すること（以下「地盤の健全性評価」という。）ができる設計とする。なお、原子炉格納施設の基礎は、原子炉格納容器（以下「RCCV」という。）の底部に該当する部分（以下「RCCV 底部」という。）及び RCCV 底部以外の基礎（以下「周辺部基礎」という。）で構成される。

なお、基準地震動  $S_s$  及び弾性設計用地震動  $S_d$  の策定並びに原子炉格納容器が重大事故等対処施設として申請範囲となったことに伴い必要となる基礎の健全性評価及び地盤の健全性評価は、表 2-1 に示すとおりであり、その詳細は、同表に示すとおり、VI-2「耐震性に関する説明書」のうち VI-2-9-2-1「原子炉格納容器コンクリート部の耐震性についての計算書」及び VI-2-9-3-4「原子炉建屋基礎スラブの耐震性についての計算書」並びに VI-3「強度に関する説明書」のうち VI-3-3-6-1-1-1「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」において説明する。また、それ以外の評価は、平成 4 年 3 月 27 日付け 3 資庁第 13033 号にて認可された工事計画の添付書類 IV-1-3「原子炉格納施設の基礎に関する説明書」（以下「既工認」という。）にて評価を実施している。

表 2-1 原子炉格納施設の基礎の評価についての整理

項目	部位	荷重状態*1	荷重時	記載資料*2
基礎の健全性評価	RCCV底部	荷重状態Ⅰ	通常運転時	①
		荷重状態Ⅱ	逃がし安全弁作動時	①
			試験時	①
		荷重状態Ⅲ	地震時	②
			異常時	①
			(異常+地震)時*3	②
		荷重状態Ⅳ	地震時	②
			異常時	①
			ジェット力作用時	①
			(異常+地震)時*4	②
	荷重状態Ⅴ	異常時	④	
(異常+地震)時*5		②		
周辺部基礎	S s地震時, S d地震時		③	
地盤の健全性評価	地盤	荷重状態Ⅲ	地震時*6	③
			(異常+地震)時*6	③
		荷重状態Ⅳ	地震時*7	③
			(異常+地震)時*6	③
		荷重状態Ⅴ	(異常+地震)時*6, *7	③

注記\*1 : 以下の5つに分類する。

荷重状態Ⅰ : 通常運転時の状態

荷重状態Ⅱ : 逃がし安全弁作動時, 試験時の状態

荷重状態Ⅲ : 荷重状態Ⅰ, 荷重状態Ⅱ, 荷重状態Ⅳ及び荷重状態Ⅴ以外の状態

荷重状態Ⅳ : コンクリート製原子炉格納容器の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態

荷重状態Ⅴ : 発電用原子炉施設が重大事故に至るおそれがある事故, 又は重大事故の状態での重大事故等対処施設の機能が必要とされる状態

\*2 : 凡例は以下のとおり。

① 既工認

② VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-9-2-1「原子炉格納容器コンクリート部の耐震性についての計算書」

③ VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-9-3-4「原子炉建屋基礎スラブの耐震性についての計算書」

④ VI-3「強度に関する説明書」のうちVI-3-3-6-1-1-1「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」

\*3 : 荷重状態Ⅲの(異常+地震)時は, 異常時圧力及び異常時配管荷重の最大値とS d地震荷重が同時に作用しないものとする。この組合せにおいて考慮する異常時荷重は, 異常発生から $10^{-1}$ 年以降の圧力による荷重, 温度荷重及び配管荷重とする。

- \*4 : 荷重状態Ⅳの（異常＋地震）時は，異常時圧力及び異常時配管荷重の最大値と S d 地震荷重が同時に作用するものとする。
- \*5 : 荷重状態Ⅴの（異常＋地震）時は，重大事故等時の状態で長期的（以下「SA(L)時」という。）に作用する荷重と S d 地震荷重が，重大事故等時の状態で SA(L)時より更に長期的に作用する荷重と S s 地震荷重が同時に作用するものとする。
- \*6 : 周辺部基礎の評価における S d 地震時の評価に相当する。
- \*7 : 周辺部基礎の評価における S s 地震時の評価に相当する。

## 2.1 構造計画

原子炉格納施設の基礎は、その上部構造である原子炉本体基礎（以下「RPV 基礎」という。）、RCCV、原子炉建屋の外壁（以下「ボックス壁」という。）及び RCCV とボックス壁の間の耐震壁（以下「中間壁」という。）を支持する構造物であり、RCCV 底部と周辺部基礎で構成される。

原子炉格納施設の基礎は、上部構造物からの死荷重、活荷重、地震力、内圧等に対して、十分な強度を有することができる設計とする。

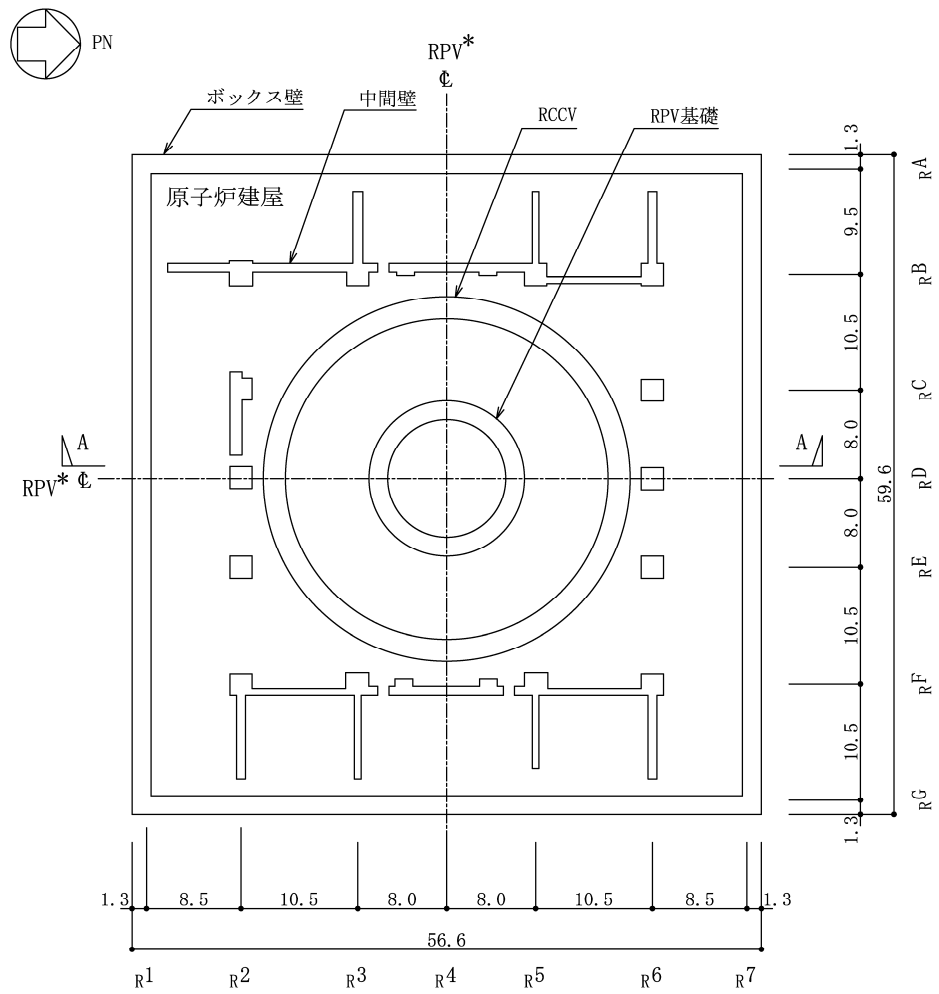
原子炉格納施設の基礎の応力解析は 3 次元 FEM モデルを用いて実施する。

## 2.2 構造概要

原子炉格納施設の基礎は、平面 56.6m (NS 方向) × 59.6m (EW 方向)、厚さ 5.5m の鉄筋コンクリート造の基礎スラブであり、支持地盤である泥岩上に設置されている。

コンクリートの設計基準強度は  $F_c = 29.4\text{N/mm}^2$ 、鉄筋の種類は SD35 (SD345 相当) を用いる。

原子炉格納施設の基礎の概略平面図及び概略断面図を図 2-1 及び図 2-2 に示す。



注：東京湾平均海面を，以下「T.M.S.L.」という。

注記\*：原子炉圧力容器を，以下「RPV」という。

図 2-1 原子炉格納施設の基礎の概略平面図 (T.M.S.L.-8.2m) (単位：m)



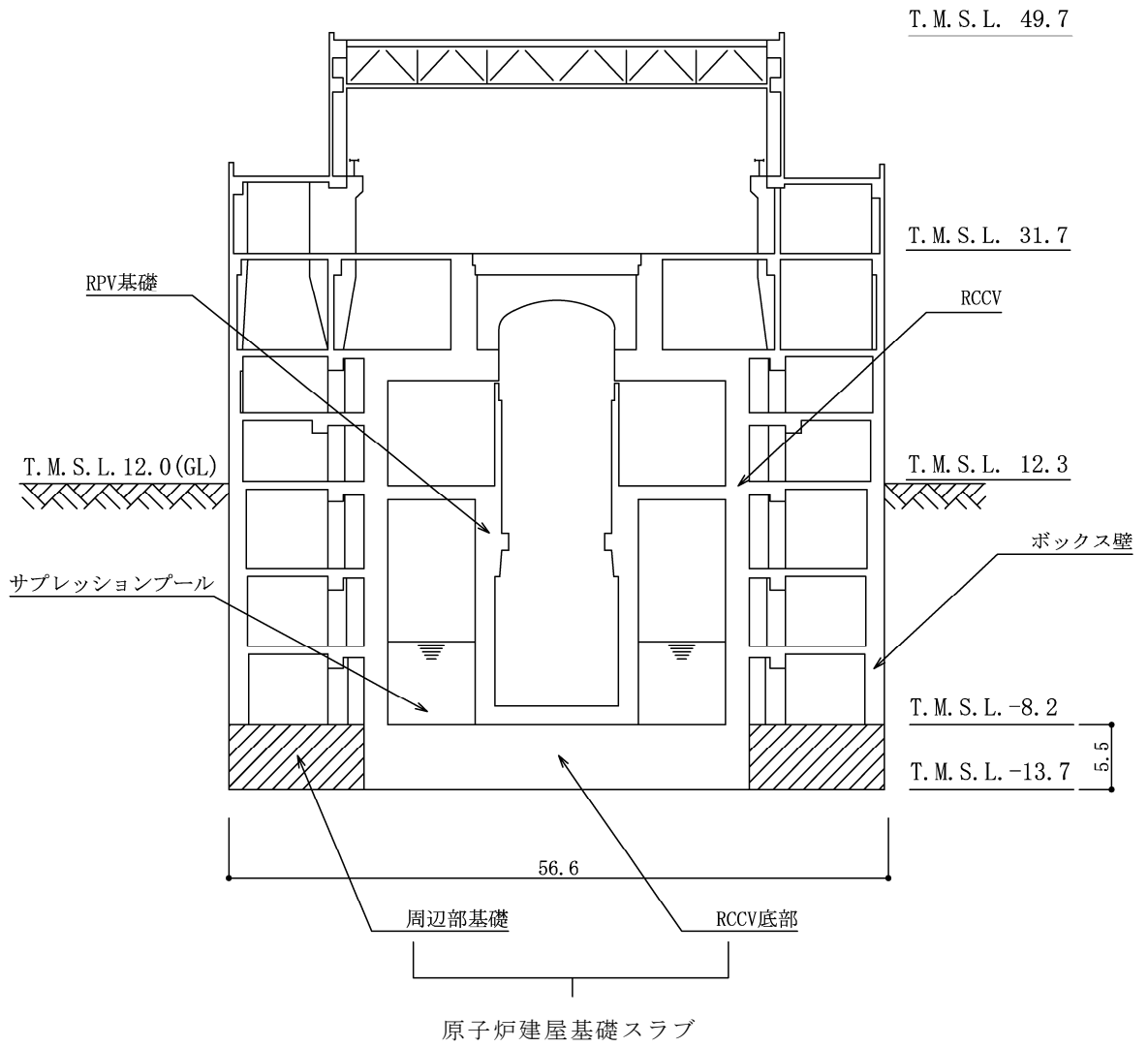


図 2-2 原子炉格納施設の基礎の概略断面図 (A-A 断面) (単位 : m)

### 3. 評価

#### 3.1 基礎の健全性評価

RCCV 底部の健全性は、「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」（（社）日本機械学会，2003）（以下「CCV 規格」という。）又は「コンクリート製原子炉格納容器に関する構造等の技術基準」（平成 2 年 10 月 22 日 通商産業省告示第 4 5 2 号）（以下「告示第 4 5 2 号」という。）に基づき評価する。また，周辺部基礎の健全性は，S d 地震時に対する評価及び S s 地震時に対する評価を行うこととし，「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」（（社）日本建築学会，2005 制定）（以下「RC-N 規準」という。）及び CCV 規格に基づき評価する。

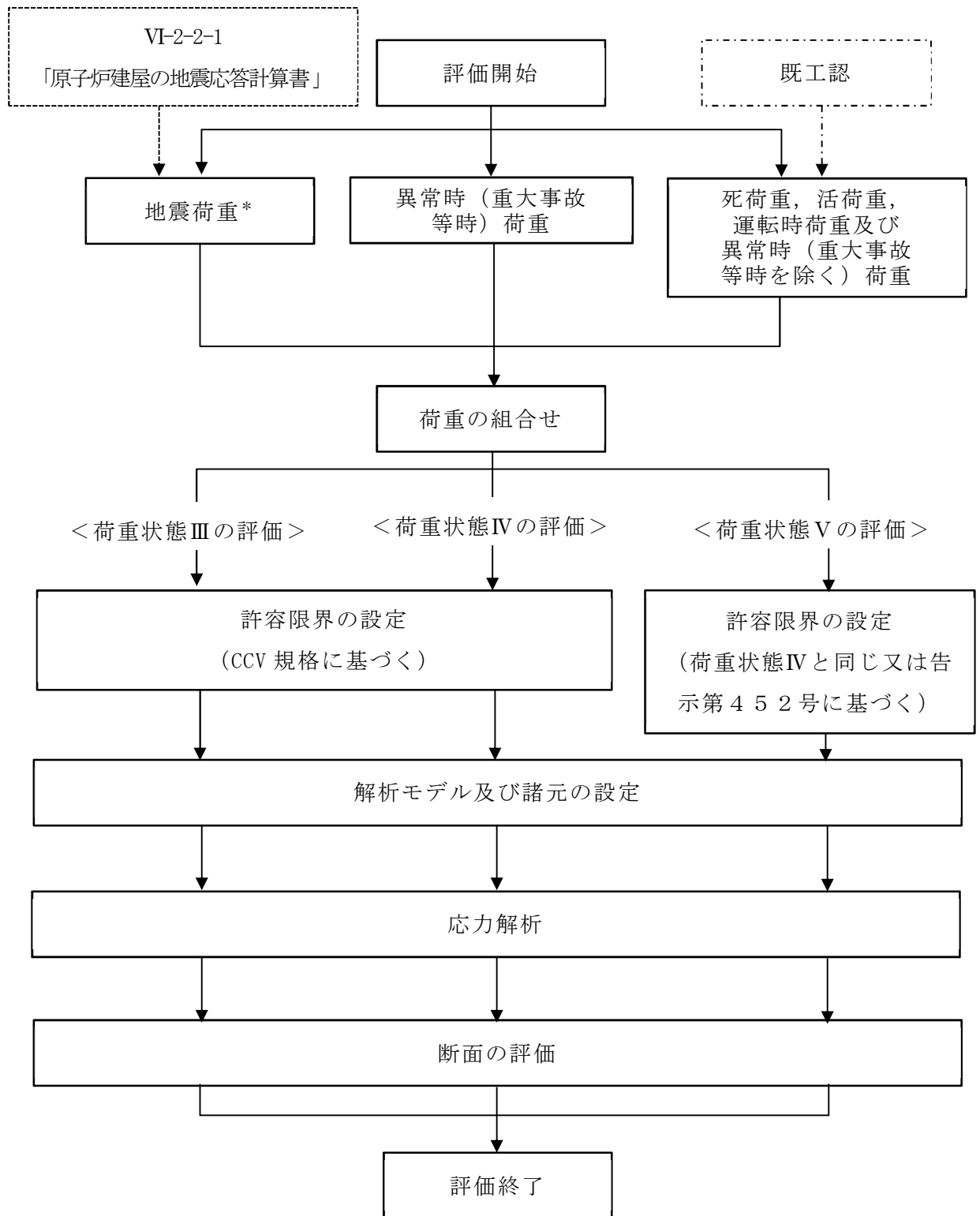
##### 3.1.1 基礎の耐震評価

基礎の耐震評価において，3次元 FEM モデルを用いた応力解析によることとし，安全上適切と認められる規格・基準等に基づき断面の評価を行う。断面の評価は，既設であることを踏まえ，設計配筋に対して発生する応力又はひずみが許容限界以下であることを確認する。RCCV 底部の耐震評価については，VI-2「耐震性に関する説明書」のうち VI-2-9-2-1「原子炉格納容器コンクリート部の耐震性についての計算書」に示すとおりであり，荷重状態Ⅲ～Ⅴの各荷重時（荷重状態Ⅴの異常時を除く）において基礎は十分な強度を有する。また，周辺部基礎の耐震性については，VI-2「耐震性に関する説明書」のうち VI-2-9-3-4「原子炉建屋基礎スラブの耐震性についての計算書」に示すとおり，S s 地震時及び S d 地震時において基礎は十分な強度を有する。

基礎の応力解析による評価フローを図 3-1 に示す。

##### 3.1.2 基礎の強度評価

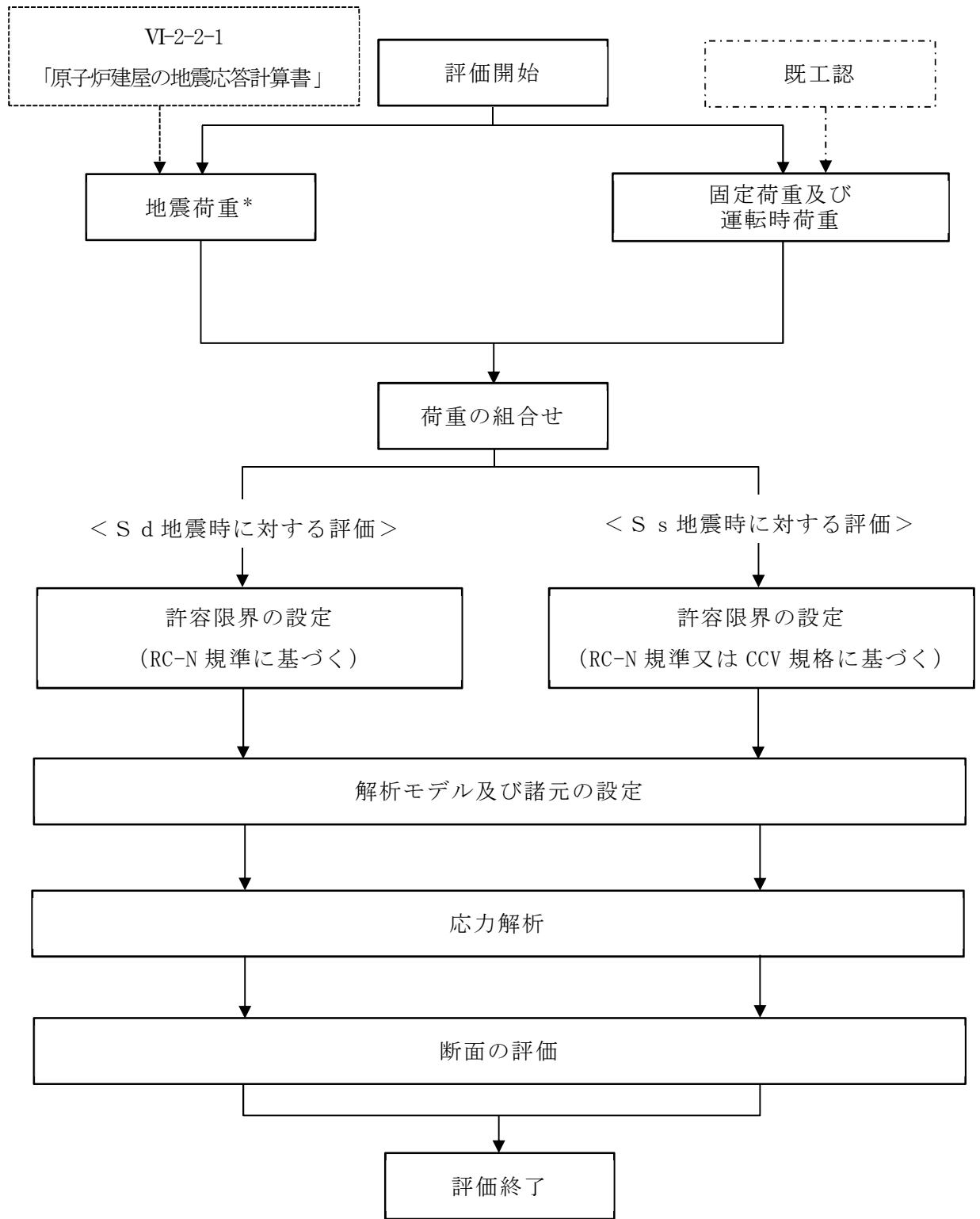
基礎の強度評価においては，荷重状態Ⅴの異常時について，想定される事故時荷重は重大事故等時の内圧（620kPa 及び 310kPa）であり，VI-3「強度に関する説明書」のうち VI-3-3-6-1-1-1「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」に示すとおり，基礎は十分な強度を有する。



注記\* : 材料物性の不確かさについては、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-2-1「原子炉建屋の地震応答計算書」に基づき設定する。

(a) RCCV 底部

図 3-1 応力解析による評価フロー (1/2)



注記\*：材料物性の不確かさについては、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-2-1「原子炉建屋の地震応答計算書」に基づき設定する。

(b) 周辺部基礎

図 3-1 応力解析による評価フロー (2/2)

### 3.2 地盤の健全性評価

地盤の健全性評価において、地震応答解析は質点系モデルによることとし、安全上適切と認められる規格・基準等に基づき評価を行う。健全性評価は、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-9-3-4「原子炉建屋基礎スラブの耐震性についての計算書」に示すとおりであり、地盤は十分な支持力を有する。以下に概要を示す。

#### 3.2.1 荷重

S<sub>d</sub>地震時の地盤の接地圧は、弾性設計用地震動S<sub>d</sub>に対する地震応答解析より算出される地盤の接地圧とし、材料物性の不確かさを考慮する。

S<sub>s</sub>地震時の地盤の接地圧は、基準地震動S<sub>s</sub>に対する地震応答解析より算定される地盤の接地圧とし、材料物性の不確かさを考慮する。

#### 3.2.2 許容支持力度

原子炉格納施設の基礎は、泥岩上に設置されており、その許容支持力度は、既工認及び平成3年8月23日付け3資庁第6674号にて認可された工事計画の添付書類IV-2-7-1「原子炉建屋の耐震性についての計算書」に基づき設定する。本検討で用いる地盤の許容支持力度は、S<sub>d</sub>地震時の地盤の接地圧に対しては、4110kN/m<sup>2</sup>（短期許容支持力度）を、S<sub>s</sub>地震時の地盤の接地圧に対しては5980kN/m<sup>2</sup>（極限支持力度）を用いる。

#### 3.2.3 健全性評価

材料物性の不確かさを考慮したS<sub>d</sub>地震時及びS<sub>s</sub>地震時の地盤の最大接地圧は、表3-1のとおりであり、いずれもそれぞれに対応する許容支持力度を超えないため、地盤は十分な支持力を有する。

表 3-1 最大接地圧と許容支持力度の比較

(単位：kN/m<sup>2</sup>)

	最大接地圧	許容支持力度
S <sub>d</sub> 地震時	1350	4110
S <sub>s</sub> 地震時	2560	5980

VI-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
2.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効 NPSH	2
2.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH	2
3. 評価	3
3.1 サプレッションプールを水源とするポンプの評価方針	3
3.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針	3
3.3 評価対象ポンプの選定	4
3.4 評価方法	5
3.4.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法	5
3.4.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法	8
3.5 評価結果	8
3.5.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果	8

### 別添1

重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第44条第1項第5号及び第54条第1項第1号並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）により、原子炉格納施設の「圧力低減設備その他の安全設備」のうちサプレッションプールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプが、原子炉格納容器内の圧力、水位、温度及び配管圧損並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭（以下「有効 NPSH」という。）において、正常に機能することを説明するとともに、サプレッションプールを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプについても想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明するものである。

また、有効 NPSH 以外の温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して有効に機能を発揮することについては、VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

なお、設計基準対象施設に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回、新たに重大事故等対処設備として申請する「圧力低減設備その他の安全設備」のうちサプレッションプールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転する残留熱除去系ポンプ及び復水移送ポンプ並びにサプレッションプールを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却のために運転する復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（「7号機設備，6，7号機共用」（以下同じ。））について、想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明する。なお、原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」として使用するほう酸水注入系ポンプ及び高圧代替注水系ポンプについては、熔融炉心の原子炉格納容器下部（下部ドライウエル）への落下の遅延又は防止を目的として、原子炉圧力容器への注水に使用するため、VI-1-4-3「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて評価する。

なお、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の説明については、令和2年10月14日付け原規規発第2010147号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第7号機の設計及び工事の計画のV-1-8-4「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」による。



## 2. 基本方針

### 2.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において，原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」としてサプレッションプールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは，想定される原子炉格納容器内の圧力，水位，温度及び配管圧損並びに冷却材中の異物の影響による過装置の性能評価により想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能する設計とする。

### 2.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において，原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」としてサプレッションプールを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは，各水源タンク等の圧力，水位，温度及び配管圧損により想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能する設計とする。

これらのポンプについては，異物管理された復水貯蔵槽を水源とするため，異物の影響については考慮不要とする。

### 3. 評価

#### 3.1 サプレッションプールを水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッションプールを水源とするポンプは、原子炉格納容器内の圧力、水位、水源の温度及び配管圧損並びに冷却材中の異物により想定される最も小さい有効 NPSH が必要吸込水頭（以下「必要 NPSH」という。）を上回ることを評価する。

そのうち、原子炉冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）等時の対応によりサプレッションプールを水源として、原子炉格納容器除熱のために運転する場合、運転に係る最も厳しい初期条件は原子炉冷却材配管の両端破断による大破断 LOCA を想定するが、破断形態は設計基準事故と同等であるため、保温材の破損影響範囲及び配管破断による保温材等の異物発生量は設計基準事故時より拡大することはない。

ただし、炉心損傷を伴う重大事故等時においては、原子炉格納容器内のpH制御のために注入する水酸化ナトリウム水溶液と原子炉格納容器内構造物等との化学反応により新たに発生する異物（以下「化学影響生成異物」という。）が想定されるため、化学影響生成異物の想定発生量が最大となる事象を抽出して有効 NPSH を評価する。

また、評価に当たっては、平成17年12月20日付け平成17・12・06原第7号にて認可された工事計画のIV-4「非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」を参考に、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））に準拠し評価を行う。

#### 3.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプは、それぞれの水源の圧力、水位、温度及び配管圧損により想定される最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

### 3.3 評価対象ポンプの選定

重大事故等時の対応において、原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器除熱又は冷却のために使用するポンプ及び想定される水源を以下に示す。

- ・ 残留熱除去系ポンプ\* (水源：サブプレッションプール)
- ・ 復水移送ポンプ\* (水源：サブプレッションプール又は復水貯蔵槽)

注記\*：原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」と兼用するポンプを示す。

複数の水源を想定するポンプの評価に当たっては、評価条件が最も厳しくなる水源を想定する。

「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」と兼用するポンプのうち、残留熱除去系ポンプは、「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器除熱のために使用する場合の有効 NPSH 評価条件が、設計基準事故時に「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉圧力容器に注水するために使用する場合の有効 NPSH 評価条件に包絡されるため、VI-1-4-3「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価する。

「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」と兼用するポンプのうち、復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプは、「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器冷却のために使用する場合の有効 NPSH 評価条件が、「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉圧力容器に注水するために使用する場合の有効 NPSH 評価条件に包絡されるため、VI-1-4-3「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価する。

したがって、本資料では、以下のポンプの重大事故等時の有効 NPSH を評価する。

- ・ 復水移送ポンプ (水源：サブプレッションプール)
- ( m<sup>3</sup>/h)

### 3.4 評価方法

#### 3.4.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3 評価対象ポンプの選定」により選定した復水移送ポンプの有効 NPSH 評価については、重大事故等時の各事象のうち、個別評価が必要な事象を抽出し、その事象について最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

サプレッションプール吸込ストレーナへの異物付着による影響に関する具体的な評価手順及び評価内容については、別添1「重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価」に示す。

#### (1) 有効 NPSH 評価事象の抽出

重大事故等時の各事象におけるサプレッションプール吸込ストレーナの圧損に影響する評価条件を比較し、「3.3 評価対象ポンプの選定」で選定した復水移送ポンプ（残留熱除去系ストレーナを兼用）に対して、有効 NPSH の個別評価が必要な事象を以下のとおり抽出する。表3-1に設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果を示す。

##### a. 重大事故等時の各事象におけるポンプ運転状態

重大事故等時における各事象（表3-1のaからl）のうち、a, b, c, d, e, f及びgの事象については、評価対象ポンプによるサプレッションプールを水源とした原子炉格納容器除熱を考慮しないため個別評価対象外とする。

##### b. 有効 NPSH 評価条件及び発生異物量の影響

重大事故等時における各事象（表3-1のaからl）のうち、kの事象については、有効 NPSH 評価条件がhの事象の評価に包絡されるため個別評価対象外とする。

i, j及びlの事象については、復水移送ポンプを原子炉格納容器除熱に使用するが、原子炉冷却材配管の破断が生じず、保温材等の異物発生が想定されないことから、hの事象の評価に包絡されるため個別評価対象外とする。

以上より、復水移送ポンプについて、「h 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の事象を想定し、発生する異物の影響を考慮して有効 NPSH 評価を実施する。

(2) 有効 NPSH の評価条件

有効 NPSH 評価について、以下の各条件を考慮した上で評価する。

a. 事故後の原子炉格納容器圧力、サプレッションプール水の温度

各事象における水源の温度及び圧力は、事故後の経過時間とともに変化するが、サプレッションチェンバの圧力は常にサプレッションプール水温の飽和蒸気圧以上となる。

サプレッションプールを水源として有効NPSHを評価するときは、評価条件を保守的に設定するという観点より、保守性を十分考慮した背圧及び水源の温度を設定する。

b. サプレッションプールの水位

サプレッションプールの水位は、重大事故等時に想定されるサプレッションプールの最低水位を考慮する。

c. ストレーナの異物付着による圧損上昇

ストレーナの異物付着による圧損上昇を考慮する。詳細については、別添1「重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価」に示す。

なお、ストレーナの異物付着による圧損上昇は、代替循環冷却系の復水移送ポンプ2台運転時の通水流量（ m<sup>3</sup>/h）に対して、有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように、通水流量を上回る流量（ m<sup>3</sup>/h）を用いた評価を実施する。

d. 配管圧損

ポンプの有効 NPSH 算定に必要な配管圧損については、配管の径、長さ、形状及び弁類の仕様並びに原子炉格納容器除熱時におけるポンプの最大流量により評価した値を用いる。

表3-1 設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果（設計基準事故時を基準）

重大事故等時における各事象 (有効性評価の事故シーケンスグループ)		S/P水源で運転 するポンプ*1	有効 NPSH 評価条件 (水源の圧力, 温度等)	破断形態	発生異物量		
					保温材等	化学影響生成異物	
炉心損傷がない場合	a	高圧・低圧注水機能喪失	—	—	無	—	—
	b	高圧注水・減圧機能喪失	RHR	—*2	無	—	—
	c	全交流動力電源喪失	RHR	—*2	無	—	—
	d	崩壊熱除去機能喪失	RHR	—*2	無	—	—
	e	原子炉停止機能喪失	RHR	—*2	無	—	—
	f	LOCA時注水機能喪失	—	—	中小破断	設計基準事故時未満	—
	g	格納容器バイパス	RHR	—*2	無	—	—
炉心損傷がある場合	h	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	MUWC	個別評価を実施	大破断	設計基準事故時同等	化学影響生成異物の発生*3
	i	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気 直接加熱	MUWC	hの事象に包絡	無	—	化学影響生成異物の発生*3
	j	原子炉圧力容器外の溶融燃料 —冷却材相互作用	MUWC	hの事象に包絡	無	—	化学影響生成異物の発生*3
	k	水素燃焼	MUWC	hの事象に包絡	大破断	設計基準事故時同等	化学影響生成異物の発生*3
	l	溶融炉心・コンクリート 相互作用	MUWC	hの事象に包絡	無	—	化学影響生成異物の発生*3

注記\*1 : サプレッションプールを水源として, 原子炉格納容器除熱に使用するポンプを示す。

\*2 : 残留熱除去系ポンプについては, VI-1-4-3「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて評価する。

\*3 : 自主対策設備である格納容器pH制御設備より原子炉格納容器内に水酸化ナトリウムが注入され, 水質がアルカリ性になることで, 原子炉格納容器内のAl, Si, Zn, Feを含有した構造材との化学反応により溶出したものが保守的に全析出すると仮定する。

注 :   : 有効 NPSH の評価対象事象, S/P : サプレッションプール, RHR : 残留熱除去系ポンプ, MUWC : 復水移送ポンプ

3.4.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法  
「3.3 評価対象ポンプの選定」により、評価対象となるポンプは無い。

### 3.5 評価結果

3.5.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果

(1) 復水移送ポンプの有効 NPSH 評価結果

a. 有効 NPSH の算定結果

復水移送ポンプの有効 NPSH 算定結果を表3-2に示す。また、有効 NPSH 評価の概略図を図3-1に示す。

表3-2 復水移送ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
$H_a$ ：吸込み液面に作用する絶対圧力	
$H_s$ ：吸込揚程	
$H_1$ ：ポンプ吸込配管圧損	
$H_2$ ：異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損*1	
$H_3$ ：異物付着による圧損上昇*2	
$h_s$ ：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	6.1
有効 NPSH ( $H_a + H_s - H_1 - H_2 - H_3 - h_s$ )	

注記\*1：代替循環冷却系の復水移送ポンプの流量は、ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプの流量に比べて小さく、ストレーナ圧損は低減するが、有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように、残留熱除去系ポンプ運転時のストレーナ圧損を使用するものとし、設備の変更がないため、残留熱除去系ストレーナの既工事計画のIV-4「非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」の算定値と同じとする。

\*2：ストレーナの異物付着による圧損上昇は、代替循環冷却系の復水移送ポンプ2台運転時の通水流量（ m<sup>3</sup>/h）に対して、有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように、通水流量を上回る流量（ m<sup>3</sup>/h）を用いた値を使用する。詳細は別添1「重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価」に示す。

b. 有効 NPSH 評価結果

復水移送ポンプの有効 NPSH 評価結果を表3-3に示す。表3-3に示すとおり、重大事故等時における復水移送ポンプの有効 NPSH は、必要 NPSH を上回っており、復水移送ポンプの運転状態において、必要 NPSH は確保されている。

表3-3 復水移送ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
復水移送ポンプ	□	□

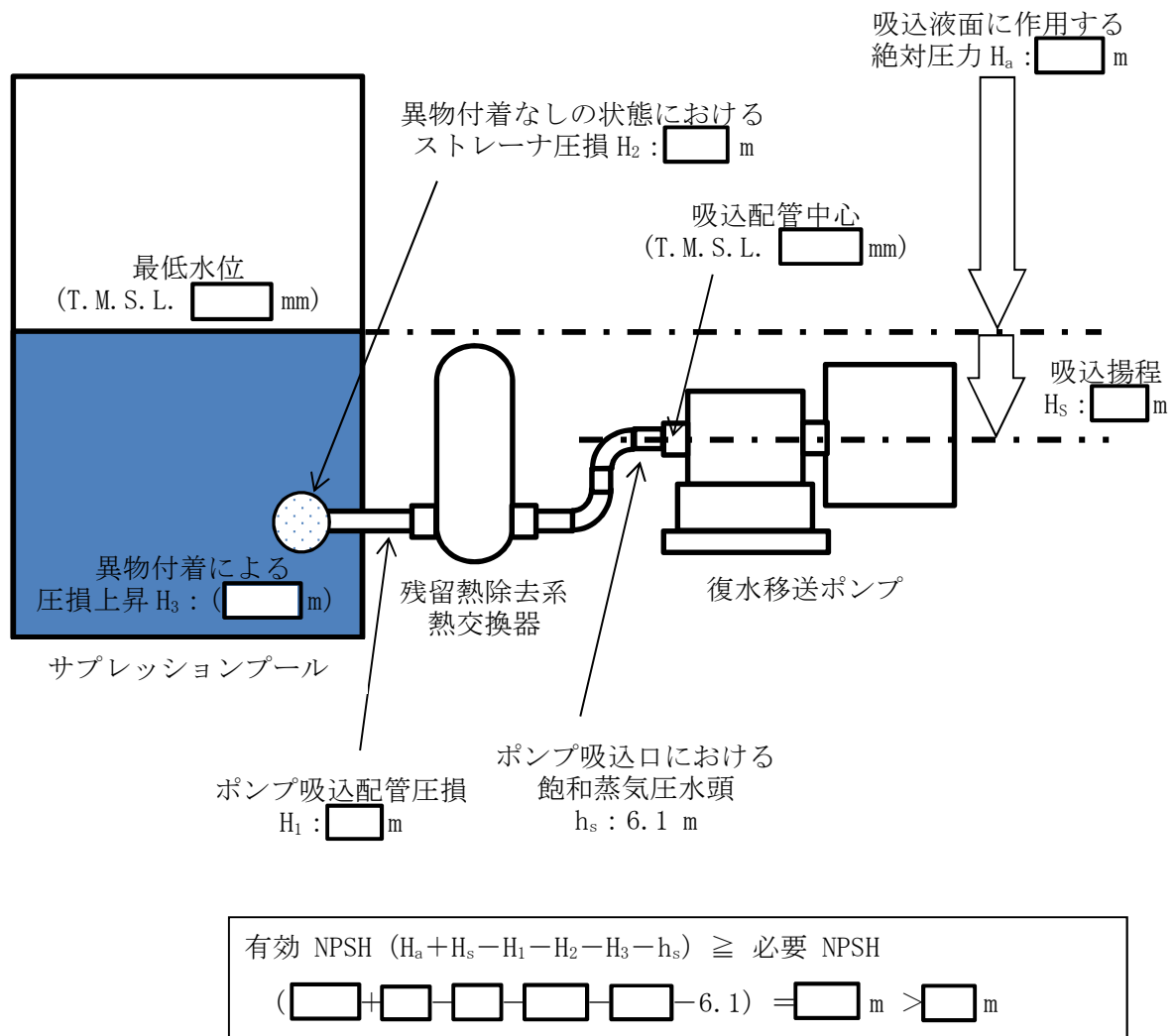


図 3-1 復水移送ポンプの有効 NPSH 評価の概略図



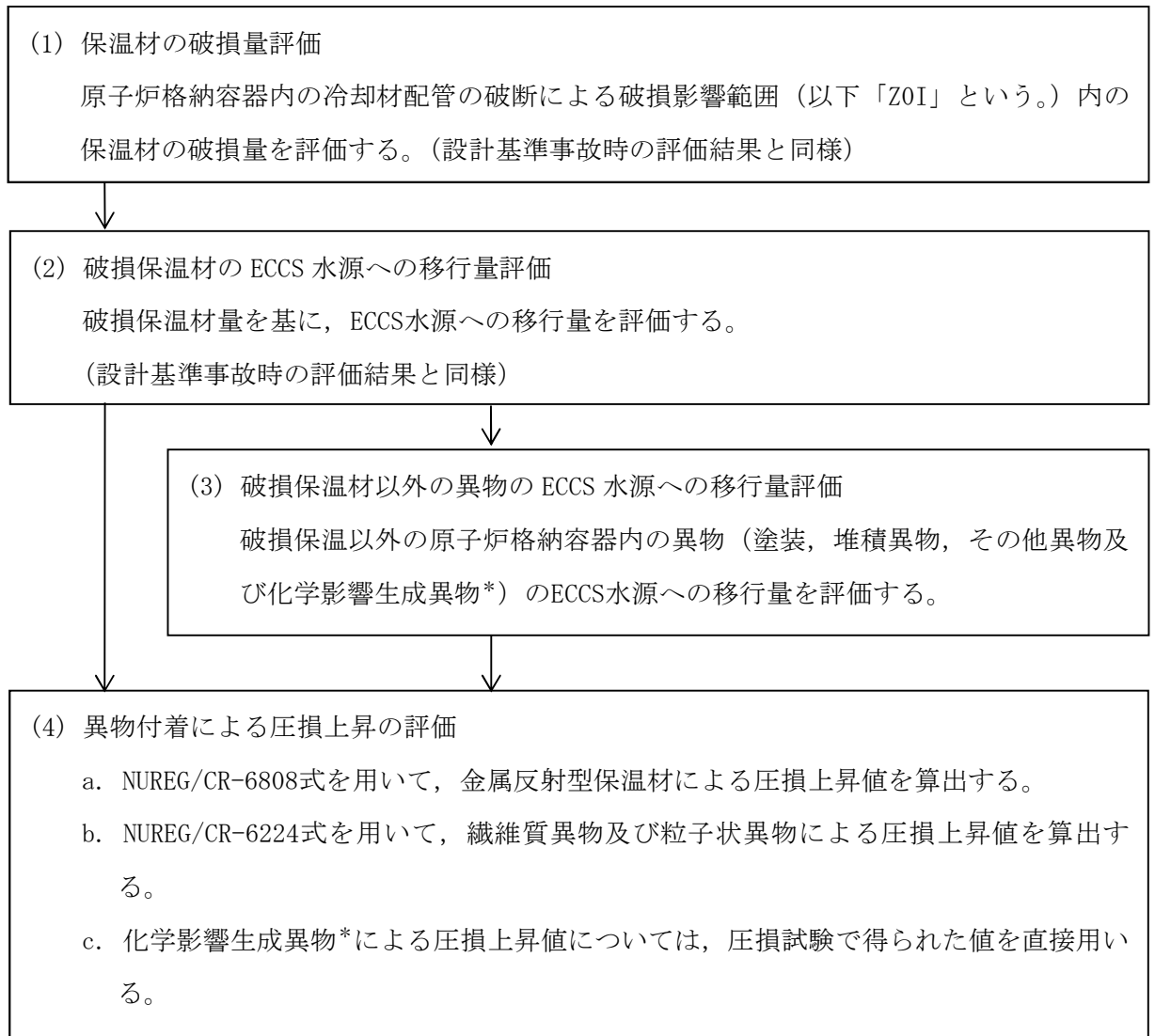
VI-1-8-4-別添1 重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの  
異物付着による圧損上昇評価

## 目 次

1. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇の評価方法	1
2. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着量の評価	3
2.1 保温材の破損量評価	3
2.2 破損保温材のECCS水源への移行量評価	3
2.3 破損保温材以外の異物のECCS水源への移行量評価	4
3. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着量による圧損上昇の評価	5
3.1 ストレーナの異物付着による圧損上昇評価に用いる流量	5
3.2 試験装置の概要	6
3.3 試験条件	7
3.4 異物付着による圧損上昇の評価	9
3.5 試験結果	12
4. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇の評価結果	13

## 1. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇の評価方法

重大事故等時の評価においては、原子炉格納容器内の冷却材配管の両端破断による原子炉冷却材喪失事象を想定し、配管破断時に破断口周囲の保温材等が破断口から流出した冷却材により破損し、破損した保温材等がドライウェル(以下「D/W」という。)からECCS水源であるサブレーションプール(以下「S/P」という。)へ流入し、代替循環冷却系の復水移送ポンプの吸込流により非常用炉心冷却系ストレーナに付着するという事象シナリオに沿って、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)」(平成20・02・12原院第5号(平成20年2月27日原子力安全・保安院制定))(以下「内規」という。)に準拠し非常用炉心冷却系ストレーナの圧損上昇の評価を行う。具体的な評価の手順を図1-1に示す。



注記\*：化学影響生成異物は、「Evaluation of Post-Accident Chemical Effects in Containment Sump Fluids to Support GSI-191」（Westinghouse WCAP-16530-NP（以下「WCAP」という。))に基づいて算出する。

図1-1 非常用炉心冷却系ストレナの圧損上昇の評価の手順

## 2. 非常用炉心冷却系ストレナの異物付着量の評価

### 2.1 保温材の破損量評価

LOCA時に破断する冷却材配管が設置されている原子炉格納容器内において、配管破断想定箇所は、ZOI内の保温材破損量が多いと想定される箇所を選定し、保温材の破損量进行评估する。なお、重大事故等時における保温材の破損量は、設計基準事故時と同様である。

保温材の最大破損量を表2-1に示す。

表2-1 保温材の最大破損量

保温材種類	配管破断想定箇所	ZOI 半径 (配管口径:D)	ZOI 内の 保温材破損量
金属反射型保温材	主蒸気系配管 □	7.4D	□ m <sup>2</sup>

注：上記ZOI内にケイ酸カルシウム保温材は存在しないが、保守的な評価となるようにZOI内の保温材破損量としてケイ酸カルシウム保温材 □ m<sup>3</sup>を考慮する。

### 2.2 破損保温材のECCS水源への移行量評価

保温材の破損量のうち、ECCS水源に移行する量を評価した結果を表2-2に示す。移行割合は、内規別表第2に示す値とする。また、破損保温材のECCS水源への移行量は、表2-1のZOI内の保温材破損量に移行割合を乗じて算出する。なお、重大事故等時の破損保温材移行量は、設計基準事故時と同様である。

表2-2 破損保温材のECCS水源への移行量

保温材種類	移行割合 (%)	移行量
金属反射型保温材	50	□ m <sup>2</sup>
ケイ酸カルシウム保温材	10	□ m <sup>3</sup>

### 2.3 破損保温材以外の異物のECCS水源への移行量評価

重大事故等時において考慮する破損保温材以外の異物の種類、量及びECCS水源への移行量を表2-3に示す。また、耐DBA仕様塗装及び堆積異物については、異物管理及び原子炉起動の際の原子炉格納容器内清掃、点検を実施するため、内規別表第3に示す値を用いる。

表2-3 重大事故等時における破損保温材以外の異物の種類、量及びECCS水源への移行量

異物の種類		異物量	移行割合	移行量
耐DBA仕様塗装（ジェット破損）		39kg		kg
非DBA仕様塗装		kg		kg
堆積異物	スラッジ	89kg		kg
	錆片	23kg		kg
	塵土	68kg		kg
その他異物		m <sup>2</sup>		m <sup>2</sup>
耐DBA仕様塗装 （耐DBA仕様塗装のうち異物として追加考慮するもの*1）		kg		kg
化学影響生成異物		kg*2		kg

注記\*1：重大事故等時において原子炉格納容器内温度が上昇することから、塗装片の追加発生を考慮する。

\*2：化学影響生成異物は、WCAPに基づいて算出する。

3. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着量による圧損上昇の評価

発生が想定される異物量による圧損上昇を以下に示す圧損試験結果より算出し、VI-1-8-4「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」で評価対象ポンプに選定した代替循環冷却系の復水移送ポンプが重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮できることを確認する。

圧損試験は、十分保守的な評価となるよう、以下のとおり試験流量、異物量等を設定した。

3.1 ストレーナの異物付着による圧損上昇評価に用いる流量

ストレーナの異物付着による圧損上昇評価に用いる非常用炉心冷却系ストレーナを通過する流量は、有効NPSH 評価上保守的な評価となるように、代替循環冷却系の復水移送ポンプの通水流量を上回る流量とする。非常用炉心冷却系ストレーナを通過する流量を表3-1に示す。

表3-1 非常用炉心冷却系ストレーナを通過する流量

(単位:m<sup>3</sup>/h)

系統設備	流量
代替循環冷却系 復水移送ポンプ	□ *

注記\* : 代替循環冷却系の復水移送ポンプ2台運転時の通水流量は □ m<sup>3</sup>/hであるが、保守的に圧損を評価する観点から通水流量を上回る流量 □ m<sup>3</sup>/hとして評価する。

### 3.2 試験装置の概要

重大事故等時の圧損評価に使用した試験装置の概要を図3-1に示す。

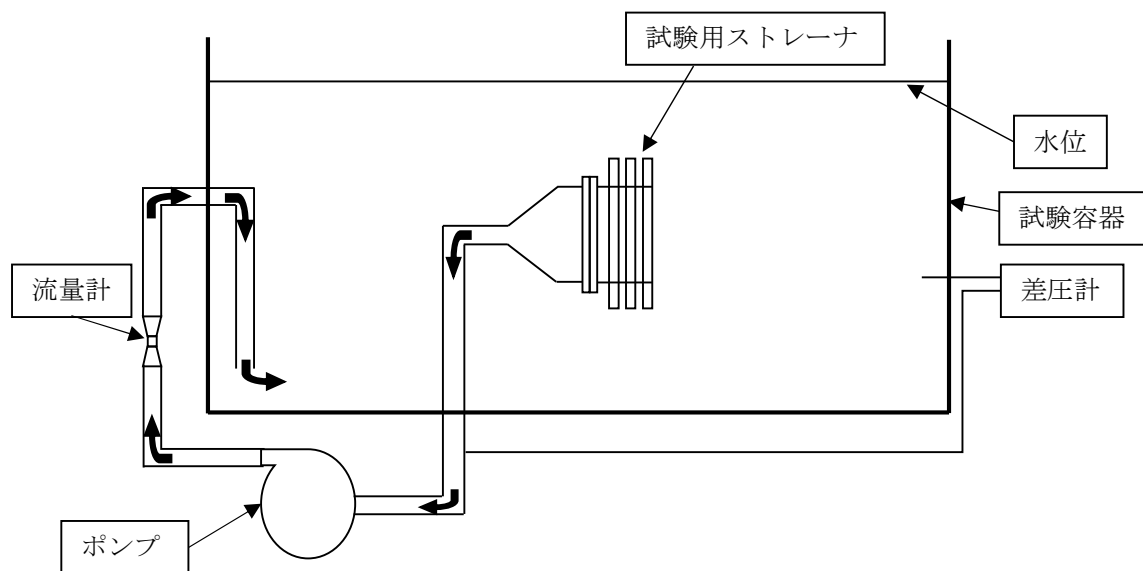


図3-1 圧損試験装置の概要



### 3.3 試験条件

#### (1) 試験のスケーリング比

試験異物のスケーリング比は、試験用ストレーナの表面積（ m<sup>2</sup>）と実機ストレーナの基準表面積（ m<sup>2</sup>）の比率から、とした。

圧損試験で考慮するストレーナ基準表面積は、下記の式で算出する。

$$\begin{aligned} \text{ストレーナ基準表面積} &= (\text{有効表面積}) - (\text{その他異物付着面積}) \times 0.75 \\ &= \text{} - \text{} \times 0.75 \text{ (内規)} = \text{} \text{ m}^2 \end{aligned}$$

#### (2) 試験の異物物量

圧損試験に用いる異物量を表3-2に示す。

表3-2 圧損試験に用いる異物量

試験に用いる異物量の計算 異物の種類		重大事故等時における異物量 (ストレーナ2個分) A	異物スケーリング比 Rsd	試験に用いる異物量 (ストレーナ1個分) B=A×Rsd	
金属反射型保温材		<input type="text"/> m <sup>2</sup>	<input type="text"/>	<input type="text"/> m <sup>2</sup>	
ケイ酸カルシウム保温材		<input type="text"/> (m <sup>3</sup> ) × 140 (kg/m <sup>3</sup> ) = <input type="text"/> kg		<input type="text"/> kg	
耐DBA仕様塗装 (ジェット破損)		39 kg		<input type="text"/> kg	
非DBA仕様塗装		<input type="text"/> kg		<input type="text"/> (kg) × <input type="text"/> *5 = <input type="text"/> kg	
堆積異物	繊維質保温材	<input type="text"/> kg *1 ( <input type="text"/> kg)		<input type="text"/> kg ( <input type="text"/> kg)	
	スラッジ	89kg		<input type="text"/> kg	
	錆片	23kg		<input type="text"/> kg	
	塵土	68kg		<input type="text"/> kg	
その他異物		<input type="text"/> m <sup>2</sup>		0*2	0 m <sup>2</sup>
耐DBA仕様塗装 (耐DBA仕様塗装のうち異物として追加考慮するもの*3)		<input type="text"/> kg		<input type="text"/>	<input type="text"/> kg
化学影響生成異物		<input type="text"/> kg *4		<input type="text"/> kg	

注記\*1 : 繊維質保温材は、D/W内の高エネルギー配管の両端破断を想定した時の最大のZOIを設定し、S/Pへの移行量評価を実施して想定物量を評価する。また、実機のD/W内では、繊維質保温材を撤廃しているが、保守的な試験とするため繊維質厚さ0.3mm（薄膜効果の発生開始量3mmの10分の1）相当の繊維質保温材を投入して試験を実施した。

\*2 : その他異物のステッカー類については、ストレーナ表面積からステッカー類の総表面積の75%分を差し引いて考慮しているため、試験には投入していない。

\*3 : 重大事故等時において原子炉格納容器内温度が上昇することから、塗装片の追加発生を考慮する。

\*4 : 化学影響生成異物は、WCAPに基づいて算出する。

\*5 : 圧損試験において非DBA仕様塗装の模擬材料として使用するシリコンカーバイド粉末と、非DBA仕様塗装の体積が等価となるよう密度比(  )で補正する。

(3) 試験流量

試験流量は、代替循環冷却系の復水移送ポンプの通水流量 (  m<sup>3</sup>/h ) に対して、実機における接近流速と同等となるよう、試験用ストレーナの表面積 (  m<sup>2</sup> ) と実機ストレーナの表面積 (  m<sup>2</sup> ) の比率 (=  ) から、  m<sup>3</sup>/hとした。

$$\text{試験流量} = \text{ m}^3/\text{h} \times \text{} = \text{ m}^3/\text{h}$$

3.4 異物付着による圧損上昇の評価

(1) 金属反射型保温材の付着による圧損上昇の評価

金属反射型保温材の付着による圧損上昇の評価については、NUREG/CR-6808にて示される下記評価式を使用して算出する。下記評価式に用いる金属反射型保温材の諸元について表3-3に示す。

この算出の結果、金属反射型保温材が付着した場合の非常用炉心冷却系ストレーナの圧損をあわせて表3-3に示す。

$$\begin{aligned}
 h_{RMI} &= (1.56 \times 10^{-5} / K_t^2) \cdot U_{RMI}^2 \cdot (A_{foil} / A_c) \cdot 0.30 \\
 &= (1.56 \times 10^{-5} / \boxed{\phantom{000}}^2) \times \boxed{\phantom{000}}^2 \times (\boxed{\phantom{00}} / \boxed{\phantom{00}}) \times 0.30 \\
 &= \boxed{\phantom{000}} \text{ (m)}
 \end{aligned}$$

ここで、

$h_{RMI}$  : 圧力損失 (m)

$K_t$  : 金属箔のギャップ厚さ (m)

$U_{RMI}$  : 接近流速

$$U_{RMI} = \frac{Q}{A_c} = \frac{\boxed{\phantom{000}}}{\boxed{\phantom{000}}} = \boxed{\phantom{000}} \text{ (m/s)}$$

$A_{foil}$  : 金属箔の表面積 (両面の合計値) ( $m^2$ )

$A_c$  : ストレーナ表面積 =  $\boxed{\phantom{000}}$  ( $m^2$ )

$Q$  : 流量 =  $\boxed{\phantom{000}}$  ( $m^3/h$ ) =  $\boxed{\phantom{000}}$  ( $m^3/s$ )

表3-3 金属反射型保温材の諸元及び圧損上昇

	重大事故等時
	代替循環冷却系 復水移送ポンプ
ギャップ厚さ $K_t$ (m)	$\boxed{\phantom{000}}$ *1
表面積 $A_{foil}$ ( $m^2$ ) (両面の合計値)	$\boxed{\phantom{000}}$ *2
圧損上昇 (m)	$\boxed{\phantom{000}}$ *3

注記\*1 : 既工事計画から変更はない。

\*2 : 表2-2 破損保温材のECCS水源への移行量。

\*3 : 各異物による圧損上昇結果は小数点以下第3位を四捨五入した結果を示す。

(2) 繊維質異物及び粒子状異物の付着による圧損上昇の評価

NUREG/CR-6224 にて示される下記評価式を使用して算出する。

繊維質保温材はD/W内から撤廃したため、圧損評価上考慮する必要はないが、評価条件が保守的となるように、0.3mm厚さ相当分の繊維質が存在すると仮定して評価を行う。圧損計算に用いる異物量を表3-4に示す。

表3-4 圧損評価に用いる異物量

設備名称	繊維質保温材 (m <sup>3</sup> )	ケイ酸カルシウム (kg)	スラッジ (kg)	塗料片 (kg)	錆片 (kg)	塵土 (kg)
代替循環冷却系復水移送ポンプ	<input type="text"/>	<input type="text"/>	89	<input type="text"/>	23	68

$$\frac{\Delta H}{\Delta L_0} = 1.019 \times 10^{-4} \left[ 3.5 S_v^2 (1 - \epsilon_m)^{1.5} \left\{ 1 + 57 (1 - \epsilon_m)^3 \right\} \mu U + 0.66 S_v \frac{(1 - \epsilon_m)}{\epsilon_m} \rho_w U^2 \right] \left( \frac{\Delta L_m}{\Delta L_0} \right)$$

上記の式において、薄膜効果の発生に有意な繊維質を含まない異物量の場合、以下の通り求めることができる。

$$\epsilon_m = 1 - \frac{C_{sludge}}{\rho_p}, \quad S_v = S_{vp}, \quad \Delta L_m = \Delta L_0$$

式中の記号の意味は以下のとおりである。

$\Delta H$  : 圧力損失 (m)

$\Delta L_0$  : ベッド厚さ (理論値) = 0.0003 (m)

$\Delta L_m$  : 付着後のベッド厚さ (m)

$S_v$  : 異物の比面積 (m<sup>2</sup>/m<sup>3</sup> = m<sup>-1</sup>)

( $S_{vp}$  は粒子状異物の比面積)

$\epsilon_m$  : 混合異物の空隙率 (-)

$\mu$  : 水の粘性係数 =  (kg/(m・s)) (水温  °C)

$\rho_w$  : 水の密度 =  (kg/m<sup>3</sup>) (水温  °C)

$U$  : 吸込流速 (接近流速) =  / 3600 /  =  (m/s)

$\rho_p$  : 粒子状異物の粒子密度 (kg/m<sup>3</sup>)

$C_{sludge}$  : 粒子状異物の異物密度 (理論値) (kg/m<sup>3</sup>)

また、評価に適用する異物の物性値を表 3-5 に示す。

表 3-5 圧損評価に用いる異物の物性値

	ケイ酸 カルシウム	スラッジ	塗料片	錆片	塵土
比面積 $S_{vp}$ ( $m^{-1}$ )					
粒子密度 $\rho_p$ ( $kg/m^3$ )					
充填密度 $C_{sludge}$ ( $kg/m^3$ )	140				

NUREG/CR-6224 式を用いた圧損計算結果を、以下に示す。

$$\rho_p = (\text{ } + 89 + \text{ } + 23 + 68) \div \left( \frac{\text{ }}{\text{ }} + \frac{89}{\text{ }} + \frac{\text{ }}{\text{ }} + \frac{23}{\text{ }} + \frac{68}{\text{ }} \right)$$

$$= \text{ } (kg/m^3)$$

$$S_{vp} = \left( \text{ } \times \frac{\text{ }}{\text{ }} + \text{ } \times \frac{89}{\text{ }} + \text{ } \times \frac{\text{ }}{\text{ }} + \text{ } \times \frac{23}{\text{ }} \right. \\ \left. + \text{ } \times \frac{68}{\text{ }} \right) \div \left( \frac{\text{ }}{\text{ }} + \frac{89}{\text{ }} + \frac{\text{ }}{\text{ }} + \frac{23}{\text{ }} + \frac{68}{\text{ }} \right)$$

$$= \text{ } (m^{-1})$$

$$S_v = \text{ } (m^{-1})$$

$$\Delta L_m = 0.0003 \text{ (m)}$$

$$C_{sludge} = (\text{ } + 89 + \text{ } + 23 + 68) \div \left( \frac{\text{ }}{140} + \frac{89}{\text{ }} + \frac{\text{ }}{\text{ }} + \frac{23}{\text{ }} + \frac{68}{\text{ }} \right)$$

$$= \text{ } (kg/m^3)$$

$$\varepsilon_m = 1 - \text{ } \\ = \text{ } (-)$$

以上より、

$$\Delta H = 1.019 \times 10^{-4} \times \left[ 3.5 \times \text{ }^2 \times (1 - \text{ })^{1.5} \times \{1 + 57 \times (1 - \text{ })^3\} \right. \\ \times \text{ } \times \text{ } \\ \left. + 0.66 \times \text{ } \times \frac{(1 - \text{ })}{\text{ }} \times \text{ } \times (\text{ })^2 \right] \times 0.0003$$

$$= \text{ } (m)$$

(3) 化学影響生成異物の付着による圧損上昇の評価

化学影響生成異物(A100H)の付着による圧損上昇の評価については、圧損試験において、A100H投入後の圧損静定値とA100H投入直前の圧損値の差として算出する。

$$h_3 = h_2 - h_1 = \boxed{\phantom{000}} - \boxed{\phantom{000}} = \boxed{\phantom{000}} \text{ (m)}$$

ここで、

$$h_1 : \text{A100H投入直前の圧損} = \boxed{\phantom{000}} \text{ (m)}$$

$$h_2 : \text{A100H投入が完了し静定後の圧損} = \boxed{\phantom{000}} \text{ (m)}$$

$$h_3 : \text{化学影響生成異物(A100H)の付着による圧損上昇(m)}$$

3.5 試験結果

「3.3 試験条件」にて示した条件において圧損試験を実施したところ、「3.4 異物付着による圧損上昇の評価」の(1)～(3)に示したとおり、金属反射型保温材の付着による圧損上昇は  $\boxed{\phantom{000}}$  m ( $\boxed{\phantom{000}}$  m)、繊維質異物、粒子状異物の付着による圧損上昇は  $\boxed{\phantom{000}}$  m、化学影響生成異物の付着による圧損上昇は  $\boxed{\phantom{000}}$  mとなり、これらを加算した圧損上昇の最大値は  $\boxed{\phantom{000}}$  m程度であった。

以上より、重大事故等時において想定される異物の量を考慮しても、代替循環冷却系の復水移送ポンプが重大事故等時に対処するために必要な機能を有効に発揮できることを確認した。

4. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇の評価結果

「3.4 異物付着による圧損上昇の評価」による、金属反射型保温材、繊維質、粒子状の異物及び化学影響生成異物による圧損値を合計した結果、非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損値は表4-1に示すとおりである。

表4-1 金属反射型保温材、繊維質、粒子状の異物及び化学影響生成異物の付着による圧損上昇の評価結果

(単位 : m)

	圧損値
	重大事故等時
	代替循環冷却系 復水移送ポンプ
金属反射型保温材による圧損上昇	□ *
繊維質, 粒子状異物による圧損上昇	□ *
化学影響生成異物による圧損上昇	□ *
合計	□ *

注記\* : 各異物による圧損上昇結果は小数点以下第3位を四捨五入した結果を示し, 合計値は小数点以下第3位を切り上げ処理した結果を示す。