

VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計

目次

1. 概要	別添2-1
1.1 設置目的	別添2-1
1.2 基本性能	別添2-1
1.3 系統概要	別添2-1
2. 系統設計	別添2-4
2.1 設計方針	別添2-4
2.2 設計条件	別添2-8
2.3 原子炉格納容器フィルタベント系	別添2-9
2.3.1 系統構成	別添2-9
2.3.2 フィルタ装置	別添2-15
2.3.3 配置	別添2-25
2.4 付帯設備	別添2-33
2.4.1 計装設備	別添2-33
2.4.2 電源設備	別添2-42
2.4.3 給水設備	別添2-45
2.4.4 可搬型窒素ガス供給装置	別添2-47
2.4.5 排水設備（自主対策設備）	別添2-49
2.4.6 排気管排水設備（自主対策設備）	別添2-51
3. フィルタ性能	別添2-52
3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理	別添2-52
3.1.1 エアロゾルの除去原理	別添2-52
3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理	別添2-58
3.2 運転範囲	別添2-62
3.3 性能検証試験結果	別添2-63
3.3.1 性能検証試験の概要	別添2-63
3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果	別添2-68
3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果	別添2-77
3.3.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響	別添2-82
4. 設備の維持管理	別添2-86

別紙

別紙1	可燃性ガスの爆発防止対策について……………	別添2-95
別紙2	原子炉格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について ……………	別添2-120
別紙3	流量制限オリフィスの設定方法について……………	別添2-130
別紙4	スクラバ溶液の保有水量の設定根拠及び健全性について……………	別添2-135
別紙5	原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作について……………	別添2-156
別紙6	ベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価……………	別添2-163

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、原子炉格納容器の破損及び原子炉格納容器内の水素による爆発を防止するため、原子炉格納容器フィルタベント系を設置する。

本システムはフィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ溶液、金属繊維フィルタ、放射性よう素フィルタ）を通して排気に含まれる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、かつ残留熱除去系の使用が不可能な場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために、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

原子炉格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器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、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、粒子状放射性物質除去効率99.9%以上の性能を有する装置を採用する。

また、当該装置は、ガス状放射性よう素の除去効率として、無機よう素は99.8%以上、有機よう素は98%以上の性能を有する。

1.3 系統概要

図1.3-1に系統概要を示す。

本システムは、フィルタ装置、フィルタ装置出口側ラプチャディスク等で構成する。本システムは、中央制御室からの操作で、原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁又はドライウエルベント用出口隔離弁）及び原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)又は原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B))を「全開」とすることにより、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウエル又はサブ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（O.P.約50m）で放出する。

本システムは、排気ラインにフィルタ装置出口側ラプチャディスクを設け、水素爆発防止のため系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とする。このフィルタ装置出口側ラプチャディスクの破裂圧力は、原子炉格納容器からの排気の妨げにならないように、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分小さい圧力に設定する。

本システムは、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付属棟内（非管理区域）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。

2. 系統設計

2.1 設計方針

原子炉格納容器フィルタベント系は、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及び原子炉格納容器内の水素による爆発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) 原子炉格納容器フィルタベント系の設置

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のうち、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。

a. 原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ溶液、金属繊維フィルタ、放射性よう素フィルタ）、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系を經由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 10.0kg/s）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させることができる設計とする。フィルタ装置は3台を並列に設置し、フィルタ装置1台当たりのベントガス流量が同等となる設計とし、ベントガス流量のばらつきによる影響を防止するため以下について考慮した設計とする。

- ・各フィルタ装置の設計条件（ベンチュリノズル個数、金属繊維フィルタ個数、流量制限オリフィス個数、放射性よう素フィルタの構造等）を同等とする。
- ・各フィルタ装置の気相部及び液相部をそれぞれ連通管で接続する。
- ・すべてのフィルタ装置を近接配置する。
- ・配管の分岐部をフィルタ装置近傍に設置する。

なお、炉心の著しい損傷等を防止するため、原子炉格納容器フィルタ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いる。

b. フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び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溶液中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（待機状態においてpH13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2.1-1に示す。

表2.1-1 放射性物質除去能力の設計条件

	粒子状放射性物質	無機よう素	有機よう素
除染係数 (DF)	1000以上	500以上	50以上

- c. 原子炉格納容器フィルタベント系は，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，ドライウエル床面からの高さを確保する設計と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. 原子炉格納容器フィルタベント系は，排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，可搬型窒素ガス供給系により，系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ，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. 原子炉格納容器フィルタベント系は，他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また，原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し，原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・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. 原子炉格納容器フィルタベント系の使用に際しては，原子炉格納容器が負圧とならないよう，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用を保安規定に定めて管理する。原子炉格納容器フィルタベント系の使用後に再度，原子炉格納容器内にスプレイする場合においても，原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には，原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。
- g. 原子炉格納容器フィルタ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（個数4）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。
- h. 排出経路に設置される隔離弁の電動弁については，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直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。
- i. 系統内に設けるフィルタ装置出口側ラプチャディスクは，原子炉格納容器フィルタベント系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。

- j. 原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、原子炉格納容器フィルタベント系使用後に高線量となるフィルタ装置等の周囲には遮蔽壁が設置されることから、原子炉格納容器フィルタベント系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。
- k. 原子炉格納容器フィルタベント系は、水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、原子炉格納容器フィルタベント系使用後にフィルタ装置スクラバ溶液をポンプを用いることなく、自重によってサプレッションチェンバへ移送できる設計とする。
- l. 原子炉格納容器フィルタベント系は、淡水貯水槽から、大容量送水ポンプ（タイプ I）及び薬液補給装置（自主対策設備）によりフィルタ装置にスクラバ溶液を補給できる設計とする。
- m. 代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。
- n. 原子炉格納容器フィルタベント系は、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. 代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは原子炉建屋附属棟内に、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原子炉棟内に設置し、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側ラプチャディスクは原子炉建屋原子炉棟内の代替循環冷却系と異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
- p. 代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。
 これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。
- q. 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に、原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。
- r. 原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ溶液、金属繊維フィルタ、放射性よう素フィルタ）、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著し

い損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量10.0kg/s）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-水反応及び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及び酸素を大気に排出できる設計とする。

- s. 可搬型窒素ガス供給系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。
- t. 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必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、可搬型窒素ガス供給装置を設ける設計とする。
- u. 可搬型窒素ガス供給装置は、発電機を搭載することで、外部からの電源供給は不要な設計とし、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設計とする。

2.2 設計条件

本システムにおける設備の設計条件を表2.2-1に示す。

表2.2-1 設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	854kPa[gage]	原子炉格納容器の限界圧力を考慮し、2Pd（最高使用圧力427kPa[gage]の2倍）とする。
最高使用温度	200℃	原子炉格納容器の限界温度を考慮し、200℃とする。
設計流量	10.0kg/s (原子炉格納容器圧力 427kPa[gage] において)	原子炉定格熱出力1%相当の飽和蒸気量を、ベント開始圧力が低い場合（427kPa[gage]）であっても排出可能な流量とする。
フィルタ装置 内発熱量	370kW	想定されるフィルタ装置に捕集及び保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の0.015%に相当する発熱量とする。
エアロゾル 移行量	150kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量（28kg）に対して十分な余裕を見込み、150kgとする。
よう素の炉内 内蔵量	□ kg	BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果*から、□ kgとする。
耐震条件	基準地震動 S s にて機能維持	基準地震動 S s にて機能を維持する。

注記*：炉心熱出力が高いほど炉心内蔵量が大きくなることから、炉心熱出力が高いABWRを代表させている。また、ORIGEN2コードでは、保守的に1サイクル13か月（395日）に対して、1サイクル10000時間（416日）の燃焼期間を仮定している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.3 原子炉格納容器フィルタベント系

2.3.1 系統構成

本系統は、原子炉建屋原子炉棟のフィルタ装置室内に設置するフィルタ装置、原子炉格納容器からフィルタ装置までの入口配管、フィルタ装置から大気開放される出口配管、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、計装設備、電源設備、給水設備、可搬型窒素ガス供給装置及び排水設備（自主対策設備）で構成される。

(1) 配管等の構成

入口配管は、原子炉格納容器のサプレッションチェンバ及びドライウエルに接続された原子炉格納容器調気系配管から分岐し、弁を経由して3台並列に設置したフィルタ装置に接続する。

また、3台のフィルタ装置のスクラバ溶液の水位を等しくするために、各フィルタ装置の気相部及び液相部をそれぞれ連通管で接続する。

フィルタ装置入口側及び出口側の配管は、各フィルタ装置のベントガス流量を同等とするため、圧力損失の差を小さくするように配管ルートを設計する。

出口配管には、系統待機時に窒素置換された系統と大気を隔離するフィルタ装置出口側ラプチャディスクを設置する。フィルタ装置出口側ラプチャ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、外部からスクラバ溶液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を供給できるよう窒素供給配管を設置する。

また、ベント後の放射性物質を含むスクラバ溶液を原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）に移送するため、及び、万一、放射性物質を含むスクラバ溶液がフィルタ装置室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）に移送するための配管（自主対策設備）を設置する。

図2.3.1-1に原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成を示す。

(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、「J S M E S N C 1 - 2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」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。屋内の炭素鋼配管及び屋外のステンレス鋼配管は腐食防止の観点から、外面に樹脂系塗料を塗装する。

遠隔手動弁操作設備については、隔離弁の操作軸にフレキシブルシャフトを接続し、原子炉建屋付属棟内（非管理区域）まで延長し、端部にハンドル又は汎用電動工具を取り付けて人力で操作できる構造とする。

フィルタ装置出口側ラプチャディスクについては、ベント開始時の原子炉格納容器圧力（427kPa[gage]）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2.3.1-1に、フィルタ装置及び配管の材質範囲を図2.3.1-2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、原子炉建屋原子炉棟換気空調系及び耐圧強化ベント系である。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原子炉建屋原子炉棟換気空調系との取合いの弁は、フェイルクロ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、耐圧強化ベント系との取合い弁は、電動弁であり、耐圧強化ベント系は原子炉格納容器フィルタベント系が使用できない場合に使用する系統であるため、全閉状態を維持する。

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。

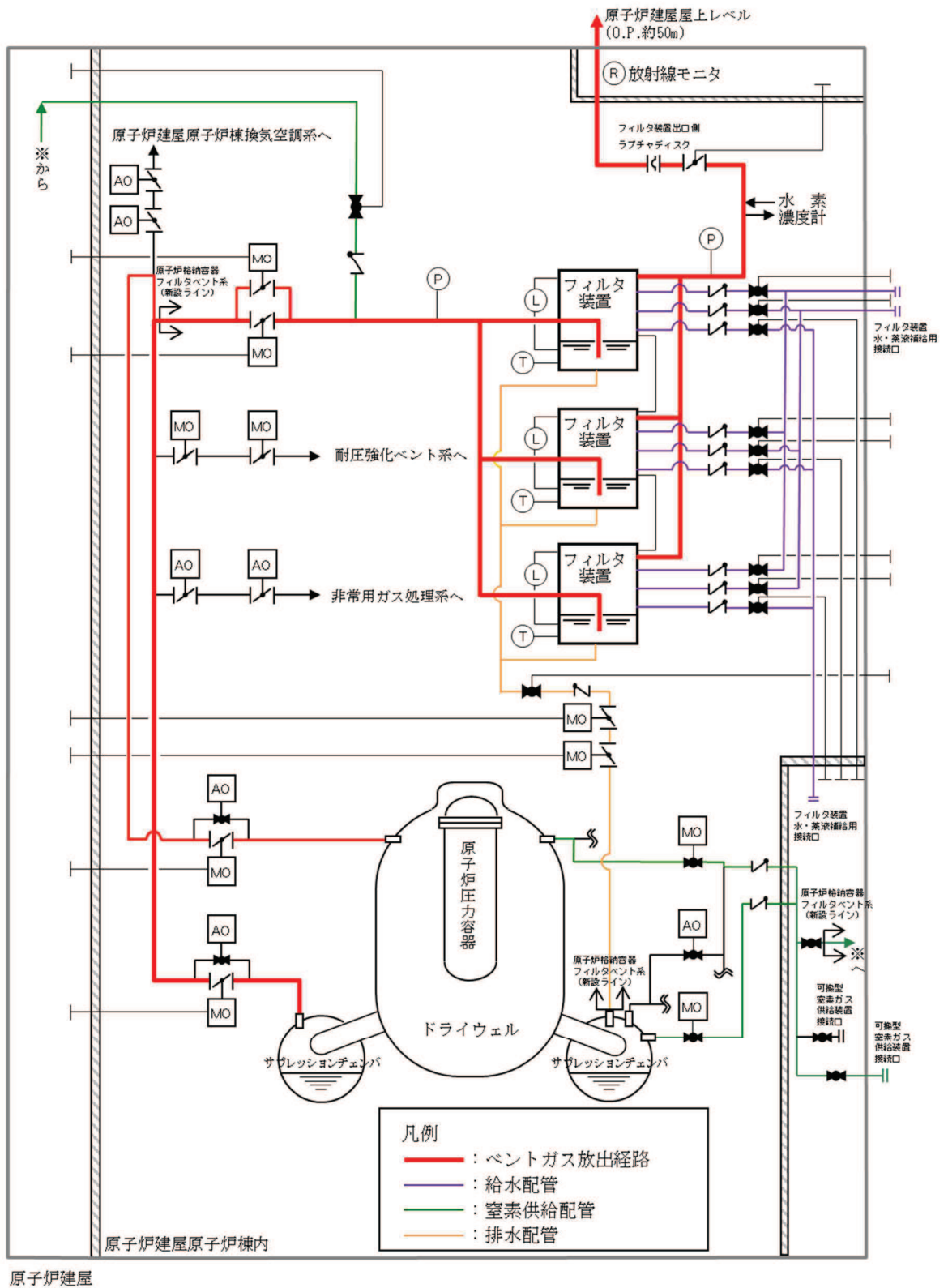


図2.3.1-1 原子炉格納容器フィルタベント系 系統概要図

表2.3.1-1 主要系統構成機器の仕様

(1) 配管

	呼び径	材質
a. 原子炉格納容器調気系配管からベントライン分岐部	400A	炭素鋼
b. ベントライン分岐部からフィルタ装置	200A	炭素鋼
c. フィルタ装置から排気ライン合流部	400A	炭素鋼
d. 排気ライン合流部からフィルタ装置出口側ラブチャディスク	500A	炭素鋼
e. フィルタ装置出口側ラブチャディスクから放出口	500A	ステンレス鋼

(2) 隔離弁

	型式	駆動方式	呼び径
a. 原子炉格納容器第一隔離弁 (サプレッションチェンバメント用出口隔離弁)	バタフライ弁	電動駆動（直流） +遠隔手動弁操作設備	600A
b. 原子炉格納容器第一隔離弁 (ドライウェルベント用出口隔離弁)	バタフライ弁	電動駆動（直流） +遠隔手動弁操作設備	600A
c. 原子炉格納容器第二隔離弁 (原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A))	バタフライ弁	電動駆動（直流） +遠隔手動弁操作設備	400A
d. 原子炉格納容器第二隔離弁 (原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B))	バタフライ弁	電動駆動（直流） +遠隔手動弁操作設備	400A

(3) 遠隔手動弁操作設備

弁名称 (呼び径)	原子炉格納容器第一隔離弁		原子炉格納容器第二隔離弁	
	サプレッション チェンバメント 用出口隔離弁 (600A)	ドライウエルベ ント用出口 隔離弁 (600A)	原子炉格納容器 フィルタベント 系ベントライン 隔離弁(A) (400A)	原子炉格納容器 フィルタベント 系ベントライン 隔離弁(B) (400A)
フレキシブル シャフト長さ	約28m	約20m	約19m	約18m
個 数	1	1	1	1

(4) フィルタ装置出口側ラプチャディスク

型式	設定破裂圧力	呼び径	材質	個数
複合引張型 ラプチャディスク	100kPa	500A	ステンレス鋼	1

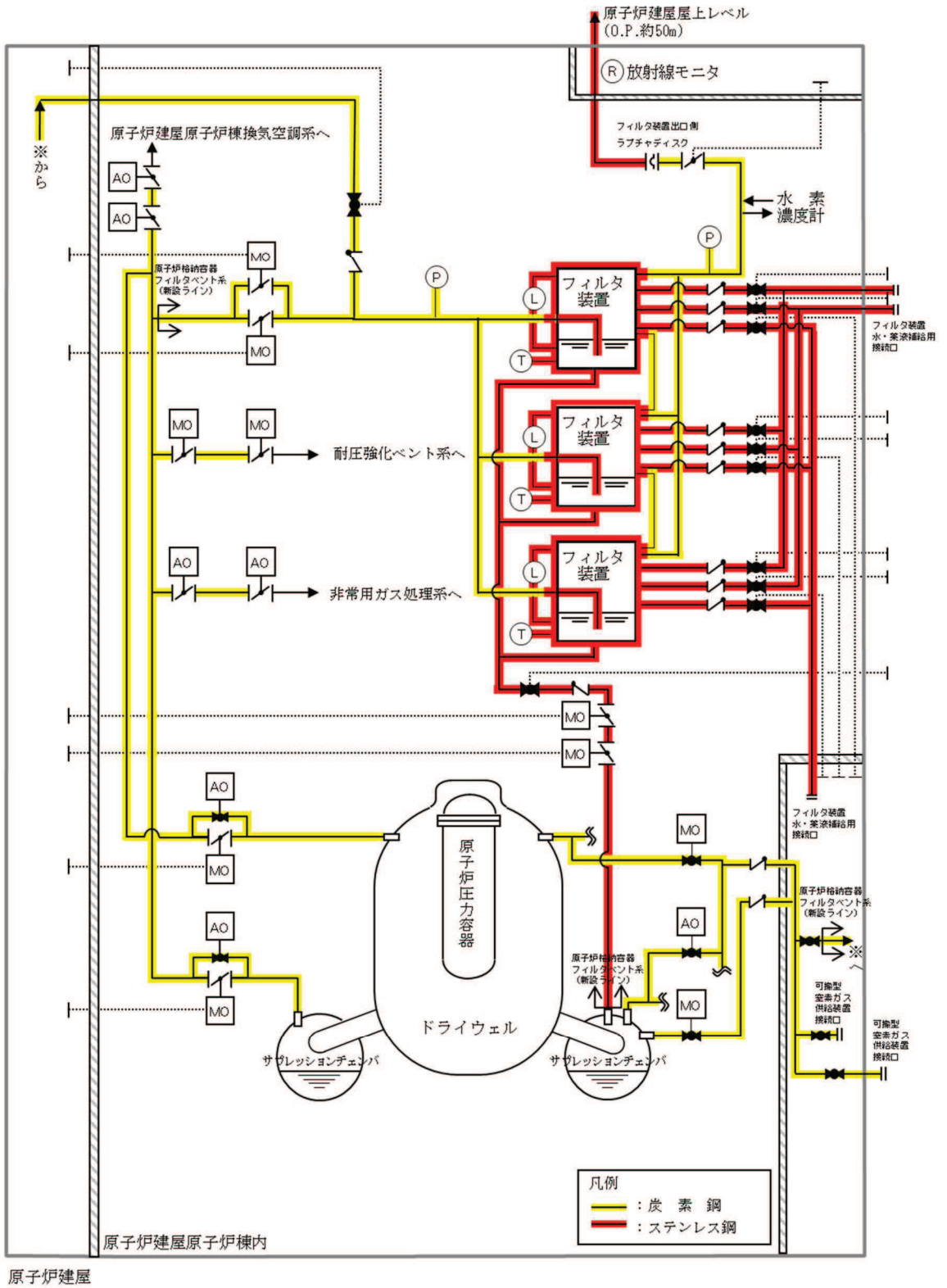


図2.3.1-2 フィルタ装置及び配管の材質範囲

2.3.2 フィルタ装置

(1) フィルタ装置仕様

フィルタ装置は、たて置円筒形の容器であり、常時スクラバ溶液を貯留する。また、1基（全3台）で構成し、3台のフィルタ装置は並列に設置し、原子炉建屋原子炉棟内のフィルタ装置室の壁に固定する。容器下部にはベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル及びスクラバ溶液）、上部には金属繊維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を除去する。

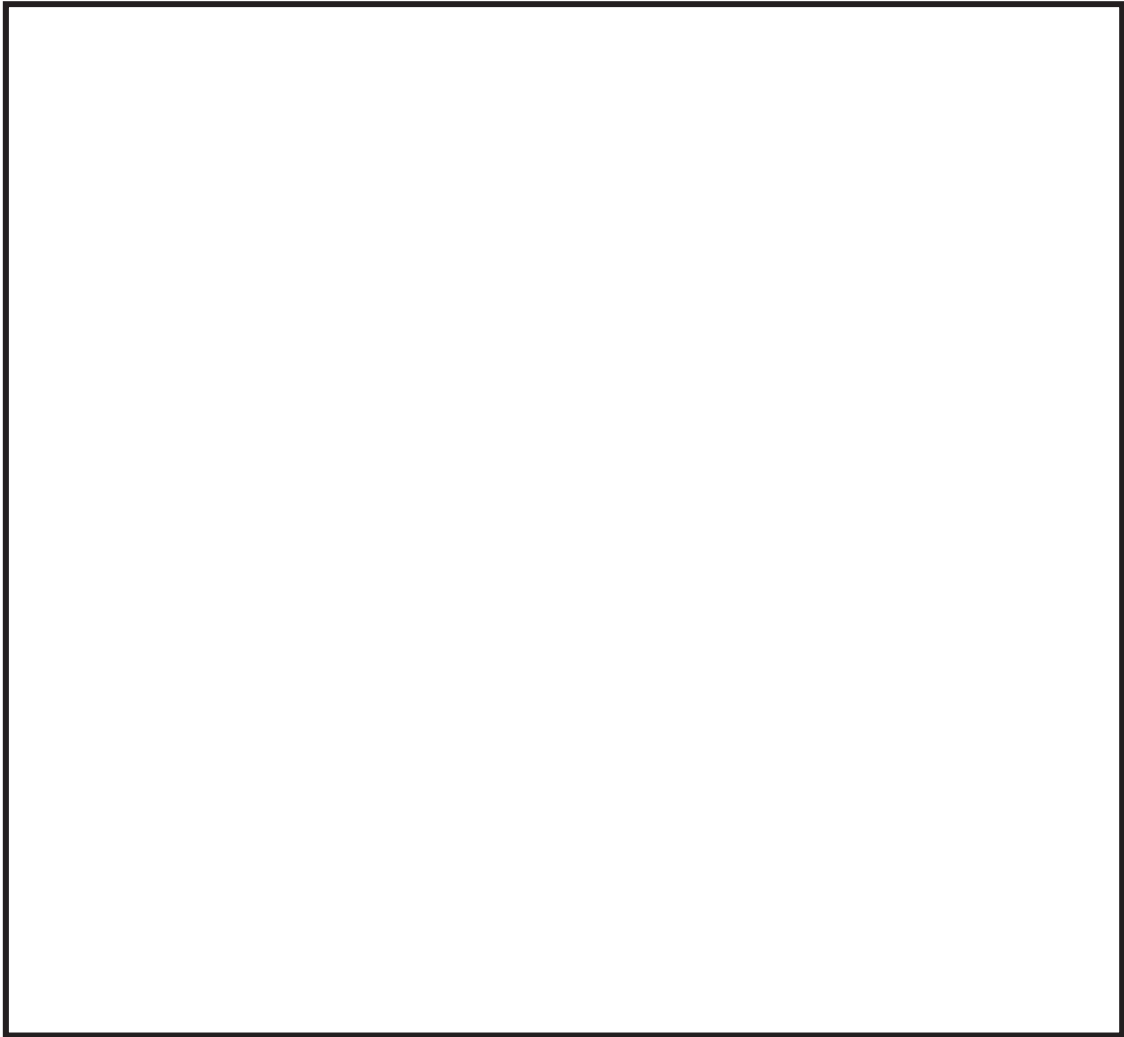
さらに、金属繊維フィルタの後段に、容器内部に放射性よう素フィルタを設け、有機よう素及び無機よう素を捕集する物質（銀ゼオライト）を収納している。

フィルタ装置の主な仕様を以下に示す。

- a. 容器は、重大事故等クラス2容器として「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005/2007）」クラス2容器の規定に準拠して設計する。
- b. 容器内に貯留するスクラバ溶液量は、捕集した放射性物質の崩壊熱による減少を考慮し、設計条件であるフィルタ装置内発熱量370kWに対して、ベント開始後 はベンチュリ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. 容器及び内部構造物の材料は、スクラバ溶液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。
- d. 容器には、スクラバ溶液の減少分を補充するための注水用の管台、スクラバ溶液を採取するための試料採取用の管台及びスクラバ溶液を移送するためのドレン用の管台を設ける。
- e. 容器は、ベンチュリノズル及び金属繊維フィルタを内蔵する。
- f. 容器内部には、放射性よう素フィルタを設け、銀ゼオライトを収納する。
- g. 金属繊維フィルタと放射性よう素フィルタの連絡管には、流量制限オリフィスを設け、原子炉格納容器より排出されるガスの体積流量をほぼ一定に保つ設計とする。

フィルタ装置の仕様を表2.3.2-1に、構造を図2.3.2-1に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注：フィルタ装置 (A)のN28及びフィルタ装置 (C) の N31は予備とする

3	マンホール平板		
2	鏡板		
1	胴板		
番号	品名	個数	材料
部品表			

N34	レベル計 (狭帯域)		
N33	レベル計 (狭帯域)		
N32	換気口 (サンプリング)		
N31	連通管		
N30	重大事故用給水ライン		
N29	サンプリング		
N28	連通管		
N19	サンプリング		
N18	ベント		
N17	ドレン		
N16	ドレン		
N15	ドレン		
N14	排水移送ライン		
N13	薬液注入ライン		
N11	補給水ライン		
N10	温度計		
N8	圧力計		
N6	レベル計 (広帯域)		
N5	レベル計 (広帯域)		
N4	マンホール		
N3	ガス出口		
N2	ガス出口		
N1	ガス入口		
番号	名称	個数	呼び径
管台一覧表			

図2.3.2-1 フィルタ装置概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) フィルタ仕様

a. ベンチュリスクラバ

ベンチュリスクラバは、ベンチュリノズル、スクラバ溶液で構成され、ベントガス中に含まれる粒子状放射性物質及び無機よう素を捕集し、スクラバ溶液中に保持する。

ベンチュリノズルは、上部に行くにつれて緩やかに矩形断面の流路面積を増やして断面変化させており、上端は閉じて、側面に出口開口を設けている。また、ベンチュリノズル中低部の最も流路断面積が小さくなるスロート部の側面にスクラバ溶液を取り込む開口を設けている。これにより、スロート部で高流速とすることで、スロート部の圧力を周囲スクラバ溶液領域よりも低下させて側面開口からベンチュリノズル周囲のスクラバ溶液を吸込み、ベンチュリノズル内に噴霧させる。ベンチュリノズル内ではガスと噴霧水滴の流速の差で粒子状放射性物質の捕集効率を高め、上端吐出部からスクラバ溶液中に排出させる。

ベンチュリノズルは、分配管に設置し、分配管に対して直立させるとともに、他のベンチュリノズルと離隔距離を確保した配置とする。また、ベントガスは、スクラバ溶液中に [] に排出されたのち、減速し分配管の間を浮き上がっていく流れとなるため、隣接するベンチュリノズルへ与える影響はない。

また、スクラバ溶液には放射性の無機よう素 (I_2) を捕集、保持するため、 [] が添加される。 [] 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、 [] は、 [] の効果を安定させるために、スクラバ溶液を高アルカリ性の状態に維持する。

ベンチュリノズルの材質は、耐アルカリ性に優れるステンレス鋼とする。

ベンチュリノズルの機器仕様を表2.3.2-1に、スクラバ溶液の仕様を表2.3.2-2に、概略図を図2.3.2-2に、配置を図2.3.2-3に、ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要を図2.3.2-4に示す。

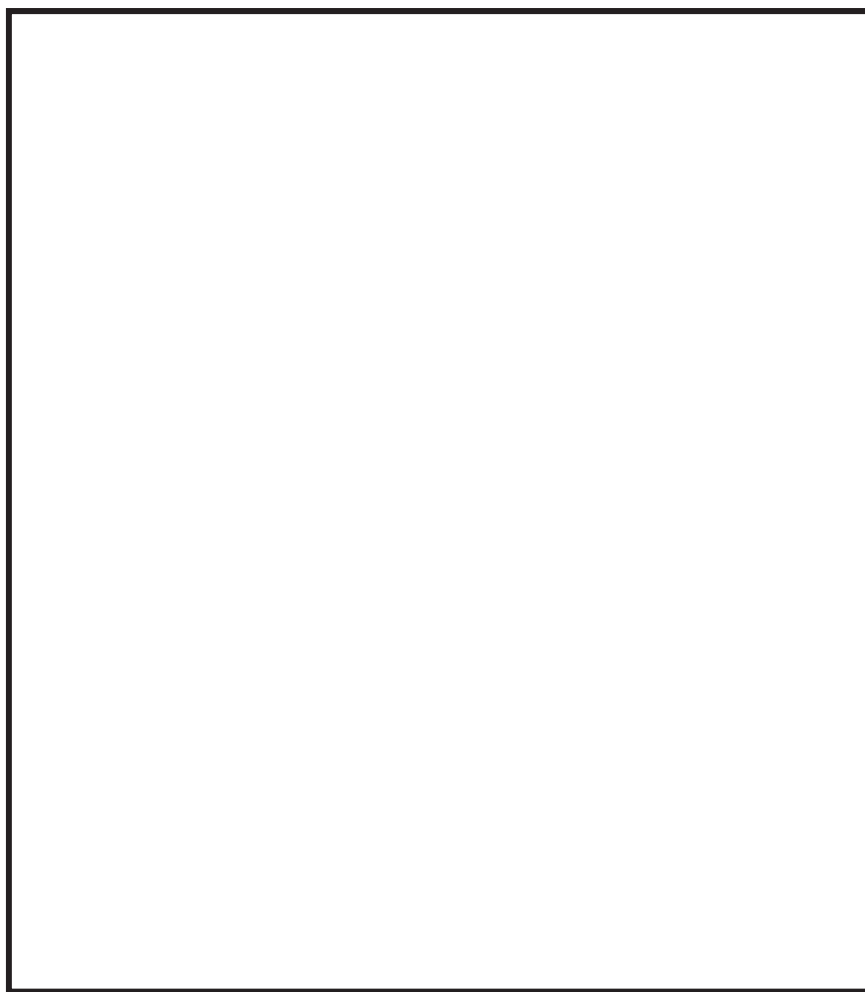


図 2. 3. 2-2 ベンチュリノズル概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図2.3.2-3 ベンチュリノズルの配置図
(全3台のうち2台 (残り1台は180° 方位が異なる。))

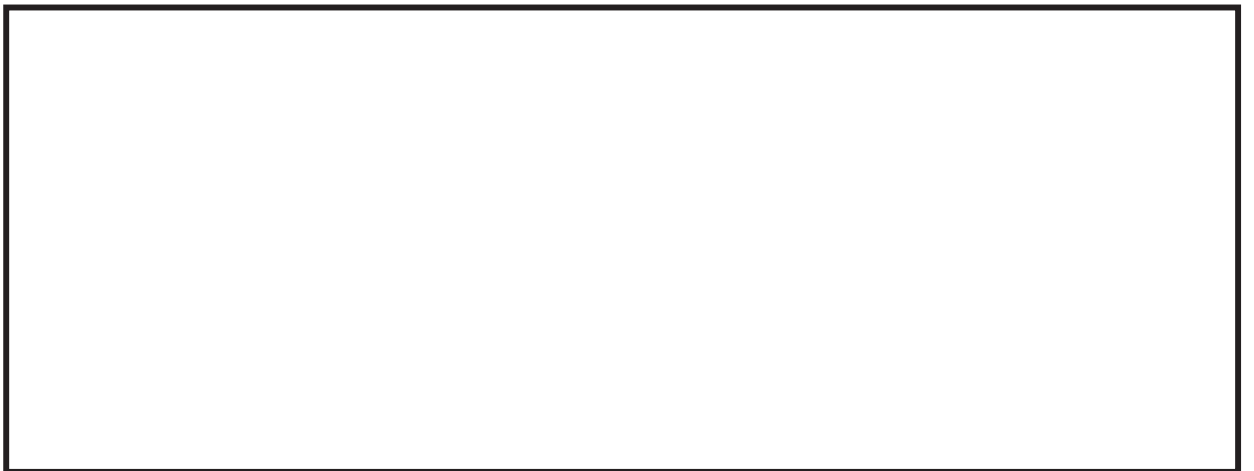


図2.3.2-4 ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

b. 金属繊維フィルタ

金属繊維フィルタは、ベンチュリスクラバで除去しきれなかった粒子状放射性物質を除去する。

金属繊維フィルタは、必要なフィルタ面積と最適なガス流速が得られるように、容器の上部に縦向きに配置される。金属繊維フィルタはステンレス鋼製で、プレフィルタとメインフィルタを [] であり、周囲の型枠により容器内部に直接取り付けられる。

ベントガスは、スクラバ溶液を出た後、スクラバ溶液から生じる湿分（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、 [] の間には湿分分離機構が設けられ、除去した液滴は、スクラバ溶液内にドレンされる。

金属繊維フィルタの機器仕様を表2.3.2-1に、概略図及びフィルタ装置内の配置を図2.3.2-5及び図2.3.2-6に示す。

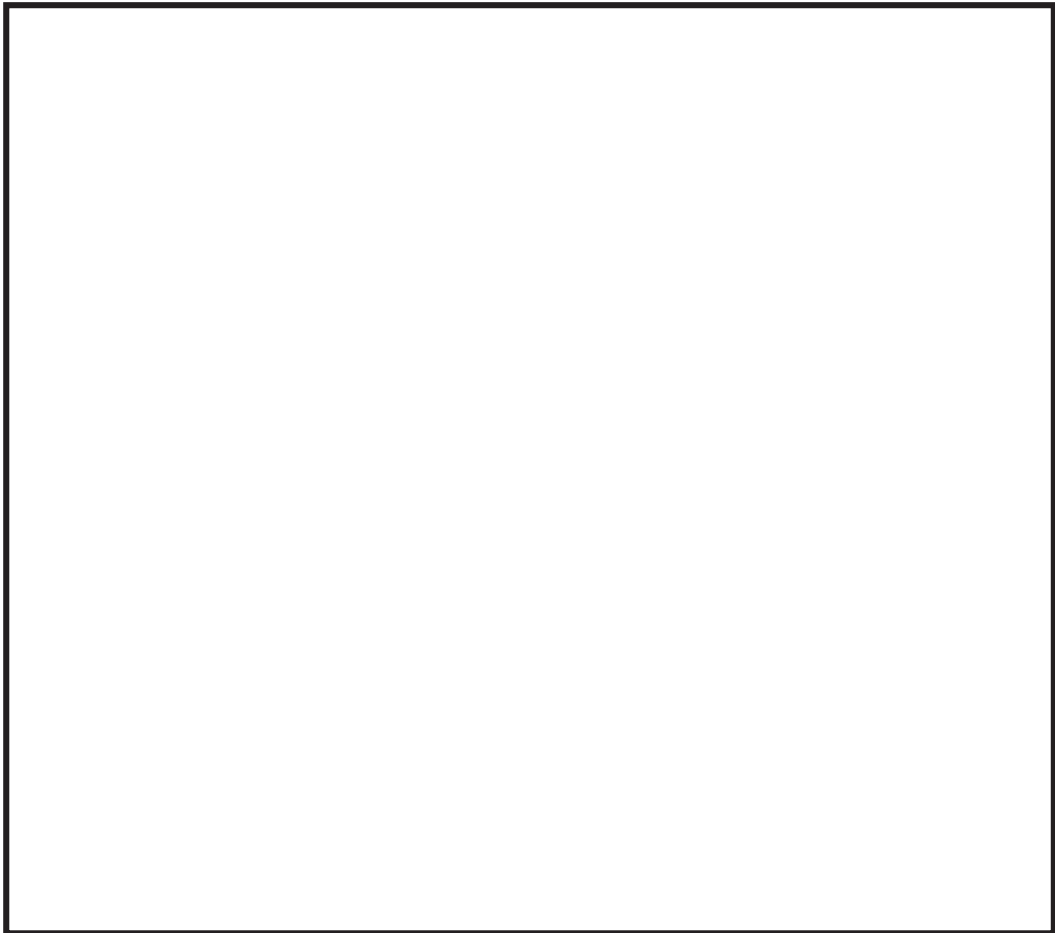


図2.3.2-5 金属繊維フィルタ概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図2.3.2-6 フィルタ装置の断面図（金属繊維フィルタ）

(a) プレフィルタ及び湿分分離機構

プレフィルタは、ベントガスに含まれる液滴を凝集させる。ベントガスに含まれる液滴は、湿分分離機構 [] を通過する際、 [] し、ベントガス中から分離される。分離した液滴は、金属繊維フィルタ下部に接続したドレン配管を介してスクラバ溶液中に戻る。

プレフィルタは、約 [] μm の繊維径のものを使用し、 [] [] になっている。繊維の材質は、 [] ステンレス鋼を採用する。

湿分分離機構の概要を図2.3.2-7に、ドレン配管接続部の概要を図2.3.2-8に示す。



図2.3.2-7 湿分分離機構の概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

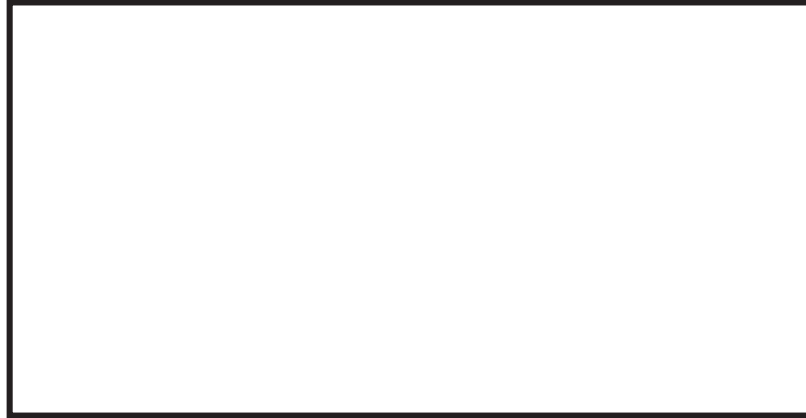


図2.3.2-8 ドレン配管接続部の概略図

(b) メインフィルタ

メインフィルタは、約 [] μm の繊維径のものを使用し、 []
 [] になっている。繊維の材質は、 [] ステンレス
 鋼を採用する。

c. 流量制限オリフィス

フィルタ装置内の体積流量をほぼ一定に保つため、金属繊維フィルタ下流に
 流量制限オリフィスを設置する。流量制限オリフィスの穴径は、系統の圧力損
 失を考慮した上で、ベント開始時の原子炉格納容器圧力（1Pd～2Pd）のうち、
 低い圧力（1Pd）において、設計流量が確実に排気できるよう設定する。

なお、ベントガスは、 [] により、 []
 [] となり、放射性よう素フィルタに供給される。

流量制限オリフィスの仕様を表2.3.2-1に示す。

d. 放射性よう素フィルタ

放射性よう素フィルタには、銀ゼオライトを収納し、ベントガスを通過させ
 ることで、ガス中に含まれる放射性のよう素を除去する。

銀ゼオライトの充填部は、 []、各充填部に充填孔を設け、
 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から
 充填孔を介して銀ゼオライトを充填若しくは吸引回収できる構造とする。

放射性よう素フィルタの仕様を表2.3.2-1に、概略図を図2.3.2-9に、フィル
 タ装置内の放射性よう素フィルタの配置を図2.3.2-10に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図2.3.2-9 放射性よう素フィルタ概略図

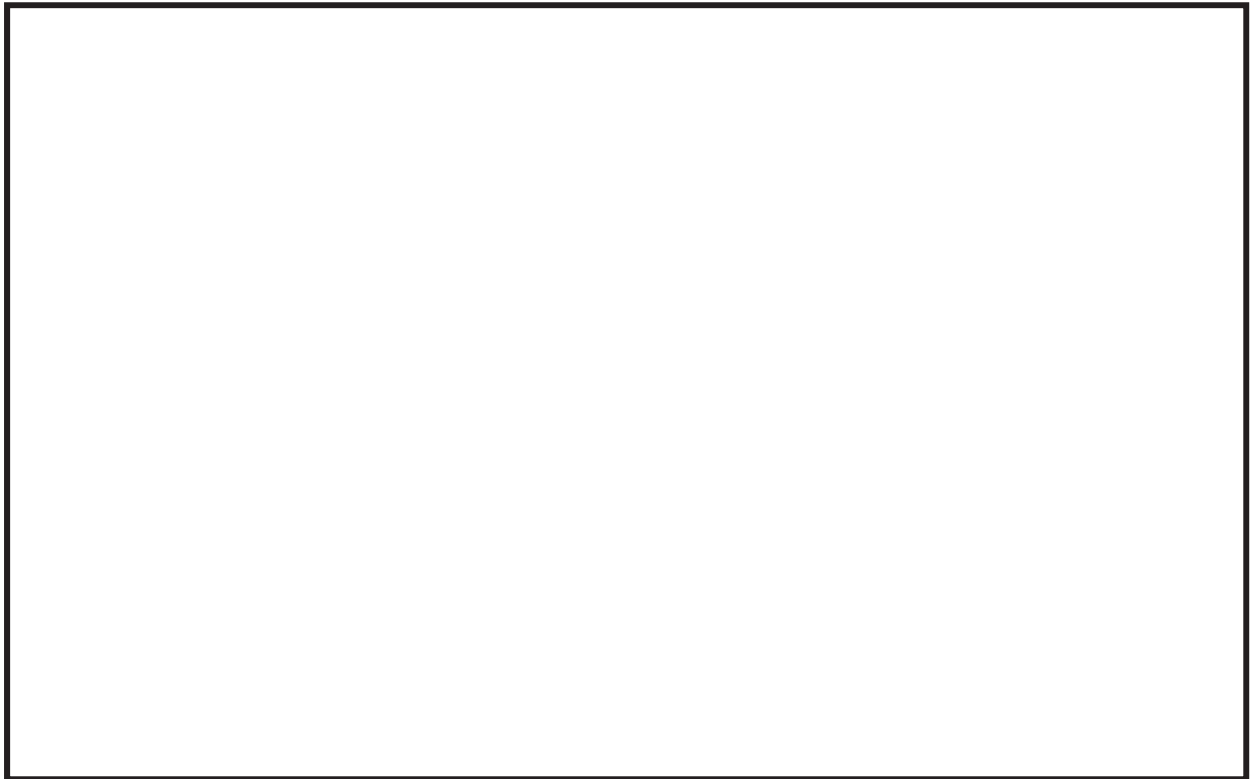


図2.3.2-10 フィルタ装置の断面図（放射性よう素フィルタ）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表2.3.2-1 フィルタ装置主要仕様

(1) 容器

型 式	たて置円筒形
材 質	ステンレス鋼 ()
胴 内 径	約2.6m
高 さ	約6.2m
個 数	3*

注記*：フィルタ装置は1基（全3台）で構成する。

(2) ベンチュリノズル

材 質	ステンレス鋼 ()
個 数	()

(3) 金属繊維フィルタ

材 質	ステンレス鋼 ()
寸 法	高さ 約 () mm
	横幅 約 () mm
	厚さ 約 () mm
織 維 径	プレフィルタ 約 () μm
	メインフィルタ 約 () μm
個 数	()
総 面 積	約 ()

(4) 流量制限オリフィス

型 式	同心オリフィス板
材 質	ステンレス鋼 ()
個 数	()

(5) 放射性よう素フィルタ

材 質	銀ゼオライト
充 填 量	約 ()
ベッド厚さ	約 () mm

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表2.3.2-2 スクラバ溶液仕様（待機水位時）

項目	設定値
pH	13以上

2.3.3 配置

フィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内のフィルタ装置室に設置することにより、地震、津波、飛来物の衝突等を考慮した設計とする。フィルタ装置等の周囲に設置される遮蔽壁は、鉄筋コンクリート製であり、原子炉格納容器フィルタベント系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、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ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプ並びに重大事故等対処設備である原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）に対して位置的分散を図っている。さらに、重大事故等対処設備である代替循環冷却ポンプに対しても位置的分散を図っている。

フィルタ装置の配置を図 2.3.3-1 に、残留熱除去系ポンプ及び代替循環冷却ポンプの配置を図 2.3.3-2 に、残留熱除去系熱交換器の配置を図 2.3.3-3 に、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプの配置を図 2.3.3-4 に、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の保管場所を図 2.3.3-5 に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系の配管については、ベント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及び酸素の滞留を防止するため、配置に留意する。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。なお、新設部分については、水平配管に適切な勾配を設ける。

原子炉格納容器フィルタベント系は、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（O.P. -1.914m）よりも高い位置（O.P. 1.352m）に接続箇所を設け、ドライウェル側からの排気では、有効燃料棒頂部（O.P. 16.51m）よりも高い位置（O.P. 17.80m）に接続箇所を設ける。

原子炉格納容器フィルタベント系の配管ルート図を図2.3.3-6～10に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

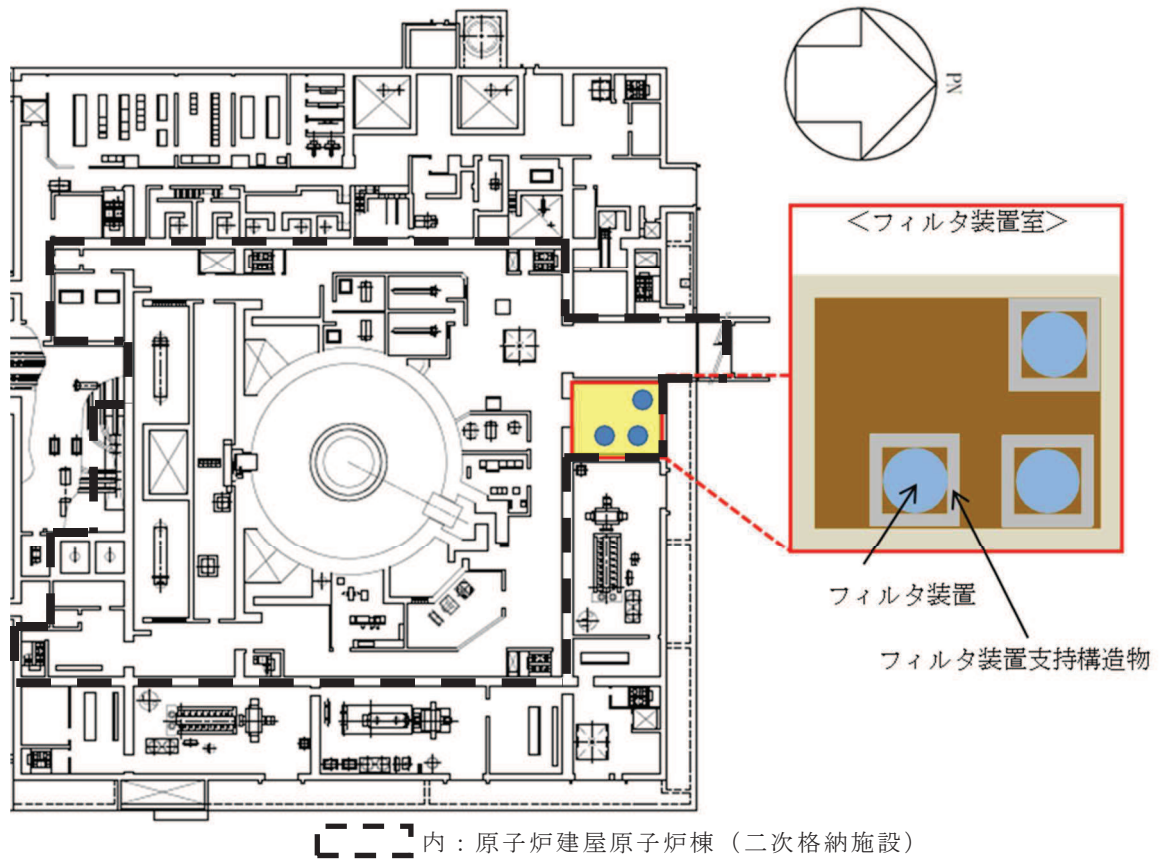


図 2.3.3-1 フィルタ装置配置図(原子炉建屋地上1階)

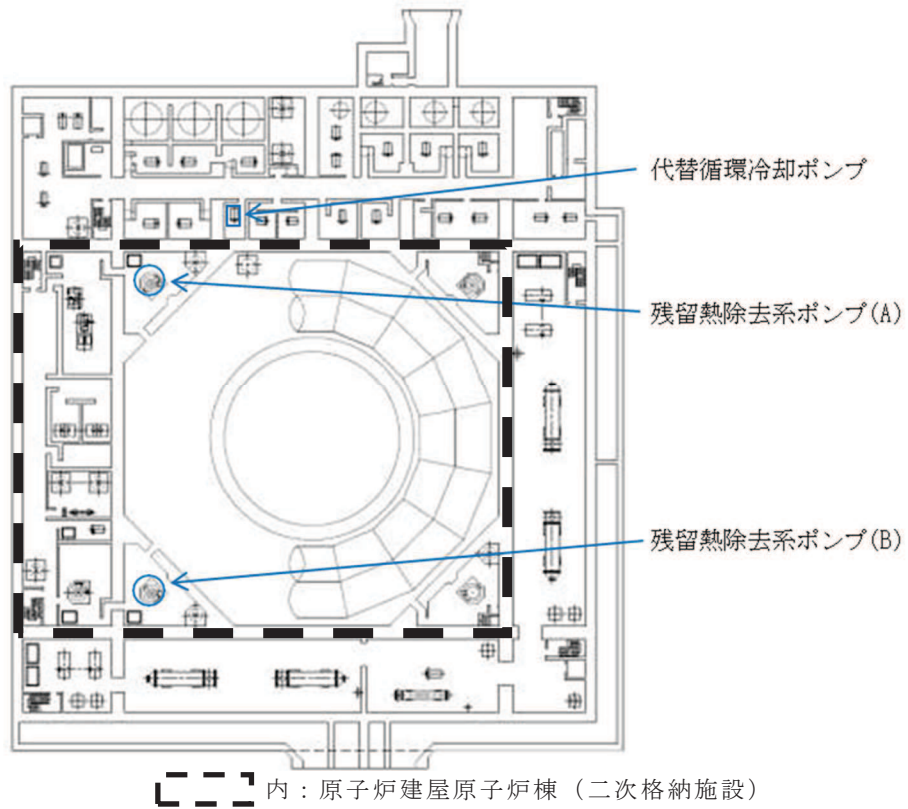


図 2.3.3-2 残留熱除去系ポンプ及び代替循環冷却ポンプ配置図(原子炉建屋地下3階)

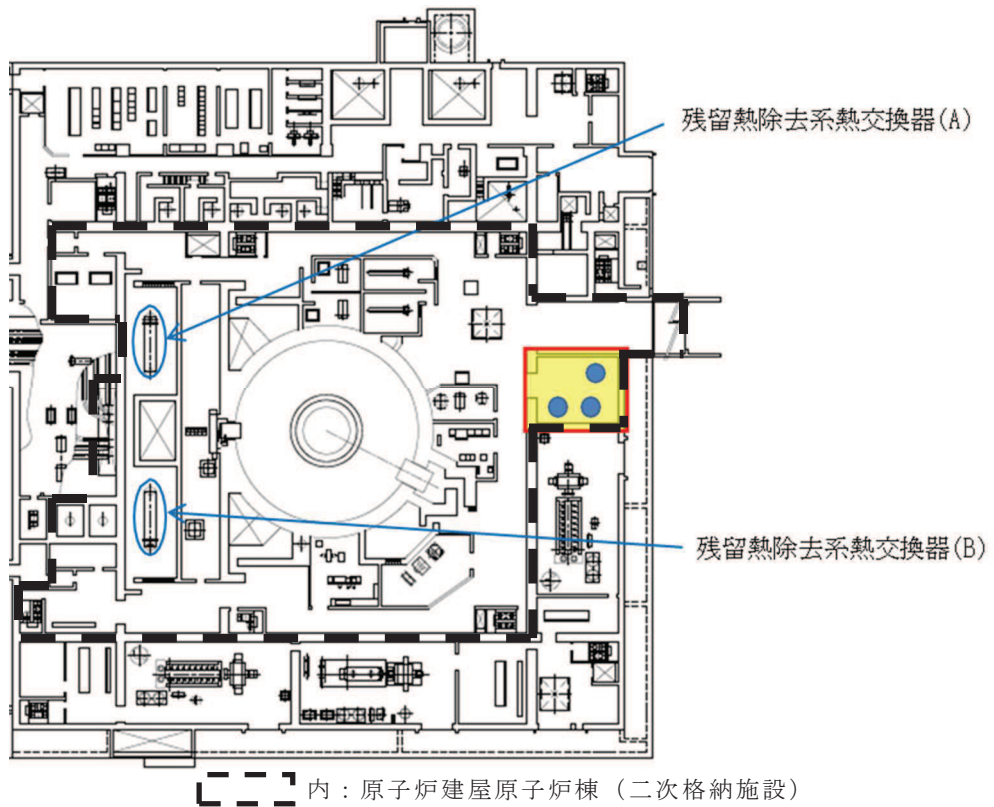


図 2.3.3-3 残留熱除去系熱交換器配置図(原子炉建屋地上1階)

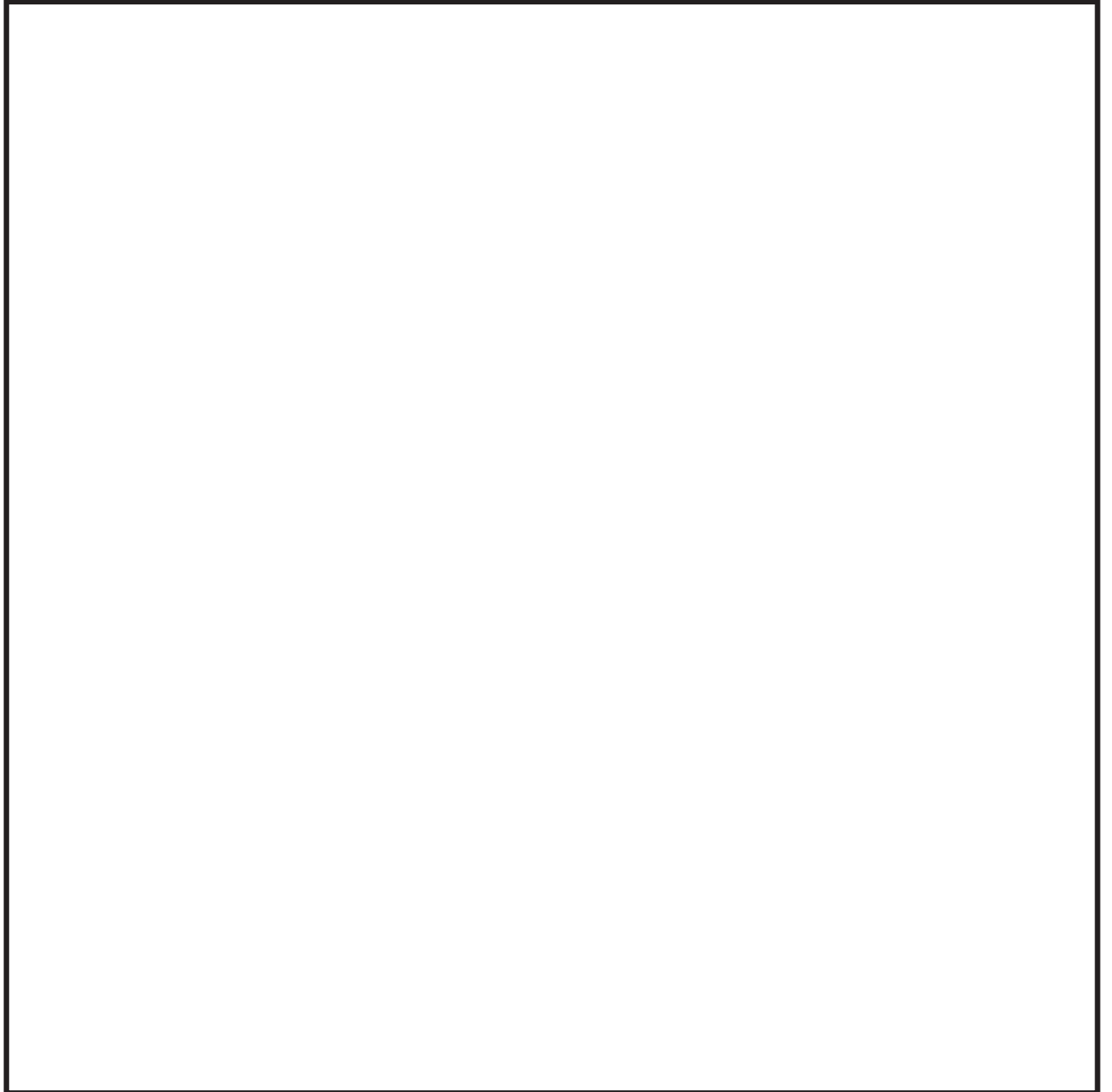


図2.3.3-4 原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプ配置図（原子炉建屋地下3階及び海水ポンプ室）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

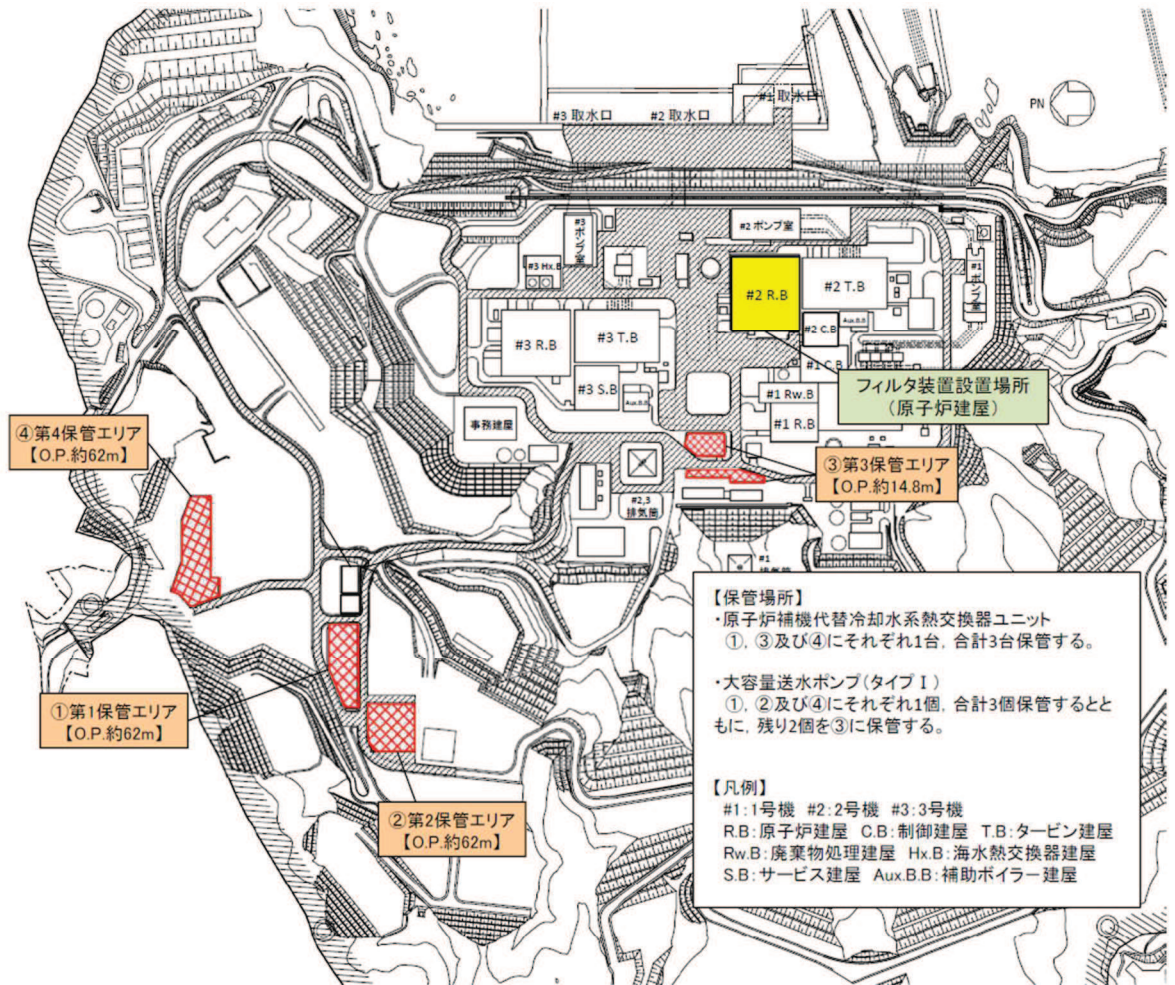


図2.3.3-5 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI） 保管場所概要図

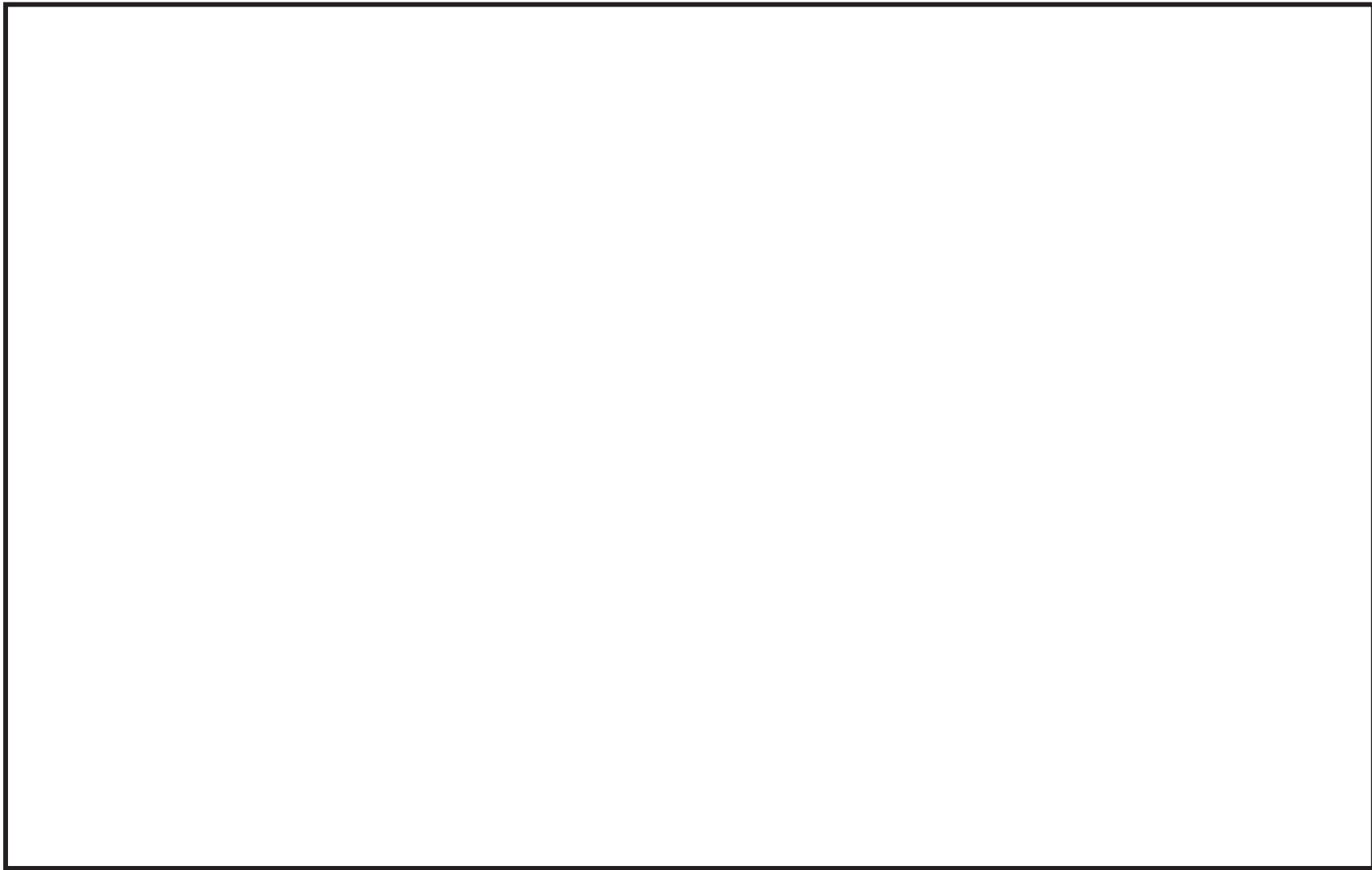


図 2.3.3-6 原子炉格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (全体図)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

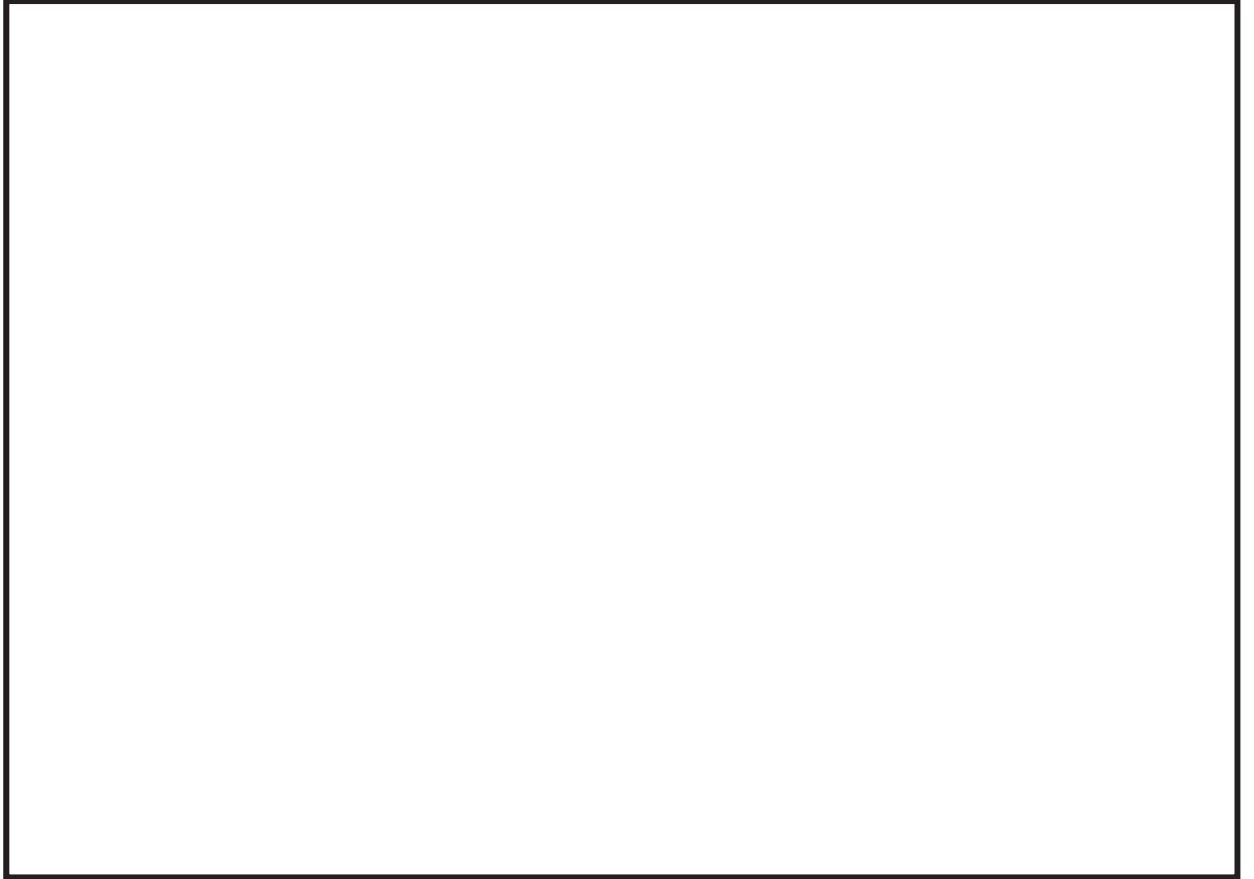


図2.3.3-7 原子炉格納容器フィルタベント系 配管ルート拡大図 (1/4)



図2.3.3-8 原子炉格納容器フィルタベント系 配管ルート拡大図 (2/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

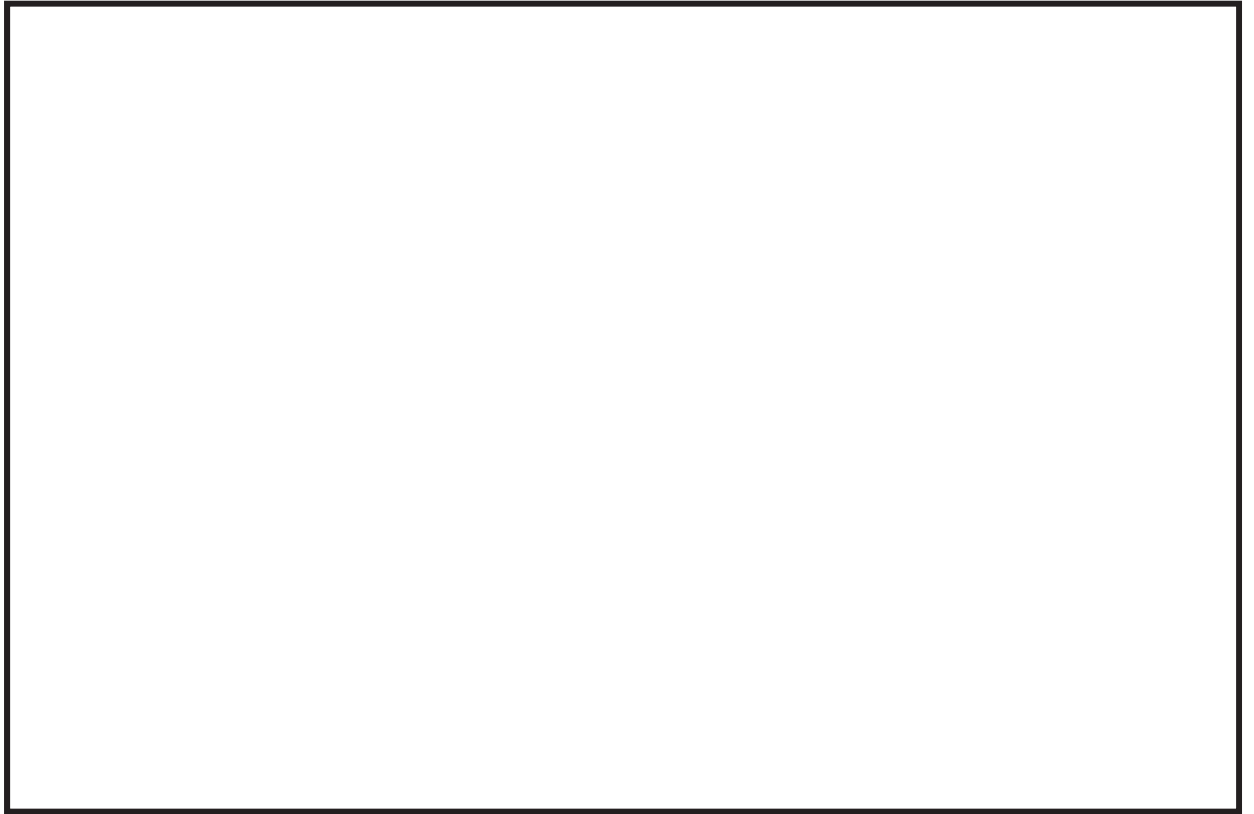


図2.3.3-9 原子炉格納容器フィルタベント系 配管ルート拡大図 (3/4)

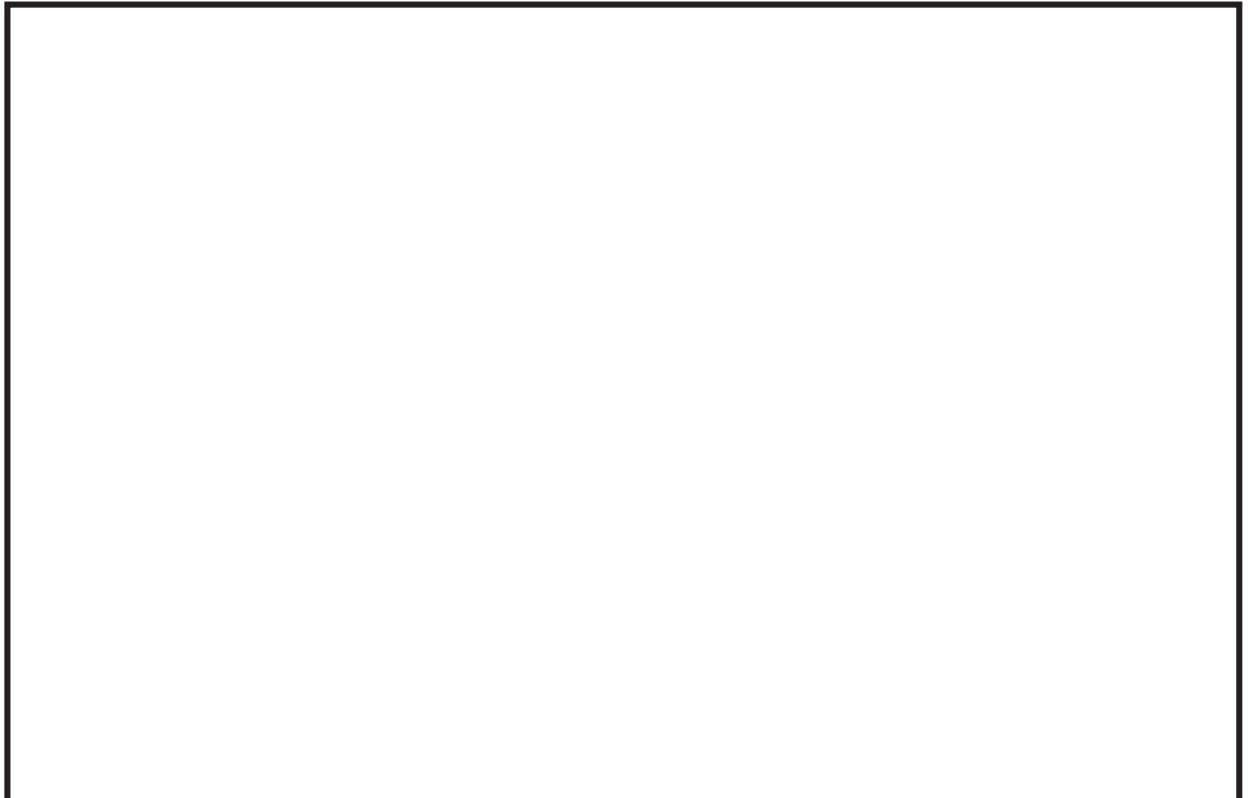


図2.3.3-10 原子炉格納容器フィルタベント系 配管ルート拡大図 (4/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.4 付帯設備

2.4.1 計装設備

原子炉格納容器フィルタベント系の計装設備は、各運転状態において、設備の状態を適切に監視するため、フィルタ装置出口水素濃度、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装設備にて構成する。

(1) フィルタ装置出口水素濃度

フィルタ装置出口水素濃度は、ベント停止後の系統内の水素濃度が可燃限界4vol%以下に維持されていることを監視するため、フィルタ装置出口配管に設置する。

ベント停止（原子炉格納容器第一隔離弁を閉止）後は、フィルタ装置の上流側から窒素を供給し、系統内に残留するガスを掃気することで、水素が可燃限界に至ることはない。また、フィルタ装置内の放射性物質を保持するスクラバ溶液より放射線分解で発生する水素は、窒素供給することでフィルタ装置出口配管を通過して掃気され、可燃限界に至ることはない。

水素濃度の計測は、ベント停止後の系統内への窒素供給時に実施する。

フィルタ装置出口水素濃度の計測範囲は、0～30vol%及び0～100vol%とする。計測した水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

フィルタ装置出口水素濃度は、系統待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用交流電源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ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備である電源車から給電可能な構成とする。

フィルタ装置出口水素濃度の主要仕様を表2.4.1-1に示す。

表2.4.1-1 フィルタ装置出口水素濃度の仕様

種 類	熱伝導率式水素検出器	
	計測範囲	0～30vol%
個 数	1	1
使用電源	交流電源	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、大気へ放出する放射性物質濃度を監視する目的で、排気中の放射性物質からのγ線強度を計測するため、フィルタ装置出口配管近傍に設置する。

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲は、ベント時に想定される排気中の放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を計測できる範囲として、 10^{-2} mSv/h～ 10^5 mSv/hを計測範囲としている。計測した放射線量率は、中央制御室及び緊急時対策所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、系統待機時及び重大事故等時には所内常設蓄電式直流電源設備である125V蓄電池（A）及び125V蓄電池（B）から受電しているが、重大事故等時で125V蓄電池（A）及び125V蓄電池（B）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125V代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である125V代替蓄電池、125V代替充電器及び電源車の組み合わせから給電可能な構成とする。

フィルタ装置出口放射線モニタの主要仕様を表2.4.1-2に示す。

表2.4.1-2 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} mSv/h～ 10^5 mSv/h
個 数	2
使用電源	直流電源

(3) フィルタ装置周り計装設備

系統待機時，系統運転時及び事故収束時の各状態において，フィルタ装置の水位，圧力及び温度並びにスクラバ溶液のpHを監視するため，フィルタ装置周辺に水位計，圧力計，温度計及びpH計を設置し，中央制御室，緊急時対策所及び一部現場において監視できる設計とする。

フィルタ装置周りの計装設備のうち水位計，圧力計及び温度計は，系統待機時及び重大事故等時には所内常設蓄電式直流電源設備である125V蓄電池（A）及び125V蓄電池（B）から受電しているが，重大事故等時で125V蓄電池（A）及び125V蓄電池（B）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125V代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である125V代替蓄電池，125V代替充電器及び電源車の組み合わせから給電可能な構成とする。

また，pH計は，系統待機時には非常用母線より受電しているが，重大事故等時で非常用交流電源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ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備である電源車から給電可能な設計とする。

なお，スクラバ溶液は系統待機時に十分な量の薬液を保有することにより，ベントを実施した際に原子炉格納容器から移行する酸の量を保守的に想定しても，アルカリ性を維持することができ，ベント中のpH監視は不要であるため，pH計は自主対策設備とする。また，フィルタ装置水位（広帯域），フィルタ装置入口圧力（広帯域）及びフィルタ装置出口圧力（広帯域）は，中央制御室にて監視が可能であるため，現場計器は自主対策設備とする。さらに，フィルタ装置水位（狭帯域），フィルタ装置入口圧力（狭帯域）及びフィルタ装置出口圧力（狭帯域）は系統待機時に確認する計器であるため，自主対策設備とする。

(4) 各状態における監視の目的

a. 系統待機状態

原子炉格納容器フィルタベント系の系統待機時の状態を、以下のとおり確認する設計とする。

(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位（狭帯域）にて、スクラバ溶液の水位が、系統待機時の設定範囲内（mm）にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認する。

系統待機時における水位の範囲は、ベント時のスクラバ溶液の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し、ベント開始後7日間は水補給が不要な範囲である。

また、フィルタ装置内のスクラバ溶液のpHがアルカリ性の状態（待機状態においてpH13以上）であることを確認することで、フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認する。

(b) 系統不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力（狭帯域）及びフィルタ装置出口圧力（狭帯域）にて、封入した窒素圧力（kPa[gage]程度）を継続監視することによって、系統内の不活性状態を確認する。

b. 系統運転状態

原子炉格納容器フィルタベント系の運転時の状態を、以下のとおり確認する設計とする。

(a) 原子炉格納容器内の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（広帯域）及びフィルタ装置出口圧力（広帯域）にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により原子炉格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、原子炉格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。

また、フィルタ装置水温度にて、ベント開始によりスクラバ溶液が待機状態から飽和温度まで上昇することを監視することで、原子炉格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。

さらに、フィルタ装置出口放射線モニタが初期値から上昇することを確認することにより、ガスが通気されていることを把握できる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位（広帯域）にて、スクラバ溶液の水位が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲内（ mm）にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が維持できることを確認する。

ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属繊維フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。

(c) ベントガスが放出されていることの確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からの γ 線強度を計測することで、フィルタ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認する。

c. 事故収束状態

原子炉格納容器フィルタベント系の事故収束時の状態を以下のとおり確認する設計とする。

(a) 系統内に水素が滞留していないことの確認

フィルタ装置出口水素濃度にて、ベント停止後の系統内への窒素供給時において、水素が系統内に滞留していないことを確認する。

(b) フィルタ装置の状態確認

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（広帯域）にて、スクラバ溶液の水位が確保されていること、フィルタ装置水温度にて温度の異常な上昇がないこと及びフィルタ装置出口放射線モニタの指示値が上昇傾向にないことを確認する。

(5) 計装設備の仕様

フィルタ装置の水位について図2.4.1-1に、計装設備の概略構成図を図2.4.1-2に、主要仕様を表 2.4.1-3に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

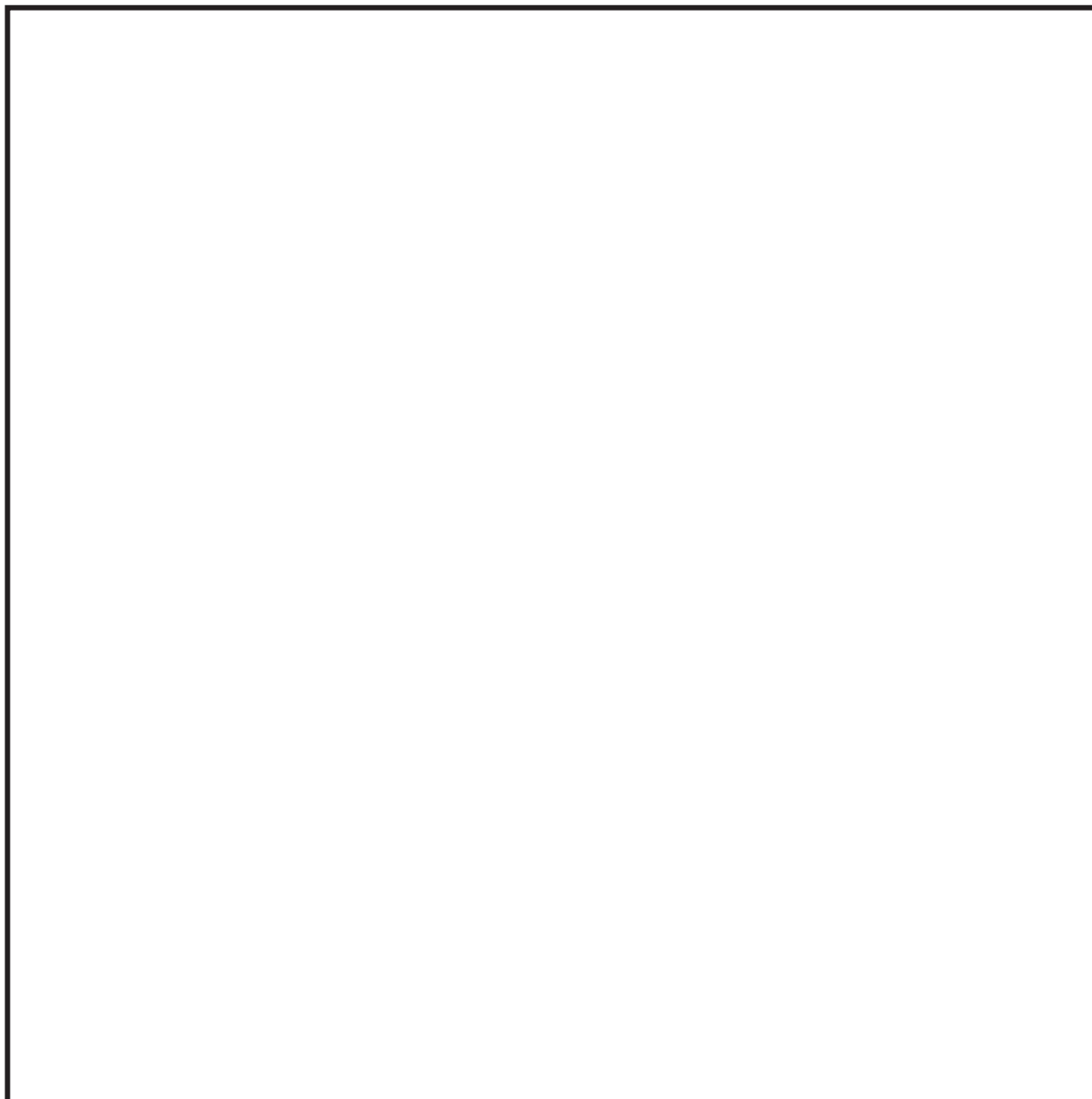


図2.4.1-1 フィルタ装置水位

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

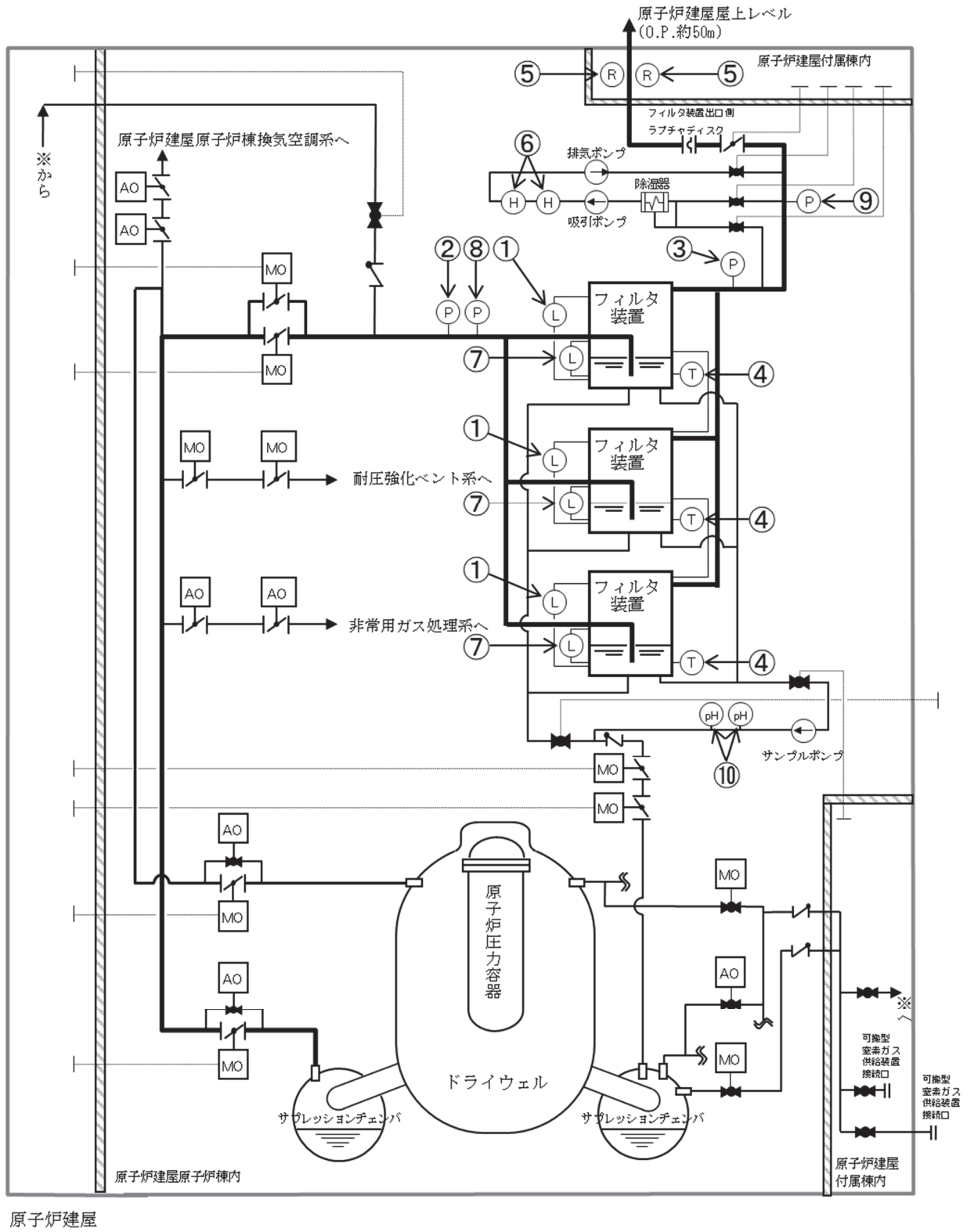


図2.4.1-2 原子炉格納容器フィルタベント系 計装設備概略構成図

表2.4.1-3 計装設備主要仕様(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	検出器 個数	監視場所
①フィルタ装置水位 (広帯域)	系統運転時の 水位監視	0～ 3650mm*3	系統運転時の下限水位 から上限水位の範囲 (mm*3) を監視できる範囲	3	中央制御室 緊急時対策所 現場*2
②フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	系統運転中に 原子炉格納容器 雰囲気ガスが フィルタ装置に 導かれている ことの確認	-0.1MPa ～ 1.0MPa [gage]	系統の最高使用圧力 (0.854MPa[gage]) を監視できる範囲	1	中央制御室 緊急時対策所 現場*2
③フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	系統運転中に 原子炉格納容器 雰囲気ガスが フィルタ装置に 導かれている ことの確認	-0.1MPa ～ 1.0MPa [gage]	系統の最高使用圧力 (0.854MPa[gage]) を監視できる範囲	1	中央制御室 緊急時対策所 現場*2
④フィルタ装置水温度	フィルタ装置 内の水温度監視	0～200℃	系統の最高使用温度 (200℃)を監視できる 範囲	3	中央制御室 緊急時対策所
⑤フィルタ装置出口放射線モニタ	系統運転中に 放出される放射 性物質濃度の 確認	10 ⁻² mSv/h ～ 10 ⁵ mSv/h	想定される放射性物質 がフィルタ装置出口配 管に内包された時の最 大の放射線量率(約 1.9×10 ³ mSv/h)を計 測できる範囲	2	中央制御室 緊急時対策所

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表2.4.1-3 計装設備主要仕様(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	検出器 個数	監視場所
⑥フィルタ装置 出口水素 濃度	ベント停止後 の系統内の水 素濃度の確認	0～ 30vol%	想定される水素濃度の 変動範囲を計測できる 範囲	1	中央制御室 緊急時対策所
		0～ 100vol%		1	
⑦フィルタ装置 水位（狭 帯域）*2	系統待機時の フィルタ装置 の水位監視	1180mm～ 1580mm*3	系統待機時のフィルタ 装置の水位の範囲 (<input type="text"/> mm*3) を監視できる範囲	3	中央制御室 緊急時対策所
⑧フィルタ装置 入口圧力 （狭帯域）*2	系統待機時の 窒素封入によ る不活性状態 の確認	0～ 100kPa [gage]	封入した窒素圧力 (<input type="text"/> kPa[gage]程度) を監視できる範囲	1	中央制御室 緊急時対策所
⑨フィルタ装置 出口圧力 （狭帯域）*2	系統待機時の 窒素封入によ る不活性状態 の確認	0～ 100kPa [gage]	封入した窒素圧力 (<input type="text"/> kPa[gage]程度) を監視できる範囲	1	中央制御室 緊急時対策所
⑩スクラバ溶 液pH*2	フィルタ装置 性能維持のた めのpH監視	pH0～14	想定されるpHの変動範 囲を計測できる範囲	2	中央制御室 緊急時対策所

注記*1：監視パラメータの数字は図2.4.1-2の丸数字に対応する。

*2：自主対策設備

*3：基準点はフィルタ装置（本体）下部鏡板底部。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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装設備については、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用母線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、所内常設蓄電式直流電源設備である125V蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である電源車、125V代替蓄電池及び125V代替充電器から給電可能な構成とする。

電源構成図を図2.4.2-1，図2.4.2-2に示す。

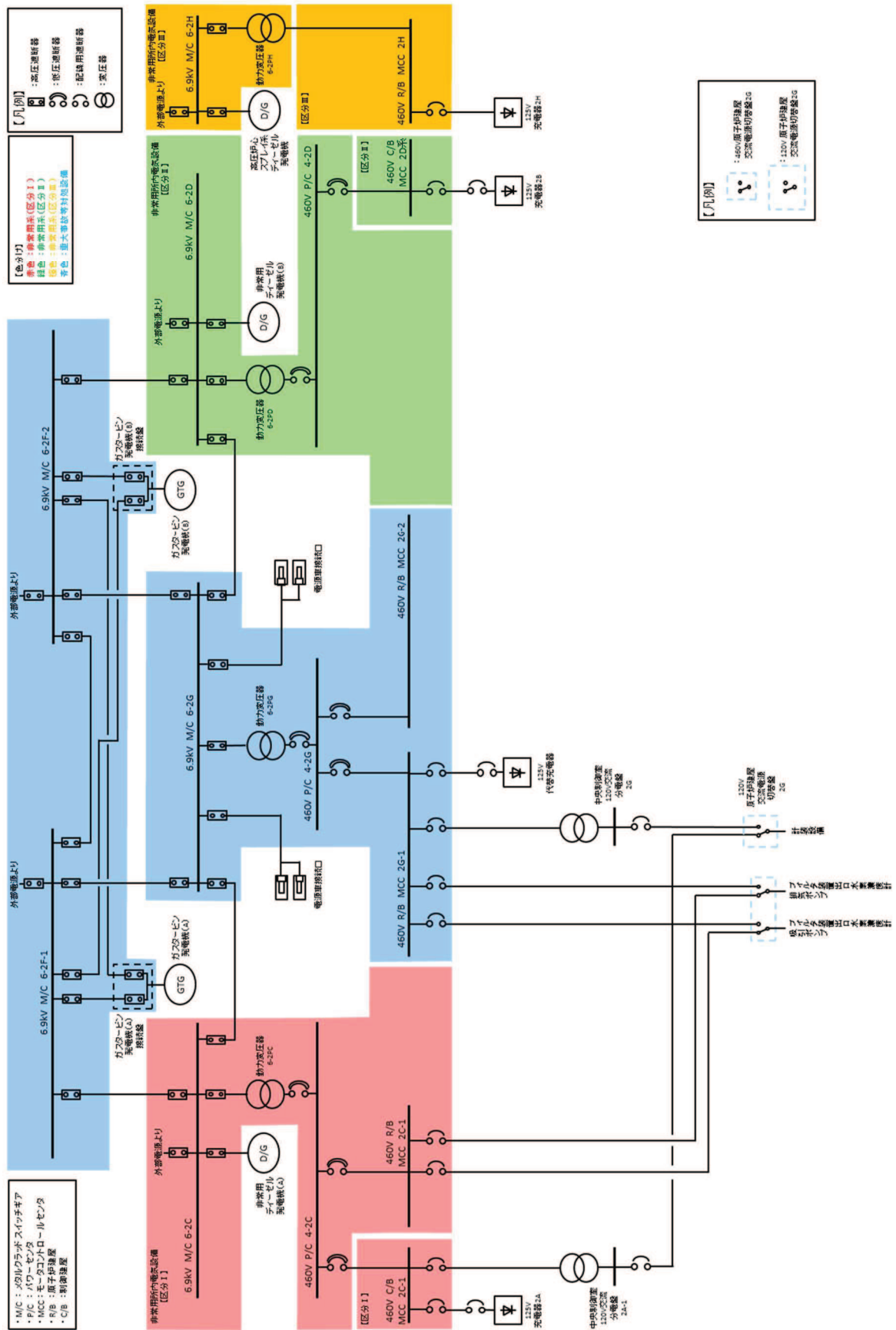


図2.4.2-1 原子炉格納容器フィルタベント系 電源構成図 (交流電源)

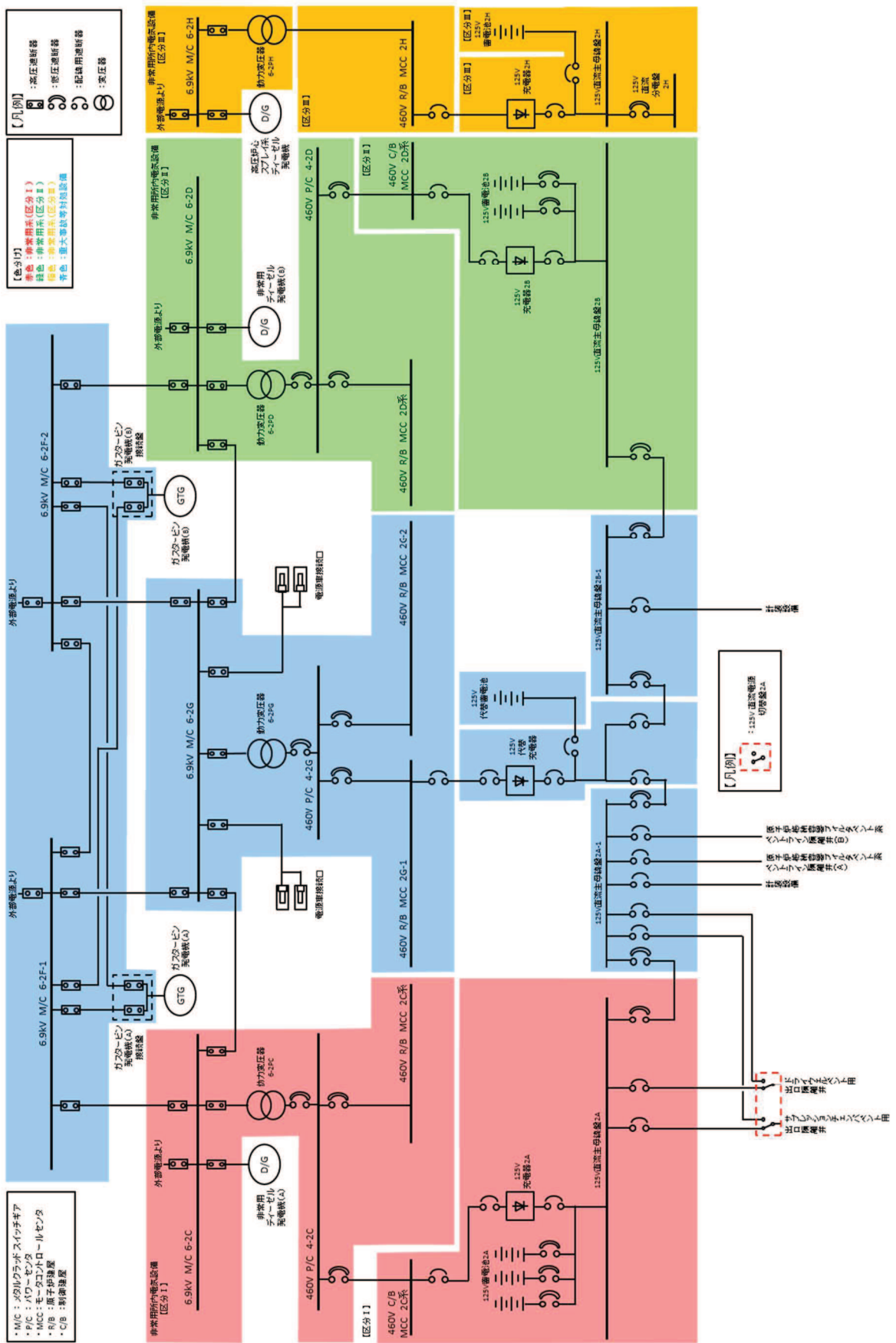


図2.4.2-2 原子炉格納容器フィルタベント系 電源構成図 (直流電源)

2.4.3 給水設備

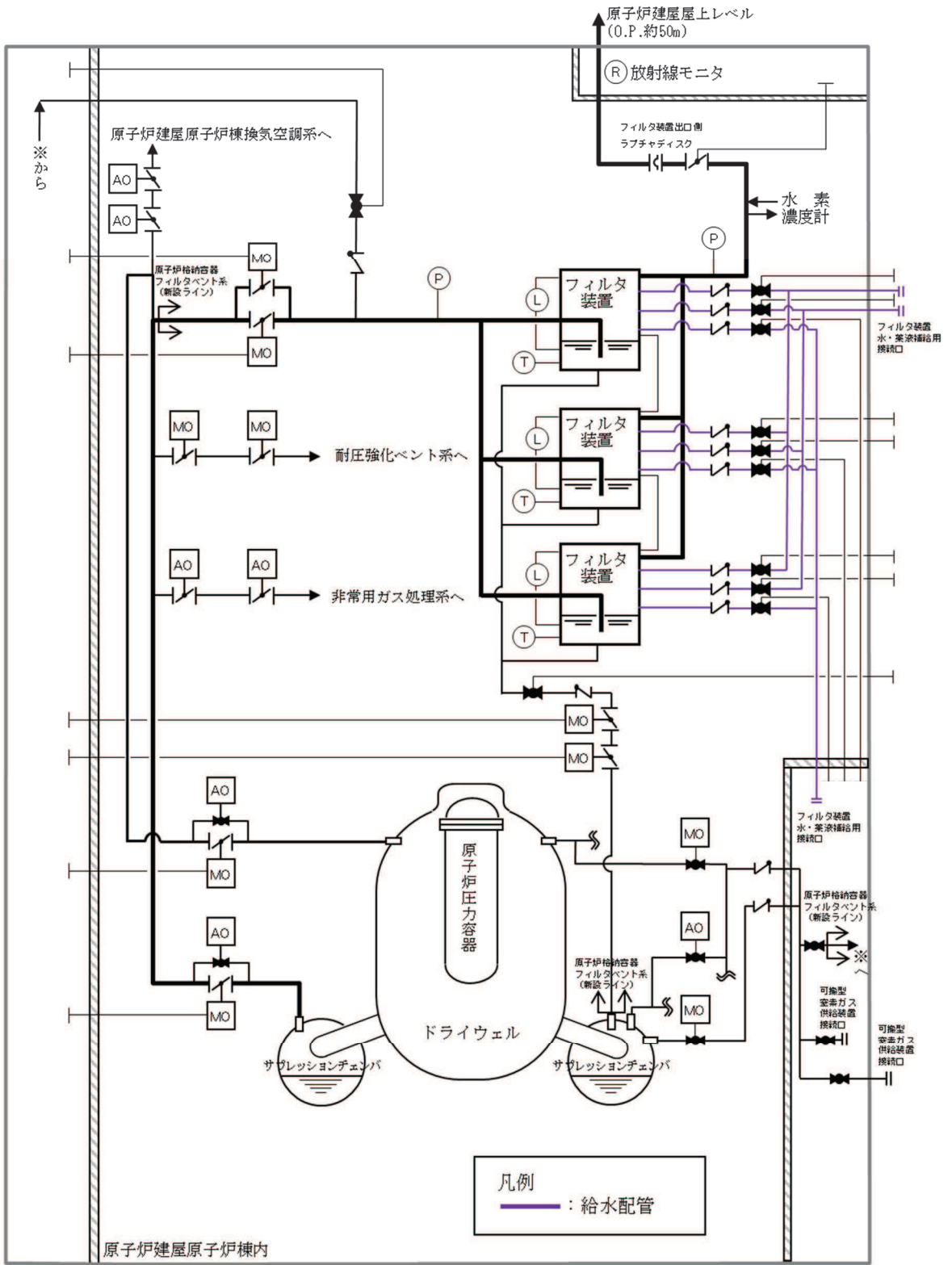
系統待機状態において、フィルタ装置はスクラバ溶液を貯留している状態であるが、重大事故等時において原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合、保持した放射性物質の崩壊熱によりスクラバ溶液が蒸発し、水位が低下する。

このような状況に備え、フィルタ装置には、屋外から給水できるよう接続口を設け、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び薬液補給装置（自主対策設備）からの水及び薬液の補給が可能な設計とする。

給水配管の仕様を表2.4.3-1に、概要を図2.4.3-1に示す。

表2.4.3-1 給水配管仕様

呼 び 径	50A
材 質	ステンレス鋼(SUS316LTP)



原子炉建屋

図2.4.3-1 給水設備概要図

2.4.4 可搬型窒素ガス供給装置

ベント開始後、スクラバ溶液の放射線分解によって発生する水素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、掃気するため及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を設ける。

窒素の供給は、可搬型窒素ガス供給装置により行う。原子炉建屋付属棟内及び屋外に接続口を設け、可搬型窒素ガス供給装置を可搬ホースにて接続する。

なお、可搬型窒素ガス供給装置には発電機を搭載し、外部からの電源供給は不要な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置の仕様を表2.4.4-1に、窒素供給配管の仕様を表2.4.4-2に、可搬型窒素ガス供給装置の概要を図2.4.4-1に、可搬型窒素ガス供給装置の構成概略を図2.4.4-2に示す。

表2.4.4-1 可搬型窒素ガス供給装置仕様

種 類	圧力変動吸着方式
容 量	220m ³ /h[normal]
窒素純度	99.0vol% (不活性ガス)
供給圧力	427kPa[gage]
個 数	1(予備1)

表2.4.4-2 窒素供給配管仕様

呼 び 径	50A
材 質	炭素鋼(STS410)

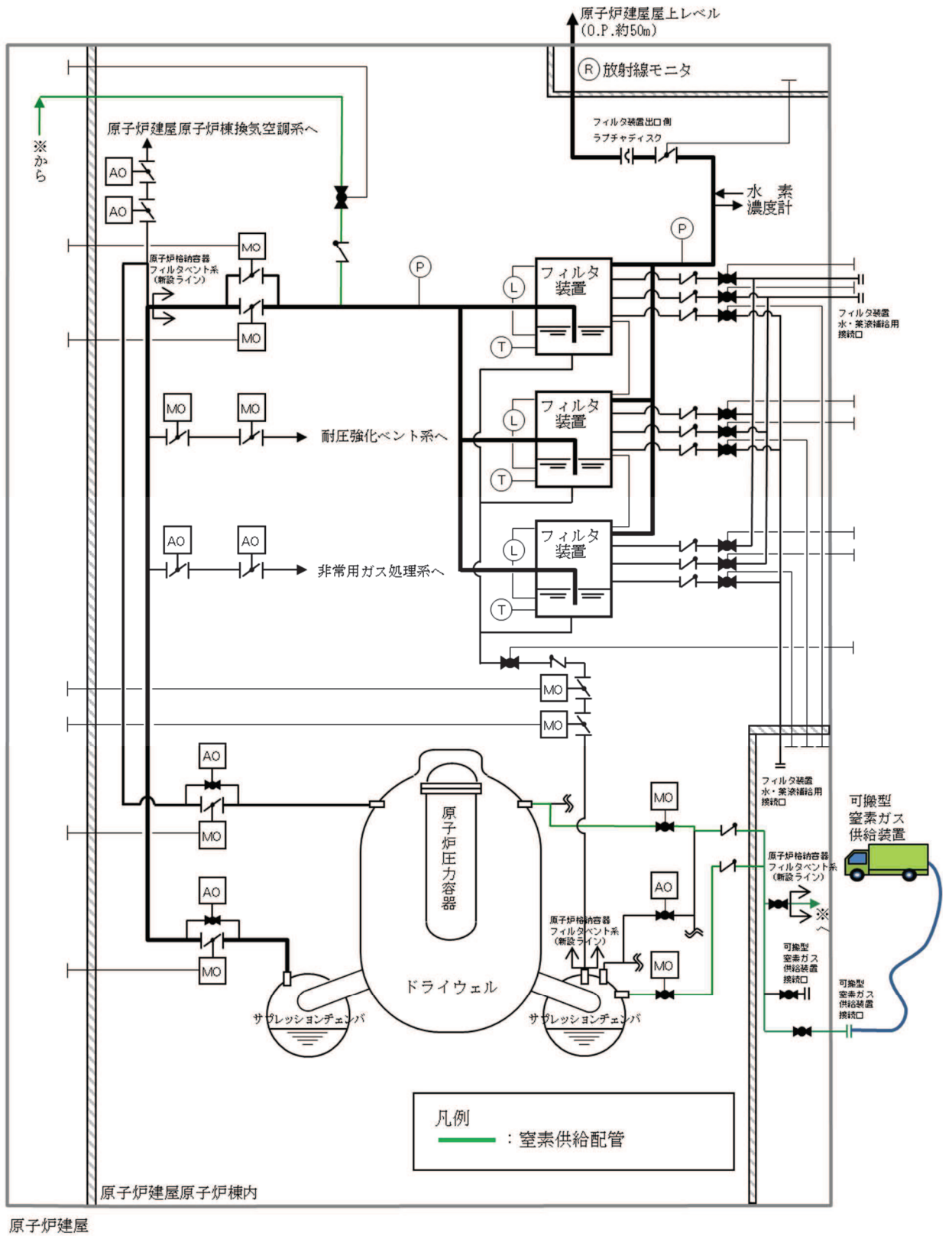


図2.4.4-1 可搬型窒素ガス供給装置概要図

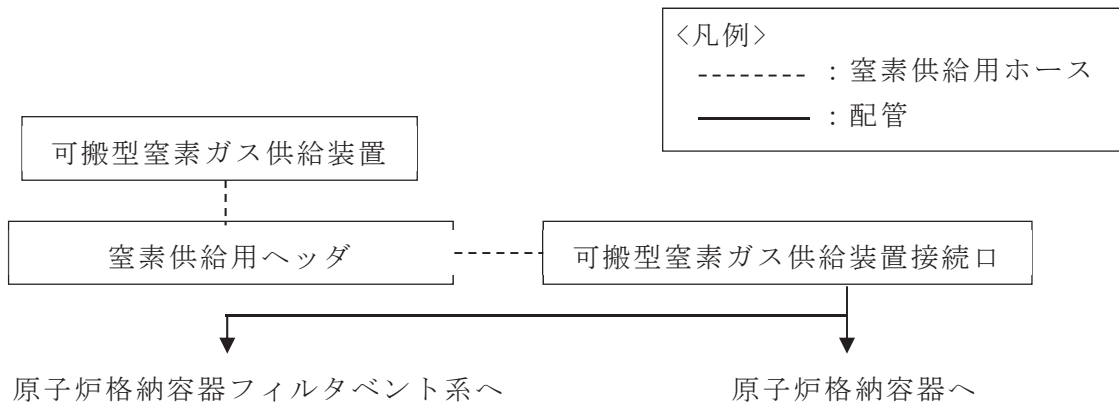


図2.4.4-2 可搬型窒素ガス供給装置構成概略

2.4.5 排水設備（自主対策設備）

ベント終了後の放射性物質を含んだスクラバ溶液を原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）に移送するための配管，さらに，万一，放射性物質を含むスクラバ溶液がフィルタ装置室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）に移送するための配管を設置する。

フィルタ装置からの排水及び漏えい水の移送は，排水設備に設置する弁の操作により行い，フィルタ装置及びフィルタ装置室より低い位置にあるサプレッションチェンバへ排水する。

排水設備の主要な仕様を表2.4.5-1に，排水設備の概要を図2.4.5-1に示す。

表2.4.5-1 排水設備仕様

呼 び 径	50A
材 質	ステンレス鋼(SUS316LTP)

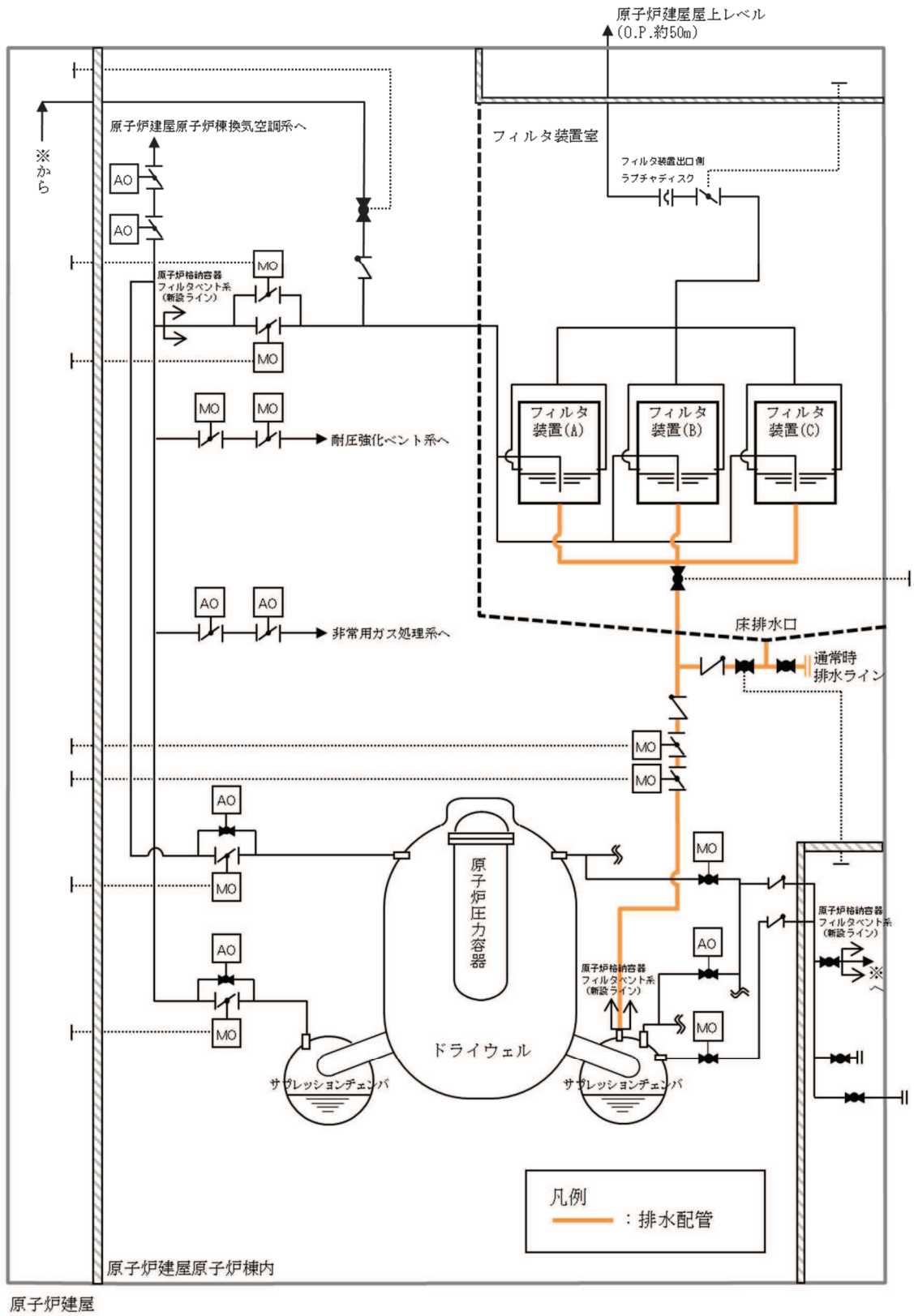


図2.4.5-1 排水設備概要図

2.4.6 排気管排水設備（自主対策設備）

原子炉格納容器フィルタベント系の排気管への雨水の滞留による配管腐食等を防止するため、排気管排水設備（自主対策設備）を設置する。

排気管排水設備は、ドレンポット、配管、弁及び水位監視設備で構成する。ドレンポットには水位検出器を設置し、中央制御室でドレンポットの水位確認が可能な設計とすることで、定期的にドレンポットの水位を確認し、必要に応じてドレンポット下端に設置する弁の操作によって排水を行う。

ドレンポットの容量については、原子炉設置変更許可申請書添付書類六に示す石巻特別地域気象観測所において観測された降水量のうち、最も降水量が多い7月の平均降水量 148.2mm に放出口の開口面積約 $1.89 \times 10^5 \text{ mm}^2$ を乗じることで算出した流入量約 28L に対し、約 50L を確保し、1ヶ月分の降水量を考慮しても十分な容量を有する設計とする。ここで、放出口が鉛直上向きと仮定して雨水の流入量を算出しているが、実際の放出口は横向きであることから、流入量は更に少ない。

また、凍結によるドレンポット等の機器損傷防止の観点より凍結防止対策を講じる。

排気管排水設備の概要を図 2.4.6-1 に示す。

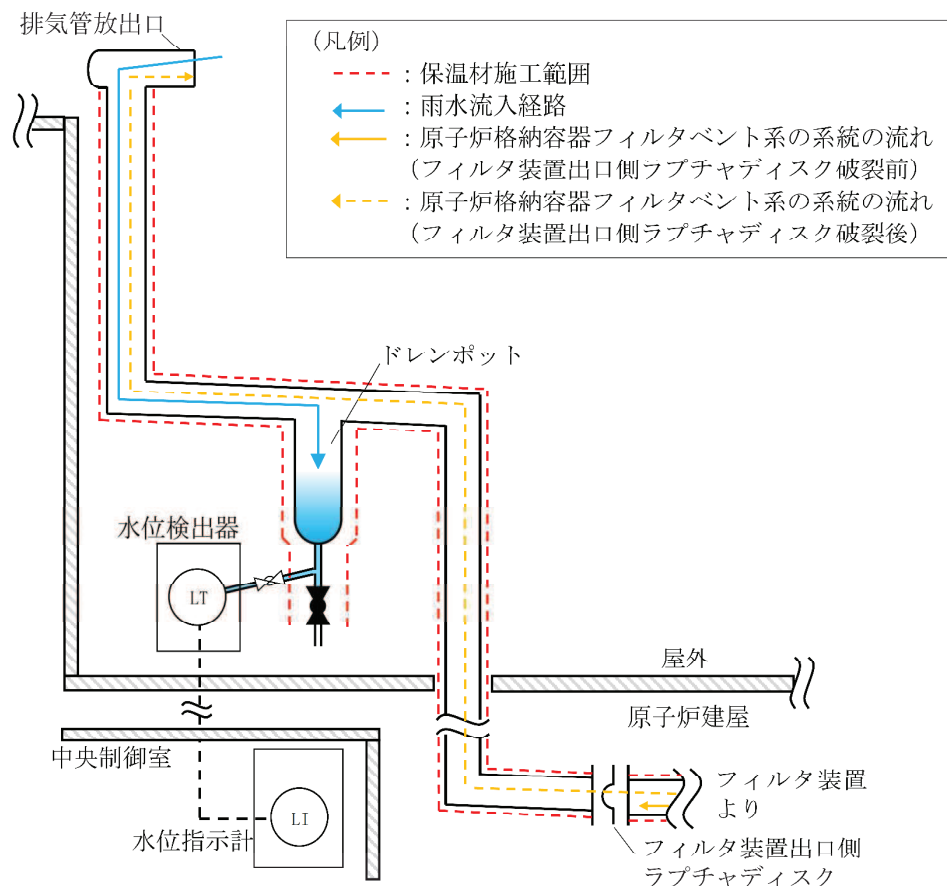


図2.4.6-1 排気管排水設備概要図

3. フィルタ性能

3.1 フィルタ装置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

エアロゾルの除去原理は、一般にフィルタ媒体（ベンチュリスクラバの場合は水滴、金属繊維フィルタの場合は金属繊維）の種類によらず、主に以下の3つの効果の重ね合わせとして記述できる。

- ・ さえぎり効果（Interception）：粒径が大きい場合に有効
- ・ 拡散効果（Diffusion）：流速が遅い場合、粒径が小さい場合に有効
- ・ 慣性衝突効果（Inertia effect）：流速が早い場合、粒径が大きい場合に有効

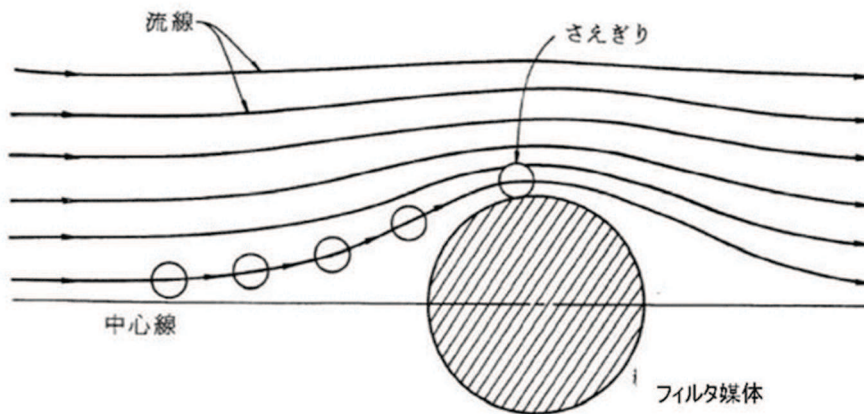
(1)～(3)に、それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが、フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径、流速の範囲が異なることから、幅広い粒径、流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

(4)、(5)に、ベンチュリスクラバ及び金属繊維フィルタにおけるエアロゾルの除去原理を示す。

(1) さえぎり効果

さえぎりによるエアロゾルの捕集は、図3.1.1-1に示すように、エアロゾルが流線にそって運動している場合に、フィルタ媒体表面から1粒子半径以内にエアロゾルが達したときに起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合、より遠くの流線に乗っていた場合でもフィルタ媒体と接触することが可能であるため、さえぎりによる除去効果は、エアロゾル粒径が大きい程大きくなる傾向にある。



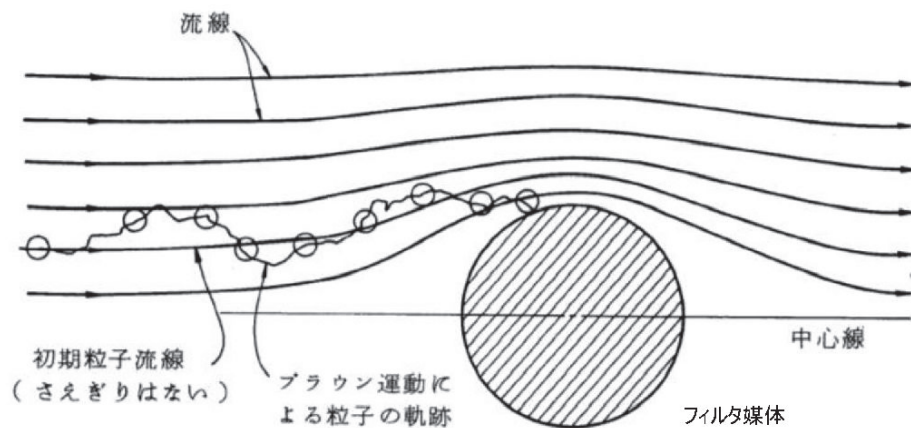
引用文献：W. C. ハイNZ, エアロゾルテクノロジー, (株)井上書院 (1985)

図3.1.1-1 さえぎりによる捕集

(2) 拡散効果

拡散によるエアロゾルの捕集は、図3.1.1-2に示すように、エアロゾルがフィルタ媒体をさえぎらない流線上を移動しているときでも、フィルタ媒体近傍を通過する際に、ブラウン運動によってフィルタ媒体に衝突することで起こる。

エアロゾル粒径が小さい場合、ブラウン運動による拡散の度合いが大きくなるため、拡散による除去効果は、エアロゾル粒径が小さい程大きくなる傾向にある。また、フィルタ媒体の近傍にエアロゾルが滞在する時間が長い程ブラウン運動によりフィルタ媒体に衝突する可能性が高まるため、流速が遅い程大きくなる傾向にある。



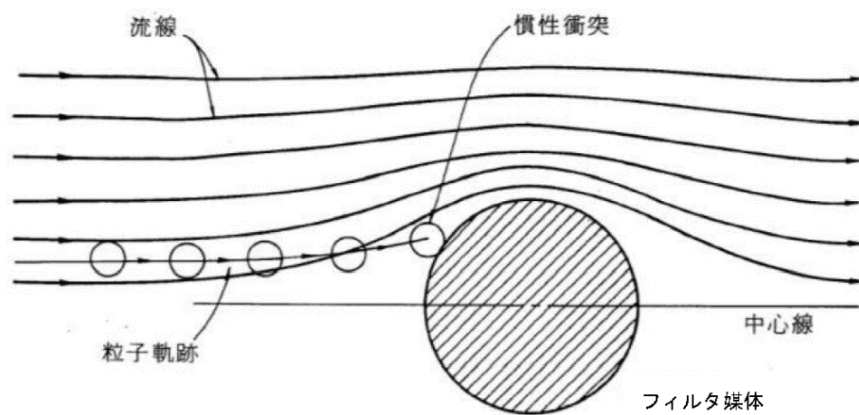
引用文献：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院（1985）

図3.1.1-2 拡散による捕集

(3) 慣性衝突効果

慣性衝突によるエアロゾルの捕集は、図3.1.1-3に示すように、エアロゾルがその慣性のために、フィルタ媒体の近傍で急に変化する流線に対応することができず、流線を横切ってフィルタ媒体に衝突するとき起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合又はエアロゾルの流れが早い場合にエアロゾルの慣性が大きくなり、フィルタ媒体と衝突する可能性が高まるため、慣性衝突による除去効果はエアロゾル粒径が大きい程大きく、流速が速い程大きくなる傾向がある。



引用文献：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院（1985）

図3.1.1-3 慣性衝突による捕集

(4) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの除去原理

ベンチュリスクラバは、断面積の小さいベンチュリノズルのスロート部にベンチトガスを通し、ガス流速を大きくすることで発生する負圧によって、ガス中にスクラバ溶液を噴霧（いわゆる霧吹き）し、微小水滴に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水滴に捕集する。

ベンチュリノズルにおける除去原理を図3.1.1-4に、ベンチュリノズルにおける速度模式図を図3.1.1-5に示す。

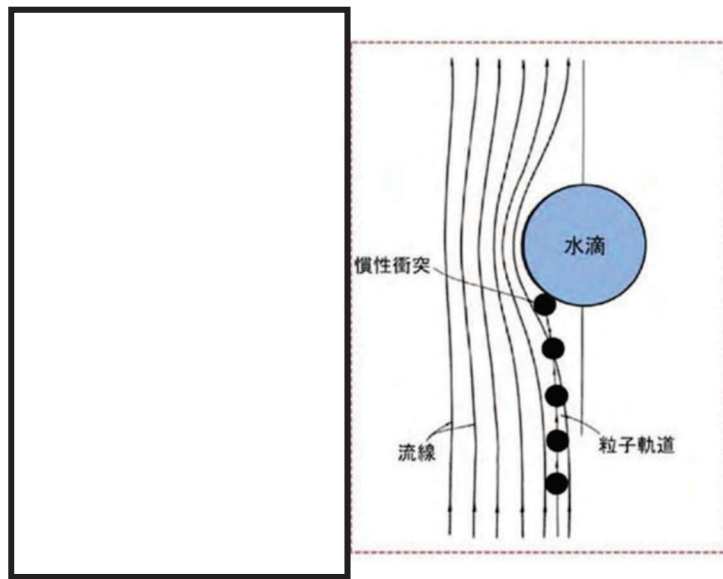


図3.1.1-4 ベンチュリノズルにおける除去原理

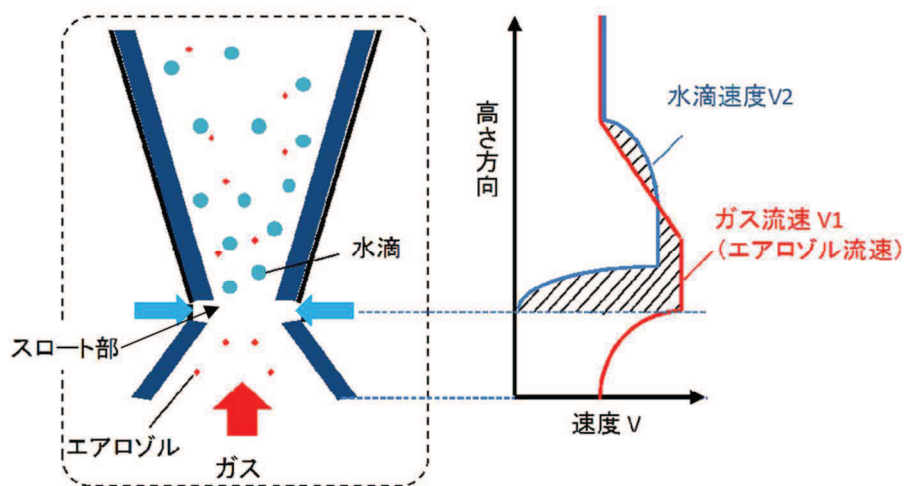


図3.1.1-5 ベンチュリノズルにおける速度模式図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

図3.1.1-5に示すとおり、ベンチュリスクラバはガス流速 V_1 と水滴速度 V_2 が異なることで、ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を利用して、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。慣性衝突効果では「ガス流速」と「粒径」が主な影響因子である。

以上より、ベンチュリスクラバの除去性能に影響を与える可能性のある主要なパラメータは、ガス流速、水滴速度、エアロゾル粒径及び水滴の噴霧量が考えられるが、水滴速度及び水滴の噴霧量はガス流速に依存するため、ガス流速及びエアロゾル粒径が主要なパラメータとなる。

図3.1.1-6にベンチュリスクラバにおける除去原理の模式図を示す。

- ① ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入する。
- ② ベンチュリノズルのスロート部（絞り機構）によってベントガスの流速が加速される。
- ③ ガス流速を大きくすることで発生する負圧によりスクラバ溶液が吸入され、ガス流中に水滴を噴霧（いわゆる霧吹き）する。
- ④ 噴霧によって、微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積が大きくなり、エアロゾルがフィルタ媒体と衝突し、ベントガスから捕集される。
- ⑤ ベンチュリノズルの出口に設置した板によってベントガス及び水滴の方向が変わり、エアロゾルはスクラバ溶液に保持される。
- ⑥ 吐出より噴出した気泡はスクラバ溶液中を浮上する。

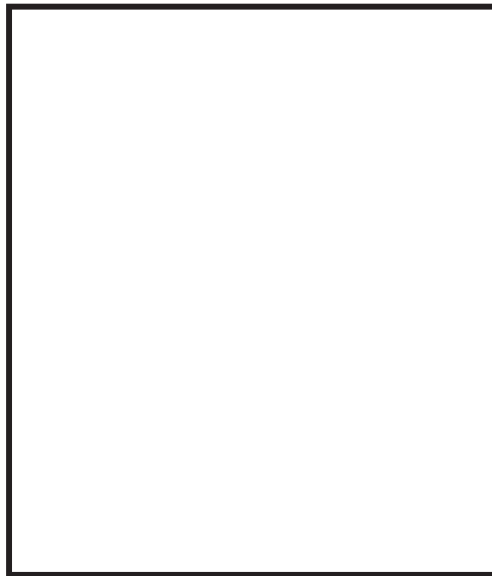


図3.1.1-6 ベンチュリスクラバにおける除去原理の模式図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(5) 金属繊維フィルタにおけるエアロゾルの除去原理

金属繊維フィルタは、ベンチュリ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。

金属繊維フィルタの除去原理は、図3.1.1-7に示すように、さえぎり、拡散、慣性衝突効果の重ね合わせにより、エアロゾルを金属繊維表面に付着させ捕集する。さえぎり、拡散、慣性衝突効果では「粒径」と「ガス流速」が主な影響因子である。

以上より、金属繊維フィルタの除去性能に対して、影響を与える可能性のある主要なパラメータとしては、ガス流速、エアロゾル粒径を考慮する必要がある。

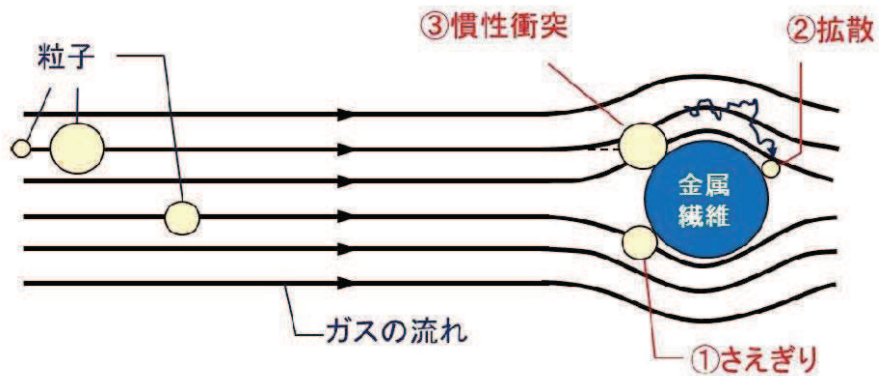


図3.1.1-7 金属繊維フィルタにおける除去原理

3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理

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_2 ：元素状よう素）と有機よう素（ CH_3I ：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、ベンチュリスクラバと金属繊維フィルタで捕集する。

無機よう素については、スクラバ溶液に添加された薬剤と化学反応させることによりベンチュリスクラバで捕集し、吸着材と化学反応させることにより、放射性よう素フィルタで捕集する。有機よう素については、吸着材と化学反応させることにより、放射性よう素フィルタで捕集する。

(1) フィルタ装置内におけるベントガスの流れ

フィルタ装置内の下部にベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル、スクラバ溶液等）、上部に金属繊維フィルタを設置し、金属繊維フィルタの下流側に流量制限オリフィスを介して放射性よう素フィルタを設置する。

ベントガスの流れを図3.1.2-1に示す。

ベントガスは、流量制限オリフィスを通過する際、 となる。オリフィス下流の排気配管は大気に接続されており、放射性よう素フィルタにおける圧力は大気圧に近い状態となることから、オリフィス上流の圧力が高いベント開始初期は、

オリフィス通過時の蒸気の状態変化のイメージを図3.1.2-2に示す。

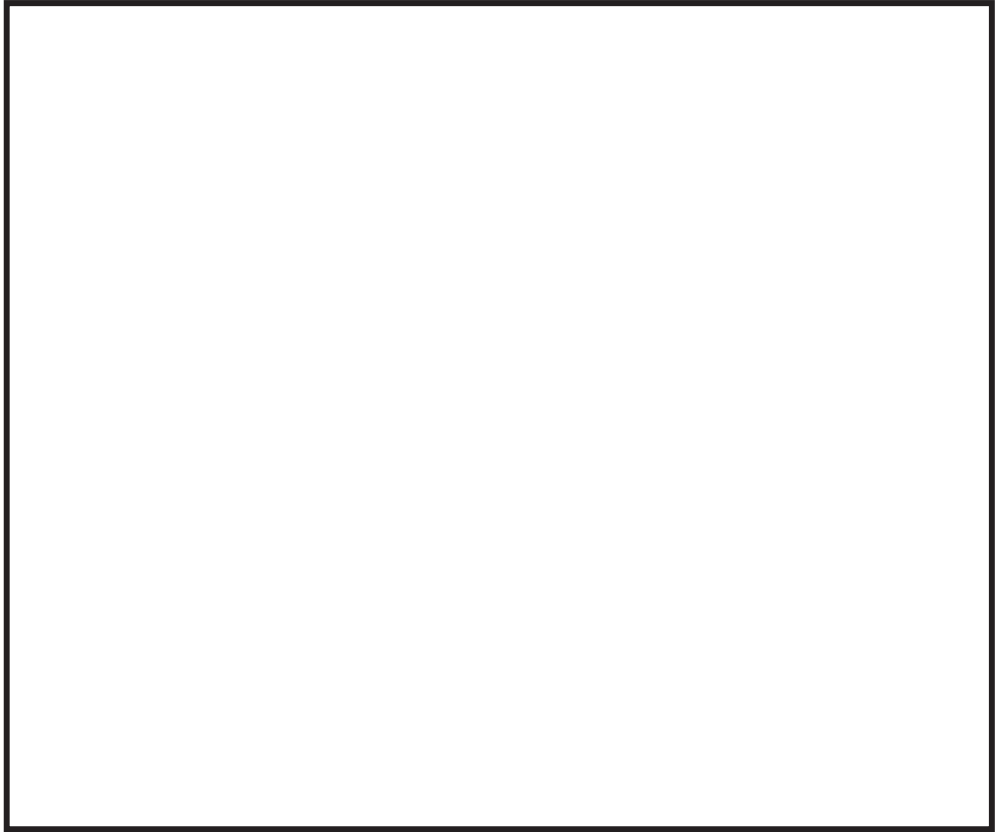


図3.1.2-1 フィルタ装置内のベントガスの流れ

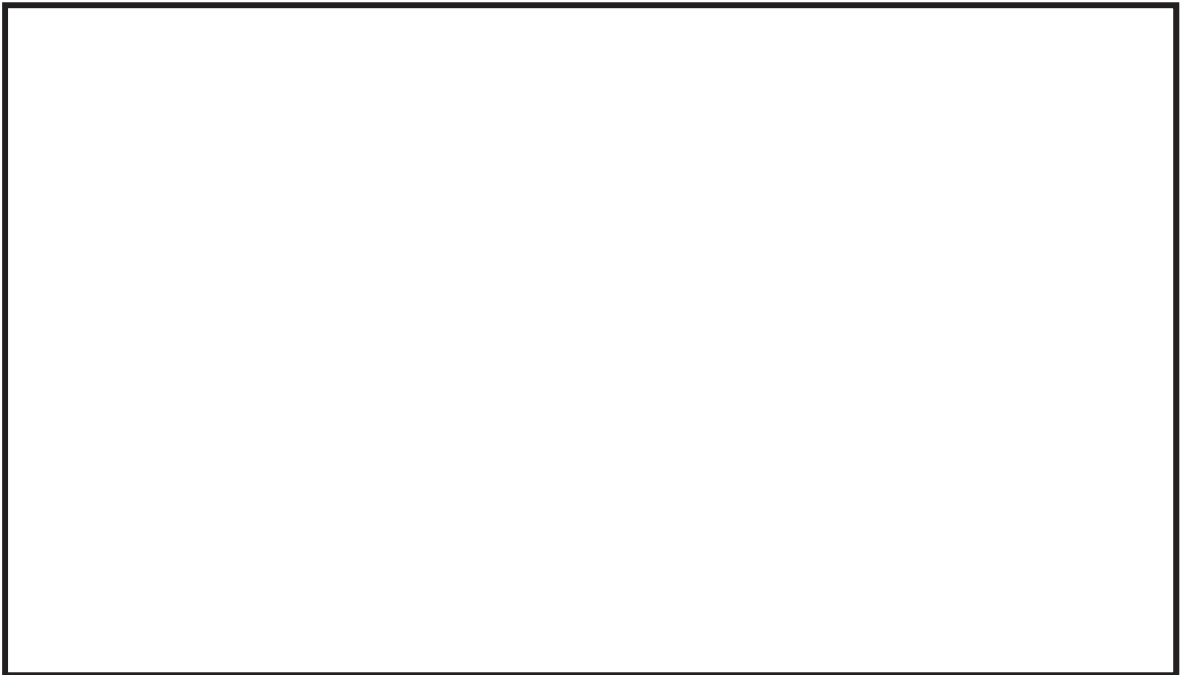


図3.1.2-2 流量制限オリフィス通過時の蒸気の状態変化（イメージ）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) ベンチュリスクラバにおけるよう素の除去

ベントガスがベンチュリ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溶液中に効果的に捕集・保持するために、スクラバ溶液には表3.1.2-1に示す薬剤を添加する。

表3.1.2-1 スクラバ溶液への添加薬剤

薬剤	化学式	目的

ベンチュリ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、スクラバ溶液中に捕集・保持される。以下に化学反応式を示す。

の添加によって、スクラバ溶液はアルカリ性条件下となるため、式(2)により、無機よう素を捕集する。

したがって、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去効率に影響を与える因子として「スクラバ溶液のpH」が挙げられる。

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、ベンチュリスクラバでの有機よう素の除去は期待していない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) 放射性よう素フィルタにおけるよう素の除去



吸着材は、 ために に を添加して粒状に成形したもので、これをフィルタ装置内の放射性よう素フィルタに充填することで、吸着ベッドを形成している。

ベントガスの滞留時間は、ベントガスが吸着ベッドを通過するのに要する時間であり、長い程反応の効率が上がる。また、過熱度は吸着ベッドを通過するベントガスの温度と飽和温度との差であり、
 であれば、

したがって、放射性よう素フィルタにおけるよう素の除去効率に影響を与える因子として「ベントガスの滞留時間」と「過熱度」が挙げられる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.2 運転範囲

3.1.1項で、エアロゾルの除去原理において主要なパラメータとしたガス流速及びエアロゾル粒径に加え、ベント時に変動するパラメータであるガス温度及びガス蒸気割合について、有効性評価に基づき、ベント実施中に想定する運転範囲を表3.2-1に示す。また、3.1.2項で、ガス状放射性よう素の除去原理において主要なパラメータとしたスクラバ溶液のpH及びガスの過熱度について、ベント時に想定する運転範囲を表3.2-1に示す。

表3.2-1 ベント実施中における運転範囲

パラメータ	想定運転範囲
ガス流速	ベント実施からほぼ静定した原子炉格納容器圧力に対応するベンチュリノズルのガス流速は、約 <input type="text"/> m/s*となる。 なお、金属繊維フィルタにおけるガス流速は、適切なガス流速となるよう金属繊維フィルタの表面積を設定している。
エアロゾル粒径	サプレッションチェンバからのベント時の粒径分布より、質量中央径を約 <input type="text"/> μmとする。
ガス温度	ベントから原子炉格納容器温度がほぼ静定した状態の圧力は <input type="text"/> kPa[gage]となり、このときのベントガスの飽和温度の <input type="text"/> °Cを最低値とする。ベントガス圧力が最大値（2Pd）の場合の飽和温度は <input type="text"/> °Cであるが、限界温度が <input type="text"/> °Cであることから、包絡条件として <input type="text"/> °Cをベントガス温度の上限とする。
ガス蒸気割合	フィルタ装置に流入するガス蒸気割合はベント時の状態により異なるので、保守的に <input type="text"/> から <input type="text"/> とする。
スクラバ溶液のpH	スクラバ溶液は高アルカリ性に保つために、 <input type="text"/> 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。
ガス過熱度	ベント開始圧力の上限（2Pd）からほぼ静定した原子炉格納容器圧力（ <input type="text"/> kPa[gage]）に対応する、放射性よう素フィルタにおけるベントガスの過熱度は、約 <input type="text"/> Kとなる。

注記*： m/sはベントから静定した時の原子炉格納容器圧力 kPa[gage]における流速であり、最大圧力（2Pd）の時の流速を m/sとしている。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.3 性能検証試験結果

3.3.1 性能検証試験の概要

Framatome社製のフィルタ装置は、大規模なセクター試験装置により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。以下に試験の概要を示す。

(1) エアロゾルの除去性能試験（JAVA試験）

Framatome（当時Siemens）社は、1980年代から1990年代にかけ、ドイツのカールシュタインにある試験施設（以下「JAVA」という。）にて、電力会社、ドイツ原子力安全委員会（RSK）及びその他第三者機関立会の下、フィルタ装置のエアロゾルに対する除去性能試験を行っている。

試験装置には、実機に設置するものと同一形状のベンチュリノズルと、実機に設置するものと同一仕様の金属繊維フィルタを設置し、試験条件として、実機の想定事象における種々のパラメータ（圧力、温度、ガス流量等の熱水力条件及びエアロゾル粒径、濃度等のエアロゾル条件）について試験を行うことにより、フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。試験装置の概要を図3.3.1-1に、試験条件を表3.3.1-1に示す。

試験にはエアロゾルを模擬するため、及びウラニンを使用している。図3.3.1-2に示すように、試験で使用したの質量中央径は約 μm 、空気中の質量中央径は約 μm 、蒸気中の質量中央径は約 μm 、ウラニンの質量中央径は約 μm となっている。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

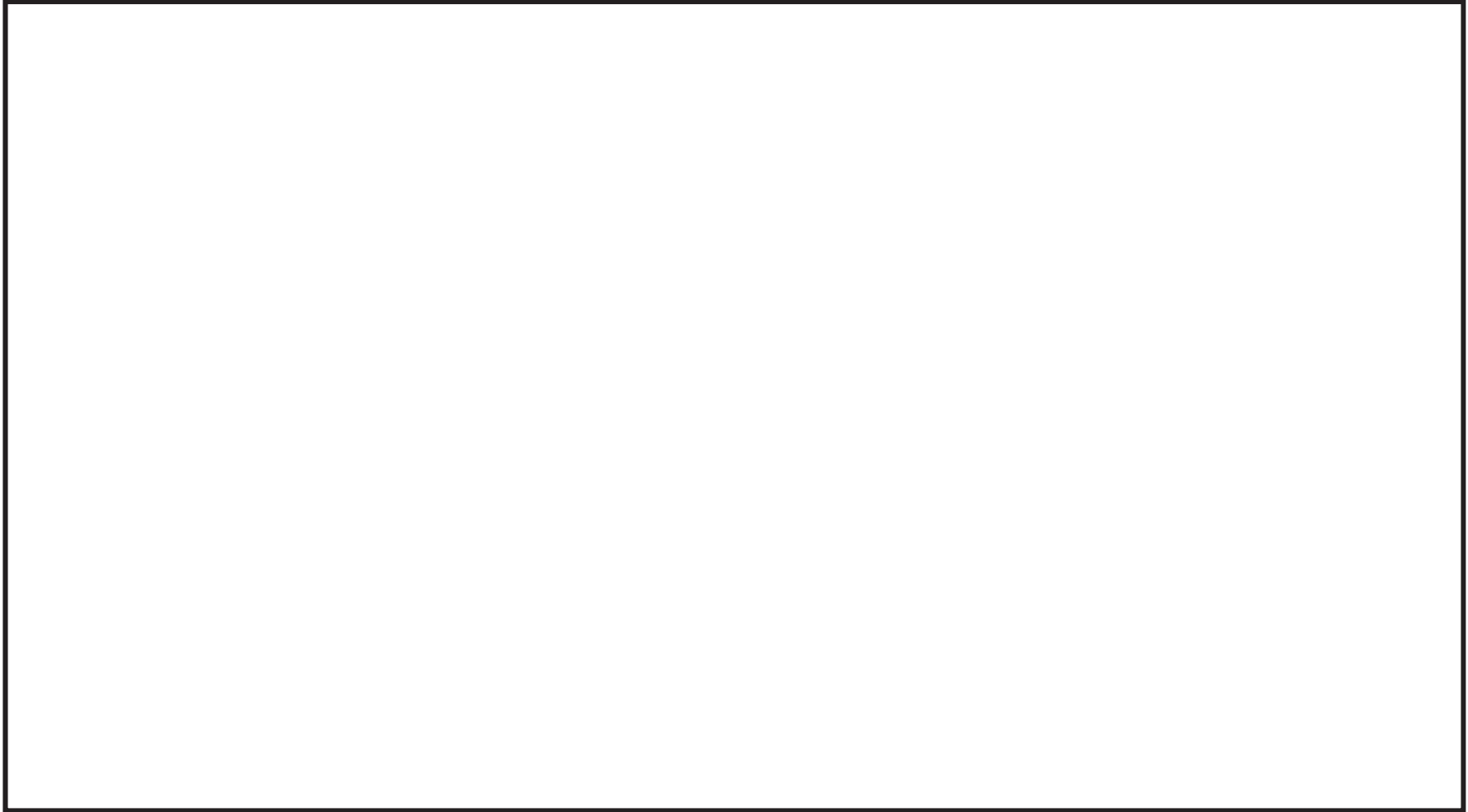


図 3.3.1-1 JAVA 試験装置概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表3.3.1-1 JAVA試験条件（エアロゾル除去性能試験）

試験条件	
圧力	約 <input type="text"/> bar[abs] (約 <input type="text"/> kPa[abs])
温度	約 <input type="text"/> °C
流量	約 <input type="text"/> m ³ /h
蒸気割合	<input type="text"/> %
エアロゾル	<input type="text"/> , ウラニン <input type="text"/>



図3.3.1-2 試験用エアロゾルの粒径分布

(2) 無機よう素の除去性能試験（JAVA試験）

Framatome社はJAVA試験装置を使用し、(1)に示したエアロゾルの除去性能試験と同時期に電力会社、RSK及びその他第三者機関立会の下、無機よう素の除去性能試験を実施している。

試験条件として、種々のパラメータ（圧力、温度、ガス流量等の熱水力条件、スクラバ溶液のpH等の化学条件）にて試験を行うことにより、フィルタ装置における無機よう素の除去性能について確認している。JAVA試験における無機よう素の試験条件を表3.3.1-2に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表3.3.1-2 JAVA試験条件（無機よう素除去性能試験）

試験条件	
圧力	約 [] bar[abs] (約 [] kPa[abs])
温度	約 [] °C
流量	約 [] m ³ /h
pH	約 []
物質	[]

(3) 有機よう素の除去性能試験（JAVA PLUS試験）

実機使用条件を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、Framatome社はJAVA試験装置に有機よう素フィルタを設けたJAVA PLUS試験装置を用いて、2013年より有機よう素の除去性能試験を実施している。

試験装置には、実機に使用する吸着材を実機と同一の密度で充填し、試験条件として種々のパラメータ（圧力、温度、過熱度等の熱水力条件）にて試験を行うことにより、フィルタ装置における有機よう素の除去性能について確認している。

試験装置の概要を図3.3.1-3に、試験条件を表3.3.1-3に示す。

表3.3.1-3 JAVA PLUS試験条件（有機よう素除去性能試験）

試験条件	
圧力	約 [] bar[abs] (約 [] kPa[abs])
温度	約 [] °C
蒸気割合	約 [] %
過熱度	約 [] K
物質	[]

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

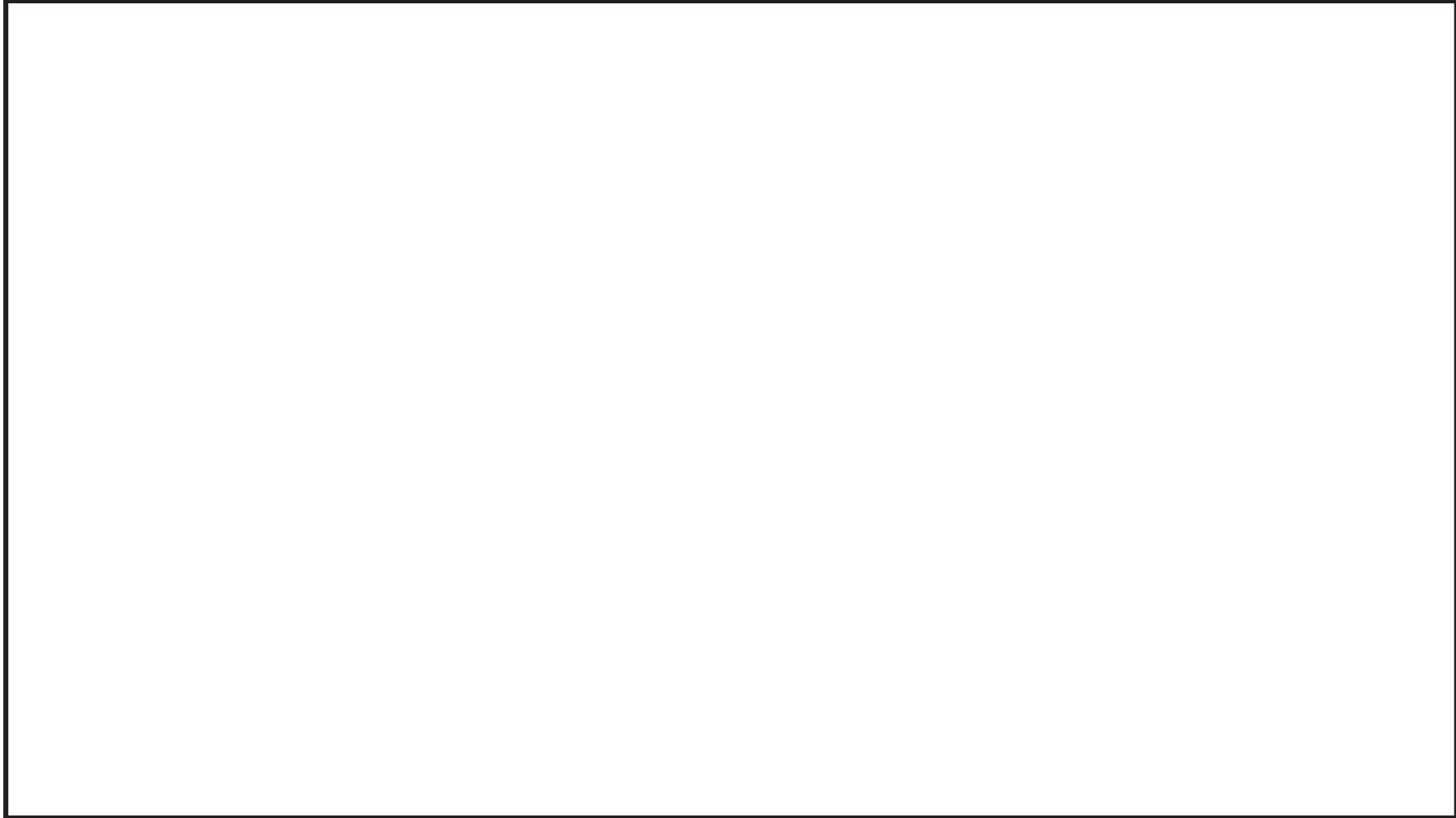


図 3.3.1-3 JAVA PLUS 試験装置概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果

JAVA試験における性能検証試験結果を表3.3.2-1～表3.3.2-3に示す。エアロゾルの除去原理では、3.1.1に示すとおり、「流速」と「粒径」が主な影響因子であるため、ガス流速とエアロゾル粒径に対しての性能評価を行った。さらに、その他の試験条件に用いたパラメータについてもフィルタ装置のエアロゾルの除去性能への影響を確認するため、ガス温度及びガス蒸気割合に対しての性能評価を行った。試験の結果、エアロゾルの除去能力がDF1000以上であることを確認した。

(1) ガス流速

図3.3.2-1及び図3.3.2-2にベンチュリノズル及び金属繊維フィルタにおけるガス流速に対して整理した性能検証試験結果を示す。DFについては、装置の入口と出口のエアロゾル濃度を測定することで算出している。

ここで、ガス流速は、体積流量を、図3.3.2-3に示すベンチュリノズルの最小断面積であるスロート部の総断面積又は金属繊維フィルタの総断面積で割ることにより、ベンチュリノズルのガス流速と金属繊維フィルタのガス流速に換算して確認した。

この結果から、ベンチュリスクラバにて想定する運転範囲（約 m/s）と金属繊維フィルタにて想定する運転範囲全域にわたって要求されるDF1000以上を満足していることがわかる。

なお、運転範囲よりも小さいガス流速においても、ベンチュリスクラバ及び金属繊維フィルタの組合せで、DF1000以上を満足しているため、フィルタ装置はガス流速によらず十分な性能を有していると言える。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図3.3.2-1 ベンチュリノズルにおけるガス流速に対する除去係数 (JAVA試験)

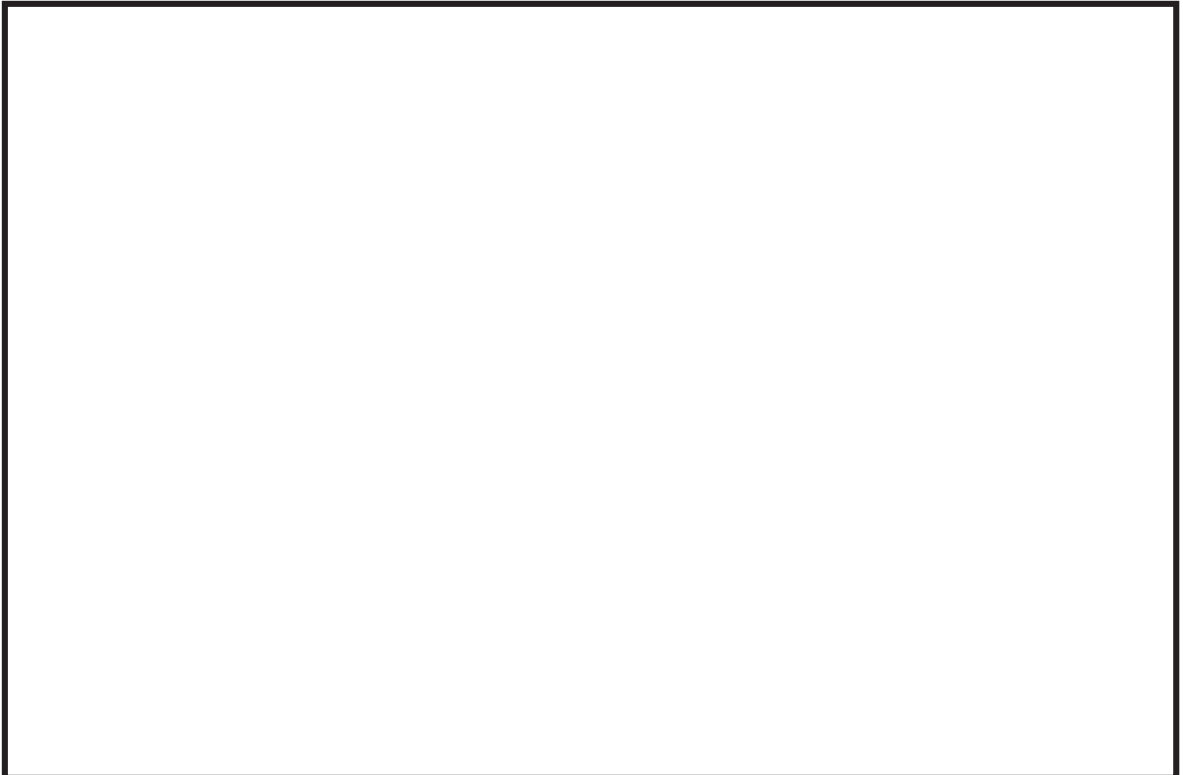


図3.3.2-2 金属繊維フィルタにおけるガス流速に対する除去係数 (JAVA試験)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

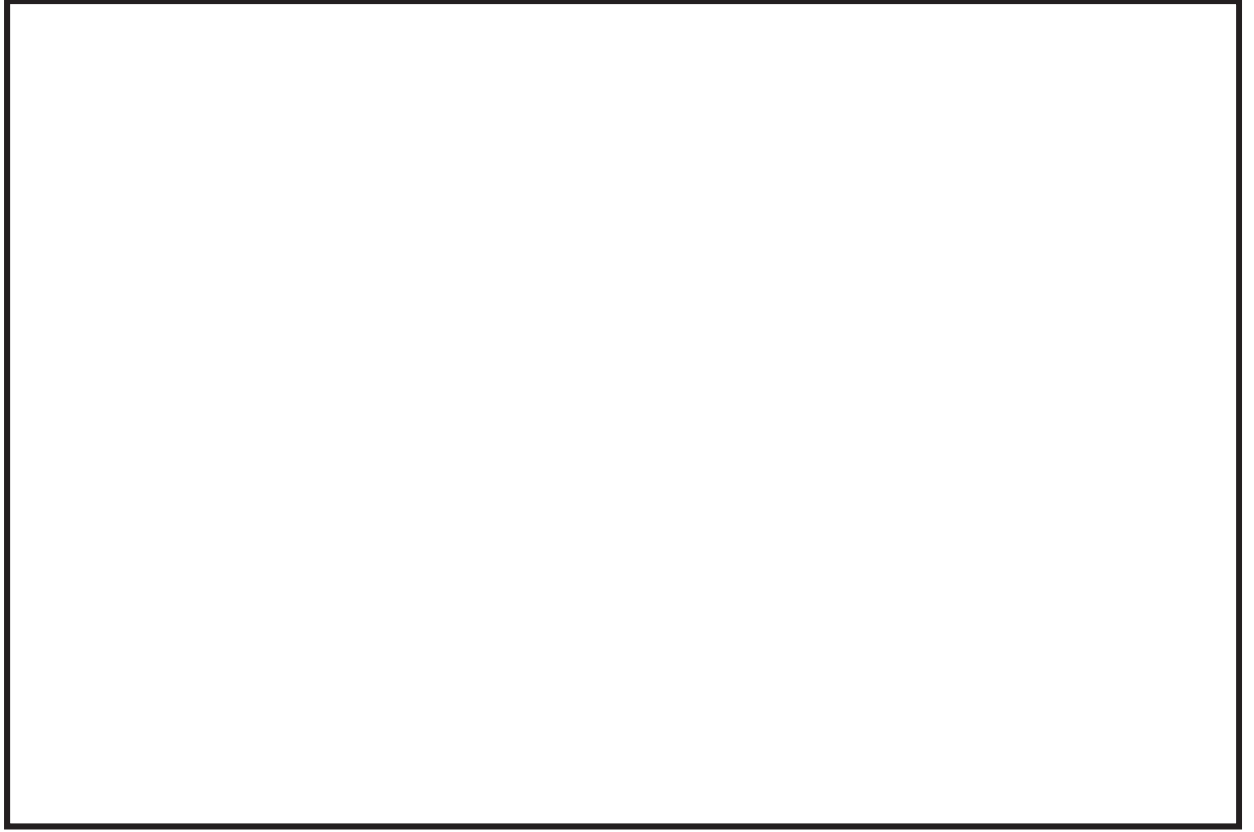


図3.3.2-3 ベンチュリノズルスロート部及び金属繊維フィルタの断面積

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) エアロゾル粒径

図 3.3.2-4 に試験用エアロゾル（エアロゾルの粒径）に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果からエアロゾル粒径（質量中央径：約 μm ）の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、いずれの試験結果においても要求される DF1000 を満足していることがわかる。

サプレッションチェンバからのベント実施時に想定する質量中央径は約 μm である。試験用エアロゾルとしては質量中央径約 μm の を使用し、DF1000 以上を満足していることから、フィルタ装置はエアロゾル粒径に対して十分な性能を有していると言える。

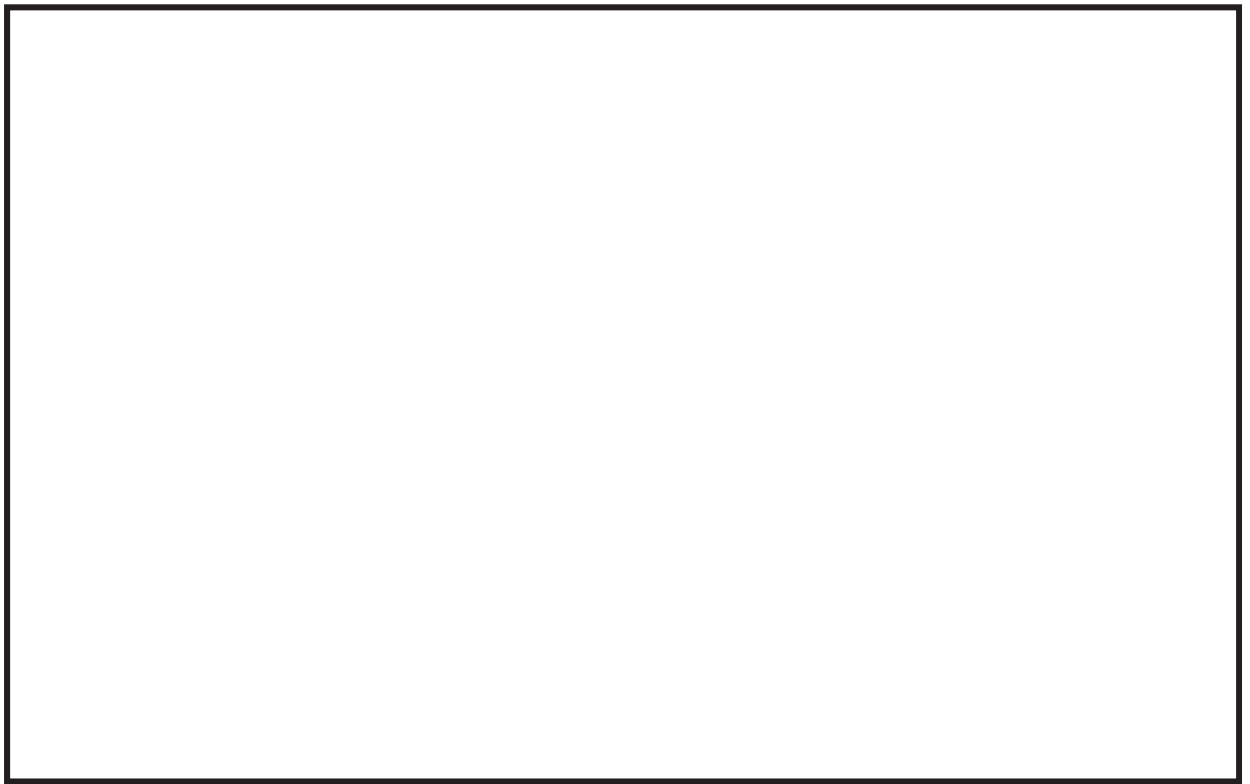


図3.3.2-4 粒径に対する除去係数（JAVA試験）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) ガス温度

図3.3.2-5にガス温度に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から、ガス温度の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、試験を実施した全域にわたって要求されるDF1000以上を満足していることがわかる。

したがって、ガス温度の運転範囲（℃）に対して、フィルタ装置はガス温度に対して十分な性能を示していると言える。

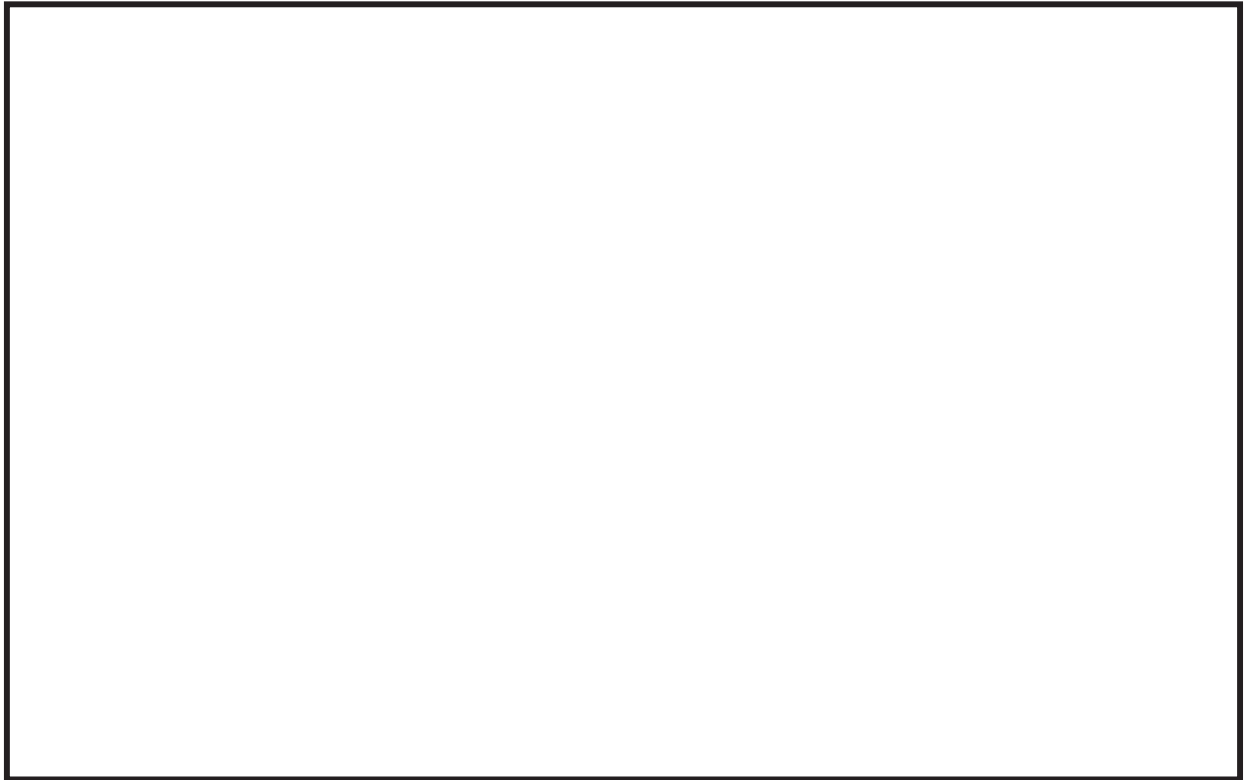


図3.3.2-5 ガス温度に対する除去係数（JAVA試験）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(4) ガス蒸気割合

図3.3.2-6にガス蒸気割合に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から、ガス蒸気割合の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、試験を実施した全域にわたって要求されるDF1000以上を満足していることがわかる。

ガス蒸気割合の運転範囲（0～100％）で性能検証試験が行われており、フィルタ装置はガス蒸気割合に対して十分な性能を有していると言える。

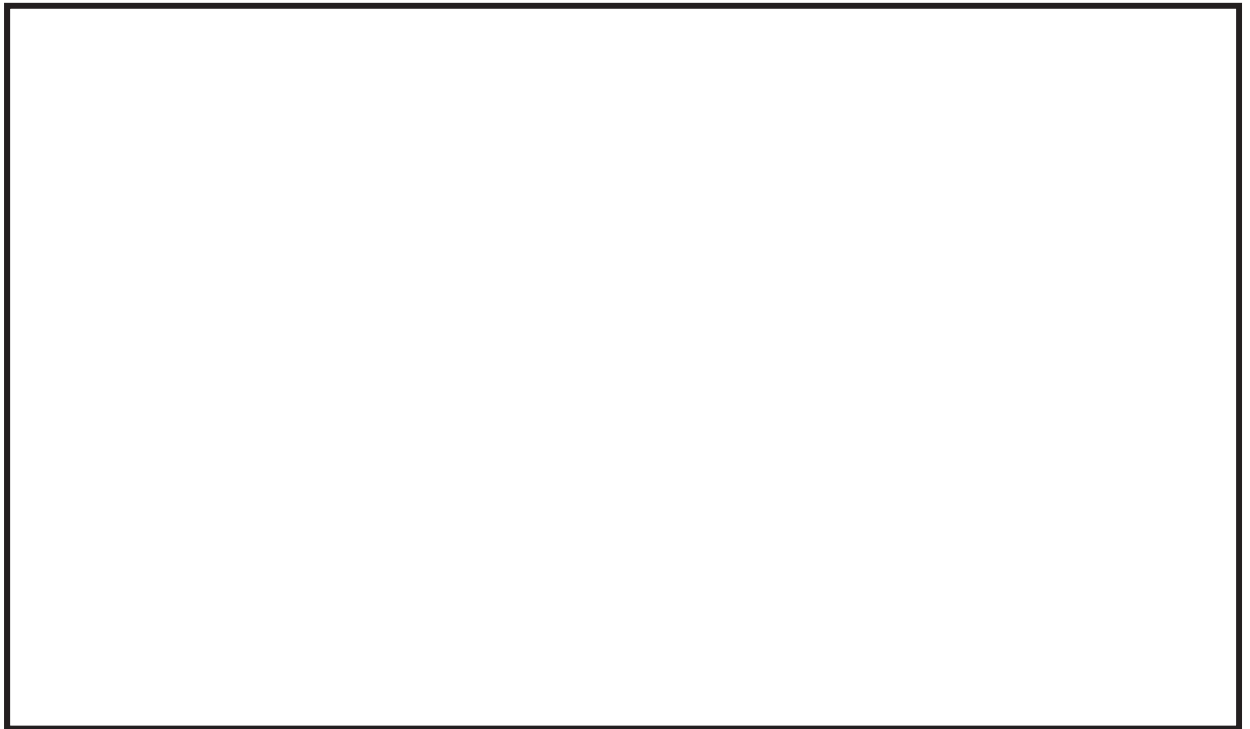


図3.3.2-6 蒸気割合に対する除去係数（JAVA試験）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 3.3.2-1 エアロゾル（ウラニン）除去性能試験結果（JAVA 試験）

Test-No.	Test Aerosol	MMD (μm)	Pressure (bar abs)	Temp. ($^{\circ}\text{C}$)	GasFlow (m^3/h)	Gas Com-position	Volumetric Steam fraction (%)	Contaminated Gas Concentration (mg/m^3)	Venturi Velocity (m/s)	Norm. MFF Velocity (%)	Total Removal Efficiency (%)	DF

別添 2-74

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 3.3.2-2 エアロゾル 除去性能試験結果 (JAVA 試験)

Test-No.	Test Aerosol	MMD (μm)	Pressure (bar abs)	Temp. ($^{\circ}\text{C}$)	GasFlow (m^3/h)	Gas Com-position	Volumetric Steam fraction (%)	Contaminated Gas Concentration (mg/m^3)	Venturi Velocity (m/s)	Norm. MFF Velocity (%)	Total Removal Efficiency (%)	DF

別添 2-75

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 3.3.2-3 エアロゾル 除去性能試験結果 (JAVA 試験)

Test- No.	Test Aerosol	MMD (μm)	Pressure (bar abs)	Temp. ($^{\circ}\text{C}$)	GasFlow (m^3/h)	Gas Com- position	Volumetric Steam fraction (%)	Contaminated Gas Concentration (mg/m^3)	Venturi Velocity (m/s)	Norm. MFF Velocity (%)	Total Removal Efficiency (%)	DF

別添 2-76

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果

(1) ベンチュリスクラバにおける無機よう素除去性能試験結果

JAVA試験における無機よう素の除去性能試験結果を表 3.3.3-1 に示す。無機よう素のベンチュリスクラバ（スクラバ溶液）への捕集は化学反応によるものであり、その反応に影響を与える因子は、「スクラバ溶液のpH」である。図 3.3.3-1 に、スクラバ溶液のpHに対する無機よう素の除去性能試験結果を示す。この結果から、スクラバ溶液がpH の状態においても設計条件である除去効率 99%（DF100）以上であることを確認した。

フィルタ装置全体としての無機よう素の除去性能については、3.3.3 (3) 項に示す。

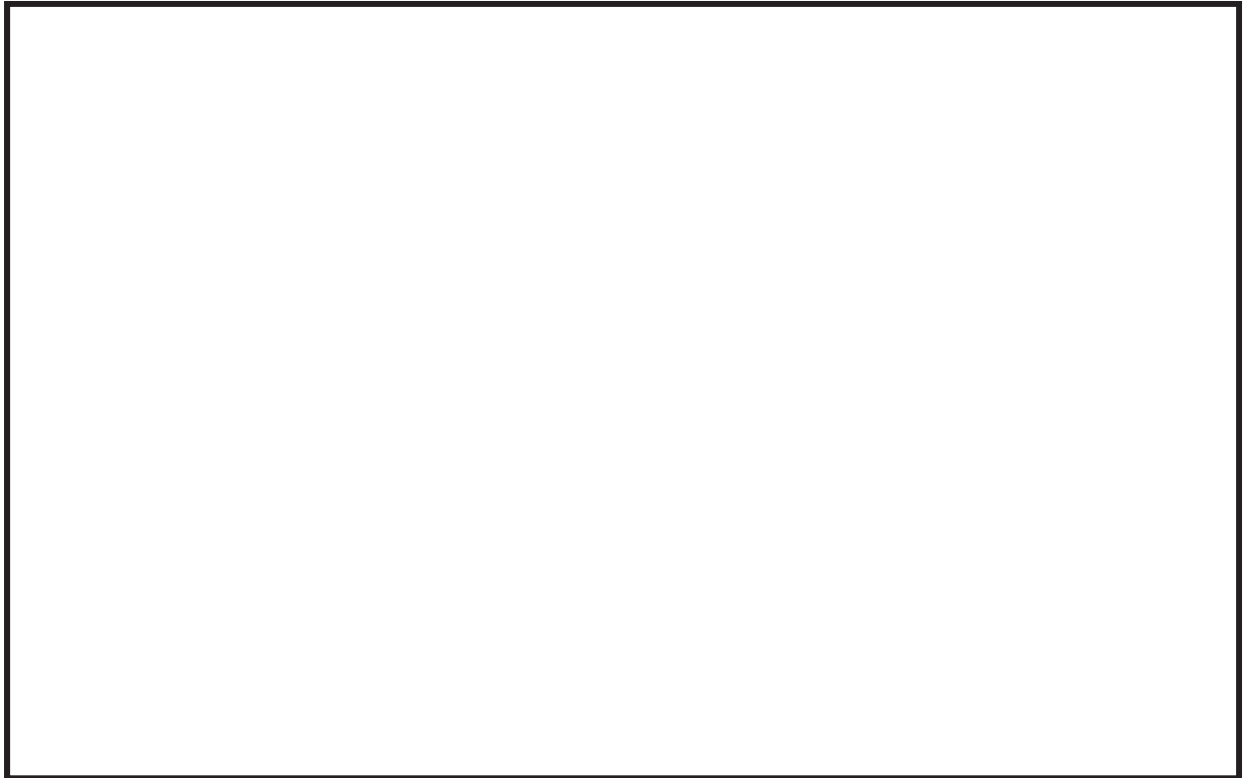


図3.3.3-1 pHに対する無機よう素除去係数

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表3.3.3-1 ベンチュリスクラバにおける無機よう素除去性能試験結果（JAVA試験）

(2) 有機よう素除去性能試験結果

JAVA PLUS試験における有機よう素の除去性能試験結果を表3.3.3-2に示す。
JAVA PLUS試験で得られた除去係数を、過熱度で整理したものを図3.3.3-2に示す。



図3.3.3-2 JAVA PLUS試験結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ここで、JAVA PLUS試験装置と実機においては、ベッド厚さが異なるため、ベントガスの吸着ベッドにおける滞留時間が異なる。その補正をするために以下に示す関係を用いる。

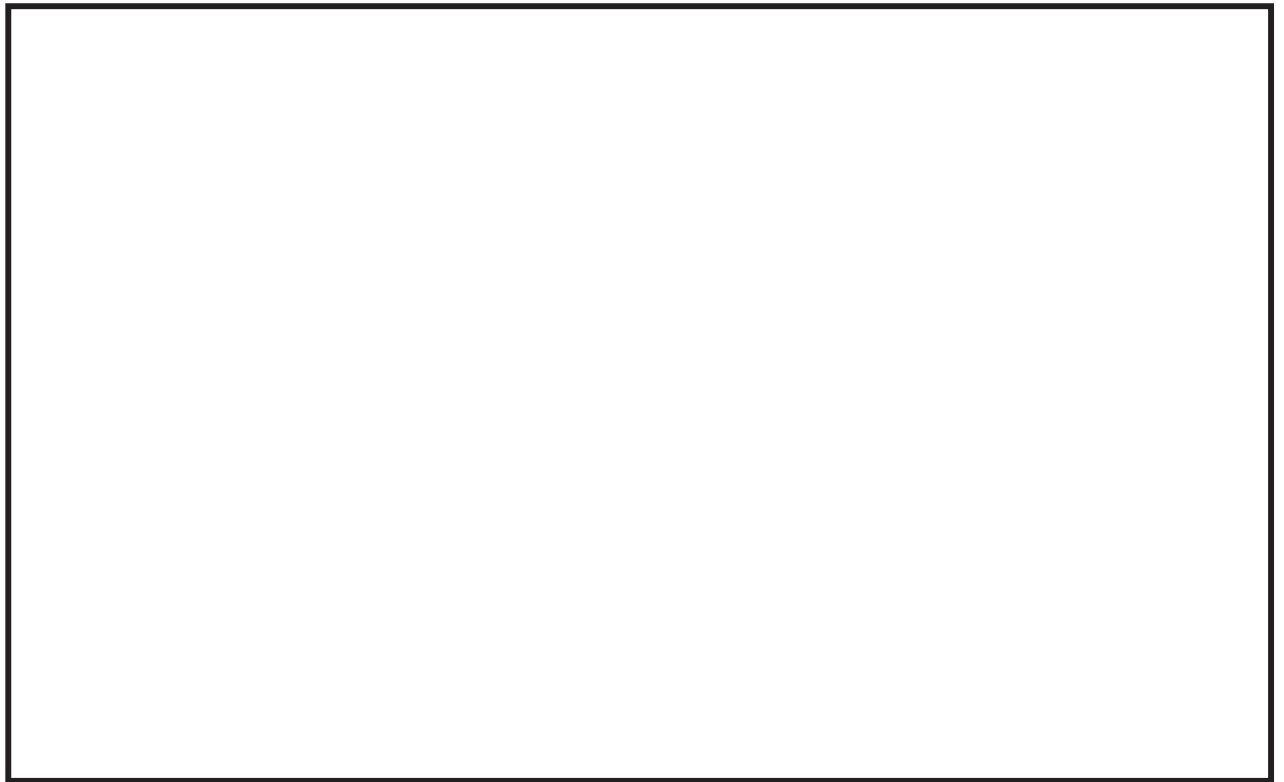
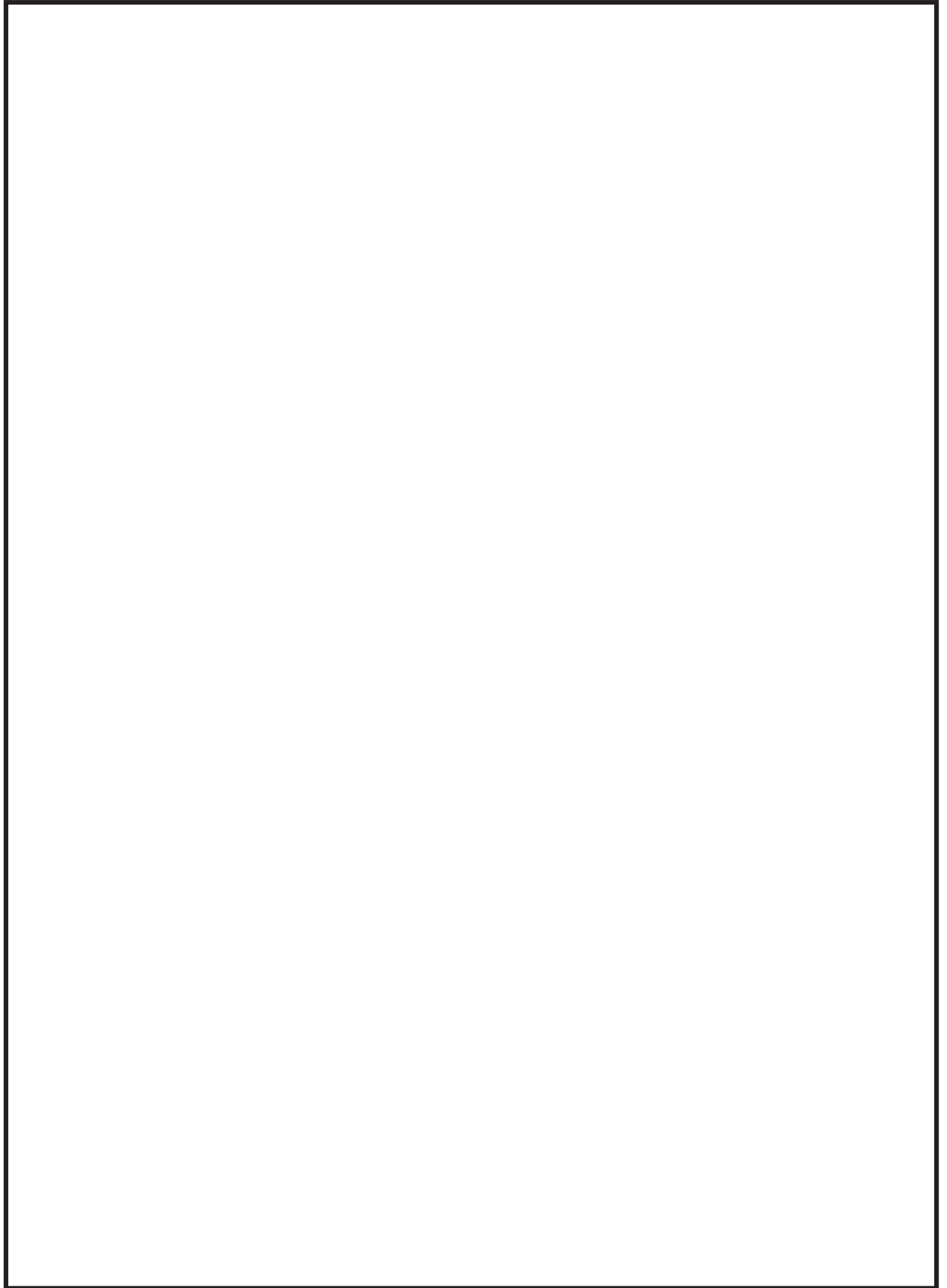


図3.3.3-3 JAVA PLUS試験結果（補正後）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表3.3.3-2 有機よう素除去性能試験結果 (JAVA PLUS試験)



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) 無機よう素除去性能試験結果

一般的に無機よう素は，有機よう素と比べ活性が高く，反応しやすいため，放射性よう素フィルタでも捕集されやすい。したがって，無機よう素に対しても有機よう素と同程度のDF50以上が期待できる。

また，前段のベンチュリスクラバでは，無機よう素のDFが100以上であるため，フィルタ装置全体として無機よう素に対してDF500以上の性能が期待できる。

なお，JAVA試験においてスクラバ溶液のpHが の時，DF500以上の結果が得られているのに対し，女川原子力発電所第2号機のフィルタ装置は，系統待機時のpHが13以上であるため，フィルタ装置全体の除去係数はDF500以上が期待できる。

3.3.4 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. ベンチュリスクラバ

(a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると、ベンチュリスクラバで捕集されたエアロゾルにより、ベンチュリスクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。スクラバ溶液の水面近傍には、水沸騰やベンチュリ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、エアロゾルがベンチュリ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

ベンチュリスクラバの後段には、金属繊維フィルタが備えられており、この金属繊維フィルタには、ベンチュリスクラバからの飛沫（液滴）を除去するための機構（プレフィルタ及び湿分分離機構）と除去したドレン水をスクラバ溶液内に戻すためのドレン配管が設置されている。そのため、ベンチュリスクラバで発生した飛沫（液滴）は、メインフィルタに到達する前に除去される。また、飛沫（液滴）の微細化や蒸発によってエアロゾルが放出される可能性があるが、メインフィルタにて捕集される。

以上のとおり、フィルタ装置は、ベンチュリ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. 金属繊維フィルタ

(a) 想定する状態

金属繊維フィルタで捕集されたエアロゾルが蓄積すると、崩壊熱により金属繊維フィルタの温度が上昇し、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

金属繊維フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、ベント中はベントガスの流れによって冷却され、ベント後はベンチュリスクラバに捕集したエアロゾルの崩壊熱により発生する蒸気によって冷却されることから、金属繊維フィルタの温度は、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。

(2) ガス状放射性よう素の再揮発

a. ベンチュリ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、スクラバ溶液の温度は上昇する。スクラバ溶液の温度上昇に伴い、スクラバ溶液中に捕集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

気液界面（フィルタ装置水面）における無機よう素の平衡については温度依存性があり、スクラバ溶液の水温が高い方が気相の無機よう素の割合が増える。しかし、アルカリ環境下では、無機よう素とよう素イオンの平衡により液相中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラバ溶液の温度が上昇しても十分小さい値となる。

JAVA試験は、高温のベントガスを用いて、無機よう素が気相中に移行しやすい条件での試験を実施しており、温度上昇による影響に配慮したものとなっている。

b. 放射性よう素フィルタにおける放射性よう素の再揮発

(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を通気することにより捕集されているよう素を再揮発させる技術がある。放射性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が通気されると、捕集された放射性よう素が再揮発することが考えられる。

(b) 影響評価

水素によるよう素の再浮遊は400℃以上の高温状態で数時間程度、水素を通気した場合に起こることが知られている。一方フィルタ装置に流入するガスは200℃以下であり、銀ゼオライトに水素を含むガスが通過したとしても、ゼオライトに捕集されているよう素が再揮発することはない。

また、放射性よう素フィルタで捕集した放射性よう素の崩壊熱は、ベント中はベントガスにより冷却され、ベント後は系統を不活性化するために供給される窒素により冷却されることから、放射性よう素フィルタの温度上昇は、放射性よう素の再揮発が起こるような温度（400℃）に対して、十分低く抑えることができる。

(3) フィルタの閉塞

a. 想定する状態

炉心損傷後のベント時には、熔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CaO₂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、ベンチュリノズルの狭隘部や金属繊維フィルタに付着し、閉塞することが考えられる。

b. 影響評価

ベンチュリノズルの狭隘部を通過するガス流速は、高速となる。ベンチュリノズルの狭隘部寸法に対して、エアロゾルの粒子径は極めて小さく、ベンチュリノズルが閉塞することはない。

金属繊維フィルタには、ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルが移行する。移行するエアロゾル量は、金属繊維フィルタの許容負荷量に対して十分小さく、金属繊維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

無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤 との反応により捕集されるが、薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には、無機よう素は捕集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

スクラバ溶液に含まれる 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) 放射性よう素フィルタの容量減少

a. 想定する状態

ガス状放射性よう素は、銀ゼオライトに捕集されるが、銀ゼオライトの吸着容量に達した場合には、ガス状放射性よう素は捕集されずに系外に放出されることが考えられる。

b. 影響評価

放射性よう素フィルタで保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(6) ベント時に生じるスウェリングによる放射性よう素フィルタへの影響

a. 想定する状態

スクラバ溶液に蒸気が流入すると、スウェリングにより水位が上昇する。その結果、スクラバ溶液の水位は系統待機時に比べ上昇しており、放射性よう素フィルタの外壁はスクラバ溶液に接することとなり、スクラバ溶液の温度による除去性能に影響することが考えられる。

b. 影響評価

ベントガスの温度はベンチュリスクラバ（スクラバ溶液）を通過することで、スクラバ溶液の水温と同じになっているものと考えられ、
こととなる。よって、スクラバ溶液と接する放射性よう素フィルタの外壁はスクラバ溶液から入熱されるため、放射性よう素フィルタで蒸気が凝縮することはなく、よう素の除去性能への悪影響はない。

(7) 吸着材の変質

a. 想定する状態

放射性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

フィルタ装置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集性能を確認しており、よう素の除去性能への悪影響はない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

4. 設備の維持管理

(1) 点検方法

a. 機械設備

原子炉格納容器フィルタベント系の機械設備については、女川原子力発電所の他設備の点検実績等を参考に、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て、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

一方、女川原子力発電所として保全の経験がない設備として、高アルカリ性のスクラバ溶液に接液する設備が挙げられる。これらの設備については、劣化モード（腐食等）を考慮した材料選定を行っており、有意な劣化が発生する可能性は小さいと考えているが、まずは初回定期検査時に点検を実施し、その結果を基に点検周期を定めるものとする。

スクラバ溶液の分析については、海外プラントにおいて窒素封入環境下で 間薬液濃度の有意な変化は認められていない実績があり、性状に有意な変化はないものと考えられるが、定期検査ごとに実施することとする。

また、放射性よう素フィルタに充填される銀ゼオライトについては、試験を行い、スクラバ溶液による飽和蒸気環境下で 間保管した後も性能基準を満たしていることを確認した。

女川原子力発電所第2号機のフィルタ装置では、銀ゼオライトのサンプリングが可能な設計としており、まずは初回定期検査時に性状の確認を行い、その結果を基にサンプリング周期を定めるものとする。

機械設備の点検内容を表4-1に示す。

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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表4-1 機械設備の点検内容

設備名		点検内容	点検周期・時期（計画）
フィルタ装置	本体	外観点検(内面)	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認	漏えい確認	本体内部点検に合わせて実施
	スクラバ溶液	水質確認	1 定検毎
内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属繊維フィルタ ・流量制限オリフィス ・放射性よう素フィルタ	本体	外観点検	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認（放射性よう素フィルタ）	サンプル性状確認	
フィルタ装置出口側 ラプチャディスク	本体	外観点検 フランジ面手入れ	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認	漏えい確認	
配管	本体	外観点検 フランジ部点検 手入れ	10 定検毎
	機能確認	漏えい確認	
弁	本体	弁箱内面点検 手入れ	2 定検毎
		弁体，弁座，弁棒等点検 手入れ	
		パッキン類交換	
		外観目視点検	
	機能確認	漏えい確認 作動試験	

b. 電気設備

原子炉格納容器フィルタベント系の電気設備については、女川原子力発電所の他設備の点検実績等を参考に、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て、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

電気設備の点検内容を表4-2に示す。

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 電気設備の点検内容

設備名		点検内容	点検周期・時期（計画）
電動弁駆動部	電動機	外観点検	1 定検毎
		分解点検	5 定検毎
	トルクスイッチ	動作確認	1 定検毎
		設定値確認	
	リミットスイッチ	動作確認	1 定検毎
		取付状態確認	
	電気室	結線点検	1 定検毎
	開度計	外観点検	1 定検毎
		指示値確認	
	試験・測定	絶縁抵抗測定	1 定検毎
		作動試験	
電流測定			

c. 計装設備

原子炉格納容器フィルタベント系の計装設備については、女川原子力発電所の他設備の点検実績等を参考に、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て、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

計装設備の点検内容を表4-3に示す。

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 計装設備の点検内容

設備名	点検内容		点検周期・時期（計画）
水位計	特性試験	外観点検	1 定検毎
		単体・ループ校正	
圧力計	特性試験	外観点検	1 定検毎
		単体・ループ校正	
温度計	特性試験	外観点検	1 定検毎
		単体・ループ校正	
放射線モニタ	特性試験	外観点検	1 定検毎
		単体・ループ校正	
		線源校正	
水素濃度計	特性試験	外観点検	1 定検毎
		単体・ループ校正	
		ガス校正	
サンプリング機器	外観検査	外観点検	1 定検毎
	特性試験	計器校正	1 定検毎
	機能・性能試験	作動試験	1 定検毎
	分解点検	ポンプ分解点検	4 定検毎
制御盤	外観検査	外観点検	1 定検毎

(2) 試験方法

原子炉格納容器フィルタベント系の機能検査として、「弁開閉試験」、「漏えい試験」、「スクラバ溶液水質確認試験」及び「放射性よう素フィルタ（銀ゼオライト）性能確認試験」を実施する。

a. 弁開閉試験

系統が所定の機能を発揮することを確認するため、以下の弁について開閉試験を実施する。図4-1に対象弁を示す。

- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験
- ・遠隔手動弁操作設備による人力での弁開閉試験

b. 漏えい試験（主配管）

漏えい試験の試験条件・方法を表4-4に，試験概要図を図4-2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

ベント開始時の系統内は窒素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又は空気より分子量が大きいことから，窒素又は空気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については，フィルタ装置のフランジ部等から漏えい試験の検出限界値の水素が漏えいした場合においても，長期にわたってフィルタ装置室内が可燃限界に到達しないこと，系統内から水素が漏えいした場合においても，建屋内については静的触媒式水素再結合装置による処理が，建屋外については外気への拡散が期待できること，また，試験時の安全性確保の観点から，水素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できることを確認するため窒素封入圧力 kPa[gage]以上を試験圧力とする。また，系統の使用時にバウンダリ機能を維持できることを確認するため最高使用圧力 854kPa[gage]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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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	□ kPa[gage]以上 (窒素封入圧力)	常温	系統内を不活性状態に維持することを目的に、系統全体を窒素封入圧力（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	窒素又は空気	854kPa[gage]以上 (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。

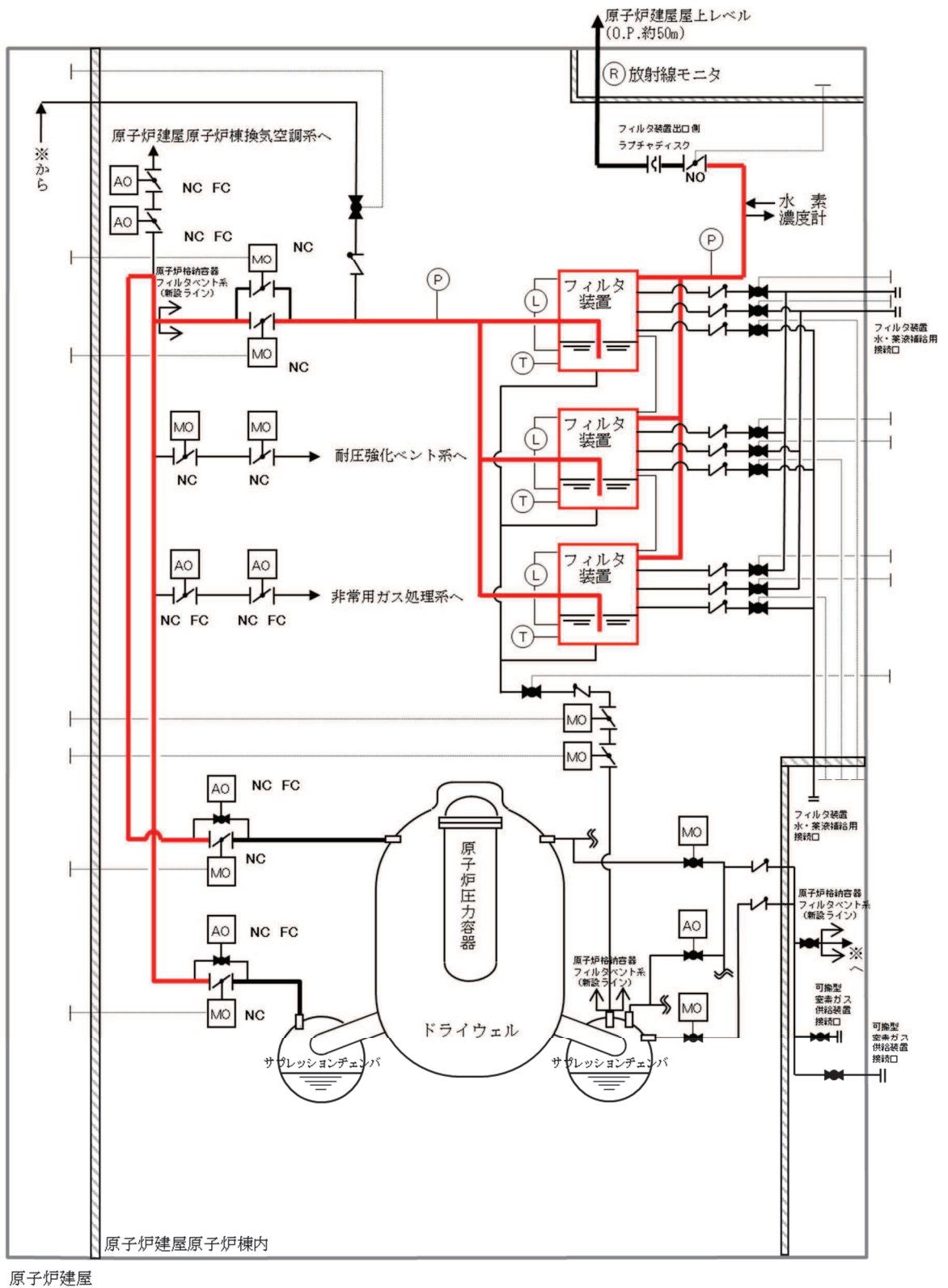


図4-2 漏えい試験の試験概要図

c. スクラバ溶液水質確認試験

スクラバ溶液水質確認試験は、サンプリングラインから水を採取・分析を実施し、スクラバ溶液が規定の濃度であることを確認する。

d. 放射性よう素フィルタ(銀ゼオライト)性能確認試験

放射性よう素フィルタに充填される銀ゼオライトについては、原子炉停止期間中にフィルタ装置内の試験用銀ゼオライト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. 原子炉格納容器フィルタベント系

原子炉格納容器フィルタベント系の系統内で可燃性ガスの爆発が発生した場合、当該系統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) 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が考えられる*。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運転時から不活性化（ドライ条件で酸素濃度 2.5vol%以下に管理）することに加え、水の放射線分解によって発生する酸素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、水素及び酸素が同時に可燃限界に到達することを防止する。原子炉格納容器フィルタベント系については、待機状態から系統内を窒素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爆発を防止する。

また、原子炉格納容器フィルタベント系の配管については、ベント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及び酸素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。新設部分については水平配管に適切な勾配を設ける。

なお、水素爆発の条件として、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爆発を防止することとしている。

注記*：熔融炉心・コンクリート相互作用によって、可燃性ガスである一酸化炭素が発生することが考えられるが、有効性評価の格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」における評価事故シーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗）」での一酸化炭素の発生量は 1kg 未満（0.1vol%未満）であり、また、一酸化炭素の可燃限界濃度が空気中において 12.5vol%であることを踏まえると、考慮不要と考えられる。

(2) 系統の各運転状態における設計上の考慮

a. 系統待機状態①：プラント通常運転中

(a) 水素爆発防止対策

プラント通常運転中においては，原子炉格納容器と同様に系統内を窒素で不活性化する設計とする。フィルタ装置から放出口へ至る配管上には，窒素置換時に大気と隔離するため，フィルタ装置出口側ラプチャディスクを設けている。このフィルタ装置出口側ラプチャディスクは，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設計とする。

(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爆発防止対策概要を図 1-1 に示す。

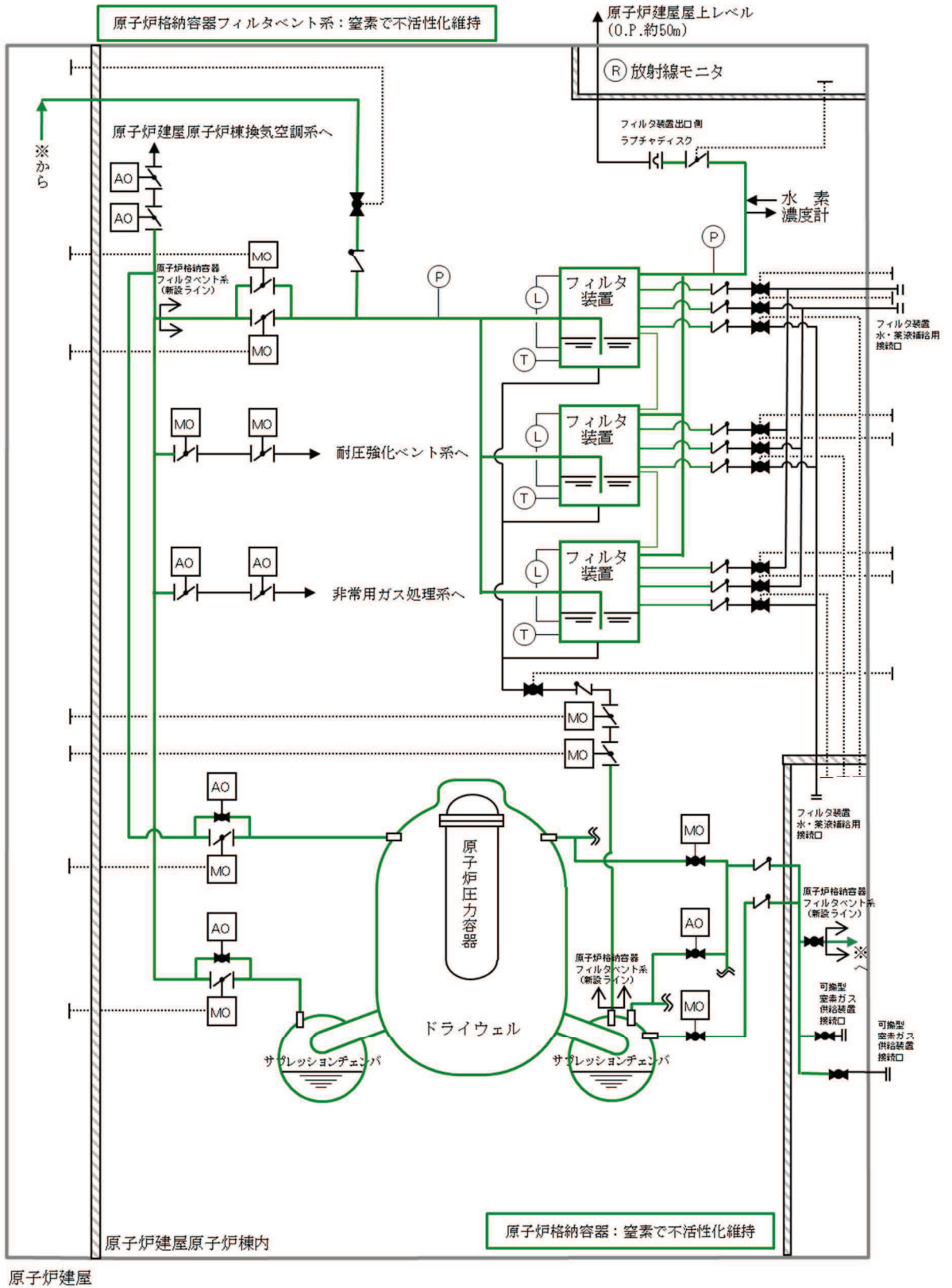


図 1-1 水素爆発防止対策 (系統待機状態①)

b. 系統待機状態②：重大事故等時，ベント前

(a) 水素爆発防止対策

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，蒸気，窒素，水素及び酸素が混合した状態となるが，原子炉格納容器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爆発防止対策概要を図 1-2 に示す。

c. 系統運転状態①：ベント実施直後

(a) 水素爆発防止対策

ベント開始時において、ベントガス中の蒸気がスクラバ溶液によって凝縮された場合、酸素濃度が上昇することで、水素爆発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ドライ条件で監視し、4.3vol%に到達した時点でベントを実施する判断基準を設定していること及び原子炉格納容器フィルタベント系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溶液によって凝縮された場合においても水素爆発は発生しない。なお、このベント実施判断基準については、酸素濃度の可燃限界である5vol%に対し、酸素濃度監視設備（格納容器内雰囲気酸素濃度）の測定誤差である $\pm 0.6\text{vol}\%$ に0.1vol%の余裕を考慮して設定した。また、原子炉格納容器内の気体については、原子炉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、濃度分布がないため、酸素濃度監視設備（格納容器内雰囲気酸素濃度）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

系統における水素濃度に関しては、原子炉格納容器から可燃限界を超えた水素が流入するが、原子炉格納容器内の酸素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、原子炉格納容器ベント実施時におけるスクラバ溶液沸騰までの間、ベントガス中の蒸気がスクラバ溶液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) 枝管における水素及び酸素の蓄積について

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、枝管での水素爆発は発生しないと考えられるが、万が一、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、枝管での水素爆発の脅威が存在する。そのため、枝管内での混合ガスの蓄積評価を実施する。枝管における水素及び酸素の混合ガスの蓄積の評価について「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、上向きの枝管に対して評価を実施する。なお、ガイドラインでは、下向き及び水平の枝管に対しては、水封されることで混合ガスが蓄積しないと評価されているため対象外とした。

枝管長さ (L) を枝管内径 (D) で除することによって規格化した不燃限界長さ (L/D) の数値によって、枝管内に混合ガスが蓄積する可能性の有無を判断する。不燃限界長さ (L/D) が「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)」に規定される換気限界長さ以下であれば混合ガスの蓄積が発生しないとされている。

主ラインから分岐する枝管の分岐方向及び評価結果を、表 1-1 に示す。

表 1-1 より、非常用ガス処理系ライン及び耐圧強化ベント系ラインについては、混合ガスが蓄積する可能性がある結果となった。そのため、図 1-3～図 1-5 に示すように、バイパスラインを設置し、混合ガスが蓄積することのない設計とする。また、フィルタ装置に接続される枝管については、下向き又は水平に設置する設計とする。

(e) フィルタ装置出口側ラプチャディスクの下流における水素爆発について

原子炉格納容器からフィルタ装置出口側ラプチャディスク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爆発は発生しないが、フィルタ装置出口側ラプチャディスク以降については、不活性化していない範囲であるため、高濃度の水素と空気が触れることで水素爆発のおそれがある。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が押し出され、フィルタ装置出口側ラプチャディスク以降の空気が排出されることから、放出口までの範囲で高濃度の水素が空気と触れず、水素爆発が発生することはないと考えられる。また、放出口から先については、大気であるものの、大気中には着火源等がなく、水素爆発は発生しないと考えられる。なお、放出口は、逆火防止として金網を設置する。

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お径等

	分岐箇所* ¹	配管 分岐 方向	枝管長さ L(m)	枝管内径 D(m)	L/D (-)	換気限界 長さ ^{*2}	混合ガス 蓄積 可能性
①	ドライウェルベント用出口隔離弁バイパスライン (上流側)	水平	—	—	評価対象外	—	無
②	ドライウェルベント用出口隔離弁バイパスライン (下流側)	水平	—	—	評価対象外	—	無
③	非常用ガス処理系ライン	上* ³	7.653	0.2979	25.69	5	有
④	原子炉建屋原子炉棟換気 空調系ライン	水平	—	—	評価対象外	—	無
⑤	原子炉格納容器フィルタ ベント系ベントライン隔 離弁(B) (上流側)	斜上	2.405	0.3810	6.32	8	無
⑥	原子炉格納容器フィルタ ベント系ベントライン隔 離弁(B) (下流側)	斜上	2.910	0.3810	7.64	8	無
⑦	サプレッションチェンバ ベント用出口隔離弁バイ パスライン (上流側)	水平	—	—	評価対象外	—	無
⑧	サプレッションチェンバ ベント用出口隔離弁バイ パスライン (下流側)	水平	—	—	評価対象外	—	無
⑨	耐圧強化ベント系ライン	上* ³	27.952	0.2979	93.84	5	有

注記*1：フィルタ装置に接続される枝管については、下向き又は水平に設置する設計とする。

*2：原子炉格納容器フィルタベント系の想定運転範囲のうち主ラインの流速が最も低くなる条件で求めた枝管 Re 数を用いて「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）」解説図 3.3-7 より算出した値。

*3：分岐方向は水平であるが、分岐直後に上向きとなる。

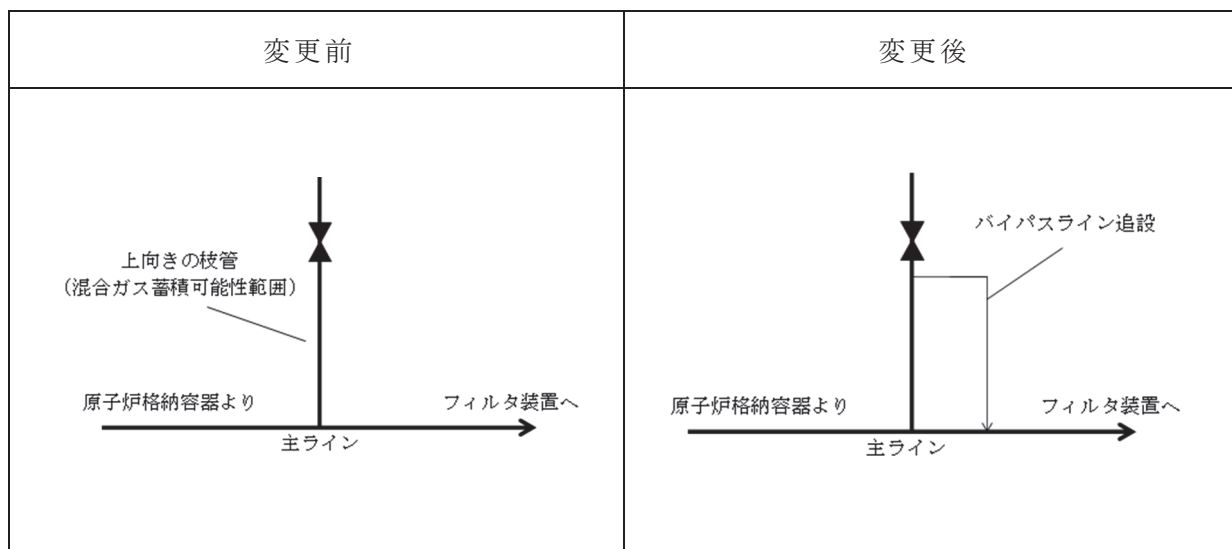


図 1-3 枝管へのバイパスラインの追設（混合ガス蓄積防止）

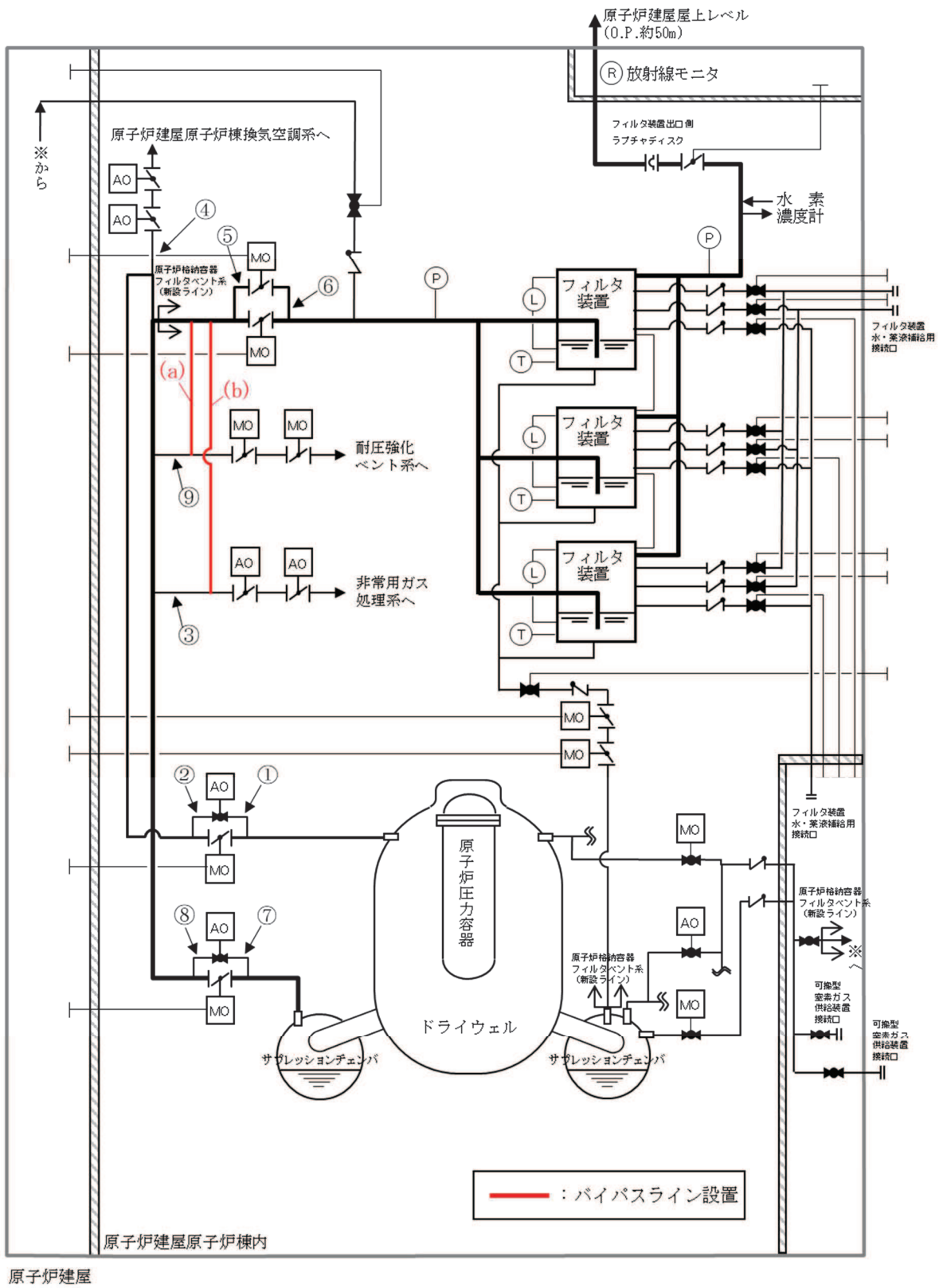


図 1-4 バイパスライン設置概要図

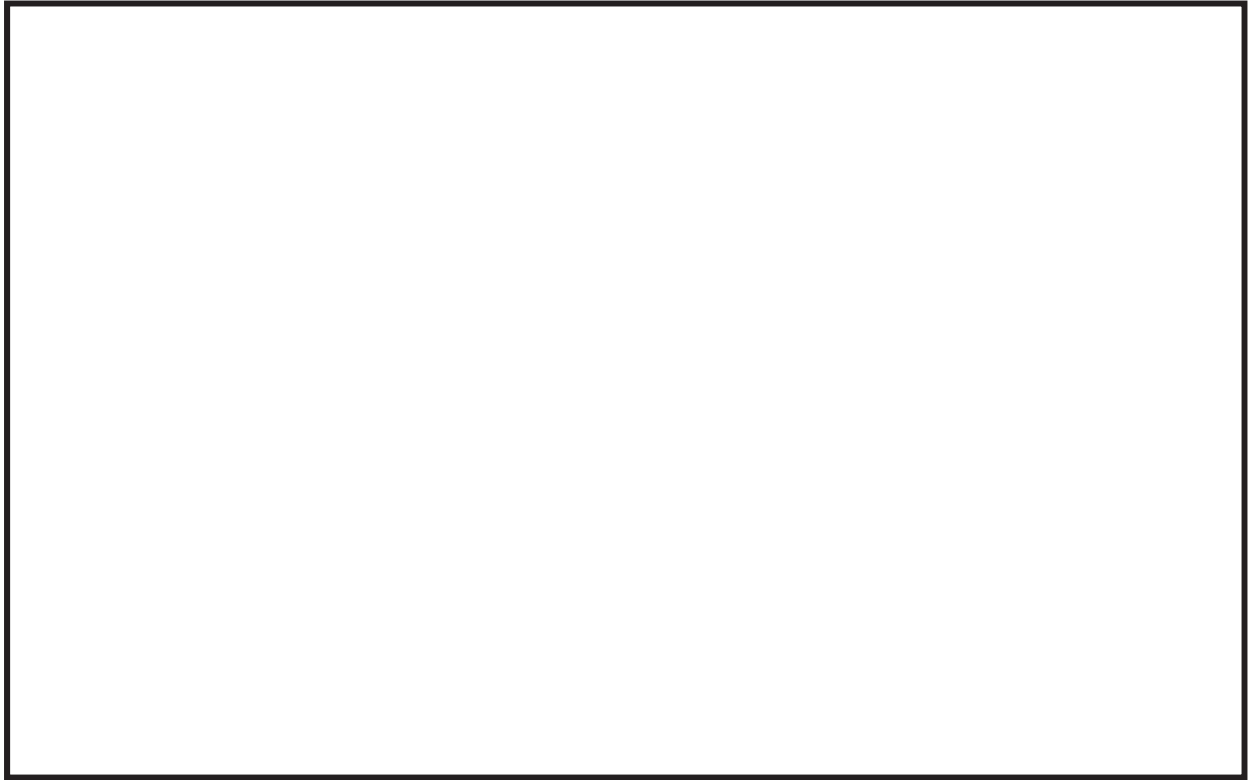


図 1-5 枝管へのバイパスラインの追設配管鳥瞰図

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図 1-6 に，酸素濃度監視設備（格納容器内雰囲気酸素濃度）の概要図を図 1-7 に，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できない場合）」における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及び酸素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及び酸素についても考慮している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

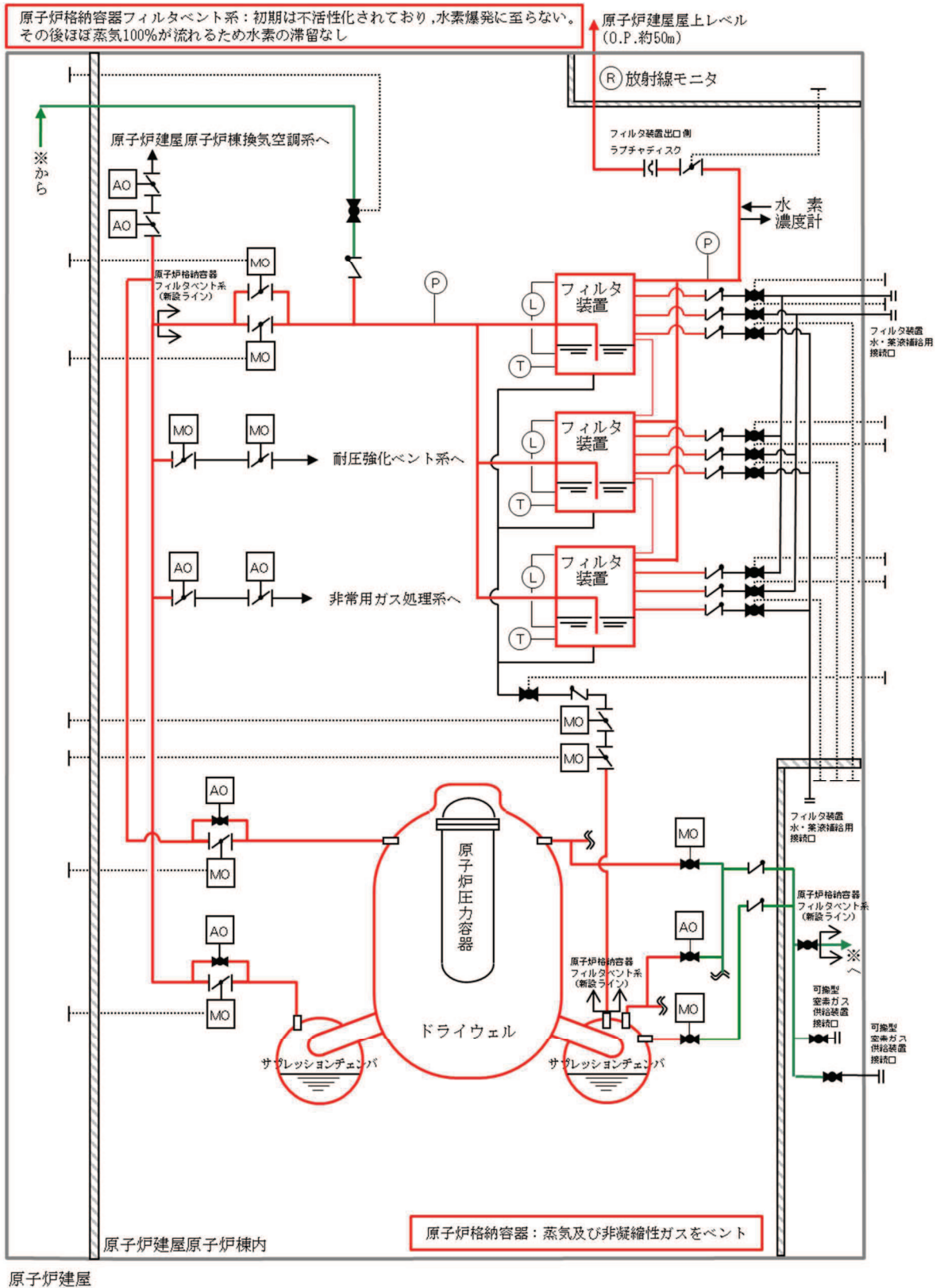
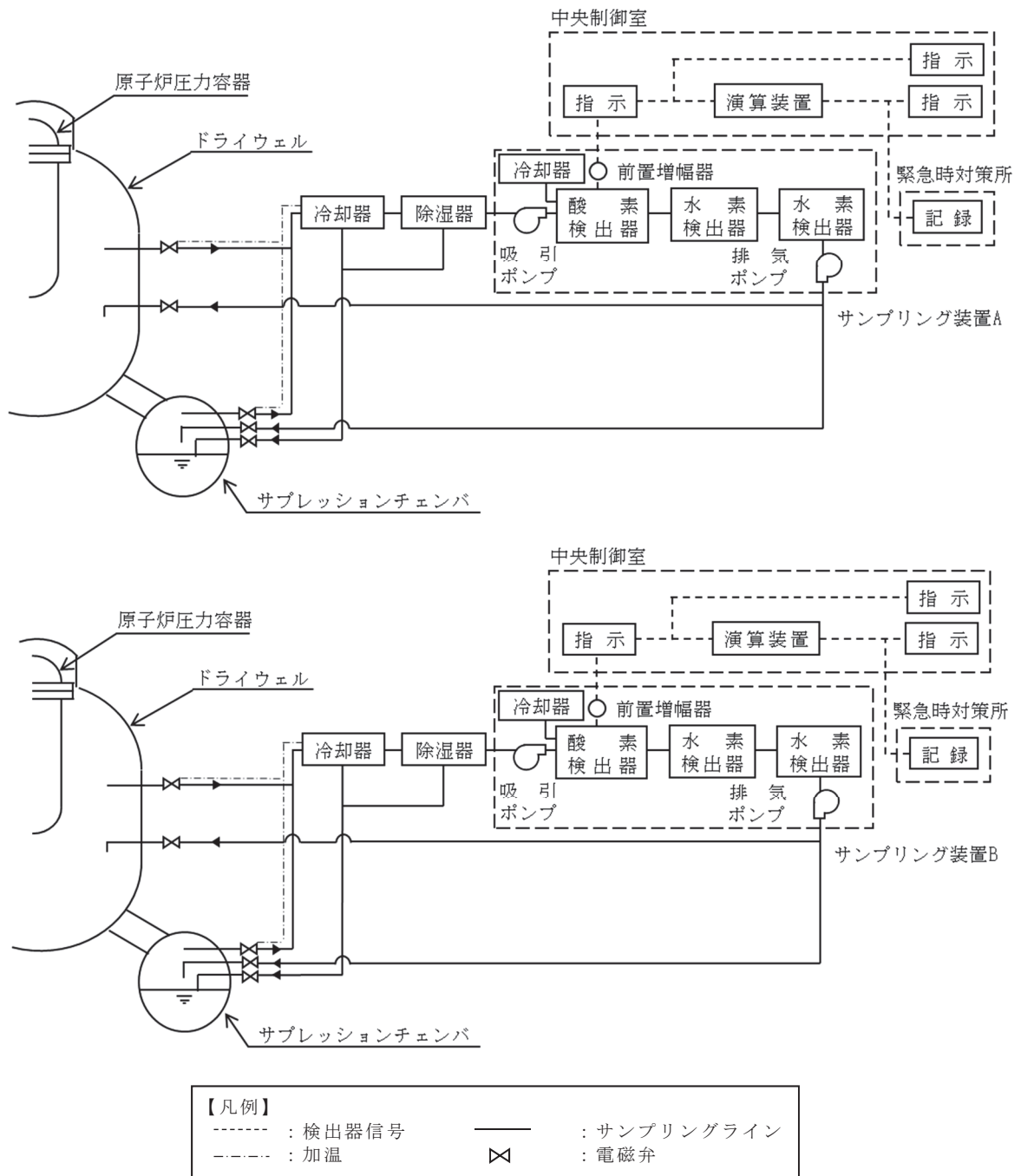


図 1-6 水素爆発防止対策 (系統運転状態)



計測時間 : サンプリングガスが、サンプリング点から水素検出器、酸素検出器に到達する時間は、ドライウエル A 系で約 4 分後、B 系で約 6 分後。サプレッションチェンバ A 系で約 15 分後、B 系で約 11 分後である。サンプリングガス到達後に補正演算を開始する。

中央制御室指示 : ドライ条件及びウェット条件での濃度を表示する。

図 1-7 酸素濃度監視設備（格納容器内雰囲気酸素濃度）に関する系統概要図

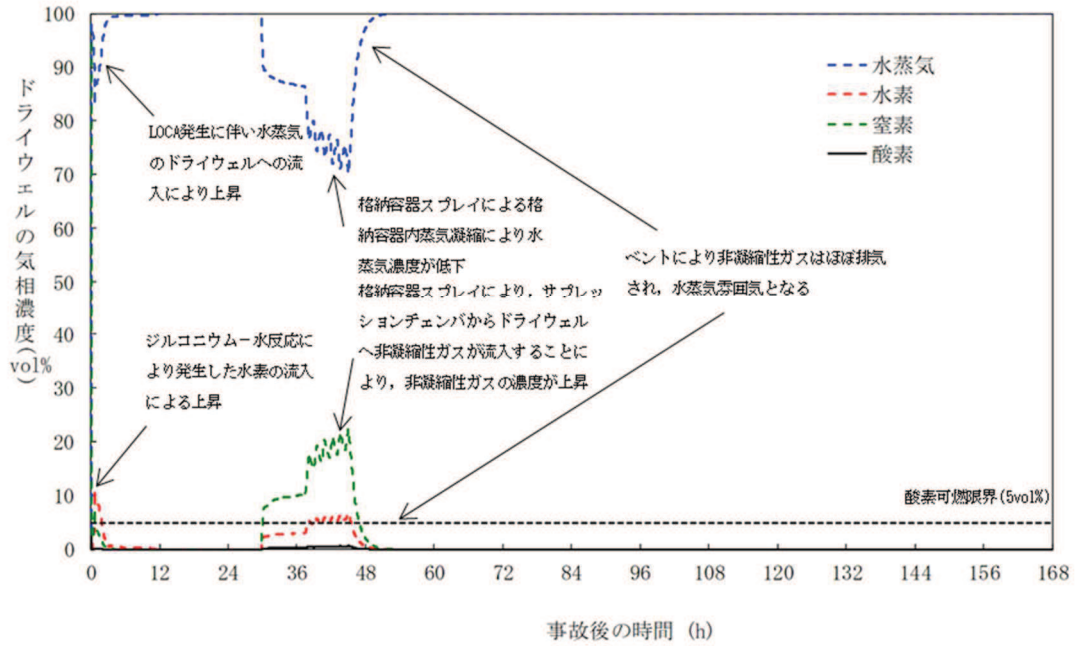


図 1-8 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）

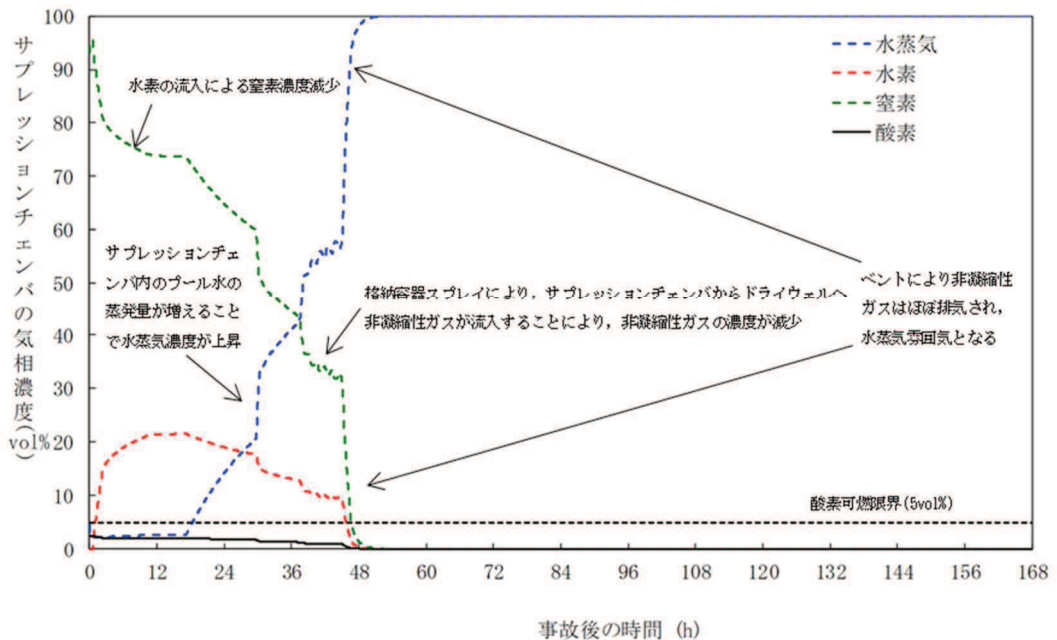


図 1-9 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるサプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

d. 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) 水素爆発防止対策

ベント実施に伴うサプレッション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、水素爆発は発生しない。

(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、水素爆発は発生しない。

この系統状態における水素爆発防止対策概要は図 1-6 と同様である。

e. 原子炉格納容器ベント停止後

(a) 水素爆発防止対策

原子炉格納容器ベント停止後、スクラバ溶液の放射線分解により水素及び酸素が発生するため、原子炉格納容器第二隔離弁の下流から可搬型窒素ガス供給装置による窒素供給を実施し、系統のパーズを継続することで、水素爆発を防止する。

(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、窒素供給による系統パーズ中において、水素が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) スクラバ溶液の放射線分解による酸素発生

ベント停止後において、スクラバ溶液の放射線分解によって発生する酸素については、スクラバ溶液中の放射性物質の崩壊熱によって発生量が変化するが、蒸気の発生量も崩壊熱によって変化する比例関係にあり、以下のとおり、酸素濃度は 0.1vol% 未満となるため系統内で水素爆発することはない。

酸素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・スクラバ溶液は沸騰しているものと想定し、酸素発生量の G 値は 0.2 (分子/100eV) とする。
- ・スクラバ溶液の放射線吸収割合は 1.0 とする。
- ・崩壊熱は Q (MW) とする。
- ・ $1\text{eV}=1.602\times 10^{-19}$ (J) , アボガドロ数は 6.022×10^{23} とする。

$$\begin{aligned} \text{○蒸気発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1000 / ([\text{飽和蒸気比エンタルピー}] - \\ &\quad [\text{飽和水比エンタルピー}]) \times 1000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ &= Q \times 1000 / (2675.53 - 418.99) \times 1000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ &= 1985.4 \times Q \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{○酸素発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times [\text{G 値}] / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / \\ &\quad (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times [\text{放射線吸収割合}] \\ &= Q \times 10^6 \times 0.2 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times 1.0 \\ &= 1.68 \times Q \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{○酸素濃度} &= \text{酸素発生量} / (\text{蒸気発生量} + \text{酸素発生量}) \times 100 \\ &= 0.085\% \end{aligned}$$

(d) 排水配管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

原子炉格納容器ベント停止後は、図 1-10 に示すとおり、自重にてスクラバ溶液をサプレッションチェンバへ移送することとしている。スクラバ溶液を移送する際には、排水配管の一部に残留した空気がスクラバ溶液とともにサプレッションチェンバへ流入するが、ベント停止後の原子炉格納容器は窒素供給により不活性化されており、原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界未満に維持するため、空気の流入による影響はない。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図 1-11 示す。

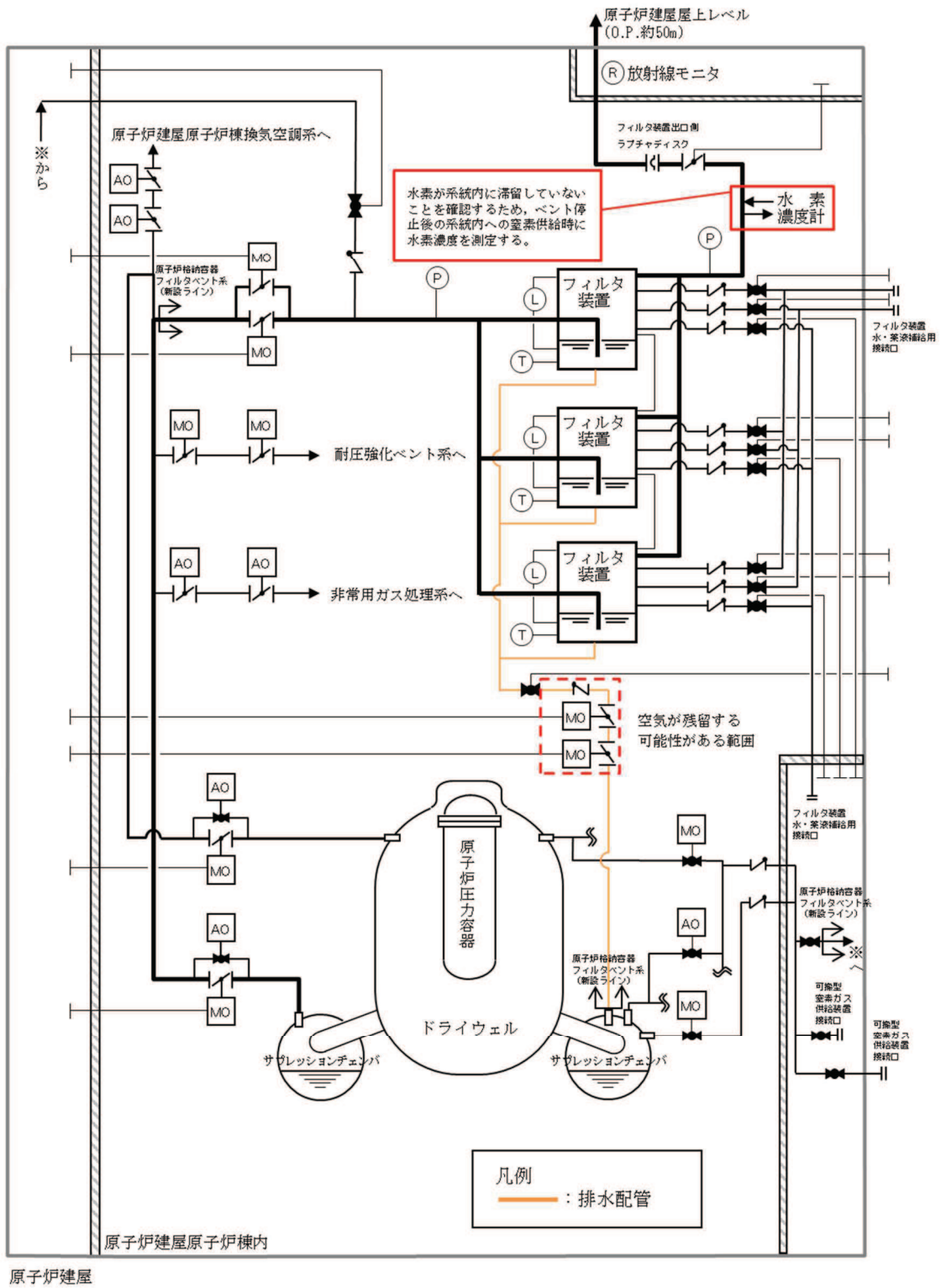


図 1-10 排水設備概要図

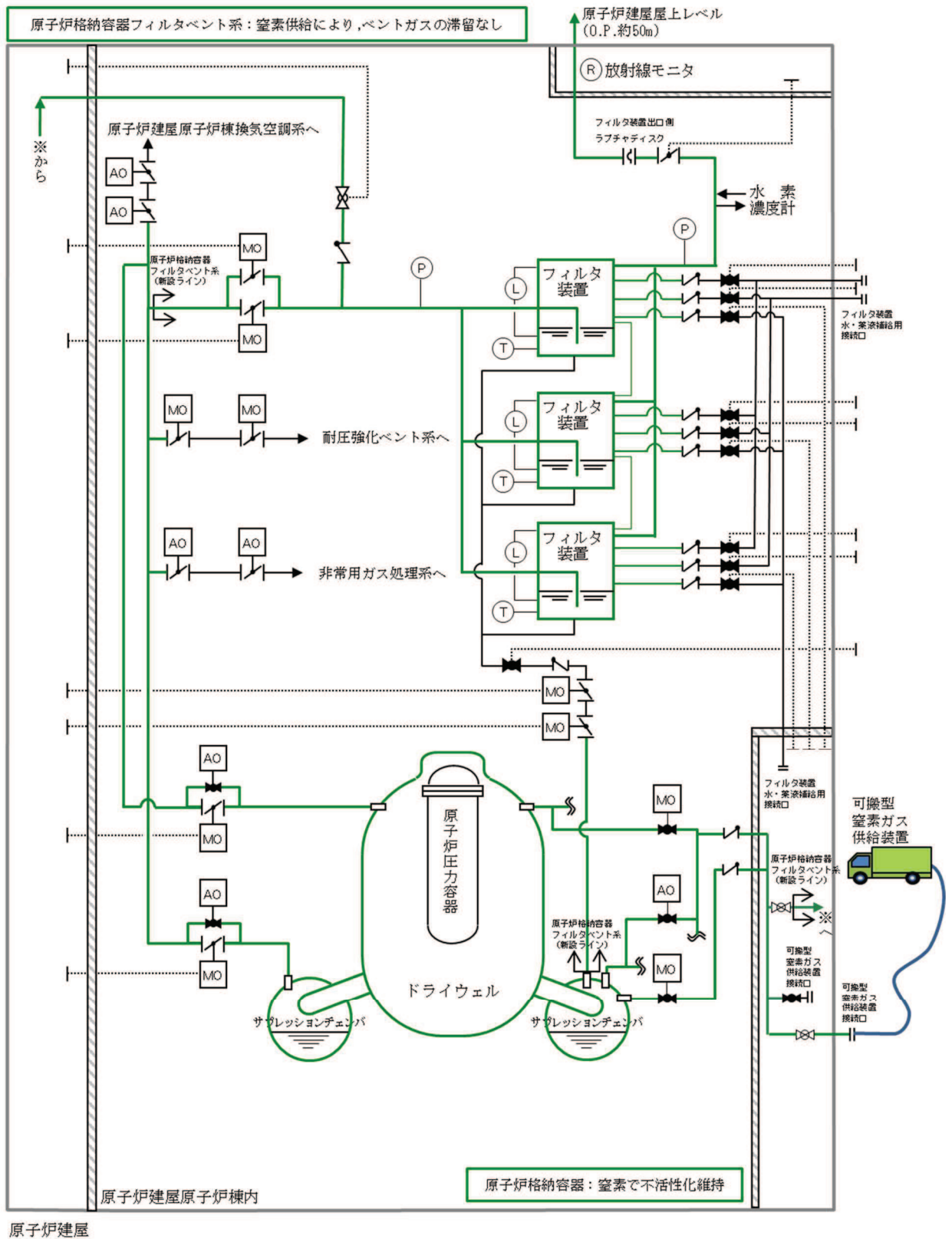


図 1-11 水素爆発防止対策（ベント停止後）

2. フィルタ装置室

フィルタ装置に設置するフランジ部に使用されるガスケットについては、耐圧試験における発泡法による試験を実施し、漏えいが検出されないことを確認するものの、検出限界未満の漏えいが生じている可能性は否定できない。このため、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉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が、フィルタ装置からフィルタ装置室に漏えいし、可燃限界に到達するおそれがある。しかしながら、以下に示すとおり、保守的な条件を仮定した評価によっても、フィルタ装置室内の水素濃度は、事象発生7日後において、約 5.6×10^{-3} vol%程度であり、長期にわたり可燃限界である4vol%に到達することはない。さらに、事象発生7日後以降については、外部支援等によって、原子炉格納容器除熱機能を復旧させ、原子炉格納容器ベントの停止及びスクラバ溶液の移送によるフィルタ装置室への水素漏えい防止並びにフィルタ装置室の入口扉の開放によるフィルタ装置室の換気を実施できる。

以上のことから、フィルタ装置室で水素爆発が発生することはない。

(1) 評価シナリオ

評価シナリオは、炉心損傷を伴う有効性評価事象のうち、原子炉格納容器ベント実施時のウェット条件における水素濃度が最も高いシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系が使用できない場合）」とする。

また、当該シナリオでは、図 1-12 及び図 1-13 に示すとおり、原子炉格納容器ベント実施4時間程度で原子炉格納容器内雰囲気は水蒸気100vol%雰囲気となるものの、保守的に高濃度の水素が7日間継続して通過することを仮定して評価を実施する。

(2) 評価

評価条件を表 1-2 に示す。

a. 漏えい条件

漏えい条件は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系が使用できない場合）」における原子炉格納容器ベント実施前の最大水素濃度である25vol%（ウェット条件）とし、その他のガス組成については、水蒸気として取り扱う。また、漏えいした水蒸気については、保守的にすべて凝縮するものとして評価を実施する。なお、原子炉格納容器ベント実施時の水素濃度は、ドライ条件においても25vol%以下であり、漏えいした水蒸気の凝縮を考慮する場合、ウェット条件の方が保守的な評価となる。

漏えい率については、J I S Z 2 3 3 0 (2012)「表 1-漏れ試験方法の種類、適用方法及び特徴」の「圧力変化法（加圧）」に基づき、保守的に854kPa[gage]、200℃の条件下において、検出限界値の水素漏えいがあるものと仮定する。

スクラバ溶液の放射線分解によって発生する水素については、発生量が少なく、フィルタ装置を通過する水素濃度 25vol%の保守性に包絡されるため、考慮しない。

b. フィルタ装置室の条件

フィルタ装置室の条件は、乾燥空気におけるガス組成とする。

空間容積については、躯体図から算出した数値（フィルタ装置分を除く。）に対し、機器配管分の低減率として、0.7を乗じて算出する。

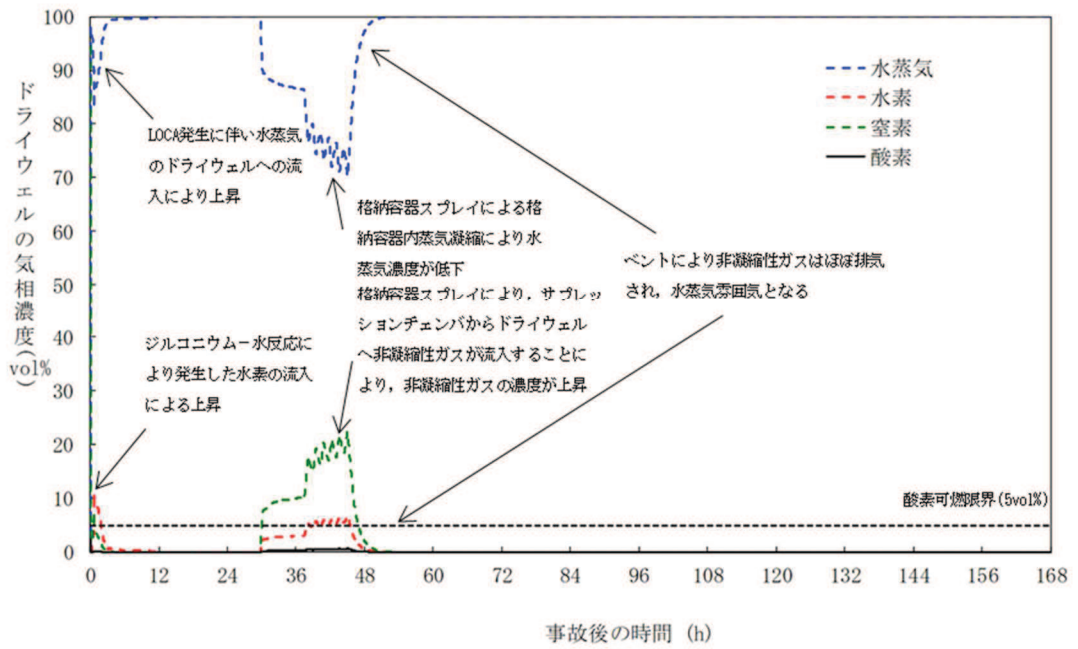


図 1-12 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）

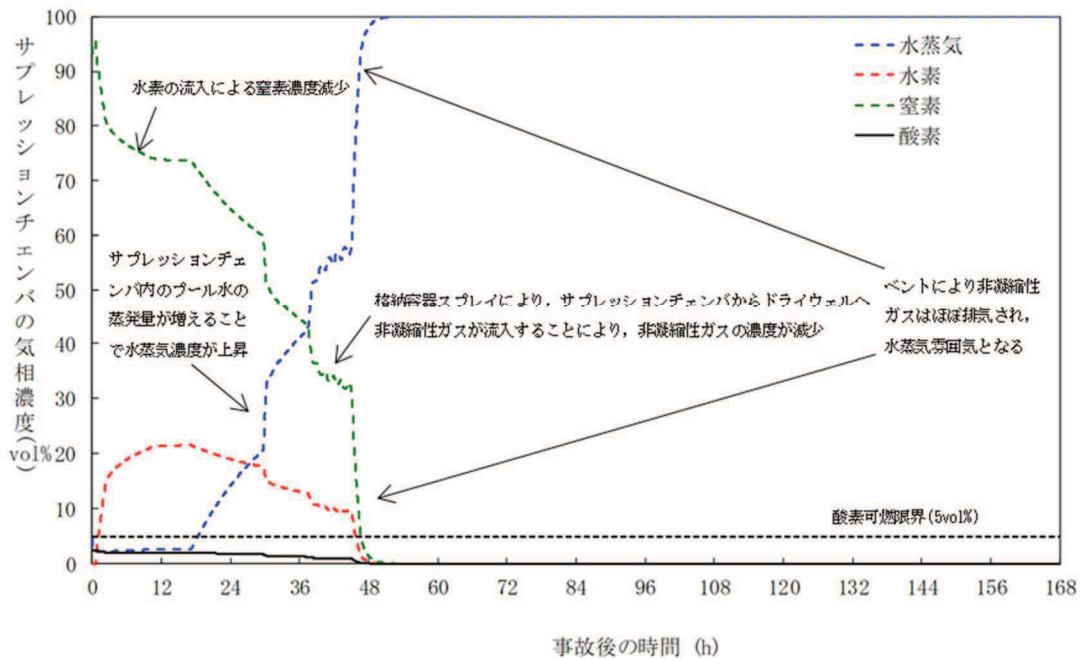


図 1-13 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるサブプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

表 1-2 フィルタ装置室の水素濃度評価における評価条件

項目	条件	備考	
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）（代替循環冷却系が使用できない場合）	炉心損傷を伴う事象のうち、原子炉格納容器ベント実施時のウェット条件における水素濃度が最も高いシナリオを選定	
漏えい条件	水素濃度	25vol%	原子炉格納容器ベント実施前の最大水素濃度として設定
	水蒸気濃度（漏えい時）	75vol%	保守的な条件として、フィルタ装置から漏えいする水素以外の気体は、すべて水蒸気として取扱い、漏えい後は水蒸気がすべて凝縮することを仮定して設定
	水蒸気濃度（漏えい後）	0vol%	
	酸素濃度	0vol%	
	窒素濃度	0vol%	
	漏えい時間	168 時間	
漏えい率	$7.7 \times 10^{-4} \text{m}^3/\text{h}$	J I S Z 2 3 3 0 (2012) の可検リーク率 (854kPa, 200℃, 水素条件) を踏まえて設定	
フィルタ装置室の条件	空間容積	564m ³	躯体図から算出した空間容積に対し、機器配管分の低減率 0.7 を考慮して設定
	窒素濃度	79vol%	空気中のガス組成を踏まえて設定
	酸素濃度	21vol%	
濃度算出条件	水素の密度	0.0887kg/m ³	標準状態の条件として設定
	窒素の密度	1.234kg/m ³	
	酸素の密度	1.410kg/m ³	
フィルタ装置室から大気への水素の漏えい	考慮しない	保守的な条件として設定	
スクラバ溶液の放射線分解によって発生する水素	考慮しない	フィルタ装置を通過する水素濃度 25vol% の保守性に包絡されることを踏まえて設定	

c. フィルタ装置室への漏えい評価

フィルタ装置からフィルタ装置室へ漏えいする水素量は、以下の式で算出する。

$$\begin{aligned}
 \text{水素漏えい量} &= \text{漏えい率} \times \text{水素濃度} \times \text{漏えい時間} \cdots \cdots \text{式(1)} \\
 &= 7.7 \times 10^{-4} \times 0.25 \times 168 \\
 &= \text{約 } 3.2 \times 10^{-2} \text{m}^3
 \end{aligned}$$

フィルタ装置室内での水素濃度を評価するため、式(1)で得た結果を mol 数に換算する。

$$\begin{aligned}
 \text{水素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \text{式(2)} \\
 &= 0.0887 \times 3.2 \times 10^{-2} \times 1 / (2 \times 10^{-3}) \\
 &= \text{約 } 1.4 \text{mol}
 \end{aligned}$$

次に、フィルタ装置室側の気体の物質質量を算出する。

$$\begin{aligned}
 \text{酸素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \text{式(3)} \\
 &= 1.410 \times 564 \times 0.21 / (32 \times 10^{-3}) \\
 &= \text{約 } 5.219 \times 10^3 \text{mol}
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \text{窒素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \text{式(4)} \\
 &= 1.234 \times 564 \times 0.79 / (28 \times 10^{-3}) \\
 &= \text{約 } 1.964 \times 10^4 \text{mol}
 \end{aligned}$$

式(1)～式(4)の結果を踏まえ、フィルタ装置室の水素濃度は以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned}
 \text{水素濃度} &= \text{水素の物質質量} / (\text{水素の物質質量} + \text{酸素の物質質量} + \text{窒素の物質質量}) \\
 &\quad \times 100 \cdots \cdots \text{式(5)} \\
 &= 1.4 / (1.4 + 5.219 \times 10^3 + 1.964 \times 10^4) \times 100 \\
 &= \text{約 } 5.6 \times 10^{-3} \text{vol\%}
 \end{aligned}$$

3. 可搬型窒素ガス供給装置の容量

可搬型窒素ガス供給装置の容量は、下記のうち供給量が多くなる①を考慮して設定している。

① ベント後、中長期的に除熱機能が復旧し、原子炉格納容器内の除熱を開始する前に窒素供給を開始し、除熱中の原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界（4vol%）未満に維持

② ベント停止後の原子炉格納容器フィルタベント系の水素滞留防止のため、窒素の供給を行い、系統内の水素濃度を可燃限界（4vol%）未満に維持

可搬型窒素ガス供給装置の主要な仕様を表 1-3 に示す。

表 1-3 可搬型窒素ガス供給装置の主要仕様

供給容量	220m ³ /h[normal]
純度	99.0vol% (不活性ガス)
供給圧力	427kPa[gage] (可搬型窒素ガス供給装置出口にて)

以下に、可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量の設定について示す。

ベント開始後に原子炉格納容器内で発生する水素は、サブプレッションチェンバに移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。

このため、水素発生量は、サブプレッションチェンバへの放射性物質の移行量が大い事象である格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」時において、ベント開始後、ドライウエル圧力が 427kPa[gage]まで低下した時点（事故発生約 45 時間後）の水の放射線分解による発生を想定する。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」時における、事故発生後約 45 時間経過時点の水素発生量及び酸素発生量を図 1-14 に示す。

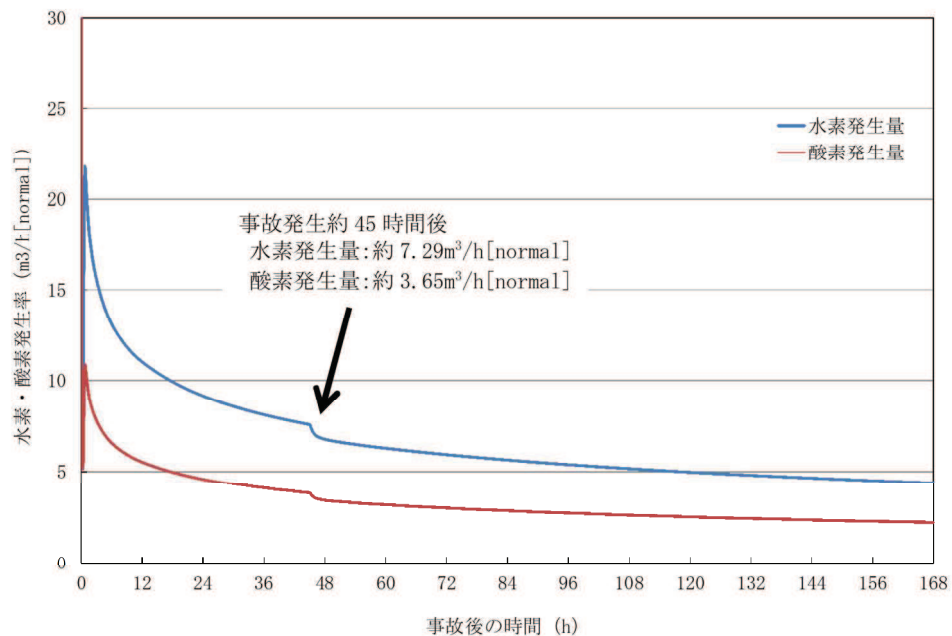


図 1-14 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」時における水素発生量及び酸素発生量

可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」時における水素発生量及び酸素発生量に対して、原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界（4vol%）未満に維持できるように、180m³/h [normal] 以上と設定している。窒素供給量は以下の式を用いて算出する。

$$\text{水素発生量} = Q \times 10^6 \times G \text{ 値 (分子/100eV)} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) * 1 \\ / (6.022 \times 10^{23}) * 2 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \text{放射線吸収割合} \dots \text{式(6)}$$

$$\text{窒素供給容量} = (\text{水素発生量} - \text{水素発生量} \times 0.04 - \text{酸素発生量} \times 0.04) \\ / 0.04 \dots \text{式(7)}$$

$$\text{酸素発生量} = (\text{水素発生量}) / 2 \text{m}^3/\text{h [normal]} \dots \text{式(8)}$$

Q : 崩壊熱 (MW)

注記*1 : 1eV = 1.602 × 10⁻¹⁹ (J)

*2 : アボガドロ数 6.022 × 10²³

水素発生量の計算には以下の条件及び MAAP 解析結果を適用する。

- ・ 除熱機能の復旧により原子炉格納容器内は冷却されており、水は非沸騰状態となっていることを想定し水素発生量の G 値は 0.25 (分子/100eV) とする。
- ・ 放射線吸収割合は炉心部では 0.1, 原子炉格納容器では 1.0 とする。
- ・ 放射線分解に寄与する発熱量は、MAAP 解析結果より炉心部では約 8.71MW, 原子炉格納容器では約 2.61MW とする。

$$\text{炉心部水素発生量} = 8.71 \times 10^6 \times 0.25 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times 0.1 \\ = 1.83 \text{m}^3/\text{h [normal]}$$

$$\text{原子炉格納容器水素発生量} = 2.61 \times 10^6 \times 0.25 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times 1.0 \\ = 5.46 \text{m}^3/\text{h [normal]}$$

$$\text{合計水素発生量} = 1.83 + 5.46 \\ = 7.29 \text{m}^3/\text{h [normal]}$$

$$\text{酸素発生量} = 7.29 / 2 \\ = 3.65 \text{m}^3/\text{h [normal]}$$

$$\text{窒素供給容量} = (7.29 - 7.29 \times 0.04 - 3.65 \times 0.04) / 0.04 \\ = 171.31 \text{m}^3/\text{h [normal]}$$

原子炉格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について

1. 系統設計条件

原子炉格納容器フィルタベント系については、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ため、系統設計条件を定めている。主な系統設計条件を表 2-1 に示す。

表 2-1 原子炉格納容器フィルタベント系の系統設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	854kPa[gage]	原子炉格納容器の限界圧力を考慮し、2Pd（最高使用圧力427kPa[gage]の2倍）とする。
最高使用温度	200℃	原子炉格納容器の限界温度を考慮し、200℃とする。
設計流量	10.0kg/s (原子炉格納容器圧力 427kPa[gage] において)	原子炉定格熱出力1%相当の飽和蒸気量を、ベント開始圧力が低い場合（427kPa[gage]）であっても排出可能な流量とする。
フィルタ装置 内発熱量	370kW	想定されるフィルタ装置に捕集及び保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の0.015%に相当する発熱量とする。
エアロゾル 移行量	150kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量（28kg）に対して十分な余裕を見込み、150kgとする。
よう素の炉内 内蔵量	□ kg	BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果*から、□ kgとする。
耐震条件	基準地震動 S s にて機能維持	基準地震動 S s にて機能を維持する。

注記*：炉心熱出力が高いほど炉心内蔵量が大きくなることから、炉心熱出力が高い ABWR を代表させている。また、ORIGEN2 コードでは、保守的に 1 サイクル 13 か月（395 日）に対して、1 サイクル 10000 時間（416 日）の燃焼期間を仮定している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器フィルタベント系の各設計条件の考え方を以下に示す。

2. 最高使用圧力及び最高使用温度

原子炉格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、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、原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の限界圧力 854kPa[gage] (2Pd：最高使用圧力の 2 倍) に到達するまでにベント操作を実施することとしている。

有効性評価における原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度の推移から、ベント時に原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度は限界圧力 854kPa[gage] 及び限界温度 200℃を下回ることから、2Pd, 200℃を最高使用圧力及び最高使用温度としている。

有効性評価のうち格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度の推移を図 2-1 及び図 2-2 に示す。原子炉格納容器圧力の最大値は約 640kPa[gage]，原子炉格納容器の最高温度は約 178℃であり，原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回っている。

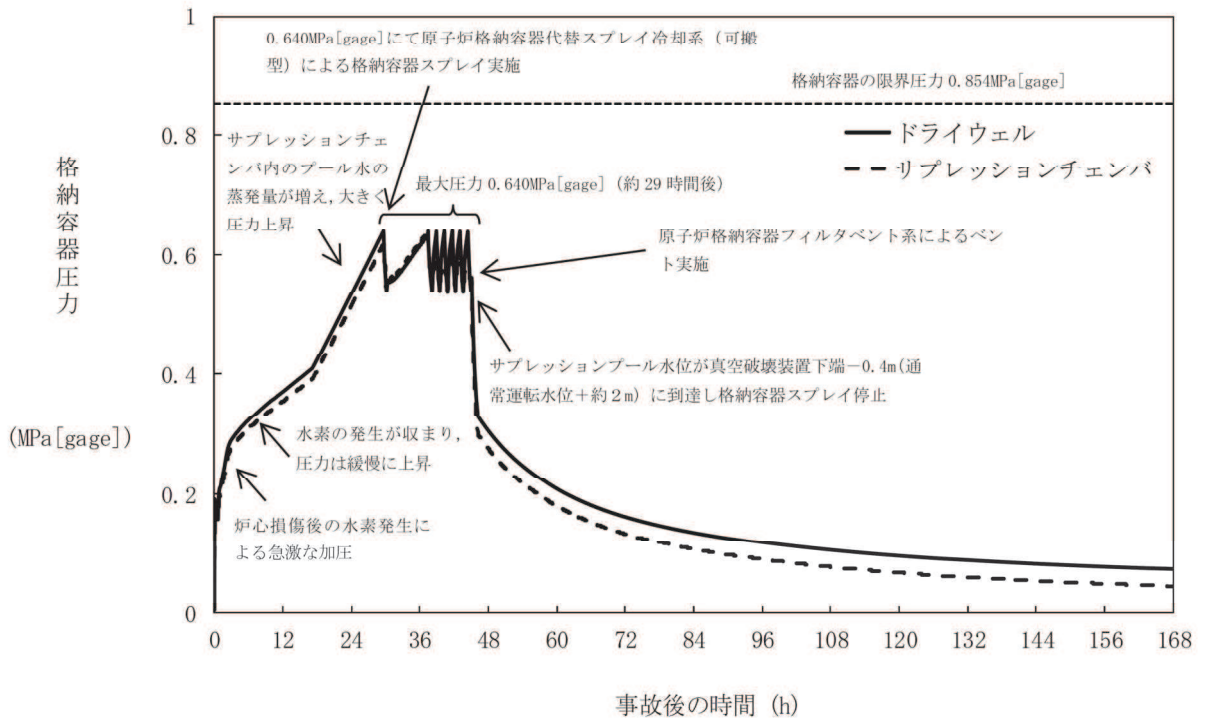


図 2-1 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における原子炉格納容器圧力の推移

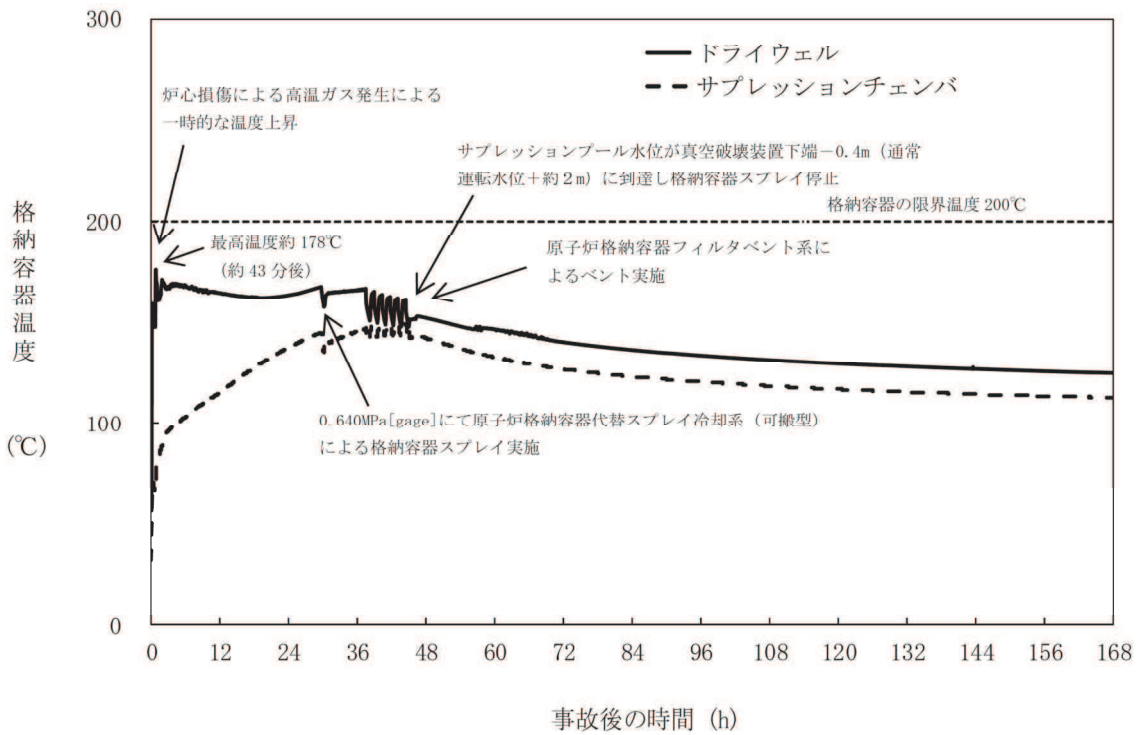


図 2-2 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における原子炉格納容器温度の推移

3. 系統流量（ベントガス流量）

原子炉格納容器フィルタベント系の系統流量は、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気流量をベント開始圧力が低い場合（1Pd）においても排出できるよう以下のとおり設定している。

(1) 蒸気流量の設定

重大事故等発生後の数時間で原子炉格納容器フィルタベント系が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後2時間～3時間後に原子炉格納容器フィルタベント系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、それに相当する蒸気流量とする。

(2) 原子炉格納容器圧力の設定

有効性評価において原子炉格納容器フィルタベント系のベント開始圧力を 1Pd～2Pd としており、原子炉格納容器圧力が低い方が蒸気排出条件が厳しくなるため、原子炉格納容器圧力は 1Pd とする。

(3) 系統流量の算出

(1)及び(2)の組合せにより、系統流量を設定する。系統流量は式(1)により算出する。崩壊熱は、保守的に注水された水を蒸発させるエネルギーに全て寄与する評価とし、サプレッションプール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って発生した蒸気についても、保守的にサプレッションプール等による凝縮を考慮せず、系統流量として取り扱う。

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

ここで、

W_{Vent} : 系統流量 (t/h)

Q_R : 定格熱出力 (2436×10³kW)

h_s : 1Pdにおける飽和蒸気の比エンタルピ (2750kJ/kg)

h_w : 1Pd, 60℃*における水の比エンタルピ (252kJ/kg)

注記* : 原子炉圧力容器に注水する水温を保守的に高めに設定した温度
(重大事故等対処設備として期待する水源の運転時最高温度 60℃)

以上より、系統流量は 35t/h となることから、35t/h を kg/s へ単位換算し、保守的に切り上げた 10.0kg/s を原子炉格納容器圧力 1Pd の時の系統流量とする。系統流量は、配管設計やオリフィスの設計条件として使用する。

なお、原子炉格納容器圧力が 1Pd より高い圧力でベントする場合には、その時の原子炉格納容器圧力と系統全体の圧力損失から系統流量が決まり、原子炉格納容器圧力が 1Pd 以上になれば系統流量も 10.0kg/s 以上となり、より蒸気を排出しやすい状況となる。

4. フィルタ装置内発熱量

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置内発熱量は、原子炉定格熱出力の0.015%に相当する崩壊熱である370kWに設定している。

NUREG-1465における原子炉格納容器ソースタームに基づき、ドライウェルベント時に原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するFPによる崩壊熱を評価する。フィルタ装置内発熱量は以下の式で表される。

【フィルタ装置内発熱量】

$$\begin{aligned}
 &= \text{【①ベント時の原子炉の崩壊熱】} \\
 &\quad \times \text{【②FPの原子炉格納容器への放出割合】} \\
 &\quad \div \text{【③原子炉格納容器内のDF】} \\
 &\quad \times \text{【④フィルタ装置に蓄積するFPの崩壊熱への寄与割合】}
 \end{aligned}$$

① ベント時の原子炉の崩壊熱

重大事故等発生後の数時間で原子炉格納容器フィルタベント系が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後約2時間～3時間後に原子炉格納容器フィルタベント系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%とする。

② FPの原子炉格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、揮発性核種のうち原子炉格納容器への放出割合が最も大きいHalogen(I)の放出割合である61%で代表させる。(表2-2)

③ 原子炉格納容器内のDF

海外で行われたFPエアロゾルの自然除去効果に関する試験(NSPP試験等)では、原子炉格納容器のエアロゾルは数時間程度で1/10程度まで減少している結果が得られており、原子炉格納容器内のエアロゾルに対する除去効果として、ドライウェルベント時はDF:10*とする。

注記*：事象発生から約45時間(有効性評価におけるベント開始時間)後のMAAP解析結果から、DFは10000程度であることを確認しており、DF:10としている発熱量評価の設定は保守的である。

④ フィルタ装置に蓄積するFPの崩壊熱への寄与割合

NUREG-1465に基づき、揮発性が比較的高く、炉心損傷を伴う事故時に有意な放出割合となり、フィルタ装置に蓄積する核種として、Halogen(I)、Alkali metal(Cs)、Te、Ba及びSrを想定し、これら核種の崩壊熱への寄与割合は22%とする。(表2-3)

したがって、定格熱出力に対する崩壊熱は以下のように評価される。

$$\text{ドライウェルベント} : 0.01 \times 0.61 \div 10 \times 0.22 = 0.01342\%$$

以上より、フィルタ装置内発熱量は、上記割合を包絡する条件とし、原子炉定格

熱出力の0.015%である370kW(2436MW×0.015%)と設定する。

フィルタ装置内発熱量は、スクラバ溶液の初期保有量及びフィルタ装置の寸法設定に使用される。

表 2-2 NUREG-1465における原子炉格納容器内への放出割合

元素グループ	Gap Release	Early-In-vessel	Ex-vessel	Late-In-vessel	合計
Noble gases* ¹	0.05	0.95	0	0	1.00
Halogens (I)	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
Alkali metal (Cs)	0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
Te	0	0.05	0.25	0.005	0.305
Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	0.12
Noble metals (Mo, Ru, Sb)	0	0.0025	0.0025	0	0.005
Ce	0	0.0005	0.005	0	0.0055
La	0	0.0002	0.005	0	0.0052

注記*1：希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。

表 2-3 放出割合が大きい揮発性核種の崩壊熱寄与割合

元素グループ* ²	放出割合	①放出割合 (ハロゲン比)	②崩壊熱寄与割合 (炉停止後約2時間)	崩壊熱寄与割合 ①×②
Halogens (I)	0.61	1.0	0.18	0.18
Alkali metal (Cs)	0.61	1.0	0.02	0.02
Te	0.305	0.5	0.02	0.01
Ba, Sr	0.12	0.2	0.06	0.01
			合計	0.22

注記*2：希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。また、放出割合が小さい核種は放出量として無視できるため、評価対象外とする。

5. エアロゾル移行量

有効性評価シナリオのうち、エアロゾル移行量の最も厳しい「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できない場合）」における原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾルの重量を表 2-4 に示す(参考)。

表 2-4 原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル重量

シーケンス（事象）	エアロゾル重量	
	ウェットウェルベント	ドライウェルベント
雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用できない場合）	2.6g	1200g

一方、原子炉格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため、サブプレッションプールによるスクラビング効果がないドライウェルベント時の原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について、核分裂生成物の炉内内蔵量と NUREG-1465 に基づく炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合を用いて評価した結果、約 28kg となるが、エアロゾルに係る海外規制の規定を踏まえ、150kg として設計する。

想定するエアロゾル移行量の評価方法と海外規制におけるエアロゾル移行量を以下に示す。

(1) 核分裂生成物の炉内内蔵量

各核種グループの FP の炉内内蔵量を表 2-5 に示す。

(2) 核分裂生成物の原子炉格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、各核種グループの放出割合を設定する(表 2-2)。

(3) 原子炉格納容器内の DF

保守的にドライウェルベントの場合を想定し、崩壊熱の設定と同様に、DF:10 とする。

以上より、想定するエアロゾル量を計算した結果、約 28kg となる。

評価式を以下に示す。

【エアロゾル量】 =

$$\sum_{\text{全核種グループ}} [(\text{核種グループの炉内内蔵量}) \times (\text{核種グループの原子炉格納容器への放出割合}) / 10]$$

(4) 海外規制におけるエアロゾル移行量

ドイツ RSK の勧告では、フィルタ装置に移行するエアロゾル量として PWR については 60kg, BWR については 30kg としている。また、スイスの原子力施設ガイドラインにおいては、エアロゾル量は 150kg と規定されている。

表 2-5 核分裂生成物の炉内内蔵量

核種 グループ	代表 化学形態	炉内内蔵量 (kg)	原子炉格納容器への 放出割合 (-)	エアロゾル 移行量 (kg) *
Halogens	CsI		0.61	
Alkali metal	CsOH		0.61	
Te	TeO ₂ , Sb		0.305	
Ba, Sr	BaO, SrO		0.12	
Noble metals	MoO ₂		0.005	
Ce	CeO ₂		0.0055	
La	La ₂ O ₃		0.0052	
			合計	2.8E+01

注記* : エアロゾル移行量は、金属繊維フィルタの総面積の設定に使用される。

6. 引用文献

- (1) NUREG-1465, "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", 1995
- (2) "Aerosol Release and Transport Program Semiannual Progress Report For October 1983-March 1984", NUREG/CR-3830 Vol. 1, ORNL/TM-9217/V1

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(参考)

1. エアロゾルの保守性について

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系の設計条件について

原子炉格納容器フィルタベント系の設計条件としては、エアロゾル移行量を 150kg に設定している。

(2) 事故シナリオに応じたエアロゾル移行量について

a. エアロゾルが発生する事故シナリオの選定について

ベント実施時には、希ガスやガス状よう素（無機よう素及び有機よう素）を除く核分裂生成物及び構造材がエアロゾルとして原子炉格納容器フィルタベント系に流入する。エアロゾルが発生する事故シナリオは、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスのうち、以下に示す MAAP 解析上の特徴を踏まえ、原子炉圧力容器が健全な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）（代替循環冷却系を使用できない場合）」を選定している。

(a) 原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合は、炉心が再冠水し熔融炉心の外周部が固化した後でも、熔融炉心中心部は熔融プール状態を維持する。一方、原子炉圧力容器破損時は、原子炉圧力容器破損前に水張りしたペDESTAL部で熔融炉心の一部が粒子化するとともに、最終的にはクエンチする。エアロゾル移行量は熔融炉心の温度が高い方がより多くなるため、原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。

(b) 原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合は、熔融炉心冠水時において熔融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮していない。一方、熔融炉心がペDESTAL部に存在する場合は、熔融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮している。以上より、スクラビング効果を考慮していない原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。

b. 対象シーケンスにおけるエアロゾル移行量について

「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できない場合）」シーケンスにおける原子炉格納容器フィルタベント系へ流入するエアロゾル移行量を表 2-6 に示す。本シーケンスの有効性評価ではウェットウェルベントを優先して実施することとしているが、ここではドライウェルベントを実施した場合のエアロゾル移行量も併せて示している。表 2-6 より、エアロゾル移行量はウェットウェルベント時よりドライウェルベント時の方が多く 1.2kg であるが、原子炉格納容器フィルタベント系で設計上想定するエアロゾル移行量はこれを十分上回る 150kg である。

表 2-6 静的負荷シーケンスにおける FP エアロゾル移行量

放出する系統	FP エアロゾル移行量 (kg)
ウェットウェルベント	0.0026
ドライウェルベント	1.2

流量制限オリフィスの設定方法について

1. 流量制限オリフィスの設定方法

原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、原子炉格納容器内で発生する蒸気量以上のガスをベントできる必要がある。

一方、原子炉格納容器圧力の上昇に伴い、ベントガスの質量流量が増加する場合においても、ベンチュリノズルの流速を適正な条件に保持するため、フィルタ装置の下流に流量制限オリフィスを設置することにより、体積流量をほぼ一定に保つ設計としている。

ベント操作は原子炉格納容器圧力が 1Pd～2Pd (427kPa[gage]～854kPa[gage]) の時に開始する運用としており、流量制限オリフィスの設計に当たっては、ベント時において原子炉格納容器圧力が低い状態（原子炉格納容器と大気の差圧が低い状態）を考慮し、原子炉格納容器圧力 1Pd の時に原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気を排出できるよう、以下のとおり設定する。

なお、原子炉格納容器圧力 1Pd で必要量を排出可能な設計としているため、より差圧が大きくなる原子炉格納容器圧力 2Pd によるベントの場合においても必要量は排出できる。

- ① 流量制限オリフィス上流の流路の圧力損失を計算し、流量制限オリフィス上流の圧力を算出する。
- ② 流量制限オリフィス下流の流路の圧力損失を計算し、流量制限オリフィス下流の圧力を算出する。
- ③ ①及び②で算出した流量制限オリフィスの上流及び下流の圧力条件下で、原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気を排出できるような流出断面積を算出する。

オリフィスの流出断面積は、以下の式に基づき計算する。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ここで

V : 体積流量

m : 質量流量

σ : 比体積



概算評価結果を表 3-1 及び図 3-1 に、原子炉格納容器圧力とベンチュリノズル入口における体積流量の関係を図 3-2 に示す。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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については、以下に示す。

(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

フィルタ装置内圧力損失は JAVA 試験の結果から導出した以下の実験式に基づき計算する。

ここで

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) 放射性よう素フィルタ

放射性よう素フィルタの圧力損失は、試験結果に基づき約 kPa (1Pd 時) とする。

表 3-1 原子炉格納容器圧力に対する体積流量 (概算評価)

原子炉格納 容器圧力 kPa [gage]	入口配管 圧力損失 kPa	フィルタ装置内 圧力損失 kPa	オリフイス 圧力損失 kPa	放射性 よう素フィルタ 圧力損失 kPa	出口配管 圧力損失 kPa	質量流量 kg/s (相対比) *1	体積流量 m ³ /s (相対比) *1
854 (2Pd)							
427 (1Pd)							

注記*1: 原子炉格納容器圧力 1Pd のときの値を 100%とした場合の比を記載

*2: ベント実施後、原子炉格納容器圧力が十分低下した時点の圧力

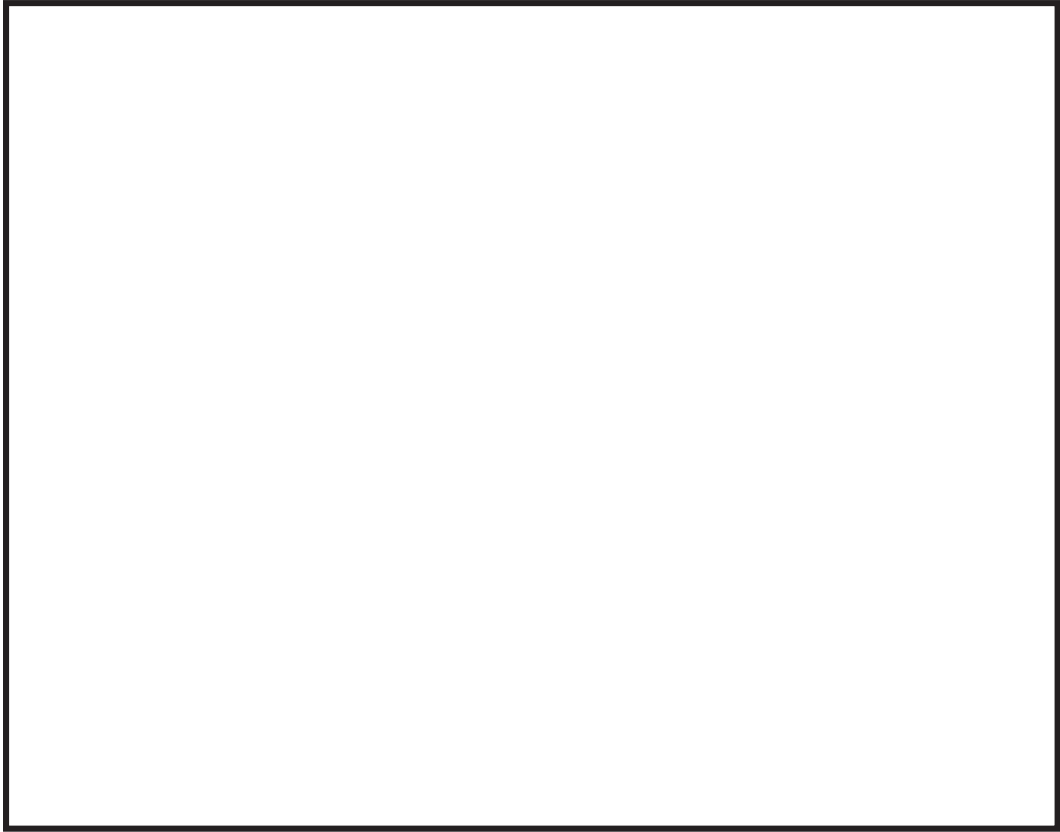


図 3-1 圧力勾配図

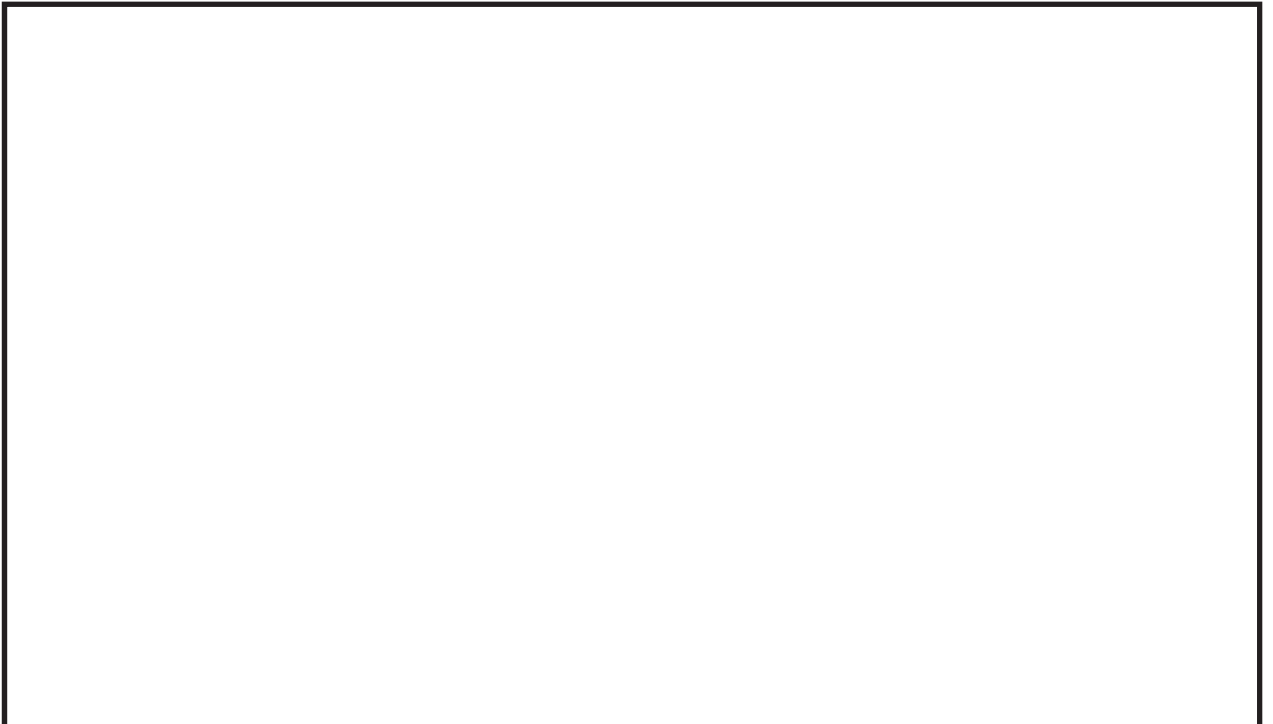


図 3-2 原子炉格納容器フィルタベント系の流量特性

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

スクラバ溶液の保有水量の設定根拠及び健全性について

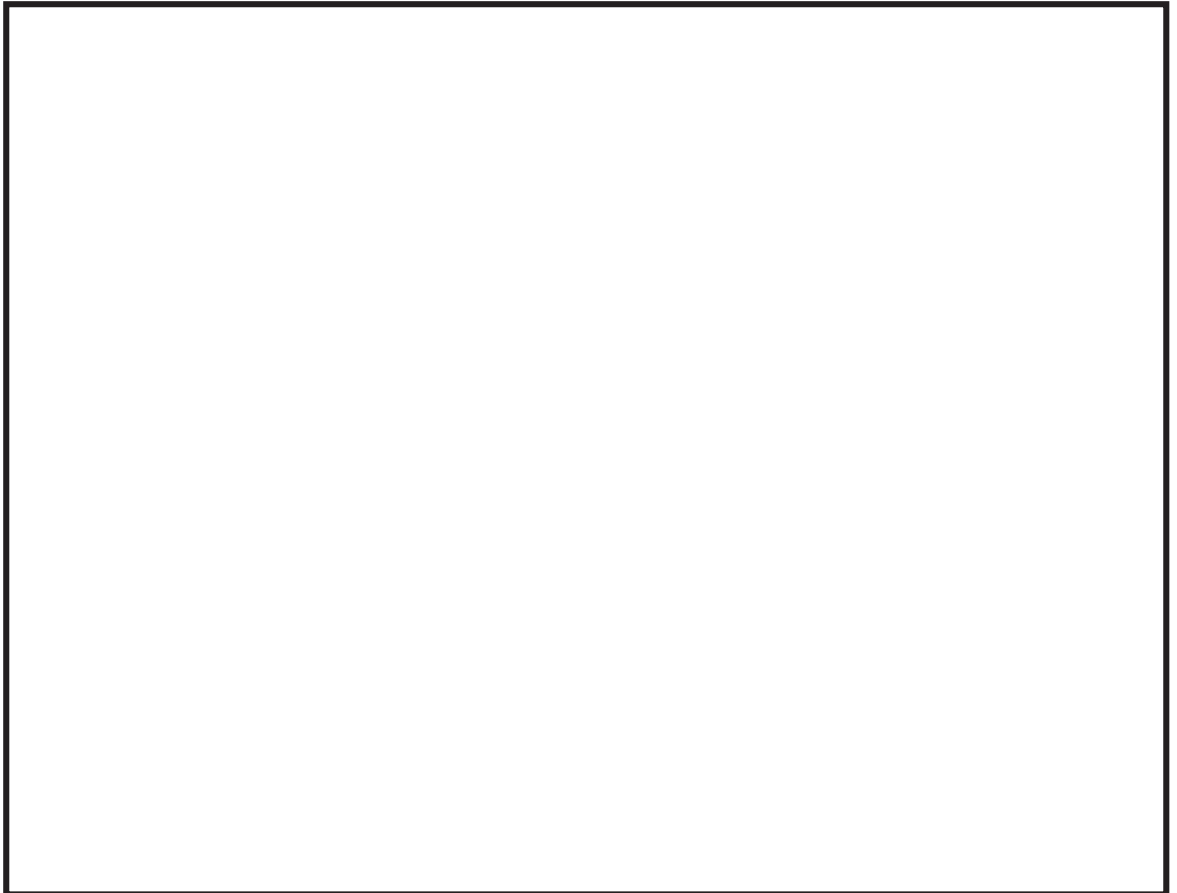
ベンチュリスクラバのスクラバ溶液について、その保有水量の設定根拠を示すとともに、その健全性が維持されることを確認する。

1. 保有水量の設定根拠

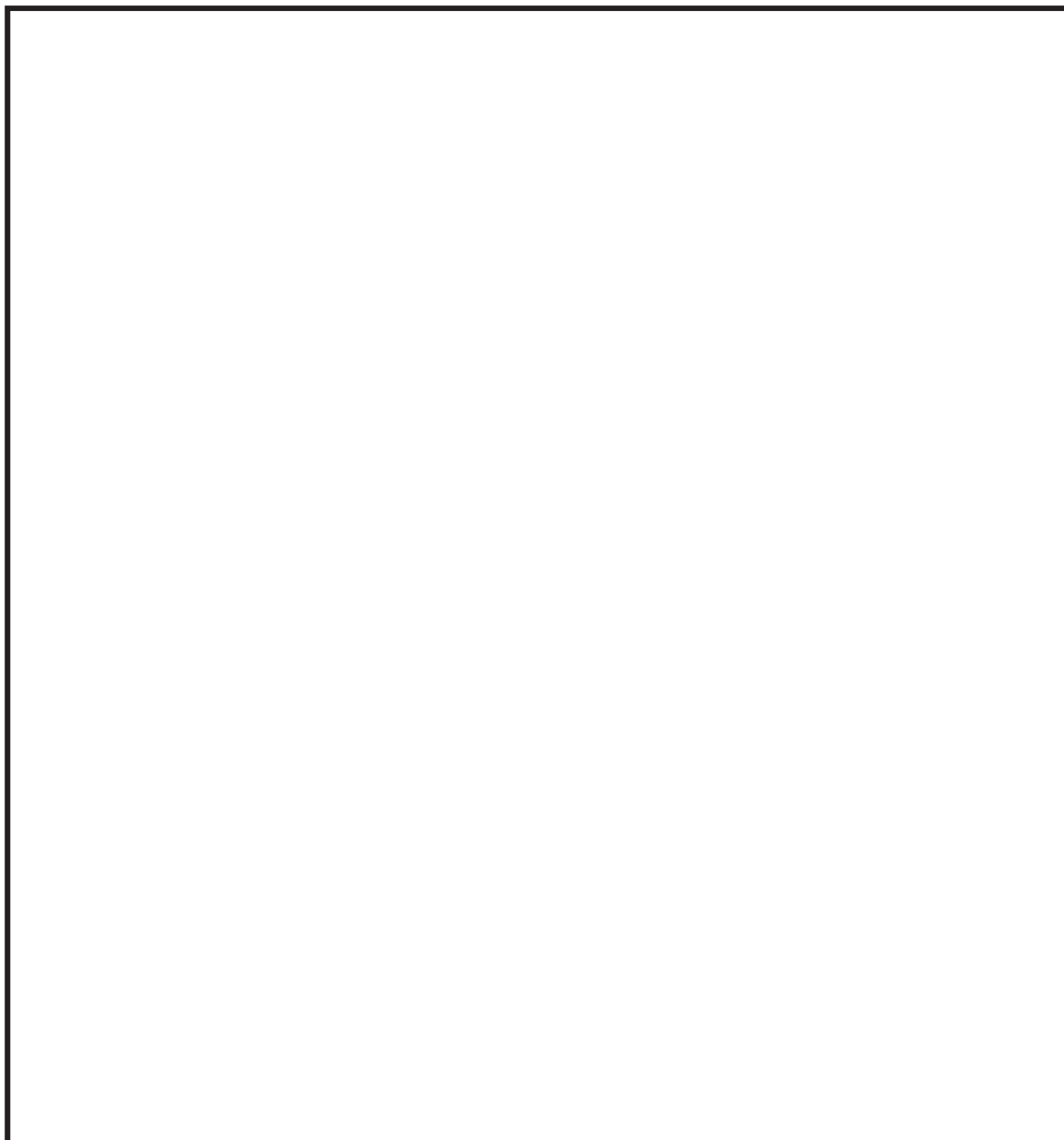
スクラバ溶液の保有水量は、ベント開始後 24 時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が得られる水量（以下「最小水量」という。）から、ベント開始初期に発生する蒸気凝縮による水位上昇時において、金属繊維フィルタが水没しない水量（以下「最大水量」という。）を考慮して、約 t と設定している。なお、初期水量（系統待機時）は上記を考慮し、補給期間の確保の観点から水量を大きく、かつ、上限水位にも余裕を持った値として、約 t と設定している。

スクラバ溶液の水量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 4-1 に示す。

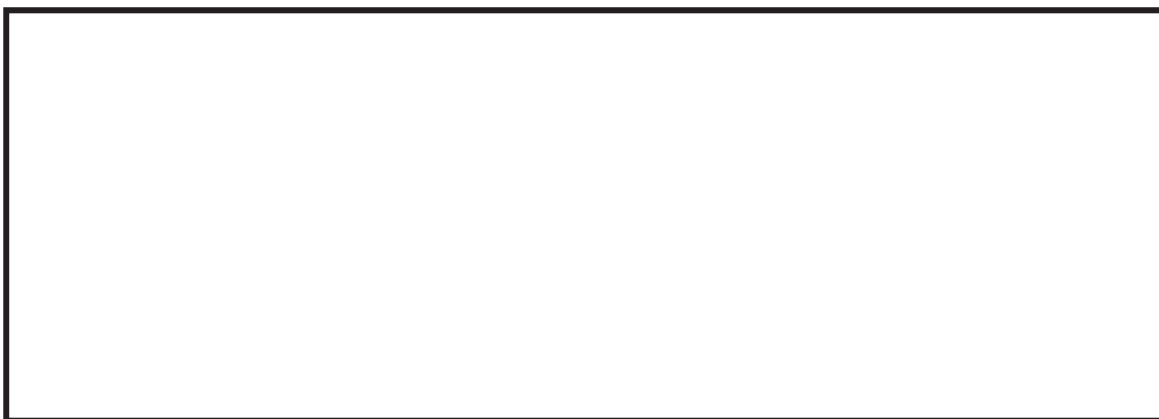
(1) 最大水量について



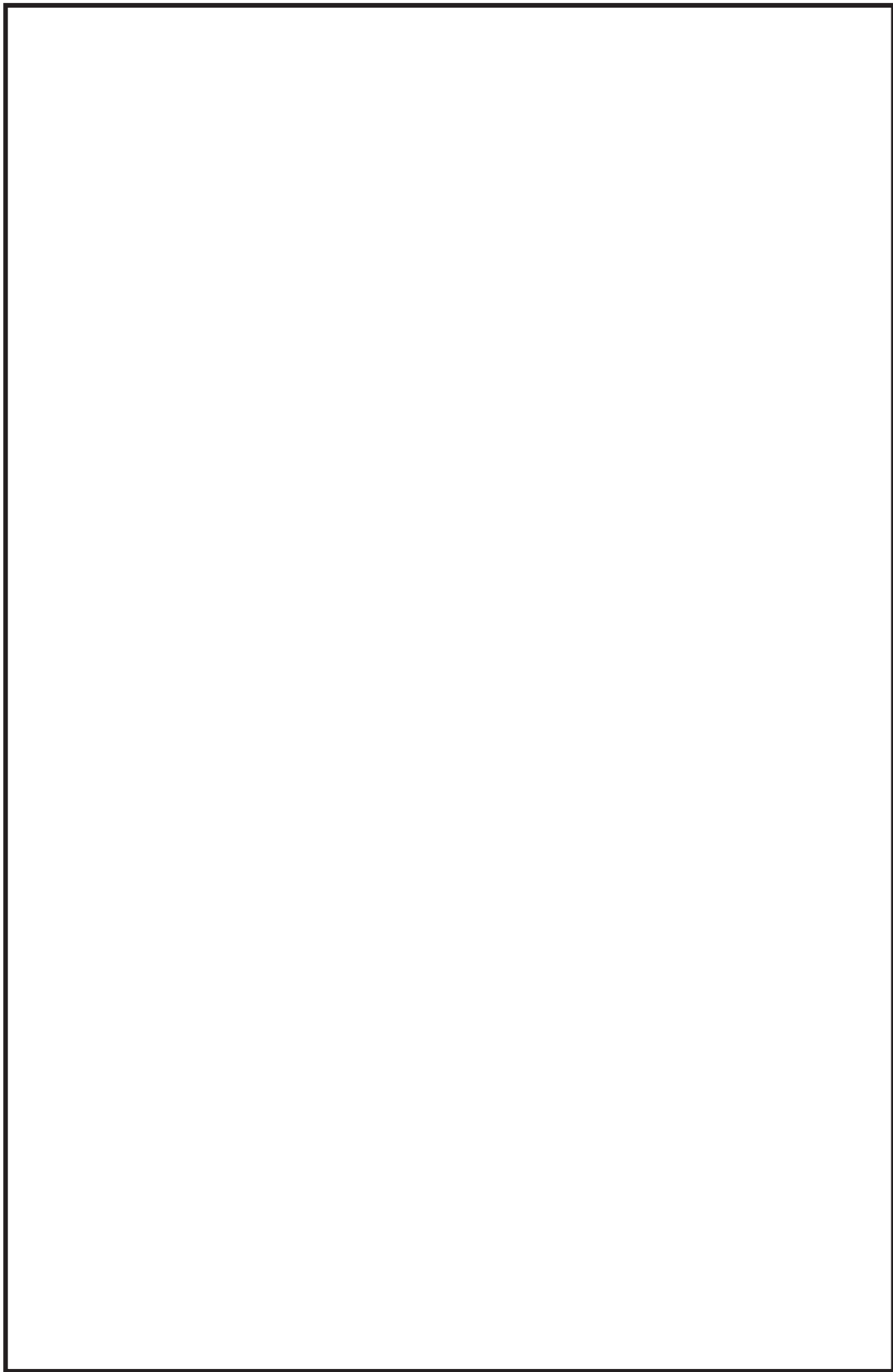
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



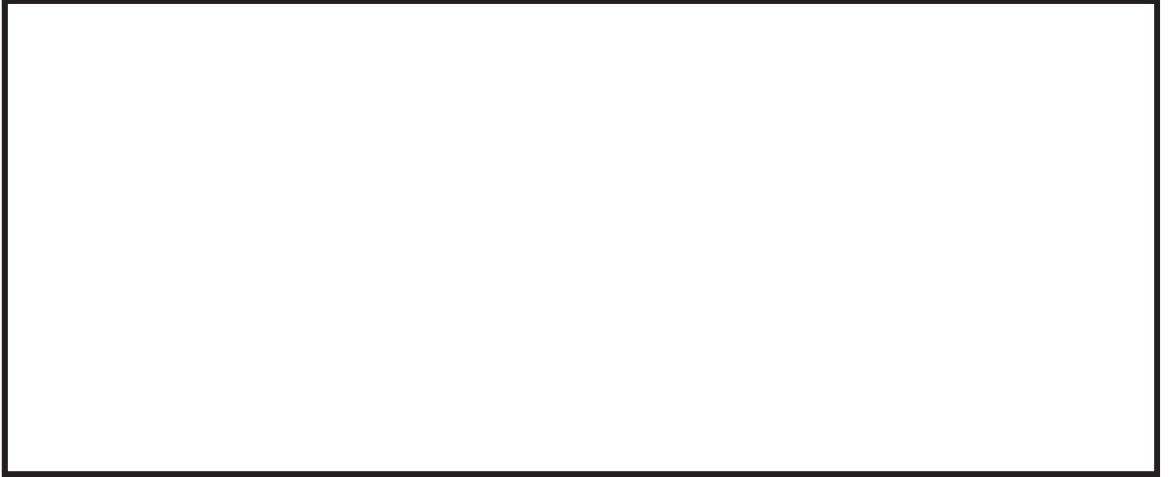
(2) 最小水量について



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

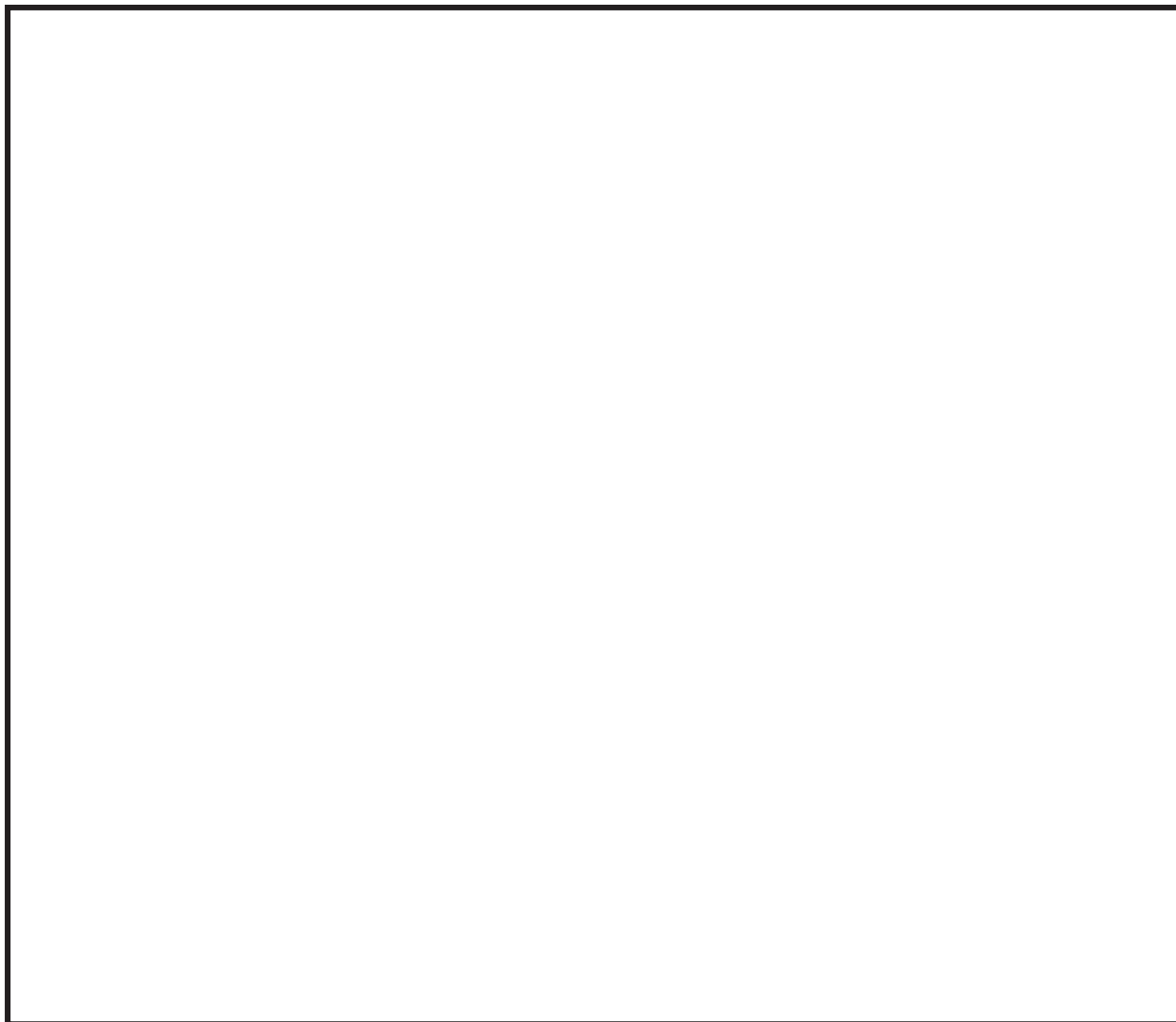


図 4-1 フィルタ装置水位の概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-1 ベント時における物性値

--

○ 2 ⑥ VI-1-8-1-別添 2 R 4

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) スクラバ溶液の補給期間について

フィルタ装置の設計条件に基づいているスクラバ溶液の初期保有水量（フィルタ装置の寸法）は、他の設計条件と同様に、大きな保守性を確保し設定（設計）している。一方、スクラバ溶液の補給期間は、運用に係るものであり、有効性評価に基づく運用を考慮して評価することとし、有効性評価のうちベント時間を厳しく評価する大破断 LOCA を想定した「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるフィルタ装置内の発熱量を用いたスクラバ溶液の水位挙動より評価する（表 4-2）。

スクラバ溶液の補給期間の評価条件及び評価結果を以下に示す。

a. 評価条件

- (a) 初期水量： kg
- (b) 室温：25℃*1
- (c) ベント時の原子炉格納容器圧力：図 4-2 のとおり
- (d) フィルタ装置内発熱量： kW*2

注記*1：ベント実施前のスクラバ溶液の初期水温としても使用。系統待機時の原子炉建屋原子炉棟内の平均温度として設定した値

*2：45 時間後のベントを想定し、炉心の放射性物質の内蔵量から算出したフィルタ装置へ流入するエアロゾル及び無機よう素の発熱量の最大値（約 kW）に余裕を考慮した値

b. 評価結果

スクラバ溶液の水量挙動を図 4-3 に示す。ベント時のスクラバ溶液の水位は最高水位、最低水位に至らず、想定事故においては事象発生後 7 日間（168 時間）運転員による水の補給操作は不要となる。

表 4-2 設備設計と運用の主な条件設定の差異

	設計条件 【フィルタ装置寸法】	運用 【水補給の運用の評価】
ベント時間	2 時間～3 時間後 【原子炉定格熱出力の 1%相当の時間】	45 時間後*3 【有効性評価結果より】
フィルタ装置内発熱量	370kW 【ベント時間：2 時間～3 時間ベース】	<input type="text"/> kW 【ベント時間：45 時間ベース】

注記*3：水補給の運用の評価のほか、被ばく評価もベント時間 45 時間ベース

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

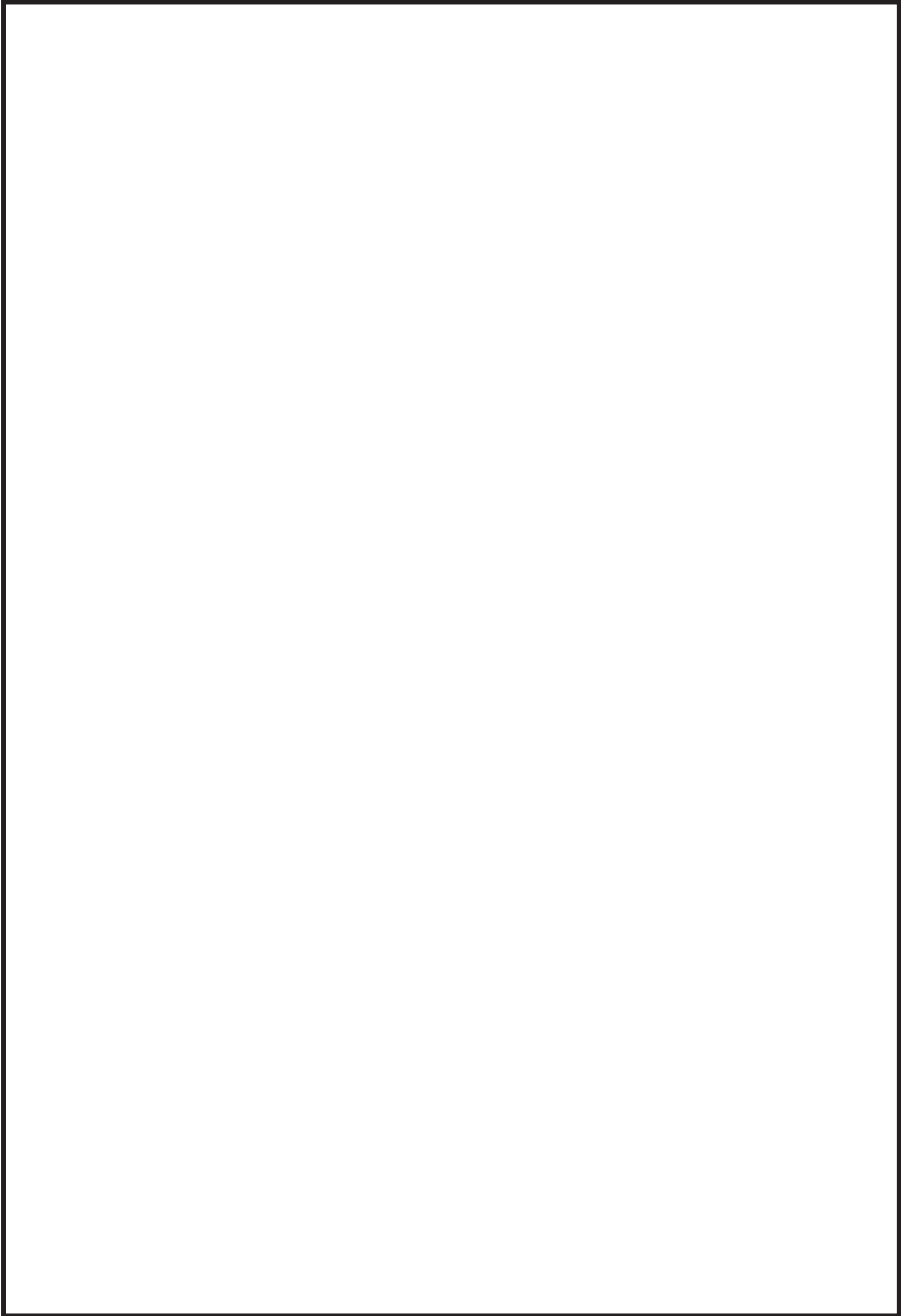


図 4-2 ベント時の圧力推移図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

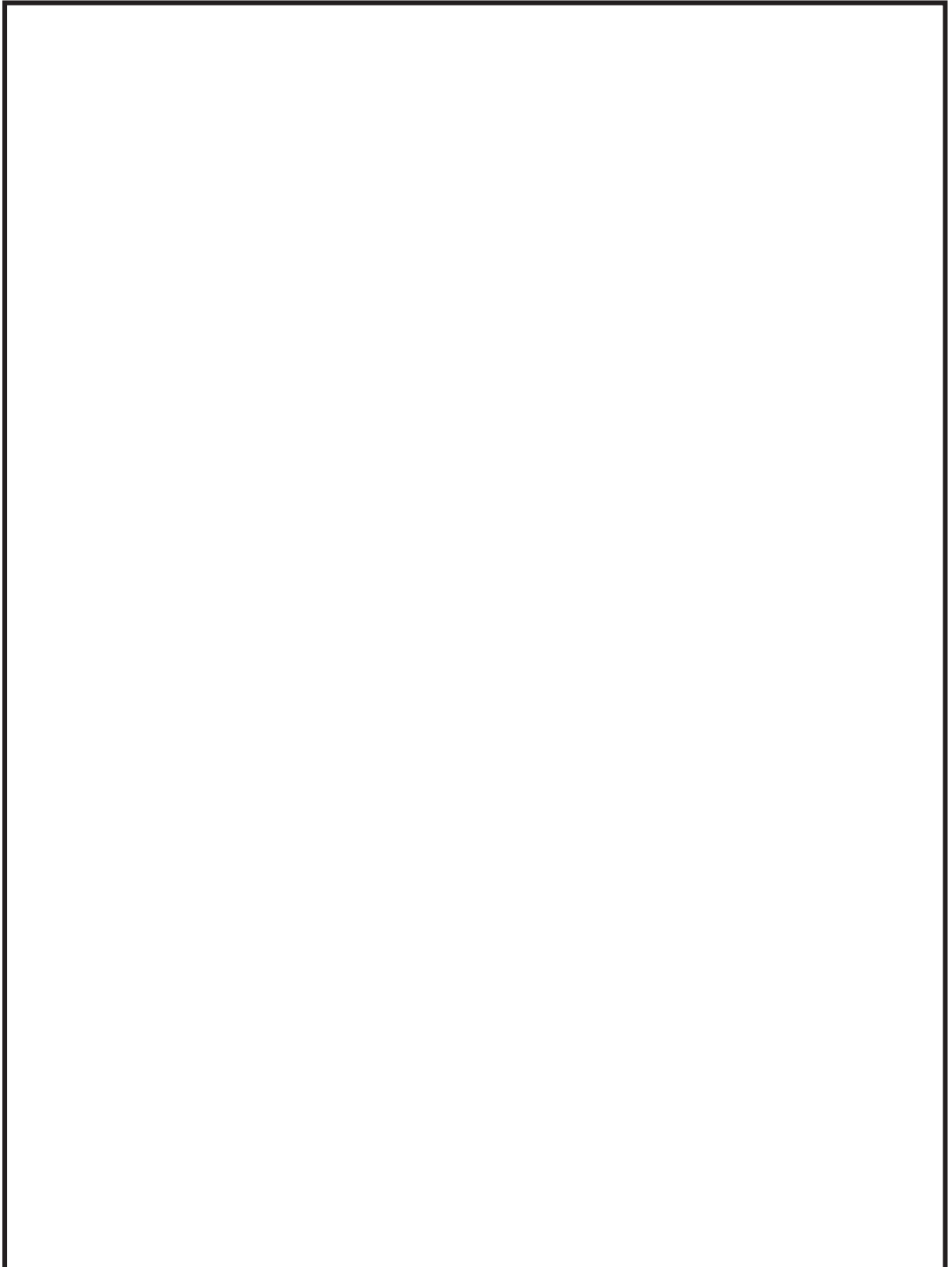


図 4-3 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるベント時のスクラバ溶液の水量変動

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. スクラバ溶液の健全性

2.1 スクラバ溶液の pH

スクラバ溶液は、無機よう素をスクラバ溶液中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（pH7 以上）に維持する必要があるが、重大事故等発生時においては、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（スクラバ溶液）に移行するため，pH が低下する可能性がある。

これに対して，スクラバ溶液は，待機時における重大事故等時に発生する可能性がある酸の量に対して十分な塩基量を確保することにより，ベント実施中の pH 監視を実施することなく，確実にアルカリ性の状態を維持することとしている。

なお，スクラバ溶液の pH については，定検時にサンプリングを実施し，性状を確認する。

(1) 原子炉格納容器内の酸性物質及び塩基性物質

重大事故等時に原子炉格納容器内において発生する酸性物質と塩基性物質については，NUREG/CR-5950において検討が実施されており，その発生源として燃料（核分裂生成物），原子炉水，サブプレッションプール水溶存窒素，原子炉格納容器内ケーブル，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，酸として硝酸，塩基としてアンモニア等の発生源となる可能性がある。主な酸性物質，塩基性物質を発生源ごとに表 4-3 に示す。

表 4-3 主な酸性物質と塩基性物質

発生源	酸性物質	塩基性物質	備考
燃料（核分裂生成物）	よう化水素 (HI)	水酸化セシウム (CsOH)等	
原子炉水	—	五ほう酸ナトリウム (Na ₂ B ₁₀ O ₁₆)	ほう酸水注入系によりほう酸水を原子炉へ注入した場合
サプレッションプール水溶 存窒素	硝酸 (HNO ₃)	—	
原子炉格納容器内ケーブル	塩化水素 (HCl)	—	
原子炉格納容器下部コンク リート（溶融炉心落下時）	二酸化炭素 (CO ₂)	—	
原子炉格納容器内塗料	硝酸 (HNO ₃)	アンモニア (NH ₃)	

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

a. 原子炉格納容器内ケーブルに起因する酸の発生量

原子炉格納容器内のケーブルについて、酸の起因となり得る元素の量を調査し、ベント前に全て原子炉格納容器内に放出されると仮定すると、約[]molの酸性物質が原子炉格納容器内で生成されると評価した。調査した結果を図4-4に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

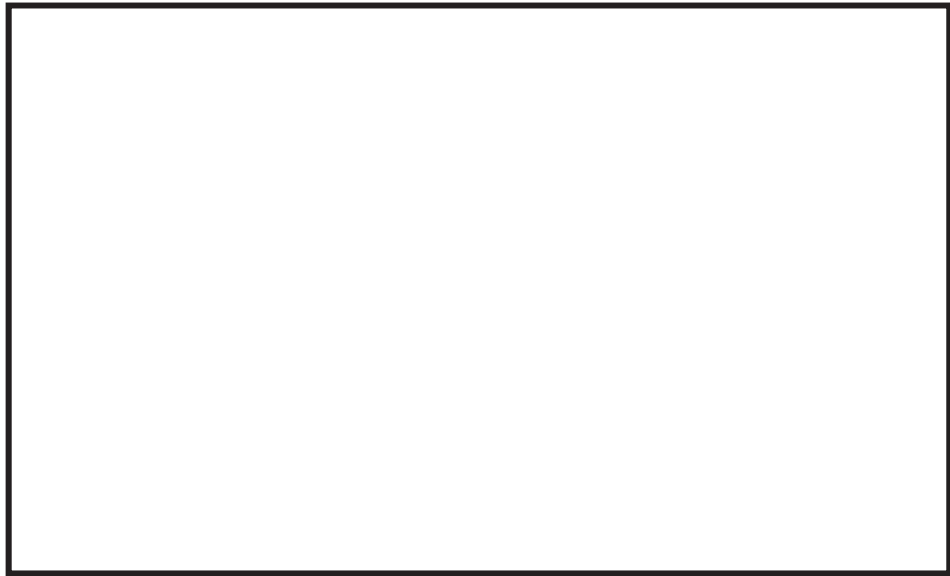


図 4-4 原子炉格納容器内のケーブルに起因する酸の量

b. サプレッションプール水での放射線分解により発生する硝酸の量

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

なお、原子炉格納容器内に放出されたエアロゾルの一部はフィルタ装置のスクラバ溶液に移行し、フィルタ装置内での硝酸の発生に寄与すると考えられるが、ここでは、原子炉格納容器内に放出された放射性イソトプを全てエアロゾル (CsI) とし、サプレッションプール内に全てのエアロゾルが移行するものとして、硝酸の発生量を評価した上で、発生した硝酸は全てフィルタ装置に移行し、スクラバ溶液の塩基と反応するものとして評価している。このため、ラジオリシスによるスクラバ溶液の pH の影響は保守的に評価されている。

NUREG-1465, Reg. Guide. 1.183 及び NUREG/CR-5950 に基づき、サプレッションプール水の積算吸収線量から硝酸の生成量を評価した結果、事象発生 7 日後に約 mol となる。

$$\text{HNO}_3 = G_w \times D \times V_s$$

ここで、

HNO_3 : 積算硝酸生成量 (mol)

G_w : 水の硝酸生成 G 値に相当する換算係数 (mol/L/Mrad (Water))

D : サプレッションプール水の積算吸収線量 (Mrad (Water))

V_s : サプレッションプール水体積 (L)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

c. MCCI により発生する二酸化炭素の量

原子炉格納容器内には玄武岩系のコンクリート*1を使用していることから、MCCI により発生する二酸化炭素の発生量は少ないと考えられるものの、有効性評価での重大事故等時のコンクリート侵食量約 [] cm に対して保守的に約 [] cm のコンクリート侵食を見込み評価する。

MCCI により発生する二酸化炭素は、高温環境下において熔融炉心に含まれる金属元素によって酸性物質ではない一酸化炭素に還元されるが、全て二酸化炭素として評価した結果、二酸化炭素の発生量は約 [] mol*2 となる。

注記*1：コンクリートの組成例は以下のとおり。

成分	玄武岩系コンクリート (重量%)
SiO ₂	54.84
TiO ₂ , MnO, MgO	7.21
CaO	8.82
Na ₂ O	1.80
K ₂ O	5.39
Fe ₂ O ₃	6.26
Al ₂ O ₃	8.32
Cr ₂ O ₃	0.00
CO ₂	1.50
H ₂ O (自由水, 結合水)	5.86

*2：二酸化炭素は二価の酸のため、2倍の物質質量とした。

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

d. [] の分解により消費される塩基の量

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

[]
ここでは、スクラバ溶液の積算吸収線量によらず、スクラバ溶液に含まれる [] 全量が分解したとして、塩基の消費量を評価した結果、 [] の分解により消費される塩基の量は約 [] mol となる。

(スクラバ溶液に含まれる [] の量)

[]

([] の分解により消費される塩基の量)

[]

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) フィルタ装置での塩基の消費量

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

【フィルタ装置での塩基の消費量 (約 mol)】

- ・原子炉格納容器内ケーブルに起因する酸で消費される塩基の量 約 mol
- ・サプレッションプール水から発生する硝酸で消費される塩基の量 約 mol
- ・MCCI で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 約 mol
- ・ の分解により消費される塩基の量 約 mol

(3) スクラバ溶液の pH 評価結果

フィルタ装置は無機よう素 (I₂) を捕集及び保持するものであるため、ベント期間中、スクラバ溶液をアルカリ性に維持する必要がある、スクラバ溶液には塩基の消費量 (約 mol) を考慮する。

消費される約 mol の塩基に相当する の濃度は、待機時水量 (約 t) 時に約 wt% (=) となることから、これに余裕を考慮して、スクラバ溶液の待機時 濃度は wt% 以上とする。

この場合、初期のスクラバ溶液の pH は約 、事象発生 7 日後のスクラバ溶液の pH は約 であり、スクラバ溶液はアルカリ性の状態を維持できる。

(4) 薬液の劣化・濃度均一性

フィルタ装置スクラバ溶液に添加する の水系の相平衡については、「工業用水便覧」より、図 4-5 のとおり示されている。図 4-5 より、フィルタ装置スクラバ溶液の添加濃度である では、水温が 0℃ 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。フィルタ装置は原子炉建屋原子炉棟内のフィルタ装置室に設置することとしており、スクラバ溶液は 10℃ 以上となる。よって、フィルタ装置待機中に が析出することはない。

また、 は非常に安定な化学種であり、フィルタ装置待機中、フィルタ装置はフィルタ装置出口側ラブチャディスクにより外界と隔離され、窒素雰囲気になられることから、フィルタ装置待機中において、薬液が変質することはない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

また、フィルタ装置を使用すると、ベンチュリ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、は均一に拡散されると考えられる。

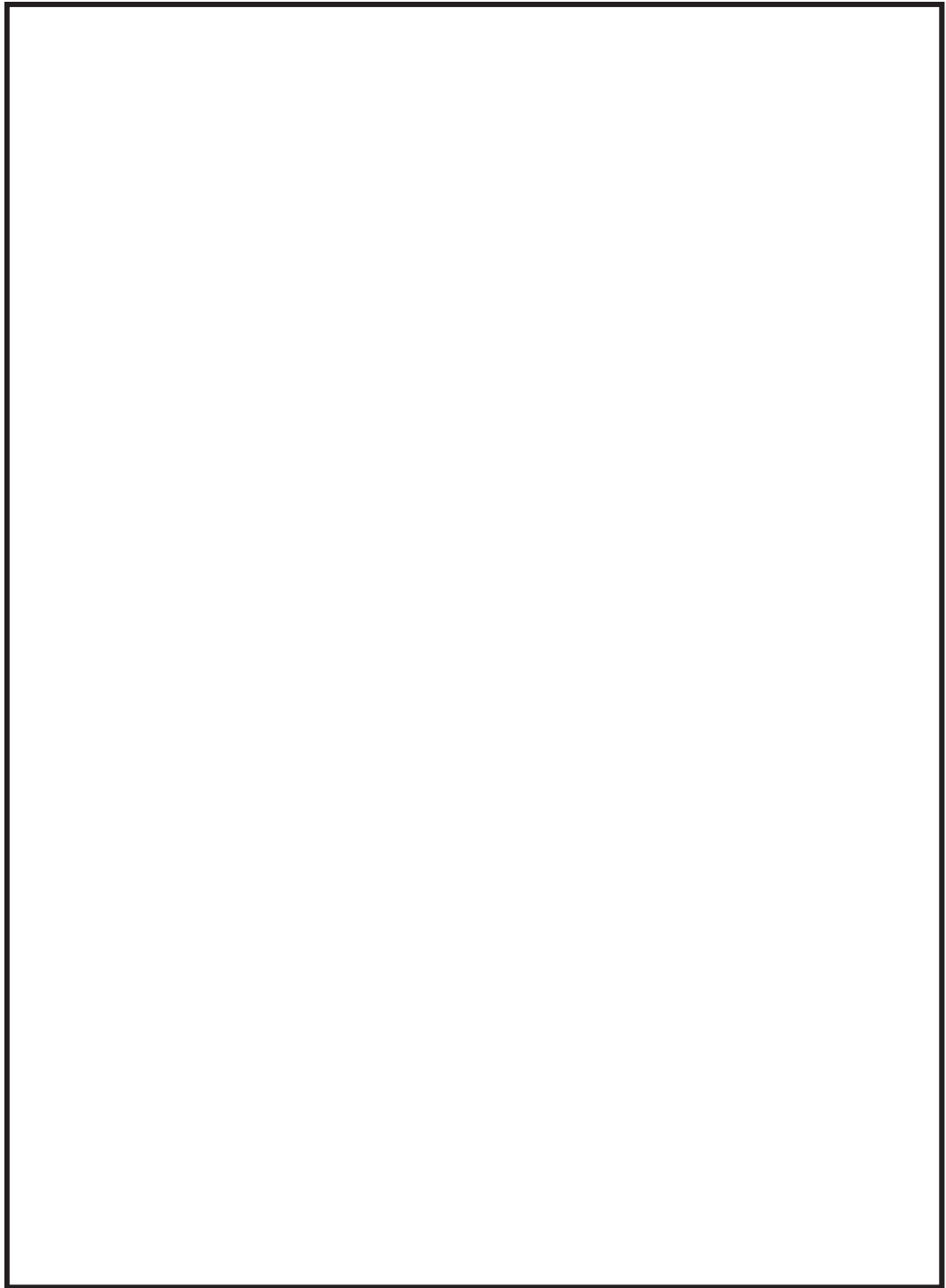


図 4-5 の水系相平衡図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(5) スクラバ溶液の管理について

(3)に記載したとおり，スクラバ溶液は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，スクラバ溶液は pH7 以上を維持できる。以上を踏まえ，スクラバ溶液の管理について以下に示す。なお，系統待機時の管理については，原子炉施設保安規定に規定する。

a. 系統待機時の管理

- ・施設定期検査時に の濃度が wt% 以上であること及び pH が 13 以上であることを確認する。
- ・スクラバ溶液が通常水位の範囲内であることを確認する。

b. ベント中の管理

- ・スクラバ溶液の水位を監視し，下限水位に至る場合においては，水及び薬液を補給する。

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，スクラバ溶液の水位が確保されていることを確認する。

2.2 スクラバ溶液の粘性

ベントにより原子炉格納容器からフィルタ装置にエアロゾルが移行すると，スクラバ溶液の粘性は，エアロゾルが可溶性の場合はそのエアロゾルの水和性と溶解する量によって，不溶性の場合はスクラバ溶液に分散する固体粒子の量によって変化する。可溶性エアロゾル又は不溶性エアロゾルの影響によるスクラバ溶液の粘性率の変化を保守的に評価した結果，その変化は十分小さく，DF への影響がないことを確認した。

(1) フィルタ装置内に移行するエアロゾル等の影響

重大事故等時に原子炉格納容器内へ放出されるエアロゾルがベントによりフィルタ装置に移行することから，NUREG-1465に記載されている原子炉格納容器への放出割合を参照し，フィルタ装置内へ移行するエアロゾル量を基にスクラバ溶液への影響を評価する。なお，NUREG-1465では原子炉格納容器への放出過程（Early In-Vessel, Late In-Vessel 等）ごとに原子炉格納容器への移行割合を与えており，本評価では事故後長期にわたってスクラバ溶液への影響を評価するため，放出過程ごとの放出割合の合計値をエアロゾル移行量の算出に使用している。

ベント後のスクラバ溶液には，可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルがそれぞれ存在することとなる。エアロゾルの種類と溶解の可否を表 4-4 に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-4 エアロゾル（設計条件）の種類と溶解の可否

核種グループ	代表化学形態	FP エアロゾル移行量 (kg)	溶解の可否
Halogens	CsI		可溶性
Alkali metal	CsOH		可溶性
Te	TeO ₂ , Sb		不溶性
Ba, Sr	BaO, SrO		可溶性
Noble metals	MoO ₂		不溶性
Ce	CeO ₂		不溶性
La	La ₂ O ₃		不溶性
構造材	SiO ₂ 等		大半は不溶性
	合計	150	—

可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルでは、スクラバ溶液の粘性に与える影響はそれぞれ異なることから、可溶性エアロゾル、不溶性エアロゾルに分けて粘性に与える影響を確認する。

なお、流体が流動する際の抵抗を示す粘性の大きさは、粘性率 η [mPa・s] で表され、水の粘性率は水温 10℃ の場合は約 1.3mPa・s, 80℃ の場合は約 0.3mPa・s である。

(引用文献(8))

a. 可溶性エアロゾルの影響

エアロゾルがスクラバ溶液に溶解すると、分解してイオンとして存在し、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しやすい場合には、イオンと水分子が集団として振る舞うため移動しにくくなり、粘性率が大きくなる。一方、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しにくい場合には、イオンや水分子が移動しやすくなり、粘性率が小さくなる。(引用文献(4))

ベント実施後にフィルタ装置に含まれる主な陽イオンには , K⁺, Cs⁺ があり、陰イオンには OH⁻, Cl⁻, Br⁻, I⁻, CO₃²⁻, HCO₃⁻, SO₄²⁻ がある。これらイオンのうち、水和しやすく粘性率の増加に最も寄与する陽イオンは , 陰イオンは OH⁻ であり、水和しにくく粘性率の減少に寄与する陽イオンは Cs⁺, 陰イオンは I⁻ であると考えられる。(引用文献(3), (5))

このため、フィルタ装置にエアロゾルが移行した場合の粘性率は、エアロゾルの全量を として評価したとき最も大きく、よう化セシウム (CsI) として評価したときには小さくなる。

スクラバ溶液として低温（粘性率が高い）の 25℃ における とよう化セシウムが水に溶解した場合の粘性率の変化を図 4-6 に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

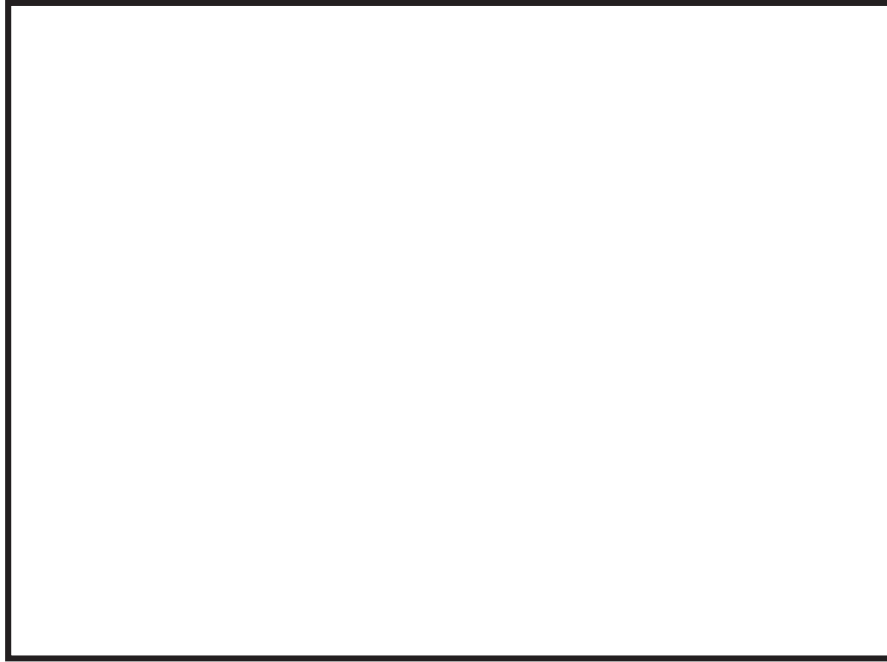


図 4-6 [] と CsI が水に溶解した場合の粘性率の変化 (25°C)
 ([]: 引用文献(6), CsI: 引用文献(7))

スクラバ溶液に添加している化学薬剤は []
 [] であり、このスクラバ溶液の粘性率は、化学薬剤を全て [] として評価すると、図 4-6 より約 [] mPa・s となる。

また、スクラバ溶液の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルが全て [] (150kg=3750mol) と想定とすると、その溶液のモル濃度は約 [] mol/L 上昇し、約 [] mol/L (= [] []) となり、可溶性エアロゾルが溶解したスクラバ溶液の粘性率は、図 4-6 より約 [] mPa・s となる。

以上より、可溶性エアロゾルが溶解した場合のスクラバ溶液の粘性率の変化は、フィルタ装置待機時のスクラバ溶液の粘性率に比べて、わずかに (約 [] mPa・s) 大きくなると評価できる。

b. 不溶性エアロゾルの影響

エアロゾルが不溶性の場合、スクラバ溶液中ではコロイド等の懸濁粒子濃度が上昇すると考えられる。このような懸濁粒子が分散した溶液の粘性率はアインシュタインの粘度式等によって評価することができる (引用文献(3))。

$$\eta / \eta_0 - 1 = 2.5 \phi$$

ここで、 η : 懸濁粒子溶液の粘性、 η_0 : 分散溶媒の粘性、 ϕ : 懸濁粒子の容積分率を示す。上式を用いて、懸濁粒子濃度が粘性率に及ぼす影響を評価した結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

を図 4-7 に示す (アインシュタインの粘度式の成立限界である容積分率 2vol%までを記載)。

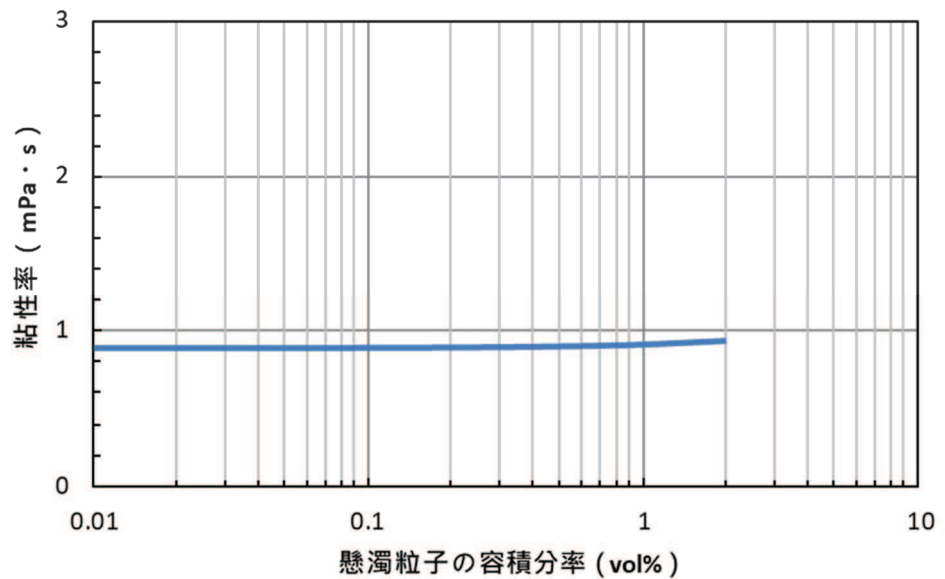


図 4-7 不溶成分が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)

スクラバ溶液の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルを全て不溶性のエアロゾル (密度 \square g/cm³) とし、下限水位時の水量の \square t に加わったとして懸濁粒子の容積分率を算出すると、約 \square vol% (≒ \square) となる。図 4-7 によると懸濁粒子の容積分率 2vol%程度まで粘性率がほとんど上昇していないため、不溶性エアロゾルによるスクラバ溶液の粘性率の変化はほとんどないと評価できる。

なお、上記の密度 \square g/cm³ は、コア・コンクリート反応で発生するコンクリート由来のエアロゾルを想定したものであり、TeO₂ (密度約 5.7g/cm³) 等の密度の大きいエアロゾルを想定するよりも懸濁粒子の容積分率を大きく算定するため、保守的な評価となっている。

(2) 評価結果

粘性率の増加量は、粘性率の変化が大きい可溶性エアロゾルの場合においても下記のとおりであり、図 4-8 に示す純水の温度変化に伴う粘性率の変化量と同等であるため、この粘性率の変化は十分小さい。よって、フィルタ装置を長期に使用する場合においても、スクラバ溶液の粘性の DF への影響はないと考えられる。

- ・可溶性エアロゾル (\square 150kg) が溶解した場合のスクラバ溶液の粘性率の変化は、溶解前のスクラバ溶液と比べた場合に約 \square mPa·s 大きくなる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

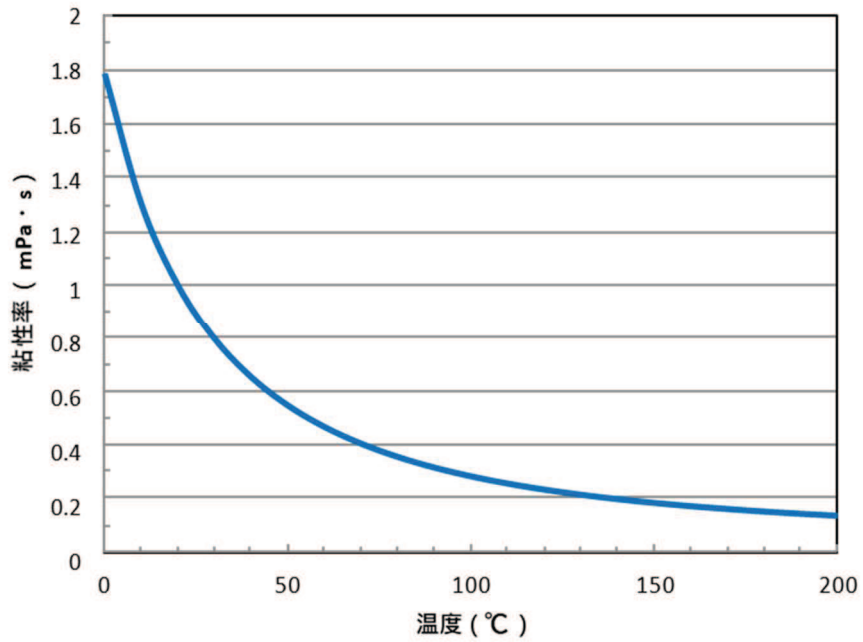


図 4-8 水の粘性率に及ぼす温度の影響

なお、エアロゾルには有機物が含まれていないため、温度が上昇した場合にも粘性率を著しく大きくさせることはない。

2.3 スクラバ溶液の逆流防止

金属繊維フィルタのプレフィルタにおける圧損が大きい場合、金属繊維フィルタに設置されるドレン配管において逆流が発生し、金属繊維フィルタにスクラバ溶液が流入する可能性がある。

フィルタ装置の設計では、プレフィルタの圧損を考慮しており、想定される圧損に対して余裕のある値として kPa の圧損を考慮している。具体的には、ドレン配管から金属繊維フィルタにスクラバ溶液が流入しないよう、金属繊維フィルタ下端から下方約 m の位置にスクラバ溶液の水位上限を設定している。

実機ではプレフィルタの圧損は 程度であり、ドレン配管の逆流を考慮しても、スクラバ溶液が金属繊維フィルタまで逆流するおそれはないと評価できる。

また、金属繊維フィルタのドレン配管の内径は約 mm であり、金属繊維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と言える。

フィルタ装置のスクラバ溶液水位の概要を図 4-9 に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

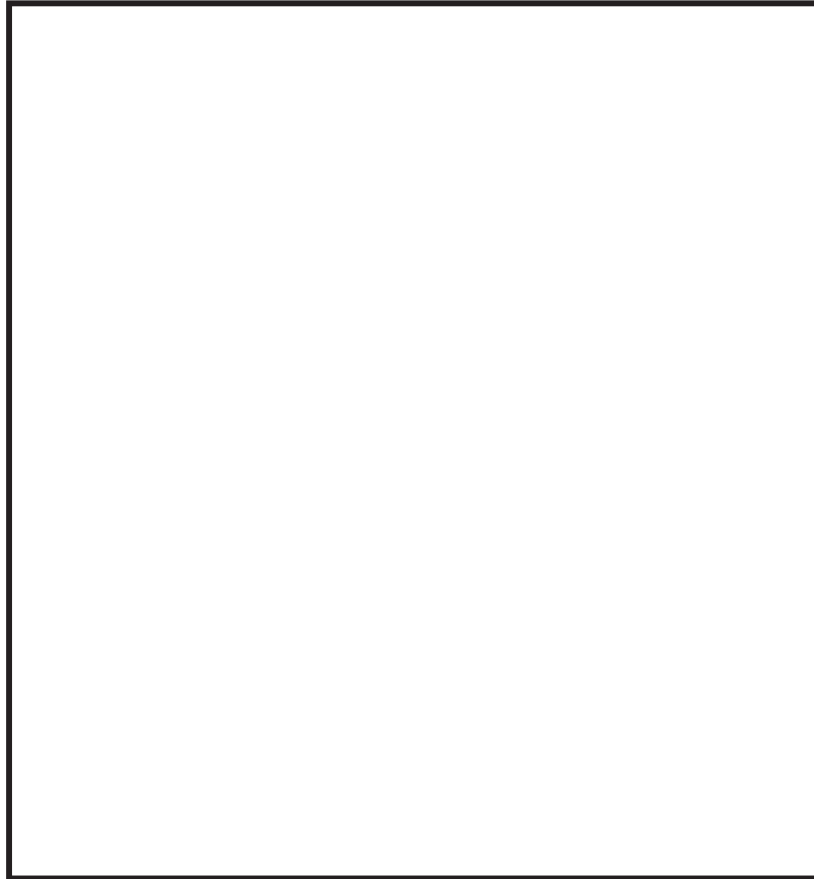


図 4-9 フィルタ装置のスクラバ溶液水位

3. 引用文献

- (1) NUREG/CR-5950 “Iodine Evolution and pH Control”, Dec.1992
- (2) NUREG/CR-5564 “Core-Concrete Interactions Using Molten UO₂ With Zirconium on A Basaltic Basement”, Apr.1992
- (3) 化学便覧第5版
- (4) 上平恒, 「水の分子工学」
- (5) 横山晴彦, 田端正明 「錯体の溶液化学」
- (6) Pal M. Sipos, Glenn Hefter, and Peter M. May, Viscosities and Densities of Highly Concentrated Aqueous MOH Solutions ($M^+ = Na^+, K^+, Li^+, Cs^+, (CH_3)_4N^+$) at 25.0°C, J.Chem. Eng. Data, 45, 613-617(2000)
- (7) Grinnell Jones and Holmes J.Fornwalt, The Viscosity of Aqueous Solutions of Electrolytes as a Function of the Concentration. III. Cesium Iodide and Potassium Permanganate, J. Am. Chem. Soc., 58(4), 619-625(1936)
- (8) 日本機械学会 蒸気表<1999>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作について

1. 原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作

原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁は、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 5-1～図 5-4 に示す。

ベントは、ベント準備作業として、原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁を「全開」したのちにサブプレッションチェンバベント用出口隔離弁又はドライウェルベント用出口隔離弁を開操作し、開始する。

操作場所は、原子炉建屋付属棟内（非管理区域）であり、弁操作時の放射線防護対策として遠隔手動弁操作設備遮蔽を設置する。遠隔手動弁操作設備遮蔽は、躯体面を除き鉛厚さ 2mm の遮蔽厚さを有する遮蔽板、出入口の鉛毛マットによって囲われた小屋型の遮蔽とし、架台には炭素鋼を使用する。

また、基準地震動 S_s にて機能維持する設計とし、耐震評価については、添付書類「VI-2-9-4-6-1-4 遠隔手動弁操作設備遮蔽の耐震性についての計算書」に示す。

実際の操作にあたっては、現場へのアクセス時間及び必要な操作時間を考慮し、緊急時の線量限度である 100mSv を超えることがないように管理を行う。

遠隔手動弁操作設備遮蔽の概要図を図 5-5 及び図 5-6 に示す。

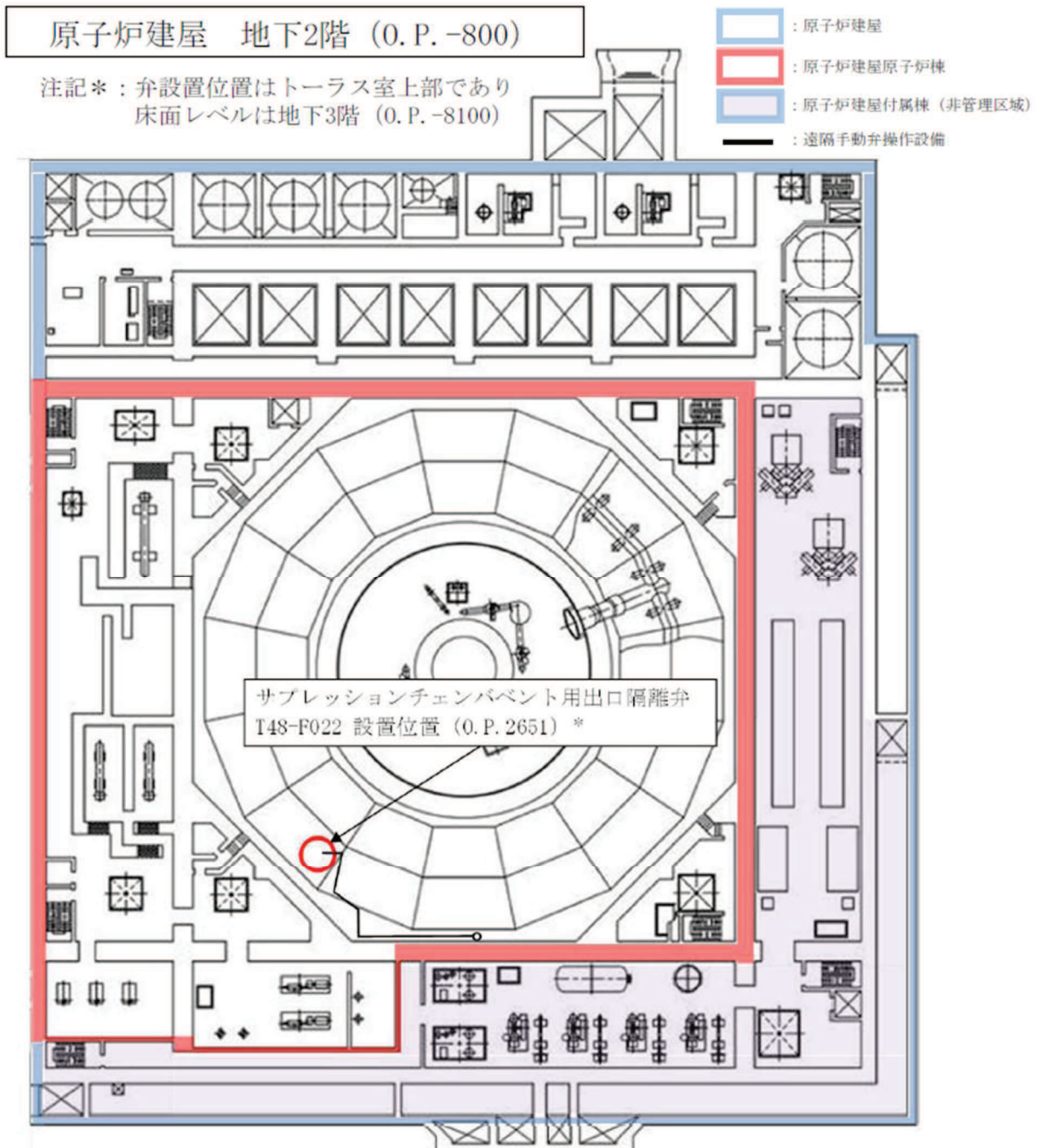


図 5-1 隔離弁設置位置及び現場における人力遠隔操作場所 (原子炉建屋地下 2 階)

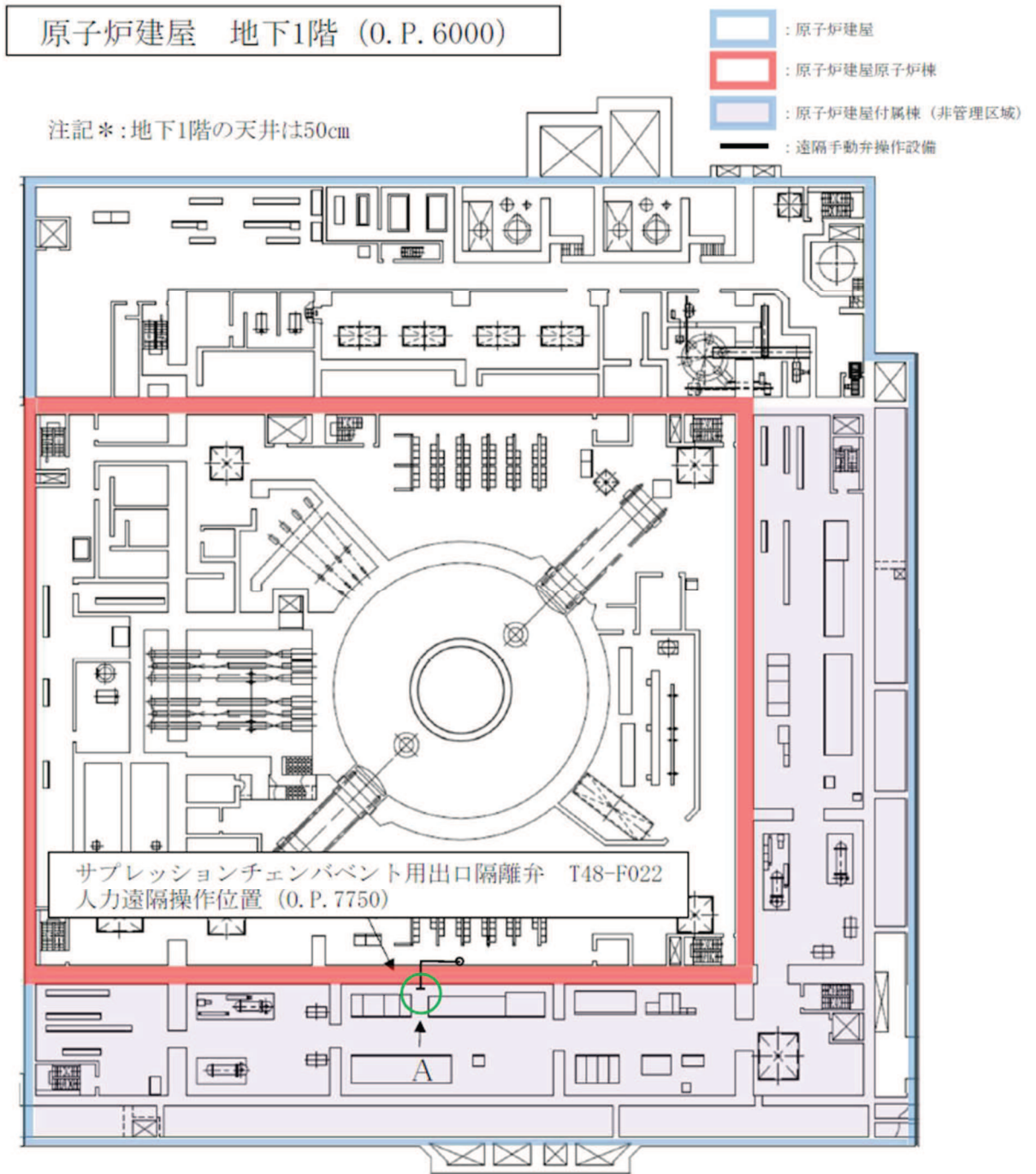


図 5-2 隔離弁設置位置及び現場における人力遠隔操作場所 (原子炉建屋地下 1 階)

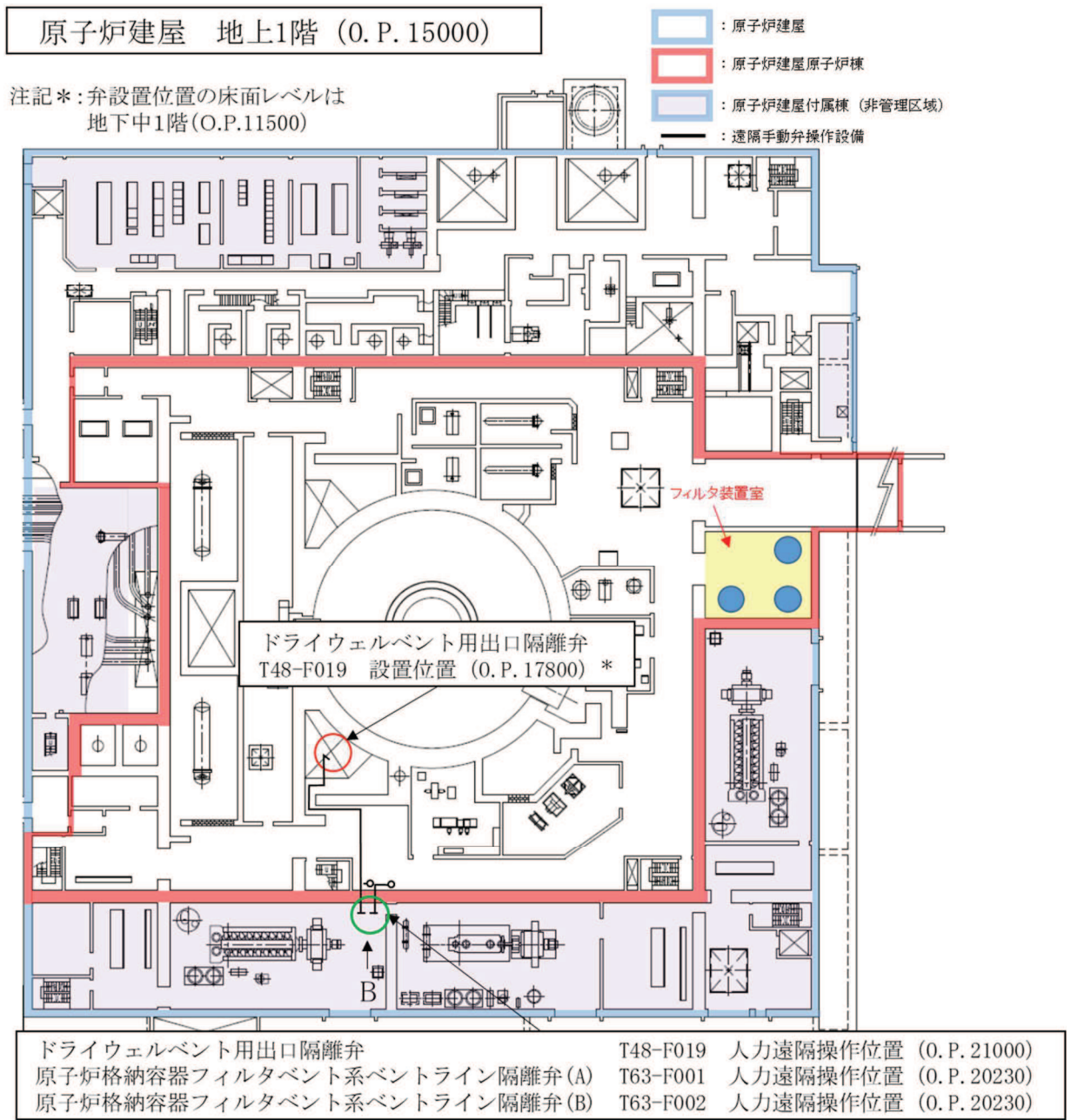


図 5-3 隔離弁設置位置及び現場における人力遠隔操作場所 (原子炉建屋地上 1 階)

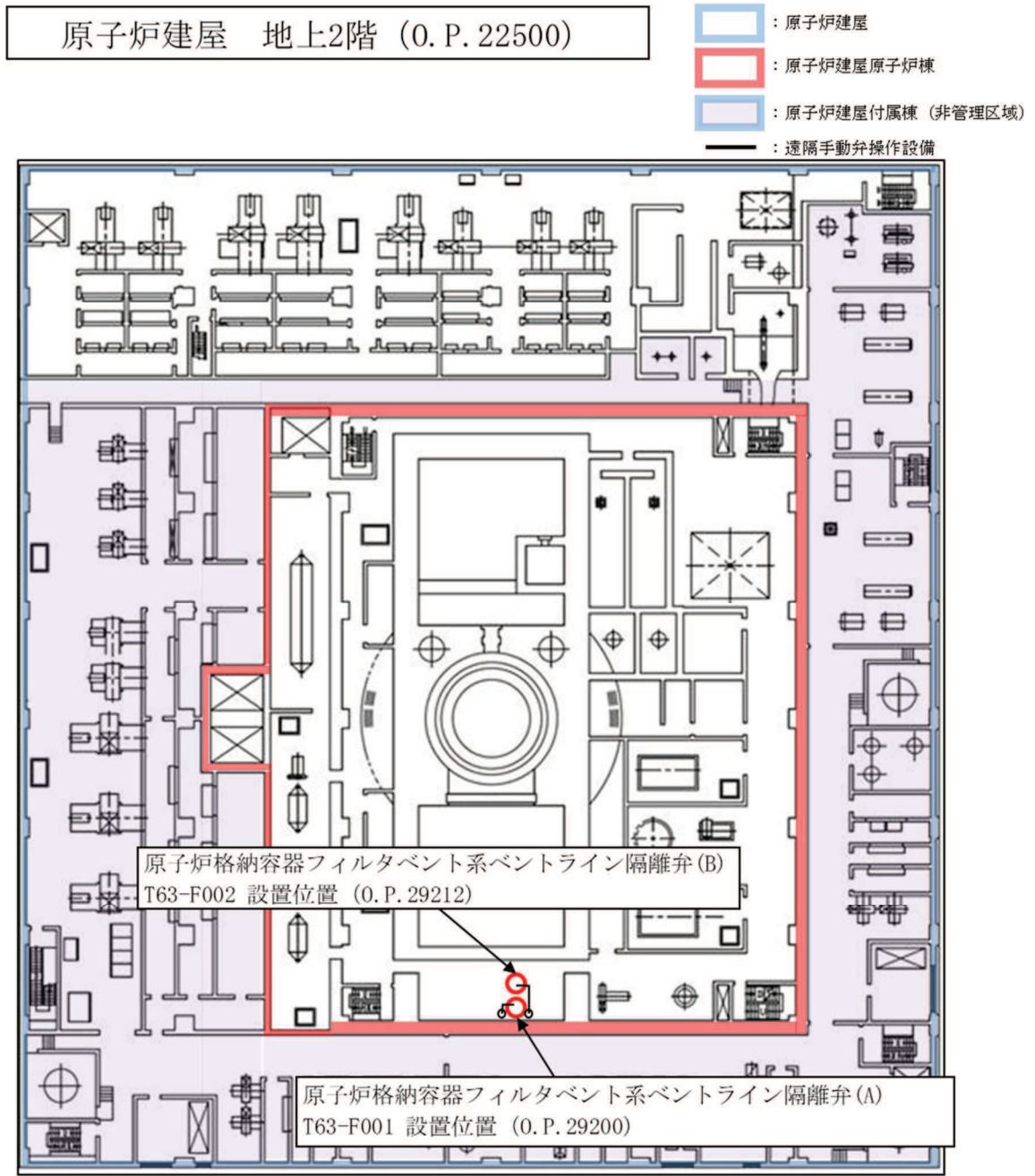
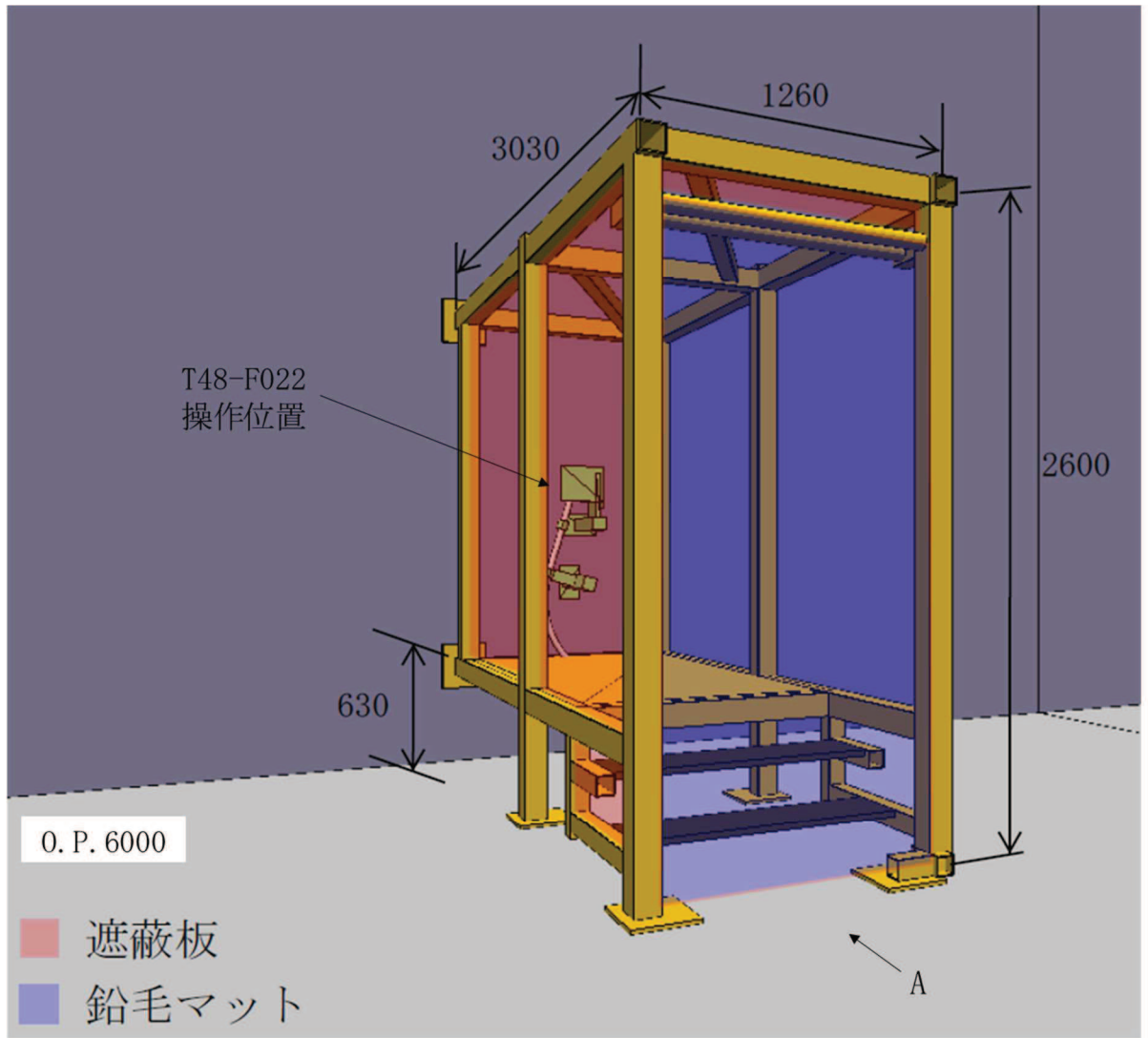
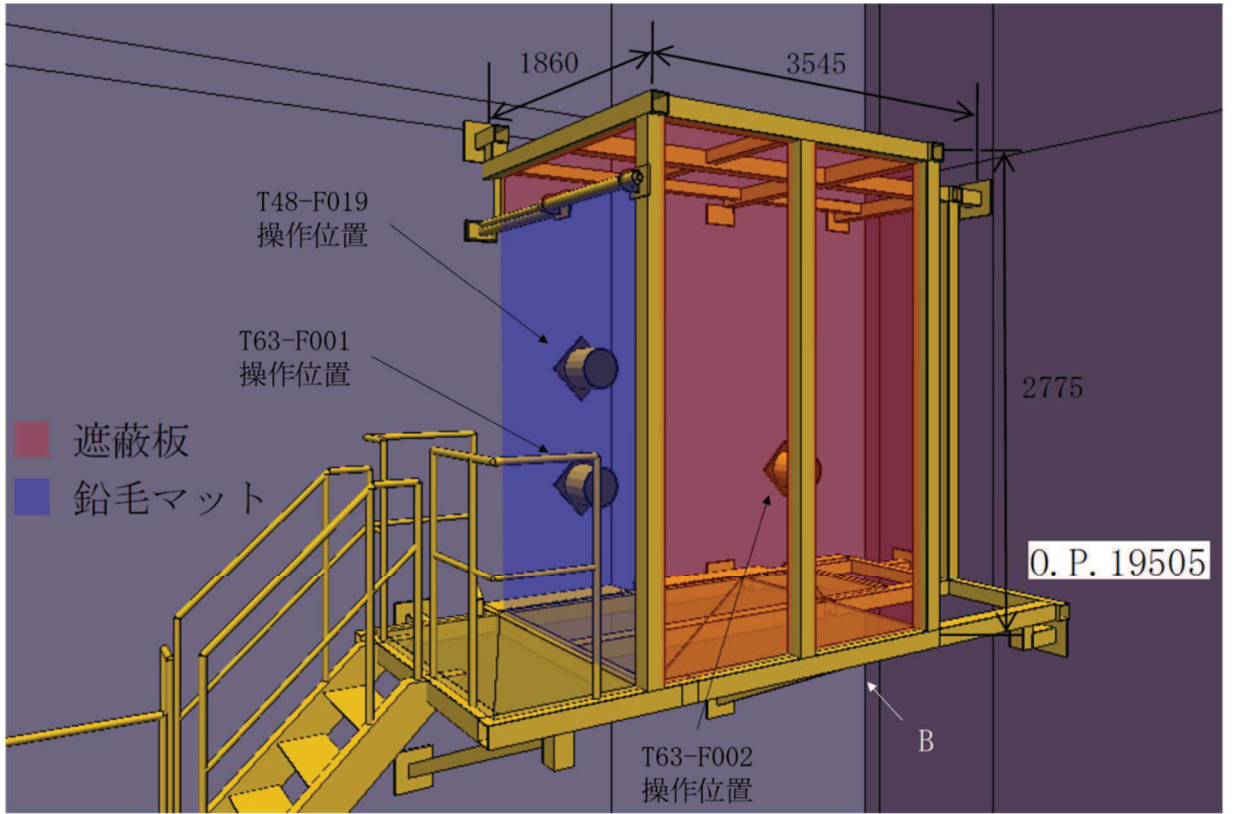


図 5-4 隔離弁設置位置及び現場における人力遠隔操作場所 (原子炉建屋地上 2 階)



注記：図5-2のA矢視に対応

図 5-5 遠隔手動弁操作設備遮蔽 概要図
(原子炉建屋地下1階)



注記：図5-3のB矢視に対応

単位：[mm]

図 5-6 遠隔手動弁操作設備遮蔽 概要図
(原子炉建屋地上1階)

ベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価

1. ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価

炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁の操作ができるよう、放射線防護対策として原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバベント用出口隔離弁及びドライウェルベント用出口隔離弁）作業場所には鉛厚さ 2mm の遮蔽厚さを有する遠隔手動弁操作設備遮蔽を設け、鉛 2mm 相当のタングステンベストを着用して作業することで放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を行い、遠隔手動弁操作設備遮蔽は作業員を防護するために必要な遮蔽厚さ等を有しており、作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である 100mSv 以下となることを確認した。

ベント操作としてサプレッションチェンバからのベントを行う場合及びドライウェルからのベントを行う場合のそれぞれにおける原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバベント用出口隔離弁及びドライウェルベント用出口隔離弁）及び原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）の開操作時の被ばく評価を行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

格納容器破損防止対策の有効性評価で想定している炉心損傷を前提とした事象のうち、炉心損傷時間が早く、格納容器ベントを実施する「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」の代替循環冷却系を使用できない場合が最も放射性物質の放出量が多くなるため、この事象をベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価で想定する事象として選定する。

また、放出量評価条件を表 6-1、大気中への放出過程及び概略図を図 6-1～図 6-4 に示す。大気中への放出経路については図 6-5 に示すとおりであり、非常用ガス処理系が起動し原子炉建屋原子炉棟の負圧達成するまで（事象発生から 70 分間）は原子炉建屋からの漏えいを想定し地上放出するとし、原子炉建屋原子炉棟の負圧が達成した以降（事象発生から 70 分間以降）は排気筒からの放出を想定する。また、ベント実施時は原子炉格納容器フィルタベント系からの放出を想定し原子炉建屋屋上の原子炉格納容器フィルタベント系排気管放出とする。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、図 6-6 及び図 6-7 に示すとおりであり、経路ごとに以下に示す評価を行った。

大気中へ放出される放射性物質については、表 6-2 及び表 6-3 に示すように、ガ

ウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して外部被ばく及び内部被ばくの評価を行った。

外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばくについては、屋外の放射性物質の濃度と作業場所の放射性物質の濃度を同じとし、外部被ばくについては、表 6-4 に示すとおり作業場所の空間体積と等価な半球状とし、半球の中心の線量で行い、内部被ばくについては、表 6-5 に示す線量換算係数、呼吸率及びマスクの効果を考慮し評価を行った。なお、原子炉格納容器第一隔離弁の操作については、作業場所に遠隔手動弁操作設備遮蔽を設け、タングステンベスト及び自給式呼吸器を着用して作業することを考慮し評価を行った。

大気中に放出され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については、ガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して放射性物質の濃度を求めた後、表 6-5 に示す地表面への沈着速度を考慮し評価を行った。

原子炉格納容器フィルタベント系配管、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置、原子炉建屋原子炉棟等からの直接ガンマ線による被ばくについては、表 6-6～表 6-8 に示す原子炉建屋壁、作業場所に設置する遠隔手動弁操作設備遮蔽の遮蔽効果を考慮し評価を行った。なお、評価で考慮するコンクリート遮蔽は、建築工事標準仕様書 JASS5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事、日本建築学会）に準拠して施工しているため、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用し、その密度は 2.15g/cm^3 とする。

c. アクセスルート

原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁）のベント操作を行う場合のアクセスルートは、図 6-8～図 6-11 に示すとおりである。原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）のベント操作を行う場合のアクセスルートは、図 6-12～図 6-14 に示すとおりである。原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）のベント操作を行う場合のアクセスルートは図 6-12～図 6-14 に示すとおりである。

d. 評価点

評価点は、図 6-15 に示すとおりであり、ベント操作の作業場所を評価点とする。

アクセスルートの評価点は、作業場所と同じ評価点とする。作業場所は原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁）のベント操作時は地下 1 階非常用電気品室(B)、原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）では地上 1 階 DG(B)室、原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）のベント操作時は地上 1 階 DG(B)室である。なお、作業及び移動に必要な時間は常に上記の評価点にいるものとし、被ばく評価を行った。

e. 作業時間

原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁）の開操作は、ベント実施前に行うものとし、サプレッションチェンバ側及びドライウエル側共通で原子炉格納容器第二隔離弁の作業時間は 66 分（移動時間（往復）12 分＋作業時間 54 分）とする。また、原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバベント用出口隔離弁及びドライウエルベント用出口隔離弁）の開操作は、作業時間は 96 分（移動時間（往復）12 分＋作業時間（原子炉格納容器第一隔離弁作業場所滞在）84 分）とする。

(2) 評価結果

ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価結果は以下に示すとおりであり、作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である 100 mSv 以下であり、ベント実施に伴うベント操作を手動で行うことができることを確認した。また、実効線量の内訳を表 6-9～表 6-11 に示す。

a. サプレッションチェンバからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁）で約 0.012mSv、原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバベント用出口隔離弁）で約 78mSv となった。

b. ドライウエルからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁）で約 0.012mSv、原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウエルベント用出口隔離弁）開操作時で約 71mSv となった。

表 6-1 放出量評価条件 (1/4)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断LOCA + HPCS失敗 + 低圧ECCS失敗 + 全交流動力電源喪失」 (代替循環冷却系を使用できない場合)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナリオを選定
炉心熱出力	2436 MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクルあたり 10000 時間(約 416 日)	1 サイクル13ヶ月 (395日)を考慮して設定
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル : 0.229 2サイクル : 0.229 3サイクル : 0.229 4サイクル : 0.229 5サイクル : 0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉内内蔵量	希ガス類 : 1.6×10^{19} Bq よう素類 : 2.1×10^{19} Bq Cs 類 : 8.4×10^{17} Bq Te 類 : 6.0×10^{18} Bq Ba 類 : 1.8×10^{19} Bq Ru 類 : 1.8×10^{19} Bq Ce 類 : 5.5×10^{19} Bq La 類 : 4.1×10^{19} Bq (核種毎の炉内内蔵量を核種グループ毎に集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内内蔵量(Bq/MW)」×「2436MW(定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内内蔵量(Bq/MW)は、BWR 共通条件として、女川2号機と同じ装荷燃料(9×9燃料)、運転時間(10000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)
放出開始時間	原子炉格納容器漏えい : 事故発生直後(なお、放射性物質は、MAAP解析に基づき事故発生約5分後から漏えい) 原子炉建屋原子炉棟漏えい : 事故発生直後 非常用ガス処理系による放出 : 事故発生から70分後 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 : 事故発生から約45時間後	原子炉格納容器漏えい : MAAP 解析結果 原子炉建屋原子炉棟漏えい : 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成までの期間 非常用ガス処理系による放出 : 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時刻 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 : MAAP 解析結果

表 6-1 放出量評価条件 (2/4)

項目	評価条件	選定理由
原子炉格納容器pH調整系の効果	考慮しない	原子炉格納容器pH調整系は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R. G. 1. 195に基づき設定
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, 粒子状放射性物質及び有機よう素)	1Pd 以下 : 1.0Pd で 0.9%/日 1~1.5Pd : 1.5Pd で 1.1%/日 1.5~2Pd : 2.0Pd で 1.3%/日	MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し原子炉格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.9Pdで0.5%/日) 及びA E Cの式等に基づき設定
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	1Pd 以下 : 0.9%/日 (一定) 1~1.5Pd : 1.1%/日 (一定) 1.5~2Pd : 1.3%/日 (一定)	原子炉格納容器の設計漏えい率, A E Cの式等に基づき設定
原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果 (除去係数)	希ガス:1 粒子状放射性物質:10 無機よう素:1 有機よう素:1	粒子状物質に対しては, 原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮
原子炉格納容器内での除去効果 (粒子状放射性物質)	MAAP 解析に基づく (沈着, サプレッションチェンバ内のプール水でのスクラビング及び格納容器スプレイ)	MAAP の FP 挙動モデル
原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない	保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率 : 9.0×10^{-4} (1/s) (原子炉格納容器内の積算放出量の 1/200 まで)	CSE 実験及び Standard Review Plan 6.5.2に基づき設定
	サプレッションチェンバ内のプール水のスクラビングによる除去効果:5 (ウェットウェルベントのみ)	Standard Review Plan 6.5.5に基づき設定

表 6-1 放出量評価条件 (3/4)

項目	評価条件		選定理由	
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類： よう素類： Cs 類： Te 類： Ba 類： Ru 類： La 類： Ce 類：	ウェットウェルベント 約 2.2×10^{-2} 約 8.3×10^{-4} 約 3.1×10^{-6} 約 6.3×10^{-7} 約 2.5×10^{-7} 約 3.1×10^{-8} 約 2.5×10^{-9} 約 6.3×10^{-9}	ドライウェルベント 約 2.2×10^{-2} 約 8.3×10^{-4} 約 3.1×10^{-6} 約 6.3×10^{-7} 約 2.5×10^{-7} 約 3.1×10^{-8} 約 2.5×10^{-9} 約 6.3×10^{-9}	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 に基づき設定
原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系の起動前）	無限大(回/日)（地上放出） （原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間以外は、原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価）		保守的に設定	
非常用ガス処理系から大気への放出率（非常用ガス処理系の起動後）	0.5(回/日)（排気筒放出） （原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間）		設計値に基づき設定 （非常用ガス処理系のファン容量）	
非常用ガス処理系の起動時間	事故発生から 70 分後		起動操作時間（60 分） + 負圧達成時間（10 分）（保守的に負圧達成時間として 10 分を想定）	
非常用ガス処理系のフィルタ除去効率	考慮しない		保守的に設定	
原子炉建屋ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態		原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放がないため	

表 6-1 放出量評価条件 (4/4)

項目	評価条件			選定理由
原子炉格納容器からベントラインへの放出割合		ウェットウェルベント 希ガス類：約 9.5×10^{-1} よう素類：約 3.0×10^{-2} Cs 類：約 1.2×10^{-6} Te 類：約 2.4×10^{-7} Ba 類：約 9.4×10^{-8} Ru 類：約 1.2×10^{-8} La 類：約 9.4×10^{-10} Ce 類：約 2.4×10^{-9}	ドライウェルベント 約 9.5×10^{-1} 約 3.3×10^{-2} 約 3.2×10^{-4} 約 6.4×10^{-5} 約 2.6×10^{-5} 約 3.2×10^{-6} 約 2.6×10^{-7} 約 6.4×10^{-7}	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 に基づき設定
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の除去係数	希ガス：1 有機よう素：50 無機よう素：500 粒子状放射性物質：1000			設計値に基づき設定

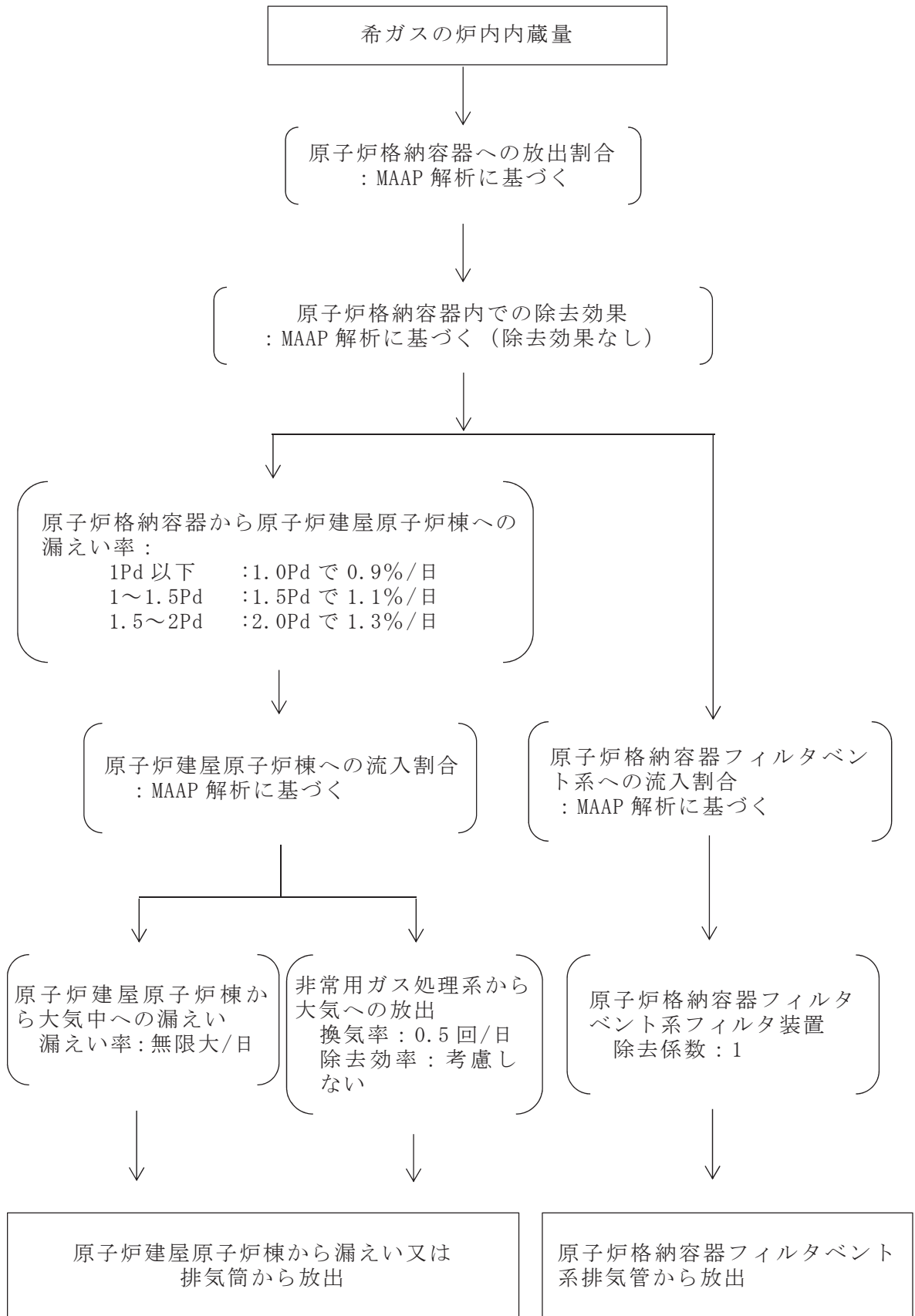


図 6-1 希ガスの大気放出過程

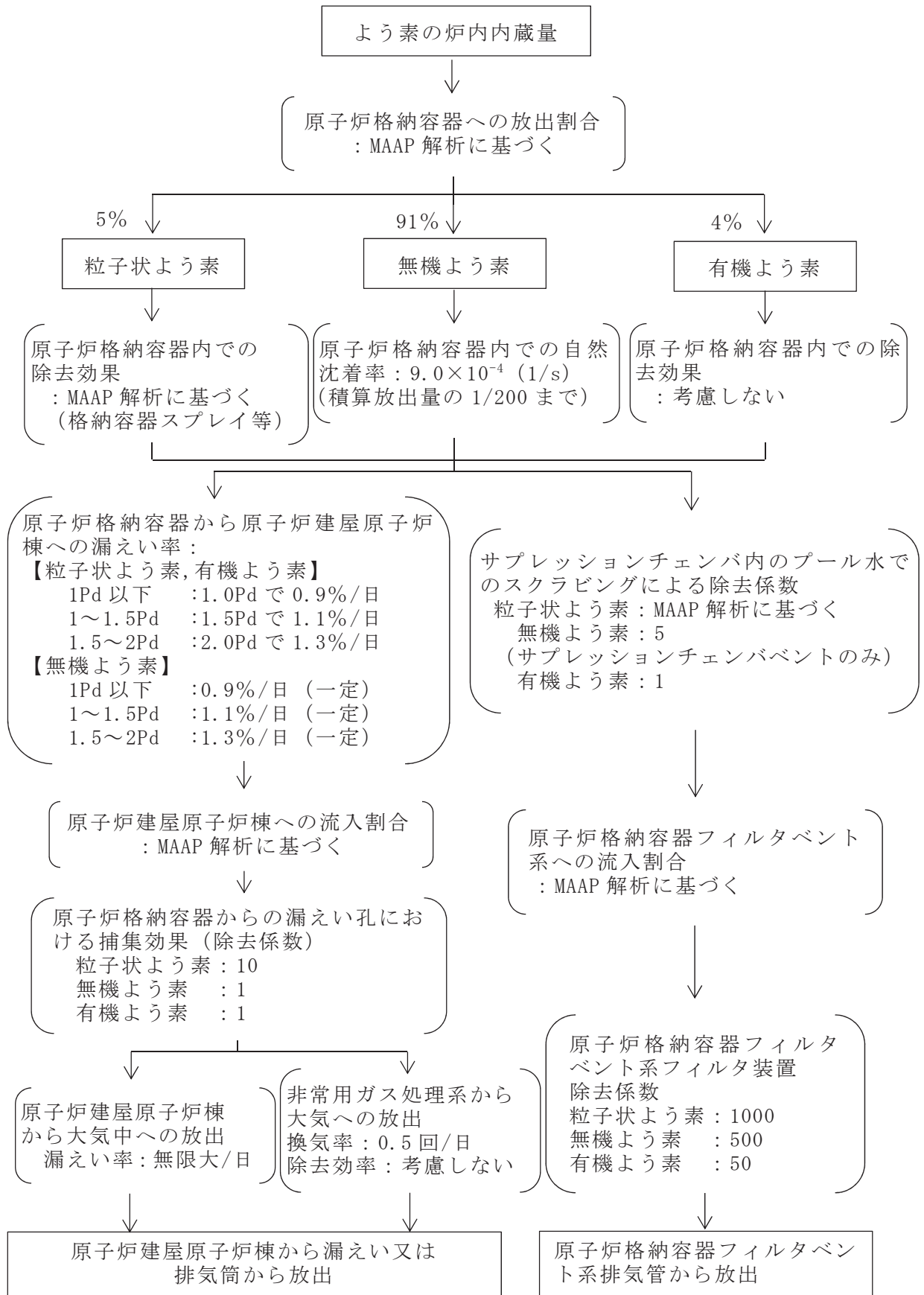


図 6-2 よう素の大気放出過程

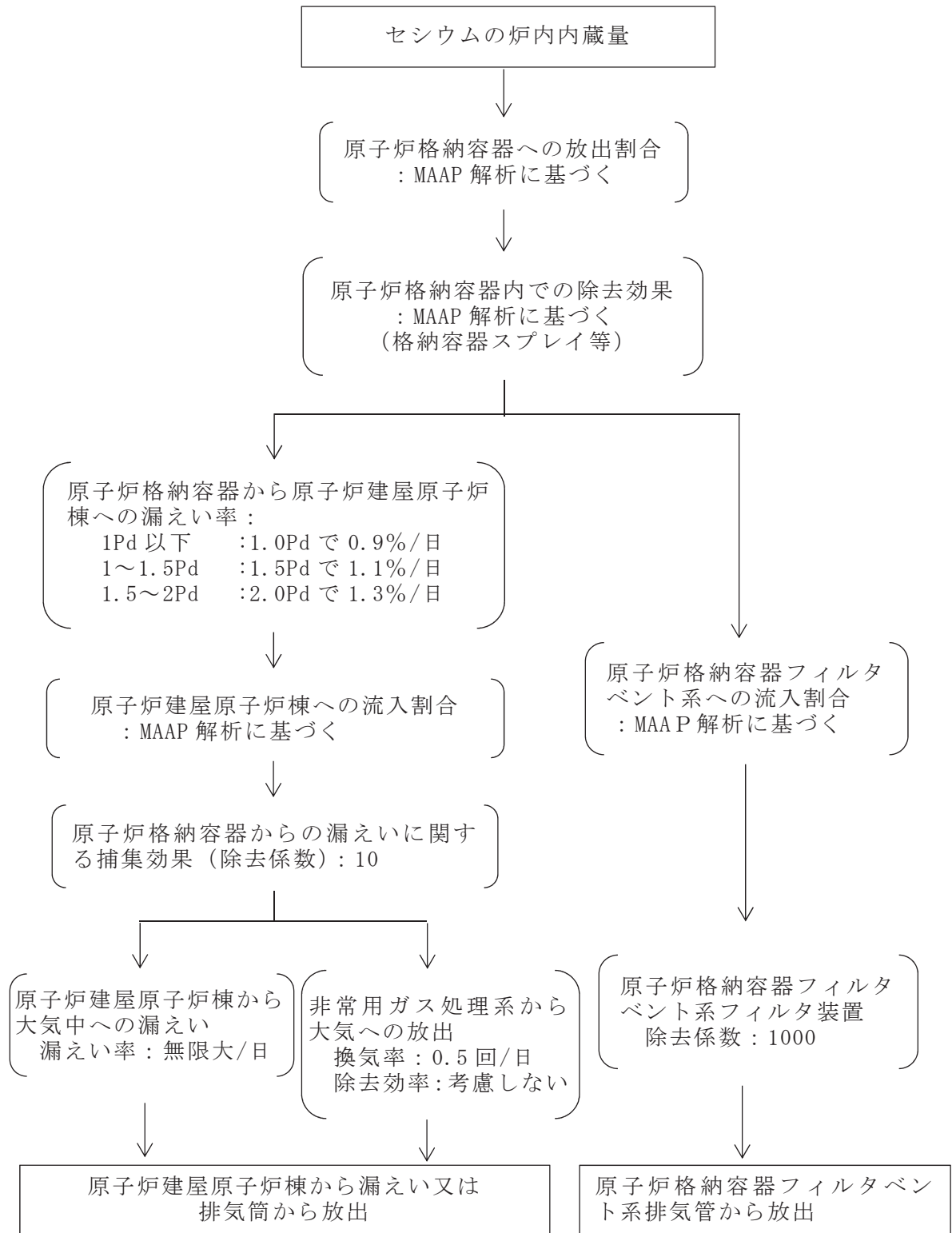


図 6-3 セシウムの大気放出過程

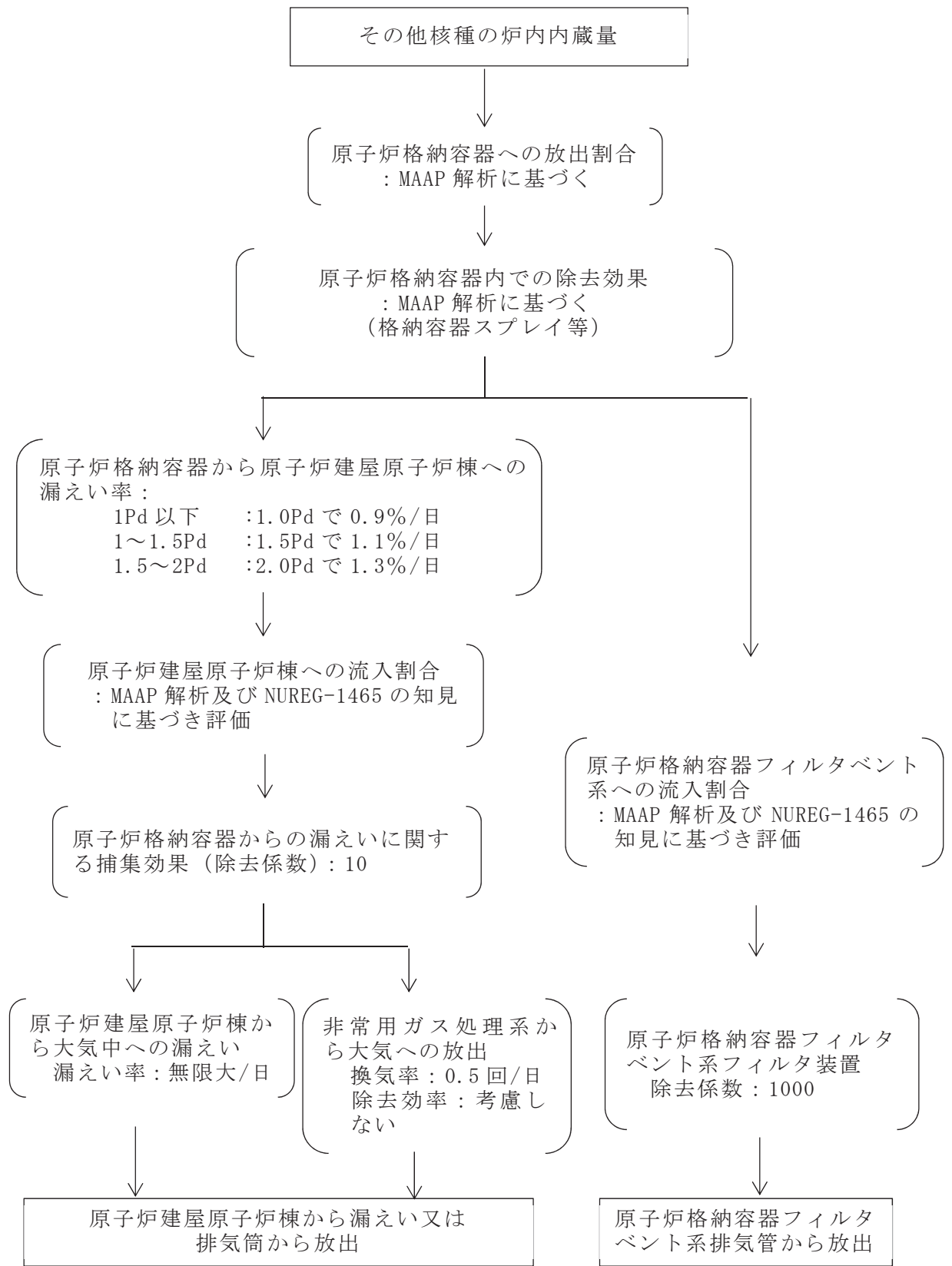
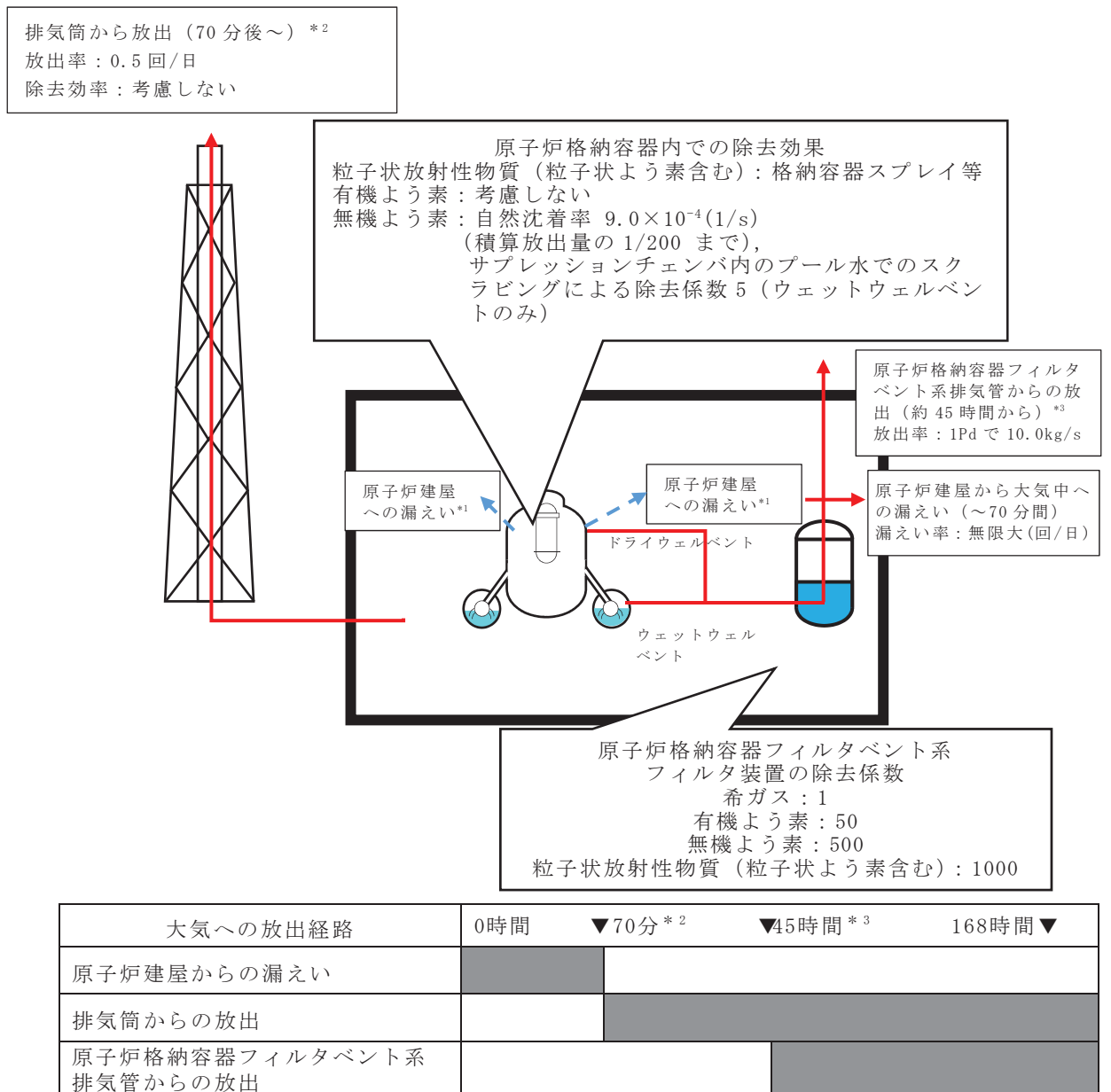


図 6-4 その他核種の大気放出過程



注記 *1：原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率

【希ガス，粒子状放射性物質（粒子状よう素含む），有機よう素】

1Pd 以下：1.0Pd で 0.9%/日，1～1.5Pd：1.5Pd で 1.1%/日，1.5～2Pd：2.0Pd で 1.3%/日

【無機よう素】

1Pd 以下：0.9%/日（一定），1～1.5Pd：1.1%/日（一定），1.5～2Pd：1.3%/日（一定）

*2：非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため，事象発生 70 分以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

*3：事象発生後約 45 時間以降は，「排気筒からの放出」及び「原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

図 6-5 大気放出過程概略図（イメージ）

被ばく経路
①大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインによる外部被ばく)
②外気から作業場所に流入した放射性物質による被ばく (作業場所内に浮遊している放射性物質による内部及び外部被ばく、マスク着用 (DF=50) を考慮)
③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 (直接ガンマ線による外部被ばく)
④大気中へ放出され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 (グラウンドシャインによる外部被ばく)

別添 2-175

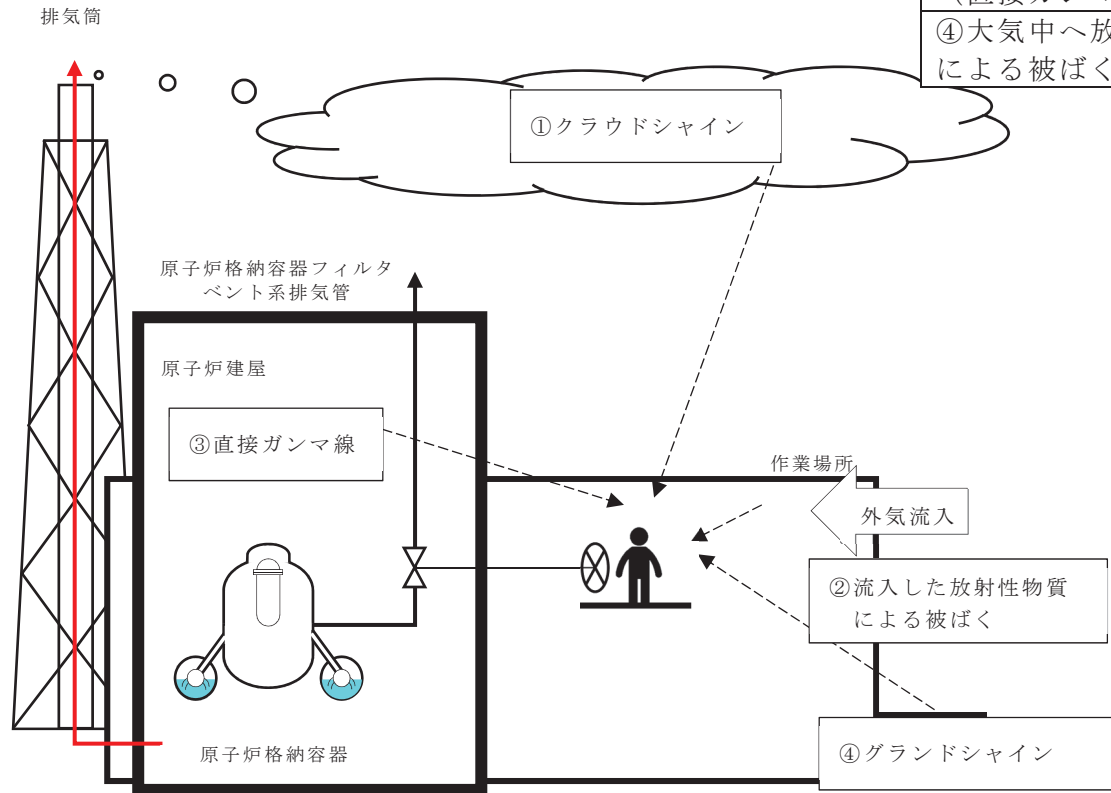


図 6-6 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋内移動時及び原子炉格納容器第二隔離弁開操作時)

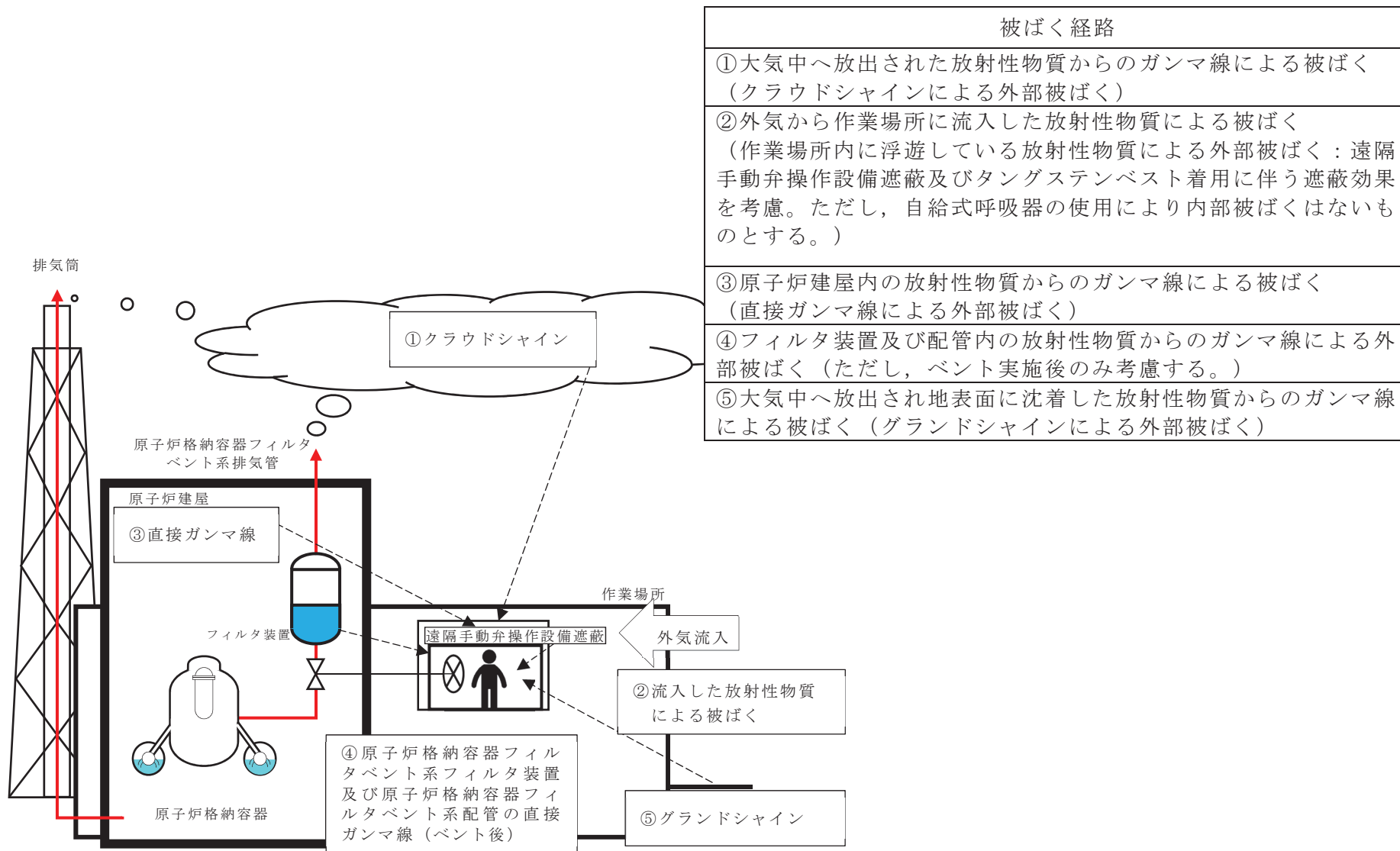


図 6-7 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋内移動時及び原子炉格納容器第一隔離弁開操作時)

表 6-2 大気拡散評価条件

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき評価
気象データ	女川原子力発電所における1年間の気象データ(2012年1月～2012年12月) 地上風 : 地上約10m 排気筒風 : 地上71m	原子炉格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建屋からの放出は地上風(地上10m)の気象データを使用。排気筒からの放出は排気筒風(地上71m)の気象データを使用
放出源及び放出源高さ(有効高さ)	原子炉建屋漏えい : 地上0m 原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出 : 地上36m 排気筒からの放出 : 地上90m	原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 なお、建屋巻き込みの影響を受けない排気筒の放出源高さは、敷地境界における有効高さを使用
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定
累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針に基づき設定
建屋の影響	原子炉建屋漏えい : 考慮する 原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出 : 考慮する 排気筒からの放出 : 考慮しない	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮 排気筒については高さが周囲の建屋2.5倍以上あるため巻き込みの影響を受けない
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	図 6-15 参照	屋内移動時の評価点は作業場所と同一とする
着目方位	排気筒 : 1方位 原子炉建屋及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管 : 9方位	排気筒については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管については放出源が評価点に近いことから、180度をカバーする方位を対象とする
建屋影響	2050m ²	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき設定

表 6-3 評価に使用する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

作業内容		放出源	相対濃度及び相対線量	
原子炉格納容器第一隔離弁 (サプレッションチェンバメント用出口隔離弁) 開操作	屋内移動時 / 作業時	原子炉格納容器フィルタ タベント系排気管	χ/Q (s/m^3)	約 9.5×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 6.7×10^{-18}
		原子炉建屋ブローアウトパネル	χ/Q (s/m^3)	約 1.9×10^{-3}
			D/Q (Gy/Bq)	約 7.0×10^{-18}
		排気筒	χ/Q (s/m^3)	約 2.9×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}
原子炉格納容器第一隔離弁 (ドライウェルメント用出口隔離弁) 開操作	屋内移動時 / 作業時	原子炉格納容器フィルタ タベント系排気管	χ/Q (s/m^3)	約 9.5×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 6.7×10^{-18}
		原子炉建屋ブローアウトパネル	χ/Q (s/m^3)	約 1.9×10^{-3}
			D/Q (Gy/Bq)	約 7.0×10^{-18}
		排気筒	χ/Q (s/m^3)	約 2.9×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}
原子炉格納容器第二隔離弁 (原子炉格納容器フィルタ タベント系ベントライン隔離弁) 開操作	屋内移動時 / 作業時	原子炉建屋ブローアウトパネル	χ/Q (s/m^3)	約 1.9×10^{-3}
			D/Q (Gy/Bq)	約 7.0×10^{-18}
		排気筒	χ/Q (s/m^3)	約 2.9×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}

表 6-4 建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由
評価式	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_Y \cdot \chi / Q \cdot E_Y \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$ <p>D : 放射線量率 (Sv/h)</p> <p>Q_Y : 大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s) (0.5MeV換算値)</p> <p>E_Y : ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis)</p> <p>μ : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (3.9×10^{-3} /m)</p> <p>R : 作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径 (m)</p> $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$ <p>V_R : 作業エリア等の空間体積 (m^3)</p>	—
作業場所等の空間体積 (V_R)	<p>< サプレッションチェンバからのベントを行う場合 ></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁 操作場所 : 1860m^3 屋内移動アクセスルート : 4760m^3 ・ サプレッションチェンバベント用出口隔離弁 操作場所 : 1540m^3 操作場所 (遠隔手動弁操作設備遮蔽内部) : 20m^3 屋内移動アクセスルート : 4760m^3 <p>< ドライウェルからのベントを行う場合 ></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁 操作場所 : 1860m^3 屋内移動アクセスルート : 4760m^3 ・ ドライウェルベント用出口隔離弁 操作場所 : 1860m^3 操作場所 (遠隔手動弁操作設備遮蔽内部) : 20m^3 屋内移動アクセスルート : 4760m^3 	<p>アクセスルートとなる建屋内の区画で最も線量率が高くなる区画の空間体積で設定 操作エリアは作業区画の空間体積で設定</p>

表 6-4 建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由
屋内作業場所流入率の考慮	考慮しない	保守的に外気濃度と同一濃度とする
サプレッションチェンバメント用出口隔離弁及びドライウェルベント用出口隔離弁操作箇所の遮蔽	鉛 2mm	設計値に基づき設定
タングステンベストの考慮	<p>鉛2mm相当のタングステンベストの着用による遮蔽効果及び不均等被ばくを考慮して評価</p> <p>【不均等被ばくの評価式】</p> $H_{EE}=0.11H_a+0.89H_b$ <p>H_{EE} : 外部被ばくの実効線量 H_a : タングステンベストの着用による遮蔽効果を考慮しない実効線量 H_b : タングステンベストの着用による遮蔽効果を考慮した実効線量</p>	<p>炉心損傷後のサプレッションチェンバメント用出口隔離弁及びドライウェルベント用出口隔離弁の開操作時に着用する運用に合わせて設定。また、不均等被ばくの評価式は「外部被ばく及び内部被ばくの評価法に係る技術的指針（平成11年4月）」より設定。</p>

表 6-5 線量換算係数, 呼吸率等

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を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種はICRP Pub. 71, 72に基づく	ICRP Publication 71, 72に基づく
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定
マスクの除染係数	DF50	性能上期待できる値から設定
自給式呼吸器の考慮	原子炉格納容器第一隔離弁操作時に着用 (内部被ばくの影響を受けない)	現場での隔離弁開操作時に着用する運用に合わせて設定
地表面への沈着速度	粒子状放射性物質 : 0.4 cm/s 無機よう素 : 0.4 cm/s 有機よう素 : 1.4×10^{-3} cm/s	女川原子力発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定

表 6-6 原子炉格納容器フィルタベント系配管からの直接ガンマ線

項目		作業場所における評価条件			選定理由
		配管位置	配管向き*1	遮蔽厚さ及び距離	
遮蔽厚さ	地下1階 非常用 電気品室 (B)	地下1階	上下方向	<input type="text"/> cm*2	ベント操作エリアにおける原子炉建屋原子炉棟壁等を考慮(図6-8～図6-14参照)
		地上1階	南北方向		
		地上1階	東西方向	<input type="text"/> cm*3	
		地上1階	上下方向		
	地上1階 DG(B)室	地上1階	南北方向		
		地上1階	東西方向		
		地上1階	上下方向	<input type="text"/> cm*2	
		地上2階	南北方向		
	地上2階	東西方向			
許容差		評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値を適用			建築工事標準仕様書 JASS5N・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定
コンクリート密度		2.15g/cm ³			建築工事標準仕様書 JASS5N・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定
配管中心から評価点までの距離	地下1階 非常用 電気品室 (B)	地下1階	上下方向	2.7m	—
		地上1階	南北方向	8.8m	
		地上1階	東西方向	2.7m	
		地上1階	上下方向	2.7m	
	地上1階 DG(B)室	地上1階	南北方向	8.8m	
		地上1階	東西方向	2.7m	
		地上1階	上下方向	2.7m	
		地上2階	南北方向	1.8m	
地上2階	東西方向	1.8m			

注記 *1: 原子炉格納容器フィルタベント系配管は方向毎に評価

*2: 原子炉建屋原子炉棟躯体1枚に対してマイナス側許容差を考慮

*3: 原子炉建屋原子炉棟躯体2枚に対してマイナス側許容差を考慮

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 6-7 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置からの直接ガンマ線

評価点	遮蔽厚さ*1	線源からの距離	選定理由
地下1階 非常用電気品室(B)	□ cm*2	46.0m	ベント操作エリアにおける原子炉建屋原子炉棟壁等を考慮(図6-8～図6-14参照)
地上1階 DG(B)室	□ cm*3	45.3m	

注記 *1: 評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値を適用

*2: 原子炉建屋原子炉棟躯体3枚に対してマイナス側許容差を考慮

*3: 原子炉建屋原子炉棟躯体2枚に対してマイナス側許容差を考慮

表 6-8 原子炉建屋からの直接ガンマ線

項目	評価条件	選定理由
遮蔽厚さ	□ cm ~ □ cm*4	原子炉建屋原子炉棟外壁(2次しゃへい壁)の厚さを設定
原子炉建屋原子炉棟内線源強度分布	原子炉建屋原子炉棟内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋原子炉棟のモデル	原子炉建屋原子炉棟の幾何形状をモデル化	原子炉建屋原子炉棟外壁を遮蔽体として考慮 原子炉建屋の評価モデルを図6-16及び図6-17に示す
直接ガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価: QAD-CGGP2R	現行許認可(添十)に同じ

注記 *4: 評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値を適用

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

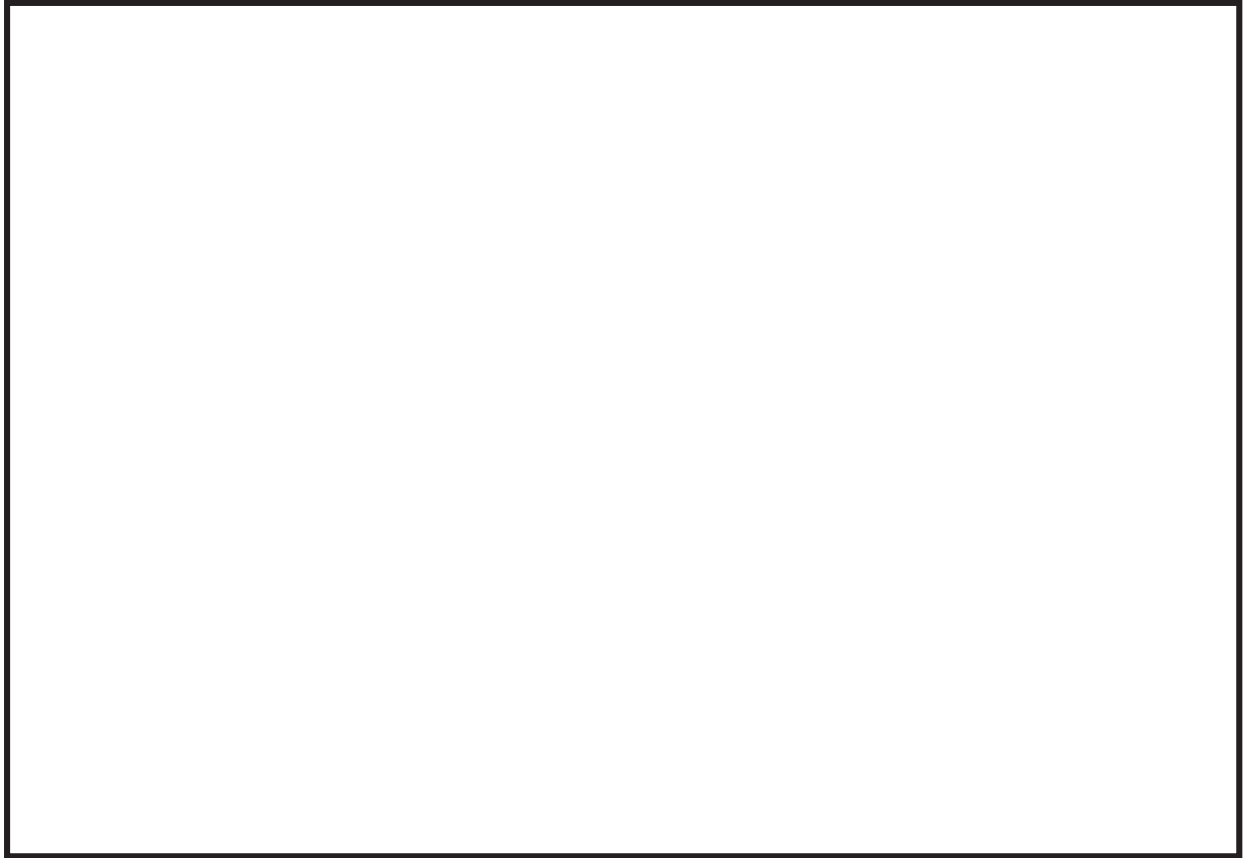


図 6-8 原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバメント用出口隔離弁）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上 3 階及び制御建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図 6-9 原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバメント用出口隔離弁）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上 2 階，タービン建屋地上 2 階及び制御建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

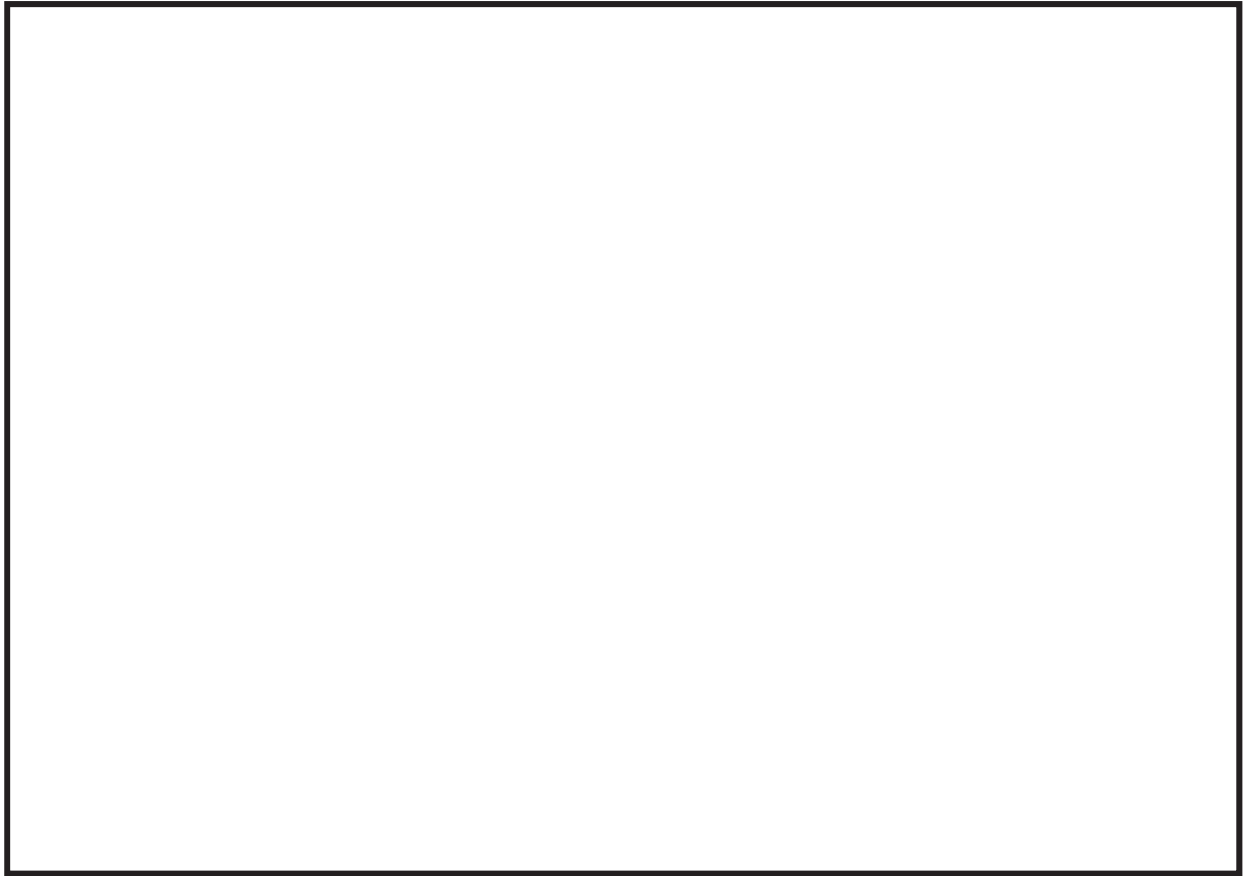


図 6-10 原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバメント用出口隔離弁）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上 1 階，タービン建屋地上 1 階及び制御建屋地上 1 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

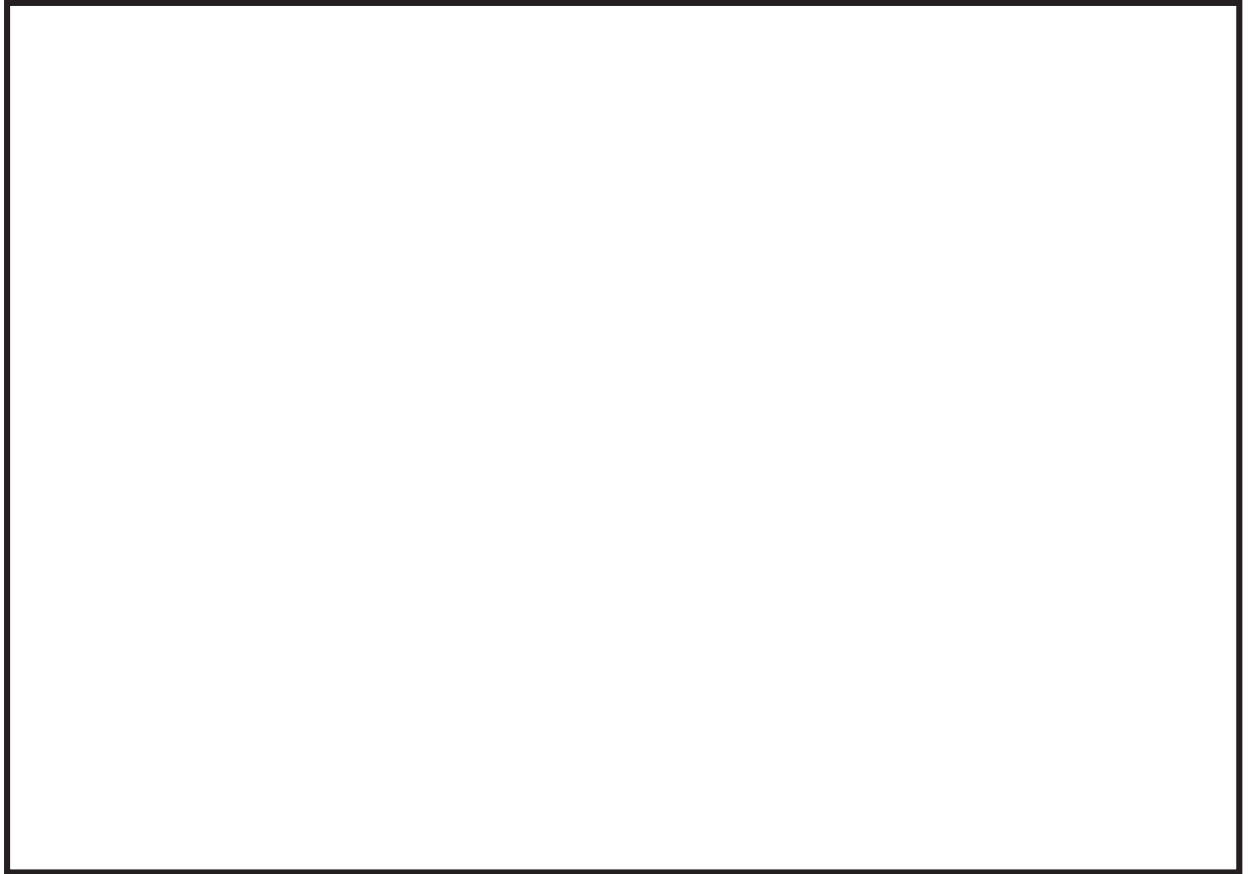


図 6-11 原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバメント用出口隔離弁）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地下 1 階，タービン建屋地下 1 階及び制御建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図 6-12 原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）及び第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上3階及び制御建屋地上3階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

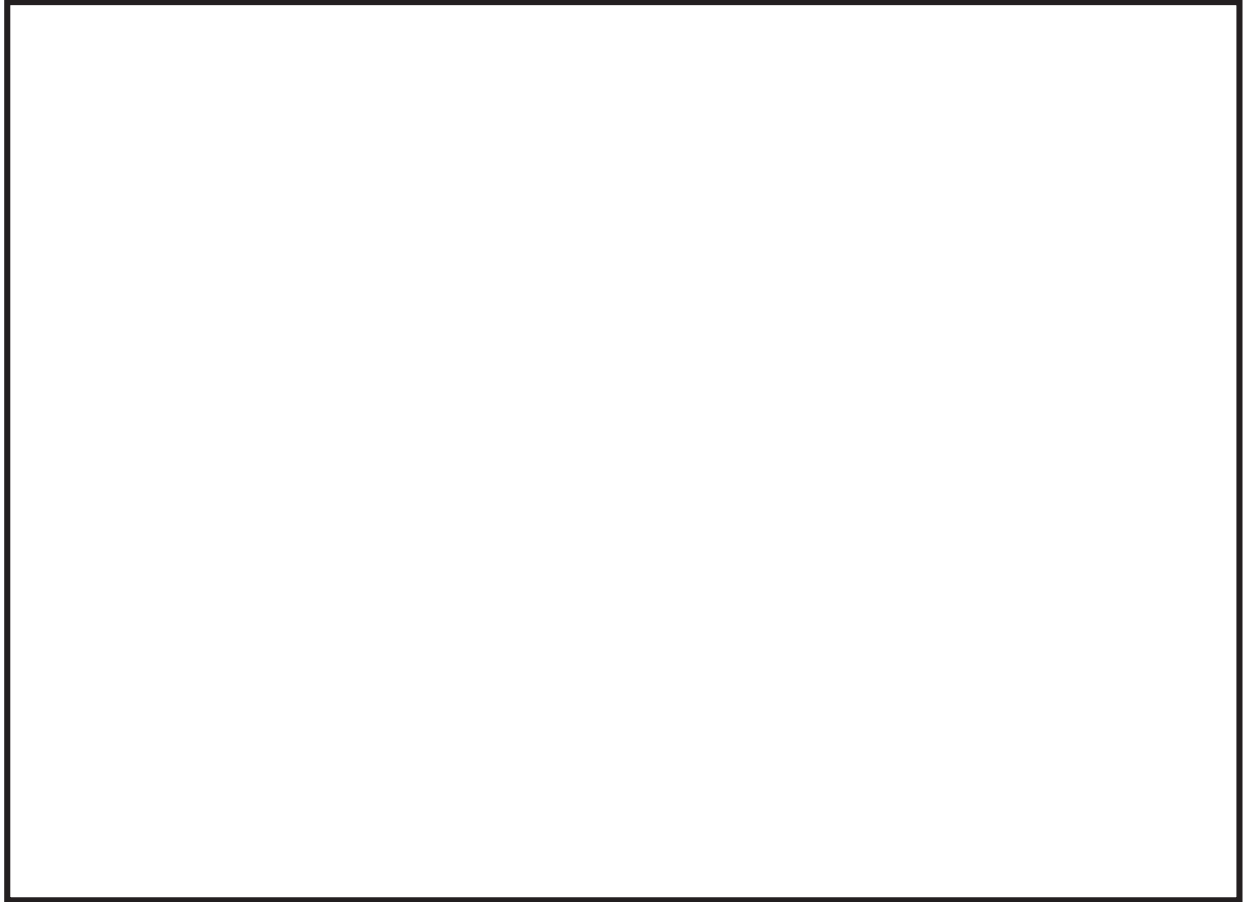


図 6-13 原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）及び第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上 2 階，タービン建屋地上 2 階及び制御建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

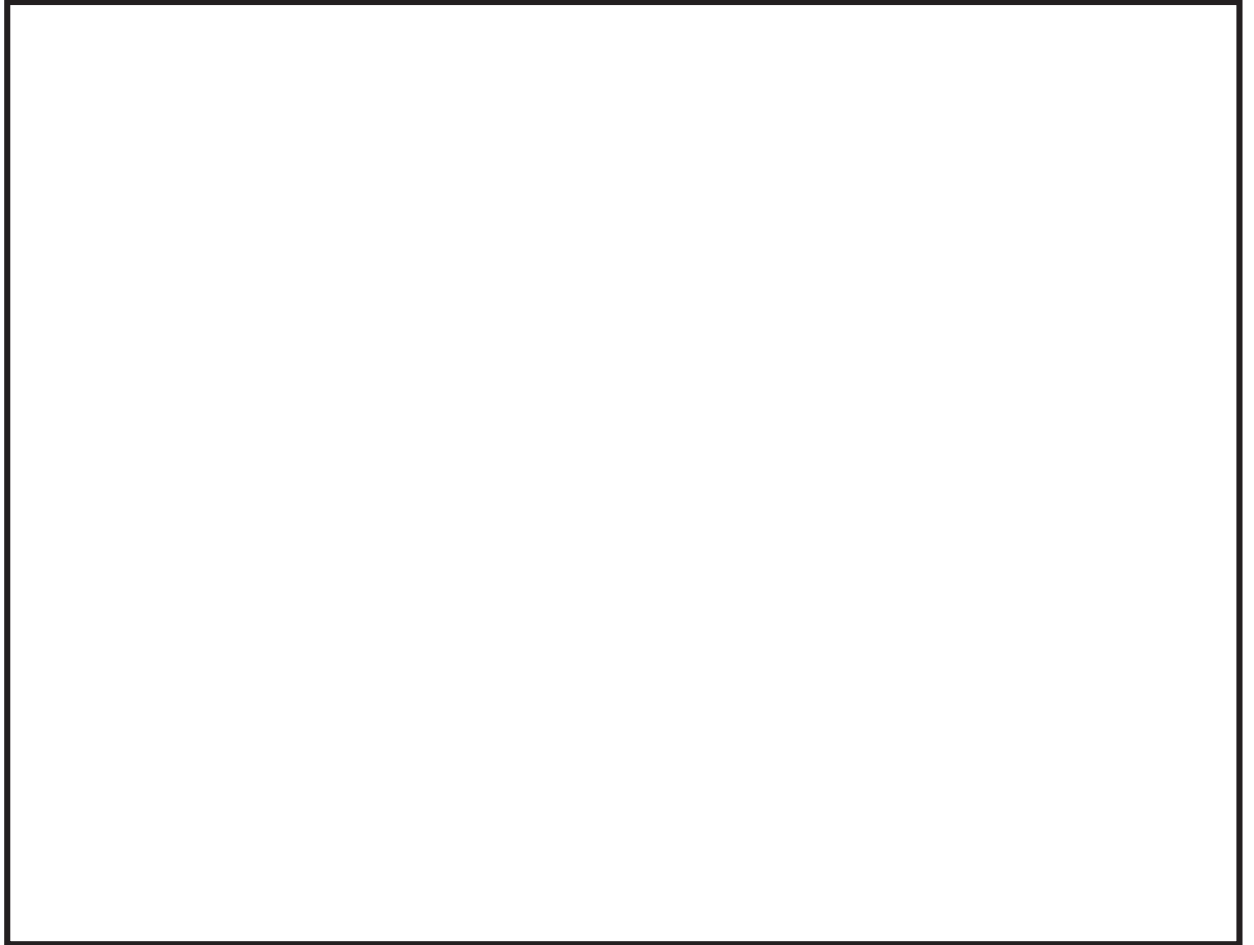


図 6-14 原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）及び第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上1階，タービン建屋地上1階及び制御建屋地上1階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

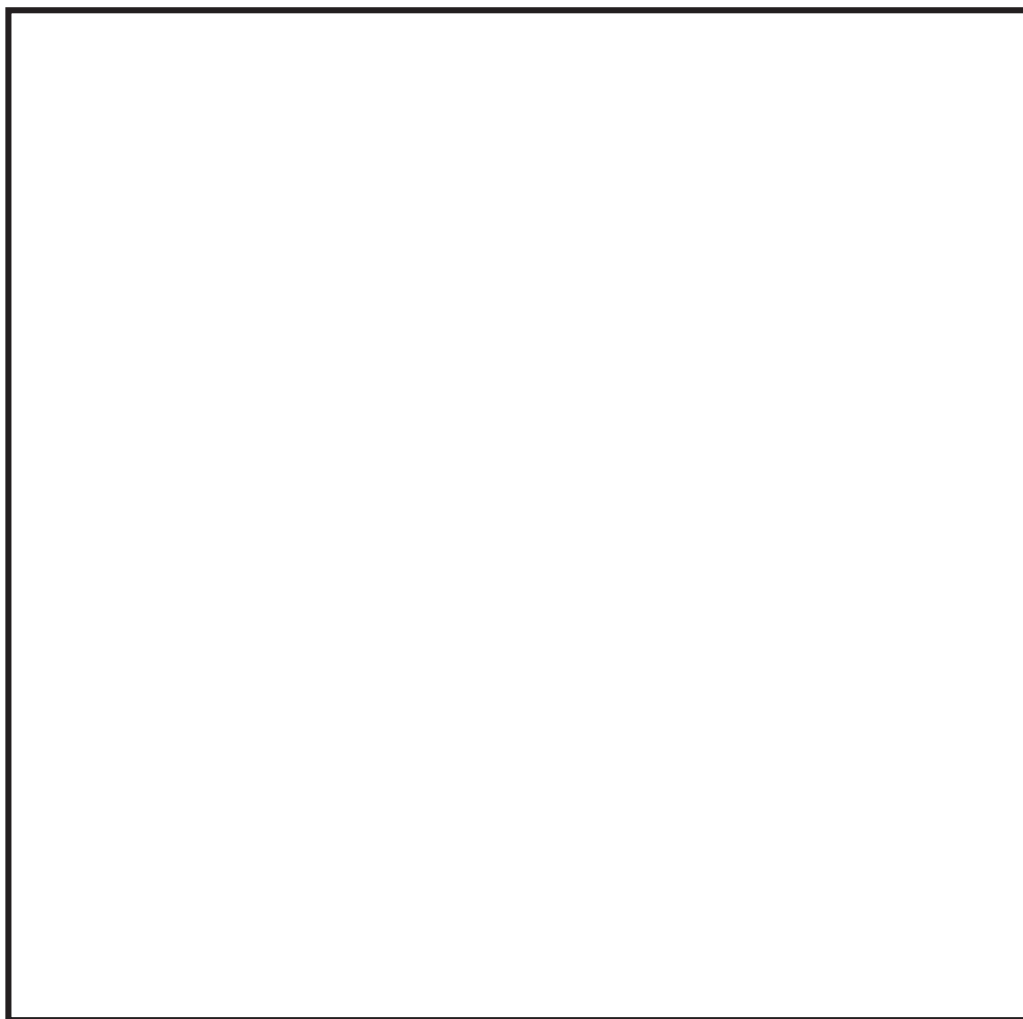
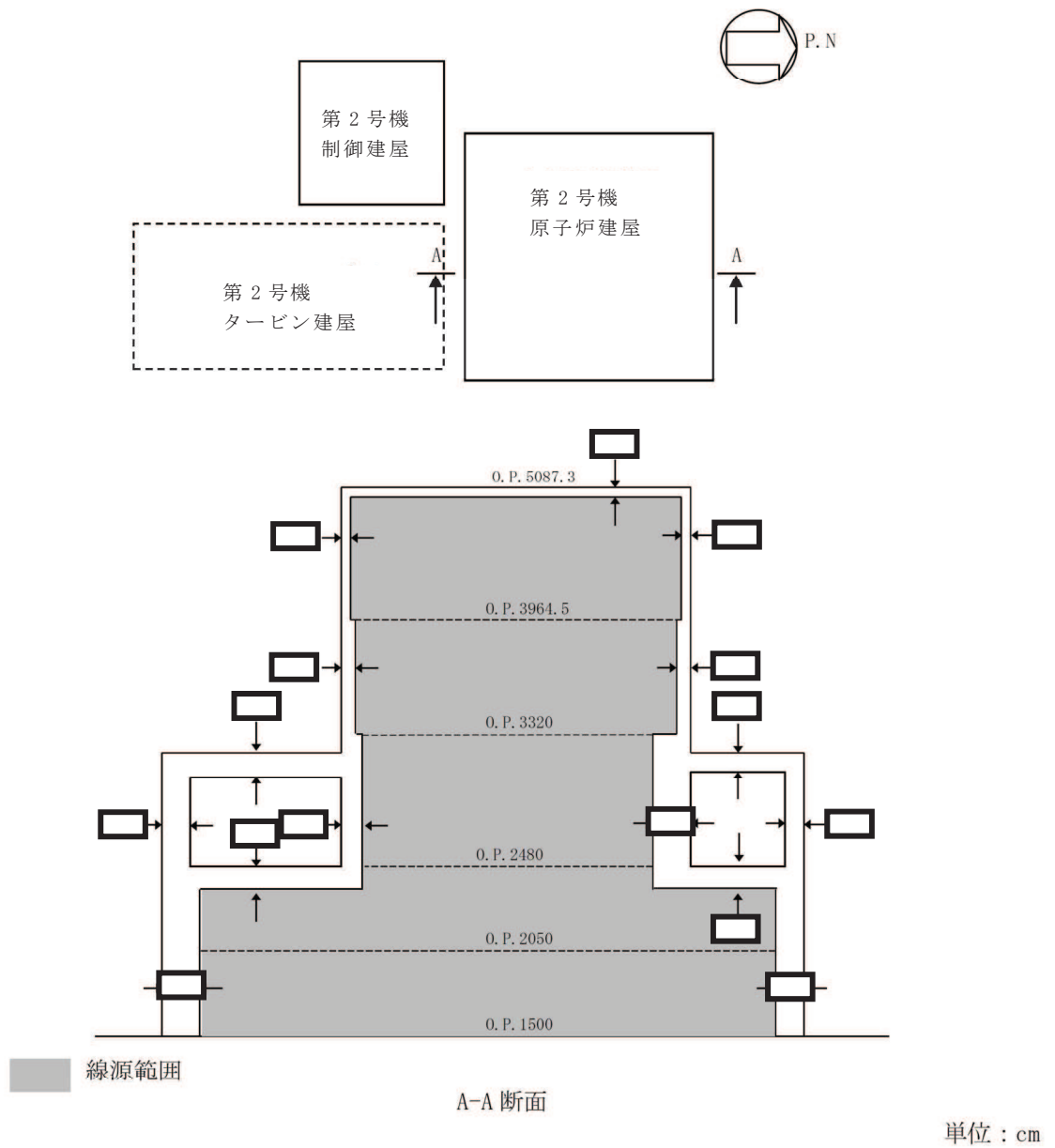


図6-15 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

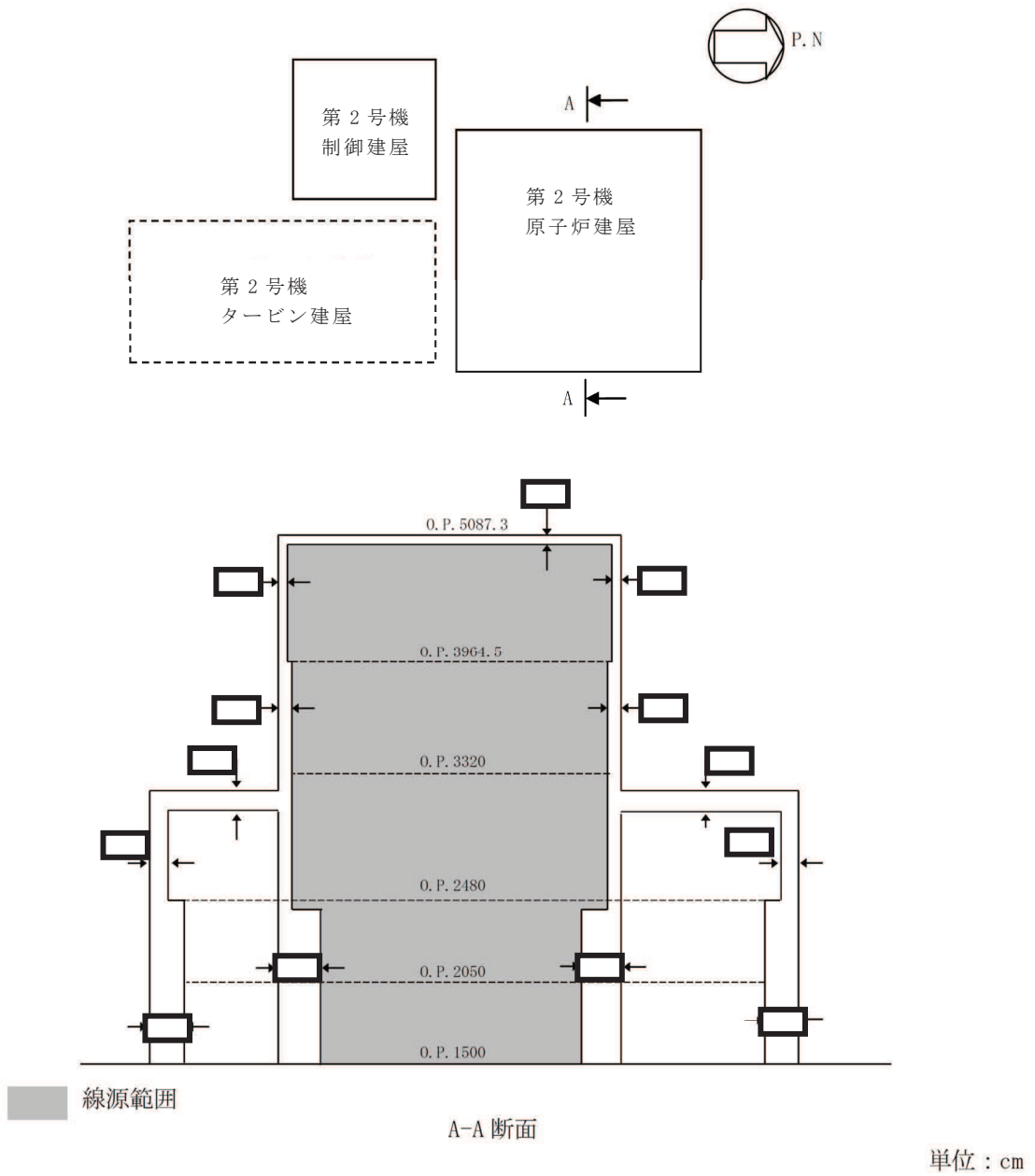
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注: 評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値から
マイナス側許容差 (-5mm) を引いた値を適用

図 6-16 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線評価モデル (1/2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注：評価で考慮するコンクリート遮蔽は，公称値から
マイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用

図 6-17 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線評価モデル（2/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 6-9 原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁）開操作に伴う移動時及び作業時の線量
（単位：mSv/h）

被ばく経路		原子炉格納容器第二隔離弁* （原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁（A） / （B））		
		作業時	屋内移動時 （中央制御室⇒作業場所）	屋内移動時 （作業場所⇒中央制御室）
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 2.0×10^{-3}	約 2.0×10^{-3}	約 2.0×10^{-3}
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 3.2×10^{-6}	約 3.2×10^{-6}	約 3.2×10^{-6}
	内部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される		
大気中へ放出され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		約 6.8×10^{-5}	約 6.8×10^{-5}	約 6.8×10^{-5}
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 6.6×10^{-4}	約 8.9×10^{-4}	約 8.9×10^{-4}
	内部被ばく	約 7.5×10^{-3}	約 7.5×10^{-3}	約 7.5×10^{-3}
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		ベント実施前の作業のため対象外		
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく				
作業線量率		約 1.1×10^{-2}	約 1.1×10^{-2}	約 1.1×10^{-2}
作業時間及び移動時間		54分	6分	6分
作業員の実効線量 （作業時及び移動時）		約 9.1×10^{-3} mSv	約 1.1×10^{-3} mSv	約 1.1×10^{-3} mSv
作業員の実効線量 （合計）		約 1.2×10^{-2} mSv		

注記 *：原子炉格納容器第二隔離弁開操作はベント実施前に行う。

表 6-10 原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバメント用出口隔離弁）開操作に伴う移動時及び作業時の線量

（単位：mSv/h）

被ばく経路		原子炉格納容器第一隔離弁 （サプレッションチェンバメント用出口隔離弁）		
		作業時	屋内移動時 （中央制御室⇒作業場所）	屋内移動時 （作業場所⇒中央制御室）
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 6.6×10^{-6}	約 2.0×10^{-3}	約 6.6×10^{-6}
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 2.9×10^{-6}	約 1.4×10^{-10}	約 2.9×10^{-6}
	内部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される		
大気中へ放出され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		約 3.3×10^{-5}	約 3.0×10^{-5}	約 3.3×10^{-5}
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 4.6×10^1	約 3.1×10^{-4}	約 1.4×10^2
	内部被ばく*	0	0	0
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 3.9×10^{-10}	ベント実施前の作業のため 対象外	約 3.9×10^{-10}
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 1.1×10^{-4}		約 1.1×10^{-4}
作業線量率		約 4.6×10^1	約 2.3×10^{-3}	約 1.4×10^2
作業時間及び移動時間		84分	6分	6分
作業員の実効線量 （作業時及び移動時）		約 6.5×10^1 mSv	約 2.3×10^{-4} mSv	約 1.4×10^1 mSv
作業員の実効線量 （合計）		約 7.8×10^1 mSv		

注記 *：自給式呼吸器の使用により内部被ばくはないものとする。

表 6-11 原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）開操作に伴う移動時及び作業時の線量

(単位：mSv/h)

被ばく経路		原子炉格納容器第一隔離弁 (ドライウェルベント用出口隔離弁)		
		作業時	屋内移動時 (中央制御室⇒作業場所)	屋内移動時 (作業場所⇒中央制御室)
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 6.7×10^{-6}	約 2.0×10^{-3}	約 6.7×10^{-6}
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 2.2×10^{-2}	約 1.5×10^{-6}	約 2.2×10^{-2}
	内部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される		
大気中へ放出され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		約 3.3×10^{-5}	約 3.0×10^{-5}	約 3.3×10^{-5}
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 4.2×10^1	約 3.1×10^{-4}	約 1.2×10^2
	内部被ばく*	0	0	0
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 6.1×10^{-7}	ベント実施前の作業のため 対象外	約 6.1×10^{-7}
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 3.4×10^{-2}		約 3.4×10^{-2}
作業線量率		約 4.2×10^1	約 2.3×10^{-3}	約 1.2×10^2
作業時間及び移動時間		84分	6分	6分
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)		約 5.9×10^1 mSv	約 2.3×10^{-4} mSv	約 1.2×10^1 mSv
作業員の実効線量 (合計)		約 7.1×10^1 mSv		

注記 *：自給式呼吸器の使用により内部被ばくはないものとする。

引用文献

- (1) Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” , May 2003
- (2) Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” , March 2007
- (3) Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System” , March 2007
- (4) NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” , 1995

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 可搬型窒素ガス供給装置	2
2.1.3 原子炉格納容器フィルタベント系	2
2.1.4 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度	3
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	3
2.2.1 静的触媒式水素再結合装置	4
2.2.2 原子炉建屋内水素濃度	4
3. 原子炉格納施設の水素濃度低減性能の評価	11
4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計	11
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	11
4.1.1 可燃性ガス濃度制御系	11
4.1.2 可搬型窒素ガス供給装置	11
4.1.3 原子炉格納容器フィルタベント系	12
4.1.4 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度	13
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 静的触媒式水素再結合装置	14
4.2.2 原子炉建屋内水素濃度	17
4.3 水素濃度低減設備に係る電源	17
4.3.1 可燃性ガス濃度制御系	17
4.3.2 可搬型窒素ガス供給装置	17
4.3.3 原子炉格納容器フィルタベント系	17
4.3.4 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度	18
4.3.5 静的触媒式水素再結合装置	18
4.3.6 原子炉建屋内水素濃度	18

別添1 静的触媒式水素再結合装置の設計

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、第68条及び第73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可搬型窒素ガス供給装置及び原子炉格納容器フィルタベント系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静的触媒式水素再結合装置の水素濃度低減性能及び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、原子炉格納容器フィルタベント系については、添付書類「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、可搬型窒素ガス供給装置及び原子炉格納容器フィルタベント系を、原子炉建屋等の損傷を防止する設備として静的触媒式水素再結合装置を設置する。

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、原子炉格納容器調気系により、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添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」で示す。

重大事故等時においては、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、原子炉格納容器調気系により、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、可搬型窒素ガス供給装置及び原子炉格納容器フィルタベント系を設置する。

可搬型窒素ガス供給装置は、原子炉格納容器に不活性ガスである窒素を注入し、水素濃度及び酸素濃度を低減できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、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 2.1.1-1 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、原子炉格納容器に原子炉格納容器調気系により窒素を充填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 可搬型窒素ガス供給装置

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できるように、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、可搬型窒素ガス供給装置を設置する。原子炉格納容器内の水素燃焼防止のための運用にあたっては、原子炉格納容器内へ不活性ガスである窒素を注入することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満にできる設計とする。可搬型窒素ガス供給装置は、発電機を搭載することで、外部からの電源供給は不要な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置の系統概略図を図 2.1.2-1 に示す。

2.1.3 原子炉格納容器フィルタベント系

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、原子炉格納容器フィルタベント系を設置する。

原子炉格納容器フィルタベント系の系統概略図を図 2.1.3-1 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) 排出経路における放射線量率を測定し、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) 排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度を設ける設計とする。水素濃度の監視は、ベント停止後に可搬型窒素ガス供給装置による窒素パージを開始後、フィルタ装置のスクラバ溶液の移送及び水補給を実施し、窒素パージを停止するまで行う。
- (6) 原子炉格納容器フィルタベント系の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。また、フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、可燃性ガスの滞留を防止する設計とする。
- (7) 原子炉格納容器フィルタ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、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直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(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度

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(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)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、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度を設ける設計とする。

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の電源については、重大事故等対処設備である所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能とし、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気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、中央制御室及び緊急時対策所において原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な設計とする。

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の系統概略図を図 2.1.4-1 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、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 静的触媒式水素再結合装置

水素濃度抑制系として原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）に静的触媒式水素再結合装置を設置し、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棟内へ漏えいした場合において、原子炉建屋原子炉棟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、原子炉建屋原子炉棟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装置は、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装置は、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装置は、静的触媒式水素再結合装置の触媒反応時の高温ガスの排出が重大事故等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装置の動作確認を行うため、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置として静的触媒式水素再結合装置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装置の動作状態を中央制御室及び緊急時対策所にて監視可能な設計とする。また、静的触媒式水素再結合装置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所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替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装置の概略設置図を図2.2.1-1に示す。

2.2.2 原子炉建屋内水素濃度

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棟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、原子炉建屋内水素濃度を設ける設計とする。

原子炉建屋内水素濃度は、原子炉建屋原子炉棟に設置し、中央制御室及び緊急時対策所にて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を連続監視できる設計とする。原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）及び原子炉建屋地下2階に設置するものについては、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及び所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

また、原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上1階及び原子炉建屋地下1階に設置するものについては、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

原子炉建屋内水素濃度の系統概略図を図2.2.2-1に示す。

図 2.1.1-1 可燃性ガス濃度制御系の系統概略図

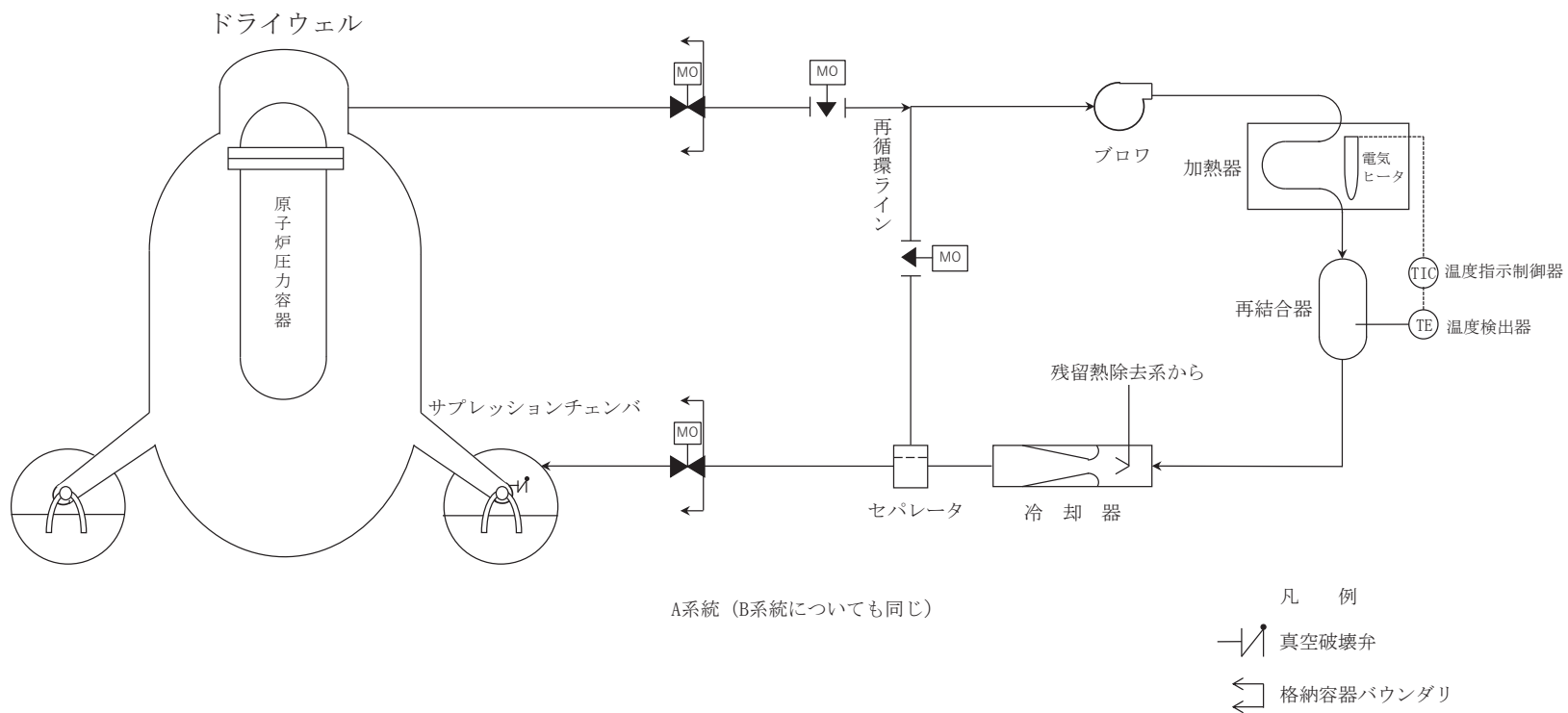
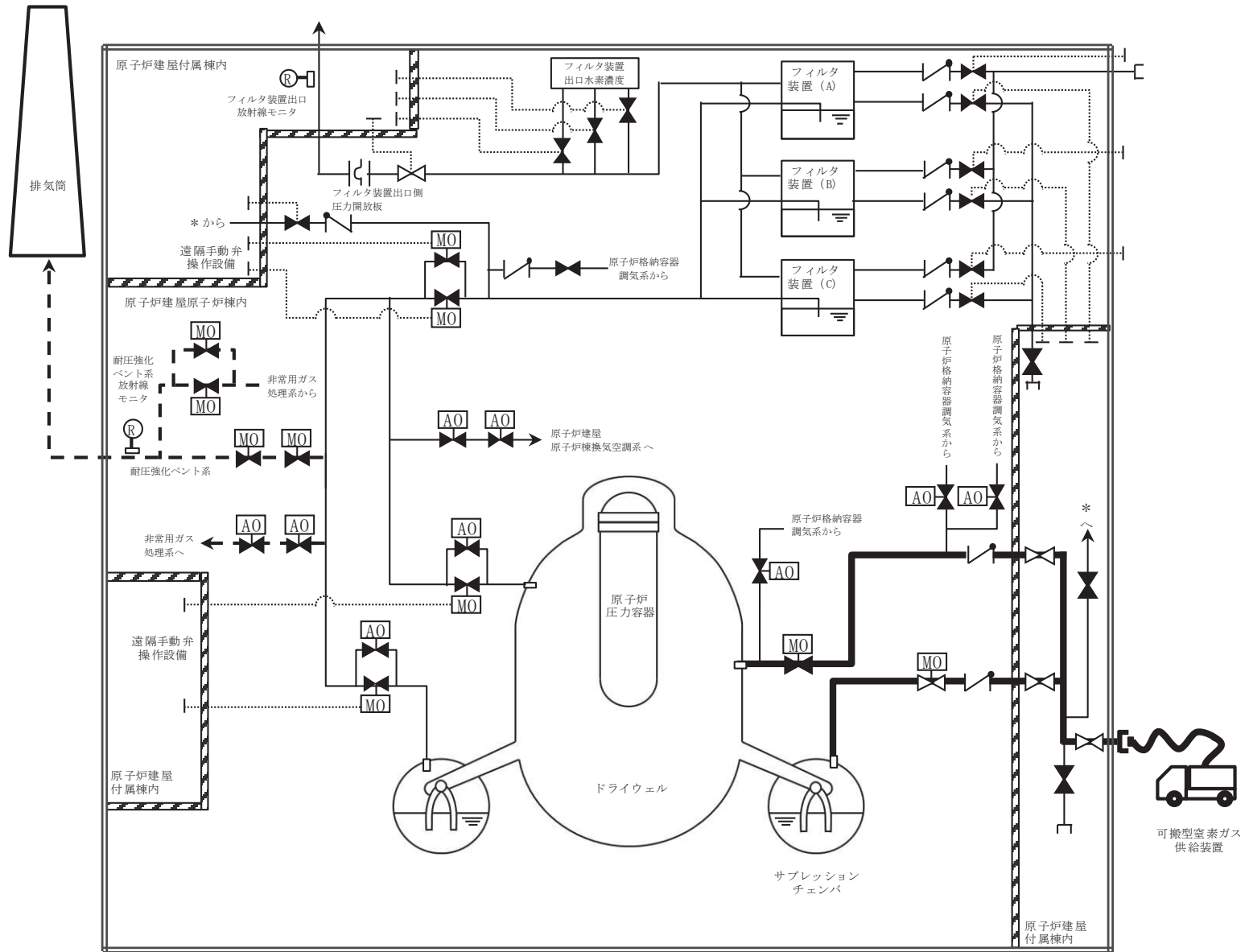
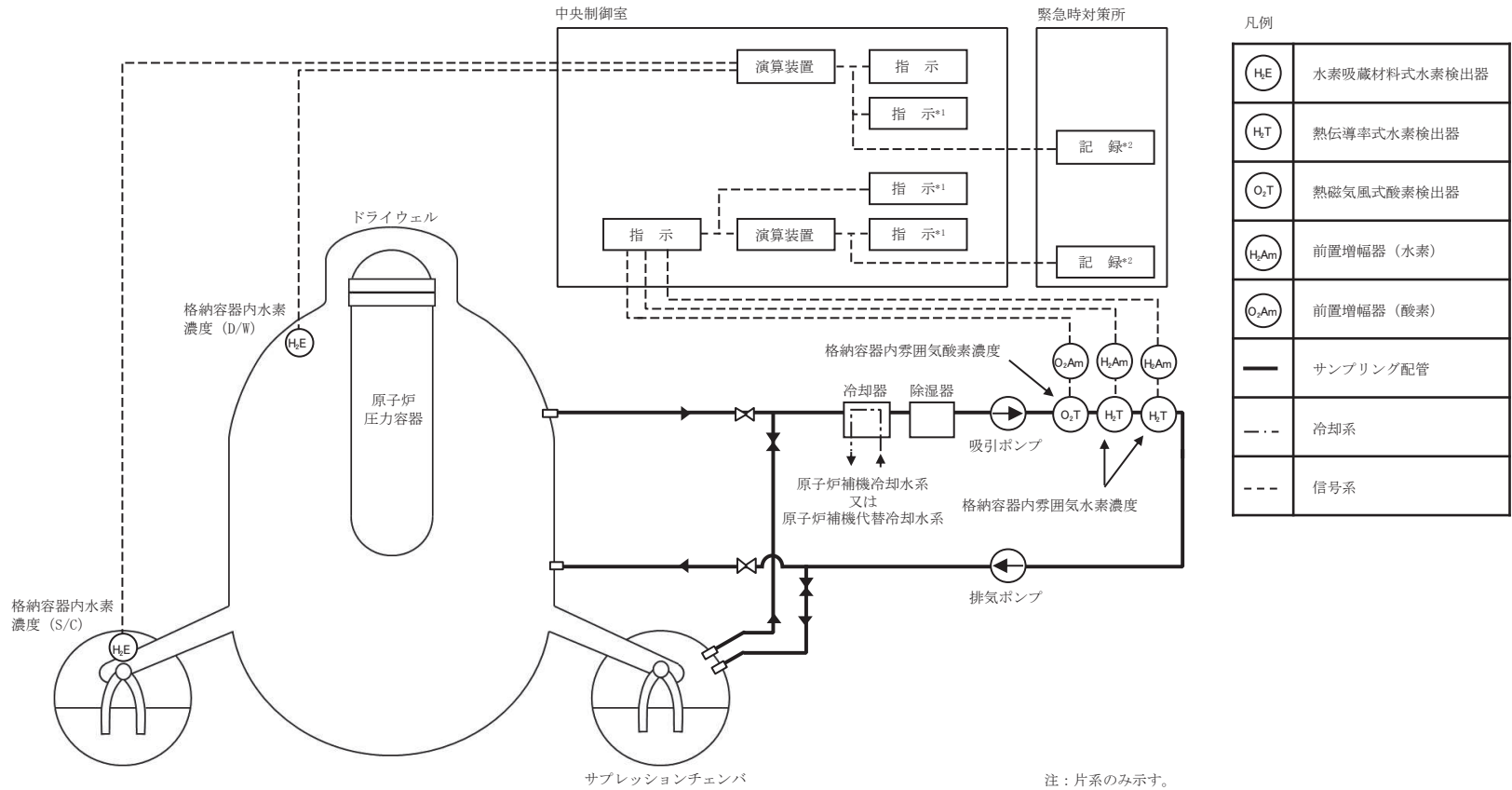


図 2.1.2-1 可搬型窒素ガス供給装置の系統概略図



サプレッションチェンバ側からの窒素供給時の系統状態を示す。

図 2.1.4-1 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) 並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の系統概略図



注記*1：記録計
*2：安全パラメータ表示システム伝送装置

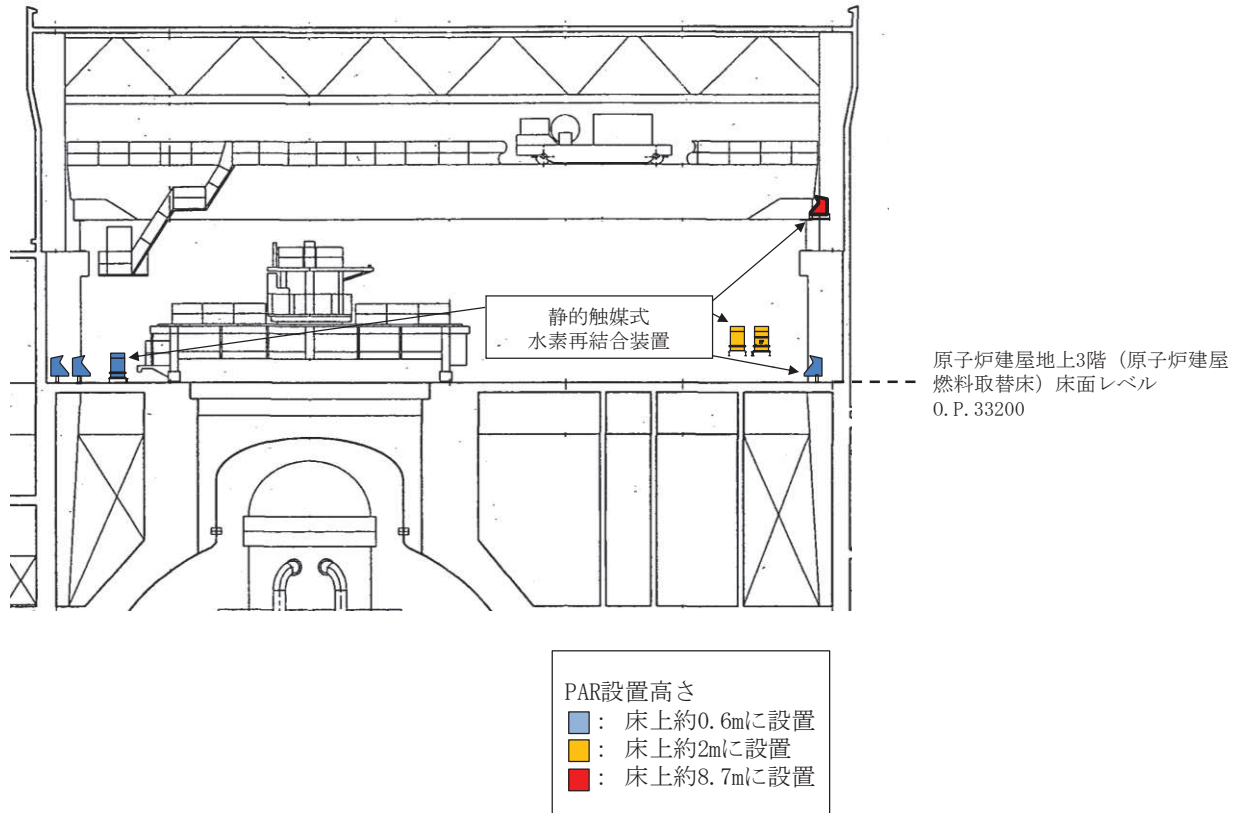


図 2.2.1-1 静的触媒式水素再結合装置の概略設置図

注記*1: 記録計

*2: 安全パラメータ表示システム伝送装置

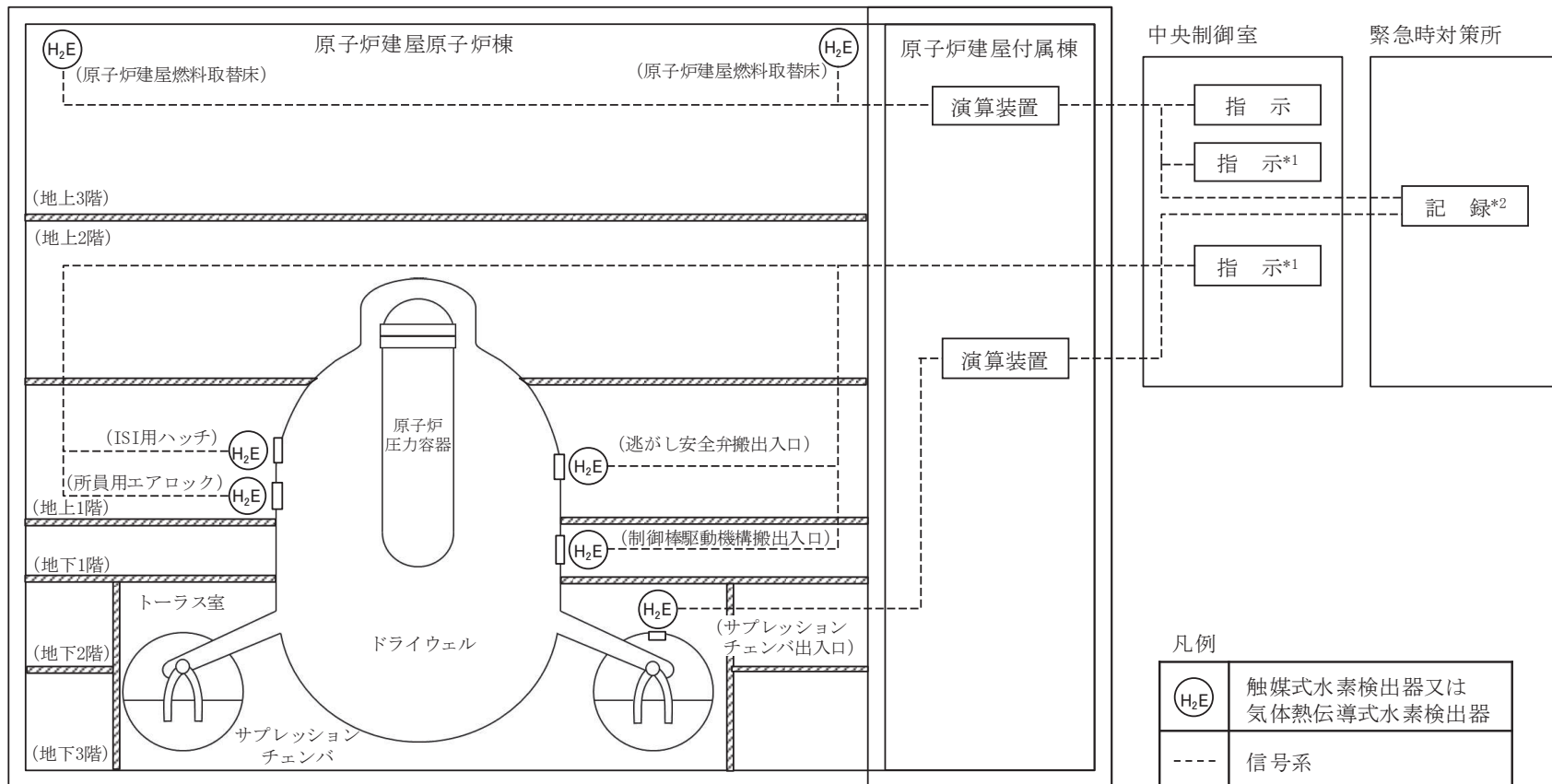


図 2.2.2-1 原子炉建屋内水素濃度の系統概略図

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 可燃性ガスの発生」において確認している。

また、可搬型窒素ガス供給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 7.2.4 水素燃焼」における「7.2.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」において確認している。

原子炉格納容器フィルタベント系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できない場合」において確認している。

静的触媒式水素再結合装置による原子炉建屋原子炉棟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装置の設計」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、各系統はブロワ、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 30 分以内に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後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温度計によりガス温度を検出し、温度調整器によって電気ヒータの出力を制御できる設計とする。

4.1.2 可搬型窒素ガス供給装置

可搬型窒素ガス供給装置は、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、水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満にすることが可能な設計とする。

供給量としては、設置（変更）許可における評価に用いた原子炉格納容器への供給量である 220m³/h を供給可能な設計とする。これにより、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の不確かさを考慮しても、水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に維持できる設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、重大事故等時において窒素供給に必要な容量を有するものを1セット1台と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

なお、可搬型窒素ガス供給装置は、発電機を搭載することで、外部からの電源供給は不要な設計とする。

4.1.3 原子炉格納容器フィルタベント系

原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、配管・弁類、計測制御装置等によって構成する。また、原子炉格納容器フィルタベント系のうち、フィルタ装置は、フィルタ容器、スクラバ溶液、金属繊維フィルタ及び放射性よう素フィルタから構成する。

原子炉格納容器フィルタベント系は、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

原子炉格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器に発生するガスを、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、粒子状放射性物質除去効率99.9%以上の性能を有する装置を採用する。

また、フィルタ装置は、ガス状放射性よう素の除去効率として、無機よう素は99.8%以上、有機よう素は98%以上の性能を有する。

(2) 水素爆発を防止する機能

原子炉格納容器フィルタベント系は、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、原子炉格納容器フィルタベント系の使用後には、可搬型窒素ガス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、原子炉格納容器フィルタベント系内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

原子炉格納容器フィルタベント系の使用により原子炉格納容器内及びスクラバ溶液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、また原子炉格納容器フィルタベント系の使用を継続することから、原子炉格納容器フィルタベント系で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

原子炉格納容器フィルタベント系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(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、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濃度及び酸素濃度を監視する目的で、水素濃度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(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)は、原子炉格納容器内に検出器を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、中央制御室及び緊急時対策所にて監視できる設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、格納容器内雰囲気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棟内へ導き、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緊急時対策所にて監視できる設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを吸引ポンプにより吸い込み、測定に影響を与える蒸気凝縮が生じないよう原子炉格納容器外からサンプリングラックまでのサンプリング配管にトレースヒータを設置し温度調節を行う設計とする。

サンプリングガスは冷却器及び除湿器により一定温度に冷却及び除湿された後、サンプリング装置内の減圧弁、ポンプ、流量コントローラにより圧力及び流量が一定に制御される。その後、水素検出器及び酸素検出器により測定条件が整ったサンプリングガス（ドライ条件）の水素濃度及び酸素濃度を測定する。測定された水素濃度及び酸素濃度は演算装置にてサンプリングガス中の水分量の数値を用いた湿度補正を行い、中央制御室にウェット条件及びドライ条件の値が同時に出力される設計とする。

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)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、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度においては、原子炉補機代替冷却水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「水素燃焼」においては原子炉補機代替冷却水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ウェット条件で5vol%に到達しない。

格納容器内雰囲気酸素濃度の計測範囲 0～30vol%において、ドライ条件の場合の計器仕様は最大±0.6vol%の誤差を生じる可能性があり、ウェット条件の場合、原子炉格納容器内の雰囲気ガス条件により±1.2vol%程度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原子炉格納容器ベントの判断等に使用する（原子炉格納容器ベント基準：格納容器内雰囲気酸素濃度 4.3vol%（ドライ条件）及び 1.5vol%（ウェット条件））。

なお、格納容器内雰囲気酸素濃度の計測誤差は、ドライ条件において±0.6vol%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0.1vol%の余裕を有している。また、ウェット条件における計測誤差は、±1.2vol%程度であり、誤差を考慮しても格納容器ベントの判断に影響を及ぼすことはない。

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 静的触媒式水素再結合装置

静的触媒式水素再結合装置は、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装置動作監視装置は、静的触媒式水素再結合装置の動作状況を温度上昇により確認できるよう設計する。

なお、重大事故時の原子炉建屋水素濃度の評価にあたっては、大物搬入口ハッチカバーの開状態を考慮しているため、大物搬入口ハッチカバーの運用を保安規定に定めて管理する。

静的触媒式水素再結合装置の設計仕様を表 4.2.1-1 に、水素処理容量設定の条件を表 4.2.1-2 に示す。

(1) 静的触媒式水素再結合装置の性能

a. 性能評価式

静的触媒式水素再結合装置は、水素処理容量 0.50kg/h（1 個当たり）（水素濃度 4.0vol%、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、女川原子力発電所第 2 号機で使用する静的触媒式水素再結合装置の触媒カートリッジ枚数は、22 枚であることから、スケールファクタ「22/88 (=0.25)」を考慮して設置する設計とする。

静的触媒式水素再結合装置の詳細な性能評価式の検証については、別添 1 別紙 1「PAR 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等時において、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、ガス状ヨウ素、蒸気等が発生するため、これらが原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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、ドライ条件と水蒸気濃度 50vol%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 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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「PAR 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「反応阻害物質ファクタについて」に詳細を示す。

(2) 静的触媒式水素再結合装置の個数及び配置

静的触媒式水素再結合装置は、以下の考えに基づき、設置（変更）許可における個数（19 個）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装置の触媒反応時の高温ガスの排出が重大事故等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棟内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）まで上昇し、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）に滞留することが想定されるため、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）に 19 個を分散して設置する設計とする。設置箇所の概略設置図を図 4.2.1-1 に示す。

静的触媒式水素再結合装置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「PAR 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装置動作監視装置

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、中央制御室及び緊急時対策所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 3 階（原子炉建屋燃料取替床）に設置されている静的触媒式水素再結合装置（4 個）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装置動作監視装置の概略構成図について図 4.2.1-2 に示す。

静的触媒式水素再結合装置は、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装置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装置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 4.2.1-3 に熱電対の取り付け位置を示す。

静的触媒式水素再結合装置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装置動作監視装置は、これを包含する 0~500°C 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装置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よう熱電対シースを十分小さくする設計とする。仕様について表 4.2.1-3 に示す。

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の詳細について、別添 1 別紙 4「PAR 動作監視装置について」に示す。

(4) 静的触媒式水素再結合装置の性能確認方法

静的触媒式水素再結合装置は、設置（変更）許可における評価に用いた水素処理容量 0.50kg/h（1 個当たり）（水素濃度 4.0vol%，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装置は、重大事故等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装置は、静的触媒式水素再結合装置の動作性能である性能評価式が水素処理容量 0.50kg/h（1 個当たり）（水素濃度 4.0vol%，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装置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装置が性能評価式（水素処理容量 0.50kg/h（1 個当たり）（水素濃度 4.0vol%，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装置のハウジングが設計どお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、触媒充填前後のカートリッジ質量を測定し、触媒充填量を確認する。

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「PAR の性能維持管理について」に示す。

4.2.2 原子炉建屋内水素濃度

原子炉建屋内水素濃度は、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棟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、0～10vol%を計測可能な設計とする。また、原子炉建屋内水素濃度は、水素が最終的に滞留する原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）の天井付近に位置的分散を考慮して設置するとともに、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 1 階、地下 1 階及び地下 2 階にも設置し、水素の早期検知及び滞留状況把握のため、0～10vol%を計測可能な設計とする。

原子炉建屋内水素濃度は、触媒式及び気体熱伝導式であり、同一目的の水素爆発による原子炉建屋原子炉棟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装置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 3 階（原子炉建屋燃料取替床）の天井付近、地上 1 階、地下 1 階及び地下 2 階に設置する原子炉建屋内水素濃度に対して、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）に分散配置された静的触媒式水素再結合装置から互いに離れた位置にある 4 個を選定し、設置することで、位置的分散を図る設計とする。

原子炉建屋内水素濃度は、原子炉建屋原子炉棟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 可搬型窒素ガス供給装置

可搬型窒素ガス供給装置は、発電機を搭載することで、外部からの電源供給は不要な設計とする。

4.3.3 原子炉格納容器フィルタベント系

原子炉格納容器フィルタ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、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替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(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の電源については、重大事故等対処設備である所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気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装置

静的触媒式水素再結合装置の電源については、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装置動作監視装置の電源については、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

4.3.6 原子炉建屋内水素濃度

原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上3階(原子炉建屋燃料取替床)及び原子炉建屋地下2階に設置するものについては、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及び所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

また、原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上1階及び原子炉建屋地下1階に設置するものについては、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

【原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）】

02 ⑥ VI-1-8-2 R 5

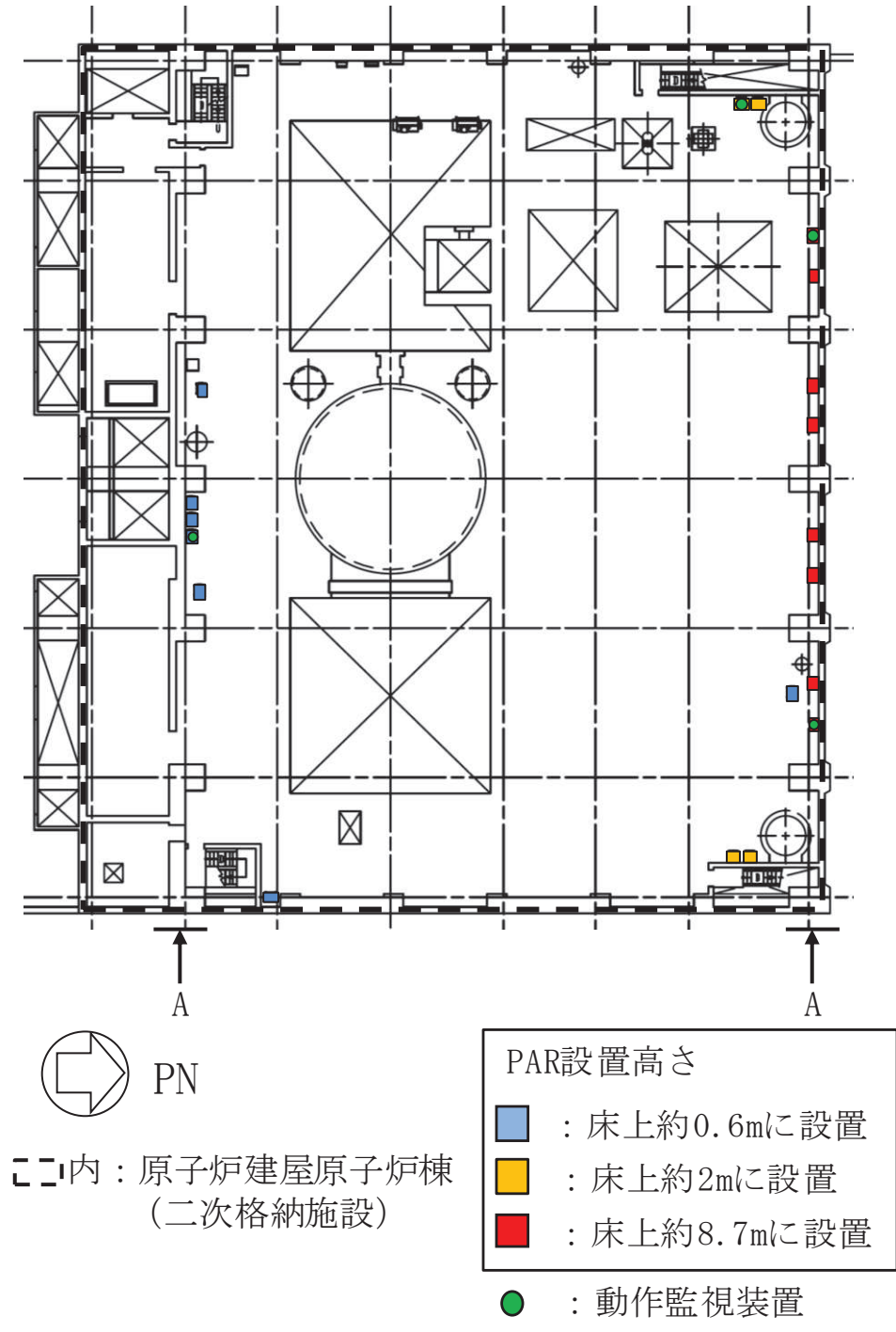


図 4.2.1-1 静的触媒式水素再結合装置の概略設置図 (1/2)

A-A断面

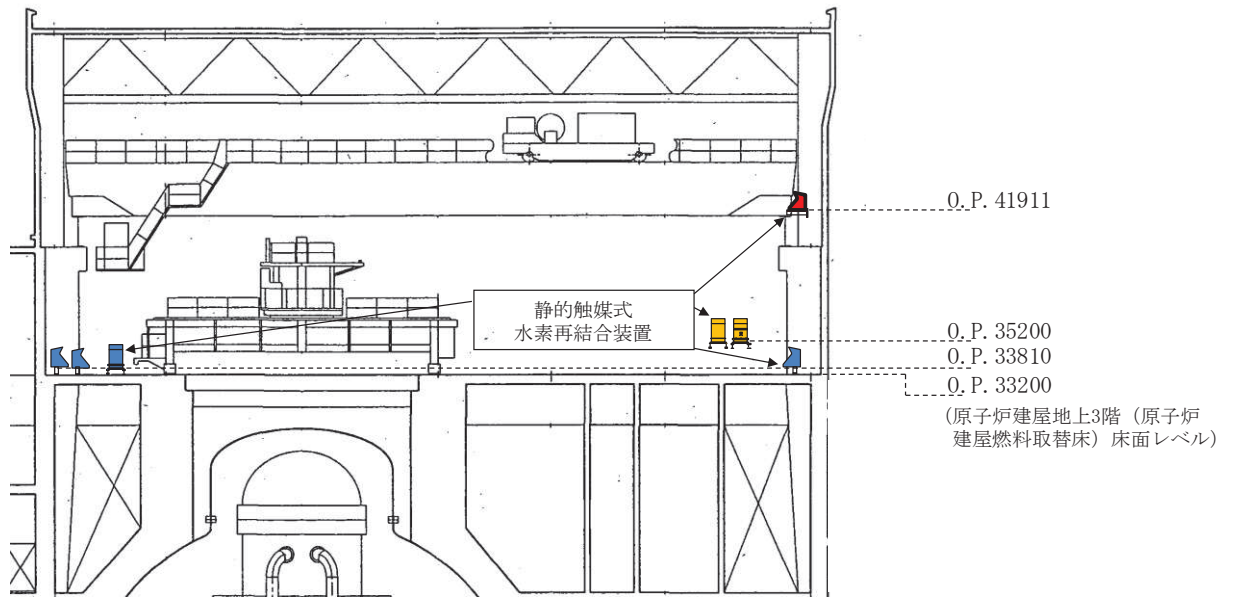
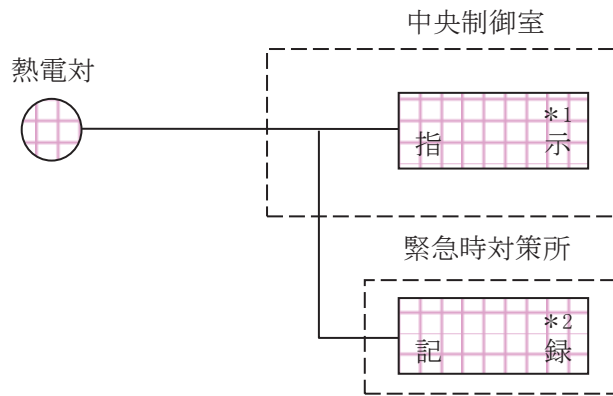


図 4. 2. 1-1 静的触媒式水素再結合装置概略設置図 (2/2)



注記*1：記録計
*2：安全パラメータ表示システム伝送装置

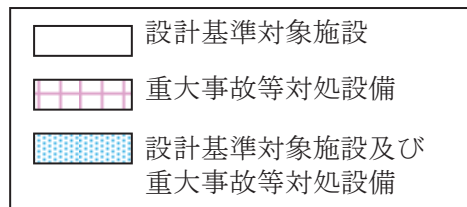
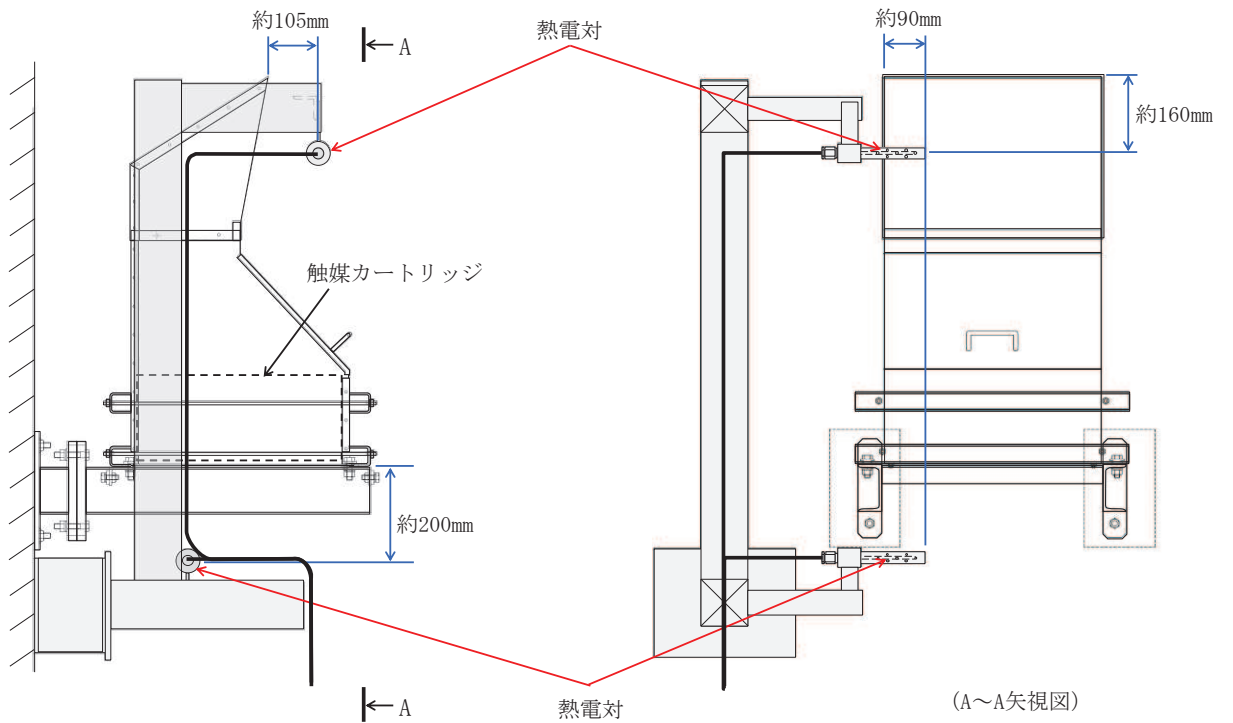


図 4.2.1-2 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の概略構成図



注：代表例として、壁に設置するものを示す。

図 4.2.1-3 静的触媒式水素再結合装置への熱電対取付位置概要図

表 4.2.1-1 静的触媒式水素再結合装置設計仕様

項目	仕様
水素処理容量	0.50kg/h (1個当たり) (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 温度 100°Cにおいて)
静的触媒式水素再結合装置 設置個数	19 個
設置個所	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床)

表 4.2.1-2 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	重大事故等発生時の原子炉建屋原子炉棟の圧力は, 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 (1.01325bar = 1.01325×10^5 Pa) とする。
温度 T	保守的に 100°C (373.15K) とする。

表 4.2.1-3 静的触媒式水素再結合装置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°C~500°C	8*	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床)

注記* : 4 個の静的触媒式水素再結合装置に対して出入口に 1 個設置

静的触媒式水素再結合装置の設計

目次

1. 概要	別添 1-1
1.1 設置目的	別添 1-1
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	別添 1-1
2.1 水素濃度抑制系	別添 1-1
2.1.1 水素濃度抑制系の主要仕様	別添 1-1
2.1.2 水素濃度抑制系の設計方針	別添 1-3
2.1.3 水素濃度抑制系の設計仕様	別添 1-5
2.2 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動	別添 1-7
2.2.1 解析条件	別添 1-12
2.2.2 解析結果	別添 1-23
2.3 水素濃度監視設備	別添 1-32
2.3.1 水素濃度監視設備の概要	別添 1-32
2.3.2 水素濃度監視設備の主要仕様	別添 1-32

別紙

別紙 1 PAR の性能確認試験について	別添 1-41
別紙 2 反応阻害物質ファクタについて	別添 1-55
別紙 3 PAR の周辺機器に対する悪影響防止について	別添 1-59
別紙 4 PAR 動作監視装置について	別添 1-64
別紙 5 PAR の性能維持管理について	別添 1-70

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原子炉棟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装置（以下「PAR」という。）を設置し、原子炉建屋原子炉棟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には静的触媒式水素再結合装置動作監視装置（以下「PAR動作監視装置」という。）を設置する。PAR動作監視装置は、中央制御室等にて監視可能であり、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替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棟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、原子炉建屋内水素濃度を設ける設計とする。

原子炉建屋内水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所にて監視可能であり、原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）及び原子炉建屋地下2階に設置するものについては、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及び所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。また、原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上1階及び原子炉建屋地下1階に設置するものについては、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替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、原子炉建屋原子炉棟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填しており、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、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 2.1.1-1、概要図を図 2.1.1-1 に示す。

表 2.1.1-1 PAR の主要仕様

- | | |
|-----------------------------------|--------------------|
| (1) ハウジング | |
| 全高 | 817mm |
| 幅 | 463mm |
| 奥行 | 460mm |
| 材料 | ステンレス鋼 (SUS304 相当) |
| (2) 触媒カートリッジ | |
| 全高 | 200mm |
| 幅 | 10 mm |
| 奥行 | 450mm |
| 材料 | ステンレス鋼 (SUS430 相当) |
| 数量 | 22 枚 (PAR1 個当たり) |
| (3) 触媒 | |
| 触媒基材 | 酸化アルミニウム |
| 触媒 | パラジウム |
| (4) 水素処理容量 約 0.50kg/h (1 個当たり) | |
| (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 温度 100°Cにおいて) | |
| (5) 最高使用温度 300°C | |

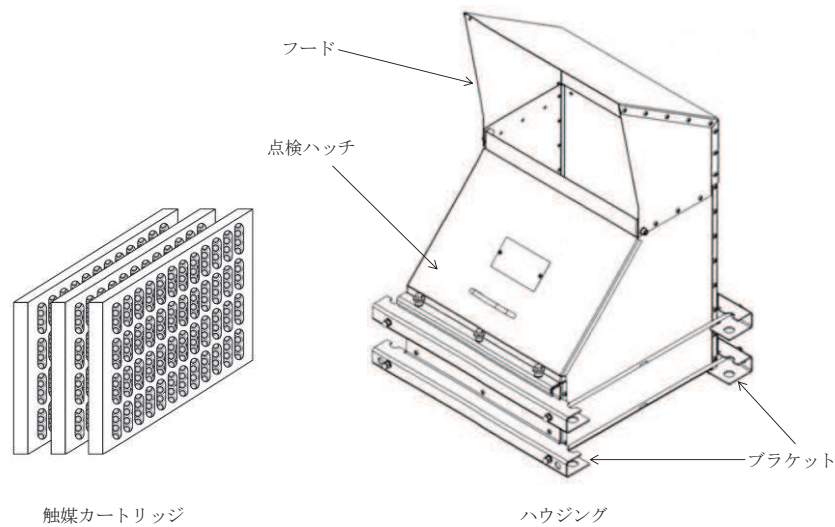


図 2.1.1-1 PAR の概要図

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棟へ漏えいする過酷な状態を想定した場合に、原子炉建屋原子炉棟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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」を選定）を踏まえた条件において、原子炉建屋原子炉棟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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(1) 水素漏えい条件

水素漏えい条件は、表 2.1.2-1 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 2.1.2-1 PAR 設計条件における水素漏えい条件

項目	PAR 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 990kg (AFC (燃料有効部被覆管) 100%相当)	約 282kg (AFC (燃料有効部被覆管) 約 29%相当)
原子炉格納容器 漏えい率	10%/day (一定)	約 1.0%/day (最大)

a. 水素発生量について

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 282kg (AFC (燃料有効部被覆管) 約 29%相当の水素発生量) であるが、更に過酷な条件として、約 990 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. 原子炉格納容器漏えい率について

重大事故等発生時に原子炉格納容器圧力が設計圧力を超える場合の原子炉格納容器漏えい率は、以下の AEC (Atomic Energy Commission) の式から設定する。重大事故等発生時は、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 における原子炉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℃, 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: 16%, 窒素: 16%, 水蒸気: 68%) を踏まえると、AEC の式から約 1.3%/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)

$$L = L_o \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_b - P_a) \times R_b \times T_b}}$$

L : 原子炉格納容器漏えい率

L_o : 設計漏えい率

P_t : 原子炉格納容器内圧力

P_a : 原子炉格納容器外圧力

P_b : 原子炉格納容器設計圧力

- R t : 事故時の気体定数
- R b : 空気の気体定数
- T t : 原子炉格納容器内温度
- T b : 原子炉格納容器設計温度

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 2.1.3-1 に示す。

表 2.1.3-1 PAR 設計仕様

項目	仕様
水素処理容量	0.50kg/h (1 個当たり) (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 温度 100℃において)
PAR 設置個数	19 個
設置個所	原子炉建屋地上 3 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。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right) \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \dots\dots\dots \text{式 (2.1)}$$

- DR : 水素処理容量 [kg/h (1 個当たり)]
- A : 定数
- C_{H2} : PAR 入口水素濃度 [vol%]
- P : 圧力 [10⁵Pa]
- 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。女川原子力発電所第 2 号機で使用する PAR の触媒カートリッジ枚数は、22 枚であり、スケールファクタは、「22/88 (=0.25)」となる。

これらに表 2.1.3-2 の条件を設定し、PAR の水素処理容量は、0.50kg/h (1 個当たり) (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 100℃) とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 2.1.3-2 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、4.0vol%とする。
圧力 P	重大事故等時の原子炉建屋原子炉棟の圧力は、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 (1.01325bar=1.01325×10 ⁵ Pa) とする。
温度 T	保守的に 100°C (373.15K) とする。

(2) PAR 設置個数

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 ($F_{inhibit}$) を乗じた式 (2.2) を用いる。

反応阻害物質ファクタとは、重大事故等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、女川原子力発電所第 2 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 (0.50kg/h (1 個あたり)) に 0.5 を乗じた 0.25kg/h (1 個あたり) とする。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{\square} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_{inhibit} \dots \dots \dots \text{式 (2.2)}$$

- DR : 水素処理容量 [kg/h (1 個あたり)]
- A : 定数 \square
- C_{H_2} : PAR 入口水素濃度 [vol%]
- P : 圧力 [10⁵Pa]
- T : 温度 [K]
- SF : スケールファクタ [=0.25]
- $F_{inhibit}$: 反応阻害物質ファクタ [=0.5]

これに表 2.1.2-1 で設定した PAR 設計条件を踏まえ、PAR の必要個数 17 個以上に余裕を見込み 19 個設置する。

$$\begin{aligned} \text{PAR 必要個数} &= \text{水素発生量} \times \text{原子炉格納容器漏えい率} / 24 \text{ [h/day]} / \text{設計水素処理容量} \\ &= 990 \text{ [kg]} \times 10 \text{ [%/day]} / 24 \text{ [h/day]} / 0.25 \text{ [kg/h (1 個あたり)]} \\ &= 16.5 \text{ [個]} \end{aligned}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.2 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動

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棟の水素挙動を確認する。

解析条件を表 2.2-1 及び表 2.2-2 に、原子炉建屋原子炉棟の解析モデルを図 2.2-1 に、解析モデルにおける原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）の PAR の配置を図 2.2-2 に示す。

PAR を設置している原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）においては、 個のサブボリュームに分割し、設置位置に該当する各ボリュームに PAR を模擬したモデルを設定している。

大物搬入口及び各階段領域については、自然対流を模擬するため幾つかのサブボリュームに分割している。

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。











枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 2.2-1 PAR の解析条件

No	項目	説明	入力値
1	PAR の性能 (NIS 製 PAR-22)		—
	(1) 水素処理容量 DR	$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right) \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ DR : 水素処理容量 [kg/h (1 個あたり)] A : 定数 C _{H2} : 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	—
	(2) 反応阻害物 ファクタ F _{inhibit}	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 _{lowO2}	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 $F_{lowO_2} = 0.7421 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^3 - 0.6090 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^2 + 0.7046 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right) - 0.026$ C _{O2} : 酸素濃度 [vol%]	—
	(4) 起動水素濃度 C _{H2on}	海外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 _{O2on}	同上	2.5vol%
	(6) 起動遅れ	考慮しない	—
2	PAR 個数	実際の設置個数	19 個
3	PAR 設置位置	図 2.2-2 参照	—

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 2.2-2 その他解析条件

No	項目	解析条件	備考
1	原子炉建屋原子炉棟の条件 (1) 圧力 (初期条件)	大気圧	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床) 中心高さにおける圧力を 101.325kPa とし, 原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床) より空気の水頭差を考慮した値とする。
	(2) 温度 (初期条件)	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
	(3) 組成 (初期条件)	相対湿度 100%の空気	同上
	(4) 空間容積 (固定)	原子炉建屋燃料取替床 : 30000m ³ 2 階 : 3100m ³ 1 階 : 3100m ³ 地下 1 階 : 8700m ³ トールス室 : 7300m ³ 大物搬入口ハッチ : 1900m ³ 階段室 (西側) : 280m ³ 階段室 (南側) : 120m ³	空間の構造物を除いた容積として設定
	(5) 開口面積 (固定)	原子炉建屋燃料取替床-2 階 :  2 階-1 階 :  階段室開口面積 :  バルブラッピング室-1 階 :  計装パネ室-1 階 :  エアロック室-1 階 :  CRD 補修室-地下 1 階 : 	躯体図より算出 同上 同上 排気ダクトの開口面積 同上 所員用エアロック全室扉の開口面積 排気ダクトの開口面積
2	圧力境界条件 (1) 圧力 (固定)	101.325kPa	大気圧
	(2) 温度 (固定)	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
	(3) 酸素濃度 (固定)	19.5vol%	相対湿度 100%の空気として設定
	(4) 窒素濃度 (固定)	73.2vol%	同上
	(5) 水蒸気濃度 (固定)	7.3vol%	同上
3	流出条件 (1) 位置	原子炉建屋燃料取替床	—
4	放熱条件 (1) 内壁熱伝達 (原子炉建屋燃料取替床—壁面)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮	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), 水平平板 (天井)
	(2) 壁厚さ (固定)	下部壁 :  上部壁 :  天井 : 	躯体図より算出
	(3) 壁内熱伝導率 (固定)	1.74W/m/K	コンクリートの物性
	(4) 壁の比熱 (固定)	0.963kJ/kg/K	同上
	(5) 壁の密度 (固定)	2400kg/m ³	同上
	(6) 外壁熱伝達率 (壁面—外気)	5 W/m ² /K	原子炉建屋の外壁面における自然対流熱伝達率を想定
	(7) 外気温 (固定)	40℃	建屋温度と同じとして設定
	(8) 放熱面積 (固定)	東面側壁 : 561m ² 北面側壁 : 754m ² 西面側壁 : 561m ² 南面側壁 : 470m ² 天 井 : 1654m ²	原子炉建屋燃料取替床の外壁が外気と接触している面積として設定

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

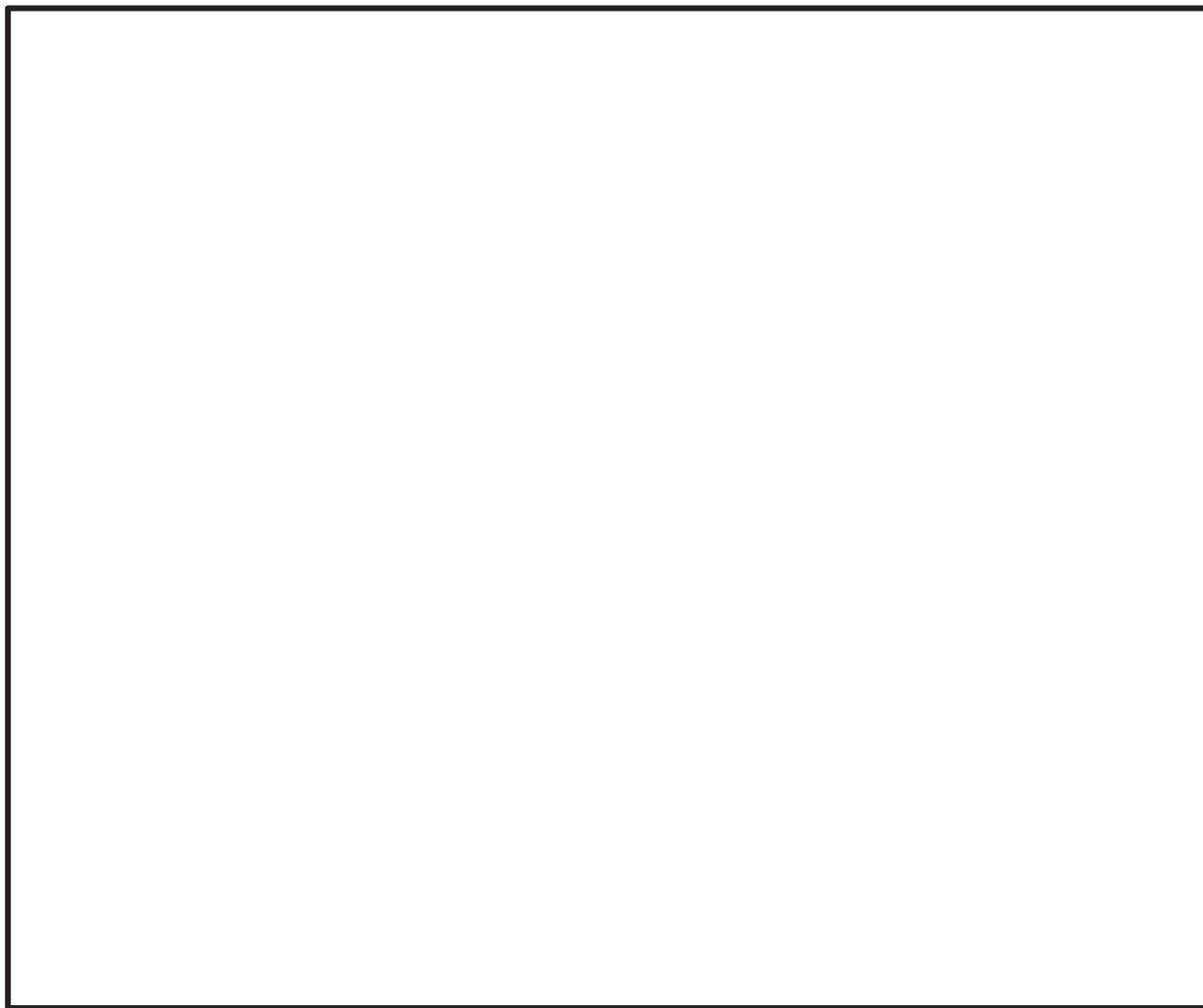


図 2.2-1 GOTHIC 解析モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

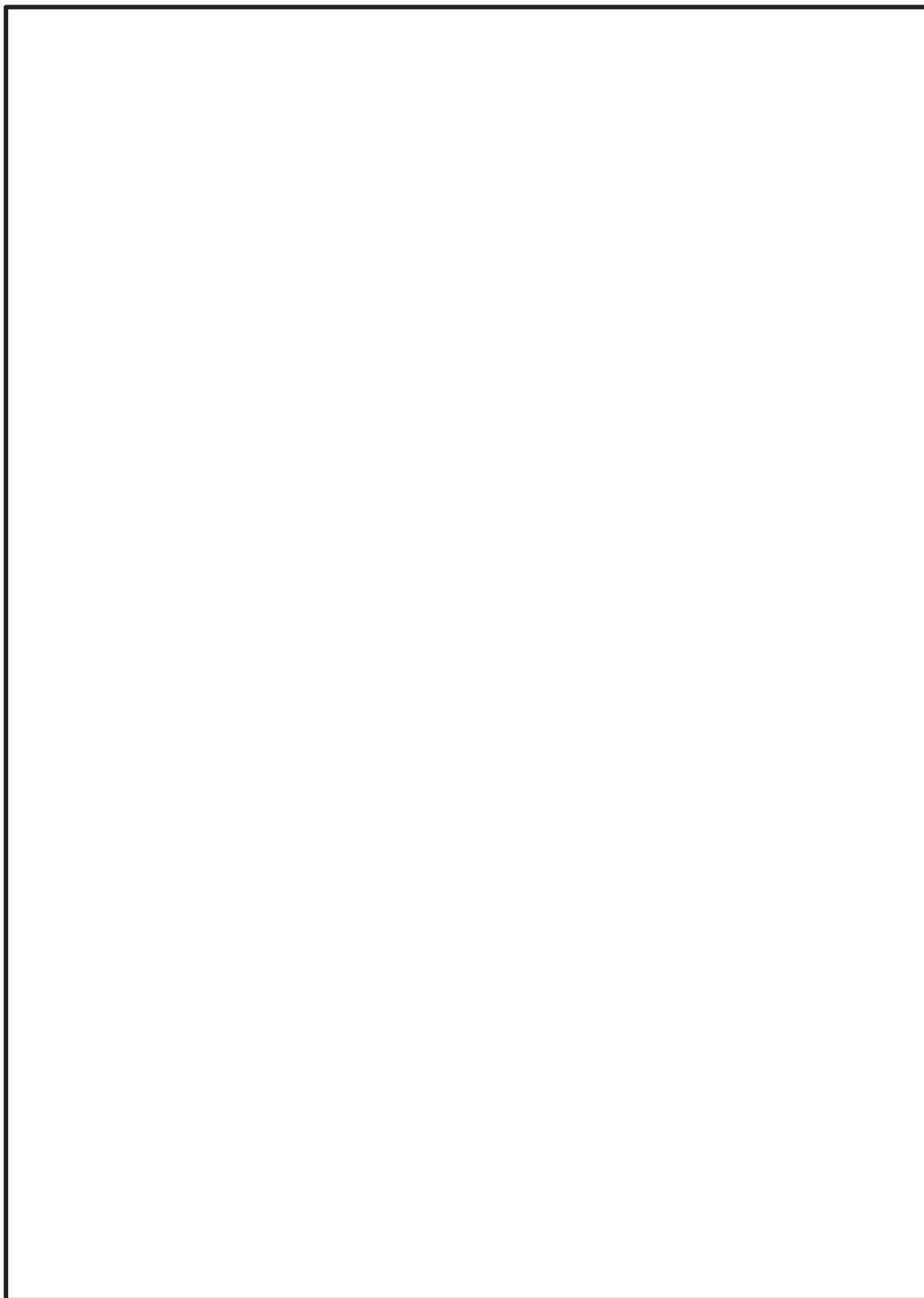


図 2.2-2 解析モデルにおける原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）の PAR の配置

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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棟への漏えい条件として、「a. 設計条件」又は「b. 有効性評価シナリオ条件」のいずれかを用いる。

a. 設計条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2.2.1-1 に示す。原子炉格納容器ベントは、想定せず、原子炉格納容器漏えい率は、10%/day が一定で漏えいする保守的な条件を設定する。

b. 有効性評価シナリオ条件

(a) 代替循環冷却系を使用する場合

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2.2.1-2 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 2.2.1-1 から図 2.2.1-4 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保守側に包絡するように設定する。

原子炉格納容器漏えい率については、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から、AEC の式より算出した値を包絡する値である 1.3%/day（0～36 時間）、0.7%/day（36～48 時間）、0.65%/day（48～72 時間）、0.6%/day（72 時間以降）とする。

(b) 代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2.2.1-3 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 2.2.1-5 から図 2.2.1-8 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できない場合）（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）」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保守側に包絡するように設定する。

原子炉格納容器漏えい率については、原子炉格納容器ベント想定時刻までは、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から、AEC の式より算出した値を包絡する値である 1.3%/day とする。原子炉格納容器ベント想定時刻以降は、原子炉格納容器設計漏えい率より 0.5%/day とする。

表 2.2.1-1 設計条件における漏えい条件

項目	解析条件
圧力 (kPa[gage])	854 (2Pd)
温度 (°C)	200
水素分率 (vol%)	16
窒素分率 (vol%)	16
水蒸気分率 (vol%)	68
原子炉格納容器漏えい率 (%/day)	10

表 2.2.1-2 有効性評価シナリオ条件（代替循環冷却系を使用する場合）における漏えい条件

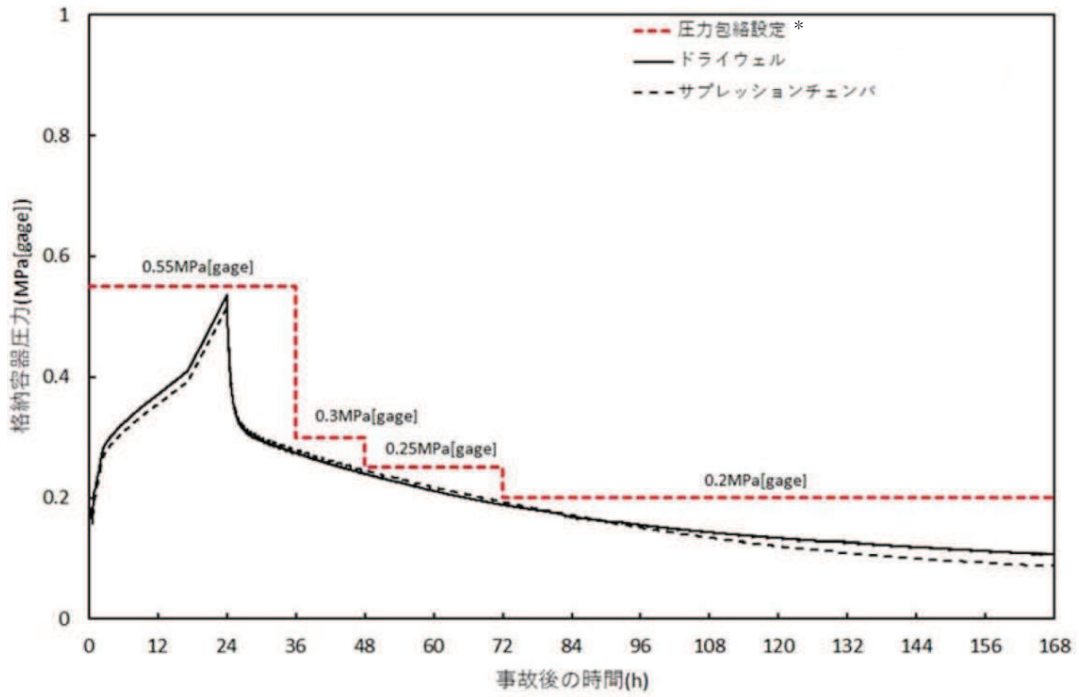
項目		条件					
		0～6h	6～24h	24～36h	36～48h	48～72h	72～168h
ドライウエル	原子炉格納容器 圧力 (kPa[gage])	550			300	250	200
	原子炉格納容器 温度 (°C)	200			171		
	水素分率 (vol%)	10		15	20		
	窒素分率 (vol%)	0	10		35		
	水蒸気分率 (vol%)	90	80	75	45		
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3			0.7	0.65	0.6
サプレッション チェンバ	原子炉格納容器 圧力 (kPa[gage])	550			300	250	200
	原子炉格納容器 温度 (°C)	200			171		
	水素分率 (vol%)	25		20	15		
	窒素分率 (vol%)	30			25		
	水蒸気分率 (vol%)	45		50	60		
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3			0.7	0.65	0.6

*：原子炉格納容器漏えい率は、AEC 式により算出される値に余裕を考慮した値とする。

表 2.2.1-3 有効性評価シナリオ条件（代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合））における漏えい条件

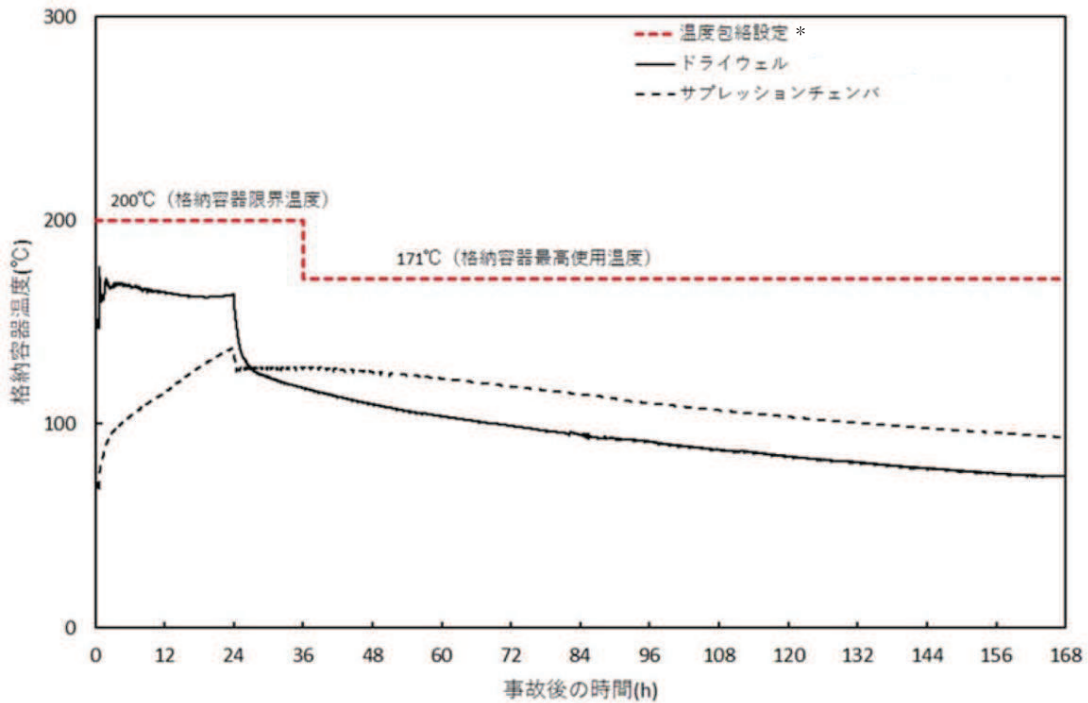
項目		条件		
		0～6h	6～60h	60～168h
ドライウエル	原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	854		50
	原子炉格納容器温度 (°C)	200		171
	水素分率 (vol%)	10		0
	窒素分率 (vol%)	0	10	0
	水蒸気分率 (vol%)	90	80	100
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3		0.5 (設計漏えい率)
サプレッションチェンバ	原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	854		50
	原子炉格納容器温度 (°C)	200		171
	水素分率 (vol%)	25		0
	窒素分率 (vol%)	30		0
	水蒸気分率 (vol%)	45		100
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3		0.5 (設計漏えい率)

*：原子炉格納容器漏えい率は，AEC 式により算出される値に余裕を考慮した値とする。



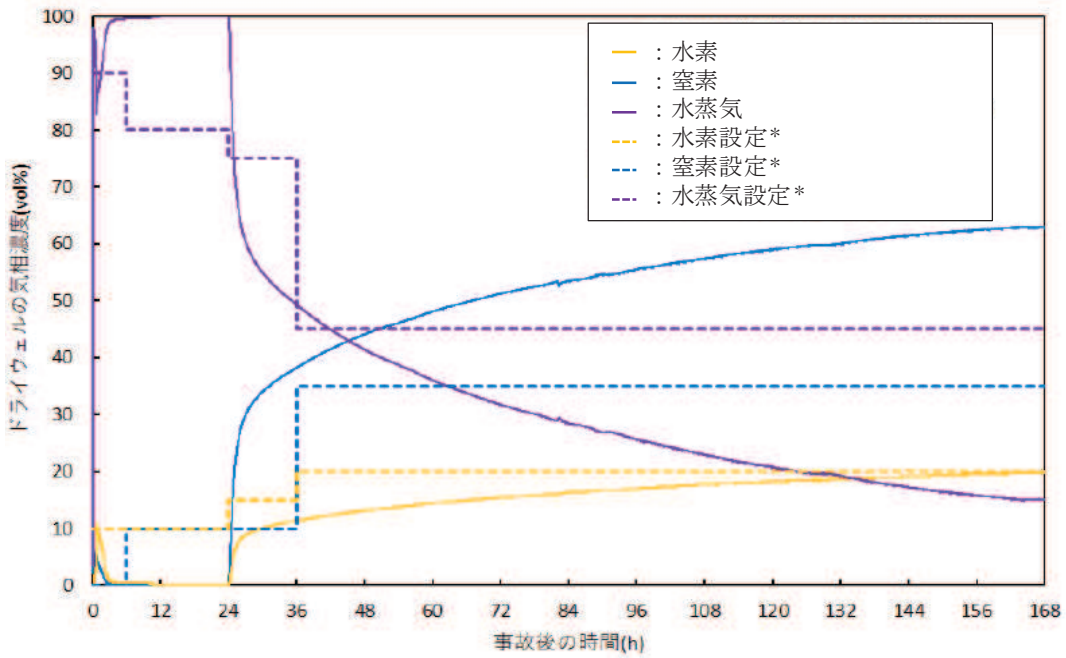
* : 水素の漏えい量が多くなる条件として原子炉格納容器圧力は高い側に包絡する。

図 2.2.1-1 原子炉格納容器圧力 (有効性評価シナリオ条件 (代替循環冷却系を使用する場合))



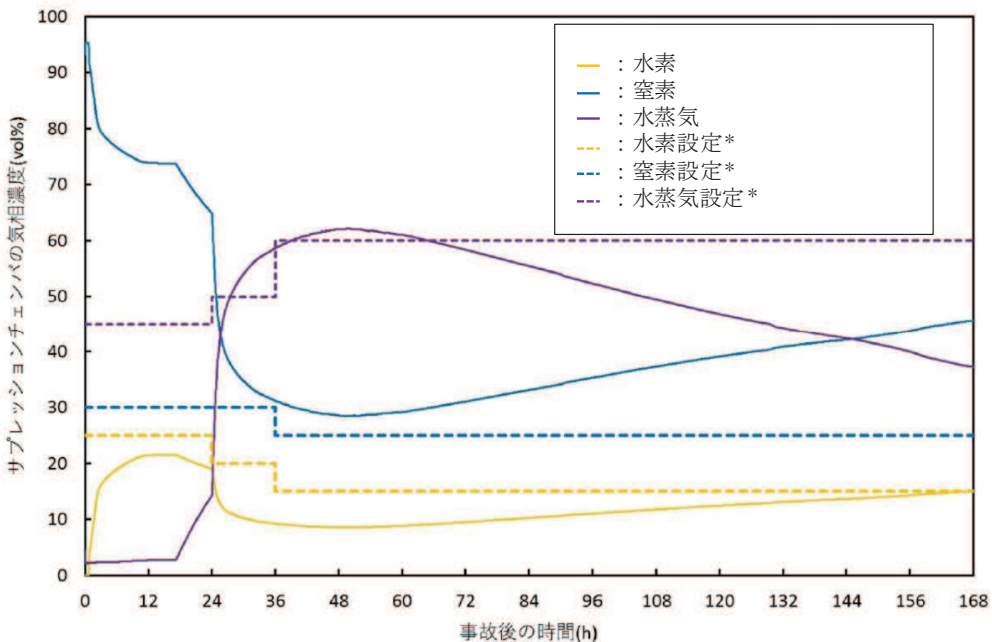
* : 漏えいした水蒸気が凝縮し易く原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が高くなる条件として原子炉格納容器温度は高い側に包絡する。

図 2.2.1-2 原子炉格納容器温度 (有効性評価シナリオ条件 (代替循環冷却系を使用する場合))



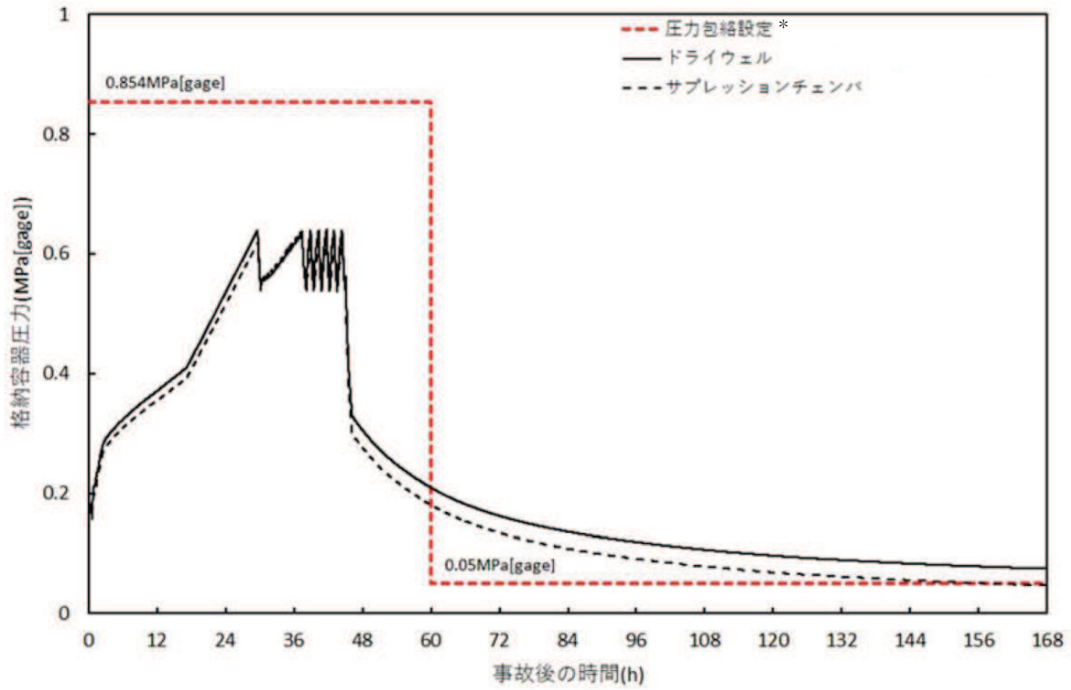
* : 水素の漏えい量が多くなる条件として水素は高い側に包絡する。また、窒素は低い側に包絡し、残りを水蒸気とする。なお、6時間から24時間の間において水素及び窒素は、0vol%程度であるが、保守的に水素を10vol%と設定し、その場合ドライウェルに同量以上存在する窒素についても10vol%として設定する。

図 2.2.1-3 ドライウェルガス組成 (有効性評価シナリオ条件 (代替循環冷却系を使用する場合))



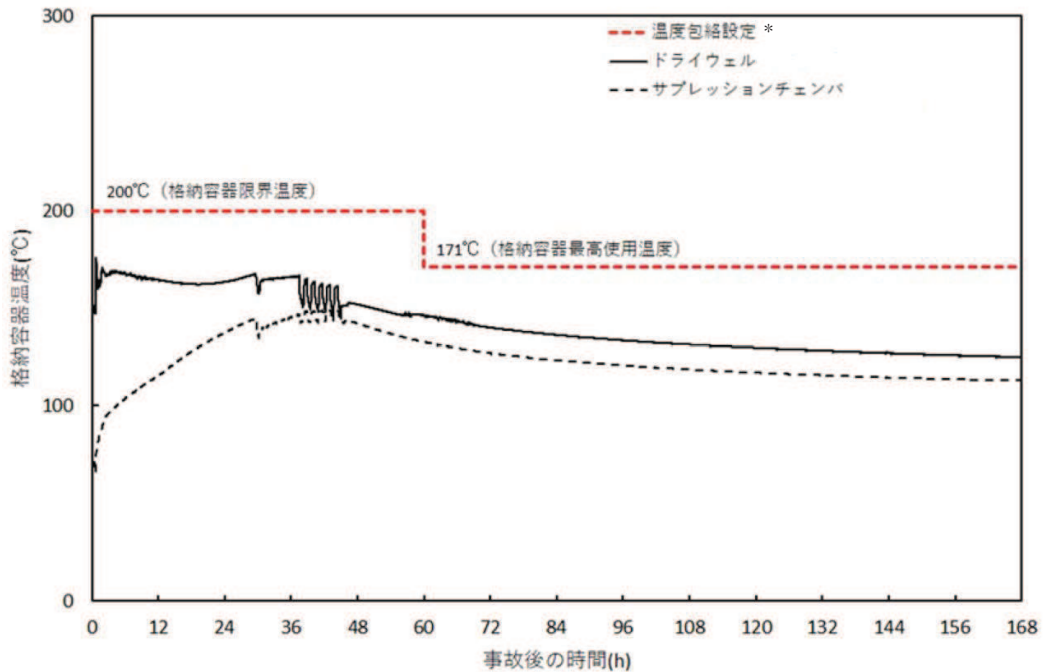
* : 水素の漏えい量が多くなる条件として水素は高い側に包絡する。また、窒素は低い側に包絡し、残りを水蒸気とする。

図 2.2.1-4 サプレッションチェンバガス組成 (有効性評価シナリオ条件 (代替循環冷却系を使用する場合))



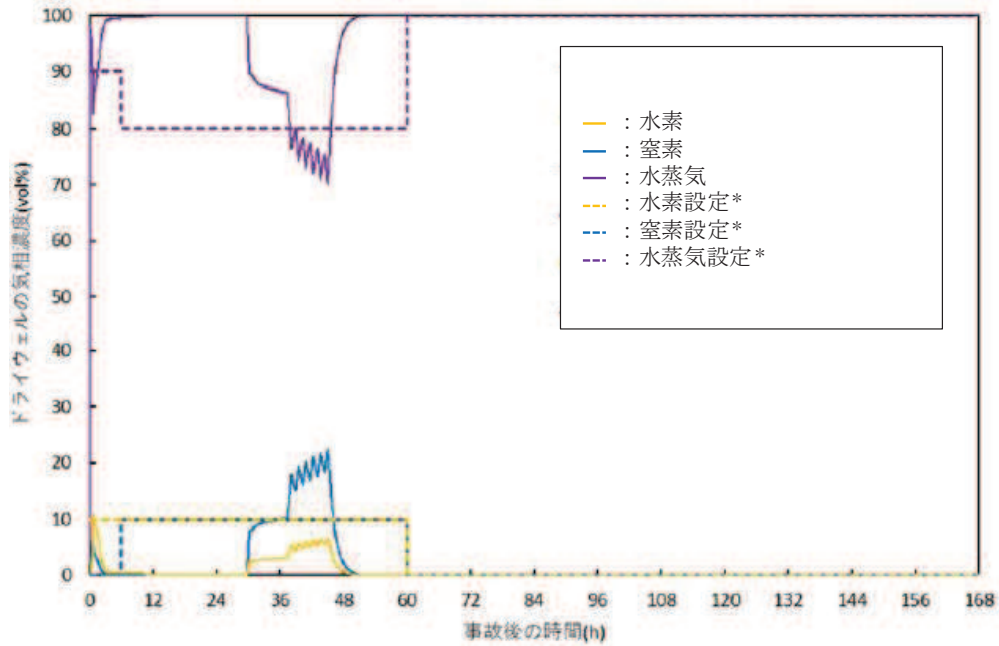
* : 解析上の原子炉格納容器ベント時間 (60時間) まで水素の漏えい量が多くなる条件として原子炉格納容器圧力は高い側に包絡し, 原子炉格納容器ベント後は原子炉格納容器内の水素がなくなるため原子炉建屋原子炉棟への漏えいガスが少なくなる条件として原子炉格納容器圧力は低い側に包絡する。

図 2.2.1-5 原子炉格納容器圧力 (有効性評価シナリオ条件 (代替循環冷却系を使用できない場合 (原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合)))



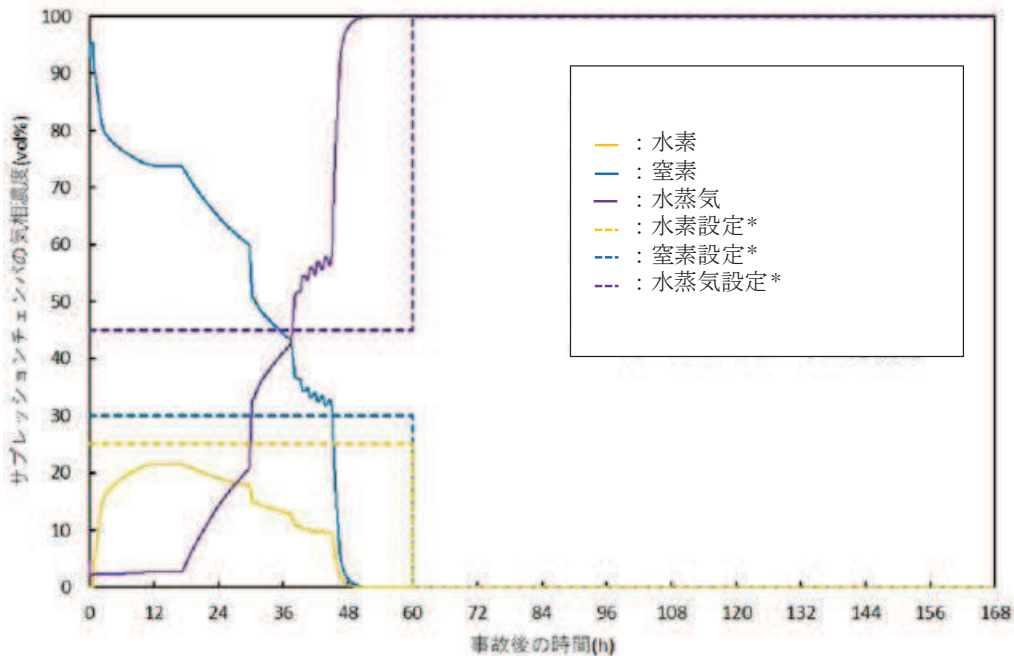
* : 漏えいした水蒸気が凝縮し易く原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が高くなる条件として原子炉格納容器温度は高い側に包絡する。

図 2.2.1-6 原子炉格納容器温度 (有効性評価シナリオ条件 (代替循環冷却系を使用できない場合 (原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合)))



* : 水素の漏えい量が多くなる条件として水素は高い側に包絡する。また、窒素は低い側に包絡し、残りを水蒸気とする。なお、6時間から約30時間及び約48時間から60時間の間において水素及び窒素は、0vol%程度であるが、保守的に水素を10vol%と設定し、その場合ドライウエルに同量以上存在する窒素についても10vol%として設定する。

図 2.2.1-7 ドライウエルガス組成（有効性評価条件（代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）））



* : 水素の漏えい量が多くなる条件として水素は高い側に包絡する。また、窒素は低い側に包絡し、残りを水蒸気とする。なお、約48時間から60時間の間において水素及び窒素は、0vol%程度であるが、保守的に水素を25vol%と設定し、その場合サプレッションチェンバに同量以上存在する窒素については30vol%として設定する。

図 2.2.1-8 サプレッションチェンバガス組成（有効性評価条件（代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）））

(2) 漏えい箇所

漏えい箇所は、以下の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。

- ・ドライウエル主フランジ（原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床））
- ・逃がし安全弁搬出入口（原子炉建屋地上 1 階南側）
- ・所員用エアロック（原子炉建屋地上 1 階北側）
- ・ISI 用ハッチ（原子炉建屋地上 1 階北東側）
- ・機器搬出入用ハッチ（2 箇所）（原子炉建屋地下 1 階南東側及び北西側）
- ・制御棒駆動機構搬出入口（原子炉建屋地下 1 階北東側）
- ・サプレッションチェンバ出入口（2 箇所）（原子炉建屋地下 2 階南東側及び北西側）

ドライウエル主フランジからの水素漏えいは、ドライウエル主フランジがある原子炉ウエル内に下層階の局所エリアへ直接通じるような貫通部は無いことから、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）（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 2.2.1-4 に示す。

部屋の位置を図 2.2.1-9 から図 2.2.1-11 に示す。

表 2.2.1-4 水素漏えい量の分配条件

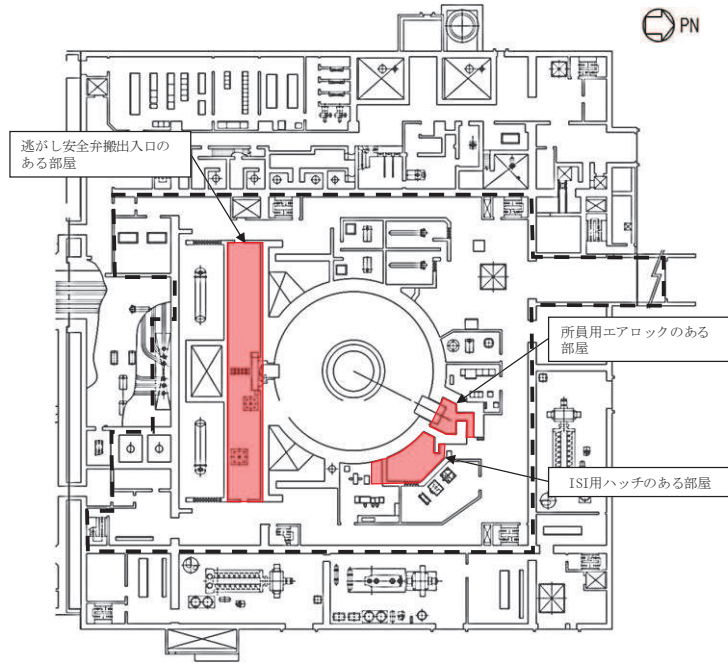
漏えいフロア		漏えい箇所	口径 [mm]	周長 [mm]*1	周長 割合*2	漏えい量 割合*3	漏えいの対象と する局所エリア
原子炉建屋 地上3階 (原子炉建屋燃料 取替床)		ドライウエル 主フランジ					—
地上1階	南側	逃がし安全弁 搬出入口					バルブラッピング 室
	北側	所員用エアロ ック					所員用エアロ ック前室
	北東側	ISI用ハッチ					計装ペネトレー ション室
地下1階	南東側	機器搬出入用 ハッチ					—
	北西側						
	北東側	制御棒駆動機 構搬出入口					CRD 補修室
地下2階	南東側	サプレッショ ンチェンバ出 入口					トーラス室
	北西側						

*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/全漏えい箇所の周長合計値にて算出する。

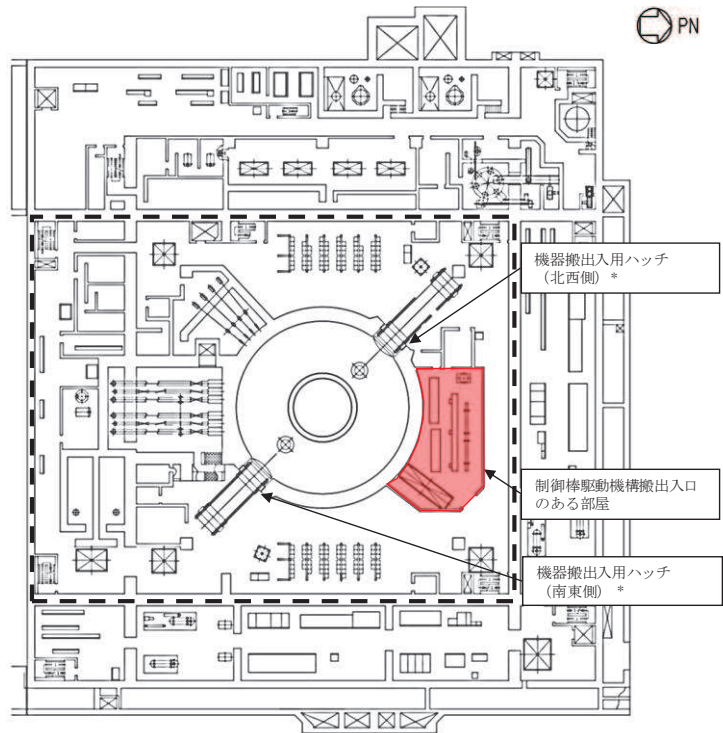
*3：各フロアの周長割合合計値を各フロアの漏えい量割合とする。全漏えい量に漏えい量割合の数値を乗じた値を各フロアの漏えい量とする。

*4：漏えい箇所1個当たりの値を示す。



□内：原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）

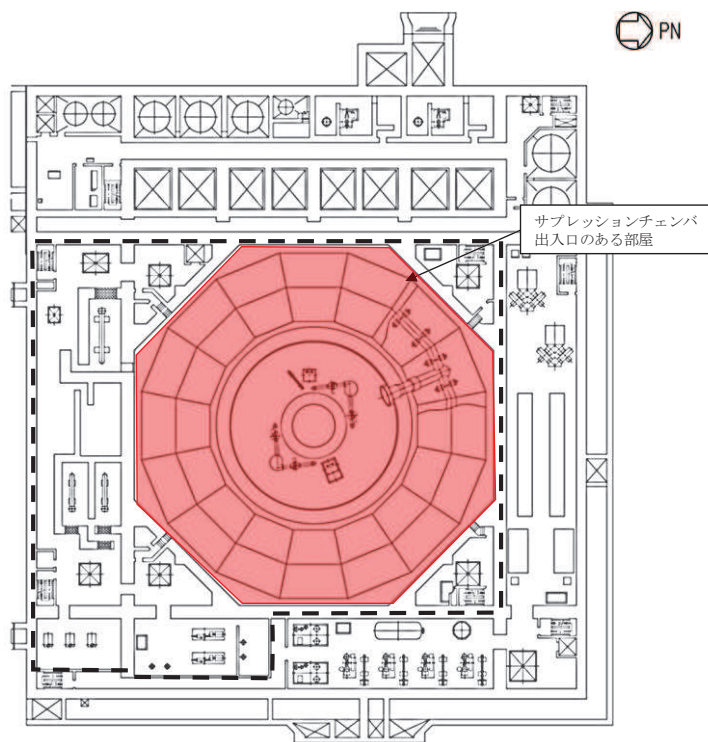
図 2.2.1-9 原子炉建屋地上 1 階



□内：原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）

*：機器搬出入用ハッチからの漏えいについては、地下 1 階全体として水素濃度の評価を実施

図 2.2.1-10 原子炉建屋地下 1 階



□内：原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）

図 2.2.1-11 原子炉建屋地下 2 階

2.2.2 解析結果

2.2.1 に示した解析条件の組合せから、表 2.2.2-1 に示す 3 ケースを選定し、解析を行った。

表 2.2.2-1 解析ケース

	ケース 1	ケース 2	ケース 3
モデル	原子炉建屋原子炉棟 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する場合)	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できない場合 (原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合))	設計条件
漏えい箇所	原子炉建屋地上 3 階(原子炉建屋燃料取替床), 地上 1 階, 地下 1 階及び地下 2 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床), 地上 1 階, 地下 1 階及び地下 2 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床)
原子炉格納容器漏えい率	1.3%/day	1.3%/day	10%/day

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 3 階（原子炉建屋燃料取替床）及び下層階（地上 1 階，地下 1 階及び地下 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できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合））」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 3 階（原子炉建屋燃料取替床）及び下層階（地上 1 階，地下 1 階及び地下 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 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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 2.2.2-1 に示す。

また、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）における水素の成層化を確認するため、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）を 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 2.2.2-2 に示す。

図 2.2.2-1 に示すように、代替循環冷却系を使用する事故発生後 36 時間以降においても、原子炉格納容器内に水素を保有しているため、漏えいが継続するが、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は 1vol% 未満であり、PAR 起動水素濃度である 1.5vol% 未満となる結果となった。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

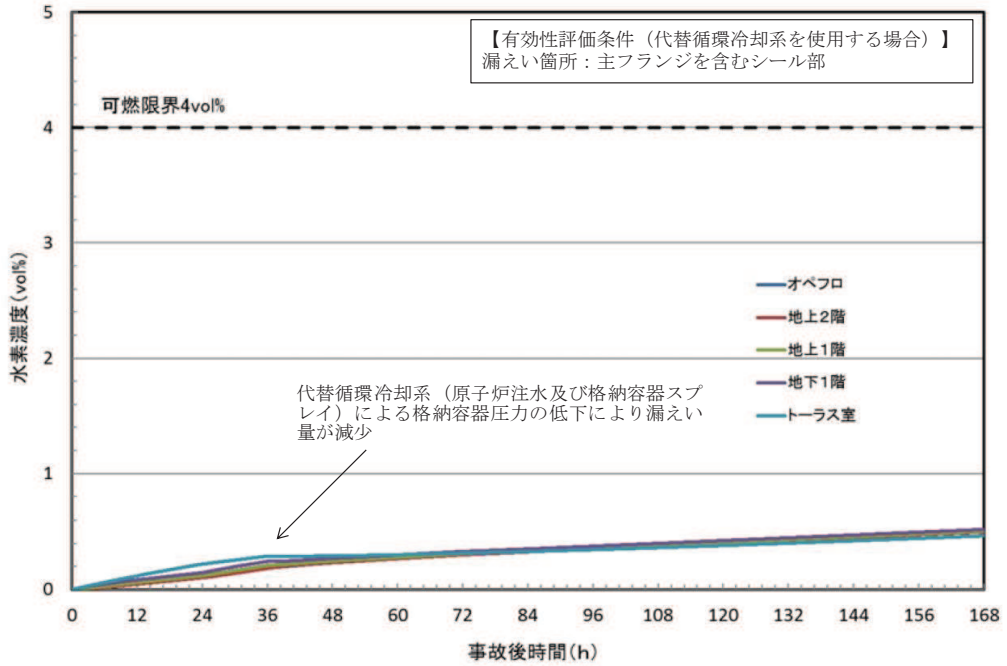


図 2.2.2-1 ケース 1 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋原子炉棟全域)

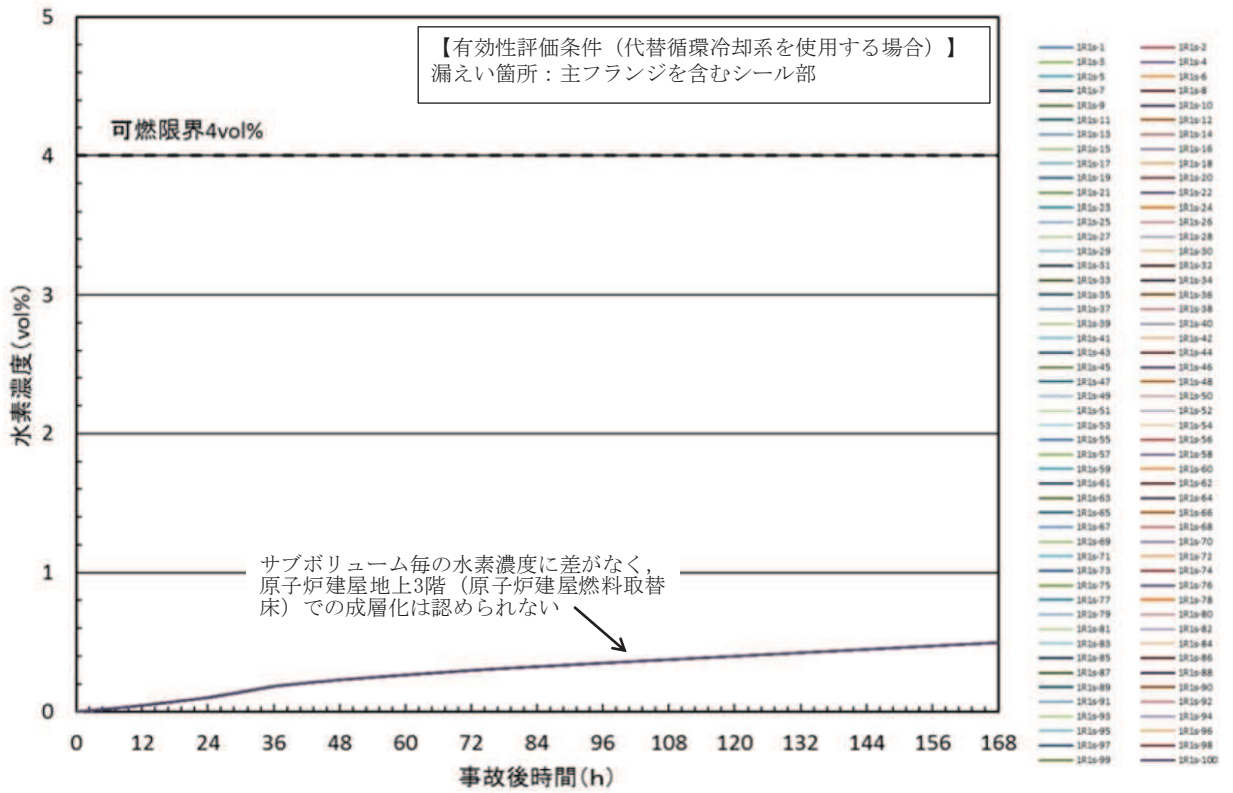


図 2.2.2-2 ケース 1 水素濃度の時間変化 (サブボリューム別)

(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できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）」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 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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 2.2.2-3 に示す。

また、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）における水素の成層化を確認するため、サブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2.2.2-4 に示す。

図 2.2.2-3 に示すように、事故発生後 60 時間に原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内に蓄積した水素が排出されるため、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は 1vol%未満であり、PAR 起動水素濃度である 1.5vol%未満となる結果となった。

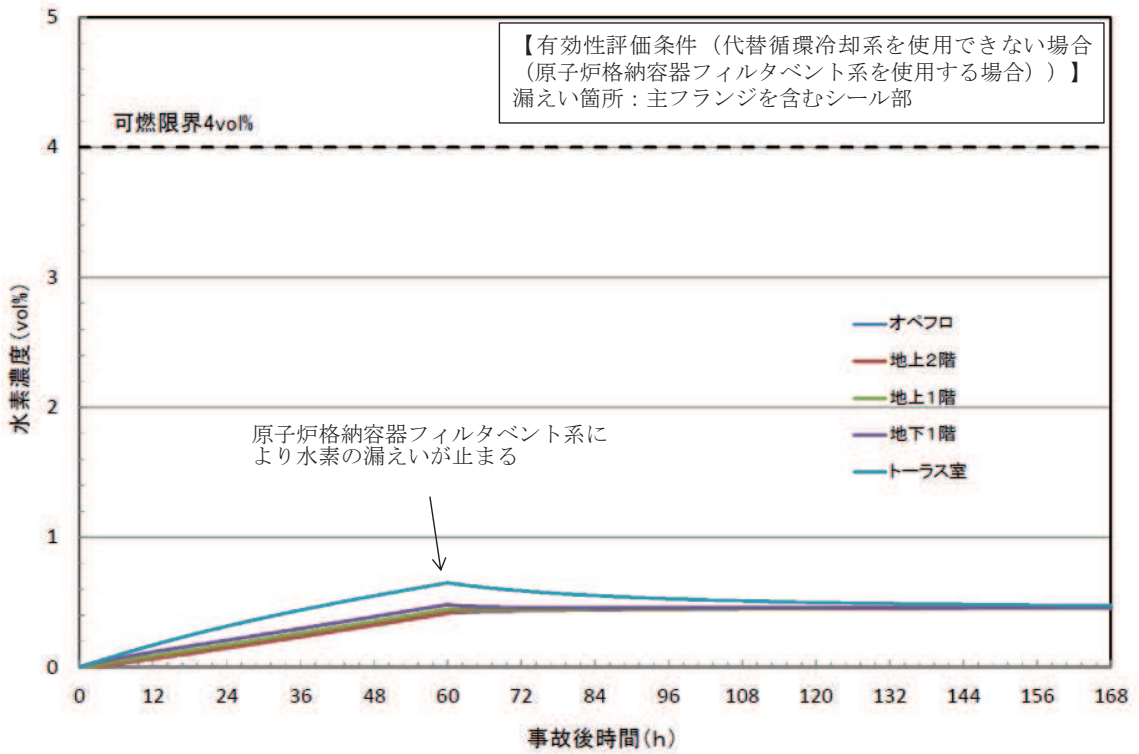


図 2. 2. 2-3 ケース 2 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）

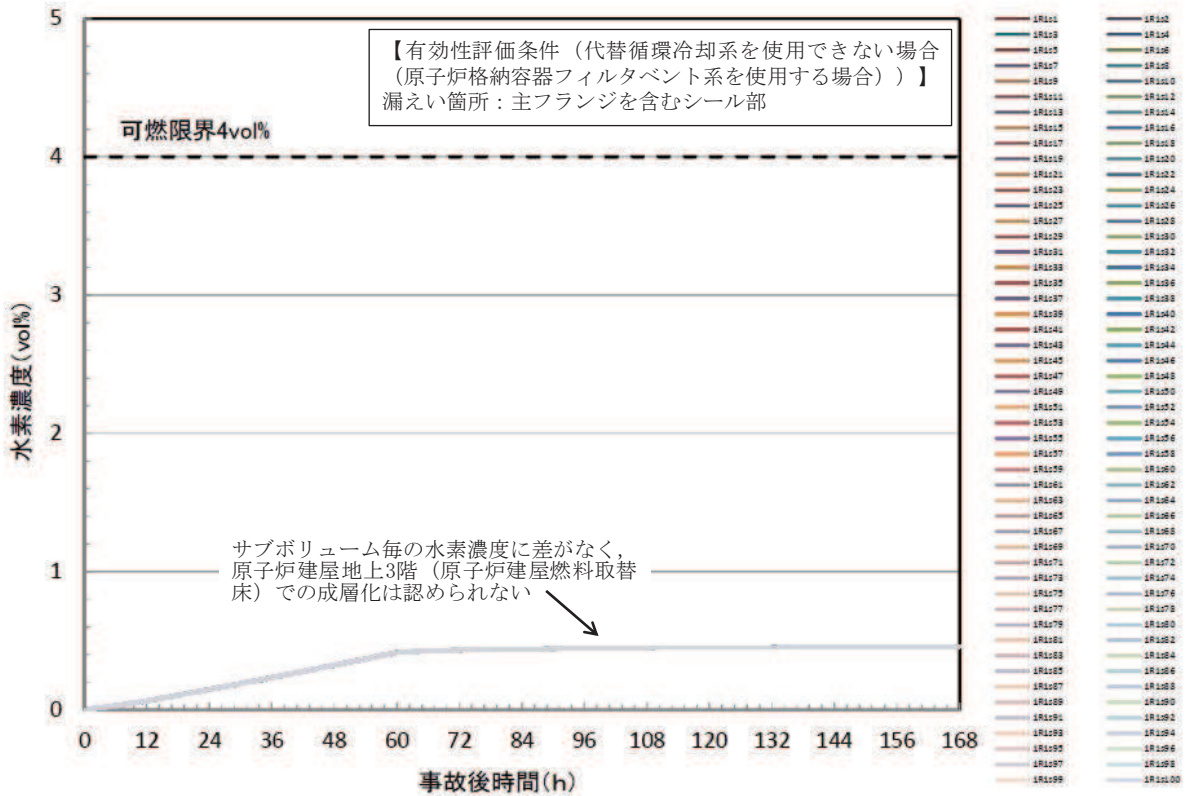


図 2. 2. 2-4 ケース 2 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

(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%相当及び原子炉格納容器漏えい率 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 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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 2.2.2-5 に示す。

また、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）におけるサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2.2.2-6 に、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）の速度ベクトル分布を図 2.2.2-7 に示す。

図 2.2.2-5 に示すとおり、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、原子炉建屋原子炉棟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、事象発生後 148 時間程度から原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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 の起動酸素濃度（2.5vol%）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。なお、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。

さらに、原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋燃料取替床）が 2.3vol%に到達した場合、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを実施する運用としており、原子炉格納容器ベント実施によって原子炉格納容器からの漏えいは減少することから、水素濃度が可燃限界に到達することはない。原子炉格納容器からの想定を超える水素漏えい時の対応フローを図 2.2.2-8 に示す。

なお、図 2.2.2-6 に示すとおり、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）は、サブボリューム毎の水素濃度に差がないこと、また、図 2.2.2-7 より確認できるとおり、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）内では対流が起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。

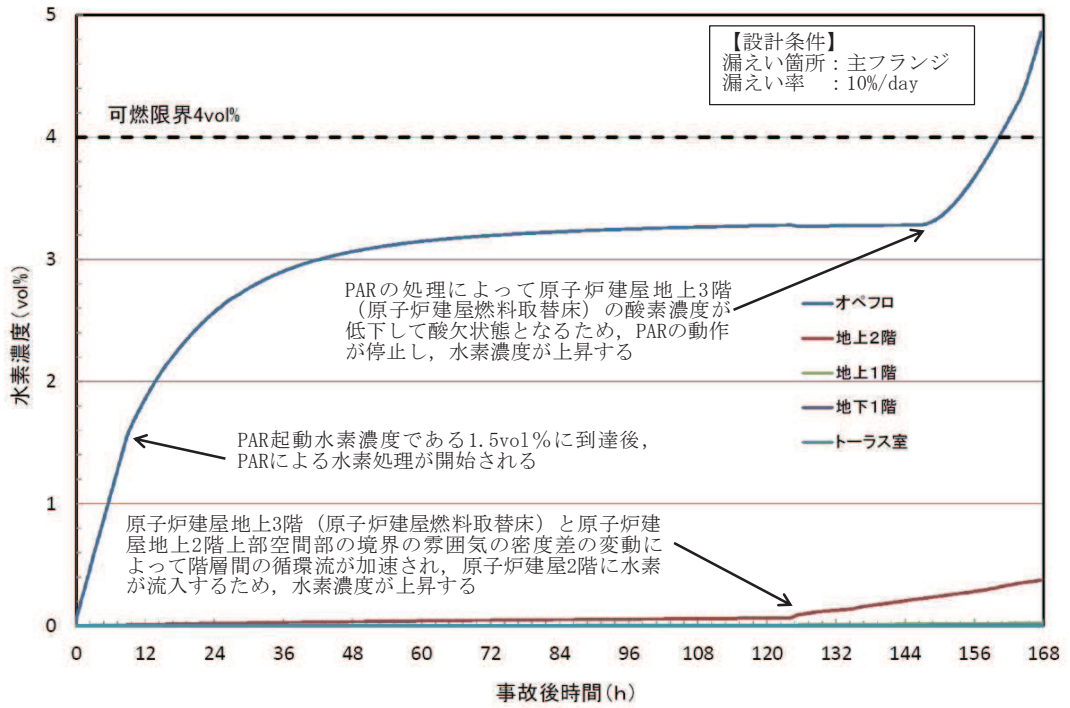


図 2.2.2-5 ケース 3 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）

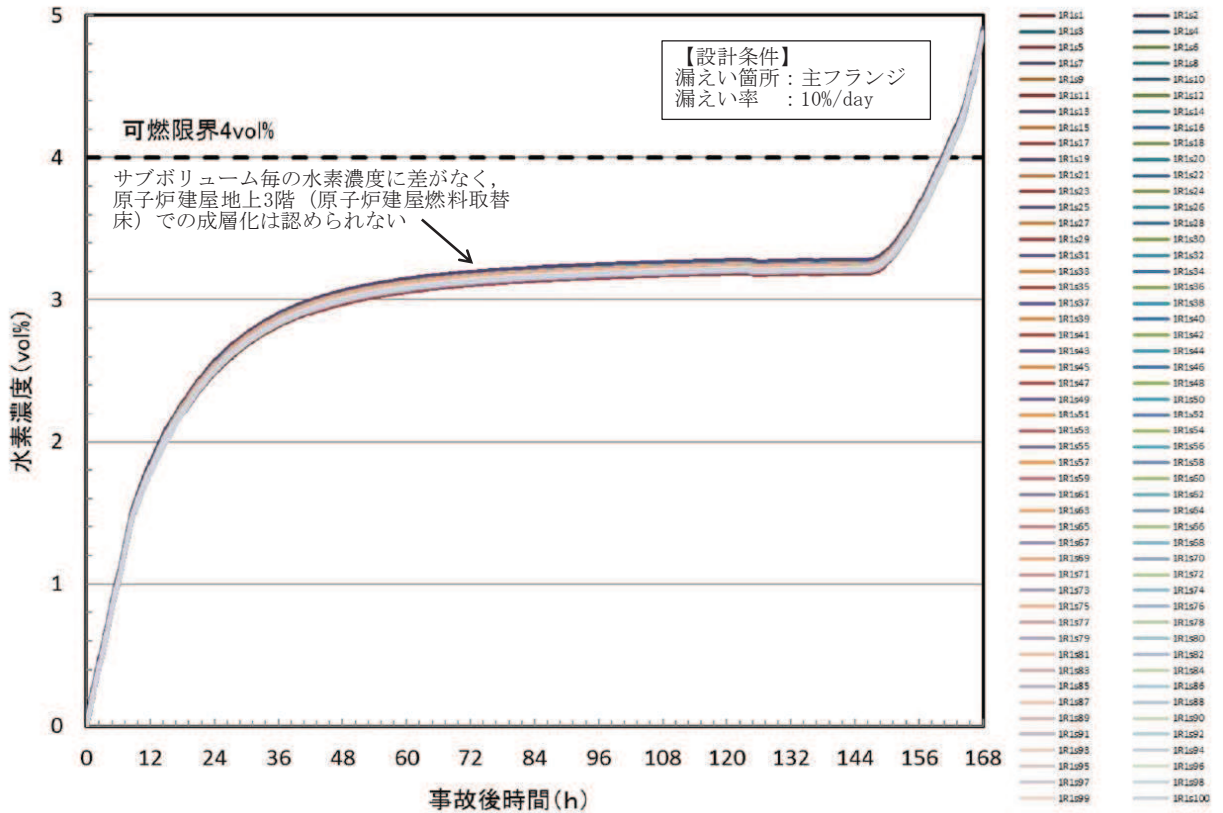
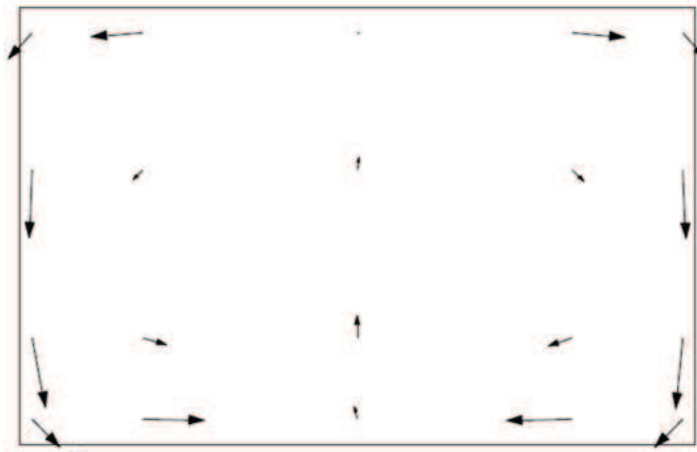
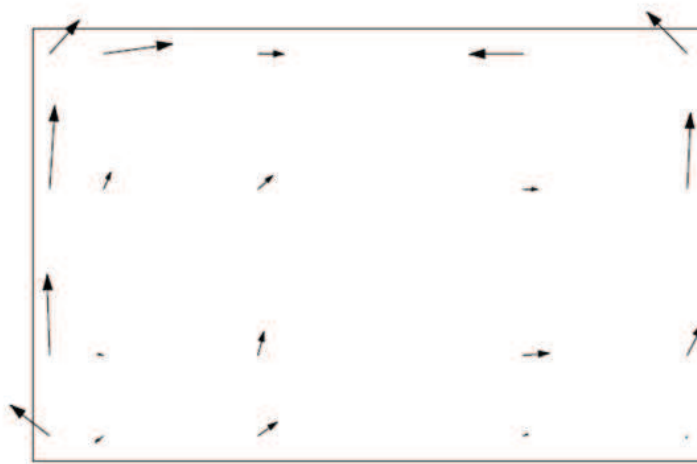
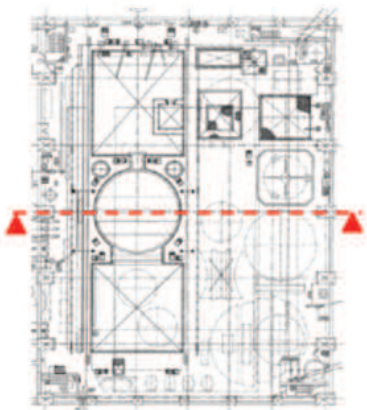


図 2.2.2-6 ケース 3 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

【設計条件】
漏えい箇所：主フランジ
漏えい率：10%/day

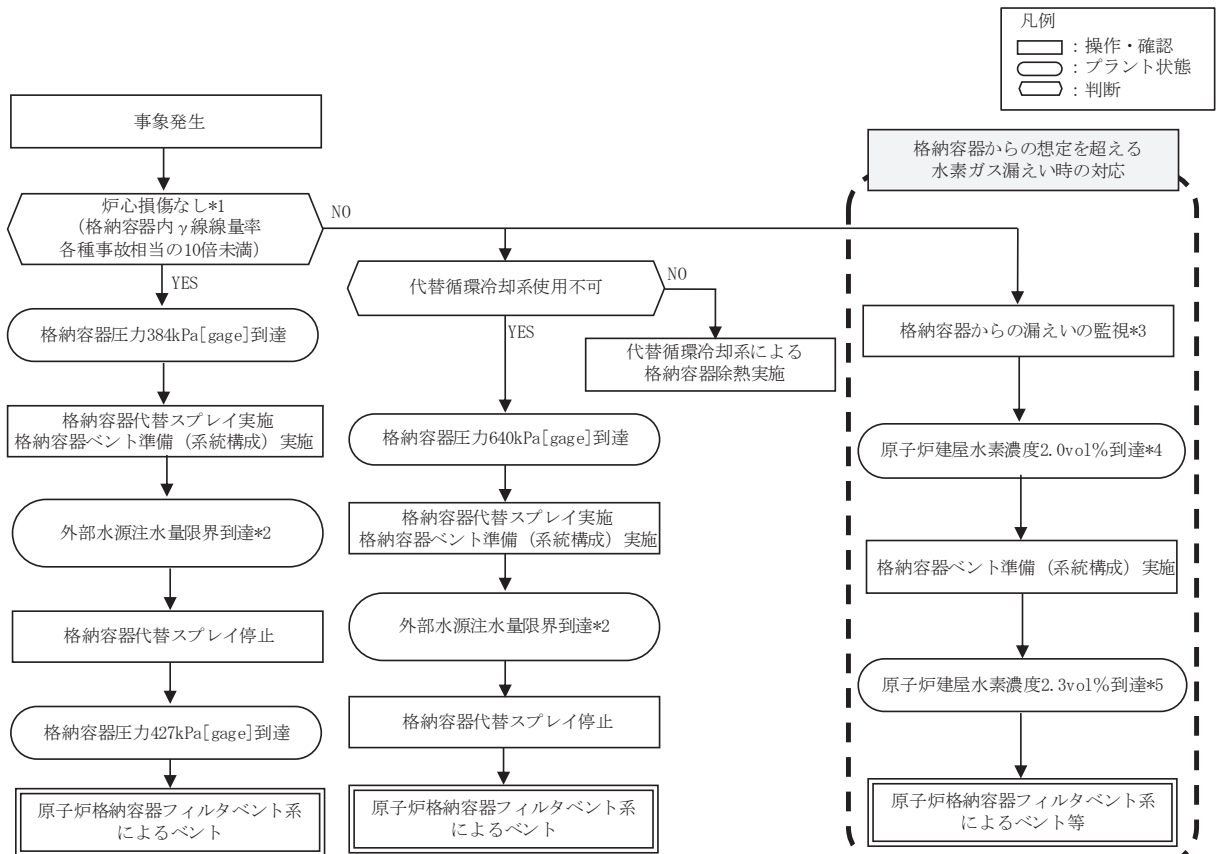


V=0.3m/s



V=0.3m/s

図 2.2.2-7 原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）の速度ベクトル分布



- *1：格納容器内雰囲気放射線モニタが使用不能の場合においては、原子炉圧力容器表面温度300℃以上で炉心損傷を判断する。炉心損傷前ベント準備中に炉心損傷を判断した場合、以降の対応は炉心損傷後の判断基準に従う。
- *2：外部注水量限界到達はサプレッションプール水位が「通常運転水位+約2m」に到達したことにより判断する。
- *3：原子炉建屋内水素濃度（触媒式：地上3階・地下2階，気体熱伝導式：地上1階・地下1階），PAR動作監視装置，可搬型モニタリングポスト（使用可能な場合はモニタリングポスト），原子炉建屋内各種放射線モニタにより確認する。
- *4：原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋燃料取替床）2.0vol%到達により，水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するため，格納容器ベント準備を実施する。
- *5：原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋燃料取替床）2.3vol%到達により，水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するため，ベント実施を判断する。

図 2.2.2-8 原子炉格納容器からの想定を超える水素漏えい時の対応フロー（原子炉格納容器フィルタベント系によるベント実施フロー）

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棟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、原子炉建屋内水素濃度を設ける設計とする。

原子炉建屋内水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所において連続監視できる設計とする。

原子炉建屋内水素濃度は、代替電源設備から給電が可能な設計とする。

原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）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3階（原子炉建屋燃料取替床）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3階（原子炉建屋燃料取替床）の天井付近とする（図2.3.1-1参照）。

なお、局所エリア及びトラス室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、局所エリア及びトラス室に漏えいした水素を測定するため原子炉建屋内水素濃度を設置し、事故時の監視性能を向上させる（図2.3.1-2から図2.3.1-4参照）。

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3階（原子炉建屋燃料取替床）での濃度の両方が監視できることとなり、原子炉建屋原子炉棟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

- a. 原子炉建屋内水素濃度（原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）、原子炉建屋地下2階）

種類：触媒式水素検出器

計測範囲：0～10vol%

個数：3

- b. 原子炉建屋内水素濃度（原子炉建屋地上1階、原子炉建屋地下1階）

種類：気体熱伝導式水素検出器

計測範囲：0～10vol%

個数：4

(2) 配置場所

水素濃度検出器の配置場所を図2.3.1-1から図2.3.1-4に示す。

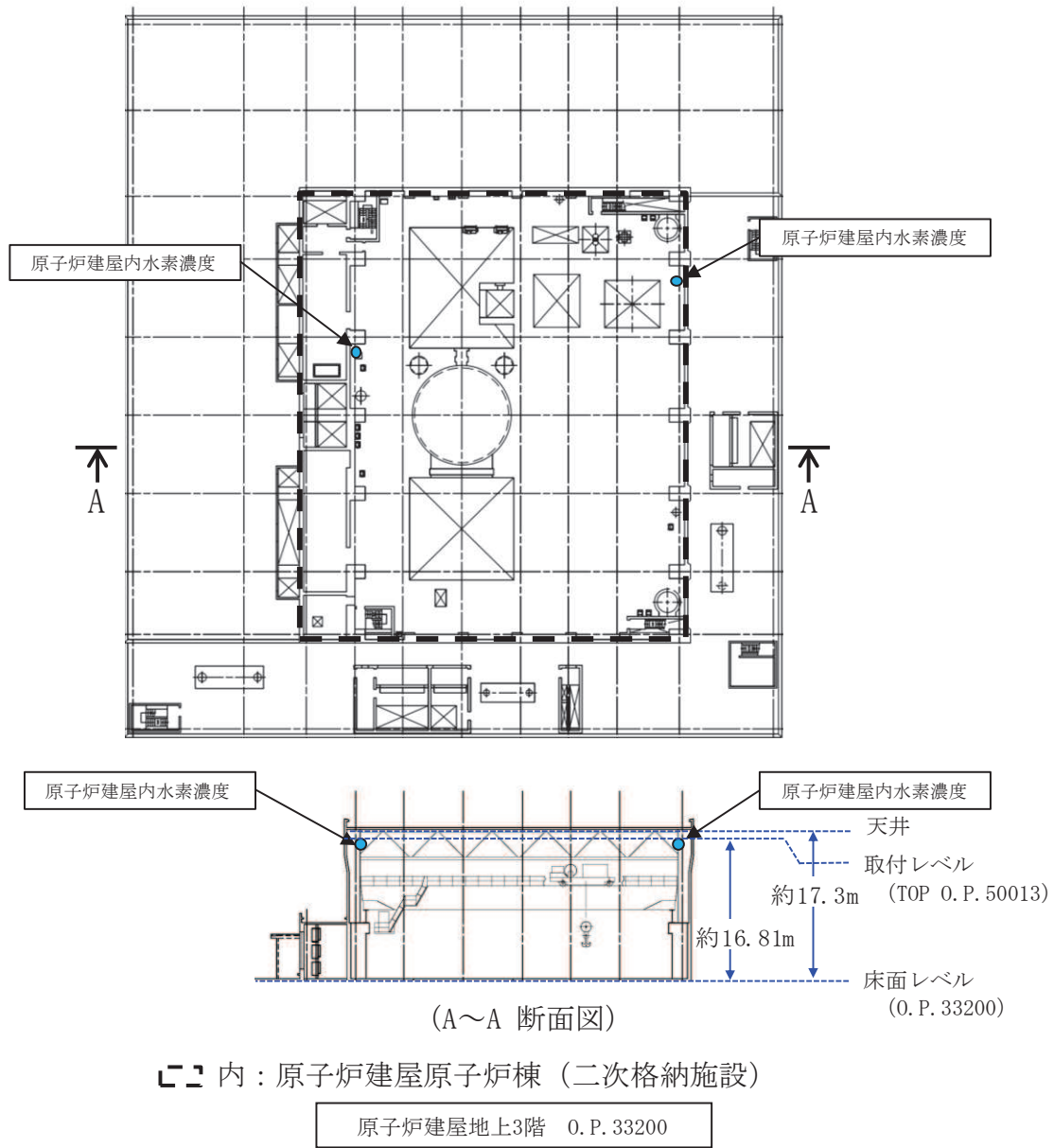
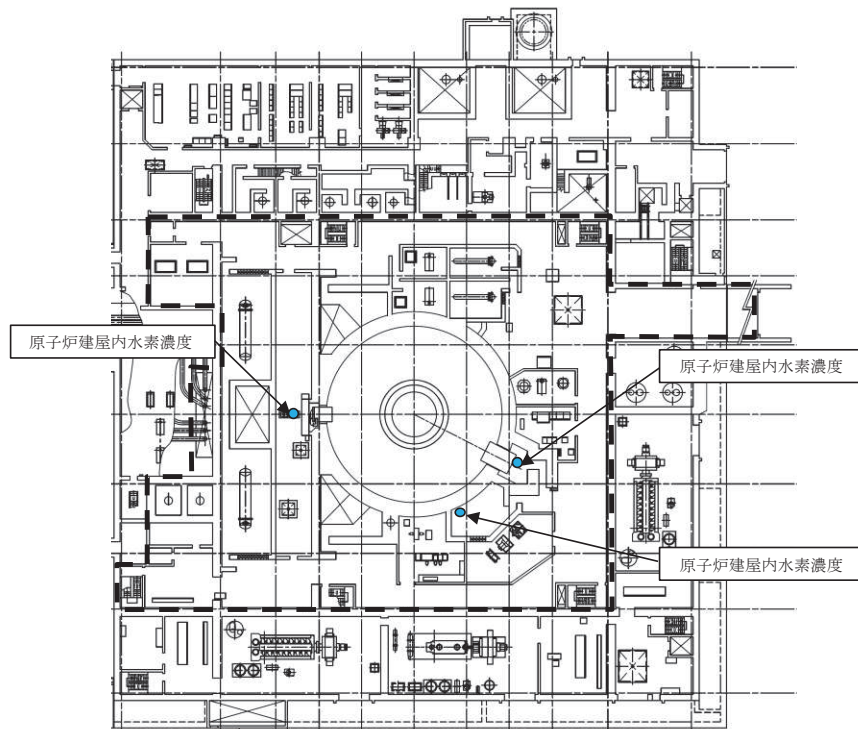
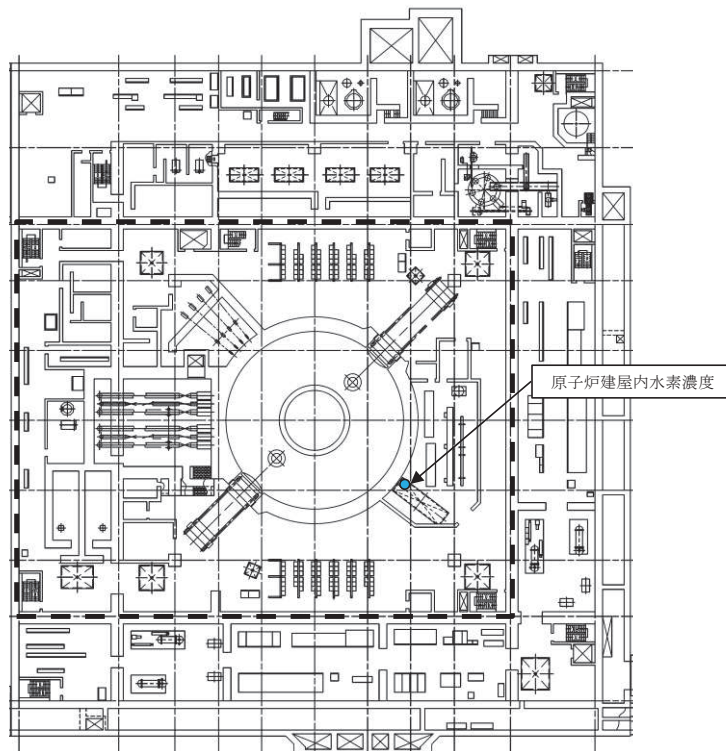


図 2.3.1-1 原子炉建屋内水素濃度検出器配置図 (原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床))



内：原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）

図 2.3.1-2 原子炉建屋内水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地上 1 階）



内：原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）

図 2.3.1-3 原子炉建屋内水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地下 1 階）

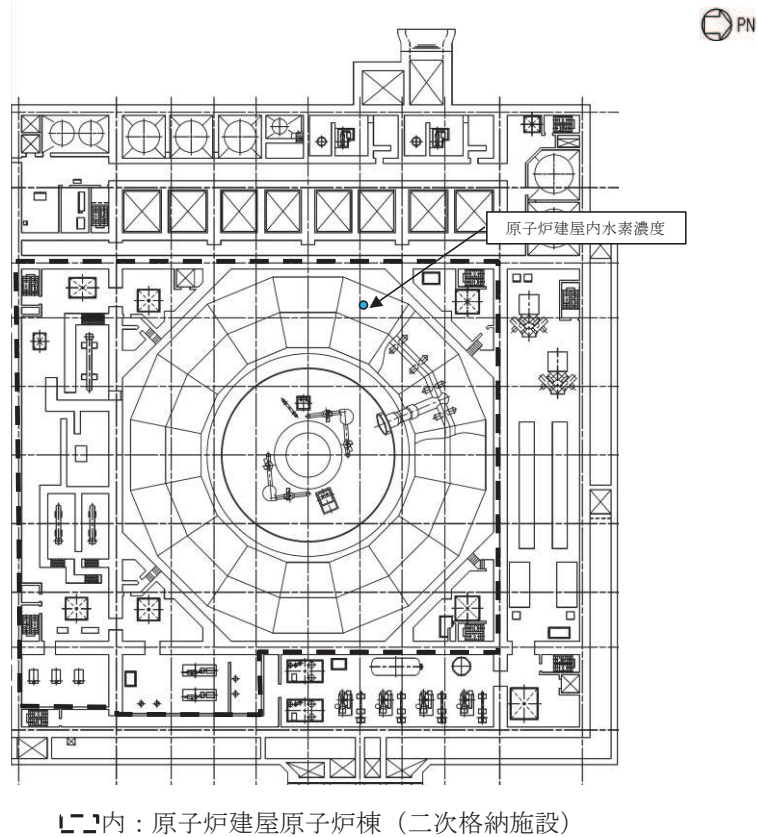
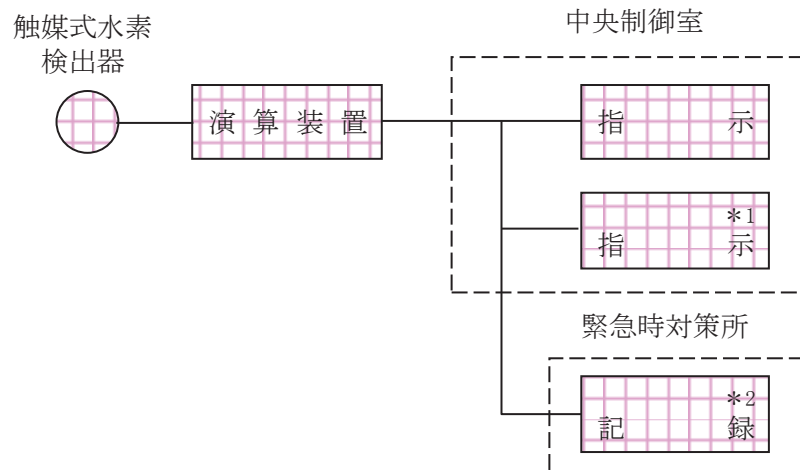


図 2.3.1-4 原子炉建屋内水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地下 2 階）

(3) システム構成

原子炉建屋内水素濃度（触媒式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋内水素濃度（触媒式）の検出信号は、触媒式水素検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置にて水素濃度信号に変換する処理を行った後、原子炉建屋内水素濃度を中央制御室に指示し、安全パラメータ表示システム伝送装置にて記録及び保存する。また、緊急時対策所の表示装置で指示値を監視できる。概略構成図を図 2.3.2-1 及び図 2.3.2-2 に示す。

原子炉建屋内水素濃度（気体熱伝導式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋内水素濃度（気体熱伝導式）の検出信号は、気体熱伝導式水素検出器からの電流信号を、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、原子炉建屋内水素濃度を中央制御室に指示し、安全パラメータ表示システム伝送装置にて記録及び保存する。また、緊急時対策所の表示装置で指示値を監視できる。概略構成図を図 2.3.2-3 に示す。



注記*1：記録計
 *2：安全パラメータ表示システム伝送装置

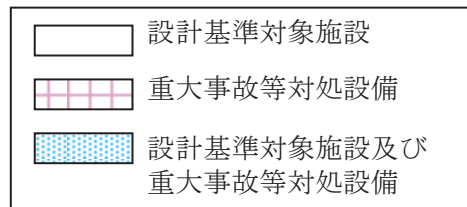
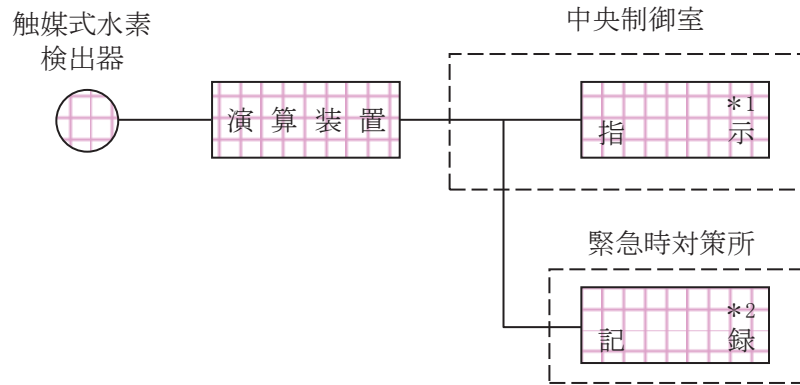


図 2.3.2-1 原子炉建屋内水素濃度（触媒式）の概略構成図（原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床））



注記*1：記録計
*2：安全パラメータ表示システム伝送装置

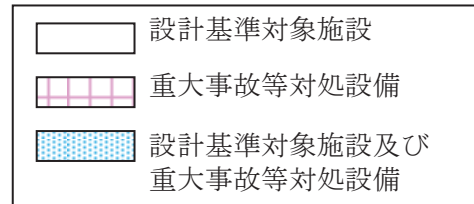
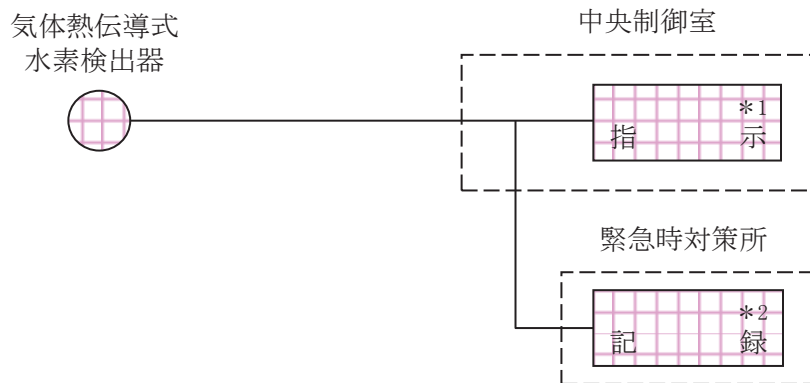


図 2.3.2-2 原子炉建屋内水素濃度（触媒式）の概略構成図（原子炉建屋地下 2 階）



注記*1：記録計
*2：安全パラメータ表示システム伝送装置

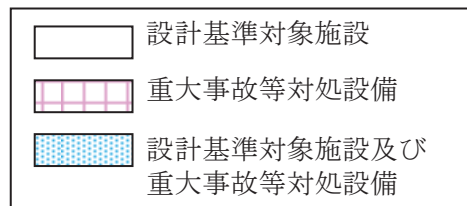


図 2.3.2-3 原子炉建屋内水素濃度（気体熱伝導式）の概略構成図（原子炉建屋地上 1 階及び地下 1 階）

(4) 代替電源の確保

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を測定するために必要な原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）及び原子炉建屋地下 2 階に設置するものについては、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及び所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上 1 階及び原子炉建屋地下 1 階に設置するものについては、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする（図 2.3.2-4, 図 2.3.2-5 参照）。

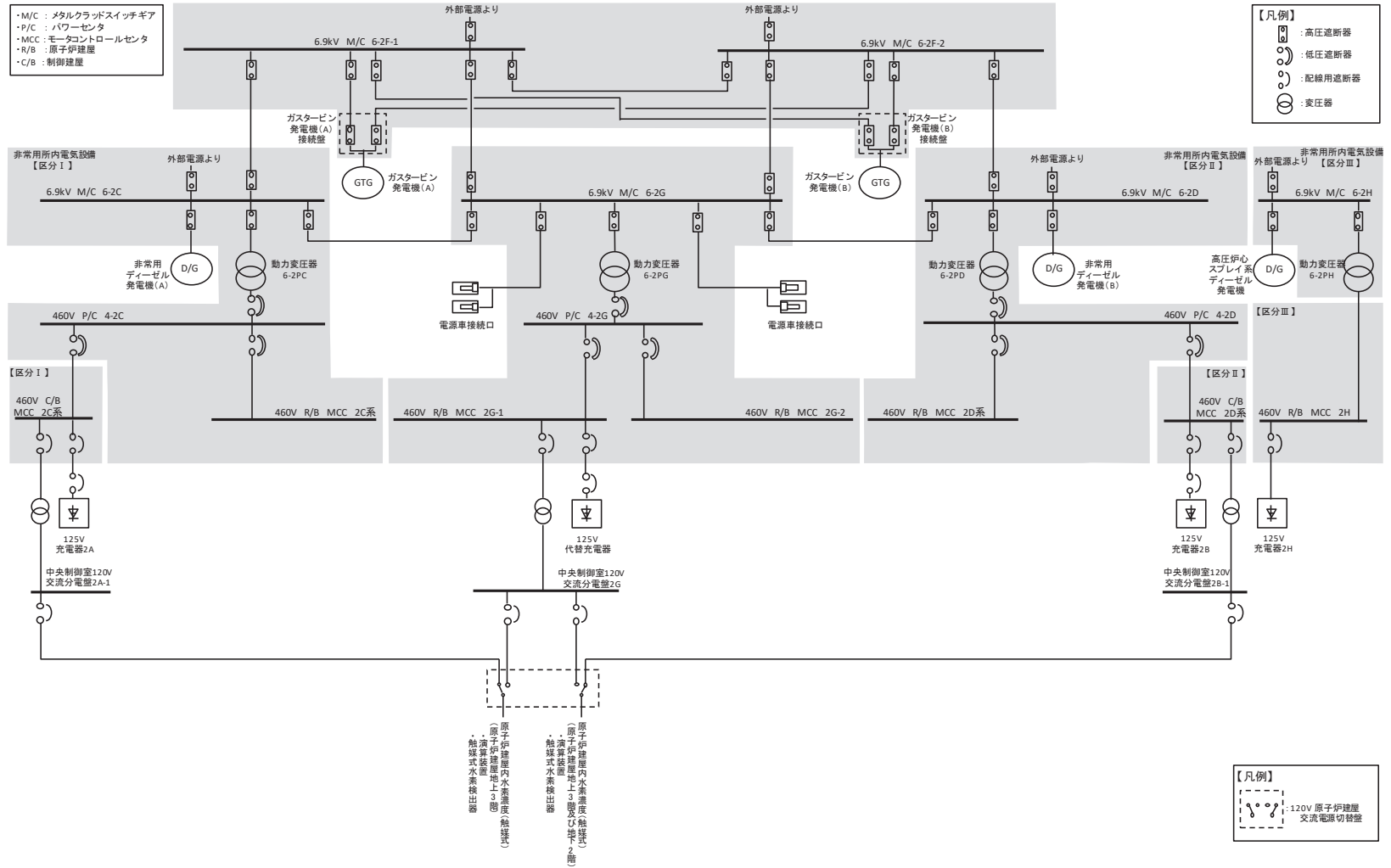


図 2.3.2-4 単線結線図 (交流)

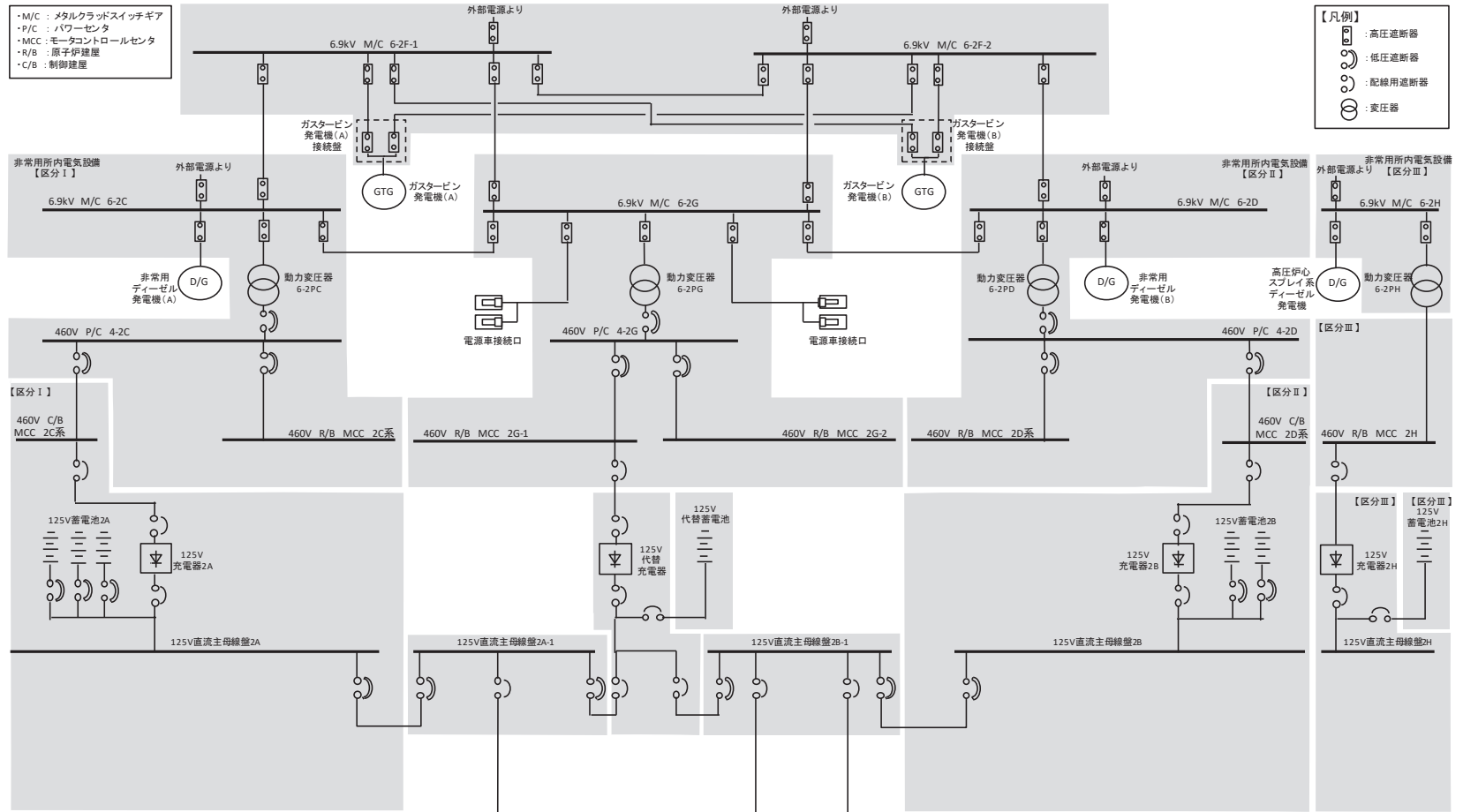


図 2.3.2-5 単線結線図 (直流)

静的船体式水素精製装置監視機器
 (原子炉建屋内水素濃度監視器)
 ・指示計
 ・記録計
 原子炉建屋内水素濃度監視器
 (原子炉建屋地上1階及C1地下1階)
 ・指示計
 ・記録計
 原子炉建屋内水素濃度監視器
 (原子炉建屋地上1階)
 ・指示計
 ・記録計
 原子炉建屋内水素濃度監視器
 (原子炉建屋地上1階)
 ・指示計
 ・記録計
 原子炉建屋内水素濃度監視器
 (原子炉建屋地上1階)
 ・指示計
 ・記録計

PAR 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 PAR 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 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、R5 の部屋に PAR を設置し、雰囲気蒸気条件にしたのちに R5 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。

$$Q = a \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^b \dots\dots\dots \text{式(1)}$$

- Q : PAR への流入量 (m³/s)
- C_{H₂} : 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。

$$DR = Q \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right) \times \gamma \times \eta \dots\dots\dots \text{式(2)}$$

- DR : 水素処理容量 (kg/s)
- γ : 水素密度 (kg/m³)
- 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。

$$DR = \frac{d C_{H_2}}{d t} \times V_c \times \gamma \dots\dots\dots \text{式(3)}$$

$\frac{d C_{H_2}}{d t}$: 水素濃度変化率

V_c : 試験容器体積 (m³)

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。

$$Q = \frac{d C_{H_2}}{d t} \times V_c \left/ \left(\frac{C_{H_2}}{100} \times \eta \right) \right. \dots\dots\dots \text{式(4)}$$

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 =

式(1)、式(2)より水素処理速度は、以下のように表される。

$$DR = a \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{b+1} \times \gamma \times \eta \dots\dots\dots \text{式(5)}$$

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。

$$\gamma = \frac{P}{T \times R_{H_2}} \dots\dots\dots \text{式(6)}$$

P : 圧力 (10⁵ Pa)

T : 温度 (K)

R_{H₂} : 水素の気体定数 (10⁵ 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。

$$DR = \frac{a \times \eta}{R_{H_2}} \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{b+1} \times \frac{P}{T} \dots\dots\dots \text{式(7)}$$

$$\frac{a \times \eta}{R_{H_2}} = A = \text{, } b + 1 = \text{$$

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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 1-1 試験条件



図 1-1 試験体概要

図 1-2 試験概要

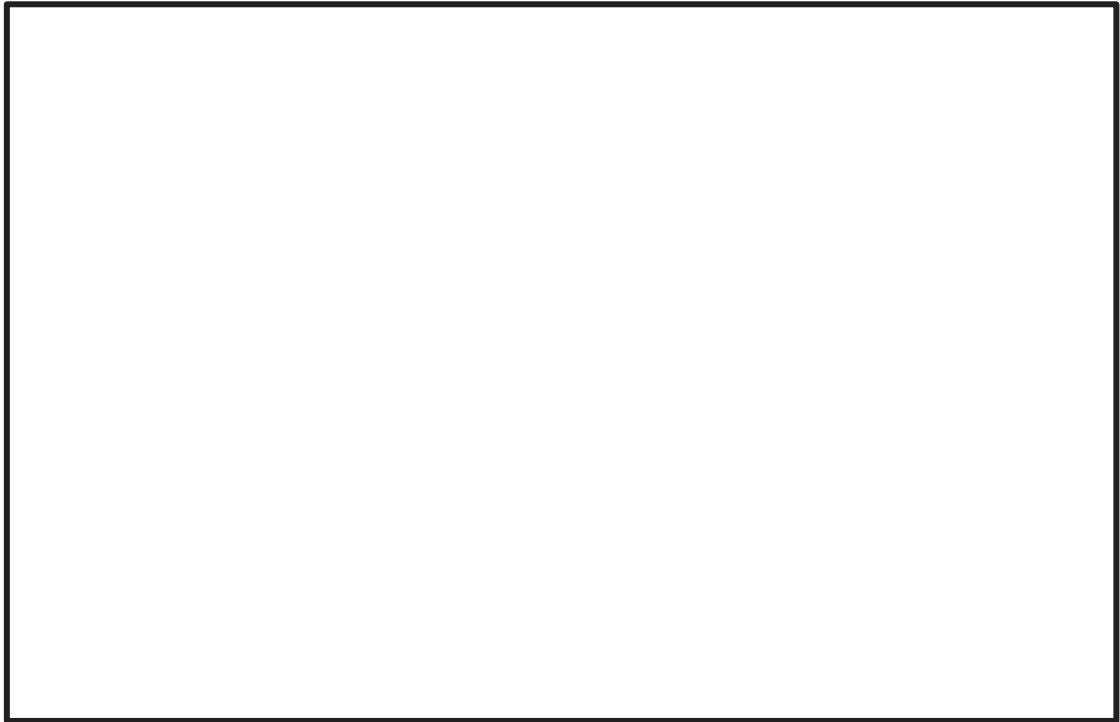


図 1-3 試験結果 (各部屋の水素濃度変化)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

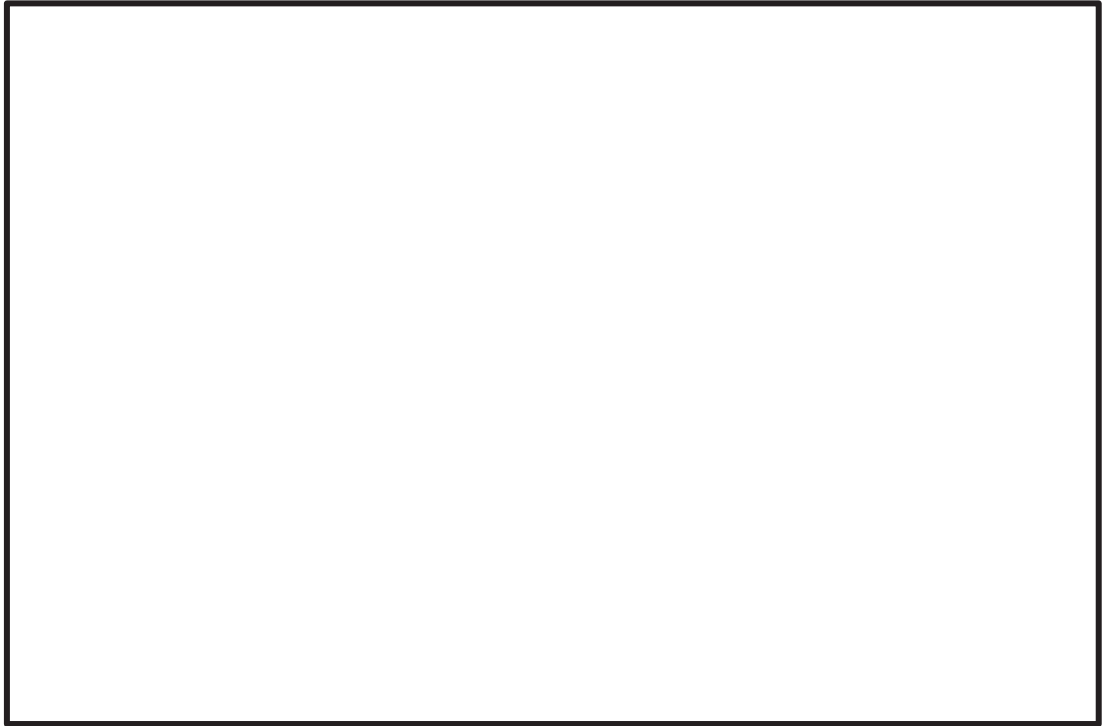
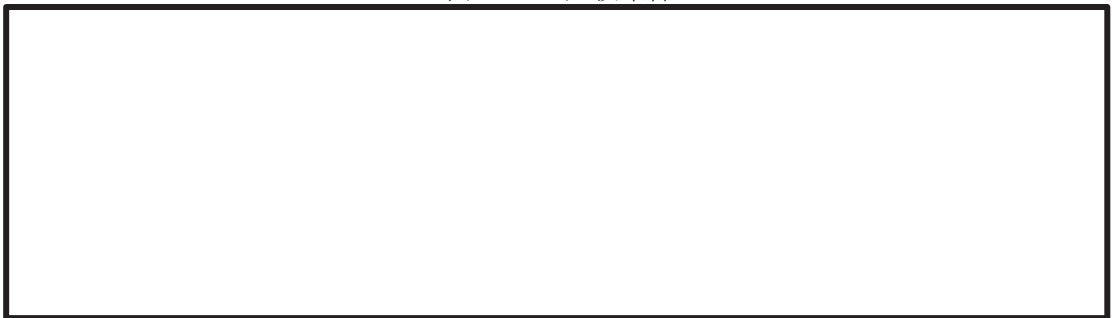


図1-4 試験結果（再結合効率の算出）

2. 雰囲気の違いによる PAR の性能影響

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 Cadarache 研究所の KALI 施設を用い、圧力、温度、蒸気等の雰囲気条件の違いによる影響の有無を確認するため、KALI 試験が実施されている。試験条件を表 2-1 に、試験体の概要を図 2-1 に、試験装置の概要を図 2-2 に示す。

表 2-1 試験条件



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図 2-1 試験体概要

図 2-2 試験装置概要

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 2.1-1 に、試験結果を図 2.1-1 に示す。
ドライ条件下と比べて、水蒸気濃度 50vol% の条件下において、PAR の性能は、同等であり、蒸気による影響はないと考えられる。

表 2.1-1 試験条件 (蒸気環境による影響)

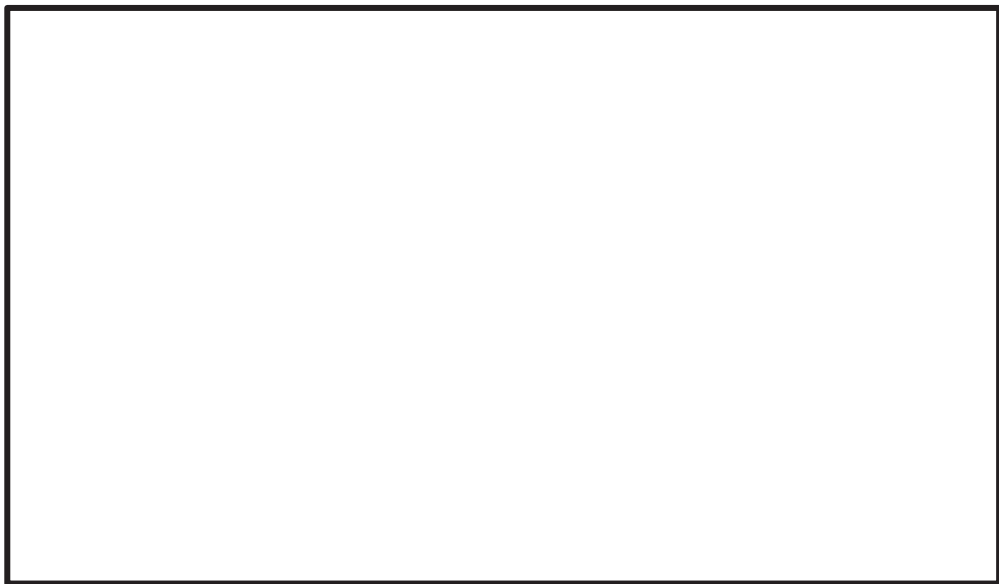


図 2.1-1 試験結果 (蒸気環境下での影響)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

水蒸気濃度 50vol%において、PAR の性能に影響がないことから、重大事故等時の条件下で水蒸気濃度が 50vol%に満たないことを確認する。重大事故等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棟に漏えいした場合の原子炉建屋原子炉棟の水蒸気濃度を図 2.1-2 に示す。

図 2.1-2 のとおり、重大事故等時において、水蒸気濃度は、50vol%に達することはない、水蒸気による影響はないと考えられる。

また、使用済燃料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、原子炉建屋原子炉棟内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る。

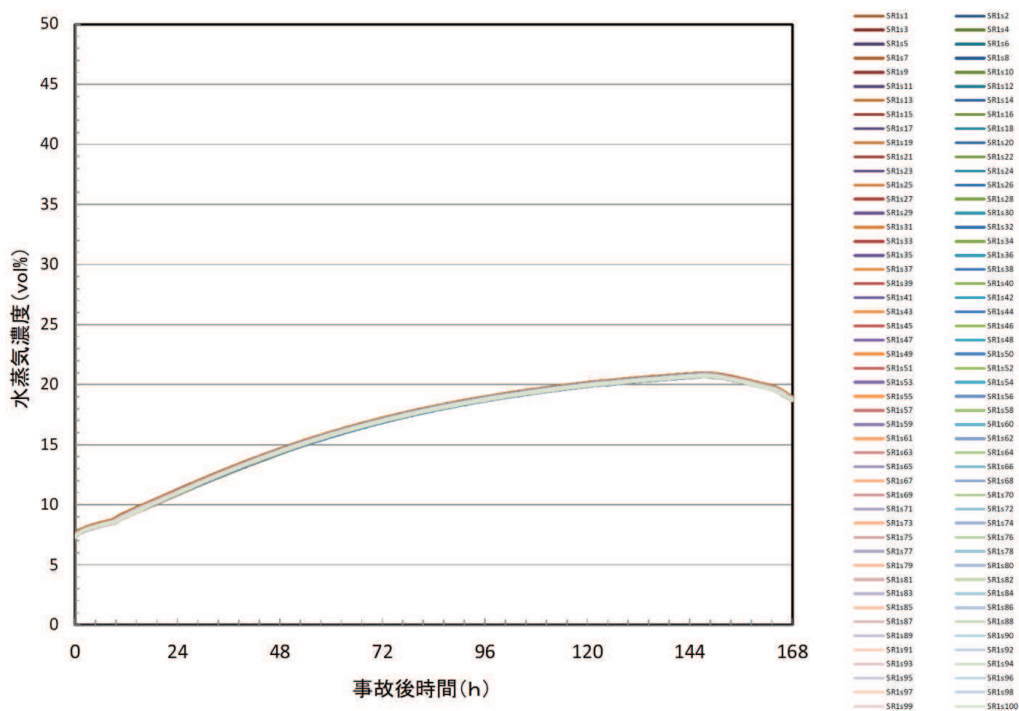


図 2.1-2 原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）水蒸気濃度（10%/day 漏えい条件）

(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は、NRC（米国原子力規制委員会）の委託により Sandia 国立研究所（SNL）にて実施された SNL 試験にて確認されている。試験条件を表 2.1-2、試験結果を図 2.1-3 に示す。

表 2.1-2 SNL 試験の試験条件

試験番号	圧力 (bar)	温度 (℃)	水蒸気濃度 (%)	スケール	疎水コーティング
PAR-8R	2	102	54	1/8	無

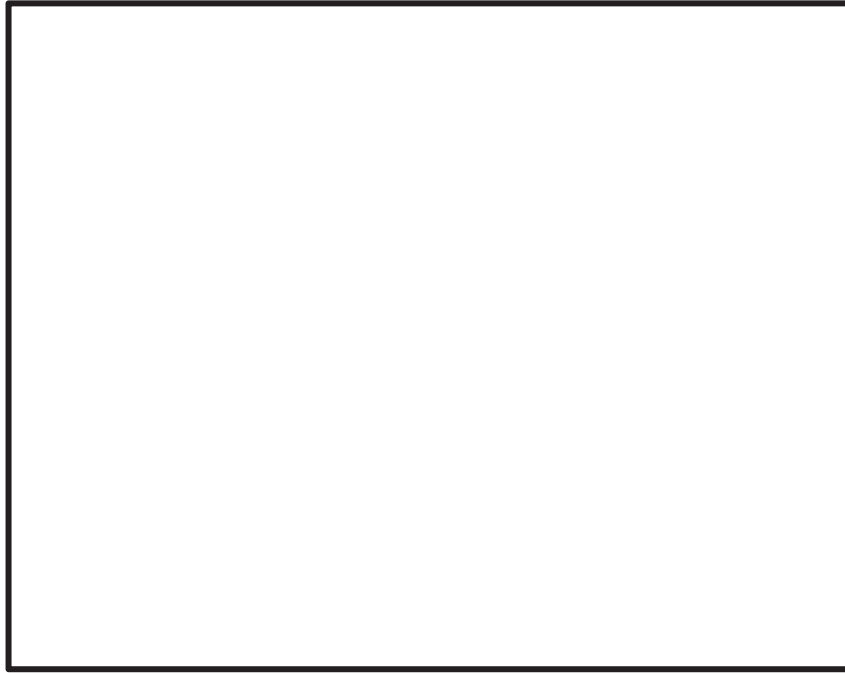


図 2.1-3 試験結果（高水蒸気濃度環境下における疎水コーティングの有無の影響）

表 2.1-2 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 2.1-3 に示すとおり，0.5kg/h 以上の処理容量を有している。なお，図 2.1-3 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

KALI 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 2.2-1 に，試験結果を図 2.2-1 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 2.2-1 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に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。

女川原子力発電所第 2 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 2.2-1 試験条件（酸素濃度による影響）

Empty table content

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図 2.2-1 試験結果（酸素濃度による影響）

3. スケールファクタの妥当性

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。

KALI 試験では、小型 PAR よりも更に流路面積の小さい試験体で性能が確認されている。試験結果とスケールファクタを考慮した基本性能評価式との比較を図 3-1 に示す。図 3-1 は KALI 試験の結果に、スケールファクタを考慮している基本性能評価式（別添 1 2.1.3 の式（2.1））により得られる値をプロットしたものであり、試験結果と基本性能評価式により得られたプロットはほぼ一致していることからスケールファクタの考え方は妥当である。

Battelle MC 試験、KALI 試験及び女川原子力発電所第 2 号機で使用する PAR の仕様の比較を表 3-1 に示す。触媒カートリッジ部やチムニ部のハウジングの高さは同じであり、違いは触媒カートリッジ枚数又はハウジング開口面積であることから、スケールファクタとしては 0.025～1 の範囲であれば適用可能と考える。女川原子力発電所第 2 号機で使用する PAR は、1/4 スケールでこの範囲内にあることから、スケールファクタ及び基本性能評価式は適用可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図 3-1 KALI 試験結果と基本性能評価式との比較

表 3-1 PAR の仕様比較

	Battelle MC 試験	KALI 試験	女川原子力発電所 第 2 号機
PAR モデル			PAR-22
触媒カートリッジ枚数			22 枚
ハウジング開口面積			1892 cm ²
スケールファクタ			0.25
延長チムニの有無			なし (標準チムニ)

4. PAR の反応開始遅れの影響

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棟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、原子炉建屋原子炉棟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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-1 SNL 試験の試験条件及び反応開始水素濃度

試験番号	圧力 (bar)		温度 (°C)	水蒸気濃度 (%)	酸素濃度 (%)	反応開始 水素濃度 (mol%)
	空気	蒸気				
PAR-1	2	0	22	0	21	0.3
PAR-2	2	0	22	0	21	0.15
PAR-3	1	1	102	52	10	0.4

5. PAR の最高使用温度

女川原子力発電所第 2 号機で設置する PAR ハウジング部の最高使用温度は、THAI 試験の結果に基づき設定している。THAI 試験は、OECD/NEA の THAI 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、女川原子力発電所第 2 号機に設置する 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

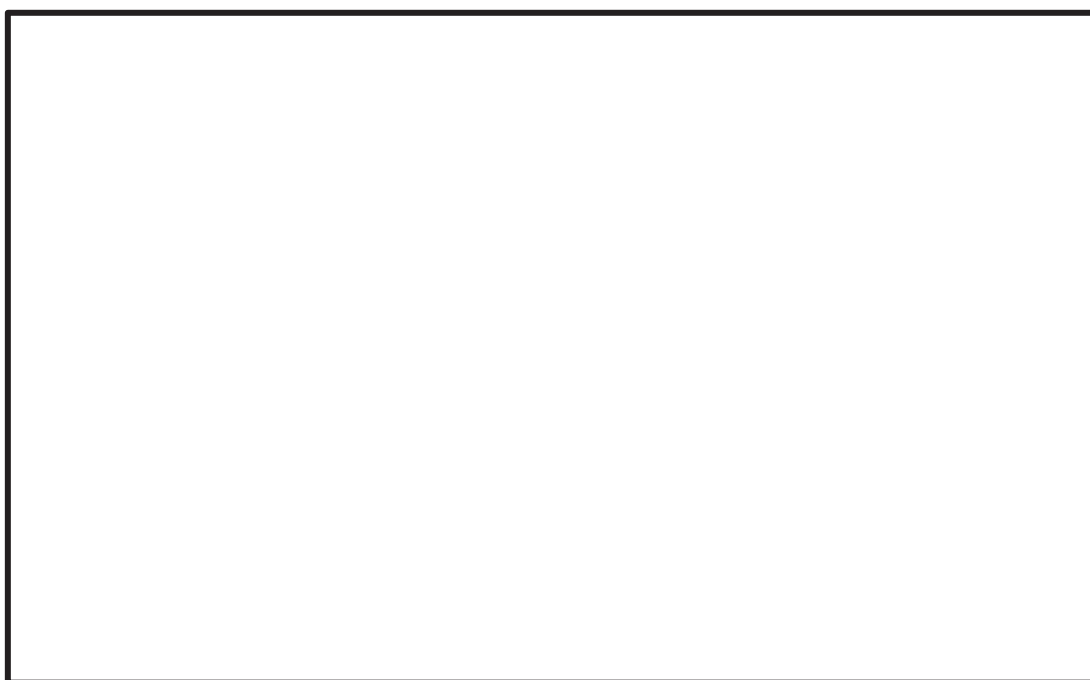


図 5-2 試験体の温度計測点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

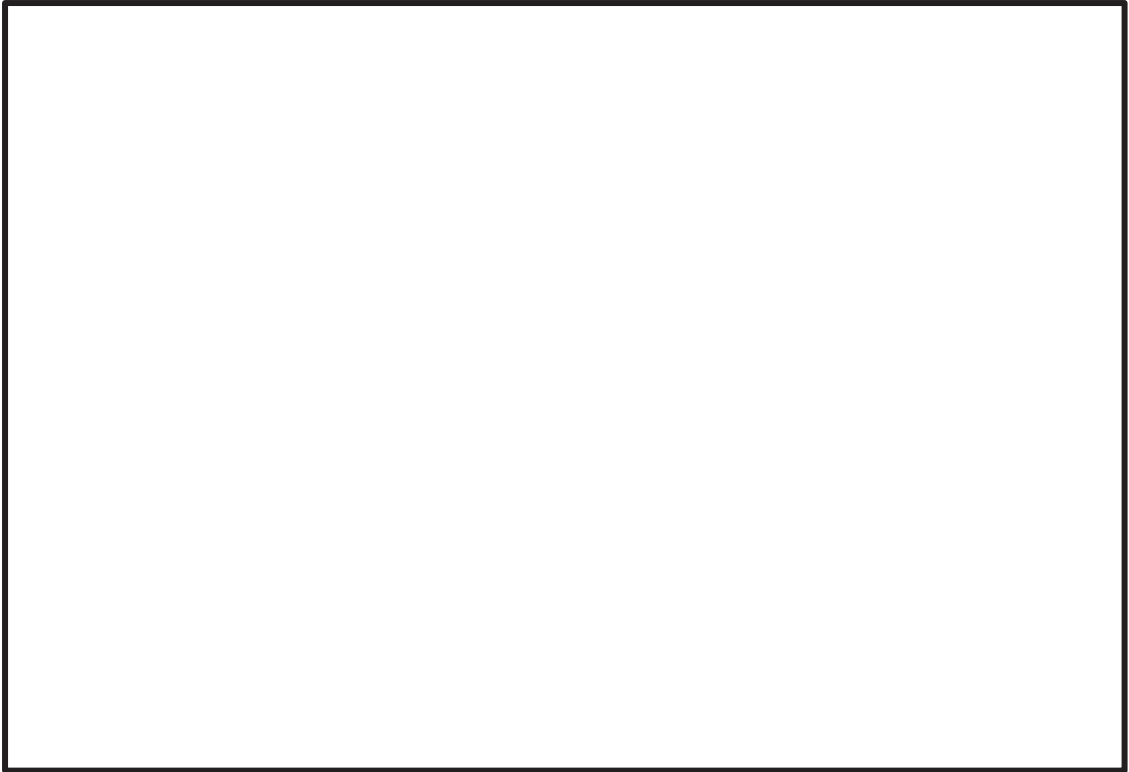


図 5-3 温度及び PAR 入口水素濃度の時間変化

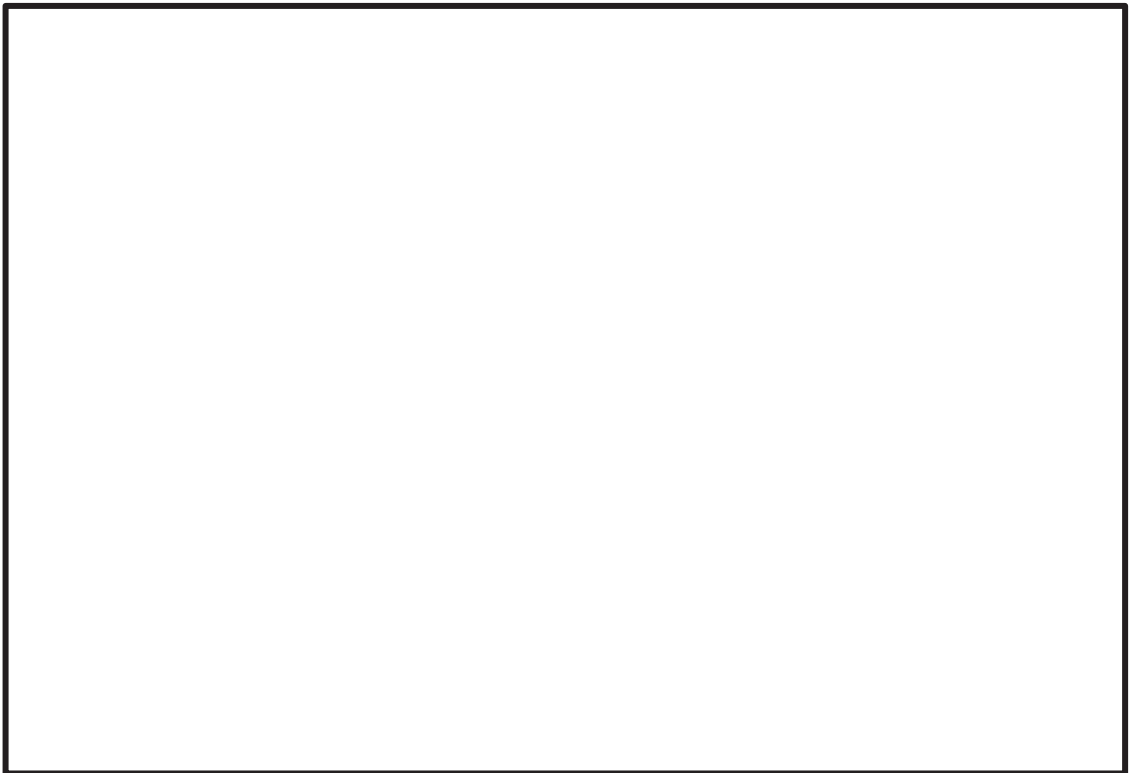


図 5-4 温度及び PAR 入口水素濃度の関係

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

6. チムニの影響について

水素低減性能試験において、PAR にチムニ(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。

女川原子力発電所第 2 号機に設置する PAR の水素処理容量は、表 3-1 に示すとおり、延長チムニなしと同じ条件であると設定している。このため、チムニの影響がないことを確認している。

7. 引用文献

- (1) Experimental Studies of the Behavior of the Catalyzer Module Developed By NIS And Tested on A 1:1 Scale Under Various System Conditions in the Model Containment, Battele-Europe, Frankfurt am Main (1991)
- (2) Generic Tests of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Volume.1 Program Description, EPRI (1997)
- (3) Generic Tests of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Volume2 Test Data for NIS PARs, EPRI (1997)
- (4) Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, "TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY", Nuclear Technology Vol.129 March 2000
- (5) Karsten T Fischer, "Qualification of a Passive Catalytic Module for Hydrogen Mitigation", Nuclear Technology vol.112, (1995)
- (6) Reactor Safety Research Project 150 1326 OECD/NEA THAI Project (contract 18 July 2007) Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16 (Tests using a NIS PAR), Areva, AECL and NIS PAR Comparison October 2009

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等時において、原子炉格納容器内によろ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 3 階（原子炉建屋燃料取替床）へ漏えいした場合、PAR 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 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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、 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棟の 460Gy/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 18.7kg であり、NUREG-1465 に基づき、原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を 61%、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、CSE での実験結果に基づき DF200 を考慮する。

このとき、原子炉格納容器漏えい率を一律 10%/day として原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）へ全量漏えいすると仮定した場合、ガス状よう素は、約 15mg/m³ 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 300mg/m³ で実施しており約 25% 性能低下していることが確認されている。

試験条件と比べて女川原子力発電所第 2 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）

--

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

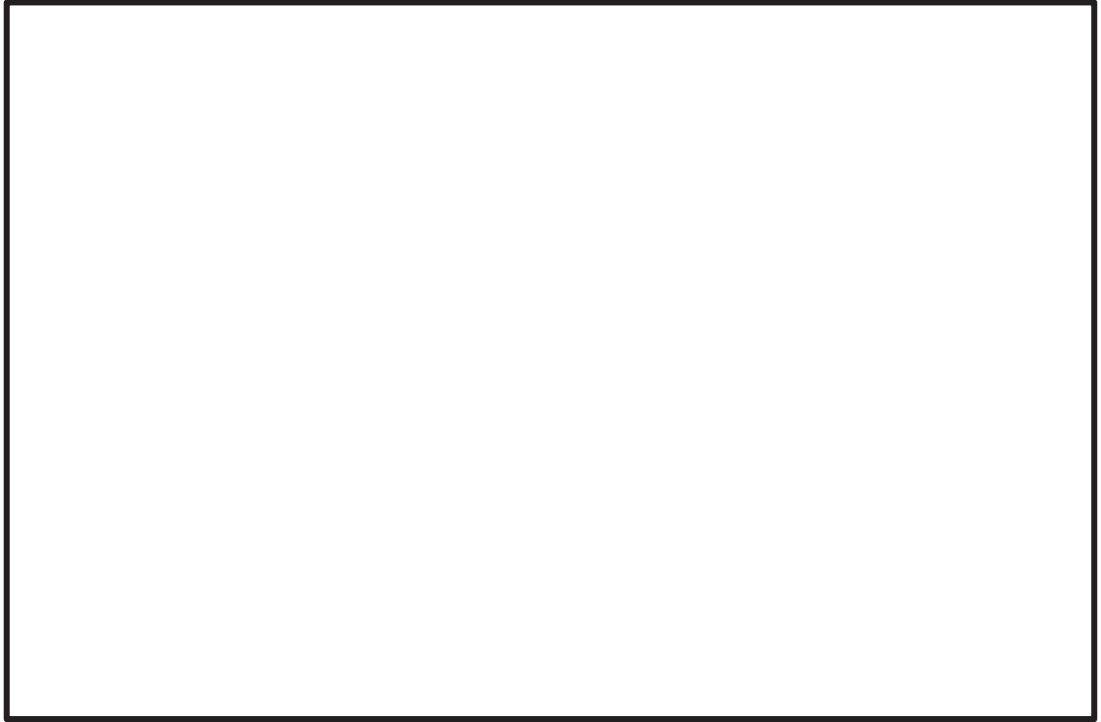


図 1-1 試験結果（よう素の影響）

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）。水蒸気濃度及び圧力は、パラジウム表面に結合しているよう素の状態を変えることができないため、基本的には水蒸気濃度と圧力は、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、女川原子力発電所第 2 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。

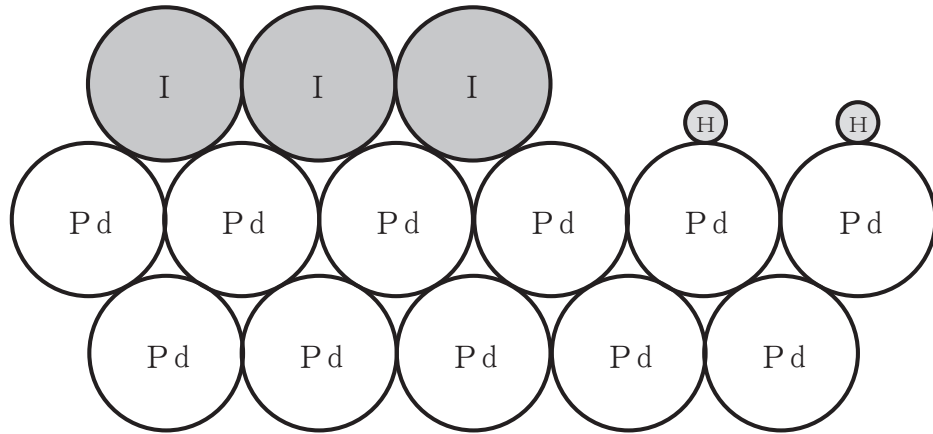


図 1-2 パラジウムへのよう素の結合の概略図

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。

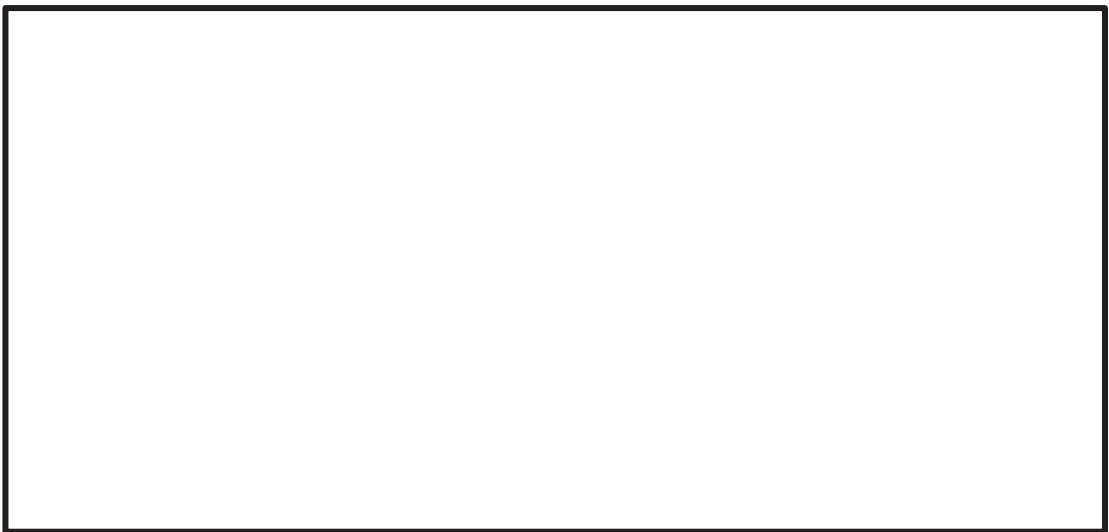


図 1-3 再結合効果と温度の関係

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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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)

PAR の周辺機器に対する悪影響防止について

PAR 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 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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 のケースにおける気流速度の最大値が約 0.3m/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/(m²・K) となる。したがって、熱伝達率は、5.6W/(m²・K) 及び 11.6W/(m²・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、評価結果の厳しい 5.6W/(m²・K) の場合であっても、PAR から 0.8m 離れたところで 100℃を下回り、1m の地点では 83℃まで低下する。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 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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。

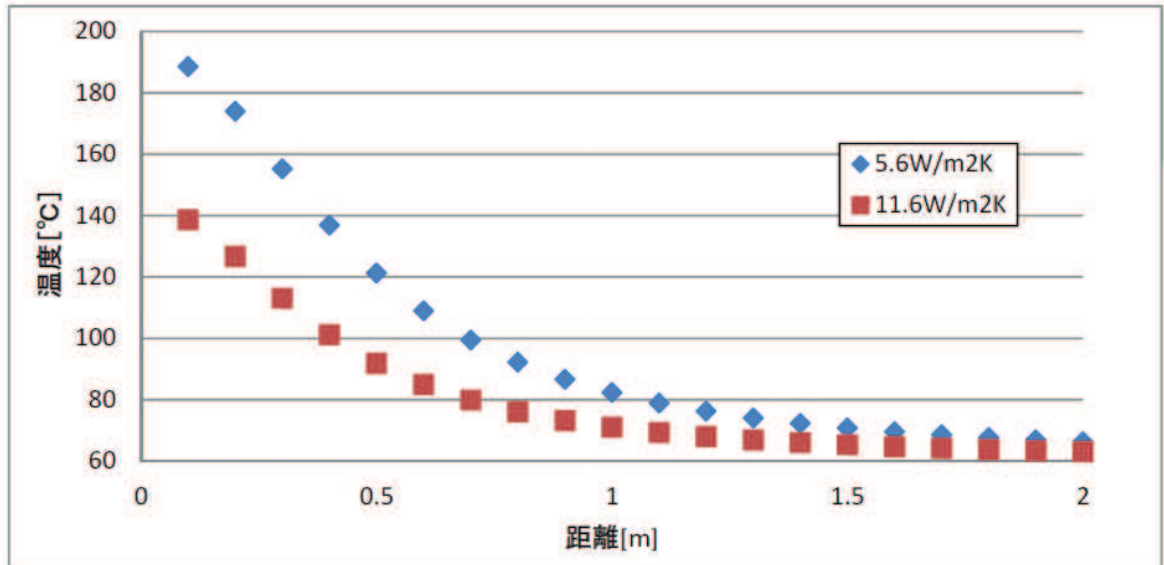


図 1-1 周辺機器の PAR からの距離と温度の関係

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 配置検討に当たっては、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 3 階（原子炉建屋燃料取替床）に設置する重大事故等対処設備及び影響評価
原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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 及び図 3-2 に示す。

図 3-1 及び図 3-2 に示すとおり、PAR 動作監視装置を除く計装設備*1 と PAR との距離を水平方向及び鉛直方向それぞれで確認し、離隔距離が 3m 以上あることを確認した。以下に詳細を示す。

PAR 動作監視装置を除く計装設備のうち、原子炉建屋内水素濃度以外の計装設備については、図 3-1 に示すとおり、水平方向の距離が 3m 以上の距離があることから PAR の温度上昇による悪影響はない。

一方、PAR 動作監視装置を除く計装設備のうち、原子炉建屋内水素濃度については、図 3-1 に示すとおり、原子炉建屋内水素濃度（T71-H₂E101A）が PAR-12*2 に、原子炉建屋内水素濃度（T71-H₂E101B）が PAR-11*2 に最も近く、PAR との水平方向の距離が 3m 以内となっているが、図 3-2 に示すとおり、鉛直方向の距離が原子炉建屋内水素濃度（T71-H₂E101A）においては PAR-12*2 との距離が約 7.11m、原子炉建屋内水素濃度（T71-H₂E101B）においては PAR-11*2 との距離が約 15.21 m となっており、鉛直方向で十分な離隔距離を有していることから PAR の温度上昇による悪影響はない。

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。

注記*1：PAR 動作監視装置を除く、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）に設置する計装設備（重大事故等対処設備）は以下のとおり。

- ・原子炉建屋内水素濃度
- ・使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）
- ・使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）
- ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）
- ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）
- ・使用済燃料プール監視カメラ

*2：図 3-1 及び図 3-2 に示す PAR の番号。

図3-1 原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋燃料取扱替床) における重大事故等対処設備の機器配置図 (平面図)

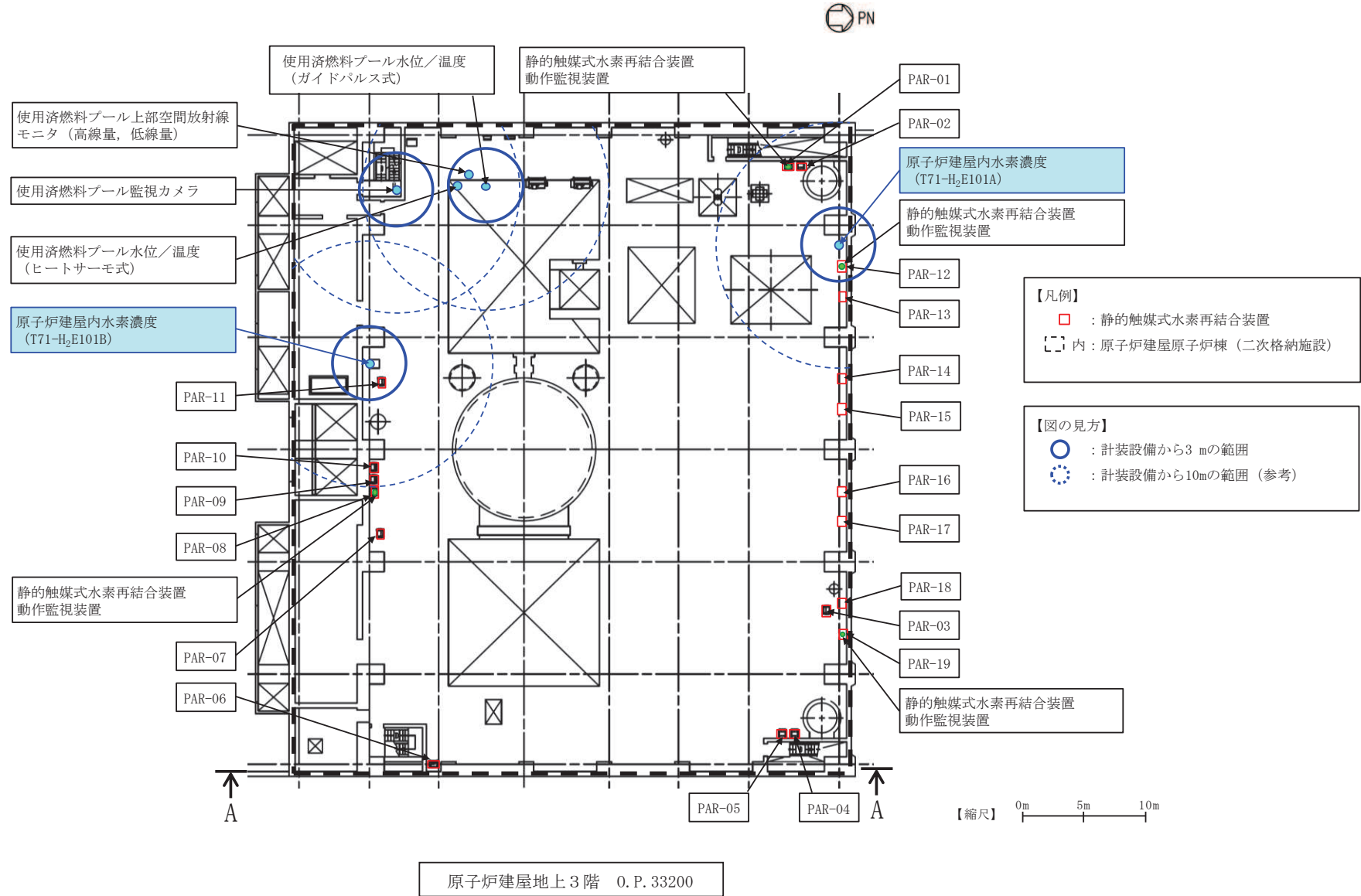
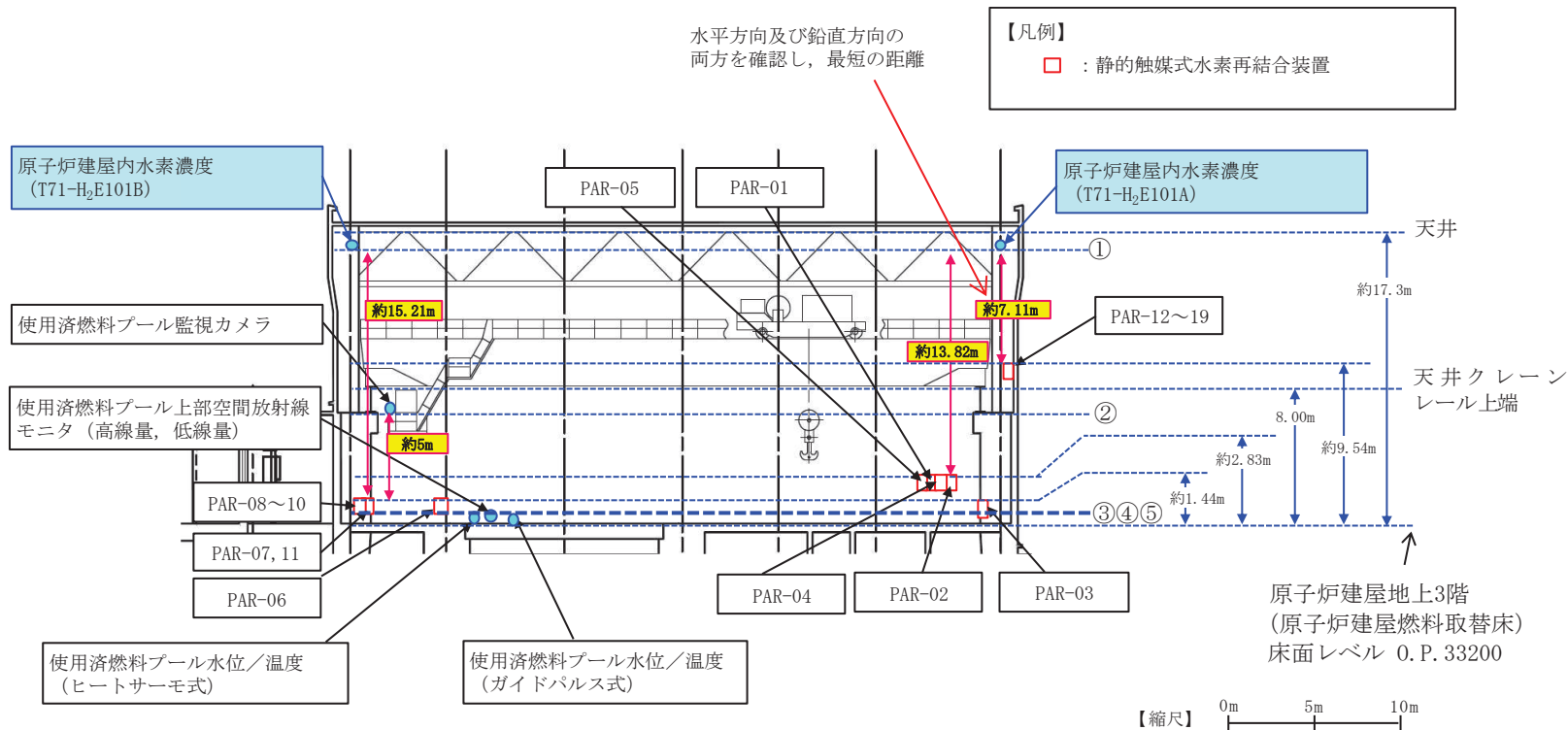


図 3-2 原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床) における重大事故等対処設備の機器配置図 (断面図)



(図3-1 A~A 断面図)

No	名称	評価レベル	床面レベル (O.P. 33200) からの高さ (m)
①	原子炉建屋内水素濃度	水度検出器下端	O.P. <input type="text"/> 約16.65
②	使用済燃料プール監視カメラ	設置床	O.P. 39645 約6.44
③	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	計器スタクション上部	O.P. 34060 0.86
④	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	検出器架台上部	O.P. 33950 0.75
⑤	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)	検出器架台上部	O.P. <input type="text"/> <input type="text"/>

PAR 動作監視装置について

1. 目的

PAR は、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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、水素濃度の上昇に従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 参照）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。

このことから、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）に設置されている PAR（4 個）の入口側及び出口側に熱電対を取り付け、中央制御室及び緊急時対策所にて PAR の温度を監視できる設計とする。

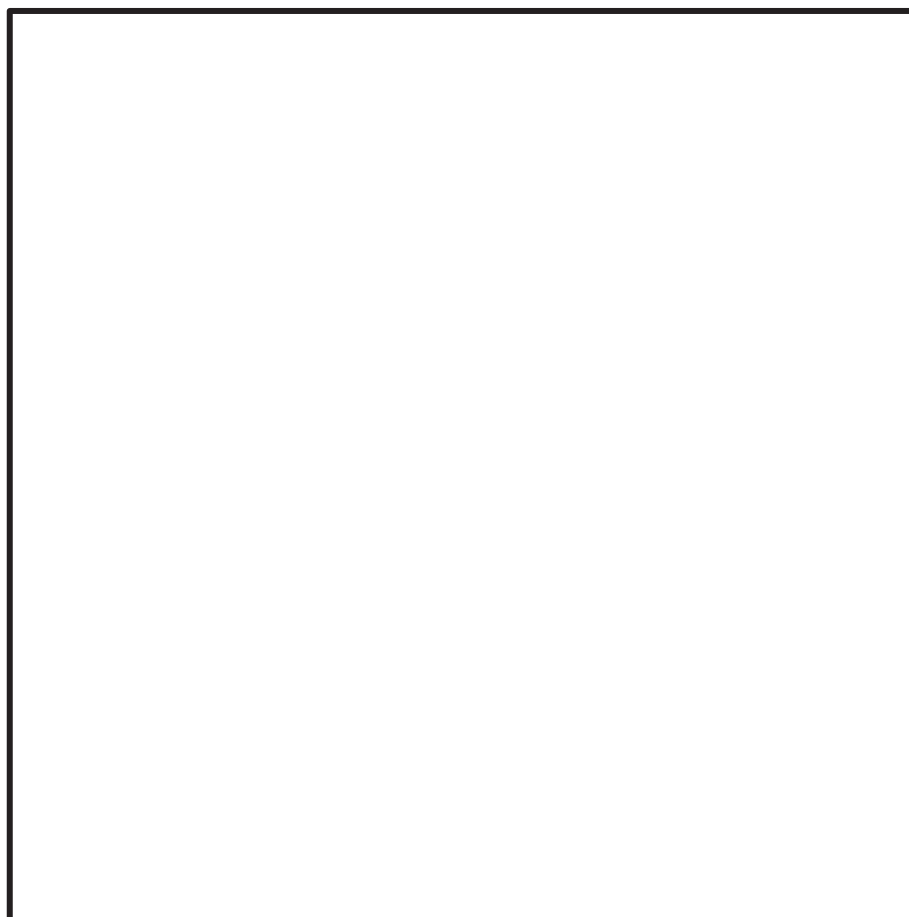


図 1-1 SNL で行われた試験用 PAR の概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



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

PAR19 個のうち 4 個に対して、入口側と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緊急時対策所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 については環境温度は 100°C 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)。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

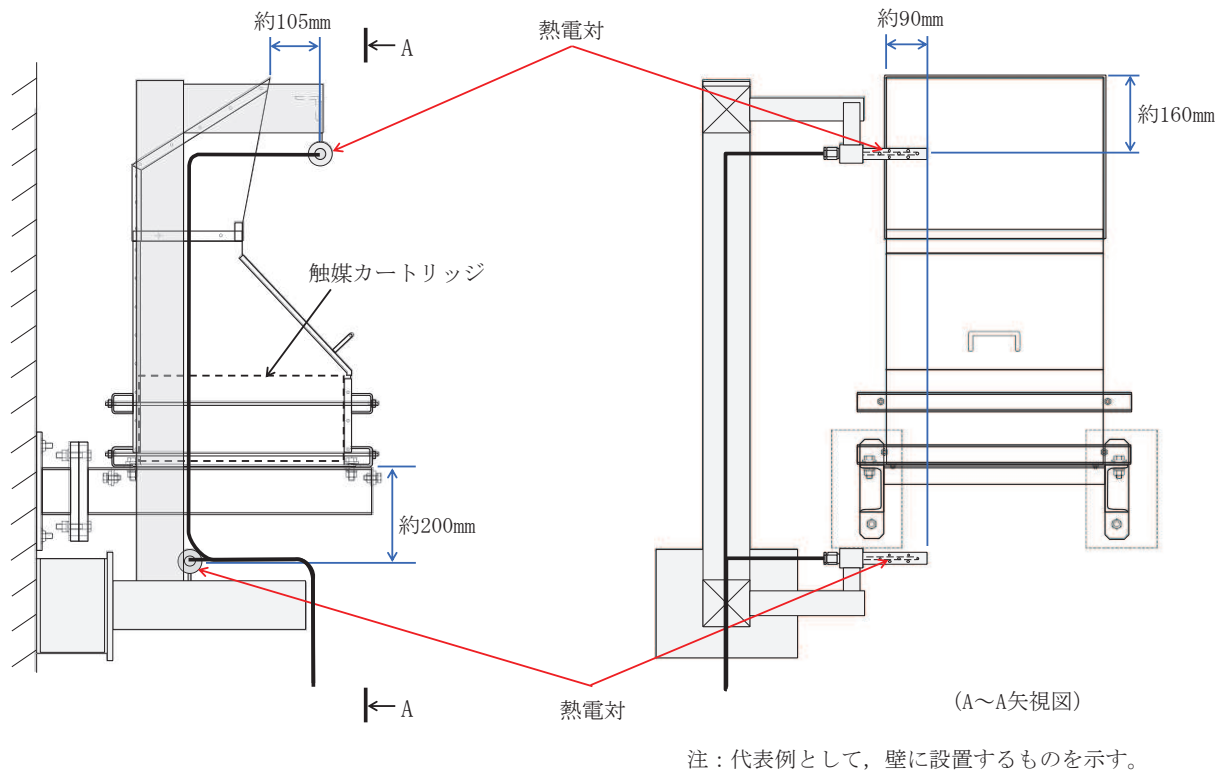


図 2-1 PAR と熱電対の位置関係

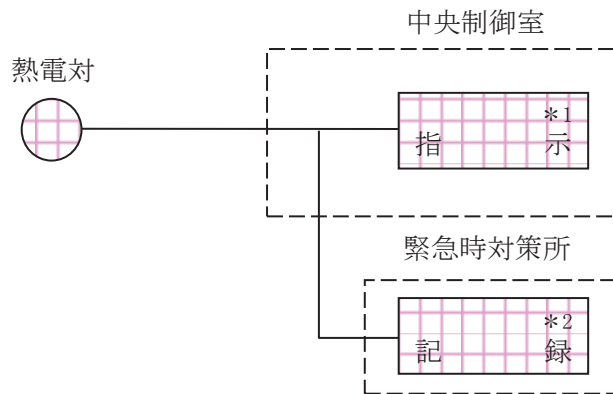
熱電対シースは、外径 21.7mm で孔が空いた構造の保護管内に設置され、熱電対シース自体の外径は 4.8mm であり、PAR への流路影響の観点から水素除去性能へ影響を及ぼすものではない。

測定温度は、中央制御室及び緊急時対策所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	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
PAR 動作監視装置	熱電対	0~500℃	8*	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床)

注記*：4 個の静的触媒式水素再結合装置に対して出入口に 1 個設置



注記*1：記録計
*2：安全パラメータ表示システム伝送装置

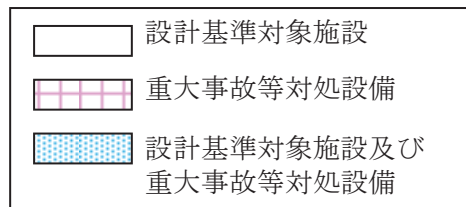


図 2-2 PAR 動作監視装置の概略構成図

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 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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 3 階（原子炉建屋燃料取替床）の水平方向及び上下方向それぞれに分散配置した 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 3 階（原子炉建屋燃料取替床）に分散配置された PAR から互いに離れた位置にある 4 個を選定し、熱電対を設置する（図 3-1 参照）。

【原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）】

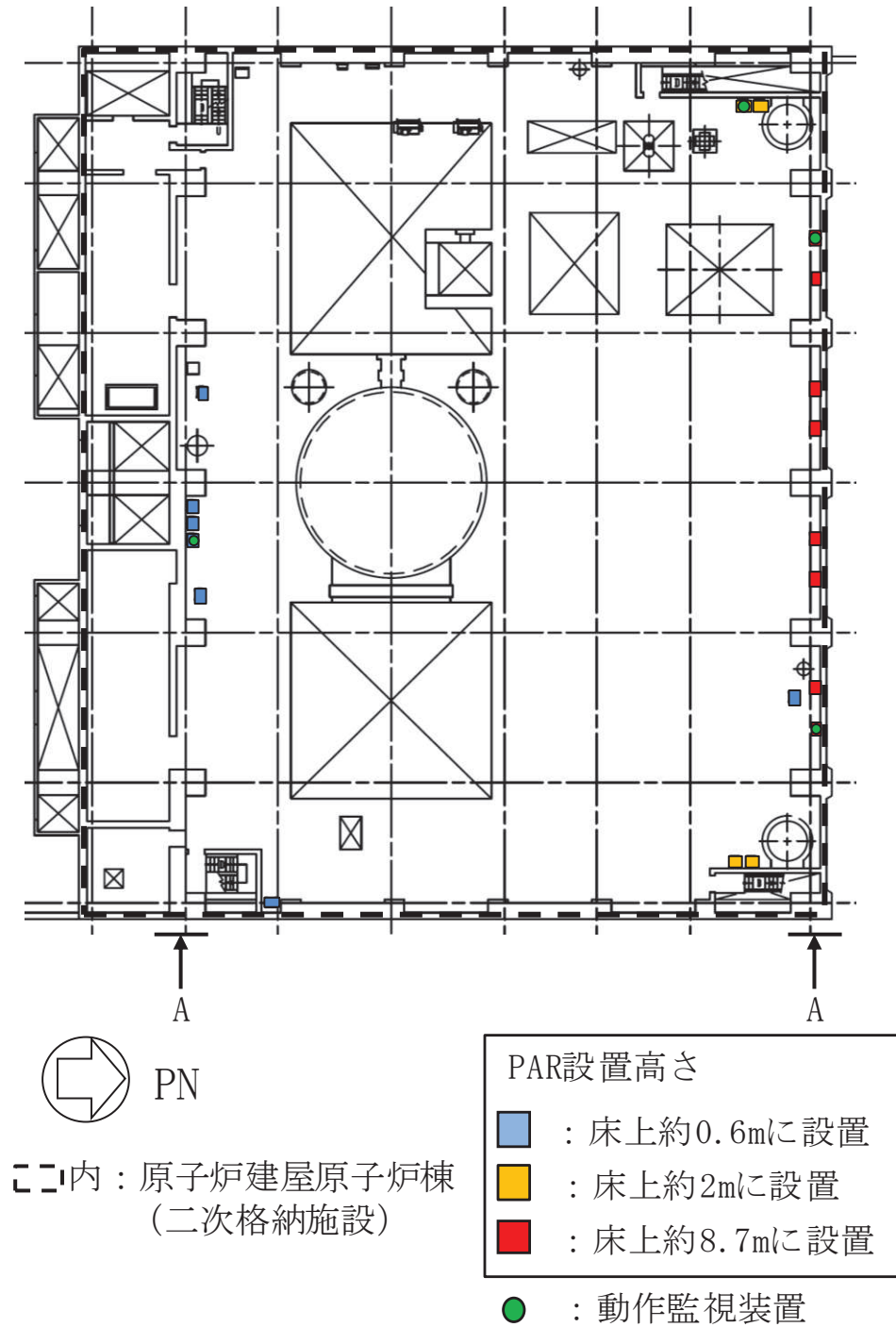


図 3-1 PAR 動作監視装置の概略配置図

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

PAR の性能維持管理について

設置段階及び供用開始以降の PAR 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，目視により確認する。
触媒カートリッジ	仕様確認	触媒充填量について，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	外観点検	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
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填する際には，規定量が充填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填された触媒カートリッジの性能は同様である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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	触媒充填量	
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℃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 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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、触媒の健全性を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、触媒の健全性を確認する。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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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 又は 20℃以上/30分	10℃以上/20分 又は 20℃以上/30分	10℃以上/20分 又は 20℃以上/30分



図 4-1 検査装置概要図

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.....	4
2.2 構造概要.....	4
3. 評価.....	7
3.1 基礎の健全性評価.....	7
3.1.1 基礎の耐震評価.....	7
3.2 地盤の健全性評価.....	9
3.2.1 荷重.....	9
3.2.2 許容支持力度.....	9
3.2.3 健全性評価.....	9

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 条及び第 50 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。

2. 基本方針

今回、基準地震動 S_s の策定及び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、基準地震動 S_s の策定及び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、添付書類「VI-2-9-3-4 原子炉建屋基礎版の耐震性についての計算書」において説明する。また、それ以外の評価は、平成元年 6 月 8 日付け元資庁第 2015 号にて認可された既工事計画認可申請書 第 1 回申請添付書類「IV-1-4 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	荷重時	記載資料*
基礎の健全性評価	原子炉建屋基礎版	通常運転時	①
		S s 地震時	②
地盤の健全性評価	地盤	通常運転時	①
		S s 地震時	②

注記*：凡例は以下のとおり。

- ① 既工認
- ② 添付書類「VI-2-9-3-4 原子炉建屋基礎版の耐震性についての計算書」

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、原子炉格納容器、その周囲の壁（以下「シェル壁：SW」という。）、原子炉棟の外壁（以下「内部ボックス壁：IW」という。）及び付属棟の外壁（以下「外部ボックス壁：OW」という。）を支持する原子炉建屋基礎版である。

原子炉建屋基礎版は、上部構造からの鉛直荷重及び地震荷重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。

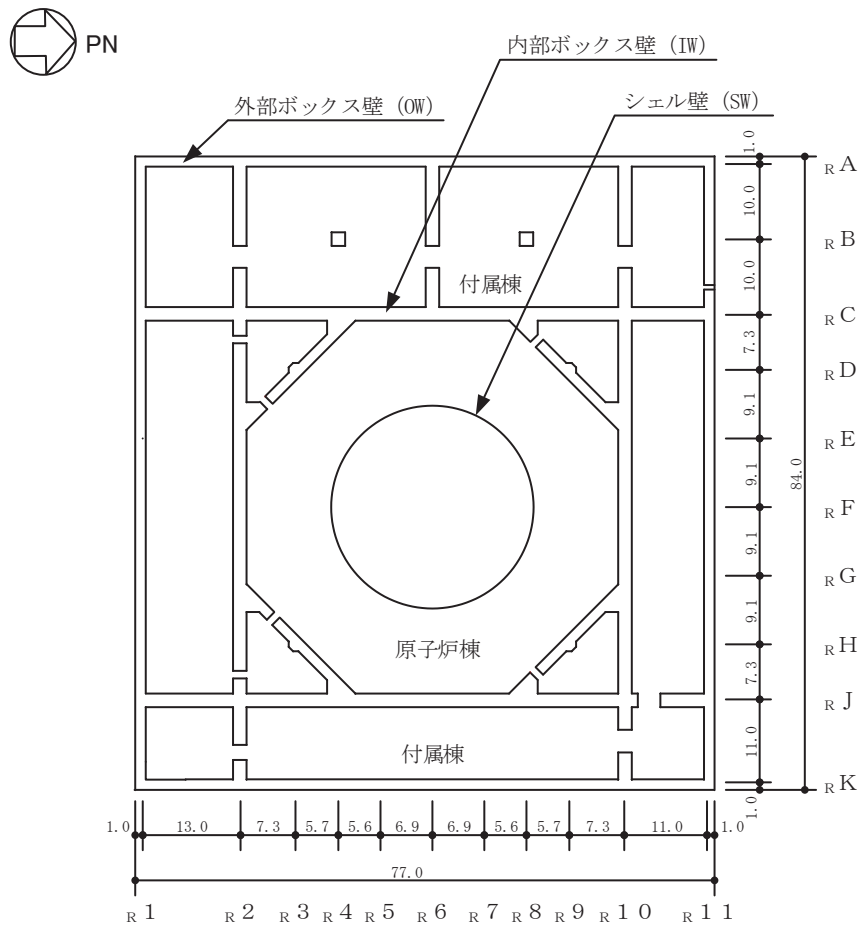
原子炉建屋基礎版の応力解析は 3 次元 FEM モデルを用いた弾塑性応力解析により実施する。

2.2 構造概要

原子炉建屋基礎版は、平面 77.0 m (NS 方向) × 84.0 m (EW 方向)、厚さ 6.0 m の鉄筋コンクリート造の基礎版であり、支持地盤である砂岩及び頁岩上に人工岩盤を介して設置されている。

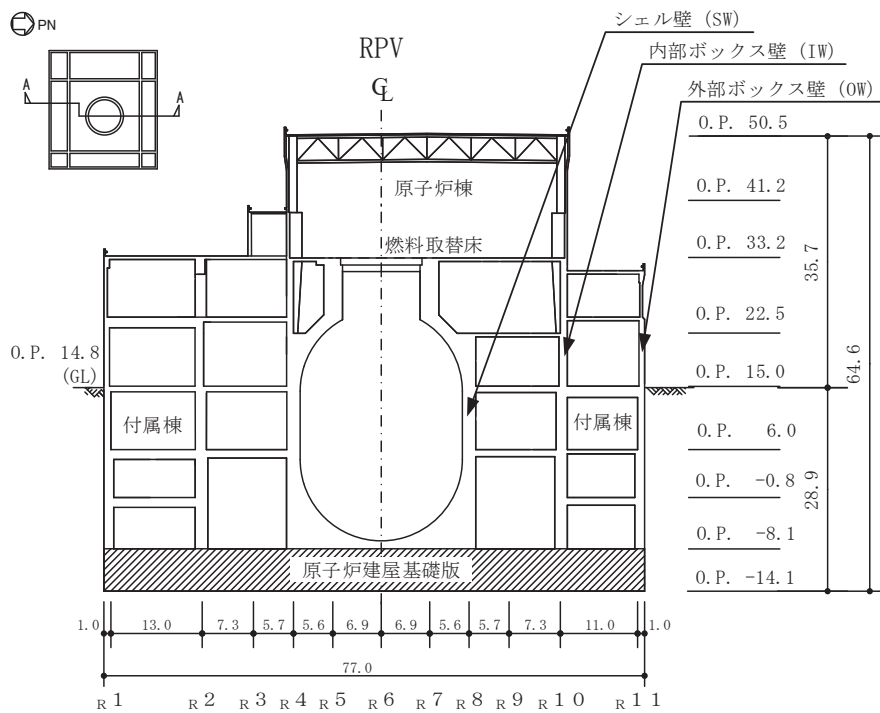
コンクリートの設計基準強度は $F_c = 32.4 \text{ N/mm}^2$ 、鉄筋の種類は SD35 (SD345 相当) を用いる。

原子炉建屋基礎版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。



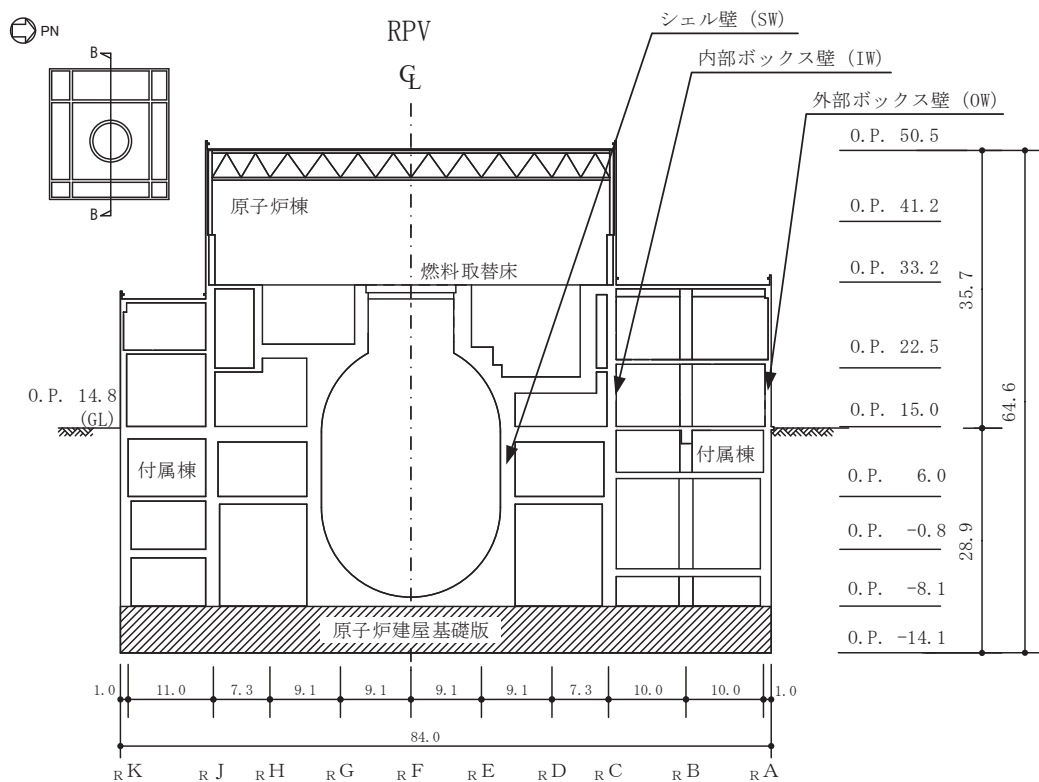
(単位：m)

図 2-1 原子炉建屋基礎版の概略平面図 (0.P. -8.1 m)



(単位 : m)

図 2-2(1) 原子炉建屋基礎版の概略断面図 (A-A 断面 NS 方向)



(単位 : m)

図 2-2(2) 原子炉建屋基礎版の概略断面図 (B-B 断面 EW 方向)

3. 評価

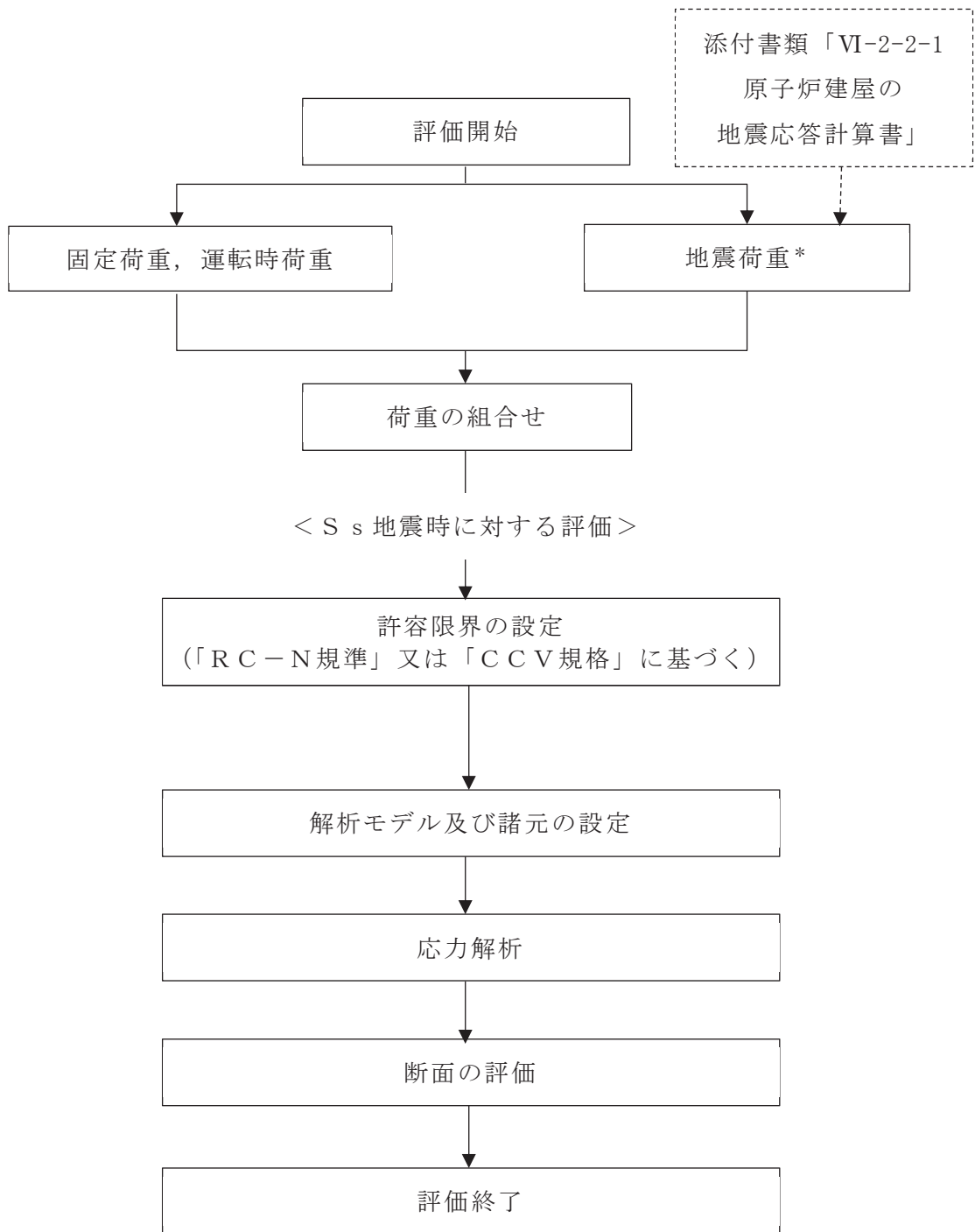
3.1 基礎の健全性評価

原子炉格納施設の基礎の健全性は、原子炉建屋基礎版の基準地震動 S_s による地震力に対する評価（以下「 S_s 地震時に対する評価」という。）を行うこととし、「日本建築学会 2005年 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（以下「RC-N規準」という。）」及び「JSME S-NE1-2003 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（以下「CCV規格」という。）」に基づき評価する。

3.1.1 基礎の耐震評価

原子炉建屋基礎版の耐震評価において、3次元 FEM モデルを用いた弾塑性応力解析によることとし、安全上適切と認められる規格及び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。原子炉建屋基礎版の耐震性については、添付書類「VI-2-9-3-4 原子炉建屋基礎版の耐震性についての計算書」に示すとおり、 S_s 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。



注記*：材料物性の不確かさについては，添付書類「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。

図 3-1 応力解析による評価フロー

3.2 地盤の健全性評価

地盤の健全性において、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及び基準等に基づき評価を行う。健全性評価は、添付書類「VI-2-9-3-4 原子炉建屋基礎版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_s地震時の地盤の接地圧は、基準地震動 S_s 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

原子炉建屋基礎版は、砂岩及び頁岩上に人工岩盤を介して設置されており、その許容支持力度は、添付書類「VI-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針」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_s地震時の地盤の接地圧に対しては 13700 kN/m²（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_s地震時の地盤の最大接地圧は、表 3-1 のとおりであり、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/m²)

	最大接地圧	許容支持力度
S _s 地震時	3500	13700

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、添付書類「VI-1-1-6 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は変更は行わない。

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代替循環冷却ポンプ及び残留熱除去系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大容量送水ポンプ(タイプI)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タービンポンプについては、熔融炉心の原子炉格納容器下部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、添付書類「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。

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タンク，淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）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。

なお，海から取水する可能性のある大容量送水ポンプ（タイプ I）の付属品である水中ポンプには，吸込口に異物混入防止のフィルタを設置することにより，原子炉格納容器内への異物混入を防止する設計とする。万一，ポンプの吸込口のフィルタが詰まった場合は，ポンプの起動停止によるフィルタ閉塞の回復及び水中ポンプの吊り上げによるフィルタ清掃が短時間で可能である。

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。）等時の対応におい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18年7月31日付け平成18・06・28原第3号にて認可された工事計画の添付書類「IV-5 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」及び平成20年4月7日付け平成20・02・29原第30号にて認可された添付書類「IV-5 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。

- ・復水移送ポンプ* (水源：復水貯蔵タンク)
- ・代替循環冷却ポンプ* (水源：サプレッションプール)
- ・残留熱除去系ポンプ* (水源：サプレッションプール)
- ・大容量送水ポンプ (タイプ I) * (水源：淡水貯水槽 (No. 1), 淡水貯水槽 (No. 2) 又は海)

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、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最大流量よりも、「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最大流量が大きく、有効NPSH評価条件として厳しくなるため、添付書類「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。

また、「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、大容量送水ポンプ (タイプ I) 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と、「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で、有効NPSH評価条件は変わらないため、添付書類「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。

- ・代替循環冷却ポンプ (水源：サプレッションプール)
(150 m³/h)
- ・残留熱除去系ポンプ (水源：サプレッションプール)
(1160 m³/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」により選定した代替循環冷却ポンプ及び残留熱除去系ポンプの有効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。

非常用炉心冷却系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非常用炉心冷却系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」で選定した代替循環冷却ポンプ（残留熱除去系ストレーナを兼用）及び残留熱除去系ポンプに対して、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及びf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g）のうち、b、c、d、e及びgの事象については、残留熱除去系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。

ただし、c、d及びeの事象については、設計基準対象施設としての使用条件を超えて残留熱除去系ポンプを運転する。このうち、d及びeの事象については、有効NPSH評価条件（水源の圧力、温度等）がcの事象の評価に包絡されるため個別評価対象外とする。

重大事故等時における各事象（表3-1のhからl）のうち、h、i、j、k及びlの事象については、代替循環冷却ポンプを原子炉格納容器除熱に使用するが、i、j及びlの事象については、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。また、kの事象については、有効NPSH評価条件（水源の圧力、温度等）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。

以上より、新設設備である代替循環冷却ポンプについて、「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。また、残留熱除去系ポンプについて、「c 全交流動力電源喪失」の事象を想定し、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、想定されるサプレッションプール水温の飽和蒸気圧に設定し、背圧を考慮しない。

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

代替循環冷却ポンプについては、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、代替循環冷却ポンプ運転時の通水流量（150 m³/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（ m³/h）を用いた評価を実施する。

残留熱除去系ポンプについては、LOCAを想定しないため、ストレーナの異物付着による圧損上昇を考慮しない。

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のために使用す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	高压・低压注水機能喪失	—	—	無	—	—
	b	高压注水・減圧機能喪失	RHR	設計基準事故時に包絡	無	—	—
	c	全交流動力電源喪失	RHR	個別評価を実施	無	—	—
	d	崩壊熱除去機能喪失	RHR	cの事象に包絡	無	—	—
	e	原子炉停止機能喪失	RHR	cの事象に包絡	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	設計基準事故時に包絡	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)	ARHR	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*2
	i	高压溶融物放出/格納容器雰囲気 直接加熱	ARHR	hの事象に包絡	無	—	化学影響生成異物の発生*2
	j	原子炉圧力容器外の溶融燃料 —冷却材相互作用	ARHR	hの事象に包絡	無	—	化学影響生成異物の発生*2
	k	水素燃焼	ARHR	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*2
	l	溶融炉心・コンクリート 相互作用	ARHR	hの事象に包絡	無	—	化学影響生成異物の発生*2

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：自主対策設備である原子炉格納容器pH調整系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，ARHR：代替循環冷却ポンプ

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) 代替循環冷却ポンプの有効NPSH評価結果

a. 有効NPSHの算定結果

代替循環冷却ポンプの有効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 代替循環冷却ポンプの有効NPSH算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a ：吸込液面に作用する絶対圧力	52.9
H_s ：吸込揚程	
H_1 ：ポンプ吸込配管圧損	
H_2 ：ストレーナ圧損*1	
H_3 ：異物付着による圧損上昇*1, *2	
h_s ：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭*3	52.9
有効NPSH ($H_a + H_s - H_1 - H_2 - H_3 - h_s$)	2.5

注記*1：ストレーナが左右非対称であり、異物付着時は非対称の影響を考慮した圧損値を記載する。ストレーナ圧損及び異物付着による圧損上昇のうち、長い側のストレーナの圧損値を左側に、短い側のストレーナの圧損値を右側に示す。

*2：ストレーナの異物付着による圧損上昇は、代替循環冷却ポンプ運転時の通水流量（150 m³/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（ m³/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。

*3：サプレッションプール水の温度条件は設計上想定する最高温度150℃を適用する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

b. 有効NPSH評価結果

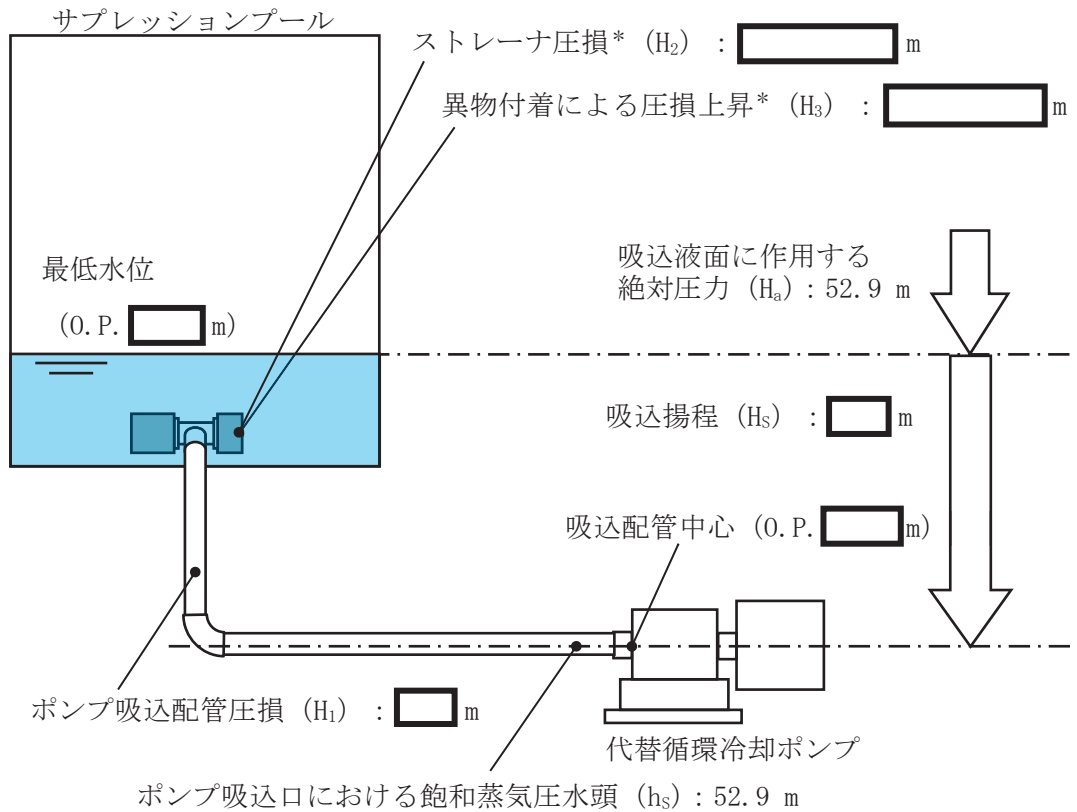
代替循環冷却ポンプの有効NPSH評価結果を表3-3に示す。

表3-3に示すとおり、重大事故等時における代替循環冷却ポンプの有効NPSHは、必要NPSHを上回っており、代替循環冷却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 代替循環冷却ポンプの有効NPSH評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
代替循環冷却ポンプ	□	2.5



注記*：ストレーナが左右非対称であり、異物付着時は非対称の影響を考慮した圧損値を記載。なお、長い側のストレーナの圧損値を左側に、短い側のストレーナの圧損値を右側に示す。

$$\text{有効 NPSH } (H_a + H_s - H_1 - H_2 - H_3 - h_s) \geq \text{必要 NPSH}$$

$$(52.9 + \square - 52.9) = 2.5 \text{ m} > \square \text{ m}$$

図3-1 代替循環冷却ポンプの有効NPSH評価の概略図

(2) 残留熱除去系ポンプの有効NPSH評価結果

a. 有効NPSHの算定結果

残留熱除去系ポンプの有効NPSH算定結果を表3-4に示す。また、有効NPSH評価の概略図を図3-2に示す。

表3-4 残留熱除去系ポンプの有効NPSH算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a ：吸込液面に作用する絶対圧力* ¹	44.7
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* ²	
h_s ：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭* ¹	44.7
有効NPSH ($H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s$)	2.4

注記*1：事故後の原子炉格納容器圧力，サブプレッションプール水の温度条件は，重大事故等時における残留熱除去系ポンプ運転中のサブプレッションプール水最高温度である 144 °Cの値を適用する。

*2：残留熱除去系ポンプはLOCA事象を起因とする重大事故等時において使用しないためストレーナの異物付着による圧損上昇を考慮しない。なお，長い側のストレーナの圧損値を左側に，短い側のストレーナの圧損値を右側に示す。

b. 有効NPSH評価結果

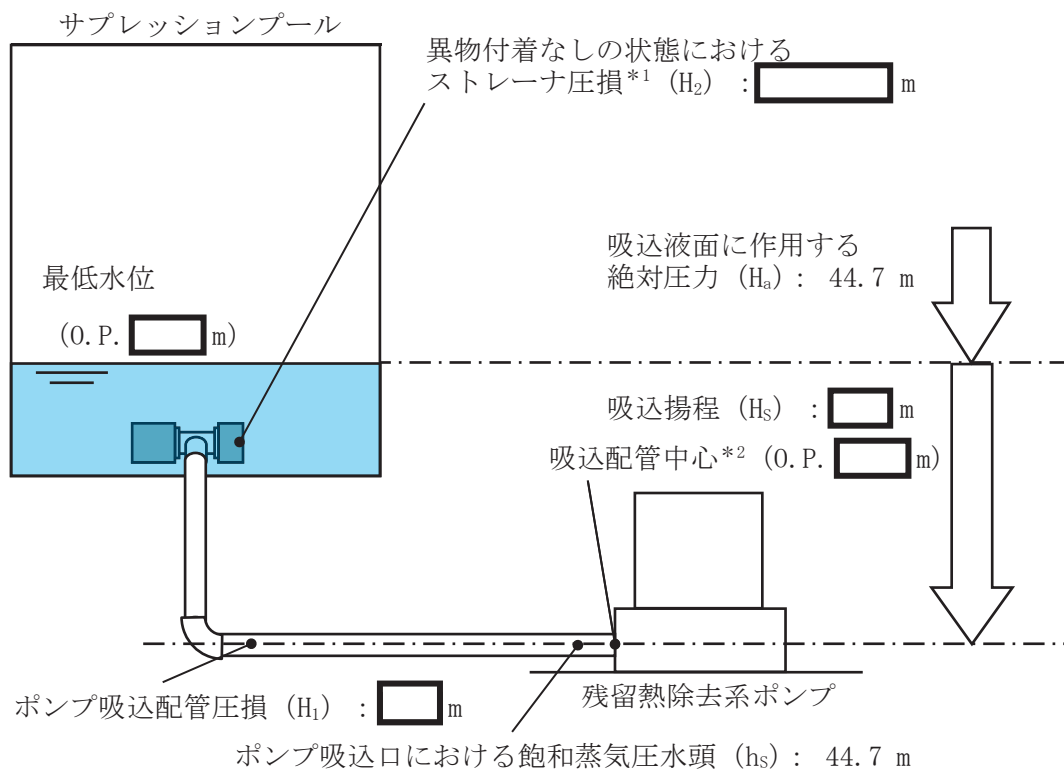
残留熱除去系ポンプの有効NPSH評価結果を表3-5に示す。

表3-5に示すとおり，重大事故等時における残留熱除去系ポンプの有効NPSHは，必要NPSHを上回っており，残留熱除去系ポンプの運転状態において，必要NPSHは確保されている。

表3-5 残留熱除去系ポンプの有効NPSH評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
残留熱除去系ポンプ		2.4



注記*1：長い側のストレーナの圧損値を左側に，短い側のストレーナの圧損値を右側に示す。

*2：有効NPSHと必要NPSH算定の基準高さを床上1mとする。

有効NPSH $(H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s) \geq \text{必要NPSH}^{*2}$

$(44.7 + [] - 44.7) = 2.4 \text{ m} > [] \text{ m}$

図3-2 残留熱除去系ポンプの有効NPSH評価の概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

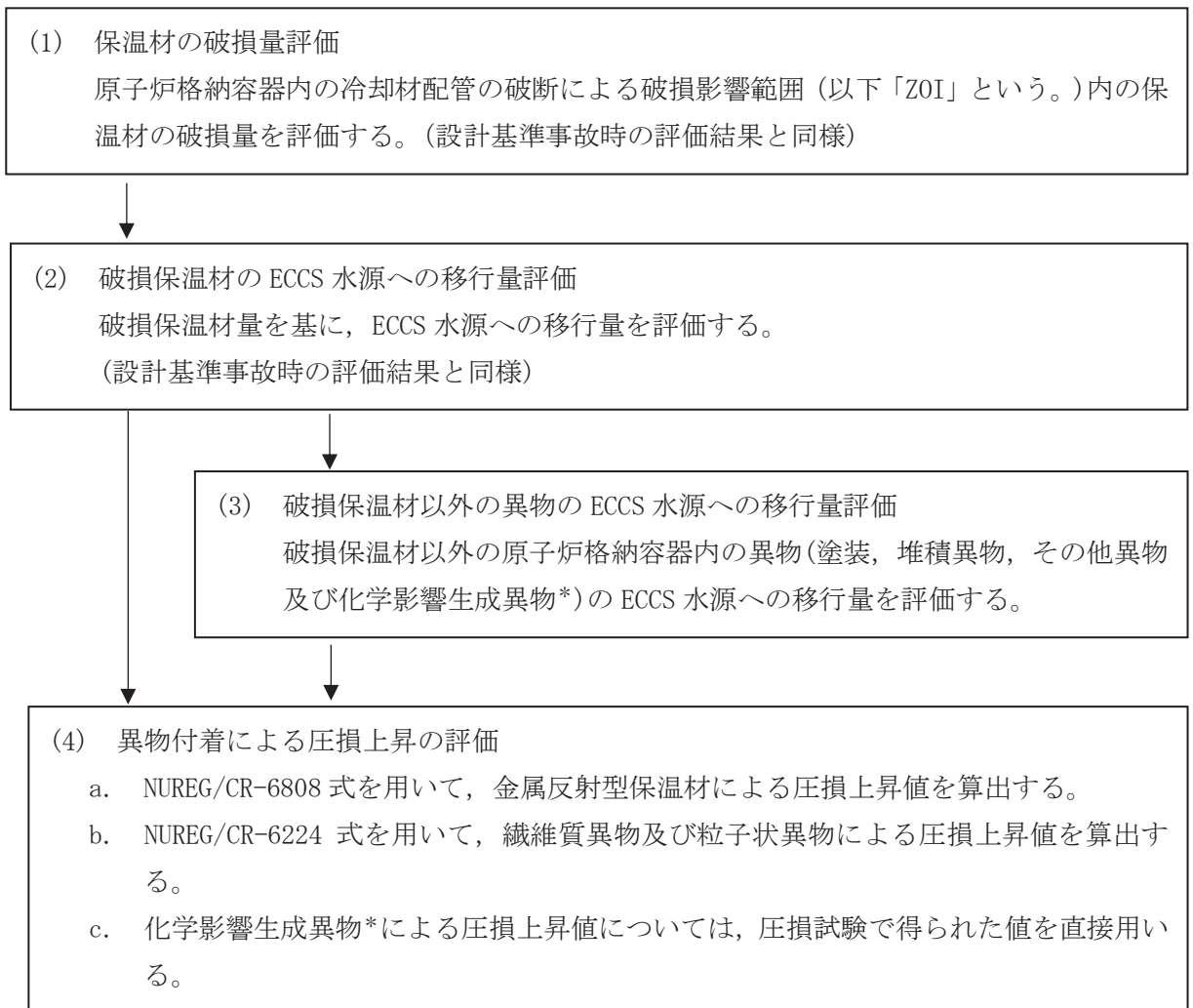
VI-1-8-4-別添1 重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの
異物付着による圧損上昇評価

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ナの異物付着量による圧損上昇の評価	5
3.1 ストレ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	5
3.3 試験条件	6
3.4 異物付着による圧損上昇の評価	8
3.5 試験結果	11
4. 非常用炉心冷却系ストレナの異物付着による圧損上昇の評価結果	12

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故を想定し、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エル（以下「D/W」という。）から ECCS 水源であるサプレッションプール（以下「S/P」という。）へ流入し、代替循環冷却ポンプの吸込流により非常用炉心冷却系ストレーナ（以下「ECCS ストレーナ」という。）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 ECCS 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 ECCS ストレー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 内保温材の 破損量
金属反射型保温材	主蒸気系配管 []	7.4D	[] m ²

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 内保温材の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 (m ²)
金属反射型保温材	50	[]

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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)		39 kg		
非 DBA 仕様塗装		□ kg		
堆積異物	スラッジ	89 kg		
	錆片	23 kg		
	塵土	68 kg		
その他異物		□ m ²		
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		
化学影響生成異物		□ kg*2		

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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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による圧損上昇を以下に示す圧損試験結果より算出し、添付資料「VI-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備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 ECCS 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、代替循環冷却ポンプの通水流量を上回る流量とする。ECCS ストレーナを通過する流量を表 3-1 に示す。

表 3-1 ECCS ストレーナを通過する流量

(単位:m³/h)

設備名称	流量
代替循環冷却ポンプ	□*

注記* : 代替循環冷却ポンプの定格流量は 150 m³/h であるが、保守的に圧損を評価する観点から、定格流量を上回る □ m³/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。

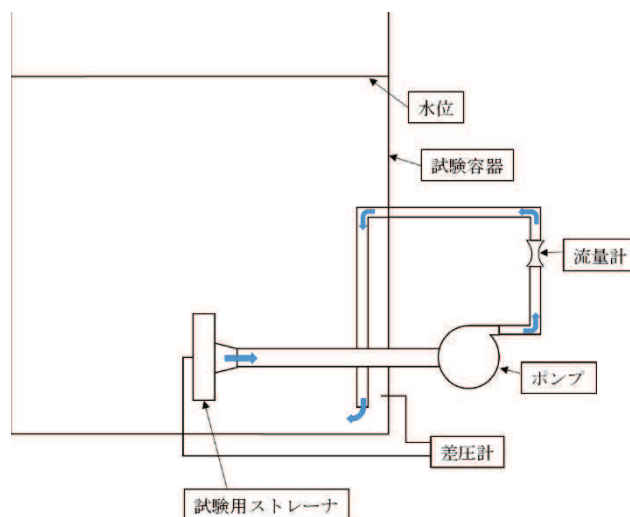


図 3-1 圧損試験装置の概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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、試験用ストレナ 1 個当たりの表面積(m²)と実機ストレナの基準表面積(m²)の比率から、 とした。

圧損試験で考慮するストレナの基準表面積は、下記の式で算出する。

$$\begin{aligned} \text{ストレナ基準表面積} &= (\text{有効表面積}) - (\text{その他異物付着面積}) \times 0.75 \\ &= \text{} - \text{} \times 0.75 (\text{内規}) = \text{} \text{ m}^2 \end{aligned}$$

(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

異物の種類		試験に用いる異物量の計算	重大事故等時における異物量 A	異物スケーリング比 R _{sd}	試験に用いる異物量 B=A×R _{sd}
金属反射型保温材			<input type="text"/> m ²	<input type="text"/>	<input type="text"/>
耐 DBA 仕様塗装 (ジェット破損)			39 kg		
非 DBA 仕様塗装			<input type="text"/> kg		
堆積異物	繊維質保温材		<input type="text"/> kg*1 (<input type="text"/> kg)		
	スラッジ		89 kg		
	錆片		23 kg		
	塵土		68 kg		
その他異物			<input type="text"/> m ²		
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		
化学影響生成異物			<input type="text"/> kg*4		

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影響範囲 (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 0.3 mm (薄膜効果の発生開始量 3 mm の 10 分の 1) 相当の繊維質を投入して試験を実施した。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- *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: 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、代替循環冷却ポンプの通水流量に裕度を考慮した m³/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 (m²) と実機ストレーナの表面積 (m²) の比率 (=) から、 m³/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用いて算出する。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 ECCS ストレーナの圧損をあわせて表 3-3 に示す。

$$\begin{aligned}
 h_{\text{RMI}} &= (1.56 \times 10^{-5} / K_t^2) \cdot U_{\text{RMI}}^2 \cdot (A_{\text{foil}} / A_c) \cdot 0.30 \\
 &= (1.56 \times 10^{-5} / \boxed{}^2) \cdot \boxed{}^2 \cdot (\boxed{} / \boxed{}) \cdot 0.30 \\
 &= \boxed{} \text{ (m)}
 \end{aligned}$$

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

$$U_{\text{RMI}} = \frac{Q}{A_c} = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ (m/s)}$$

A_{foil} : 金属箔の表面積 (両面の合計値) (m^2)

A_c : ストレーナ基準表面積 = $\boxed{}$ (m^2)

Q : 流量 = $\boxed{}$ (m^3/h) = $\boxed{}$ (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
	代替循環冷却ポンプ
ギャップ厚さ K_t (m)	$\boxed{}$ *1
表面積 A_{foil} (m^2) (両面の合計値)	$\boxed{}$ *2
圧損上昇 (m)	$\boxed{}$ *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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(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内から撤廃されるため、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、0.3 mm厚さ相当分の繊維質が存在すると仮定して評価を行う。圧損計算に用いるデブリ量を表3-4に示す。

表3-4 圧損評価に用いるデブリ量

設備名称	繊維質 保温材 (m ³)	ケイ酸 カルシウム (m ³)	スラッジ (kg)	塗料片 (kg)	錆片 (kg)	塵土 (kg)
代替循環冷却 ポンプ	<input type="text"/>	0	89	<input type="text"/>	23	68

圧損評価に用いる NUREG/CR-6224 式を以下に示す。

$$\frac{\Delta H}{fg\Delta L_0} = 1.01972 \times 10^{-4} \left[3.5S_v^2(1-\epsilon_m)^{1.5} \{1+57(1-\epsilon_m)^3\} \mu U + 0.66S_v \frac{(1-\epsilon_m)}{\epsilon_m} \rho_w U^2 \right] \left(\frac{\Delta L_m}{\Delta L_0} \right)$$

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デブリ量の場合、以下のとお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。

ΔH : 圧力損失 (m)

ΔL_0 : ベッド厚さ (理論値) (m) = 0.0003

fg : カセット形ストレーナのベッド厚さ補正係数 =

ΔL_m : 付着後のベッド厚さ (m)

S_v : デブリの比面積 (m²/m³ = m⁻¹)
(S_{vp} は粒子状デブリの比面積)

ϵ_m : 混合デブリの空隙率 (-)

μ : 水の粘性係数 (kg/m·s) = (水温 °C)

ρ_w : 水の密度 (kg/m³) = (水温 °C)

U : 吸込流速 (近接流速) (m/s) = / 3600 / =

ρ_p : 粒子状デブリの粒子密度 (kg/m³)

C_{sludge} : 粒子状デブリのデブリ密度 (理論値) (kg/m³)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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

	繊維質 保温材	スラッジ	塗料片	錆片	塵土
比面積 S_v (m^{-1})					
粒子密度 ρ (kg/m^3)					
デブリ密度 c (kg/m^3)					

NUREG/CR-6224 式を用いた圧損計算結果を、以下に示す。

$$\rho_p = \frac{89 + \boxed{} + 23 + 68}{\boxed{} + \boxed{} + \boxed{} + \boxed{}} = \boxed{} (kg/m^3)$$

$$S_{vp} = \frac{\boxed{} \times 89 + \boxed{} \times \boxed{} + \boxed{} \times \boxed{} + \boxed{} \times 68}{\boxed{} + \boxed{} + \boxed{} + \boxed{}} = \boxed{} (m^{-1})$$

$$S_v = \boxed{} (m^{-1})$$

$$\Delta L_m = 0.0003 (m)$$

$$\varepsilon_m = 1 - \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{} (-)$$

以上より、

$$\Delta H = 1.01972 \times 10^{-4} \times \left[3.5 \times \boxed{}^2 \times (1 - \boxed{})^{1.5} \times \{1 + 57 \times (1 - \boxed{})^3\} \right. \\ \times \boxed{} \times \boxed{} \\ \left. + 0.66 \times \boxed{} \times \frac{(1 - \boxed{})}{\boxed{}} \times \boxed{} \times (\boxed{})^2 \right] \times 0.0003 \times \boxed{} \\ = \boxed{} (m)$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(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。

$$h_3 = h_2 - h_1 = \boxed{} - \boxed{} = \boxed{} \text{ (m)}$$

ここで、

h_1 : A100H 投入直前の圧損 = $\boxed{}$ (m)

h_2 : A100H 投入が完了し静定後の圧損 = $\boxed{}$ (m)

h_3 : 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 $\boxed{}$ m ($\boxed{}$ m)、繊維質異物及び粒子状異物の付着による圧損上昇は $\boxed{}$ m、化学影響生成異物の付着による圧損上昇は $\boxed{}$ m となり、これらを加算した異物付着による圧損上昇の最大値は $\boxed{}$ 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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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、ECCS 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	
	代替循環冷却ポンプ	
金属反射型保温材による圧損上昇	[]	*
繊維質、粒子状の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。

また、ECCS ストレーナの表面積が左右で異なることから、異物付着後は左右の ECCS ストレーナを通過する流量が非対称となり、その結果対象流量の場合と比較して、異物付着による圧損上昇及びストレーナ圧損の値が変化することから、有効 NPSH の評価においては非対称の影響を考慮する。非対称の影響を考慮した圧損値を表 4-2 に示す。

表 4-2 異物付着考慮時の圧損上昇

(単位：m)

設備名称	異物付着による圧損上昇	ストレーナ圧損
代替循環冷却ポンプ	[] *1, *2	[] *1, *2

注記*1：異物付着による圧損上昇及びストレーナ圧損のうち、長さが長い側の ECCS ストレーナの圧損値を左側に、短い側の ECCS ストレーナの圧損値を右側に示す。

*2：小数点以下第 3 位を四捨五入した結果を示す。異物付着による圧損上昇及びストレーナ圧損の合計値は左右で同一となるが、表 4-2 では数値処理の関係上合計値が一致しない表記となっている。NPSH 評価においては、圧損合計値の小数点以下第 3 位を切り上げた値を用いて評価する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-9 その他発電用原子炉の附属施設の説明書

目 次

- VI-1-9-1 非常用電源設備の説明書
- VI-1-9-2 常用電源設備の説明書
- VI-1-9-3 緊急時対策所の説明書

VI-1-9-1 非常用電源設備の説明書

目 次

VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書

VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針	1
2.1.1 ガスタービン	3
2.1.2 内燃機関	3
2.1.3 発電機	4
2.1.4 遮断器	5
2.1.5 その他電気設備	7
2.2 可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針	17
2.2.1 可搬型の非常用発電装置	18
3. 施設の詳細設計方針	18
3.1 非常用ディーゼル発電機	18
3.1.1 設計基準対象施設	18
3.1.2 重大事故等対処設備	26
3.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	29
3.2.1 設計基準対象施設	29
3.2.2 重大事故等対処設備	31
3.3 ガスタービン発電機	32
3.3.1 ガスタービン	32
3.3.2 発電機	32
3.4 可搬型の非常用発電装置	36
3.4.1 電源車	36
3.4.2 電源車（緊急時対策所用）	39
3.4.3 可搬型窒素ガス供給装置発電設備	41

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（平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号）」（以下「技術基準規則」という。）第 45 条及び第 72 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（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号）」（以下「解釈」という。）に基づき設置する非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，技術基準規則第 72 条及びその解釈に基づき設置するガスタービン発電機及び電源車，技術基準規則第 76 条及び第 77 条並びにそれらの解釈に基づき設置する電源車（緊急時対策所用）並びに技術基準規則第 63 条，第 65 条及び第 67 条並びにそれらの解釈に基づき設置する可搬型窒素ガス供給装置発電設備の出力の決定に関して説明するものである。

また，技術基準規則第 48 条及び第 78 条に基づく「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令（平成 26 年 11 月 5 日経済産業省令第 55 号）」（以下「火力省令」という。）及び「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令（平成 24 年 9 月 14 日経済産業省令第 70 号）」（以下「原子力電技命令」という。）の準用について，本資料にて非常用電源設備のガスタービン及び内燃機関に対する火力省令への適合性並びに非常用電源設備の発電機，遮断器及びその他電気設備に対する原子力電技命令への適合性について説明するものである。

さらに，技術基準規則第 45 条第 3 項第 1 号及びその解釈に規定する「高エネルギーのアーク放電による電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置」として，アーク放電の遮断時間の適切な設計方針について説明するものである。

2. 基本方針

2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針

設計基準対象施設のうち常設の非常用発電装置である非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は，設計基準事故時に発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため，運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために必要な電力を供給できる出力を有する設計とする。また，工学的安全施設等の設備が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し，継続的に供給できる設計とする。

重大事故等対処設備のうち常設の非常用発電装置である非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及びガスタービン発電機は，重大事故等が発生した場合において，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給できる出力を有する設計とする。

非常用ディーゼル発電機は，2 系統の母線で構成するメタルクラッドスイッチギア

(非常用)に接続し、高圧補機へ給電する設計とする。また、動力変圧器(非常用)を通して降圧し、2系統の母線で構成するパワーセンタ(非常用)及びモータコントロールセンタ(非常用)の低圧補機へ給電する設計とする。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、メタルクラッドスイッチギア(高圧炉心スプレイ系用)に接続し、高圧補機へ給電する設計とする。また、動力変圧器(高圧炉心スプレイ系用)を通して降圧し、モータコントロールセンタ(高圧炉心スプレイ系用)の低圧補機へ給電する設計とする。

ガスタービン発電機は、外部電源系、非常用ディーゼル発電設備及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の機能が喪失(全交流動力電源喪失)した場合に、重大事故等時の対応に必要な設備に電力を供給できる設計とする。

また、ガスタービン発電機は、メタルクラッドスイッチギア(緊急用)を介してメタルクラッドスイッチギア(緊急時対策所用)へ接続し、緊急時対策所へ電力を供給できる設計とする。

ガスタービン発電機は、設置(変更)許可申請書の添付書類十における、重大事故等時に想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合)」時に電力を供給できる出力を有する設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に施設する非常用発電装置である非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機並びに重大事故等対処施設に施設する非常用発電装置であるガスタービン発電機(ガスタービン及び内燃機関については、燃料系を含める。)及び緊急時対策所軽油タンクは、火力省令第19条～第23条及び第25条～第29条のうち関連する事項を準用する設計とする。ガスタービン及び附属設備は、「ガスタービン等の構造」、「調速装置」、「非常停止装置」及び「計測装置」について各事項を準用し、内燃機関及び附属設備は、「内燃機関等の構造等」、「調速装置」、「非常停止装置」、「過圧防止装置」及び「計測装置」について各事項を準用する設計とする。

なお、ガスタービン及び内燃機関における火力省令第19条第4項又は第25条第3項に基づく強度評価の基本方針、強度評価方法及び強度評価結果は、添付書類「VI-3強度に関する説明書」の別添にて説明する。

非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、ガスタービン発電機、遮断器及びその他電気設備は、原子力電技命令第4条～第16条、第19条～第28条及び第30条～第35条の関連する事項を準用する設計とする。「感電、火災等の防止」として、「電気設備における感電、火災等の防止」、「電路の絶縁」、「電線等の断線の防止」、「電線の接続」、「電気機械器具の熱的強度」、「高圧又は特別高圧の電気機械器具の危険の防止」、「電気設備の接地」、「電気設備の接地の方法」及び「発電所等への取扱者以外の者の立入の防止」について各事項を準用する設計とする。「異常の予

防及び保護対策」として、「特別高圧電路等と結合する変圧器等の火災等の防止」及び「過電流からの電線及び電気機械器具の保護対策」について各事項を準用する設計とする。「電氣的、磁氣的障害の防止」として、「電気設備の電氣的、磁氣的障害の防止」について各事項を準用する設計とする。また、「供給支障の防止」として、「発電設備等の損傷による供給支障の防止」、「発電機等の機械的強度」及び「常時監視をしない発電所等の施設」について各事項を準用する設計とする。

2.1.1 ガスタービン

ガスタービンは、火力省令を準用し、以下の設計とする。

(1) ガスタービン等の構造

ガスタービンは、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度及びガスの温度が著しく上昇した場合に燃料の流入を自動的に遮断する装置が作動したときに達するタービン入口ガス温度高トリップ作動温度における十分な熱的強度を有する設計とする。軸受は、車軸の両側に設けた転がり軸受により運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じない設計とする。調速装置により調整することができる最低速度から過速度トリップが作動したときに達する最高速度までの間に被動機一体の危険速度がない設計とする。耐圧部分の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する応力に対し十分な強度を有した設計とする。

(2) 調速装置

回転速度及び出力が負荷の変動の際にも持続的に動揺することを防止するため、ガスタービンに流入する燃料を自動的に調整する調速装置を設ける設計とする。

(3) 非常停止装置

運転中に生じた過回転その他の異常による危害の発生を防止するため、その異常が発生した場合にガスタービンに流入する燃料を自動的にかつ速やかに遮断する非常調速装置その他の非常停止装置を設ける設計とする。

(4) 計測装置

設備の損傷を防止するため、回転速度、潤滑油圧力、潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。

2.1.2 内燃機関

内燃機関は、火力省令を準用し、以下の設計とする。

(1) 内燃機関等の構造等

非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有する設計とする。軸受は、運転中の荷重を安定に支持できるもので、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じない設計とする。耐圧部分は、最高使用圧力又

は最高使用温度において発生する応力に対し十分な強度を有した設計とする。また、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は屋内に設置する設計とするため、酸素欠乏の発生のおそれのないように、建屋に吸排気部を設置する設計とする。

(2) 調速装置

回転速度及び出力が負荷の変動の際にも持続的に動揺することを防止するため、内燃機関に流入する燃料を自動的に調整する調速装置を設ける設計とする。

(3) 非常停止装置

運転中に生じた過回転その他の異常による危害の発生を防止するため、その異常が発生した場合に内燃機関に流入する燃料を自動的にかつ速やかに遮断する非常調速装置その他の非常停止装置を設ける設計とする。

(4) 過圧防止装置

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、過圧が生じるおそれがあるシリンダ内の圧力を逃すためにシリンダ安全弁を設ける設計とする。

(5) 計測装置

設備の損傷を防止するため、回転速度、潤滑油圧力、潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。

2.1.3 発電機

発電機は、原子力電技命令を準用し、以下の設計とする。

(1) 感電、火災等の防止

感電防止のため接地し、また、充電部分に容易に接触できない設計とする。電路は大地から絶縁する設計とし、絶縁抵抗測定等により異常のないことを確認する。電線の接続箇所は、端子台等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに、絶縁性能の低下及び通常の使用状態において断線のおそれがない設計とする。電気機械器具は、「日本電気技術規格委員会規格 J E S C E 7 0 0 2 - 2010 電気機械器具の熱的強度の確認方法」(以下「J E S C E 7 0 0 2」という。)に基づき、通常の使用状態において発生する熱に耐える設計とする。火災防止のため、高圧の電気機械器具は金属製の筐体に格納することで可燃性のものと隔離し、外箱等は接地を施す設計とする。電気設備は、適切な接地工事を施す設計とする。取扱者以外の者の立入を防止するため、発電所には人が容易に構内に立ち入るおそれがないようフェンス等を設ける設計とする。

(2) 異常の予防及び保護対策

異常の予防及び保護対策のため、過電流を過電流継電器にて検出し、遮断器を開放する設計とする。

(3) 電氣的，磁氣的障害の防止

発電機は，閉鎖構造（金属製の筐体）及び接地の実施により，電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。

(4) 供給支障の防止

発電設備等の損傷による供給支障の防止のため，過電流等を生じた場合，保護継電器にて検知し，遮断器を開放して自動的に発電機を回路から遮断する設計とする。発電機は，短絡電流及び非常調速装置が動作して達する回転速度に対して，十分な機械的強度を有する設計とし，三相短絡試験等により異常のないことを確認する。発電所構内には，発電機の運転に必要な知識及び技能を有する者が常時駐在することにより，常時監視しない発電所は施設しない設計とする。

2.1.4 遮断器

遮断器は，原子力電技命令を準用し，以下の設計とする。

(1) 感電，火災等の防止

遮断器は，感電防止のため接地し，また，充電部分に容易に接触できない設計とする。回路は大地から絶縁する設計とし，絶縁抵抗測定等により異常のないことを確認する。電線の接続箇所は，端子台等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに，絶縁性能の低下及び通常の使用状態において断線のおそれがない設計とする。遮断器は，J E S C E 7 0 0 2に基づき，通常の使用状態において発生する熱に耐える設計とし，火災発生防止のため，閉鎖された金属製の外箱に収納し，隔離する設計とする。遮断器は適切な接地を施し，鉄台及び金属製の外箱には，A種接地工事（高圧設備），C種又はD種接地工事（低圧設備）を施す設計とする。取扱者以外の者の立入を防止するため，発電所には人が容易に構内に立ち入るおそれがないようフェンス等を設ける設計とする。

(2) 異常の予防及び保護対策

異常の予防及び保護対策のため，過電流遮断器は，施設する箇所を通過する短絡電流を遮断する能力を有し，高圧回路に施設する過電流遮断器はその作動に伴いその開閉状態を表示する装置を有する設計とする。

重要安全施設への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤（安全施設（重要安全施設を除く。）への電力供給に係るものに限る。）

（以下「HEAF 対策対象盤」という。）については，非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時以外は，適切な遮断時間にてアーク放電が発生した遮断器の上流の遮断器を開放し，アーク放電の継続を防止することでアーク火災を防止し，電気盤の損壊の拡大を防止することができる設計とする。

非常用ディーゼル発電機からの給電時におけるメタルクラッドスイッチギア

(非常用)のアーカ火災防止対策については、アーカ放電時の短絡電流を検出し、非常用ディーゼル発電機受電遮断器の開放又は非常用ディーゼル発電機の停止によりアーカ放電を遮断する設計とし、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時におけるメタルクラッドスイッチギア（高圧炉心スプレイ系用）のアーカ火災防止対策については、アーカ放電時の短絡電流を検出し、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機受電遮断器の開放又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の停止によりアーカ放電を遮断する設計とする。HEAF 対策対象盤を表 2-1 に示す。

HEAF 対策対象盤の適切な遮断時間の設計にあたっては、HEAF 対策対象盤は、「高エネルギーアーカ損傷 (HEAF) に係る電気盤の設計に関する審査ガイド (平成 29 年 7 月 19 日原規技発第 1707196 号)」(以下「審査ガイド」という。)を踏まえ、アーカ放電を発生させる試験、アーカ火災発生の評価を実施し、高エネルギーアーカ損傷に係る対策の判断基準としてアーカ火災が発生しないアーカエネルギーの閾値は、メタルクラッドスイッチギア（非常用）及びメタルクラッドスイッチギア（高圧炉心スプレイ系用）は 25MJ（非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時は 16MJ）、パワーセンタ（非常用）は 18MJ 並びにモータコントロールセンタ（非常用）及びモータコントロールセンタ（高圧炉心スプレイ系用）は 4.4MJ を設定する。

発生するアーカエネルギーは、次式により求め、非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時以外のアーカ放電の遮断時間を表 2-2 に示し、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時のアーカ放電の遮断時間を表 2-3 に示す。

$$E_{3\phi} = V_{arc} \times I_{arc} \times t_{arc}$$

$E_{3\phi}$: 三相のアーカエネルギー

V_{arc} : HEAF 試験の結果から得られたアーカ電圧の平均値

I_{arc} : 三相短絡電流の平均値

t_{arc} : アーカ発生時のアーカ放電の遮断時間

非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時以外は、各母線に接続されるすべての遮断器（非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機に係る部分を除く。）をアーカ放電発生箇所とし、各アーカ放電発生箇所の上流の遮断器を開放することによりアーカ放電を遮断する。（図 2-1 参照）

非常用ディーゼル発電機からの給電時は、非常用ディーゼル発電機受電遮断器の開放又は非常用ディーゼル発電機を停止することによりアーカ放電を遮断し、

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機受電遮断器の開放又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を停止することによりアーク放電を遮断する。(図 2-2 参照)

(3) 電氣的，磁氣的障害の防止

遮断器は、閉鎖構造（金属製の筐体）及び接地の実施により、電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。

(4) 供給支障の防止

発電設備等の損傷による供給支障の防止のため、過電流等を生じた場合、保護継電器にて検知し、遮断器を開放して自動的に発電機を電路から遮断する設計とする。発電所構内には、遮断器の運転に必要な知識及び技能を有する者が常時駐在することにより、常時監視しない発電所は施設しない設計とする。

2.1.5 その他電気設備

その他の非常用電源設備は、原子力電技命令を準用し、以下の設計とする。

(1) 感電，火災等の防止

電気設備は、感電の防止のため接地し、また、外箱やカバー等により充電部分に容易に接触できない設計とする。電路は大地から絶縁する設計とし、絶縁抵抗測定等により異常のないことを確認する。電線の接続箇所については、接続板、接続用ボルト・ナット等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに、絶縁性能の低下及び通常の使用状態において断線のおそれがない設計とする。電気設備は、熱的強度について期待される使用状態において発生する熱に耐える設計とする。火災防止のため、可燃性の物から離して施設する設計とする。必要箇所には、異常時の電圧上昇等による影響を及ぼさないよう適切な接地を施す設計とする。取扱者以外の者の立入を防止するため、発電所には人が容易に構内に立ち入るおそれがないようフェンス等を設ける設計とする。

(2) 異常の予防及び保護対策

高圧電路と結合する変圧器は、電気設備の損傷、感電又は火災のおそれがないよう、適切な接地を施す設計とする。過電流からの電線及び電気機械器具の保護対策のため、電気設備には、過電流を検知できるよう保護継電器、過電流検知器及び配線用遮断器を設置し、過電流を検出した場合は、遮断器を開放する設計とする。

(3) 電氣的，磁氣的障害の防止

閉鎖構造（金属製の筐体）及び接地の実施により、電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。

(4) 供給支障の防止

変圧器，母線及びそれを支持する碍子は、短絡電流により生ずる機械的衝撃に耐

える設計とする。発電所構内には，電気設備の運転に必要な知識及び技能を有する者が常時駐在することにより，常時監視しない発電所は施設しない設計とする。

表 2-1 HEAF 対策対象盤

【凡例】 ○：対象 ×：対象外

女川原子力発電所第 2 号機 電気盤 ^{*1}	①：常時接続される電気盤か ^{*2}	②：重要安全施設 (MS-1) への電力供給に係る電気盤か	③：重要安全施設 (MS-1) への電力供給に係る電気盤の周囲 2.5m 以内に設置されている電気盤か ^{*3}	HEAF 対策が必要な電気盤
メタルクラッドスイッチギア (非常用) 及びメタルクラッドスイッチギア (高圧炉心スプレイ系用) (M/C 6-2C, M/C 6-2D 及び M/C 6-2H)	○	○		○
パワーセンタ (非常用) (P/C 4-2C 及び P/C 4-2D)	○	○		○
モータコントロールセンタ (非常用) 及びモータコントロールセンタ (高圧炉心スプレイ系用) (MCC C 系, MCC D 系及び MCC H 系) (原子炉建屋及び制御建屋)	○	○		○
モータコントロールセンタ (非常用) (MCC C 系及び MCC D 系) (タービン建屋)	○	×	× ^{*4}	×
メタルクラッドスイッチギア (常用), パワーセンタ (常用) 及びモータコントロールセンタ (常用) (M/C 6-2A, M/C 6-2B, P/C 4-2A, P/C 4-2B, MCC A 系及び MCC B 系)	○	×	× ^{*4}	×
メタルクラッドスイッチギア (共通用), パワーセンタ (共通用) 及びモータコントロールセンタ (共通用) (M/C 6-2SA-1, M/C 6-2SB-1, M/C 6-2SA-2, M/C 6-2SB-2, P/C 4-2SA, P/C 4-2SB, MCC SA 系及び MCC SB 系)	○	×	× ^{*4}	×
メタルクラッドスイッチギア (予備用) (M/C 6-E)	○	×	× ^{*4}	×
メタルクラッドスイッチギア (緊急時対策所用) 及びモータコントロールセンタ (緊急時対策所用) (M/C 6-J-1, M/C 6-J-2 及び MCC J 系)	○	×	× ^{*4}	×

注記 *1：電気盤は高圧電源盤（メタルクラッドスイッチギヤ等をいう。）及び低圧電源盤（パワーセンタ及びモータコントロールセンタをいう。）をいう（審査ガイドによる）。当該電源盤が HEAF 対策の対象となる電気盤である。

*2：電線路、主発電機又は非常用電源設備から電気が供給されている「電気盤」をいう。

*3：審査ガイドによる。

*4：重要安全施設 (MS-1) への電力供給に係る電気盤と 2.5m 以上離れた別区画に設置している。

表 2-2 電気盤のアークエネルギー及びアーク放電の遮断時間一覧 (1/4)
(非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時以外)

アーク発生箇所		アーク放電を遮断するために 開放する遮断器	アーク放電の遮断時間 (s)	アークエネルギー (MJ)	
電気盤名称	遮断器名称				
メタルクラッド スイッチギア (非常用)	M/C 6-2C	母線連絡遮断器* ¹ 52-6-2CA	母線連絡遮断器* ¹ 52-6-2AC	0.400	22.56
		母線連絡遮断器* ¹ 52-6-2CE	母線連絡遮断器* ¹ 52-6-E2	0.513	18.50
		M/C 6-2C に接続される遮断器* ¹ (母線連絡遮断器 52-6-2CA, 母線連絡遮断器 52-6-2CE 及び 非常用ディーゼル発電機(A)受電遮断器 52-6-2DGA を除く。)	母線連絡遮断器* ¹ 52-6-2CA	0.374	21.09
			母線連絡遮断器* ¹ 52-6-2CE	0.286	10.31
	M/C 6-2D	母線連絡遮断器* ¹ 52-6-2DB	母線連絡遮断器* ¹ 52-6-2BD	0.400	22.56
		母線連絡遮断器* ¹ 52-6-2DE	母線連絡遮断器* ¹ 52-6-E2	0.513	18.50
		M/C 6-2D に接続される遮断器* ¹ (母線連絡遮断器 52-6-2DB, 母線連絡遮断器 52-6-2DE 及び 非常用ディーゼル発電機(B)受電遮断器 52-6-2DGB を除く。)	母線連絡遮断器* ¹ 52-6-2DB	0.374	21.09
			母線連絡遮断器* ¹ 52-6-2DE	0.286	10.31

注記 *1 : 遮断器の種類は真空遮断器である。

表 2-2 電気盤のアークエネルギー及びアーク放電の遮断時間一覧 (2/4)
 (非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時以外)

アーク発生箇所		アーク放電を遮断するために 開放する遮断器	アーク放電の遮断時間 (s)	アークエネルギー (MJ)	
電気盤名称	遮断器名称				
メタルクラッドスイッチギア (高圧炉心スプレイ系用)	M/C 6-2H	母線連絡遮断器*1 52-6-2HA	母線連絡遮断器*1 52-6-2AH	0.370	20.86
		母線連絡遮断器*1 52-6-2HE	母線連絡遮断器*1 52-6-E2	0.513	18.50
		M/C 6-2H に接続される遮断器*1 (母線連絡遮断器 52-6-2HA, 母線連絡遮断器 52-6-2HE 及び 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 受電遮断器 52-6-2DGH を除く。)	母線連絡遮断器*1 52-6-2HA	0.345	19.46
			母線連絡遮断器*1 52-6-2HE	0.286	10.31

注記 *1 : 遮断器の種類は真空遮断器である。

表 2-2 電気盤のアークエネルギー及びアーク放電の遮断時間一覧 (3/4)
 (非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時以外)

アーク発生箇所		アーク放電を遮断するために 開放する遮断器	アーク放電の遮断時間 (s)	アークエネルギー (MJ)
電気盤名称	遮断器名称			
パ ワ ー セ ン タ (非常用)	P/C 4-2C	受電遮断器*2 52-4-2C	動力変圧器遮断器*1 52-6-2PC	0.996 15.67
		P/C 4-2C に接続される遮断器*2 (受電遮断器 52-4-2C を除く。)	受電遮断器*2 52-4-2C	0.670 10.54
	P/C 4-2D	受電遮断器*2 52-4-2D	動力変圧器遮断器*1 52-6-2PD	0.996 15.67
		P/C 4-2D に接続される遮断器*2 (受電遮断器 52-4-2D を除く。)	受電遮断器*2 52-4-2D	0.670 10.54

注記 *1 : 遮断器の種類は真空遮断器である。

*2 : 遮断器の種類は気中遮断器である。

表 2-2 電気盤のアークエネルギー及びアーク放電の遮断時間一覧 (4/4)
 (非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時以外)

アーク発生箇所		アーク放電を遮断するために 開放する遮断器	アーク放電の遮断時間 (s)	アークエネルギー (MJ)	
電気盤名称	遮断器名称				
モータ コント ロール センタ (非常用)	MCC C系	C/B MCC 2C-1 に接続される遮断器*3	C/B MCC 2C-1 受電遮断器*2	0.170	3.87
		C/B MCC 2C-2 に接続される遮断器*3	C/B MCC 2C-2 受電遮断器*2	0.170	3.87
		R/B MCC 2C-1 に接続される遮断器*3	R/B MCC 2C-1 受電遮断器*2	0.170	3.87
		R/B MCC 2C-2 に接続される遮断器*3	R/B MCC 2C-2 受電遮断器*2	0.170	3.87
		R/B MCC 2C-3 に接続される遮断器*3	R/B MCC 2C-3 受電遮断器*2	0.170	3.87
		R/B MCC 2C-4 に接続される遮断器*3	R/B MCC 2C-4 受電遮断器*2	0.170	3.87
		R/B MCC 2C-5 に接続される遮断器*3	R/B MCC 2C-5 受電遮断器*2	0.170	3.87
	MCC D系	C/B MCC 2D-1 に接続される遮断器*3	C/B MCC 2D-1 受電遮断器*2	0.170	3.87
		C/B MCC 2D-2 に接続される遮断器*3	C/B MCC 2D-2 受電遮断器*2	0.170	3.87
		R/B MCC 2D-1 に接続される遮断器*3	R/B MCC 2D-1 受電遮断器*2	0.170	3.87
		R/B MCC 2D-2 に接続される遮断器*3	R/B MCC 2D-2 受電遮断器*2	0.170	3.87
		R/B MCC 2D-3 に接続される遮断器*3	R/B MCC 2D-3 受電遮断器*2	0.170	3.87
		R/B MCC 2D-4 に接続される遮断器*3	R/B MCC 2D-4 受電遮断器*2	0.170	3.87
		R/B MCC 2D-5 に接続される遮断器*3	R/B MCC 2D-5 受電遮断器*2	0.170	3.87
モータ コント ロール センタ (高圧 炉心 スプレ イ系用)	MCC H系	R/B MCC 2H に接続される遮断器*3	動力変圧器遮断器*1 52-6-2PH	0.318	3.71

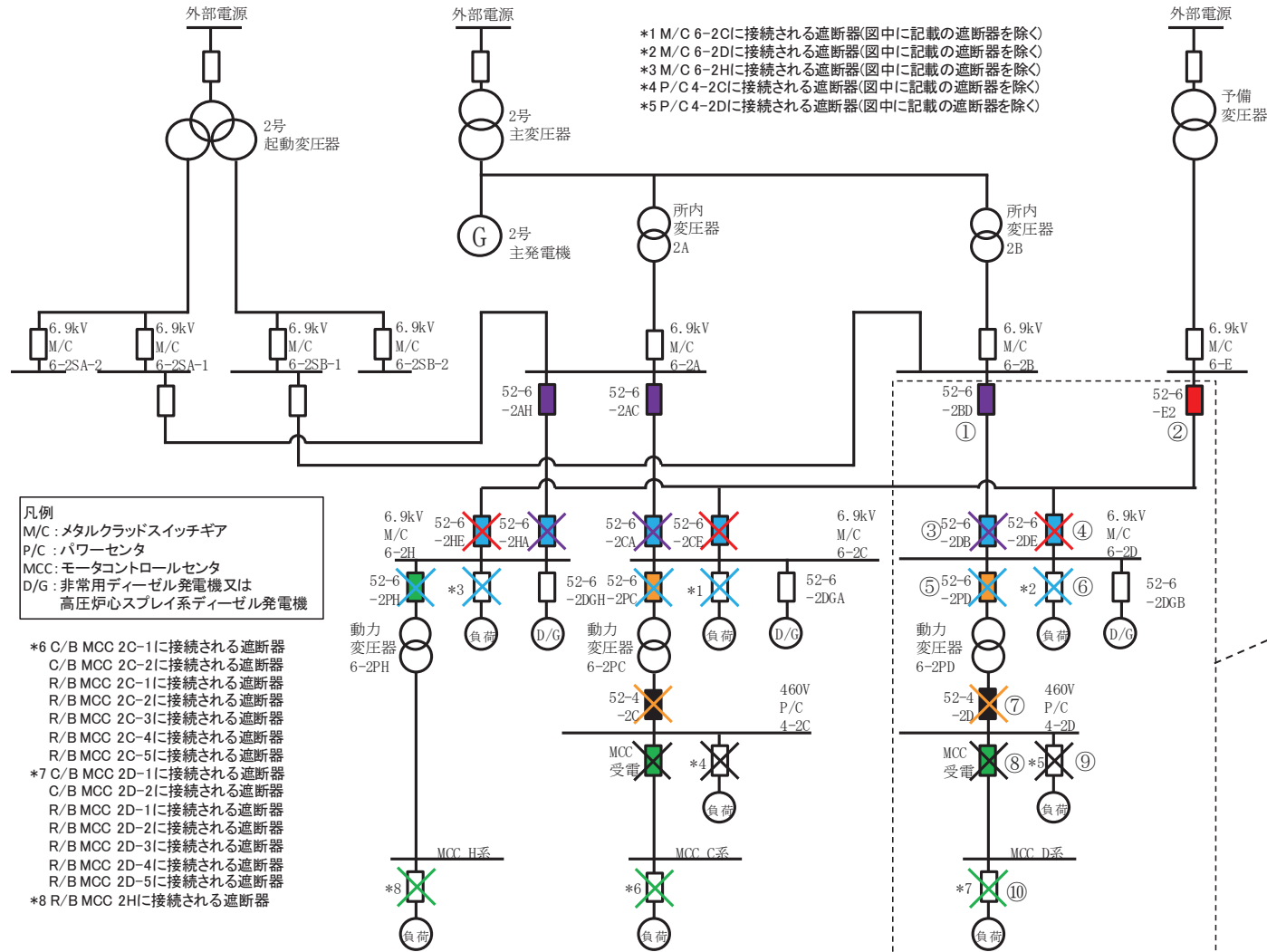
注記 *1：遮断器の種類は真空遮断器である。 *2：遮断器の種類は気中遮断器である。 *3：遮断器の種類は配線用遮断器である。

表 2-3 電気盤のアークエネルギー及びアーク放電の遮断時間一覧
(非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時)

アーク発生箇所		アーク放電を遮断するために 開放する遮断器	アーク放電の遮断時間 (s)	アークエネルギー (MJ)	
電気盤名称	遮断器名称				
メタルクラッドスイッチギア (非常用)	M/C 6-2C	非常用ディーゼル発電機(A)受電遮断器*1 52-6-2DGA	—*2	7.077	10.44
		M/C 6-2C に接続される遮断器*1 (非常用ディーゼル発電機(A)受電遮断器 52-6-2DGA を除く。)	非常用ディーゼル 発電機(A)受電遮断器*1 52-6-2DGA	2.485	6.95
	M/C 6-2D	非常用ディーゼル発電機(B)受電遮断器*1 52-6-2DGB	—*2	7.077	10.44
		M/C 6-2D に接続される遮断器*1 (非常用ディーゼル発電機(B)受電遮断器 52-6-2DGB を除く。)	非常用ディーゼル 発電機(B)受電遮断器*1 52-6-2DGB	2.485	6.95
メタルクラッドスプレイ系用 (高圧炉心スプレイ系用)	M/C 6-2H	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 受電遮断器*1 52-6-2DGH	—*2	6.834	12.99
		M/C 6-2H に接続される遮断器*1 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 受電遮断器 52-6-2DGH を除く。)	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機 受電遮断器*1 52-6-2DGH	1.702	7.56

注記 *1 : 遮断器の種類は真空遮断器である。

*2 : メタルクラッドスイッチギアにおけるアーク放電を遮断するため、非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を停止する。



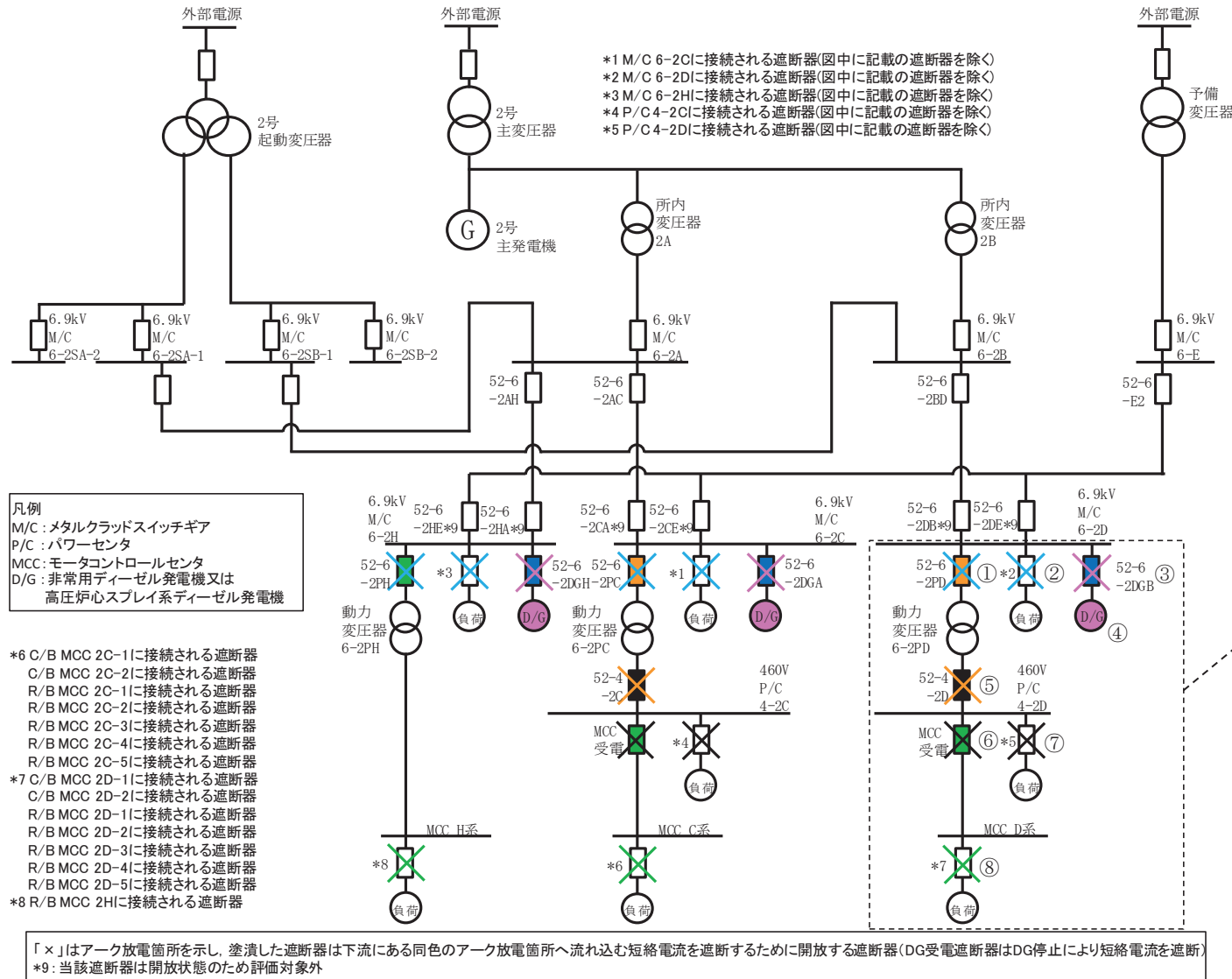
【例：図の読み方】

- M/C 6-2D 母線の遮断器③又は④で HEAF が発生した場合、M/C 6-2B から受電時は上流の遮断器①により短絡電流を遮断し、M/C 6-E から受電時は上流の遮断器②により短絡電流を遮断する。
- M/C 6-2D 母線の遮断器⑤又は⑥で HEAF が発生した場合、上流の遮断器③又は④により短絡電流を遮断する。
- P/C 4-2D 母線の遮断器⑦で HEAF が発生した場合、上流の遮断器⑤により短絡電流を遮断する。
- P/C 4-2D 母線の遮断器⑧又は⑨で HEAF が発生した場合、上流の遮断器⑦により短絡電流を遮断する。
- MCC D 系母線の遮断器⑩で HEAF が発生した場合、上流の遮断器⑧により短絡電流を遮断する。

「x」はアーク放電箇所を示し、塗潰した遮断器は下流にある同色のアーク放電箇所へ流れ込む短絡電流を遮断するために開放する遮断器

図 2-1 アーク放電発生箇所とアーク放電を遮断する遮断器

(非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時以外)



【例：図の読み方】

- M/C 6-2D 母線の遮断器①又は②で HEAF が発生した場合、上流の遮断器③により短絡電流を遮断する。
- M/C 6-2D 母線の遮断器③で HEAF が発生した場合、上流の非常用ディーゼル発電機④を停止させることにより短絡電流を遮断する。
- P/C 4-2D 母線の遮断器⑤で HEAF が発生した場合、上流の遮断器①により短絡電流を遮断する。
- P/C 4-2D 母線の遮断器⑥又は⑦で HEAF が発生した場合、上流の遮断器⑤により短絡電流を遮断する。
- MCC D 系母線の遮断器⑧で HEAF が発生した場合、上流の遮断器⑥により短絡電流を遮断する。

図 2-2 アーク放電発生箇所とアーク放電を遮断する遮断器

(非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時)

2.2 可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針

重大事故等対処設備における可搬型の非常用発電装置のうち電源車は、重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給できる出力を有する設計とする。

電源車は、外部電源系、非常用ディーゼル発電設備及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の機能が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、必要な設備に電力を供給できる設計とする。

電源車は、125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、125V 代替充電器及び 250V 充電器と組み合わせる使用することにより、重大事故等時の対応に必要な直流設備に電力を供給できる設計とする。

電源車（緊急時対策所用）及び可搬型窒素ガス供給装置発電設備は、専用の負荷に電力を供給できる出力を有する設計とする。

また、非常用発電装置としての機能の重要性を考慮し、電源車、電源車（緊急時対策所用）及び可搬型窒素ガス供給装置発電設備については、火力省令及び電気設備に関する技術基準を定める省令を引用している日本内燃力発電設備協会規格の「NEGA C 331-2005 可搬形発電設備技術基準」（以下「可搬形発電設備技術基準」という。）を準用する設計とする。

可搬型の非常用発電装置の内燃機関は、流入する燃料を自動的に調整する調速装置並びに軸受が異常な摩耗、変形及び過熱が生じないように潤滑油装置を設ける設計とし、回転速度、潤滑油圧力、潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。回転速度が著しく上昇した場合及び冷却水温度が著しく上昇した場合等に自動的に停止する設計とする。また、過回転防止装置は定格回転速度の 116%以下で動作する設計とする。

可搬型の非常用発電装置の発電機は、電氣的・機械的に十分な性能を持つ絶縁巻線を使用し、耐熱性及び耐湿性を考慮した絶縁処理を施す設計とする。過電流が発生した場合等に電路から自動的に遮断する設計とする。

可搬型の非常用発電装置の強度については、完成品として一般産業品規格で規定される温度試験等を実施し、定格負荷状態において十分な強度を有する設計とする。

耐圧部分に対する強度については、可搬形発電設備技術基準に関連する事項がないため、「日本電機工業会規格 JEM 1398-2006 ディーゼルエンジン駆動可搬形交流発電装置」又は「日本電機工業会規格 JEM 1435-2014 非常用陸用同期発電機」で規定される温度試験による強度評価の基本方針、強度評価方法及び強度評価結果を添付書類「VI-3 強度に関する説明書」の別添にて説明する。

2.2.1 可搬型の非常用発電装置

可搬型の非常用発電装置は、可搬形発電設備技術基準を準用し、以下の設計とする。

(1) 原動機

内燃機関に流入する燃料を自動的に調整する調速装置を設ける設計とする。

また、内燃機関の軸受は、運転中の荷重を安定に支持できるものであり、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じないように潤滑油装置を設ける設計とする。

(2) 発電機

通常の使用状態において発生する熱に耐える設計とし、発電機の耐熱クラスは、E 種絶縁以上の設計とする。発電機の巻線は、非常停止速度や短絡電流に対して十分な電氣的・機械的強度及び絶縁性能を有する設計とする。

(3) 計測装置

回転速度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。

(4) 保護装置

電圧低下、過速度、冷却水温度上昇及び潤滑油圧力低下時に、原動機を自動的に停止する設計とする。定格回転速度の 116%以下で動作する非常調速装置を設ける設計とする。

また、発電機は、過電流が発生した場合に電路から自動的に遮断する保護装置を設ける設計とする。

(5) 運転性能

定格出力のもとで 1 時間運転し、安定した運転が維持される設計とする。

(6) 絶縁抵抗及び絶縁耐力

出力端子と大地間の絶縁抵抗値を測定し、出力端子と大地間に規定の交流電圧を印加したときこれに耐える設計とする。

3. 施設の詳細設計方針

3.1 非常用ディーゼル発電機

3.1.1 設計基準対象施設

発電用原子炉施設には、外部電源が喪失した場合において、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な設備の機能を維持するため、非常用ディーゼル発電機を設置する設計とする。

また、火力省令及び原子力電技命令を準用し、「2.1.2 内燃機関」及び「2.1.3 発電機」に記載の設計とする。

技術基準規則に基づき、非常用ディーゼル発電機は、使用済燃料プールの温度及び水位の監視設備、使用済燃料プールエリア放射線モニタ、使用済燃料プール監視カメラ、モニタリングポスト、通信連絡設備等へ給電できる設計とする。

非常用ディーゼル発電機の容量は、表 3-1 及び表 3-2 に示す発電所を安全に停止するために必要な負荷（2A:5634.6kW, 2B:5635.4kW）並びに表 3-3 及び表 3-4 に示す工学的安全施設の作動時に必要な負荷（2A:5366.9kW, 2B:4860.4kW）に対し、十分な容量が確保できるよう、非常用ディーゼル発電機は、6100kW の出力を有する設計とする。

また、非常用ディーゼル発電機は、10 秒以内に電圧を確立し、工学的安全施設等へ順次自動で電力を供給できる設計とし、燃料プール冷却浄化系ポンプに対しては、これらの一連の設備への電力供給が開始された後に、必要により手動起動を実施する際に、電力を供給できる設計とする。負荷積算イメージを図 3-1 から図 3-4 に示す。

非常用ディーゼル発電機の内燃機関の出力及び発電機の容量は以下のとおりとする。

(1) 内燃機関

発電機の出力 6100kW から、内燃機関の出力は次式により 6421kW 以上の 6435kW とする。

$$P_E \geq P \div \eta = 6100 \div 0.95 \doteq 6421$$

P_E : 内燃機関の出力 (kW)

P : 発電機の定格出力 (kW) = 6100

η : 発電機の効率 = 0.95

(2) 発電機

発電機の容量は、次式により 7625kVA とする。

$$Q = P \div \text{pf} = 6100 \div 0.80 = 7625$$

Q : 発電機の容量 (kVA)

P : 発電機の定格出力 (kW) = 6100

pf : 力率 = 0.80

表 3-1 発電所を安全に停止するために必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 2A）

設備・機器名	負荷容量(kW)
残留熱除去系ポンプ A	511.6
原子炉補機冷却水ポンプ A	235.0
原子炉補機冷却水ポンプ C	235.0
原子炉補機冷却海水ポンプ A	397.9
原子炉補機冷却海水ポンプ C	397.9
制御棒駆動水ポンプ A	284.2
タービン補機冷却水ポンプ A	312.6
タービン補機冷却海水ポンプ A	331.6
非常用照明	120.0
非常用ガス処理装置*1	50.8
ディーゼル室換気設備	135.0
蓄電池用充電器（使用済燃料プール水位／温度，使用済燃料プール上部空間放射線モニタ等）	118.0
蓄電池用充電器	130.0
その他の非常用負荷*2 （燃料プール冷却浄化系ポンプ A，使用済燃料プール水位／温度，使用済燃料プール監視カメラ，モニタリングポスト，通信連絡設備，地下水水位低下設備等）	2375.0
負荷合計	5634.6

注記 *1：非常用ガス処理系空気乾燥装置電気ヒータ，非常用ガス処理系フィルタ装置スペースヒータ等を含む。

*2：「工学的安全施設の作動時に必要な負荷」の共通負荷以外に，工学的安全施設ではないが，発電所の安全停止に必要なタービン・発電機補機等を起動する。

表 3-2 発電所を安全に停止するために必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 2B）

設備・機器名	負荷容量(kW)
残留熱除去系ポンプ B	511.6
原子炉補機冷却水ポンプ B	235.0
原子炉補機冷却水ポンプ D	235.0
原子炉補機冷却海水ポンプ B	397.9
原子炉補機冷却海水ポンプ D	397.9
制御棒駆動水ポンプ B	284.2
タービン補機冷却水ポンプ B	312.6
タービン補機冷却海水ポンプ B	331.6
非常用照明	120.0
非常用ガス処理装置*1	50.8
ディーゼル室換気設備	135.0
蓄電池用充電器（使用済燃料プール水位／温度等）	118.0
その他の非常用負荷*2 （燃料プール冷却浄化系ポンプ B，モニタリングポスト， 緊急時対策建屋，通信連絡設備，地下水位低下設備等）	2505.8
負荷合計	5635.4

注記 *1：非常用ガス処理系空気乾燥装置電気ヒータ，非常用ガス処理系フィルタ装置スペースヒータ等を含む。

*2：「工学的安全施設の作動時に必要な負荷」の共通負荷以外に，工学的安全施設ではないが，発電所の安全停止に必要なタービン・発電機補機等を起動する。

表 3-3 工学的安全施設の作動時に必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 2A）

設備・機器名	負荷容量(kW)
低圧炉心スプレイ系ポンプ	947.4
残留熱除去系ポンプ A	511.6
原子炉補機冷却水ポンプ A	235.0
原子炉補機冷却水ポンプ C	235.0
原子炉補機冷却海水ポンプ A	397.9
原子炉補機冷却海水ポンプ C	397.9
非常用照明	120.0
非常用ガス処理装置*1	35.0
ディーゼル室換気設備	135.0
蓄電池用充電器（使用済燃料プール水位／温度，使用済燃料プール上部空間放射線モニタ等）	118.0
蓄電池用充電器	130.0
その他の非常用負荷*2 （燃料プール冷却浄化系ポンプ A，使用済燃料プール水位／温度，使用済燃料プール監視カメラ，モニタリングポスト，通信連絡設備，地下水位低下設備等）	2104.1
負荷合計	5366.9

注記 *1：非常用ガス処理系空気乾燥装置電気ヒータを含む。

*2：「発電所を安全に停止するために必要な負荷」の共通負荷以外に，低圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機を起動する。

表 3-4 工学的安全施設の作動時に必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 2B）

設備・機器名	負荷容量(kW)
残留熱除去系ポンプ B	511.6
残留熱除去系ポンプ C	511.6
原子炉補機冷却水ポンプ B	235.0
原子炉補機冷却水ポンプ D	235.0
原子炉補機冷却海水ポンプ B	397.9
原子炉補機冷却海水ポンプ D	397.9
非常用照明	120.0
非常用ガス処理装置*1	35.0
ディーゼル室換気設備	135.0
蓄電池用充電器（使用済燃料プール水位／温度等）	118.0
その他の非常用負荷*2 （燃料プール冷却浄化系ポンプ B，モニタリングポスト， 緊急時対策建屋，通信連絡設備，地下水位低下設備等）	2163.4
負荷合計	4860.4

注記 *1：非常用ガス処理系空気乾燥装置電気ヒータを含む。

*2：「発電所を安全に停止するために必要な負荷」の共通負荷以外に，残留熱除去系ポンプ C 室空調機を起動する。

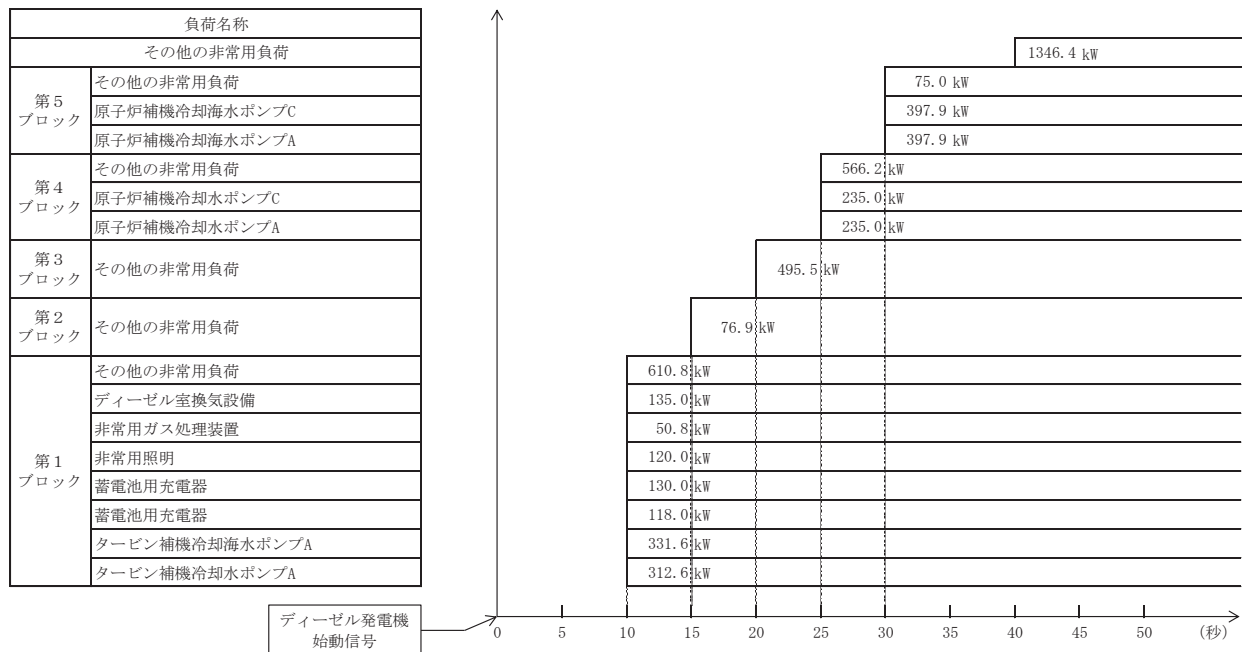


図 3-1 発電所を安全に停止するために必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 2A）

積算イメージ

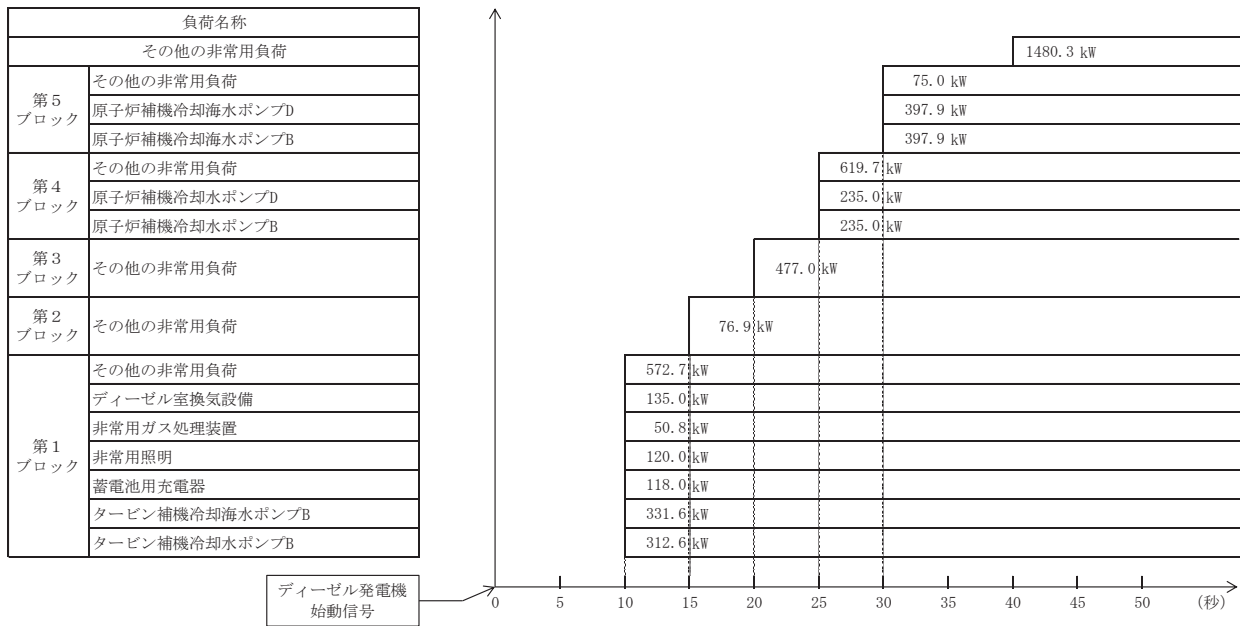


図 3-2 発電所を安全に停止するために必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 2B）
積算イメージ

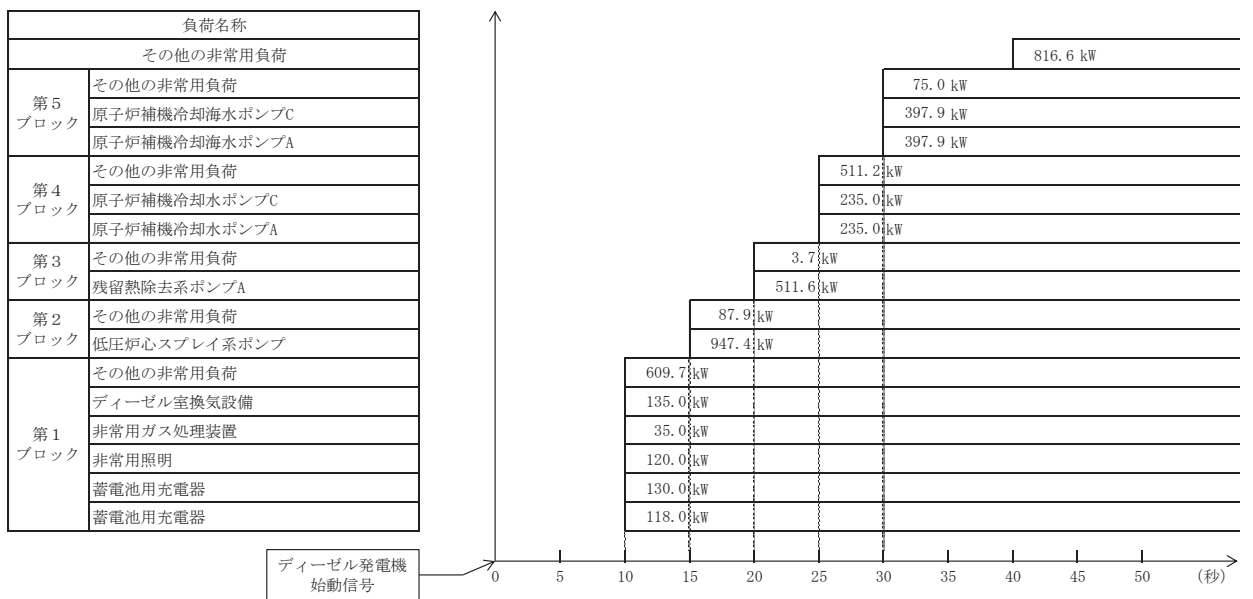


図 3-3 工学的安全施設の作動時に必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 2A）
積算イメージ

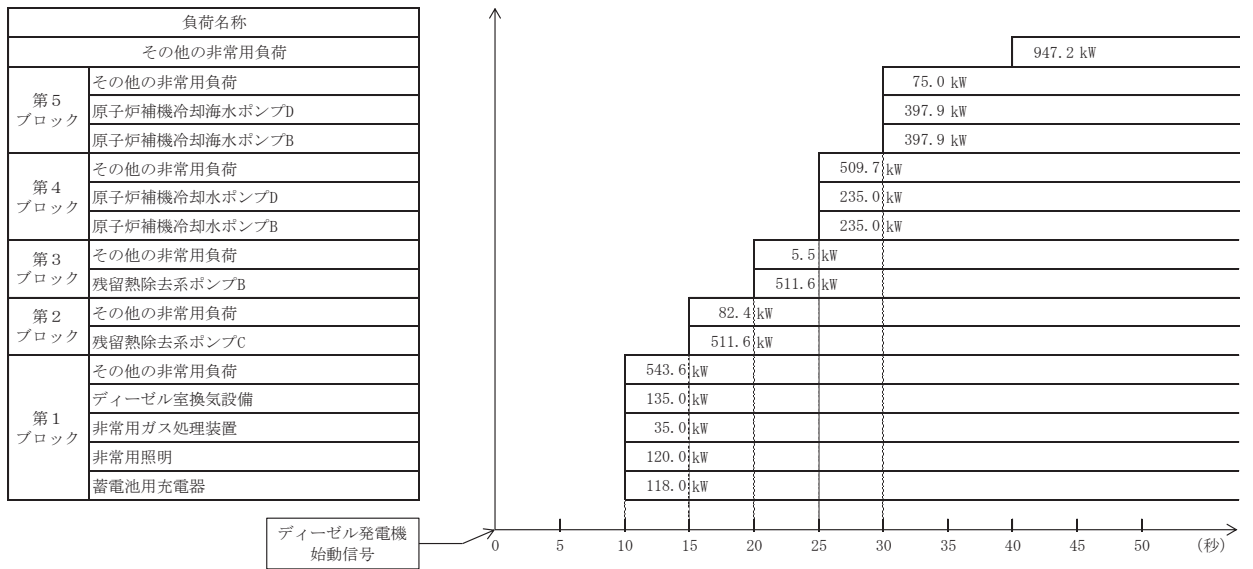


図 3-4 工学的安全施設の作動時に必要な負荷 (非常用ディーゼル発電機 2B)
積算イメージ

3.1.2 重大事故等対処設備

非常用ディーゼル発電機は、工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有しているため、重大事故等時に非常用ディーゼル発電機から電力供給が可能な場合には、重大事故等時の対応に必要な設備へ電力を供給可能な設計とする。

火力省令及び原子力電技命令を準用し、「2.1.2 内燃機関」及び「2.1.3 発電機」に記載の設計とする。

技術基準規則第59条～第69条、第73条、第74条、第76条及び第77条の各条文に基づく重大事故等時の対応において、非常用ディーゼル発電機から電力供給を期待する重大事故等対処設備の負荷を表3-5に示す。技術基準規則に基づき必要となる重大事故等対処設備は、各条文により異なるため、すべての機器を同時に使用することはないが、仮にすべての負荷を合計した場合の最大所要負荷は4219.4kWである。

発電機の出力は、十分な容量が確保できるよう、6100kWの出力を有する設計とし、設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより、内燃機関の必要な出力を算出する。

非常用ディーゼル発電機の内燃機関の出力及び発電機の容量は、3.1.1項の「(1) 内燃機関」及び「(2) 発電機」に示す。

表 3-5 非常用ディーゼル発電機の最大所要負荷リスト

設備・機器名	台数	負荷容量 (kW) *1	技術基準規則適用条文
ほう酸水注入系ポンプ	1	37.0	第 59 条, 第 60 条, 第 66 条
低圧炉心スプレイ系ポンプ	1	947.4	第 62 条
復水移送ポンプ	2	90.0	第 62 条, 第 64 条, 第 66 条
残留熱除去系ポンプ	2	1023.2	第 62 条～第 64 条
代替循環冷却ポンプ	1	90.0	第 62 条, 第 65 条, 第 66 条
原子炉補機冷却水ポンプ	2	470.0	第 62 条～第 66 条
原子炉補機冷却海水ポンプ	2	795.8	第 62 条～第 66 条
燃料プール浄化系ポンプ	1	75.0	第 69 条
中央制御室送風機	1	110.0	第 74 条
中央制御室再循環送風機	1	15.0	第 74 条
中央制御室排風機	1	3.7	第 74 条
非常用ガス処理装置	1	50.8	第 74 条
蓄電池用充電器*2 ・ ATWS 緩和設備 （代替制御棒挿入機能） ・ ATWS 緩和設備 （代替原子炉再循環ポンプ トリップ機能） ・ ATWS 緩和設備 （自動減圧系作動阻止機能） ・ 代替自動減圧回路 （代替自動減圧機能） ・ 安全パラメータ表示システム (SPDS) ・ 計装設備	1	118.0	第 59 条, 第 61 条, 第 67 条, 第 68 条, 第 69 条, 第 73 条, 第 76 条, 第 77 条
その他の非常用負荷*3 ・ ATWS 緩和設備 （自動減圧系作動阻止機能） ・ 計装設備	—	96.6	第 59 条, 第 61 条, 第 67 条, 第 73 条
緊急時対策建屋 ・ 緊急時対策所非常用送風機 ・ 緊急時対策所非常用フィルタ装置 ・ 安全パラメータ表示システム (SPDS) ・ 衛星電話設備（固定型） ・ 無線連絡設備（固定型） ・ 統合原子力防災ネットワークを用いた 通信連絡設備	—	296.9	第 76 条, 第 77 条
合計	—	4219.4	—

- 注記 *1：電磁弁及び電動弁は負荷容量が小さく又は動作時間が短時間であるため、負荷容量には含めない。
- *2：各設備・機器のうち、直流で運転する負荷。
- *3：各設備・機器のうち、交流で運転する負荷。

3.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

3.2.1 設計基準対象施設

発電用原子炉施設には、外部電源が喪失した場合において、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な設備の機能を維持するため、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を設置する設計とする。

また、火力省令及び原子力電技命令を準用し、「2.1.2 内燃機関」及び「2.1.3 発電機」に記載の設計とする。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の容量は、表 3-6 に示すとおり工学的安全施設の作動時に必要な負荷（2081.6kW）に対し、十分な容量が確保できるよう、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、3000kW の出力を有する設計とする。

また、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、13 秒以内に電圧を確立し、工学的安全施設等へ順次自動で電力を供給できる設計とする。負荷積算イメージを図 3-5 に示す。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の内燃機関の出力及び発電機の容量は以下のとおりとする。

(1) 内燃機関

発電機の出力 3000kW から、内燃機関の出力は次式により 3226kW 以上の 3236kW とする。

$$P_E \geq P \div \eta = 3000 \div 0.93 \doteq 3226$$

P_E : 内燃機関の出力 (kW)

P : 発電機の定格出力 (kW) = 3000

η : 発電機の効率 = 0.93

(2) 発電機

発電機の容量は、次式により 3750kVA とする。

$$Q = P \div \text{pf} = 3000 \div 0.80 = 3750$$

Q : 発電機の容量 (kVA)

P : 発電機の定格出力 (kW) = 3000

pf : 力率 = 0.80

表 3-6 工学的安全施設の作動時に必要な負荷（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機）

設備・機器名	負荷容量(kW)
高圧炉心スプレイ系ポンプ	1800.0
高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	40.0
高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ	60.0
ディーゼル室換気設備	90.0
蓄電池用充電器	10.0
その他の非常用負荷	81.6
負荷合計	2081.6

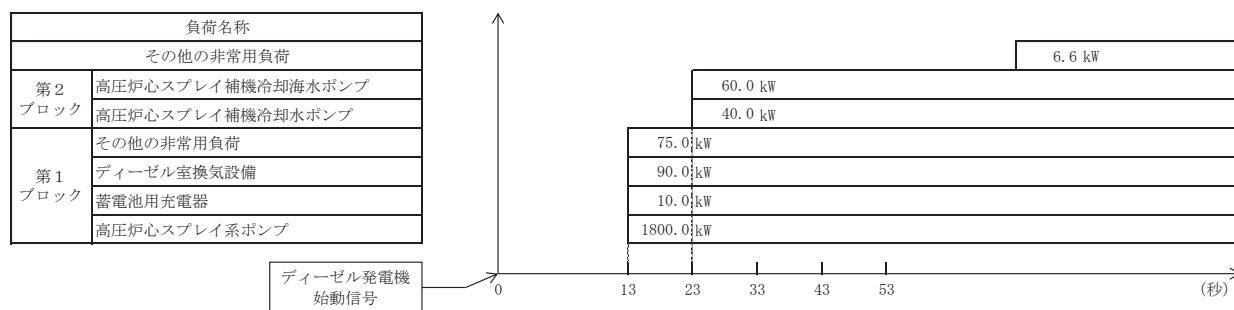


図 3-5 工学的安全施設の作動時に必要な負荷（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機）
積算イメージ

3.2.2 重大事故等対処設備

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有しているため、重大事故等時に高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から電力供給が可能な場合には、重大事故等時の対応に必要な設備へ電力を供給可能な設計とする。

火力省令及び原子力電技命令を準用し、「2.1.2 内燃機関」及び「2.1.3 発電機」に記載の設計とする。

技術基準規則第 60 条、第 63 条及び第 73 条の各条文に基づく重大事故等時の対応において、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から電力供給を期待する重大事故等対処設備の負荷を表 3-7 に示す。所要負荷は 1918.0kW である。

発電機の出力は、十分な容量が確保できるよう、3000kW の出力を有する設計とし、設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより、内燃機関の必要な出力を算出する。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の内燃機関の出力及び発電機の容量は、3.2.1 項の「(1) 内燃機関」及び「(2) 発電機」に示す。

表 3-7 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の最大所要負荷リスト

設備・機器名	台数	負荷容量 (kW)*	技術基準規則適用条文
高圧炉心スプレイ系ポンプ	1	1800.0	第 60 条
高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	1	40.0	第 63 条
高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ	1	60.0	第 63 条
その他の非常用負荷 ・計装設備	—	18.0	第 73 条
合計	—	1918.0	—

注記 *：電磁弁及び電動弁は負荷容量が小さく又は動作時間が短時間であるため、負荷容量には含めない。

3.3 ガスタービン発電機

設置（変更）許可申請書の添付書類十における事故シーケンスにおいて、ガスタービン発電機から電力を供給する有効性評価で期待する負荷に加え、評価上期待していない不要負荷であるが、電源が供給されるため発電機の負荷として考慮する必要がある負荷を抽出した結果、所要負荷が最大となる事故シーケンスは、「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）」であり、負荷積算イメージを図 3-6 に示す。最大負荷は、4536.2kW であり、最大所要負荷リストを表 3-8 に示す。

発電機の出力は、十分な容量が確保できるよう、7200kW（3600kW×2 台）（常用連続運用仕様*6000kW（3000kW×2 台））の出力を有する設計とし、設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより、ガスタービンの必要な出力を算出する。

最大所要負荷に基づき、ガスタービンの出力及び発電機の容量を以下のとおりとする。

また、火力省令及び原子力電技命令を準用し、「2.1.1 ガスタービン」及び「2.1.3 発電機」に記載の設計とする。

注記*：ガスタービン発電機は、取り込んだ外気を圧縮して使用していることから、外気温度の上昇により圧縮空気量が減少する事で出力も減少する特性を持っている。そのため、ガスタービン発電機使用時の外気温度での出力を記載している。

3.3.1 ガスタービン

発電機の出力 7200kW から、ガスタービンの出力は次式により kW 以上の 7620kW（3810kW×2 台）とする。

$$P_E \geq P \div \eta = 7200 \div \text{ } = \text{ }$$

P_E : ガスタービンの出力 (kW)

P : 発電機の定格出力 (kW) = 7200

η : 発電機の効率 =

3.3.2 発電機

発電機の容量は、次式により 9000kVA（4500kVA×2 台）とする。

$$Q = P \div \text{pf} = 7200 \div 0.80 = 9000$$

Q : 発電機の容量 (kVA)

P : 発電機の定格出力 (kW) = 7200

pf : 力率 = 0.80

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 3-8 ガスタービン発電機の最大所要負荷リスト

負荷名称	負荷容量(kW)* ¹ (括弧内は停止する 負荷容量を示す。)	負荷累計(kW)	最大負荷(kW)
緊急時対策建屋	296.9	608.0	
緊急用電気品建屋	311.1		
D 母線自動起動負荷		1564.0	
・蓄電池用充電器	118.0		
・非常用照明	120.0		
・中央制御室 120V 交流分電盤	52.5		
・非常用ガス処理装置* ²	50.8		
・モニタリングポスト	5.0		
・その他の負荷* ³	609.7		
C 母線自動起動負荷		3160.9	
・蓄電池用充電器	118.0		
・非常用照明	120.0		
・中央制御室 120V 交流分電盤	52.5		
・非常用ガス処理装置* ²	50.8		
・モニタリングポスト	5.0		
・その他の負荷* ⁴	1250.6		
復水移送ポンプ	45.0	3397.9	
復水移送ポンプ	45.0		
中央制御室送風機	110.0		
中央制御室再循環送風機	15.0		
原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ	22.0		
1 回目停止負荷* ⁵	(246.6)	3151.3	
残留熱除去系ポンプ* ⁶	511.6	3456.2	<u>4536.2</u>
	(511.6)		
代替循環冷却ポンプ	90.0		
その他の負荷* ⁷	214.9		
2 回目停止負荷* ⁸	(3.7)	3452.5	
燃料プール冷却浄化系ポンプ	75.0	3529.0	
その他の負荷* ⁹	1.5		
3 回目停止負荷* ¹⁰	(338.1)	<u>3190.9</u>	
連続負荷			3190.9
最大負荷			4536.2

注記 *1: 電磁弁及び電動弁は負荷容量が小さく又は動作時間が短時間であるため、負荷容量には含めない。

*2: 非常用ガス処理系空気乾燥装置電気ヒータ, 非常用ガス処理系フィルタ装置スペースヒータ等を含む。

*3: その他の負荷は, 緊急用電気品室(2)非常用送風機, CAMS(B)室空調機, SGTS 室空調機(B), 計測制御電源(B)室送風機(A), 計測制御電源(B)室排風機(A),

- 地下水位低下設備， グランド蒸気排風機(B)， 主油タンクガス抽出機(B)， 第4軸受ジャッキング油ポンプ， 清水加熱器(B)， 潤滑油加熱器(B)等である。
- *4：その他の負荷は， 緊急用電気品室(1)非常用送風機， CAMS(A)室空調機， SGTS室空調機(A)， 計測制御電源(A)室送風機(A)， 計測制御電源(A)室排風機(A)， RCICポンプ室空調機， DC-MCC2A室空調機， 地下水位低下設備， グランド蒸気排風機(A)， 主油タンクガス抽出機(A)， 第3軸受ジャッキング油ポンプ， 清水加熱器(A)， 潤滑油加熱器(A)等である。
- *5：1回目停止負荷は， グランド蒸気排風機(B)， 主油タンクガス抽出機(B)， 第4軸受ジャッキング油ポンプ， グランド蒸気排風機(A)， 主油タンクガス抽出機(A)， 第3軸受ジャッキング油ポンプ等である。
- *6：起動後， 即時トリップを想定する。起動時負荷容量は1080.0kWである。
- *7：その他の負荷は， RHRポンプ(A)室空調機， HECW冷水ポンプ(A)， HECW冷凍機(A)潤滑油ポンプ， HECW冷凍機(A)圧縮機， 原子炉補機(B)室送風機(A)及び原子炉補機(B)室排風機(A)である。
- *8：2回目停止負荷は， RHRポンプ(A)室空調機である。
- *9：その他の負荷は， FPCポンプ(A)室空調機である。
- *10：3回目停止負荷は， 清水加熱器(B)， 潤滑油加熱器(B)， 清水加熱器(A)， 潤滑油加熱器(A)等である。

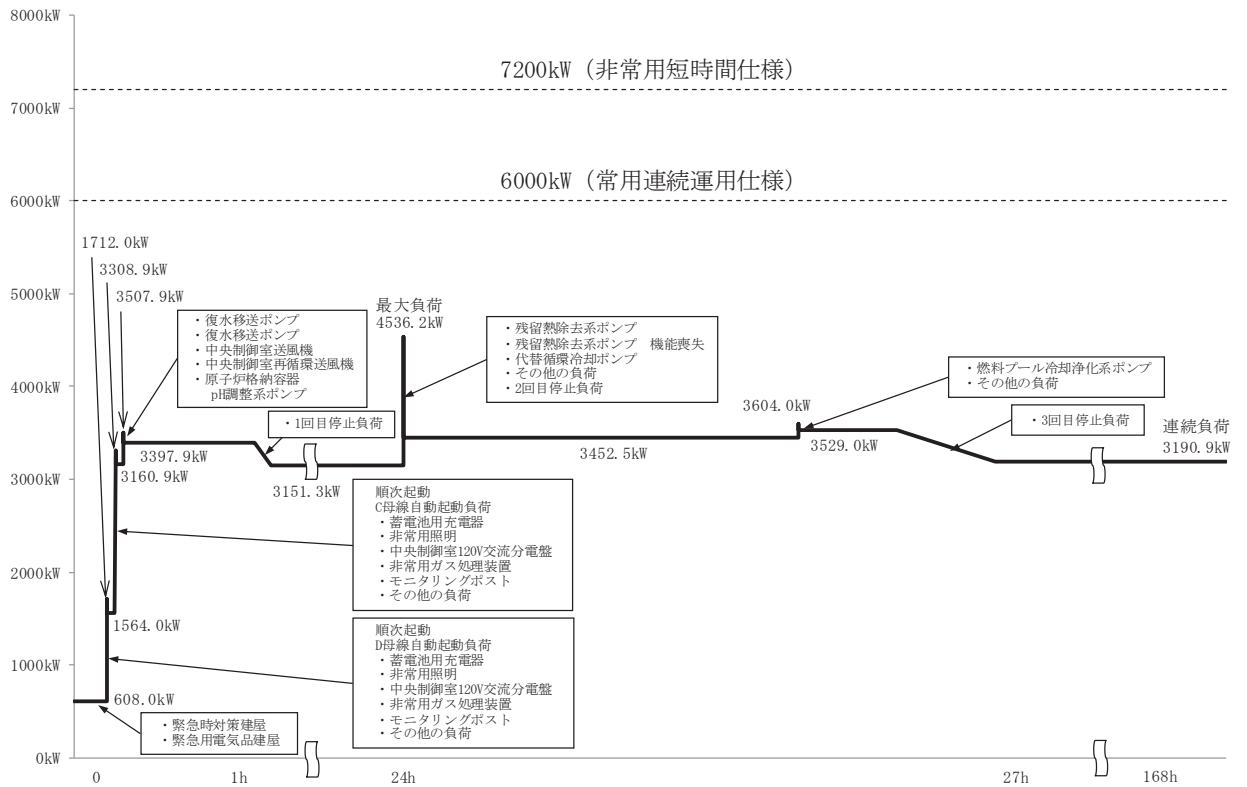


図 3-6 重大事故時に想定される事故シーケンスのうち最大負荷「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」積算イメージ

3.4 可搬型の非常用発電装置

3.4.1 電源車

電源車は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、2台で必要な設備に電力を供給できる設計とする。また、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合に、電源車1台で125V代替蓄電池、250V蓄電池、125V代替充電器及び250V充電器と組み合わせて使用することで、重大事故等時の対応に必要な直流設備に電力を供給できる設計とする。電源車の最大容量は、2台で使用する場合であり、表3-9及び図3-7に示すメタルクラッドスイッチギア（非常用）又はモータコントロールセンタ（緊急用）への給電時の負荷（656.8kW）に対し、十分な容量を確保できるよう、680kW（340kW×2台）の出力を有する設計とし、設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより、内燃機関の必要な出力を算出する。（電源車1台で直流設備に給電する場合の負荷は125V代替充電器（118.0kW）及び250V充電器（130.0kW）の合計248.0kWであり、表3-9に包含される。）

電源車の内燃機関の出力及び発電機の容量を以下のとおりとする。

なお、可搬形発電設備技術基準を準用し、「2.2 可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針」に記載の設計とする。

(1) 内燃機関

発電機の出力680kWから、内燃機関の出力は次式により kW以上の860kW（430kW×2台）とする。

$$P_E \geq P \div \eta = 680 \div \text{} \div \text{$$

P_E : 内燃機関の出力(kW)

P : 発電機の定格出力(kW) = 680

η : 発電機の効率 =

(2) 発電機

発電機の容量は、次式により800kVA（400kVA×2台）とする。

$$Q = P \div \text{pf} = 680 \div 0.85 = 800$$

Q : 発電機の容量(kVA)

P : 発電機の定格出力(kW) = 680

pf : 力率 = 0.85

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 3-9 メタルクラッドスイッチギア（非常用）又は
モータコントロールセンタ（緊急用）への給電時の負荷

負荷名称	負荷容量(kW)* ¹	負荷累計(kW)	最大負荷(kW)
蓄電池用充電器	118.0	207.7	
非常用照明	30.0		
中央制御室 120V 交流分電盤	52.5		
その他の負荷* ²	7.2		
蓄電池用充電器	118.0	415.3	
非常用照明	30.0		
中央制御室 120V 交流分電盤	52.5		
その他の負荷* ³	7.1		
復水移送ポンプ	45.0	505.3	
復水移送ポンプ	45.0		
燃料プール冷却浄化系ポンプ* ⁴	75.0	581.8	<u>656.8</u>
その他の負荷* ⁵	1.5		
その他の負荷* ⁶	60.0	641.8	
その他の負荷* ⁷	1.5	<u>643.3</u>	
合計 連続負荷			643.3
最大負荷			656.8

注記 *1：電磁弁及び電動弁は負荷容量が小さく又は動作時間が短時間であるため、負荷容量には含めない。

*2：その他の負荷は、計測制御電源(B)室排風機(A)及びページング用整流器である。

*3：その他の負荷は、計測制御電源(A)室排風機(A)及びページング用分電盤である。

*4：起動時負荷容量は 150.0kW である。

*5：その他の負荷は、FPC ポンプ(A)室空調機である。

*6：その他の負荷は、無停電交流電源用静止形無停電電源装置 2A 及び無停電交流電源用静止形無停電電源装置 2B である。

*7：その他の負荷は、フィルタ装置出口水素濃度計吸引ポンプ及びフィルタ装置出口水素濃度計排気ポンプである。

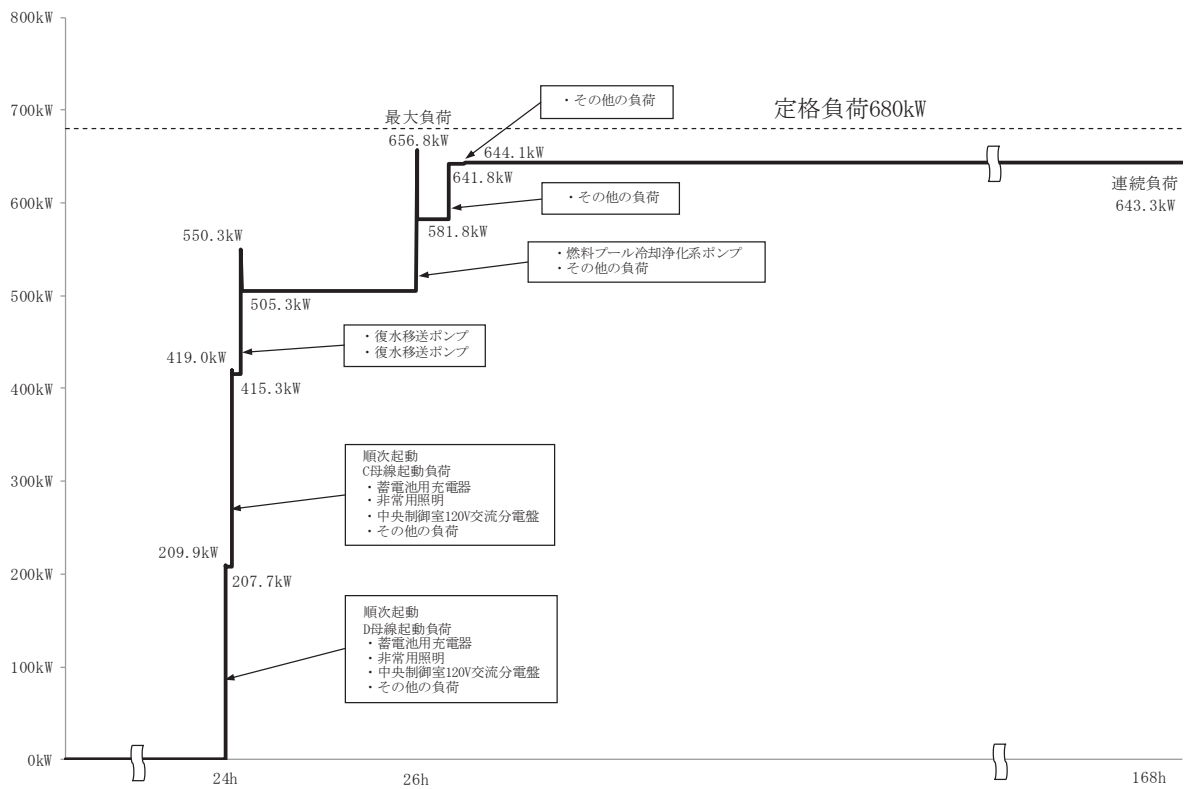


図 3-7 メタルクラッドスイッチギア（非常用）又はモータコントロールセンタ（緊急用）への給電時の負荷積算イメージ

3.4.2 電源車（緊急時対策所用）

最大所要負荷は，重大事故等発生時に緊急時対策所で要求される負荷の296.9kWである。負荷リストを表 3-10 に示す。

発電機の出力は，十分な容量が確保できるよう，340kW の出力を有する設計とし，設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより，内燃機関の必要な出力を算出する。

最大所要負荷に基づき，内燃機関の出力及び発電機の容量を以下のとおりとする。

また，可搬形発電設備技術基準を準用し，「2.2 可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針」に記載の設計とする。

(1) 内燃機関

発電機の出力 340kW から，内燃機関の出力は次式により kW 以上の 430kW とする。

$$P_E \geq P \div \eta = 340 \div \text{} \doteq \text{}$$

P_E : 内燃機関の出力 (kW)

P : 発電機の定格出力 (kW) = 340

η : 発電機の効率 =

(2) 発電機

発電機の容量は，次式により 400kVA とする。

$$Q = P \div \text{pf} = 340 \div 0.85 = 400$$

Q : 発電機の容量 (kVA)

P : 発電機の定格出力 (kW) = 340

pf : 力率 = 0.85

表 3-10 電源車（緊急時対策所用）の負荷リスト

負荷名称	負荷容量(kW)*
換気空調設備 ・ 緊急時対策所非常用送風機 ・ 緊急時対策所非常用フィルタ装置 ・ その他	164.3
照明設備	40.1
通信連絡設備	5.0
蓄電池用充電器 ・ 安全パラメータ表示システム（SPDS） ・ 衛星電話設備（固定型） ・ 無線連絡設備（固定型） ・ 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 ・ その他	77.0
その他の負荷	10.5
負荷合計	296.9

注記 *：電磁弁及び電動弁は負荷容量が小さく又は動作時間が短時間であるため、負荷容量には含めない。

3.4.3 可搬型窒素ガス供給装置発電設備

可搬型窒素ガス供給装置発電設備の最大所要負荷は、可搬型窒素ガス供給装置運転時の75kWである。

発電機の出力は、十分な容量を確保できるよう、160kWの出力を有する設計とし、設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより、内燃機関の必要な出力を算出する。

最大所要負荷に基づき、内燃機関の出力及び発電機の容量を以下のとおりとする。

なお、可搬形発電設備技術基準を準用し、「2.2 可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針」に記載の設計とする。

(1) 内燃機関

発電機の出力160kWから、内燃機関の出力は次式により173kW以上の178kWとする。

$$P_E \geq P \div \eta = 160 \div 0.924 \doteq 173$$

P_E : 内燃機関の出力(kW)

P : 発電機の定格出力(kW) = 160

η : 発電機の効率 = 0.924

(2) 発電機

発電機の容量は、次式により200kVAとする。

$$Q = P \div \text{pf} = 160 \div 0.80 = 200$$

Q : 発電機の容量(kVA)

P : 発電機の定格出力(kW) = 160

pf : 力率 = 0.80

VI-1-9-2 常用電源設備の説明書

目 次

VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書

VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保	1
2.1.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止	1
2.1.2 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復	2
2.2 電線路の独立性及び物理的分離	3
2.3 複数号機を設置する場合における電力供給確保	3
2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	4
3. 施設の詳細設計方針	4
3.1 外部電源に関する設計	5
3.1.1 電力系統の概要	5
3.1.2 独立性が確保された電線路からの受電	5
3.1.3 物理的分離が施された電線路からの受電	9
3.1.3.1 送電線の物理的分離	9
3.1.3.2 鉄塔基礎の安定性	14
3.1.3.3 送電線の強風対策	18
3.1.4 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止	18
3.1.5 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復	20
3.2 発電機に関する設計	20
3.2.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止	20
3.2.2 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	22
3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計	23
3.3.1 発電用原子炉施設の電力供給確保	23
3.3.1.1 2回線喪失時の電力供給継続	23
3.3.1.2 開閉所等の基礎	27
3.3.1.3 碍子及び遮断器等の耐震性	37
3.3.1.4 碍子及び遮断器等への津波の影響	39
3.3.1.5 碍子及び遮断器等の塩害対策	39
3.3.2 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止	40
3.3.3 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復	42
3.3.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	44
3.4 所内電源設備に関する設計	45
3.4.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止	45
3.4.2 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	46

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（平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号）」（以下「技術基準規則」という。）第 45 条第 3 項、第 4 項、第 5 項、第 6 項、第 48 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（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号）」（以下「解釈」という。）に基づく常用電源設備の健全性について説明するものである。

今回、常用電源設備に関し、機器の損壊、故障その他の異常の検知と拡大防止を図ること、物理的分離、独立性が確保された電線路から受電できること及び電力系統からの電力の供給が同時に停止しないことに関する適合状況を説明する。また、電気設備は「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令（平成 24 年経済産業省令第 70 号）」を準用する設計であることについて説明する。

なお、常用電源設備の冷却能力等を踏まえた運転制限等の評価により設備の健全性を維持するための電気出力上限については、平成 14 年 12 月 26 日に提出した「定格熱出力一定運転実施に伴う発電設備の健全性評価書」からの変更はない。

2. 基本方針

2.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保

2.1.1 機器の損壊、故障その他の異常の検知と拡大防止

安全施設へ電力を供給する保安電源設備は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないように、発電機、送電線、変圧器、母線等に保護継電器を設置し、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、異常を検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより、その拡大を防止する設計とする。

特に重要安全施設に給電する系統においては、多重性を有し、系統分離が可能である母線で構成し、信頼性の高い機器を設置する。

常用高圧母線（メタルクラッド開閉装置で構成）は、2 母線で構成し、通常運転時に必要な負荷を各母線に振り分け給電する。それぞれの母線から動力変圧器を通して降圧し、常用低圧母線（パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成）へ給電する。

共通用高圧母線（メタルクラッド開閉装置で構成）は、2 母線で構成し、それぞれの母線から動力変圧器を通して降圧し、共通用低圧母線（パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成）へ給電する。

また、高圧及び低圧母線等の故障による電気系統の機器の短絡や地絡、母線の低電圧や過電流を検知し、遮断器により故障箇所を隔離できる設計とし、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全施設への影響を限定できる設計とする。

常用の直流電源設備は、直流 250V 1 系統の非常用低圧母線に接続される蓄電池、充電器、直流主母線盤等で構成する。常用の直流電源設備は、主タービン非常用油ポンプ、発電機の非常用密封油ポンプ等へ給電する設計とする。

常用の計測制御用電源設備は、120V 計測母線 1 母線で構成する。母線電圧は 120V である。

常用電源設備の動力回路、制御回路、計装回路のケーブルは、負荷の容量に応じたケーブルを使用する設計とする。また、それぞれ相互に分離したケーブルトレイ、電線管を使用して敷設し、多重化した非常用電源設備のケーブルの系統分離対策に影響を及ぼさない設計とするとともに、電氣的影響を考慮した設計とする。

2.1.2 1 相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復

変圧器一次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合に検知できるよう、変圧器一次側の電路は、電路を筐体に内包する変圧器やガス絶縁開閉装置等により構成し、3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合に保護継電器にて自動検知できる設計とする。1 相の電路の開放を検知した場合は自動で故障箇所の隔離又は非常用母線の受電切替ができる設計とし、電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

送電線において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合、275kV 送電線は 1 回線での電路の開放時に、安全施設への電力の供給が不安定にならないよう、多重化した設計とする。また、電力送電時、保護装置による 3 相の電流不平衡監視にて常時自動検知できる設計とする。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで、一部の保護装置等による検知が期待できない箇所の 1 相開放故障の発見や、その兆候を早期に発見できる可能性を高めることとしている。

66kV 送電線は、各相の不足電圧継電器にて常時自動検知できる設計とする。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで、1 相開放故障の発見や、その兆候を早期に発見できる可能性を高めることとしている。

275kV 送電線及び 66kV 送電線において 1 相の電路の開放を検知した場合は、自動又は手動で故障箇所の隔離及び非常用母線の受電切替ができる設計とし、電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

2.2 電線路の独立性及び物理的分離

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系する設計とする。

設計基準対象施設は、送受電可能な回線として、275kV 送電線（東北電力ネットワーク株式会社牡鹿幹線（以下「牡鹿幹線」という。））1 ルート 2 回線、275kV 送電線（東北電力ネットワーク株式会社松島幹線（以下「松島幹線」という。））1 ルート 2 回線及び受電専用の回線として 66kV 送電線（東北電力ネットワーク株式会社塚浜支線（以下「塚浜支線」という。））（東北電力ネットワーク株式会社鮎川線（以下「鮎川線」という。）1 号を一部含む。）及び東北電力ネットワーク株式会社万石線（以下「万石線」という。））1 ルート 1 回線の合計 3 ルート 5 回線にて、電力系統に接続する。

275kV 送電線は、275kV 送電線（牡鹿幹線）2 回線が東北電力ネットワーク株式会社石巻変電所（以下「石巻変電所」という。）に、275kV 送電線（松島幹線）2 回線が東北電力ネットワーク株式会社宮城中央変電所（以下「宮城中央変電所」という。）にそれぞれ連系する設計とする。また、66kV 送電線（塚浜支線（鮎川線 1 号を一部含む。））1 回線は東北電力ネットワーク株式会社女川変電所（以下「女川変電所」という。）及び万石線を経由し、その上流接続先である東北電力ネットワーク株式会社西石巻変電所（以下「西石巻変電所」という。）に連系する。

上記 3 ルート 5 回線の送電線の独立性を確保するため、万一、送電線の上流側接続先である石巻変電所が停止した場合でも、外部電源から電力供給が可能となるよう、宮城中央変電所又は女川変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。また、宮城中央変電所が停止した場合には、石巻変電所又は女川変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。さらに、女川変電所が停止した場合には、石巻変電所又は宮城中央変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。

設計基準対象施設は、電線路のうち少なくとも 1 回線が、同一の送電鉄塔に架線されていない、他の回線と物理的に分離された送電線から受電する設計とする。

また、大規模な盛土の崩壊、大規模な地すべり、急傾斜地の崩壊に対し鉄塔基礎の安定性が確保され、台風等による強風発生時又は着氷雪の事故防止対策が図られ、さらに、送電線の接近・交差・併架箇所については、仮に 1 つの鉄塔が倒壊しても、全ての送電線が同時に機能喪失しない離隔距離が確保された送電線、又は電線の張力方向によって、全ての送電線が同時に機能喪失しないように配置された鉄塔の送電線から受電できる設計とする。

2.3 複数号機を設置する場合における電力供給確保

設計基準対象施設に接続する電線路は、いずれの 2 回線が喪失した場合においても

電力系統から同一の発電所内の発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しない設計とし、275kV送電線4回線は起動変圧器を介して接続するとともに、66kV送電線1回線は予備変圧器を介して接続する設計とする。

開閉所から主発電機側の送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置するとともに、耐震性の高い、可とう性のある礎子及び重心の低いガス絶縁開閉装置を設置する設計とする。

さらに、防潮堤等により津波の影響を受けないエリアに設置するとともに、塩害を考慮し、275kV送電線引留部の礎子に対しては、礎子洗浄できる設計とし、遮断器等に対しては、電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する。

2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項

設計基準対象施設に施設する常用電源設備は、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」第4条から第16条まで、第19条から第28条まで及び第30条から第35条までのうち関連する事項に対する技術的要件を満たす設計とする。

電気設備における感電、火災等の防止、電路の絶縁、電線等の断線の防止、電線の接続、電気機械器具の熱的強度、高圧又は特別高圧の電気機械器具の危険の防止、電気設備の接地、電気設備の接地の方法、発電所等へ取扱者以外の者の立入の防止及び架空電線等の高さについて各事項を準用し、感電、火災等の防止を講じた設計とする。

特別高圧電路等と結合する変圧器等の火災等の防止、過電流からの電線及び電気機械器具の保護対策及び地絡に対する保護対策について各事項を準用し、異常の予防及び保護対策を講じた設計とする。

電気設備の電氣的、電磁的障害の防止について準用し、電氣的、電磁的障害の防止を講じた設計とする。

ガス絶縁機器の危険の防止及び水素冷却式発電機の施設について各事項を準用し、高圧ガスによる危険の防止を講じた設計とする。

発電設備の損傷による供給支障の防止、発電機の機械的強度並びに高圧及び特別高圧の電路の避雷器の施設について各事項を準用し、供給支障の防止を講じた設計とする。

なお、所内には常用電源設備として高周波利用設備、低圧、高圧の架空電線、他事業者が設置した架空電線及び電力保安通信設備に関する該当設備はない。

3. 施設の詳細設計方針

常用電源設備は、外部電源、発電機、ガス絶縁開閉装置、変圧器及び常用系の所内電源設備等にて構成する設計とする。

本章では、基本方針に示す内容に対する各設備の詳細設計方針を「3.1 外部電源に

関する設計」,「3.2 発電機に関する設計」,「3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計」及び「3.4 所内電源設備に関する設計」にて説明する。なお,系統の詳細については,添付図面「第 1-1-1 図 送電関係一覧図」及び添付図面「第 1-4-1 図 単線結線図 (1/5)」に示す。

3.1 外部電源に関する設計

3.1.1 電力系統の概要

設計基準対象施設に連系する外部電源である送電線は,送受電可能な回線として,275kV 送電線(牡鹿幹線及び松島幹線)2 ルート各 2 回線及び受電専用の回線として 66kV 送電線(塚浜支線(鮎川線 1 号を一部含む。))1 ルート 1 回線の合計 3 ルート 5 回線で電力系統に連系する。275kV 送電線(牡鹿幹線)1 ルート 2 回線は,約 28km 離れた石巻変電所に,275kV 送電線(松島幹線)1 ルート 2 回線は,約 84km 離れた宮城中央変電所に接続する。また,66kV 送電線(塚浜支線(鮎川線 1 号を一部含む。))1 ルート 1 回線は約 8km 離れた女川変電所及び万石線を経由し,その上流接続先である約 22km 離れた西石巻変電所に接続する。

詳細は添付図面「第 1-1-1 図 送電関係一覧図」に示す。

3.1.2 独立性が確保された電線路からの受電

送電線の独立性を確保するため,万一,送電線の上流側接続先である石巻変電所,宮城中央変電所又は女川変電所のいずれかが停止した場合でも,外部電源からの電力供給が可能となるよう,当該発電用原子炉施設に接続された送電線がすべて停止する事態に至らない設計とする。

女川原子力発電所周辺の主な電力系統を図 1 に示し,石巻変電所全停電時の供給系統を図 2 に宮城中央変電所全停電時の供給系統を図 3 に女川変電所全停電時の供給系統を図 4 に示す。

これらの電力系統は,それぞれ 1 回線で女川原子力発電所の重要安全施設がその機能を維持するために必要となる非常用ディーゼル発電機 3 台(1 号機 1 台,2 号機 1 台,3 号機 1 台)相当の約 21MVA 以上が供給できる容量を有した設計とするため,表 1 のとおり,石巻変電所から受電する場合,275kV 送電線(牡鹿幹線)は 1 回線当たりの容量が約 1,548MW の設備容量を有した設計とする。宮城中央変電所から受電する場合,275kV 送電線(松島幹線)は 1 回線当たりの容量が約 1,078MW の設備容量を有した設計とする。また,66kV 送電線の西石巻変電所,女川変電所から受電する場合,66kV 送電線(万石線)は約 58MW,66kV 送電線(塚浜支線(鮎川線 1 号を一部含む。))は約 49MW の設備容量を有した設計とする。

表 1 送変電設備一覧

送電線名称	電 圧 仕 様		
	電 圧	線 種 (導 体 数)	設 備 容 量
牡鹿幹線	275kV	TACSR/23EAC 610 (2 導体) TACSR/EGS 610 (2 導体) TACSR 610 (2 導体)	約 1,548MW×2 回線
松島幹線	275kV	Z2SBACSR/UGS 780 (2 導体) Z2LN-SBACSR/EGS 810 (2 導体) SBACSR/UGS 780 (2 導体) LN-SBACSR/EGS 810 (2 導体)	約 1,078MW×2 回線
塚浜支線	66kV	SBACSR/UAC 150 (1 導体)	約 49MW×1 回線
鮎川線	66kV	SBACSR/UAC 150 (1 導体)	約 49MW×2 回線
万石線	66kV	ACSR 330 (1 導体) ACSR/EAC 330 (1 導体) Z2ACSR/EAC 330 (1 導体) SBTACSR/UGS 320 (1 導体) SBACSR/EAC 190 (1 導体)	約 58MW×2 回線
変電所名称	変 圧 器 仕 様		
	電 圧	設 備 容 量	
石巻変電所	275/154kV	300MVA×3 台	
宮城中央変電所	525/275kV	1,500MVA×1 台 1,000MVA×1 台	
女川変電所	66/6.9kV	15MVA×1 台 10MVA×1 台	
西石巻変電所	154/66kV	150MVA×2 台 100MVA×2 台	

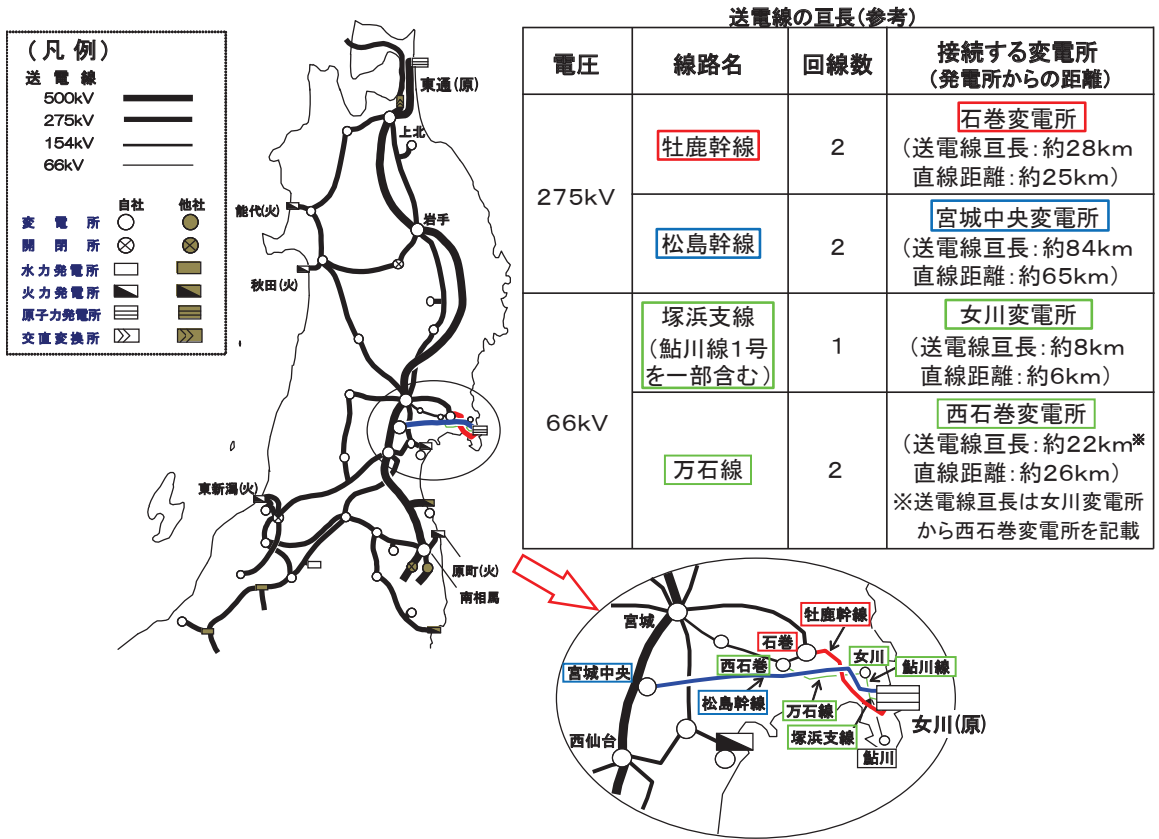


図1 女川原子力発電所周辺の主な電力系統

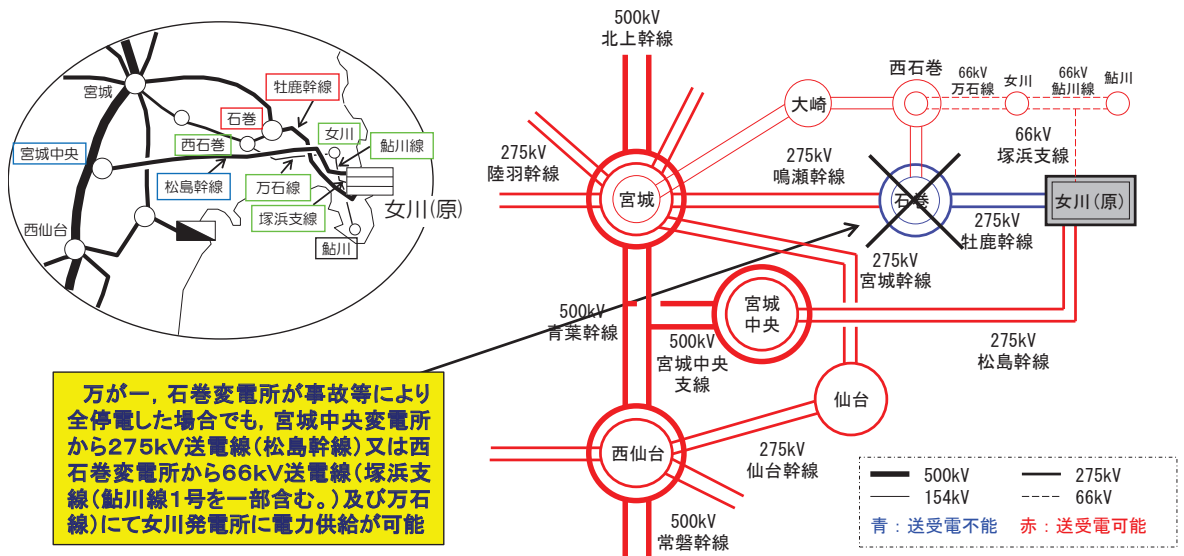


図2 石巻変電所全停時の供給系統

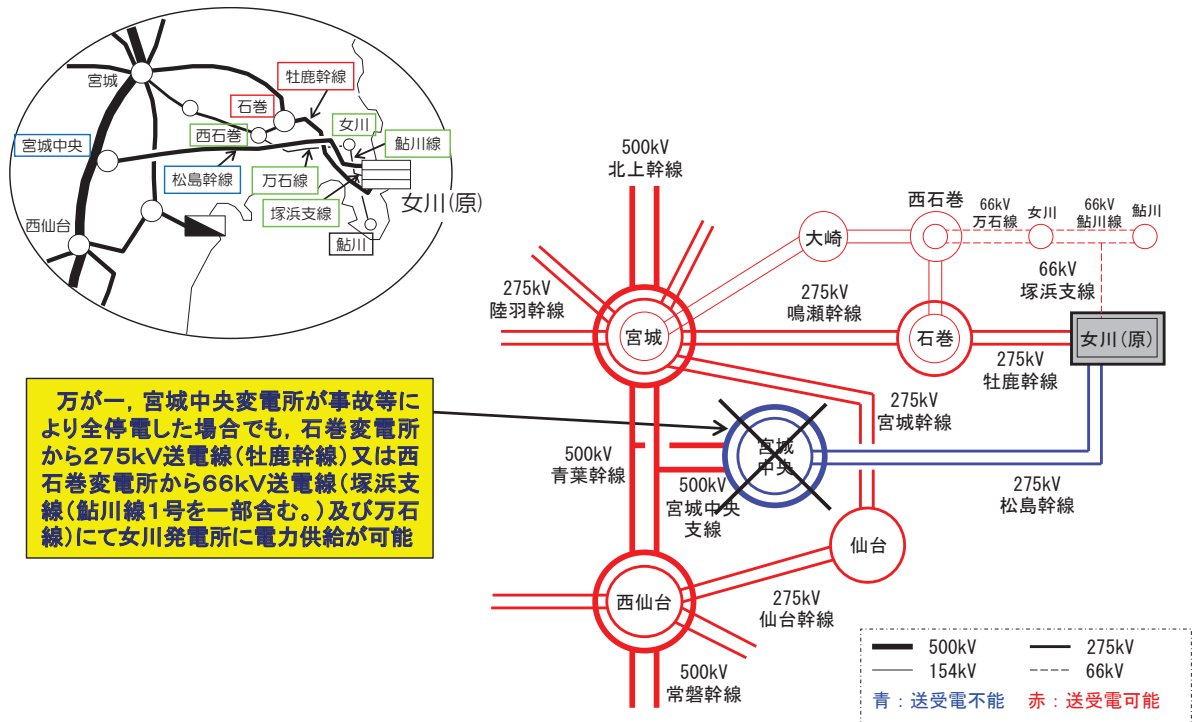


図3 宮城中央変電所全停時の供給系統

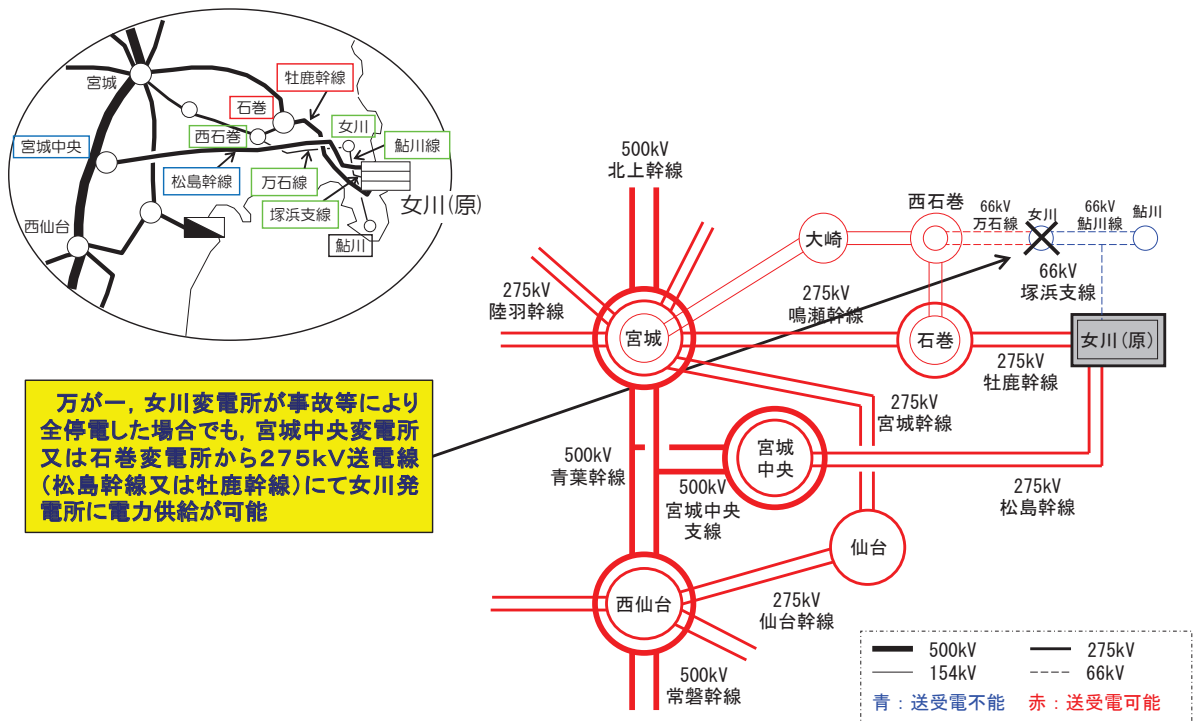


図4 女川変電所全停時の供給系統

3.1.3 物理的分離が施された電線路からの受電

3.1.3.1 送電線の物理的分離

設計基準対象施設に連系する 275kV 送電線 2 ルート 4 回線（275kV 送電線（牡鹿幹線）2 回線及び 275kV 送電線（松島幹線）2 回線）と 66kV 送電線 1 回線（66kV 送電線（塚浜支線（鮎川線 1 号を一部含む。）及び万石線）は、異なるルートを通過し、全ての送電線が同一鉄塔に架線されている箇所はなく、物理的に分離した設計とする。

275kV 送電線（牡鹿幹線）、275kV 送電線（松島幹線）及び 66kV 送電線（塚浜支線（鮎川線 1 号を一部含む）及び万石線）のルートを図 5 に示す。

275kV 送電線（牡鹿幹線）及び 275kV 送電線（松島幹線）と 66kV 送電線（塚浜支線（鮎川線 1 号を一部含む。）及び万石線）の接近・交差・併架箇所については、仮に 1 つの鉄塔が倒壊しても、全ての送電線が同時に機能喪失しない離隔距離が確保された送電線、又は電線の張力方向によって全ての送電線が同時に機能喪失しないように配置された鉄塔の送電線から受電できる設計とする。

張力方向によって、倒壊方向を限定し、全ての送電線が同時に機能喪失しないように配置された鉄塔は図 5 の②、⑤の 2 箇所であり、それぞれの現地状況を図 6、図 7 に示す。

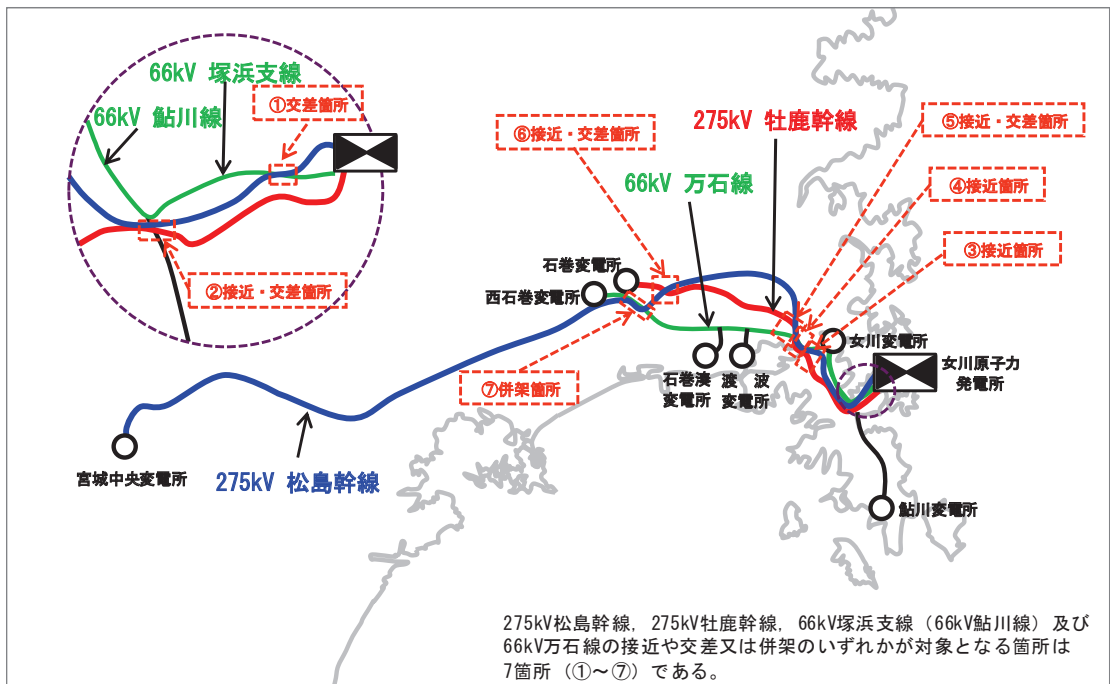


図 5 275kV 送電線（牡鹿幹線）、275kV 送電線（松島幹線）及び 66kV 送電線（塚浜支線（鮎川線 1 号を一部含む。）及び万石線）等のルート

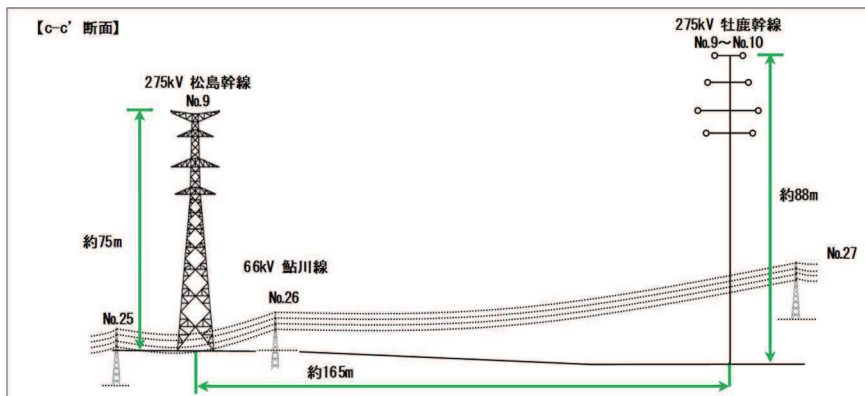
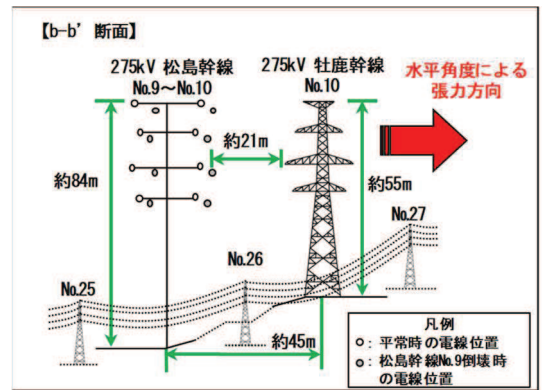
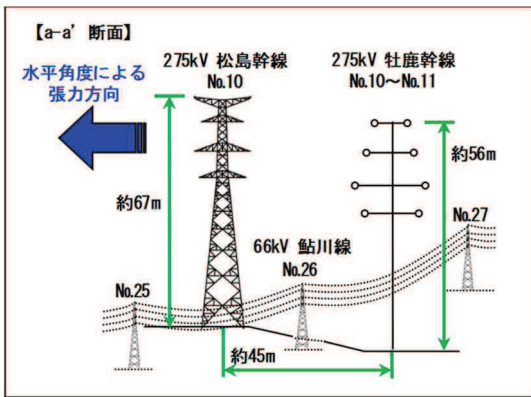
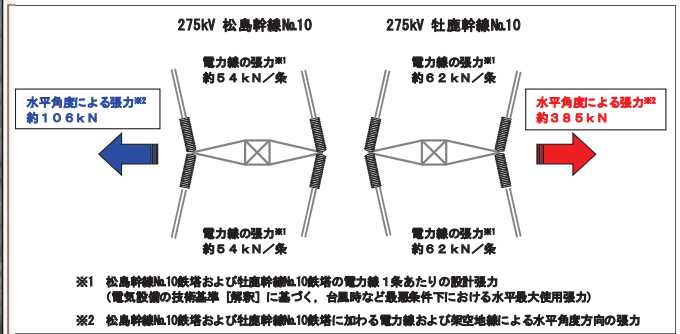
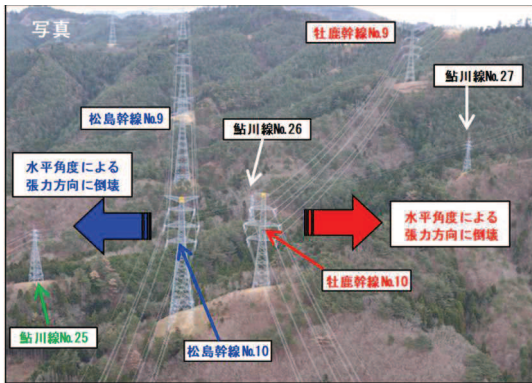


図6 ② 接近・交差箇所の現地状況

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

②接近・交差箇所における張力方向による倒壊想定状況は以下のとおりである。

○想定状況 1/2（接近・交差）

1. 松島幹線No.10の鉄塔が水平角度による張力方向に倒壊，松島幹線No.9～No.10の電線が落下し，松島幹線が停電する。
2. 松島幹線No.9～No.10の電線が，鮎川線No.25～No.26の電線と接触し，鮎川線及び塚浜支線が停電する。
3. 松島幹線No.10は，水平角度による張力方向が牡鹿幹線と逆方向のため，牡鹿幹線とは接触しない。
4. 牡鹿幹線の2回線が残り，女川原子力発電所に電力供給が可能である。

○想定状況 2/2（接近・交差）

1. 牡鹿幹線No.10の鉄塔が水平角度による張力方向に倒壊，牡鹿幹線No.9～No.10の電線が落下し，牡鹿幹線が停電する。
2. 牡鹿幹線No.9～No.10の電線が，鮎川線No.26～No.27の電線と接触し，鮎川線及び塚浜支線が停電する。
3. 牡鹿幹線No.10は，水平角度による張力方向が松島幹線と逆方向のため，松島幹線とは接触しない。
4. 松島幹線の2回線が残り，女川原子力発電所に電力供給が可能である。

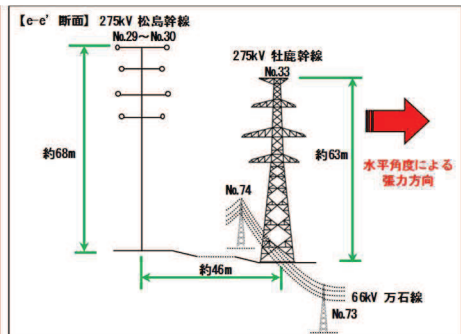
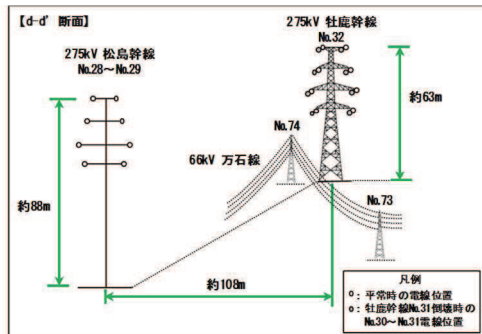
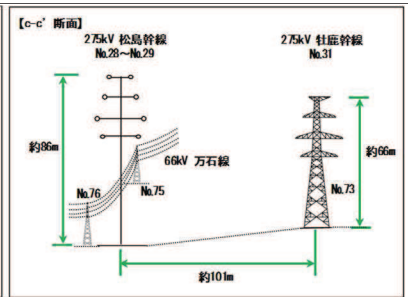
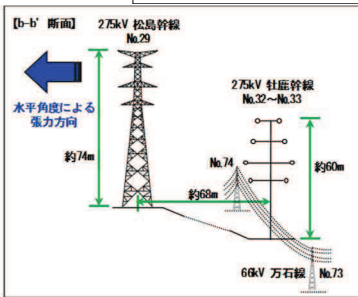
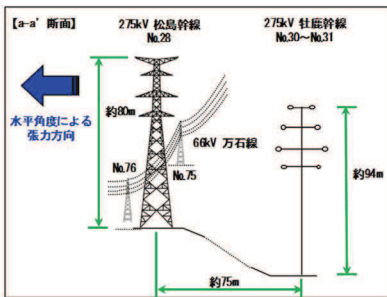
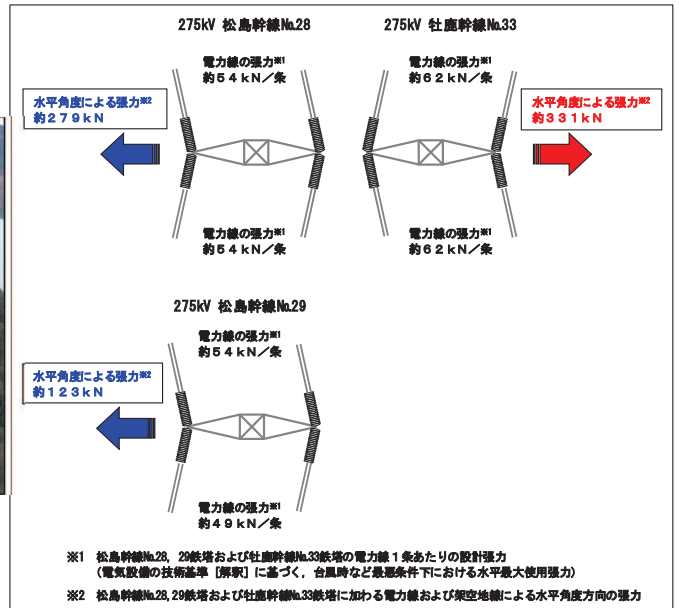
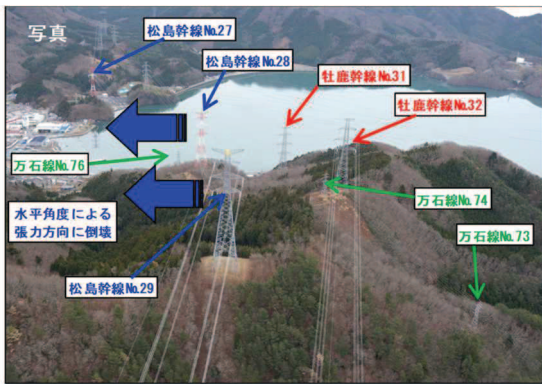
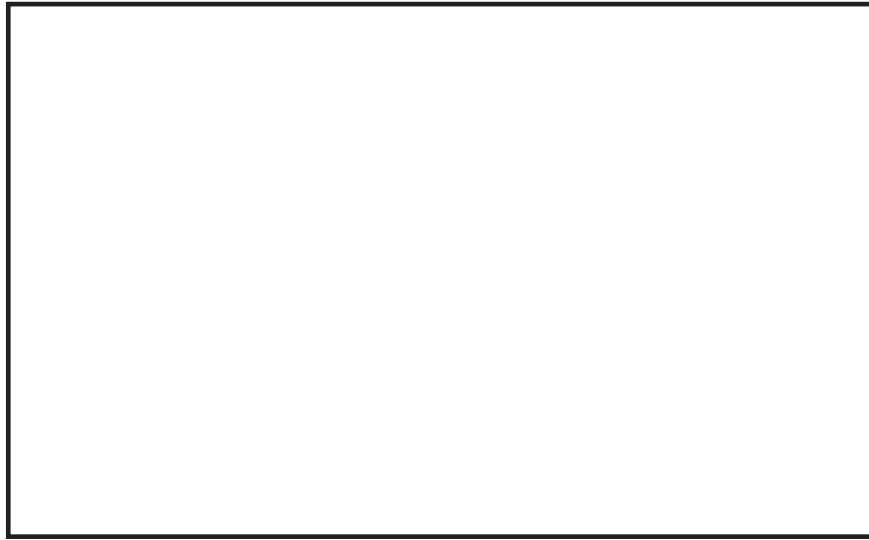


図7 ⑤接近・交差箇所の現地状況

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

⑤接近・交差箇所における張力方向による倒壊想定状況は以下のとおりである。

○想定状況 1/3（接近・交差）

1. 松島幹線No.28の鉄塔が水平角度による張力方向に倒壊，松島幹線No.27～No.29の電線が落下し，松島幹線が停電する。
2. 松島幹線No.28～No.29の電線が万石線No.75～No.76の電線と接触し，万石線，鮎川線及び塚浜支線が停電する。
3. 松島幹線No.28は水平角度による張力方向が牡鹿幹線と逆方向のため，松島幹線No.27～No.29の電線も含め牡鹿幹線とは接触しない。
4. 牡鹿幹線の2回線が残り，女川原子力発電所に電力供給が可能である。

○想定状況 2/3（接近・交差）

1. 松島幹線No.29の鉄塔が水平角度による張力方向に倒壊，松島幹線No.28～No.29の電線が落下し，松島幹線が停電する。
2. 松島幹線No.28～No.29の電線が万石線No.75～No.76の電線と接触し，万石線，鮎川線及び塚浜支線が停電する。
3. 松島幹線No.29は水平角度による張力方向が牡鹿幹線と逆方向のため，牡鹿幹線とは接触しない。
4. 牡鹿幹線の2回線が残り，女川原子力発電所に電力供給が可能である。

○想定状況 3/3（接近・交差）

1. 牡鹿幹線No.33の鉄塔が水平角度による張力方向に倒壊，牡鹿幹線No.32～No.33の電線が落下し，牡鹿幹線が停電する。
2. 牡鹿幹線No.32～No.33の電線が万石線No.73～No.74と接触し，万石線，鮎川線及び塚浜支線が停電する。
3. 牡鹿幹線No.33は水平角度による張力方向が松島幹線と逆方向のため，松島幹線とは接触しない。
4. 松島幹線の2回線が残り，女川原子力発電所に電力供給が可能である。

3.1.3.2 鉄塔基礎の安定性

設計基準対象施設に連系する 275kV 送電線 2 ルート 4 回線（275kV 送電線（牡鹿幹線）2 回線及び 275kV 送電線（松島幹線）2 回線）と 66kV 送電線 1 ルート 1 回線（66kV 送電線（塚浜支線（鮎川線 1 号を一部含む。）及び万石線））を鉄塔基礎の安定性評価対象線路とし、図 8 に示す。

これらの線路は、極力、地すべり危険箇所等を回避するルートを選定するとともに、個別に現地の地質や地形に応じた基礎形状を選定する等、鉄塔基礎の安定性を確保した設計とされていることを確認している。

さらに、対象送電線の全鉄塔について鉄塔敷地周辺において、大規模な盛土の崩壊、大規模な地すべり、急傾斜地の崩壊の危険性が無いことを確認し、地震による二次的被害を受けない設計とされていることを確認している。具体的な評価項目と評価方法及び評価結果については以下のとおり。

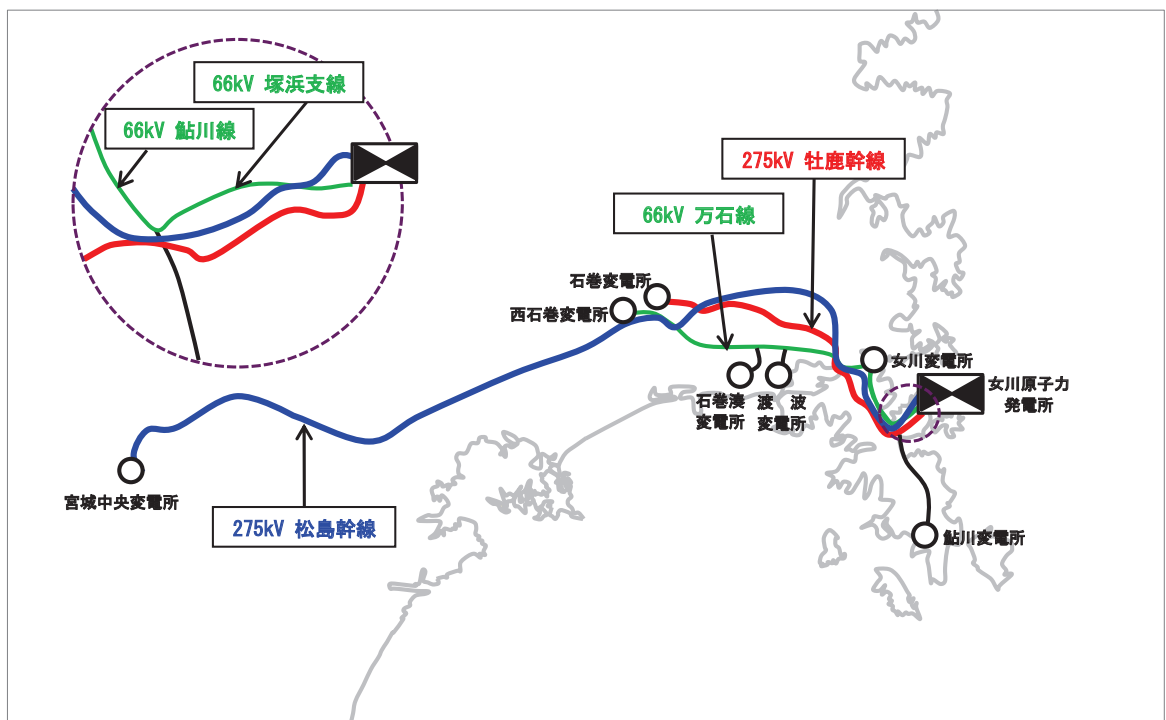


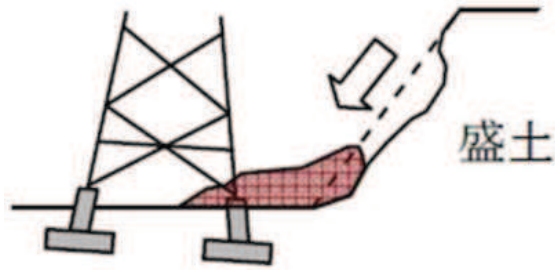
図 8 基礎の安定性評価対象線路

(1) 評価内容

鉄塔敷地周辺で基礎の安定性に影響を与える3つの事象について評価する。

a. 大規模な盛土の崩壊

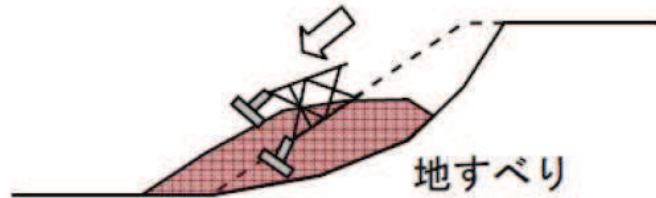
対象鉄塔周辺には盛土崩壊時に基礎の安定性に影響を与えるような大規模な盛土は存在しないこと。



【大規模な盛土崩壊】

b. 大規模な地すべり

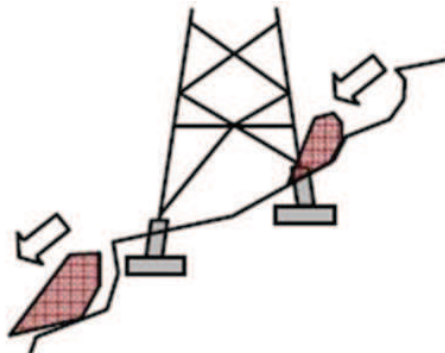
大規模な地すべりを誘発する地盤の亀裂及び切土等の地形改変はないこと。



【大規模な地すべり】

c. 急傾斜地の崩壊

急傾斜地の崩壊を誘発する地盤の亀裂及び切土等の地形改変はないこと。



【急傾斜地の崩壊】

(2) 評価方法及び評価結果

・大規模な盛土の崩壊

a. 評価方法

実測平面図や国土地理院発行の地形図等を使用し、人工的に土地の改変が加えられた箇所等を抽出する。また、送電線路周辺で発生した盛土に関する送電線の保守記録等の確認とともに、地表地質の専門家による空中写真判読や現地巡視で直接現地状況の確認を行い、漏れの無いよう盛土箇所を抽出する。

上記から現地踏査が必要と判断された鉄塔について、地質の専門家による現地踏査を実施し、詳細な地形、地質変状等を調査し、基礎の安定性を評価する。

b. 評価結果

抽出の結果、鉄塔 476 基のうち、275kV 送電線（牡鹿幹線）で 4 基、66kV 送電線（万石線）で 1 基が抽出された。対象鉄塔 5 基について、現地踏査を実施した結果、崩壊の危険性を有する盛土のり面は認められず、鉄塔基礎の安定性に問題ないことを確認した。その後も年 2 回実施する普通巡視及び大雨、地震後等に必要に応じて行う予防巡視により前年と変化がないことを確認している。

・大規模な地すべり

a. 評価方法

地すべり防止区域、地すべり危険箇所、地すべり地形分布図に示される範囲及びその近傍に設置されている鉄塔を抽出する。

抽出された鉄塔について、地質の専門家による現地踏査を実施し、詳細な地形、地質変状等を調査し、基礎の安定性を評価する。

b. 評価結果

抽出の結果、鉄塔 476 基のうち、275kV 送電線（牡鹿幹線）で 3 基、275kV 送電線（松島幹線）で 14 基、66kV 送電線（鮎川線）で 5 基、66kV 送電線（万石線）で 2 基が抽出された。対象鉄塔 24 基について、地すべりの変状、地形特性に基づき各鉄塔を評価した結果、鉄塔基礎の安定性に影響はないと判断された。その後も年 2 回実施する普通巡視及び大雨、地震後等に必要に応じて行う予防巡視により前年と変化がないことを確認している。

・急傾斜地の崩壊

a. 評価方法

国土地理院発行の地形図等を使用し、鉄塔周辺の傾斜の最大傾斜角が30度以上かつ逆T字基礎の鉄塔を抽出する。

抽出された鉄塔について、地質の専門家による現地踏査を実施し、詳細な地形、地質変状等を調査し、基礎の安定性を評価する。

b. 評価結果

抽出の結果、鉄塔 476 基のうち、275kV 送電線（牡鹿幹線）で 21 基、275kV 送電線（松島幹線）で 41 基、66kV 送電線（塚浜支線）で 4 基、66kV 送電線（鮎川線）で 35 基、66kV 送電線（万石線）で 17 基について現地踏査が必要な箇所が該当した。抽出された 118 基について地質の専門家による現地踏査等により、斜面勾配等の地形条件、斜面上の変状の有無、植生状況、地下水や表流水の集水条件等に基づき各鉄塔を評価した結果、鉄塔基礎の安定性に問題がないことを確認した。その後も年 2 回実施する普通巡視及び大雨、地震後等に必要に応じて行う予防巡視により前年と変化がないことを確認している。

以上より、評価対象線路について、鉄塔基礎の安定性が確保されていることを確認した。対象線路ごとの評価結果について表 2 に示す。

表 2 基礎の安定性評価結果

対象線路	対象基数	現地踏査基数			追加対策が必要な基数
		盛土の崩壊	地すべり	急傾斜地の崩壊	
275kV 牡鹿幹線	86 基	4 基	3 基	21 基	0 基
275kV 松島幹線	233 基	0 基	14 基	41 基	0 基
66kV 塚浜支線	10 基	0 基	0 基	4 基	0 基
66kV 鮎川線	70 基	0 基	5 基	35 基	0 基
66kV 万石線	77 基	1 基	2 基	17 基	0 基
5 線路合計	476 基	5 基	24 基	118 基	0 基

（経済産業省原子力安全・保安院報告「原子力発電所等に対する供給信頼性向上対策ならびに原子力発電所等電源線の送電鉄塔基礎の安定性等評価報告書（平成24年2月17日，東北電力株式会社）」）

3.1.3.3 送電線の強風対策

送電線の強風対策については、電気設備技術基準に基づき、風速 40m/s の風圧荷重、各種想定荷重に対し、強度を有する設計とする。

275kV 送電線は、過去の大型台風による鉄塔損壊事故等を踏まえた国の検討結果や民間規格（電気学会電気規格調査会標準規格 送電用支持物設計標準（JEC 127）、架空送電規程（JEAC6001））に基づき、送電線施設箇所の気象条件や地形条件等を考慮した設計とする。

また、送電線の着氷雪対策についても、電気設備技術基準に適合するとともに、275kV 送電線は、電気学会電気規格調査会標準規格 送電用支持物設計標準（JEC 127）に基づいた設計とする他、架渉線への着氷雪対策として難着雪リング等が設置されている。

3.1.4 機器の損壊、故障その他の異常の検知と拡大防止

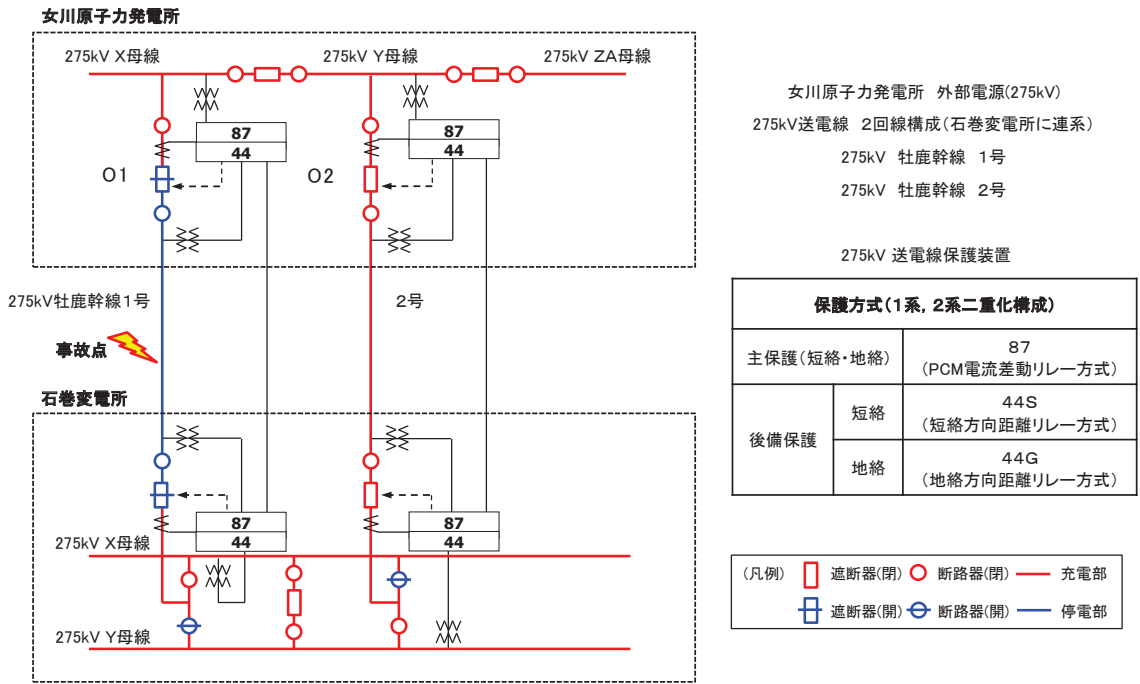
送電線は、各保護対象設備に応じた保護継電器を設ける設計とする。表 3 に故障要因、検知する保護継電器及び異常の拡大防止のために動作する遮断器を示す。また、主な保護の概要を図 9 に示す。

異常を検知した場合は、送電線の引込部に設置するガス絶縁開閉装置の遮断器が自動的に開放されることにより、故障等の拡大を防止する設計とする。

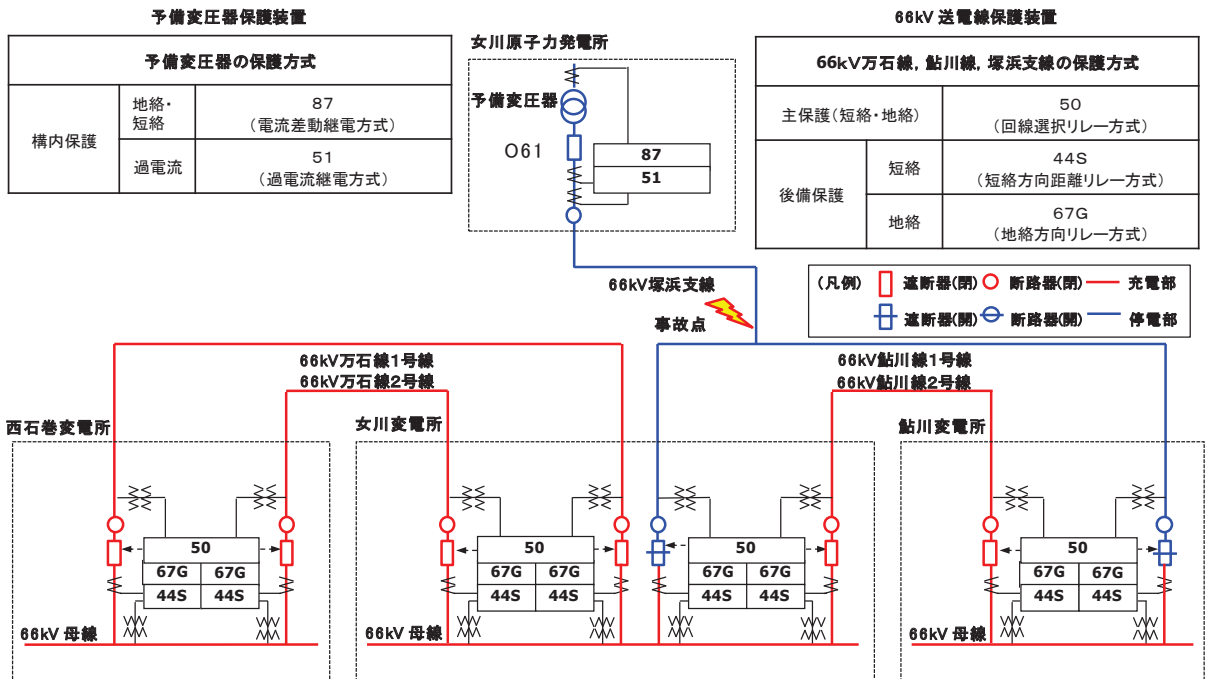
送電線は、重要安全施設の機能を維持するために必要となる電力の供給が停止することがないように、多重化した設計とし、1 系統の故障が発生した場合、遮断器にて系統分離が可能な設計とする。

表 3 保護継電装置の機能について

設備名	故障要因	保護継電器	動作する遮断器
275kV 送電線	短絡・地絡	電流差動継電器(87)	01, 02, 03, 04 (線路用 275kV 遮断器)
		距離継電器(44)	
66kV 送電線	短絡・地絡	電流差動継電器(87)	061 (予備変圧器受電用 66kV 遮断器)
	過電流	過電流継電器(51)	



(a) 送電線保護装置 (275kV送電線(牡鹿幹線)1号線故障時)



(b) 送電線保護装置 (66kV送電線(塚浜支線)故障時)

図9 送電線保護

3.1.5 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復

外部電源に直接接続している変圧器の一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあっては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、故障箇所の隔離又は非常用母線の受電切替その他の異常の拡大を防止する対策（手動操作による対策を含む。）を行うことによって、安全施設への電力の供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できる設計とする。

275kV送電線において、3相のうち1相の電路の開放が生じた場合、電力送電時においては、送電線保護装置による3相の電流不平衡監視にて常時自動検知できる設計とする。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで、保護装置による検知が期待できない場合の1相開放故障の発見や、その兆候を早期に発見できる可能性を高めることとしている。

66kV送電線（塚浜支線（鮎川線1号を一部含む。）及び万石線）で1相開放故障が発生した状況においては、各相の不足電圧継電器にて常時自動検知できる設計とする。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで、1相開放故障の発見や、その兆候を早期に発見できる可能性を高めることとしている。

また、275kV送電線は多重化した設計であるため、1回線で1相開放故障が発生した場合においても、残りの健全な回線で正常な電力が供給可能であり、安全施設への電力の供給が不安定になることはない。

保安規定により、送電線の故障発生時の対応として、外部電源数の運用上の制限等について定め管理する。

3.2 発電機に関する設計

3.2.1 機器の損壊、故障その他の異常の検知と拡大防止

発電機は、機器の損壊、故障その他の異常を検知するため、保護対象設備に応じた保護継電器を設ける設計とする。表4に故障要因、検知する保護継電器及び異常の拡大防止のために動作する遮断器を示す。また、主な保護の概要を図10に示す。

表 4 保護継電装置の機能について

設備名	故障要因	保護継電器	動作する遮断器
発電機	地絡，短絡	比率差動継電器(87)	012 (発電機並列用 275kV遮断器)， 所内母線受電用 6.9kV遮断器
	逆相，不平衡電流	逆相電流継電器(46)	
	界磁喪失	界磁喪失継電器(40)	
	地絡	地絡継電器(64)	
	過電流	距離継電器(44)	
	電力方向，地絡方向	逆電力継電器(67)	
	過励磁	過励磁継電器(59/95)	
	脱調検出	脱調継電器(56)	
	過電圧	過電圧継電器(59)	
	不足電圧	不足電圧継電器(27)	
	周波数変動	周波数継電器(95)	
	発電機固定子冷却水喪失	固定子冷却水喪失検出装置	
	スラスト軸受摩耗	スラスト軸受摩耗検出装置	

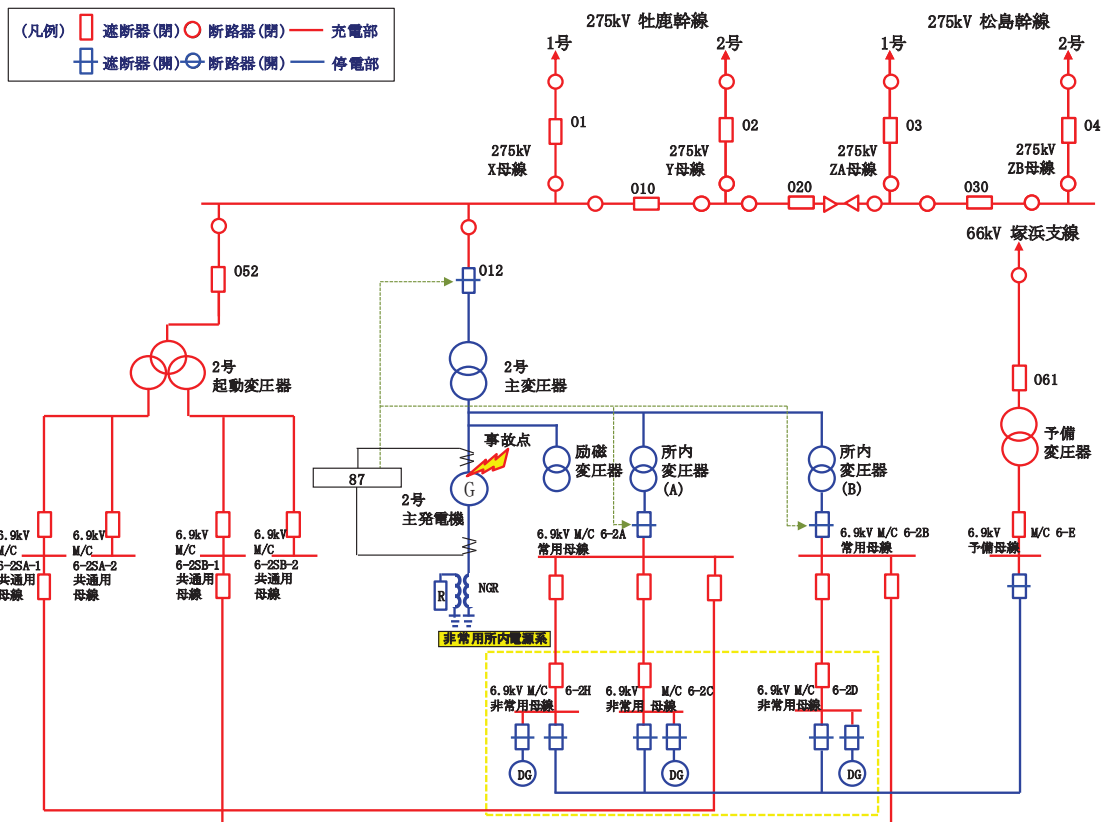


図 10 発電機保護

3.2.2 電気設備の異常の予防等に関する設計事項

発電機は、原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を準用する設計とし、電気学会電気規格調査会にて定められた規格（JEC）等で定められた適切な仕様のもを設置し、具体的には以下の設計とする。

(1) 感電、火災等の防止

感電、火災等の防止のため、発電機及び電路は、充電部分が筐体内に内包され、露出箇所がない設計とする。

電路の絶縁のため、発電機の電路は、相分離母線構造を採用し、大地から絶縁する設計とする。

電線の接続箇所は、端子台等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに、絶縁性能の低下及び期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。

発電機の冷却方法は、固定子コイルに水冷却、回転子コイルに水素直接冷却する設計とし、「電気学会電気規格調査会標準規格 同期機（JEC 114-1979）」に規定する熱的強度に適合する設計とする。

発電機あるいは発電機の鉄台等の接地及び接地の方法については、A種接地工事等適切な接地工事を施す設計とする。

取扱者以外の者が容易に立入らないよう、発電所の回りには、フェンスを設ける設計とする。

(2) 異常の予防及び保護対策

異常の予防及び保護対策のため、過電流を保護継電器にて検出し、遮断器を開放する設計とし、その作動に伴い動作する遮断器の開放状態を表示する装置を有する設計とする。

また、地絡が発生した場合に発電機を電路から遮断するための遮断器を施設する設計とする。

(3) 電氣的、磁氣的障害の防止

閉鎖構造（金属製の筐体）、接地の実施等により、電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。

(4) 高圧ガス等による危険の防止

発電機は、水素の漏えい又は空気が混入するおそれのないよう、全閉自力通風方式を採用し、空気と接触する可能性がある軸封部には密封油装置による密封機構を設ける設計とする。また、設備の点検等の作業のために水素ガスを安全に放出できる設計とする。

軸封部から水素が漏えいした場合には、置換ガスとして軸封部に窒素ガスを封入することができる装置を設ける設計とする。また、水素が大気圧で爆発する場合に生じる圧力に耐える強度を有する設計とする。

発電機内の水素の純度、圧力及び温度を計測し、異常を検知した場合は警報を発信する設計とする。

(5) 供給支障の防止

発電機に過電流等の異常が生じた場合、自動的に発電機を電路から遮断するため遮断器を設ける設計とする。発電機は、短絡電流及び非常調速装置が動作した際に達する回転速度に対して、十分な機械的強度を有する設計とする。また、発電機は、軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有した設計とする。

発電所には発電機の運転に必要な知識を有する者が常時駐在することにより、常時監視しない発電所は施設しない設計としている。

3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計

3.3.1 発電用原子炉施設の電力供給確保

3.3.1.1 2回線喪失時の電力供給継続

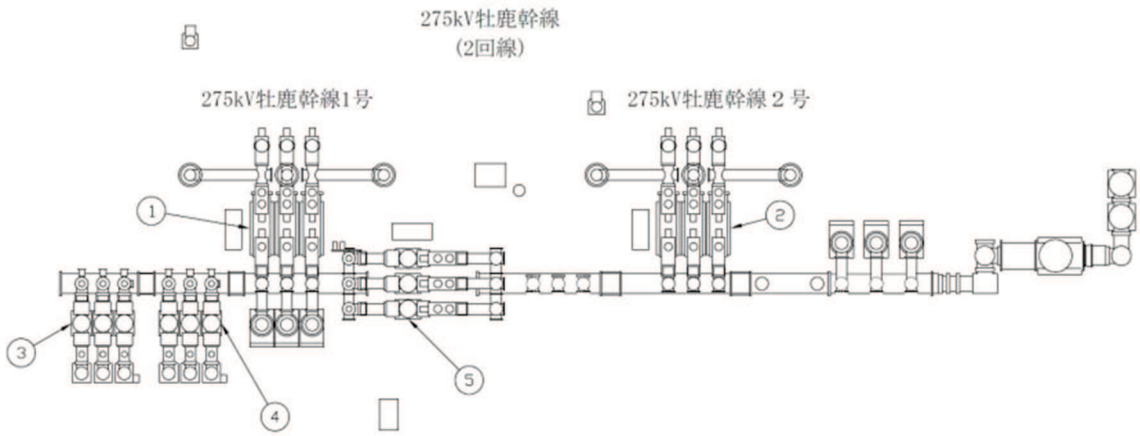
275kV 送電線 4 回線は、275kV ガス絶縁開閉装置と連系し、起動変圧器を介して電力を女川原子力発電所へ供給する設計とする。

66kV 送電線 1 回線は、66kV ガス絶縁開閉装置と連系し、予備変圧器を介して電力を女川原子力発電所へ供給する設計とする。

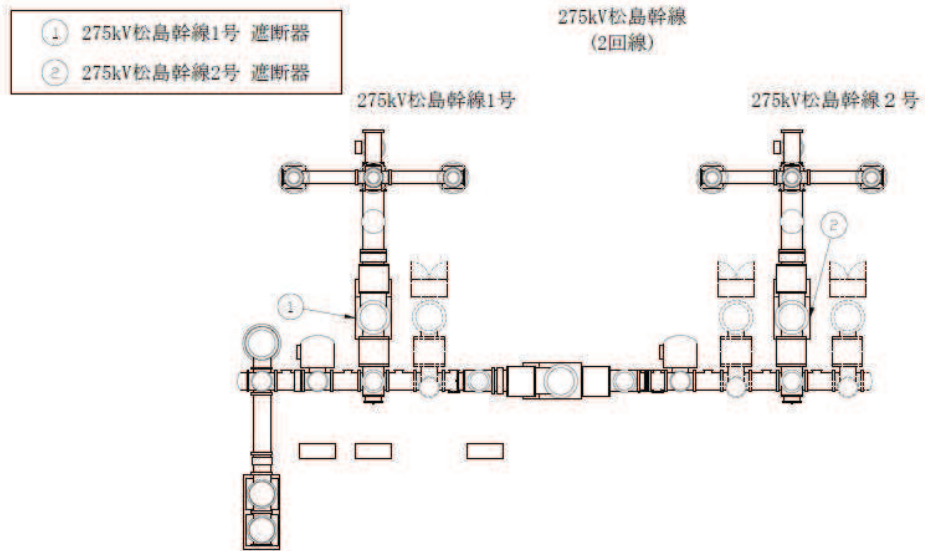
ガス絶縁開閉装置は、遮断器を含んでおり、これらの多重化した電力系統は、遮断器の開閉操作により系統切替又は隔離を行うことが可能な設計とし、外部電源のいずれの 2 回線が喪失しても、発電用原子炉施設が外部電源喪失に至らない設計とする。

これらの詳細な系統を、添付図面「第 1-4-1 図 単線結線図 (1/5)」に示す。また、ガス絶縁開閉装置等を設置する 275kV 開閉所の平面図を図 11 に示し、2 回線喪失時における電力供給の継続について非常用母線への供給を例に図 12～図 15 に示す。

- | | |
|---|-----------------|
| ① | 275kV牡鹿幹線1号 遮断器 |
| ② | 275kV牡鹿幹線2号 遮断器 |
| ③ | 2号機 起動変圧器 遮断器 |
| ④ | 2号機 主変圧器 遮断器 |
| ⑤ | 母線連絡 遮断器 |



(a) 275kV 開閉所（牡鹿幹線）



(b) 275kV 開閉所（松島幹線）

図 11 275kV 開閉所の平面図

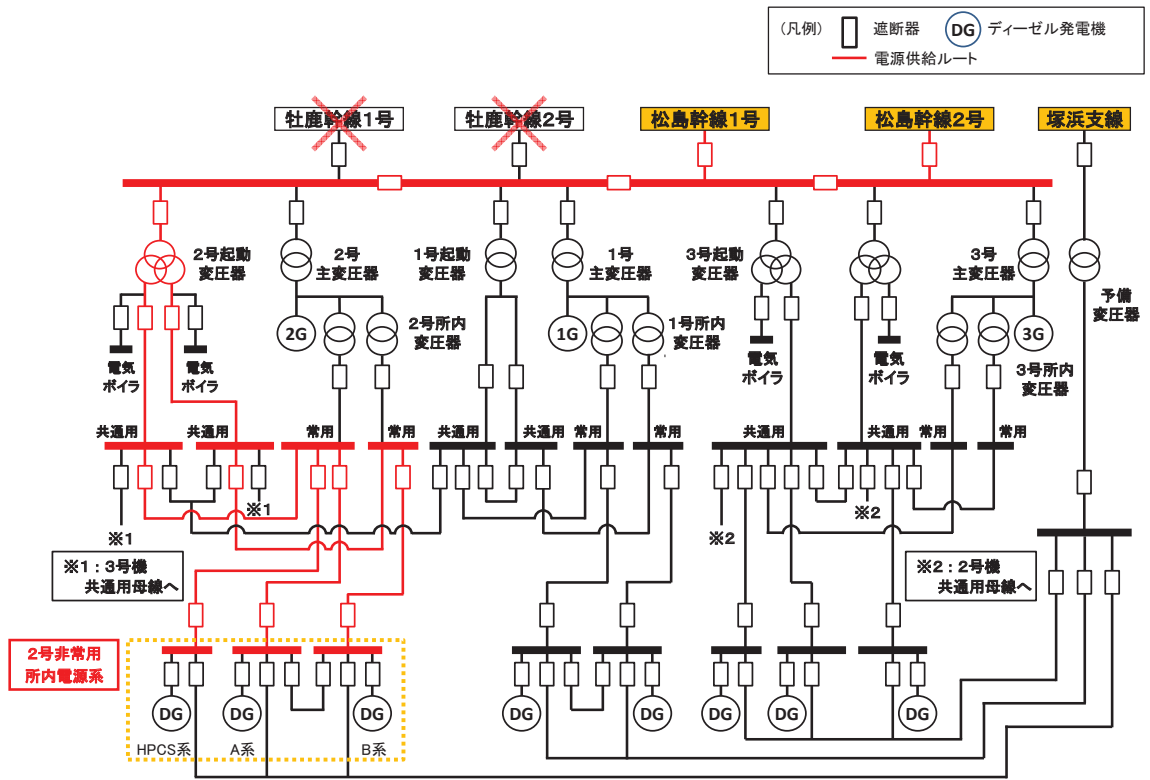


図 12 275kV 送電線（牡鹿幹線）2 回線電源喪失時の電源供給

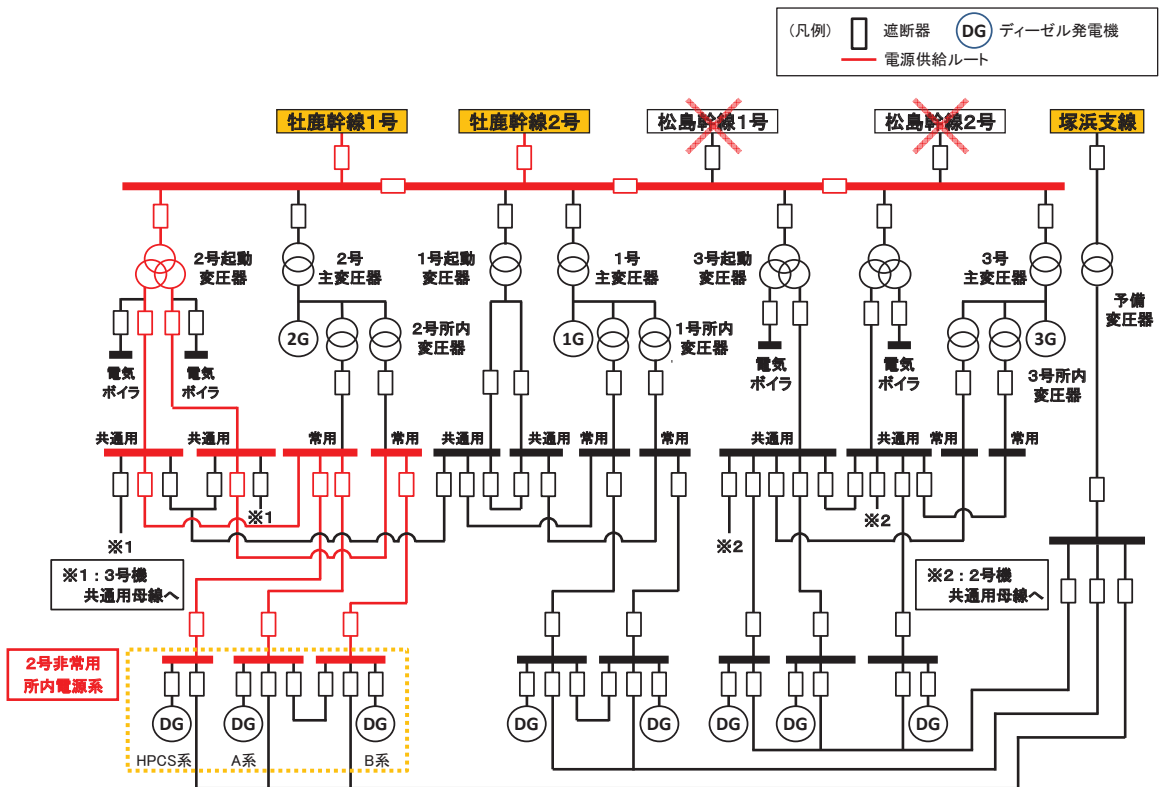


図 13 275kV 送電線（松島幹線）2 回線電源喪失時の電源供給

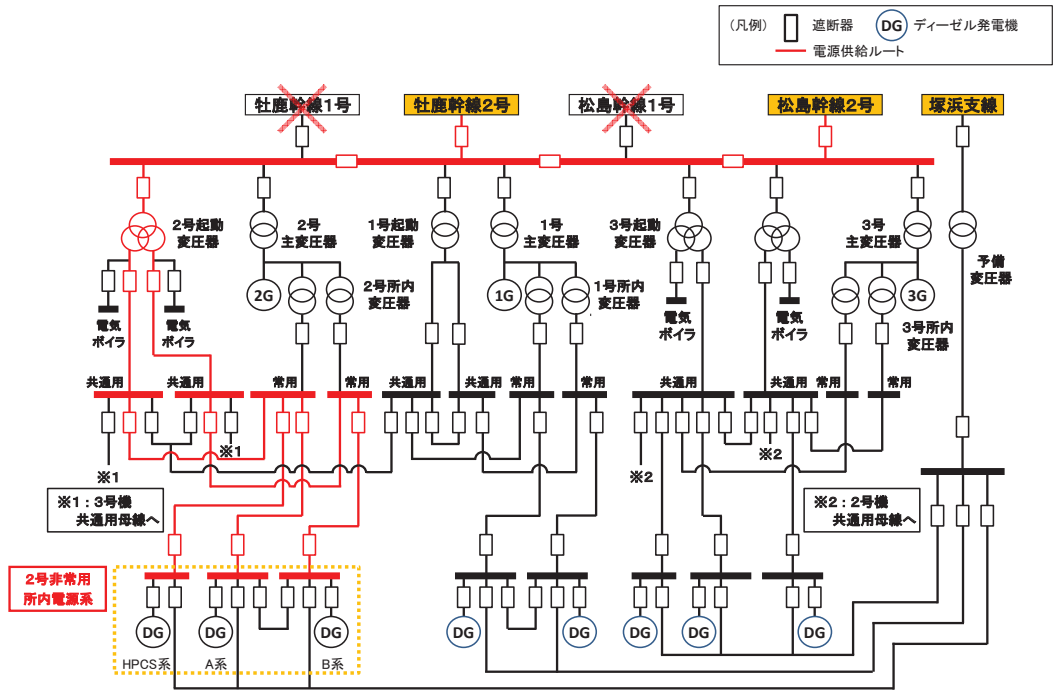


図 14 275kV 送電線（牡鹿幹線）1 回線及び
 275kV 送電線（松島幹線）1 回線
 電源喪失時の電源供給

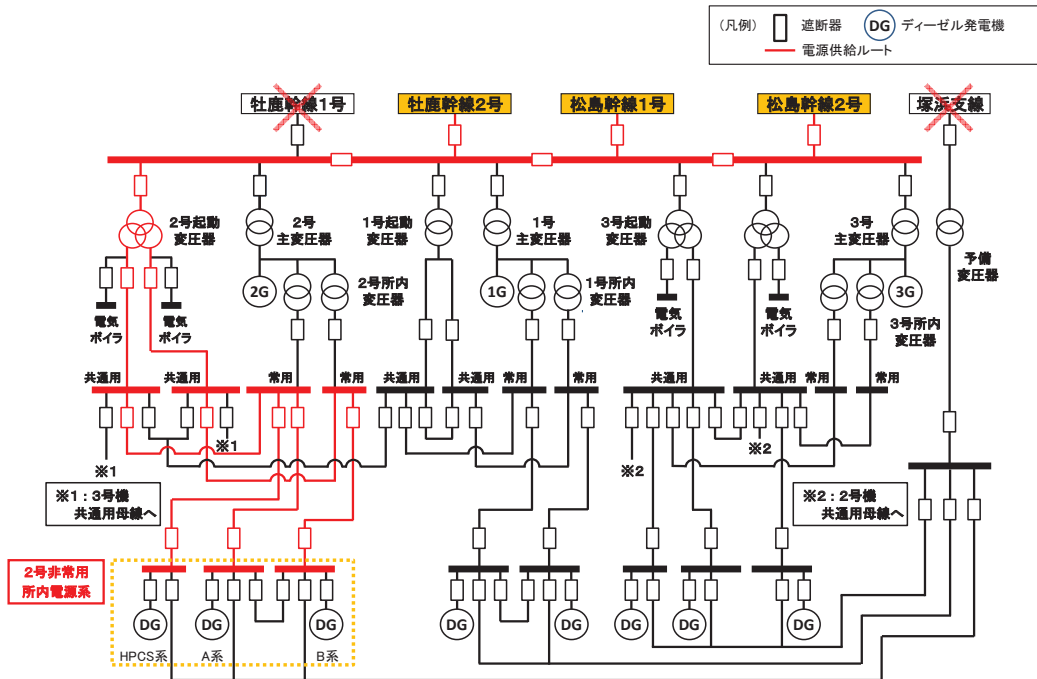


図 15 275kV 送電線（牡鹿幹線又は松島幹線）1 回線及び
 66kV 送電線（塚浜支線（鮎川線 1 号を一部含む。）及び万石線）1 回線
 電源喪失時の電源供給

3.3.1.2 開閉所等の基礎

275kV開閉所（牡鹿幹線）及び275kV開閉所（松島幹線）、66kV開閉所（塚浜支線（予備変圧器含む。））から発電機側の送受電設備であるガス絶縁開閉装置、主変圧器、所内変圧器、起動変圧器、ケーブル洞道及び電線管路は、不等沈下又は傾斜等が起きないように十分な支持性能を持つ地盤に設置する設計とする。

275kV開閉所（牡鹿幹線）に設置されているガス絶縁開閉装置は直接基礎構造とし、1.0Ciの地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。また、275kV開閉所（松島幹線）に設置されているガス絶縁開閉装置は杭基礎構造とし、1.0Ciの地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

66kV開閉所（塚浜支線）に設置されているガス絶縁開閉装置、予備変圧器は直接基礎構造とし、1.0Ciの地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

開閉所平面配置図を図16に、275kV開閉所（牡鹿幹線）の基礎図を図17、275kV開閉所（松島幹線）の基礎図を図18に、66kV開閉所（塚浜支線（予備変圧器含む。））の基礎図を図19に示す。

主変圧器及び所内変圧器の基礎は直接基礎及び杭基礎構造とし、杭基礎構造部分は杭を介して岩盤支持する設計とする。

起動変圧器の基礎は杭基礎構造とし、1.0Ciの地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

275kV開閉所（牡鹿幹線）から275kV開閉所（松島幹線）までを連絡する275kV開閉所連絡洞道、275kV開閉所（牡鹿幹線）から主変圧器及び起動変圧器までを連絡する0Fケーブル洞道、起動変圧器から制御建屋までを連絡するT/B西側ケーブル洞道及び66kV開閉所（塚浜支線）から275kV開閉所（牡鹿幹線）までを連絡する電線管路の基礎は直接基礎構造とし1.0Ciの地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

変圧器、ケーブル洞道及び電線管路配置図を図20に、主変圧器及び所内変圧器の基礎図を図21、起動変圧器の基礎図を図22、275kV開閉所連絡洞道の基礎図を図23、0Fケーブル洞道の基礎図を図24、T/B西側ケーブル洞道の基礎図を図25及び電線管路の基礎図を図26に示す。

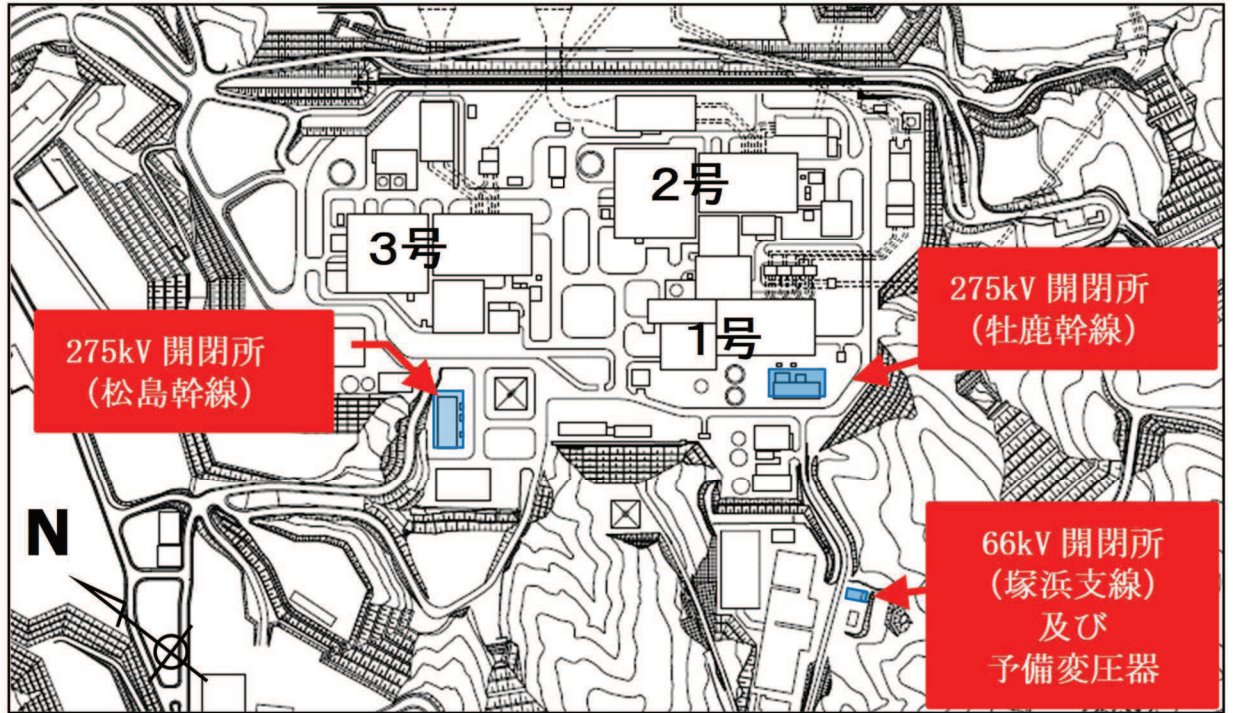
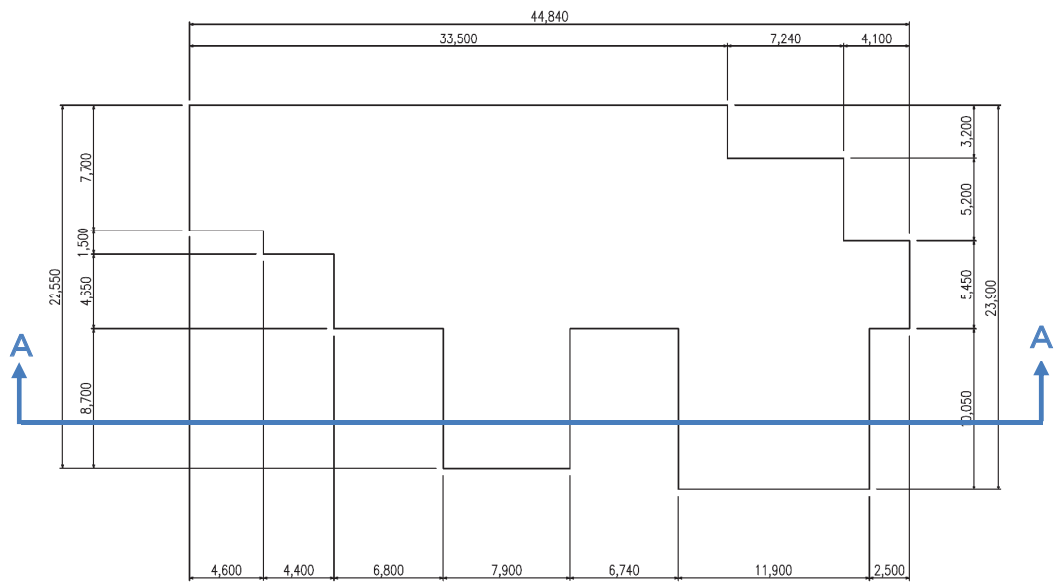
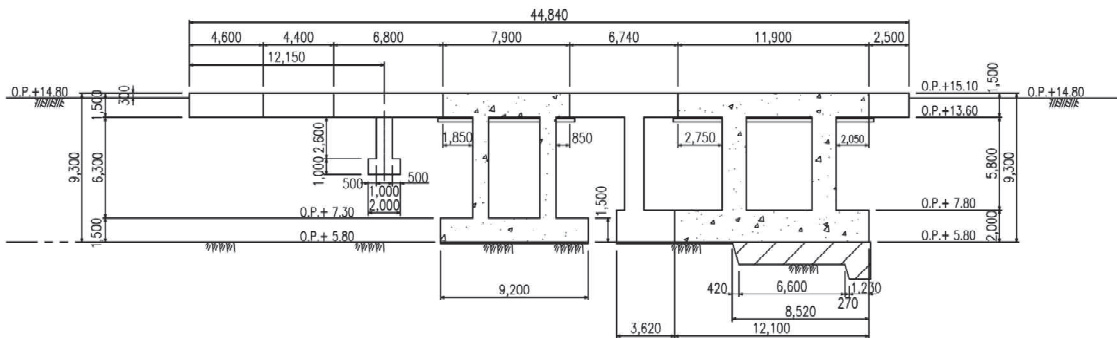


図 16 開閉所平面配置図

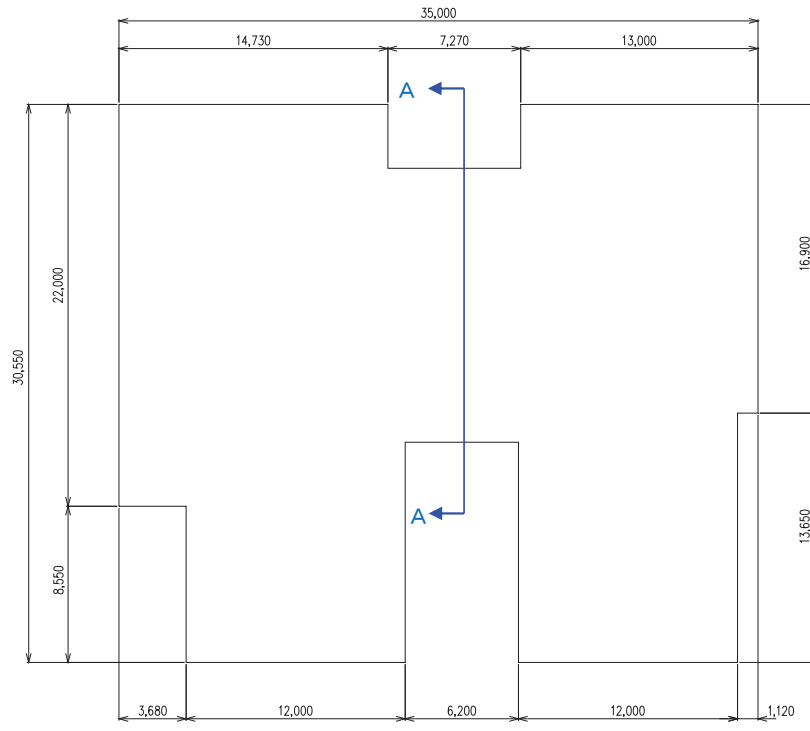


平面図

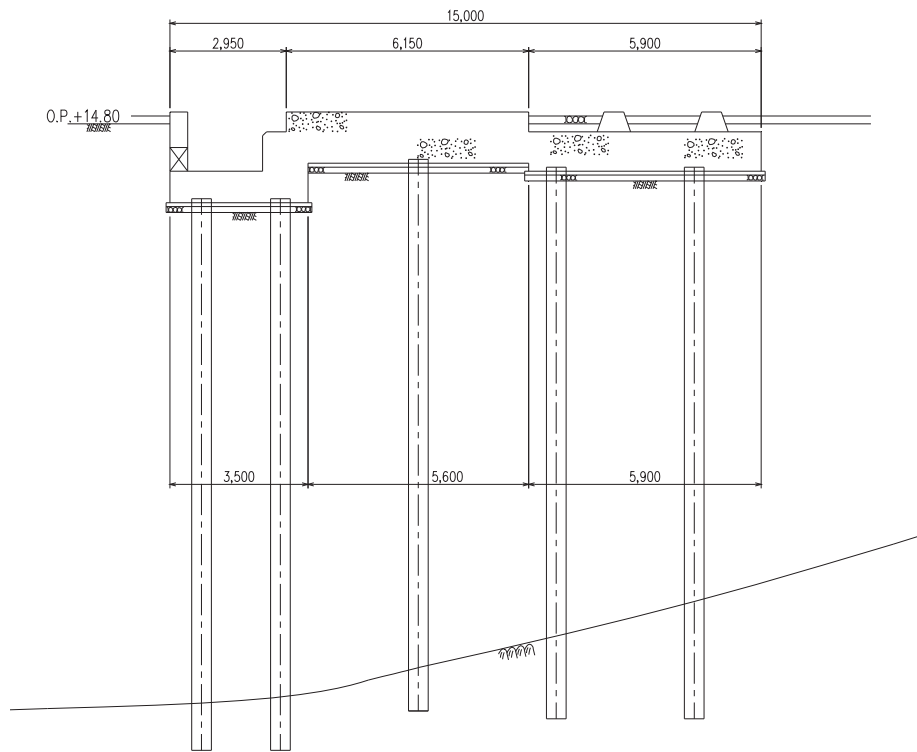


A-A 断面図

図 17 275kV 開閉所(牡鹿幹線)基礎図 (直接基礎)

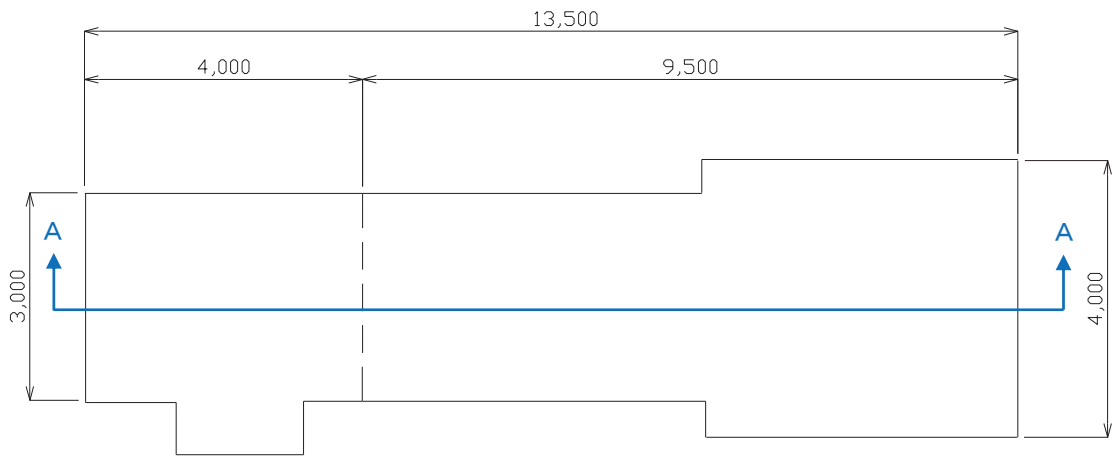


平面図

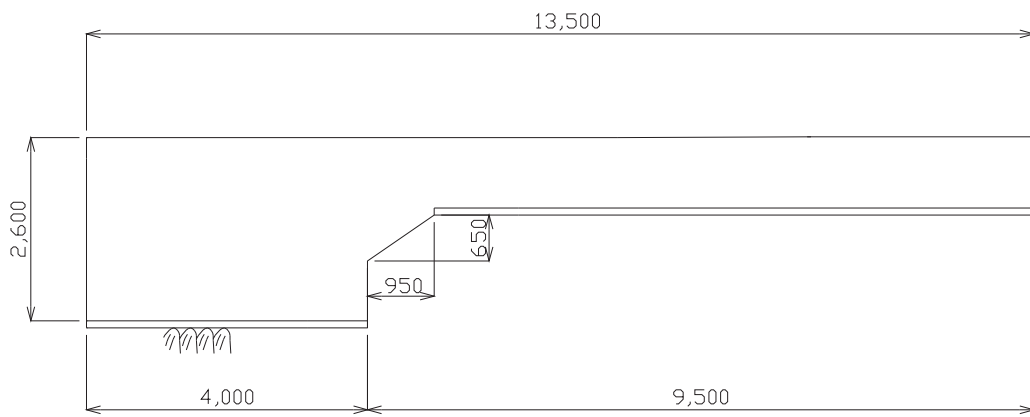


A-A 断面図

図 18 275kV 開閉所(松島幹線)基礎図 (杭基礎)



平面図



A-A 断面図

図 19 66kV 開閉所(塚浜支線(予備変圧器含む。))基礎図 (直接基礎)

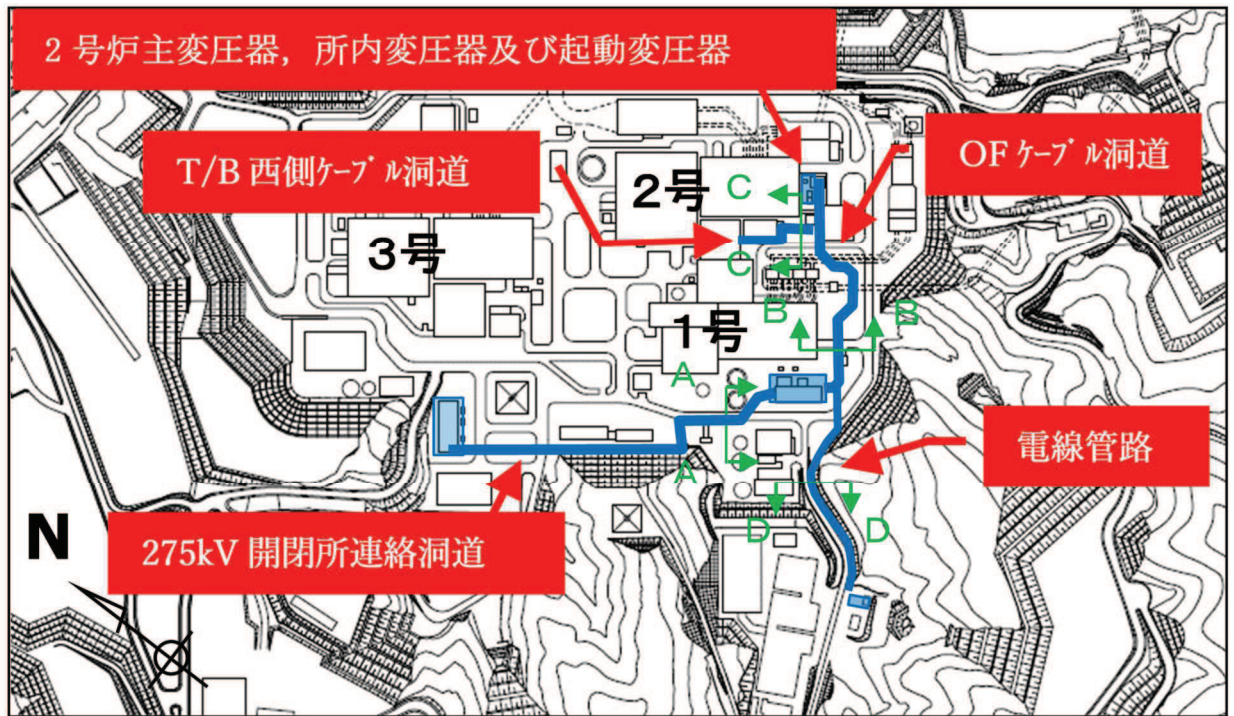
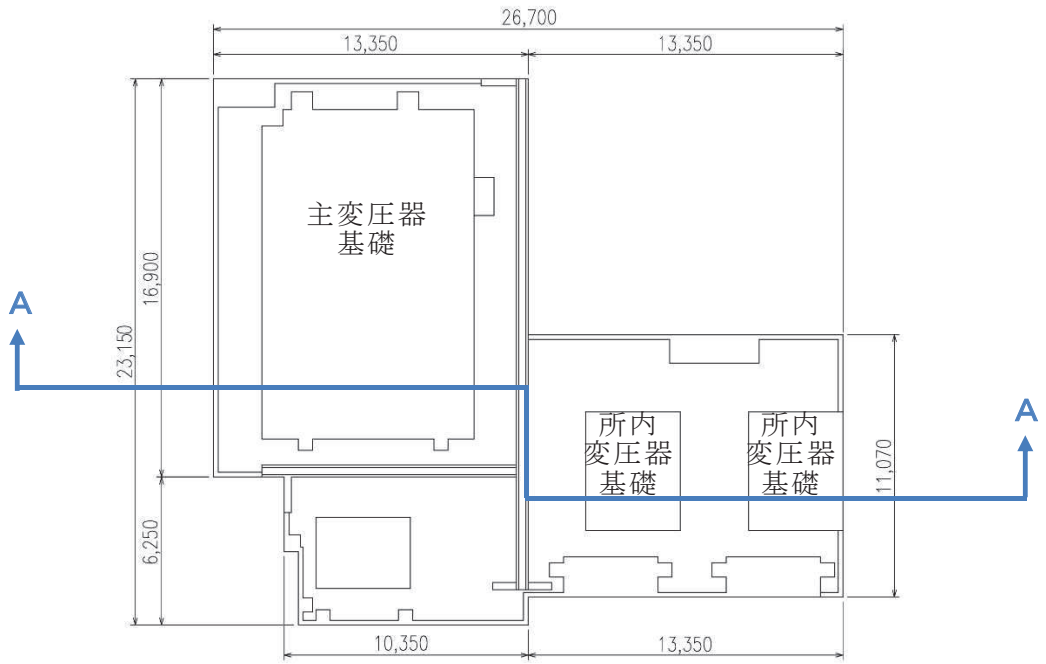
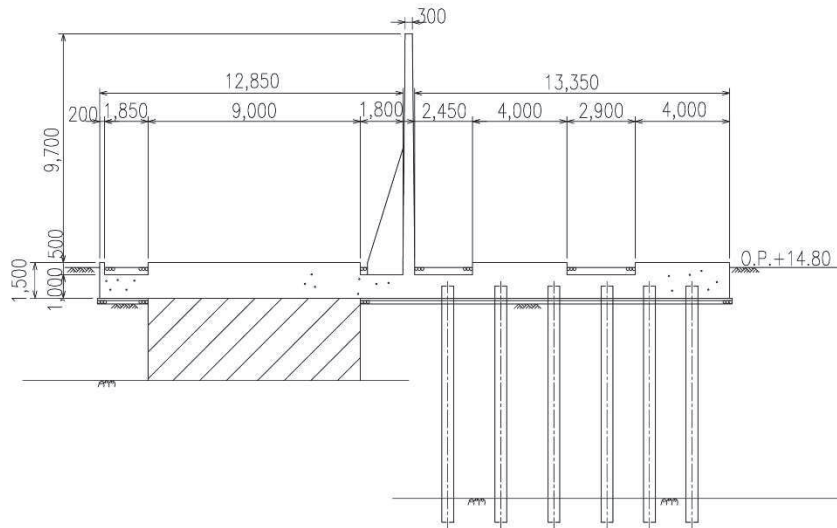


図 20 変圧器，ケーブル洞道及び電線管路配置図

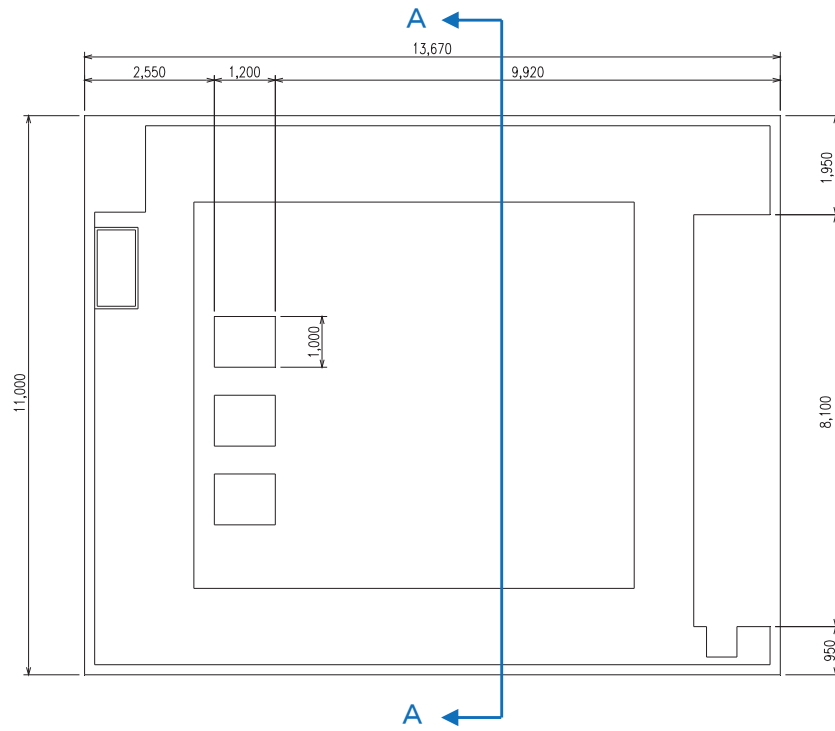


平面図

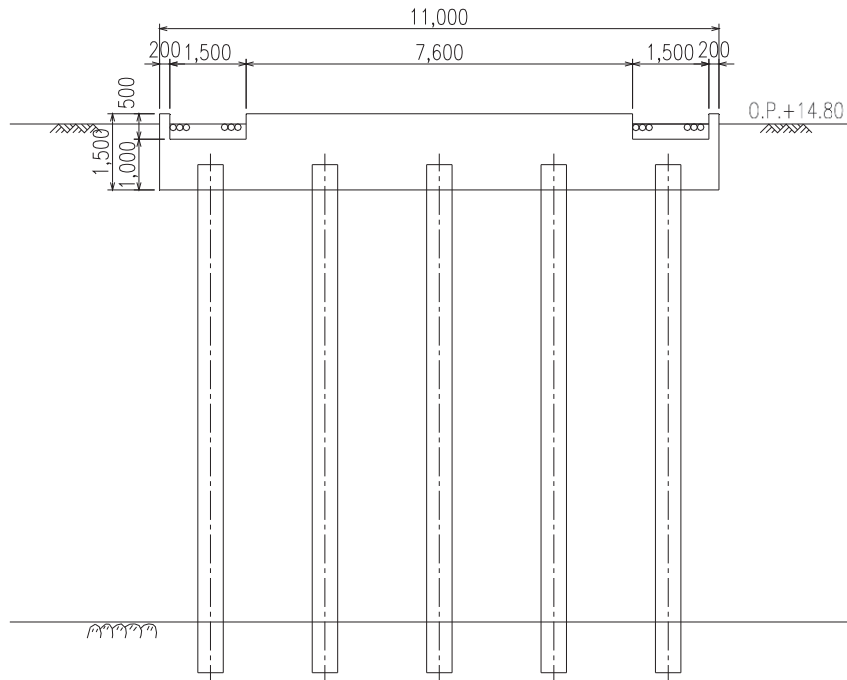


A-A 断面図

図 21 主変圧器及び所内変圧器基礎図（直接基礎及び杭基礎）



平面図



A-A 断面図

図 22 起動変圧器基礎図 (杭基礎)

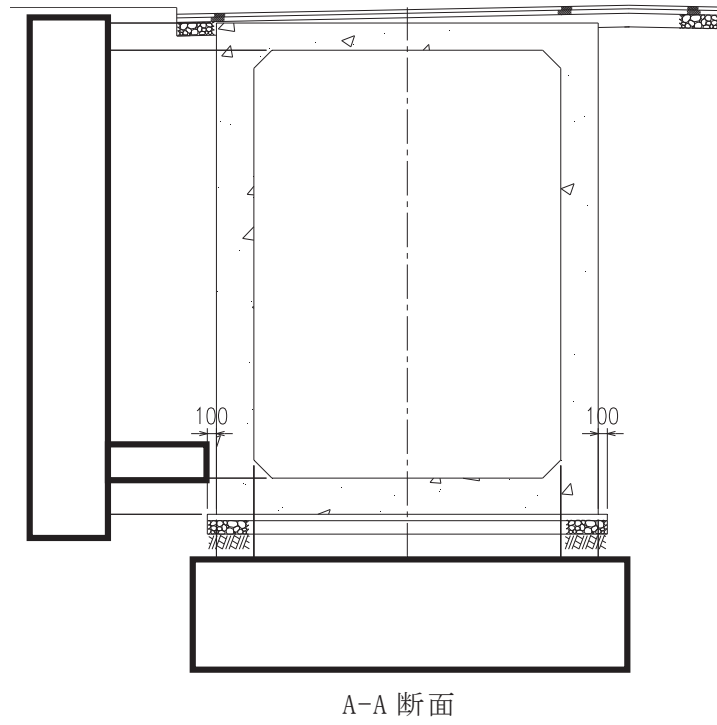


図 23 275kV 開閉所連絡洞道基礎図 (直接基礎)

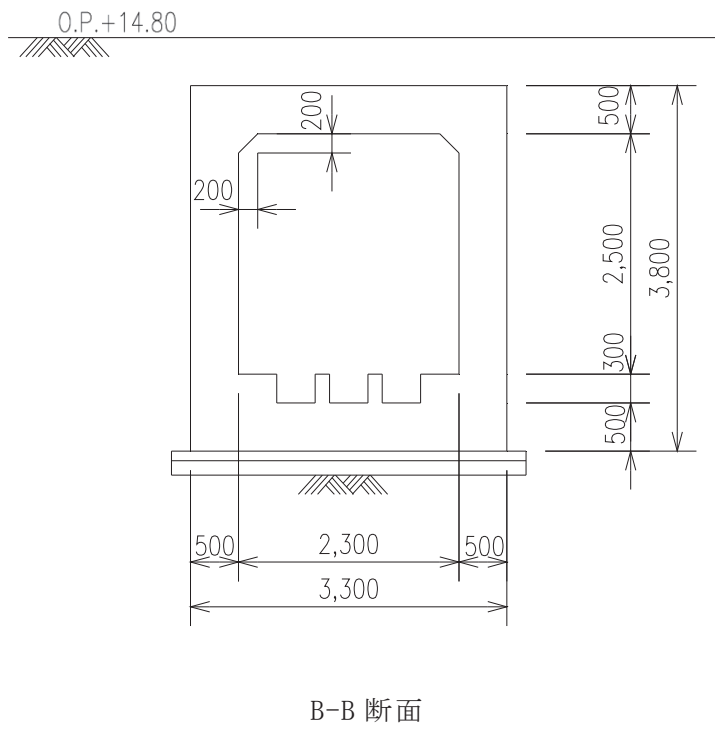


図 24 OF ケーブル洞道基礎図 (直接基礎)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

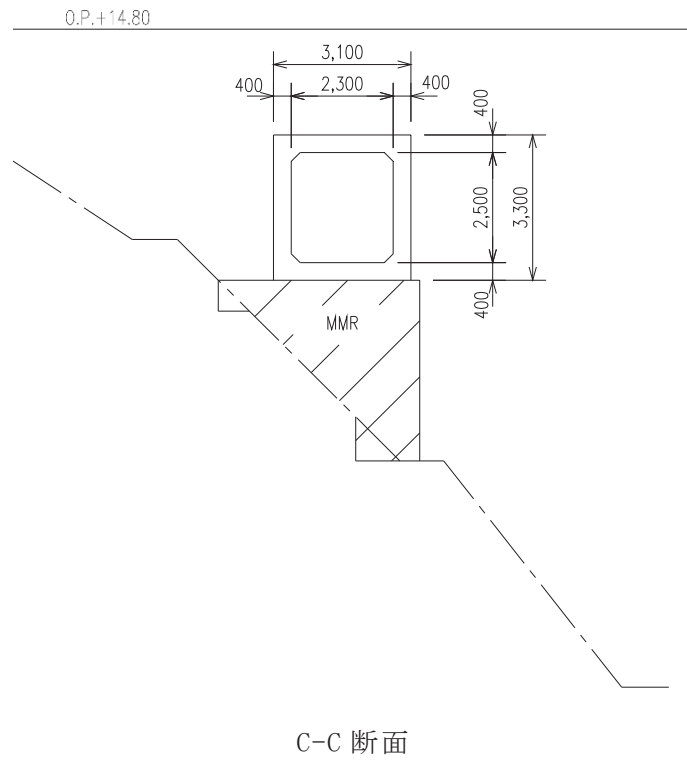


図 25 T/B 西側ケーブル洞道基礎図 (直接基礎)

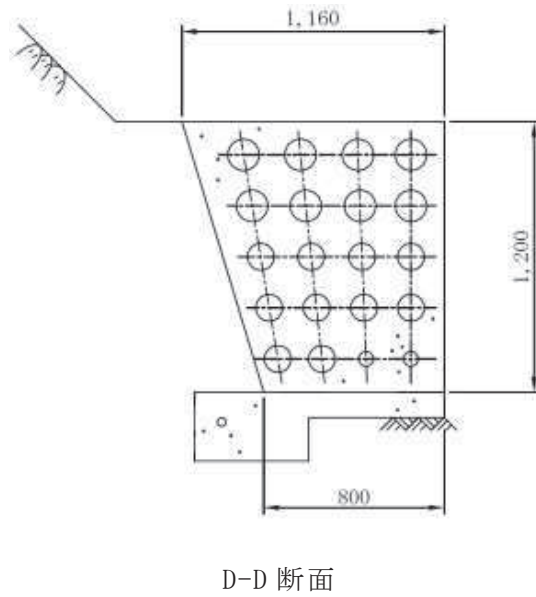


図 26 電線管路基礎図 (直接基礎)

3.3.1.3 碍子及び遮断器等の耐震性

275kV 開閉所，66kV 開閉所及び 275kV 開閉所から発電機側の送受電設備は耐震性の高いものを使用する。

275kV の送電線で使用する碍子は，長幹碍子に比べ，可とう性のある懸垂碍子を使用する。また，66kV の送電線で使用する長幹碍子は，ロックピン式の免震金具を使用する。

長幹碍子及び懸垂碍子を図 27 に示す。また，ロックピン式免震金具を図 28 に示す。

遮断器等は，気中遮断器に比べ，重心が低く耐震性の高いガス絶縁開閉装置を使用する。

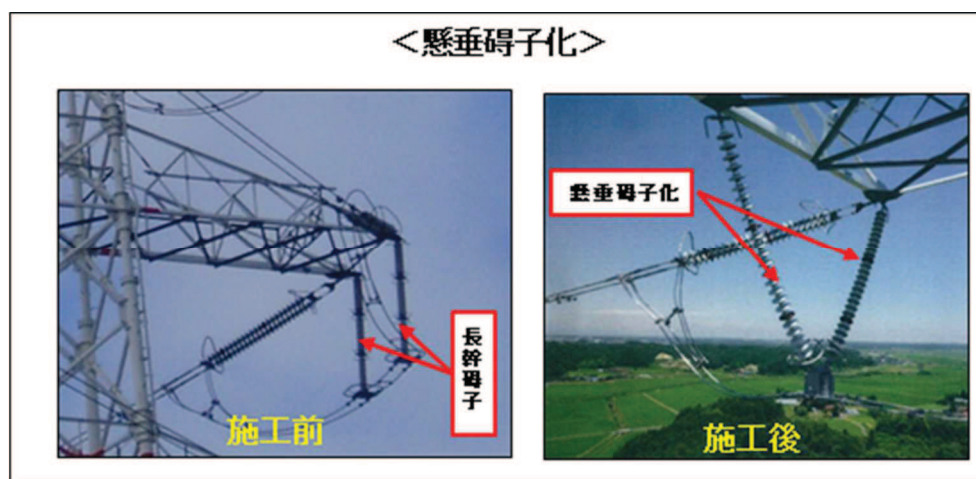
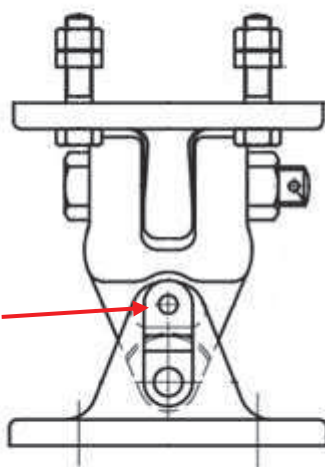


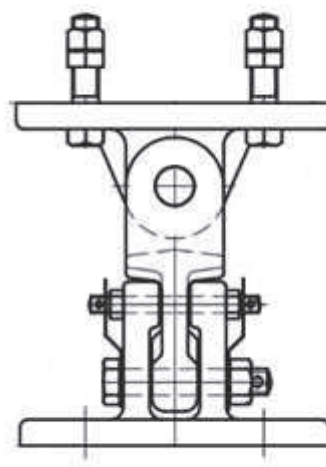
図 27 長幹碍子及び懸垂碍子

<免震金具取付>



ロックピン

線路方向



線路直角方向

地震による荷重が加わると免震機能が動作（ロックピンが破断）し、長幹碍子に働く曲げ荷重を逃すことで、長幹碍子の折損を防止できる。なお、震度5強以上の地震が発生した場合、ロックピンが破断する可能性があることから、必要の都度臨時点検を行い、破損の有無等を確認する。

図 28 ロックピン式免震金具

3.3.1.4 碍子及び遮断器等への津波の影響

碍子及び遮断器等は，防潮堤等を設置することにより基準津波の影響を受けないエリアとなる 275kV 開閉所及び 66kV 開閉所に設置する。基準津波による発電所周辺の最高水位分布を図 29 に示す。

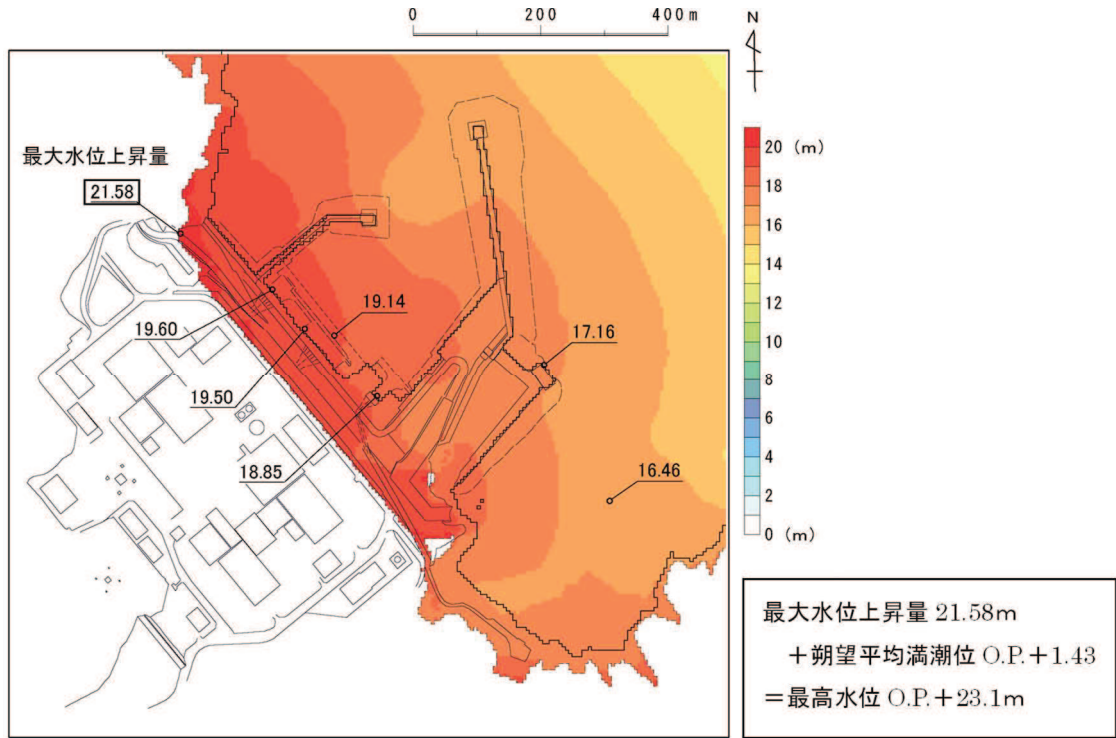


図 29 基準津波による発電所周辺の最高水位分布

3.3.1.5 碍子及び遮断器等の塩害対策

275kV 送電線引留部の碍子に対しては，塩分等が碍子表面に付着することにより絶縁性能が著しく低下することを防止するため，活線状態で洗浄を実施できる碍子洗浄装置を設置する。66kV 送電線引留部の碍子は，「電気協同研究第 35 巻第 3 号変電設備の対塩設計（電気協同研究会）」にて，想定塩分付着密度から設定される汚損地区と電圧階級に応じ，必要となる塩害対策の考え方が定められており，66kV 開閉所は碍子の絶縁強化で対策が可能である。また，これまでの碍子の塩分付着密度測定実績より，汚損地区の選定に問題がないことを確認していることから，碍子洗浄は不要である。碍子洗浄装置外観を，図 30 に示す。

遮断器等の塩害対策としては，電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する。

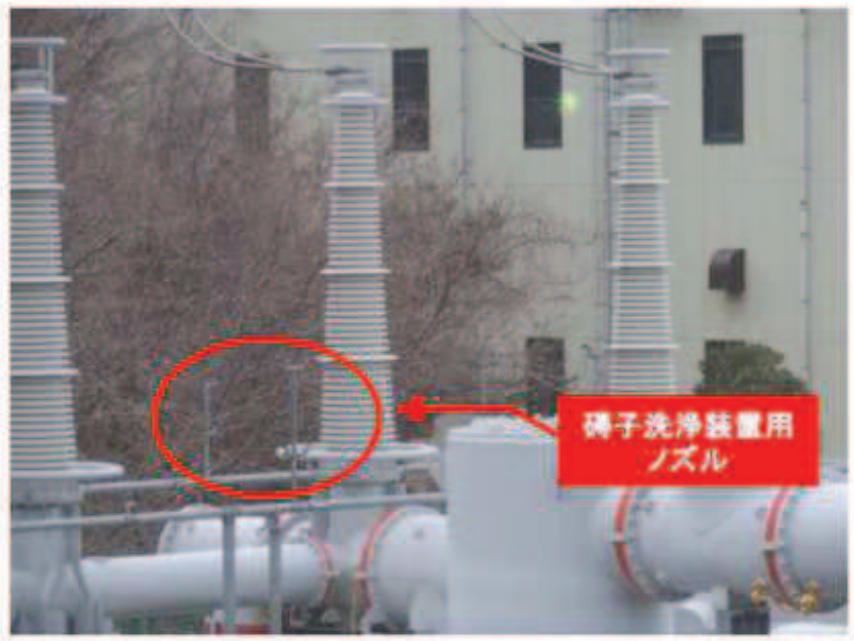


図 30 碍子洗淨装置外観

3.3.2 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止

保安電源設備は，機器の損壊，故障その他の異常を検知するため，変圧器，母線等の各保護対象設備に応じた保護継電器を設ける設計とする。表 5 に故障要因，検知する保護継電器及び異常の拡大防止のために動作する遮断器を示す。また，主な保護の概要を図 31，図 32 に示す。

ガス絶縁開閉装置の遮断器は，送電線の引込口及び主変圧器，起動変圧器とガス絶縁開閉装置の区分箇所を設置し，メタルクラッド開閉装置の遮断器は，各変圧器の受電口，各母線間の区分箇所及び各負荷への送電口に設置する設計とする。

保安電源設備は，重要安全施設の機能を維持するために必要となる電力の供給が停止することがないように，母線，変圧器のそれぞれを多重化し，1 系統の故障が発生した場合，遮断器にて系統分離が可能な設計とする。

表 5 保護継電装置の機能について

設備名	故障要因	保護継電器	動作する遮断器
主変圧器	短絡，地絡	比率差動継電器(87)	012(発電機並列用 275kV 遮断器)， 所内母線受電用 6.9kV 遮断器
	過電流	距離継電器(44)	
	地絡	過電流継電器(51)	
所内変圧器	短絡，地絡	比率差動継電器(87)	012(発電機並列用 275kV 遮断器)， 所内母線受電用 6.9kV 遮断器
	過電流	過電流継電器(51)	
起動変圧器	短絡，地絡	比率差動継電器(87)	052(起動変圧器受電用 275kV 遮断器)， 起動母線受電用 6.9kV 遮断器
	過電流	過電流継電器(51)	
予備変圧器	短絡，地絡	比率差動継電器(87)	061(予備変圧器受電用 66kV 遮断器)
	過電流	過電流継電器(51)	
母線*	短絡，地絡	電流差動継電器(87)	01(線路用 275kV 遮断器)， 010(母線連絡用 275kV 遮断器)， 012(発電機並列用 275kV 遮断器)， 052(起動変圧器受電用 275kV 遮断器)

*:2号機が接続している 275kV X 母線の例

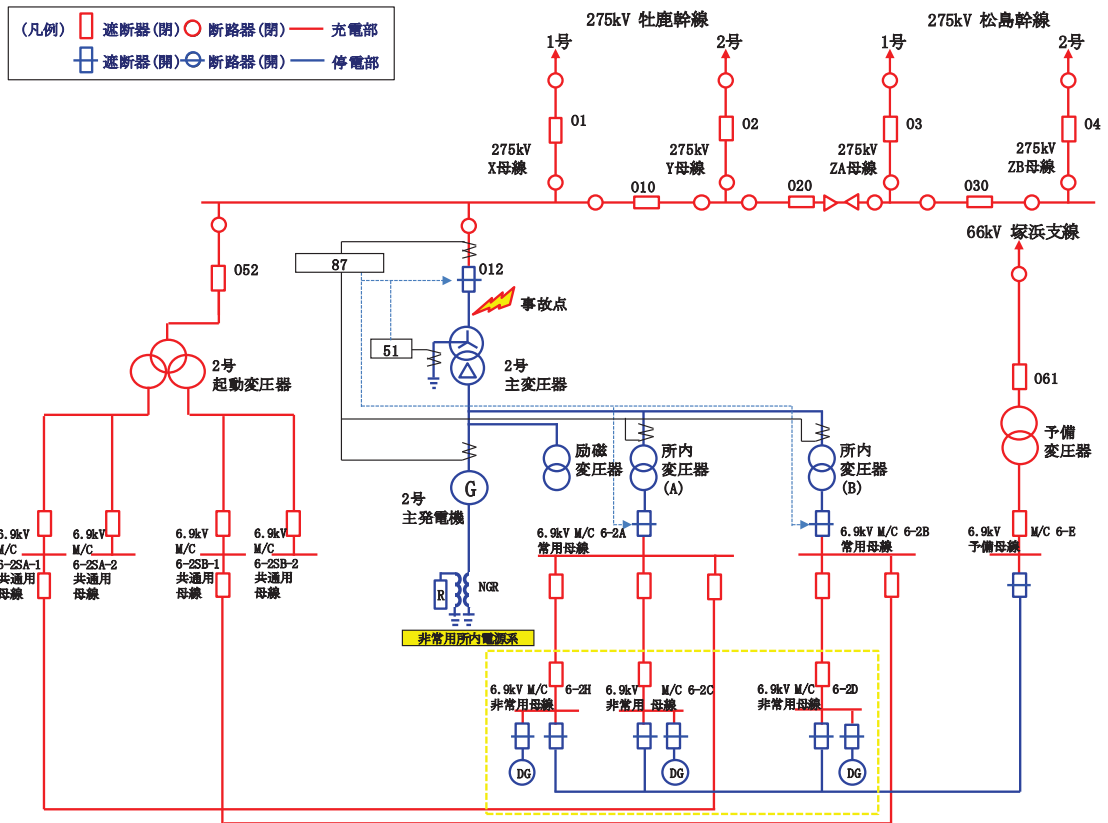


図 31 変圧器保護 (主変圧器の故障時)

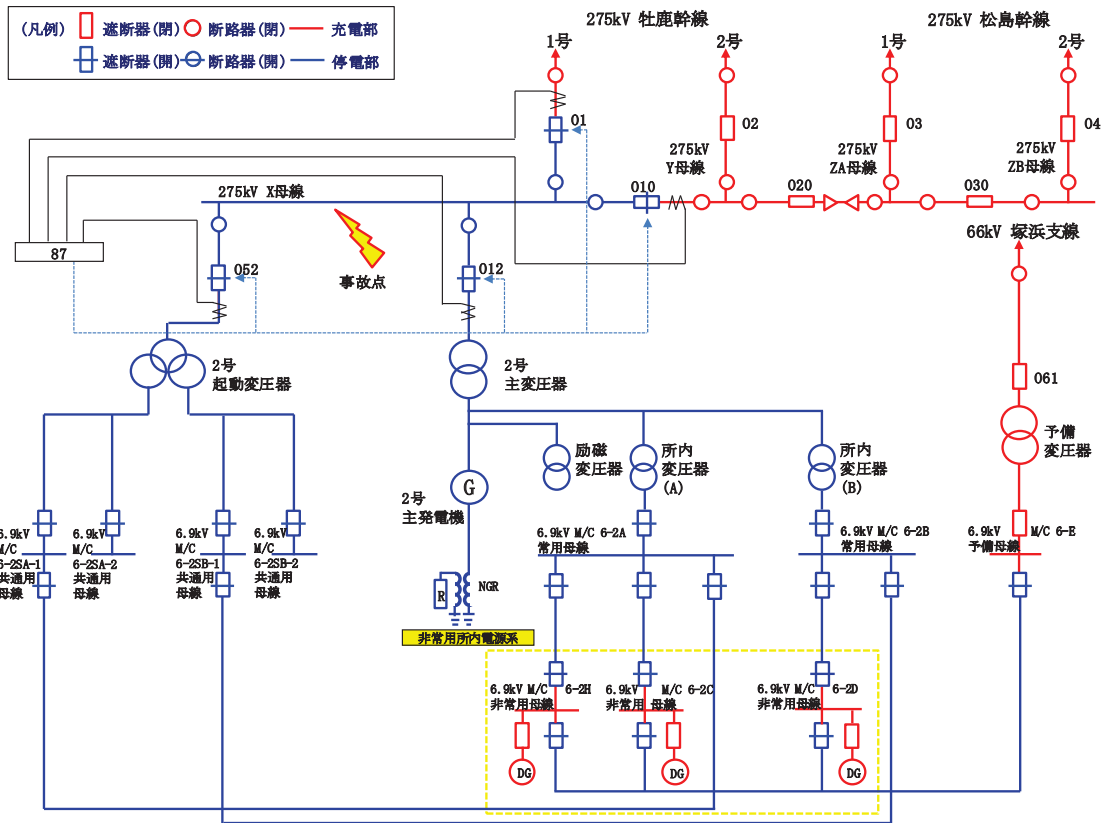


図 32 母線保護

3.3.3 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復

外部電源に直接接続する変圧器として、起動変圧器及び予備変圧器を設置する設計とする。変圧器の一次側において3相のうち1相の電路の開放が生じ、安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては、自動（地絡や過電流による保護継電器の動作により）で故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電切り替えが行われることにより、安全施設への電力供給の安定性を回復できる設計とする。

送電線の引込口から変圧器1次側は、電路が露出せず接地された筐体内に内包する設計とする。

起動変圧器及び予備変圧器は、変圧器1次側の接続部位に架線の碍子を用いず、接地された筐体内に設置するとともに、断線が発生しにくい設計とする。

遮断器等はガス絶縁開閉装置を採用し、導体を気中部に露出させず、接地された筐体内に内包する設計とする。また、絶縁スペーサで導体を支持する構造とし、導体の断線が発生しにくい構造とする。

接地された筐体内等に導体が収納された構造の例としてガス絶縁開閉装置の内部構造概要図を図33に示す。

変圧器の内部において断線した場合、アークの発生により接地された筐体を通

じ地絡が生じることで、地絡過電流継電器（51）あるいは比率差動継電器（87）が動作する等、保護継電器にて異常の検知が可能な設計とする。異常を検知した場合は、遮断器の自動動作により故障箇所が隔離され、非常用母線への供給は、自動的に健全な電源からの受電へ切り替わることができるインターロック回路を有する設計とする。

ガス絶縁開閉装置において断線が発生した場合、アークの発生により接地された筐体を通じ地絡が生じることで、地絡過電流継電器（51）あるいは比率差動継電器（87）が動作する等、保護継電器にて異常の検知が可能な設計とする。電路の開放故障を検知した場合は、遮断器の自動動作により故障箇所が隔離され、非常用母線への供給は、自動的に健全な電源からの受電へ切り替わることができるインターロック回路を有する設計とする。

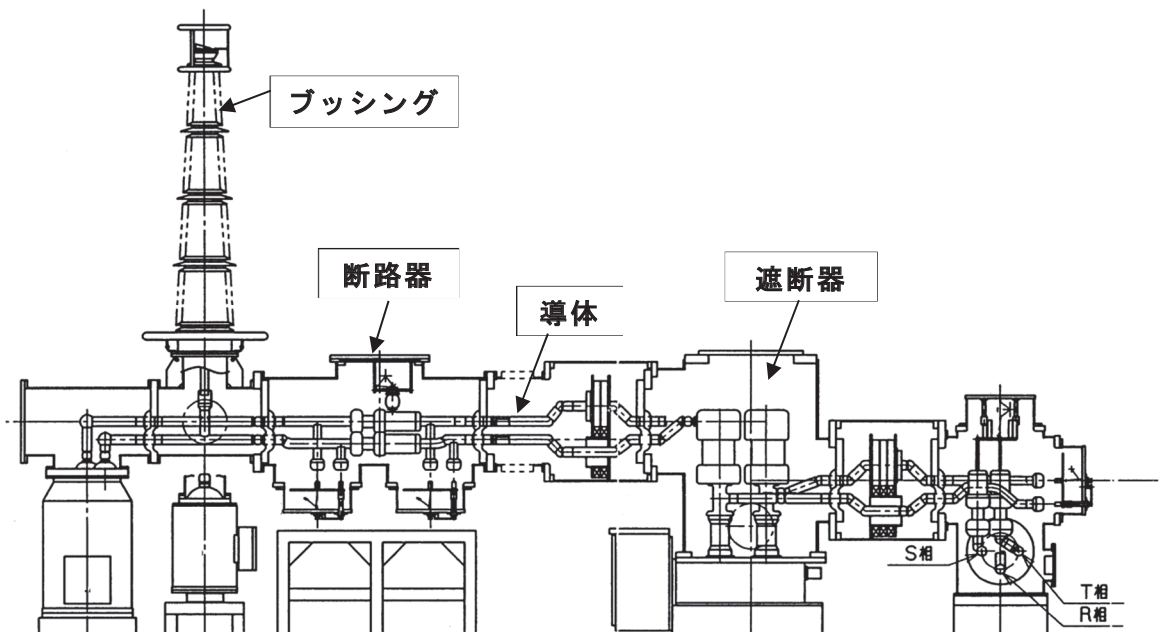


図 33 ガス絶縁開閉装置内部構造概要図

3.3.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項

特別高圧設備は、原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を準用する設計とし、電気学会電気規格調査会にて定められた規格（JEC）等で定められた適切な仕様のもをを設置し、具体的には以下の設計とする。

(1) 感電，火災等の防止

感電，火災等の防止のため，ガス絶縁開閉装置，変圧器及び電路等の特別高圧設備は，充電部分が筐体内に内包され，露出箇所がない設計とする。

電路の絶縁のため，変圧器内の電路は，絶縁油内に設置する設計とし，ガス絶縁開閉装置内の電路は，SF6 ガスを充てんしたタンク内に設置することで，電路の絶縁を確保する設計とし，「電気学会電気規格調査会標準規格 変圧器（JEC 204-1978）」（以下「JEC 204」という。），「電気学会電気規格調査会標準規格 交流しゃ断器（JEC 2300-2010）」（以下「JEC 2300」という。）等に規定する耐電圧試験により絶縁耐力が確保された設計とする。

電線の接続箇所は，端子台等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに，絶縁性能の低下及び期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。

「JEC 204」，「JEC 2300」等に規定する熱的強度に適合する設計とする。

電気機械器具の危険防止のため，特別高圧の遮断器は，火災のおそれがないよう，閉鎖された金属製の外箱に収納し，隔離する設計とする。

電気設備の接地及び接地の方法については，A種接地工事等適切な接地工事を施す設計とする。

また，取扱者以外の者が容易に立ち入らないよう，発電所及び特別高圧設備の回りには，フェンスを設ける設計とする。

(2) 異常の予防及び保護対策

異常の予防及び保護対策のため，過電流を保護継電器にて検出し，遮断器を開放する設計とし，その作動に伴い動作する遮断器の開放状態を表示する装置を有する設計とする。また，地絡が発生した場合に開放するよう，発電所の送電線引出口に遮断器を施設する設計とする。

変圧器によって特別高圧電路に結合される高圧電路の母線には，特別高圧の電圧の侵入による高圧側の電気設備の損傷，感電又は火災のおそれがないよう，避雷器を施設する設計とする。

(3) 電氣的，磁氣的障害の防止

閉鎖構造（金属製の筐体），接地の実施等により，電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。

(4) 高圧ガス等による危険の防止

ガス絶縁開閉装置に使用するガスは、可燃性、腐食性及び有毒性のない SF6 ガスを使用する設計とする。ガスの圧力低下により絶縁破壊を生ずるおそれのあるものは、絶縁ガスの圧力低下を警報する装置を設ける設計とする。

断路器の動作に使用する圧縮空気装置は最高使用圧力に耐え、かつ、漏洩がなく、異常な圧力を検知するとともに、圧力が上昇した場合に最高使用圧力に到達する前に圧力を低下させ、空気タンクの圧力が低下した場合に圧力を自動的に回復できる機能を有し、空気タンクは耐食性を有する設計とする。

(5) 供給支障の防止

変圧器は、内部故障を検知し動作する保護装置を施設し、検知した場合、自動遮断及び警報を発報する設計とする。

なお、変圧器の冷却ファンの故障等が発生し変圧器温度が著しく上昇した場合は、警報を発報する設計とする。

発電所には特別高圧設備の運転に必要な知識及び技能を有する者が常時駐在することにより、常時監視しない発電所は施設しない設計とする。

3.4 所内電源設備に関する設計

3.4.1 機器の損壊、故障その他の異常の検知と拡大防止

(1) 所内高圧系統及び所内低圧系統

発電機からの発生電力(17kV)は主変圧器にて 275kV へ昇圧されガス絶縁開閉装置を介し送電されるとともに、所内変圧器にて 6.9kV へ降圧し、所内高圧系統として常用高圧母線(6-2A, 6-2B:メタルクラッド開閉装置で構成)へ給電する。常用高圧母線及び所内低圧系統である常用低圧母線(4-2A, 4-2B:パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成)の構成に関して、添付図面「第 1-4-1 図 単線結線図(1/5)」に示す。

常用高圧母線は、2 母線で構成し、通常運転時に必要な負荷を各母線に振り分け給電する。また、常用高圧母線から動力変圧器を通して降圧し、常用低圧母線へ給電する。過電流等の故障が発生した際、故障箇所を隔離できる設計とし、故障による影響が母線全体に波及することなく局所化できるとともに、他の安全施設への影響を限定できるように、高圧及び低圧母線は、母線から各負荷への引出口に開閉装置を設ける設計とする。

(2) 直流電源設備

直流電源設備の構成に関して、図 34 に示すように、非常用として直流 125V 3 系統の蓄電池、充電器、直流主母線盤等で構成する。また、常用として直流 250V 1 系統の蓄電池、充電器、直流主母線盤等で構成する。常用の直流電源設備は、タービンの非常用油ポンプ、発電機の非常用密封油ポンプ等へ給電する設計とする。また、必要箇所には配線用遮断器を設置し、異常の拡大防止を

行う設計とする。

(3) 計測制御用電源設備

計測制御用電源設備は、図 35 に示すように、5 母線（非常用 120V 計測母線 2 母線，非常用 120V 無停電交流母線 2 母線，常用 120V 計測母線 1 母線）で構成し、母線電圧は 120V である。また、必要箇所には、配線用遮断器を設置し、異常の拡大防止を行う設計とする。

(4) ケーブル

常用電源設備の動力回路のケーブルは、許容電流を考慮したケーブルサイズを選定する等、負荷の容量に応じたケーブルを使用する。また、動力回路、制御回路、計装回路のケーブルは、それぞれ相互に分離したケーブルトレイ、電線管を使用して敷設する。

また、ケーブルは、補機や電路での過電流や地絡による損傷、感電、火災等の発生を防止できるよう遮断器等に接続し、遮断器等の端子部との接続については、ネジ止め等により電気抵抗を増加させない設計とする。

3.4.2 電気設備の異常の予防等に関する設計事項

所内電源設備は、原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を準用する設計とし、電気学会電気規格調査会にて定められた規格（J E C）等で定められた適切な仕様のもを設置し、具体的には以下の設計とする。

(1) 感電、火災等の防止

感電、火災等の防止のため、電線路等その他の所内電源設備は、電線の接続箇所において電線の電気抵抗を増加させないようネジ止め等により接続する設計とし、絶縁性能の低下及び期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。所内電源設備に属する電路の接続箇所等は、筐体内やアクリルカバー等により充電部分に容易に接触できない設計とする。熱的強度については、期待される使用状態において、その電気機械器具に発生する熱に耐える設計とする。必要箇所には、異常時の電圧上昇等による影響を及ぼさないよう適切な接地を施す設計とする。

取扱者以外の者が容易に立ち入らないよう、発電所の周囲にはフェンスを設ける設計とし、各電源設備の操作、点検等のために使用する扉等は施錠できる設計とする。

(2) 異常の予防及び保護対策

高圧電路と低圧電路とを結合する動力変圧器は、異常の予防及び保護対策のため、電気設備の損傷、感電又は火災のおそれがないよう、接地を施す設計とする。

所内電源設備から電力供給を行う各補機には、過電流を検知できるよう保護

継電器を設置し、過電流を検出した場合は、自動的に遮断器を開放する設計とすることにより、電気機械器具の損傷並びに火災の発生を防止する設計とする。

(3) 電氣的、磁氣的障害の防止

閉鎖構造（金属製の筐体）、接地の実施等により、電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。

(4) 供給支障の防止

発電所構内に、所内電源設備の運転に必要な知識を有する者が常時駐在することにより、常時監視しない発電所は施設しない設計とする。

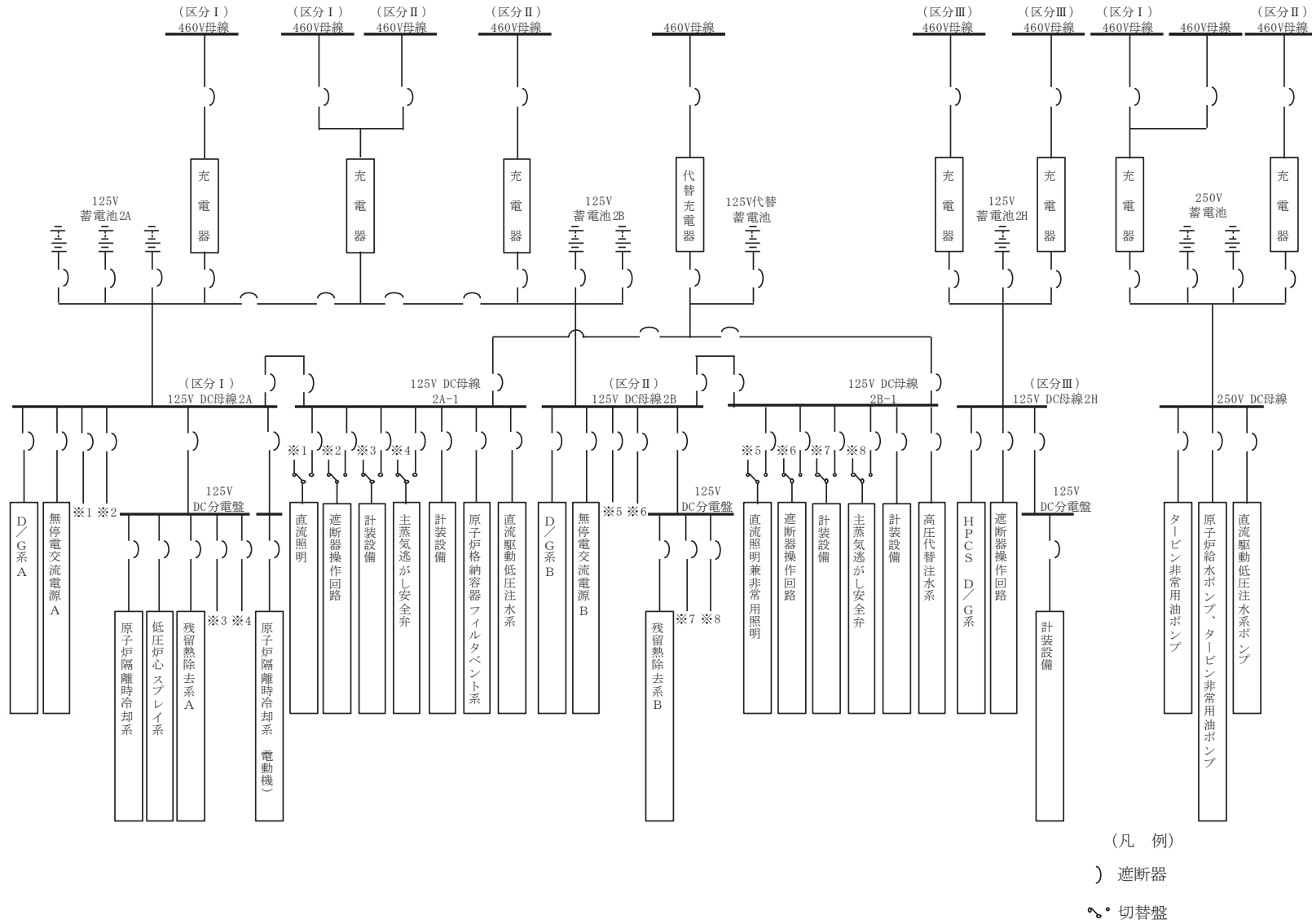


図 34 直流電源設備単線結線図

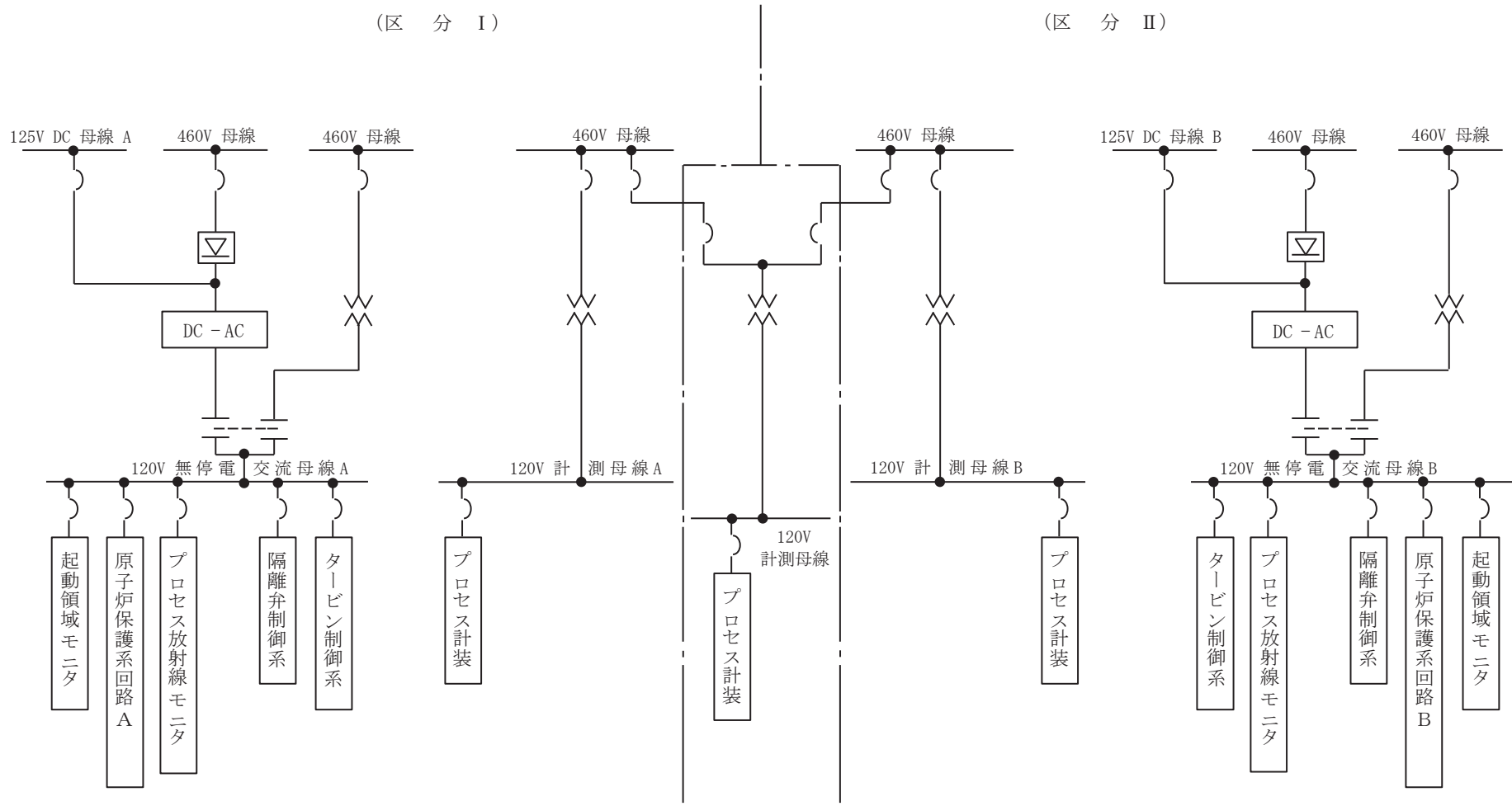


図 35 計測制御用電源設備単線結線図

VI-1-9-3 緊急時対策所の説明書

目 次

VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書

VI-1-9-3-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書

VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計	2
3.1 居住性の確保	3
3.1.1 換気空調系設備等	4
3.1.2 生体遮蔽装置	5
3.1.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	5
3.1.4 チェンジングエリア	5
3.2 情報の把握	5
3.3 通信連絡	6
3.3.1 通信連絡設備	6
3.3.2 緊急時対策支援システム(ERSS)へのデータ伝送設備	7

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 46 条及び第 76 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「解釈」という。）に基づき、緊急時対策所の機能について説明するものである。併せて技術基準規則第 47 条第 4 項のうち通信連絡設備及び第 5 項、第 77 条並びにそれらの解釈に係る緊急時対策所の通信連絡設備について説明する。

2. 基本方針

2.1 緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するため以下の設計とする。なお、緊急時対策所は、緊急対策室及び SPDS 室で構成する。

(1) 緊急時対策所は、基準地震動 S_s による地震力に対し、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波（O.P.+23.1m）の影響を受けない設計とする。また、緊急時対策所は、敷地高さ O.P.+62m に設置された緊急時対策建屋の地下 2 階（O.P.+51.5m）に設置することにより、津波による影響を受けない設計とする。耐震性に関する詳細は、添付書類「VI-2-10-5 緊急時対策所の耐震性についての計算書」及び添付書類「VI-1-1-6 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」、自然現象への配慮等の詳細は、添付書類「VI-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に示す。

(2) 緊急時対策所は、緊急時対策所の機能に係る設備を含め、共通要因により中央制御室と同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室から離れた位置に設ける設計とする。

位置的分散に関する詳細は、添付書類「VI-1-1-6 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。

(3) 緊急時対策所は、代替電源設備からの給電を可能な設計とする。常設の代替電源設備は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機 2 台で緊急時対策所を含む重大事故等発生時に想定される負荷へ給電するために必要な容量を有する設計とする。可搬の代替電源設備は、緊急時対策所用代替交流電源設備である電源車（緊急時対策所用）1 台で緊急時対策所に電源供給するために必要な容量を有する設計とする。緊急時対策所の代替電源設備は、常設設備としてガスタービン駆動であるガスタービン発電機及び可搬型設備としてディーゼル駆動である電源車（緊急時対策所用）により多様性を確保する設計とする。

なお、ガスタービン発電機及び電源車（緊急時対策所用）は、希ガス等の放射性物質の放出時等に緊急時対策建屋の外側で操作及び作業を行わない設計とする。

2.2 緊急時対策所は、以下の機能を有する設計とする。

(1) 居住性の確保に関する機能

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（以下「冷却材喪失事故等」という。）が発生した場合において、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができ、必要な期間にわたり滞在できるものとする。また、重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものとする。

緊急時対策所は、重大事故等時において、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮蔽の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えないものとする。また、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう、放射線管理施設のうち、放射線量を監視、測定するための緊急時対策所可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポストを保管することができるものとする。

冷却材喪失事故等及び重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるものとする。

(2) 情報の把握に関する機能

冷却材喪失事故等が発生した場合において、中央制御室の運転員を介さずに事故状態等を正確、かつ速やかに把握できるとともに、重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な情報を把握できるよう、必要なパラメータ等を収集し、緊急時対策所内で表示できるものとする。

(3) 通信連絡に関する機能

冷却材喪失事故等及び重大事故等が発生した場合において、発電所内の関係要員に指示や発電所外関連箇所との通信連絡等、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うとともに、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送することができるものとする。

3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計

緊急時対策所の建物は、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震構造として緊急時対策所の機能を喪失しない設計とすることにより、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の性能とあいまって十分な気密性を確保するとともに、遮蔽性能が喪失しない設計とする。また、緊急時対策所の機能に係る設備についても、基準地震

動 S_s による地震力に対し、機能を喪失しないよう、可搬型設備に関しては、固縛等の措置を施す。

緊急時対策所は、第 3-1 図に示すとおり、基準津波 (O.P. +23.1m) の影響を受けない設計とする。また、中央制御室から離れた場所の敷地高さ O.P. +62m に設置された緊急時対策建屋の地下 2 階 (O.P. +51.5m) に設置することにより、津波による影響を受けない設計とする。

緊急時対策所の機能に係る設備は、第 3-1 図に示すとおり、中央制御室に対して独立性を有した設計とするとともに、予備も含め中央制御室から離れた位置に設置又は保管する。

緊急時対策所は、第 3-2 図に示すとおり、通常時の電源を外部電源から非常用高圧母線を介して受電する設計とし、外部電源喪失等により非常用高圧母線の電圧が低下した場合は、非常用ディーゼル発電機が自動起動し緊急時対策所へ電源供給を行う設計とする。また、非常用ディーゼル発電機の機能喪失を考慮し、緊急時対策所の代替電源設備から緊急時対策所の機能を維持するために必要となる電源の供給が可能な設計とする。常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機は、2 台で緊急時対策所を含む重大事故等発生時に想定される負荷へ給電するために必要な容量を有する設計とする。緊急時対策所用代替交流電源設備である電源車 (緊急時対策所用) は、1 台で緊急時対策所に電源供給するために必要な容量を有する設計とする。緊急時対策所の代替電源設備は、常設設備としてガスタービン駆動であるガスタービン発電機及び可搬型設備としてディーゼル駆動である電源車 (緊急時対策所用) により多様性を有する設計とする。また、緊急時対策所の運用に必要なとなる電源容量は、第 3-1 表に示す緊急時の指揮命令に必要なとされる負荷内訳から、約 349kVA である。

重大事故等時に電源車 (緊急時対策所用) の燃料貯蔵及び補給する設備として、緊急時対策所軽油タンク及びホースを使用できる設計とする。また、電源車 (緊急時対策所用) は、緊急時対策所軽油タンクから燃料を補給できる設計とする。

緊急時対策所軽油タンクは、緊急時対策建屋内に設置し、電源車 (緊急時対策所用) の 7 日間分の連続運転に必要なタンク容量を有する 2 基及び予備 1 基を含めた合計 3 基を設置する設計とする。

緊急時対策所の機器配置図を第 3-3 図に示す。

3.1 居住性の確保

緊急時対策所は、冷却材喪失事故等が発生した場合において、冷却材喪失事故等に対処するために必要な指示を行うための要員がとどまることができ、また、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の

要員を収容することができる設計とする。

緊急時対策建屋は、第 3-3 図及び第 3-4 図に示すとおり、地上 2 階、地下 2 階建て、延べ床面積約 4300m² を有する建屋とし、緊急時対策所は、指揮、命令、連絡等を行う緊急対策室及び SPDS 室（約 460m²）の 2 つのエリアで構成している。

緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員として、緊急時対策所に合計 65 名を収容する。また、緊急時対策所の収容可能人数は、それを上回る人数として、最大 200 名を収容できる設計とする。

なお、緊急時対策所の配置にあたっては、第 3-5 図に示すとおり、要員の活動に必要な広さを有した設計とする。

緊急時対策所は、重大事故等時において、緊急時対策所の遮蔽、緊急時対策所の気密性、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

3.1.1 換気空調系設備等

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減するため、重大事故等時においては、緊急時対策所換気空調系の運転状態をプルーム通過前後モードに切替え、外気を緊急時対策所非常用フィルタ装置により浄化させ、浄化された空気を送気することで緊急時対策所への放射性物質の侵入を低減する設計とする。

放射性雲通過時には、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の運転状態をプルーム通過中モードに切替え、緊急時対策所等を緊急時対策所加圧空気供給系にて加圧することで、隣接区画より高い圧力とし、緊急時対策所等内への希ガス等の放射性物質の侵入を防止する設計とする。

放射性雲通過後には、緊急時対策所加圧空気供給系を停止し、緊急時対策所換気空調系の運転状態をプルーム通過前後モードに切替え、放射性雲通過前と同様に、緊急時対策所を含む緊急時対策建屋地下階を正圧化することにより、フィルタを介さない外気の流入を防止する設計とする。

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための判断が確実にできるよう、放射線管理施設のうち緊急時対策所内外の放射線量を監視、測定するための緊急時対策所可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポストを保管する設計とする。また、正圧化された緊急時対策所内と周辺エリアとの差圧を監視できる計測範囲として-100～500Pa を有する差圧計（緊急時対策所用）1 個を緊急時対策所に設置する設計とする。

緊急時対策所換気空調系等の設備構成図を第 3-6 図に示す。

換気装置の機能については、添付書類「VI-1-9-3-2 緊急時対策所の居住性に

関する説明書」、放射線管理用計測装置の仕様等は、添付書類「VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

3.1.2 生体遮蔽装置

緊急時対策所遮蔽は、居住性に係る被ばく評価の判断基準を超えない設計とする。

遮蔽設計の詳細は、添付書類「VI-4-2-2 緊急時対策所の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」及び添付書類「VI-1-9-3-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す。

3.1.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

設計基準事故及び重大事故等が発生した場合の対応として、緊急時対策所内の酸素及び二酸化炭素濃度を確認する乾電池を電源とした可搬型の酸素濃度計（緊急時対策所用）及び二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）は、活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。また、酸素濃度計（緊急時対策所用）及び二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）は、汎用品を用い容易、かつ確実に操作ができるものを保管する。

酸素濃度計（緊急時対策所用）及び二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）の仕様を第3-2表に示す。

緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価については、添付書類「VI-1-9-3-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す。

3.1.4 チェンジングエリア

重大事故等が発生し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、要員が緊急時対策所の外側から緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、第3-7図に示すとおり、身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画（以下「チェンジングエリア」という。）を設置する設計とする。

チェンジングエリアの詳細は、添付書類「VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」及び添付書類「VI-1-9-3-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す。

3.2 情報の把握

緊急時対策所において、冷却材喪失事故等に対処するために必要な情報及び重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な

情報を、中央制御室内の運転員を介さずに正確、かつ速やかに把握できるように、情報収集設備としてデータ収集装置、SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置で構成する安全パラメータ表示装置システム（SPDS）を設置する。

安全パラメータ表示システム（SPDS）の概略構成を第 3-8 図に示す。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ収集装置は、制御建屋に設置し、SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置は、緊急時対策所内に設置する。

SPDS 表示装置は、プラントの状態確認に必要な主要パラメータ及び主要な補機の作動状態を確認することができるようにする。また、データ収集装置へのデータ入力のうち、監視上重要なパラメータは、重大事故時監視盤、重大事故時モニタ盤等からのプラントパラメータを直接収集し、伝送できるようにする。

緊急時対策所で確認できるパラメータ等は、添付書類「VI-1-1-10 通信連絡設備に関する説明書」に示す。

3.3 通信連絡

3.3.1 通信連絡設備

緊急時対策所には、冷却材喪失事故等が発生した場合において、冷却材喪失事故等に対処するため、計測制御系設備のうち発電所内の要員への指示を行うために必要な通信連絡設備（発電所内）及び発電所外関係箇所と専用であって有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた通信回線にて連絡できる通信連絡設備（発電所外）により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡ができるようにする。また、重大事故等が発生した場合においても、緊急時対策所から中央制御室、屋内外の作業場所、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う通信連絡設備（発電所内）及び通信連絡設備（発電所外）により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡ができるようにする。

緊急時対策所の通信連絡設備として、送受話器（ページング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末、FAX 及び衛星保安電話（固定型））、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）、移動無線設備（固定型）、移動無線設備（車載型）、社内テレビ会議システム、局線加入電話設備（加入電話機及び加入 FAX）、専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）を設置又は保管する。

なお、緊急時対策所の通信連絡設備は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。

通信連絡設備の詳細は、添付書類「VI-1-1-10 通信連絡設備に関する説明書」

に示す。

3.3.2 緊急時対策支援システム（ERSS）へのデータ伝送設備

冷却材喪失事故等が発生した場合において、有線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の専用回線により、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）への必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備を緊急時対策所に設置する。



緊急時対策支援システム（ERSS）へのデータ伝送の機能に係る設備については、重大事故等が発生した場合においても必要なデータを伝送できる設計とする。

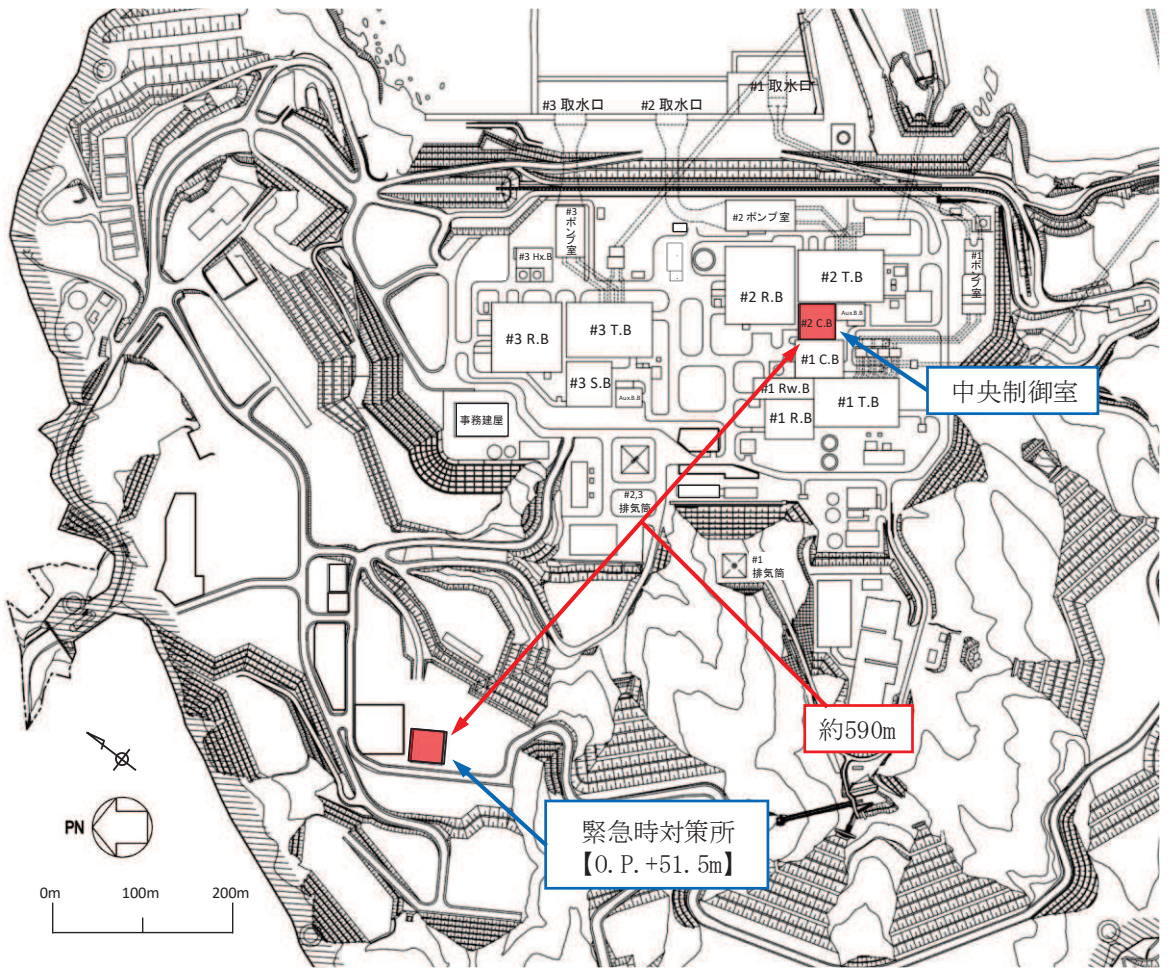
データ伝送設備の詳細は、添付書類「VI-1-1-10 通信連絡設備に関する説明書」に示す。

第3-1表 緊急時の指揮命令に必要とされる負荷内訳

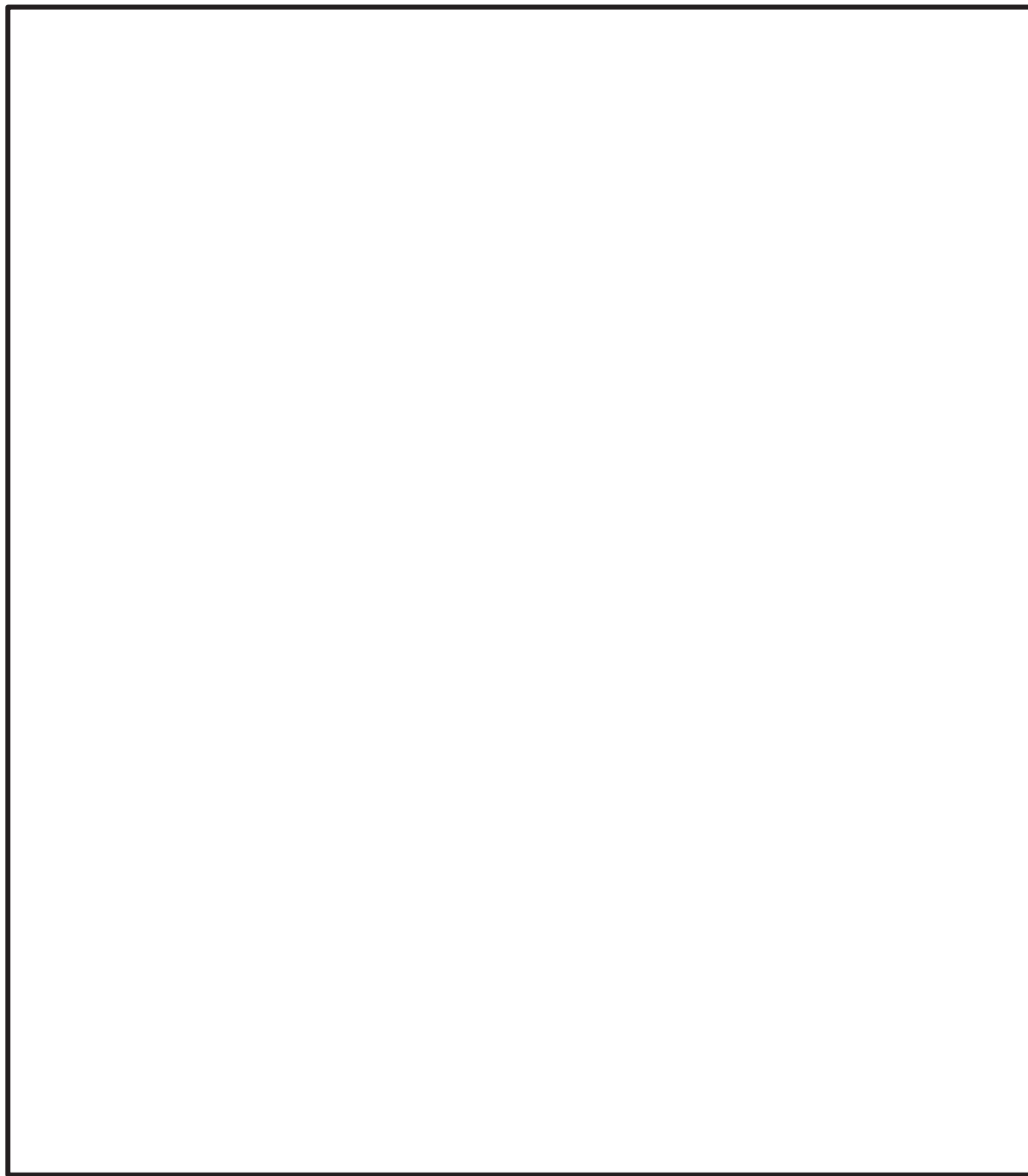
負荷名称	負荷容量(kVA)
換気空調設備	193.3
照明設備（コンセント負荷含む。）	47.2
通信連絡設備	5.9
蓄電池充電器（安全パラメータ表示システム（SPDS）、通信連絡設備含む。）	90.6
その他の負荷	12.3
合計	349.3

第3-2表 酸素濃度計（緊急時対策所用）及び二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）

機器名称及び外観	仕様等	
<p style="text-align: center;">酸素濃度計 (緊急時対策所用)</p> 	検知原理	ガルバニ電池式
	測定範囲	0～100%
	測定精度	±0.5% (0～25.0%) ±3.0% (25.1%以上)
	電源	単3形乾電池4本 (乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。)
	個数	1個 (故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1個を保有する。)
<p style="text-align: center;">二酸化炭素濃度計 (緊急時対策所用)</p> 	検知原理	非分散形赤外線式 (NDIR)
	測定範囲	0.04%～5.0%
	測定精度	±10%rdg 又は 0.01%のうち大きいほう
	電源	単3形乾電池4本 (乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。)
	個数	1個 (故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1個を保有する。)

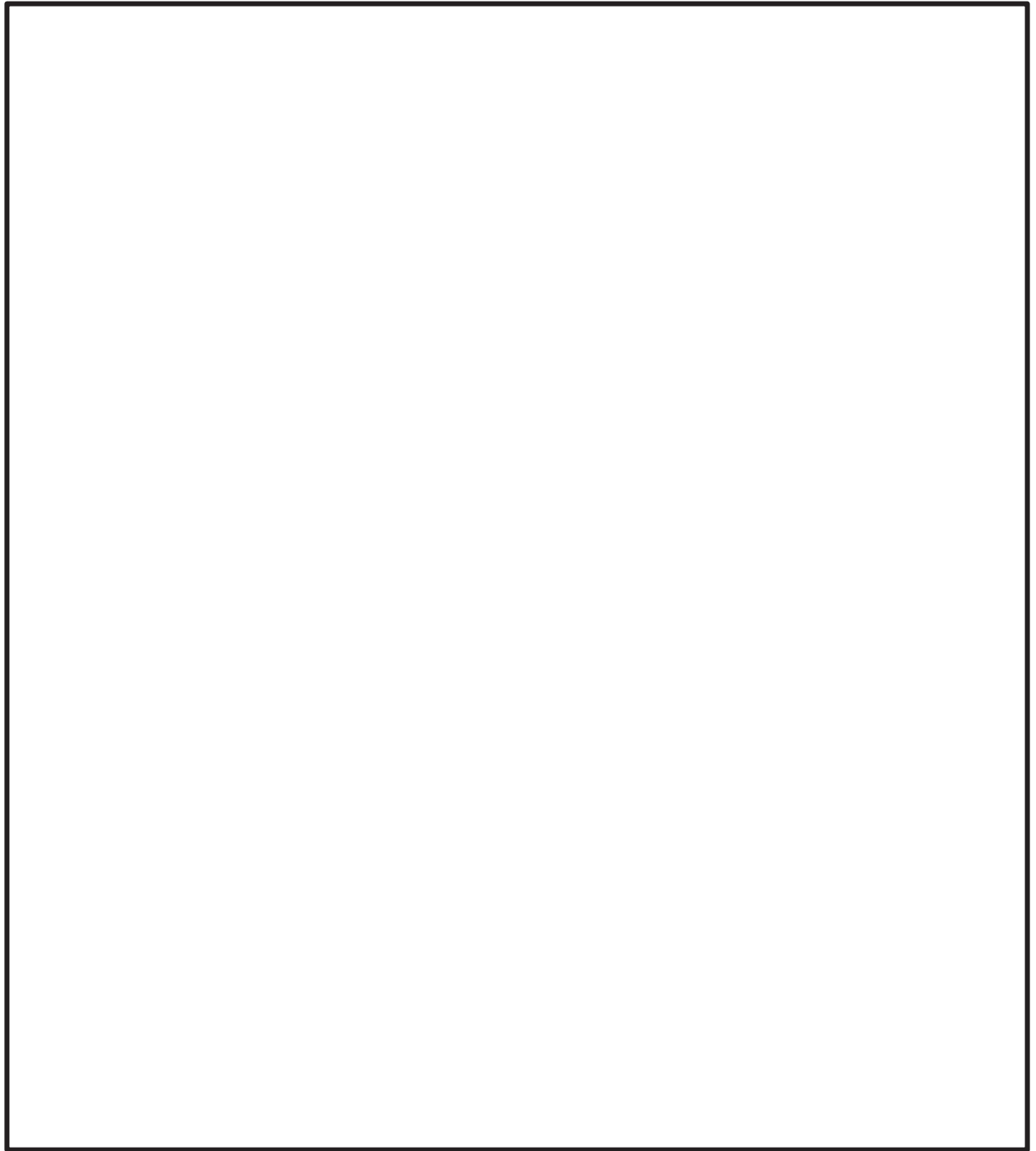


第3-1図 緊急時対策所配置図



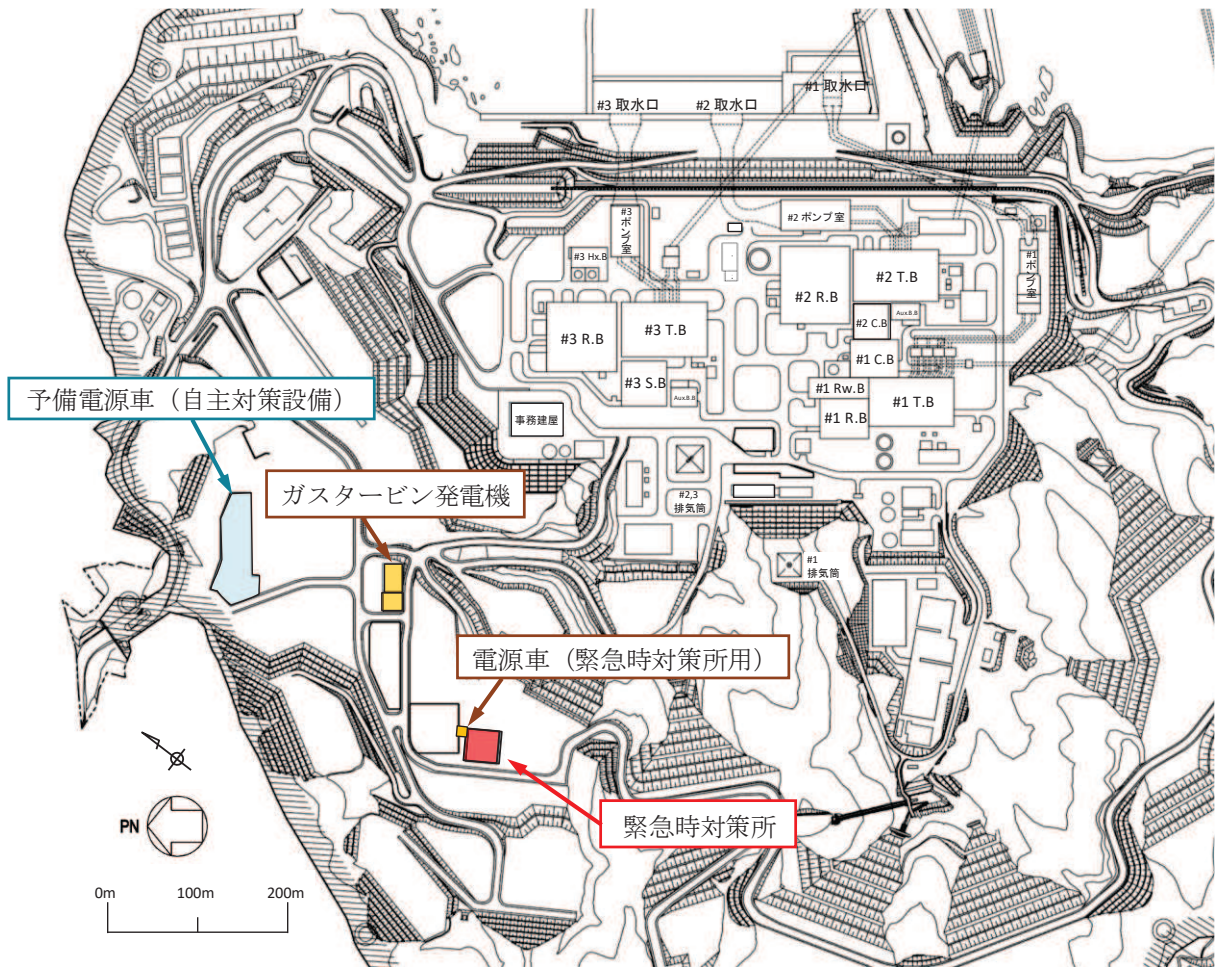
第 3-3 図 緊急時対策所機器配置図 (1/3)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

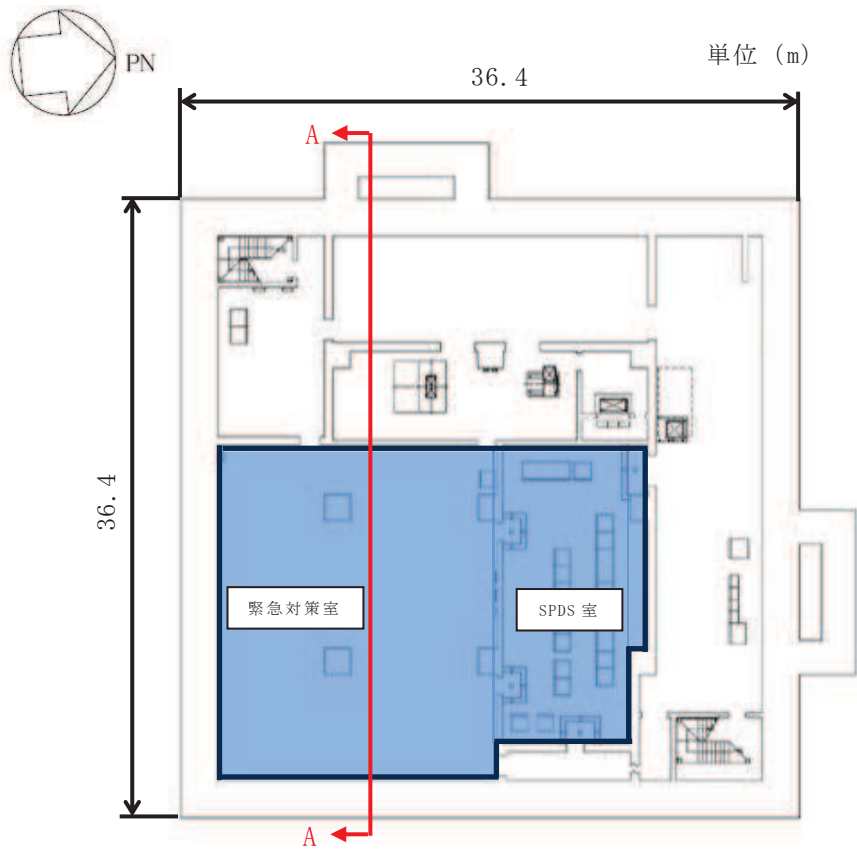


第 3-3 図 緊急時対策所機器配置図 (2/3)

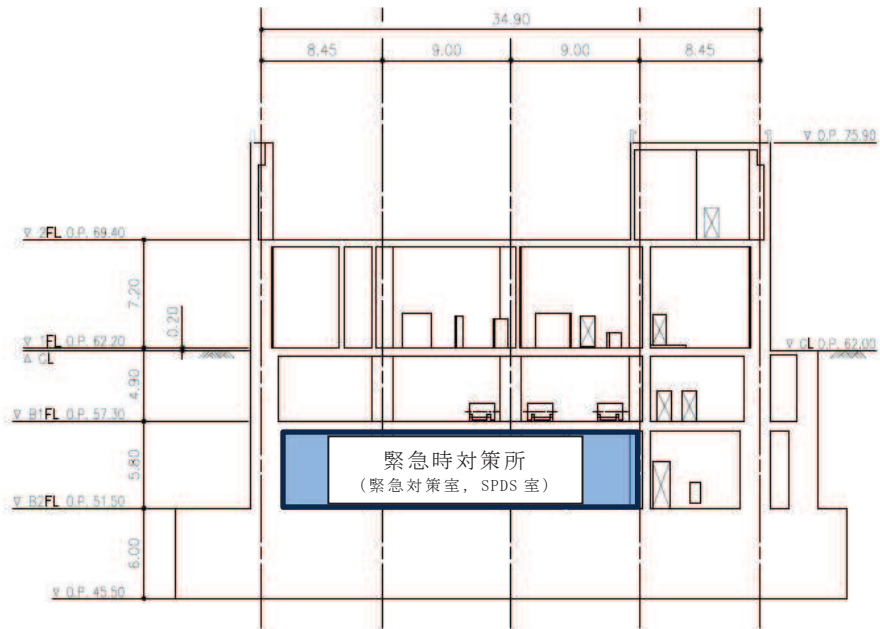
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 3-3 図 緊急時対策所機器配置図 (3/3)

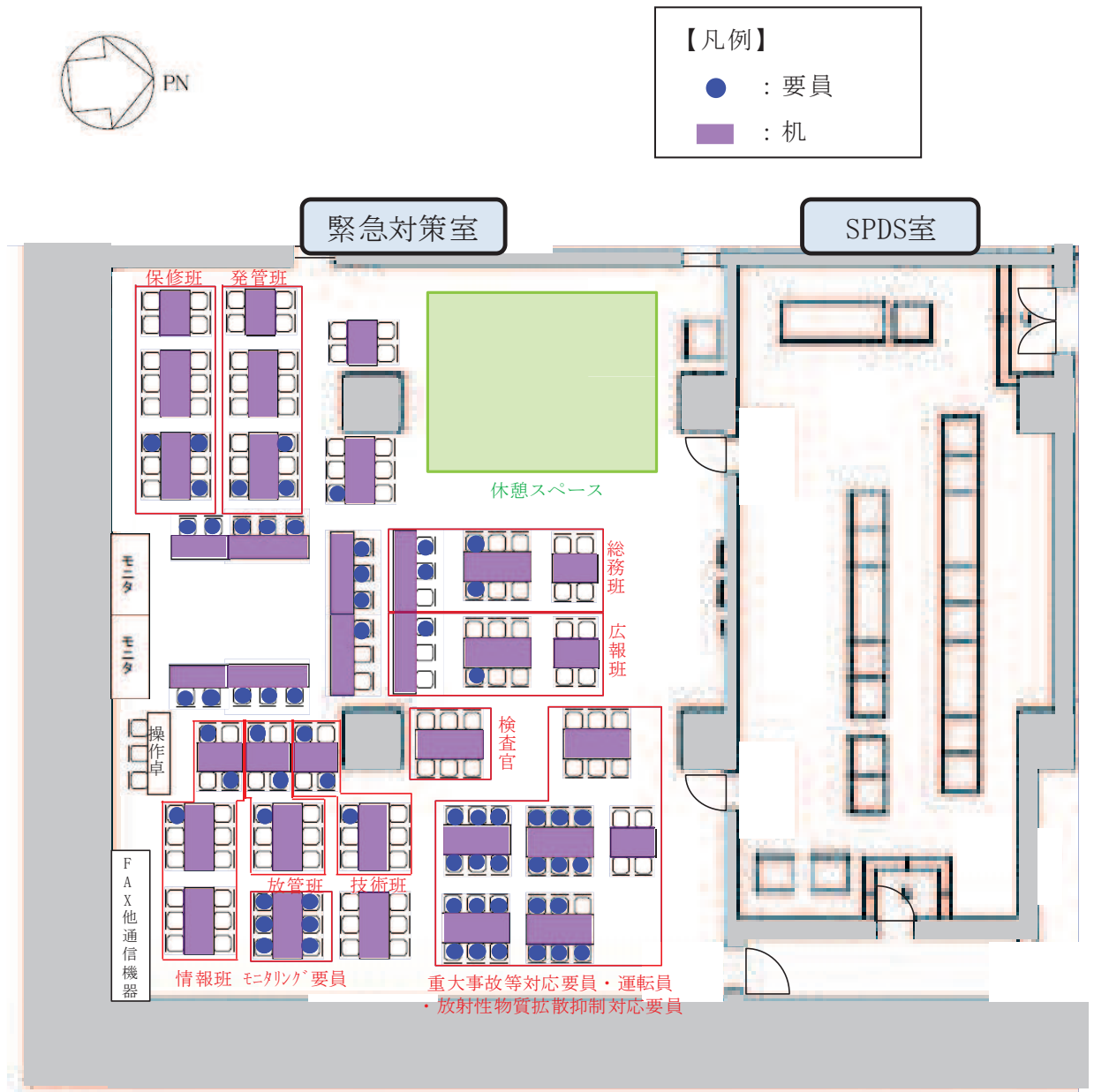


緊急時対策建屋（B2F） 平面図



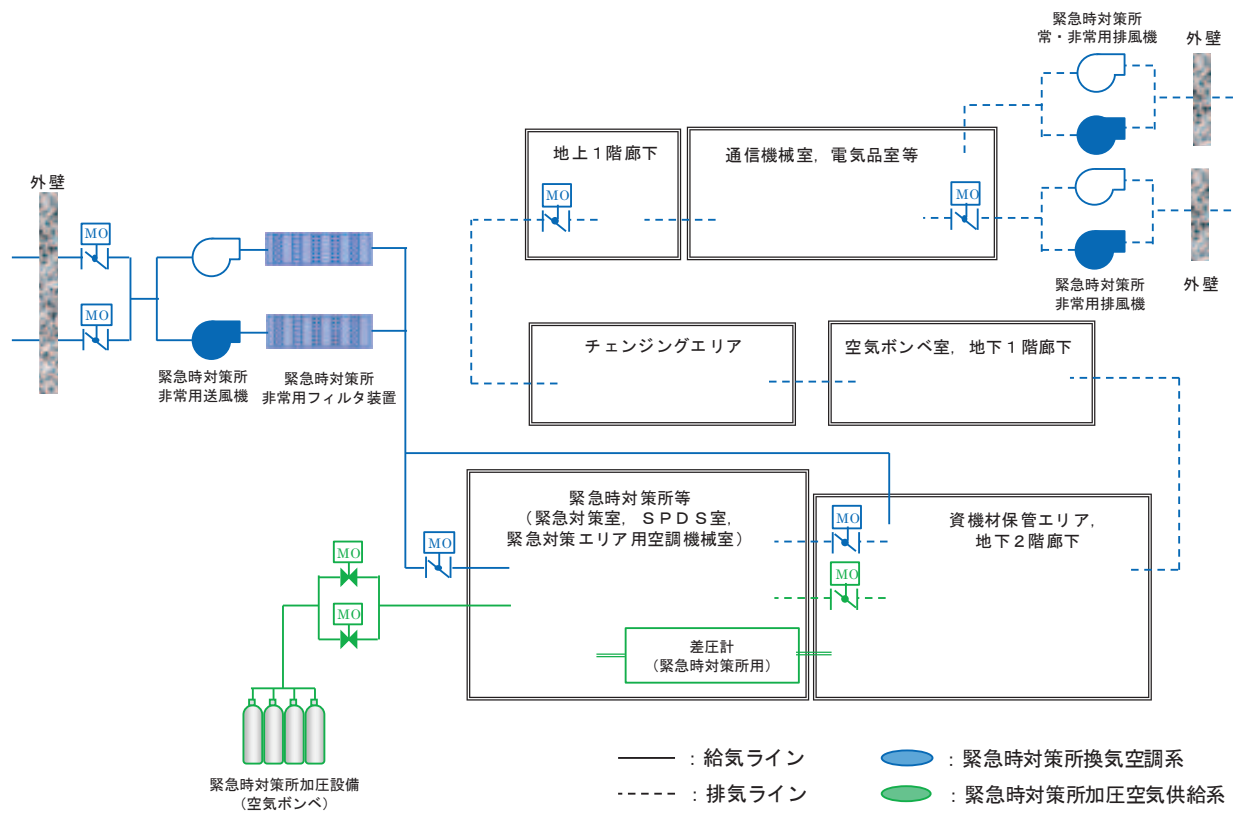
緊急時対策建屋 A-A 断面

第 3-4 図 緊急時対策所の概要（概要図）

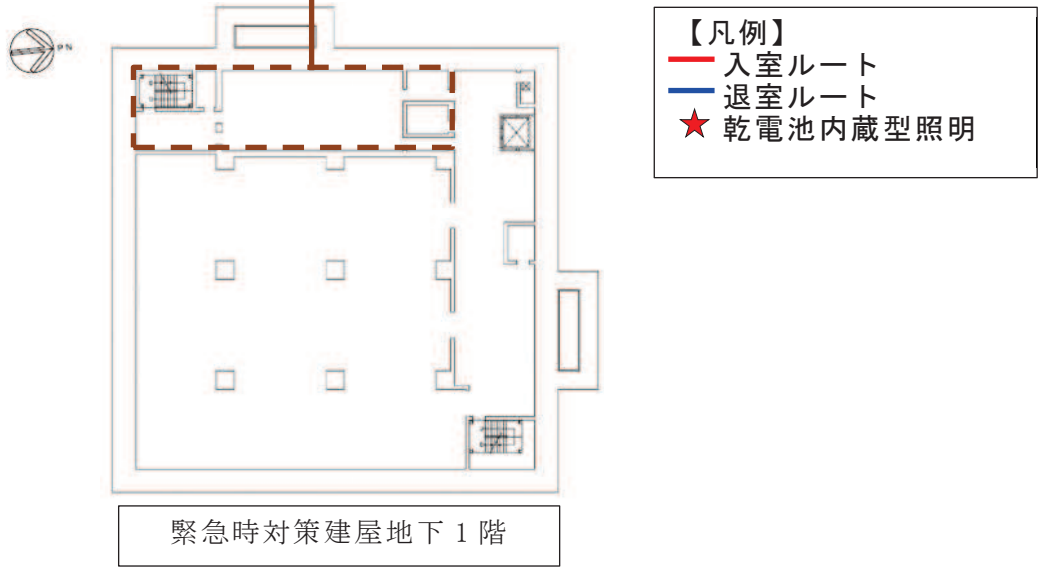
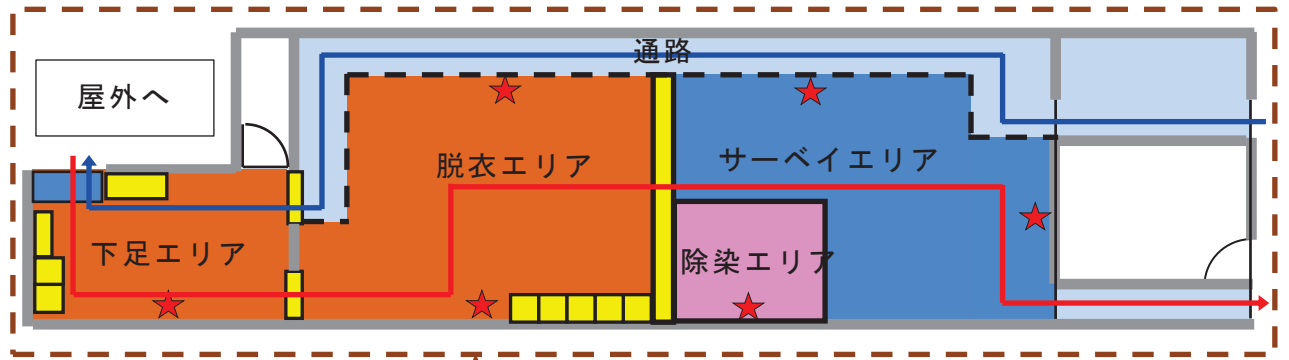


第3-5図 緊急時対策所レイアウト

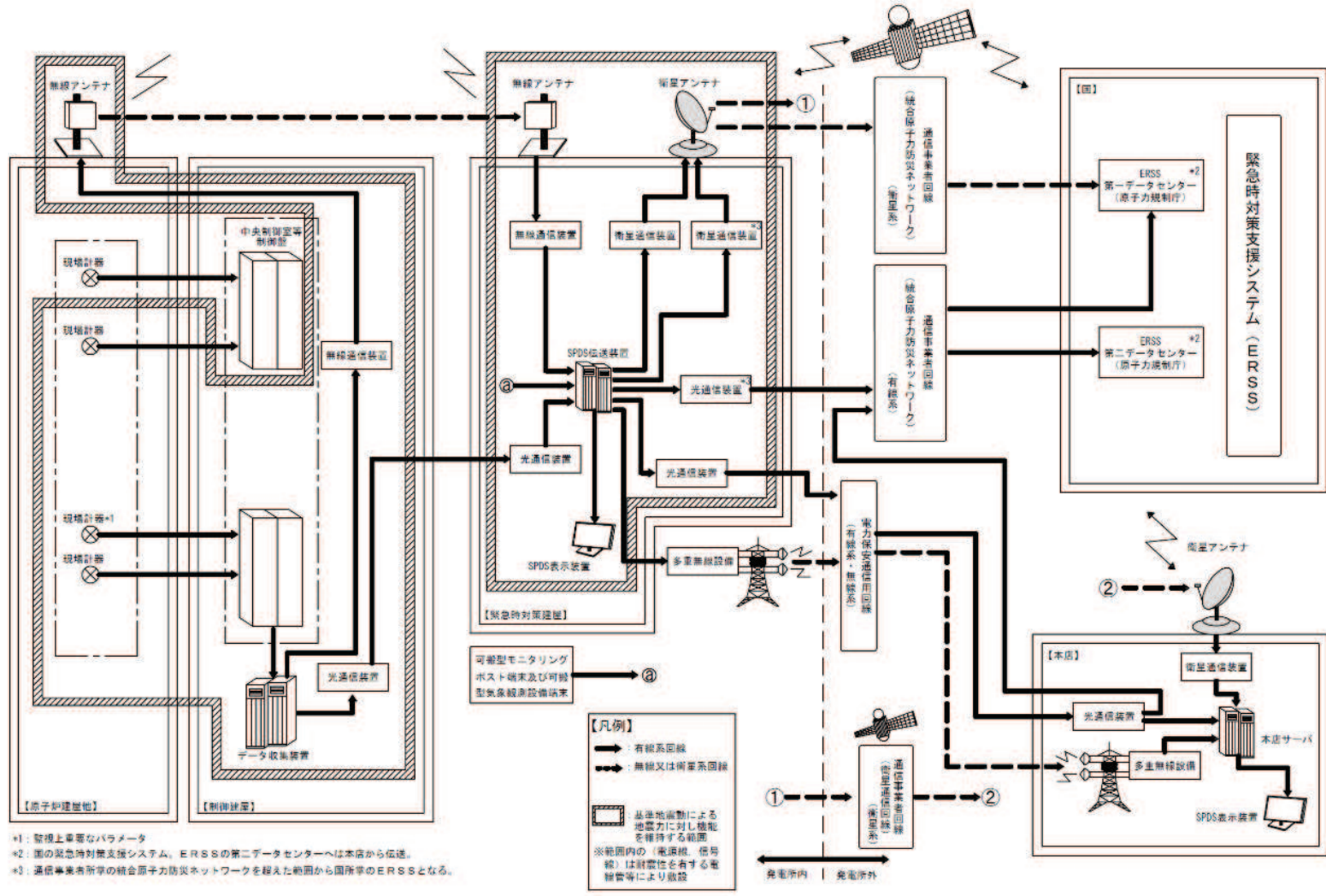
注： レイアウトについては，訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。



第 3-6 図 緊急時対策所換気空調系等の設備構成図



第3-7図 緊急時対策所チェンジングエリアのレイアウト



第 3-8 図 安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ伝送設備の概要

VI-1-9-3-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 緊急時対策所の居住性に関する基本方針	1
2.1 基本方針	1
2.2 適用基準，適用規格等	2
3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置	4
3.1 換気設備等	4
3.1.1 緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系	5
3.1.2 放射線管理用計測装置	8
3.2 生体遮蔽装置	8
3.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	8
3.4 資機材及び要員の交替等	8
3.5 代替電源	9
4. 緊急時対策所の居住性評価	10
4.1 線量評価	10
4.1.1 評価方針	10
4.1.2 線量計算	17
4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価	26
4.2.1 評価方針	26
4.2.2 評価結果	29
4.3 緊急時対策所の居住性評価のまとめ	30
5. 熱除去の評価	31
5.1 緊急時対策所遮蔽の熱除去の評価	31
5.1.1 緊急時対策所遮蔽における入射線量の設定方法	31
5.1.2 緊急時対策所遮蔽における温度上昇の計算方法	31
5.2 2次しゃへい壁及び補助しゃへいの熱除去の評価	32
5.2.1 2次しゃへい壁及び補助しゃへいにおける入射線量の設定方法	32
5.2.2 2次しゃへい壁及び補助しゃへいにおける温度上昇の計算方法	32
5.3 温度上昇のまとめ	32
別添1 緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持について	
別添2 緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について	

1. 概要

本説明書は、「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46条及び第76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「解釈」という。）に基づく緊急時対策所の居住性について、居住性を確保するための基本方針、居住性に係る設備の設計方針、放射線防護措置の有効性を示す評価等を含めて説明するものである。

2. 緊急時対策所の居住性に関する基本方針

2.1 基本方針

緊急時対策所の居住性を確保する観点から、以下の機能を有する設計とする。

- (1) 緊急時対策所は、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に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できるとともに、それら関係要員が必要な期間にわたり滞在できる設計とする。
- (2) 緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等時に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等時に対処するために必要な数の要員を収容できるとともに、当該事故等時に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な遮蔽設計及び換気設計を行い、緊急時対策所の居住性を確保する。

緊急時対策所は、緊急時対策所換気空調系、緊急時対策所加圧空気供給系、緊急時対策所遮蔽、2次しゃへい壁及び補助しゃへいにより居住性を確保する。

緊急時対策所の居住性を確保するためには換気設備を適切に運転し、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止する必要がある。このため、放射線管理施設の放射線管理用計測装置により、大気中に放出された放射性物質による放射線量を監視、測定し、換気設備の運転・切替の確実な判断を行う。

その他の居住性に係る設備として、緊急時対策所内の酸素濃度が活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するため、可搬型の酸素濃度計（緊急時対策所用）を保管するとともに、二酸化炭素濃度も酸素濃度と同様に居住性に関する重要な制限要素であることから、可搬型の二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）を保管する。また、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は緊急時対策所用代替交流電源設備である電源車（緊急時対策所用）からの給電が可能な設計とする。

これら、居住性を確保するための設備及び防護具の配備、着用等、運用面の対策を考慮して被ばく評価並びに緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い、その結果から、緊急時対策所の居住性確保について評価する。

居住性評価のうち被ばく評価に当たっては、「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）（以下「審査ガイド」という。）を参照して放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。また、居住性評価のうち緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価に当たっては、「労働安全衛生法（昭和47年法律第57号）労働安全衛生規則」（昭和47年9月30日労働省令32号）（以下「労働安全衛生規則」という。）、「労働安全衛生法（昭和47年法律第57号）酸素欠乏症等防止規則」（昭和47年9月30日労働省令42号）（以下「酸素欠乏症等防止規則」という。）の労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠し、許容基準を満足できることを評価する。

2.2 適用基準，適用規格等

緊急時対策所の居住性に適用する基準，規格等は，以下のとおりとする。

- ・ 解釈
- ・ 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成21・07・27原院第1号平成21年8月12日原子力安全・保安院制定）
- ・ 労働安全衛生法（昭和47年法律第57号）労働安全衛生規則（昭和47年9月30日労働省令第32号）
- ・ 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和51年9月28日原子力委員会決定）
- ・ 被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について（平成元年3月27日原子力安全委員会了承）
- ・ 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）
- ・ 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）
- ・ 技術基準規則
- ・ 空気調和・衛生工学便覧（平成22年2月第14版 空気調和・衛生工学会）（以下「空気調和・衛生工学便覧」という。）
- ・ 空気調和・衛生工学会規格 SHASE-S 116-2003(2004)
- ・ 労働安全衛生法（昭和47年法律第57号）酸素欠乏症等防止規則（昭和47年9月30日労働省令42号）
- ・ 沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について TLR-032 改訂5 株式会社東芝，平成18年2月

- ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part4 Inhalation Dose Coefficients", 1995
- ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", 1996
- 審査ガイド
- JENDL-3.2に基づくORIGEN2用ライブラリ：ORLIBJ32（JAERI-Data/Code 99-003(1999年2月)）
- L. Soffer, et al., "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", NUREG-1465, February 1995
- NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99
- J.L. Sprung, et al., "Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters", NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990
- R.G.1.195 "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors"
- JAEA-Technology 2011-026 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」
- 土木学会 2007年 コンクリート標準示方書 [構造性能照査編]

3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置

緊急時対策所は、必要な要員を収容できるとともに、重大事故等時において、緊急時対策所の気密性並びに換気設備及び生体遮蔽性能とあいまって、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ緊急時対策所内でのマスク着用、交替要員体制及び安定よう素剤の服用がなく、仮設設備を考慮しない要件においても、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

居住性に係る被ばく評価では、放射性物質が大気中へ放出されている間は、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の使用により緊急時対策所内を加圧し、希ガスを含む放射性物質の侵入を低減又は防止することとしている。このため、緊急時対策建屋（遮蔽含む。）、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の性能を維持・管理することで、被ばく評価条件を満足する設計とする。また、被ばく評価条件並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価条件を満足するよう、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の機能・性能試験を実施する。

資機材の保管、管理等については、添付書類「VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書」に、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画（以下「チェンジングエリア」という。）の詳細については、添付書類「VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

緊急時対策所の居住性を確保するための設備、防護具の配備及び運用面の対策を以下のとおり講じる。

3.1 換気設備等

緊急時対策所換気空調系（緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置）及び緊急時対策所加圧空気供給系は、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能を喪失しないようにする。また、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止し、「3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る被ばく評価の判断基準を超えない設計とするとともに、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が重大事故等時の対策のための活動に支障がない濃度の維持及び抑制ができる設計とする。

換気設計に当たっては、緊急時対策所の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とするとともに、緊急時対策所内には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員として、合計65名を収容する。また、緊急時対策所の収容可能人数は、それを上回る人数として、最大200名を収容できる設計とする。

緊急時対策所は、緊急時対策所外の火災により発生するばい煙や有毒ガス及び降下火砕物に対して、緊急時対策所換気空調系の弁を閉止し外気の取込みを一時停止することにより、対策要員を防護する。

重大事故等時に大気中に放出された放射性物質の状況に応じ、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の確実な運転・切替操作ができるよう、緊急時対策所内にて放射線量を監視できる設計とする。

3.1.1 緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系

緊急時対策所換気空調系は、重大事故等時に大気中に放出された放射性物質による放射線被ばくから緊急時対策所内にとどまる要員を防護するため、緊急時対策所換気空調系の運転状態を高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを通して外気を取込むプルーム通過前後モードに切り換え、緊急時対策建屋の地下階を加圧することにより、緊急時対策所非常用フィルタ装置を通らない空気の緊急時対策建屋地下階への侵入を防止する設計とする。

放射性雲通過時には、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の運転状態をプルーム通過中モードに切り替え、緊急時対策所等を緊急時対策所加圧空気供給系にて加圧することで、周辺エリアより高い圧力とし、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を防止する設計とする。

放射性雲通過後には、緊急時対策所加圧空気供給系を停止し、緊急時対策所換気空調系の運転状態をプルーム通過前後モードに切り替え、フィルタを介さない外気の流入を防止する設計とする。

緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の構成図を図3-1に示す。また、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の運転モードごとの構成図を図3-2及び図3-3に示す。

緊急時対策所換気空調系の強度に関する詳細は、添付書類「VI-3-3-5-1-2 緊急時対策所換気空調系の強度計算書」に、緊急時対策所加圧空気供給系の強度に関する詳細は、添付書類「VI-3-3-5-1-4 緊急時対策所加圧空気供給系の強度計算書」に示す。

(1) 居住性確保のための換気設備運転

a. 緊急時対策所換気空調系による加圧

緊急時対策所は、緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置により放射性物質を低減しながら外気を取り入れることができる。

また、緊急時対策建屋地下階は、緊急時対策所非常用送風機により地上階よりも正圧に維持されるため、インリークはない。

b. 緊急時対策所加圧空気供給系による加圧

緊急時対策所等は，緊急時対策所加圧空気供給系により正圧化されるため，放射性雲通過中に緊急時対策所内へ外気が侵入することはない。

(2) 緊急時対策所非常用送風機

緊急時対策所非常用送風機は，緊急時対策所内にとどまる要員の被ばくを低減し，かつ，酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない濃度に維持及び抑制でき，1個で緊急時対策所内を換気するために必要な容量を有する設計とする。容量の設定に当たっては，緊急時対策所の正圧維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持及び抑制するために必要な容量を考慮する。また，緊急時対策所非常用送風機は，緊急時対策建屋内に設置し，外気中の放射性物質の濃度に応じて緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）との切替えができるよう，緊急時対策所内のスイッチによる操作が可能な設計とする。

(3) 緊急時対策所非常用フィルタ装置

緊急時対策所非常用フィルタ装置は，緊急時対策所非常用送風機と同様，1個で必要な容量を有する設計とするとともに，チェンジングエリアを含め，緊急時対策所内に対して放射線による悪影響を及ぼさないよう，十分な放射性物質の除去効率及び吸着能力を確保するため，高性能エアフィルタとチャコールエアフィルタを直列に配列することで，除去効率を高める設計とする。

緊急時対策所非常用フィルタ装置の除去効率を表3-1に，緊急時対策所非常用フィルタ装置の概略図を図3-4に示す。

a. フィルタ除去効率

緊急時対策所非常用フィルタ装置の高性能エアフィルタによるエアロゾルの除去効率は，99.99%以上（フィルタ前置・後置直列の総合除去効率）となるように設計し，チャコールエアフィルタによるよう素の除去効率は，99.75%以上（フィルタ前置・後置直列の総合除去効率）となるように設計する。

b. フィルタ除去性能の維持等

(a) 除去性能（効率）については，以下の性能検査を定期的実施し，確認する。

- ・微粒子／よう素除去効率検査
- ・漏えい率検査及び総合除去効率検査

(b) フィルタ仕様（使用環境条件）の範囲内で使用する必要があることから，温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることがないように，緊急時対策建屋内にて使用する。

(c) 原子炉格納容器破損による放射性物質の想定放出量のうち緊急時対策所への影響量（フィルタ捕集量）に対し，緊急時対策所非常用フィルタ装置は十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とする。緊急時対策所非常用フィルタ装置

のフィルタ捕集量については、別添1「緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持について」に示す。

- (d) 原子炉格納容器から放出され、緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタに付着する核分裂生成物の崩壊熱により、その性能（除去効率）が低下しない設計とする。緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタに付着する核分裂生成物の崩壊熱による温度上昇については、別添1「緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持について」に示す。
- (e) 緊急時対策所非常用フィルタ装置は、高性能エアフィルタを設置することで、粉塵等の影響によるチャコールエアフィルタの目詰まりを防止し、チャコールエアフィルタの差圧が過度に上昇しない設計とする。

緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持については、別添1「緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持について」に示す。

c. 緊急時対策所内の対策要員への影響

緊急時対策所非常用フィルタ装置は、緊急時対策所非常用フィルタ装置自体が放射線源になることを踏まえ、緊急時対策所へ出入りする対策要員の被ばく防護のため、緊急時対策所遮蔽普通コンクリート（厚さ ）より外側の緊急時対策建屋内に設置する。

(4) 緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）

放射性物質放出時、緊急時対策所内に希ガス等の放射性物質が流入することを防ぐため、緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）により緊急時対策所等を加圧し、緊急時対策所内にとどまる要員の被ばくの低減又は防止を図る。

緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）は、線量評価における放射性物質の放出継続時間が10時間であることを踏まえ、緊急時対策所を正圧に加圧でき、かつ、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がなく維持及び抑制するために必要な容量を確保するだけでなく、余裕を含めて540個（1個当たりの空気容量が46.7Lのもの）を配備するものとする。

また、外気中の放射性物質の濃度に応じて緊急時対策所換気空調系との切替えができるよう、緊急時対策所内のスイッチによる操作が可能な設計とする。

なお、系統に作用する圧力の過度の上昇を適切に防止するため、緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）出口に安全弁を設ける設計とする。

緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）の強度に関する詳細は、添付書類「VI-3-3-5-1-4-1 緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）の強度評価書」に示す。

(5) 差圧計（緊急時対策所用）

差圧計（緊急時対策所用）は、正圧化された緊急時対策所内と周辺エリアとの差圧を監視できる計測範囲として-100～500Paを有するものを1個設置する。

3.1.2 放射線管理用計測装置

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため、換気設備の操作に係る確実な判断ができるように放射線管理施設の放射線管理用計測装置（可搬型モニタリングポスト及び緊急時対策所可搬型エリアモニタ）により、大気中に放出された放射性物質による放射線量を監視・測定する。

緊急時対策建屋屋上に加圧判断用として可搬型モニタリングポストを、緊急時対策所内に緊急時対策所可搬型エリアモニタを設置し、各々を監視することにより、放射性雲通過時に緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の操作を実施する。

放射線管理用計測装置の仕様の詳細は、添付書類「VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

なお、可搬型モニタリングポストは、放射線管理施設の放射線管理用計測装置を緊急時対策所の設備として使用する。

3.2 生体遮蔽装置

緊急時対策所遮蔽，2次しゃへい壁及び補助しゃへいは，基準地震動 S_s による地震力に対し，機能を喪失しないようにするとともに，緊急時対策所内にとどまる要員を放射線から防護するための十分な遮蔽厚さを有する設計とし，「3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る被ばく評価の判断基準を超えない設計とする。

緊急時対策所遮蔽の放射線の遮蔽及び熱除去の評価については，「5. 熱除去の評価」に示す。緊急時対策所の開口部の設計については，別添2「緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について」に示す。

3.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

緊急時対策所には，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が設計基準事故時及び重大事故等時の対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握できるように酸素濃度計（緊急時対策所用）及び二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）を保管する。

酸素濃度計（緊急時対策所用）及び二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）の詳細については，添付書類「VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書」に示す。

3.4 資機材及び要員の交替等

緊急時対策所にとどまる要員や放射性雲通過後に屋外作業を行う対策要員の被ばく低減措置を行う場合に備えたマスク，安定よう素剤等の防護具類やチェンジングエリアを運営するために必要な資機材を配備する。

重大事故等が発生し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、状況に応じて交替する要員や屋外作業を行った対策要員が緊急時対策所内へ汚染を持ち込まないようにチェンジングエリアを設置する。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。

チェンジングエリアは、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生し、放射線管理班長の指示があった場合、あらかじめ配備している資機材により運用する。

資機材の保管、管理等については、添付書類「VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書」に、チェンジングエリアの詳細については、添付書類「VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

3.5 代替電源

緊急時対策所非常用送風機は、常用電源設備からの給電が喪失した場合においても常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は緊急時対策所用代替交流電源設備である電源車（緊急時対策所用）から給電できる設計とする。

代替電源の詳細については、添付書類「VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」及び添付書類「VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書」に示す。

4. 緊急時対策所の居住性評価

緊急時対策所の居住性について、「被ばく」及び「酸素濃度及び二酸化炭素濃度」の観点から評価する。

4.1 線量評価

重大事故等時における緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価を実施し、緊急時対策所の居住性が判断基準を満足することを示す。

評価対象は、緊急時対策所とし、対策要員が7日間滞在し続けるものと仮定して実効線量を評価する。緊急時対策所の遮蔽構造を図4-1に、換気設備の系統図を図3-1に示す。

4.1.1 評価方針

(1) 判断基準

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に当たっては、審査ガイドに基づき、評価を行う。

判断基準は、解釈の第76条の規定のうち、以下の項目を満足することを確認する。

第76条（緊急時対策所）

- 1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。
 - e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。
 - ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
 - ② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
 - ③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
 - ④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

(2) 想定事故

想定する事故については、審査ガイドに従い「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等」とする。

(3) 被ばく経路

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図4-2に、緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路を示す。

- a. 被ばく経路① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
- b. 被ばく経路② 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（クラウドシャインガンマ線）
- c. 被ばく経路③ 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（グラウンドシャインガンマ線）
- d. 被ばく経路④ 緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばく

なお、本評価においては、対策要員の交替は考慮しないものとする。

(4) 大気中への放出量評価

大気中に放出される放射性物質の量は、審査ガイドに従い設定する。また、大気中への放出量評価条件を表4-1に示す。

a. 事故直前の炉内内蔵量

事故直前の炉内内蔵量の計算には、燃焼計算コードORIGEN2コードを使用する。計算に当たっては、9×9燃料炉心の代表的な燃焼度、比出力、初期濃縮度及び運転履歴を考慮して炉心内蔵量を計算する。

- ・燃焼度 : 55000MWd/t（燃焼期間は、5サイクルの平衡炉心を想定）
- ・比出力 : 26MW/t
- ・初期濃縮度 : 3.8%
- ・核データライブラリ : JENDL3.2（BWRSTEP-3 VR=0%, 60Gwd/t）

以上により計算した標準9×9燃料炉心の単位熱出力当たりの炉内内蔵量を表4-2に示す。

事故直前の炉内内蔵量は、この値に原子炉熱出力である2436MWを掛け合わせて計算する。

b. 大気中への放出量

事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と想定する。

ここで、放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故（原子炉スクラム）発生24時間後と仮定する。

希ガス類	: 97%
よう素類	: 2.78%
	(CsI : 95%, 無機よう素 : 4.85%, 有機よう素 : 0.15%)
Cs類	: 2.13%
Te類	: 1.47%
Ba類	: 0.0264%
Ru類	: $7.53 \times 10^{-8}\%$
Ce類	: $1.51 \times 10^{-4}\%$
La類	: $3.87 \times 10^{-5}\%$

以上により計算した大気中への放出量を表4-3に示す。

c. 原子炉建屋内の存在量

NUREG-1465*の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合を基に原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内に放出された放射性物質を設定する。

ここで、放射性物質の炉内内蔵量に対して、事故発生直後に以下の0.3倍の放射性物質が原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内へ放出されるものとする。

希ガス類	: 100%
よう素類	: 61%
Cs類	: 61%
Te類	: 31%
Ba類	: 12%
Ru類	: 0.5%
Ce類	: 0.55%
La類	: 0.52%

なお、原子炉建屋内の存在量の評価に当たっては、原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）から放射性物質が漏えいすることは考慮せず、原子炉格納容器から放出された放射性物質は原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内に留まるものとする。

以上により計算した原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質の存在量を表4-4に示す。

注記*：“Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”，NUREG-1465，1995/02

(5) 大気拡散の評価

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に使用する相対濃度及び相対線量は、旧原子力安全・保安院、平成21・07・27原院第1号「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」(平成21・07・27原院第

1号平成21年8月12日原子力安全・保安院制定)及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定)」(以下「気象指針」という。)に基づき評価する。

a. 大気拡散評価モデル

放出点から放出された放射性物質が大気中を拡散して評価点に到達するまでの計算は、ガウスプルームモデルを適用する。

(a) 相対濃度

相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに評価点ごとに以下の式のとおり計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot \delta_i^d \cdot \dots \dots \dots (4.1)$$

ここで、

χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$: 時刻*i*における相対濃度 (s/m³)

δ_i^d : 時刻*i*において風向が当該方位*d*にあるとき $\delta_i^d = 1$
 : 時刻*i*において風向が他の方位にあるとき $\delta_i^d = 0$

(地上放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot e^{\left(\frac{y_i^2}{2 \cdot \Sigma_{yi}^2}\right)} \cdot \dots \dots \dots (4.2)$$

$$\Sigma_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{C \cdot A}{\pi}} \quad , \quad \Sigma_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{C \cdot A}{\pi}}$$

ここで、

U_i : 時刻*i*の放出源を代表する風速 (m/s)

Σ_{yi} : 時刻*i*の建屋の影響を加算した濃度の水平方向(y方向)の拡がりのパラメータ (m)

Σ_{zi} : 時刻*i*の建屋の影響を加算した濃度の鉛直方向(z方向)の拡がりのパラメータ (m)

σ_{yi} : 時刻*i*の濃度のy方向の拡がりパラメータ (m)

σ_{zi} : 時刻*i*の濃度のz方向の拡がりパラメータ (m)

C : 形状係数 (－)

A : 建屋の風向方向の投影面積 (m²)

上記のうち、気象項目(風向、風速及び σ_{yi} 、 σ_{zi} を求めるために必要な大気安定度)については「b. 気象データ」に示すデータを、建屋の投影面積については「e. 建屋投影面積」に示す値を、形状係数については「f. 形状係数」に示す値を用いることとした。また、審査ガイドに基づき、実効放出継続時間は10時間とし、地上放出を想定する。

σ_{yi} 及び σ_{zi} については、気象指針における相関式を用いて計算する。

(b) 相対線量

クラウドシャインガンマ線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を毎時刻の気象項目と実効放出継続時間をもとに、以下の式で計算する。

$$D/Q = (K_1/Q) \cdot E \cdot \mu_0 \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \dots \dots (4.3)$$

ここで、

D/Q : 評価地点 $(x, y, 0)$ における相対線量 (μ Gy/Bq)

(K_1/Q) : 単位放出率当たりの空気カーマ率への換算係数 $(\frac{dis \cdot m^3 \cdot \mu Gy}{MeV \cdot Bq^2})$

E : ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis)

μ_0 : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)

μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)

r : (x', y', z') から $(x, y, 0)$ までの距離 (m)

$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数 (-)

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3 \dots \dots \dots (4.4)$$

ただし、 $\mu_0, \mu, \alpha, \beta, \gamma$ については、0.5MeVのガンマ線に対する値を用い、以下のとおりにする。

$$\mu_0 = 3.84 \times 10^{-3}(m^{-1}), \mu = 1.05 \times 10^{-2}(m^{-1}),$$

$$\alpha = 1.000, \beta = 0.4492, \gamma = 0.0038$$

$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点 (x', y', z') における濃度(Bq/m³)

b. 気象データ

2012年1月～2012年12月の1年間における気象データを使用する。なお、当該データの使用に当たっては、風向、風速データが不良標本の棄却検定により、過去の気象データ(設置変更許可申請時の10年間の最新気象データ(2002年1月～2011年12月))と最新10年間の気象データ(2008年1月～2018年12月))と比較して異常でないことを確認している。

c. 相対濃度及び相対線量の評価点

建屋巻き込みの影響を受ける場合には、緊急時対策所が属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性が小さくほぼ一様であるので、相対濃度の評価点は緊急時対策所中心を代表とする。また、相対線量の評価点も緊急時対策所中心とする。

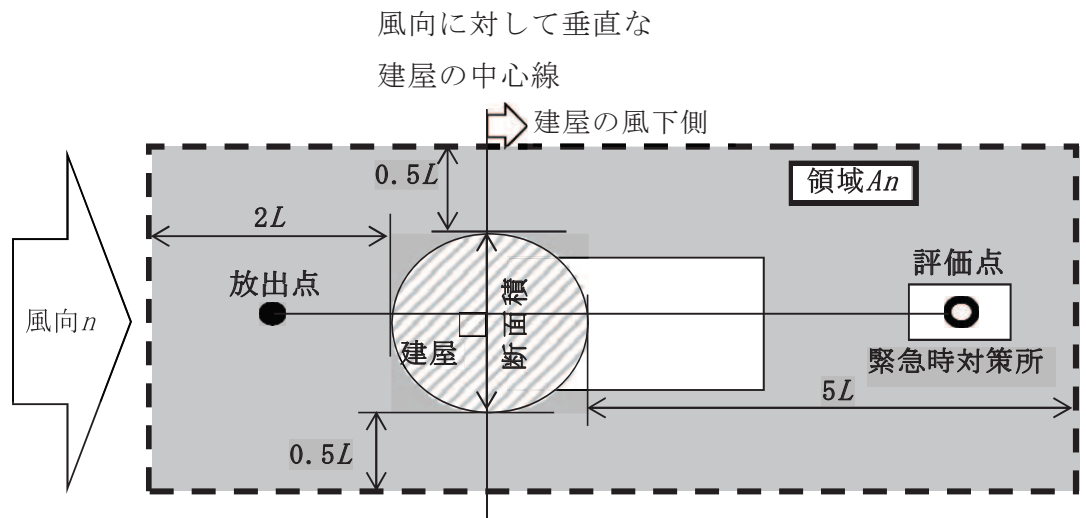
d. 評価対象方位

放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によって、建屋の影響を考慮して拡散の計算を行う。

緊急時対策所の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下の条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。

(a) 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合

(b) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向nについて、放出点の位置が風向nと建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（下図の領域An）の中にある場合



注：Lは風向に垂直な建屋又は建屋群の投影面高さ又は投影幅の小さい方

(c) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下にある場合

上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする。

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価においては、放射性物質の放出源として原子炉建屋を仮定することから、建屋の影響があるものとして評価を行う。評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当

する方位とする。具体的には、全16方位のうち以下の(a)～(c)の条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

- (a) 放出点が評価点の風上にあること。
- (b) 放出点から放出された放射性物質が、原子炉建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に放出点が存在すること。
- (c) 原子炉建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は、原子炉建屋を見込む方位の範囲の両端が、それぞれの方位に垂直な投影形状の左右に $0.5L$ (L は対象となる複数の方位の投影面の高さ又は幅の中の最小のものとする)だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件(b)の条件に該当する風向の方位の選定には、放出点が評価点の風上となる範囲が対象となり、選定条件(c)の条件に該当する風向の方位の選定として、評価点から原子炉建屋+ $0.5L$ を含む方位を対象とする。

以上より、選定条件(a)～(c)の条件にすべて該当する方位は、1方位(W)となる。

評価対象とする方位を図4-3に示す。

e. 建屋投影面積

建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、投影面積の中で最小面積を計算の入力として適用する。

原子炉建屋の投影面積を図4-4に示す。

f. 形状係数

建屋の形状係数は $1/2^*$ とする。

g. 累積出現頻度

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べたとき累積出現頻度97%*に当たる値を用いる。

h. 評価結果

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に使用する大気拡散評価条件を表4-5に示す。

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に使用する相対濃度(χ/Q)及び相対線量(D/Q)の評価結果を下表に示す。

表 相対濃度(χ/Q)及び相対線量(D/Q)の評価結果

項 目	評価条件	
緊急時対策所 (滞在時)	$\chi/Q(s/m^3)$	4.9×10^{-5}
	$D/Q(Gy/Bq)$	8.0×10^{-19}

注記*：「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定）

4.1.2 線量計算

(1) 実効線量の評価

- a. 被ばく経路①（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外部被ばく）

重大事故等時に原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内に浮遊する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対策要員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価する。以下、評価条件及び評価結果を示す。

(a) 評価条件

イ. 線源強度

線源強度は、「4.1.1(4)大気中への放出量評価」のc.項に記述する原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内の存在量に基づき、次のとおり求める。

- (イ) 重大事故等時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内に放出される。この原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。
- (ロ) 原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質は自由空間内に均一に分布するものとする。

以上、表4-6に原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内に浮遊する放射性物質による事故後7日間の積算線源強度を示す。

ロ. 幾何条件

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価における原子炉建屋の評価モデルを図4-5及び図4-6に示す。直接ガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）の地上1階以上^{*1}とし、保守的に各階の原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）の東西南北最大幅をとることとする。スカイシャインガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋燃料取替床以上のみ^{*2}とする。原子炉建屋は2次しゃへい壁及び補助しゃへいを考慮する。ここで、壁厚は、各階ごとに東西南北をそれぞれ最小厚さで代表する。

また、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価における緊急時対策所の評価モデルを図4-7に示す。緊急時対策所遮蔽のコンクリート密度は 2.15g/cm^3 とする。緊急時対策所の遮蔽体として、緊急時対策所の壁、床及び天井を考慮し、緊急時対策所のコンクリート躯体形状を模擬する。評価で考慮する原子炉建屋、緊急時対策所の壁及び天井は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値とする。

注記*1：地下階は外壁厚さが厚く、地面にも遮られるため十分無視できる。

*2：原子炉建屋燃料取替床はコンクリート厚さが厚く、下層階からの放射線を十分に遮蔽している。したがって、建屋天井から放射されるガンマ線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価では、下層階に存在する放射性物質からの放射線の影響は十分小さいため、線源として無視できる。

ハ. 評価点

評価点は、緊急時対策所内の作業エリアを想定し、図4-5及び図4-7に示すように、線量結果が厳しくなるよう原子炉建屋から最短距離とする。また、評価点高さはフリーアクセスフロア面（緊急対策室床上0.1m）から1.2mとする。

ニ. 計算コード

直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線は、ANISN及びG33-GP2Rコードを用いる。なお、評価に用いる解析コードの検証、妥当性評価については、添付書類「VI-5 計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

(b) 評価結果

以上の条件に基づき評価した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を表4-7に示す。

b. 被ばく経路②（放射性雲中の放射性物質のガンマ線による被ばく）

大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での対策要員の外部被ばく線量を以下に評価する。

(a) 評価条件

イ. 放射性物質の放出量

放射性物質の大気中への放出量は、「4.1.1(4)大気中への放出量評価」の「b.大気中への放出量」に基づくものとする。

ロ. 大気拡散条件

線量評価に使用する相対線量(D/Q)は、「4.1.1(5)大気拡散の評価」の「h. 評価結果」に示した下表の値を使用する。

表 線量評価に使用する相対線量(D/Q)

D/Q (Gy/Bq)	8.0×10^{-19}
----------------	-----------------------

(b) 評価方法

大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による室内作業時の外部被ばく線量は、大気中への放出量に相対線量を乗じて計算した値に、遮蔽壁による減衰効果を考慮して計算する。

$$H_{\gamma} = \sum_i (Q_i \cdot D/Q \cdot K) \cdot F \cdot \dots \dots \dots (4.5)$$

ここで、

- H_{γ} : 放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量 (Sv)
- K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1 Sv/Gy)
- D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)
- Q_i : 核種iの大気中への放出量 (Bq)
(ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算値)
- F : 遮蔽壁厚さにおける減衰率 (-)

ここで、緊急時対策所の遮蔽壁厚さ(コンクリート *)における減衰率は、大気中への放出量を線源として、QAD-CGGP2Rコードにより計算した下表の値を使用する。遮蔽モデルを図4-8に示す。

表 コンクリートの減衰率

コンクリートの 減衰率	$\text{約}5 \times 10^{-4}$
----------------	----------------------------

注記* : 遮蔽壁厚さは、緊急時対策所の遮蔽体 () の公称値からマイナス側許容差 (-5mm) を引いた値を示す。

(c) 評価結果

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による実効線量を表4-8に示す。

c. 被ばく経路③ (地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく)

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線(グランドシャイン)による緊急時対策所での外部被ばくによる対策要員の実効線量は、評価期

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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、地表沈着効果及び4.1.2(1)項の実効線量の評価の「a. 被ばく経路①（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被ばく）」で考慮した緊急時対策所の遮蔽体によるガンマ線の遮蔽効果を考慮して評価する。

(a) 放射性物質の地表沈着量

大気中へ放出された放射性物質の地表面への沈着量評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。地表面への沈着速度の条件を表4-9に示す。

イ. 放射性物質の放出量

放射性物質の大気中への放出量は、「4.1.1(4)大気中への放出量評価」の「b. 大気中への放出量」に基づくものとする。

ロ. 大気拡散条件

線量評価に使用する相対濃度(χ/Q)は、「4.1.1(5)大気拡散の評価」の「h. 評価結果」に示した下表の値を使用する。

表 線量評価に使用する相対濃度(χ/Q)

χ/Q (s/m^3)	4.9×10^{-5}
-------------------------	----------------------

ハ. 地表面への沈着速度

沈着速度は、有機よう素はNRPB-R322*1を参考として0.001cm/s、有機よう素以外はNUREG/CR-4551*2を参考として0.3cm/sと設定し、湿性沈着を考慮した沈着速度は、線量目標値評価指針*3の記載（降水時における沈着率は乾燥時の2～3倍大きい値となる）を参考に、保守的に乾性沈着速度の4倍*4として、有機よう素は0.004cm/s、有機よう素以外は1.2cm/sとする。

注記*1：NRPB-R322：Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998/99

*2：J.L. Sprung等：Evaluation of Severe Accident Risks：Quantification of Major Input Parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

*3：発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和51年9月28日原子力委員会決定）

*4：降雨沈着における空气中濃度鉛直分布の最大値等を想定した係数

ニ. 地表面沈着濃度の評価

評価期間中の地表面沈着濃度は、以下により計算する。

$$GC_i = \frac{V_G \cdot x/Q \cdot f \cdot Q_i}{\Delta T} \cdot \frac{(1 - e^{-\lambda_i \cdot \Delta T})}{\lambda_i} \cdot \frac{(1 - e^{-\lambda_i \cdot T})}{\lambda_i} \dots \dots \dots (4.6)$$

ここで、

GC_i :核種 i の地表面沈着濃度 (積算値) ($Bq \cdot s/m^2$)

V_G :沈着速度 (m/s)

x/Q :相対濃度 (s/m^3)

f :沈着した放射性物質のうち残存する割合 (1.0)

Q_i :核種 i の積算放出量 (Bq)

ΔT :核種 i の放出期間 (36000s=10h)

λ_i :核種 i の崩壊定数 (1/s)

T :被ばく評価期間 (5.184×10^5 s) [当初24時間を除く6日間 (24h~168h)]

以上により計算した、地表面沈着濃度を表4-10に示す。

(b) 実効線量評価条件

イ. 線源強度

重大事故等時、大気中へ放出され地表面及び建屋屋上に沈着した放射性物質を線源とし、地表面等に均一に分布しているものとする。グランドシャインガンマ線の線源強度は表4-11に示す事故後7日間の積算値を用いる。

ロ. 幾何条件

グランドシャインガンマ線の評価モデルを図4-9及び図4-10に示す。地表面の線源の大きさは2000m×2000m*とする。本評価では、緊急時対策所建屋の屋上面、緊急時対策所建屋の外側の傾斜部を含む地表面を4つの範囲に分割して評価する。なお、傾斜部は地面に対して垂直方向と水平方向の領域に分布するとして評価する。

注記* : JAEA-Technology 2011-026 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」において評価対象から400m離れた位置の線源が及ぼす影響度は1%以下である。これより、保守側に評価点から片側1000mまで線源領域とし、グランドシャインガンマ線を面線源からの被ばくと想定する場合は、全体の線源領域として2000m×2000mを設定した。

ハ. 評価点

評価点は緊急時対策所を想定し、図4-10に示すように、実効線量が最大となる位置とする。評価点高さはフリーアクセスフロア面 (SPDS室床上0.35m) から1.2m上の高さとした。

ニ. 計算コード

グラントシャインガンマ線は、QAD-CGGP2Rコードを用い評価する。

(c) 評価結果

以上の条件に基づき評価したグラントシャインガンマ線による実効線量を表4-12に示す。

d. 被ばく経路④ (室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく)

外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での対策要員の外部及び内部被ばく線量を以下に評価する。

(a) 評価条件

イ. 放射性物質の放出量

放射性物質の大気中への放出量は、「4.1.1(4)大気中への放出量評価」の「b.大気中への放出量」に基づくものとする。

ロ. 大気拡散条件

線量評価に使用する相対濃度(χ/Q)は、「4.1.1(5)大気拡散の評価」の「h.評価結果」に示した下表の値を使用する。

表 線量評価に使用する相対濃度(χ/Q)

χ/Q (s/m^3)	4.9×10^{-5}
-------------------------	----------------------

ハ. 換気設備条件

緊急時対策所及び隣接区画の換気設備条件は、表4-13の値を使用する。

(b) 評価方法

外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所内放射能濃度及び実効線量は以下により評価する。

イ. 緊急時対策所及び隣接区画内放射能濃度の評価

緊急時対策所及び隣接区画内の放射能濃度は、次式により評価する。

$$\frac{d(V \cdot C_i(t))}{dt} = (1 - \eta) \cdot C_i^0(t) \cdot f_1 + C_i^0(t) \cdot f_2 - C_i(t) \cdot (f_1 + f_2) \dots \dots \dots (4.7)$$

ここで、

- $C_i(t)$: 時刻 t における緊急時対策所及び隣接区画内の核種 i の濃度 (Bq/m^3)
- V : 換気設備処理空間容積 (m^3)
- η : 緊急時対策所非常用フィルタ装置の除去効率 (-)
- $C_i^0(t)$: 時刻 t における外気取入れ口での核種 i の濃度 (Bq/m^3)
 $C_i^0(t) = Q_i(t) \cdot \chi/Q$
- $Q_i(t)$: 時刻 t における大気への核種 i の放出率 (Bq/s)

- χ/Q : 相対濃度 (m³/s)
- f_1 : 外気取込量 (m³/s)
- f_2 : 外気リークイン量 (m³/s)

ロ. 実効線量の評価

緊急時対策所及び隣接区画内に取り込まれた放射性物質による実効線量は、次に述べる放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及び放射性物質のガンマ線による外部被ばくの和として計算する。

(イ) 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく

放射性物質の吸入摂取による内部被ばくは、次式で評価する。

$$H_I = \int_0^T R \cdot H_\infty \cdot C_I(t) dt \dots \dots \dots (4.8)$$

ここで、

- H_I : 核種iの吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv)
- R : 呼吸率 (m³/s)
(成人活動時の呼吸率 1.2m³/h)

H_∞ : 核種iの吸入摂取による成人の実効線量係数 (Sv/Bq)

$C_I(t)$: 時刻tにおける緊急時対策所内の放射性物質濃度 (Bq/m³)

T : 評価期間 (s) 被ばく評価期間 (5.184×10⁵s) [当初24時間を除く6日間(24h~168h)]

緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による実効線量の線量計算条件を表4-14に示す。

(ロ) 緊急時対策所へ取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく

放射性物質のガンマ線による外部被ばくは、次式で計算する。評価モデルは、緊急時対策所と体積が等価な半球状とし、半球の中心に要員がいるものとする。評価モデルを図4-12に示す。

$$H_Y = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_Y \cdot C_Y(t) \cdot (1 - e^{-\mu r}) dt \dots \dots \dots (4.9)$$

ここで、

6.2×10^{-14} : 半球状モデルによる線量への換算係数 ($\frac{dis \cdot m \cdot Gy}{MeV \cdot Bq \cdot s}$)

H_Y : 核種iのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)

E_Y : ガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数
(3.9×10⁻³/m)

r : 外部被ばくに係る空間と等価な半球の半径 (m)

$$r = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_s}{2 \cdot \pi}}$$

V_s : 外部被ばくに係る空間体積 (m³) *

$C_Y(t)$: 時刻tにおける緊急時対策所内の放射性物質濃度 (Bq/m³)

T :評価期間(s) 被ばく評価期間(5.184×105s)[当初24時間を除く6日間(24h~168h)]

ここで、緊急時対策所滞在時の隣接区画内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは以下により評価する。

i 評価の概要

隣接区画内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、隣接区画内の放射性物質濃度を基に、緊急時対策所遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価する。

ii 隣接区画内放射能濃度

隣接区画内の放射性物質濃度は、隣接区画の換気条件に基づいて計算する。

iii 隣接区画内放射性物質の想定

隣接区画内雰囲気中での放射性物質は一様混合し、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。

iv 線源強度

評価で設定した隣接区画内のガンマ線線源強度(7日間積算値)を表4-14に示す。事故後7日間のガンマ線積算線源強度は、隣接区画内の放射性物質のガンマ線エネルギーを、エネルギー範囲によって区分して計算する。

v 評価モデル

評価モデルを図4-13に示す。線源範囲は、緊急時対策所に隣接する区画とする。評価上考慮する遮蔽は、緊急時対策所遮蔽とする。

vi 評価点

評価点は緊急時対策所を想定し、図4-13に示すように、実効線量が最大となる位置とする。評価点高さは緊急時対策所床上1.2m上の高さとする。

vii 解析コードは、QAD-CGGP2Rコードを用いる。

注記* : 緊急時対策所に滞在する要員が外部被ばくの影響をうける区画として、緊急時対策所の体積を保守的に切り上げた値を設定(緊急時対策所:2900m³)。

緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による実効線量の線量計算条件を表4-15に示す。

(2) 評価結果のまとめ

重大事故等時の緊急時対策所の対策要員に及ぼす実効線量の内訳を表4-17に示す。

(3) 判断基準への適合性

重大事故等時の緊急時対策所の対策要員の被ばく評価結果を下表に示す。

これに示すように、重大事故等時の緊急時対策所の対策要員の実効線量は、7日間で約0.7mSvである。

したがって、評価結果は判断基準の「対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足している。

表 重大事故等時の緊急時対策所の対策要員の被ばく評価結果

実効線量 (mSv/7日間)
約 7.0×10^{-1}

4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価

4.2.1 評価方針

(1) 評価の概要

緊急時対策所加圧空気供給系による加圧を実施した場合において、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない濃度（許容濃度未満）であることを評価する。

本評価における滞在人数、評価期間等は、保守的な結果となるよう設定する。また、酸素消費量、二酸化炭素吐出し量等は、緊急時対策所加圧空気供給系の使用時に緊急時対策所内にとどまる要員の活動状況等を想定し、設定する。

(2) 酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度の設定

緊急時対策所加圧空気供給系による加圧は、希ガス等の放射性物質を含む外気が緊急時対策所内に侵入しないように実施する防護措置であり、緊急時対策所加圧空気供給系による加圧時は、緊急時対策所出入口扉を閉め、緊急時対策所内を密閉するという限られた環境である。

このため、酸素及び二酸化炭素許容濃度は、表4-18に示すとおり、酸素許容濃度は、「酸素欠乏症等防止規則」に定める18vol%以上、二酸化炭素許容濃度は、「労働安全衛生規則」に記載の「坑内の作業場における炭酸ガス濃度を、一・五パーセント以下としなければならない。（第583条抜粋）」に余裕をみて1.0vol%以下とする。

(3) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量の計算

緊急時対策所等を加圧し、その圧力を維持するために必要な流量並びに緊急時対策所内の酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量を計算し、その結果から酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を行う。緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件を表4-19に示す。なお、計算に使用する、呼吸量、酸素消費量等は「空気調和・衛生工学便覧」から引用する。

被ばく評価上の緊急時対策所加圧空気供給系による加圧時間は、「審査ガイド」に基づき、放射性雲通過中の10時間とする。

10時間連続で緊急時対策所加圧空気供給系により加圧した場合における換気流量、酸素濃度及び二酸化炭素濃度との関係は以下のとおりである。

a. 緊急時対策所内の正圧維持について

緊急時対策建屋内に設置する緊急時対策所のインリークは、周辺エリアとの温度差によって生じる圧力差を考慮すれば良い。このインリークを防止するため、緊急時対策所内を周辺エリアより高い圧力に加圧する。

緊急時対策所内の加圧は、以下に示すとおり約10.7Paが必要であるため、緊急時対策所の加圧目標は、余裕を考慮して周辺エリアより+20Pa以上とする。

(a) 温度差を考慮した加圧値

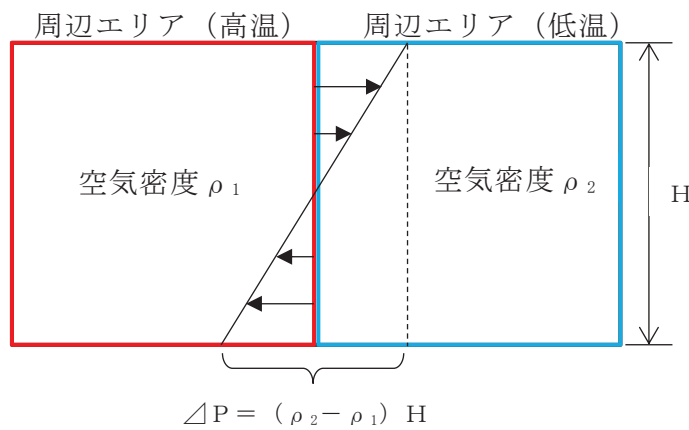
緊急時対策所と周辺エリアとの境界壁間に隙間がある場合は、両区画に温度差があると、下図の圧力分布に示すように空気の密度差に起因して高温区画の上部から低温区画へ空気が流入し、低温区画の下部から高温区画へ空気が流れ込む。

これら各々の方向に生じる圧力差の合計 ΔP は次の式で表される。

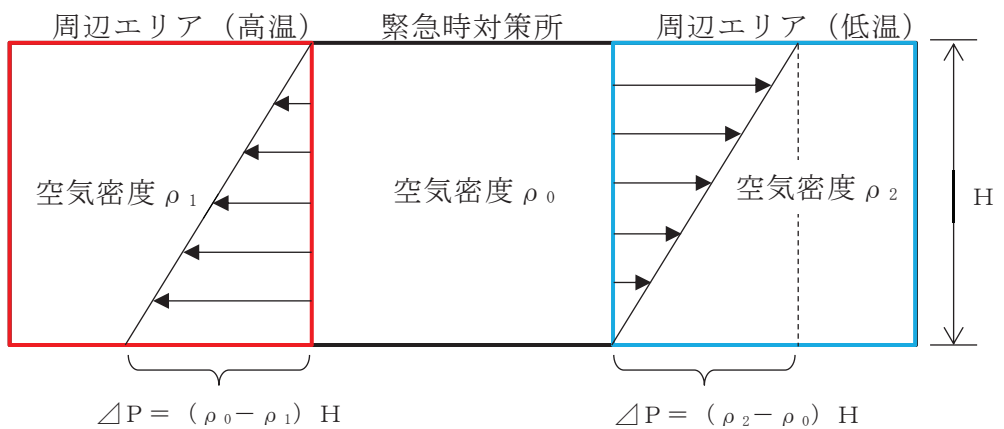
$$\Delta P = (\rho_2 - \rho_1) \times H \dots \dots \dots (4.10)$$

ここで、

- ρ : 空気密度
- H : 緊急時対策所の階層高さ



したがって、緊急時対策所を ΔP だけ加圧することにより、周辺エリアと温度差が生じても下図の圧力分布に示すように緊急時対策所へのインリークを防ぐことができる。



重大事故等時の緊急時対策所及び周辺エリアの温度は、外気的气象観測データ（過去の観測記録）を基に最高温度を40.0℃、最低温度を-4.9℃とする。緊

急時対策所の天井高さは約5.8mであるため、以下のとおり約10.7Pa以上の圧力差があれば温度の影響を受けたとしても、正圧を維持できる。

$$\begin{aligned} \Delta P &= \{(-4.9^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度}) - (40.0^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度})\} \\ &\quad \times \text{高低差} \\ &= (1.317 - 1.128) \times 5.8 \\ &= 1.096(\text{kg/m}^2) \\ &\cong 10.7(\text{Pa}) \dots \dots (4.11) \end{aligned}$$

(b) 緊急時対策所の設計漏えい量について

緊急時対策所はコンクリートの間仕切りで区画されることから、壁の継ぎ目からのリークはないものとする。したがって、緊急時対策所の設計漏えい量は282m³/h以下（20Pa正圧化時）となる設計とし、緊急時対策所内の正圧化を維持可能な設計とする。

b. 酸素濃度維持に必要な空気供給量

許容酸素濃度は18vol%以上、滞在人数は83人、酸素消費量は成人の呼吸量（歩行時）とし、許容酸素濃度以上に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$Q = \frac{G_a \times P}{K - K_0} \times 100 = \frac{-0.066 \times 83}{18.00 - 20.95} \times 100 \cong 186\text{m}^3/\text{h} \dots \dots (4.12)$$

G_a : 酸素発生量(-0.066m³/h/人)

P : 人員(83人)

K₀ : 供給空气中酸素濃度(20.95vol%)

K : 許容最低酸素濃度(18.00vol%)

c. 二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

許容二酸化炭素濃度は1.0vol%以下、取入れ外気中の二酸化炭素量は0.03vol%、滞在人数83人の二酸化炭素吐出量は、計器監視等を行う程度の作業時（軽作業）の量とし、許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$Q = \frac{G_a \times P}{K - K_0} \times 100 = \frac{0.03 \times 83}{1.0 - 0.03} \times 100 \cong 257\text{m}^3/\text{h} \dots \dots (4.13)$$

G_a : 二酸化炭素発生量(0.03m³/h/人)

P : 人員(83人)

K₀ : 供給空气中二酸化炭素濃度(0.03vol%)

K : 許容最高二酸化炭素濃度(1.0vol%)

また、放射性雲放出時間である10時間後の時点で二酸化炭素濃度が1.0vol%を超えない空気供給量は約80m³/hとなる。

$$K_t = K_0 + (K_1 - K_0) \times e^{-\frac{Q}{V} \times t} + G_a \times \frac{P}{Q} \left(1 - e^{-\frac{Q}{V} \times t}\right)$$

$$= \left(K_1 - K_0 - G_a \times \frac{P}{Q}\right) \times e^{-\frac{Q}{V} \times t} + \left(K_0 + G_a \times \frac{P}{Q}\right) \dots \dots \dots (4.14)$$

K_t : t 時間後の二酸化炭素濃度 (vol%)

K_1 : 緊急時対策所内初期二酸化炭素濃度 (0.276vol%)

K_0 : 供給空气中二酸化炭素濃度 (0.03vol%)

G_a : 二酸化炭素発生量 (0.03m³/h/人)

P : 人員 (83人)

Q : 空気供給量 (m³/h)

V : 緊急時対策所バウンダリ体積 (2811.6m³)

4.2.2 評価結果

(1) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

緊急時対策所を正圧維持するために必要な空気供給量は約282m³/hであり、また、酸素濃度維持に必要な空気供給量は約186m³/h、二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量は約257m³/hである。緊急時対策所加圧空気供給系からの空気供給量は、これらに余裕を見た290m³/hとすれば、緊急時対策所加圧空気供給系による加圧10時間後の酸素濃度は約19.5vol%、二酸化炭素濃度は約0.7vol%となり、被ばく評価上の緊急時対策所加圧空気供給系による加圧時間である10時間においても、緊急時対策所内の正圧維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持及び抑制するための条件（限られた労働環境における許容酸素濃度18vol%以上及び許容二酸化炭素濃度1.0vol%以下）を満足することができる。

緊急時対策所加圧空気供給系を使用した場合における緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の推移を図4-14に示す。

(2) 必要空気ポンベ個数

必要な空気ポンベ個数は、1個当たりの空気容量が46.7Lのもので、使用量を7.0m³/個とした場合、415個程度となる。この個数は、被ばく評価上の放射性物質の放出継続時間10時間の緊急時対策所の加圧を可能とする容量である。

4.3 緊急時対策所の居住性評価のまとめ

緊急時対策所の居住性を確保するための設備を考慮して被ばく評価並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い、その結果、それぞれ判断基準を満足していることから、緊急時対策所の居住性を確保できると評価する。

5. 熱除去の評価

遮蔽体の熱除去の評価では、伝熱理論に基づいた解析手法により遮蔽体中の温度上昇が最も厳しい箇所において評価する。想定シナリオは「4.1 線量評価」と同じとする。

5.1 緊急時対策所遮蔽の熱除去の評価

5.1.1 緊急時対策所遮蔽における入射線量の設定方法

緊急時対策所遮蔽の表面に入射するガンマ線は、直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線、クラウドシャインガンマ線及びグラウンドシャインガンマ線がある。緊急時対策所遮蔽体を透過するガンマ線はグラウンドシャインガンマ線及びクラウドシャインガンマ線が支配的であることから、遮蔽体表面に入射するガンマ線としてグラウンドシャインガンマ線及びクラウドシャインガンマ線の入射線量を設定する。

評価点は各被ばく経路において入射線量が最大となる位置とする。

5.1.2 緊急時対策所遮蔽における温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており、評価上、コンクリートのみとして評価する。

重大事故等時における7日間積算のグラウンドシャインガンマ線及びクラウドシャインガンマ線線源に基づく、緊急時対策所遮蔽壁への入射線量は約 $1.4 \times 10^2 \text{Gy}$ であり、当該入射線量から緊急時対策所遮蔽壁表面の7日間積算のガンマ発熱量を求めると、約 $3.0 \times 10^{-4} \text{kJ/cm}^3$ *1となる。これによる温度上昇は次式で算出する。

$$\Delta T = Q \times 1000 / (c \cdot \rho) \dots \dots \dots (5.1)$$

ΔT : 温度上昇(°C)

Q : 7日間積算のガンマ発熱量(kJ/cm³)

c : コンクリートの比熱(1.05kJ/(kg・°C)) *2

ρ : コンクリートの密度(2.15g/cm³)

注記*1: 入射線量及びコンクリートの密度より算出

$$(1.4 \times 10^2 \text{ (J/kg)} \times 2.15 \text{ (g/cm}^3 \text{)})$$

*2: 土木学会 2007年 コンクリート標準示方書 【構造性能照査編】

5.2 2次しゃへい壁及び補助しゃへい*の熱除去の評価

5.2.1 2次しゃへい壁及び補助しゃへいにおける入射線量の設定方法

2次しゃへい壁及び補助しゃへいに入射するガンマ線の線源として、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内に移行した放射性物質を想定し入射線量を評価する。評価結果を基に、2次しゃへい壁及び補助しゃへいへの入射線量を約44kGy/7日間と設定する。

5.2.2 2次しゃへい壁及び補助しゃへいにおける温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており、評価上、コンクリートのみとして評価する。入射線量約44kGy/7日間から、2次しゃへい壁及び補助しゃへい表面の7日間積算のガンマ線発熱量を求めると、約 $0.9 \times 10^{-1} \text{kJ/cm}^3$ となる。これによる温度上昇を「5.1.2 緊急時対策所遮蔽における温度上昇の計算方法」と同様の式により算出する。

注記*：2号機の原子炉建屋の2次しゃへい壁及び補助しゃへいを指す。

5.3 温度上昇のまとめ

緊急時対策所のコンクリート遮蔽体表面でのガンマ線による温度上昇は、緊急時対策所遮蔽で 0.2°C 以下、2次しゃへい壁及び補助しゃへいで約 43°C となり、「日本原子力学会1977年 遮蔽設計基準等に関する現状調査報告」において示されているガンマ線に対するコンクリート温度制限値（内部最高温度 177°C ／周辺最高温度 149°C ）以下であることを確認した。なお、本温度評価は、保守的にコンクリートの断熱状態を仮定した評価である。

表3-1 緊急時対策所非常用フィルタ装置除去効率一覧

名称	緊急時対策所非常用フィルタ装置	
種類	高性能エアフィルタ	チャコールエアフィルタ
単体除去効率 (%)	99.97以上 (0.15 μ mPAO粒子に対して)	<input type="text"/> 以上 (相対湿度70%以下, 温度 10℃以上において)
総合除去効率* (%)	99.99以上 (0.5 μ mPAO粒子に対して)	99.75以上 (相対湿度70%以下, 温度 10℃以上において)

注記* : フィルタ前置・後置直列の除去効率

表4-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等	審査ガイドに示されたとおり設定
初期濃縮度	3.8%	9×9燃料炉心のU-235初期濃縮度
炉心熱出力	2436MWt	定格熱出力
炉心比出力	26MW/t	熱出力に基づく炉心比出力
運転時間	1サイクル当たり 10000時間 (416日)	1サイクル13ヶ月 (約395日) を考慮して設定
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル : 0.229 2サイクル : 0.229 3サイクル : 0.229 4サイクル : 0.229 5サイクル : 0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉内内蔵量 (24時間減衰値)	希ガス類 : 約 6.2×10^{18} Bq よう素類 : 約 7.7×10^{18} Bq Cs類 : 約 8.3×10^{17} Bq Te類 : 約 3.6×10^{18} Bq Ba類 : 約 7.4×10^{18} Bq Ru類 : 約 1.3×10^{19} Bq Ce類 : 約 4.3×10^{19} Bq La類 : 約 2.4×10^{19} Bq (核種毎の炉内内蔵量を核種グループ毎に集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内内蔵量 (24時間減衰値) (Bq/MW)」×「2436MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内内蔵量 (Bq/MW) は、BWR共通条件として、女川2号機と同じ装荷燃料 (9×9燃料)、運転時間 (10,000時間) で算出したABWRのサイクル末期の値を使用) 審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故 (原子炉スクラム) 発生24時間後と仮定する。

表4-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由
放射性物質の大気中への放出割合	希ガス類 : 97% よう素類 : 2.78% Cs類 : 2.13% Te類 : 1.47% Ba類 : 0.0264% Ru類 : $7.53 \times 10^{-8}\%$ Ce類 : $1.51 \times 10^{-4}\%$ La類 : $3.87 \times 10^{-5}\%$	審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(1)a. 事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。 希ガス類 : 97% ヨウ素類 : 2.78% (CsI : 95%, 無機ヨウ素 : 4.85%, 有機ヨウ素 : 0.15%) (NUREG-1465を参考に設定) Cs類 : 2.13% Te類 : 1.47% Ba類 : 0.0264% Ru類 : $7.53 \times 10^{-8}\%$ Ce類 : $1.51 \times 10^{-4}\%$ La類 : $3.87 \times 10^{-5}\%$
よう素の形態	粒子状よう素 : 95% 無機よう素 : 4.85% 有機よう素 : 0.15%	同上
放出開始時刻	24時間後	審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故(原子炉スクラム)発生24時間後と仮定する。
放出継続時間	10時間	審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように10時間と仮定する。
事故の評価期間	7日間	審査ガイドに示されたとおり設定 3. (解釈より抜粋)第76条(緊急時対策所) 1 e) ④判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

表4-2 放射性物質の炉内内蔵量

核種 グループ	単位熱出力当たりの 炉内内蔵量 (Bq/MW)	炉内内蔵量 (24時間減衰値) (Bq)
希ガス類	約 6.6×10^{15}	約 6.2×10^{18}
よう素類	約 8.6×10^{15}	約 7.7×10^{18}
Cs類	約 3.4×10^{14}	約 8.3×10^{17}
Te類	約 2.4×10^{15}	約 3.6×10^{18}
Ba類	約 7.3×10^{15}	約 7.4×10^{18}
Ru類	約 7.3×10^{15}	約 1.3×10^{19}
Ce類	約 2.3×10^{16}	約 4.3×10^{19}
La類	約 1.7×10^{16}	約 2.4×10^{19}

表4-3 放射性物質の大気中への放出量

核種 グループ	炉内内蔵量 (24時間減衰値) (Bq)	大気中への放出量 (Bq)
希ガス類	約 6.2×10^{18}	約 6.0×10^{18}
よう素類	約 7.7×10^{18}	約 2.2×10^{17}
Cs類	約 8.3×10^{17}	約 1.8×10^{16}
Te類	約 3.6×10^{18}	約 5.3×10^{16}
Ba類	約 7.4×10^{18}	約 2.0×10^{15}
Ru類	約 1.3×10^{19}	約 1.0×10^{10}
Ce類	約 4.3×10^{19}	約 6.5×10^{13}
La類	約 2.4×10^{19}	約 9.2×10^{12}

表4-4 原子炉建屋内の放射性物質の存在量

核種 グループ	炉内内蔵量 (0時間減衰値) (Bq)	原子炉建屋内の積算 崩壊数* (Bq・s)
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 7.3×10^{23}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.4×10^{23}
Cs類	約 8.3×10^{17}	約 9.0×10^{22}
Te類	約 5.9×10^{18}	約 1.3×10^{23}
Ba類	約 1.8×10^{19}	約 1.4×10^{23}
Ru類	約 1.8×10^{19}	約 8.7×10^{21}
Ce類	約 5.5×10^{19}	約 2.7×10^{22}
La類	約 4.1×10^{19}	約 1.0×10^{23}

注記*：事故発生後7日間の積算崩壊数を示す。

表4-5 重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に使用する
大気拡散評価条件

項目	評価条件	備考
評価点	緊急時対策所中心	審査ガイドに示されたとおり設定
放射性物質の放出源	原子炉建屋 ブローアウトパネル	同上
放出源の有効高さ	地上放出を仮定	同上
実効放出継続時間	10時間	同上
評価距離	約630m	同上
建屋による巻き込み効果	建屋の影響あり	同上
評価方位	W (1方位)	同上
建屋の風向方向の 投影面積	2050m ²	審査ガイドに示されたとおり設定。風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの。
建屋の形状係数	1/2	気象指針どおり。
気象データ	2012年1月～2012年12月までに観測された地表付近を代表する地上高10m(標高70m)地点の風向, 風速データを使用	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため地上風(地上高10m)の気象データを使用。 過去10年間の気象状態と比較して異常がなく, 気象データの代表性が確認された2012年1月～2012年12月の1年間の気象データを使用。

表4-6 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
ガンマ線評価用7日間積算線源強度

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)
1	0.01	約 1.3×10^{23}	22	1.5	約 2.3×10^{22}
2	0.02	約 1.4×10^{23}	23	1.66	約 2.6×10^{22}
3	0.03	約 1.5×10^{23}	24	2.0	約 5.6×10^{22}
4	0.045	約 3.0×10^{23}	25	2.5	約 8.8×10^{21}
5	0.06	約 3.1×10^{22}	26	3.0	約 3.1×10^{21}
6	0.07	約 2.1×10^{22}	27	3.5	約 1.9×10^{19}
7	0.075	約 4.2×10^{22}	28	4.0	約 1.9×10^{19}
8	0.1	約 2.1×10^{23}	29	4.5	約 5.5×10^{11}
9	0.15	約 3.1×10^{22}	30	5.0	約 5.5×10^{11}
10	0.2	約 6.7×10^{22}	31	5.5	約 5.5×10^{11}
11	0.3	約 1.3×10^{23}	32	6.0	約 5.5×10^{11}
12	0.4	約 1.3×10^{23}	33	6.5	約 6.4×10^{10}
13	0.45	約 6.7×10^{22}	34	7.0	約 6.4×10^{10}
14	0.51	約 1.0×10^{23}	35	7.5	約 6.4×10^{10}
15	0.512	約 3.5×10^{21}	36	8.0	約 6.4×10^{10}
16	0.6	約 1.5×10^{23}	37	10.0	約 2.0×10^{10}
17	0.7	約 1.7×10^{23}	38	12.0	約 9.8×10^9
18	0.8	約 8.1×10^{22}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 1.6×10^{23}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 4.7×10^{22}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 1.4×10^{21}	42	50.0	0.0

表4-7 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

被ばく経路	実効線量 (mSv/7日間)
直接ガンマ線及び スカイシャインガンマ線	約 9.7×10^{-8}

表4-8 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による実効線量

被ばく経路	実効線量 (mSv/7日間)
クラウドシャイン	約 6.7×10^{-1}

表4-9 地表面への沈着速度の条件

項目	評価条件	備考
地表面への 沈着速度	エアロゾル : 1.2cm/s 無機よう素 : 1.2cm/s 有機よう素 : 4.0×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着無し	線量目標値評価指針*1を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度 (0.3cm/s) の4倍を設定 沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol2*2より設定 有機よう素の乾性沈着速度はNRPB-R322*3より設定

注記*1 : 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針(原子力安全委員会)

*2 : NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters”

*3 : NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

表4-10 大気中に放出された放射性物質の地表面沈着濃度

核種 グループ	大気中への 放出量 (Bq)	地表面沈着濃度 (7日間積算値) (Bq・s/m ²)
よう素類	約 2.2×10^{17}	約 2.5×10^{16}
Cs類	約 1.8×10^{16}	約 5.3×10^{15}
Te類	約 5.3×10^{16}	約 8.5×10^{15}
Ba類	約 2.0×10^{15}	約 4.9×10^{14}
Ru類	約 1.0×10^{10}	約 1.9×10^9
Ce類	約 6.5×10^{13}	約 1.0×10^{13}
La類	約 9.2×10^{12}	約 3.0×10^{14}

表4-11 グランドシャインガンマ線評価用7日間積算線源強度

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m ⁻²)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m ⁻²)
1	0.01	約2.7×10 ¹⁵	22	1.5	約8.3×10 ¹⁴
2	0.02	約3.1×10 ¹⁵	23	1.66	約1.4×10 ¹⁴
3	0.03	約6.4×10 ¹⁵	24	2.0	約3.0×10 ¹⁴
4	0.045	約1.8×10 ¹⁵	25	2.5	約1.3×10 ¹⁴
5	0.06	約1.1×10 ¹⁵	26	3.0	約1.2×10 ¹³
6	0.07	約7.4×10 ¹⁴	27	3.5	約3.8×10 ¹⁰
7	0.075	約1.5×10 ¹⁴	28	4.0	約3.8×10 ¹⁰
8	0.1	約7.7×10 ¹⁴	29	4.5	約7.0×10 ¹
9	0.15	約6.2×10 ¹⁴	30	5.0	約7.0×10 ¹
10	0.2	約2.7×10 ¹⁵	31	5.5	約7.0×10 ¹
11	0.3	約5.4×10 ¹⁵	32	6.0	約7.0×10 ¹
12	0.4	約8.2×10 ¹⁵	33	6.5	約8.0×10 ⁰
13	0.45	約4.1×10 ¹⁵	34	7.0	約8.0×10 ⁰
14	0.51	約5.1×10 ¹⁵	35	7.5	約8.0×10 ⁰
15	0.512	約1.7×10 ¹⁴	36	8.0	約8.0×10 ⁰
16	0.6	約7.5×10 ¹⁵	37	10.0	約2.5×10 ⁰
17	0.7	約8.6×10 ¹⁵	38	12.0	約1.2×10 ⁰
18	0.8	約3.8×10 ¹⁵	39	14.0	0.0
19	1.0	約7.5×10 ¹⁵	40	20.0	0.0
20	1.33	約1.7×10 ¹⁵	41	30.0	0.0
21	1.34	約5.2×10 ¹³	42	50.0	0.0

表4-12 グランドシャインガンマ線による実効線量

被ばく経路	実効線量 (mSv/7日間)
グランドシャイン	約2.6×10 ⁻⁵

表4-13 緊急時対策所の換気設備条件

期間		事象発生～24h	24h～34h	34h～168h
放射性物質放出の状況 (○：放出，×：放出なし)	希ガス	×	○	×
	希ガス以外	×	○	×
緊急時対策所 加圧空気供給系	加圧方式	—	空気ポンペ	—
	処理空間容積	—	2811.6 m ³ (緊急時対策所)	—
	リークイン(m ³ /h)	—	0 m ³ /h (0回/h)	—
緊急時対策所 換気空調系	運転モード	重大事故時 (ブルーム通過前・後) 運転	重大事故時 (ブルーム通過中) 運転	重大事故時 (ブルーム通過前・後) 運転
	処理空間容積	10210 m ³ (緊急時対策所及び浄化エリア)	7398.4 m ³ (浄化エリア)	10210 m ³ (緊急時対策所及び浄化エリア)
	外気取込み量(m ³ /h)	—	1000 m ³ /h	—
	チャコールエアフィルタ効率	—	99.75 %	—
	高性能エアフィルタ効率	—	99.99 %	—
リークイン(m ³ /h)	—	0 m ³ /h (0回/h)	—	
緊急時対策所の 浄化エリアに 対する遮蔽体	コンクリート厚さ	—		—
	コンクリート密度	—	2.15g/cm ³	—
	減衰率	—	QAD-CGGP2Rにより直接算出	—
運転モードイメージ図*1, *2 *1: 浄化エリアとは、緊急時対策所換気空調系により、高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを通して外気を取り込むエリア *2: 運転モードイメージ図中網掛け部は、線源範囲を示す。				
備 考*3	【緊急時対策所，浄化エリア】 ・緊急時対策所非常用送風機を起動し、高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタにて浄化した空気を緊急時対策所内に取り込む非常用運転を実施 ・建屋内は正圧維持	【緊急時対策所】 ・緊急時対策所加圧空気供給系による加圧運転を実施し、緊急時対策所内への放射性物質の流入を防止する。 【浄化エリア】 ・緊急時対策所非常用送風機を起動し、高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタにて浄化した空気を緊急時対策所内に取り込む非常用運転を実施 ・建屋内は正圧維持	【緊急時対策所】 ・緊急時対策所加圧空気供給系による加圧運転を停止 【浄化エリア】 ・緊急時対策所換気空調系の外気取込みにより建屋内の放射性物質の排出を継続 ・建屋内は正圧維持	

表4-14 隣接区画内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による
被ばく評価用の7日間積算線源強度

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-3})	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-3})
1	0.01	約 2.1×10^{13}	22	1.5	約 1.1×10^{10}
2	0.02	約 2.4×10^{13}	23	1.66	約 1.6×10^{10}
3	0.03	約 1.4×10^{13}	24	2.0	約 3.4×10^{10}
4	0.045	約 1.4×10^{14}	25	2.5	約 2.4×10^{11}
5	0.06	約 3.0×10^{12}	26	3.0	約 3.0×10^9
6	0.07	約 2.0×10^{12}	27	3.5	約 4.9×10^5
7	0.075	約 2.0×10^{13}	28	4.0	約 4.9×10^5
8	0.1	約 1.0×10^{14}	29	4.5	約 1.7×10^{-6}
9	0.15	約 1.3×10^{12}	30	5.0	約 1.7×10^{-6}
10	0.2	約 3.0×10^{13}	31	5.5	約 1.7×10^{-6}
11	0.3	約 6.1×10^{13}	32	6.0	約 1.7×10^{-6}
12	0.4	約 6.5×10^{11}	33	6.5	約 2.0×10^{-7}
13	0.45	約 3.2×10^{11}	34	7.0	約 2.0×10^{-7}
14	0.51	約 1.5×10^{12}	35	7.5	約 2.0×10^{-7}
15	0.512	約 5.0×10^{10}	36	8.0	約 2.0×10^{-7}
16	0.6	約 2.2×10^{12}	37	10.0	約 6.1×10^{-8}
17	0.7	約 2.5×10^{12}	38	12.0	約 3.0×10^{-8}
18	0.8	約 5.6×10^{10}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 1.1×10^{11}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 2.2×10^{10}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 6.7×10^8	42	50.0	0.0

表4-15 線量計算条件

項目	評価条件	選定理由	備考
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71* ¹ , 72* ² に基づく	ICRP Publication71* ¹ , 72* ² に基づく	—
呼吸率	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定安全評価 審査指針* ³ 及び ICRP Publication71* ¹ に基づく	被ばく評価手法 (内規) 7.3.3(4) 吸入摂取による 運転員の内部被ばく線量は、 次のとおり計算する。 $H_I = \int_0^T R \cdot H_\infty \cdot C_I(t) dt$ H _I : よう素の吸入摂取の 内部被ばくによる 実効線量 (Sv) R: 呼吸率 (成人活動時) (m ³ /s) H _∞ : よう素 (I-131) 吸 入摂取時の成人の 実効線量への換算 係数 (Sv/Bq) C _I (t): 時刻tにおける中 央制御室内の放 射能濃度 (I-131 等価量) (Bq/m ³) T: 計算期間 (s)

注記 *1: ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part4 Inhalation Dose Coefficients", 1995

*2: ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose 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)

表4-16 外気から室内に取り込まれた放射性物質による実効線量

	実効線量 (mSv/7日間)
緊急時対策所内の放射性物質の吸入摂取による内部被ばく	0.0
緊急時対策所内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	0.0
隣接区画内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 3.0×10^{-2}
合 計	約 3.0×10^{-2}

表4-17 重大事故等時の緊急時対策所の対策要員の実効線量の内訳

	実効線量 (mSv/7日間)		
	外部被ばく	内部被ばく	合 計
建屋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被ばく	約 9.7×10^{-8}	—	約 9.7×10^{-8}
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 6.7×10^{-1}	—	約 6.7×10^{-1}
外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 3.0×10^{-2}	0.0	約 3.0×10^{-2}
大気中へ放出され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	約 2.6×10^{-5}	—	約 2.6×10^{-5}
合 計	約 7.0×10^{-1}	0.0	約 7.0×10^{-1}

表4-18 酸素及び二酸化炭素許容濃度

項 目	許容濃度	備 考
酸素濃度	18 vol%以上	「労働安全衛生法（酸素欠乏症等防止規則）」を準拠 （事務作業に従事する労働者が主として使用する室内は、当該濃度以上とする換気設備の性能を要求）
二酸化炭素濃度	1.0 vol%以下	「労働安全衛生法（労働安全衛生規則）」を準拠 （労働者が作業する坑内は、炭酸ガス濃度を1.5%以下とすることを要求。当該濃度は基準である1.5%に余裕を考慮したもの）

表4-19 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件

項目	評価条件	設定理由	備考
人数	83 人	放射性雲通過時に緊急時対策所にとどまる要員数を設定。	
体積 (緊急時対策所 バウンダリ体積)	2811.6 m ³	緊急時対策所等を加圧する範囲のバウンダリ体積として設定(緊急対策室, SPDS室及び緊急対策エリア用空調機械室の体積を合計した数値)。	図4-11 参照
評価期間	10 時間	被ばく評価上, 緊急時対策所を緊急時対策所加圧空気供給系により正圧化する期間。	
空気流入	なし	保守的な評価となるため考慮しない。	
初期酸素濃度	20.40vol%	緊急時対策所加圧空気供給系による加圧前の緊急時対策所の外気取入量を基に設定。	
初期二酸化炭素濃度	0.276 vol%	緊急時対策所加圧空気供給系による加圧前の緊急時対策所の外気取入量を基に設定。	
酸素消費量	65.52 L/h	「空気調和・衛生工学便覧」より準備を含む現場作業対応がないため「歩行」より引用。	1人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量	30 L/h	「空気調和・衛生工学便覧」より準備を含む現場作業対応がないため「軽作業」より引用。	1人当たりの吐出し量

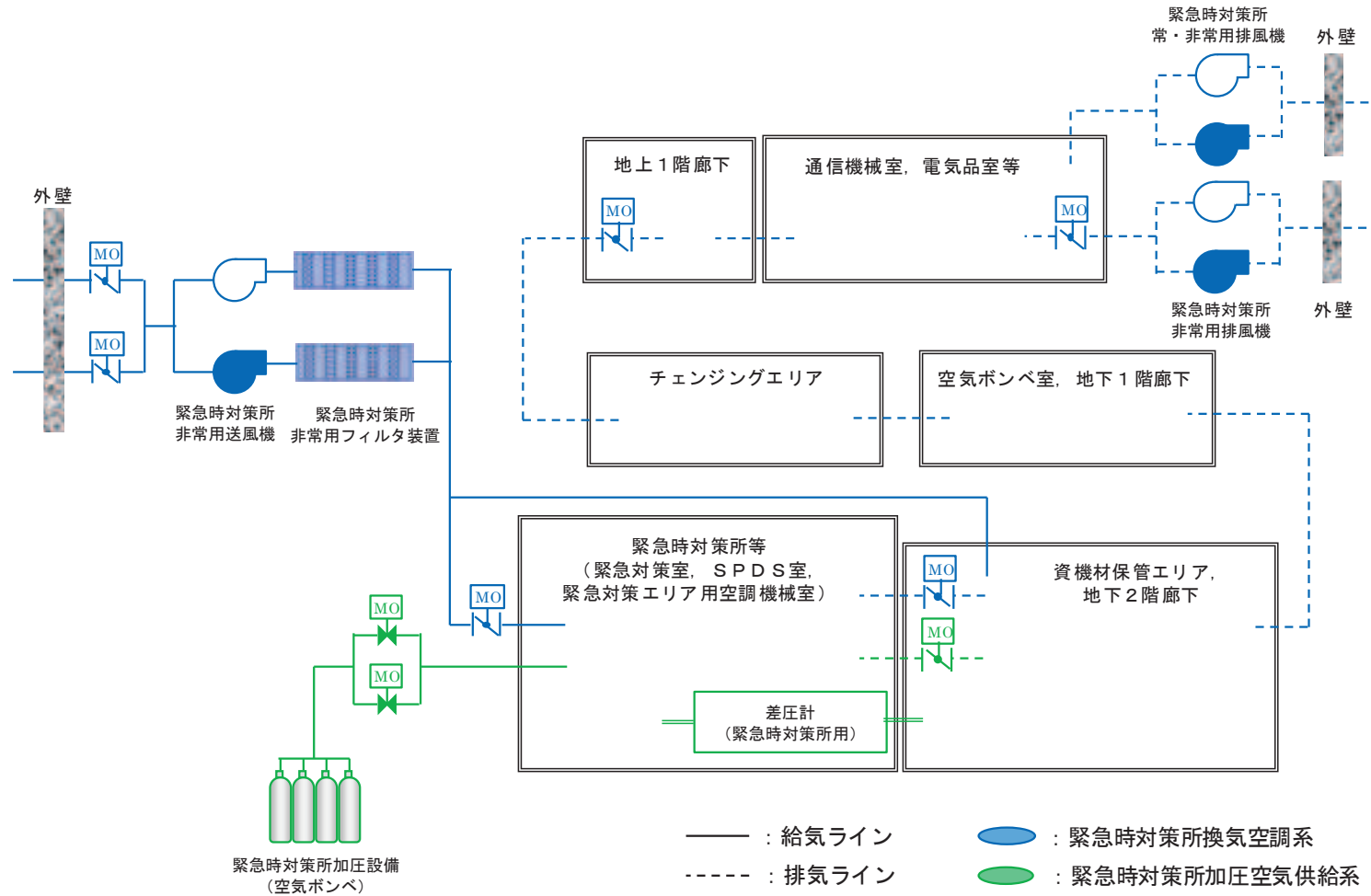


図3-1 緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系構成図

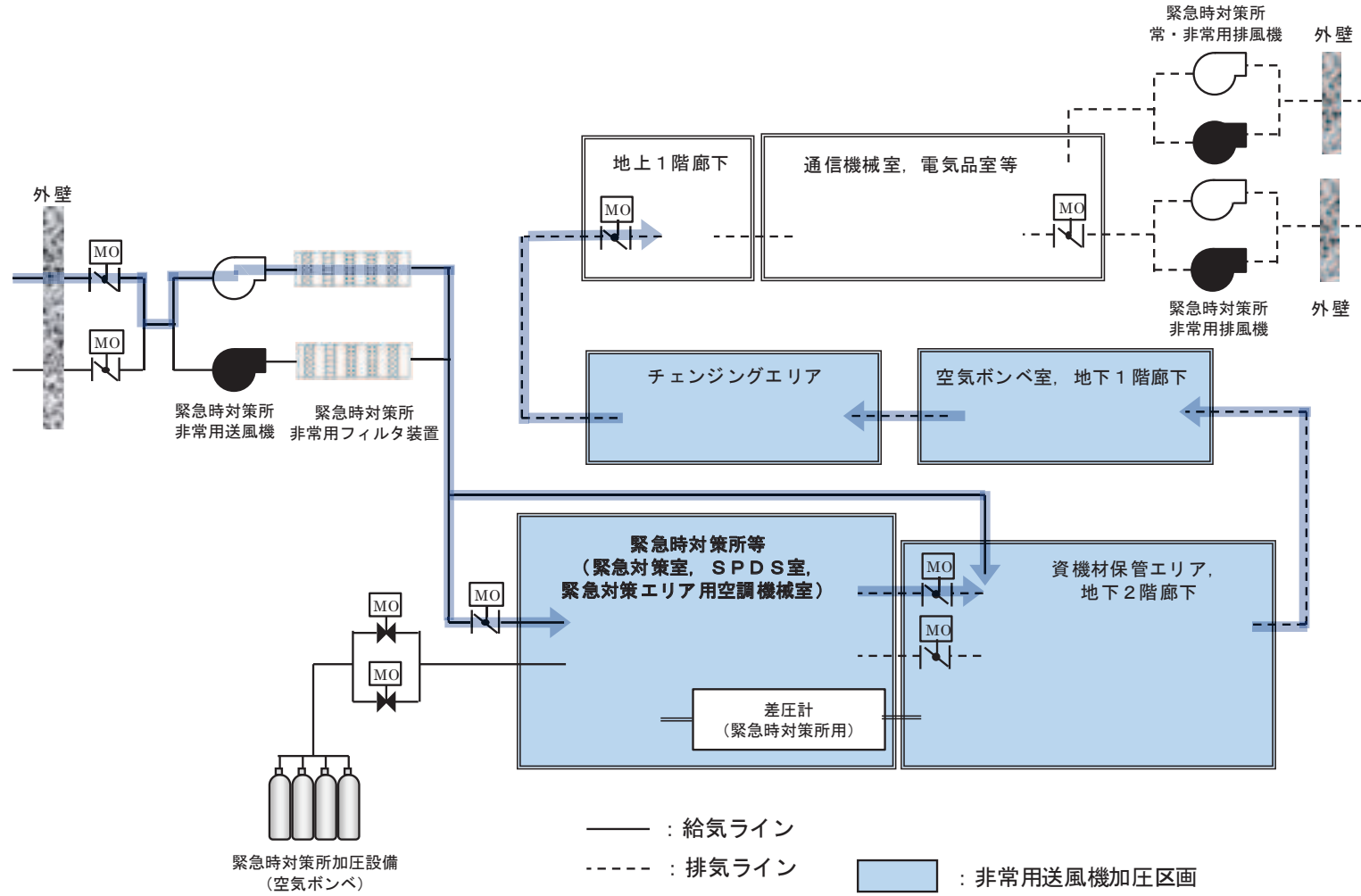


図3-2 緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系構成図 (プルーム通過前後モード)

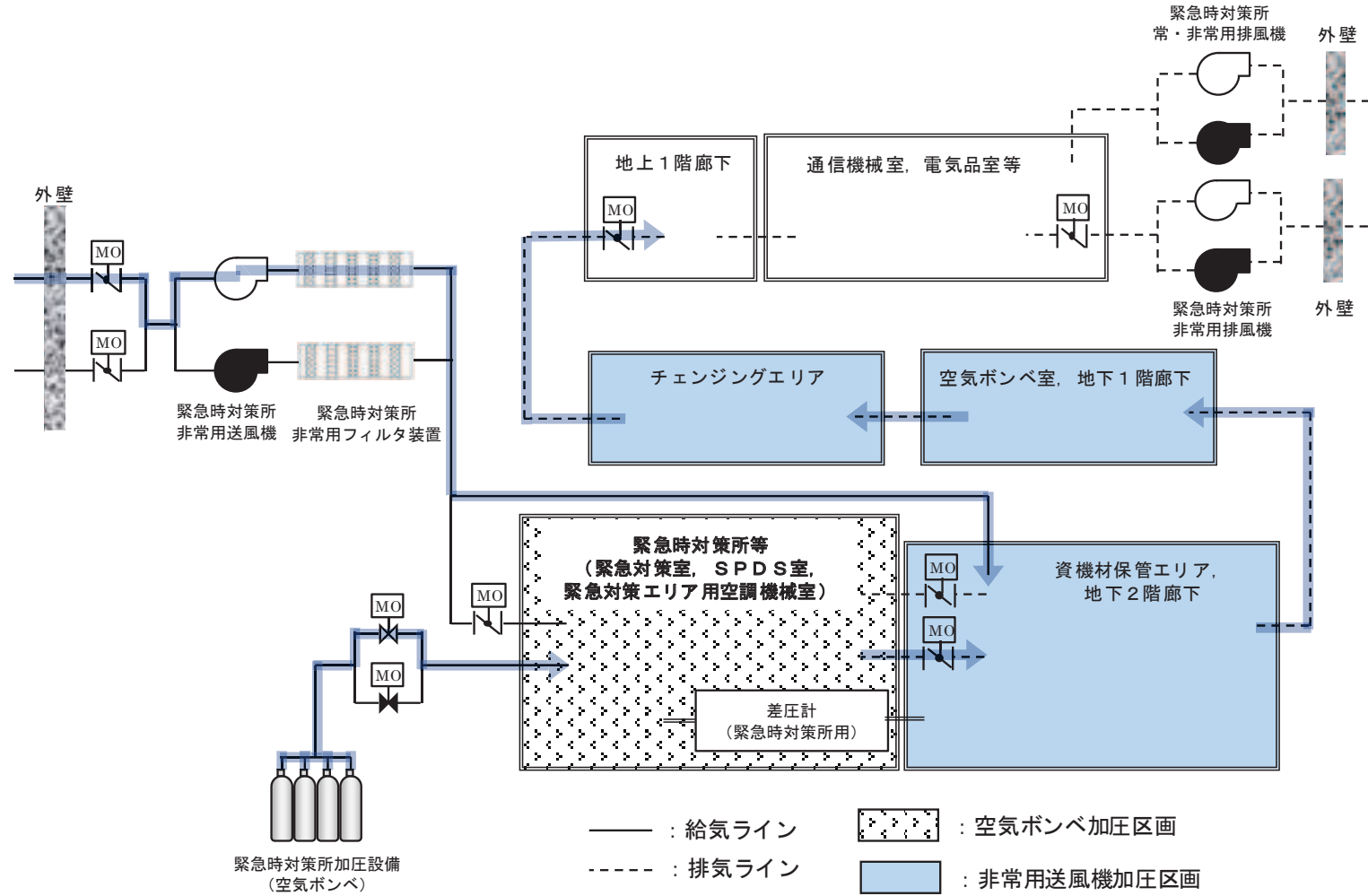


図3-3 緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系構成図 (プルーム通過中モード)

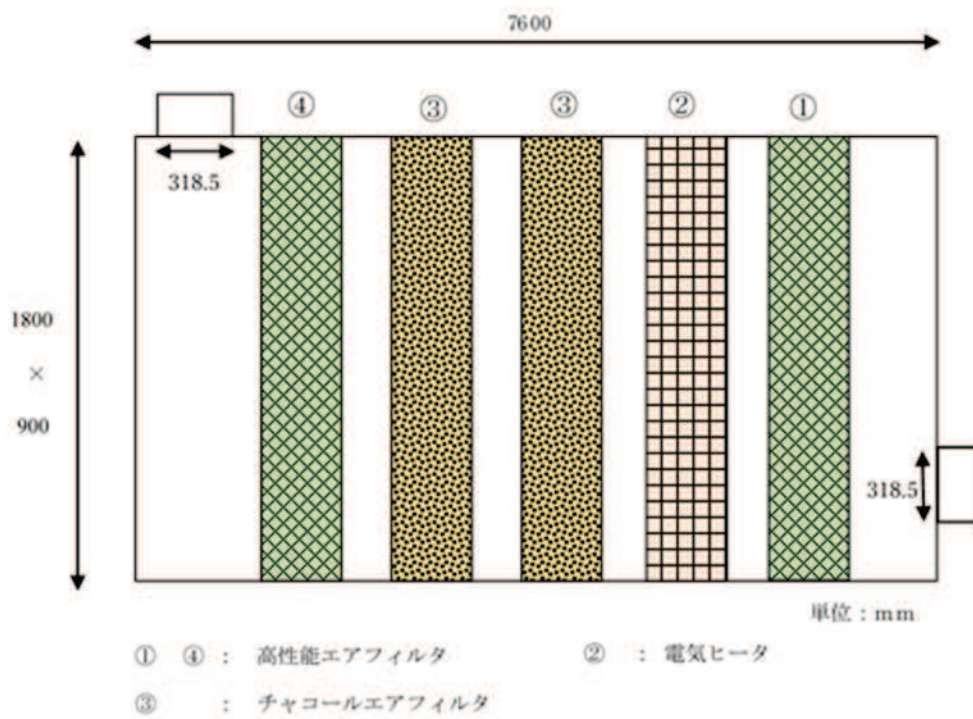
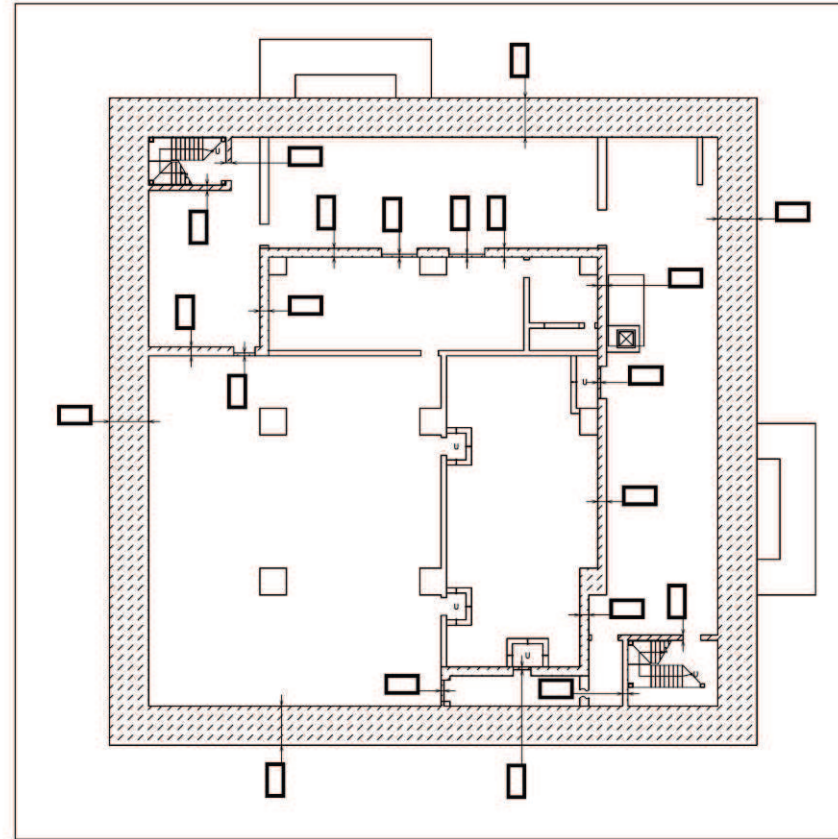


図3-4 緊急時対策所非常用フィルタ装置概略図

【凡例】

緊急時対策所遮蔽（壁）を示す。



緊急時対策建屋 0.P. 51. 50m

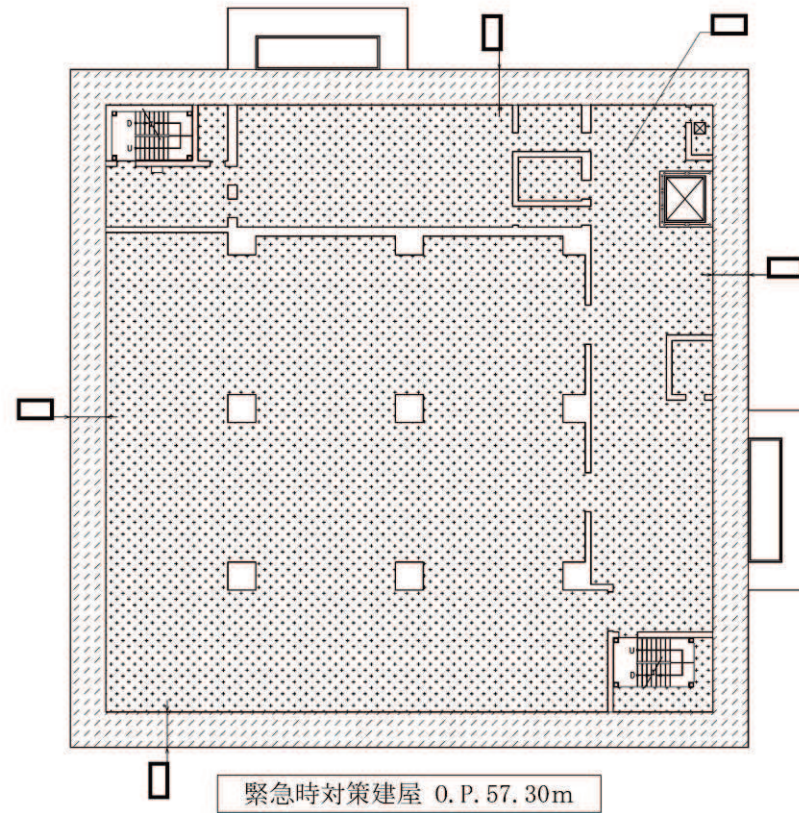
注1:特記なき寸法はmmを示す。
注2:特記なき寸法は公称値を示す。
注3:仕上によるフカシは記載しない。

図4-1 遮蔽構造図 (1/5)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

【凡例】

- 緊急時対策所遮蔽（壁）を示す。
- 緊急時対策所遮蔽（床）を示す。

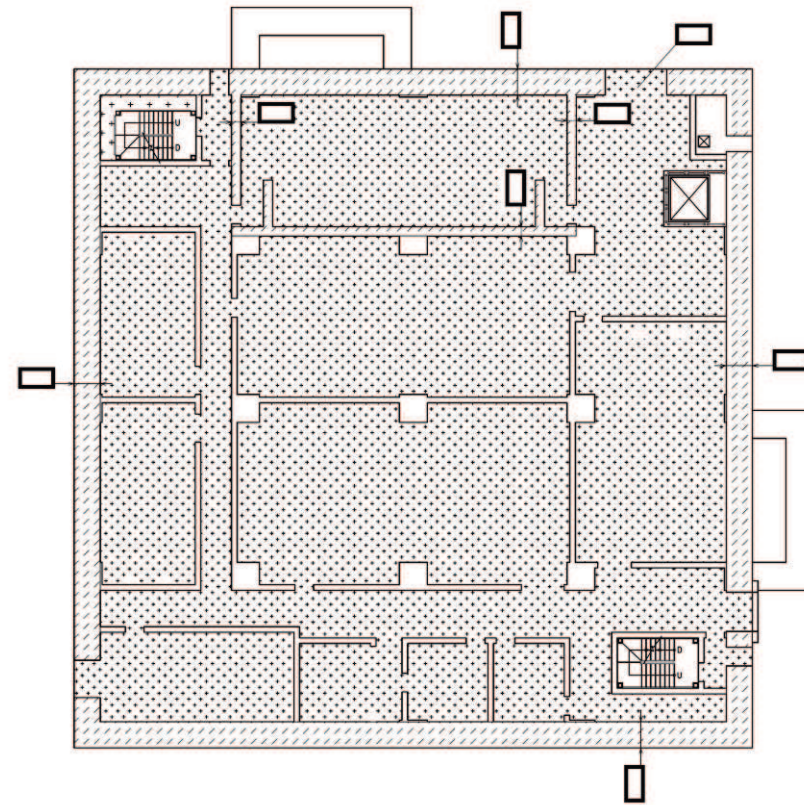


注1:特記なき寸法はmmを示す。
注2:特記なき寸法は公称値を示す。
注3:仕上等によるフカシは記載しない。

図4-1 遮蔽構造図 (2/5)

【凡例】

- 緊急時対策所遮蔽（壁）を示す。
- 緊急時対策所遮蔽（床）を示す。



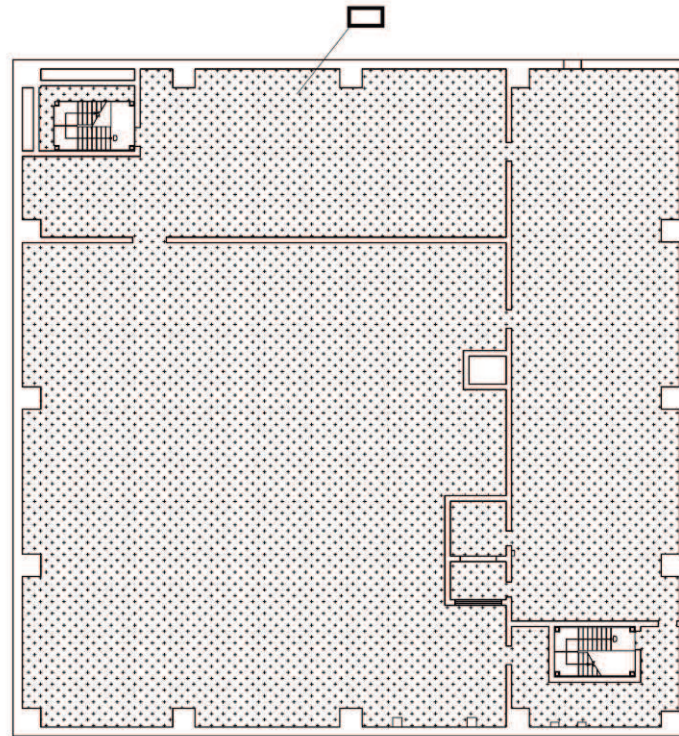
緊急時対策建屋 0.P. 62. 20m

注1:特記なき寸法はmmを示す。
注2:特記なき寸法は公称値を示す。
注3:仕上等によるフカシは記載しない。

図4-1 遮蔽構造図 (3/5)

【凡例】

緊急時対策所遮蔽（床）を示す。



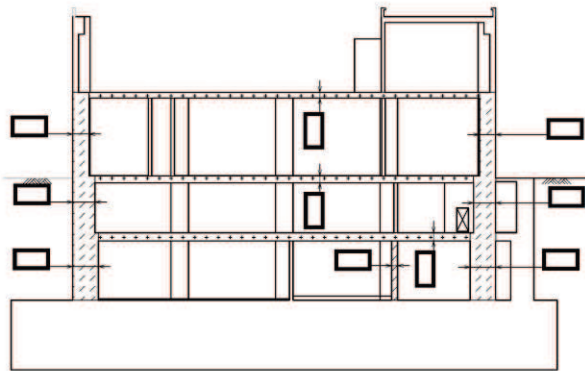
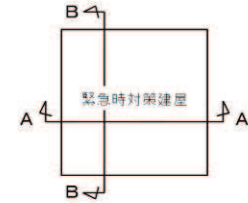
緊急時対策建屋 0.P. 69.40m

注1:特記なき寸法はmmを示す。
注2:特記なき寸法は公称値を示す。
注3:仕上等によるフカシは記載しない。

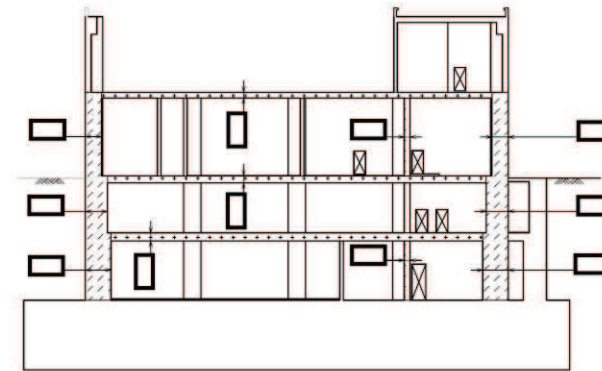
図4-1 遮蔽構造図 (4/5)

【凡例】

-  緊急時対策所遮蔽（壁）を示す。
-  緊急時対策所遮蔽（床）を示す。



A-A断面図



B-B断面図

- 注1:特記なき寸法はmmを示す。
- 注2:特記なき寸法は公称値を示す。
- 注3:仕上等によるフカシは記載しない。

図4-1 遮蔽構造図 (5/5)

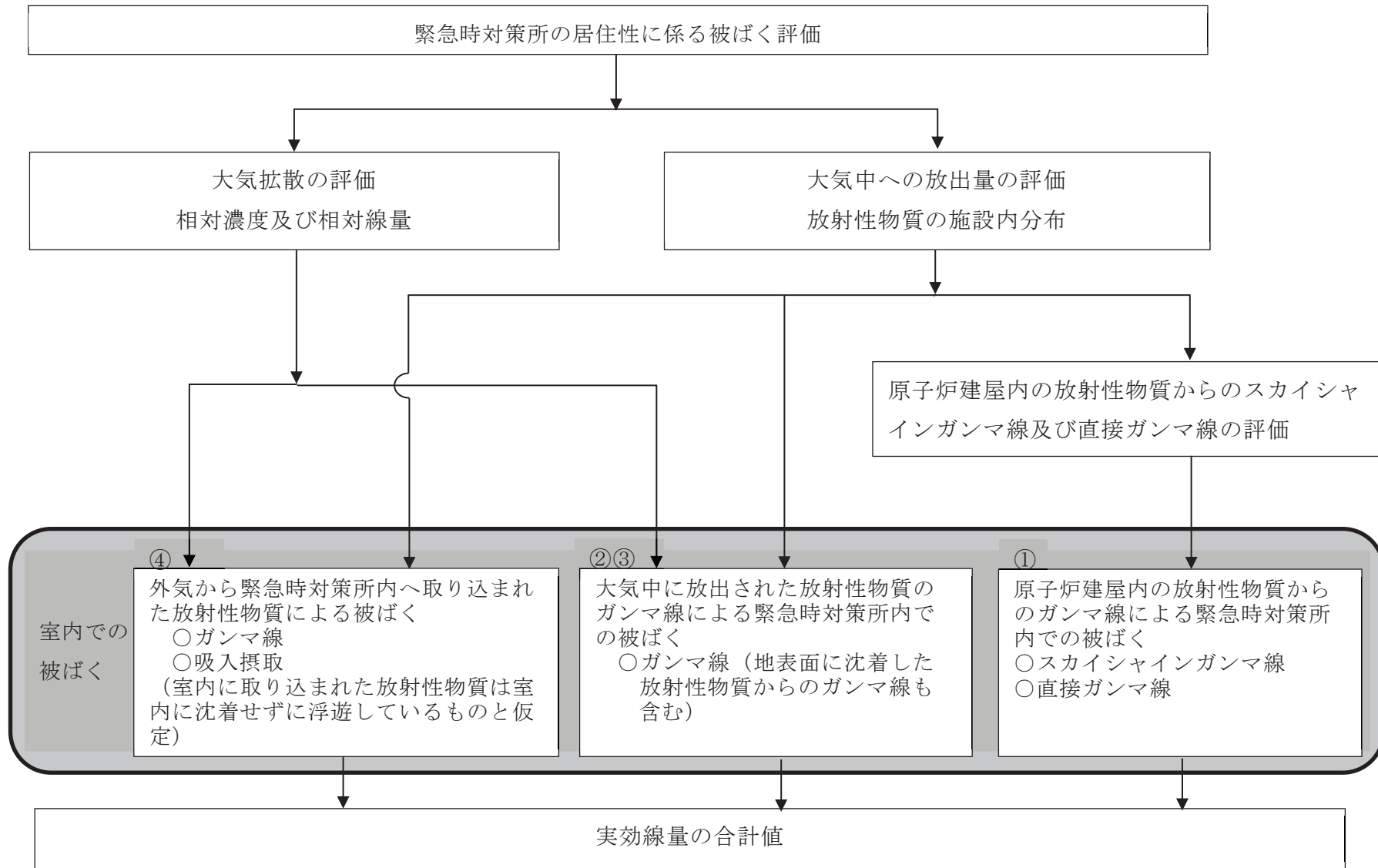


図4-2 重大事故等時の緊急時対策所の対策要員の被ばく経路

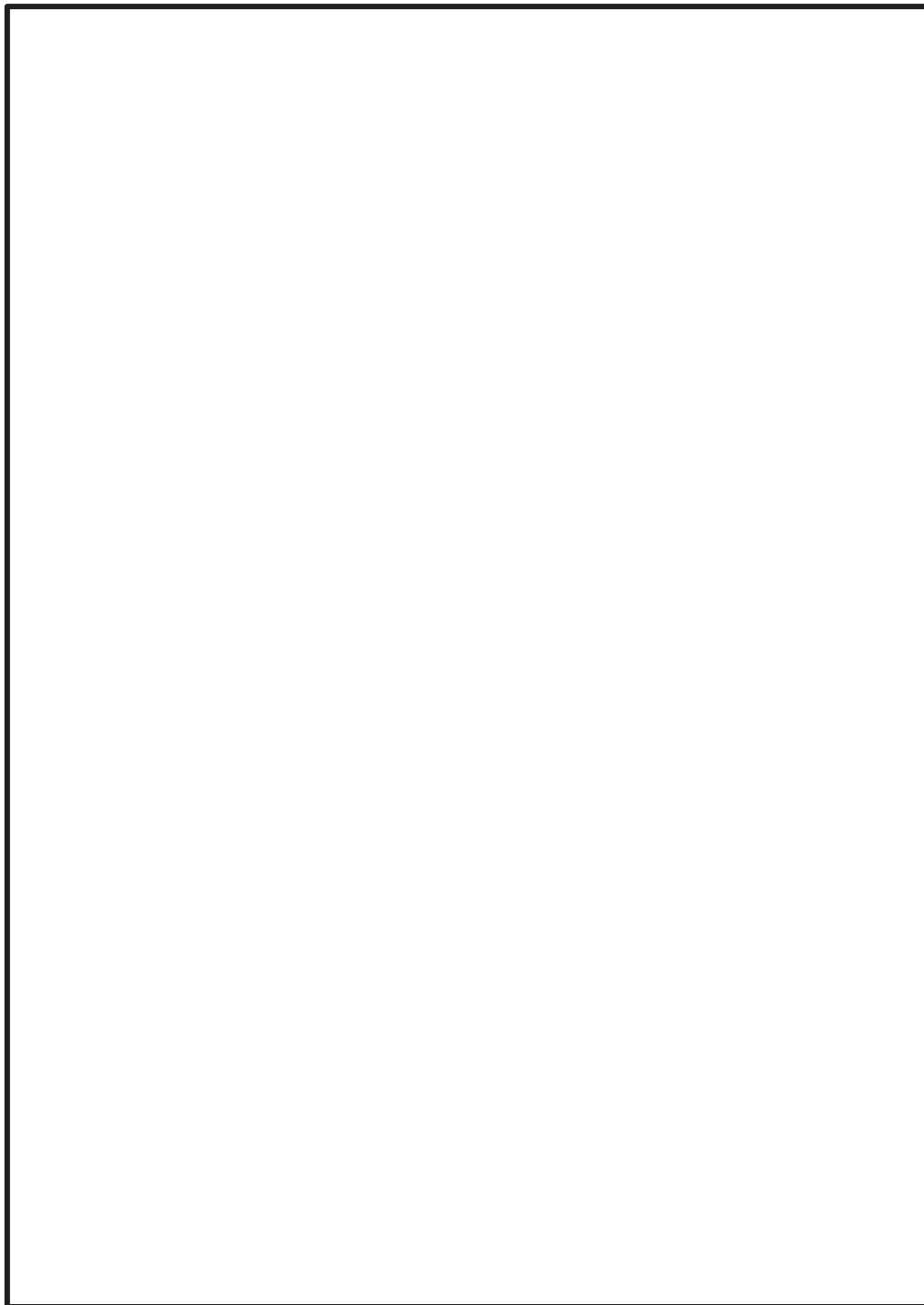


図4-3 重大事故等時の評価対象とする方位

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

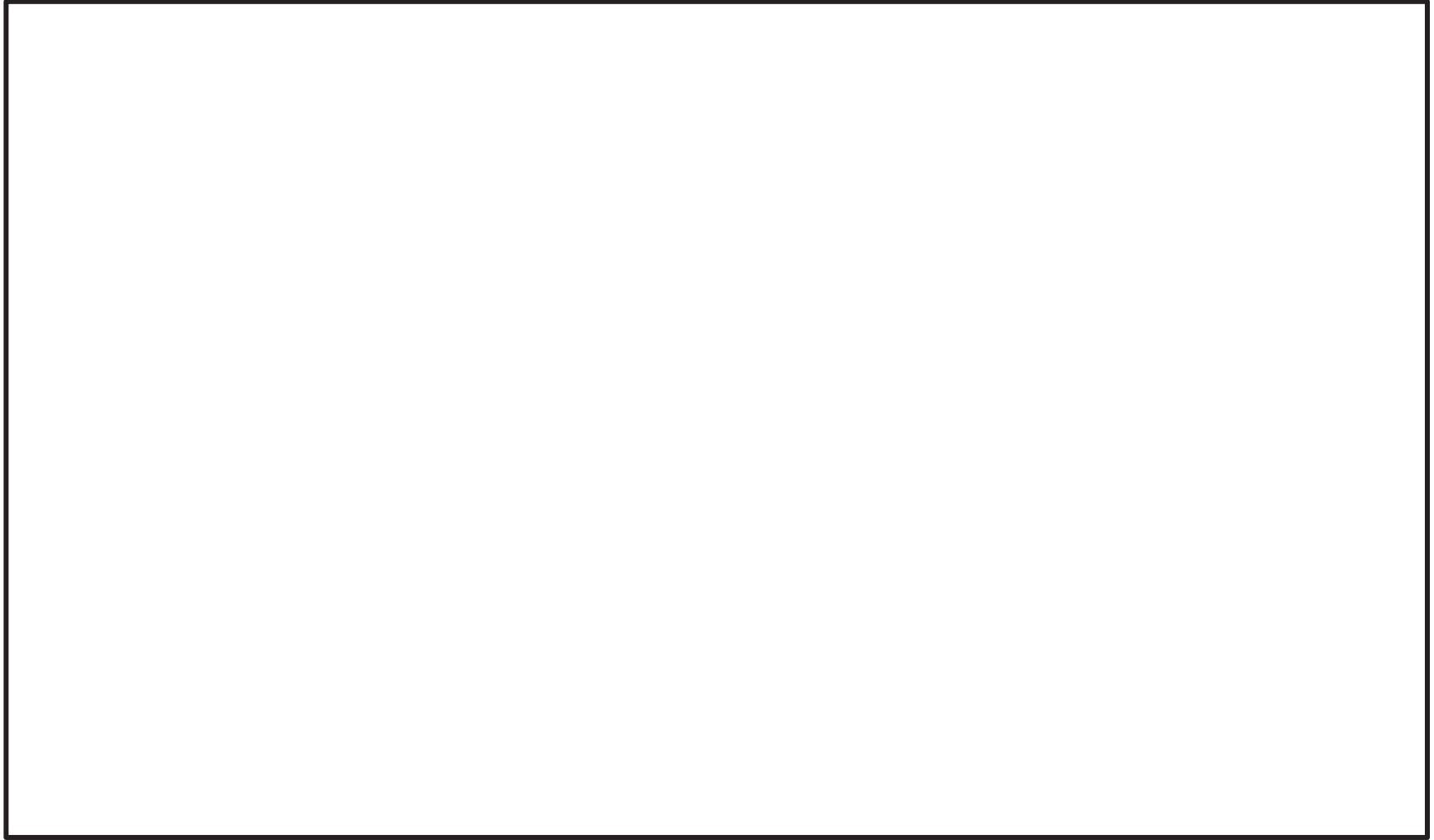


図4-4 原子炉建屋断面積（投影面積）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

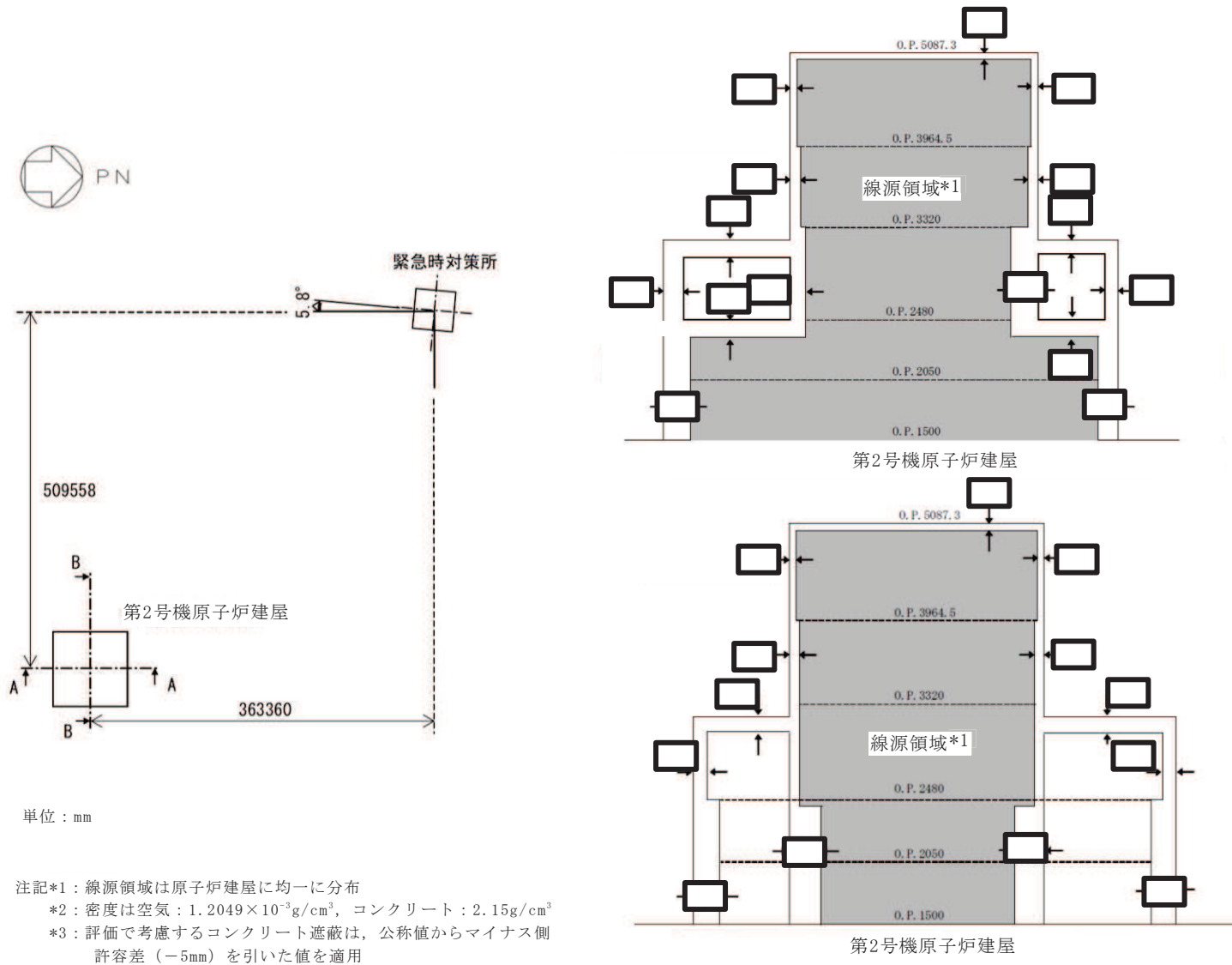
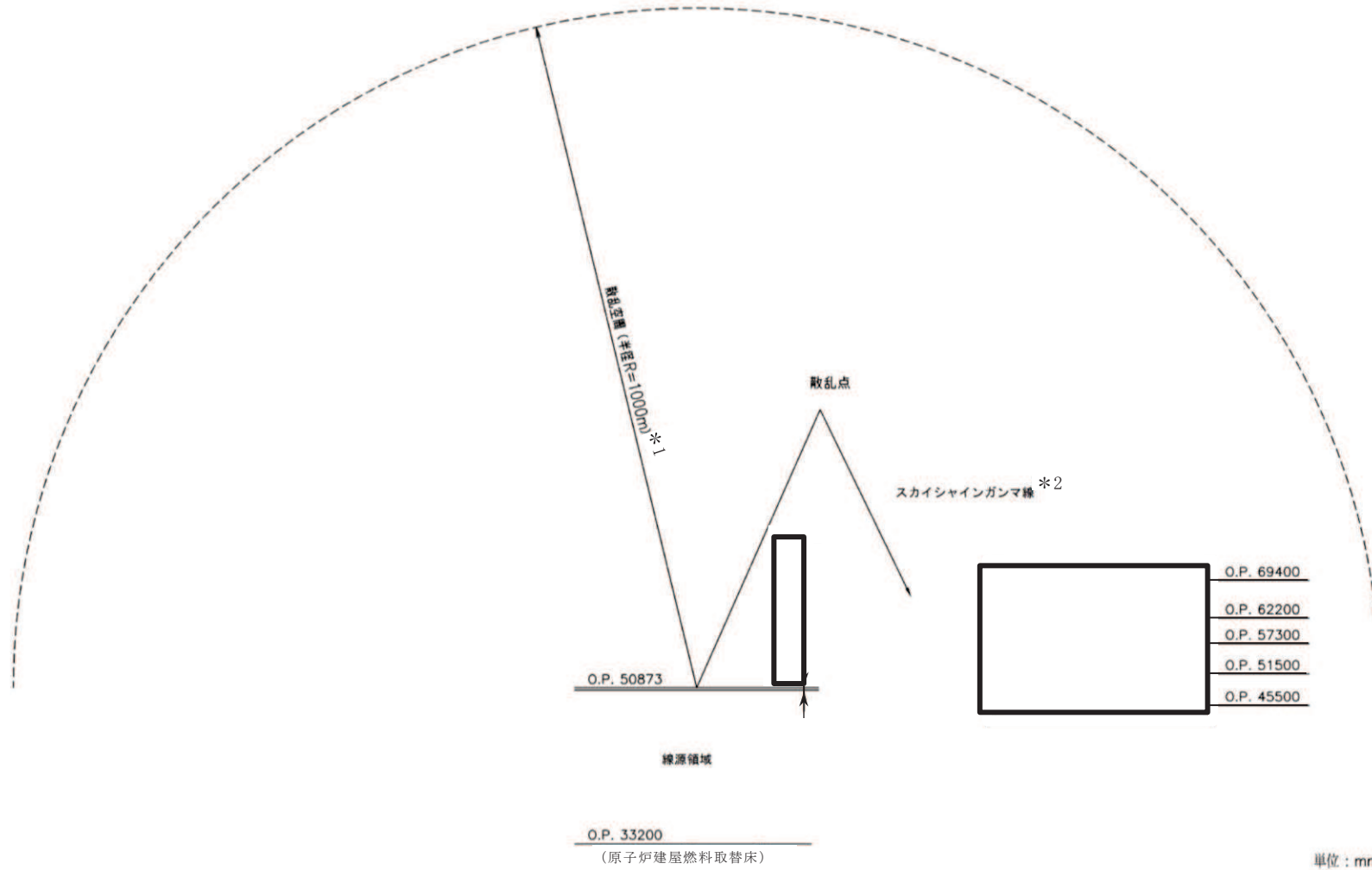


図4-5 直接ガンマ線の評価モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注記*1: 散乱空間は原子炉建屋から緊急時対策所までを包絡する距離として設定
 *2: 本評価モデルはスカイシャインガンマ線の評価モデル
 *3: 評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差 (-5mm) を引いた値を適用

図4-6 スカイシャインガンマ線の評価モデル

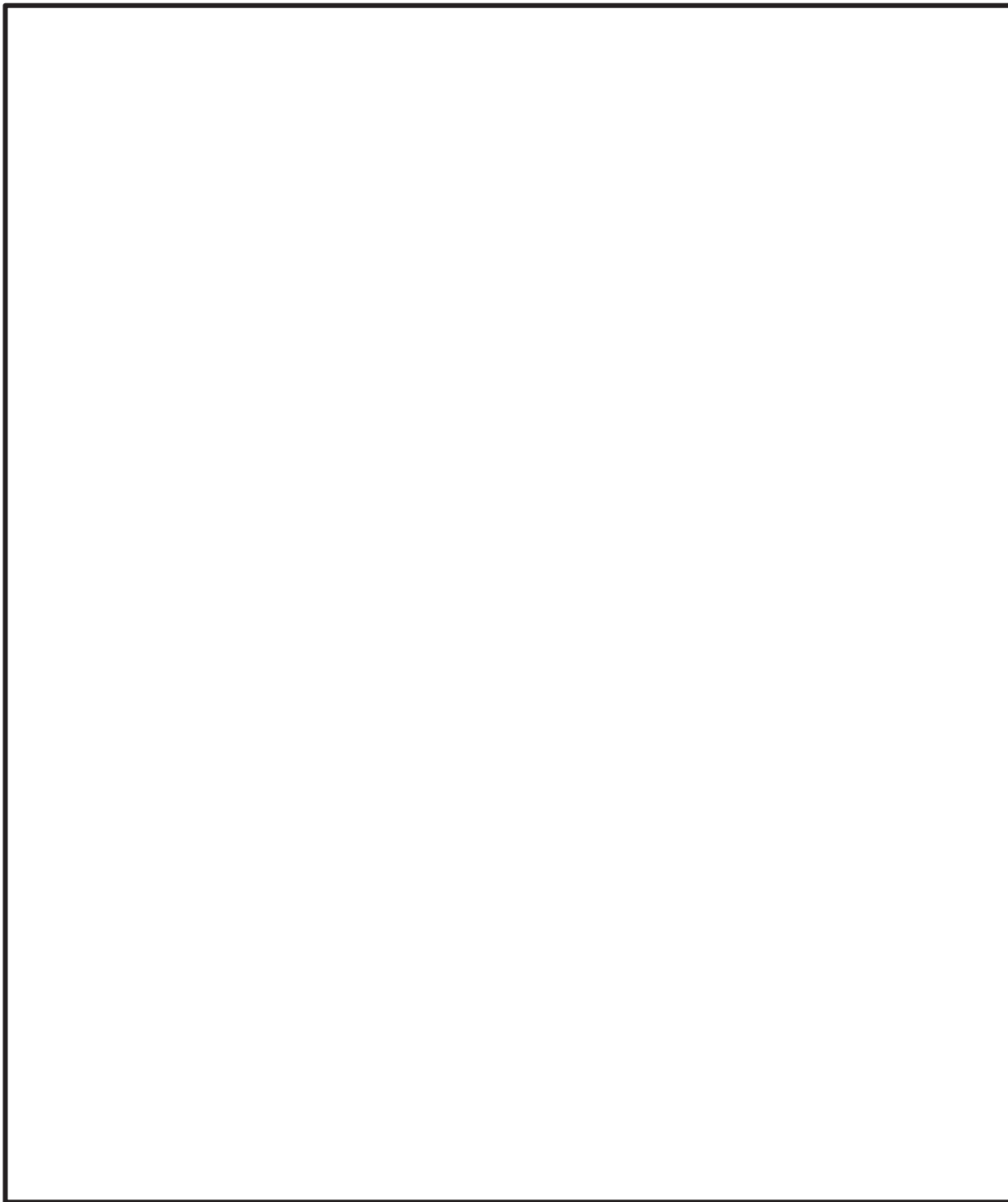


図4-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデル(1/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

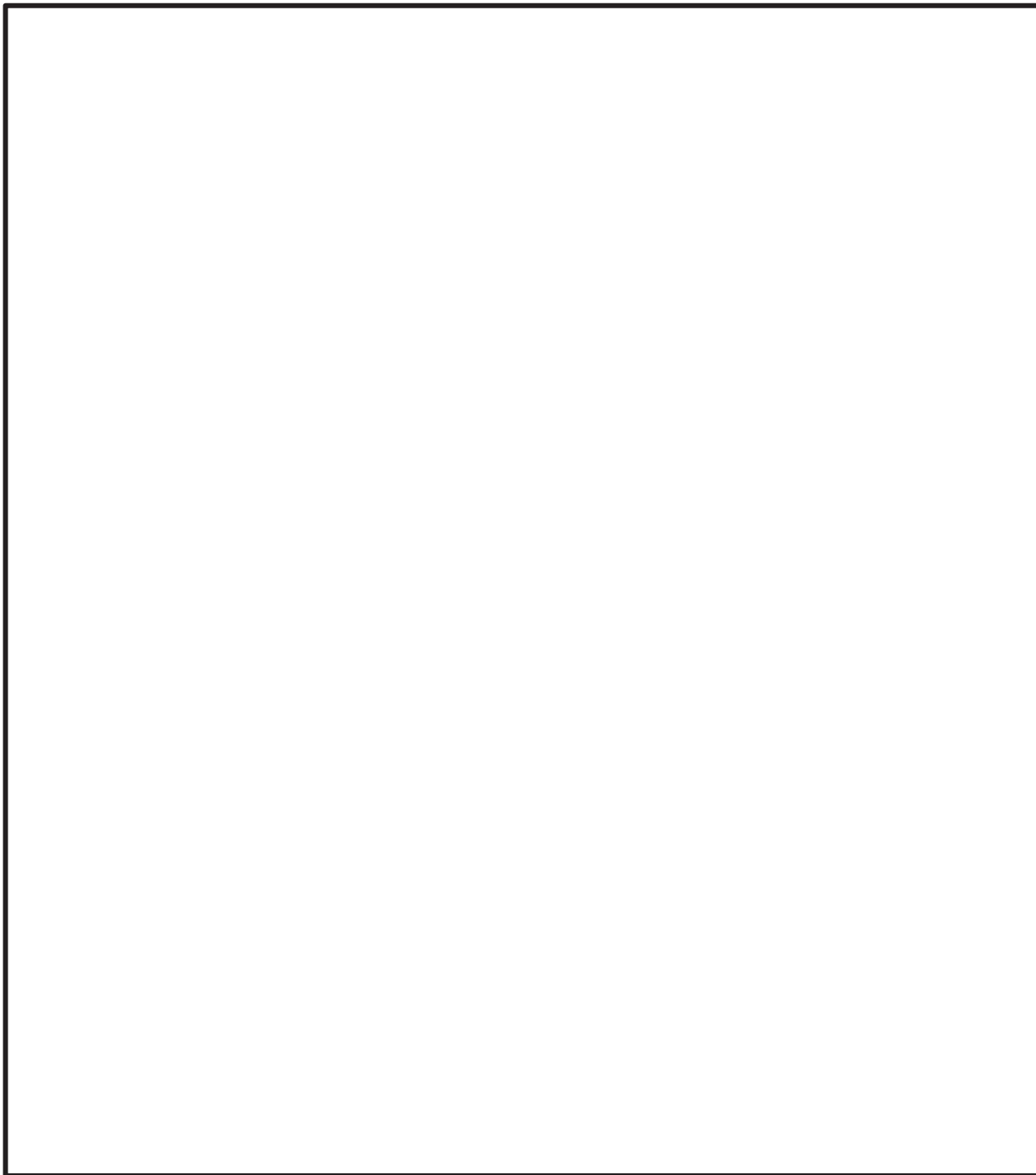


図4-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデル(2/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

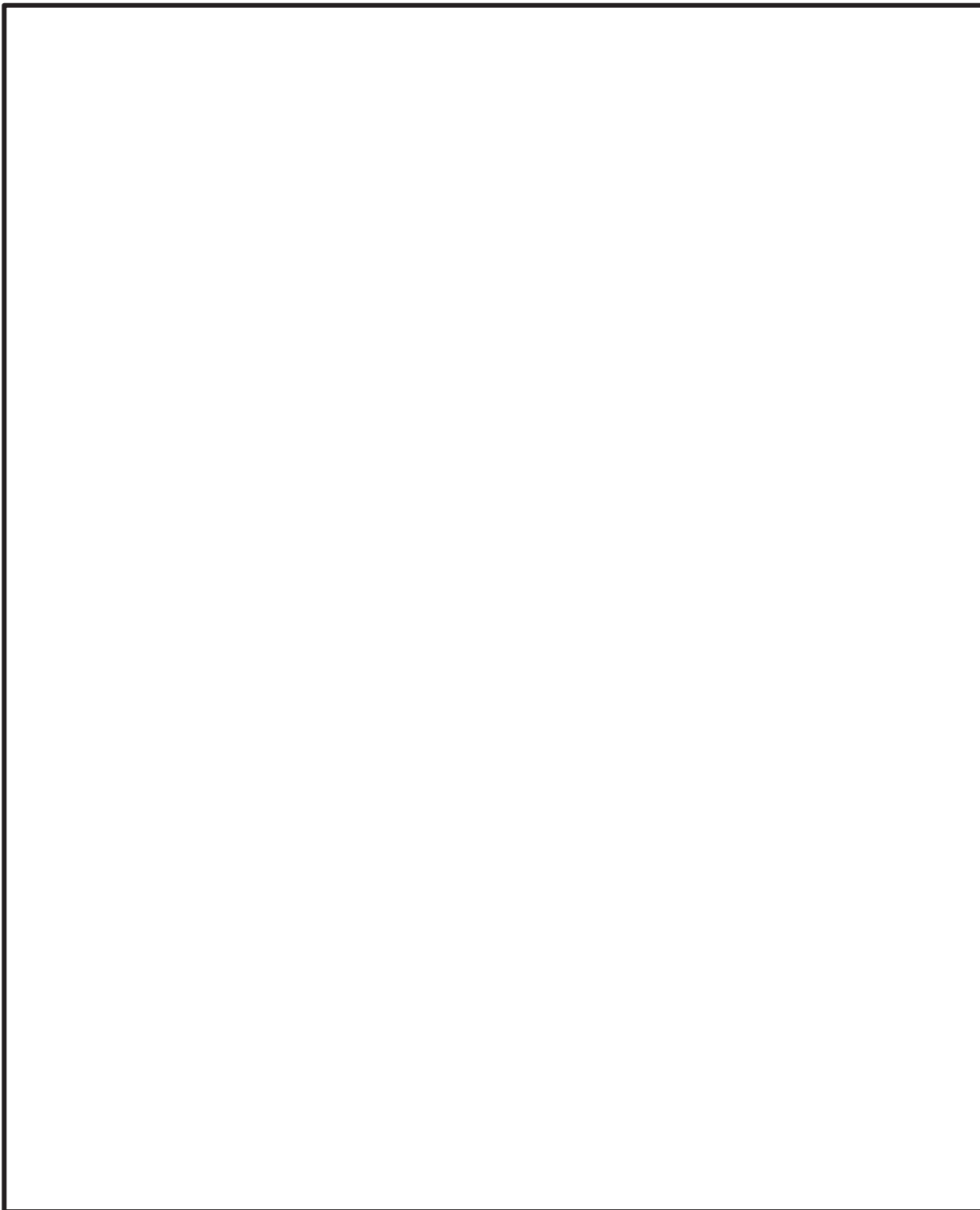


図4-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデル(3/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図4-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデル(4/4)

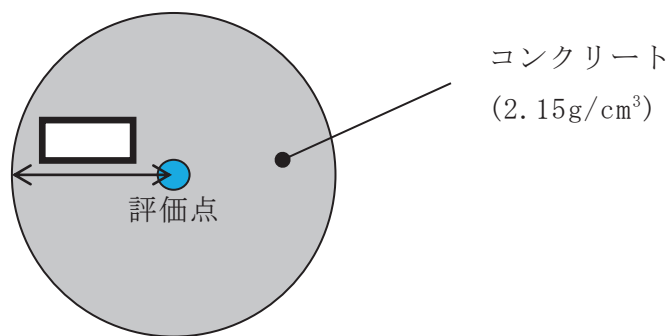


図4-8 クラウドシャインガンマ線に対する遮蔽モデル

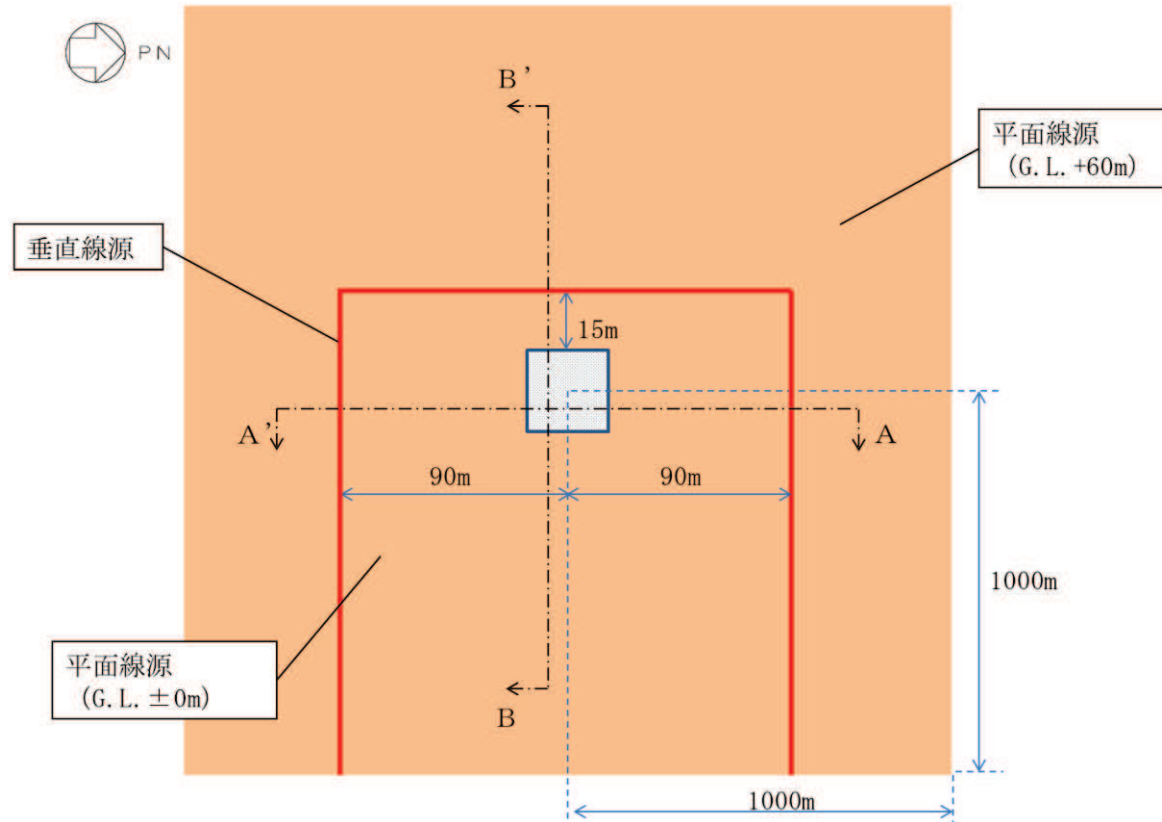


図4-9 緊急時対策建屋周辺のグランドシャインガンマ線の評価モデル(1/3)

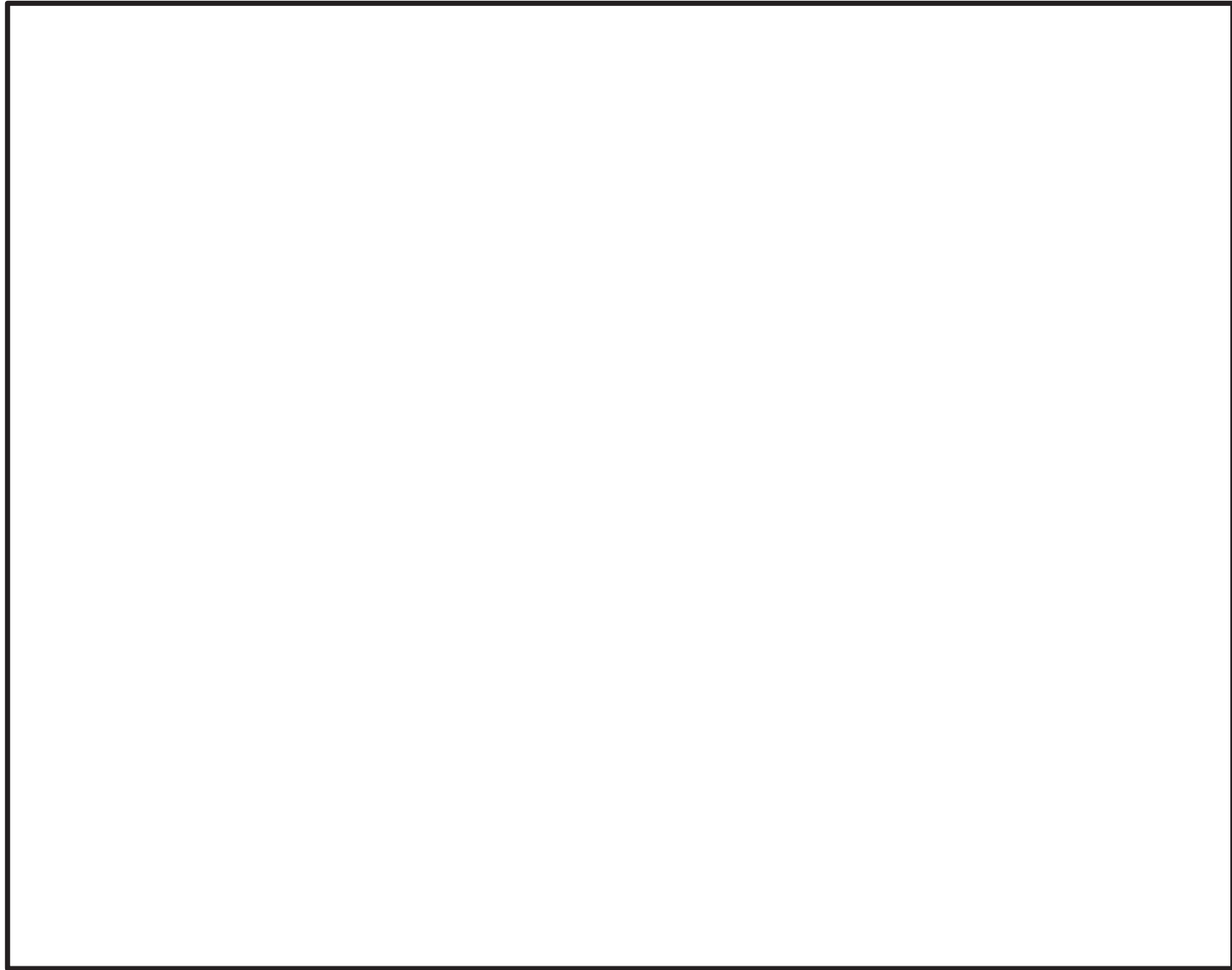


図4-9 緊急時対策建屋周辺のグランドシャインガンマ線の評価モデル(2/3)

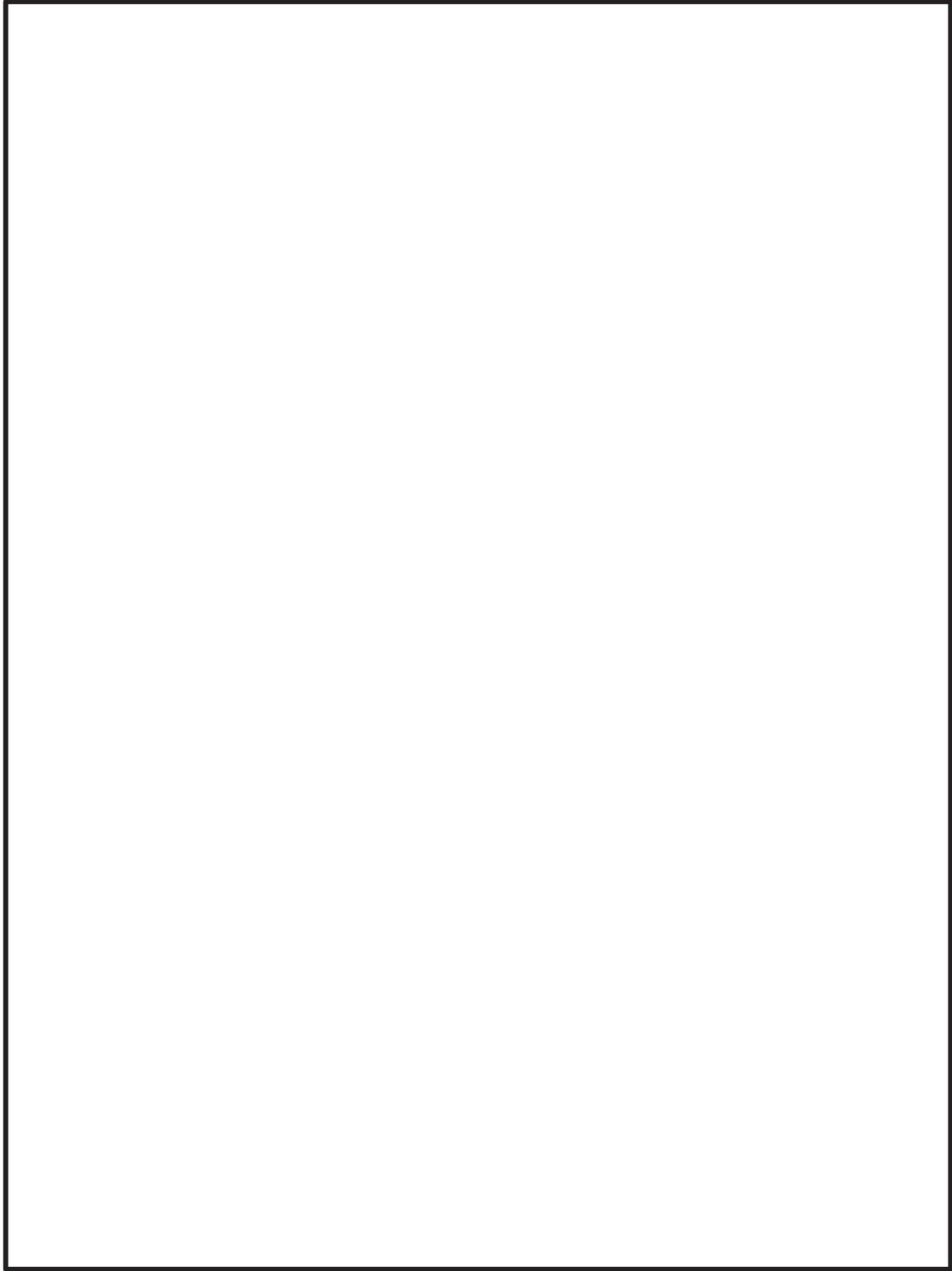


図4-9 緊急時対策建屋周辺のグラウンドシヤインガンマ線の評価モデル(3/3)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

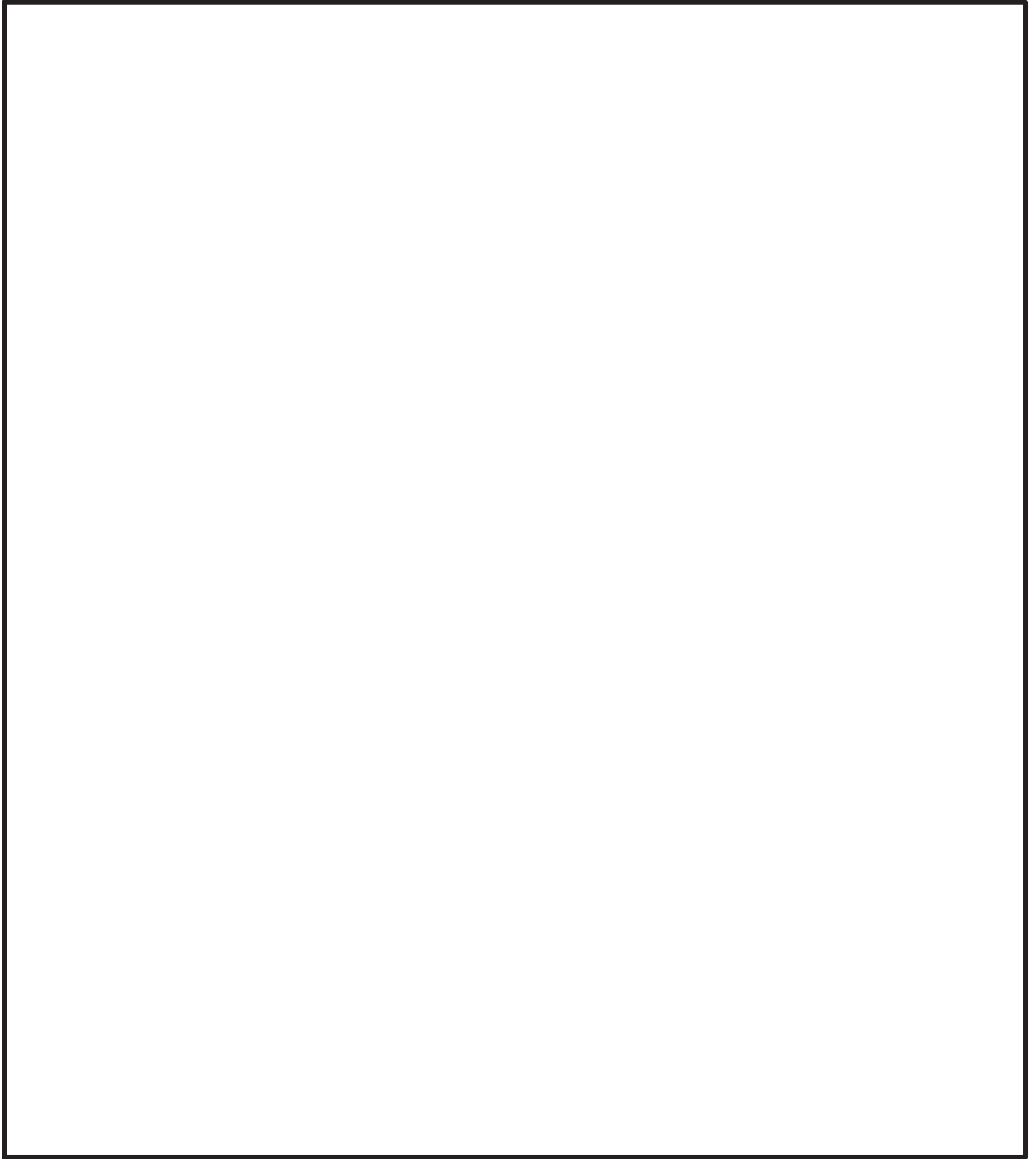


図4-10 グランドシャインガンマ線の評価モデル (1/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

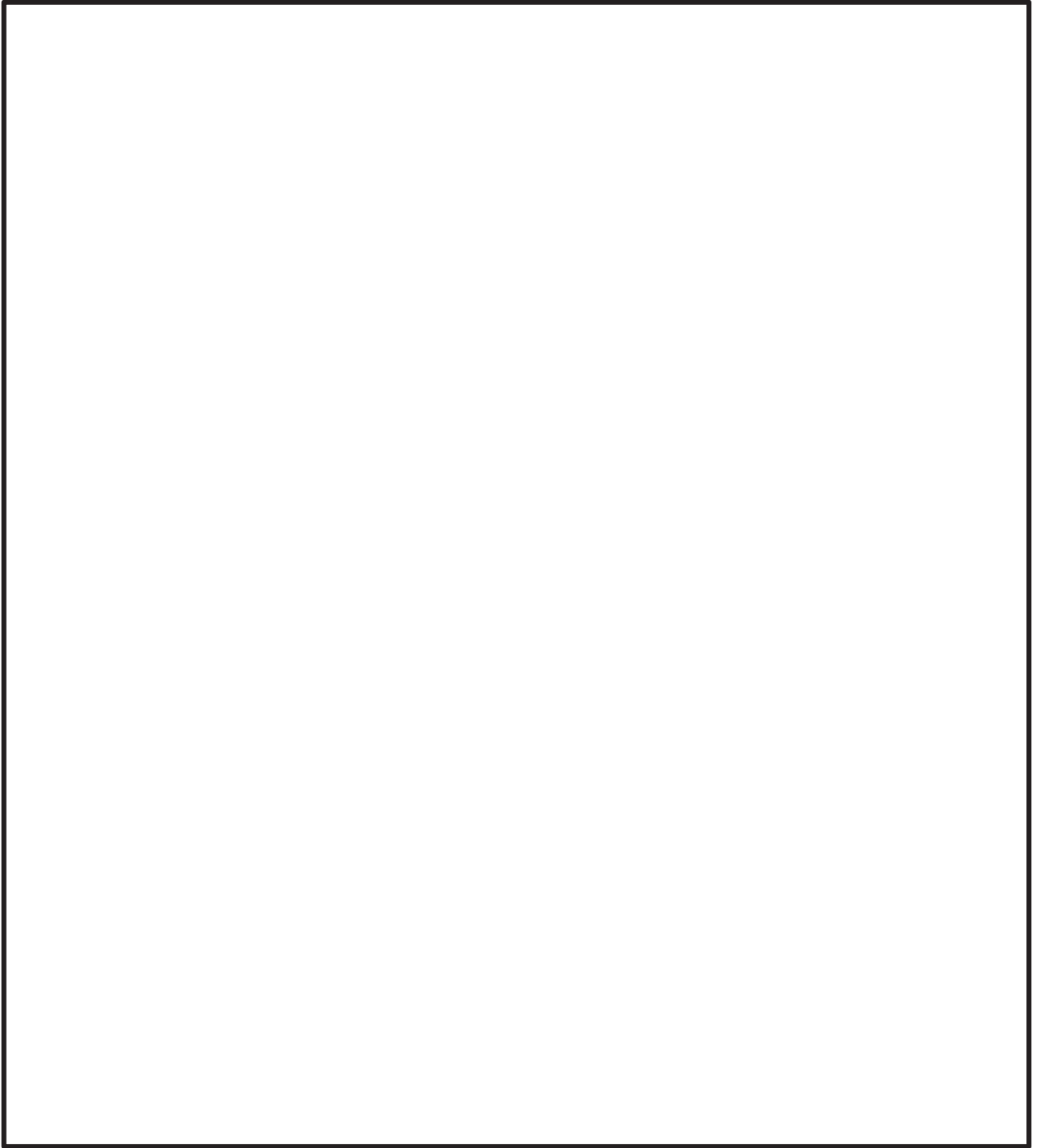


図4-10 グランドシャインガンマ線の評価モデル (2/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

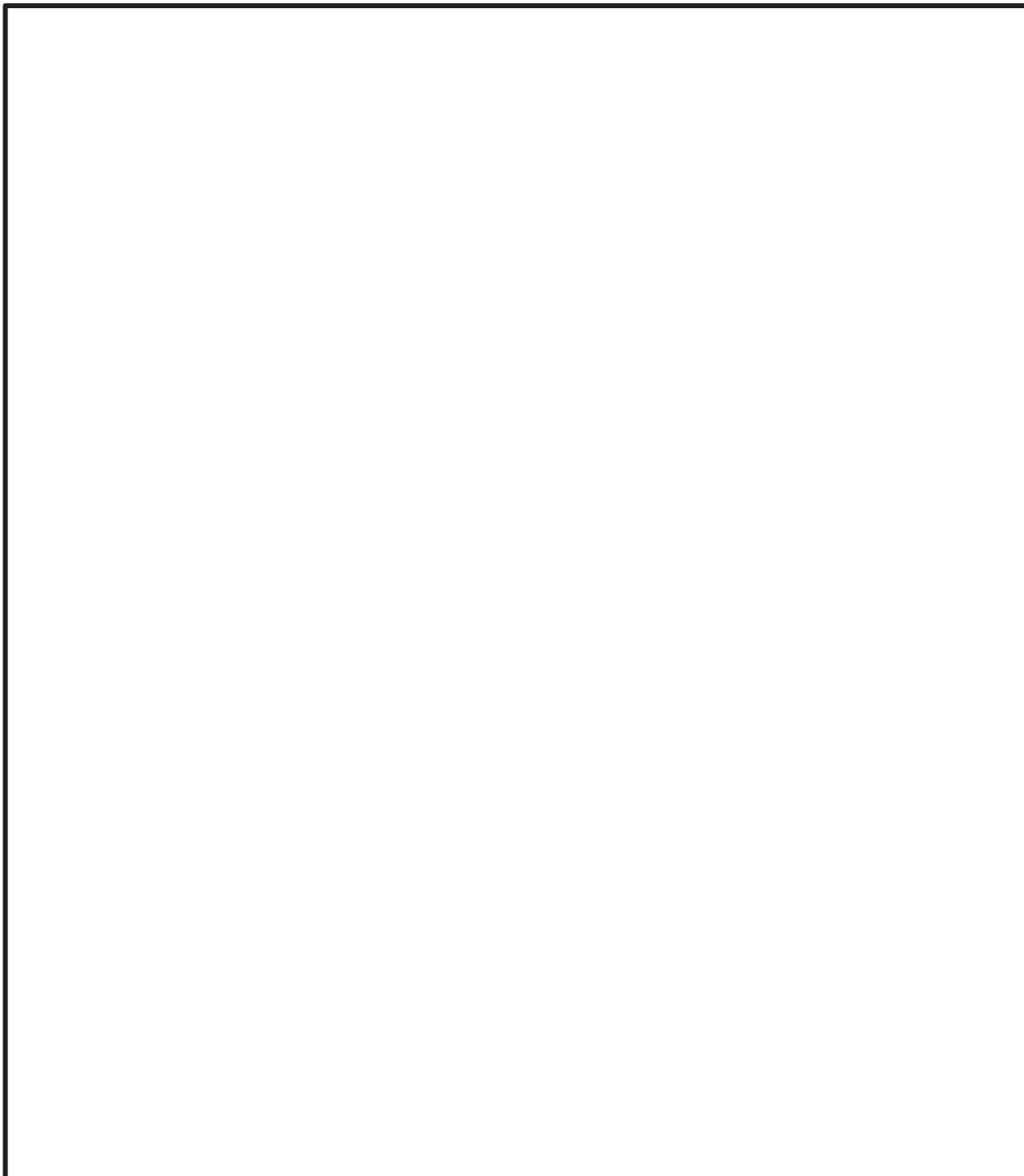


図4-10 グランドシャインガンマ線の評価モデル (3/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図4-10 グランドシャインガンマ線の評価モデル (4/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

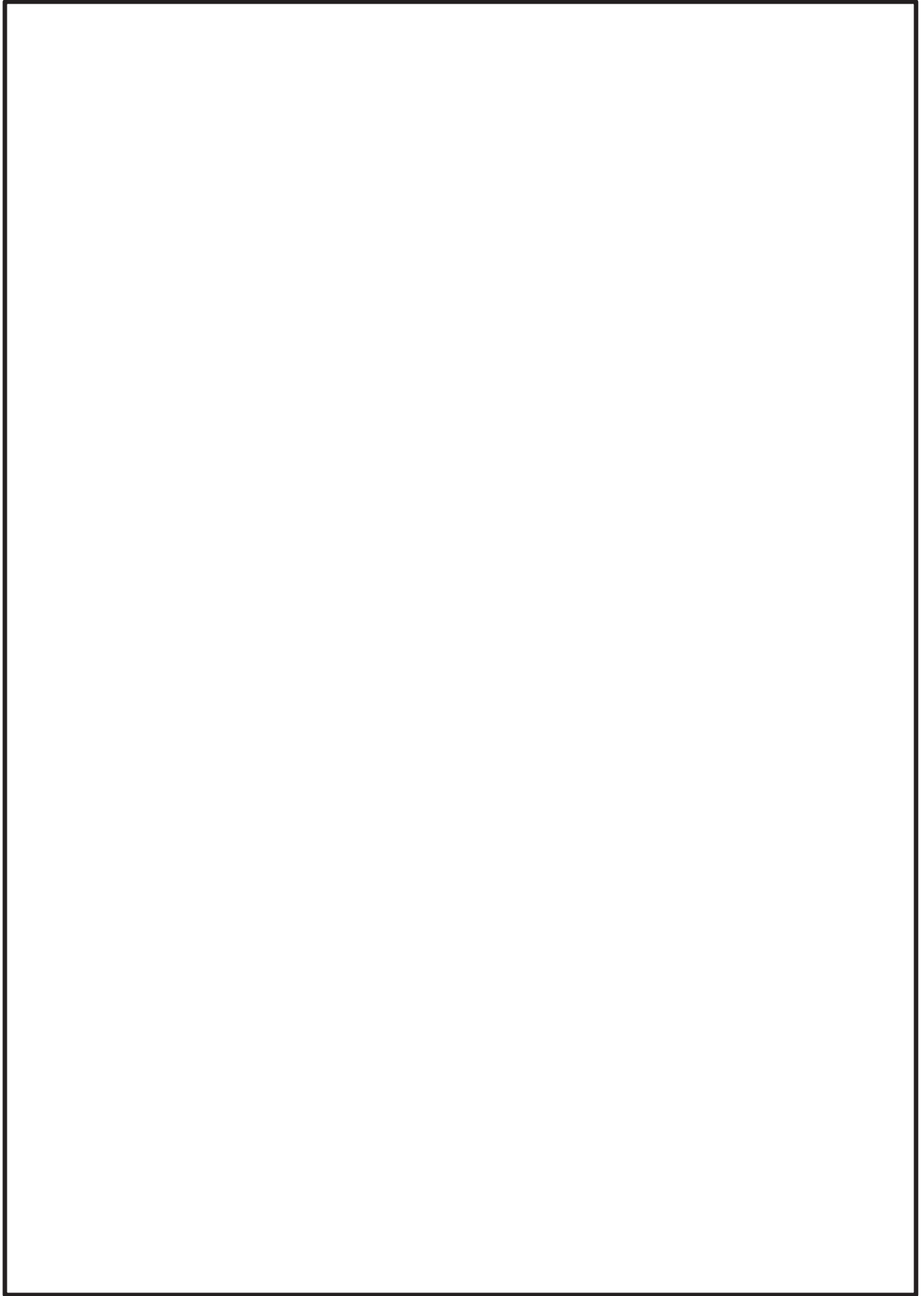


図4-11 緊急時対策所のバウンダリ体積

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

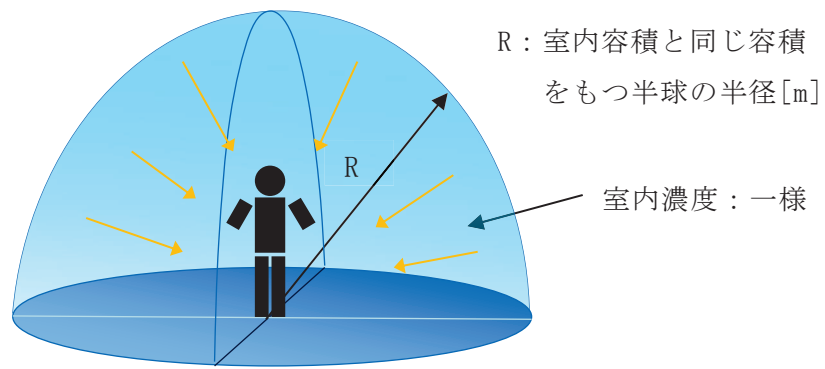


図4-12 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価モデル図

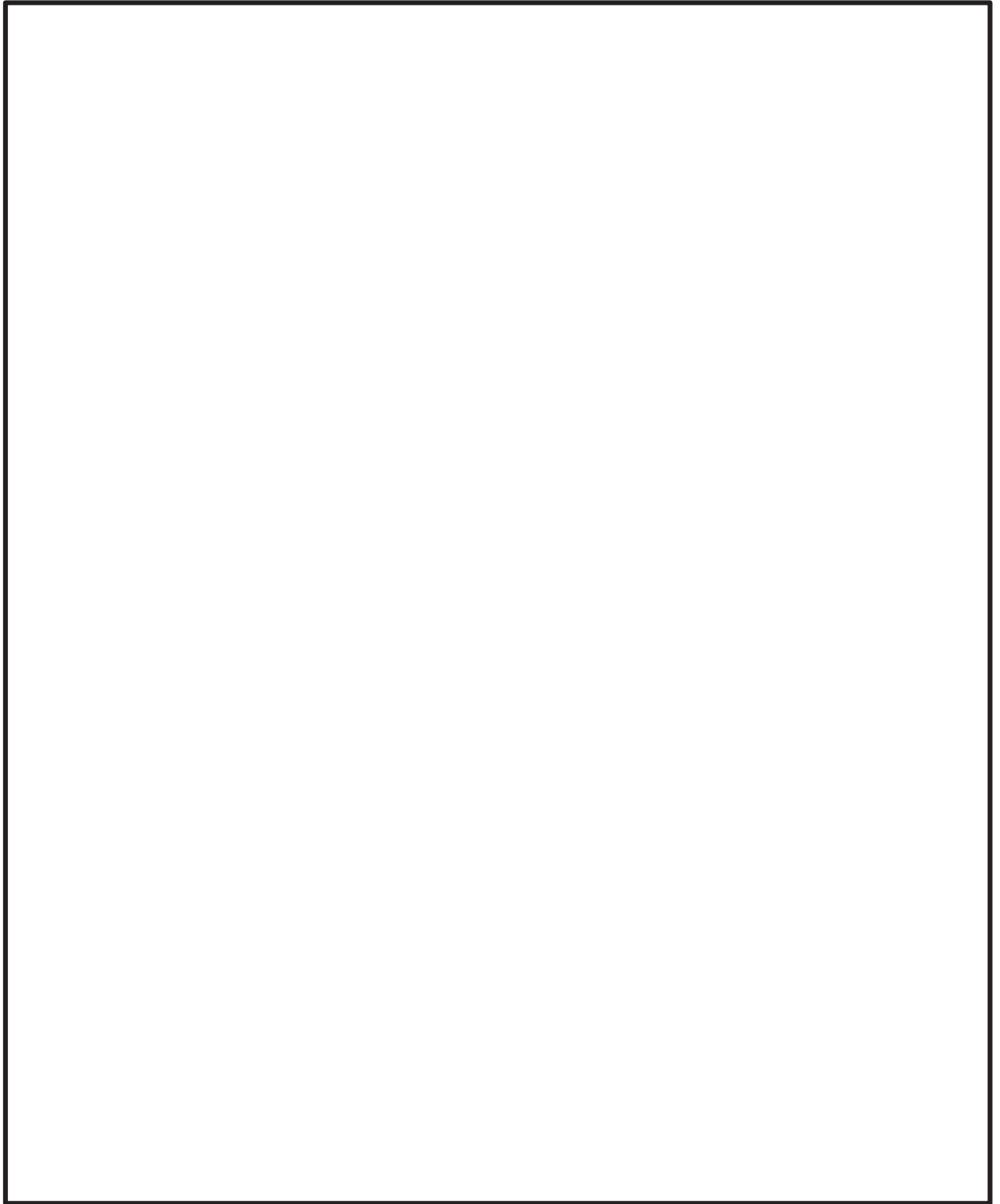


図4-13 隣接区画内に取り込まれた放射性物質の直接ガンマ線による
被ばくの評価モデル(1/3)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

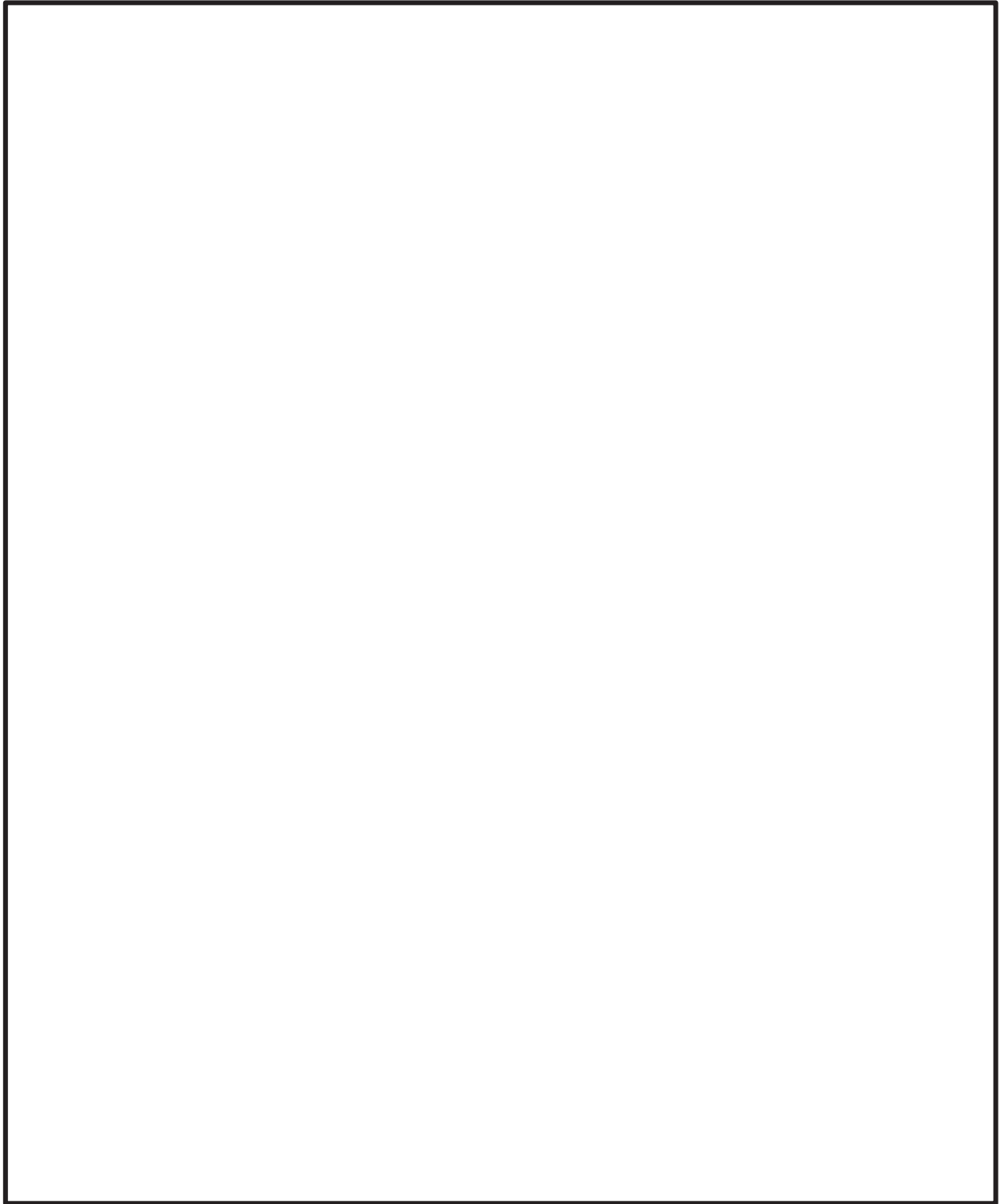


図4-13 隣接区画内に取り込まれた放射性物質の直接ガンマ線による
被ばくの評価モデル(2/3)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

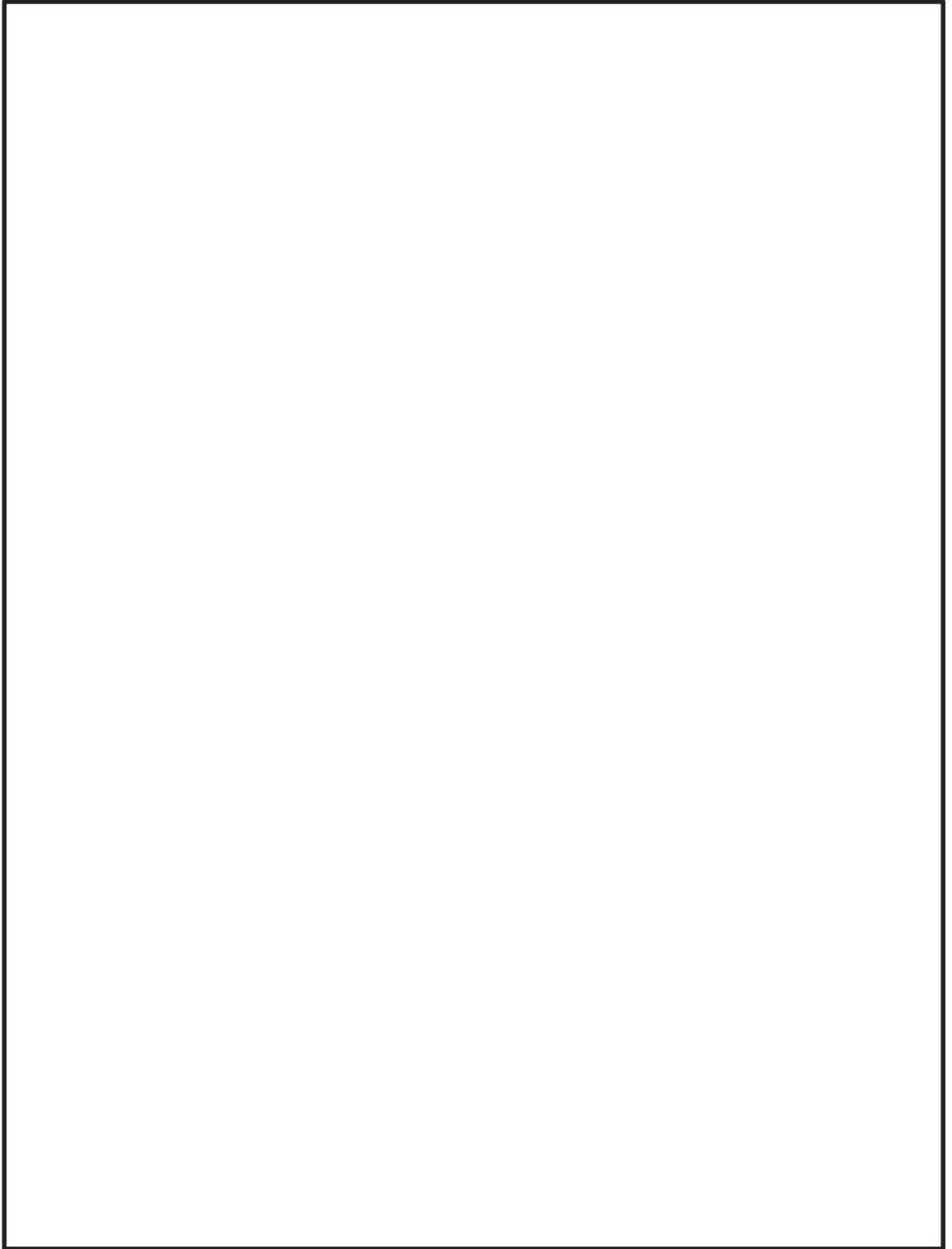


図4-13 隣接区画内に取り込まれた放射性物質の直接ガンマ線による
被ばくの評価モデル(3/3)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

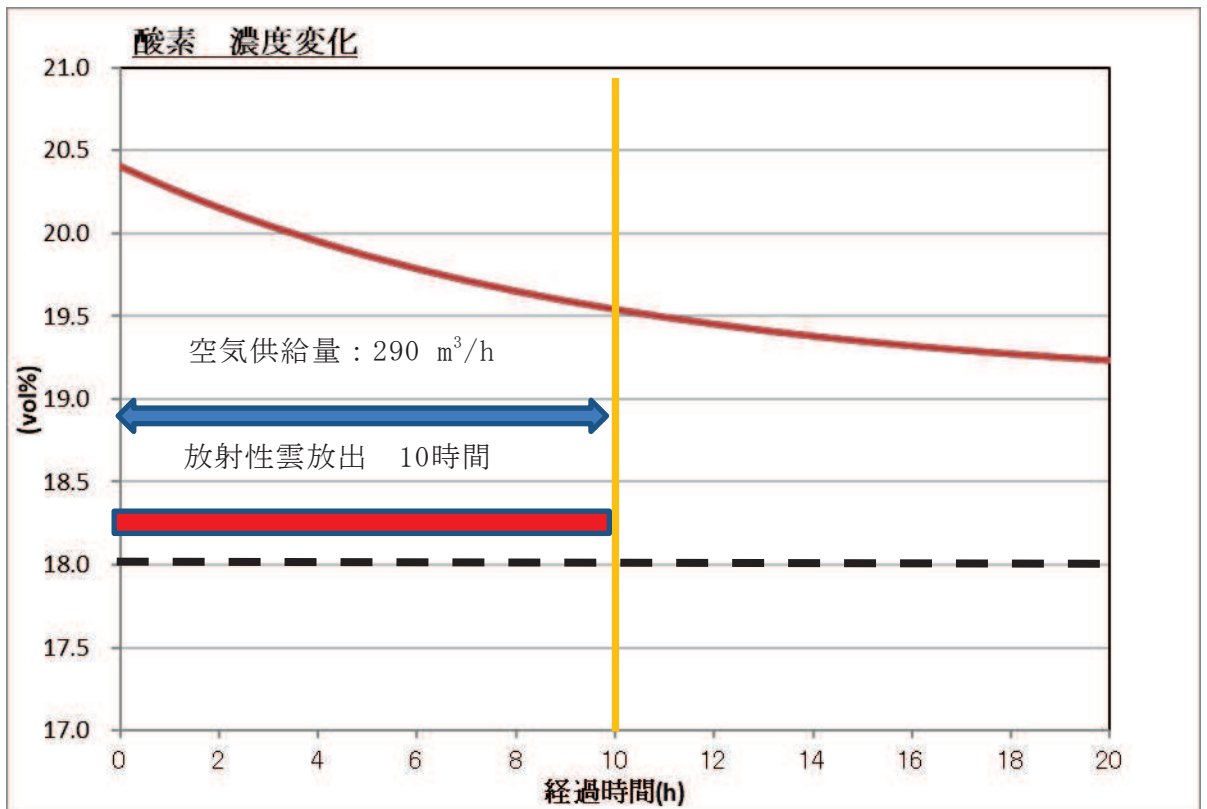
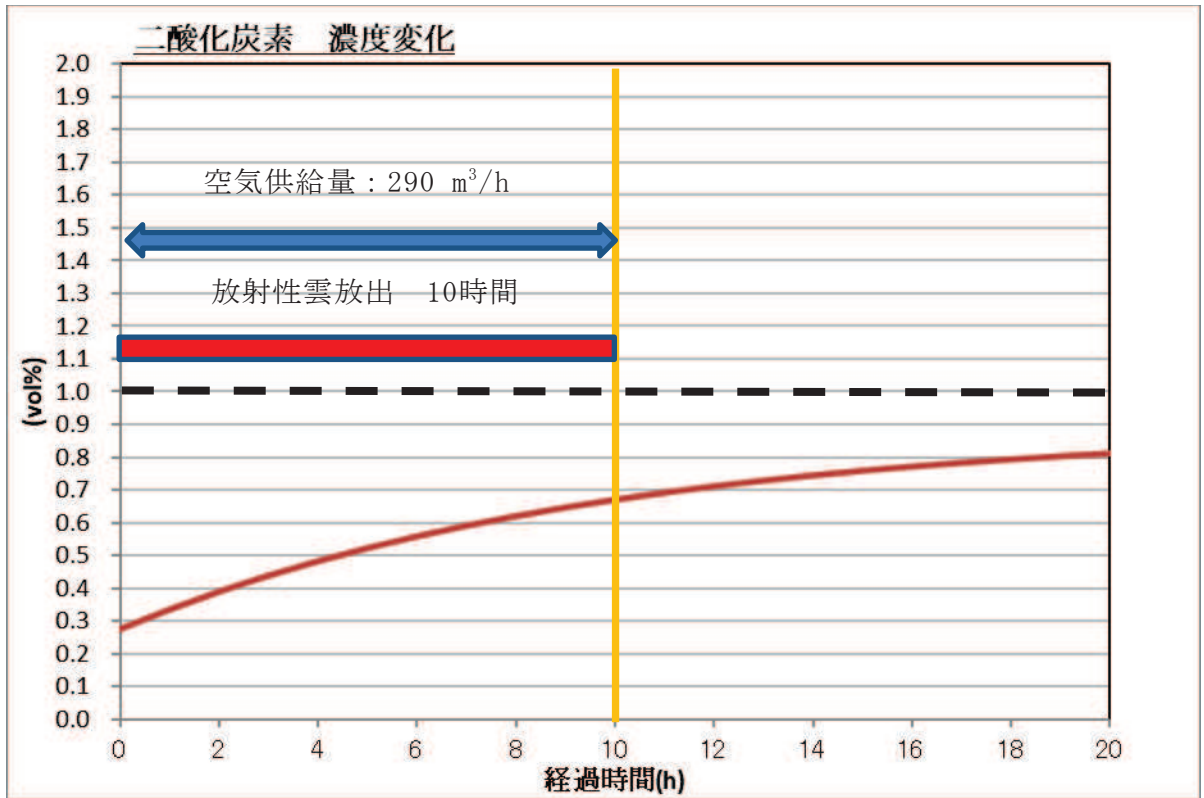


図4-14 緊急時対策所内酸素濃度及び二酸化炭素濃度推移

緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持について

緊急時対策所非常用フィルタ装置は、除去効率（性能）を維持するよう、十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とするとともに、フィルタに付着する核分裂生成物の崩壊熱により性能が低下しない設計とする。

1. フィルタ捕集量

緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ捕集量は、表1-1に示す炉内内蔵量及び図1-1に示す過程による評価の結果、エアロゾル粒子量は約 1×10^{-1} g、よう素量は約0.7mgである。

高性能エアフィルタの粉塵保持容量は、約370g/枚であり、高性能エアフィルタの枚数は、2枚/基のうちチャコールより前置している枚数は1枚/基となり、保持容量は約370gとなる。

チャコールエアフィルタの保持容量は、保守的に考え保持容量の小さいヨウ化カリウム添着炭の $100 \mu\text{g/g}$ を保持できるものとする。活性炭充填量は17.3kg/トレイで、6トレイ/基設置しており、うち2枚はテストキャニスタ用につき計4枚/基が使用可能であるが、前置している枚数は2枚/基となり、保持容量は3.46gとなる。

緊急時対策所非常用フィルタ装置の捕集量並びに保持容量及び吸着容量を表1-2に示す。

2. フィルタに付着した核分裂生成物崩壊熱による温度上昇

(1) フィルタに付着した核分裂生成物崩壊熱による発熱量

フィルタの発熱量 Q_F は、線量評価における割合で大気に放出された核分裂生成物（希ガス除く）が、緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタにより全量捕集されるものとし、フィルタに蓄積する最大放射能とアルファ線、ベータ線及びガンマ線の全吸収エネルギーを乗じて全吸収による発熱量 Q_F を下式により計算する。

フィルタに蓄積する最大放射能及び最大発熱量を表1-3に示す。

$$Q_F = q_F \times (\text{アルファ線全吸収エネルギー} + \text{ベータ線全吸収エネルギー} + \text{ガンマ線全吸収エネルギー}) \times 1.6 \times 10^{-19}$$

$$q_F = \int^T q_1(t) \cdot \chi/Q \cdot L_F dt$$

ここで

q_F : フィルタに蓄積する最大放射能 (Bq)

$q_1(t)$: 事故後t時間における放出率 (Bq/s)

χ/Q : 緊急時対策所における相対濃度 (s/m^3)

L_F : 送風機稼動中の風量 ($1000\text{m}^3/\text{h}$)

T :送風機稼動時間(h)

以上から $Q_F = \text{約}1.6\text{W}$ となり、保守的に 10W として温度評価を行う。

(2) フィルタに付着した核分裂生成物崩壊熱による温度上昇

崩壊熱による発熱量($Q_F = 10\text{W}$)と、非常用フィルタ装置(ケーシング)の放熱量 q がバランスするときの温度上昇を求める。

ケーシングからの放熱量 q は一般的に下式により求められる。

$$q = K \times A \times \Delta T$$

ここで

ΔT :ケーシングの上昇温度($^{\circ}\text{C}$)

K :熱貫流率(約 $4.5\text{W}/(\text{m}^2 \cdot ^{\circ}\text{C})$)

$$K = 1/(1/\alpha_i + d/\lambda + 1/\alpha_o)$$

α_i :表面熱伝達率(内側) ($9\text{W}/(\text{m}^2 \cdot ^{\circ}\text{C})$)

α_o :表面熱伝達率(外側) ($9\text{W}/(\text{m}^2 \cdot ^{\circ}\text{C})$)

d :ケーシング板厚 (0.006m)

λ :ケーシング熱伝達率 ($16.3\text{W}/(\text{m} \cdot ^{\circ}\text{C})$)

A :ケーシング伝熱面積(37.44m^2)

この式と、発熱量と放熱量のバランス($Q_F = q$)より、 $\Delta T \cong 5.9 \times 10^{-2}\text{^{\circ}\text{C}}$ となる。

緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタに付着する核分裂生成物の量は、「フィルタ捕集量」より約 0.1g であり、この核分裂生成物の発熱量とフィルタユニット(ケーシング)から屋外への放熱量とのバランスを考慮すると、核分裂生成物による温度上昇は約 $5.9 \times 10^{-2}\text{^{\circ}\text{C}}$ となり、温度上昇は殆どない。

フィルタ装置の使用可能温度は設計上 $40\text{^{\circ}\text{C}}$ であること及び核分裂生成物による温度上昇は殆どないことから、除去効率(性能)が低下することはない。

表1-1 炉内内蔵量（安定核種を含む）

核種グループ	核種類	炉内内蔵量 (kg)
CsI	I 類	約 3.8×10^1
TeO ₂ , Te ₂	Te 類	約 3.8×10^1
SrO	Ba 類	約 9.3×10^1
MoO ₂	Ru 類	約 7.4×10^2
CsOH	Cs 類	約 2.8×10^2
BaO	Ba 類	約 1.3×10^2
La ₂ O ₃	La 類	約 1.2×10^3
CeO ₂	Ce 類	約 1.1×10^3
Sb	Te 類	約 2.2×10^0
UO ₂	Ce 類	約 1.1×10^5

表1-2 緊急時対策所非常用フィルタ装置の捕集量並びに保持容量及び吸着容量（1段当たり）

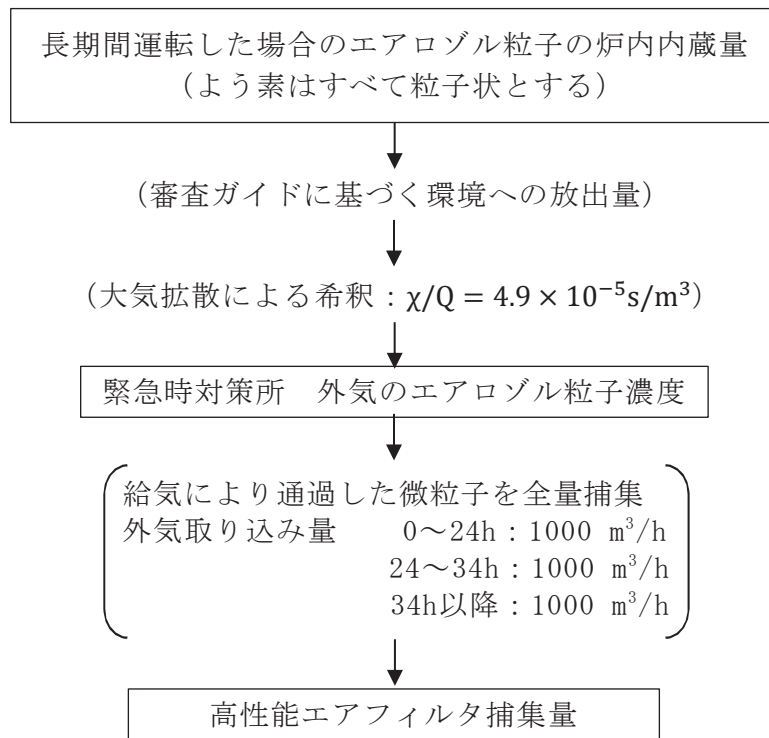
	捕集量	保持容量/吸着容量*
エアロゾル粒子	約0.1g	約370g/台
よう素	約0.7mg	約1.7g/台

注記*：緊急時対策所非常用フィルタ装置の保持容量（高性能エアフィルタ）及び吸着容量（チャコールエアフィルタ）

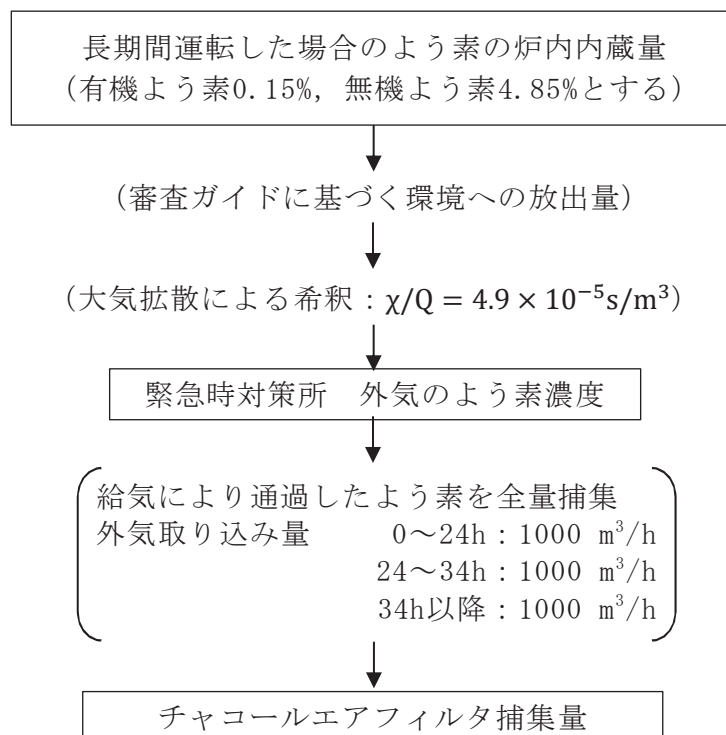
表1-3 フィルタに蓄積する最大放射能及び最大発熱量

核種	蓄積放射能 (Bq)	アルファ線 エネルギー* (eV)	ベータ線 エネルギー* (eV)	ガンマ線 エネルギー* (eV)	発熱量(W)
Co-58	7.0×10^2	—	3.4×10^4	9.7×10^5	1.1×10^{-10}
Co-60	3.0×10^2	—	9.7×10^4	2.5×10^6	1.2×10^{-10}
Rb-86	1.6×10^9	—	6.7×10^5	9.3×10^4	2.0×10^{-4}
Sr-89	8.7×10^9	—	5.8×10^5	—	8.2×10^{-4}
Sr-90	8.7×10^8	—	2.0×10^5	—	2.7×10^{-5}
Sr-91	1.9×10^9	—	6.5×10^5	7.1×10^5	4.1×10^{-4}
Sr-92	2.5×10^7	—	2.0×10^5	1.3×10^6	6.2×10^{-6}
Y-90	1.3×10^6	—	9.3×10^5	1.3×10^0	2.0×10^{-7}
Y-91	1.6×10^7	—	6.0×10^5	3.1×10^3	1.6×10^{-6}
Y-92	5.4×10^5	—	1.5×10^6	2.5×10^5	1.5×10^{-7}
Y-93	3.8×10^6	—	1.2×10^6	9.6×10^4	7.7×10^{-7}
Zr-95	2.2×10^7	—	1.2×10^5	7.3×10^5	2.9×10^{-6}
Zr-97	8.0×10^6	—	7.1×10^5	1.9×10^5	1.1×10^{-6}
Nb-95	2.2×10^7	—	4.5×10^4	7.6×10^5	2.8×10^{-6}
Mo-99	3.5×10^4	—	3.9×10^5	1.5×10^5	3.1×10^{-9}
Tc-99m	3.4×10^4	—	1.5×10^4	1.3×10^5	7.7×10^{-10}
Ru-103	3.6×10^4	—	6.7×10^4	5.0×10^5	3.3×10^{-9}
Ru-105	5.9×10^2	—	4.1×10^5	7.4×10^5	1.1×10^{-10}
Ru-106	1.3×10^4	—	1.0×10^4	—	2.0×10^{-11}
Rh-105	1.6×10^4	—	1.5×10^5	7.7×10^4	6.0×10^{-10}
Sb-127	3.4×10^{10}	—	3.1×10^5	6.9×10^5	5.5×10^{-3}
Sb-129	3.2×10^9	—	4.0×10^5	1.4×10^6	9.1×10^{-4}
Te-127	3.4×10^{10}	—	2.2×10^5	4.9×10^3	1.3×10^{-3}
Te-127m	2.8×10^9	—	7.6×10^4	1.1×10^4	3.8×10^{-5}
Te-129	1.4×10^{10}	—	5.4×10^5	6.2×10^4	1.3×10^{-3}
Te-129m	1.5×10^{10}	—	2.7×10^5	3.7×10^4	7.4×10^{-4}
Te-131m	6.4×10^{10}	—	1.6×10^5	1.4×10^6	1.6×10^{-2}
Te-132	5.5×10^{11}	—	9.7×10^4	2.3×10^5	2.9×10^{-2}
I-131	1.7×10^{12}	—	1.9×10^5	3.8×10^5	1.5×10^{-1}
I-132	2.1×10^{12}	—	4.9×10^5	2.3×10^6	9.5×10^{-1}
I-133	1.7×10^{12}	—	4.1×10^5	6.1×10^5	2.8×10^{-1}
I-134	9.7×10^4	—	6.3×10^5	2.6×10^6	5.1×10^{-8}
I-135	2.8×10^{11}	—	3.4×10^5	1.6×10^6	8.6×10^{-2}
Cs-134	1.1×10^{11}	—	1.6×10^5	1.6×10^6	3.2×10^{-2}
Cs-136	3.0×10^{10}	—	1.3×10^5	1.4×10^6	7.6×10^{-3}
Cs-137	9.4×10^{10}	—	2.5×10^5	5.6×10^5	1.2×10^{-2}
Ba-139	1.0×10^5	—	9.0×10^5	4.6×10^4	1.6×10^{-8}
Ba-140	1.5×10^{10}	—	3.2×10^5	1.8×10^5	1.2×10^{-3}
La-140	2.4×10^7	—	5.4×10^5	2.3×10^6	1.1×10^{-5}
La-141	3.3×10^5	—	9.6×10^5	2.7×10^4	5.3×10^{-8}
La-142	4.9×10^2	—	8.7×10^5	2.4×10^6	2.5×10^{-10}
Ce-141	8.1×10^7	—	1.7×10^5	7.7×10^4	3.2×10^{-6}
Ce-143	4.7×10^7	—	4.3×10^5	2.8×10^5	5.4×10^{-6}
Ce-144	6.3×10^7	—	9.1×10^4	1.9×10^4	1.1×10^{-6}
Pr-143	1.9×10^7	—	3.2×10^5	9.0×10^{-3}	9.7×10^{-7}
Nd-147	7.9×10^6	—	2.7×10^5	1.4×10^5	5.2×10^{-7}
Np-239	6.8×10^8	—	2.6×10^5	1.8×10^5	4.8×10^{-5}
Pu-238	1.3×10^5	5.5×10^6	1.1×10^4	2.1×10^3	1.1×10^{-7}
Pu-239	1.7×10^4	5.1×10^6	7.5×10^3	1.1×10^3	1.4×10^{-8}
Pu-240	1.9×10^4	5.2×10^6	1.1×10^4	1.9×10^3	1.5×10^{-8}
Pu-241	6.7×10^6	1.2×10^2	5.2×10^3	1.8×10^0	5.7×10^{-9}
Am-241	2.1×10^3	5.5×10^6	3.7×10^4	2.9×10^4	1.9×10^{-9}
Cm-242	6.6×10^5	6.1×10^6	9.6×10^3	2.0×10^3	6.4×10^{-7}
Cm-244	4.2×10^4	5.8×10^6	7.9×10^3	1.7×10^3	3.9×10^{-8}

注記* : JAEA-Data/Code 2011-025 「JENDL FP Decay Data File 2011 and Fission Yields Data File 2011」 March 2012 日本原子力研究開発機構
 JAERI 1347 「Nuclear Decay Data for Dosimetry Calculation Revised Data of ICRP Publication 38」 February 2005 日本原子力研究所



緊急時対策所非常用フィルタ装置の高性能エアフィルタ捕集量評価の過程



緊急時対策所非常用フィルタ装置のチャコールエアフィルタ捕集量評価の過程

図1-1 緊急時対策所非常用フィルタ装置（高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタ）捕集量評価の過程

緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について

緊急時対策所に設置する出入口開口部又は配管その他の貫通部から、緊急時対策所遮蔽を透過せず、散乱等によるストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう、放射線の漏えい防止措置を講ずる。

1. 出入口開口部に対する考慮

緊急時対策所の出入口開口からのストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう、遮蔽扉とする。

2. 配管その他の貫通部に対する考慮

緊急時対策所の配管その他の貫通部からのストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう、以下の放射線の漏えい防止措置を講ずる。

- (1) 貫通部は、原則として床上2m以上の位置に設置する。
- (2) 貫通部は、原則として貫通部を通して線源が直接見通せない位置に設置する。
- (3) 隣接する貫通部は、可能な限り間隔を空ける。
- (4) 貫通部の大きさは、可能な限り小さくする。