

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第6号機 設計及び工事計画審査資料	
資料番号	KK6 補足-011-4 改1
提出年月日	2024年2月5日

原子炉格納施設の設計条件に関する説明書に係る補足説明資料
(格納容器圧力逃がし装置の設計)

2024年2月
東京電力ホールディングス株式会社

原子炉格納施設の設計条件に関する説明書に係る補足説明資料

(格納容器圧力逃がし装置の設計)

目 次

補足1	格納容器圧力逃がし装置の漏えいに対する考慮について	補足1-1
補足2	フィルタ装置及びよう素フィルタの各構成要素における機能について	補足2-1
補足3	電源構成の考え方について	補足3-1
補足4	スクラバ水が管理範囲を超えた場合の措置について	補足4-1
補足5	ラプチャーディスクの信頼性について	補足5-1
補足6	格納容器圧力逃がし装置の計測設備の網羅性について	補足6-1
補足7	格納容器圧力逃がし装置の計測設備の概略構成図	補足7-1
補足8	フィルタ装置水素濃度の計測時間遅れについて	補足8-1
補足9	配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について	補足9-1
補足10	主ライン・弁の構成について	補足10-1
補足11	系統内の水素濃度について	補足11-1
補足12	格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理	補足12-1
補足13	計測設備が計測不能になった場合の推定方法, 監視場所について	補足13-1
補足14	エアロゾルの密度の変化が慣性衝突効果に与える影響について	補足14-1
補足15	フィルタ装置における化学反応熱について	補足15-1
補足16	スクラバ水スロッシングの影響について	補足16-1
補足17	ベント実施時の発生荷重について	補足17-1
補足18	フィルタ装置の内部構造物強度計算について	補足18-1
補足19	FPの再揮発による影響	補足19-1
補足20	FPの放射性壊変による被ばく評価への影響	補足20-1
補足21	フィルタの除去性能に与える影響について	補足21-1
補足22	ステンレス構造材, 膨張黒鉛ガスケットの妥当性について	補足22-1
補足23	製造時における内部構造物の検査について	補足23-1
補足24	ベント実施時の放射線監視測定 of 考え方について	補足24-1
補足25	格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮について	補足25-1
補足26	枝管に対する混合ガスの蓄積評価について	補足26-1

格納容器圧力逃がし装置の漏えいに対する考慮について

1. 設計条件

格納容器圧力逃がし装置を構成する容器，配管等に使用する材料については，ステンレス鋼，炭素鋼を使用しており，想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重及びその他の使用条件においてその機能が発揮できるよう，構造設計を行っている。また，炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し，特に屋外に敷設される配管の外面については，海塩粒子の付着による腐食防止の観点から，ウレタン系等の防食塗装を行う。

表1に主要な設計条件を，図1に材質範囲を示す。

表 1 格納容器圧力逃がし装置設備の主要設計条件

最高使用圧力	620kPa [gage] (ラブチャーディスク(フィルタ装置出口側)まで)
	250kPa [gage] (ラブチャーディスク(フィルタ装置出口側)以降)
最高使用温度	200℃
機器クラス	重大事故等クラス 2
耐震クラス	基準地震動 S _s にて機能維持

2. 設計上の考慮事項

スクラバ水と接液する各部位及びその影響を受ける各部位については、スクラバ水の性状（高アルカリ性）と重大事故等時に原子炉格納容器より放出される放射性物質を捕集・保持すること（高線量）を考慮して、発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む）））J S M E S N C 1-2005/2007（以下「設計・建設規格」という。）のクラス2機器設計による頑健性に加え、漏えい対策として設計上の考慮事項を設けている。

具体的な設計上の考慮事項を表2に示す。

表2 各部位の設計上の考慮事項

部位	設計考慮内容
フィルタ装置	<ul style="list-style-type: none"> • 溶接部は発電用原子力設備規格（溶接規格）J S M E S N B 1-2001（以下「溶接規格」という。）に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 • スクラバ水が高アルカリ性（pH <input type="text"/> 以上）であること、重大事故等におけるベント時にはスクラバ水が高温（～200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。 • マンホールのフランジ部は、適切なガスケットを使用し、ボルトの締め付け管理により、漏えい防止を図る（表3）。
よう素フィルタ	<ul style="list-style-type: none"> • 溶接部は溶接規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 • 重大事故等におけるベント時には高温（～200℃）蒸気が流入することを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。 • マンホールのフランジ部は、適切なガスケットを使用し、ボルトの締め付け管理により、漏えい防止を図る（表3）。
配管・弁	<ul style="list-style-type: none"> • 容器、配管、弁の接続部のうち溶接構造としている箇所について、溶接部は溶接規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 • フランジ接続部は、適切なガスケットを使用し、ボルトの締め付け管理により、漏えい防止を図る（表3）。 • 接液部は、スクラバ水が高アルカリ性（pH <input type="text"/> 以上）であること、重大事故等におけるベント時にはスクラバ水が高温（～200℃）となること及び高温（～200℃）蒸気が流入することを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。

表3 主なガスケット類の使用箇所

ガスケット類の使用部位	ガスケット類の材質
フィルタ装置フランジ部 よう素フィルタフランジ部 ドレン設備フランジ部 給水設備フランジ部	ガスケット内外輪：ステンレス製 フィラー材：膨張黒鉛製
上記フランジ部以外の接続部	膨張黒鉛製

以上のとおり，格納容器圧力逃がし装置の各設備については，スクラバ水の漏えいを防止する対策を実施するが，万一スクラバ水がフィルタベント遮蔽壁内に漏えいした場合でも，漏えいを検出し，漏えい水を移送できるよう，排水設備を設置するとともに，フィルタベント遮蔽壁の想定水没部を防水処理することで，汚染の拡大防止を図る計画としている。

3. 漏えい対策

格納容器圧力逃がし装置の各設備については，スクラバ水の性状（高アルカリ性）と重大事故等時に放出される放射性物質の捕捉・保持（汚染水の貯蔵）を達成するよう，構造材には耐食性に優れた材料を選定し，重大事故等時の使用環境条件及び基準地震動 S_s に対して機能維持するような，構造設計としている。また，フィルタ装置内のスクラバ水はドレン移送ポンプによりサプレッションチェンバ等に移送することとなるが，これらの設備についても漏えいし難い構造としている。

図2に排水設備の構成，表4に各部位の設計上の考慮事項，図3にドレン移送ポンプの構造を示す。

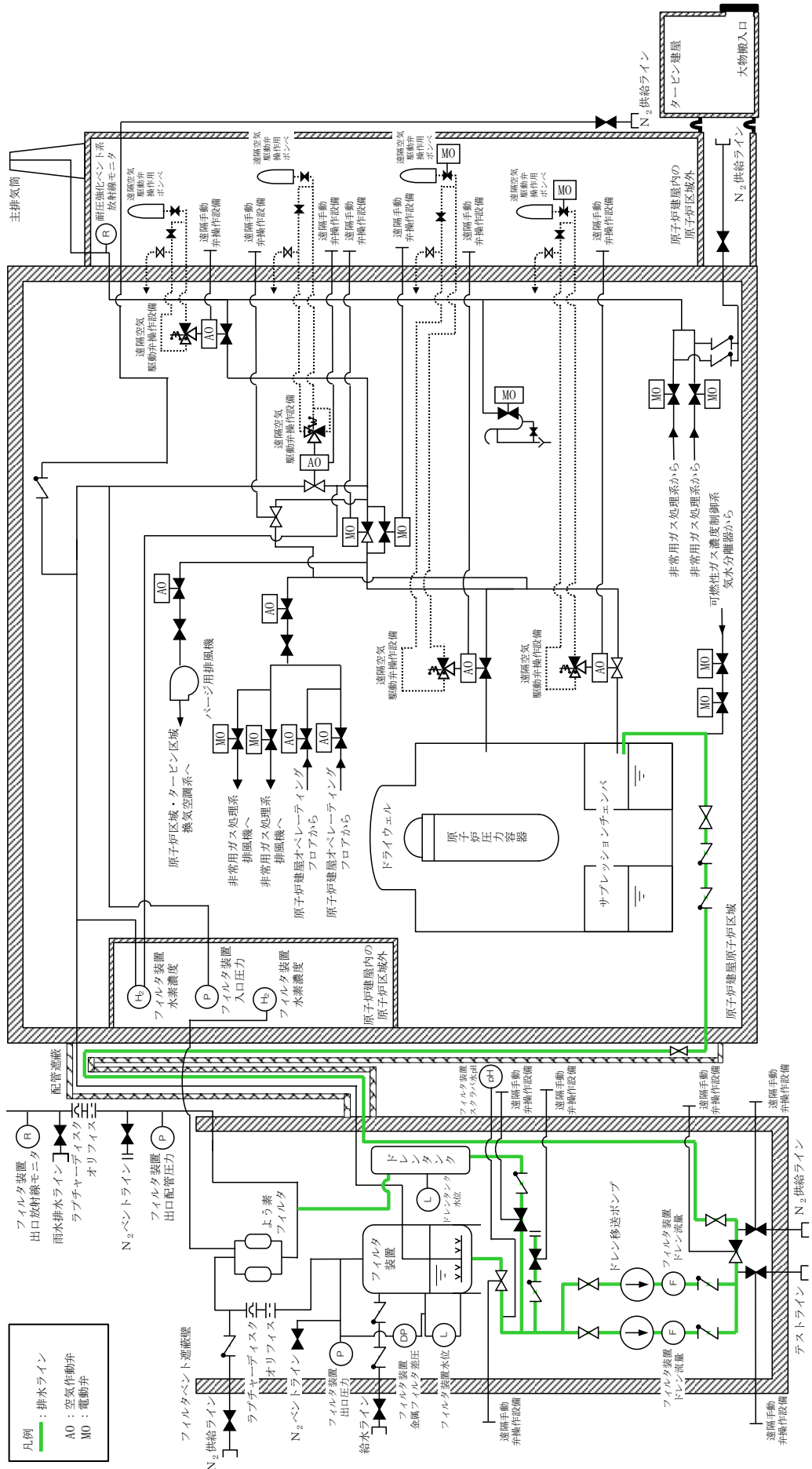


図2 排水設備の構成

表 4 各部位の設計上の考慮事項

部位	設計考慮内容
ドレン移送ポンプ (キャンドポンプ)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高温，高アルカリ性（pH□以上），放射線を考慮し，耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで，健全性を確保する。 ・ シール部に使用するガスケットについては，温度・圧力・放射線の影響を考慮して，膨張黒鉛を採用する。 ・ 軸封部は密閉され，漏えいしない構造とする（図3）。
配管・弁	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高温，高アルカリ性（pH□以上），放射線を考慮し，耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで，健全性を確保する。 ・ 設計・建設規格のクラス2機器の規定を適用して設計するとともに，基準地震動S_sに対して機能を維持するよう設計する。 ・ フランジ接続部には，温度・圧力・放射線の影響を考慮して，膨張黒鉛製のガスケットを採用する。

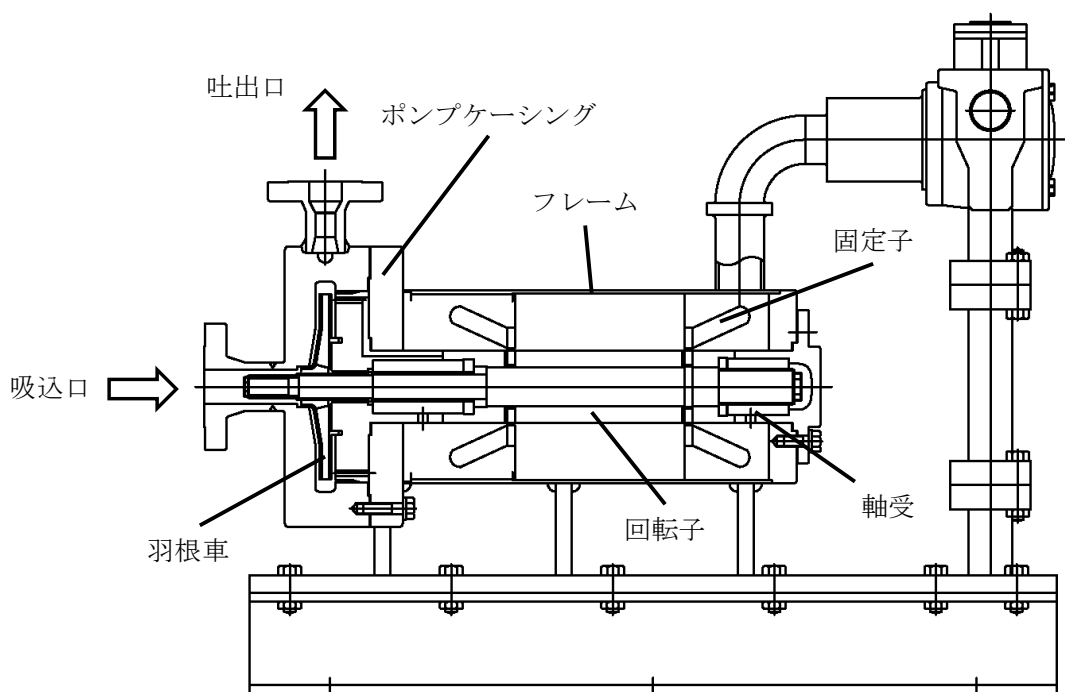


図 3 ドレン移送ポンプの構造

4. フィルタベント遮蔽壁の設計上の考慮

フィルタ装置を設置するフィルタベント遮蔽壁は，鉄筋コンクリート造の構造物で地上に設置し，基準地震動S_sに対して機能維持するよう構造設計をしている。

万一，フィルタ装置外にスクラバ水が漏えいした場合でも，漏えい検出できるようにフィルタ装置にフィルタ装置水位を設置する。また，樹脂系塗装等によりフィルタベント遮蔽壁内部の想定水没部を防水処理することにより，構造的に漏えいの拡大が防止できる設計とする。

なお，フィルタベント遮蔽壁の貫通部は，コーキング又はOリングにて水密化することにより，貫通部からの外部への漏えいのおそれのない設計となっている。

5. 漏えい時等の対応

格納容器圧力逃がし装置の各設備については、スクラバ水の漏えいを防止する設計とするが、万一、フィルタ装置外にスクラバ水が漏えいした場合でも、漏えい検出できるようフィルタ装置にフィルタ装置水位を設置する。

フィルタベント遮蔽壁内における漏えい水は、フィルタベント遮蔽壁内のサンプへ収集され、ドレン移送ポンプによりフィルタベント遮蔽壁外へ移送できる設計とする。移送先はサプレッションプールとする。

表5にドレン移送ポンプの仕様を、図2に排水設備系統概略図を、図4にフィルタベント遮蔽壁断面図を示す。

表 5 ドレン移送ポンプ仕様

型式	キャンドポンプ
容量	約 10m ³ /h
揚程	約 50m
台数	2
駆動源	電動駆動（交流）



図 4 フィルタベント遮蔽壁断面図

フィルタ装置及びよう素フィルタの各構成要素における機能について

1. フィルタ装置及びよう素フィルタの機能

フィルタ装置及びよう素フィルタは、①水スクラバ、②金属フィルタ、③よう素フィルタの3つのセクションで構成され、その構成要素は以下のとおりである。フィルタ装置及びよう素フィルタの機能模式図を図1に示す。

① 水スクラバ…スクラバノズル，スクラバ水，気泡細分化装置

② 金属フィルタ…ウェブ，金属繊維焼結シート

③ よう素フィルタ…銀ゼオライト

注： ②と③の出口側配管に流量制限オリフィスを設ける。

ベントガスはまず水スクラバに流入し、ベントガスに含まれるエアロゾル及び無機よう素が捕捉され、スクラバ水に保持される。金属フィルタでは、水スクラバで捕捉できなかったエアロゾルを捕捉・保持する。よう素フィルタでは、ベントガスに含まれる放射性のよう素を捕捉・保持する。これら3つのセクションのうち、水スクラバと金属フィルタはフィルタ装置に格納され、その下流側によりよう素フィルタが接続される構成となっている。

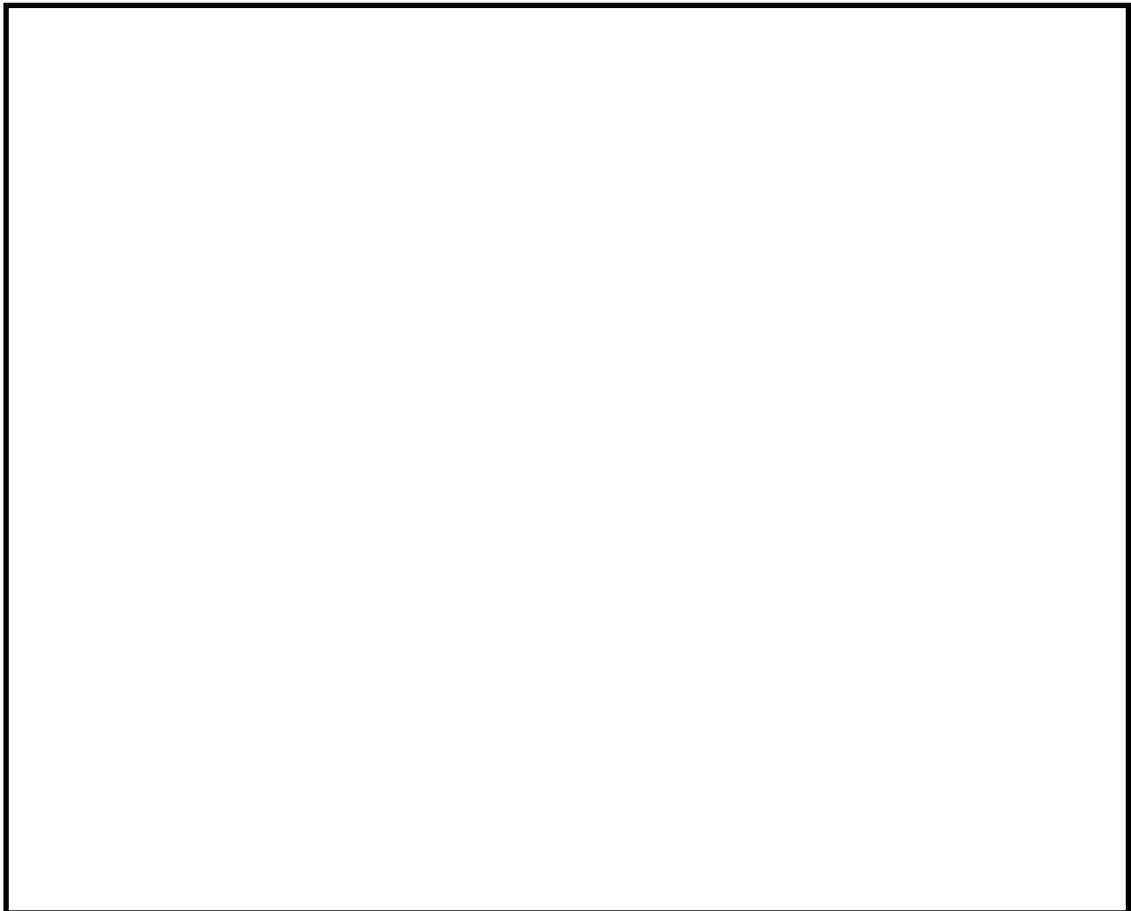


図1 フィルタ装置内及びよう素フィルタ内のベントガスの流れ

①水スクラバの機能

水スクラバ
(スクラバノズル、スクラバ水、気泡細分化装置)

金属フィルタ
(ウエブ、焼結シート、ウエブ)

オリフィス
(フィルタ装置出口、よう素フィルタ出口)

よう素フィルタ
(銀ゼオライト)

水スクラバには以下の機能がある。

● 機能(1)・・・【エアロゾルの捕捉・保持】

水スクラバは、スクラバノズルにベントガスを通し、気泡細分化装置によりスクラバ水中の気泡を細分化することでエアロゾルが水と接触する面積を大きくすることにより、効果的にエアロゾルをスクラバ水中に捕捉する。捕捉したエアロゾルをスクラバ水中に保持する。

● 機能(2)・・・【無機よう素の捕捉・保持】

無機よう素は、フィルタ装置内のスクラバ水に添加された薬剤と化学反応させることにより水スクラバで捕捉する。捕捉した無機よう素をスクラバ水中に保持する。

● 機能(3)・・・【崩壊熱の除去】

放射性物質から発生する熱をスクラバ水の蒸発により大気へ輸送する。

①水スクラバの機能(1)【エアロゾルの捕捉・保持】

水スクラバ
(スクラバノズル、スクラバ水、気泡細分化装置)

金属フィルタ
(ウェブ、焼結シート、ウェブ)

オリファイタ
(フィルタ装置出口、よう素フィルタ出口)

よう素フィルタ
(銀ゼオライト)

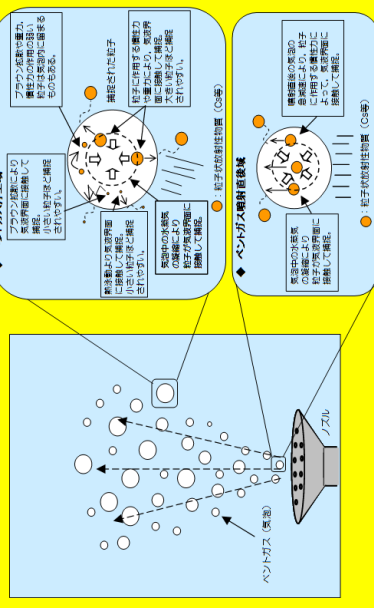
水スクラバは、スクラバノズルにベントガスを通し、気泡細分化装置によりスクラバ水中の気泡を細分化することでエアロゾルが水と接触する面積を大きくすることにより、効果的にエアロゾルをスクラバ水中へ捕捉・保持する。

● 主な原理

- a. スクラバ水中でのベントガスの気泡に作用する加速度により、ベントガス気泡中のエアロゾルに慣性力が働き、エアロゾルがスクラバ水と接触することで捕捉する。
- b. ベントガスの気泡中のエアロゾルが重力沈降し、エアロゾルがスクラバ水と接触することで捕捉する。
- c. ベントガスの気泡中のエアロゾルのブラウン運動により、エアロゾルがスクラバ水と接触することで捕捉する。
- d. スクラバ水中でベントガス気泡中の水蒸気が

凝縮することにより、エアロゾルがスクラバ水と接触することで捕捉する。

- e. ベントガス気泡中のエアロゾルの熱泳動により、エアロゾルがスクラバ水と接触することで捕捉される。



①水スクラバの機能(1)【エアロゾルの捕捉・保持】



水スクラバは、スクラバノズルにベントガスを通し、気泡細分化装置によりスクラバ水中の気泡を細分化することでエアロゾルが水と接触する面積を大きくすることにより、効果的にエアロゾルをスクラバ水中へ捕捉・保持する。

● 性能への主な影響因子

水位, 水温, ガス流速, ガス温度, ガス蒸気の割合, エアロゾル粒径

● 設計上の考慮事項

＜エアロゾルの捕捉＞

検証試験で性能が確認されているスクラバノズル噴出部での流速を踏まえ、必要本数を決定する。

＜エアロゾルの保持＞

スクラバ水の水位が確認できるようにフィルタ装置水位を設ける。

一定期間ベントが継続できる水量を待機時から保有し、外部からの補給が可能な設計とする。また、ベントガスに含まれる水蒸気が凝縮することにより、水位が上昇した場合には、外部へ排出可能な設計とする。

①水スクラバの機能(2)【無機よう素の捕捉・保持】

水スクラバ
(スクラバノズル, スクラバ水, 気泡細分化装置)

金属フィルタ
(ウェブ, 焼結シート, ウェブ)

オリファイス
(フィルタ装置出口, よう素フィルタ出口)

よう素フィルタ
(銀ゼオライト)

無機よう素は、フィルタ装置内のスクラバ水に添加された薬剤と化学反応させることにより水スクラバで捕捉する。有機よう素については、よう素フィルタ内の吸着材と化学反応させることにより捕捉する。

スクラバ水に捕捉されたよう素と、気相中に含まれる無機よう素の割合(気液分配係数)は、スクラバ水のpHの影響を受け、アルカリ性条件下では気液分配係数が大きいため、スクラバ水中に捕捉されたよう素イオンが再び無機よう素となる再揮発が抑制される。

● 現象

水スクラバを通過する際、揮発性の高い無機よう素は、添加薬剤(水酸化ナトリウム)との化学反応により不揮発性のよう素イオンに変化し、スクラバ水中に捕捉・保持される。

● 主な原理

化学(還元)反応

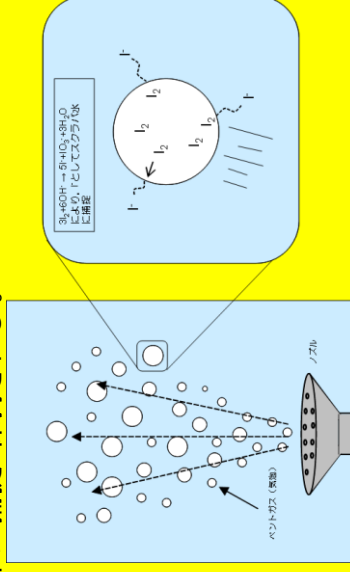


● 性能への主な影響因子

水位, 水温, ガス流量, スクラバ水pH

● 設計上の考慮事項

スクラバ水に予め反応に必要な化学薬剤(水酸化ナトリウム)を添加し、通常待機とする。



①水スクラバの機能(3)【残留熱の除去】



放射性物質から発生する熱をスクラバ水の蒸発により大気へ輸送する。

● 現象

スクラバ水中に捕捉された放射性物質の崩壊熱をスクラバ水の蒸発によって除去し、発生した蒸気を系外へ放出することで熱を大気へ輸送する。

● 設計上の考慮事項

- ベントガスによるスクラバ水の蒸発や捕捉された放射性物質の崩壊熱による発熱を考慮しても、一定期間ベントが継続できる水量を待機時から保持する。
- スクラバ水の水位が確認できるように、フィルタ装置水位を設ける。
- 水位が低下した場合においても、外部からの水の補給ができる設計とする。

②金属フィルタの機能

水スクラバ
(スクラバノズル、スクラバ水、気泡細分化装置)

金属フィルタ
(ウェブ、焼結シート、ウェブ)

オリフィス
(フィルタ装置出口、よう素フィルタ出口)

よう素フィルタ
(銀ゼオライト)

金属フィルタには以下の機能がある。

- **機能(1)・・・【湿分分離】**

水スクラバを通過したベントガスの湿分を分離する。

- **機能(2)・・・【エアロゾルの捕捉】**

水スクラバで捕捉されず通過したエアロゾルを捕集する。

②金属フィルタの機能(1)【湿分分離】

水スクラバ
(スクラバノズル、スクラバ水、気泡細分化装置)

金属フィルタ
(ウエブ、焼結シート、ウエブ)

オリフィス
(フィルタ装置出口、よう素フィルタ出口)

よう素フィルタ
(銀ゼオライト)

湿分分離機構で、ベントガスに含まれる湿分を分離する。

● 設置目的

エアロゾル捕集を効率的におこなうため、ベントガスの湿分を分離する。

● 機構

金属フィルタは、円筒状であり、内部は3層構造となっている。1層目には、φ30μmの金属繊維からなるウエブを設置し、大粒径のエアロゾルやスクラバ水の飛沫を捕捉する。2層目には、φ2μmの金属繊維焼結シートを設置し、小粒径のエアロゾルを捕捉する。3層目には、1層目と同様にφ30μmの金属繊維からなるウエブを設置する。

金属フィルタは、スクラバノズルから5038mm上方に128本設置する。ベントガスは、スクラバ水を出した後、スクラバ水から生じる湿分(液滴)を含んでいる。長時間の運転でも高い除去効率を確保するため、ウエブで液滴を分離する。

②金属フィルタの機能(2)【エアロゾルの捕捉】

水スクラバ
(スクラバノズル, スクラバ水, 気泡細分化装置)

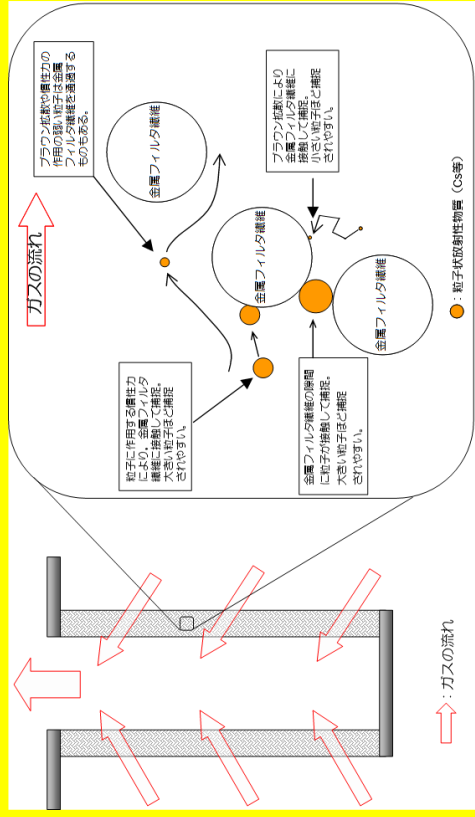
金属フィルタ
(ウェブ, 焼結シート, ウェブ)

オリファイス
(フィルタ装置出口, よう素フィルタ出口)

よう素フィルタ
(銀ゼオライト)

金属フィルタは、水スクラバで捕捉されずに通過したエアロゾルを捕捉する。

- 現象
 - a. エアロゾルに働く慣性力により、ベントガスの流線から外れ、エアロゾルが金属繊維に接触することで捕捉する。
 - b. エアロゾルのブラウン運動により、エアロゾルが金属繊維に接触することで捕捉する。
 - c. エアロゾルが、金属繊維の隙間に付着することで捕捉する。
- 主な原理
 - a. エアロゾルに働く慣性力により、ベントガスの流線から外れ、エアロゾルが金属繊維に接触することで捕捉する。
 - b. エアロゾルのブラウン運動により、エアロゾルが金属繊維に接触することで捕捉する。
 - c. エアロゾルが、金属繊維の隙間に付着することで捕捉する。
- 設計上の考慮事項
 - 性能への主な影響因子
 - 粒子の慣性力により、金属繊維に接触して捕捉されやすい。
 - 粒子の慣性力により、金属繊維に接触して捕捉されやすい。
 - 粒子の慣性力により、金属繊維に接触して捕捉されやすい。
 - 粒子の慣性力により、金属繊維に接触して捕捉されやすい。
 - 粒子の慣性力により、金属繊維に接触して捕捉されやすい。



③オリフィスの機能(1)【オリフィス(フィルタ装置出口側)】



フィルタ装置出口オリフィスは、よう素フィルタに流入する原子炉格納容器内雰囲気ガスに適切な露点温度差を持たせるため、よう素フィルタ手前でガスを急減圧するために設置する。

● 現象

飽和温度状態のベントガスはオリフィスにおける絞りにより、オリフィス下流で過熱蒸気になり、露点温度差が大きくなる。よう素フィルタは、流入するガスの露点温度差が大きいほど、有機よう素除去性能が向上する特性を有している。

● 設計上の考慮事項

オリフィスの穴径は、原子炉格納容器から原子炉建屋頂部に設置した放出口までの配管の摩擦・局所圧損、フィルタ装置の圧損、オリフィスの圧損、よう素フィルタ及びラプチャードディスクの圧損を考慮した場合、原子炉格納容器が620kPaでベントした際に、格納容器圧力逃がし装置の設計流量である31.6kg/sの水蒸気が確実に排気できるよう設定する。

③オリフィスの機能(2)【オリフィス(よう素フィルタ出口側)】

水スクラバ
(スクラバノズル、スクラバ水、気泡細分化装置)

金属フィルタ
(ウェブ、焼結シート、ウェブ)

オリフィス
(フィルタ装置出口、よう素フィルタ出口)

よう素フィルタ
(銀ゼオライト)

よう素フィルタ出口側オリフィスは、よう素フィルタにおいて原子炉格納容器雰囲気ガスと吸着材の接触時間を適切に確保するために設置する。

● 現象

よう素フィルタ出口側へのオリフィス設置により、よう素フィルタを通過するベントガスの流量が低下するため、吸着材とベントガスの接触時間が長くなる。よう素フィルタは、吸着材(銀ゼオライト)とベントガスの接触時間が長くなるほど、有機よう素除去性能が向上する特性を有している。

● 設計上の考慮事項

オリフィスの穴径は、原子炉格納容器から原子炉建屋頂部に設置した放出口までの配管の摩擦・局所圧損、フィルタ装置の圧損、オリフィスの圧損、よう素フィルタ及びプンプチャージャーディスクの圧損を考慮した場合、原子炉格納容器が620kPaでベントした際に、格納容器圧力逃がし装置の設計流量である31.6kg/sの水蒸気が確実に排気に排気できるよう設定する。

③よう素フィルタの機能【よう素の捕捉】

水スクラバ
(スクラバノズル, スクラバ水, スクラバ水, 気泡細分化装置)

金属フィルタ
(ウェブ, 焼結シート, ウェブ)

オリフィス
(フィルタ装置出口, よう素フィルタ出口)

よう素フィルタ
(銀ゼオライト)

よう素フィルタでは、ベントガス中のよう素(無機よう素及び有機よう素)を捕捉する。

● 現象

吸着材(銀ゼオライト)中の銀イオン(Ag+)とベントガス中のよう素を反応させて捕捉する。

● 主な原理

化学(還元)反応

● 性能への主な影響因子

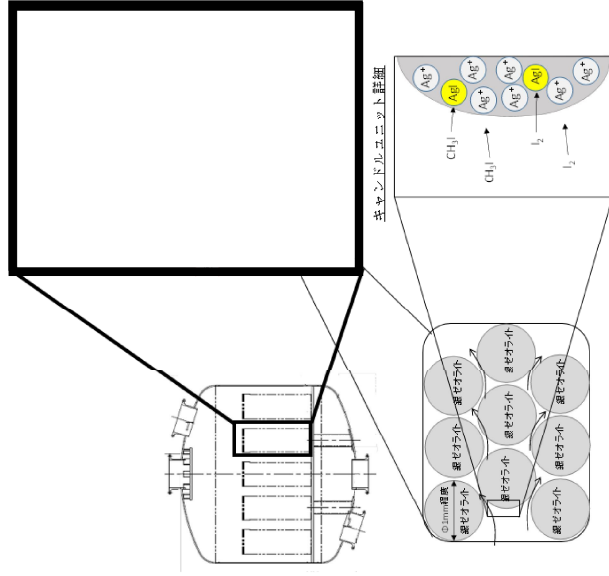
露点温度差, 接触時間

● 設計上の考慮事項

適切な露点温度差となるよう, フィルタ装置出口側配管にオリフィスを設置する。

適切な接触時間となるよう, よう素フィルタ出口側配管にオリフィスを設置する。

想定されるよう素を捕捉できるように吸着材の充填量を設定する。



電源構成の考え方について

1. 電源システムの構成

格納容器圧力逃がし装置の隔離弁及び計装設備の重大事故等時における電源構成は、以下のとおり。

1.1 常設代替交流電源設備

常設代替交流電源設備として、ガスタービン機関及び発電機を搭載した第一ガスタービン発電機を設置する。本設備は、中央制御室の遠隔起動操作スイッチにより起動を可能とする。

1.2 可搬型代替交流電源設備

可搬型代替交流電源設備として、ディーゼル機関及び発電機を搭載した電源車を配備する。本設備は、常設代替交流電源設備から位置的分散を考慮して離れた場所に分散して配備する。接続口は、原子炉建屋の北側及び南側に位置的分散を考慮して設置することで、共通要因により接続することができなくならないようにする。

1.3 常設代替直流電源設備

常設代替直流電源設備として、AM用直流125V蓄電池を設置する。本設備は、重大事故等対処設備専用の蓄電池であり、非常用直流電源設備と異なる区画及び原子炉建屋内に設置することで位置的分散を図る。本システムは常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備による電源の給電が開始されるまでの期間も格納容器圧力逃がし装置の計測設備に、24時間にわたり電源を供給できる容量を有している。

1.4 可搬型直流電源設備

可搬型直流電源設備として、電源車及びAM用直流125V充電器を配備し電源を給電する。

2. 電源種別ごとの電源給電範囲

2.1 常設代替交流電源設備による電源給電範囲

常設代替交流電源設備により，一次隔離弁（サプレッションチェンバ側）用電磁弁，一次隔離弁（ドライウエル側）用電磁弁，二次隔離弁，二次隔離弁バイパス弁，非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁，ベント弁操作用空気供給電動駆動弁（サプレッションチェンバ側），ベント弁操作用空気供給電動駆動弁（ドライウエル側），フィルタ装置入口弁用電磁弁，ドレン移送ポンプ（A），ドレン移送ポンプ（B），フィルタ装置周り計装設備，フィルタ装置水素濃度，フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置スクラバ水pHに給電が可能である。

電源給電範囲を図1に，負荷一覧を表1に示す。

表1 常設代替交流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (kW)	備考
1	一次隔離弁（サプレッションチェンバ側） 用電磁弁	0.073	
2	一次隔離弁（ドライウエル側）用電磁弁	0.073	
3	フィルタ装置入口弁用電磁弁	0.056	
4	フィルタ装置出口放射線モニタ	0.096	
5	フィルタ装置周り計装設備	0.074	
6	二次隔離弁	1.30	
7	二次隔離弁バイパス弁	1.30	
8	非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁	0.28	
9	ベント弁操作用空気供給電動駆動弁 （サプレッションチェンバ側）	0.12	
10	ベント弁操作用空気供給電動駆動弁 （ドライウエル側）	0.12	
11	フィルタ装置水素濃度	16.60	
12	フィルタ装置スクラバ水pH	5.20	
13	ドレン移送ポンプ（A）	7.50	
14	ドレン移送ポンプ（B）	7.50	
	合 計	約41*	

注記*：常設代替交流電源設備の設備容量は3600kW（4500kVA）とし，負荷容量41kWに対して必要十分な容量とする。

2.2 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲

可搬型代替交流電源設備により，一次隔離弁（サプレッションチェンバ側）用電磁弁，一次隔離弁（ドライウエル側）用電磁弁，二次隔離弁，二次隔離弁バイパス弁，非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁，ベント弁操作用空気供給電動駆動弁（サプレッションチェンバ側），ベント弁操作用空気供給電動駆動弁（ドライウエル側），フィルタ装置入口弁用電磁弁，ドレン移送ポンプ（A），ドレン移送ポンプ（B），フィルタ装置周り計装設備，フィルタ装置水素濃度，フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置スクラバ水pHに給電が可能である。

電源給電範囲を図2に，負荷一覧を表2に示す。

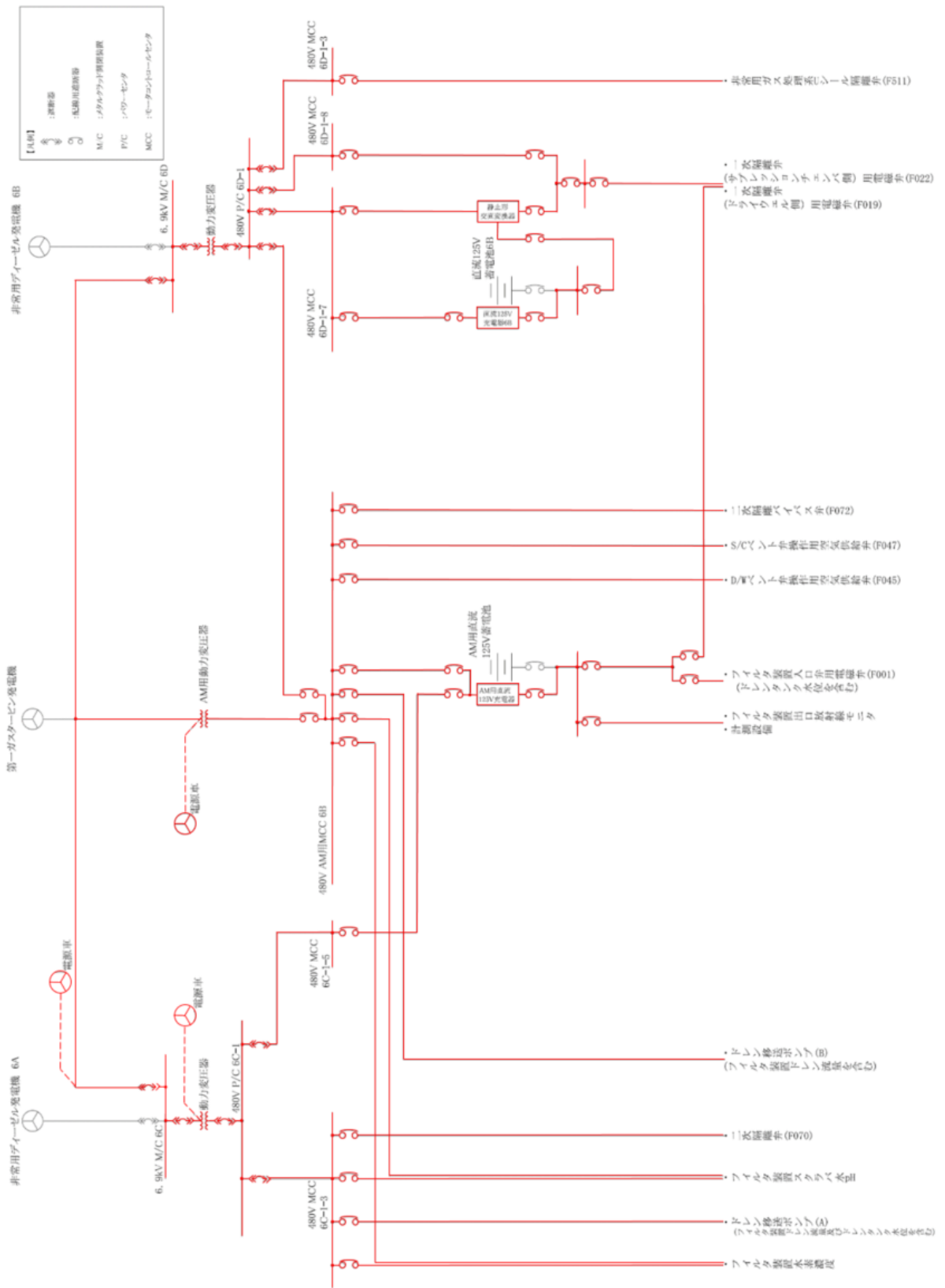


図2 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲

表2 可搬型代替交流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (kW)	備考
1	一次隔離弁（サプレッションチェンバ側） 用電磁弁	0.073	
2	一次隔離弁（ドライウエル側）用電磁弁	0.073	
3	フィルタ装置入口弁用電磁弁	0.056	
4	フィルタ装置出口放射線モニタ	0.096	
5	フィルタ装置周り計装設備	0.074	
6	二次隔離弁	1.30	
7	二次隔離弁バイパス弁	1.30	
8	非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁	0.28	
9	ベント弁操作用空気供給電動駆動弁 （サプレッションチェンバ側）	0.12	
10	ベント弁操作用空気供給電動駆動弁 （ドライウエル側）	0.12	
11	フィルタ装置水素濃度	16.60	
12	フィルタ装置スクラバ水pH	5.20	
13	ドレン移送ポンプ（A）	7.50	
14	ドレン移送ポンプ（B）	7.50	
	合 計	約41*	

注記*：可搬型代替交流電源設備の設備容量は、電源車2台分の800kW(1000kVA)とし、負荷容量41kWに対して必要十分な容量とする。

2.3 常設代替直流電源設備による電源給電範囲

常設代替直流電源設備により，一次隔離弁（サプレッションチェンバ側）用電磁弁，一次隔離弁（ドライウエル側）用電磁弁，フィルタ装置入口弁用電磁弁，フィルタ装置周り計装設備，フィルタ装置出口放射線モニタに給電が可能である。

二次隔離弁，二次隔離弁バイパス弁，非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁，ベント弁操作用空気供給電動駆動弁（サプレッションチェンバ側），ベント弁操作用空気供給電動駆動弁（ドライウエル側），ドレン移送ポンプ（A），ドレン移送ポンプ（B），フィルタ装置水素濃度及びフィルタ装置スクラバ水pHについては交流機器であり，常設代替直流電源設備から給電はできない。

なお，ドレン移送ポンプ（A），ドレン移送ポンプ（B），フィルタ装置水素濃度及びフィルタ装置スクラバ水pHについては，使用時期は事象発生後24時間以降となるため，時間的余裕があることから，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が十分可能である。

また，二次隔離弁，二次隔離弁バイパス弁及び非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁については，遠隔人力操作機構がついており，手動での開閉操作が可能である。ベント弁操作用空気供給電動駆動弁（サプレッションチェンバ側）及びベント弁操作用空気供給電動駆動弁（ドライウエル側）については，現場での手動開閉操作が可能である。

電源給電範囲を図3に，負荷一覧を表3に示す。

表3 常設代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (A)	備考
1	一次隔離弁（サプレッションチェンバ側） 用電磁弁	0.722	ランプ回路分を含む
2	一次隔離弁（ドライウエル側）用電磁弁	0.722	ランプ回路分を含む
3	フィルタ装置入口弁用電磁弁	0.552	ランプ回路分を含む
4	フィルタ装置出口放射線モニタ	0.96	
5	フィルタ装置周り計装設備	0.72	
6	二次隔離弁	—	
7	二次隔離弁バイパス弁	—	
8	非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁	—	
9	ベント弁操作用空気供給電動駆動弁 （サプレッションチェンバ側）	—	
10	ベント弁操作用空気供給電動駆動弁 （ドライウエル側）	—	
11	フィルタ装置水素濃度	—	
12	フィルタ装置スクラバ水pH	—	
13	ドレン移送ポンプ（A）	—	
14	ドレン移送ポンプ（B）	—	
合 計		約4	120.0 Ah*

注記*：24時間使用した場合の容量。

代替直流電源設備の設備容量は3000 Ahとし、負荷容量120.0 Ahに対して必要十分な容量とする。

2.4 可搬型直流電源設備による電源給電範囲

可搬型直流電源設備により，一次隔離弁（サプレッションチェンバ側）用電磁弁，一次隔離弁（ドライウエル側）用電磁弁，フィルタ装置入口弁用電磁弁，フィルタ装置周り計装設備，フィルタ装置出口放射線モニタに給電が可能である。

二次隔離弁，二次隔離弁バイパス弁，非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁，ベント弁操作用空気供給電動駆動弁（サプレッションチェンバ側），ベント弁操作用空気供給電動駆動弁（ドライウエル側），ドレン移送ポンプ（A），ドレン移送ポンプ（B），フィルタ装置水素濃度及びフィルタ装置スクラバ水pHについては交流機器であり，可搬型直流電源設備から給電はできない。

なお，ドレン移送ポンプ（A），ドレン移送ポンプ（B），フィルタ装置水素濃度及びフィルタ装置スクラバ水pHについては，使用時期は事象発生後24時間以降となるため，時間的余裕があることから，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が十分可能である。

また，二次隔離弁，二次隔離弁バイパス弁及び非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁については，遠隔人力操作機構がついており，手動での開閉操作が可能である。ベント弁操作用空気供給電動駆動弁（サプレッションチェンバ側）及びベント弁操作用空気供給電動駆動弁（ドライウエル側）については，現場での手動開閉操作が可能である。

電源給電範囲を図4に，負荷一覧を表4に示す。

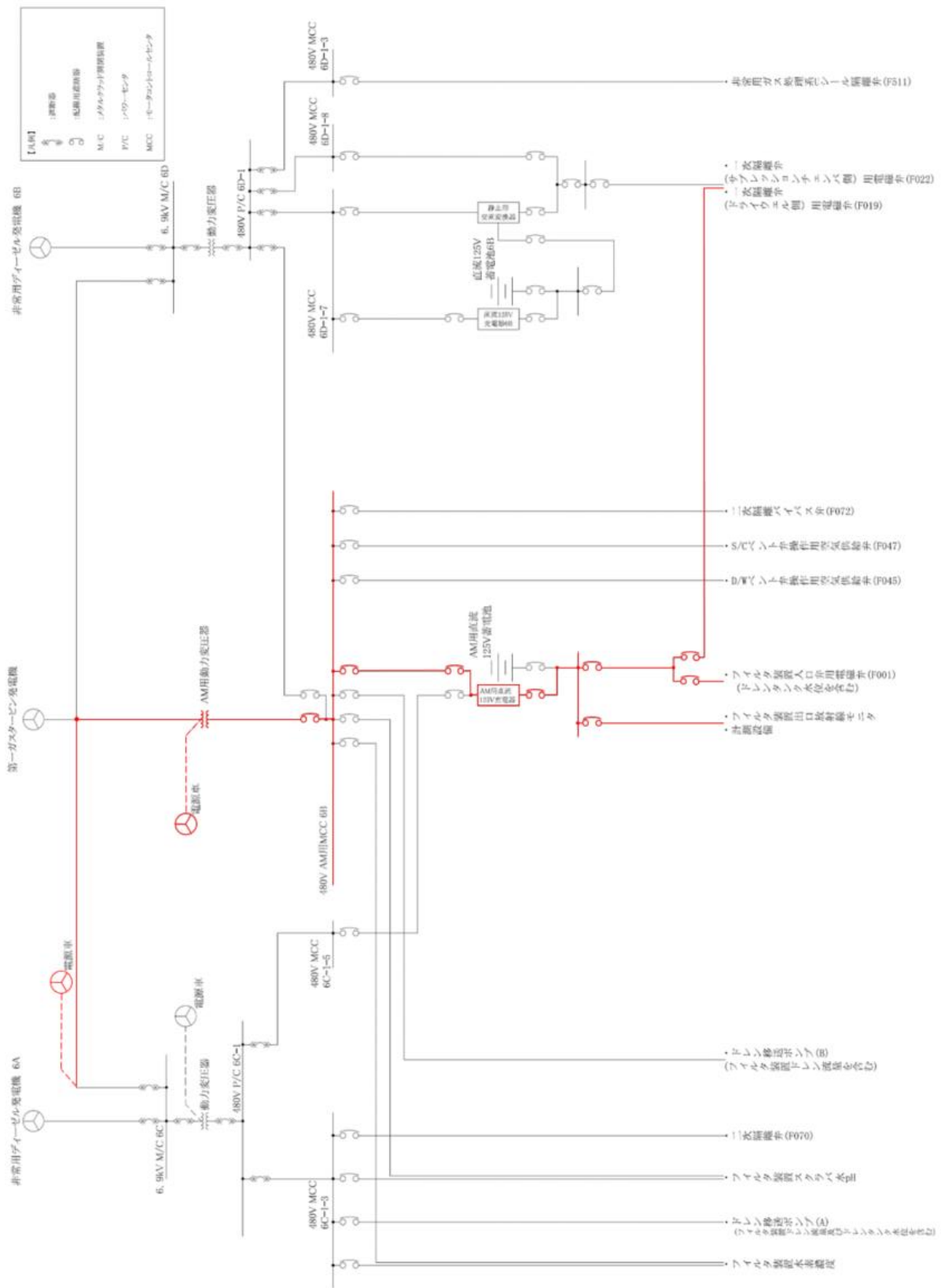


図4 可搬型直流電源設備による電源給電範囲

表4 可搬型直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (A)	備考
1	一次隔離弁（サプレッションチェンバ側） 用電磁弁	0.722	ランプ回路分を含む
2	一次隔離弁（ドライウエル側）用電磁弁	0.722	ランプ回路分を含む
3	フィルタ装置入口弁用電磁弁	0.552	ランプ回路分を含む
4	フィルタ装置出口放射線モニタ	0.96	
5	フィルタ装置周り計装設備	0.72	
6	二次隔離弁	—	
7	二次隔離弁バイパス弁	—	
8	非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁	—	
9	ベント弁操作用空気供給電動駆動弁 （サプレッションチェンバ側）	—	
10	ベント弁操作用空気供給電動駆動弁 （ドライウエル側）	—	
11	フィルタ装置水素濃度	—	
12	フィルタ装置スクラバ水pH	—	
13	ドレン移送ポンプ（A）	—	
14	ドレン移送ポンプ（B）	—	
	合 計	約4*	

注記＊：可搬型直流電源設備の設備容量は，AM用直流125V充電器が300Aであり，
負荷容量4Aに対して必要十分な容量とする。

スクラバ水が管理範囲を超えた場合の措置について

1. 水位が管理範囲を超えた場合の措置

フィルタ装置は、要求される放射性物質除去性能が発揮できることを確認するため、スクラバ水の水位が管理範囲にあることを監視する。水位が管理範囲を超えた場合の措置について以下に示す。

(1) 通常待機時

通常待機時においては、フィルタ装置水位にて、スクラバ水の水位がスクラバノズル先端から約1000mmにあることを確認する。

フィルタ装置内は窒素ガスで置換されており、二次隔離弁及びラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）にて隔離された状態となっていることから、通常待機時に水位が変動することはない。

(2) ベント実施時

ベント実施時においては、フィルタ装置水位にて、スクラバ水の水位がベント時の下限水位から上限水位（500mm～2200mm）にあることを確認する。

別紙4「スクラバ水の水位の設定根拠及び健全性について」に示すとおり、フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱により、スクラバ水が蒸発し下限水位を下回る可能性がある場合は、補給を行う。

ベントガス蒸気の凝縮により、スクラバ水が上限水位を上回る可能性がある場合は、排水を行う。

ラプチャーディスクの信頼性について

1. 設計時の考慮

ラプチャーディスクの開放設定圧力は、ベントを実施する際の妨げにならないよう、ベント開始時の格納容器からの排気圧力（310kPa又は620kPa）と比較して十分低い圧力で動作するように、開放設定圧力は100kPa（ラプチャーディスク前後差圧）を適用している。

ベント開始時におけるラプチャーディスクが開放したことの確認は、原子炉格納容器内のガスが大気へ放出されることによる格納容器圧力の指示値の下降、ベント開始時にはベントガスがフィルタ装置へ流入することによりフィルタ装置入口圧力が上昇し、ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）及びラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）が開放するとベントガスが大気へ放出されるためフィルタ装置入口圧力が下降することから、フィルタ装置入口圧力の変化によっても確認することができる。

さらに、炉心の損傷が発生している場合においては、ベントガスに含まれる放射性物質により、フィルタ装置出口放射線モニタの指示値が上昇することによっても、確認することができる。

なお、ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）は、大気との境界に設置されることから、格納容器圧力逃がし装置の出口配管の頂部放出口から降水が侵入し、凍結することで機能に影響を与えることがないように系統開口部から降水が浸入し難い構造とする。また、降水が侵入した場合にも、雨水排水ラインの止め弁を常時開運用とすることにより凍結し難い構造とする。

放出口の構造を図1に示す。

2. 製作時の考慮

ラプチャーディスクは以下の項目を確認することで、信頼性を確保している。





図 1 放出口の構造

格納容器圧力逃がし装置の計測設備の網羅性について

1. 網羅性について

格納容器圧力逃がし装置の計測設備については、以下の考えに基づき網羅性を有する設計としている。

- (1) 通常待機時，ベント実施時及びベント停止後の各状態で，系統の要求上確認すべき項目の全てが監視可能であること。
- (2) 上記の各状態において，管理すべき値を網羅した計測範囲であること。

2. 確認すべき項目について

通常待機時，ベント実施時及びベント停止後の各状態で確認すべき項目を下記(1)～(5)に抽出し，各確認すべき項目に対する計測設備が設置されていることを表1に示す。

(1) 通常待機時

通常待機時の状態が，以下のとおり把握可能である。

- a. フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認
 フィルタ装置水位にて，水位が約500mm～約2200mmの間であることを確認することで把握できる。
- b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認
 フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力にて，封入した窒素圧力(0.01MPa以上)を継続監視することによって配管内の不活性状態を把握できる。
 また，フィルタ装置出口配管圧力にて，点検後の窒素置換操作を実施した際に，現場で圧力を監視することで，配管内が不活性状態になったことを把握できる。

(2) ベント実施時

ベント実施時の状態が，以下のとおり把握可能である。

- a. 原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認
 フィルタ装置入口圧力にて，ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が，原子炉格納容器の圧力の低下に追従して低下傾向を示すことを確認することで把握できる。
 また，フィルタ装置出口放射線モニタにて，フィルタ装置出口の線量当量率が初期値から上昇することを測定することによりフィルタ装置が閉塞していないことを把握できる。
- b. フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認
 フィルタ装置水位にて，水位が約500mm～約2200mmの間であることを確認することで把握できる。

c. 放出されるガスの放射線量の確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からの線量当量率を測定し、排出経路の放射性物質濃度を推定することが可能である。

(3) ベント停止後

ベント停止後の状態が、以下のとおり把握可能である。

a. フィルタ装置内スクラバ水の確認

フィルタ装置水位にて、フィルタ装置内で捕捉した放射性物質の放熱により、フィルタ装置内の水が蒸発することによる水位低下を把握できる。

b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置水素濃度にて、配管内が封入した窒素ガスで正圧に維持されていること、また、配管内に水素ガスが残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握できる。

c. 放出されるガスの放射線量の確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からの線量当量率を測定し、排出経路の放射性物質濃度を推定することが可能である。

(4) フィルタ装置の水位調整時

通常待機時、ベント実施時及びベント停止後に、フィルタ装置の水位調整時の確認として、以下のとおり把握可能である。

a. フィルタ装置の水位調整の確認

フィルタ装置水位にて、フィルタ装置の排水又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位が把握できる。また、フィルタ装置ドレン流量にて、排水操作を実施した際のドレン量の把握ができる。

b. フィルタ装置スクラバ水の水質管理

フィルタ装置水位にて、フィルタ装置の排水又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位が把握できるとともに、必要な追加薬液量の把握ができる。また、フィルタ装置ドレン流量にて、排水操作を実施した際のドレン量から、必要な追加薬液量の把握ができる。

また、フィルタ装置へ薬液を補給する際に、スクラバ水のpHを把握できる。

(5) 想定される機能障害の把握

ベント実施時に、想定される機能障害の確認として、以下のとおり把握可能である。

- a. フィルタ装置の閉塞
 - (a) フィルタ装置入口圧力にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が、原子炉格納容器の圧力の低下に追従して低下傾向を示さないことを確認することで、フィルタ装置が閉塞していることを把握できる。
 - (b) フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口の線量当量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。
- b. 金属フィルタの閉塞
 - (a) フィルタ装置金属フィルタ差圧にて、金属フィルタの閉塞状態を把握できる。
なお、フィルタ装置入口圧力が上昇傾向を示すことを確認することで、金属フィルタの閉塞を把握できる。
- c. よう素フィルタ出口配管の閉塞
 - (a) ドレンタンク水位にて、ドレン水によるよう素フィルタ出口配管の閉塞状態を把握できる。
 - (b) フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力にて、ドレン水によるよう素フィルタ出口配管の閉塞が進行し、フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力が上昇傾向を示すことを確認することで、よう素フィルタ出口配管のドレンによる閉塞状態を把握できる。
- d. フィルタ装置入口配管の破断
 - (a) フィルタ装置入口圧力にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が、原子炉格納容器の圧力の低下に追従して低下傾向を示すが、フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口の線量当量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。
- e. フィルタ装置スクラバ水の漏えい
 - (a) フィルタ装置水位にて、フィルタ装置からのスクラバ水漏えいによる水位低下を確認することで把握できる。

3. 計測範囲について

通常待機時、ベント実施時及びベント停止後の各状態で確認すべき項目について、管理すべき値を網羅した計測範囲であることを表1及び表2に示す。

表 1 格納容器圧力逃がし装置 計測設備の網羅性について

フィルタ装置の状態	確認すべき項目	計測設備	多重性又は多様性
(1) 通常待機時	a. フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認	① フィルタ装置水位	①は多重性有り
	b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認	① フィルタ装置入口圧力 ② フィルタ装置出口圧力 ③ フィルタ装置出口配管圧力	①②③で多様性有り ①は多重性有り
(2) ペント実施時	a. 原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれて いることの確認	① フィルタ装置入口圧力	①②で多様性あり
	b. フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認	② フィルタ装置出口放射線モニタ	①②はそれぞれ多重性有り
	c. 放出されるガスの放射線量の確認	① フィルタ装置水位	①は多重性有り
(3) ペント停止後	a. フィルタ装置内スクラバ水の確認	① フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性有り
	b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認	① フィルタ装置水位 ① フィルタ装置入口圧力 ② フィルタ装置水素濃度	①は多重性有り ①②で多様性有り ①は多重性有り ②は入口と出口配管でそれぞれ補完
(4) フィルタ装置の水位調整時	c. 放出されるガスの放射線量の確認	① フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性有り
	a. フィルタ装置の水位調整の確認	① フィルタ装置水位 ② フィルタ装置ドレン流量	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	b. フィルタ装置スクラバ水の水質管理	① フィルタ装置水位 ② フィルタ装置ドレン流量 ③ フィルタ装置スクラバ水 pH	①②③で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
(5) 想定される機能障害の把握	a. フィルタ装置の閉塞	① フィルタ装置入口圧力 ② フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	b. 金属フィルタの閉塞	① フィルタ装置金属フィルタ差圧 ② フィルタ装置入口圧力	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	c. よう素フィルタ出口配管の閉塞	① ドレンタンク水位 ② フィルタ装置入口圧力 ③ フィルタ装置出口圧力	①②③で多様性有り ②は多重性有り
	d. フィルタ装置入口配管の破断	① フィルタ装置入口圧力 ② フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	e. フィルタ装置スクラバ水の漏えい	① フィルタ装置水位	①は多重性有り

表 2 格納容器圧力逃がし装置計測設備の計測範囲の網羅性について

監視パラメータ	計測範囲	計測範囲の根拠
① フィルタ装置水位	0～6000mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約2200mm, 下限水位：約500mmを監視可能。
② フィルタ装置入口圧力	0～1.0MPa	ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力（0.62MPa）が監視可能。また、通常待機時に、窒素置換（0.01MPa以上）が維持されていることを監視可能。
③ フィルタ装置出口圧力	0～0.5MPa	点検後の窒素置換操作を実施した際に、フィルタ装置出口の圧力開放板の設定圧力（0.1MPa）を超えないことを監視可能。
④ フィルタ装置出口配管圧力	-0.1～0.2MPa	
⑤ フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約 $7 \times 10^4 \text{mSv/h}$ ）を監視可能。
⑥ フィルタ装置水素濃度	0～100vol%	ベント停止後の窒素ガスによるパージを実施し、フィルタ装置入口及び出口配管内に残留する水素濃度が可燃限界（4vol%）未満であることを監視可能。格納容器内水素濃度の最大値（38vol%（ドライ条件））を監視可能。
⑦ フィルタ装置ドレン流量	0～30m ³ /h	ドレンポンプの定格流量（10m ³ /h）を監視可能。
⑧ フィルタ装置スクラバ水pH	pH0～14	フィルタ装置内スクラバ水のpH（pH0～14）が監視可能。
⑨ フィルタ装置金属フィルタ差圧	0～50kPa	
⑩ ドレンタンク水位	タンク底部から 510mm タンク底部から 1586mm タンク底部から 3061mm タンク底部から 4036mm	ドレンタンク内の水位を把握し、ドレン排水操作の開始やドレン排水操作の停止判断が可能なことを監視可能。

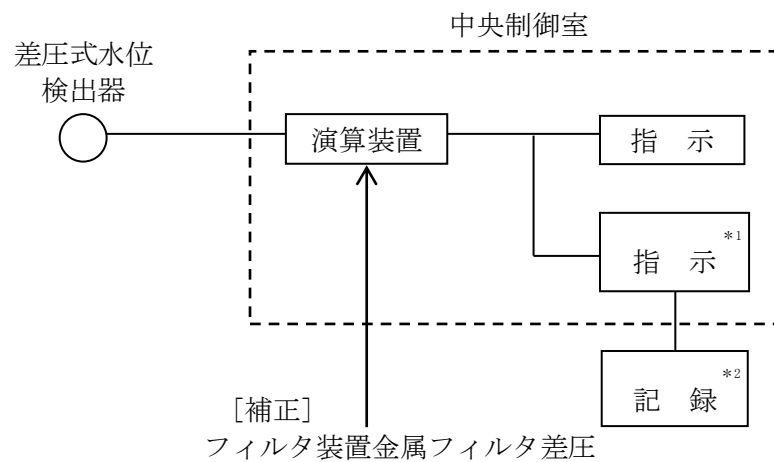
格納容器圧力逃がし装置の計測設備の概略構成図

1. 計測設備

格納容器圧力逃がし装置の計測設備について記載する。

(1) フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置を経由し、指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する(図1 「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。)

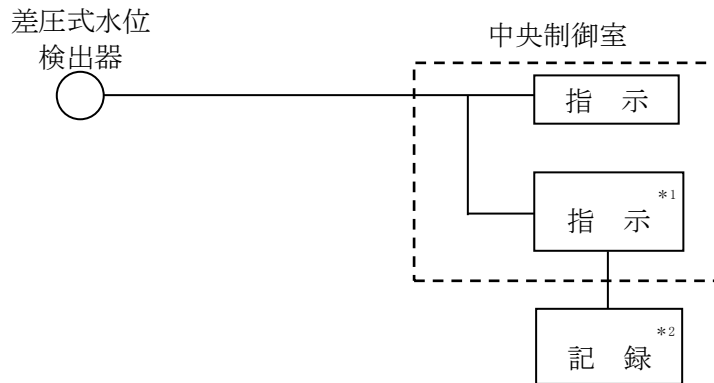


注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

図1 フィルタ装置水位の概略構成図

フィルタ装置水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する（図2 「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。）。



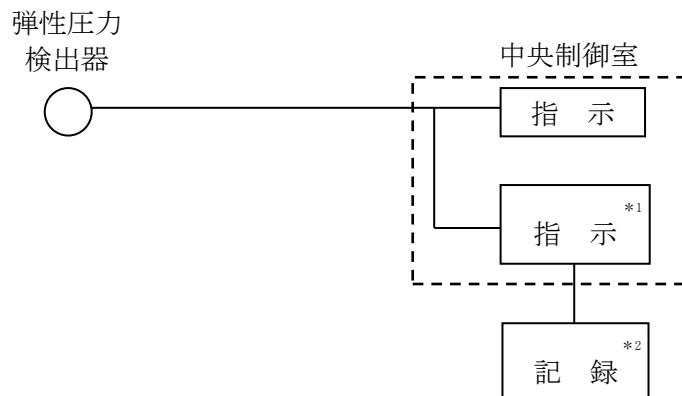
注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

図2 フィルタ装置水位の概略構成図

(2) フィルタ装置入口圧力

フィルタ装置入口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置入口圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する（図3 「フィルタ装置入口圧力の概略構成図」参照。）。



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

図3 フィルタ装置入口圧力の概略構成図

(3) フィルタ装置出口圧力

フィルタ装置出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置出口圧力を中央制御室に指示し、記録する（図4 「フィルタ装置出口圧力の概略構成図」参照。）。

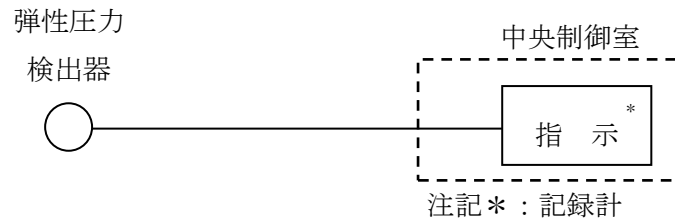


図4 フィルタ装置出口圧力の概略構成図

(4) フィルタ装置出口配管圧力

フィルタ装置出口配管圧力は、機械式圧力検出器にて圧力を検出し、フィルタ装置出口配管圧力を現場（原子炉建屋屋上）に指示する（図5 「フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図」参照。）。

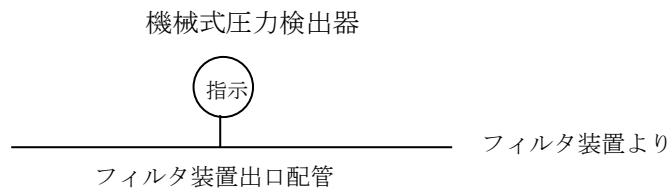
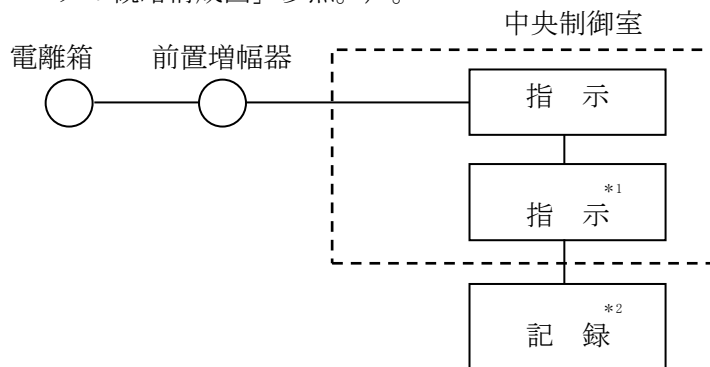


図5 フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図

(5) 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、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口放射線モニタの検出信号は、電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する（図6 「フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図」参照。）。



注記*1：記録計

*2：緊急時対策支援システム伝送装置

図6 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

(6) フィルタ装置水素濃度

フィルタ装置水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、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、フィルタ装置水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する（図7 「フィルタ装置水素濃度 システム概要図」及び図8 「フィルタ装置水素濃度の概略構成図」参照。）。

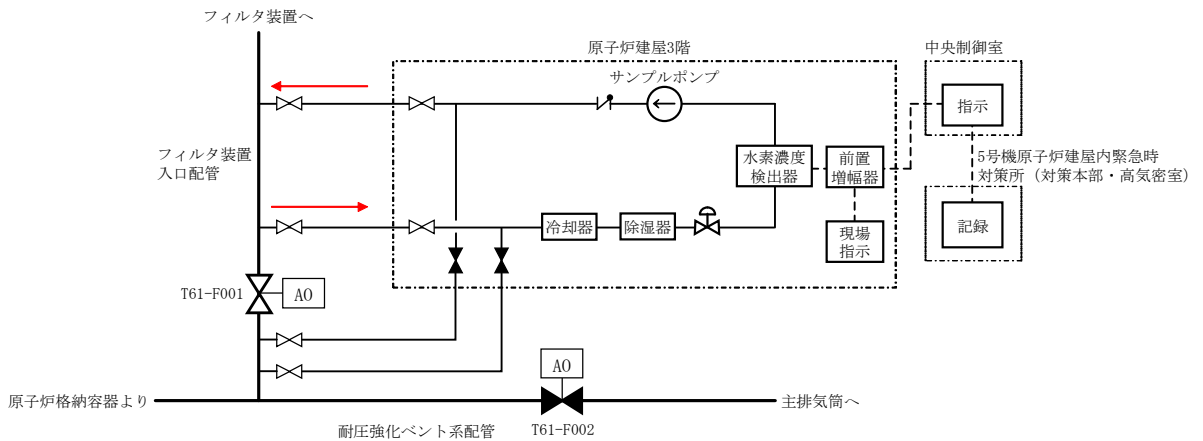
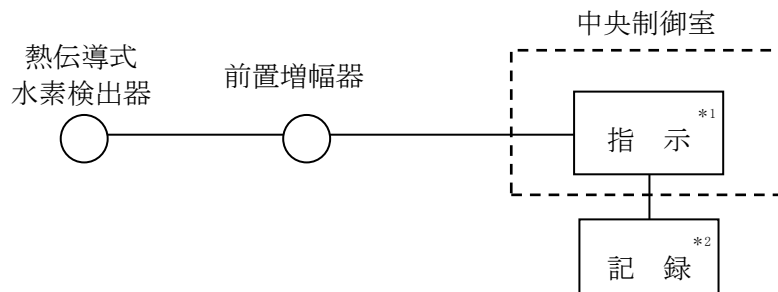


図7 フィルタ装置水素濃度 システム概要図（出口配管側も同様の構成）



注記*1：記録計

*2：緊急時対策支援システム伝送装置

図8 フィルタ装置水素濃度の概略構成図

(7) フィルタ装置ドレン流量

フィルタ装置ドレン流量の検出信号は、電磁流量検出器からの電気信号を、フィルタベント現場制御盤の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置ドレン流量をフィルタベント現場制御盤（フィルタベント遮蔽壁）に指示する（図9 「フィルタ装置ドレン流量の概略構成図」参照。）。

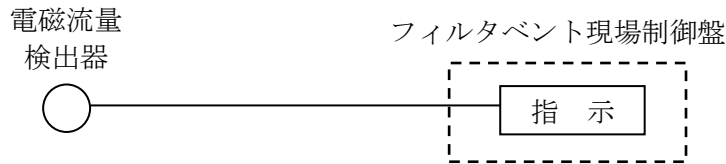


図9 フィルタ装置ドレン流量の概略構成図

(8) フィルタ装置スクラバ水pH

フィルタ装置スクラバ水pHは、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置スクラバ水pHの検出信号は、pH検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にてpH信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラバ水pHを中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する（図10 「フィルタ装置スクラバ水pH システム概要図」及び図11 「フィルタ装置スクラバ水pHの概略構成図」参照。）。

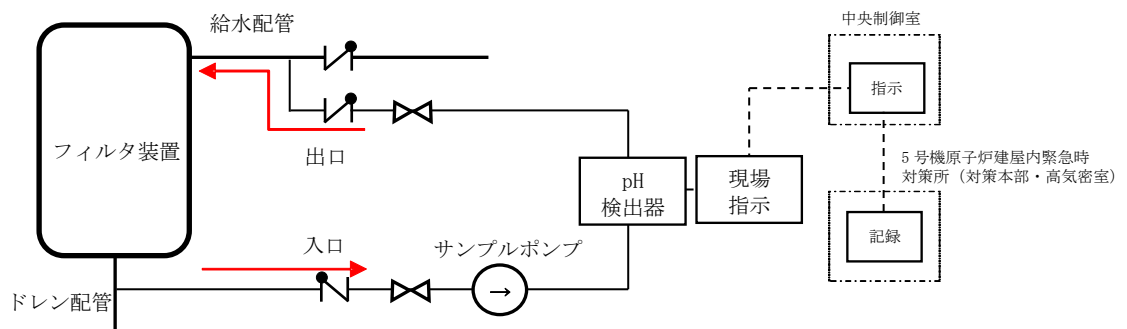
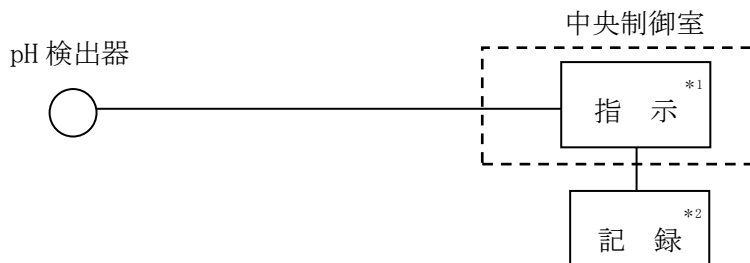


図10 フィルタ装置スクラバ水pH システム概要図



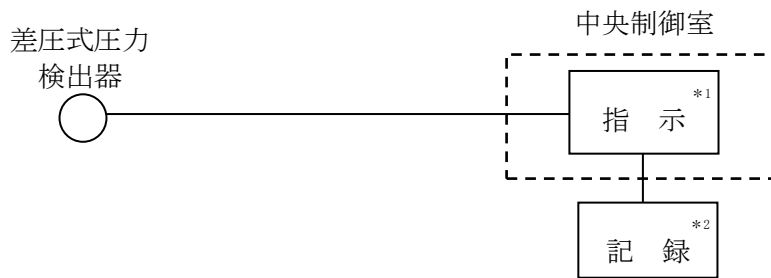
注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

図11 フィルタ装置スクラバ水pHの概略構成図

(9) フィルタ装置金属フィルタ差圧

フィルタ装置金属フィルタ差圧は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置金属フィルタ差圧の検出信号は、差圧式圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて差圧信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置金属フィルタ差圧を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する（図12 「フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図」参照。）。



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

図12 フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図

(10) ドレンタンク水位

ドレンタンク水位の検出信号は、フロート式水位検出器からの水位状態 (ON-OFF信号) を、中央制御室に指示し、記録する（図13 「ドレンタンク水位の概略構成図」参照。）。



注記* : 記録計

図13 ドレンタンク水位の概略構成図

(参考) 格納容器圧力逃がし装置 計測設備の機器配置図
 図14～図16に計測設備の配置を示す。

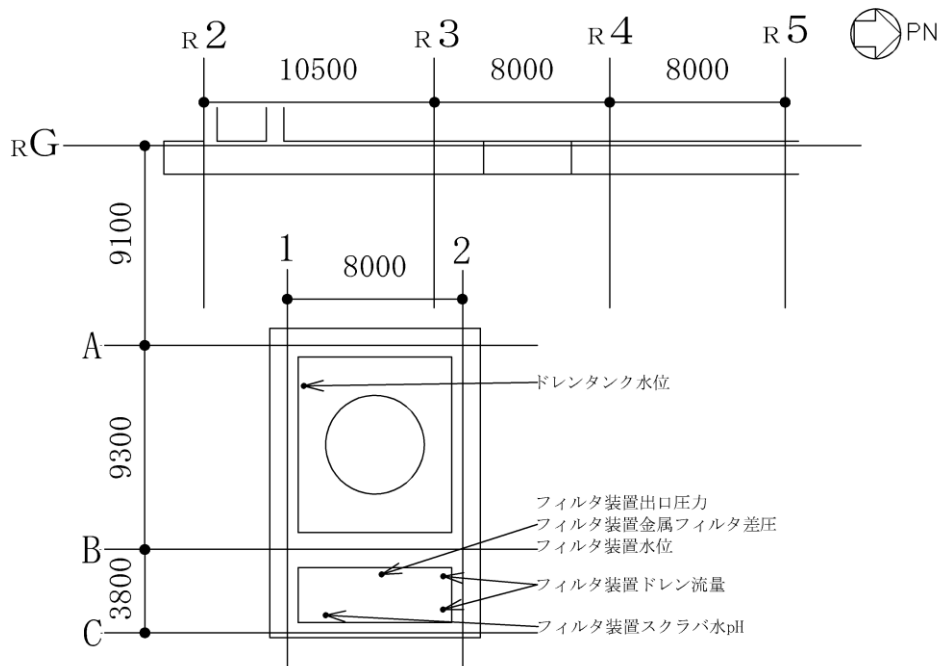


図14 機器配置図 (フィルタベント遮蔽壁)

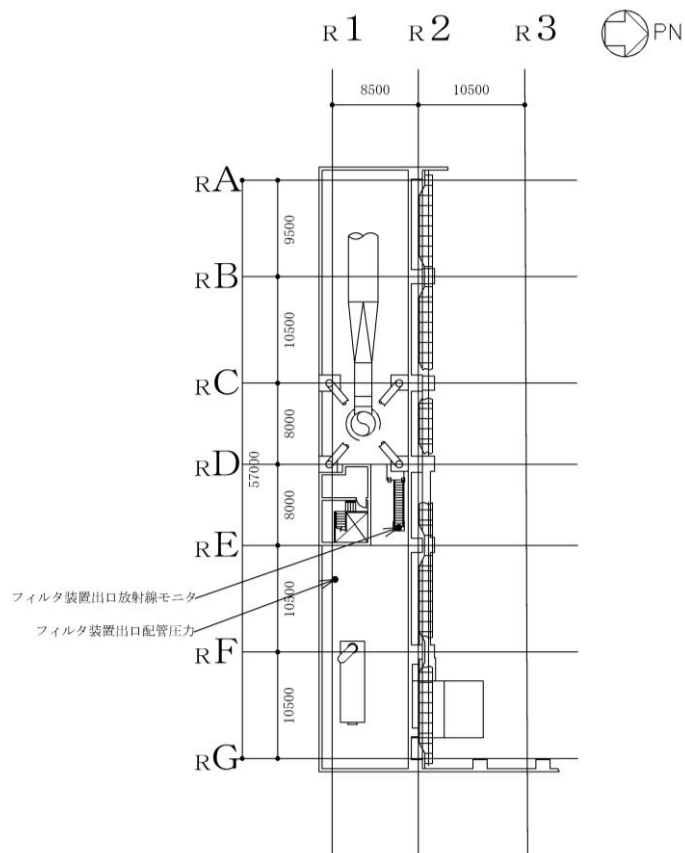


図15 機器配置図 (原子炉建屋屋上)

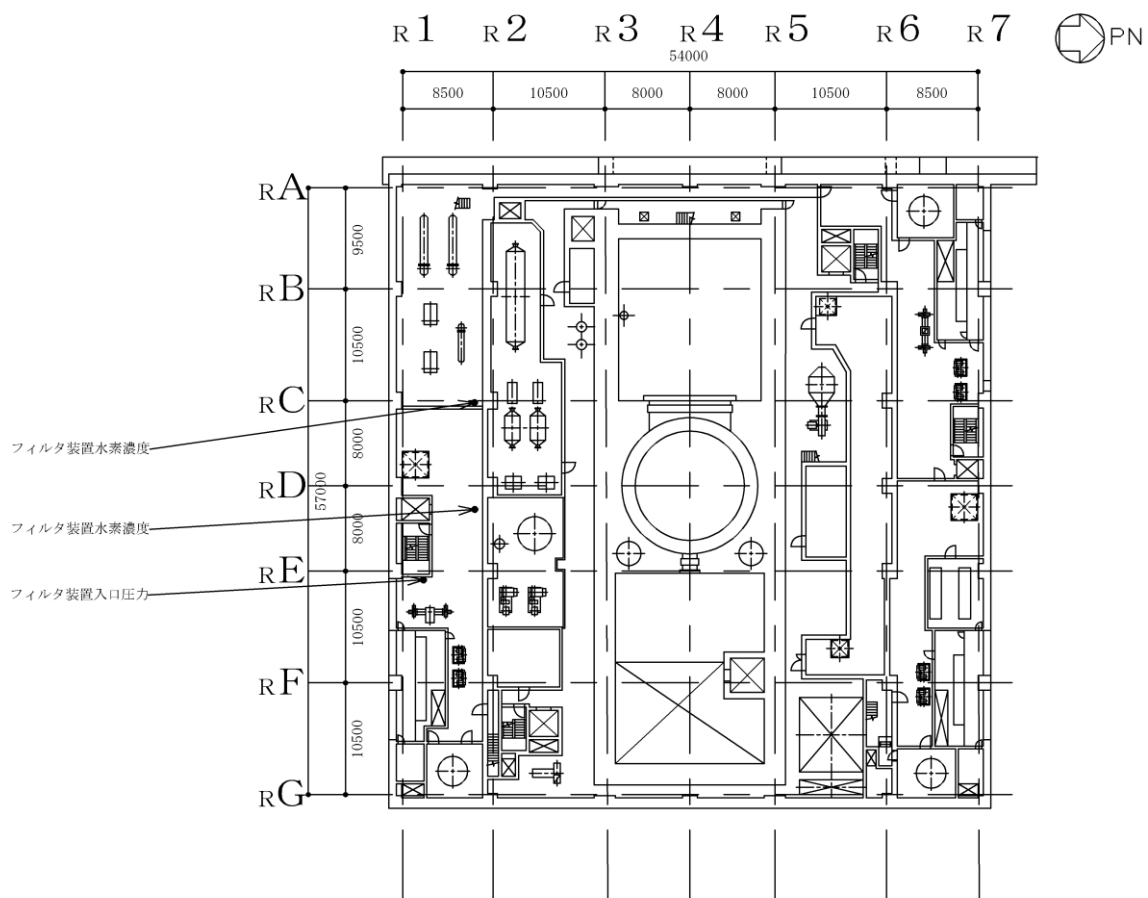


図16 機器配置図（原子炉建屋地上3階）

フィルタ装置水素濃度の計測時間遅れについて

1. フィルタ装置水素濃度の概要

図1にフィルタ装置水素濃度測定システムの概要を示す。フィルタ装置水素濃度は、ベント停止後に配管内に水素ガスが残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握するため、フィルタ装置配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、水素濃度検出器にて測定されるようにしている。水素計測後のサンプルガスは格納容器圧力逃がし装置の配管に戻す構成としている。水素濃度検出器により計測した電気信号は演算装置で水素濃度信号に変換し、中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。

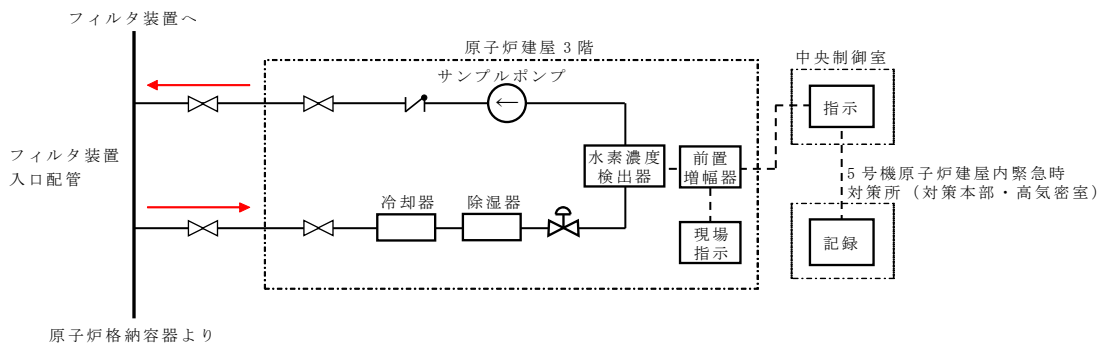


図1 フィルタ装置水素濃度 システム概要図 (出口側配管も同様の構成)

2. 時間遅れ

フィルタ装置入口側配管内のガスのサンプリング点は、フィルタ装置入口側配管の頂部の原子炉建屋4階であり、また、フィルタ装置出口側配管内のガスのサンプリング点はフィルタ装置出口側配管の頂部のフィルタベント遮蔽壁である。そこから水素濃度検出器までの時間遅れは以下のとおりである。

- (1) 入口側サンプリング配管長 (サンプリング点～水素濃度検出器) : 約49m
 出口側サンプリング配管長 (サンプリング点～水素濃度検出器) : 約184m
- (2) サンプリング配管の断面積 : 359.7mm² (3.597×10⁻⁴ m²)
- (3) サンプルポンプの定格流量 : 約1L/min (約1×10⁻³m³/min)
- (4) サンプルガス流速 (流量÷配管断面積) : 約2.8m/min

なお、ガスは標準状態 (0℃, 101.325 kPa[abs]) として算出。

表1にフィルタ装置水素濃度の時間遅れを示す。

表1 フィルタ装置水素濃度の時間遅れ

	入口側配管	出口側配管
時間遅れ	約 18 分	約 67 分

3. 時間遅れによる窒素置換の成立性

VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の別添3「格納容器圧力逃がし装置の設計」の別紙1「可燃性ガスの爆発防止対策について」に記載しているとおり、D/Wベントの場合はベント停止後3日以降に可燃限界に達し、W/Wベントの場合は180日以上可燃限界に達することはない。仮にD/Wベントの場合でもベント停止後3日までは可燃限界に達することはないことから水素濃度の計測に時間遅れがあっても窒素置換操作に影響は与えない。

(参考)

1. 水素濃度計の測定原理

フィルタ装置配管内の水素濃度を測定するために用いる水素濃度検出器は、熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図2に示すとおり、検知側サーミスタ素子（以下「検知素子」という。）と補償側サーミスタ素子（以下「補償素子」という。）、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており、測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度計指示部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方を約120℃に加熱した状態で、検知素子側に水素ガスを含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、図2のAB間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

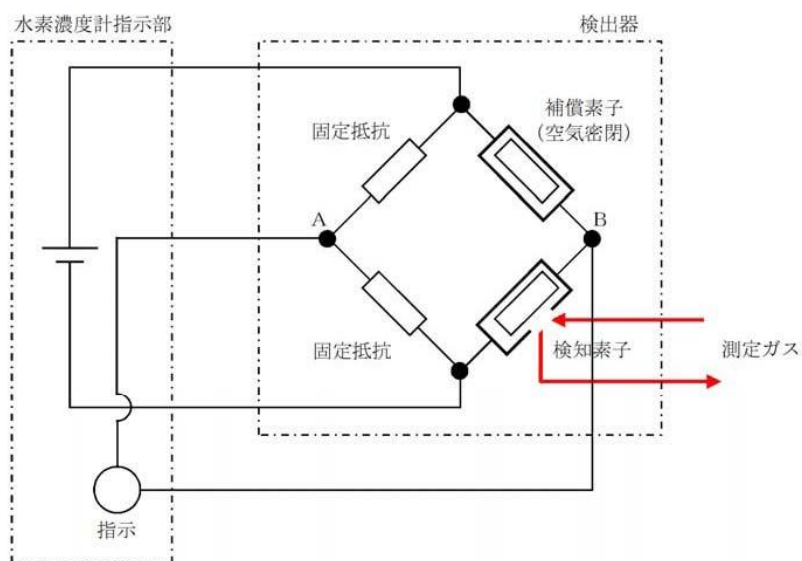


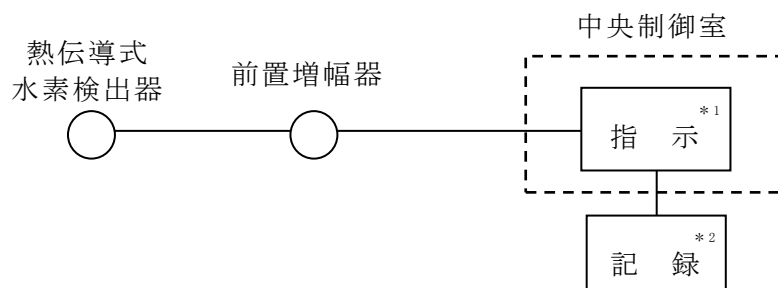
図2 水素濃度計検出回路の概要図

2. 水素濃度の測定

水素濃度検出器は「1. 水素濃度計の測定原理」で示したとおり標準空気に対する測定ガスの熱伝導率の差を検出する方式のものであり、酸素、窒素などの空気中のガスに対し、水素の熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は、約 $0.16\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 0°C である一方、酸素、窒素は、約 $0.02\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 0°C と水素より1桁小さく、これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対する大きな誤差にはならない。

3. 水素濃度計の仕様

種類	熱伝導式水素検出器
計測範囲	0～100vol%
個数	2
設置場所	原子炉建屋3階



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

図3 フィルタ装置水素濃度の概略構成図

図3にフィルタ装置水素濃度の概略構成図を示す。フィルタ装置水素濃度の計測範囲0～100vol%において、計器仕様は最大±2.0vol%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、フィルタ装置配管内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について

フィルタ装置入口側配管の内面には放射性物質（エアロゾル）が付着することが想定されることから、その放射性物質の崩壊熱による温度上昇が配管の構造健全性に与える影響について検討した。

1. 放射性物質による発熱の影響

検討対象とする状態は、ベントガスの流れによる配管の冷却が期待できるケースとベントガスの流れのないケースを想定した。

【ケース1】

ベント中を想定し、配管内に高温の蒸気が流れ、なおかつ配管内面に付着した放射性物質からの発熱が加わった状態。

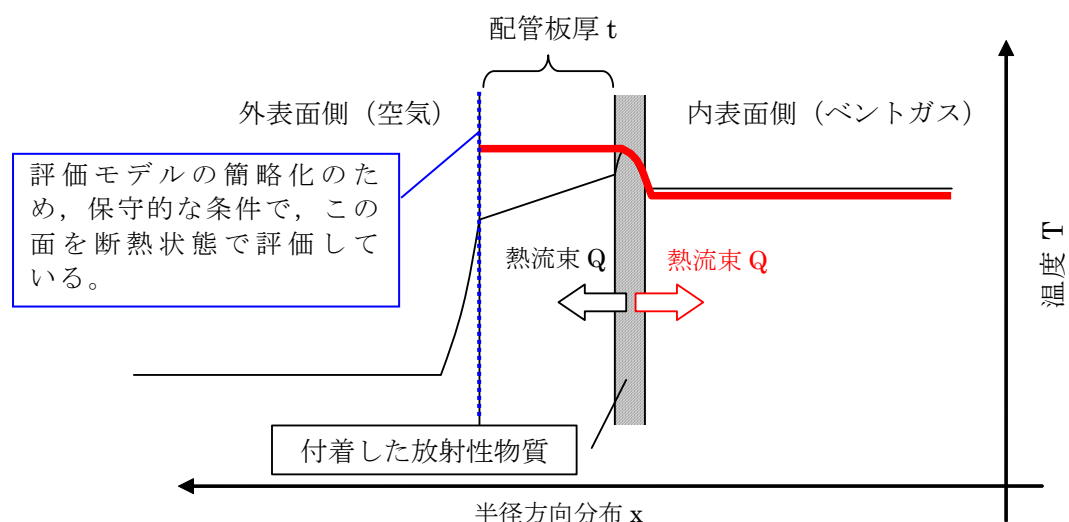
【ケース2】

ベント停止後を想定し、配管内面に放射性物質が付着した後で配管内ベントガス流れがないため、放射性物質からの発生熱がこもる状態。

まず，【ケース1】として，図1に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内には高温のベントガス流れが存在し，配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。この場合，放射性物質の崩壊熱による熱量は配管内面・外面双方に放熱され，配管板厚方向に熱勾配ができるが，本評価では保守的に配管外面は断熱されているものとした。

【ケース1】の温度評価条件を表1に示す。

ベント時のガス温度条件を踏まえて配管内面の温度を評価する。図2に事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，D/Wベント）時の原子炉格納容器内の温度推移を示す。ベント時に最も配管内ガス温度が高い条件としてはベント開始直後であり，概ね150℃以下となる。



注；実際の伝熱状態は——で示すような分布になると想定されるが，保守的な評価となるよう配管外面を断熱し，全ての熱流束がベントガス側に移行する評価とした。（赤線で示されるような熱流束の与え方と分布）

図1 配管内表面の温度評価（ケース1のイメージ）

表1 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース1】

項目	条件
事故シーケンス	大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，D/Wベント
フィルタ装置内発熱量	9.3kW
配管内発熱割合 (FP付着割合)	10%/100m
配管外径，板厚	400A，Sch40
配管熱流束	7.3W/m ²
ガス流量	2.5kg/s（ベント後期（ベント1ヶ月後の蒸気流量））
ガス温度	150℃

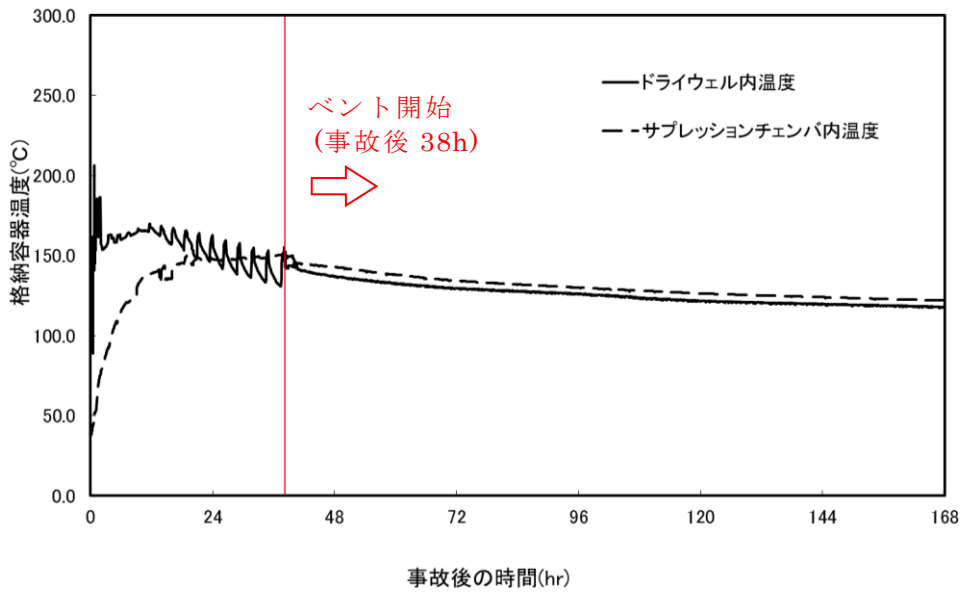


図2 原子炉格納容器内温度推移

(事故シーケンス (大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失, D/Wベント))

フィルタ装置内発熱量 (原子炉格納容器よりフィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の総崩壊熱量) は, 事故シーケンス (大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失, D/Wベント) における9.3kWとし, 配管内面に付着する放射性物質割合としては, 10%/100mを用いる。評価に当たっては保守的な条件として, 付着割合の全量の放射性物質が付着した条件で発熱しているものとする。また, ガス流量については流速が低くなることで熱伝達率が低くなり, 保守的な評価となることから, ベント後の1ヶ月の蒸気流量である2.5kg/sを用いた。

配管内表面に付着する放射性物質の崩壊熱による配管内表面の温度上昇は, 以下の式で算出した温度上昇量で評価する。

$$\Delta T = q / h \dots \dots \dots \text{式(1)}$$

ΔT : 放射性物質の崩壊熱による配管内表面の温度上昇(°C)

q : 配管熱流束(W/m²)

h : 配管内表面の熱伝達率(W/(m²·K))

$$h = Nu \times k / d \dots \dots \dots \text{式(2)}$$

Nu : ヌッセルト数

k : 水蒸気の熱伝導率 (0.032(W/(m·K))

d : 水力等価直径(m)

ここで、Nuを算出するにあたり円管内乱流の熱伝達率を表現するものとしてkaysの式を引用した（式(3)）。

$$Nu = 0.022 Re^{0.8} \times Pr^{0.5} \dots \dots \dots \text{式(3)}$$

Re : レイノルズ数

Pr : プラントル数 (1.1 : 保守的に160 °Cの飽和蒸気の値を設定)

$$Re = v \times d / \nu \dots \dots \dots \text{式(4)}$$

v : 流速 (約6.64(m/s) : 質量流量から換算)

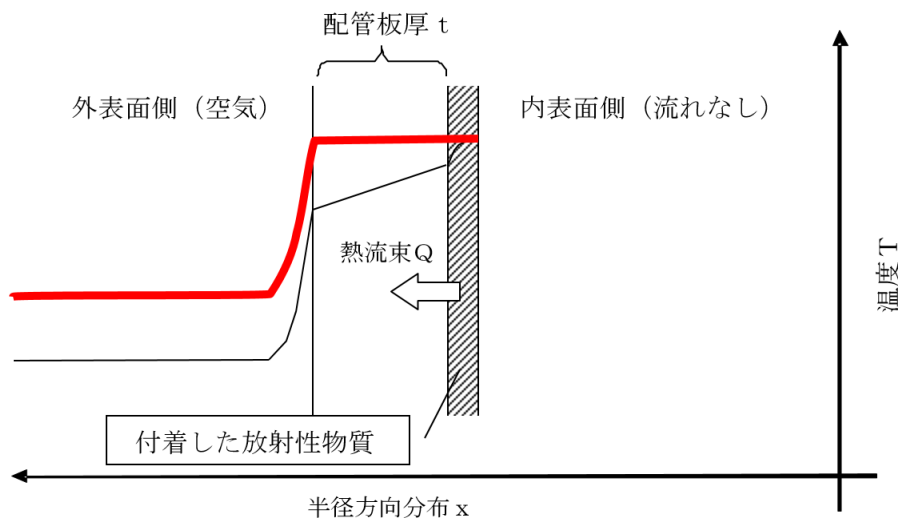
ν : 水蒸気の動粘性係数 (約 4.2×10^{-6} (m²/s))

これにより、配管内面の温度上昇は0.09°C程度であると評価できる。ベントガスの温度は150°C程度であることから、上記の温度上昇分を考慮しても、配管内表面温度は配管設計における最高使用温度200°Cを下回っているため、配管の構造健全性に影響を与えることはない。

次に、【ケース2】として、図3に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内はベントガス流れがないものとし、配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。ここで、評価対象の配管板厚は12.7mmであり、炭素鋼の熱伝導率が50W/(m・K)程度であることから、板厚方向の温度勾配は微小であると考えられる。そのため、配管内表面の温度はほぼ配管外表面温度と同等であると考えられる。配管内部の熱量による温度を評価する方法としてJIS A 9501“保温保冷工事施工標準”の表面温度及び表面熱伝達率の算出方法を用いて、配管外表面温度を評価する。

【ケース2】の温度評価条件を表2に示す。

なお、評価条件については、【ケース1】と同様に事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，D/Wベント）を想定する。



注；実際の伝熱状態は ——— で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管内の温度勾配はないものとし、全ての熱流束が配管外表面側に移行すると評価した。（赤線で示されるような熱流束と分布）

図3 配管内表面の温度評価（ケース2のイメージ）

表2 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース2】

項目	条件
事故シーケンス	大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，D/Wベント
フィルタ装置内発熱量	9.3kW
配管内発熱割合 (FP付着割合)	10%/100m
配管外径，板厚	400A，Sch. 40
配管熱流束	7.3W/m ²
配管外表面放射率	0.80（酸化鉄相当の放射率*）
環境温度	50℃

注記*：日本機械学会 伝熱工学資料 改訂第5版

評価式の概要は以下のとおりとなる。

$$T = (q / h_{se}) + T_{atm} \dots \dots \dots \text{式(5)}$$

T : 配管外表面温度(°C)

q : 配管熱流束(W/m²)

h_{se} : 配管外表面熱伝達率 (W/(m²・K))

T_{atm} : 環境温度 (°C)

上記の式(5)における, q と h_{se}は以下の式で表される。

$$q = Q / S \dots \dots \dots \text{式(6)}$$

$$h_{se} = h_r + h_{cv} \dots \dots \dots \text{式(7)}$$

Q : 単位長さ当たりの配管内面での発熱量(W/m)

S : 単位長さ当たりの配管外面表面積(m²)

h_r : 放射による配管外表面熱伝達率(W/(m²・K))

h_{cv} : 対流による配管外表面熱伝達率(W/(m²・K))

上記の h_r は以下の式で表される。

$$h_r = \varepsilon \times \sigma \times \left(\frac{(T+273.15)^4 - (T_{atm}+273.15)^4}{T - T_{atm}} \right) \dots \dots \dots \text{式(8)}$$

ε : 配管外表面放射率 (0.80)

σ : ステファン・ボルツマン定数 (5.67×10⁻⁸ (W/(m²・K⁴)))

h_{cv}については, J I S A 9 5 0 1 “保温保冷工事施工標準” 付属書E (参考) 表面温度及び表面熱伝達率の算出方法における, 垂直平面及び管 (Nusseltの式) 及び水平管 (Wamsler, Hinleinの式) をもとに対流熱伝達率を算出した。垂直管 (式(9), (10)) と水平管 (式(11)) とで得られる h_{cv}を比較し, 小さい方の値を用いることで保守的な評価を得るようにしている。

$$h_{cv} \text{ (垂直管)} = 2.56 \times (T - T_{atm})^{0.25} \quad ((T - T_{atm}) \geq 10K) \dots \text{式(9)}$$

$$h_{cv} \text{ (垂直管)} = 3.61 + 0.094 \times (T - T_{atm}) \quad ((T - T_{atm}) < 10K) \dots \text{式(10)}$$

$$h_{cv} \text{ (水平管)} = 1.19 \times \left(\frac{T - T_{atm}}{D_0} \right)^{0.25} \dots \dots \dots \text{式(11)}$$

D₀: 配管外径(m)

これらにより評価した結果、配管外表面温度は約51℃となる。

以上の結果から、配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である200℃を下回っているため、配管内表面に付着した放射性物質の崩壊熱は、ベント後における配管の構造健全性に影響を与えることはない。

なお、これらの式を含めた評価については、J I S A 9 5 0 1において、適用範囲が -180℃～1000℃となっており、適用に対して問題にないことを確認している。また、管外径などの寸法にかかる制約条件は規定されていない。

(参考)

1. 配管内面への放射性物質付着量の考え方について

配管内面への放射性物質（エアロゾル）の付着量を設定するにあたっては、NUREG/CR-4551を参照し、付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して、配管内面への沈着割合を検討した。

NUREG/CR-4551 “Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT” は、環境拡散評価(MELCOR Accident Consequence Code System: MACCS 計算)についての文献となっており、その評価には、エアロゾル粒径、エアロゾル粒子密度、対象物の表面粗さで沈着速度を整理したSehmelのモデルが用いられている。

このSehmelの沈着速度モデルに基づき、配管内面の表面粗さ 0.001cm ($10\mu\text{m}$)と粒子密度 4g/cm^3 を想定した、原子炉格納容器より放出される粒径ごとの沈着速度(図4)を用いて配管内面への沈着割合(エアロゾルの沈着速度と配管内のベントガス通過時間から算出された、流れているベントガス中のエアロゾルが壁面に到達する割合)を以下のとおり評価した。

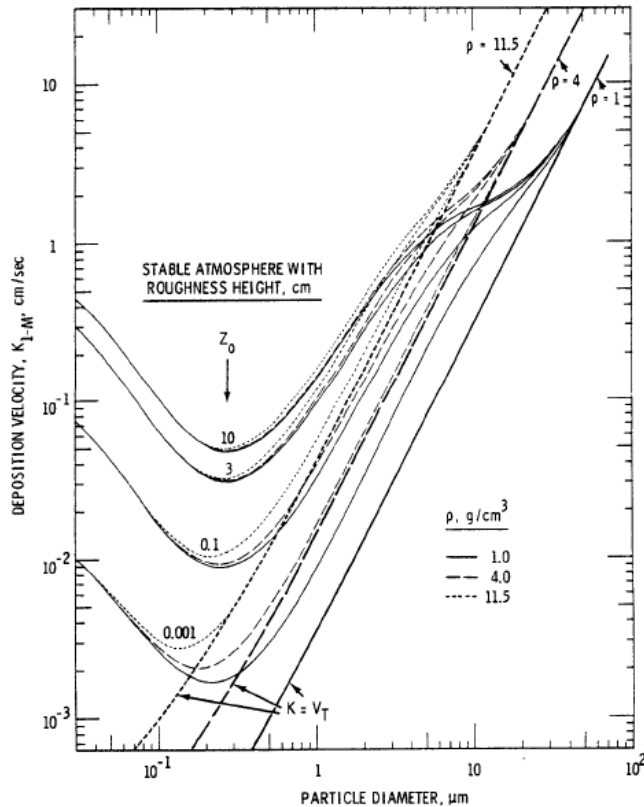


図4 エアロゾル粒径と沈着速度の関係

評価条件は、ABWR（6号機及び7号機）を対象として配管長さ100m、配管内径400mm、2Pd及び最小流量で排気される蒸気流量を適用する。また、考慮する粒径分布は事故シナリオ（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失、D/Wベント）に基づくものとした。

これらの条件から、100mの配管をベントガスが通過する時間を算出し、その時間に粒径ごとの沈着速度を乗じて、ベントガス通過時間中に配管内面方向にどれだけのエアロゾルが移動するかを評価する。この移動した粒子の総和について、ベントガス通過中のエアロゾル総量に対する割合を算出することで沈着割合を評価する。評価の考え方を図5に、評価結果を表3に示す。

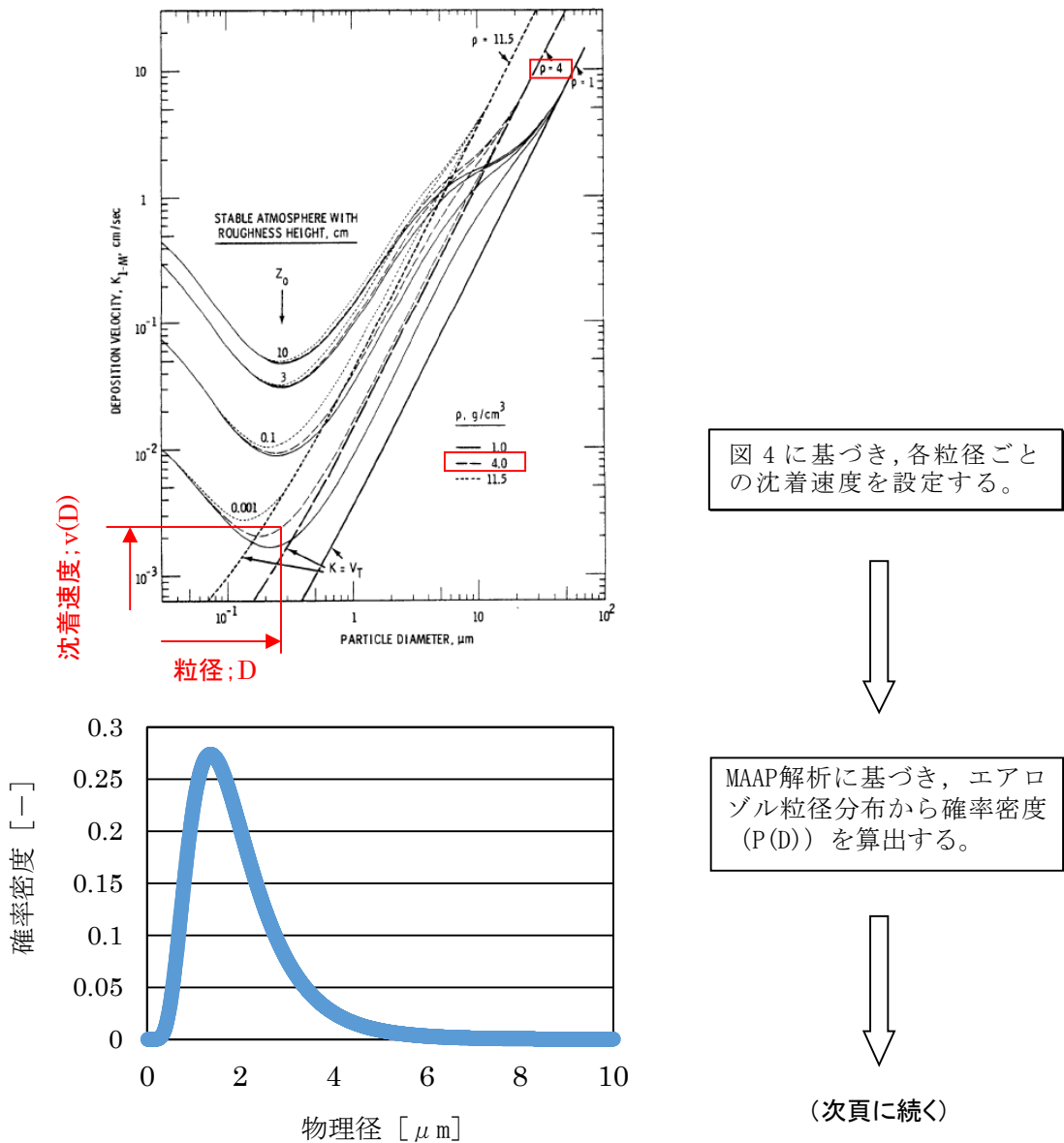
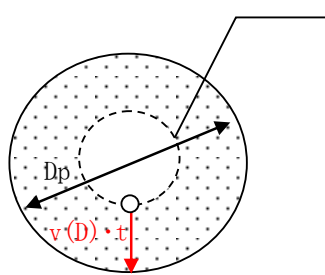


図5 沈着割合評価の考え方 (1/2)



沈着量は、100mの配管をベントガスが通過する時間 (t) の分だけ、各粒子が各沈着速度 (v(D)) で移動して壁面に到達できる範囲
 $(A = \pi((Dp/2)^2 - ((Dp/2) - v(D) \cdot t)^2))$ にあるエアロゾル量の総和となる。

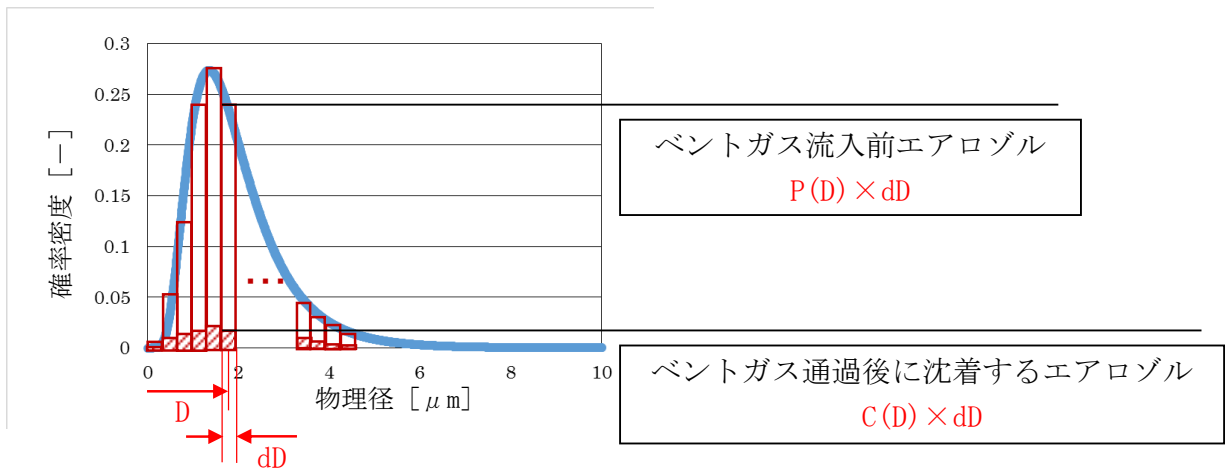


図5 沈着割合評価の考え方 (2/2)

上記の関係から、沈着割合Rは以下の式で表される。

$$R = \left(\frac{\sum C(D)}{\sum P(D)} \right) \times 100 = \left(\frac{\sum(C(D) \times dD)}{\sum(P(D) \times dD)} \right) \times 100 = \left(\frac{\sum(C(D))}{\sum(P(D))} \right) \times 100$$

ここで、C(D)は以下の式で表される。

$$C(D) = P(D) \times \left(\frac{\pi \left(\frac{Dp}{2} \right)^2 - \pi \left(\frac{Dp}{2} - V(D) \cdot t \right)^2}{\pi \left(\frac{Dp}{2} \right)^2} \right)$$

$$= P(D) \times \left(\frac{\left(\frac{Dp}{2} \right)^2 - \left(\frac{Dp}{2} - V(D) \cdot t \right)^2}{\left(\frac{Dp}{2} \right)^2} \right)$$

表3 排気される蒸気流量に対する沈着割合評価結果

項目	パラメータ	単位	2Pd	最小流量
配管条件	長さ	m	100	
	内径	m	0.4	
沈着条件	沈着速度の分布	cm/s	$1.9 \times 10^{-3} \sim 3.9 \times 10^{-1}$	
排気条件	蒸気流量	kg/s	15.7	2.5
	蒸気流速	m/s	33.1	14.8
沈着割合		%	約2.5	約5.4

表3より、最小流量であっても約5.4%の沈着割合となることが評価された。以上を踏まえ、エルボ部などといった部位での沈着量がばらつくことを考慮し、100m当たり10%を配管への沈着割合として放射性物質の付着量を設定する。

2. 引用文献

- (1) "Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT", NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Pt.7, 1990

主ライン・弁の構成について

1. 主ライン構成

1.1 系統概要図

格納容器圧力逃がし装置のベントガスを原子炉格納容器から大気開放端まで導く主ラインの概略図を図1に示す。

1.2 設計の意図

6号機では、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるためのベントを確実にを行うため、以下に配慮し、主ラインの設計を行っている。

(1) 主ラインの取り出し及び構成

原子炉格納容器からの取り出しについては、サプレッションプール水でのスクラビング効果が期待できるサプレッションチェンバからの取り出しに加え、外部注水等による水没の影響を受け難いドライウエル上部からの取り出しを行っている。

具体的な取り出し位置（貫通孔）については、漏えい経路の増加等による大気への放射性物質の放出リスク増加を最小限に抑えるため、既存の貫通孔の中から十分な排気容量が確保できる口径を有する不活性ガス系の貫通孔（550A）を選定し使用する構成としている。

主ラインは不活性ガス系配管（既設）を経て、フィルタ装置入口側配管（新設）によりフィルタ装置に導かれるが、他の系統とは弁で隔離することで、他の系統や機器への悪影響を防止する設計としている。

(2) 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁の設置要求（実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈）に基づき、サプレッションチェンバ側及びドライウエル側それぞれの主ラインに原子炉格納容器隔離弁（一次隔離弁）として空気作動弁（A0弁）を各1弁設置する構成としている。また、主ラインが合流した後に原子炉格納容器隔離弁（二次隔離弁，二次隔離弁バイパス弁）として電動弁（M0弁）を並列に2弁設置する構成としている。

(3) フィルタ装置入口弁

フィルタ装置入口弁は、耐圧強化ベント系を使用する際にフィルタ装置と隔離するために設置している。

1.3 弁の設置位置の妥当性（物理的位置，他からの悪影響）

ベント開始に必要な主ラインの隔離弁（一次隔離弁（サプレッションチェンバ側，ドライウエル側），二次隔離弁，二次隔離弁バイパス弁）の設置位置は，弁の設置スペース，人力による遠隔操作性等を考慮して決定している。

また，事故後の環境条件を考慮した設計としているため，ベント実施時においても弁の健全性は確保され，主ラインの隔離弁は，電源がある場合は中央制御室で操作できる。炉心損傷後は弁設置エリアが高線量となるため，現場において弁本体を直接操作することはできないが，駆動源喪失時においても，空気作動弁である一次隔離弁については，遠隔手動弁操作設備及び遠隔空気駆動弁操作設備を設けることで人力又は駆動空気による開閉操作が可能であり，電動弁である二次隔離弁，二次隔離弁バイパス弁については，遠隔手動弁操作設備を設けることで人力による開閉操作が可能である。

なお，遠隔手動弁操作設備及び遠隔空気駆動弁操作設備の操作場所は，遮蔽効果が得られる原子炉建屋内の原子炉区域外とし，さらに必要な遮蔽材（遠隔手動弁操作設備遮蔽）を設置し，作業員の被ばく低減に配慮している。

遠隔手動弁操作設備及び遠隔空気駆動弁操作設備は，隔離弁の付近に敷設されることから，高線量，高温雰囲気による機能への影響の可能性があるが，設備構成要素の主要材料は金属であり，機能への影響はない。主ラインの隔離弁の配置位置及び人力による遠隔操作位置を図2～図4に示す。

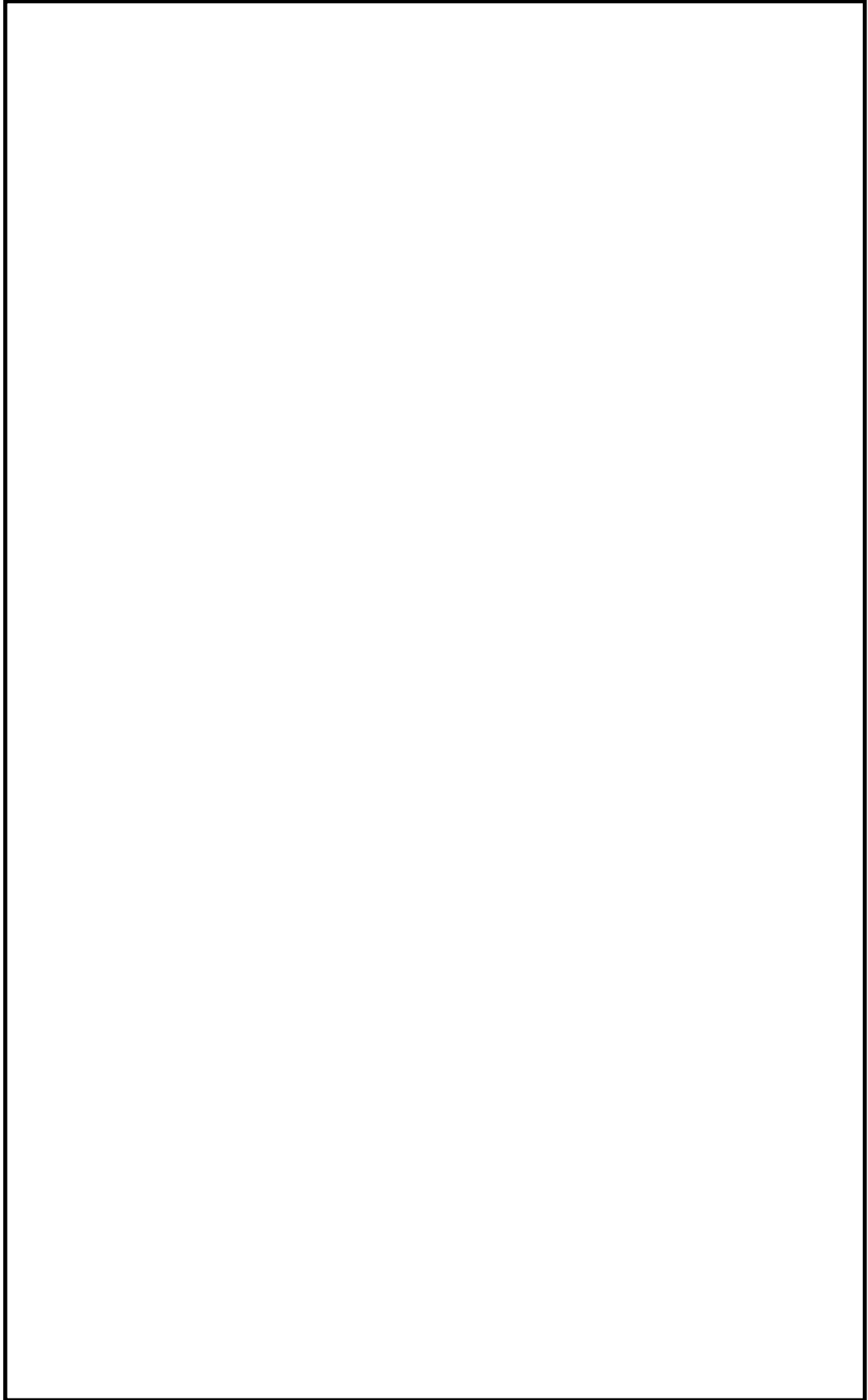


図2 隔離弁の配置及び遠隔操作位置 (1/3)

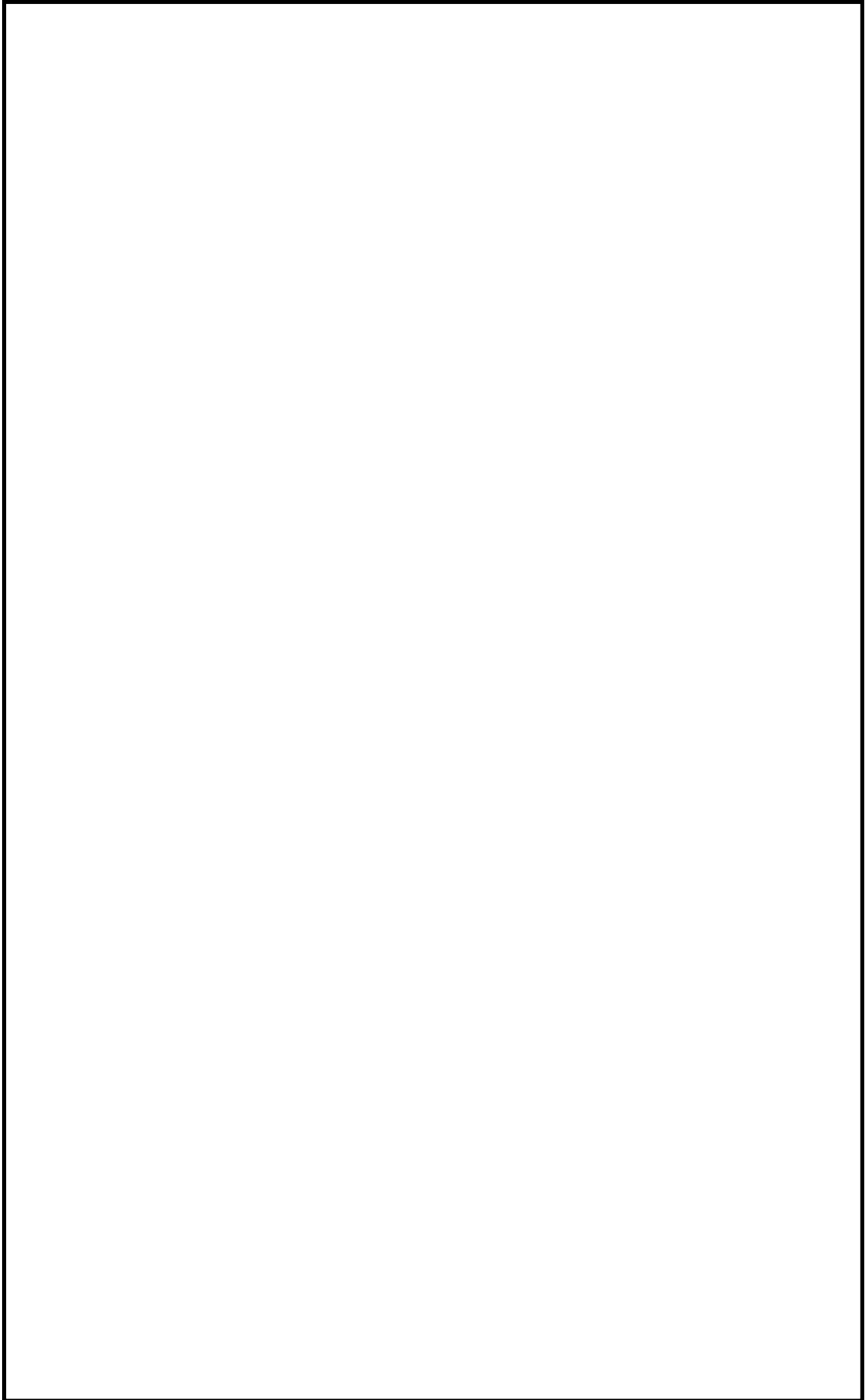


図3 隔離傘の配置及び遠隔操作位置 (2/3)

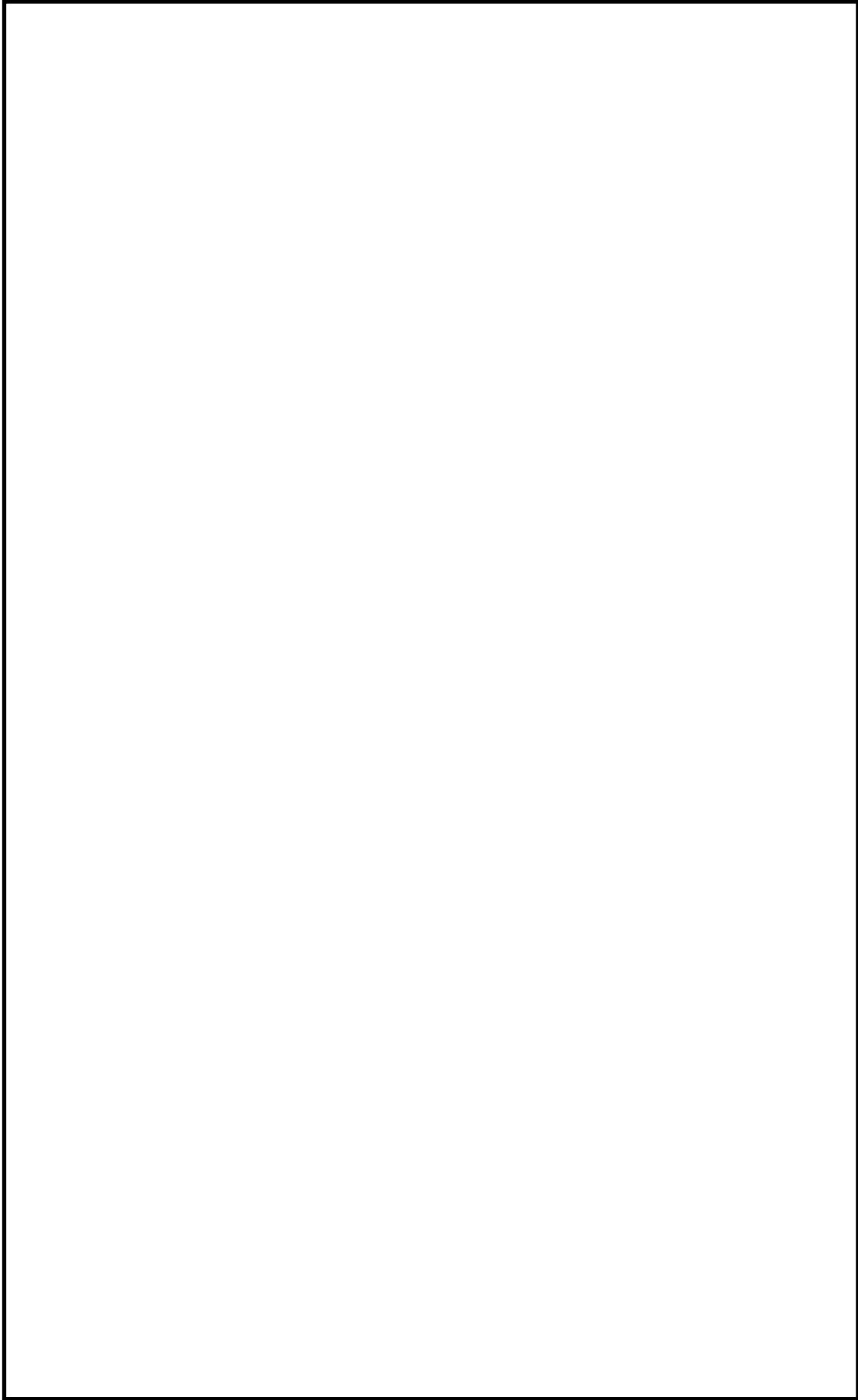


図4 隔離弁の配置及び遠隔操作位置 (3/3)

1.4 開の確実性，隔離の確実性

(1) 開の確実性

ベント実施時は，炉心損傷前ベントでは一次隔離弁，二次隔離弁の順に開弁し，炉心損傷後ベントでは二次隔離弁，一次隔離弁の順に開弁する。一次隔離弁は電磁弁への電気信号の印可により空気を供給して駆動する弁であり，二次隔離弁は交流電源で駆動する弁である。いずれも中央制御室の制御盤から遠隔操作できる設計としている。

駆動源となる電源は，通常時には非常用電源より給電しているが，重大事故等で非常用電源が喪失した場合には，重大事故等に対処するために必要な電源の供給が可能なよう代替所内電気設備から給電できる構成とし，高い信頼性を確保している。

また，これら代替所内電気設備からの受電が期待できない場合は，空気作動弁及び電動弁については，遠隔手動弁操作設備により放射線量率の低い原子炉建屋内の原子炉区域外にて人力で開閉操作が実施できる設計としている。さらに，空気作動弁については，遠隔空気駆動弁操作設備によりポンベの空気を電磁弁の排気側から弁駆動部へ供給することで，原子炉建屋内の原子炉区域外にて容易かつ確実に操作が実施できる設計としている。

以上のように，操作方法に多様性を持たせ開操作が確実に実施できる。

(2) 隔離の確実性

a. ベント実施前

ベント実施前は，原子炉格納容器バウンダリの維持が要求される。格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（一次隔離弁，二次隔離弁，二次隔離弁バイパス弁）は常時「閉」であり，中央制御室の操作スイッチにカバーを取り付けて誤操作防止を図っていること，駆動源喪失時その状態が維持（一次隔離弁はフェイルクローズ，二次隔離弁及び二次隔離弁バイパス弁はフェイルアズイズ）されるため，確実に隔離状態は維持される。

b. ベント停止後

ベント停止後は，格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を閉とし原子炉格納容器と隔離する。

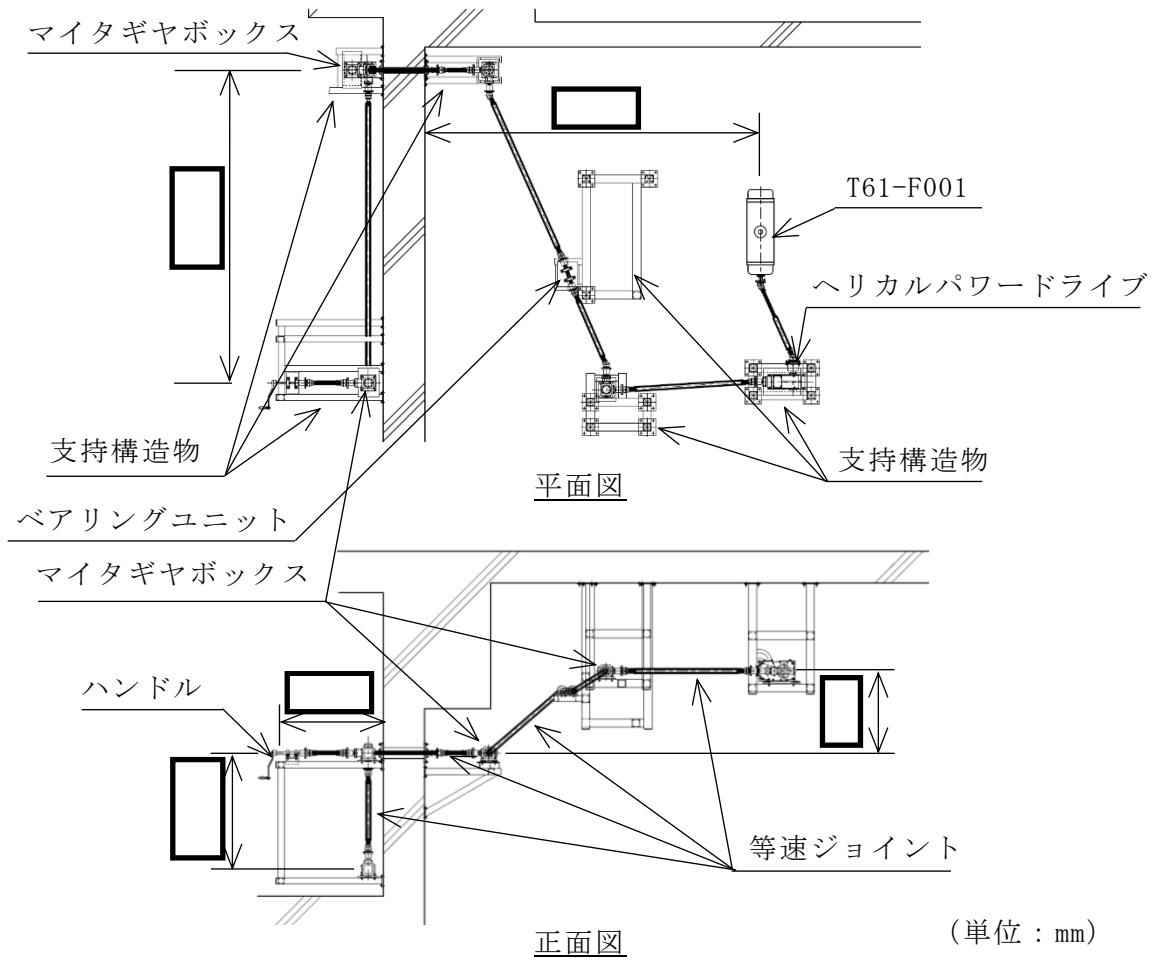
原子炉格納容器と格納容器圧力逃がし装置の隔離については，原子炉格納容器除熱機能の回復後に，ベント実施時に開弁した隔離弁（一次隔離弁）を閉とし，原子炉格納容器バウンダリを復旧する。閉操作の確実性は，(1)開の確実性と同様に実施できる。

1.5 遠隔手動弁操作設備の概要

1.5.1 隔離弁の遠隔手動弁操作設備の概要

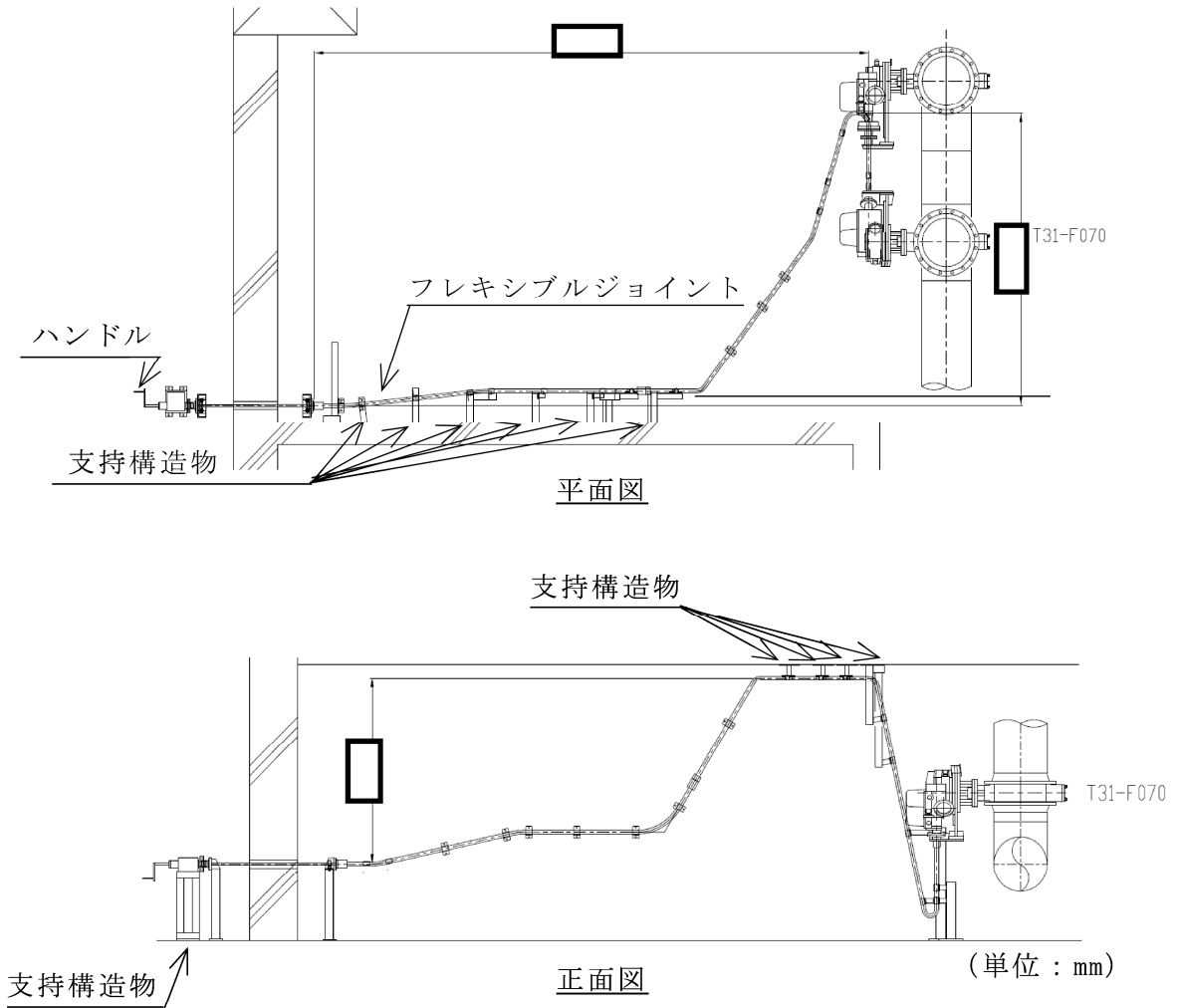
隔離弁の操作軸に等速ジョイント又はフレキシブルシャフトを接続し、原子炉建屋内の原子炉区域外まで延長し、端部にハンドルを取り付けて人力で操作できる構成とする。等速ジョイント間には、駆動力の軸方向を変えるためのマイタギアボックス、手動操作軸の回転トルクを低減するためのヘリカルパワードライブ、等速ジョイントを躯体床若しくは壁面に固定するためのベアリングユニットを設ける。フレキシブルシャフトは直線に限らずトルクが伝達可能な構造とし、容易に操作できるよう設計する。等速ジョイント、マイタギアボックス他各構成要素の一部は、隔離弁の付近に設置されることから、設備の使用時には高温、高放射線環境が想定されるが、主要部材は金属であり機能が損なわれるおそれはない。

遠隔手動弁操作設備の模式図を図5及び図6に、ベントに必要な隔離弁の遠隔手動弁操作設備の仕様を表1に示す。



※等速ジョイント，マイタギヤボックス他各構成要素の構成，配置については設置されるフロアにより異なる。

図5 遠隔手動弁操作設備の概要（T61-F001の例）



※各構成要素の構成、配置については設置されるフロアにより異なる。

図6 遠隔手動弁操作設備の概要 (T31-F070の例)

表1 ベントに必要な隔離弁の遠隔手動弁操作設備の仕様

弁名称	一次隔離弁 (サプレッション チェンバ側)	一次隔離弁 (ドライウェル側)	二次隔離弁	二次隔離弁 バイパス弁	フィルタ装置 入口弁
弁番号	T31-F022	T31-F019	T31-F070	T31-F072	T61-F001
口径	550A	550A	550A	550A	550A
ハンドル 回転数	775回	775回	326回	977回	640回
個数	1	1	1	1	1

1.5.2 遠隔手動弁操作設備の操作確認試験

今後、実機に設置した設備においても操作確認試験を行い、遠隔手動弁操作設備の操作時間を確認する。

1.6 遠隔空気駆動弁操作設備の概要

空気作動弁については、駆動用の空気供給配管系の構成を変更し、電磁弁の排気側から駆動空気を供給することで原子炉建屋内の原子炉区域外からの操作を可能とする。変更前後の空気供給配管構成図を図7及び図8に示す。

図7の変更前においては、電磁弁に電気信号を印可できなければ、駆動空気を駆動部に供給できず、空気作動弁を操作できない。図8の変更後の構成とすることにより、電磁弁に電気信号を印可できない場合においても、電磁弁の排気側ポートより駆動空気を駆動部に供給することが可能となる。空気供給操作に必要な空気供給弁及び排気弁を原子炉建屋内の原子炉区域外に設置することで、電源喪失時においても原子炉建屋内の原子炉区域外より駆動空気による弁操作ができる。駆動空気の供給源は、常設の専用ポンペを原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し、更に常設の予備ポンペを設けることで、信頼性を高めている。

操作時間は、空気供給弁及び排気弁の操作のみであり、25A以下の小口径の弁かつ一箇所に集中して配置されていることから、1名約2分と短時間での操作が可能である。

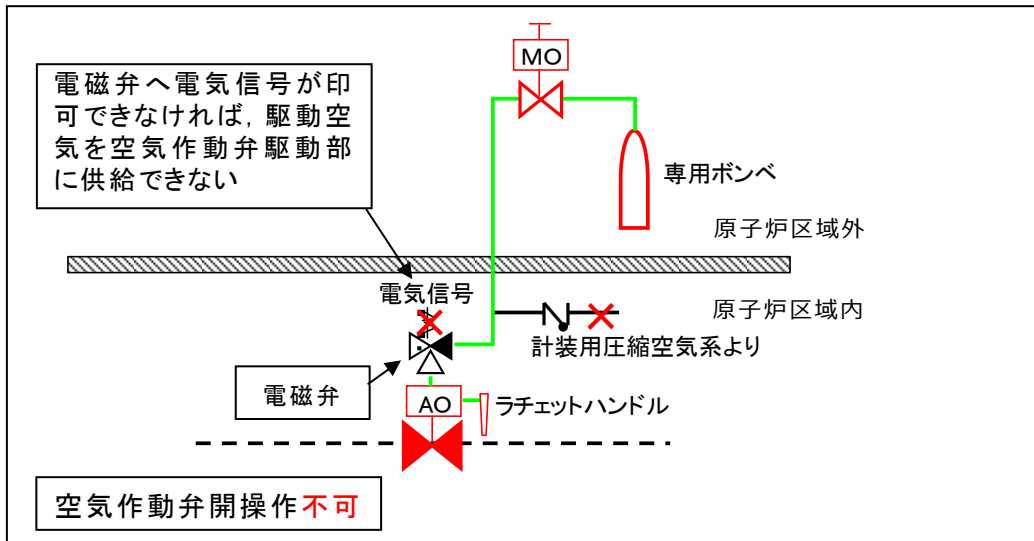


図7 空気作動弁 空気供給配管構成図（変更前）

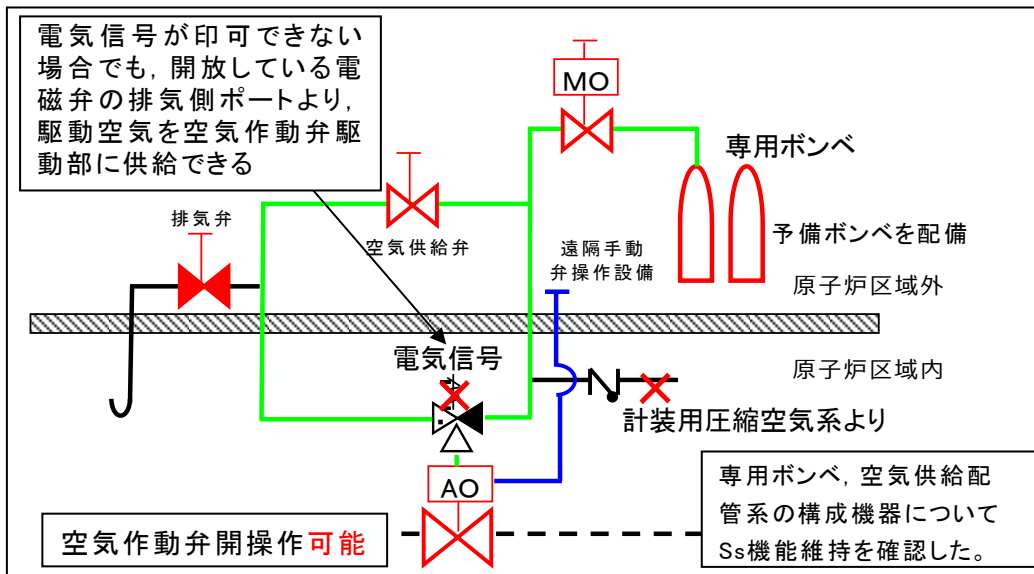


図8 空気作動弁 空気供給配管構成図（変更後）

2. 弁の種類

2.1 主ラインの弁構成の考え方

空気作動弁は、駆動源喪失時の弁状態を選択（フェイルオープン、フェイルクローズ）する箇所に用いる。電動弁は駆動源喪失時に弁状態を維持（フェイルアズイズ）する箇所に用いる。また、空気作動弁及び電動弁は遠隔手動弁操作設備が設置できる。空気作動弁はポンペを用いた遠隔空気駆動弁操作設備が設置できる。格納容器圧力逃がし装置の主ラインの弁は、中央制御室からの遠隔操作と人力又は駆動空気による遠隔操作が両立できること、駆動源喪失時の弁状態維持（フェイルクローズ、フェイルアズイズ）の観点から、空気作動弁及び電動弁を採用している。

格納容器圧力逃がし装置主ラインの弁に採用する場合の駆動方法の違いによる特徴を表2に示す。

表2 主ラインの弁に採用する場合の駆動方法の特徴

駆動方法	メリット	デメリット
空気作動 (AO)	<ul style="list-style-type: none"> • 電動弁に対して必要な電源容量が小さい • 駆動源喪失時の弁状態を選択（フェイルオープン、フェイルクローズ）できる • 人力による遠隔手動弁操作設備の設置が可能 • ポンペの空気を用いた遠隔空気駆動弁操作設備の設置が可能 	<ul style="list-style-type: none"> • 中央制御室からの遠隔操作の場合、駆動源として事故時に使用可能な電源に加えて、空気（圧縮空気設備）が必要
電気作動 (MO)	<ul style="list-style-type: none"> • 駆動源喪失時は、その状態を維持（フェイルアズイズ）する • 電源以外のサポート系が不要 • 人力による遠隔手動弁操作設備の設置が可能 • 開度調整が可能 	<ul style="list-style-type: none"> • 空気作動弁に対して必要な電源容量が大きい

2.2 主ライン上の主な弁の仕様

主ラインの弁について、主な仕様を表3に示す。

表3 主ラインの弁の仕様

弁名称	一次隔離弁 (サプレッション チェンバ側)	一次隔離弁 (ドライウェル側)	二次隔離弁	二次隔離弁 バイパス弁	フィルタ装置 入口弁
弁番号	T31-F022	T31-F019	T31-F070	T31-F072	T61-F001
型式	バタフライ弁				
口径	550A	550A	550A	550A	350A
駆動方法	空気作動		電気作動		空気作動
遠隔手動 弁操作設備	有				
遠隔空気駆動 弁操作設備	有		無		有
弁の状態	常時閉 (NC)				常時開 (NO)
フェイル クローズ (FC) 機能	有 (フェイルクローズ)		無 (フェイルアズイズ)		無 (フェイル オープン)
設置場所	原子炉建屋 T. M. S. L. 8500mm (二次格納施設内)	原子炉建屋 T. M. S. L. 18100mm (二次格納施設内)	原子炉建屋 T. M. S. L. 23500mm (二次格納施設内)		
操作 場所	通常時	中央制御室			
	電源 喪失時	原子炉建屋 T. M. S. L. 4800mm (原子炉建屋内の原 子炉区域外)	原子炉建屋 T. M. S. L. 18100mm (原子炉建屋内の原 子炉区域外)	原子炉建屋 T. M. S. L. 23500mm (原子炉建屋内の原子炉区域外)	

2.3 設計の意図

格納容器圧力逃がし装置主ラインに設置する隔離弁の駆動方法の採用理由は、「2.1 主ラインの弁構成の考え方」に示すとおり、駆動源喪失時の弁状態維持（フェイルクローズ、フェイルアズイズ）及び遠隔操作の必要があることから、空気作動弁及び電動弁を採用している。これらの弁については、プラント通常運転時に開弁することがないことから、プラント通常運転時の原子炉格納容器バウンダリの維持のため、常時閉 (NC) とし、中央制御室の操作スイッチにカバーを取り付けて誤操作防止を図っている。

また、フィルタ装置入口弁は、ベント実施時において、排気の妨げとならないよう常時開 (NO) とする。

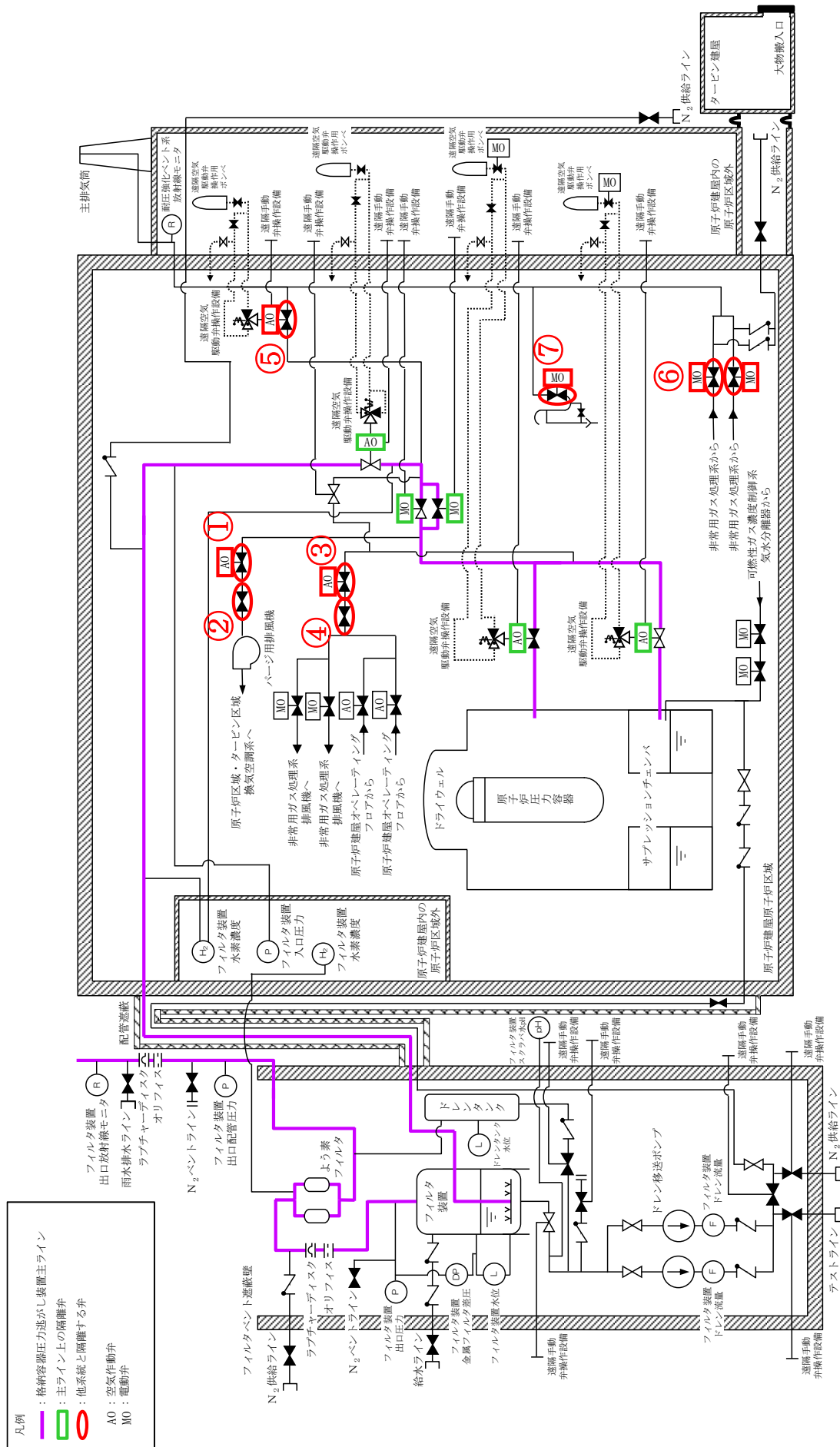
3. 格納容器圧力逃がし装置と接続する各系統の隔離弁の数と種類

3.1 各系統の隔離弁の数と種類

格納容器圧力逃がし装置には、換気空調系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系を接続する。各系統の隔離弁の数と種類等の仕様を表4に、系統概略図を図9に示す。

表4 他系統隔離弁（原子炉格納容器隔離弁）の仕様

系統名	換気空調系		非常用ガス処理系		耐圧強化ベント系		
個数	2		2		4		
番号 (図9中の 表記)	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦
弁番号	T31-F021	U41-F050	T31-F020	T22-F040	T61-F002	T22- F004A, B	T22-F511
型式	バタフライ弁						玉形弁
駆動方法	空気作動	手動	空気作動	手動	空気作動	電気作動	
口径	550A		250A		550A	250A	50A
弁の状態	常時閉 (NC)						常時開 (NO)
フェイル クローズ (FC) 機能	有	無	有	無	有	無 (フェイル アズイズ)	



3.2 設計の意図

フィルタ装置入口側配管は、ベントを実施する際、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。

重大事故等時以外に開操作する可能性のある隔離弁は、駆動源喪失時においても原子炉格納容器バウンダリを維持できるようにフェイルクローズ（FC）が可能な空気作動弁を選定する。また、重大事故等時に開操作又は閉操作する可能性のある隔離弁については、中央制御室からの遠隔操作が容易な電動弁又は空気作動弁を選定する。

なお、格納容器圧力逃がし装置と接続する他系統とは、直列で2弁にて隔離することとしているため、表4及び図9に示すとおり、換気空調系ならびに非常用ガス処理系には、手動弁を新規に設置する。

(1) 換気空調系との隔離

換気空調系との隔離は、図9中①②の2弁より、格納容器圧力逃がし装置主ラインから隔離できる構成となっている。

一次隔離弁は、通常運転時の原子炉格納容器の圧力降下操作時においても、重大事故等が発生した際には確実な閉止が求められるが、中央制御室からの操作が可能であり、駆動源が喪失した際のフェイルクローズ（FC）機能を有し、さらに二次隔離弁として手動弁を新設し常時閉（NC）運用することにより、確実な隔離が実施できる。

(2) 非常用ガス処理系との隔離

非常用ガス処理系との隔離は、図9中③④の2弁より、格納容器圧力逃がし装置主ラインから隔離できる構成となっている。

一次隔離弁は、駆動源が喪失した際のフェイルクローズ（FC）機能を有し、さらに二次隔離弁として手動弁を新設し常時閉（NC）運用することにより、確実な隔離が実施できる。

(3) 耐圧強化ベントラインとの隔離

耐圧強化ベントラインとの隔離は、図9中⑤⑥及び⑦の4弁より、格納容器圧力逃がし装置主ラインから隔離できる構成となっている。

一次隔離弁として、駆動源が喪失した際のフェイルクローズ（FC）機能を有する空気作動弁を新設し、二次隔離弁は、重大事故等時に開操作又は閉操作する可能性があるため、中央制御室からの遠隔操作が容易な電動弁を選定する。

3.3 原子炉格納容器からの取り出し高さ
各主要高さを示した図を図10に示す。

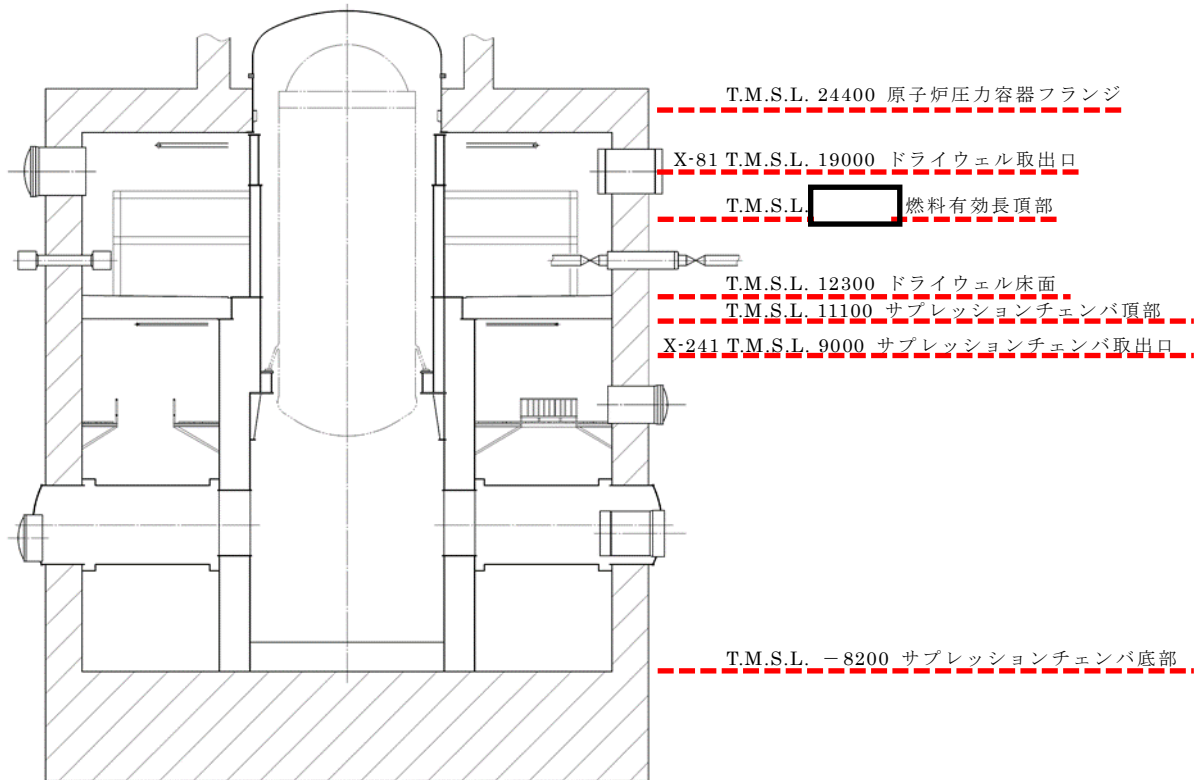


図10 原子炉格納容器からの取り出し高さ

3.4 設計の意図

ドライウェル側の取り出しには、格納容器スプレイによる水没等の影響を受けにくい原子炉格納容器上部に位置し、原子炉格納容器の圧力を下げるために十分大口径である既設不活性ガス系の貫通孔（X-81）を選定している。

また、サプレッションチェンバ側の取り出しには、原子炉及び原子炉格納容器冷却のため実施する外部注水による水位上昇を考慮して、サプレッションチェンバ頂部付近に位置し、原子炉格納容器圧力を下げるために十分大口径である既設不活性ガス系の貫通孔（X-241）を選定している。

(参考)

1. 諸外国の弁構成

格納容器圧力逃がし装置を設置している諸外国の弁構成を以下に示す。

(1) フィンランド

フィンランドのBWRプラントにて設置されている格納容器圧力逃がし装置の概略系統図を図11に示す。V1とV20はラプチャーディスクである。ベントラインに設置している弁は全て手動弁で構成されている。ドライウエルのラインにはバイパスラインが設置されており、V2, V3 は通常時「開」となっている。また、V21, V23 についても通常時「開」となっている。そのため、操作員がベントラインに設置された弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が既定の値まで上昇し、V1とV20のラプチャーディスクが開放すれば、ドライウエルのバイパスラインよりベントは自動的に開始される。

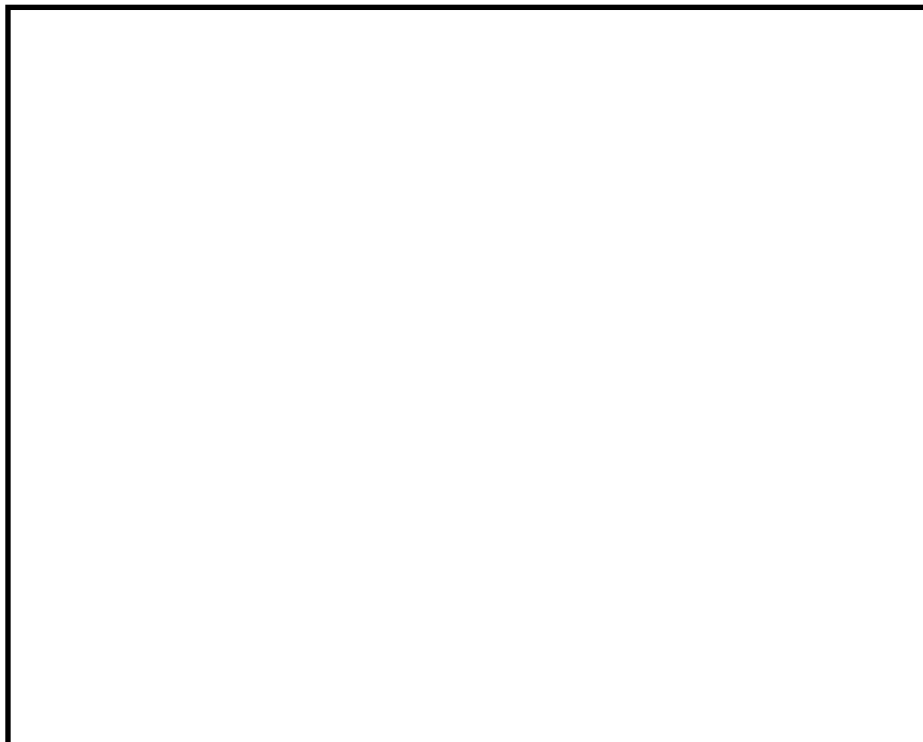


図11 格納容器圧力逃がし装置概略系統図 (フィンランド)

(2) ドイツ

ドイツのBWRプラントに設置されている格納容器圧力逃がし装置の概略系統図を図12に示す。格納容器圧力逃がし装置は、2ユニットで共有する設計となっている。ベントラインには、原子炉格納容器隔離のための電動弁が2つ、ユニット間の切替えのための電動弁が1つ設置されている。また、フィルタ装置の出口側には逆止弁が設置されている。

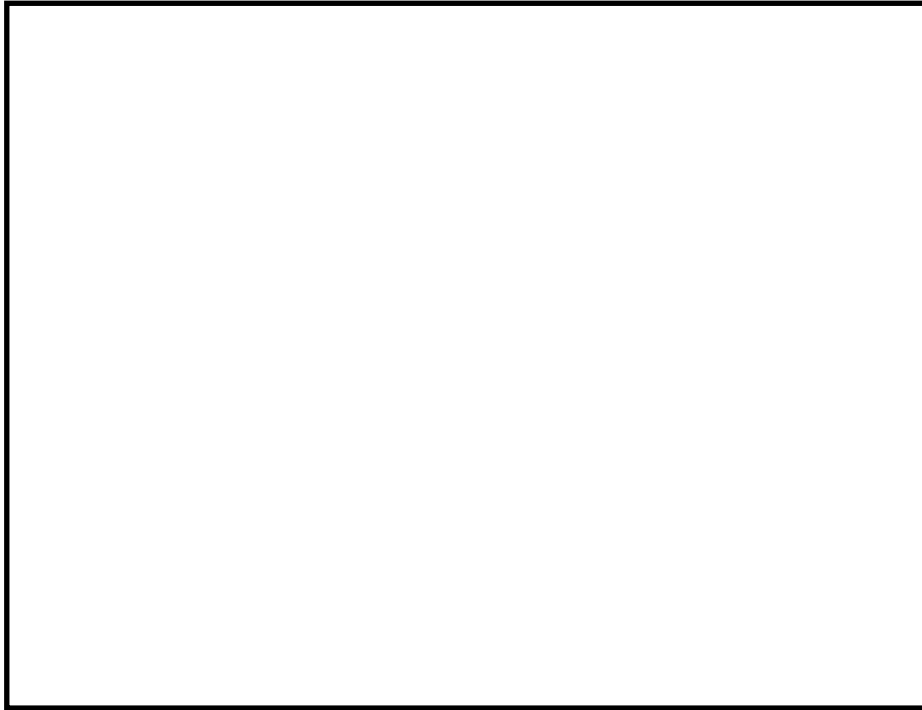


図12 格納容器圧力逃がし装置概略系統図（ドイツ）

(3) スイス

スイスのBWRプラントに設置されている格納容器圧力逃がし装置の概略系統図を図13に示す。ベントラインには電動弁が2つ設置されており、原子炉格納容器から1つ目の弁は常時「開」、2つ目の弁は常時「閉」となっている。また、2つ目の弁をバイパスするラインが設置されており、バイパスラインにはラプチャーディスクが設置されている。そのため、操作員が2つ目の弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が規定の値まで上昇し、ラプチャーディスクが開放すればベントは自動的に開始される。

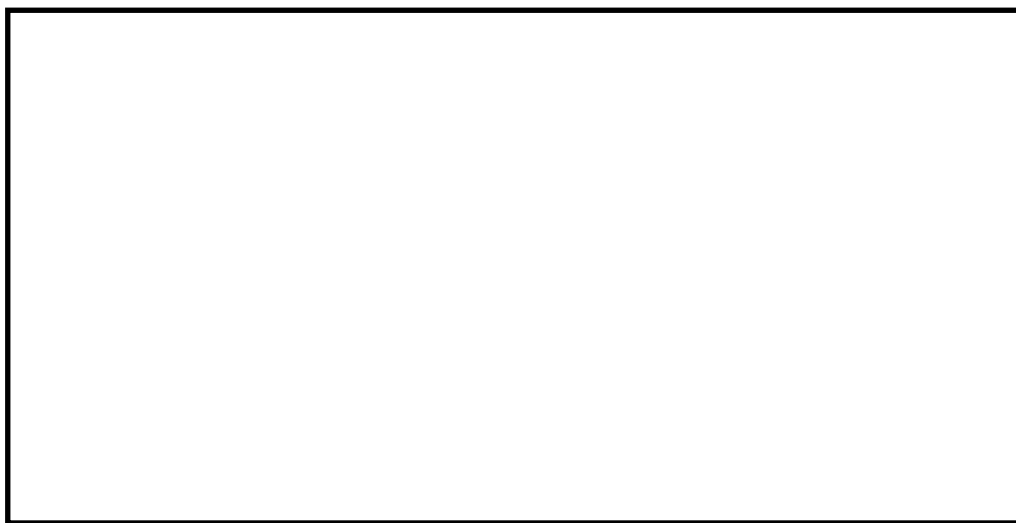


図13 格納容器圧力逃がし装置概略系統図（スイス）

2. 引用文献

- (1) NEA/CSNI/R(2014)7, “OECD/NEA/CSNI Status Report on Filtered Containment Venting”, 02-Jul-2014.

系統内の水素濃度について

1. 系統内の濃度

ベント実施時は、系統内に流れがあり、水素ガスが局所的に蓄積することはない。一方、ベント停止後はフィルタ装置内に捕捉した放射性物質によるスクラバ水の放射線分解により、蒸気とともに水素ガス、酸素ガスが発生する。

発生する水素ガスは水蒸気に比べて十分少なく約0.2vol%と評価され、蒸気発生量に対して一定となる。さらに、フィルタ装置入口側配管に接続された窒素供給配管より窒素ガスを供給することで、系統内の水素濃度は低くなる。

フィルタ装置入口側配管の水素濃度は、窒素供給を実施することで、約 0.4×10^{-3} vol%と評価される。一方、フィルタ装置出口側配管の水素濃度は、上述のとおり窒素供給を考慮せずに約0.2vol%と評価され、窒素供給を考慮することでさらに低減される。

フィルタ装置出口側配管（よう素フィルタ出口側）は放出口まで逆Uシール構造となっている箇所はなく、水素ガスは水蒸気とともに放出口に導かれることから、系統内に水素ガスが蓄積することはない。

一方、フィルタ装置入口側配管及びフィルタ装置出口側配管（よう素フィルタ入口側）については、系統内の蒸気が凝縮してフィルタ装置に戻ると非凝縮性ガスである水素ガス及び酸素ガスの濃度が上昇し、Uシール構造部にて可燃限界に至るおそれがあることから、窒素パージ後において、水素ガスが長期的に系統内に滞留しないことを確認するためにフィルタ装置水素濃度でフィルタ装置入口側配管及びフィルタ装置出口側配管（よう素フィルタ入口側）の水素濃度を監視する。

以上より、柏崎刈羽原子力発電所第6号機の格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置水素濃度は、フィルタ装置入口側配管及びフィルタ装置出口側配管（よう素フィルタ入口側）に設置を計画している。

(参考)

1. 各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について

格納容器圧力逃がし装置の各運転モード（通常待機時，ベント実施時，ベント停止後）における系統状態及び系統内の水素濃度について以下に示す。

(1) 通常待機時

a. 系統状態

通常待機時においては，原子炉格納容器隔離弁が閉止されており，隔離弁からラプチャーディスクの間は窒素ガスにより不活性化されている。

通常待機時の状態を図1に示す。

b. 水素濃度

通常待機時においては，系統内への水素ガス流入はなく，また，系統内における水素ガスの発生はない。

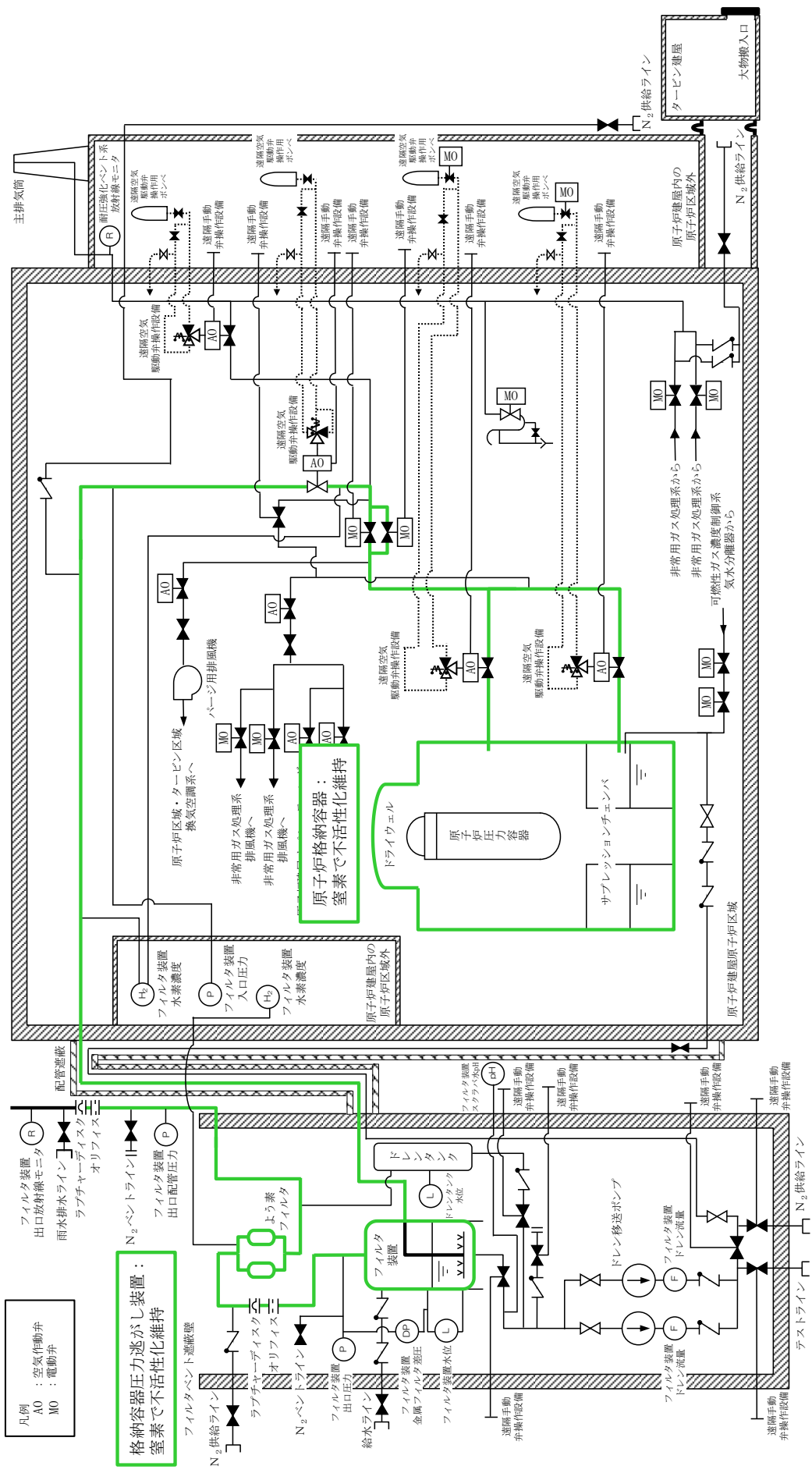


図1 通常待機時の状態概要図

(2) ベント実施時

a. 系統状態

炉心の著しい損傷が発生した場合のベント開始後には、原子炉格納容器内におけるジルコニウム-水反応や水の放射線分解により発生する水素ガスが格納容器圧力逃がし装置系統内に流入するとともに、フィルタ装置にて捕捉した放射性物質によるスクラバ水の放射線分解により、フィルタ装置内において水素ガスが発生する。

この状態においても、系統の初期の不活性化及び原子炉格納容器及びフィルタ装置において崩壊熱により発生する多量の水蒸気による水素ガスの希釈により、可燃限界には至らない。また、フィルタ装置出口側配管は放出口の間には逆Uシール構造となる箇所があるが、常にガス流れがあること、及びベントガス中のモル組成としては水蒸気が支配的であることから、局所的な水素ガスの滞留及び蓄積は発生しない。

ベント実施時の状態を図2に示す。

b. 水素濃度（ベント実施時）

格納容器圧力逃がし装置へ流入するベントガスの水素濃度については、原子炉格納容器内での水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から求める。その結果、原子炉格納容器より系統内へ流入するベントガスの水素濃度は約0.2vol%となる。

$$\begin{aligned} \text{水蒸気発生量} &= Q \times 1000 / (\text{飽和蒸気比エンタルピ} \\ &\quad - \text{飽和水比エンタルピ}) \times 1000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ \text{水素発生量} &= Q \times 10^6 \times G \text{値} (\text{分子}/100\text{eV}) / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \quad (*1) \\ &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \quad (*2) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \text{放射線吸収割合} \\ \text{水素濃度} &= \text{水素発生量} / (\text{水蒸気発生量} + \text{水素発生量}) \times 100 \end{aligned}$$

Q：崩壊熱 (MW)

注記*1：1eV=1.602×10⁻¹⁹ [J]

*2：アボガドロ数 6.022×10²³

以上の式に事故発生7日後の状態を想定した条件を適用し、水素濃度を求める。

- ・格納容器圧力はベント実施時の圧力として200kPa[abs]とする。
- ・原子炉格納容器内の冷却水は沸騰していると想定し水素発生量のG値は0.4とする。
- ・放射線吸収割合は1.0とする。
- ・事故発生7日後を想定するため、崩壊熱は約12MWとする。

$$\begin{aligned} \text{水蒸気発生量} &= 12 \times 1000 / (2706.24 - 251.15^*) \times 1000 / 18 \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 21897.4 \text{Nm}^3/\text{h} \end{aligned}$$

注記*：飽和水比エンタルピは60℃条件とする。

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= 12 \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times 1.0 = 40.12 \text{Nm}^3/\text{h} \end{aligned}$$

$$\text{水素濃度} = 40.12 / (21897.4 + 40.12) \times 100 = \text{約}0.2\text{vol}\%$$

次に、フィルタ装置において発生する水素濃度については、フィルタ装置内のスクラバ水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から求める。

水素濃度は系統へ流入するベントガスの水素濃度を求める式と同様の式を用いて計算する。その結果、フィルタ装置より発生する水素濃度は約0.2vol%となる。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・水の放射線分解に寄与する熱量は9.3kWを想定する（フィルタ装置に流入する放射性物質の崩壊熱の想定量）。
- ・スクラバ水は沸騰しているものと想定し水素発生量のG値は0.4とする。
- ・放射線吸収割合は1.0とする。

$$\begin{aligned} \text{水蒸気発生量} &= 0.0093 \times 1000 / (2675.53 - 418.99) \times 1000 / 18 \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 18.46 \text{Nm}^3/\text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= 0.0093 \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 0.03 \text{Nm}^3/\text{h} \end{aligned}$$

$$\text{水素濃度} = 0.03 / (18.46 + 0.03) \times 100 = \text{約}0.2\text{vol}\%$$

(3) ベント停止後

a. 系統状態

ベント停止後は、フィルタ装置内における水素ガスの発生を防止するため、スクラバ水を原子炉格納容器へ移送する運用としている。ここでは、その操作を実施しない場合の操作並びに影響について確認する。

ベント停止後、系統内に滞留する水素ガスを希釈、掃気するため、可搬型窒素供給装置により系統内への窒素供給を開始し、窒素供給量約70Nm³/hで3時間の窒素パージを続け、フィルタ装置水素濃度が可燃限界濃度以下であることを確認し窒素パージをいったん完了する。その後は、フィルタ装置水素濃度を測定するとともに、フィルタ装置入口側配管が正圧に維持されていることを確認し、系統内に間欠的に窒素ガスを供給することで、系統内の水素ガスを希釈、掃気する（フィルタ装置出口側への流れが形成される）ため、フィルタ装置入口側配管及びフィルタ装置出口側配管内に水素ガスが滞留することはない、スクラバ水の放射線分解により発生した水素ガスもこの流れにより、大気開放端から掃気される。また、フィルタ装置出口側配管については、スクラバ水が飽和状態にある場合は、水蒸気発生量が水素発生量を大きく上回るため、水素濃度が可燃限界に至ることはない。ベント停止後の状態を図3に示す。

b. 水素濃度（隔離弁～フィルタ装置）

フィルタ装置入口側配管へ逆流する水素濃度について、窒素供給量、水素発生量の割合から求める。その結果、水素濃度は約 0.4×10^{-3} vol%となる。

なお、フィルタ装置入口側配管に逆流する可能性のある水素発生量は以下に示した式を用いて計算する。

$$\begin{aligned} \text{フィルタ装置内水素発生量} &= Q \times 10^6 \times G \text{値 (分子/100eV)} / 100 \\ &\quad / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ \text{入口配管内への水素流量} &= \text{フィルタ装置内水素発生量} \\ &\quad \times \text{ガス入口配管断面積} / \text{フィルタ装置断面積} \\ \text{水素濃度} &= \text{入口配管への水素流入量} \\ &\quad / (\text{入口配管への水素流入量} + \text{窒素供給量}) \times 100 \end{aligned}$$

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・スクラバ水は沸騰しているものと想定し、水素発生量のG値は0.4とする。
- ・水の放射線分解に寄与する熱量は9.3kWを想定する（フィルタ装置に流入する放射性物質の崩壊熱の想定量）。
- ・放射線吸収割合は1.0とする。

- ・窒素供給量は70Nm³/h, 不純物濃度は1%未満のため無視する。

$$\begin{aligned} \text{フィルタ装置内水素発生量} &= 0.0093 \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ &= 0.03 \text{Nm}^3/\text{h} \end{aligned}$$

$$\text{入口配管内への水素流量} = 0.03 \times 0.114 / 12.5 = 0.3 \times 10^{-3} \text{Nm}^3/\text{h}$$

$$\text{水素濃度} = 0.3 \times 10^{-3} / (0.3 \times 10^{-3} + 70) \times 100 = \text{約} 0.4 \times 10^{-3} \text{vol}\%$$

c. 水素濃度 (フィルタ装置～放出口)

原子炉格納容器への窒素供給時の水素濃度については, 窒素供給量, 水素発生量の割合から求める。その結果, 水素濃度は約0.2vol%以下となる。

なお, ベント停止後のフィルタ装置出口側配管の水素濃度は1.(2)に示した式を用いて計算する。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・フィルタ装置出口が解放しているため, フィルタ装置圧力は大気圧であると想定する。
- ・スクラバ水は沸騰しているものと想定し, 水素発生量のG値は0.4とする。
- ・崩壊熱はQとする。
- ・窒素供給は考慮しない。

$$\begin{aligned} \text{水蒸気発生量} &= Q \times 1000 / (2675.53 - 418.99) \times 1000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ &= 1985.3 \times Q \text{ Nm}^3/\text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= Q \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 3.344 \times Q \text{ Nm}^3/\text{h} \end{aligned}$$

$$\text{水素濃度} = 3.344 \times Q / (1985.3 + 3.344) \times Q \times 100 = \text{約} 0.2 \text{vol}\%$$

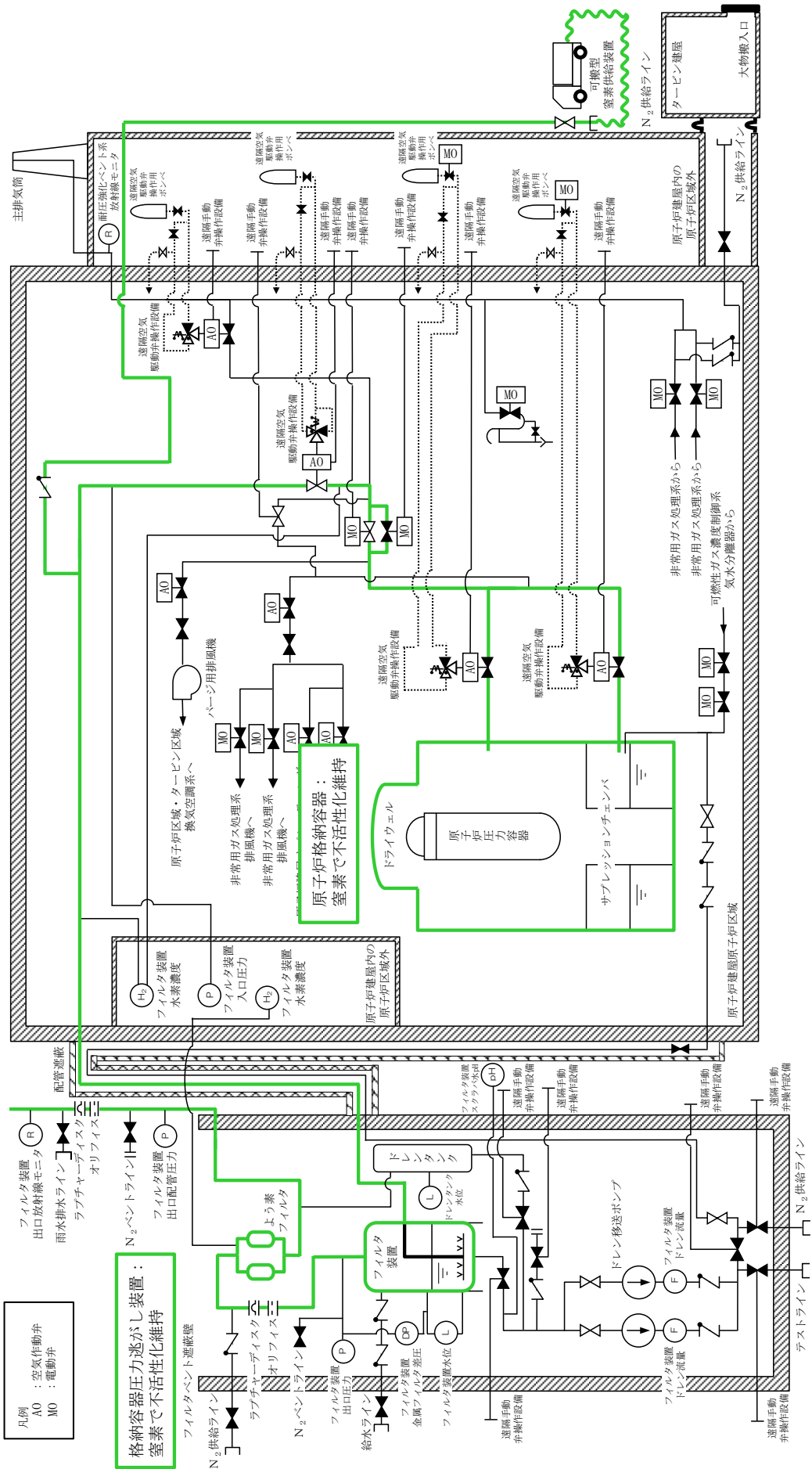


図3 ベント停止後状態概要図

(4) 評価の保守性について

各運転モードにおける系統内の水素濃度評価は、水素発生量のG値を用いて算出している。

G値には、設置変更許可申請書の安全解析に用いられる値(沸騰域0.40分子/100eV)を使用することにより、評価結果に保守性を持たせている。

G値は重大事故等時の環境下では上記の値よりも低いという実験結果が得られている。実際にシビアアクシデントが発生した状況を想定した場合の水素発生量のG値は、電力共同研究報告書「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」において評価されており、その値(沸騰域0.27分子/100 eV)は許認可で用いられるG値に対して低い値となっている。

以上より、各運転モードにおける水素濃度評価は適切に行われているものと考えらる。

2. 格納容器圧力逃がし装置系統の不活性化について

格納容器圧力逃がし装置系統の不活性化については、プラント起動前に実施する。系統の不活性化に使用する系統について図4に示す。

フィルタ装置入口弁を閉とした状態で、フィルタ装置入口弁の下流から可搬型窒素供給装置により窒素供給を実施し、フィルタ装置を通じてパージラインから排出を継続することで窒素置換を実施する。同様によろ素フィルタ及び出口配管も窒素置換する。また、フィルタ装置配管は、管理区域内を通るものの管理区域内に配管開口部はないため、パージラインの排気先については、屋外とする。

3. 原子炉格納容器内における気体のミキシングについて

BWRの原子炉格納容器内の気体のミキシング効果については、電力共同研究「格納容器内ミキシング確認試験に関する研究」(S57年度)によって、格納容器スプレイや温度差による自然対流に伴う攪拌効果による十分なミキシングが短時間に得られることを確認している。

事故シーケンス(大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失)において、事象発生後120分から格納容器スプレイを実施すること及び原子炉格納容器内の温度差により、原子炉格納容器内の気体は十分にミキシングされるものと考えられる。さらに、崩壊熱によって炉心で発生した蒸気が原子炉格納容器内へ放出されることによってもミキシングが促進される。

格納容器スプレイを実施している場合の原子炉格納容器内の気体の流動については、上記研究にて実験的に確認されている。実験結果を図5に示す。10vol%の空気希釈ヘリウムガスの供給を停止すると、格納容器スプレイにより短期間で十分なミキシング効果が得られることが示されている。

原子炉格納容器内雰囲気と壁面に温度差がある場合のミキシング効果についての実験結果を図6に示す。図6は原子炉格納容器内雰囲気と壁面に5℃の温度差がある場合のミキシング効果を示しており、10vol%の空気希釈ヘリウムガスを供給しているが、実験開始から約20分後までには十分にミキシングされることを示している。BWRの原子炉格納容器内では、原子炉圧力容器が熱源として考えられるため、原子炉格納容器内雰囲気と壁面において少なくとも5℃以上の温度差は生じているものと考えられる。このため、BWRの原子炉格納容器内において、気体が成層化する等の位置的な濃度の著しい偏りが生じる可能性は低いと考えられる。さらに、本試験は、より成層化の可能性が高い軽密度気体であるヘリウムにて攪拌効果を確認しているため、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止するためのベント実施判断基準として設定している酸素ガスについては、濃度の著しい偏りが生じる可能性はさらに低いと考えられる。

また、シビアアクシデント条件下における原子炉格納容器内の気体のミキシング効果については、比較的単純な形状から大規模で複雑な形状の試験装置に至る国内外の試験において検討されている。代表的なものとして、旧(財)原子力発電技術機構による試験で得られた知見を以下にまとめる。

- ・軽密度気体(試験では水素ガスをヘリウムで模擬)の放出による自然循環のみでもミキシングは比較的良好であった。
- ・水蒸気発生を考慮したケースでは、ミキシングは促進された。
- ・上部区画へ軽密度気体を放出して濃度の偏りを生じさせたケースでも、格納容器スプレイを作動させることによりミキシングは達成された。

本試験はPWRプラントを模擬したものであるが、複雑な区画を含む形状においても十分なミキシングが得られたことが確認されており、BWRプラントでも同様の効果が期

待できると考えられる。

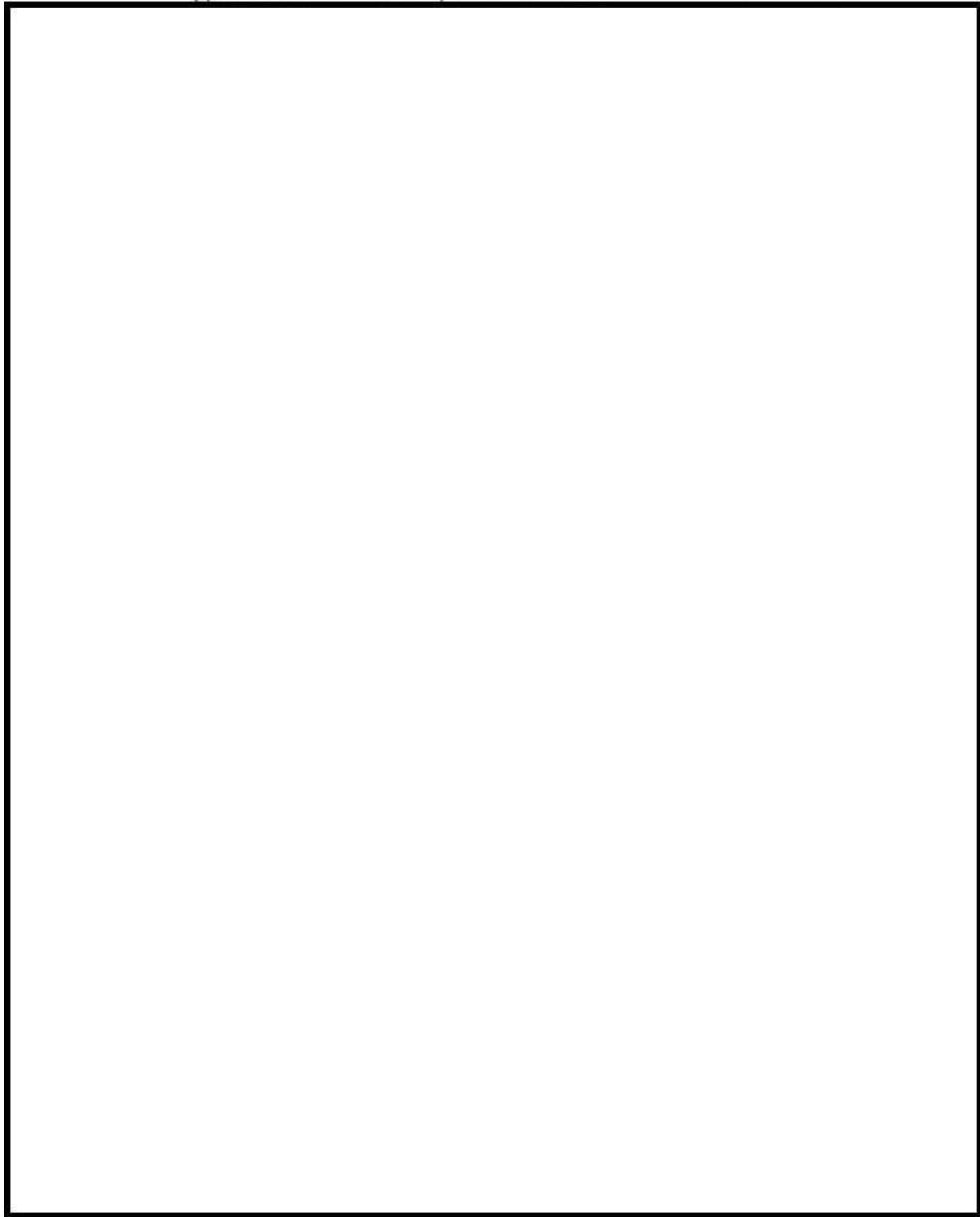


図5 格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化

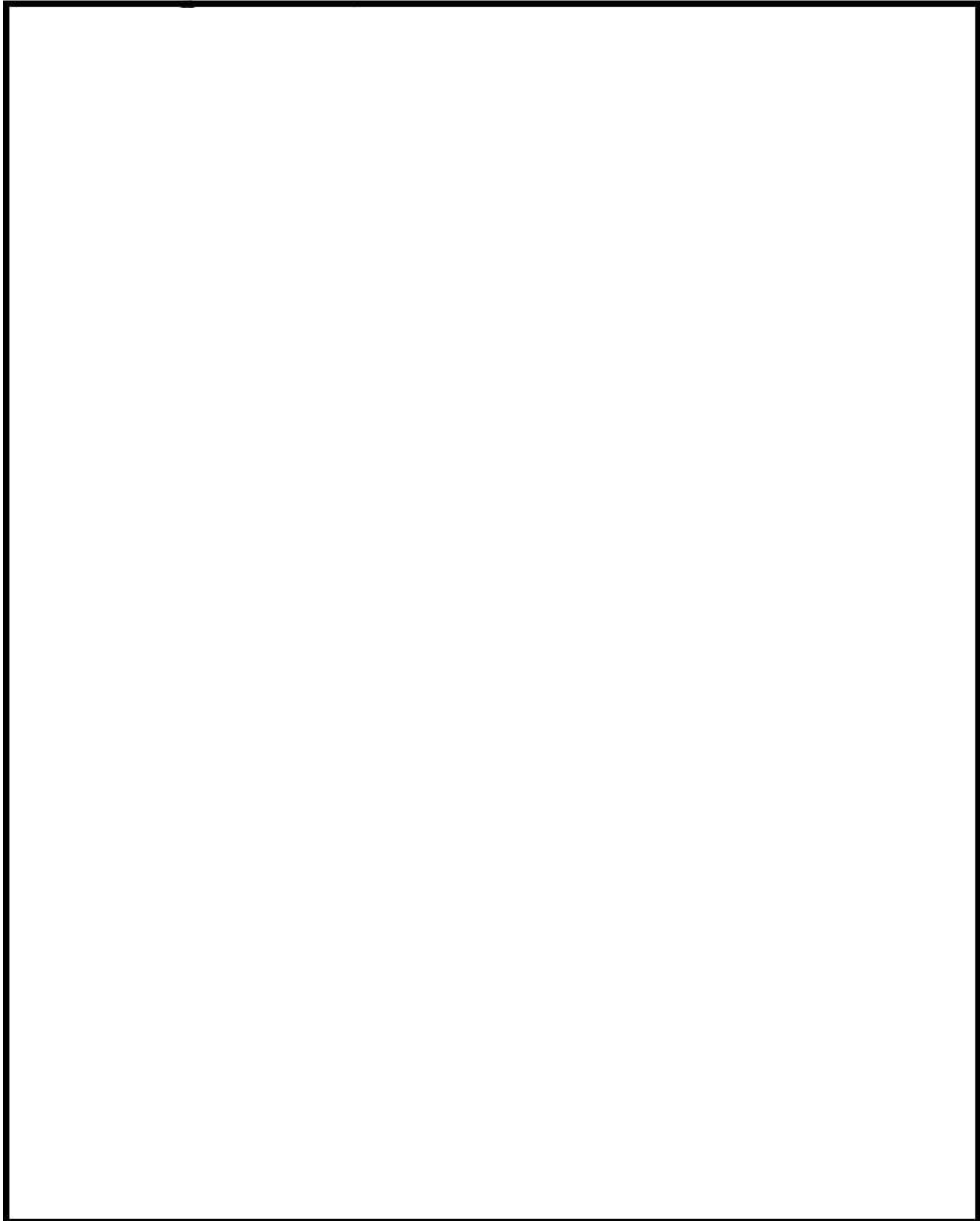


図6 原子炉格納容器内雰囲気と壁面の温度差によるガス濃度変化結果

4. 引用文献

- (1) 共同研究報告書，格納容器内ミキシング確認試験に関する研究（S57年度）
- (2) 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書，財団法人 原子力発電技術機構（平成15年3月）

格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理

格納容器圧力逃がし装置使用後には、フィルタ装置並びによろ素フィルタには多量の放射性物質が捕捉される。そのため、格納容器圧力逃がし装置使用後には、フィルタ装置並びによろ素フィルタに捕捉された放射性物質が環境に放出することがないように、適切に保管する必要がある。格納容器圧力逃がし装置使用後のフィルタ装置並びによろ素フィルタの保管方針を以下に示す。

【フィルタ装置】

格納容器圧力逃がし装置使用後は、フィルタ装置内のスクラバ水を原子炉格納容器へ移送し、スクラバ水に捕捉された放射性物質が環境へ放出しないよう気中保管する。

なお、フィルタ装置に放射性物質を含んだスクラバ水が保管されていたとしても、水スクラバから環境への放射性物質の再浮遊は防止可能であるが、放射性物質の放出リスクを更に低減するため、スクラバ水を原子炉格納容器へ移送する。

また、金属フィルタに捕捉した放射性物質は、フィルタ装置使用後にベントガス流れが無い状態においても、崩壊熱に伴う金属フィルタの過熱による放射性物質の再浮遊は生じないことを確認している。

【よろ素フィルタ】

よろ素フィルタについても、気中保管とする。

よろ素フィルタで捕捉したよろ素は、高温状態で水素を通気した場合によろ素の再揮発が起こるが、スクラバ水を原子炉格納容器へ移送することで、よろ素フィルタに水素ガスが流入しないようにし、よろ素フィルタからのよろ素の再揮発を防止する。

なお、格納容器圧力逃がし装置使用後には、フィルタ装置出口側配管に設置しているフィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置並びによろ素フィルタからの放射性物質の放出がないことを確認する。

計測設備が計測不能になった場合の推定方法，監視場所について

1. 計測設備の個数の考え方について

格納容器圧力逃がし装置の計測設備は，ベント実施時において計測設備の機能喪失が格納容器圧力逃がし装置の機能維持のための監視及び放射性物質の除去性能の監視に直接係るパラメータについては，計器を多重化する設計としている。

多重化対象の監視パラメータは以下のとおりである。

フィルタ装置水位

フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置金属フィルタ差圧

2. 計測不能となった場合の推定方法について

格納容器圧力逃がし装置の計測設備は，計器の故障等により計測ができない場合においても代替パラメータによる推定が可能である。各パラメータに対する代替パラメータ及び代替パラメータによる推定方法を表1に，計測設備概略構成図を図1に示す。

3. 計測設備の監視場所の考え方について

格納容器圧力逃がし装置の計測設備は，中央制御室において集中監視を行う設計としている。また，中央制御室の運転員を介さず，事故状態を把握できるよう5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）においても監視可能とする。

表 1 格納容器圧力逃がし装置計測設備の代替パラメータによる推定方法 (1/2)

パラメータ	個数	監視場所	測定範囲	監視目的	代替パラメータ	代替パラメータによる推定方法
① フィルタ装置水位	2	中央制御室, 5号機原子炉 建屋内緊急時 対策所(対策 本部・高気密 室)	0~6000mm	フィルタ装置の除去性能に 影響するパラメータの確認	① フィルタ装置水位	① フィルタ装置水位の1チャンネルが故障 した場合は、他チャンネルのフィルタ装 置水位により計測する。
② フィルタ装置入口 圧力	1	中央制御室, 5号機原子炉 建屋内緊急時 対策所(対策 本部・高気密 室)	0~1MPa	原子炉格納容器雰囲気ガス がフィルタ装置へ導かれて いることの確認	① 格納容器内圧力 (D/W) ① 格納容器内圧力 (S/C)	① フィルタ装置入口圧力の監視が不可能と なった場合は、格納容器内圧力 (D/W) 又 は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視によ り格納容器圧力逃がし装置の健全性を推 定する。
③ フィルタ装置出口 圧力	1*1	現場	0~0.5MPa	フィルタ装置配管内の不活 性状態の確認	—*2	—*2
④ フィルタ装置出口 配管圧力	1*1	現場	-0.1~0.2MPa	フィルタ装置配管内の不活 性状態の確認	—*2	—*2
⑤ フィルタ装置出口 放射線モニタ	2	中央制御室, 5号機原子炉 建屋内緊急時 対策所(対策 本部・高気密 室)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	放射性物質を含むガスが放 出されていることを確認及 び放出されるガスの放射線 量の確認	① フィルタ装置出口放射 線モニタ	① フィルタ装置出口放射線モニタの1チャ ンネルが故障した場合は、他チャンネル のフィルタ装置出口放射線モニタにより 計測する。
⑥ フィルタ装置水素 濃度	2	中央制御室, 5号機原子炉 建屋内緊急時 対策所(対策 本部・高気密 室)	0~100vol%	フィルタ装置配管内の不活 性状態の確認	① フィルタ装置水素濃度 ② 格納容器内水素濃度 (SA)	① フィルタ装置水素濃度の1チャンネルが 故障した場合は、他チャンネルのフィル タ装置水素濃度により計測する。 ② フィルタ装置水素濃度の監視が不可能と なった場合は、原子炉格納容器内の水素 ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内 を通過することから、格納容器内水素濃 度 (SA) により推定する。 推定は、パラメータの他チャンネルを優 先する。
	2*1	現場			—*2	—*2

表 1 格納容器圧力逃がし装置計測設備の代替パラメータによる推定方法 (2/2)

パラメータ	個数	監視場所	測定範囲	監視目的	代替パラメータ	代替パラメータによる推定方法
⑦ フィルタ装置ドレン流量	2*1	現場	0～30m ³ /h	フィルタ装置排水量及びドレンタンク排水量の確認	—*2	—*2
⑧ フィルタ装置スクラバ水 pH	1	中央制御室, 5号機原子炉 建屋内緊急時 対策所 (対策 本部・高気密 室), 現場	pH0～14	フィルタ装置スクラバ水の 水質管理	① フィルタ装置水位	① フィルタ装置スクラバ水 pHの監視が不可能となった場合は, フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈状況により推定する。
⑨ フィルタ装置金属フ ィルタ差圧	2	中央制御室, 5号機原子炉 建屋内緊急時 対策所 (対策 本部・高気密 室)	0～50kPa	金属フィルタの閉塞	① フィルタ装置金属フ ィルタ差圧	① フィルタ装置金属フィルタ差圧の1チ ヤンネルが故障した場合は, 他チヤ ンネルのフィルタ装置金属フィルタ差 圧により計測する。
⑩ ドレンタンク水位	4*3	中央制御室, 現場	タンク 底部～510mm タンク 底部～1586mm タンク 底部～3061mm タンク 底部～4036mm	ドレンタンク内の水位の把 握	—*4	—*4

注記*1：自主対策設備。

*2：自主対策設備のため代替パラメータによる推定は除く。

*3：補助パラメータ。

*4：補助パラメータのため代替パラメータによる推定は除く。

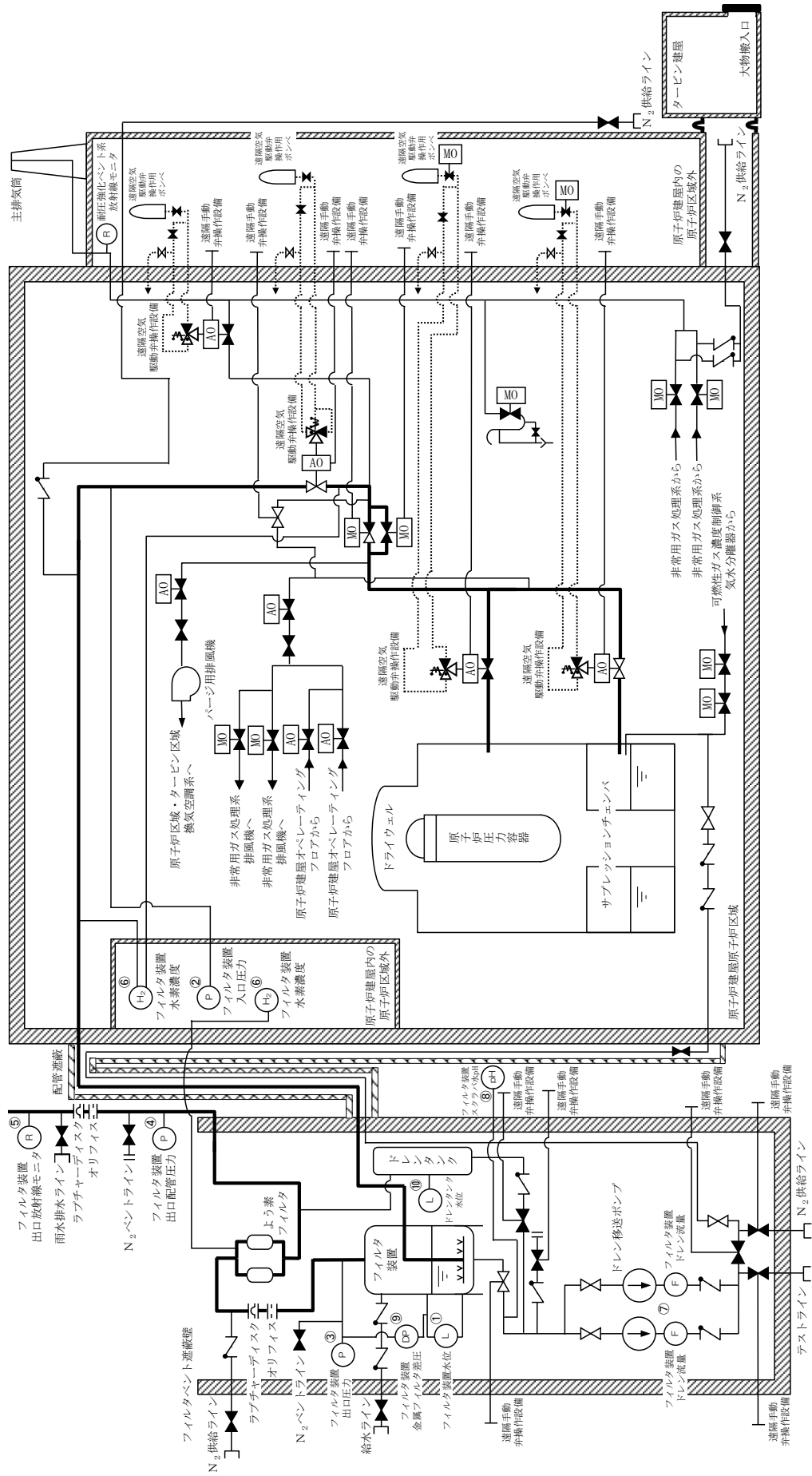


図1 格納容器圧力逃がし装置 計測設備概略構成図

エアロゾルの密度の変化が慣性衝突効果に与える影響について

1. DFへの影響

フィルタ装置は、水スクラバと金属フィルタを組み合わせるエアロゾルを捕集するが、このうち水スクラバは、主に慣性衝突効果を利用してエアロゾルを捕集することから、エアロゾルの密度変化が、DFへ影響を及ぼすことが考えられる（密度が大きい程、DFは大きくなる）。そのため、エアロゾルのDFの評価には、保守的に、想定されるエアロゾル密度のうち小さいものを用いている。

ここでは、感度評価として、エアロゾル密度が大きい場合のDFを評価することで、エアロゾル密度がDFに与える影響を示すこととする。

2. DFの比較

(1) エアロゾル密度とDFの関係

水スクラバでは、慣性衝突、重力沈降、ブラウン運動、熱泳動の各メカニズムにより、エアロゾルを水中に捕捉する。

これらの捕捉メカニズムを考察するため、試験装置にて、金属フィルタを取り外し、水スクラバだけのDFを計測する試験を実施した。その上で、計測したDFをストークス数で整理すると、図1の通りとなった。この図から判るように、ストークス数の増加とともにDFは増加する。また、流量条件が異なっても、ストークス数で整理するとDFはほぼ同様の傾向を示す。このことから、水スクラバのDF増加要因として、慣性衝突の影響が支配的であることがわかる。

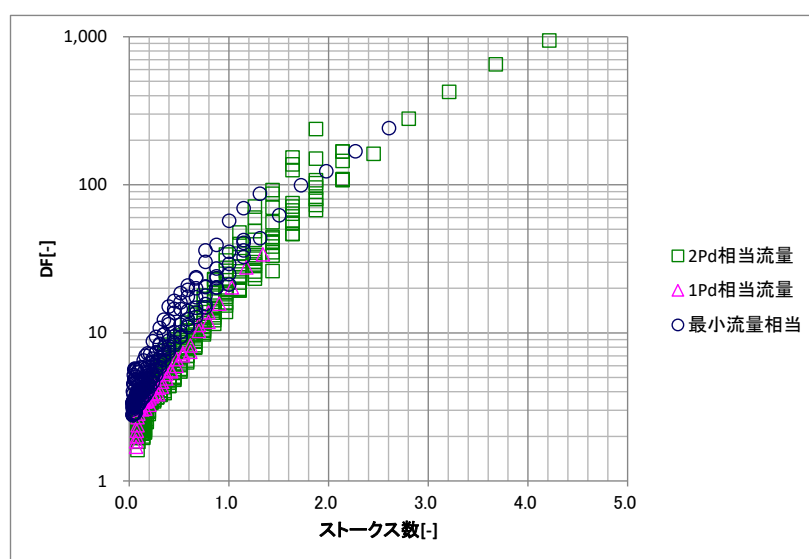


図1 水スクラバ単体DFとストークス数

なお、ストークス数とは、気体中の粒子の慣性力の大きさを表す値であり、以下の式により表される。ストークス数が大きい程、粒子に作用する慣性力は大きく、慣性衝突による捕捉効果が大きくなると考えられる。

$$St = D_p^2(\rho_p + \rho/2)C_c u_0 / (9\eta D_f) \quad (1)$$

ここで、 D_p は粒径、 ρ_p は粒子密度、 ρ はガス密度、 C_c はスリップ補正係数、 u_0 はガスの流速、 η はガス粘度、 D_f は流体中の代表直径である。また、スリップ補正係数 (C_c) は以下の式により表される。

$$C_c = 1 + Kn \left\{ 1.257 + 0.4 \exp\left(-\frac{1.1}{Kn}\right) \right\} \quad (2)$$

$$Kn = 2\lambda_g / D_p \quad (3)$$

$$\lambda_g = \eta / (0.499P\sqrt{8M/\pi RT}) \quad (4)$$

となる。なお、 T はガス温度、 P はガス圧力、 M はガス分子量、 R は気体定数である。

(2) 重大事故等時に発生するエアロゾルの密度

原子炉格納容器に放出されるエアロゾルの密度は、エアロゾルを構成する化合物の割合によって変化する。MAAPにおける核種グループについて、MAAP解析結果をNUREG-1465の知見を用いて補正した割合を用いてエアロゾル密度を計算すると表1のとおり約 g/cm³となる。なお、フィルタ装置のオーバーオールDFの評価には、保守的に密度が最も小さいCsOHの密度を用いている。

表1 原子炉格納容器の状態とエアロゾルの密度

代表 化学形態	炉内内蔵量 (kg)	Gap Release	Early In- Vessel	Ex-Vessel	Late In- Vessel	合計
CsI		0.05	0.25	0.3	0.01	0.61
CsOH		0.05	0.2	0.35	0.01	0.61
TeO ₂ , Sb*		0	0.05	0.25	0.005	0.305
BaO, SrO*		0	0.02	0.1	0	0.12
MoO ₂		0	0.0025	0.0025	0	0.005
CeO ₂		0	0.0005	0.005	0	0.0055
La ₂ O ₃		0	0.0002	0.005	0	0.0052
密度 (g/cm ³)	-					

注記*：複数の代表化合物を持つグループでは、各化合物の平均値を使用した。

ここで、各化合物の密度は、以下のとおり

CsI : 約4.5g/cm³ (引用文献(2)) , SrO : 約5.1g/cm³ (引用文献(2)) ,
 CsOH : 約3.7g/cm³ (引用文献(4)) , MoO₂ : 約6.4g/cm³ (引用文献(2)) ,
 TeO₂ : 約5.7g/cm³ (引用文献(3)) , CeO₂ : 約7.3g/cm³ (引用文献(2)) ,
 Sb : 約6.7g/cm³ (引用文献(2)) , La₂O₃ : 約6.2g/cm³ (引用文献(2)) ,
 BaO : 約6.0g/cm³ (引用文献(5))

(3) エアロゾル密度の変化による影響

エアロゾル密度の変化による、フィルタ装置のDFへ与える影響を評価するため、エアロゾル密度を $7.3\text{g}/\text{cm}^3$ とした場合のDFを評価し、フィルタ装置のオーバーオールDFの評価に使用しているエアロゾル密度（CsOH密度： $3.7\text{g}/\text{cm}^3$ ）とした場合のDFと比較した。

事故シーケンスは、大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失とする。エアロゾル密度が $3.7\text{g}/\text{cm}^3$ 及び $7.3\text{g}/\text{cm}^3$ のW/Wベントのフィルタ装置に流入するエアロゾル粒径分布を図2、図3に、D/Wベントのフィルタ装置に流入するエアロゾル粒径分布を図4、図5にそれぞれ示す。

なお、エアロゾルの粒径については、空気動力学径で整理した。空気動力学径とは、様々な密度の粒子に対して、密度 $1\text{g}/\text{cm}^3$ の粒子に規格化したときの粒径を表すものである。空気動力学径が同じであれば、その粒子は密度や幾何学的な大きさとは関係なく、同じ空気力学的挙動を示す。

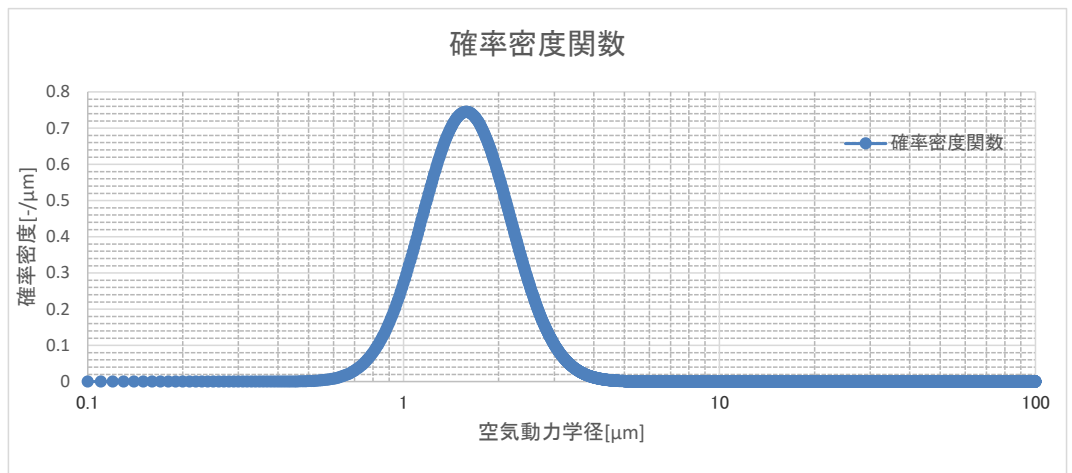


図2 エアロゾル粒径分布（W/Wベント，密度 $3.7\text{g}/\text{cm}^3$ ）

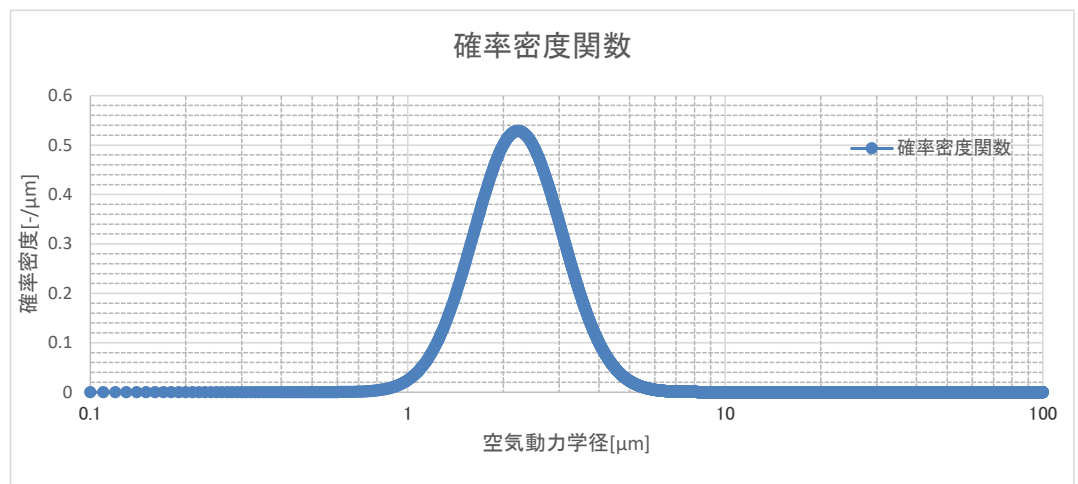


図3 エアロゾル粒径分布（W/Wベント，密度 $7.3\text{g}/\text{cm}^3$ ）

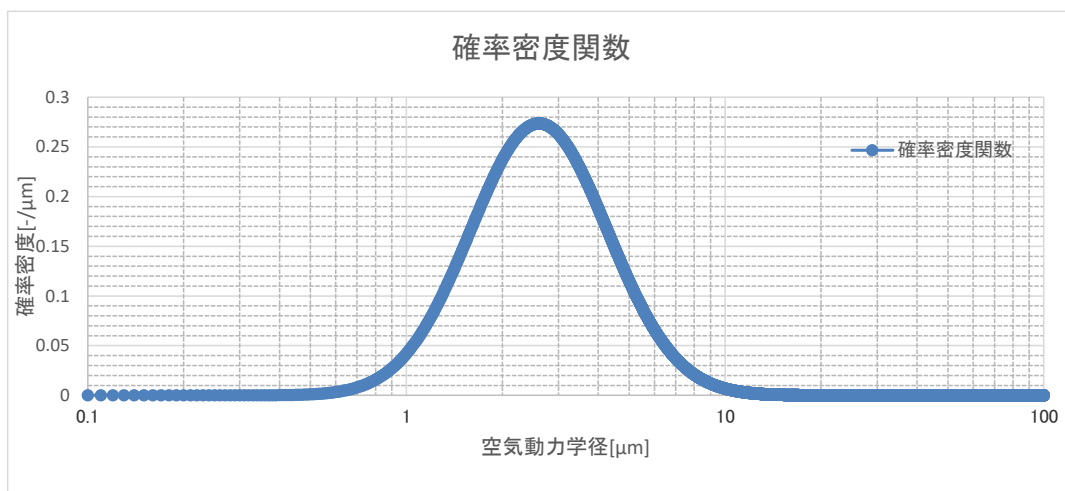


図4 エアロゾル粒径分布 (D/Wベント, 密度3.7g/cm³)

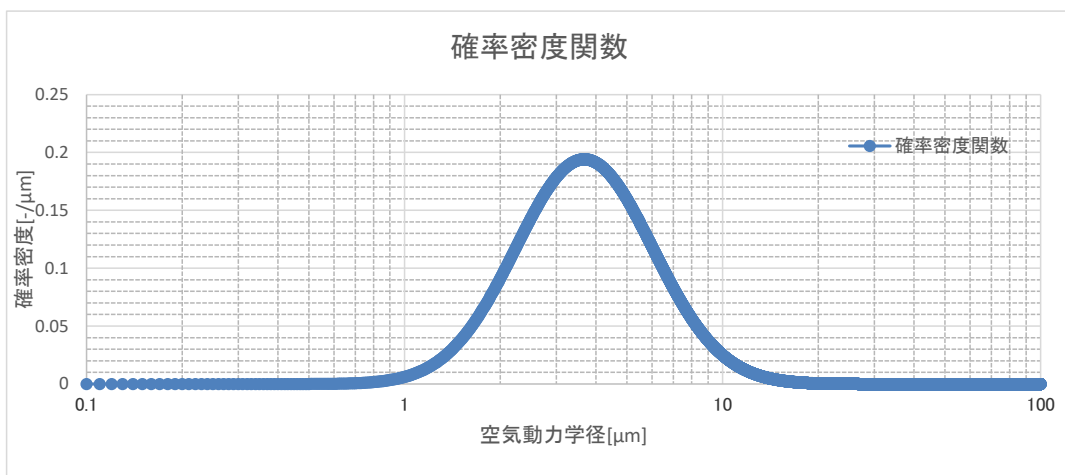


図5 エアロゾル粒径分布 (D/Wベント, 密度7.3g/cm³)

一方、フィルタ装置のエアロゾル除去性能試験より得られた、エアロゾル粒子の空気動力学径に対するDFは、図6～図11に示すとおりである。図6、図7は2Pd相当流量、図8、図9は1Pd相当流量、図10、図11は最小流量相当のものである。なお、それぞれの流量に対して、性能を示すグラフが2つずつあるが、一方はDFの下限值で包絡し、DFが計測できない大粒径のDFは保守的に存在する最大粒径として性能線を作成したものであり、もう一方はDFの下限値のデータを用いてDFデータをフィッティングするカーブを作成し、それをDF性能線としたものである。後者が、より現実的な性能を表すものとなる。

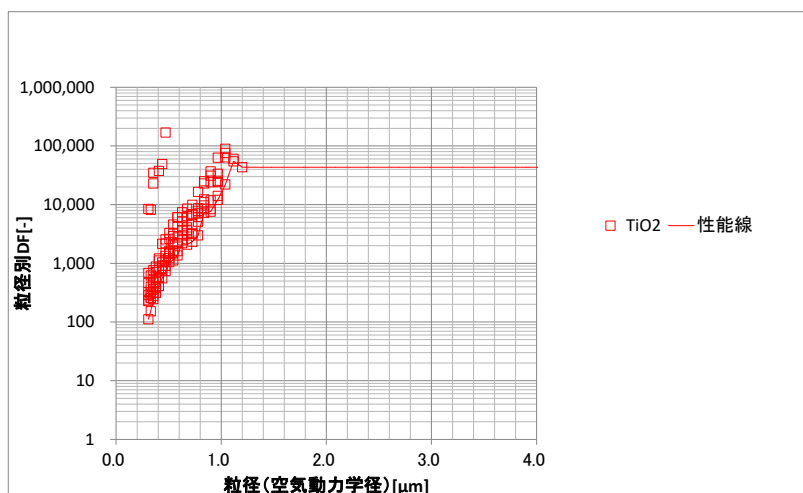


図6 DF性能線（2Pd相当流量，下限包絡線）

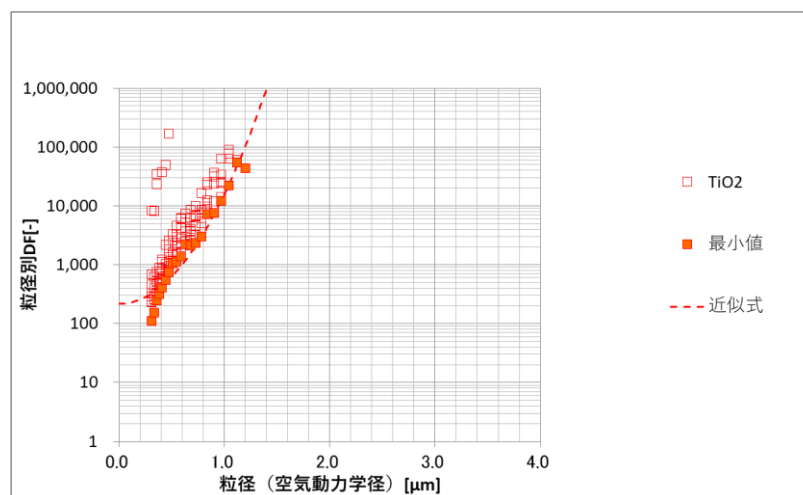


図7 DF性能線（2Pd相当流量，フィッティング線）

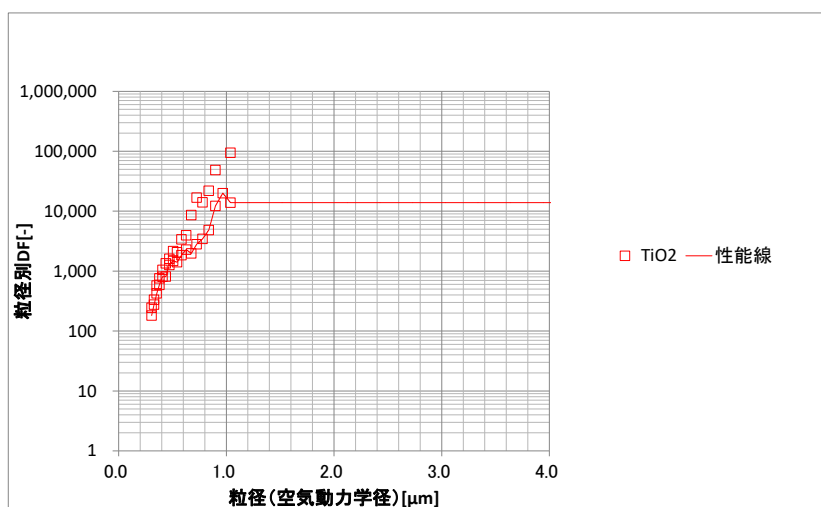


図8 DF性能線（1Pd相当流量，下限包絡線）

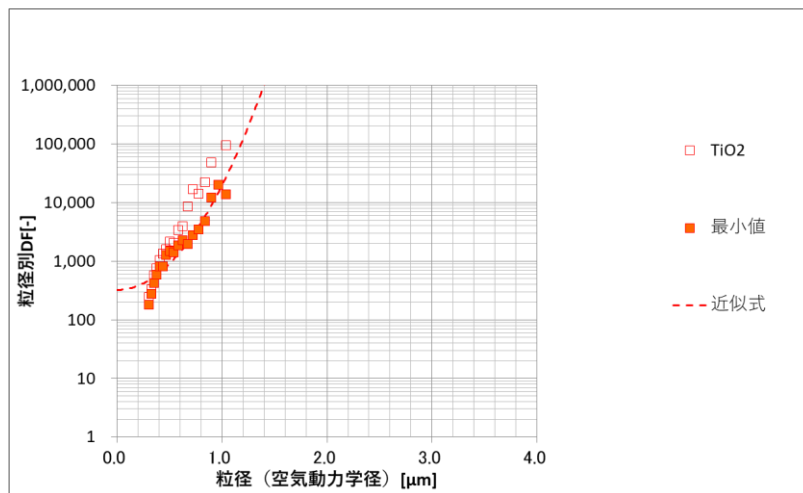


図9 DF性能線 (1Pd相当流量, フィッティング線)

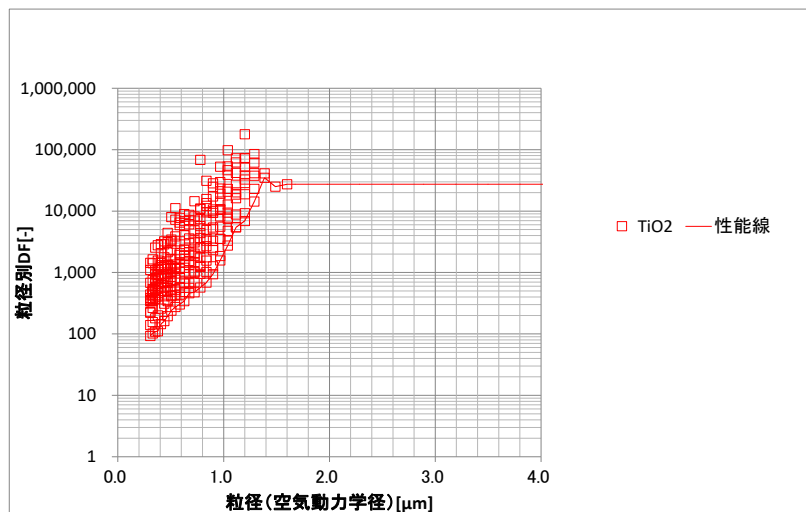


図10 DF性能線 (最小流量相当, 下限包絡線)

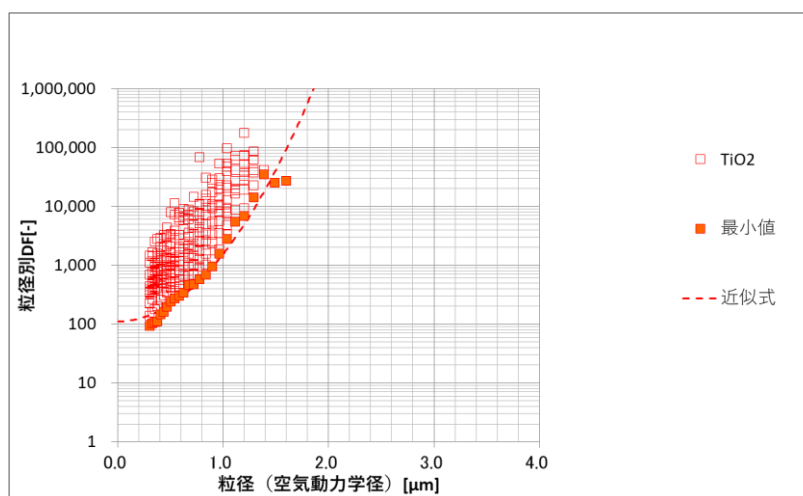


図11 DF性能線 (最小流量相当, フィッティング線)

これらのエアロゾル粒径分布とDF性能線を用いて、以下の式にてフィルタ装置のエアロゾルに対するオーバーオールDFを評価すると、表2、表3の通りとなった。

$$DF_{total} = \frac{\int M(D_p) dD_p}{\int \frac{M(D_p)}{DF(D_p)} dD_p} \quad (5)$$

DF (DP) : 粒径Dpにおけるフィルタ装置のDF

M(Dp) : フィルタ装置に流入する粒径Dpのエアロゾルの総量

表2 オーバーオール DF (下限包絡性能線)

事故シーケンス	ガス流量	オーバーオール DF	
		エアロゾル 密度 3.7g/cm ³	エアロゾル 密度 7.3g/cm ³
大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+ 全交流動力電源喪失, W/W ベント	2Pd 相当流量	34077	42908
	1Pd 相当流量	13337	13866
	最小流量相当	9853	24071
大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+ 全交流動力電源喪失, D/W ベント	2Pd 相当流量	39760	43189
	1Pd 相当流量	13602	13866
	最小流量相当	20048	26232

表3 オーバーオール DF (フィッティング性能線)

事故シーケンス	ガス流量	オーバーオール DF	
		エアロゾル 密度 3.7g/cm ³	エアロゾル 密度 7.3g/cm ³
大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+ 全交流動力電源喪失, W/W ベント	2Pd 相当流量	91689	1368992
	1Pd 相当流量	117458	1675369
	最小流量相当	10199	94628
大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+ 全交流動力電源喪失, D/W ベント	2Pd 相当流量	417803	3818203
	1Pd 相当流量	546627	4878357
	最小流量相当	54584	387803

表2, 表3に示すとおり, 従前より評価しているエアロゾル密度 3.7g/cm^3 におけるDFに対して, エアロゾル密度 7.3g/cm^3 とした評価は, よりDFが大きく評価されることがわかる。そのため, 従前のエアロゾル密度 3.7g/cm^3 における評価は, 保守的な評価であることがわかる。

3. 引用文献

- (1) 川村慎一, 木村剛生, 大森修一, 奈良林直, “原子炉格納容器フィルタベントシステムの開発”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 15, No. 1 (2016), pp. 12-20.
- (2) 理化学辞典第4 版
- (3) 理化学辞典第4 版増補版
- (4) Hazardous Chemicals Desk Reference
- (5) 理化学辞典第3 版増補版

フィルタ装置における化学反応熱について

1. 化学反応熱

重大事故等時に原子炉格納容器で発生したエアロゾル及び無機よう素がフィルタ装置に到達し、水スクラバにおいて無機よう素が化学反応した際の生成物は中性物質（よう化ナトリウム(NaI))であり、スクラバ水のpHに与える影響はほとんどない。また、水スクラバにて無機よう素がスクラバ水と化学反応することによって発熱するが、この発熱量と、要求事項であるフィルタ装置内発熱量(9.3kW)とを比較した結果、水スクラバにおける化学反応の発熱量は約1/1000であり、化学反応の発熱量の影響が十分小さいことを確認した。

重大事故等時に原子炉格納容器で発生した有機よう素及び水スクラバを通過した無機よう素について、よう素フィルタにおいて有機よう素及び無機よう素が化学反応した際の生成物のうち、メタノールは爆発性のおそれがある物質とされているが、生成量は約0.011vol%と微量であることから、爆発することはないと考えられる。なお、生成物のうち、よう化銀については、光によって分解する性質があるが、よう素フィルタは容器内の遮光された環境にあるため、光分解によるよう素の放出は発生しない。また、よう素フィルタにて有機よう素及び無機よう素が吸着剤と化学反応することによって発熱・吸熱するが、化学反応の発熱・吸熱による温度変化量を評価した結果、よう素フィルタの温度変化が十分小さいことを確認した。

2. スクラバにおける化学反応による発熱量

(1) スクラバにおけるエアロゾルの化学反応による発熱量

スクラバで捕集されるエアロゾルは核分裂生成物エアロゾルと構造材エアロゾルがある。このうち構造材エアロゾルは炉内構造物等の金属及びコンクリート含有元素(Si, Ca, Mg, Al, K等)で構成されている。それらがスクラバ水と反応したときの反応熱の中で1mol当たりの発熱量が最も大きいのは□であることから、ここでは□である□で代表し、事故シーケンス(大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失, D/Wベント)時の評価値であるコンクリート等構造材約0.21kg全量が□としてスクラバ水で反応したときの発熱量にて影響を評価する。

スクラバにおける□の化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。



それぞれの化学種の標準生成エンタルピは以下の値となる(引用文献(1))。



熱化学方程式と標準生成エンタルピより、□kJとなる。

以上より、1molの□の反応には□kJ/molの発熱量を伴うこととなる。

□0.21kgは□molに当たることから、発熱量は□kJとなる。



(2) スクラバにおける無機よう素の化学反応による発熱量

スクラバにおける無機よう素の捕集は、スクラバ水に添加する薬剤により行われ、その化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。

アルカリ性条件下(発熱反応)



それぞれの化学種の標準生成エンタルピは以下の値となる(引用文献(1))。



熱化学方程式と標準生成エンタルピーより、kJ,
kJとなる。

以上より、1molの無機よう素(固体)の反応にはkJ/mol、無機よう素(ガス)の反応にはkJ/molの発熱量を伴うこととなる。

一方、水スクラバに流入する無機よう素の量について、以下のとおり設定する。

a. よう素炉内内蔵量(約29.1kg)

平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果から、約29.1kgとする。

b. 原子炉格納容器へのよう素放出割合(100%)

保守的に、原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を100%とする。

c. 原子炉格納容器に放出されるよう素のうち無機よう素生成割合(91%)

Regulatory Guide 1.195に基づき、粒子状よう素5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。

d. 原子炉格納容器内での自然沈着による除去係数(200)

CSE実験に基づき設定し、200とする。

以上より、水スクラバに流入する無機よう素(分子量253.8)約0.132kg(=29.1kg×100%×91%÷200)の量は約0.53mol(=132g/253.8g/mol)となる。発熱量は、無機よう素全量を発熱量が大きいガスと仮定し、約kJとなる。

kJ

(3) 水スクラバにおける化学反応の発熱量の評価

(1)、(2)で求めた発熱量の合計は、約kJとなる。この発熱量に対して、のフィルタ装置内の崩壊熱と比較すると、設計条件としている崩壊熱9.3kWにおいて、kJとなり、化学反応による発熱量が十分小さい値であることが分かる。(kJ / kJ ≒ 1/1000)

この発熱量によって蒸発する水量は、潜熱kJ/kg(150℃飽和蒸気)を用いて計算するとkgとなる。スクラバ水の待機水位は、スクラバ水の下限水位となる水量tに余裕を見た水量であり、化学反応による蒸発量kgを考慮しても、余裕をもった水量となっていることが分かる。

以上より、水スクラバにおける化学反応による発熱量が与える影響はないと言える。

3. よう素フィルタにおける化学反応による発熱量

(1) よう素フィルタにおける有機よう素の化学反応による発熱量

よう素フィルタにおける有機よう素の捕集は、銀ゼオライトへの吸着反応として行われ、その化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。

アルカリ性条件下（発熱反応）



それぞれの化学種の標準生成エンタルピは以下の値となる（引用文献(1)）。



熱化学方程式と標準生成エンタルピより、 kJとなる。

以上より、1molの有機よう素 CH_3I の反応には kJ/molの発熱量を伴うこととなる。

ここで、よう素フィルタに流入する有機よう素の量は9.16molとなる（ $29.1\text{kg} \times 100\% \times 4\% = 1.16\text{kg}$, $1.16\text{kg} \div 127\text{g/mol} = 9.16\text{mol}$ ）。したがって、よう素フィルタにおける有機よう素の反応による発熱量は kJとなる。

有機よう素の全量が10分間（600秒）でよう素フィルタへ捕集されたと考えると、発熱量は J/sとなる。

(2) よう素フィルタにおける無機よう素の化学反応による発熱量

よう素フィルタの前段に位置する水スクラバ及び金属フィルタが無機よう素に対してDF1000の除去性能を有するため、その後段に位置するよう素フィルタには有意な無機よう素の流入はなく、その化学反応熱も有意ではない。

(3) よう素フィルタにおける化学反応の発熱量の評価

(1)で求めた発熱量 \square J/sによるよう素フィルタの上昇温度を求めるために、 \square 水蒸気の圧力、温度条件は、 \square

\square

\square

次に、よう素フィルタの温度上昇を求める。

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

以上より、よう素フィルタにおける化学反応による発熱量が与える温度変化は十分小さいため、影響はないと言える。

4. 引用文献

(1) 化学便覧基礎編改訂 5 版

スクラバ水スロッシングの影響について

1. スクラバ水スロッシングの影響について

フィルタ装置使用中に地震が発生した場合、スクラバ水にスロッシングが発生する可能性がある。そこで、フィルタ装置使用時にスロッシングが発生したスクラバ水の挙動について、解析コード「STAR-CCM+」を用いたCFD解析を実施した。

解析の条件として、フィルタ装置の性能として厳しい条件である、下限水位であるスクラバノズル上端+0.5mの時に、基準地震動 S_s の地震が発生したとする。評価の結果を図1に示す。

図1に示すとおり、下限水位時に基準地震動 S_s によりスロッシングが発生すると、波高が高い瞬間はスクラバノズルが一部気相部に露出し、水スクラバの性能が低下する。

しかしながら、地震が発生して、さらにスクラバノズルの一部が気相部に露出している時間は、ベント実施期間と比較して非常に小さく、さらに水スクラバの後段には金属フィルタも設置していることから、ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。

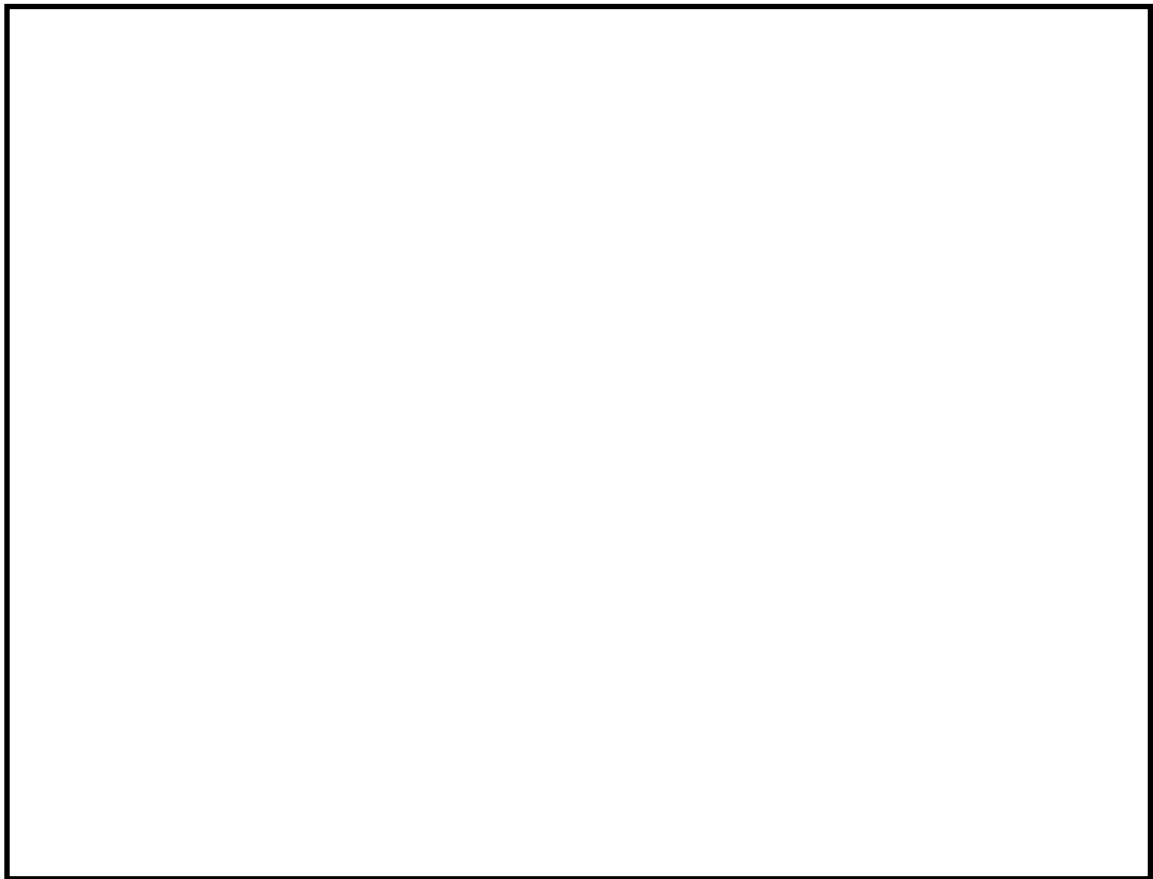


図1 スクラバ水スロッシング評価結果

ベント実施時の発生荷重について

1. ベント実施時において発生する荷重の考慮について

重大事故等発生時において、原子炉格納容器内にて発生する可能性がある動荷重は、以下のものがある。

- a. 原子炉冷却材喪失時の動荷重（ドライウェル内の配管破断によるジェット力、プールスウェル荷重及びベント管出口での蒸気凝縮振動荷重）
- b. 逃がし安全弁作動時の荷重
- c. 原子炉隔離時冷却系（高圧代替注入系）タービン排気圧力の荷重
- d. 熔融燃料－冷却材相互作用による荷重
- e. ベント時の荷重

フィルタ装置内は、前述の原子炉格納容器内と同様に、ベント実施時には、低温のスクラバ水中に蒸気等が放出されるため、蒸気凝縮等による荷重が発生し、フィルタ装置及び内部構造物に作用する可能性がある。

格納容器圧力逃がし装置は、スクラバノズルにてベントガスを細かい気泡としてスクラバ水中に噴射することで蒸気凝縮等による荷重が低減され、また、ベント時には非凝縮性ガスを含む高流速の蒸気が供給され直ちに飽和温度に達することから、破損を引き起こすような蒸気凝縮振動やチャギングが発生しない安定な状態で運用される設計となっている。

蒸気が水中に放出される際の振動様式については、蒸气流束とプール水温で整理された状態線図（図 1）がある。この線図は、蒸気を垂直下向きにベントする試験体系で実施されたものであるが、蒸気を水平方向にベントする試験での振動様式の説明等に引用されており、一般的に、振動様式は蒸气流束とプール水温が重要なパラメータであると考えられている。国内 ABWR 開発時の格納容器水平ベント確証試験で得られた蒸気凝縮振動とチャギングの遷移領域をこの線図と比較した結果、ほぼ一致することも確認しており、この線図は上方向に蒸気を放出するスクラバノズルに対する振動様式の指標とすることができると考えられる。

このため、発生する荷重については、原子炉格納容器内にて発生する可能性がある動的荷重、蒸気が水中に放出される際の振動様式の状態線図を参考に、フィルタ装置内の放出される流体、スクラバ水温度等の状態を踏まえると、入口配管内のスクラバ水及び非凝縮性ガス（窒素ガス）がスクラバノズルからフィルタ装置内に放出される際（クリアリング過程、気泡形成過程）のクリアリング荷重、その後、蒸気がフィルタ装置内のスクラバ水に放出される際（蒸気放出過程）の蒸気凝縮振動による荷重、チャギングによる荷重が考えられる。

これら荷重のうち、チャギングについては、蒸気流束が小さい領域で生じ、水温が高くなると荷重が小さくなることが知られており、ベント実施後のスクラバ水温は約 \square °C と低温であるが、蒸気流束は約 \square *kg/m²s と高い状態となること、事象経過とともに蒸気流束は減少していくが、水温は飽和温度（2Pd ベント開始直後で約 160°C）まで上昇し、この状態が維持されることから、これらの状態においてチャギング領域外で維持される。

また、実機を模擬した試験装置を用いた一連の試験後においても、スクラバノズル等の損傷は確認されていない。

これらより、フィルタ装置及び内部構造物には、以下の荷重が作用すると考えられる。また、ベント時の事象を表 1 に示す。

【フィルタ装置，内部構造物に作用する荷重】

- a. スクラバ水の放出によるクリアリング荷重
- b. 窒素ガス噴出時のクリアリング荷重
- c. 蒸気噴出時の蒸気凝縮振動による荷重

注記*1：二次隔離弁は中間開度にて運用した場合の値

2. フィルタ装置に作用する水力学的動荷重

フィルタ装置の設計に当たって、強度評価では、最高使用圧力 2Pd，最高使用温度 200°C の条件における内圧荷重に対する必要板厚を算出し、最小板厚が必要板厚を満足すること、耐震評価では、内圧荷重及び地震荷重による発生応力が許容値を満足することを確認している（表 2）。

評価結果は、VI-3-3-6-2-7-1-5「フィルタ装置の強度計算書」及びVI-2-9-4-7-1-3「フィルタ装置の耐震性についての計算書」に示す。

以下では、フィルタ装置に作用する荷重として設定した水力学的動荷重の影響について確認し、上記評価に包含されていることを示す。

2.1 スクラバ水噴出によるフィルタ装置強度評価への影響

スクラバノズルは上方に噴射することに加え、スクラバ水の噴射荷重は、急速に減衰することから、クリアリング時の水の噴射速度で容器内面に直接作用することではなく、実際に作用するクリアリングによる圧力は小さな値となる。

上記を確認するため、図 2 に示す試験装置を用いて、スクラバ水噴射による動荷重の計測を実施した。

本試験は、試験フィルタ入口弁までを格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力である 620kPa に加圧した状態で入口弁を開操作することで、ベント開始直後の状況を模

擬するものである。その際のスクラバノズル上端から 470mm 上方位置におけるスクラバ水噴射による動荷重（動圧）を、ピトー管を用いて計測した。なお、実機では、原子炉格納容器からフィルタ装置に至るまでの配管経路にて圧力損失が生じるため、フィルタ装置の入口で 620kPa の圧力がかかることはないが、ここでは保守的に、フィルタ装置直前で 620kPa の圧力をかけて試験を実施した。

試験の結果を図 3 に示す。入口弁の開放により、スクラバノズル内の水が噴射されることで動圧が生じているが、その大きさは約 kPa と小さく、動荷重の大きさは急速に減衰することが確認した。

以上より、スクラバノズルは上方に噴射されるため、フィルタ装置にスクラバ水噴射による動荷重は直接作用しないことに加え、動荷重の大きさは急速に減衰することから、スクラバ水によるフィルタ装置強度評価への影響はない。

2.2 窒素ガス噴出によるフィルタ装置強度評価への影響

窒素ガス噴出時、気泡の形成による荷重、水面上昇による荷重がフィルタ装置内面に作用するが、窒素ガス噴出時、気泡は瞬時に水面に到達することから、気泡の膨脹・収縮による圧力脈動による荷重は小さいと考えられ、水面上昇もわずかであることから、フィルタ装置強度評価への影響はない。

2.3 蒸気噴出によるフィルタ装置強度評価への影響

図 4 の試験装置を用い、格納容器圧力逃がし装置起動時を模擬した条件にて蒸気凝縮に伴う圧力変動を計測する試験を実施した。本試験では、常温のスクラバ水にベント初期に想定される流量の蒸気を通気し、水温並びにスクラバノズル近傍容器壁面における圧力を計測した。

本試験の結果を図 5～図 11 に示す。圧力変動の値や周波数はスクラバ水の温度（サブクール度）により異なり、圧力変動の範囲は最大で kPa～ kPa、周波数は Hz～ Hz であった。また、その挙動は安定しており不安定な圧力変動は生じないことを確認した。

この蒸気凝縮による圧力変動によりフィルタ装置胴部に生じる応力を評価したところ、疲労限以下であることを確認した。また、ベント実施時のフィルタ装置内の圧力は、二次隔離弁を全開で運用した場合においても約 kPa であるため、上記の圧力変動値を加算したとしても最高使用圧力である 620kPa には到達しないことから、最高使用圧力による強度評価に内包される。さらに、スクラバノズルは図 12 の通り、容器全面に均等に配置しているため、圧力変動による荷重は容器内面の全周に渡り発生することから、この荷重がフィルタ装置に転倒モーメントを与えることはないと考えられる。そのため、蒸気噴出時の蒸気凝縮による荷重に対して、フィルタ装置の健全性は確保される。

以上より、蒸気噴出によるフィルタ装置強度評価への影響はない。

3. 内部構造物及び配管に作用する水力学的動荷重

ベント実施時にフィルタ装置内の内部構造物に作用する主な水力学的動荷重としては、入口配管内のスクラバ水及び非凝縮性ガス（窒素ガス）がスクラバノズルからフィルタ装置内に放出される際（クリアリング過程、気泡形成過程）のクリアリング荷重、その後、蒸気がフィルタ装置内のスクラバ水に放出される際（蒸気放出過程）の蒸気凝縮振動が考えられる。

クリアリング過程、気泡形成過程、蒸気放出過程でフィルタ装置内の内部構造物に加わる荷重は表3のとおりであり、内部構造物の強度評価に用いるベント時のスクラバノズルに対して上向きに作用する水力学的動荷重としては、図13に示す最も荷重が大きい「クリアリング時の噴流荷重」を考慮するものとする。

内部構造物の評価結果は、補足18「フィルタ装置の内部構造物強度計算について」に示す。

なお、容器の内部配管は、クリアリング過程及び気泡形成過程においては、通過する内部流体が待機時のスクラバ水及び窒素ガスであることから、配管の温度上昇に寄与せず熱応力による影響はない。また、蒸気放出過程においては、高温の蒸気が配管内を通過し、一時的に内部配管の温度上昇による熱応力が発生するが、この熱応力が発生する回数（ベント回数）は非常に少なく、疲労破壊に顕著な影響を与えることはない。

ベント実施時には、蒸気と配管との温度差により蒸気凝縮が発生し、配管内では凝縮水と蒸気とが存在することとなる。このため、配管内において水撃の発生が懸念されるが、格納容器圧力逃がし装置配管は、凝縮水が停留しない設計としていることから、凝縮水による配管の閉塞は発生せず、水撃が発生しても荷重としては小さく、配管が損傷することはない。

表1 ベント実施時の事象

ベント時事象	事象の内容	容器内への流入流体	容器内圧力	容器内温度
① クリアリング過程	ベントが開始されると、原子炉格納容器からのベントガスにより、内部配管内のスクラバ水がフィルタ装置内に放出される。	スクラバ水	約 <input type="text"/> kPa (abs)	約 <input type="text"/> °C
② 気泡形成過程	入口配管内に置換されていた窒素ガスがフィルタ装置内に放出される。	窒素ガス	約 <input type="text"/> kPa (abs) → 昇圧	約 <input type="text"/> °C
③ 蒸気放出過程	ベントガスがフィルタ装置内に放出される。 (蒸気凝縮→バブリング)	水蒸気 (約 <input type="text"/> kg/sm ² の蒸気 流束で流入)	約 <input type="text"/> kPa (abs) * ¹ →原子炉格納容器圧力低下に伴い、フィルタ装置内圧力も低下する。	約 160 °C * ¹ (飽和温度) まで上昇 →フィルタ装置内圧力低下に伴い、その圧力における飽和温度を維持しながら温度は低下する。

注記*1：二次隔離弁は中間開度にて運用した場合の値

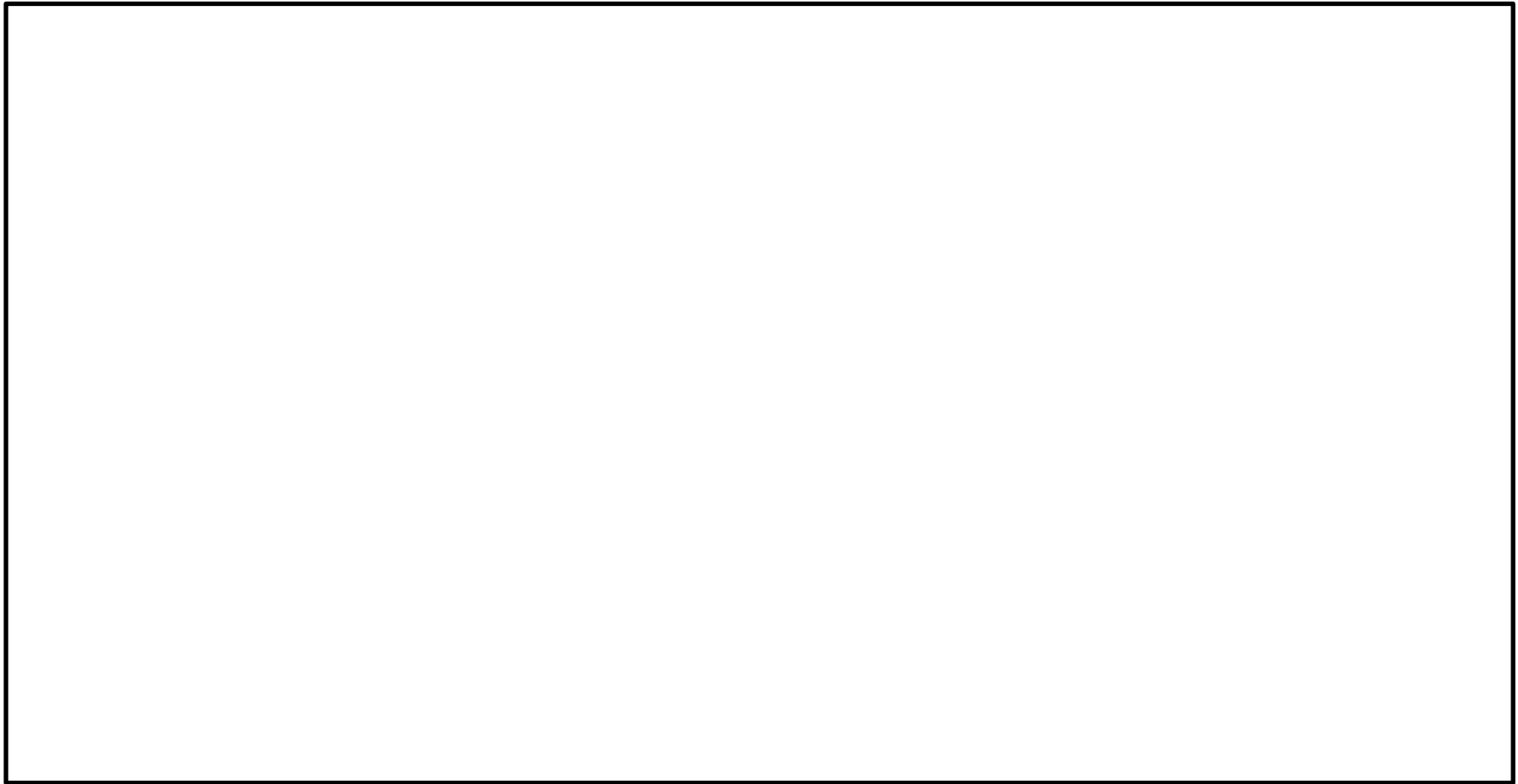


図1 蒸気放出過程での蒸気凝縮状態*

注記* : 図1は、蒸気を垂直下向きにベントする試験体系で実施されたものであるが、
水平ベントにおいても同様の蒸気凝縮の挙動を示すことが確認されている。

表2 フィルタ装置の設計

部位	設計に用いた荷重	評価方法
フィルタ装置	内圧荷重 (最高使用圧力)	発電用原子力設備規格(設計・建設規格(2005年版(2007年追補版含む)) J S M E S N C 1 - 2 0 0 5 / 2 0 0 7) (日 本 機 械 学 会 2 0 0 7 年 9 月) (以 下 「 設 計 ・ 建 設 規 格 」 と い う 。) に 基 づ き , 荷 重 に 対 す る 必 要 板 厚 を 算 出 し , 最 小 板 厚 が 必 要 板 厚 を 満 足 す る こ と を 確 認 す る 。
	内圧荷重, 地震荷重	内圧荷重及び地震荷重による一次応力及び一次+二次応力を算出し, 原子力発電所耐震設計技術指針で定める許容値を満足することを確認する。

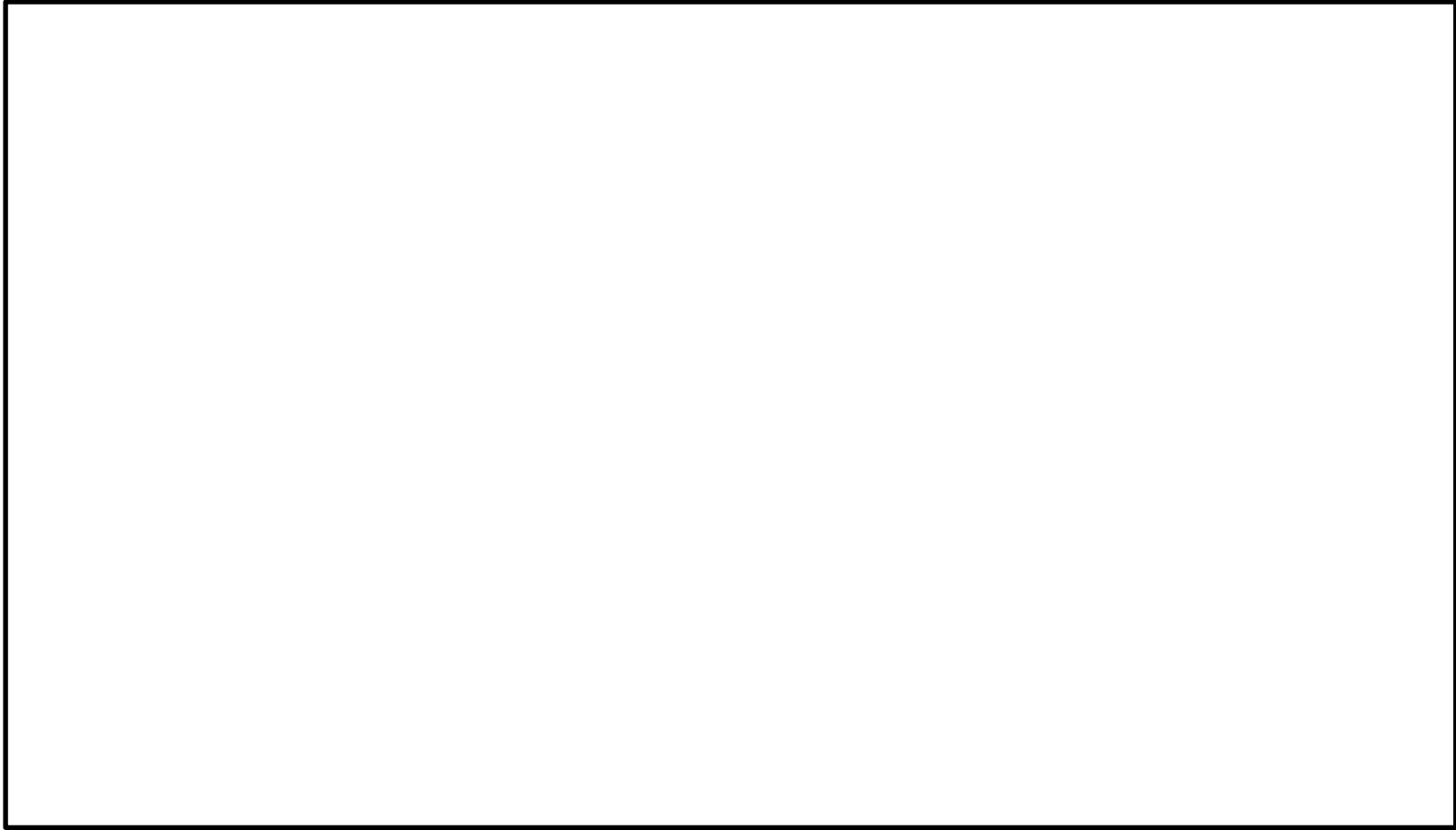


図 2 動荷重計試験装置概要

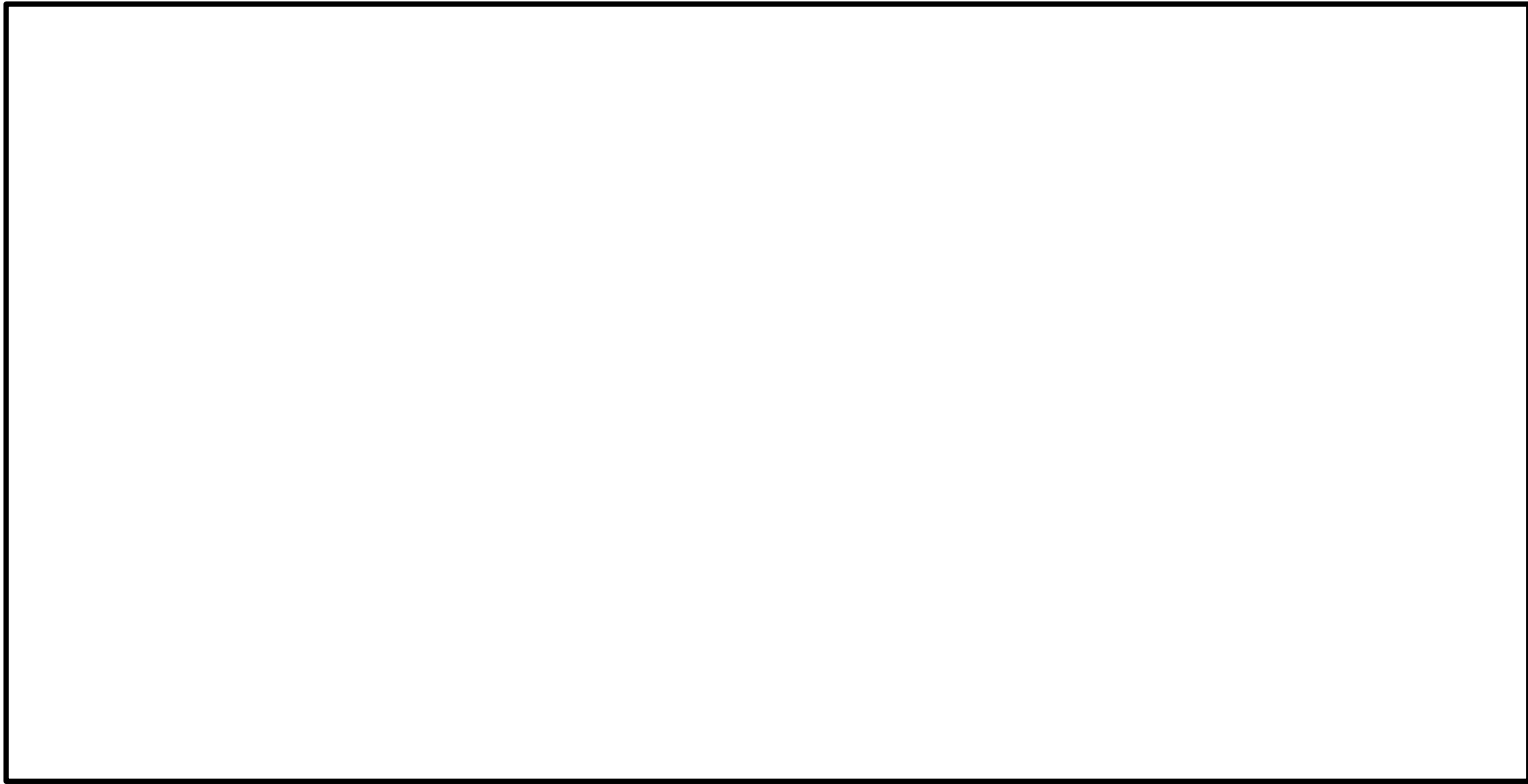


図 3 動荷重計測結果

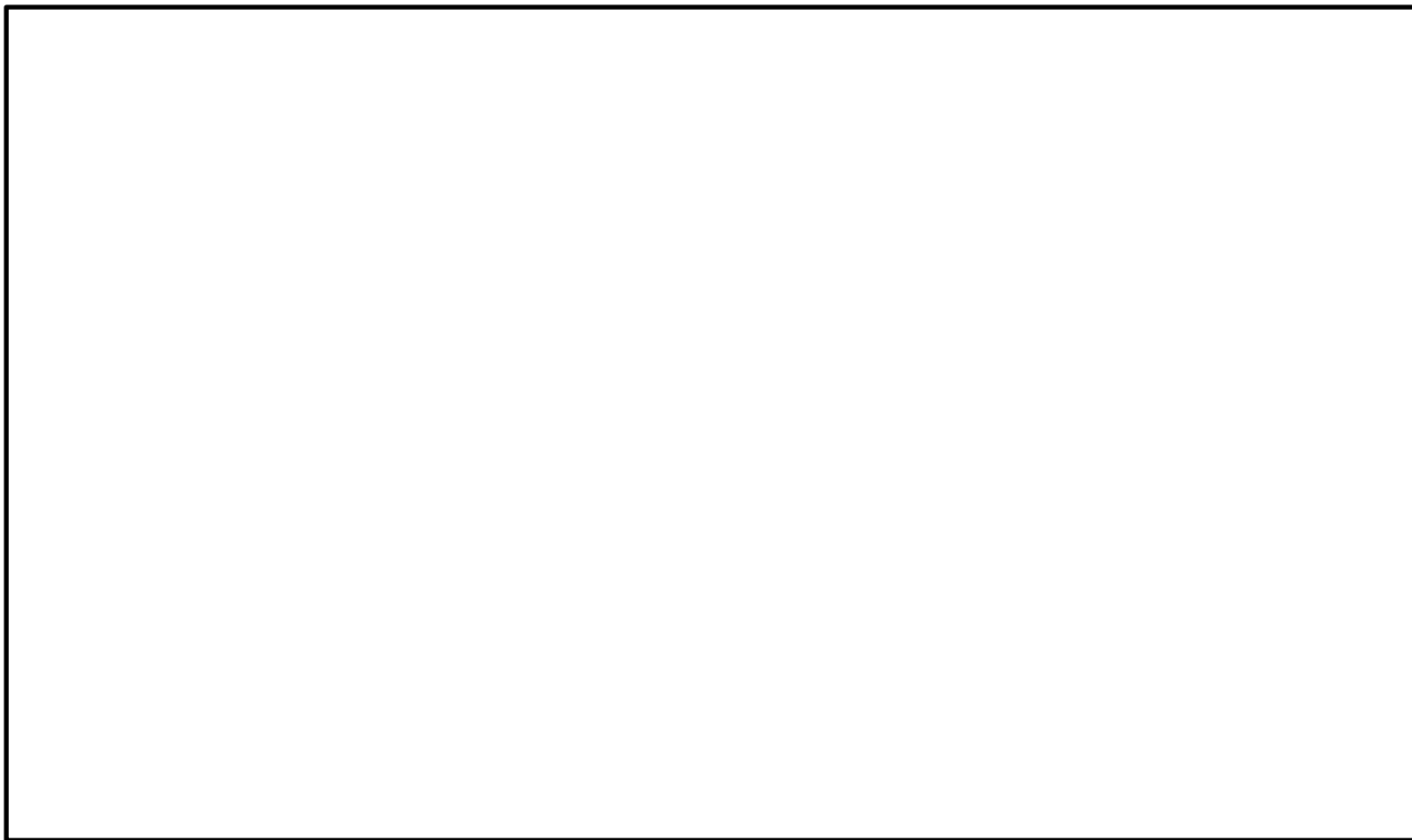


図 4 蒸気凝縮荷重計試験装置概要

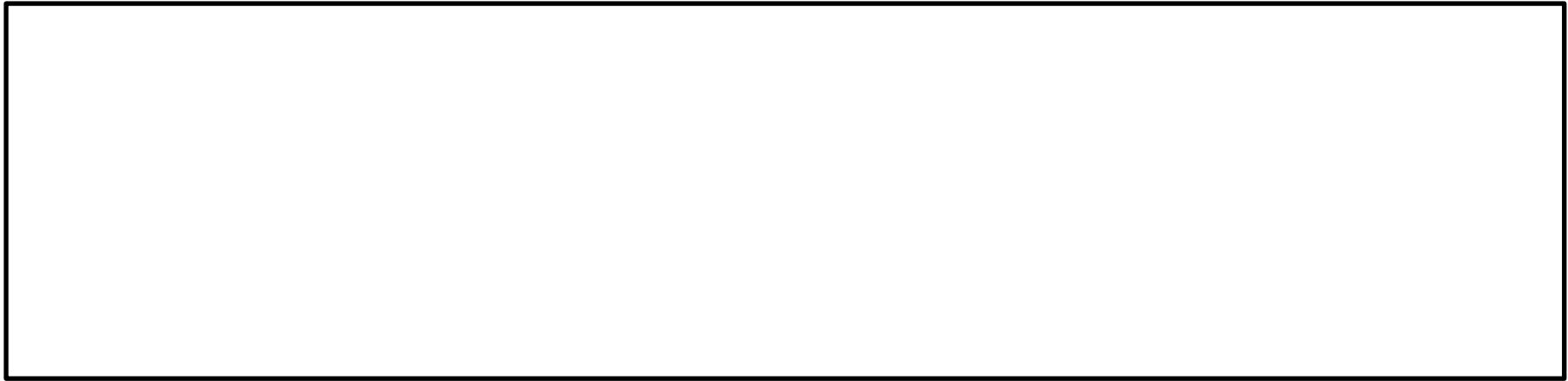


図 5 圧力計測結果

図 6 圧力計測結果



図 7 圧力計測結果

図 8 圧力計測結果

補足 17-11

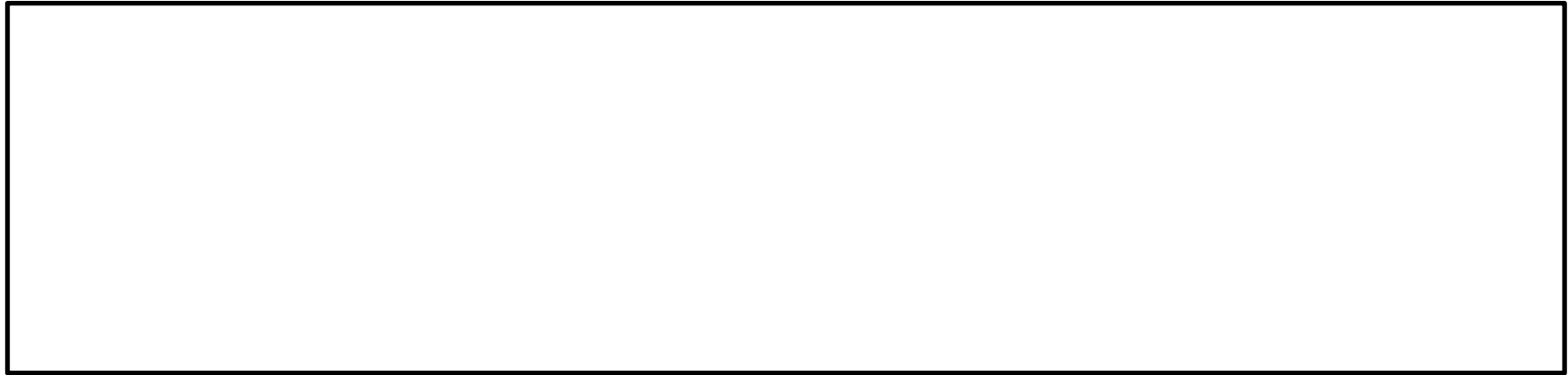


図 9 圧力計測結果

図 10 圧力計測結果



図 11 圧力計測結果

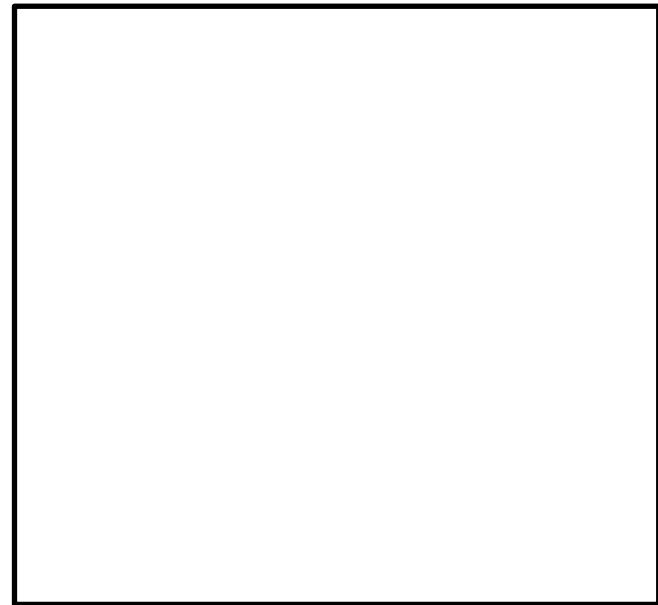


図 12 スクラバノズル配置位置

補足 17-12

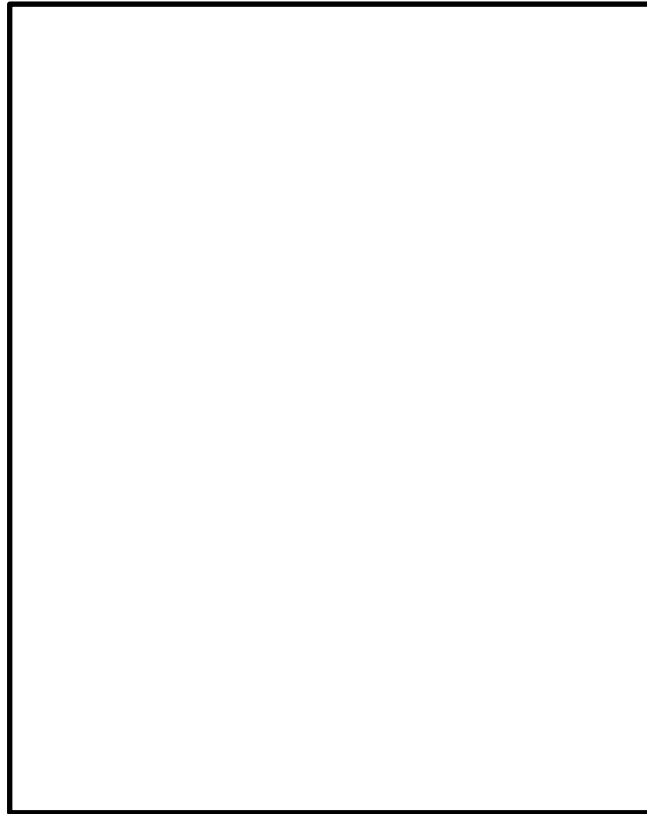


図 13 クリアリング時にスクラバノズルに作用する荷重

表3 ベント実施時に考慮が必要な荷重

ベント実施時の推移	フィルタ装置の内部構造物に加わる荷重	フィルタ装置に加わる荷重
① クリアリング過程	<p>1) スクラバ水噴出時の反力がスクラバノズル下向きに作用するが、この荷重を考慮した評価により内部構造物の発生応力は許容値を満足することを確認している。</p> <p>2) スクラバノズル上部に気泡細分化装置があるが、噴射による動圧は気泡細分化装置位置では減衰するため影響はない。</p>	<p>1) スクラバノズルは上方に噴射することに加え、スクラバ水の噴射荷重は、急速に減衰することから、クリアリング時の水の噴射速度でフィルタ装置内面に直接作用することはない、クリアリングによる影響はない。</p>
② 気泡形成過程	<p>1) 窒素ガス噴出時の反力がスクラバノズル下向きに作用するが、スクラバ水と比較して、窒素ガスの密度は非常に小さいためクリアリング時よりも荷重は小さく影響はない。</p> <p>2) 窒素ガス噴出時、気泡の形成による荷重、水面上昇による荷重が内部構造物に作用するが、窒素ガス噴出時、気泡は瞬時に水面に到達することから、気泡の膨脹・収縮による圧力脈動による影響は小さいと考えられ、水面上昇もわずかであることから、内部構造物への影響はない。</p>	<p>1) 窒素ガス噴出時、気泡の形成による荷重、水面上昇による荷重がフィルタ装置内面に作用するが、窒素ガス噴出時、気泡は瞬時に水面に到達することから、気泡の膨脹・収縮による圧力脈動による影響は小さいと考えられ、水面上昇もわずかであることから、フィルタ装置への影響はない。</p>
③ 蒸気放出過程	<p>1) 蒸気噴出時の反力がスクラバノズル下向きに作用するが、スクラバ水と比較して、蒸気の密度は非常に小さいためクリアリング時よりも荷重は小さい。</p> <p>2) ベント中は安定した蒸気凝縮及びバブリングが維持されるため、内部構造物への影響はない。</p>	<p>1) 圧力変動による荷重がフィルタ装置内面に作用するが、圧力変動による荷重は、前記①の荷重よりも小さく、最高使用圧力による強度評価に内包されることから、フィルタ装置への影響はない。</p>

フィルタ装置の蒸気凝縮振動による疲労評価

1. 圧力変動による胴板の周方向応力の変動 ($\Delta \sigma_t$)

フィルタ装置の胴板*1の周方向応力の変動は、次式で計算される。(出典：機械工学便覧)

$$\sigma_t = \frac{P \cdot D}{2 \cdot t}$$

ここで、

P : 内圧

D : 容器内径 = 4000 mm

t : 容器板厚 = 32 mm

これより、圧力変動 $dP = \square$ kPa = \square MPa が作用したときの周方向応力の変動範囲 (片振幅) $\Delta \sigma_t$ は次のようになる。

$$\Delta \sigma_t = \frac{dP \cdot D}{2 \cdot t} = \frac{\square \cdot 4000}{2 \cdot 32} = \square \text{ MPa} \rightarrow \square \text{ MPa}$$

設計・建設規格 添付 4-2 3.2 項に従い、縦弾性係数により 200℃における周方向応力の変動範囲 (片振幅) を補正すると下記のようなになる。

$$\square \text{ MPa}$$

注記*1：半だ円の鏡板に発生する応力は、胴板と同等以下になるため、胴板で代表して評価した。

2. 疲労限

設計・建設規格のオーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金の設計疲労線図を適用する。

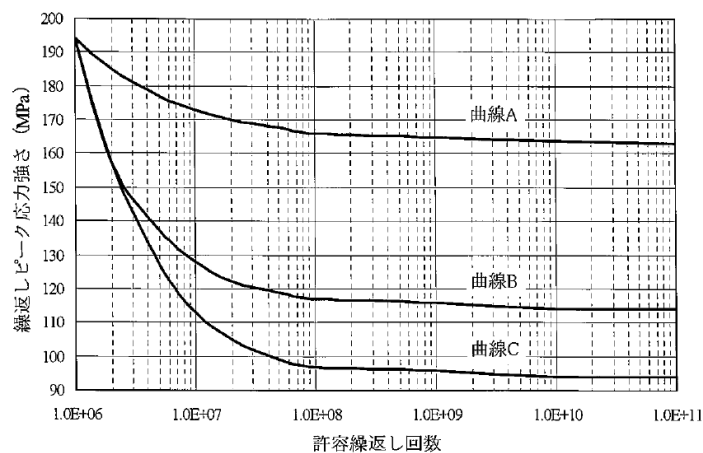


図 14 設計疲労線図 (オーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金)

適用する曲線については、設計・建設規格のフロー図に従い、「評価対象部に溶接継ぎ手を含む」「(PL+Pb+Q)の範囲は188MPa以下となる*2」の条件から、設計疲労線図の「曲線B」となる。

注記*2：フィルタ装置に最高使用圧力（0.62MPa）が作用したときに胴板に発生する周方向応力 σ_t は次のようになる。

$$\sigma_t = 0.62 \times 4000 / (2 \times 32) = 38.75 \rightarrow 39 \text{ MPa}$$

曲線Bの 1×10^{11} 回における繰返しピーク応力強さは、図14より114MPaとなることから、疲労限は114MPaとなる。

3. 評価結果

圧力変動が作用したときのフィルタ装置胴板における周方向応力の変動範囲（□ MPa）は、疲労限（114MPa）を超えることはないため、蒸気凝縮に伴う圧力変動によりフィルタ装置の疲労破壊が生じることはない。

フィルタ装置の内部構造物強度計算について

1. 概要

本計算書は、フィルタ装置の内部構造物が十分な構造強度を有していることを説明するものである。

2. 評価条件

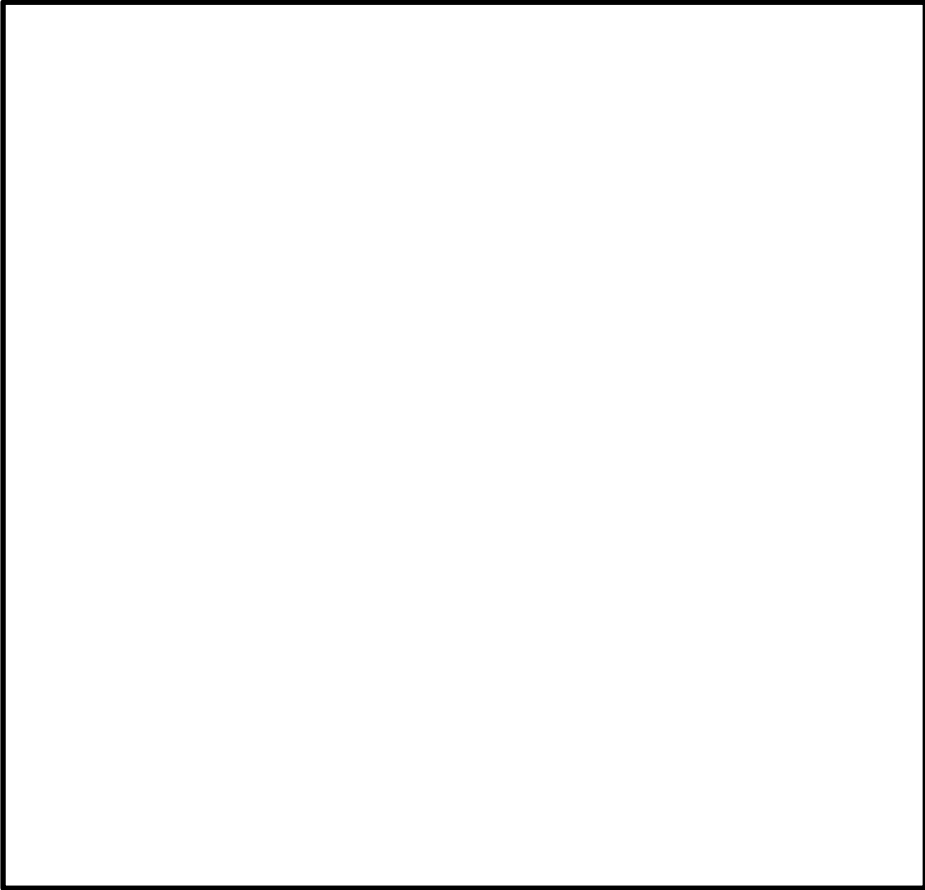
2.1 構造計画

フィルタ装置内部の構造計画を表 1 に示す。

2.2 適用基準

本計算書においては、発電用原子力規格（設計・建設規格 JSME S NC 1-2005（2007 追補版含む））（日本機械学会 2007 年 9 月）（以下「設計・建設規格」という。）及び機械工学便覧 基礎編（日本機械学会 2005 年）に準拠して評価する。

表1 フィルタ装置内部の構造計画

計画の概要		概略構造図
支持構造	主体構造	
<p>内部配管は、フィルタ装置胴板に溶接した内部配管サポートにより支持されている。</p> <p>分岐管及びヘッダー管は、フィルタ装置底部に溶接したスクラバ配管サポート（分岐管サポート、ヘッダー管サポート、支持柱）により支持されている。</p>	<p>内部配管部は、内部配管、内部配管サポートで構成される。また、分岐管部は、分岐管、ヘッダー管、スクラバ配管サポートから構成される。</p> <p>分岐管は内部配管に溶接されており、ヘッダー管は分岐管に溶接されている。また、スクラバノズルはヘッダー管にユニオンにて接続されている。</p>	
<p>金属フィルタドレン配管は内部配管サポートに溶接した金属フィルタドレン配管サポートにより支持されている。</p> <p>金属フィルタ多孔管板はフィルタ装置胴部に溶接されている。</p>	<p>金属フィルタ部は、金属フィルタ、金属フィルタ多孔管板、金属フィルタドレン配管及び金属フィルタドレン配管サポートから構成される。</p> <p>金属フィルタは金属フィルタ多孔管板にねじ込み接続されている。</p>	
<p>気泡細分化装置はフィルタ装置胴板に溶接で固定された気泡細分化装置受台で支持されている。</p>	<p>気泡細分化装置部は、気泡細分化装置と気泡細分化装置受台から構成される。</p>	

2.3 応力評価部位

(1) フィルタ装置内の流路（バウンダリ）

フィルタ装置に送気されたベントガスは、内部配管、分岐管、ヘッダー管、スクラバノズルを経てスクラバ水中に放出される。その後、気泡細分化装置によりベントガスの気泡が細分化され、スクラバ水を通過した後、金属フィルタを通りフィルタ装置頂部の出口からフィルタ装置外に排気される。

フィルタ装置内の流路（バウンダリ）を図1に示す。

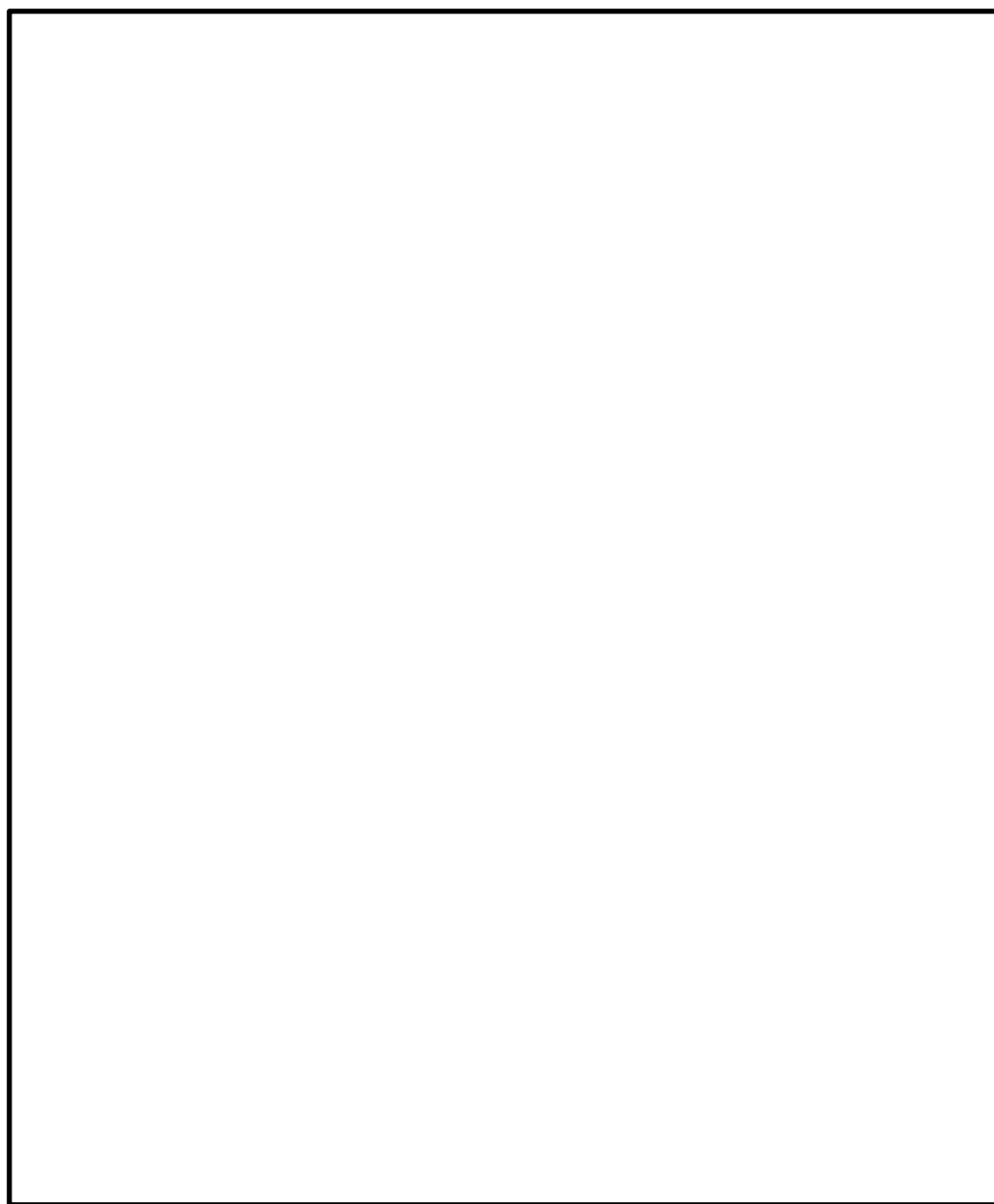


図1 フィルタ装置の流路（バウンダリ）

(1) 応力評価部位

応力評価を行う箇所を図 2 に示す

- | | |
|------------|-------|
| ① 内部配管部 | (P-1) |
| ② 分岐管部 | (P-2) |
| ③ スクラバノズル部 | (P-3) |
| ④ 金属フィルタ部 | (P-4) |
| ⑤ 気泡細分化装置部 | (P-5) |

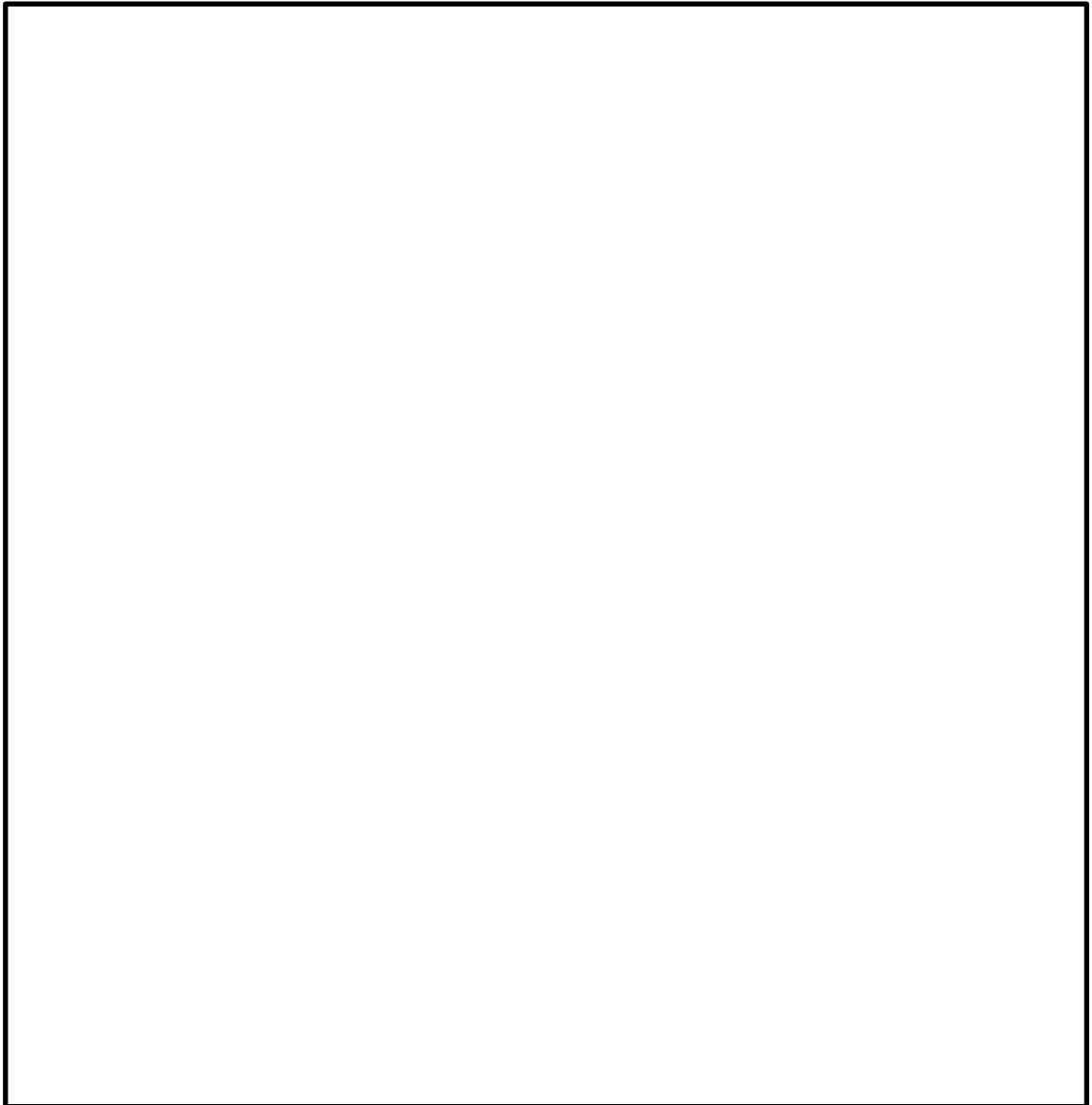


図 2 フィルタ装置 内部構造物応力評価部位

2.4 各部の形状及び構造

応力評価部の主要寸法を図 3 に，応力評価部の詳細を表 3 に示す。

2.5 物性値

材料は表 2 に従って分類する。

表 2 材料の分類

部位	材料
内部構造物	SUS316L
	SUS316LTP
配管	SUS316LTP

2.6 許容応力

- (1) フィルタ装置内の内部配管，分岐管及びヘッダー管については設計条件*，内部構造物については供用状態 A 及び B で評価する。
 - (2) 使用材料の許容応力を表 4 に示す。また各評価に対する許容応力を表 5 に示す。
- 注記*：VI-3-2-9「重大事故等クラス 2 管の強度計算方法」に基づき，一次＋二次応力評価を省略する。

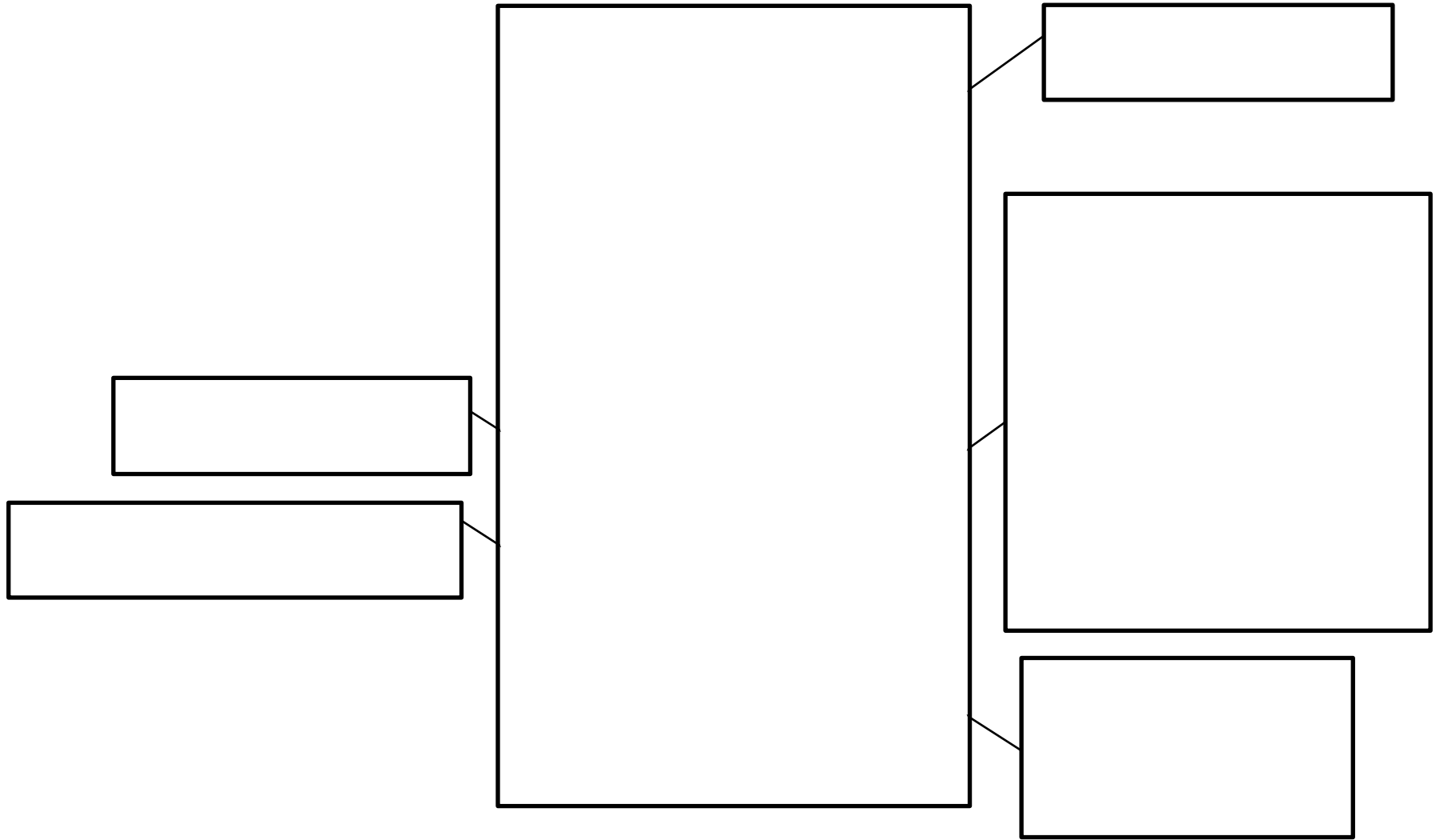


図3 応力評価部の主要寸法

表3 評価対象部位の詳細

評価対象	評価部位	評価方法
内部配管部	内部配管	内部配管について、自重、内圧及び水力学的動荷重が作用した場合の計算応力を算出し、許容応力以下であることを確認する。
	内部配管サポート	内部配管を支持する内部配管サポートについて、自重及び水力学的動荷重が作用した場合の計算応力を算出し、許容応力以下であることを確認する。
分岐管部	分岐管、ヘッダー管	分岐管、ヘッダー管について、自重、内圧及び水力学的動荷重が作用した場合の計算応力を算出し、許容応力以下であることを確認する。
	スクラバ配管サポート (分岐管サポート、ヘッダー管サポート、支持柱)	分岐管、ヘッダー管を支持するスクラバ配管サポート（分岐管サポート、ヘッダー管サポート、支持柱）について、自重、水力学的動荷重が作用した場合の計算応力を算出し、許容応力以下であることを確認する。
スクラバノズル部	シャワーヘッド多孔板	スクラバノズル先端のシャワーヘッド多孔板について、自重及び水力学的動荷重が作用した場合の計算応力を算出し、許容応力以下であることを確認する。
金属フィルタ部	金属フィルタ多孔管板	金属フィルタを支持する金属フィルタ多孔管板について、金属フィルタ及び金属フィルタ多孔管板の自重及び金属フィルタの差圧が作用する場合の計算応力を算出し、許容応力以下であることを確認する。
気泡細分化装置部	気泡細分化装置受台	気泡細分化装置を支持する気泡細分化装置受台について、気泡細分化装置、気泡細分化装置受台、グレーチング及びパンチングプレートの自重が作用した場合の計算応力を算出し、許容応力以下であることを確認する。

表 4 使用材料の許容応力

評価部位	材料	温度条件 (°C)		S _h (MPa)	S _y (MPa)	S _u (MPa)	S _y (RT) (MPa)
		最高使用 温度					
配管	SUS316LTP	最高使用 温度	200	107	—	—	—
内部構造物	SUS316L SUS316LTP	最高使用 温度	200	—	120	407	175

表 5 許容応力

供用状態	許容限界 (MPa) (配管)	許容限界 (MPa) (内部構造物)
	一次応力	一次応力 (組合せ応力)
設計条件	160	—
供用状態A及びB	—	108

3. 荷重条件

フィルタ装置内の配管及び内部構造物の評価においては、自重、ベント時内圧に加えて、ベント実施時の水力的荷重が作用する。

本評価では、最も厳しくなる起動直後のクリアリング荷重を考慮する。

評価に用いる荷重を表 6 に示す。また、荷重の組合せと応力評価項目の対応を表 7 に示す。

表 6 評価に用いる荷重

記号	荷重	荷重値
L01	自重	
L02	内圧（差圧）	<ul style="list-style-type: none"> ・内部配管：Δ内= 0.62 MPa ・金属フィルタ多孔管板：Δ金= <input type="text"/> MPa ・シャワーヘッド多孔板：Δシ= <input type="text"/> MPa
L03	クリアリング荷重	<ul style="list-style-type: none"> ・スクラバノズル：噴流反力 F1= <input type="text"/> N ・内部配管：噴流反力 F2= <input type="text"/> N

表 7 荷重の組合せ

供用状態	荷重の組合せ
設計条件（配管）	L01+L02+L03
供用状態 A 及び B （内部構造物）	L01+L02+L03

4. 応力評価

応力評価方法を表 8 に示す。また、解析モデルを図 4 に示す。なお、解析には解析コード「ABAQUS」を用いた。

- (1) 配管は、各荷重による一次応力が許容応力以下となることを確認する。
- (2) 内部構造物は、各荷重による一次応力が許容応力以下となることを確認する。

表 8 内部構造物評価法 (1/4)

評価対象	評価部位	対象とする荷重	評価方法	準用規格	
内部配管部 分岐管部	内部配管 分岐管, ヘッダー 管	内圧 自重 クリアリング 荷重	$S_{p r m} = \frac{B_1 P D_o}{2 t} + \frac{B_{2b} M_{ab}}{Z_b}$ $+ \frac{B_{2r} M_{ar}}{Z_r}$ <p>各MはFEMにより算出する</p>	P : 内圧 (差圧) D _o : 配管の外径 M _{ab} : 枝管に作用するモーメント M _{ar} : 主管に作用するモーメント B ₁ , B _{2b} , : 応力係数 B _{2r} t : 配管の板厚 Z _b : 枝管の断面係数 Z _r : 主管の断面係数 S _{p r m} : 一次応力	設計・建設規格 クラス 2 配管 PPC-3520(1) 準用

表 8 内部構造物評価法 (2/4)

評価対象	評価部位	対象とする荷重	評価方法		準用規格
内部配管部 分岐管部	内部配管サポート	自重	${}_t\sigma_b = \frac{M}{Z}$ $\sigma_t = \frac{N}{A}$ $\tau = \frac{R}{A}$	M : 各荷重によるモーメント N : サポートに作用する軸力 Z : サポートの断面係数 A : サポートの断面積 R : 反力	機械工学便覧
	スクラバ配管サポート (分岐管サポート, ヘッダー管サポート, 支持柱)				

表 8 内部構造物評価法 (3/4)

評価対象	評価部位	対象とする荷重	評価方法	準用規格
金属フィルタ部	金属フィルタ 多孔管板	差圧 自重	$\sigma = \frac{6M}{\mu^* t^2}$ $\tau = \frac{D_o}{4\mu t} P_s - P_t $ $S = \sqrt{\sigma_x^2 + \sigma_y^2 - \sigma_x \sigma_y + 3\tau^2}$ <p> σ : 管板の最大曲げ応力 M : 最大曲げモーメント μ^* : 曲げに対するリガメント効率 t : 金属フィルタ多孔管板の板厚 τ : 内圧により生じるせん断応力 P_s : 管板下面側の圧力 P_t : 管板上面側の圧力 μ : せん断に対するリガメント効率 S : 組合せ応力 </p>	J I S 2018 圧力容器 ・ボイラ B 8 2 7 4 付属書 B 設計・建設規格 クラス 2 支持構造物 SSC-3121. 1 準用

表 8 内部構造物評価法 (4/4)

評価対象	評価部位	対象とする荷重	評価方法	準用規格	
スクラバノズル部	スクラバノズル シャワーヘッド 多孔板	差圧 自重	$\sigma_b = \frac{P}{h} \frac{3}{8} \left(\frac{R^*}{t} \right)^2 (3 + \nu^*) \Delta P$ $\sigma_c = \frac{(P - h)}{h} p_i$ $S = \frac{t \sigma_b - \sigma_c}{f_t} \leq 1$	σ_b : 曲げ応力 P : 穴の中心線間の公称距離 h : 最小断面での公称リガメント幅 R^* : 多孔板の等価半径 ν^* : 多孔板の等価ポアソン比 ΔP : 板に働く差圧 σ_c : 圧縮応力 p_i : 管内の圧力 $t \sigma_b$: 引張側曲げ応力 S : 組合せ応力 f_t : 許容引張応力	J I S 2018 圧力容器 ・ボイラ B 8 2 6 6 設計・建設規格 クラス 2 支持構造物 SSC-3121. 1 準用
気泡細分化装置部	気泡細分化装置 受台	自重	$\sigma = \frac{M}{Z}$ $\tau = \frac{R}{A}$ $S = \sqrt{\sigma_x^2 + \sigma_y^2 - \sigma_x \sigma_y + 3 \tau^2}$	σ : 曲げモーメントによる軸方向応力 M : 各荷重によるモーメント Z : サポートの断面係数 τ : 内圧により生じるせん断応力 R : 反力 A : サポートの断面積 S : 組合せ応力	機械工学便覧 設計・建設規格 クラス 2 支持構造物 SSC-3121. 1 準用

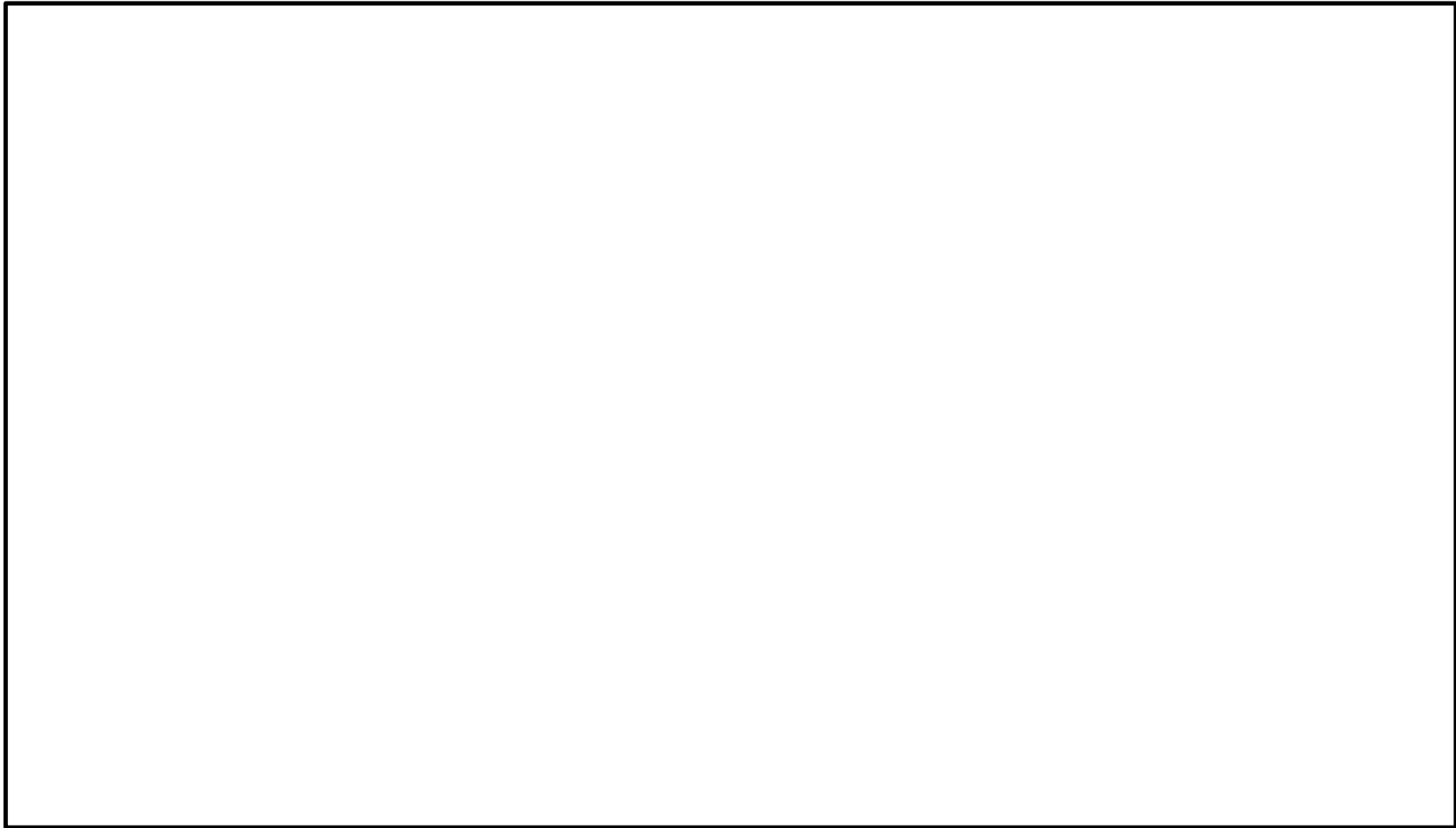


図 4 内部配管の解析モデル

5. 評価結果

各部位の評価結果を表 9～表 11 に示す。評価の結果、すべての部位で許容値を満足することを確認した。

表 9 内部構造物の一次応力評価結果（クラス 2 配管準用）（単位：MPa）

応力の種類	P-1 内部配管	P-2 分岐管 ヘッダー管	許容応力
一次応力	43	29	160

計算応力は許容応力以下である。

表 10 内部構造物の一次応力評価結果（クラス 2 支持構造物準用）（単位：MPa）

応力の種類	P-4 金属フィルタ 多孔管板	P-5 気泡細分化装置 受台	許容応力
一次応力 (組合せ応力)	71	26	108

計算応力は許容応力以下である。

表 11 内部構造物の一次応力評価結果（クラス 2 支持構造物準用）（単位：—）

応力の種類	P-1 内部配管 サポート	P-2 スクラバ配管 サポート (分岐管サポ ート, ヘッダー管サ ポート, 支持柱)	P-3 スクラバノズル シャワーヘッド 多孔板	許容値
組合せ応力	0.02	0.19	0.67	1

計算値は許容値以下である。

フィルタ装置 内部配管に作用する流体力

ベント実施時に、フィルタ装置内の配管に作用する流体力としては、下記の荷重が考えられる。

- ① ベント開始後のスクラバ水排出時にスクラバノズルに作用する荷重(クリアリング荷重)
- ② ベント中のベントガス噴出時にスクラバノズルに作用する荷重(ベントガス噴出荷重)

評価の結果、クリアリング荷重の方が大きいため、強度評価には表 12 に示すクリアリング荷重を用いる。



図 5 内部配管に作用するベント時流体力

表 12 内部配管評価に用いるクリアリング荷重

クリアリング荷重	評価に用いる荷重 (N)
スクラバノズルに作用するクリアリング荷重 F_1	<input type="text"/>
入口配管エンドキャップに作用するクリアリング荷重 F_2	<input type="text"/>

【ベント開始時のスクラバ水排出時にスクラバノズルに作用する荷重（クリアリング荷重）】

(1) スクラバノズルに作用するクリアリング荷重 F_1

ベントが開始されると、原子炉格納容器からのベントガス及び入口配管内の窒素ガスにより、フィルタ装置内の内部配管内のスクラバ水が押し出される。押し出されたスクラバ水は、図 6 に示すように噴出しクリアリング荷重 F_1 が作用する。

図 6 スクラバノズルに作用するクリアリング荷重 F_1

管路の圧力損失については、400A から 200A への分岐部の局所圧損のみを考慮した。ベント開始直後にスクラバノズルに作用するクリアリング荷重 F_1 は次の通り算出した。

スクラバからの水の噴出速度は、ダルシー・ワイズバッハの式を用いて以下のよう
に算出できる。

$$\Delta P = \frac{\zeta}{2} \rho V_2^2 + \frac{1}{2} \rho V_1^2$$

$$\Delta P = P_i - P_o$$

$$V_2 = V_1 \times \frac{A_1}{A_2} \text{ より}$$

$$V_1 = \left(2 \Delta P / \left\{ \rho \left(\zeta \times \left(\frac{A_1}{A_2} \right)^2 + 1 \right) \right\} \right)^{0.5}$$

$$= \left(2 \times (0.72 - 0.10) / \left\{ 1000 \left[\square \times \frac{\pi \left(\frac{5}{2} \right)^2 \times 50 \times 140}{\pi \times \left(\frac{381}{2} \right)^2} + 1 \right] \right\} \right)^{0.5}$$

$$= \square \text{ [m/s]}$$

P_i : PCV の最高使用圧力の 2 倍 0.72 MPa

P_o : 通常運転時におけるスクラバ内の圧力 (大気圧) 0.10 MPa

ρ : 水密度 1000 kg/m³

V_1 : スクラバノズルの流速 m/s

V_2 : 400A 配管のエンドキャップにおける流速 m/s

A_1 : スクラバノズル (ノズル 140 個分) 断面積 m²

A_2 : 400A 配管断面積 m²

ζ :

圧力損失係数は機械工学便覧の式により算出した。詳細を図 7 に示す。



図 7 分岐の圧力損失係数

前式より求めた噴出速度 V_1 から，力積の式を用いてスクラバにおける荷重 F_1 を算出した。

$$F \Delta t = mV$$

$$\frac{m}{\Delta t} = \rho AV$$

$$\begin{aligned} F_1 &= \frac{m}{\Delta t} \times V_1 = \rho \frac{A_1}{140} V_1^2 \\ &= 1000 \times \left(\pi \times \left(\frac{5}{2} \right)^2 \times 50 \times 10^{-6} \right) \times \boxed{} \\ &= \boxed{} \text{ N} \end{aligned}$$

(2) 入口配管エンドキャップに作用するクリアリング荷重 F_2

ベント開始直後に入口配管のエンドキャップに作用するクリアリング荷重 F_2 を次の通り算出した。

400A 配管のエンドキャップにおける水の流速 V_2 を次のとおり算出した。

$$\begin{aligned} V_2 &= V_1 \times \frac{A_1}{A_2} \\ &= \boxed{} \times \left(\frac{\pi \times \left(\frac{5}{2} \right)^2 \times 50 \times 10^{-6} \times 140}{\pi \times \left(\frac{381}{2} \right)^2 \times 10^{-6}} \right) \\ &= \boxed{} \text{ m/s} \end{aligned}$$

得られた水の流速から力積の式を用いて 400A 配管のエンドキャップにおける荷重 F_2 を算出した。

$$\begin{aligned} F_2 &= \frac{m}{\Delta t} \times V_2 = \rho A_2 V_2^2 \\ &= 1000 \times \left(\pi \times \left(\frac{381}{2} \right)^2 \times 10^{-6} \right) \times \boxed{} \\ &= \boxed{} \text{ N} \end{aligned}$$

【ベント中のベントガス噴出時にスクラバノズルに作用する荷重（ベントガス噴出荷重）】

(1) スクラバノズルに作用する噴流荷重 F_1

ベント中は、前記スクラバ水排出時同様に、原子炉格納容器からのベントガスが、スクラバノズルより噴出することによる噴流荷重 F_1 が、また入口配管のエンドキャップにもベントガスによる噴流荷重 F_2 が作用する。

前記スクラバ水排出時同様に F_1 は次式で計算される。

$$F_1 = \rho_{\text{gas}} \cdot a_1 \cdot V_1^2$$

ここで、

$$\rho_{\text{gas}} : \text{ベントガスの密度} = \boxed{} \text{ kg/m}^3$$

$$a_1 : \text{スクラバノズル (ノズル 1 個分) 断面積}$$

$$= \pi \times (0.005/2)^2 \times 50 = 0.00098 \text{ m}^2$$

$$V_1 : \text{スロート部流速 (m/s)}$$

$$2\text{Pd 時流量 } Q = \boxed{} \text{ m}^3/\text{s} \text{ とすると, スクラバノズル数 } n = 140 \text{ 本より,}$$

$$V_1 = \boxed{} / (140 \times 0.00098) = \boxed{} \text{ m/s}$$

$$F_1 = \boxed{} \times 0.00098 \times \boxed{}^2 = \boxed{} \text{ N}$$

(2) 入口配管エンドキャップに作用するクリアリング荷重 F_2

ベント開始直後に入口配管のエンドキャップに作用するクリアリング荷重 F_2 は次式で計算される。

$$F_2 = \rho_{\text{gas}} \cdot A_2 \cdot V_2^2$$

ここで、

$$\rho_{\text{gas}} : \text{ベントガスの密度} = \boxed{} \text{ kg/m}^3$$

$$A_2 : \text{エンドキャップ部断面積} = \pi \times (0.381/2)^2 = 0.114 \text{ m}^2$$

$$V_2 : \text{エンドキャップ部流速 (m/s)}$$

$$V_2 = Q / A_2 = \boxed{} / 0.114 = \boxed{} \text{ m/s}$$

よって、

$$F_2 = \boxed{} \times 0.114 \times \boxed{}^2 = \boxed{} \text{ N}$$

密度差により、密度が大きいスクラバ水排出時の荷重の方が大きくなる。

フィルタ装置 内部配管のモデル化及び境界条件

フィルタ装置の内部配管の評価は、解析コード「ABAQUS」のビーム要素により実施した。

1. モデル化範囲

内部配管及びスクラバノズルに関してモデル化した範囲を図8及び図9に示す。

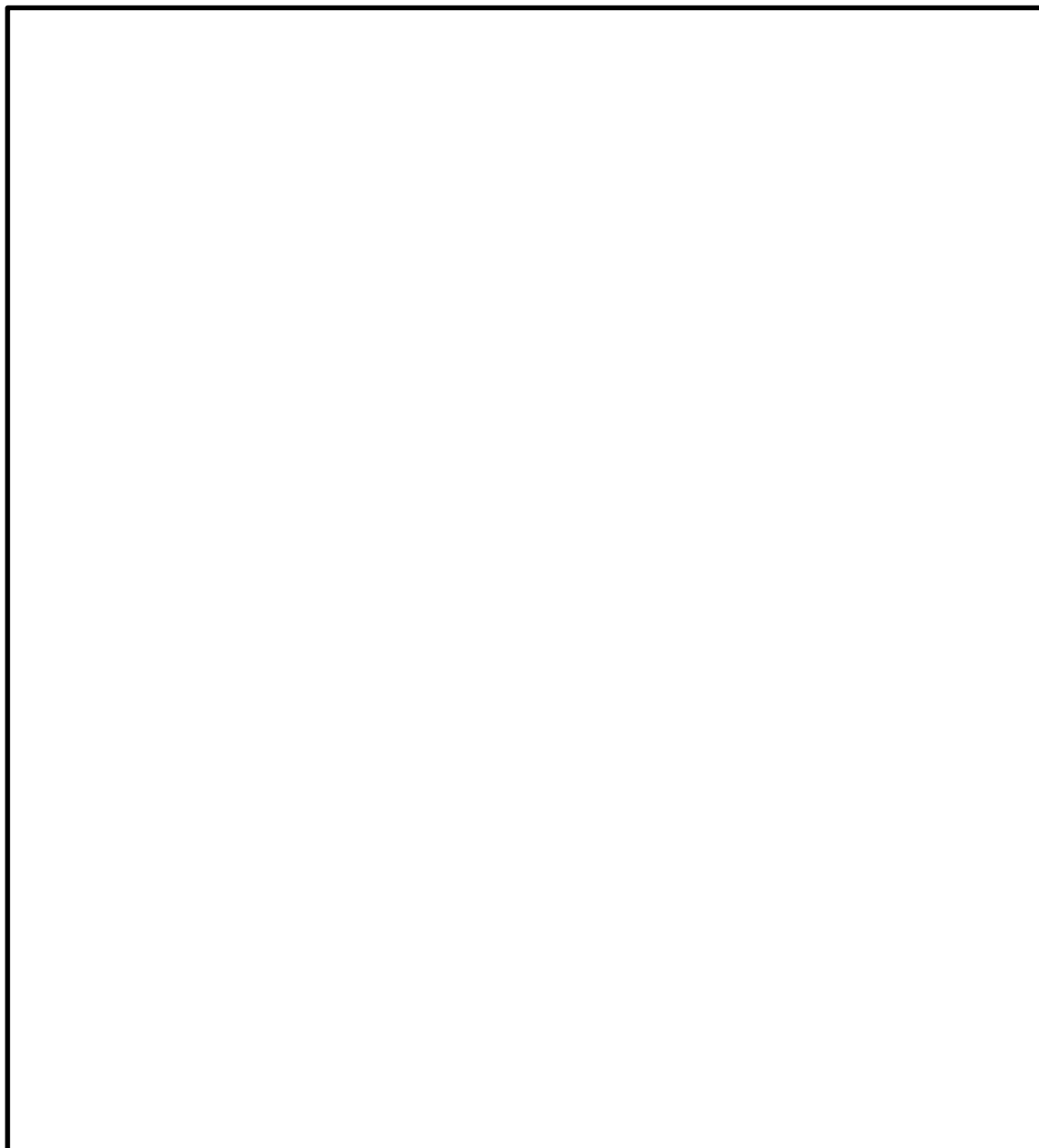


図8 内部配管・スクラバノズル モデル化範囲(1/2)

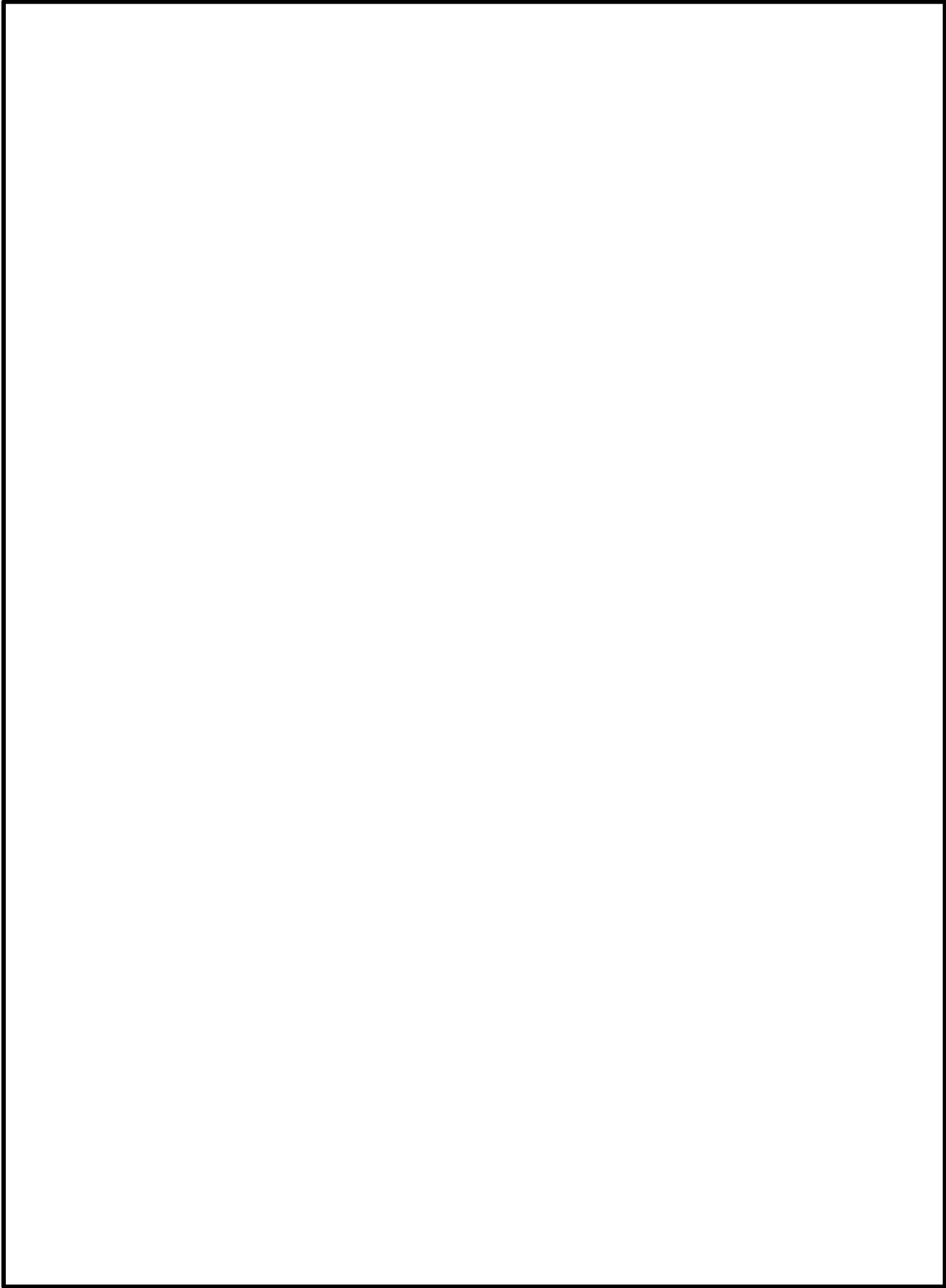


図 9 内部配管・スクラバノズル モデル化範囲 (2/2)

2. 解析モデル及び境界条件

図 8 及び図 9 のモデル化範囲について，ビーム要素により作成した解析モデルを図 10 に示す。なお，スクラバノズルは質量としてモデルに付加した。また境界条件を図 11 に示す。

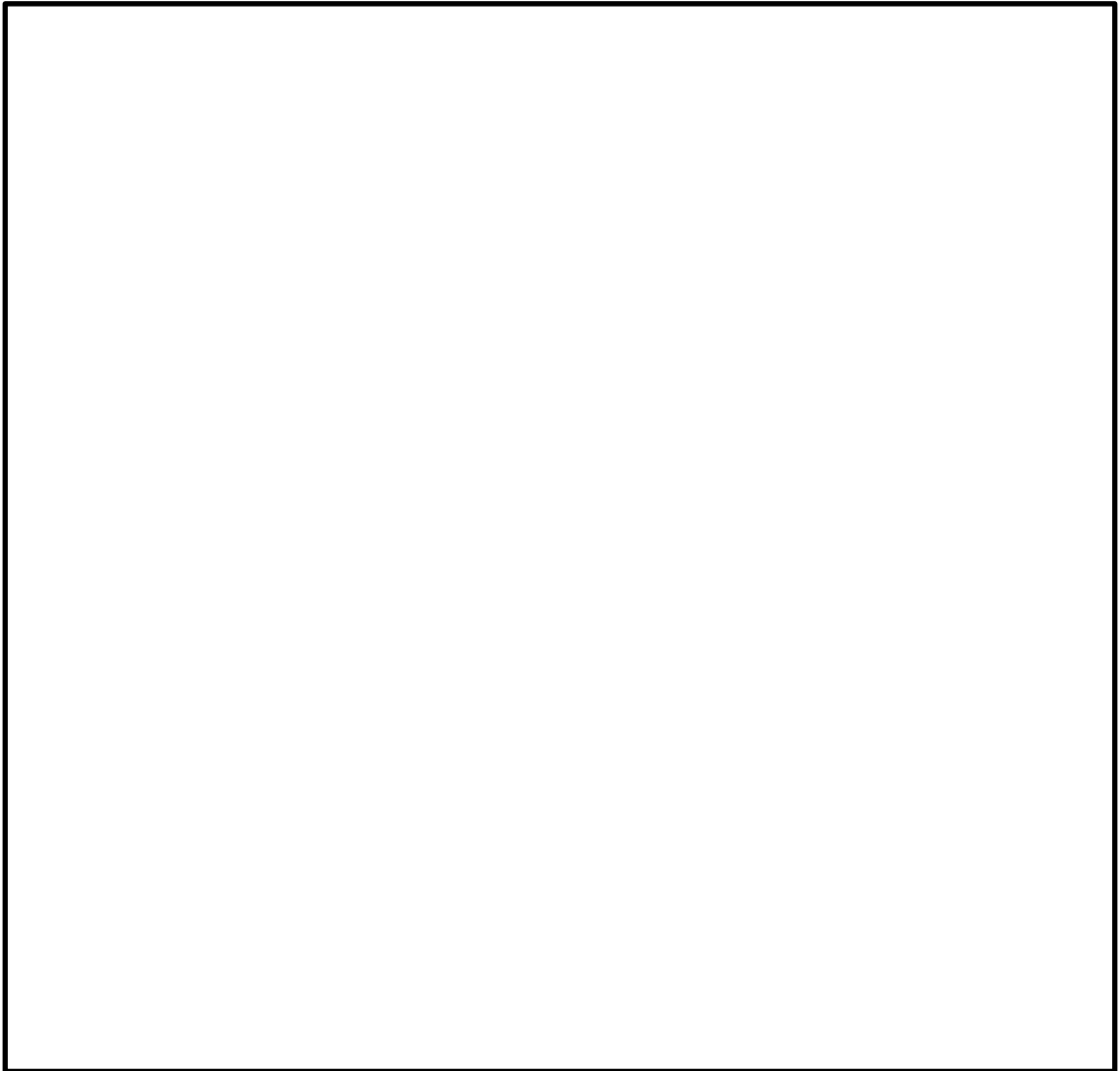


図 10 解析モデル

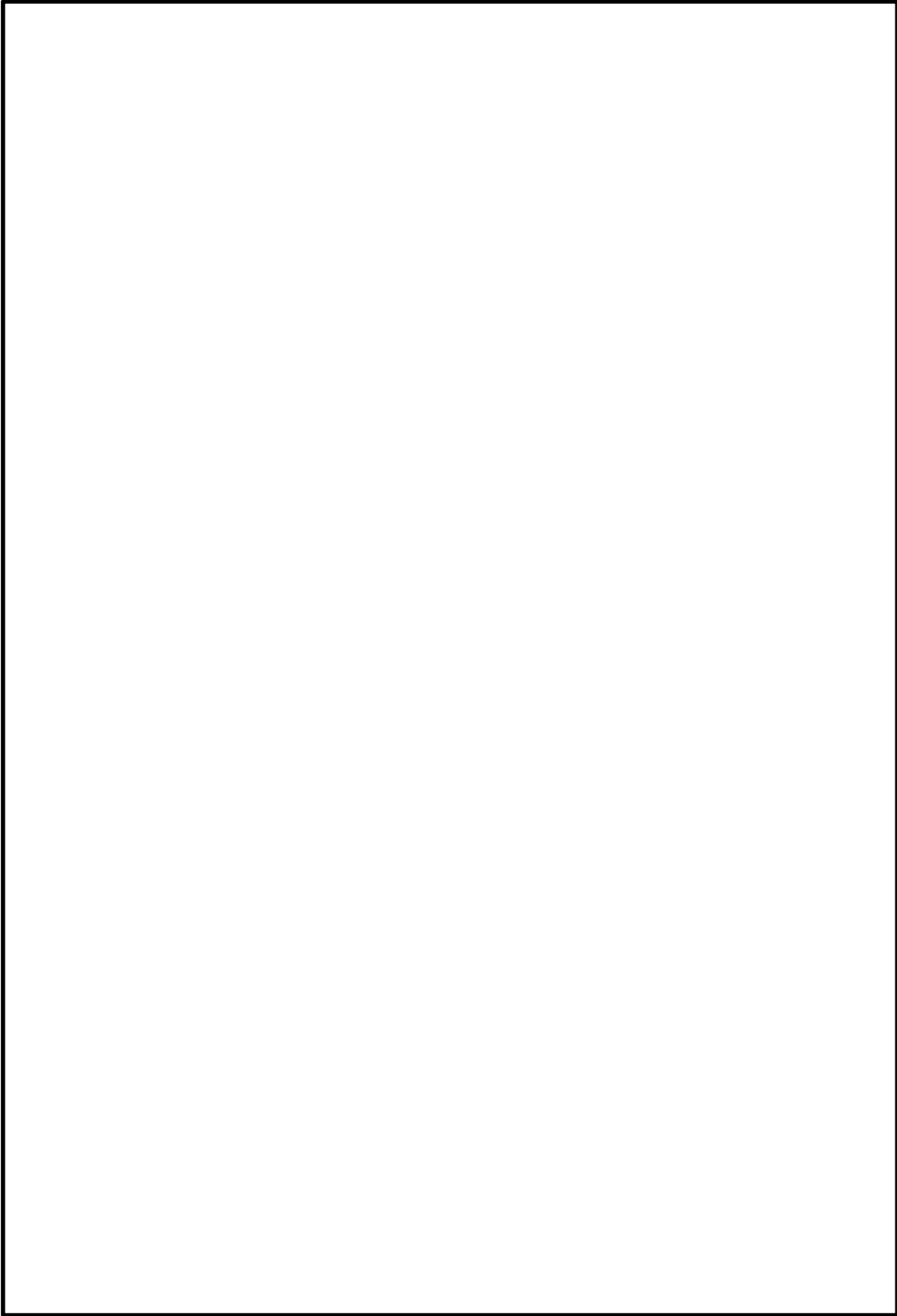


図 11 モデル境界条件

3. フィルタ装置の最高使用圧力及び最高使用温度を超える場合の安全性について

ベント中のフィルタ装置について、設計裕度の確認のために設計上考慮している最高使用圧力（620kPa）、最高使用温度（200℃）を超える場合の構造健全性を評価する。

(1) 評価方法

フィルタ装置の持つ放射性物質の閉じ込め機能が喪失する原因として、高温状態で内圧を受け、過度に塑性変形することによる延性破壊が想定される。

フィルタ装置について、設計・建設規格に示される、内面に圧力を受ける円筒胴の計算上必要な厚さを求める式により、温度（フィルタ装置温度における材料の許容引張応力）、圧力をパラメータとして、フィルタ装置（胴部）の構造健全性が確保される温度と圧力の組合せを評価する。

(2) 評価

設計・建設規格の PVC-3122（1）項に準拠し、設計・建設規格の「表 5 鉄鋼材料（ボルト材を除く）の各温度における許容引張応力」に規定される、50℃から 450℃の各温度における許容引張応力を与えることで、構造健全性が確保できる圧力を算出する。

$$t = \frac{P D_i}{2 S \eta - 1.2 P}$$

ここで

t : 胴の最小厚さ 30.4 mm

P : 構造健全性が確保できる圧力 (MPa)

D_i : 胴の内径 4000 mm

S : 各温度における材料の許容引張応力 (MPa)

η : 長手継手の効率 (η = 1)

(3) 評価結果

設計・建設規格の必要最小板厚を求める式を用いて評価を実施した結果、図 12 に示すとおり、設計上考慮している最高使用圧力（620kPa[gage]）、最高使用温度（200℃）を超える圧力、温度でも構造健全性を有する結果が得られた。

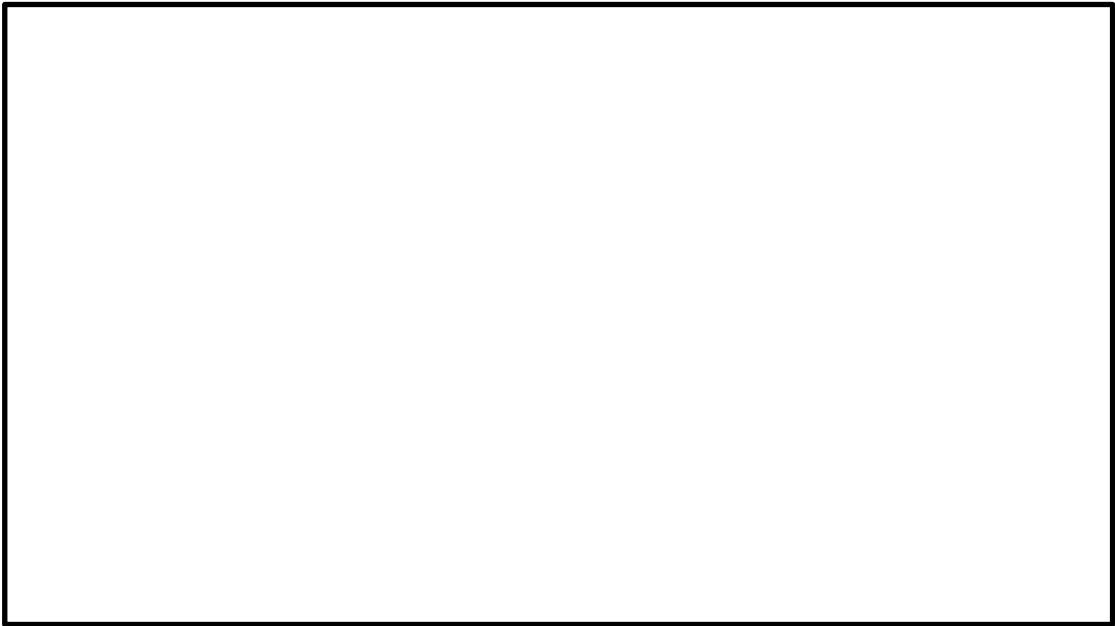


図 12 フィルタ装置（胴部）の必要最小板厚の式を用いた評価結果

ベント実施時に生じる圧力変動荷重による影響

ベント実施中には、スクラバノズルからの蒸気放出時の蒸気凝縮による圧力変動が生じるが、その挙動は安定しており、不安定な圧力変動は生じない。

実機の運転環境を模擬した試験装置での起動試験時に計測された圧力変動の最大値は□□kPa 程度であることから、 $\Delta P = \square \text{kPa}$ が作用した場合の内部配管の周方向応力 $\sigma_{p\theta}$ の増加量は次のようになる。

$$\sigma_{p\theta} = \frac{D_{po}}{2t_p} \Delta P = \frac{406.4}{2 \times 12.7} \times \square \text{MPa}$$

ここで、

D_{po} : 最大の内部配管外径 = 406.4mm

t_p : 最大の内部配管板厚 = 12.7mm

一方、内部配管に自重、内圧 (2Pd)、水学的動的荷重が作用した場合の発生応力値 (一次応力) *は、設計条件における一次応力制限 (160MPa) に対して 43MPa である。

注記* : 設計・建設規格 クラス 2 配管 PPC-3520 (1) 準用

したがって、ベント時に生じる圧力変動をうけた場合でも、内部配管の強度への影響は軽微である。

金属フィルタの構造強度

ベント実施中、金属フィルタには、金属フィルタに発生する差圧により金属フィルタを押し潰す荷重が発生する。そこで、どの程度の差圧までであれば、金属フィルタの構造健全性が確保可能であるかを確認するため、実機を模擬した装置を用いた試験を実施した。試験装置の概要図を図 13 に示す。

試験では、試験装置に実機と同じ金属フィルタを設置し、試験粒子を連続供給しながら、金属フィルタの差圧、ならびに粒子除去性能を計測した。その結果、金属フィルタの差圧が kPa 程度まで上昇したところで、金属フィルタの差圧及び粒子除去性能が急激に低下することが確認した。この差圧にて金属フィルタが損傷したものと考えられる。よって、金属フィルタの構造健全性を確保できる許容差圧は kPa 程度であることを確認した。

一方、金属フィルタの運用上の上限差圧は kPa に設定しており、構造健全性確保のための許容差圧 kPa に対して十分余裕がある。そのため、ベント実施中、金属フィルタの構造健全性は確保される。

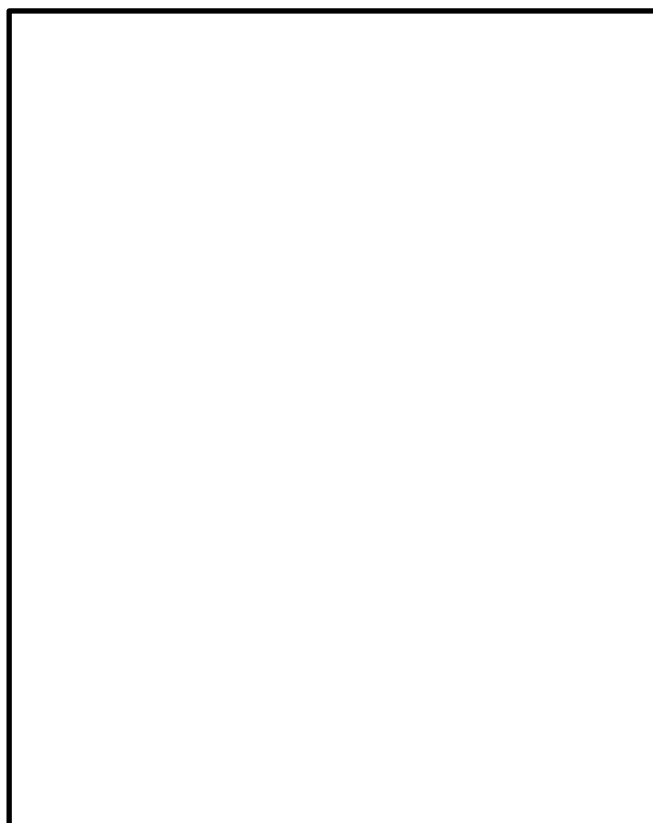


図 13 試験装置概要図

FPの再揮発による影響

フィルタ装置において、エアロゾル、無機よう素、有機よう素を除去する水スクラバ、金属フィルタ、よう素フィルタにおける放射性物質の再揮発による影響を確認する。

水スクラバはエアロゾル及び無機よう素に対し、金属フィルタはエアロゾルに対し、よう素フィルタは有機よう素に対し除去性能を確認している。無機よう素に対するよう素フィルタの除去性能は未確認であるが、よう素フィルタは水スクラバ及び金属フィルタが取り逃した無機よう素を全て捕集するものとして確認を行う。

1. 水スクラバ

(1) エアロゾルの再浮遊

a. 想定される状態

フィルタ装置を継続使用すると、水スクラバで捕集されたエアロゾルにより、水スクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。スクラバ水の水面近傍には、水の沸騰やスクラバノズルを通るベントガスによる気流により、細かい飛沫（液滴）が発生するが、その飛沫にエアロゾルが含まれていると、エアロゾルが水スクラバの後段に移行することが考えられる。

b. 影響評価

水スクラバの後段には、金属フィルタが備えられており、この金属フィルタに



以上より、フィルタ装置は水スクラバでのエアロゾルの再浮遊を抑制することができる。

(2) 無機よう素の再揮発（スクラバ水の温度上昇による影響）

a. 想定される状態

気液界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、温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増えることが知られている。高温のベントガスによりスクラバ水の温度が上昇した場合、スクラバ水中に捕集され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

無機よう素の除去係数の温度依存性については、NUREG/CR-5732に類似の影響評価に関する知見が得られている。

NUREG/CR-5732によれば、原子炉格納容器内のよう素の化学形態について、気相中のよう素と液相中のよう素の挙動は、

- (a) 液相中における無機よう素 (I_2) とよう素イオン (I^-) の平衡の影響
- (b) 液相と気相の無機よう素 (I_2) の平衡

の2つの効果が組み合わさって影響を受けるが、(a)の影響が支配的であり、pH7以上であれば無機よう素の再揮発を抑制することができる。スクラバ水には水酸化ナトリウムを添加しており、pHが施設定期検査時に規定の値であることを確認することに加え、重大事故等時に格納容器内で発生する酸の移行や無機よう素のイオン化により消費される水酸化物イオンの量、ベントガスに含まれる水蒸気が凝縮することによる水酸化物イオン濃度の希釈を考慮しても十分なアルカリ環境に保たれるため、無機よう素の再揮発を抑制することができる。

- (a) 液相中における無機よう素 (I_2) とよう素イオン (I^-) の平衡

放射線環境下において、液相中における無機よう素とよう素イオンの存在比は以下のように表される。

$$F = \frac{[I_2]}{[I_2] + [I^-]}$$

$[I_2]$ と $[I^-]$ は、無機よう素とよう素イオンの濃度を表す。この平衡反応はpHに強く依存する。図1にpHに対する平衡の関係を示す。

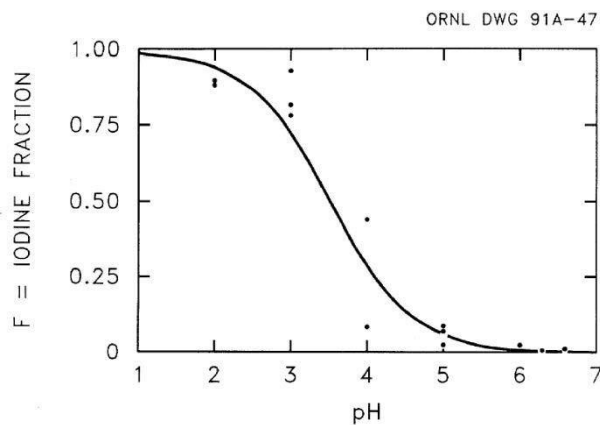


図1 液相中における I_2 と I^- の平衡とpHの関係

(b) 液相と気相の無機よう素 (I₂) の平衡

液相中の無機よう素 (I₂ (aq)) と気相中の無機よう素 (I₂ (g)) の存在比は以下のように表される。

$$P = \frac{[I_2(aq)]}{[I_2(g)]}$$

[I₂ (aq)] 及び [I₂ (g)] はそれぞれ液相中の無機よう素濃度及び気相中の無機よう素濃度を表す。この平衡は、以下の関係で温度に依存する。

$$\log_{10}P = 6.29 - 0.0149T \quad T: \text{絶対温度}$$

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、スクラバ水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、(a)の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、スクラバ水の温度が上昇しても十分小さい値となる。

(3) 無機よう素の再揮発 (放射線照射による影響)

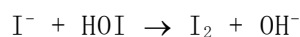
a. 想定される状態

フィルタ装置を継続使用すると、スクラバ水は捕捉した放射性物質により照射環境となる。また、捕捉したよう素イオンの放射線照射により生成した無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

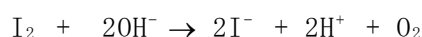
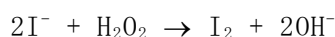
b. 影響評価

I⁻ (よう素イオン) は照射下で酸化種 OH・ラジカルあるいは H₂O₂ によって酸化され、I₂ (無機よう素) および HIO, さらに IO₃⁻ になる。一方、生成した I₂, HOI 及び IO₃⁻ は還元種 (e_{aq}⁻, H) との反応によってもとに戻ると同時に、I₂ は加水分解する。I₂, HOI 及び IO₃⁻ は酸化種過剰の場合に応じて溶液内に残留するようになる。

■酸性環境下における反応式



■アルカリ性環境下における反応式



そのため、スクラバ水がアルカリ性に確保されていれば、よう素イオンから生成された無機よう素は、再びよう素イオンに戻るため、スクラバ水から無機よう素が再浮遊することはない。

放射線照射環境下におけるよう素の再揮発の影響を確認するため、下記の図 2 に示す試験装置にて、放射線照射環境下よう素イオン挙動確認試験を実施した。



図 2 放射線照射環境下よう素イオン挙動確認試験装置図

図 2 に示すとおり、放射線照射室に置かれた加温容器の中に、CsI を溶解し、pH を調整した後に、高温状態としつつ、空気ポンベによりバブリングを行った状態で放射線を照射する。加温容器からの排気は鉛遮蔽内に設置した空容器、ならびに捕集容器内のよう素吸収液を通気することで、排気に含まれるよう素を回収する構成となっている。

試験開始前の加温容器内のよう素量と、試験開始後の加温容器内、空容器内、捕集容器内、並びに配管部のよう素量を比較することで、加温容器からのよう素の再浮遊の有無を確認した。

加温容器内の初期のよう素量を 6.5mg (CsI : 1×10^{-4} [mol/l]), pH を 4, 7, 10 の 3 ケース、加温容器の温度を 90℃とし、積算放射線量約 18[kGy]を照射した後の各部のよう素量を確認した結果、表 1 のとおりとなった。

表 1 照射下よう素イオン挙動確認試験結果

--

表 1 より、アルカリ性であれば、よう素イオンを含む溶液に放射線を照射した

としても、よう素の浮遊は生じないことが確認できた。

なお、スクラバ水の pH は、無機よう素の DF 性能を維持するため \square 以上を確保する運用としている。そのため、スクラバ水は常にアルカリ性となっていることから、放射線照射によるよう素イオンからの無機よう素の生成は生じない。

2. 金属フィルタ

(1) エアロゾルの再浮遊

a. 想定される状態

金属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

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、ベント実施時はベントガスにより冷却されるが、ベント停止後は、スクラバ水を原子炉格納容器へ移送してしまうと、フィルタ装置内のガスは滞留した状態となってしまう。そこで、フィルタ装置内のガスが滞留した状態における金属フィルタの温度について評価を実施した。

(a) 金属フィルタへのエアロゾル移行割合

フィルタ装置では、水スクラバにより大部分のエアロゾルが捕集される。この水スクラバによる除去性能を考慮して、金属フィルタへのエアロゾル移行割合は、フィルタ装置に移行する総量の $1/34$ とする。

(b) エアロゾルによる発熱量

事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失、D/Wベント）における、フィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の総崩壊熱はMAAP解析により、9.3kWである。上記のように水スクラバから金属フィルタへのエアロゾル移行割合は $1/34$ であるため、金属フィルタに捕捉される粒子状放射性物質の崩壊熱は以下の通りとなる。

$$\cdot \text{金属フィルタの発熱量} = 0.28\text{kW}$$

(c) フィルタ装置温度解析による評価

金属フィルタ部の温度評価を実施する際の金属フィルタ捕捉崩壊熱を、0.28kWに対して、放射性物質の不均一な付着等を考慮しても十分保守的な5.0kWに設定し、金属フィルタの温度解析を実施する。

なお、フィルタ装置使用後においても、スクラバ水を原子炉格納容器へ移送

する前であれば、スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱によりスクラバ水が蒸発し、金属フィルタ部においてガスの流れは生じるが、ここでは保守的にスクラバ水は原子炉格納容器へ移送した後の蒸発が発生していない状態の評価を実施した。温度解析条件を表2に示す。また、解析モデルを図3に示す。

表2 フィルタ装置温度解析条件一覧表

項目	条件
解析コード	・ S T A R - C C M +
設定条件	<ul style="list-style-type: none"> ・ 乱流モデル：Realizable $K-\epsilon$ ・ 状態方程式：理想気体 ・ 圧縮性：考慮 ・ 重力：考慮 ・ 気体の種類：水蒸気 ・ 定常
フィルタ装置内圧力	・ 大気圧（フィルタ装置使用後を想定）
フィルタ装置周囲温度	・ 65℃
スクラバ水沸騰	・ 無し
スクラバ水温度	・ 100℃
フィルタ装置容器	<ul style="list-style-type: none"> ・ 材質：SUS316L ・ 厚さ：30mm
フィルタ装置保温	<ul style="list-style-type: none"> ・ 有り ・ 材質：ケイ酸カルシウム保温材 ・ 厚さ：50mm
金属フィルタ捕捉崩壊熱	・ 5kW

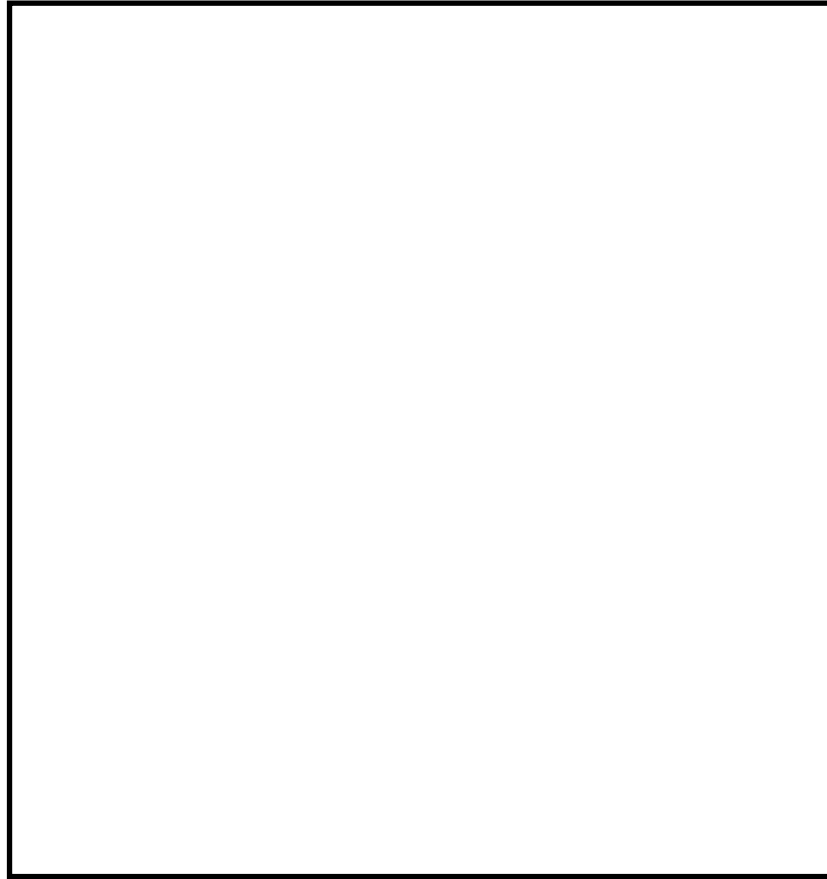


図3 解析モデル

表2の解析条件ならびに図3の解析モデルにて解析を実施した結果，金属フィルタ捕捉崩壊熱5kWの場合の金属フィルタ部最高温度は，約185℃となった。

したがって，金属フィルタの温度は，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，再浮遊を抑制することができる。

3. よう素フィルタ

(1) 無機よう素及び有機よう素の再揮発（高温水素ガス通気による影響）

a. 想定される状態

化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素ガスを通気することにより捕捉されているよう素を再揮発させる技術がある。よう素フィルタに充填された銀ゼオライトに、ベントガスに含まれる水素ガスが通気されると、捕捉されたよう素が再揮発することが考えられる。

b. 影響評価

よう素フィルタに流入したよう素は、AgIの化学種にてよう素フィルタの銀ゼオライト内に捕捉される。AgIは、℃程度の高温状態にて水素ガス環境に晒されると、AgIが還元されてHI（ガス状）の化学種となり、よう素は環境へ放出されてしまう。

一方よう素フィルタに流入するガスは200℃以下であり、銀ゼオライトに水素ガスが通過したとしても、銀ゼオライトに捕捉されているよう素が再揮発することはない。

なお、ベント停止後のベントガスの流れが無い状態では、銀ゼオライトが高温となるリスクがあるため、ベント停止後にはフィルタ装置のスクラバ水を原子炉格納容器へ移送し、水素ガスの流入を防止することで、よう素フィルタからのよう素の再揮発を防止する。

(2) 無機よう素及び有機よう素の再揮発（放射線照射による影響）

a. 想定される状態

よう素フィルタに充填された銀ゼオライトは、捕捉した放射性よう素からの放射線照射を受ける。この放射線照射により、補足したよう素が離脱し気相中に再揮発する可能性がある。

b. 影響評価

銀ゼオライトに捕獲されたよう素が放射線照射下において安定的に保持可能であるかを確認するため、有機よう素を吸着した銀ゼオライトに対して、放射線を照射したものと、放射線を照射していないものとを比較し、放射線照射によるよう素離脱の有無を確認した。

まず、よう素フィルタの銀ゼオライトが吸収する放射線量について評価を行った。よう素フィルタに流入するよう素量の事故シーケンスは、有効性評価において、よう素フィルタに多量の放射性よう素が流入する炉心損傷後ベントの事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）とする。本事故シーケンスでは、原子炉停止から約38時間後にベントを開始する。このときの原子炉圧力容器から原子炉格納容器へのよう素の放出割合はMAAP解析より

83%となる。よう素の状態は、粒子状よう素5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。このうち、粒子状よう素と無機よう素はどちらもフィルタ装置で %が捕捉され、残りがよう素フィルタに流入することとする。

上記の条件のもと、事象発生から168時間後までの間に、よう素フィルタに流入するよう素が放出する崩壊熱エネルギーは表3のとおりとなる。

表3 よう素の崩壊熱エネルギー

放出割合	粒子状 (J)	無機 (J)	有機 (J)	合計 (J)
83%	約 7.4×10^6	約 1.3×10^8	約 5.9×10^9	約 6.0×10^9

この崩壊熱エネルギーが、よう素フィルタの外へ漏れることなく、保守的に全て銀ゼオライトに吸収されることとして評価すると、銀ゼオライトの重量は約 kgであるため、銀ゼオライトが照射される累積線量は以下のとおりとなる。

$$\text{約 } 6.0 \times 10^9 \text{ J} \div \text{ kg} \doteq \text{約 } \text{ Gy} = \text{約 } \text{ MGy}$$

そこで、これを上回る5.0MGyの累積線量を照射した有機よう素吸着済みの銀ゼオライトと、放射線を照射していないものに対し、SEM-EDXを用いて成分分析を実施したところ、表4のとおりとなった。この結果より、放射線照射の有無に関わらず、よう素と銀の濃度比に有意な差は認められなかった。そのため、放射線照射により、銀ゼオライトに捕捉されたよう素の再揮発は生じないと考えられる。

表4 成分分析結果

--

4. 引用文献

- (1) NUREG/CR-5732_ORNL/TM-11861 Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents
- (2) ORNL/TM-6607 “Literature Survey of Methods to Remove Iodine from Off-gas Streams Using Solid Sorbents”, Apr/10/1979
- (3) NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb.1995
- (4) Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”

(参考)

1. 有機よう素の生成割合に関するREGULATORY GUIDE 1.195 の適用について

有機よう素の生成割合は、Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用い、4 %を仮定している。

原子炉格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合、重大事故時におけるpH調整と有機よう素の生成割合に関する評価を以下に示す。

(1) 原子炉格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

WASH-1233 “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors” では、粒子状よう素 (CsI) を除く無機よう素等 (I₂, HI, I) から有機よう素 (CH₃I) への転換に関して、原子炉格納容器内を模擬した種々の実験結果に基づいて提案している。

一方、NUREG-0772 “Technical Basis for Estimating Fission Product Behavior during LWR Accidents” において、上記のWASH-1233の実験結果を再度評価し、WASH-1233で示される有機よう素への転換割合は、有機よう素の生成を導くメカニズムの定義付けが十分ではなく、保守的としている。

WASH-1233及びNUREG-0772に示されている、それぞれの有機よう素への転換割合を表5に示す。

表5 原子炉格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

有機よう素	WASH-1233	NUREG-0772
非放射線場	1%未満	0.01%未満
放射線場	2.2%未満	0.02%未満
合計	3.2%未満	0.03%未満

NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” では、無機よう素等から生成される有機よう素の転換割合として、WASH-1233で示される3.2% (合計) に基づき決定している。しかし、WASH-1233では有機よう素の生成反応のみを考慮し、放射線による分解反応については考慮していないこと、原子炉格納容器内での有機よう素の生成割合を評価していることなどから、NUREG-0772のレビュー結果と同様、相当な保守性を持った値としている。

(2) 重大事故等時におけるpH調整と有機よう素の生成割合

NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” では、pHとよう素の存在割合について、pHの低下に伴って無機よう素等への生成割合が増加する知見が示されており、pH調整が実施されている場合とpH調整が実施されていない場合のそれぞれについて、重大事故等時のよう素形態に関して、複数のプラントに対するよう素の発生量を評価している。pH調整が実施されている場合の結果を表6に、pH調整が実施されていない場合の結果を表7に示す。BWRプラント (Grand Gulf Peach Bottom) では、重大事故等時において、pH調整の実施の有無に限らず、有機よう素の生成割合は1%以下となっている。

表6 重大事故時にpH調整を実施した場合の有機よう素の生成割合

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I ⁻ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004

表7 重大事故時にpH調整を実施しない場合の有機よう素の生成割合

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I ⁻ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07

以上より、有機よう素の生成割合については不確定さがあるものの、Regulatory Guide 1.195で示されている4%は十分な保守性を有していると考えられることから、設計値として採用している。

3. 引用文献

- (1) WASH-1233, “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors”
- (2) NUREG-0772, “Technical Basis for Estimating Fission Product Behavior during LWR Accidents”

FPの放射性壊変による被ばく評価への影響

フィルタ装置のスクラバ水、金属フィルタ及びよう素フィルタに捕捉された物質が放射性壊変をし、放射性を持つ希ガスが再浮遊することにより、被ばくに影響を与える可能性がある。ここでは、エアロゾルとよう素の放射性壊変によって発生する希ガスが被ばくに与える影響について確認する。

1. エアロゾルの壊変

被ばく評価で対象としている評価核種65核種の中で、エアロゾルのうち希ガスを生成する親核種として、Cs-134, Rb-86, Te-129, Te-129m, Te-131m及びTe-132があり、これらの99.9%以上はスクラバ水及び金属フィルタによって捕捉される。この他のエアロゾルは希ガスへの壊変をせず、スクラバ水及び金属フィルタにより捕捉される。

Cs-134, Rb-86, Te-129, Te-129m, Te-131m及びTe-132の壊変により生成される子孫核種の約99%以上は、Xe-134, Kr-86, Xe-129, Xe-131及びXe-132と安定核種であるため、被ばくへの影響は小さい。

2. よう素の壊変

被ばく評価で考慮されているよう素の同位体は、I-131からI-135の5核種であり、これらは全てXeに壊変するが、このうちI-132及びI-134から生成するXeは安定核種である。また、I-131についても約99%が安定核種であり、被ばくへの影響は小さい。

以上より、放射性壊変によって発生する希ガスが被ばくに与える影響として、I-133及びI-135から生成するXe-133とXe-135による影響を以下に示す式を用いて評価する。

(1) 評価式

よう素の壊変によって再浮遊する希ガスの放射能 A_2 を求める式を式(1)に示す。また、再浮遊した希ガスの積算崩壊数 ΣA_2 を求める式を式(2)に示す。

$$-\frac{dN_1(t)}{dt} = \lambda_1 N_1(t), \quad \frac{dN_2(t)}{dt} = \lambda_1 N_1(t) - \lambda_2 N_2(t)$$

$$A_2 = \frac{\lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} A_{10} \left(e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t} \right) + A_{20} e^{-\lambda_2 t} \dots \dots \dots \text{式(1)}$$

$$\Sigma A_2 = \frac{\lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} A_{10} \left\{ \frac{(1 - e^{-\lambda_1 t})}{\lambda_1} - \frac{(1 - e^{-\lambda_2 t})}{\lambda_2} \right\} \dots \dots \dots \text{式(2)}$$

ここで、

N_1 : 時間 t における親核種の原子数

- N_2 : 時間 t における子孫核種の原子数
 λ_1 : 親核種の壊変定数(1/s)
 λ_2 : 子孫核種の壊変定数(1/s)
 A_2 : 再浮遊する希ガスの放射能(Bq)
 A_{10} : 親核種のベント開始時刻における放射能(Bq)
 A_{20} : 子孫核種のベント開始時刻における放射能(Bq)
 t : ベント後の経過時間(s)

(2) よう素移行率及び捕捉率

評価で想定する各フィルタへのよう素の移行率及び捕捉率を表1に示す。この移行率及び捕捉率を用いて、各フィルタの捕捉量を求める。なお、実際には、一部は捕捉されずに系外へ放出されると考えられるが、捕捉量の評価では、保守的に全量捕捉されるとする。

表1 よう素移行率

	ベントライン 放出割合*(-) (移行率)	捕捉率(-)		
		スクラバ水及び 金属フィルタ	よう素フィルタ	合計
粒子状よう素	約 6.5×10^{-8}	0.999	0.001	1
無機よう素	約 3.8×10^{-4}	0.999	0.001	1
有機よう素	約 3.3×10^{-2}	0	1	1

注記* : 炉内内蔵重量に対する割合をMAAP解析により評価

(3) 各フィルタに付着する放射エネルギー

ベント開始時における炉内内蔵量及び各フィルタに付着する放射エネルギーを表2に示す。ベント開始時間は、原子炉停止後38.1時間後とする。

表2 炉内内蔵量及び各フィルタに付着する放射エネルギー

核種		炉内内蔵量(Bq)		フィルタ付着(Bq)		
		ベント停止 時	ベント開始 時	スクラバ水及び 金属フィルタ	よう素 フィルタ	合計
I-133	A_{10}	約 8.0×10^{18}	約 2.2×10^{18}	約 8.4×10^{14}	約 7.4×10^{16}	約 7.5×10^{16}
Xe-133	A_{20}	約 7.8×10^{18}	約 7.1×10^{18}	—	—	—
I-135	A_{10}	約 7.6×10^{18}	約 1.4×10^{17}	約 5.2×10^{13}	約 4.6×10^{15}	約 4.6×10^{15}
Xe-135	A_{20}	約 2.2×10^{18}	約 8.6×10^{17}	—	—	—

(4) 再浮遊する放射エネルギー

ベント実施時に原子炉格納容器からベントラインに放出されるXe-133及びXe-135と、各フィルタから再浮遊するXe-133及びXe-135の7日間積算崩壊数の比較を表3、放出放射能の比較を図1、

積算崩壊数の比較を図2に示す。

表3から、フィルタから再浮遊するXe-133とXe-135は、原子炉格納容器からベントラインに放出されるXe-133及びXe-135の1%未満 ($\approx 4.4 \times 10^{21} / 2.9 \times 10^{24} = \text{約}0.15\%$) であり、相対的に影響は小さい。

表3 Xe-133 と Xe-135 の 7 日間積算崩壊数の比較

		Xe-133 (Bq・s)	Xe-135 (Bq・s)	合計 (Bq・s)
ベントラインからの放出		約 2.8×10^{24}	約 4.0×10^{22}	約 2.9×10^{24}
再浮遊による 放出	スクラバ水及び 金属フィルタ	約 4.7×10^{19}	約 1.8×10^{18}	約 4.9×10^{19}
	よう素フィルタ	約 4.2×10^{21}	約 1.6×10^{20}	約 4.3×10^{21}
	合計	約 4.2×10^{21}	約 1.6×10^{20}	約 4.4×10^{21}

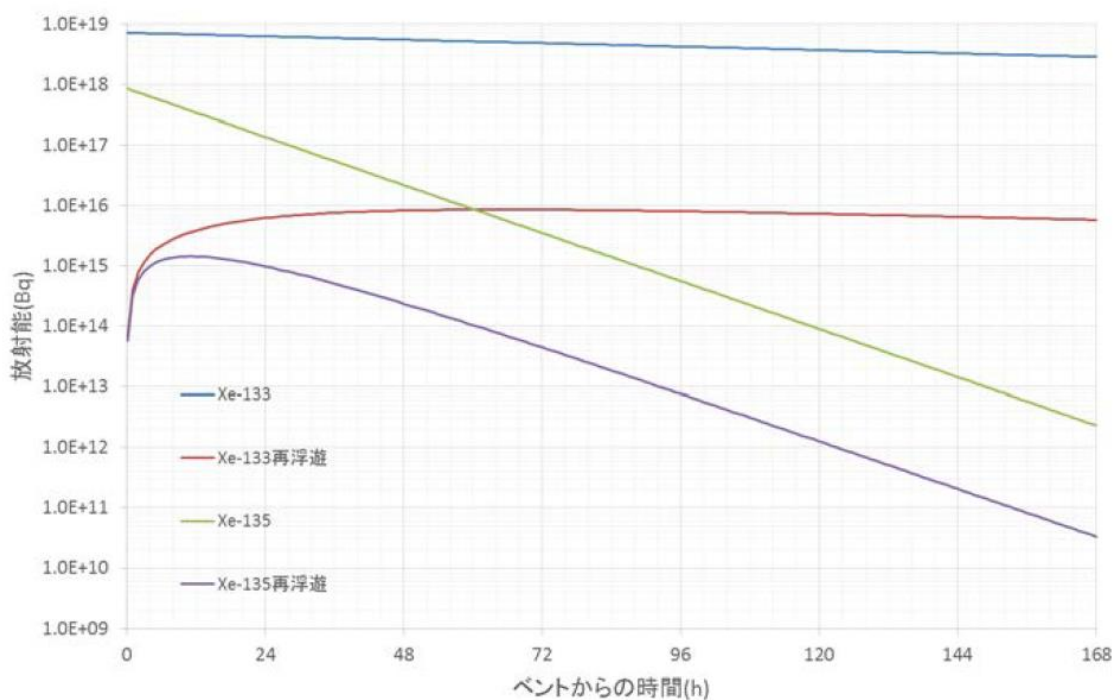


図1 ベントラインに放出されるXeとフィルタから再浮遊するXeの放出放射能比較

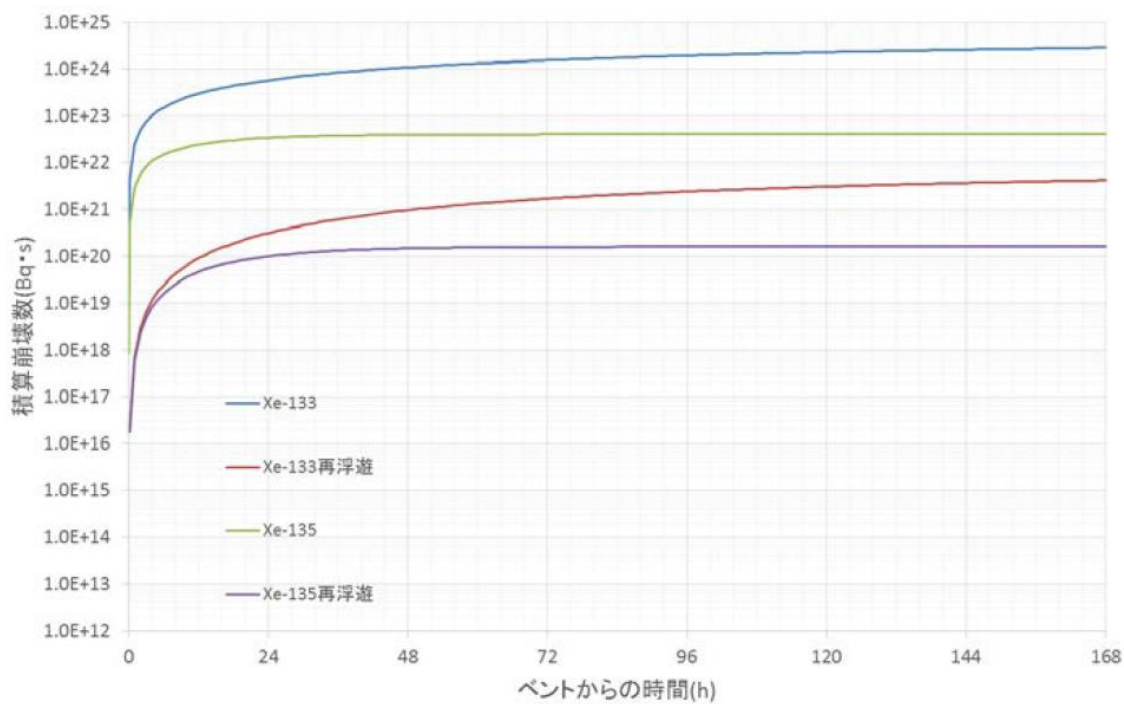


図2 ベントラインに放出されるXeとフィルタから再浮遊するXeの積算崩壊数比較

フィルタの除去性能に与える影響について

1. フィルタの除去性能に与える影響

フィルタ装置を継続使用する場合、エアロゾル、無機よう素及び有機よう素の除去性能に影響を与える可能性がある因子として、エアロゾルによるフィルタの閉塞、放射性物質の再揮発、よう素フィルタにおける吸着材の容量減少及び吸着材の変質がある。そのため、これらの影響について評価を実施する。

なお、フィルタ装置内で保持した放射性物質が再揮発することによる除去性能への影響については、補足19における評価のとおりであり、対象外とする。

2. エアロゾルによるフィルタの閉塞

2.1 想定する状態

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

2.2 影響評価

(1) スクラバノズル

スクラバノズルの狭隘部は5mmであり、狭隘部を通過するガス流速は高速となる。これに対して、エアロゾルの粒子径は極めて小さく、スクラバノズルが閉塞することはない。

(2) 金属フィルタ（エアロゾルによる閉塞）

水スクラバで捕捉されなかったエアロゾルは、後段の金属フィルタに捕捉される。金属フィルタの閉塞評価にあたり、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）と、MCCIが発生する事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失）*を考慮する。また、フィルタ装置へのエアロゾル流入量が大きいD/W ベントの場合を想定し、この金属フィルタに捕捉されるエアロゾル量と金属フィルタの許容エアロゾル量を比較し、閉塞しないことを以下のとおり確認した。

注記*：フィルタ装置へのエアロゾル流入量の不確かさを考慮してもフィルタ装置が性能を発揮できることを確認するために、MCCIにより、コンクリートエアロゾルが大量に発生する事故シーケンスを想定した。この事故シ

一ケンスでは、原子炉圧力容器への注水及び下部ドライウエルへの事前水張りに全て失敗し、溶融炉心が下部ドライウエルに落下してから1時間後に初めて原子炉格納容器内（下部ドライウエル）に注水を開始するものとした。

a. 金属フィルタの許容エアロゾル量

金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、エアロゾル量は約800cm³（2Pd流量時）～約2000cm³（最小流量時）まで許容されることが確認されている。

b. エアロゾル量

フィルタ装置に流入するエアロゾルの流入量を評価した結果、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）では723.64 cm³、事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失）では10,203.51cm³となる。

フィルタ装置に流入するエアロゾル粒径分布に対して、水スクラバ単体のオーバーオールDFを算出した結果、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）では115（2Pd相当流量）及び34（最小流量相当）、事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失）では15（2Pd相当流量）及び12（最小流量相当）となる。

フィルタ装置に流入するエアロゾル量を水スクラバ単体のオーバーオールDFで除して、金属フィルタに流入するエアロゾルの量を算出した結果、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）では6.29 cm³（2Pd相当流量）及び21.28cm³（最小流量相当）、事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失）では680.23 cm³（2Pd相当流量）及び850.29cm³（最小流量相当）となる。

c. 評価結果

上記より、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）、MCCIが発生する事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失）ともに、金属フィルタに流入するエアロゾルの量は、金属フィルタに許容されるエアロゾルの量よりも小さいことから、金属フィルタが閉塞することはない。

(3) 金属フィルタ（液滴による閉塞）

金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴（湿分）は、1層目と3層目の金属繊維からなるウェブにおける、液滴の凝集、慣性力による衝突により分離される。

金属フィルタの液滴の除去性能は、下記の試験にて確認している。試験条件を表1に、試験概要図を図1に示す。

表1 金属フィルタ液滴除去性能試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	・ 4m 高さ試験装置
試験ガス	・ 空気（エアロゾルは送気しない）
ガス流量	・ 超過流量相当 ・ 2Pd 相当流量 ・ 1Pd 相当流量 ・ 最小流量相当
粒子計測位置	・ 試験装置入口 ・ 水スクラバ通過後（金属フィルタ入口） ・ 金属フィルタ出口
評価方法	・ 水スクラバ通過後（金属フィルタ入口）及び金属フィルタ出口の空気中の粒子（液滴）を比較することで、金属フィルタの液滴除去性能を確認

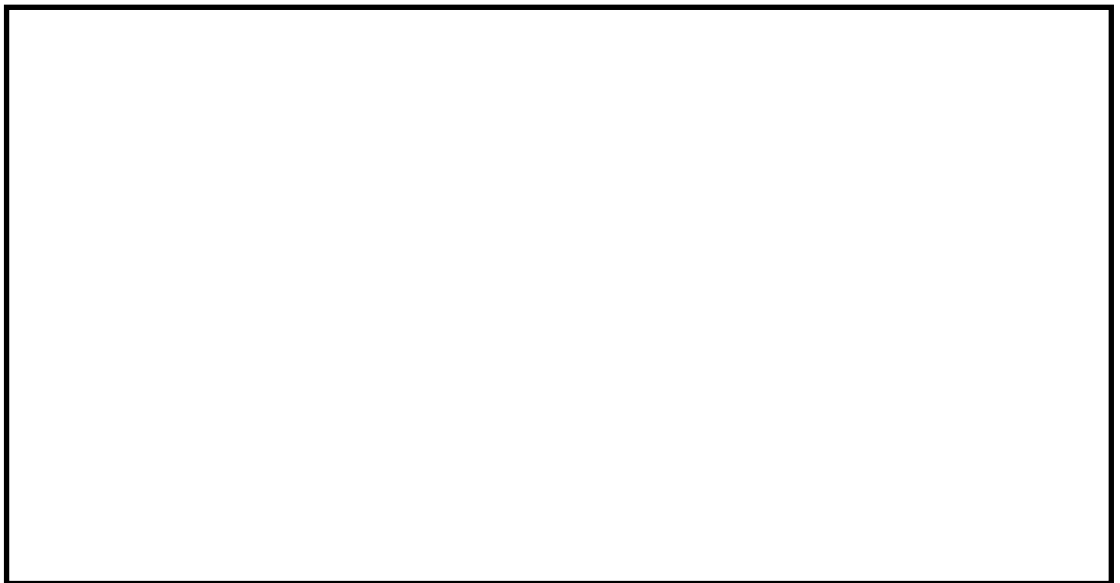


図1 試験概要図（金属フィルタ液滴除去性能試験）

これらの試験の結果，各流量における粒子（液滴）の個数と粒径分布は図2～図5のとおりとなった。

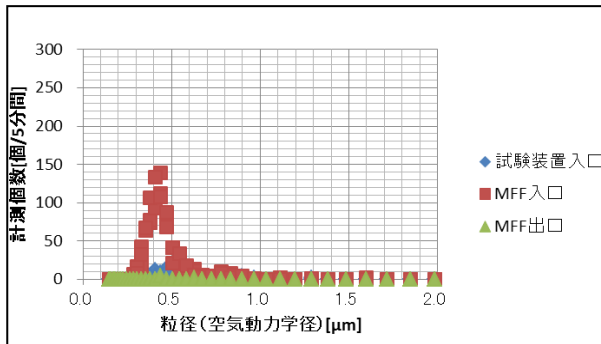


図2 計測結果（最小流量相当）

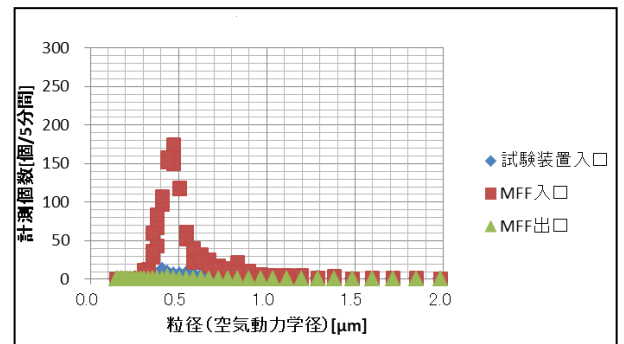


図3 計測結果（1Pd相当流量）

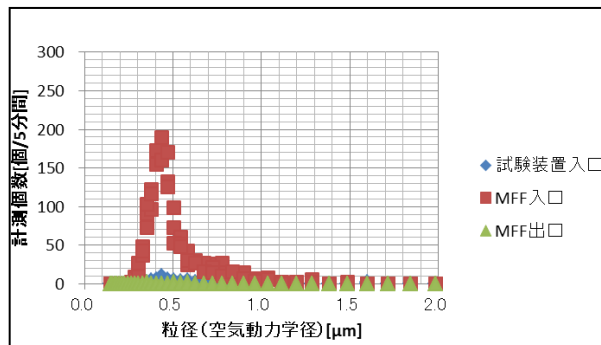


図4 計測結果（2Pd相当流量）

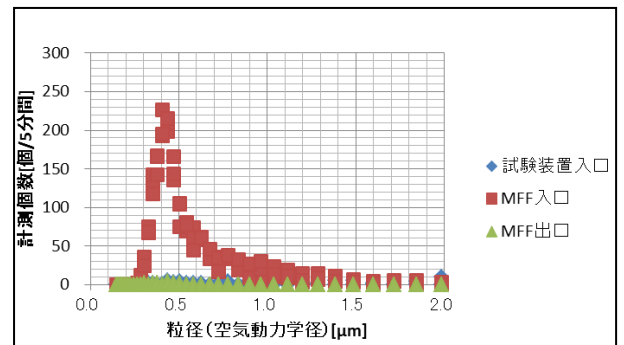


図5 計測結果（超過流量相当）

全ての流量ケースにおいて，金属フィルタ出口側においては，ほとんど粒子が検出されておらず，金属フィルタの液滴除去性能は非常に高いことを確認した。また，この試験の間，金属フィルタの差圧に有意な上昇は認められなかった。

以上から，金属フィルタにおける，液滴分離が十分に実施でき，液滴（湿分）によるフィルタの閉塞が発生することはないと評価する。

3. 吸着材の容量減少

3.1 想定する状態

よう素フィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトが、よう素の捕捉によって吸着容量に達した場合には、よう素は捕捉されずに系外に放出されることが考えられる。

3.2 影響評価

よう素フィルタで保持が可能なよう素の吸着容量（銀分子数）は、原子炉格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから、吸着容量に達することはないことを以下のとおり確認した。また、試験と実機の有機よう素注入量と銀ゼオライト充填量との比較においても、よう素フィルタの有機よう素捕捉に関する吸着容量が十分であることを確認した。

(1) よう素フィルタの銀の保有量

よう素フィルタの銀ゼオライトの銀含有割合は約 wt% であるため、銀ゼオライト t（有効部重量）に含まれる銀（原子量：107.9）の量は約 t（約 mol）である。

(2) ガス状よう素の流入量

よう素フィルタに蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果から、29.1kgとする。

- ・ 原子炉格納容器への放出割合

MAAP解析の結果から、炉内から原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を83%とする。

- ・ 原子炉格納容器に放出されるよう素の化学形態割合

Regulatory Guide 1.195に基づき、粒子状よう素5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。

フィルタ装置での無機よう素の除去性能（DF=1000）を考慮して、水スクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素フィルタに蓄積するものとする。また、有機よう素は全てがよう素フィルタに蓄積されるものとする。

以上の想定で、よう素フィルタに吸着するよう素の量は無機よう素約0.087mol、有機よう素約7.6molであり、無機よう素I₂（分子量：253.8）約22g、有機よう素CH₃I（分子量：141.9）約1080gに相当する。

$$\begin{aligned}
 (\text{無機よう素 (I}_2\text{) のモル数}) &= 29100\text{g} / 126.9\text{g/mol} \times 83\% \times 91\% / 1000 (\text{DF}) \\
 &\quad / 2 (\text{I}_2) \\
 &= \text{約}0.087\text{mol}
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 (\text{有機よう素 (CH}_3\text{I) のモル数}) &= 29100\text{g} / 126.9\text{g/mol} \times 83\% \times 4\% \\
 &= \text{約}7.6\text{mol}
 \end{aligned}$$

(3) 評価結果

よう素は、以下に示すように銀と反応することから、銀ゼオライトに含まれる銀の量（約 mol）は、流入するよう素の捕捉に十分な量であると言える。

- ・有機よう素の除去反応

(4) 試験による容量の確認

試験において、有機よう素（ヨウ化メチル）を用いて銀ゼオライトの性能検証を行っている。試験では、図6の有機よう素除去性能試験装置を用いて、ヨウ化メチルを大量に供給し、DFが目標である50を維持する期間中に吸着できるヨウ化メチルの量を確認した。なお、この試験では、試験カラム部のヒータも入れた状態で、まず試験カラムに水蒸気のみを通気し、所望のガスの流量や温度となり、吸着材の温度が一定となったところでヨウ化メチルを供給した。

試験条件を表2に示す。また、DFが50以上を維持する期間中に、実機のよう素フィルタに吸着されるヨウ化メチルの総質量については、次式によって算出した。

$$A = \int_0^T \text{SI} \left(1 - \frac{1}{\text{DF}}\right) dt \cdot \text{AgXr} / \text{AgXt}$$

ここで、Aはよう素フィルタ許容吸着量、SIは試験カラムに単位時間あたりに供給されたヨウ化メチルの質量、DFは除染係数、AgX_rは実機のよう素フィルタ2個に充填される吸着材の総質量、AgX_tは試験カラムに充填された吸着材の総質量、Tは試験開始からDFが50以下となるまでの時間である。

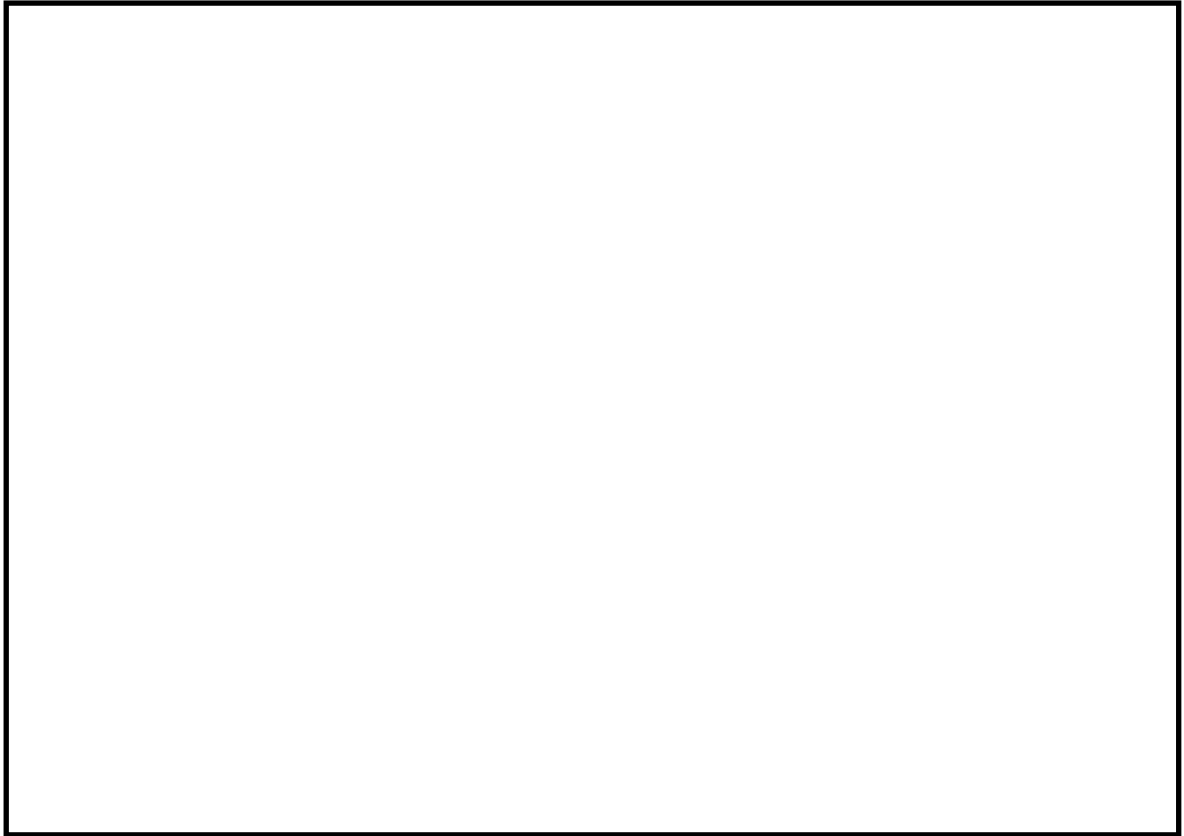


図 6 有機よう素除去性能試験装置構成図

表 2 よう素フィルタ許容吸着量確認試験条件一覧表

項目	条件			
	試験①	試験②	試験③	試験④
試験装置	有機よう素除去性能試験装置			
試験ガス組成	蒸気 100%			
露点温度差	9.1 K	10.6 K	8.5 K	12.5 K
試験カラム 入口圧力	8.1 kPa(g)	8.4 kPa(g)	5.6 kPa(g)	250.4 kPa(g)
ヨウ化メチル濃度	55 volppm	116 volppm	48 volppm	57 volppm
接触時間	0.121 s	0.119 s	0.151 s	0.134 s

以上の条件にて試験を実施し、よう素フィルタの許容吸着量を評価したところ、図7のとおりとなる。図7に示すとおり、よう素フィルタの許容吸着量は接触時間に対してほぼ線形的に増加し、ヨウ化メチル濃度や、ガスの圧力に対する依存性はないことを確認した。また、ヨウ化メチルの許容吸着量は100kg以上であることを確認した。一方、実機にてよう素フィルタに流入する有機よう素の最大量は、約1.08kgと評価していることから、流入量に対して十分な余裕があることを確認した。そのため、吸着材の容量減少により銀ゼオライトが性能劣化することはないと考えられる。

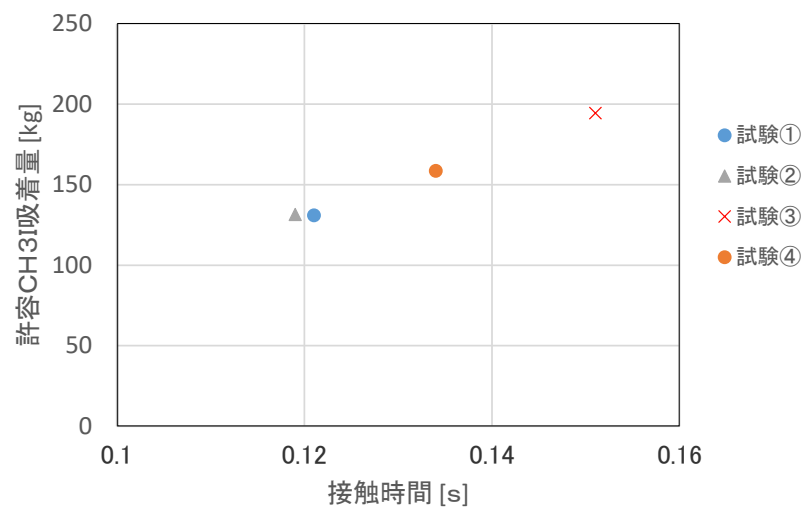


図7 よう素フィルタ許容吸着量確認試験結果

4. 吸着材の変質

4.1 想定する状態

よう素フィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトは、光及び放射線の照射又は高湿度の環境に長期間晒されると、変質してよう素除去性能が低下することが考えられる。

4.2 影響評価

(1) 放射線の照射による劣化

銀ゼオライトは□MGyの放射線照射後においても、銀ゼオライトの除去性能に有意な劣化はないことを確認しており、柏崎刈羽原子力発電所第6号機のよう素フィルタで想定される照射量は□MGy程度であるため、捕捉性能が低下するおそれはない。

a. 実機で想定される照射線量

実機において銀ゼオライトは、よう素フィルタに保持される放射性物質、その他フィルタ装置内に保持される放射性物質、よう素フィルタを通過する希ガス、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏れいする放射性物質、格納容器ベント等により建屋外放出される放射性物質等の壊変により放射線の照射を受けるが、よう素フィルタに保持される放射性物質からの照射線量が支配的である。そのため、よう素フィルタに保持される放射性物質からの照射線量のみを考慮する。

よう素フィルタに流入するよう素量の事故シーケンスは、有効性評価において、よう素フィルタに多量の放射性よう素が流入する炉心損傷後ベントの事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）とする。本事故シーケンスでは、原子炉停止から約38時間後にベントを開始する。このときの原子炉圧力容器から原子炉格納容器へのよう素の放出割合はMAAP解析より83%となる。よう素の状態は、粒子状よう素5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。このうち、粒子状よう素と無機よう素はどちらもフィルタ装置で99.9%が捕捉され、残りがよう素フィルタに流入することとする。

MAAP解析より、ベント開始から95時間程度で原子炉格納容器内のよう素の99.9%以上が放出されることから、よう素フィルタにおけるよう素の捕捉は、この間でほぼ完了する。そのため、ベント開始から95時間程度の間、よう素フィルタに保持された放射性物質から受ける放射線量に対して、捕捉性能の劣化が生じないことを確認する必要がある。そこで、よう素フィルタに保持された放射性物質から受ける崩壊熱エネルギーを、ここでは保守的にベント開始から100時間までの積算値として評価を実施すると、表3のとおりとなる。

表3 よう素の崩壊熱エネルギー

粒子状よう素(J)	無機よう素(J)	有機よう素(J)	合計(J)
約 6.4×10^6	約 1.2×10^8	約 5.1×10^9	約 5.3×10^9

この崩壊熱エネルギーが、よう素フィルタの外へ漏れることなく、保守的に全て銀ゼオライトに吸収されることとして評価すると、銀ゼオライトの重量は約 kgであるため、銀ゼオライトが照射される累積線量は

$$\text{約 } 5.3 \times 10^9 \text{ J} \div \text{ kg} = \text{約 Gy} = \text{約 MGy}$$

となる。

一方、銀ゼオライトに保持されるよう素は、よう素フィルタ入口表面付近に集中することが考えられる。この集中する割合はDFが大きいほど大きくなるため、実機に期待するDF50よりも大きいDF200を仮定して計算すると、流入したよう素の50%が入口から約 mmまでに保持される。よう素フィルタ入口から約 mmまでの厚みに流入したよう素の全量が保持されると保守的に仮定すると、この厚みに相当する銀ゼオライトの重量は約 kgである。その場合の銀ゼオライトが照射される累積線量は

$$\text{約 } 2.6 \times 10^9 \text{ J} \div \text{ kg} = \text{約 Gy} = \text{約 MGy}$$

となる。

b. 銀ゼオライトの放射線耐性

銀ゼオライトの放射線耐性の確認のため、放射線照射後のサンプルを用いて、図6の試験装置により、有機よう素吸着試験を実施した。なお、比較として、ほぼ同じ条件にて、放射線未照射のサンプルを用いた試験も実施した。

試験条件を表4に示す。

表4 放射線照射影響確認試験

項目	条件		
	試験⑤	試験⑥	試験⑦
試験装置	有機よう素除去性能試験装置		
試験ガス組成	蒸気 100%		
露点温度差	12.4 K	12.5 K	11.6 K
ヨウ化メチル濃度	49 volppm	57 volppm	50 volppm
接触時間	0.133 s	0.134 s	0.152 s
銀ゼオライト	未照射	未照射	5.0MGy 照射済み

以上の条件にて試験を実施したところ、試験開始からのヨウ化メチルに対する除去効率の推移は図8のとおりとなった。試験の結果、放射線の照射済みサンプルと未照射サンプルで有意な性能差は見られなかった。

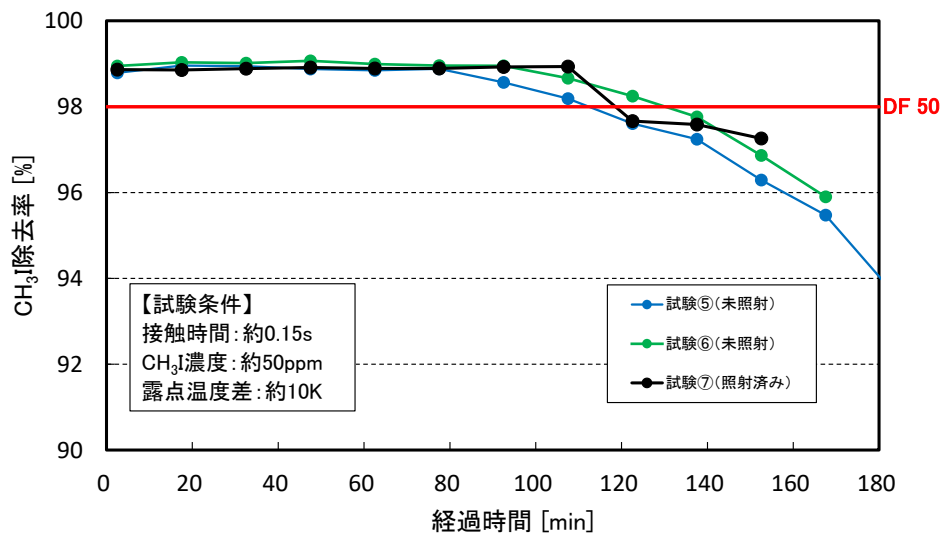


図8 ヨウ化メチル除去効率の時間推移

c. 評価結果

前述のとおり、銀ゼオライトの放射線耐性は□MGy以上であり、実機で想定される銀ゼオライトの照射線量は□MGy程度であるため、実機において銀ゼオライトの健全性は維持される。

(2) 湿分による劣化

a. スウェリングの影響について

柏崎刈羽原子力発電所のような素フィルタは、フィルタ装置とは別容器となっていることから、フィルタ装置のスクラバ水がスウェリングすることによる影響は受けない。

b. 系統待機時におけるよう素フィルタへのスクラバ水の影響について

系統待機中、フィルタ装置とよう素フィルタは、ラプチャーディスクにより隔離された状態となっている。そのため、フィルタ装置内のスクラバ水の湿分がよう素フィルタに流入することはない。ラプチャーディスクの設置場所を図9に示す。

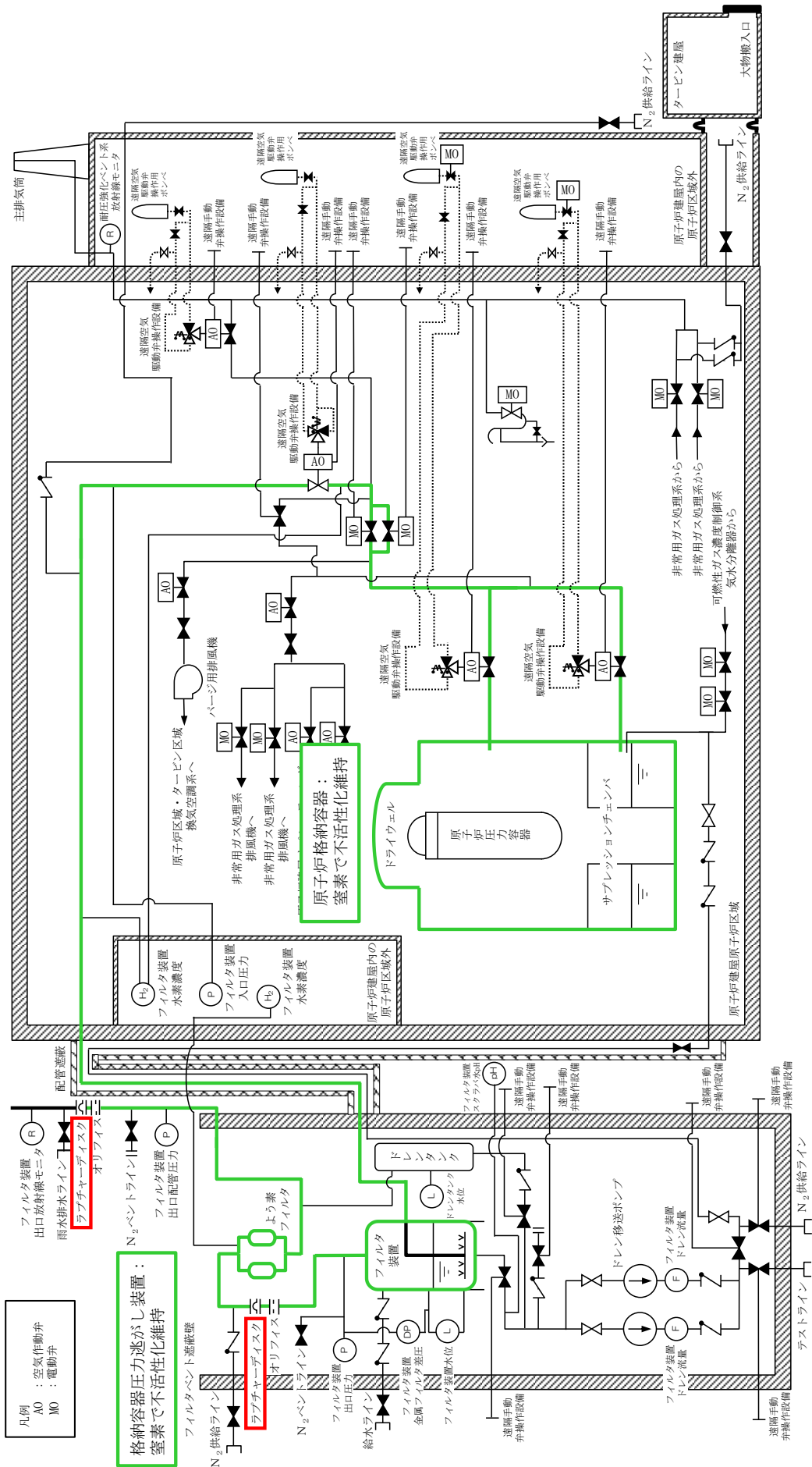


図 9 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

(3) 光の照射による劣化

銀ゼオライトは、ステンレス鋼製のような素フィルタ容器内に充填されるため、光が照射されることはなく、変質するおそれはない。

5. 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”

ステンレス構造材，膨張黒鉛ガスケットの妥当性について

1. ステンレス構造材，膨張黒鉛ガスケットの妥当性

フィルタ装置や入口配管等のスクラバ水の接液部については，内部に保有しているスクラバ水の通常状態での性状（高アルカリ）と重大事故等時に放出される放射性物質を捕集・保持すること（汚染水の貯蔵）を考慮して，耐食性に優れたステンレス鋼を材料として選定している。

表1にスクラバ水接液部の材質について記載する。

表 1 スクラバ水接液部の材質

部位		材質
バウンダリ	容器	SUS316L
	入口配管接液部	SUS316LTP
	接続配管	SUS316LTP（計装配管，ドレン配管，給水配管）
内部構造物	スクラバノズル	SUS316L
	気泡細分化装置	SUS316L
	整流板	SUS316L
	金属フィルタ	SUS316L， SUS316LTP（ドレン配管）
	支持部材等	SUS316L
その他	ガスケット類	膨張黒鉛系シール材

スクラバ水はpH \square 以上の高アルカリ性であることから，各材料については，全面腐食，局部腐食（孔食，すきま腐食）及び応力腐食割れが想定されるため，これらについて検討する。

(1) ステンレス鋼の腐食評価

a. 全面腐食

全面腐食は，金属表面の全面にわたってほぼ同一の速度で侵食が進む腐食形態である。SUS304は図1に示すとおり，pH2以上で不動態化するため，高アルカリ環境では，全面腐食に対する耐性がある。

系統待機時はpH \square 以上で水質が維持されることから，不動態化が保てることとなる。

同じオーステナイト系ステンレス鋼であるSUS316L等の適用材料についても同様の傾向を示すことから，全面腐食の発生は考え難い。

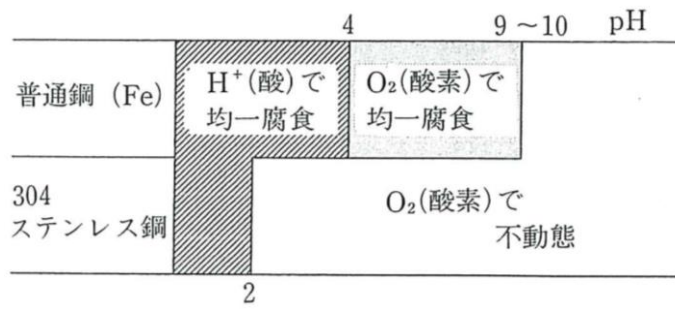


図1 大気中酸素ガスに接する水中環境における SUS304 の腐食形態と pH の関係

b. 孔食

孔食は、ステンレス鋼のように表面に生成する不動態化膜によって耐食性が保たれている金属において、塩化物イオン等の影響で不動態化膜の一部が破壊され、その部分において局部的に腐食が進行する腐食形態である。

図2にSUS304の塩化物イオン濃度と温度が腐食形態に及ぼす影響を示す。孔食発生の領域はpH7と比べpH12のほうが狭く、アルカリ環境になるほど孔食発生のリスクは低減する。

同じオーステナイト系ステンレス鋼であるSUS316L等の適用材料についても同様の傾向を示すものと評価する。

なお、系統待機時はpH 以上であり、塩化物イオンの濃度も十分低いと考えられるので、孔食は発生しないものと考えられる。

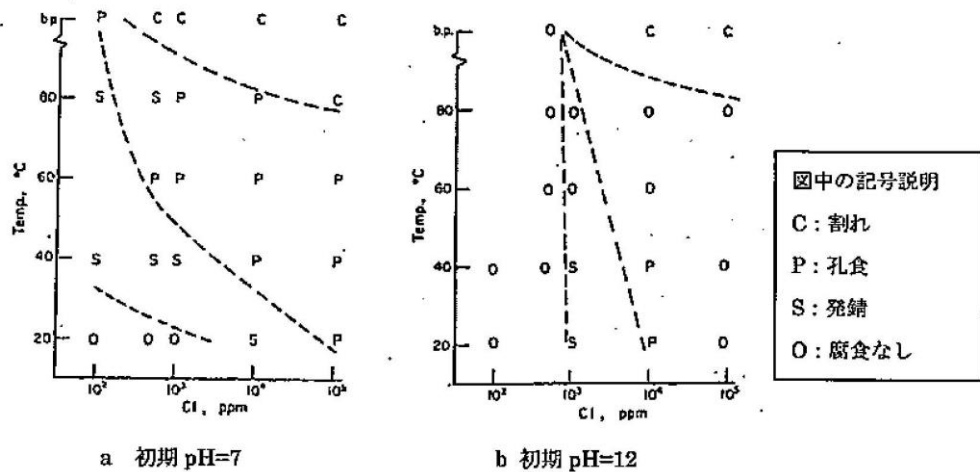


図2 SUS304 の pH7 及び pH12 の塩化物イオン濃度と温度が腐食形態に及ぼす影響

c. すきま腐食

すきま腐食は、ステンレス鋼表面の異物付着、構造上のすきま部分において進行する腐食形態であり、その成長過程は孔食と類似している。図3にSUS304とSUS316の中性環境におけるすきま腐食発生に対する塩化物イオン濃度と温度の影響を示す。

SUS304及びSUS316のいずれも塩化物イオン濃度が低い中性環境では、すきま腐食の発生の可能性は低い。前述のとおりアルカリ環境では中性環境より孔食の発生リスクが低いことから、同様な成長過程のすきま腐食についても発生の可能性が低減されるものと考えられる。

同じオーステナイト系ステンレス鋼であるSUS316L等の適用材料についても同様の傾向を示すものと評価する。

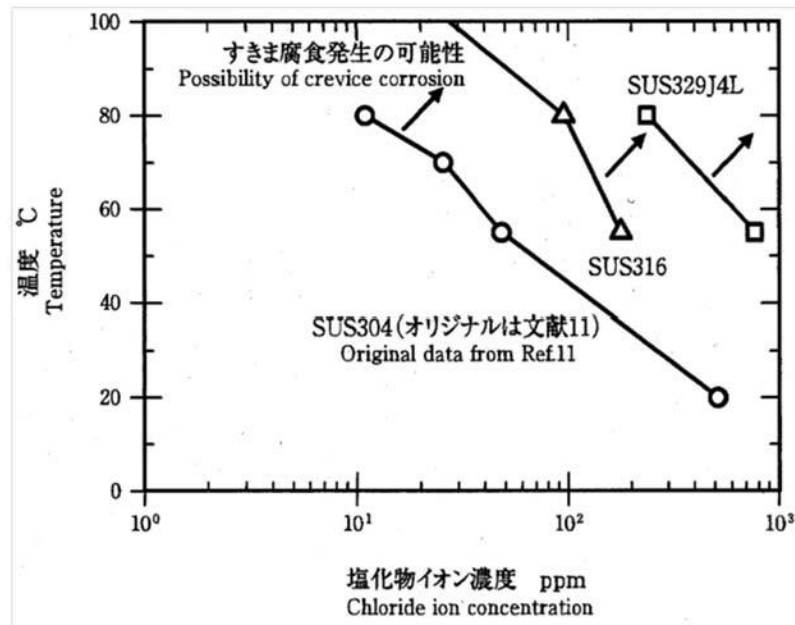


図3 SUS304 と SUS316 の中性環境におけるすきま腐食に対する塩化物イオン濃度と温度の影響

d. アルカリ応力腐食割れ

フィルタ装置・内部構造物には，ステンレス鋼を用いている。

フィルタ装置待機中は，スクラバ水にはNaOH [wt%]の薬液を内包している。ステンレス鋼は，高濃度のNaOH溶液に晒されるとアルカリ応力腐食割れを生じる可能性がある。ステンレス鋼のアルカリ応力腐食割れに対する温度とNaOH濃度の関係は，「小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000年」により，図4のとおり示されておりフィルタ装置の最高使用温度である200℃においては，ステンレス鋼のアルカリ応力腐食割れは生じないことが確認できる。そのため，フィルタ装置スクラバ水のNaOH濃度において，アルカリ応力腐食割れは発生しない。

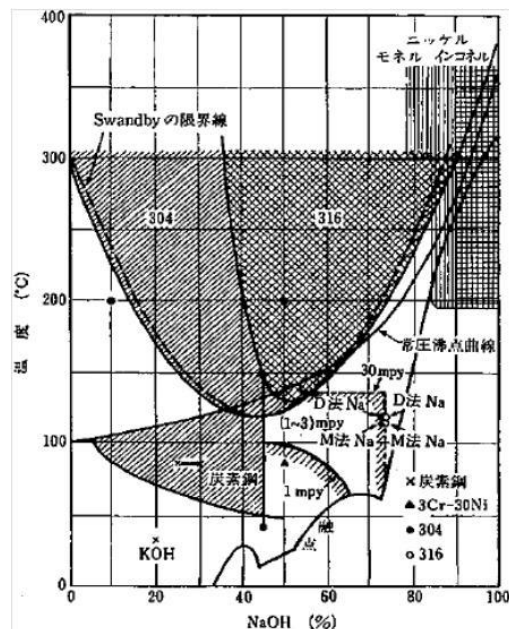


図4 アルカリ応力腐食割れに及ぼす温度，濃度の影響

また，フィルタ装置使用中は，無機よう素の捕捉性能を確保するため，フィルタ装置のpHを 以上に維持することとしているが，アルカリ応力腐食割れが生じるほどNaOHが高濃度となることはない*。

一方，フィルタ装置使用中は，pHを 以上の強アルカリに保つことにより，フィルタ装置に飛来する塩化物による，フィルタ装置・内部構造物に発生する孔食，すきま腐食，SCCの発生を抑制することができる。

注記*：フィルタ装置の水位が上昇しドレン操作を実施する都度，フィルタ装置使用中の薬液の補充を実施する。薬液の補充量は，ドレン操作により抜けてしまった分の薬液量とする。そのため，薬液の補充により，薬液濃度が必要以上に高濃度となることはない。

(2) スクラバノズルの耐エロージョン性

スクラバノズル部では、ノズル穴を有するノズル天板に液滴が衝突する。液滴はノズル短管部の速度である□□m/sとなり、その箇所が最高流速である。

これは、「発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格（2005年度版）（増訂版）J S M E S C A 1 - 2005」によるステンレス鋼のエロージョン限界流速である70m/sを下回っていることから、液滴衝撃エロージョンは発生しないものと考えられる。

(3) 膨張黒鉛ガスケットの評価

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置・よう素フィルタのマンホール、オリフィス、ラプチャーディスク等の接続部に設置するガスケットには、使用時の温度、圧力、放射線による劣化によって漏えいが生じないように、耐温度、耐圧力、耐放射線性能に優れた膨張黒鉛を主要材としている『ステンレス製うず巻きガスケット』と『膨張黒鉛シートガスケット』を用いている。これらのガスケットを格納容器圧力逃がし装置に使用することの妥当性を以下に示す。

なお、格納容器圧力逃がし装置において、最も放射線量が大きくなるのは、最も大量の放射性物質を保持するスクラバ水である。事故シーケンス（大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失、D/Wベント）において、ベントガスに含まれる希ガスと有機よう素以外の全ての放射性物質がスクラバ水に捕捉された場合、スクラバ水の放射線量率は最大で約1kGy/hとなる。

a. ステンレス製うず巻きガスケット

格納容器圧力逃がし装置のガスケットに用いているステンレス製うず巻きガスケットは、優れた耐熱性・耐薬品性を有しており、ステンレス（SUS316）製の内外輪の間に、膨張黒鉛をフィラー材として用いたものである。格納容器圧力逃がし装置に使用するステンレス製うず巻きガスケットは、最高仕様温度450℃、最高仕様圧力30MPaのものを選定しており、格納容器圧力逃がし装置の設計条件（200℃、0.62MPa）に対して、十分な余裕を有している。

また、ステンレス製うず巻きガスケットは、1.0MGyの放射線照射に対してもガスケットのシール性能を確保可能であることから、十分な耐放射線性を有している。

さらに、ステンレス製うず巻きガスケットは、フィルタ装置スクラバ水に想定される強アルカリ環境下においても適用可能であることを確認している。

以上より、ステンレス製うず巻きガスケットを格納容器圧力逃がし装置に使用することは妥当であると考ええる。

なお、ステンレス製渦巻きガスケットは、フィルタ装置フランジ部、よう素フィルタフランジ部、ドレン設備フランジ部に用いている。

b. 膨張黒鉛シートガスケット

格納容器圧力逃がし装置のガスケットに用いている膨張黒鉛シートガスケットは、優れた耐熱性・耐薬品性を有しており、シート状に形成することで柔軟性、弾性を有した材料で、パッキン・ガスケットの材料として幅広い分野で使用されている。格納容器圧力逃がし装置のガスケットとして使用する膨張黒鉛シートガスケットは、最高使用温度300℃、最高使用圧力3.5 MPaのものを選定しており、格納容器圧力逃がし装置の設計条件（200℃、0.62MPa）に対して、十分な余裕を有している。

また、膨張黒鉛シートガスケットは、0.1MGyの放射線照射に対してもガスケットのシール性能を確保可能であることから、十分な耐放射線を有している。

さらに、膨張黒鉛シートガスケットは、フィルタ装置スクラバ水に想定される強アルカリ環境下においても適用可能であることを確認している。

以上より、膨張黒鉛シートガスケットを格納容器圧力逃がし装置に使用することは妥当であると考ええる。

なお、膨張黒鉛シートガスケットは、ステンレス製渦巻きガスケットを用いているフィルタ装置フランジ部、よう素フィルタフランジ部、ドレン設備フランジ部以外の接続部に用いている。

2. 引用文献

- (1) 腐食・防食ハンドブック，腐食防食協会編，平成12年2月
- (2) J.E.Truman, “The Influence of chloride content, pH and temperature of test solution on the occurrence of cracking with austenitic stainless steel”, Corrosion Science, 1977
- (3) 宮坂松甫：荏原時報，腐食防食講座－海水ポンプの腐食と対策技術（第5報），No. 224, 2009年
- (4) ステンレス鋼便覧 第3版 ステンレス協会編
- (5) 電力中央研究所報告，研究報告：280057, “チオ硫酸ナトリウム水溶液中におけるSUS304ステンレス鋼のSCC挙動” 財団法人電力中央研究所 エネルギー・環境技術研究所，昭和56年10月
- (6) 発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格（2005年度版）（増訂版）
JSME S CA1-2005
- (7) 小若：金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000年

製造時における内部構造物の検査について

1. 製造時におけるフィルタ除去効率の検査方法について

フィルタ装置内に設置するフィルタについては、製造時にフィルタ単体での性能検査を行い、各フィルタが開発時の試験で用いたフィルタと同一性能を有していることの確認を実施する。なお、無機よう素については、無機よう素の化学特性により、DFがスクラバ水の水質に依存するため、スクラバ水の水質を確認することによって、試験で確認されたDFを満足することを確認する。

表1に検査概要を示す。

表 1 検査概要

	水スクラバ	金属フィルタ	銀ゼオライト
検査方法			
検査条件			
判定基準			

2. 内部構造物の検査方法について

フィルタ装置の内部構造物のうち、「フィルタ装置の耐圧機能に影響を及ぼす可能性のあるもの（容器に直接溶接にて取り付けられているもの）」、「損傷が発見された場合に格納容器圧力逃がし装置の性能に影響を及ぼす可能性のあるもの」及び「ベントガス流路を構成し、欠陥があるとリークパスを生じる可能性のあるもの」については、PT検査を実施する。

また、「支持機能を担うもの」については、PT検査、その他については、VT検査を実施する。

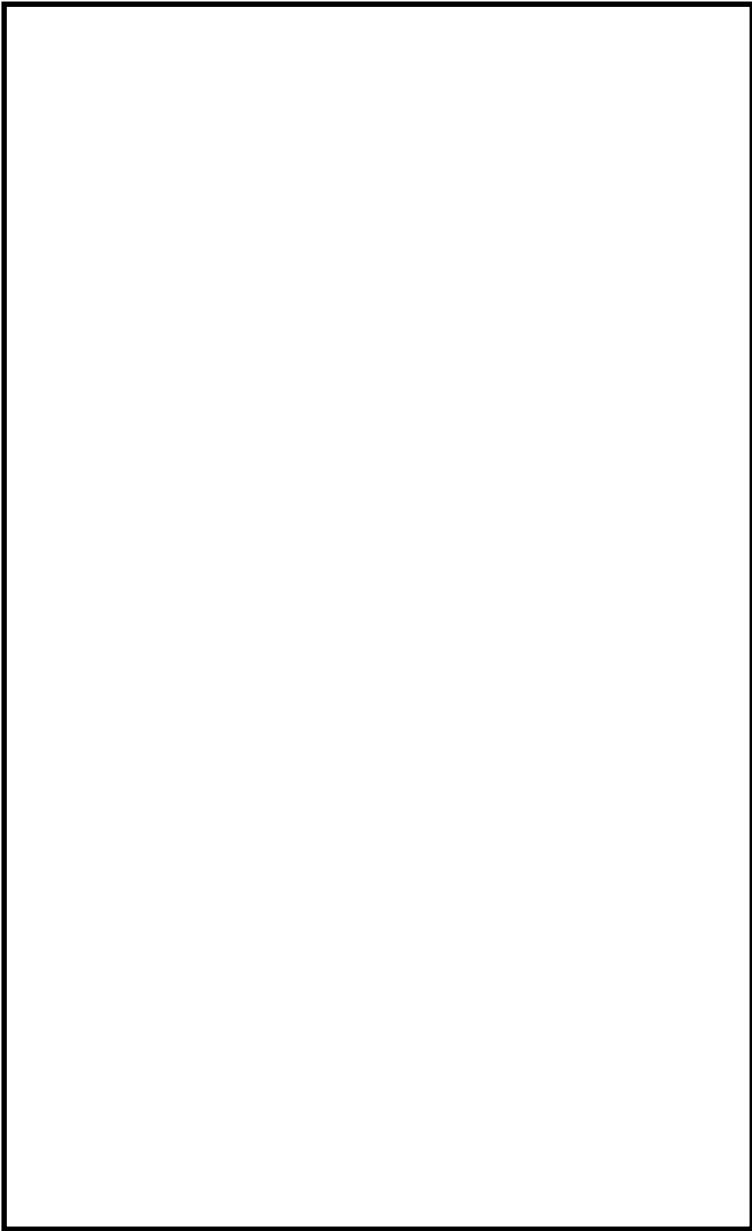
なお、構造上、PT液の拭き取りが困難となる部位については、VT検査により溶接部に欠陥等がないことを確認する。

図1, 図2に検査部位を、表2に部位ごとの検査項目を示す。

表2 部位ごとの検査項目

機器名		製造時の検査
フィルタ装置	①入口配管	PT検査, VT検査
	②分岐管	PT検査, VT検査
	③スクラバノズル	PT検査, VT検査
	④気泡細分化装置（受台）	PT検査, VT検査 (エレメントはVT*)
	⑤整流板（架台）	PT検査, VT検査 (パンチングプレートはVT*)
	⑥金属フィルタ	PT検査, VT検査 (取付部バキュームリークテスト)
	⑦金属フィルタドレン管	PT検査, VT検査
	⑧支持構造物	PT検査, VT検査
よう素フィルタ	⑨キャンドルユニット	PT検査, VT検査
	⑩支持構造物（管板）	PT検査, VT検査

注記* : PT液の拭き取り困難箇所はVT検査



機器名
①入口配管
②分岐管
③スクラバノズル
④気泡細分化装置（受台）
⑤整流板
⑥金属フィルタ
⑦金属フィルタドレン管
⑧支持構造物

図1 フィルタ装置 検査部位

機器名
⑨キャンドルユニット
⑩支持構造物（管板）



図2 よう素フィルタ 検査部位

ベント実施時の放射線監視測定のお考え方について

1. フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲と計測範囲のお考え方は、表 1 のとおりである。

表 1 計測範囲とその考え方

名称	計測範囲	取付箇所	計測範囲の設定に関する考え方
フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h	屋外（原子炉建屋屋上）	ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定されるフィルタ装置出口最大線量当量率を計測できる範囲として設定する。

(1) ベント実施時に想定される線量当量率について

ベント実施時に想定される最大の線量当量率を評価するために必要な評価条件を表 2 に示す。また、表 2 の評価条件に基づく評価結果を表 3 に示す。フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲の上限値である 1.0×10^5 mSv/h は、ベント実施時に想定される最大線量当量率 7.0×10^4 mSv/h に対し、余裕があり、計測可能である。

表 2 評価条件

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価対象核種	希ガス (Kr-83m, Kr-85, Kr-85m, Kr-87, Kr-88, Kr-89, Xe-131m, Xe-133, Xe-133m, Xe-134m, Xe-135, Xe-135m, Xe-137, Xe-138)	大気に放出される放射性物質のうち、線量当量率が支配的となる核種を選定 (後述(2)項参照)
炉心状態	平衡炉心 (サイクル末期)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
炉心から原子炉格納容器への移行割合 (希ガス)	100%	MAAP解析結果に基づき設定
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい	考慮しない	格納容器圧力逃がし装置による大気への放出量を多く見積もるため
ベント開始時間	事象発生から 1 時間後	開始時刻が遅れるほど希ガスが減衰するため、保守的に設定
評価モデル	図 2 のとおり	フィルタ装置出口放射線モニタの設置位置 (図 1) をモデル化 (保守的に、検出器 A を評価点として設定)
線量評価コード	QAD-CGGP2R	現行許認可 (添十) と同じ

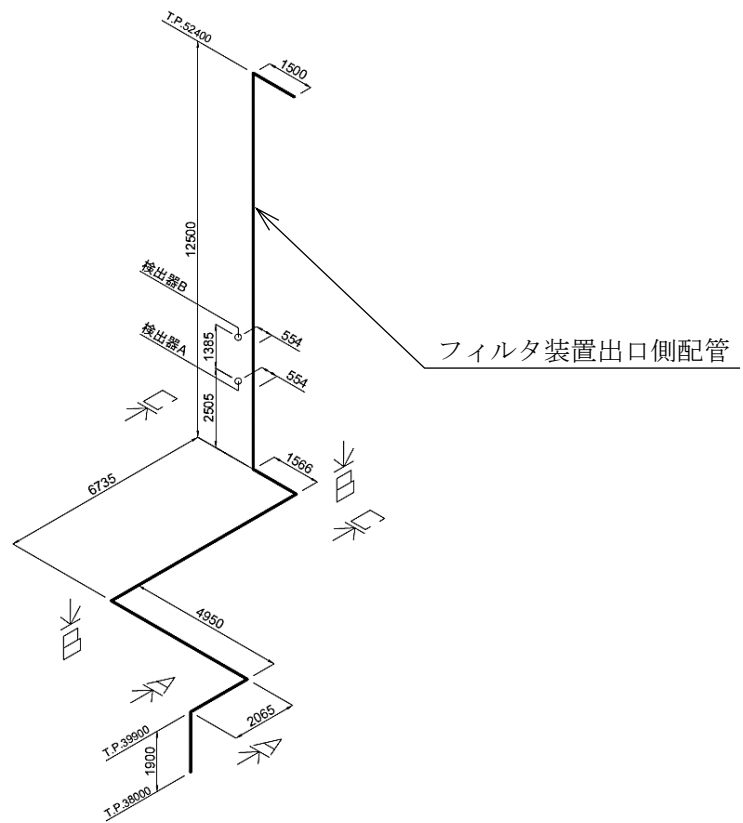
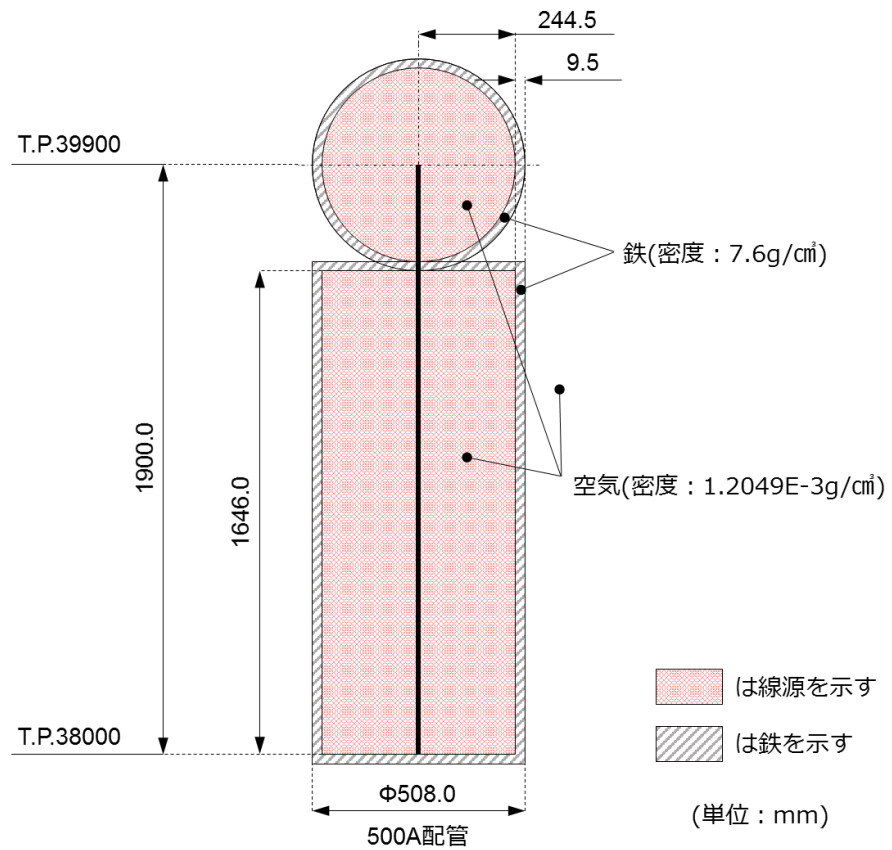
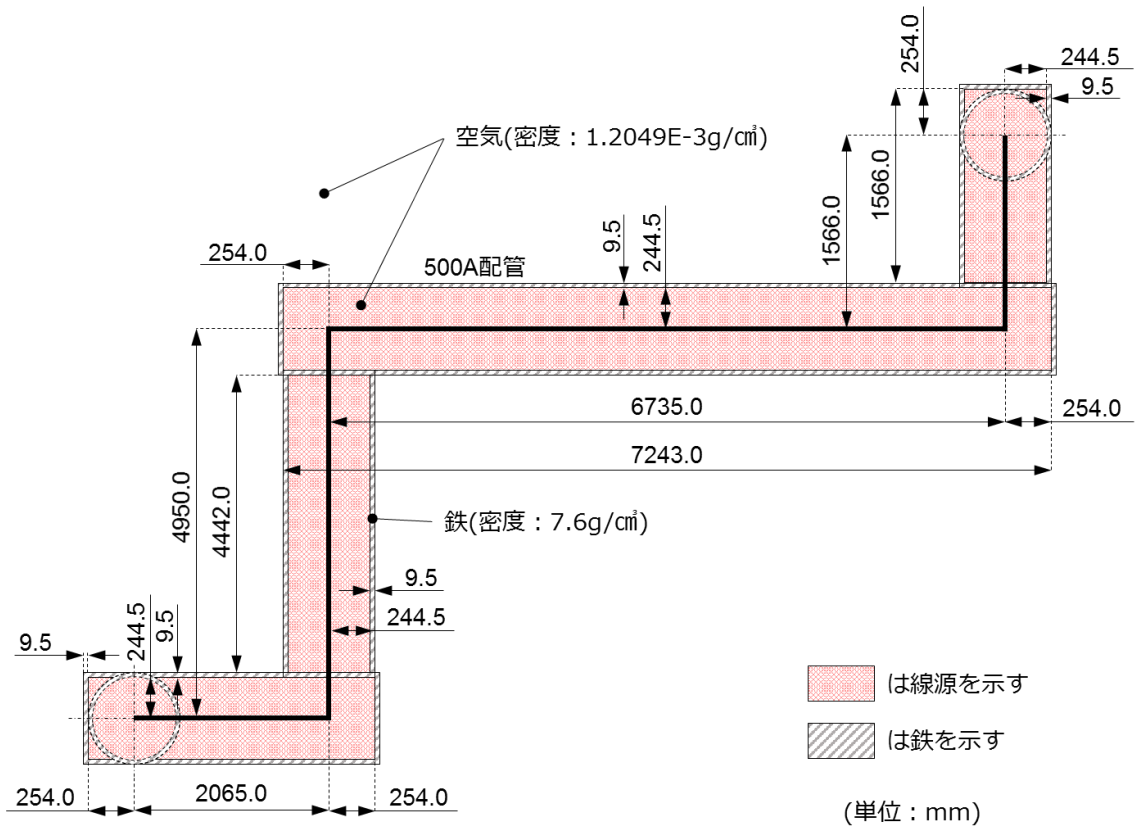


図1 フィルタ装置出口放射線モニタ位置図

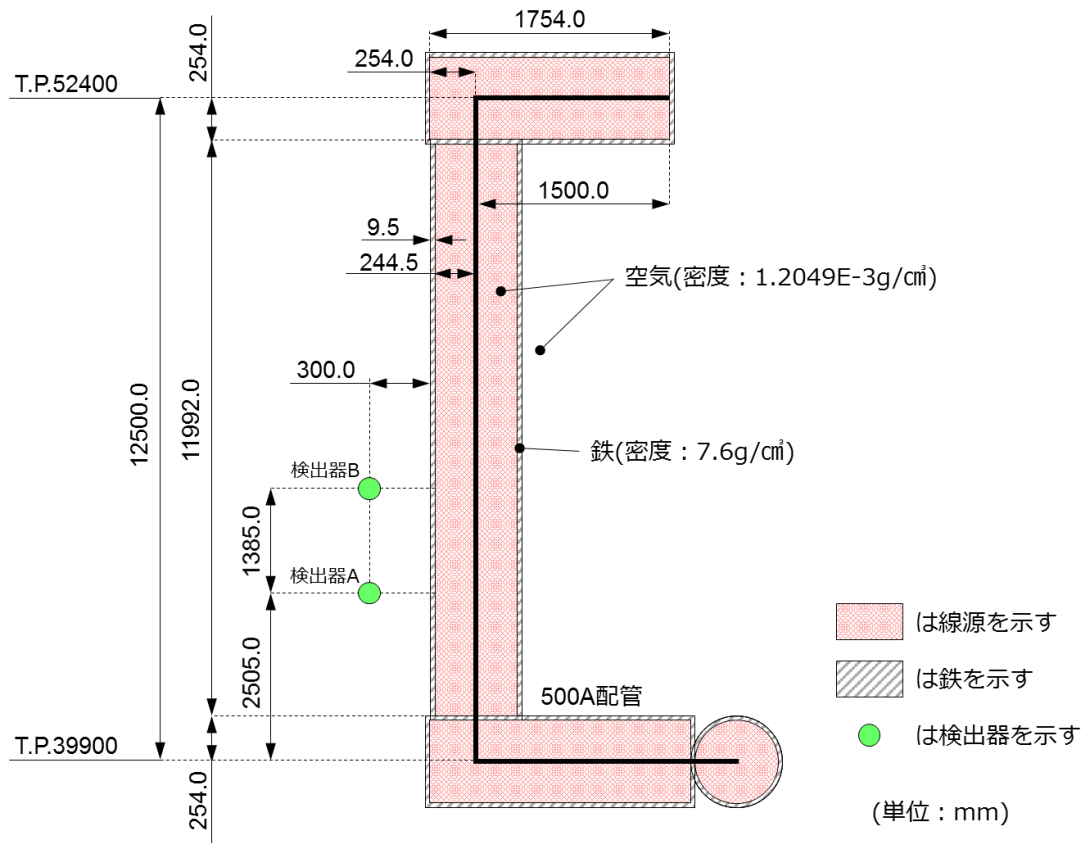


【A-A断面図】

図2 評価モデル (1/2)



【B-B断面図】



【C-C断面図】

図2 評価モデル (2/2)

表3 評価結果

評価対象核種	線量当量率 (mSv/h)
Kr-83m	4.00E-10
Kr-85	3.50E+00
Kr-85m	2.30E+03
Kr-87	1.00E+04
Kr-88	4.00E+04
Kr-89	8.80E-02
Xe-131m	1.60E+00
Xe-133	2.30E+02
Xe-133m	6.80E+01
Xe-134m	6.30E-03
Xe-135	7.70E+03
Xe-135m	6.10E+03
Xe-137	5.80E-01
Xe-138	3.90E+03
合計	7.00E+04

(2) 評価対象核種の考え方

格納容器圧力逃がし装置を通じて原子炉格納容器内の放射性物質が大気へ放出される際、希ガス及びヨウ素を除く放射性物質はフィルタ装置及びヨウ素フィルタの除去効果を大きく受けるため、大気へ放出される主な放射性物質は希ガス及びヨウ素となる。

表4に示す評価条件を用いて希ガス及びヨウ素の線量当量率を評価した結果、表5のとおり希ガスの線量当量率は、ヨウ素に比べて約30倍程度高く、放射線モニタ測定値は希ガスからの寄与が支配的であるため、希ガスを評価対象核種とする。

表 4 評価条件 (1/2)

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価事象	事故シーケンス (大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失)	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、ベントを実施する事故シーケンスを選定
炉心状態	平衡炉心 (サイクル末期)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
評価対象核種	希ガス : Kr-83m, Kr-85, Kr-85m, Kr-87, Kr-88, Kr-89, Xe-131m, Xe-133, Xe-133m, Xe-134m, Xe-135, Xe-135m, Xe-137, Xe-138 よう素 : I-131, I-132, I-133, I-134, I-135	大気に放出される放射性物質のうち、線量当量率が支配的となる核種を選定
炉心から原子炉格納容器への移行割合	希ガス : 100% よう素 : 82.6%	MAAP解析結果に基づき設定
よう素の形態	有機よう素 : 4% 無機よう素 : 91% 粒子状よう素 : 5%	R. G. 1. 195 に基づき設定
原子炉格納容器内での除去効果 (希ガス及び有機よう素)	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)	沈着による除去係数 : 200 サプレッションプール水でのスクラビングによる除去係数 : 10	CSE 実験に基づき設定 Standard Review Plan 6.5.5に基づき設定
原子炉格納容器内での除去効果 (粒子状よう素)	・格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・サプレッションチェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果 上記をMAAP解析で評価	選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定

表4 評価条件 (2/2)

項目	評価条件	評価条件の考え方
ベント開始時間	事象発生から38時間後	MAAP解析結果
フィルタ装置及び よう素フィルタの除 去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 1,000 粒子状よう素 : 1,000	設計値に基づき設定
評価モデル	図1のとおり	フィルタ装置出口放射線モ ニタの設置位置をモデル化 (保守的に、検出器Aを評価点と して設定)
解析コード	QAD-CGGP2R	現行許認可(添十)と同じ

表5 評価結果

ベント開始時間	希ガス 線量当量率① (mSv/h)	よう素 線量当量率② (mSv/h)	①/②
事象発生から 38 時間後	2.6×10^4	8.1×10^2	3.1×10^1

2. フィルタを通過した放射性物質がフィルタ装置出口放射線モニタ近傍の配管に付着した場合の影響について

フィルタ装置出口放射線モニタはフィルタ装置出口の配管外側から計測となるため、フィルタ装置出口側配管内に付着した放射性物質の影響を受ける。そのため、ベント停止後に残る放射線モニタ指示値から配管付着分を評価し、ベント中の放射線モニタ指示値から差し引くことで配管付着影響を除去することができる。

表4の評価条件(希ガス及び有機よう素は配管に付着しないため、無機よう素及び粒子状よう素に係る評価条件のみ)及びフィルタ装置出口側配管への放射性物質付着率を「放射性物質の通過量に対して100m当たり10%が配管内に均一に付着する」とした場合の評価結果は、3.1 mSv/hである。

3. 線量当量率から放射性物質濃度への換算の考え方

フィルタ装置出口放射線モニタでの計測値（ γ 線強度）は、フィルタ装置出口側配管内の放射性物質の核種及びその放射性物質濃度により決まる値である。あらかじめ、フィルタ装置出口側配管内の放射性物質濃度と線量当量率により、換算係数を定めておくことで、事故時のフィルタ装置出口放射線モニタの指示値からフィルタ装置出口側配管内の放射性物質濃度を把握することができる。

表4の評価条件において評価したフィルタ装置出口放射線モニタの換算係数を表6に示す。なお、換算係数の算出過程を以下に示す。

- ① 平衡炉心（サイクル末期）における核種ごとの炉内希ガスの総量（①）を解析により算出する。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの希ガスの総量（②）を算出する。
- ③ 核種ごとの希ガス量を原子炉格納容器空間体積（1500m³*）で除し、核種ごとの放射性物質濃度の合計（③）を算出する。
- ④ 上記③の核種ごとの放射性物質濃度に γ 線放出割合を乗じて算出した γ 線線源強度と図1の評価モデルから核種ごとの線量当量率の合計（④）を算出する。
- ⑤ 上記③で求めた放射線物質濃度の合算値を④で求めた線量当量率の合算値で除すことで、換算係数を算出する。

注記*：原子炉停止から38時間後の原子炉格納容器空間体積。

表6 換算係数の算出

	炉停止時 内蔵量① (Bq)	38時間後 減衰値② (Bq)	放射性物質 濃度③ (Bq/cm ³)	線量当量率④ (mSv/h)	換算係数 ((Bq/cm ³) / (mSv/h))
検出器 A	5.1×10 ¹⁹	1.1×10 ¹⁸	7.6×10 ⁸	2.6×10 ⁴	3.0×10 ⁴
検出器 B				2.4×10 ⁴	3.1×10 ⁴

(希ガスの総量 (Bq) は、0.5MeV 換算値を用いている)

表6の換算係数は、原子炉停止から38時間後にベントを開始した場合の換算係数であり、核種の減衰により換算係数は変化するため、同様の手法で算出した換算係数の時間変化は図3のグラフのとおりとなる。実際の運用では、手順書に代表的な時間における換算係数を表として備えるなどして適切な評価ができるように準備する。

なお、事故後に当該事故の状態を詳細に把握し、換算係数の再評価を実施することにより、フィルタ装置出口放射線モニタの指示値 (mSv/h) の記録から、より精度の高い放射性物質濃度 (Bq/cm³) を評価することが可能である。

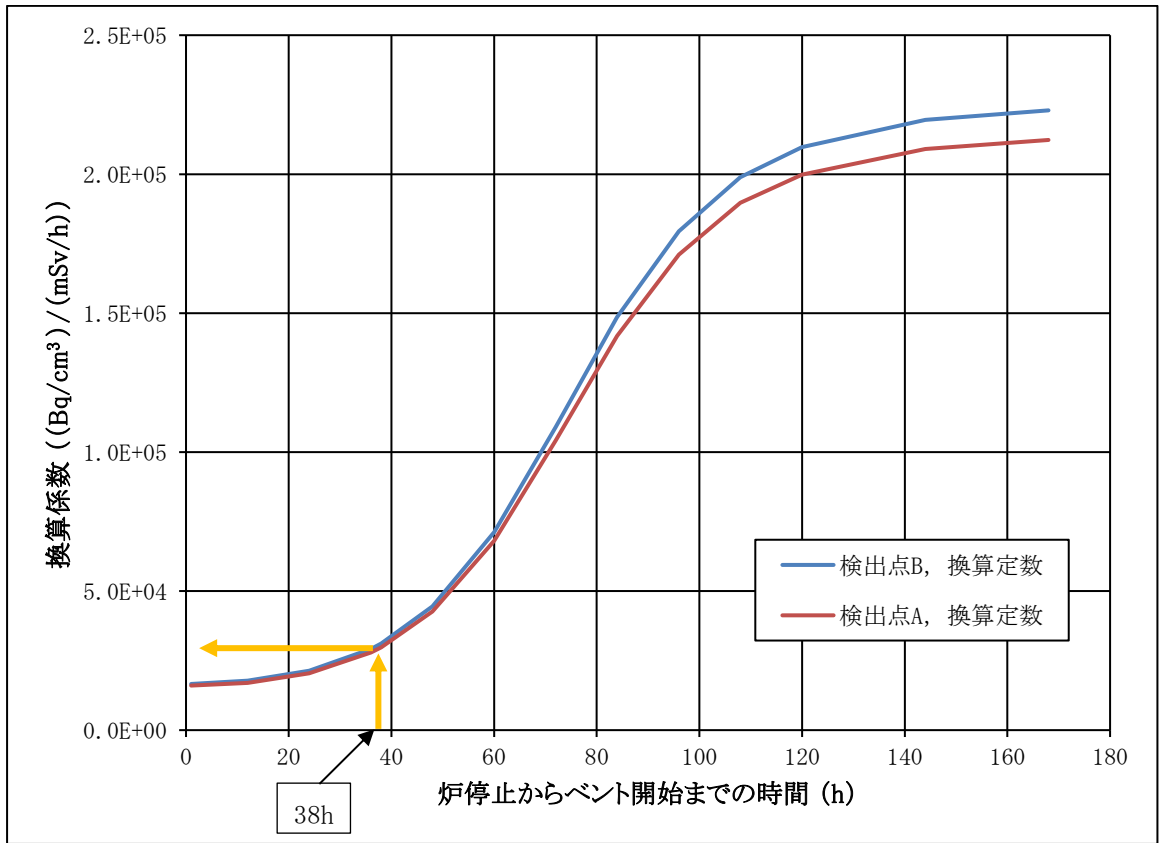


図3 換算係数の時間推移

4. 放射性物質の放出量の推定方法

(1) 格納容器内雰囲気放射線モニタによる推定方法

格納容器内雰囲気放射線モニタは、原子炉格納容器内に存在する放射性物質からの放射線を測定するものである。原子炉格納容器内には、気相及び液相中の放射性物質と構造物等に沈着した放射性物質が存在しており、原子炉格納容器内の線量当量率を測定することで、間接的にベント時に放出される放射性物質の放出量を推定する。以下に格納容器内雰囲気放射線モニタによる推定方法を示す。

a. 事前準備事項

- ① 平衡炉心（サイクル末期）における核種ごとの炉内内蔵量（Bq）を解析にて求める。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの存在量（Bq）を算出する。
- ③ MAAPコードを用い、代表的な重大事故時想定*における主要な放射性物質の原子炉格納容器内各部への移行割合（サプレッションプール水におけるスクラビング効果を考慮した気相部への移行割合、沈着割合）を求め、①及び②で算出した核種ごとの存在量（Bq）より壁面沈着分の放射エネルギー（Bq）及び気相部の放射エネルギー（Bq）を評価する。
- ④ 検出器位置周辺に沈着した放射エネルギー（Bq）及び気相部の放射エネルギー（Bq）から検出器への線量の寄与（mSv/h）について、検出器の周辺の構造を考慮した線量評価モデルを用いて評価する。
- ⑤ 上記の評価結果を用い、「原子炉格納容器気相部に存在する放射エネルギー（Bq）及び検出器位置での線量当量率（mSv/h）の関係」をあらかじめ用意する。

b. 放射性物質の推定方法

- ① プラントデータを確認し、事前に評価する代表的な重大事故時想定*の中より最も事象進展が近いものを選定する。
- ② 格納容器内雰囲気放射線モニタの指示値（mSv/h）に対し、事前に評価した代表的な重大事故時想定*における「原子炉格納容器気相部に存在する放射エネルギー（Bq）及び検出器位置での線量当量率（mSv/h）」をもとに、原子炉格納容器気相部に浮遊する放射エネルギー（Bq）を比例計算にて求める。
- ③ ②より求めた原子炉格納容器気相部内の放射エネルギー（Bq）に格納容器圧力逃がし装置、サプレッションチェンバのプール水におけるスクラビングの除去係数を考慮し放出放射エネルギー（Bq）を求める。

注記*：事前に評価する代表的な重大事故時想定として、原子炉格納容器内の放射性物質の存在割合に大きく影響するLOCAの発生の有無等を考慮した複数ケースを評価する。事故時においてはプラントデータを確認し、評価ケースの中より最も近い事象進展を選定し評価を行う。なお、上記手順は、格納容器圧力逃がし装置の使用の可能性がある場合において、その影響（概算）を早期に確認するための手法である。そのため、詳細な値は事故後に得られた詳細な事象進展、デ

ータを用いて確認する必要がある。

(2) フィルタ装置出口放射線モニタによる推定方法

フィルタ装置出口放射線モニタは、フィルタ装置出口側配管に設置されており、ベントによる放射性物質からの放射線を測定するものである。ベント中に放出される放射性物質濃度とベント流量を把握することで、放射性物質の放出量を推定する。以下にフィルタ装置出口放射線モニタによる推定方法を示す。

a. 事前準備事項

3 項で示す手法で算出した「換算係数 ($(\text{Bq}/\text{cm}^3) / (\text{mSv}/\text{h})$)」をあらかじめ用意する。なお、核種の減衰により換算係数は変化するため、代表的な時間における同様な手法で算出した換算係数を表として備えるなどの対応をあらかじめ用意する。

b. 放射性物質の推定方法

- ① フィルタ装置出口放射線モニタの指示値 (mSv/h) に対し、事前に評価した「換算係数 ($(\text{Bq}/\text{cm}^3) / (\text{mSv}/\text{h})$)」を乗じ、放射性物質濃度 (Bq/cm^3) を求める。
- ② ①で求めた放射性物質濃度 (Bq/m^3) に格納容器圧力から推定されるベント流量 (m^3/h) を乗じ、放出速度 (Bq/h) を求める。
- ③ ②の放出速度 (Bq/h) をベント実施期間で積分することにより、放出放射エネルギー (Bq) を求める。
- ④ 事故後に換算係数を再評価し、また、配管付着分のバックグラウンドを差し引くことで、より精度の高い放出放射エネルギー (Bq) を求める。

5. 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 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮について

1. 外部事象の考慮

格納容器圧力逃がし装置は，自然現象（地震及び津波を除く。）及び外部人為事象に対して，表1（1/4～4/4）のとおり考慮した設計とする。

なお，想定する外部事象は，実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則 第六条（外部からの衝撃による損傷の防止）において考慮する事象，内部溢水及び意図的な航空機衝突とする。ただし，船舶の衝突，並びに有毒ガスの外部人為事象については，発電所の立地及び格納容器圧力逃がし装置の設置場所等により，影響を受けないことから考慮する必要はない。

表1 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (1/4)

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針	
自然現象	風 (台風)	屋内	原子炉建屋に設置される格納容器圧力逃がし装置の入口配管、隔離弁等については、外殻の原子炉建屋により防護される設計とする。	
		屋外	飛来物による影響は、竜巻による影響に包含される。	
	竜巻	屋内	原子炉建屋に設置される格納容器圧力逃がし装置の入口配管、隔離弁等は外殻の原子炉建屋により防護される設計とする。	
		屋外	屋外に設置される格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタ、フィルタ装置は、フィルタベント遮蔽壁により防護され、さらに飛来物衝突に対して貫通しない板厚を有する設計とする。また、フィルタ装置出口配管等については、竜巻飛来物衝突に対して貫通しない板厚を有する設計とし、小口径配管については遮蔽用及び竜巻対策用の鉄板を設置することで、飛来物により、機能が損なわれる恐れのない設計とするか、損傷した場合は運用により、損傷したとしても問題がない設計とする。 また、風荷重、気圧差により、機能が損なわれる恐れのない設計とする。	
	凍結	屋内	原子炉建屋に設置されている部位については、換気空調設備により環境温度が維持されるため、外気温の影響を受け難い。	
		屋外	屋外に設置、かつ、水を内包するフィルタ装置には保温材・ヒーターを設置し、凍結し難い設計とする。 また、フィルタ装置出口配管については、一部Uシール構造となる箇所があることから、ベントガスに含まれる水蒸気が凝縮することにより発生するドレン水により配管が閉塞することがないように、発生したドレン水をドレンタンクに排出する設計とする。	
	降水	浸水、荷重	屋内	原子炉建屋に設置される格納容器圧力逃がし装置の入口配管、隔離弁は外殻の原子炉建屋により防護される設計とする。
			屋外	フィルタベント遮蔽壁内側の設備の浸水については、サブ排水ラインを通じて排水するか、ドレン移送ポンプを用いてサブプレッション・チェンバに移送することが可能であり影響を受けない。また、附室は排水溝を設置することにより、雨水が溜まることはなく、降水による浸水の影響を受けない。


表1 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (2/4)

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	積雪	屋内	原子炉建屋に設置される格納容器圧力逃がし装置の入口配管，隔離弁は外殻の原子炉建屋により防護される設計とする。
		屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管，ラブチャーディスク等については，積雪荷重に対して耐性が確保される設計とする。また，系統開口部から降雪が浸入し難い構造とすることにより，必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお，多量の積雪が確認される場合には，除雪を行う等，適切な対応を実施する。
	落雷	屋内及び屋外	落雷の影響を考慮すべき設備については，原子炉建屋等への避雷針の設置，接地網の布設による接地抵抗の低減を行う等の雷害防止で必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	火山の影響（降下火砕物）	屋内	原子炉建屋内に設置される格納容器圧力逃がし装置の入口配管，隔離弁は外殻の原子炉建屋により防護される設計とする。
		屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管，ラブチャーディスク等については，降下火砕物の堆積荷重に対して耐性が確保される設計とする。また，系統開口部から降下火砕物が侵入し難い構造とすることにより，必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお，降下火砕物の堆積が確認される場合には，降下火砕物を除去する等，適切な対応を実施する。 化学的影響（腐食）防止のため，屋外に敷設されるフィルタ装置出口配管（炭素鋼配管）外面には防食塗装を行う設計とする。
	生物学的事象	電气的影響（齧歯類（ネズミ等）によるケーブル等の損傷）	屋内
屋外			屋外の電気設備及びケーブルは，金属製の筐体又は電線管等に収納することで小動物の侵入を防止し，安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。
地滑り	地滑りした土砂による荷重	屋内及び屋外	地滑りが想定される斜面からの離隔距離を確保することにより，影響を受けない設計とする。

表1 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (3/4)

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	森林火災	屋内及び屋外	機器を内包する原子炉建屋、フィルタベント遮蔽壁及び、屋外に設置される機器は防火帯の内側に配置し、森林との間に適切な離隔距離を確保することで、必要な機能が損なわれる恐れがない設計とする。 また、火災発生時の輻射熱による影響を受ける設備は、遮蔽性のある板で覆う等により防護する設計とする。
	爆発	屋内及び屋外	近隣の産業施設、発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両、発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して、離隔距離が確保される設計とする。
	近隣工場等の火災	屋内及び屋外	火災発生時の輻射熱に対して、耐性が確保される設計を基本とし、輻射熱による影響を受ける設備は遮熱性のある板で覆う等により、防護する設計とする。
	電磁的障害	屋内及び屋外	サージ・ノイズによる計測制御回路への影響 日本産業規格（JIS）等に基づき、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体や金属シールド付きケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計とする。
内部溢水	没水、被水、蒸気による環境条件の悪化	屋内	内部溢水発生時は、自動隔離又は手動隔離により、漏えい箇所の隔離操作を行う。また、漏えい箇所の隔離が不可能な場合においても、漏えい水は、開放ハッチ部、床ファンネルを介し建屋最地下階へと導く設計としていることから、ベント操作を阻害することはない。 隔離弁については、没水、被水等の影響により中央制御室からの操作機能を喪失する可能性があるものの、人力での現場操作が可能であり機能は維持される。 必要な監視機器については、没水、被水、蒸気に対する防護対策を講じ、機能を維持する設計とする。
意図的な航空機衝突	衝突による衝撃力、火災による熱影響	屋内及び屋外	航空機衝突により、格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失する。この様な事態を想定した場合であっても、炉心損傷前であれば、従来からアクシデントマネジメント策として整備済みである耐圧強化ベント系が原子炉建屋内に設置されており、航空機衝突による損傷を免れると考えられることから、耐圧強化ベント系を最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能として使用することが可能である。 また、意図的な航空機衝突により格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失した状態で、プラントが何らかの原因により炉心損傷した場合を想定したとしても、代替循環冷却系を用いて原子炉格納容器のベントを行わずに除熱することができる。

表1 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (4/4)

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針
バードスクリーン	鳥の侵入による影響	屋外	<p>排気管先端に鳥侵入防止用金網を設置する。</p> 

枝管に対する混合ガスの蓄積評価について

1. はじめに

主ラインから分岐する配管のうち上向き及び斜め上向き枝管については、主ラインの流れにより、枝管内に換気流れが発生する。この換気流れが枝管内へ侵入することが可能な深さは、(一社)日本原子力技術協会により制定された「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)」(以下「ガイドライン」という。)において、枝管内の流速より求められるRe数に対応した換気限界長さとして規定される。枝管の長さから求める不燃限界長さ(1/d)が換気限界長さ以下であれば、換気流れによって混合ガスは枝管内から排出され、蓄積しないと評価される。

格納容器圧力逃がし装置の主ラインから分岐する配管は以下の5ヶ所である。

①換気空調系

②耐圧強化ベント系(二次隔離弁)

③耐圧強化ベント系(二次隔離弁バイパス弁)

④非常用ガス処理系

⑤D/Wベントライン

注記：各ラインの番号は「別紙1 可燃性ガスの爆発防止対策について」の表1-1及び図1-3に対応している。

①及び⑤の枝管については、「別紙1 可燃性ガスの爆発防止対策について」1.2(3)d.に示すとおり、水素が蓄積することはない。

主ラインから分岐する配管のうち上向き枝管は②、③及び④の3ヶ所であり、当該部の系統概要図上の位置及び配管ルートを図1及び図2に示す。

④の枝管については、水平及び上向きで分岐する組合せ枝管であり閉止端までの長さが長いため、水素ガスが不燃限界濃度を超えて蓄積する可能性がある。そのため、ベント時に水素ガスを連続してベントの主ラインに排出させるバイパスラインを設置し、水素ガスが蓄積することのない設計とする。

②及び③の枝管に対して、ガイドラインの評価方法に従い、不燃限界長さ(1/d)及び換気限界長さを求め、両者を比較することで混合ガスの蓄積可能性について評価する。

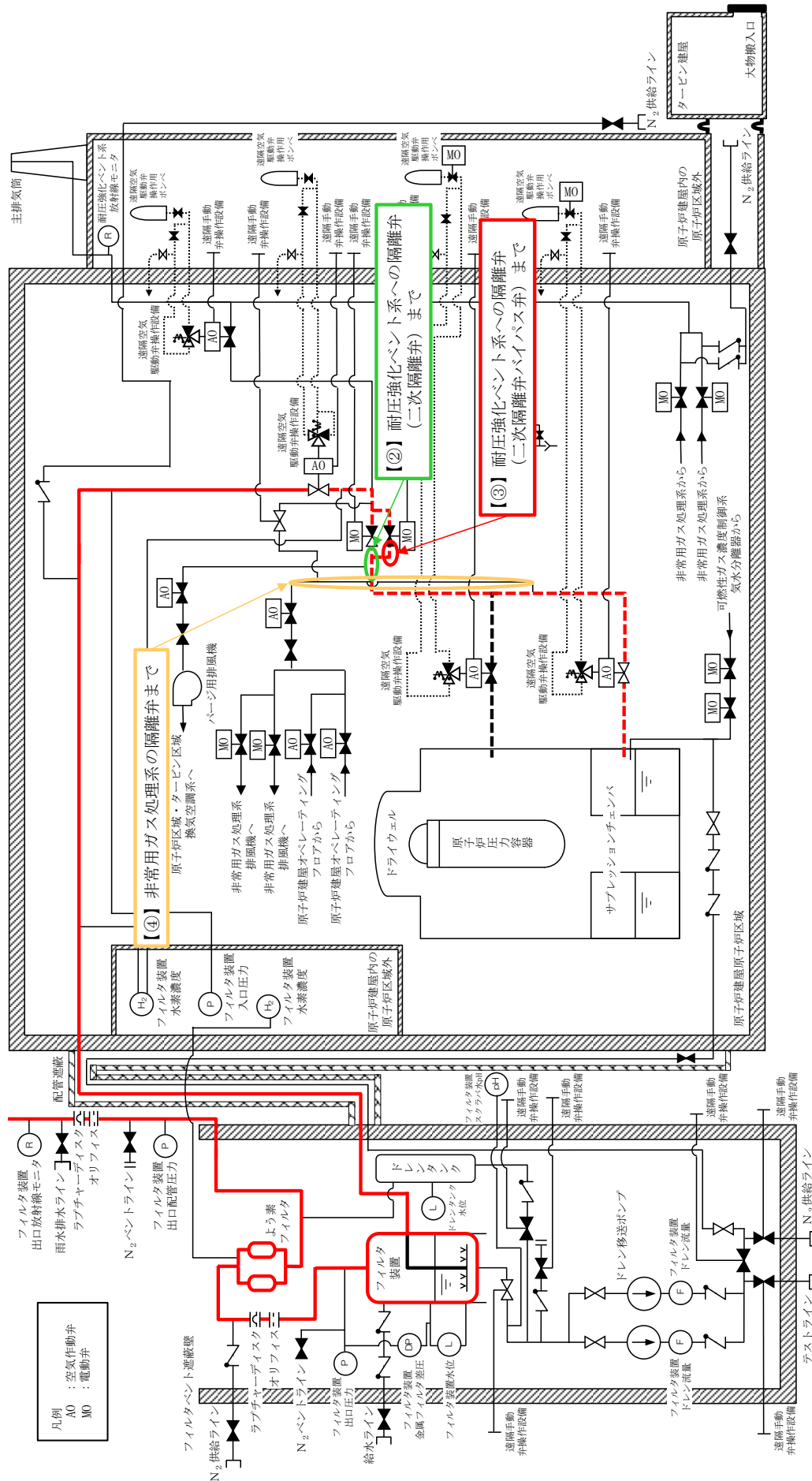


図 1 系統概要図

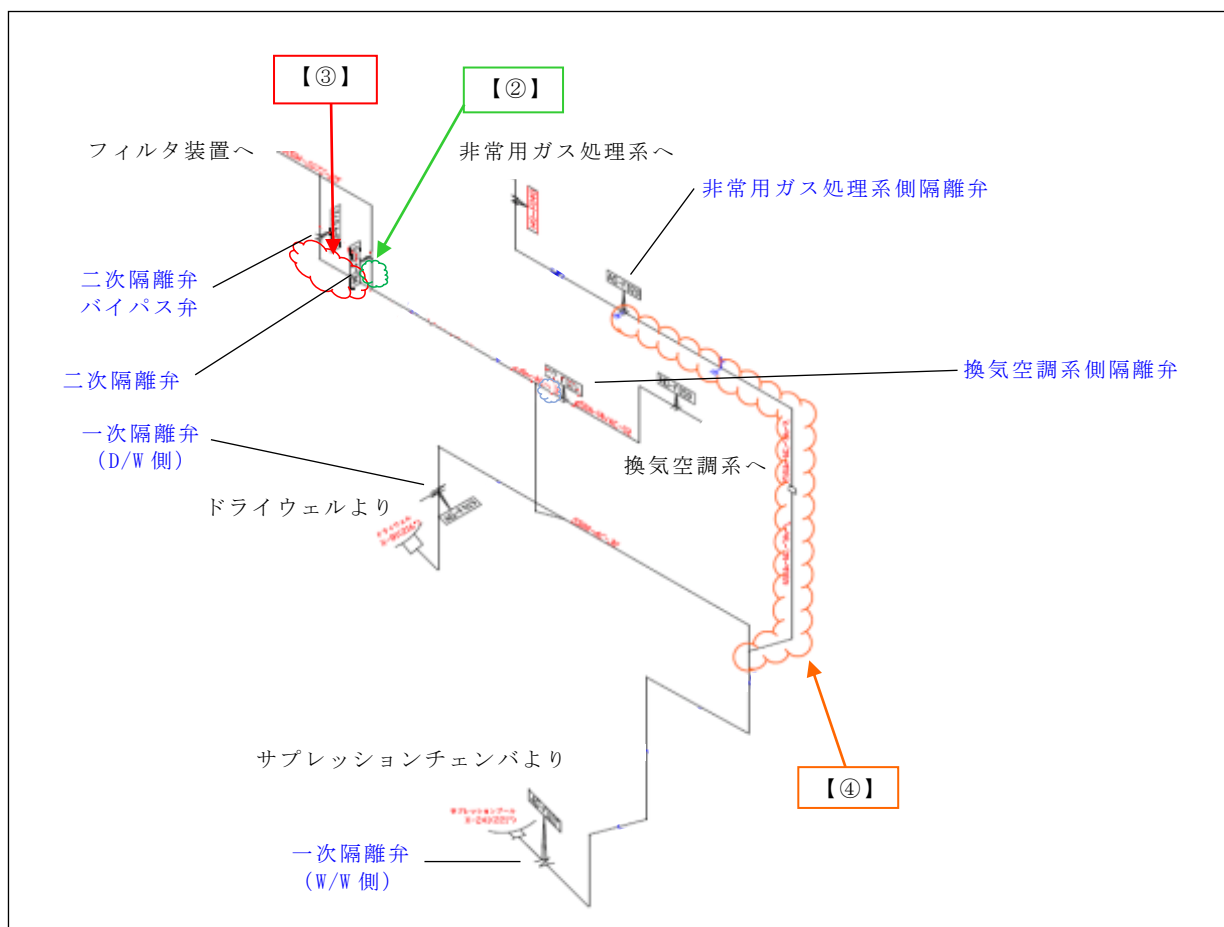


図2 配管ルート図

2. 評価内容

2.1 不燃限界長さ (l/d)

不燃限界長さ (l/d) は、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パラメータである。表1に、主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さ、口径及び不燃限界長さ (l/d) を示す。

表1 主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さ、口径及び不燃限界長さ (L/D)

No.	系統	配管の分類	枝管長さ l (m)	枝管内径 d (m)	不燃限界長さ l/d
②	耐圧強化 ベント系 (二次隔離弁)	上向き 枝管	0.6236	0.5398	1.19
③	耐圧強化 ベント系 (二次隔離弁 バイパス弁)	上向き* 枝管	2.5473	0.5398	4.72

注記* : 分岐方向は水平であるが、分岐直後に上向きとなる。

2.2 換気限界長さ

換気限界長さは、枝管内の換気流れにより混合ガスが排出され蓄積しないと判定される換気領域のしきい値であり、図3に示すガイドラインの解説図3.3-7から枝管Re数に応じた換気限界長さが求められる。図3は枝管Re数、主ラインと枝管の口径比等をパラメータとして実施した複数の解析結果を包絡するように設定されたグラフである。

枝管の流速と枝管Re数及び換気限界長さを表2に示す。ここで、枝管Re数は、事故発生1ヶ月後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量として kg/s に設定した。

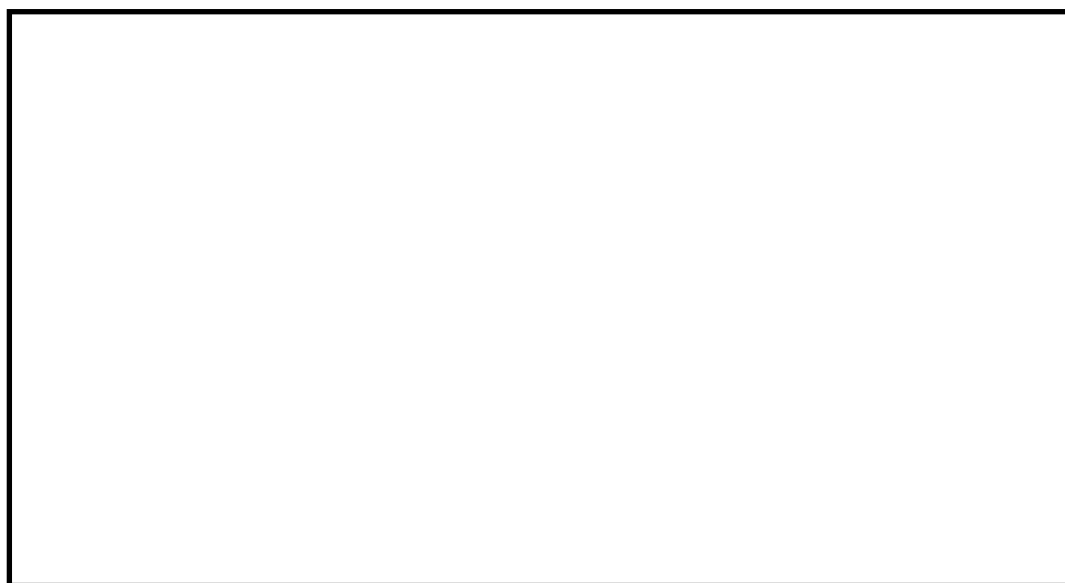


図3 換気限界長さ(出典：BWR配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン(第3版) 解説図3.3-7)

表2 主ラインから分岐する配管の流速とRe数及び換気限界長さ

No.	系統	流量 (kg/s)	枝管 Re 数 (-)	換気限界 長さ
②	耐圧強化 ベント系 (二次隔離弁)			4.98
③	耐圧強化 ベント系 (二次隔離弁 バイパス弁)			5.00

2.3 評価

2.1項で求めた不燃限界長さとして2.2項で求めた換気限界長さの比較を表3に示す。

主ラインから上向きの配置となっている②及び③の枝管は、主ラインからの換気流れにより混合ガスは枝管内から排出され蓄積しない。

表3 主ラインから分岐する配管の不燃限界長さ(1/d)と換気限界長さの比較

No.	系統	不燃限界長さ 1/d	換気限界 長さ	評価
②	耐圧強化 ベント系 (二次隔離弁)	1.19	4.98	○
③	耐圧強化 ベント系 (二次隔離弁 バイパス弁)	4.72	5.00	○