

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-08-0370-2_改0
提出年月日	2021年2月4日

補足-370-2 原子炉格納容器フィルタベント系について

## 目次

補足1	原子炉格納容器フィルタベント系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	スクラバ溶液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	フィルタ装置出口側ラプチャディスクの信頼性について……………	補足5-1
補足6	フレキシブルシャフトが常時接続されている状態における 弁操作の詳細メカニズム……………	補足6-1
補足7	原子炉格納容器フィルタベント系の計装設備の網羅性について……………	補足7-1
補足8	原子炉格納容器フィルタベント系の計装設備の概略構成図……………	補足8-1
補足9	フィルタ装置出口水素濃度の計測時間遅れについて……………	補足9-1
補足10	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10-1
補足11	主ライン・弁の構成について……………	補足11-1
補足12	系統内の水素濃度について……………	補足12-1
補足13	フィルタ装置使用後の保管管理……………	補足13-1
補足14	計装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14-1
補足15	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15-1
補足16	フィルタ装置における化学反応熱について……………	補足16-1
補足17	フィルタ装置の台数の違いによる影響……………	補足17-1
補足18	スクラバ溶液スロッシングの影響について……………	補足18-1
補足19	原子炉格納容器ベント時の発生荷重について……………	補足19-1
補足20	フィルタ装置の内部構造物強度計算について……………	補足20-1
補足21	FPの再揮発による影響……………	補足21-1
補足22	FPの放射性壊変による被ばく評価への影響……………	補足22-1
補足23	フィルタの除去性能に与える影響について……………	補足23-1
補足24	ステンレス構造物，膨張黒鉛パッキンの妥当性について……………	補足24-1
補足25	JAVA試験及びJAVA PLUS試験の適用性について……………	補足25-1
補足26	製造時における内部構造物の検査について……………	補足26-1
補足27	ベント実施時の放射線監視測定 of の考え方について……………	補足27-1
補足28	原子炉格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮について……………	補足28-1

原子炉格納容器フィルタベント系の漏えいに対する考慮について

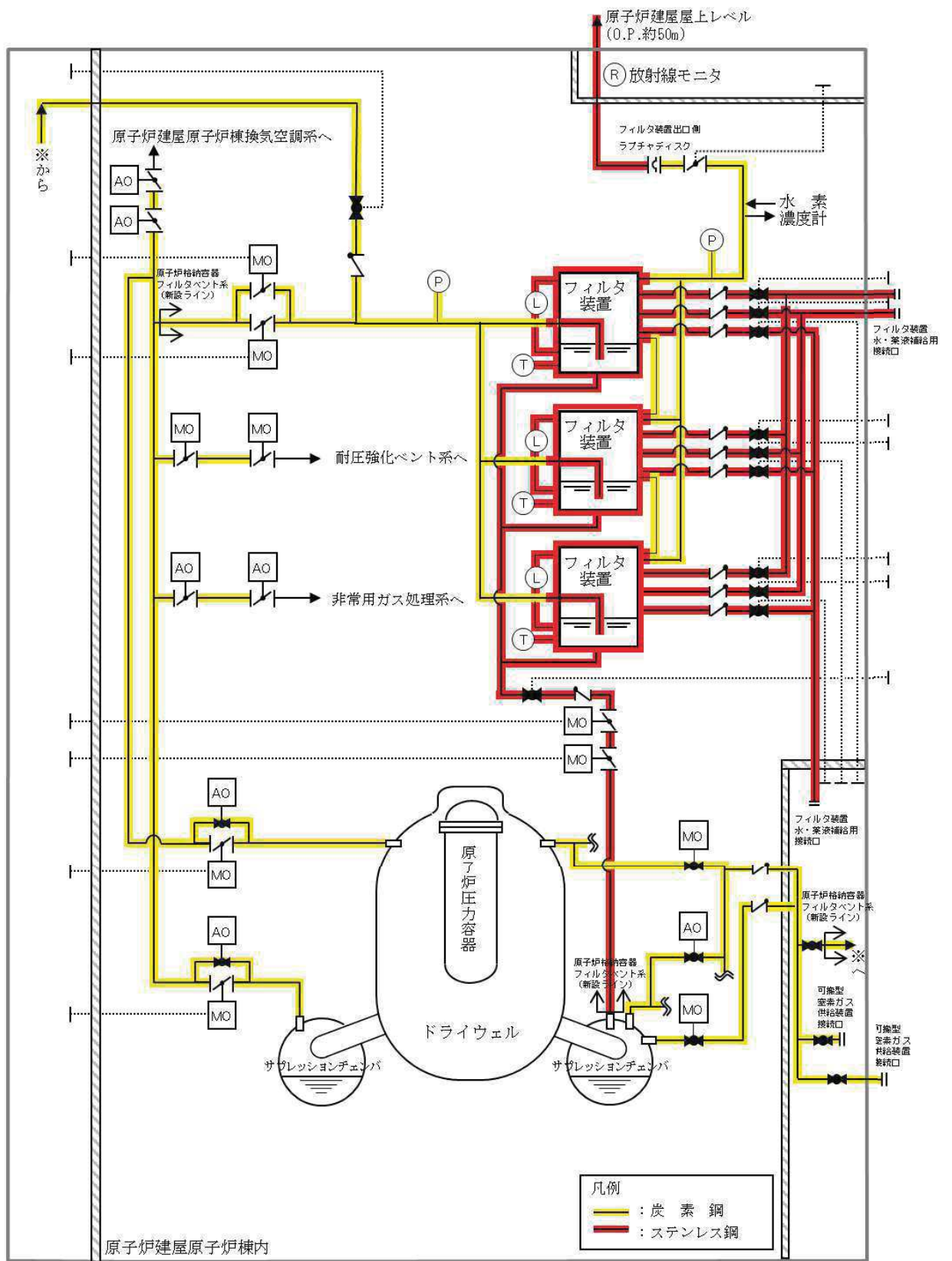
## 1. 設計条件

原子炉格納容器フィルタベント系を構成する容器, 配管等に使用する材料については, ステンレス鋼及び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に, 構造設計を行う。また, 屋内の炭素鋼配管及び屋外のステンレス鋼配管は腐食防止の観点から, 外面に樹脂系塗料を塗装する。

第 1 表に主要な設計条件を, 第 1 図に材質範囲を示す。

第 1 表 原子炉格納容器フィルタベント系の主要設計条件

最高使用圧力	854kPa [gage]
最高使用温度	200°C
機器クラス	重大事故等クラス 2
耐震条件	基準地震動 $S_s$ にて機能維持



原子炉建屋

第1図 フィルタ装置及び配管の材質範囲



## 2. 設計上の考慮事項

スクラバ溶液と接液する各部位については，スクラバ溶液の性状（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，クラス2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る。

具体的な設計上の考慮事項を第2表に示す。

第2表 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"> <li>・溶接部はJ S M E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。</li> <li>・スクラバ溶液が高アルカリ性（pH13以上）であること，重大事故におけるベント時にはスクラバ溶液が高温（～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。</li> <li>・スクラバ溶液の水面より高い位置にマンホールを設置し，漏えいのリスクを低減した設計とする。</li> </ul>
配管・弁	<ul style="list-style-type: none"> <li>・容器，配管，弁の接続部は原則溶接構造とし，漏えいのリスクを低減した設計とする。溶接部はJ S M E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。</li> <li>・フランジ接続部は，適切なガスケットパッキンを使用し，ボルトの締め付け管理により，漏えい防止を図る（第3表）。</li> <li>・接液部は，スクラバ溶液が高アルカリ性（pH13以上）であること，重大事故におけるベント時にはスクラバ溶液が高温（～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。</li> </ul>

第3表 主なパッキン類の使用箇所

パッキン類の使用部位	パッキン類の材質
配管の接続部（フランジ構造）	黒鉛製
弁グランド部	黒鉛製
弁ボンネット部（フランジ構造）	黒鉛製

以上のとおり、原子炉格納容器フィルタベント系の各設備については、スクラバ溶液の漏えいを防止する対策を実施するが、万一スクラバ溶液がフィルタ装置室に漏えいした場合であっても、早期に検知し、漏えい水を移送できるよう、自主対策設備として、排水設備を設置する。また、フィルタ装置室入口扉付近に堰を設置することにより、汚染の拡大防止を図る計画としている。

### 3. 漏えい対策

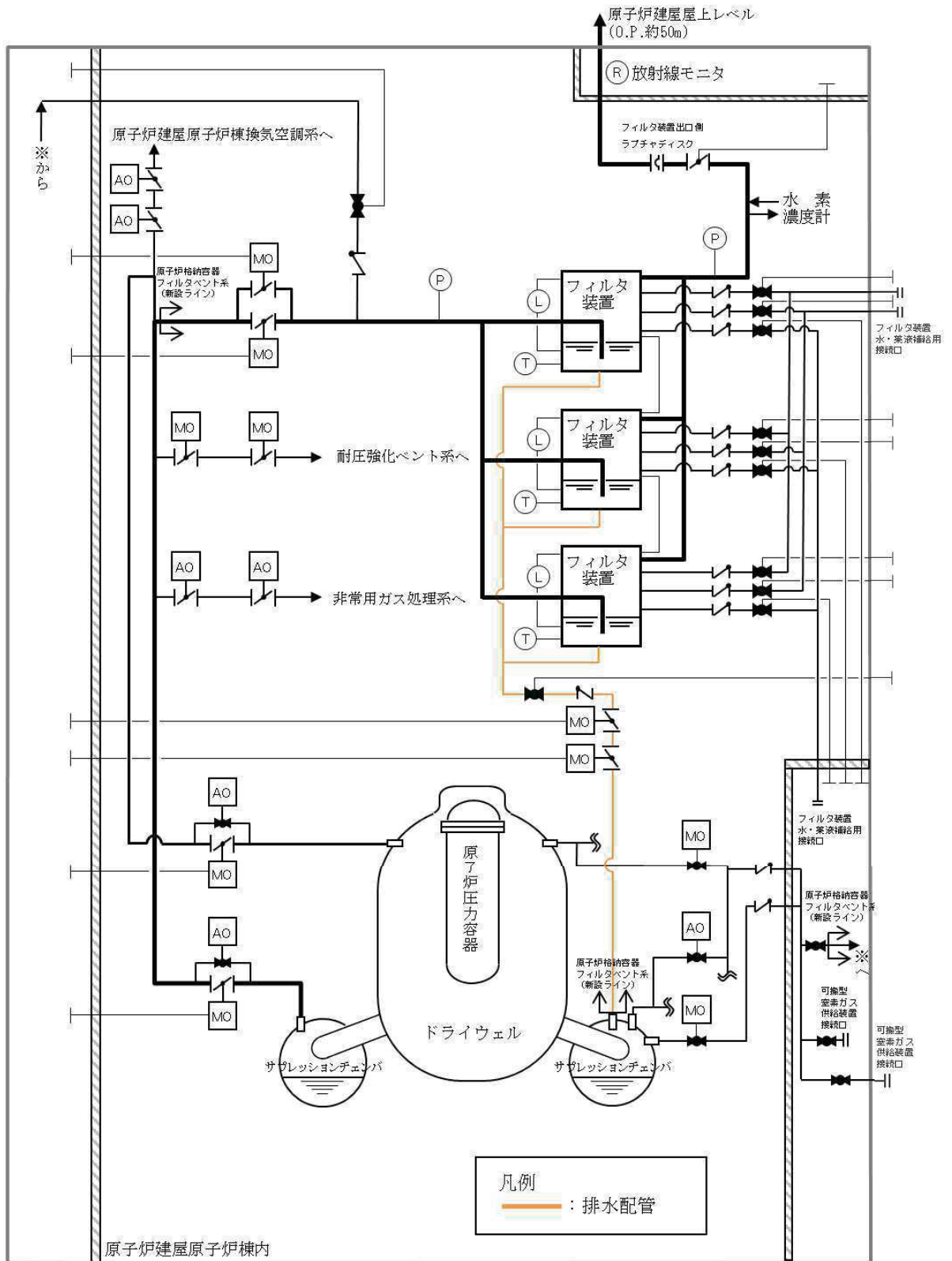
原子炉格納容器フィルタベント系の各設備については、スクラバ溶液の性状（高アルカリ性）と重大事故等時に放出される放射性物質の捕集・保持（汚染水の貯蔵）を達成するよう、構造材には耐食性に優れた材料を選定し、重大事故等時の使用環境条件及び基準地震動  $S_s$  に対して機能維持するような構造設計とする。

また、フィルタ装置内のスクラバ溶液は配管から高低差により、サブプレッションチェンバに移送できる設計とするが、これらの設備についても漏えいし難い構造としている。

第4表に各部位の設計上の考慮事項、第2図に排水設備（自主対策設備）概要図を示す。

第4表 各部位の設計上の考慮事項

部位	設計考慮内容
配管・弁	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高温、高アルカリ性（pH13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。</li> <li>・配管、弁の接続部は原則溶接構造とし、漏えいのリスクを低減した設計とする。また、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」の規定を適用して設計するとともに、基準地震動 <math>S_s</math> に対して機能を維持するよう設計する。</li> <li>・フランジ接続部や弁のグランド部には、温度・圧力・放射線の影響を考慮して、黒鉛を採用する。</li> </ul>



原子炉建屋

第2図 原子炉格納容器フィルタベント系排水設備（自主対策設備）概要図

#### 4. フィルタ装置室の設計上の考慮

フィルタ装置を設置するフィルタ装置室は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、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する。

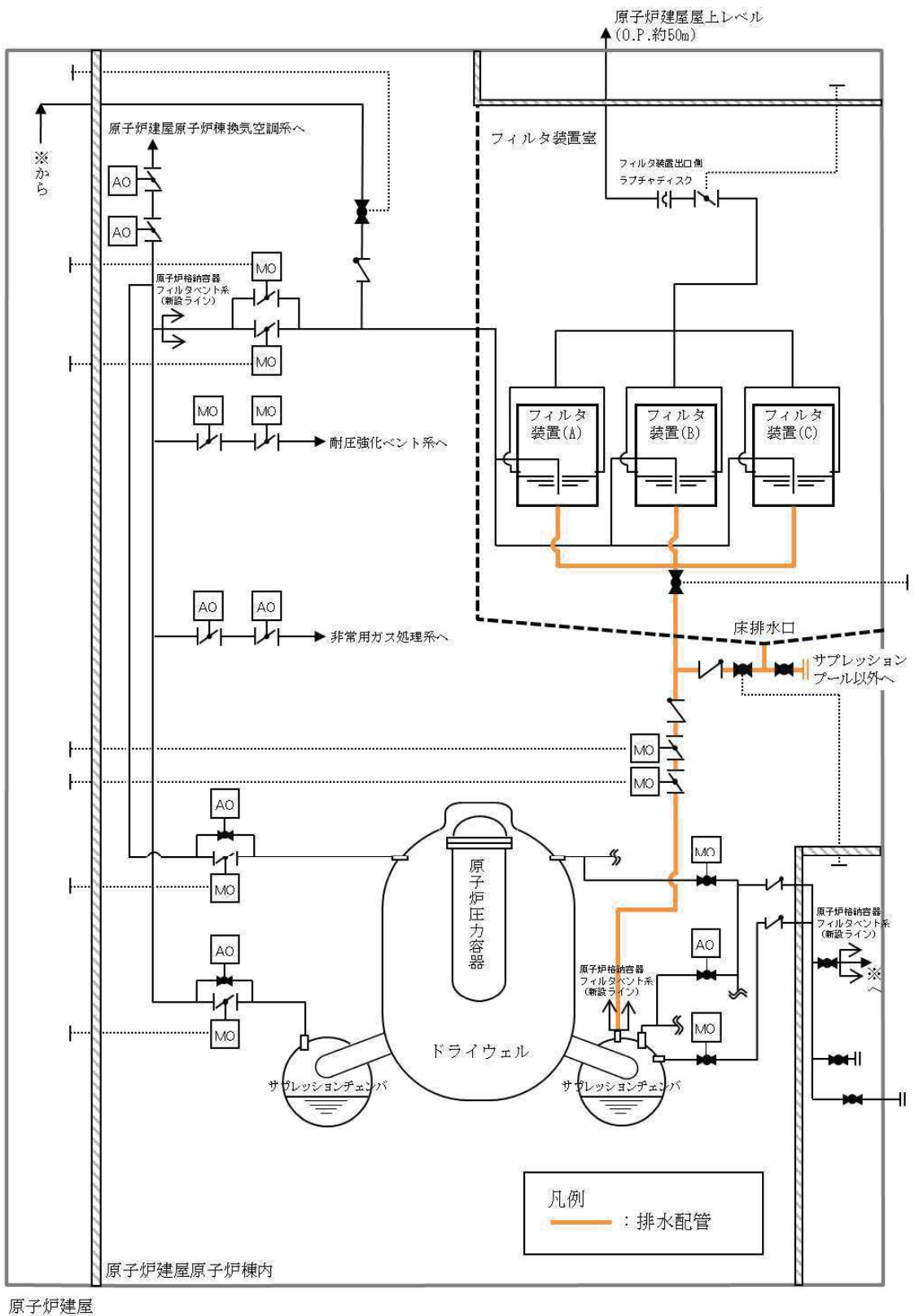
万一、フィルタ装置外にスクラバ溶液が漏えいした場合を想定し、早期に検出できるようフィルタ装置室内にFCVSフィルタ装置室漏えい水位（自主対策設備）を設置する。また、フィルタ装置室入口扉付近に堰を設置することにより、フィルタ装置室外へ漏えいの拡大が防止できる設計とする。

#### 5. 漏えい時等の対応

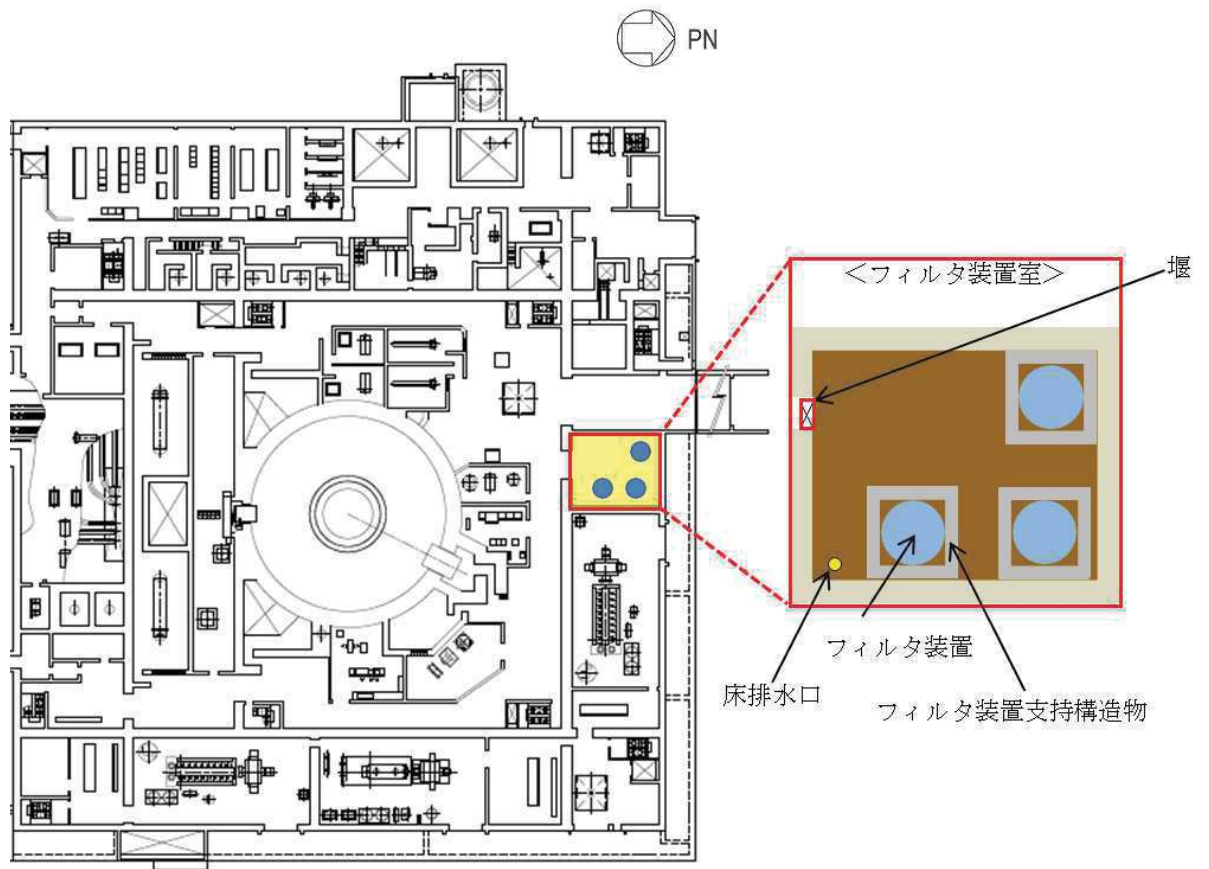
原子炉格納容器フィルタベント系の各設備については、スクラバ溶液の漏えいを防止する設計とするが、万一、フィルタ装置外にスクラバ溶液が漏えいした場合を想定し、早期に検出できるようフィルタ装置室内にFCVSフィルタ装置室漏えい水位（自主対策設備）を設置する。

フィルタ装置室内における漏えい水は、原子炉格納容器圧力が約100kPa[gage]以下の場合に弁を開操作することにより、ポンプを用いることなく、高低差によりフィルタ装置室から移送できる設計とする。移送先はサプレッションチェンバとする。ただし、サプレッションチェンバ以外にも水を移送できる設計とし、排水の種別に応じ移送先を選択する。具体的には、放射性物質を含まない場合はサプレッションチェンバ以外に、放射性物質を含む場合はサプレッションチェンバにそれぞれ移送する。

第3図に排水設備系統概略図を、第4図にフィルタ装置室配置図（原子炉建屋地上1階）を示す。



第3図 排水設備（自主対策設備）系統概要図



第4図 フィルタ装置配置図（原子炉建屋地上1階）

フィルタ装置の各構成要素における機能について

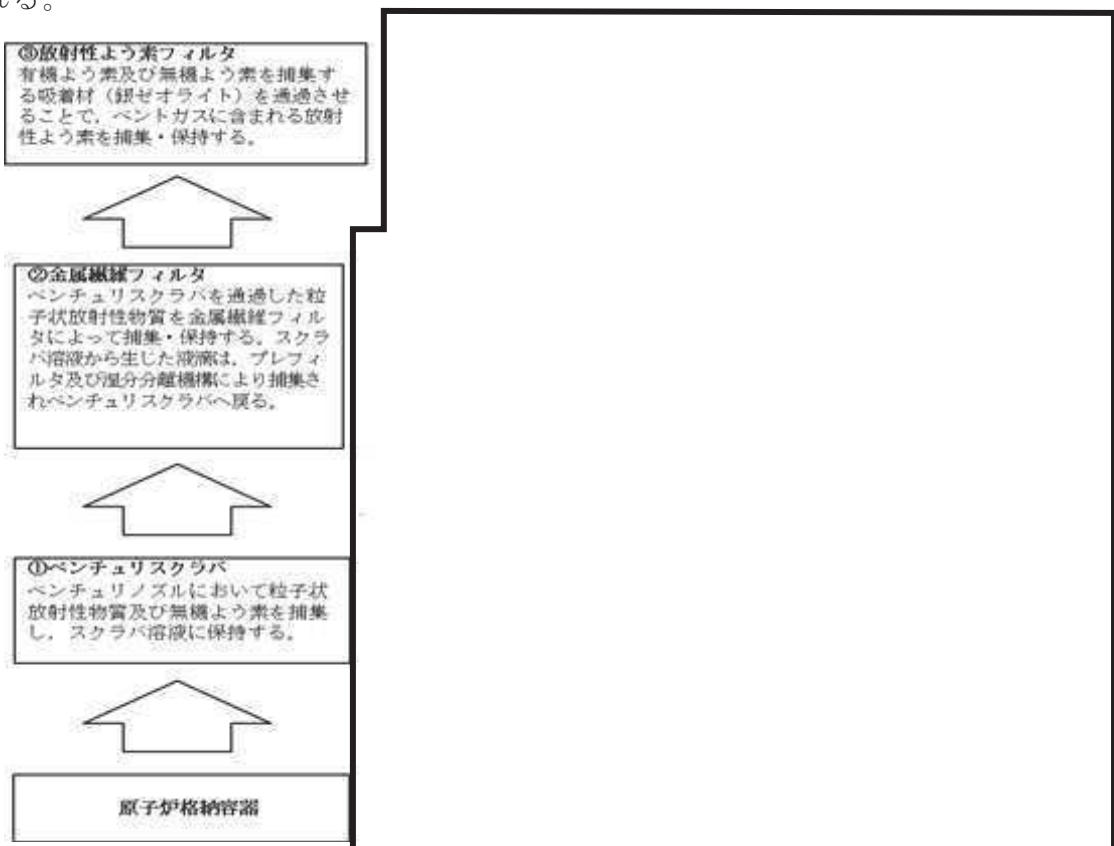
1. フィルタ装置の機能

フィルタ装置は、①ベンチュリスクラバ、②金属繊維フィルタ、③放射性よう素フィルタの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。フィルタ装置の機能模式図を第1図に示す。

- ①ベンチュリスクラバ…ベンチュリノズル、スクラバ溶液、多孔板
- ②金属繊維フィルタ…プレフィルタ、湿分分離機構、メインフィルタ
- ③放射性よう素フィルタ…銀ゼオライト

注：②と③の間に流量制限オリフィスを設ける。

ベントガスはまずベンチュリスクラバに流入し、ベントガスに含まれるエアロゾル及び無機よう素の大部分が捕集され、スクラバ溶液に保持される。金属繊維フィルタでは、ベンチュリスクラバで捕集できなかったエアロゾルを捕集・保持する。金属繊維フィルタの下流には、流量制限オリフィスを介して設置する放射性よう素フィルタがあり、ガス状の放射性よう素を捕集・保持する。これら3つのセクションは同一容器内に格納される。



第1図 フィルタ装置の機能模式図

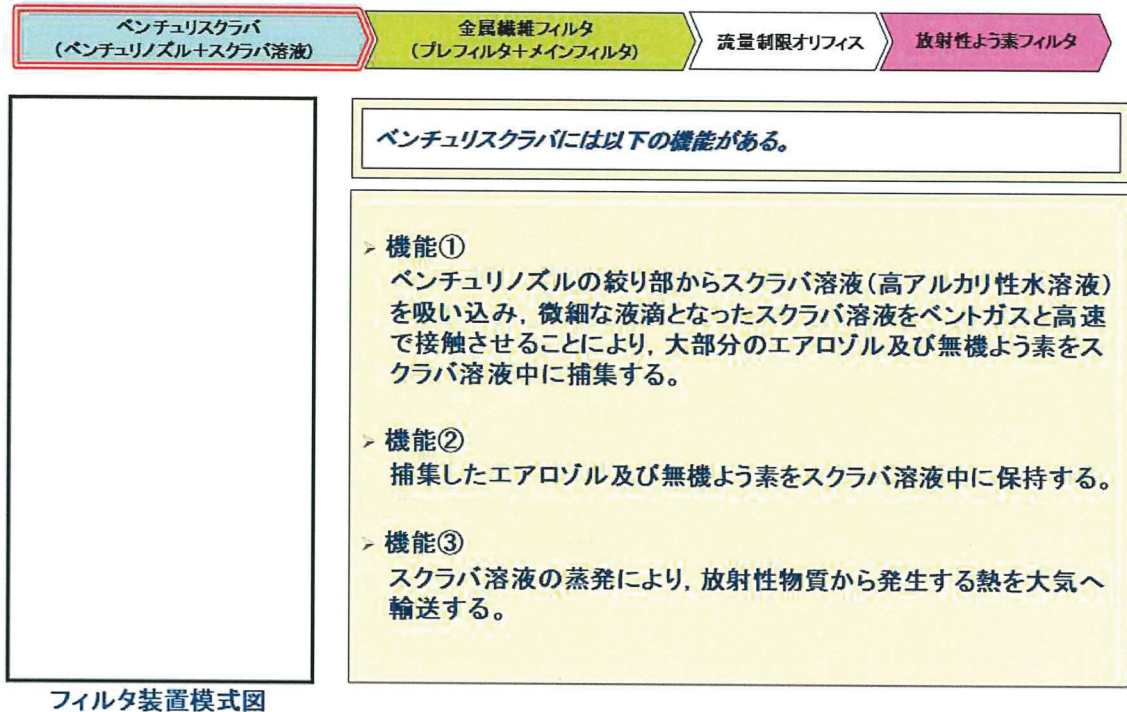
各構成要素における機能等の説明を第2図から第15図に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



[フィルタ装置の各構成要素における機能の概要]

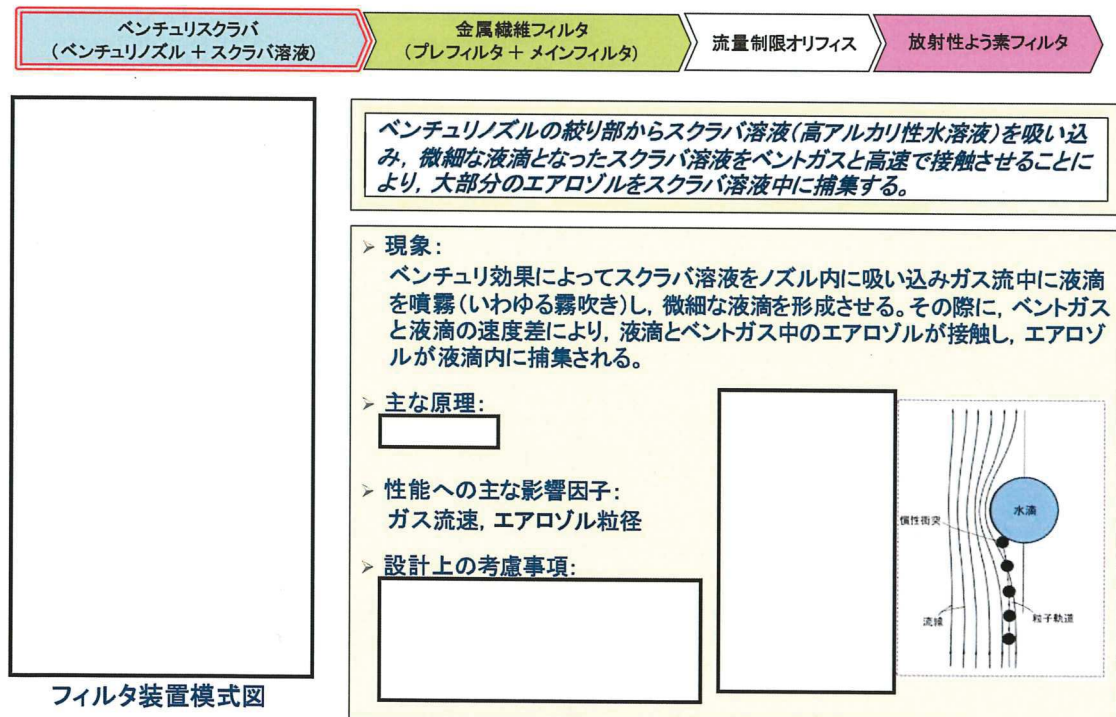
## ベンチュリスクラバの機能



フィルタ装置模式図

第2図 ベンチュリスクラバの機能

## ベンチュリスクラバの機能①(エアロゾルの捕集)



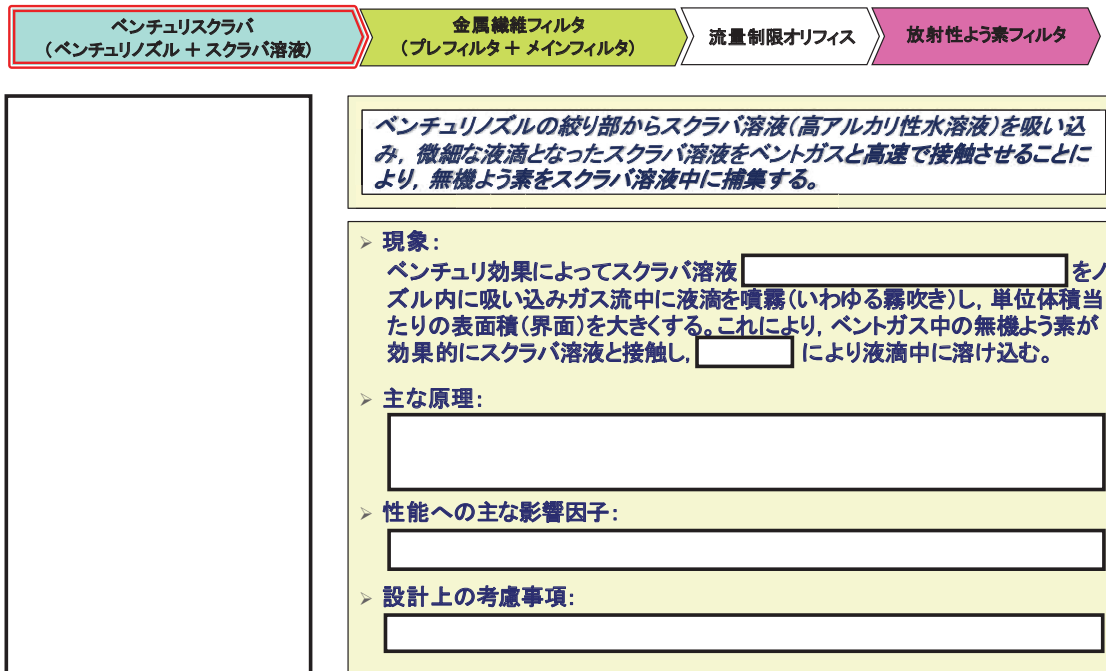
フィルタ装置模式図

第3図 ベンチュリスクラバの機能①(エアロゾルの捕集)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



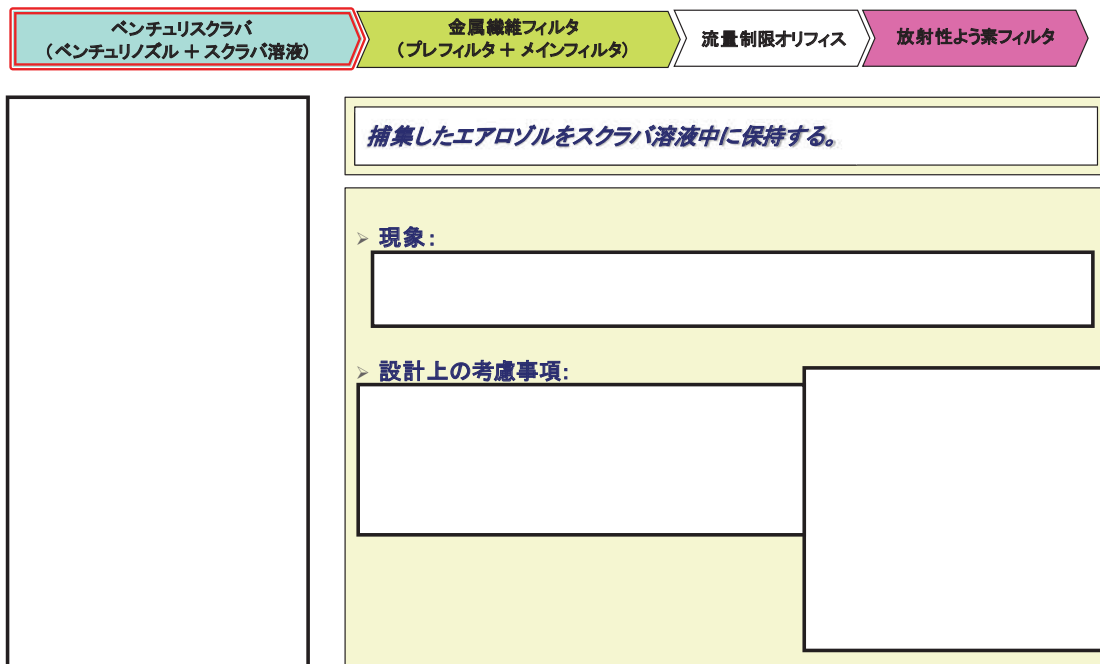
## ベンチュリスクラバの機能①(無機よう素の捕集)



フィルタ装置模式図

第 4 図 ベンチュリスクラバの機能① (無機よう素の捕集)

## ベンチュリスクラバの機能②(エアロゾルの保持)

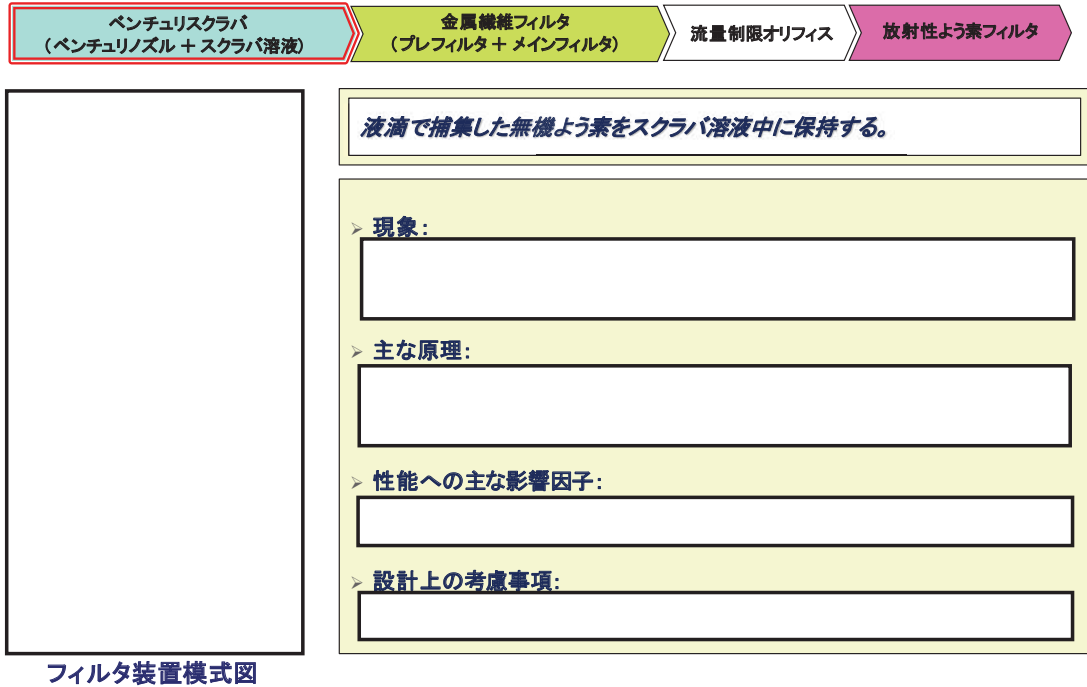


フィルタ装置模式図

第 5 図 ベンチュリスクラバの機能② (エアロゾルの保持)

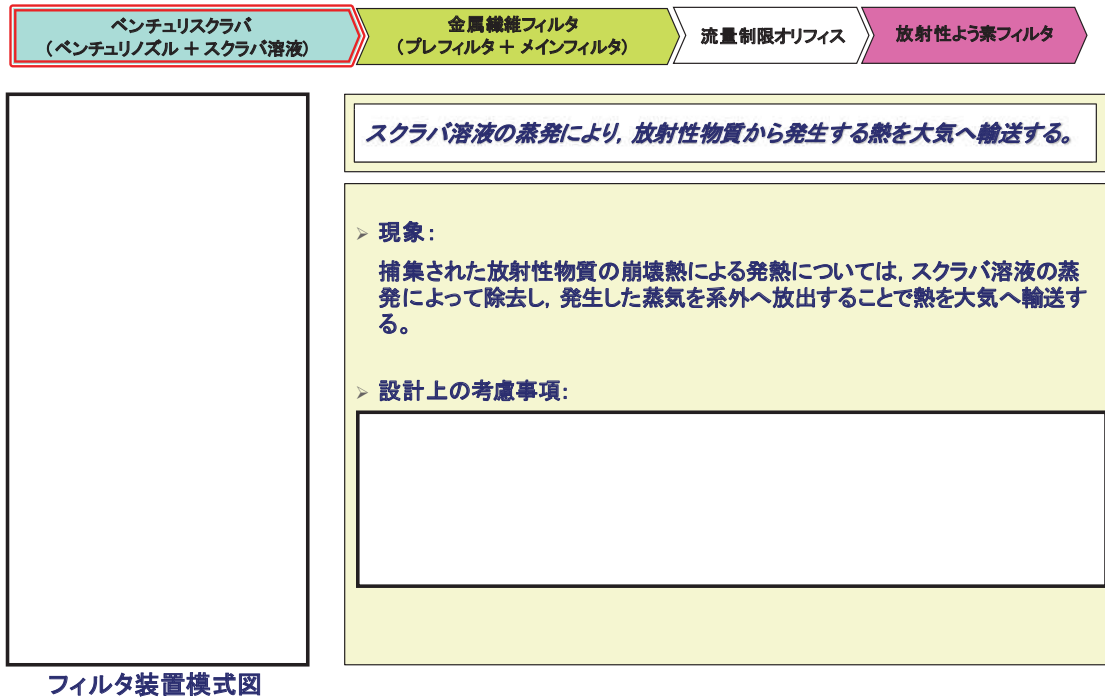
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## ベンチュリスクラバの機能②(無機よう素の保持)



第 6 図 ベンチュリスクラバの機能② (無機よう素の保持)

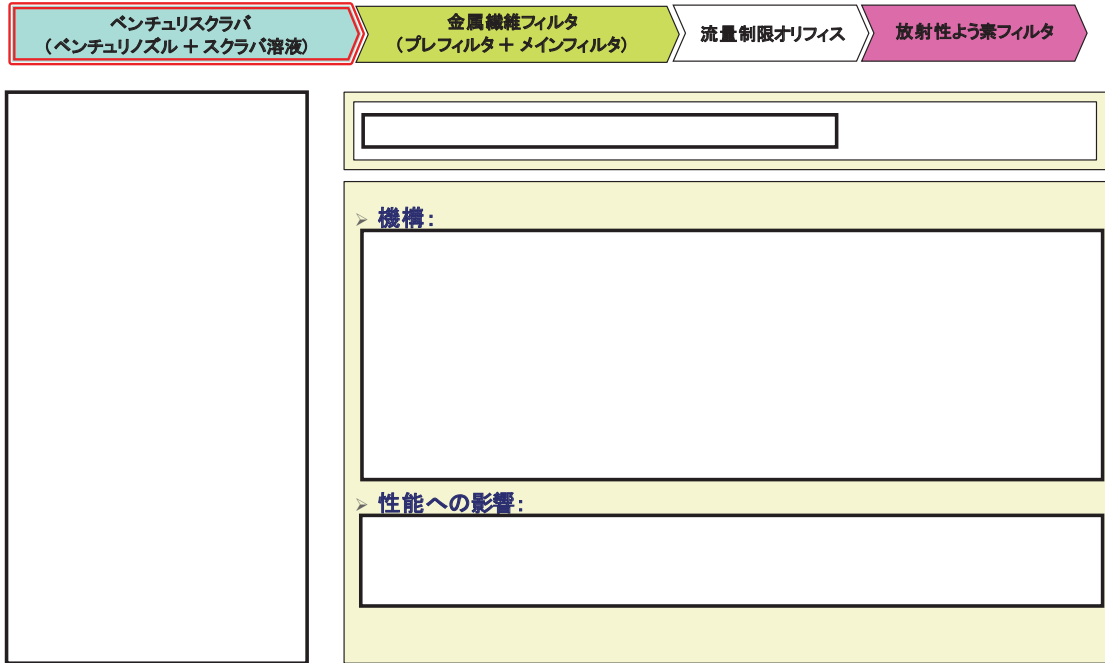
## ベンチュリスクラバの機能③(崩壊熱の除去)



第 7 図 ベンチュリスクラバの機能③ (崩壊熱の除去)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

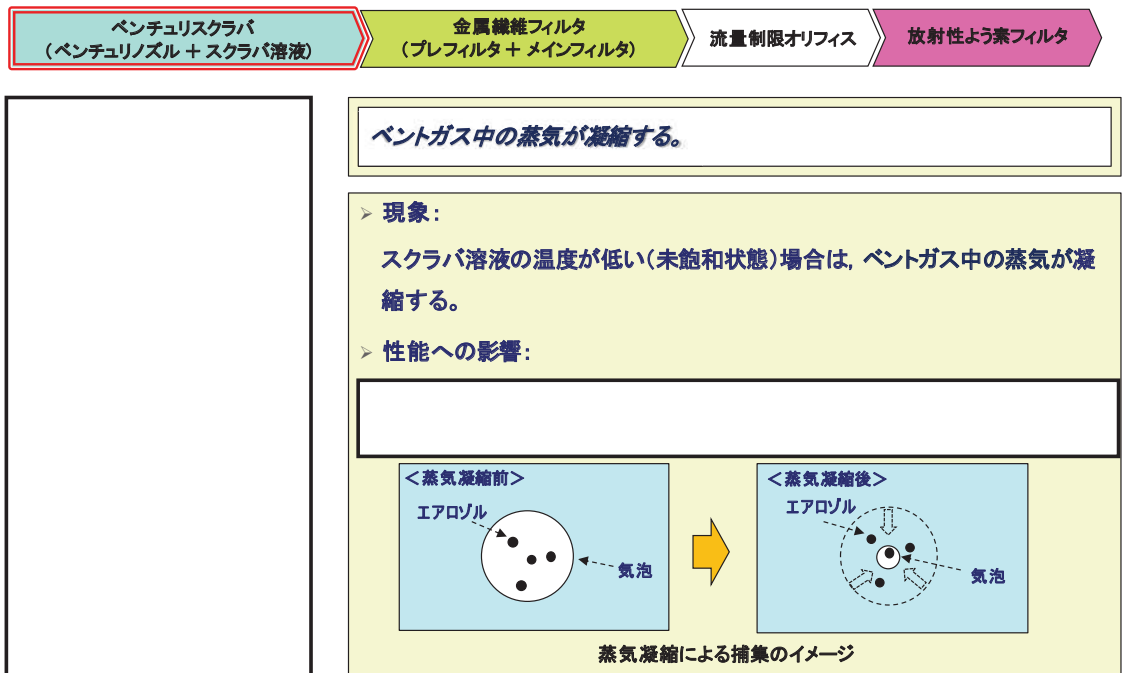
## 多孔板



フィルタ装置模式図

第 8 図 多孔板

## ベンチュリスクラバにおける現象(蒸気凝縮)

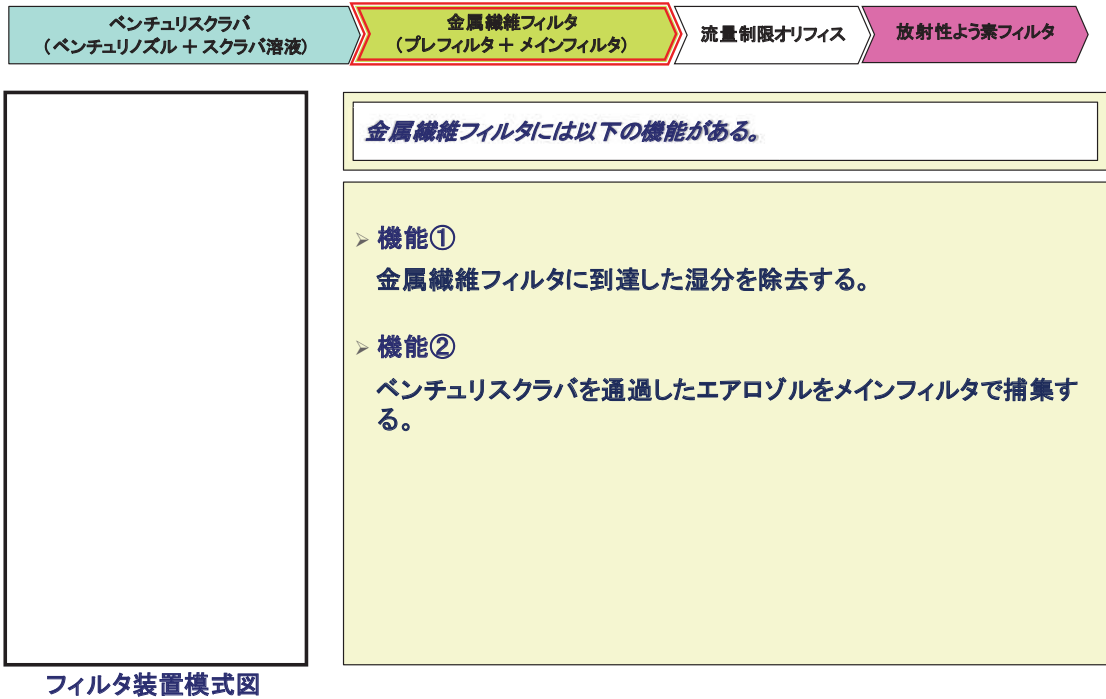


フィルタ装置模式図

第 9 図 ベンチュリスクラバにおける現象 (蒸気凝縮)

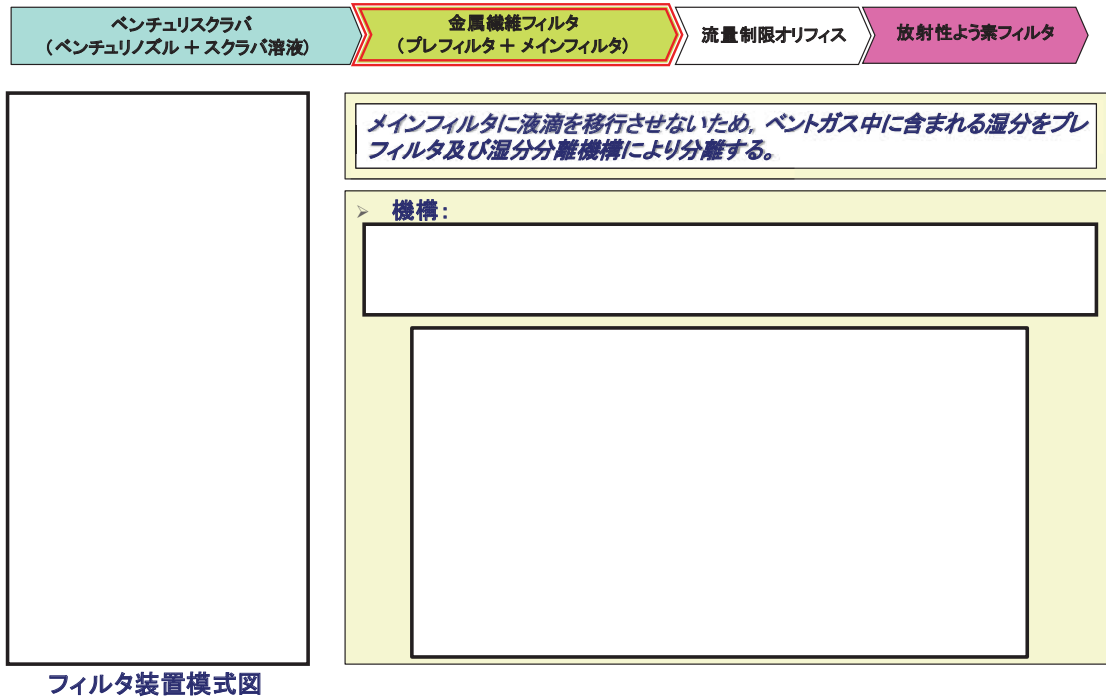
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 金属繊維フィルタの機能



第 10 図 金属繊維フィルタの機能

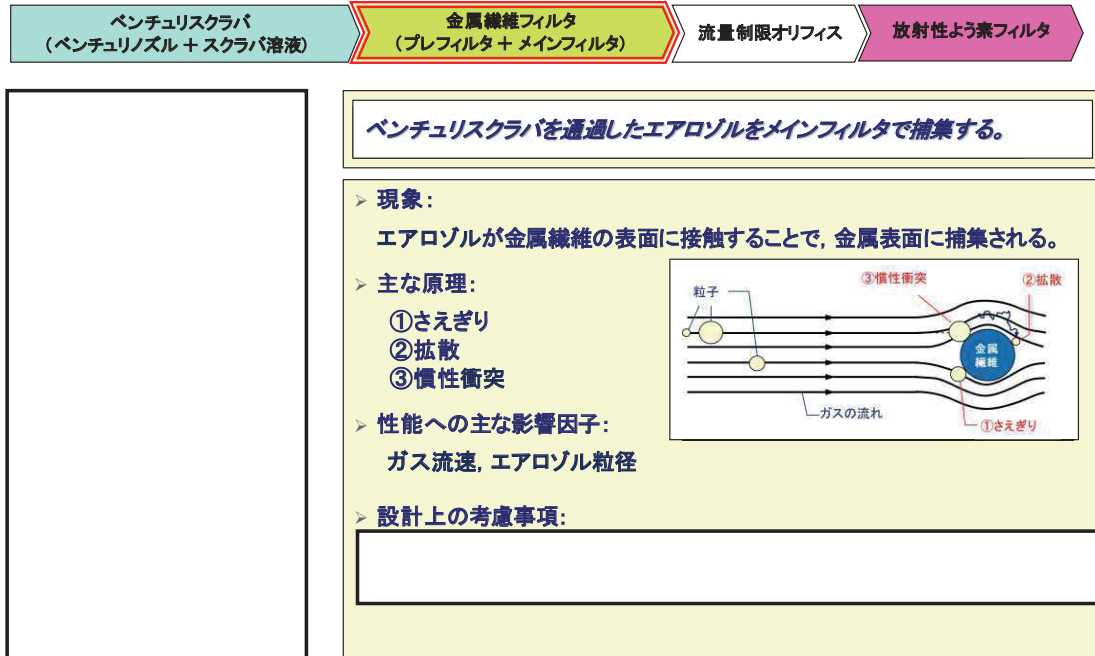
## 金属繊維フィルタの機能①(湿分分離)



第 11 図 金属繊維フィルタの機能① (湿分分離)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

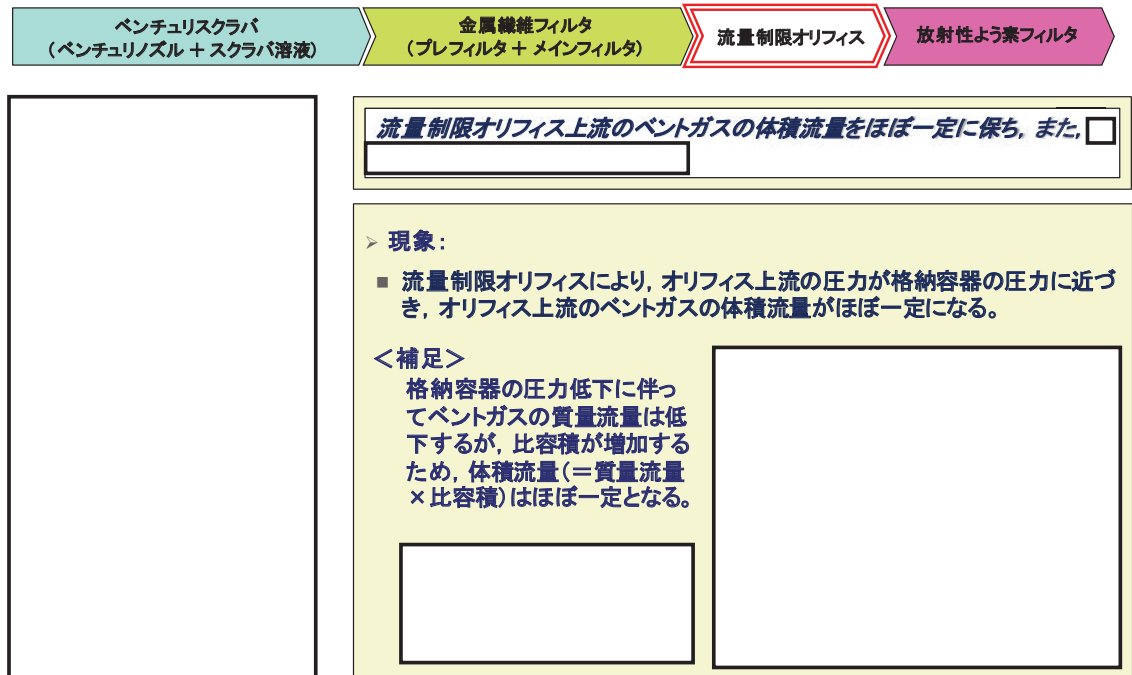
## 金属繊維フィルタの機能②(エアロゾルの捕集)



フィルタ装置模式図

第 12 図 金属繊維フィルタの機能② (エアロゾルの捕集)

## 流量制限オリフィス

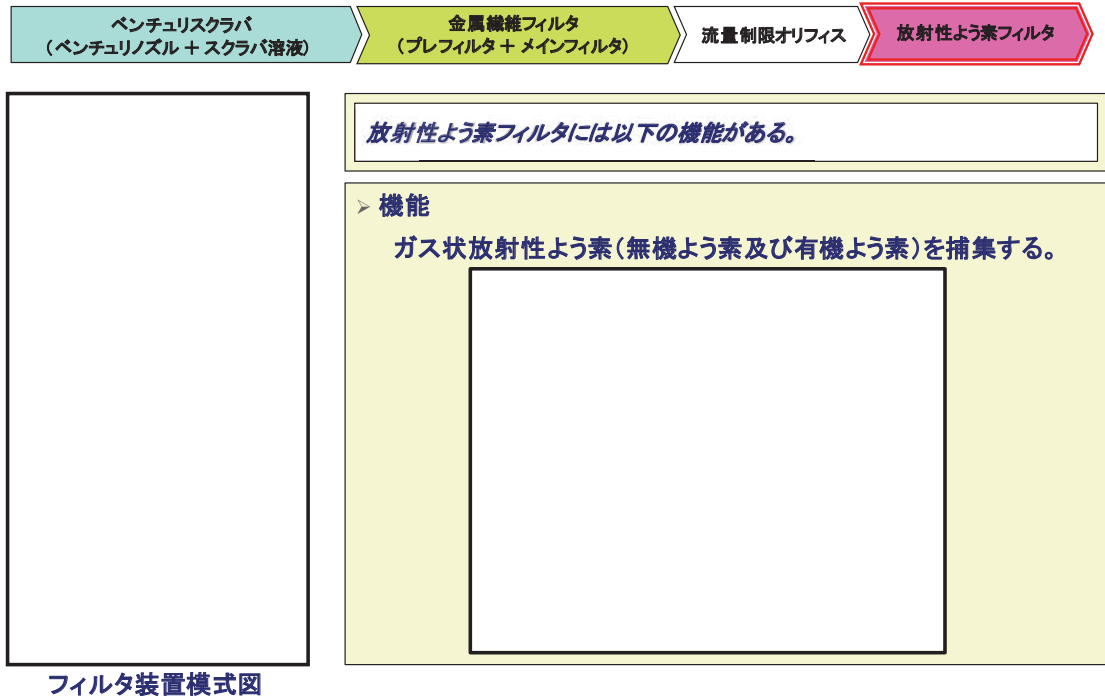


フィルタ装置模式図

第 13 図 流量制限オリフィス

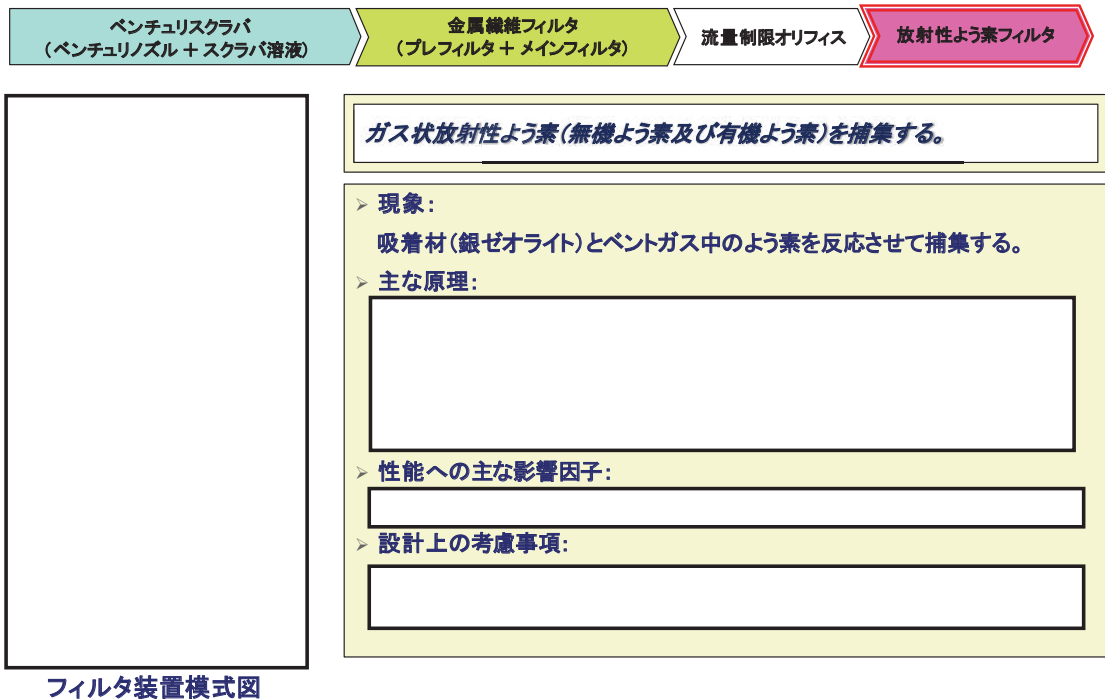
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 放射性よう素フィルタの機能



第 14 図 放射性よう素フィルタの機能

## 放射性よう素フィルタの機能(よう素の捕集)



第 15 図 放射性よう素フィルタの機能 (よう素の捕集)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 電源構成の考え方について

### 1. 電源系統の構成

原子炉格納容器フィルタベント系に必要な電動弁及び計装設備の電源構成は、全交流動力電源喪失時においても重大事故等に対処するための電源から受電可能な構成とする。

#### (1) 所内常設蓄電式直流電源設備

所内常設蓄電式直流電源設備として、125V 蓄電池 2A, 125V 蓄電池 2B, 125V 充電器 2A 及び 125V 充電器 2B を設置する。本設備は、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備を兼ねた設備であり、位置的分散及び区画された部屋にそれぞれ設置することにより物理的分離を図り、共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがないようにする。本系統は、全交流動力電源喪失から原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁及び計装設備に、24 時間にわたり電源を供給できる容量を有している。

#### (2) 常設代替交流電源設備

常設代替交流電源設備として、ガスタービン及び発電機を搭載したガスタービン発電機を設置する。本設備は、中央制御室からの遠隔操作も可能とする。

#### (3) 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とは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、原子炉建屋の西側及び東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。

#### (4) 可搬型代替直流電源設備

可搬型代替直流設備として、125V 代替蓄電池、125V 代替充電器及び電源車を配備する。

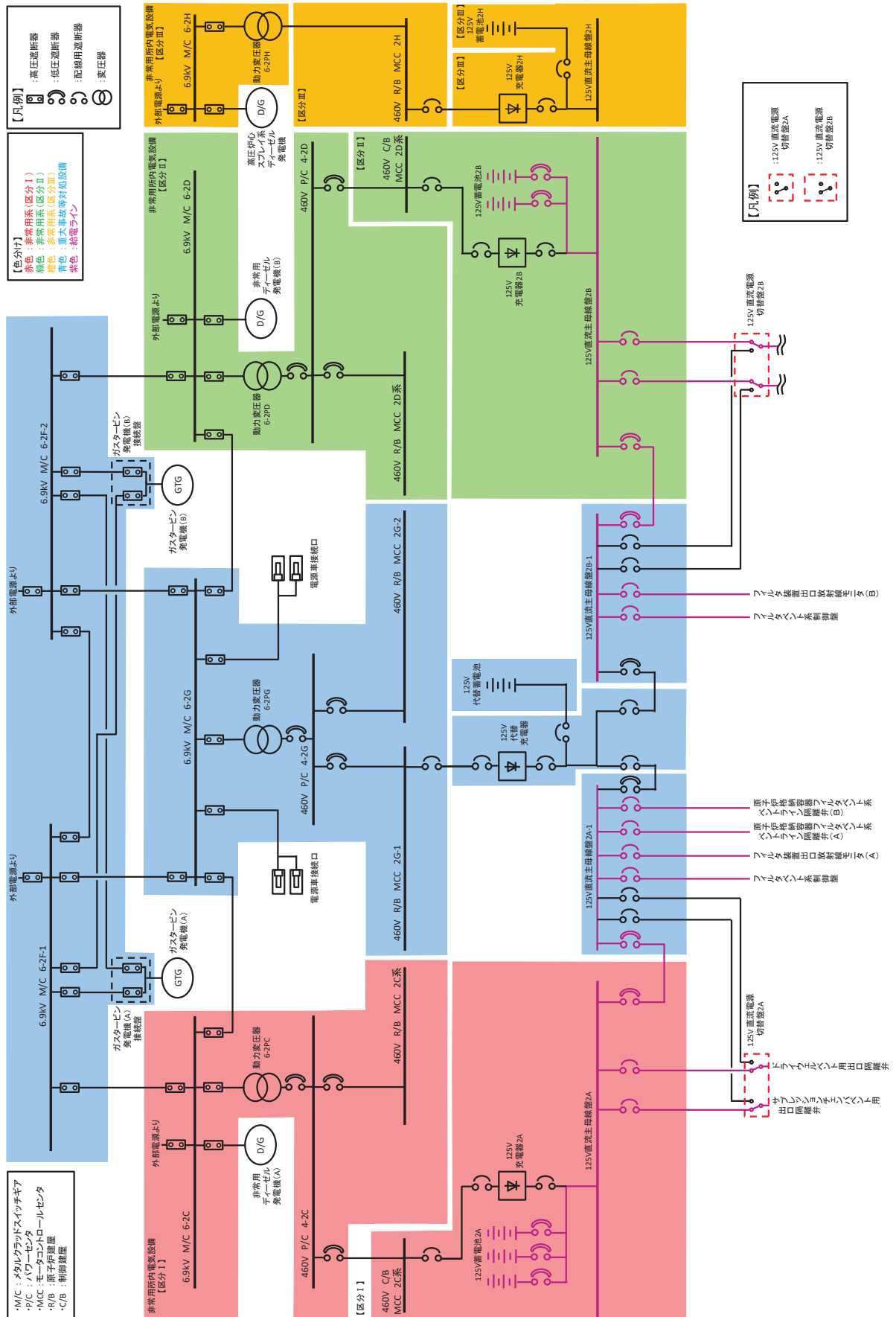
## 2. 電源種別ごとの電源供給範囲

### (1) 所内常設蓄電式直流電源設備による電源給電範囲

所内常設蓄電式直流電源設備により, サプレッションチェンバメント用出口隔離弁, ドライウェルメント用出口隔離弁, 原子炉格納容器フィルタメント系メントライン隔離弁(A), 原子炉格納容器フィルタメント系メントライン隔離弁(B), フィルタ装置出口放射線モニタ(A), フィルタ装置出口放射線モニタ(B), フィルタメント系制御盤に給電可能である。

電源供給範囲を第 2-1 図に, 負荷一覧を第 2-1~2-2 表に示す。





第 2-1 図 所内常設蓄電式直流電源設備による電源給電範囲

第 2-1 表 所内常設蓄電式直流電源設備（125V 蓄電池 2A）による負荷一覧

	負荷	電源容量 (直流)	備考
1	サプレッションチェンバメント用出口隔離弁	113A	始動電流を記載 (定格電流は 46A)
2	ドライウェルメント用出口隔離弁	113A	始動電流を記載 (定格電流は 46A)
3	原子炉格納容器フィルタメント系 メントライン隔離弁 (A)	34A	始動電流を記載 (定格電流は 9.4A)
4	原子炉格納容器フィルタメント系 メントライン隔離弁 (B)	34A	始動電流を記載 (定格電流は 9.4A)
5	フィルタ装置出口放射線モニタ (A)	3A	
6	フィルタメント系制御盤	4A	
合計		301A	218.3Ah* <sup>1</sup>

注記\*1： 蓄電池の必要容量。

所内常設蓄電式直流電源設備(125V 蓄電池 2A)の設備容量は約 8,000Ah とし、  
負荷容量 218.3Ah に対して十分な容量とする。

第 2-2 表 所内常設蓄電式直流電源設備（125V 蓄電池 2B）による負荷一覧

	負荷	電源容量 (直流)	備考
1	フィルタ装置出口放射線モニタ (B)	3A	
2	フィルタメント制御盤	2A	
合計		5A	149.4Ah* <sup>2</sup>

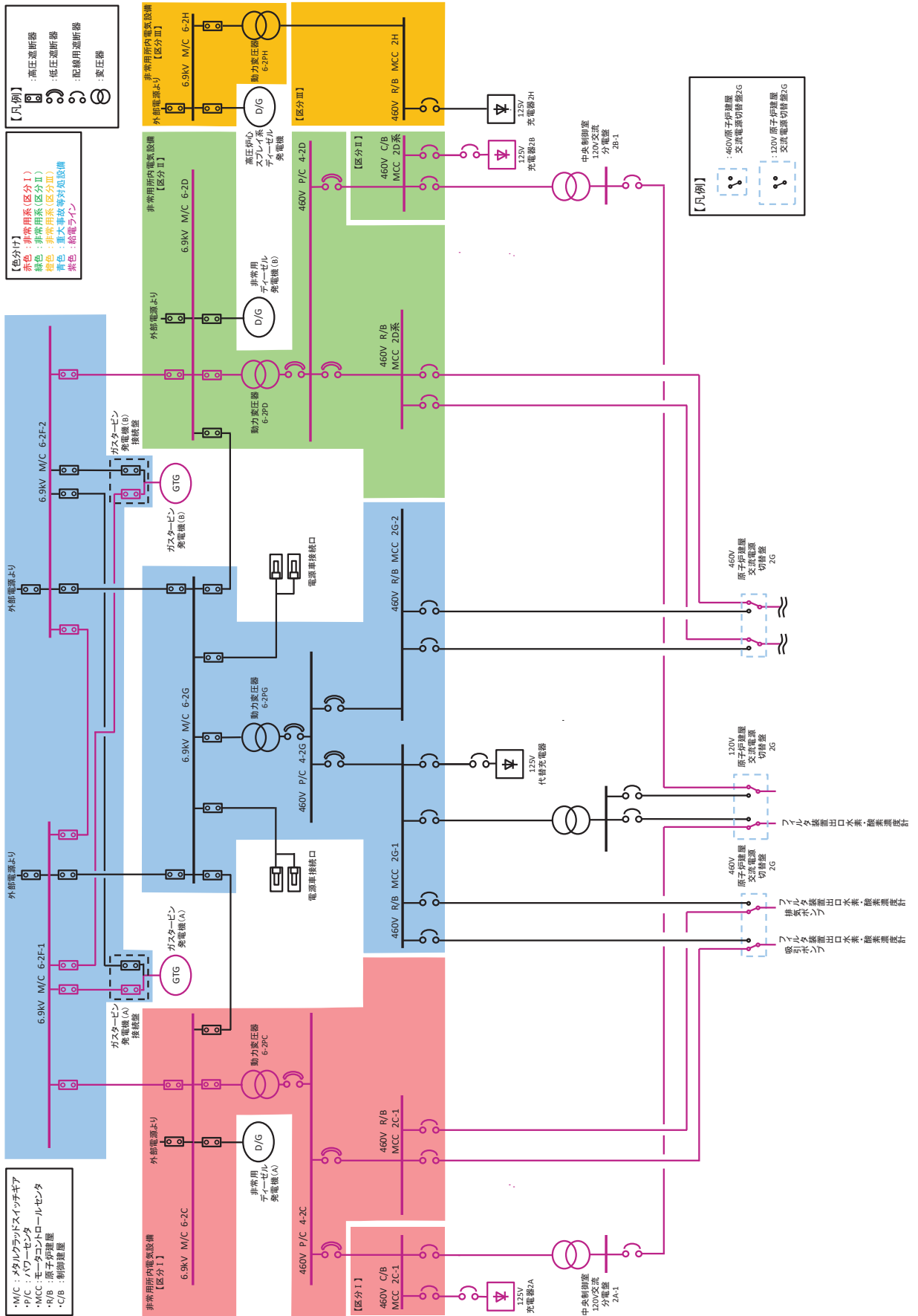
注記\*2： 蓄電池の必要容量。

所内常設蓄電式直流電源設備(125V 蓄電池 2B)の設備容量は約 6,000Ah とし、  
負荷容量 149.4Ah に対して十分な容量とする。

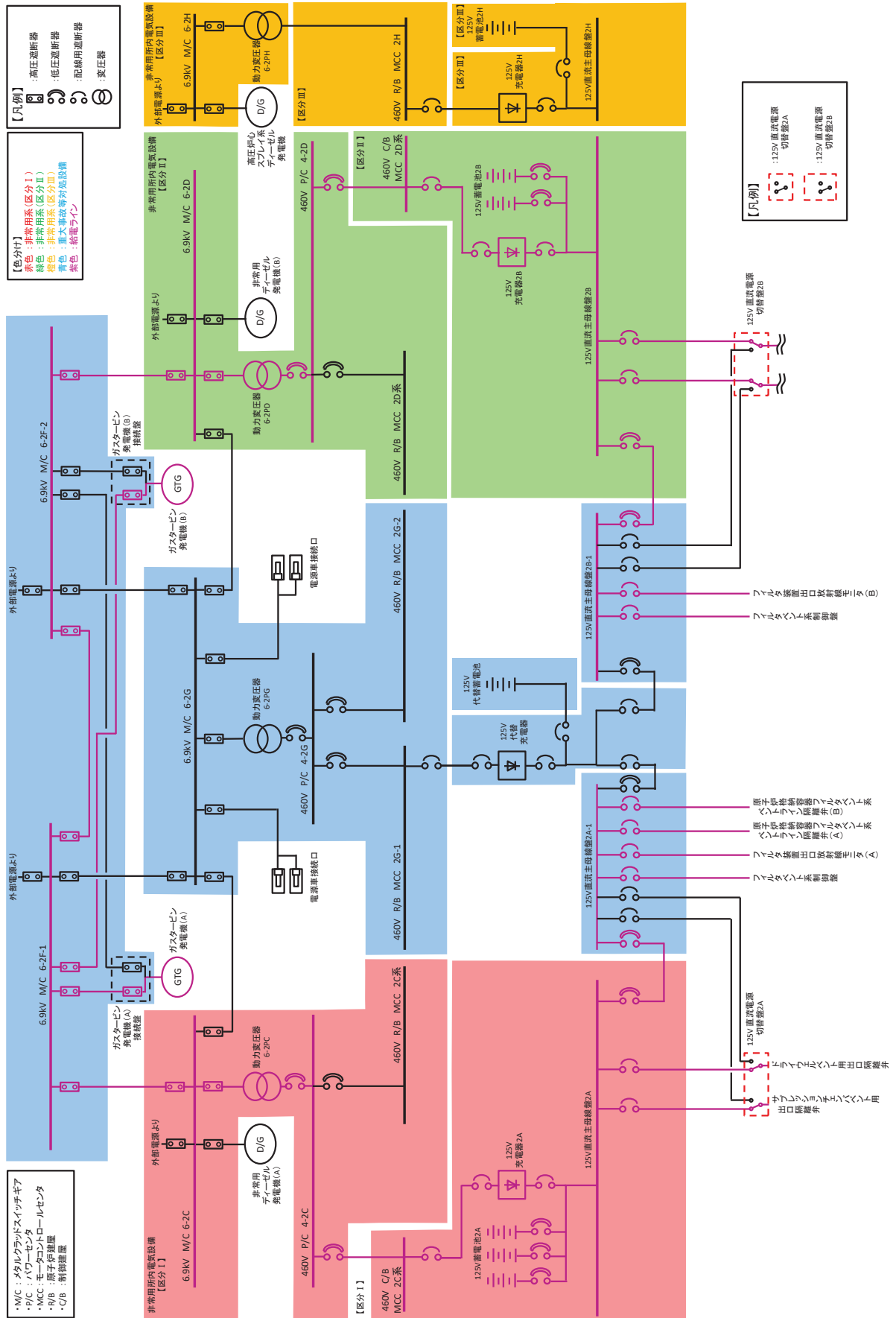
(2) 常設代替交流電源設備による電源供給範囲

常設代替交流電源設備により，フィルタ装置出口水素・酸素濃度計 吸引ポンプ，フィルタ装置出口水素・酸素濃度計 排気ポンプ，フィルタ装置出口水素・酸素濃度計，サプレッションチェンバメント用出口隔離弁，ドライウエルメント用出口隔離弁，原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)，原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B)，フィルタ装置出口放射線モニタ(A)，フィルタ装置出口放射線モニタ(B)，フィルタベント系制御盤に給電可能である。

電源供給範囲を第 2-2～2-3 図に，負荷一覧を第 2-3 表に示す。



第 2-2 図 常設代替交流電源設備による電源給電範囲（交流）



第2-3図 常設代替交流電源設備による電源給電範囲（直流）

第 2-3 表 常設代替交流電源設備による負荷一覧

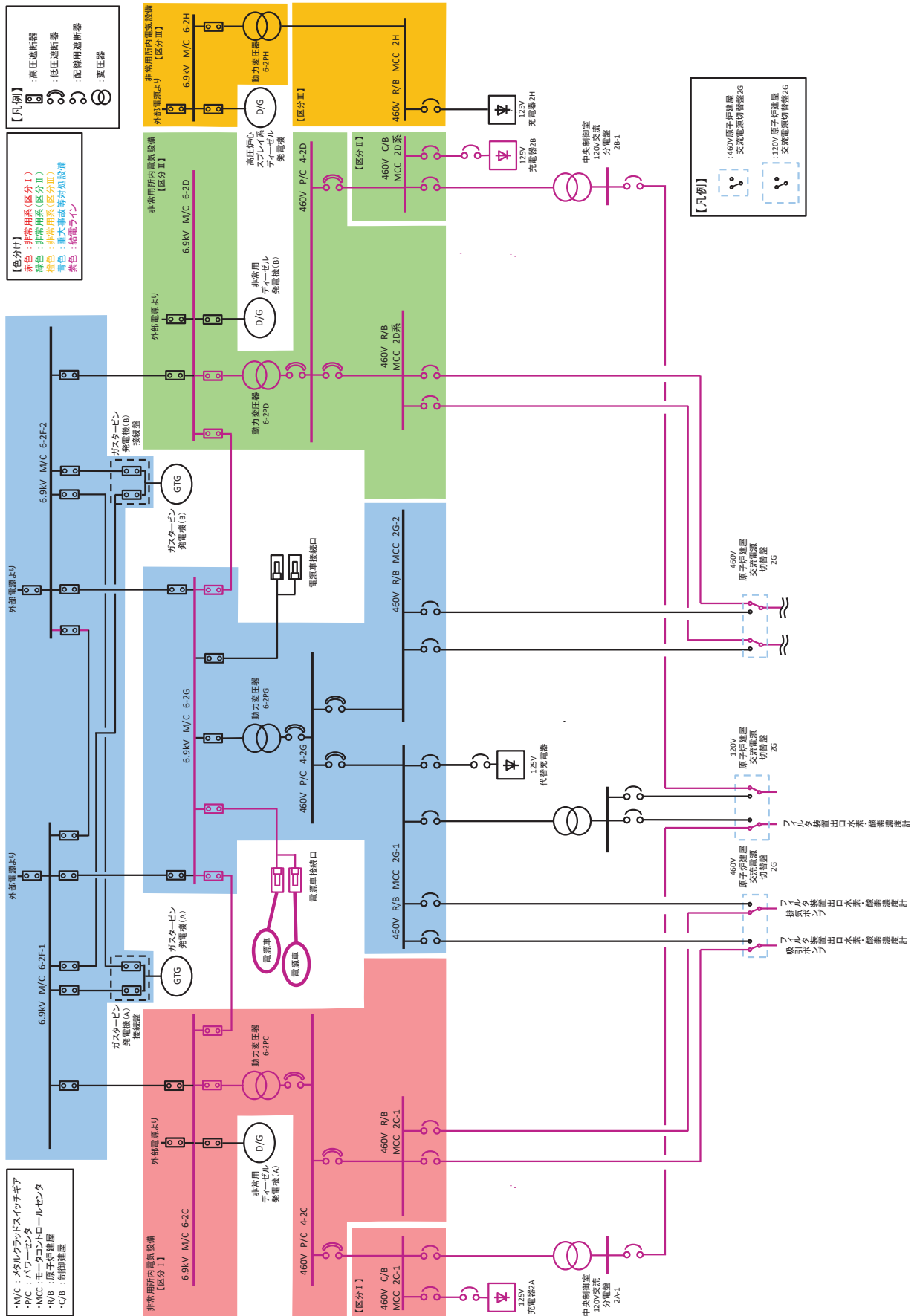
	負荷	電源容量 (交流)	備考
1	フィルタ装置出口水素・酸素濃度計 吸引ポンプ	0.75kW	
2	フィルタ装置出口水素・酸素濃度計 排気ポンプ	0.75kW	
3	フィルタ装置出口水素・酸素濃度計	3kW	
4	サプレッションチェンバメント用出口隔離弁	2.48kW	
5	ドライウェルメント用出口隔離弁	2.48kW	
6	原子炉格納容器フィルタベント系 ベントライン隔離弁 (A)	0.69kW	
7	原子炉格納容器フィルタベント系 ベントライン隔離弁 (B)	0.69kW	
8	フィルタ装置出口放射線モニタ (A)	0.38kW	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (B)	0.38kW	
10	フィルタベント系制御盤	0.5kW	
11	フィルタベント系制御盤	0.25kW	
	合計	約 13kW*	

注記\*： 常設代替交流電源設備の設備容量は、7,200kW (9,000kVA) とし、負荷容量約 13kW に対して必要十分な容量とする。

(3) 可搬型代替交流電源設備による電源供給範囲

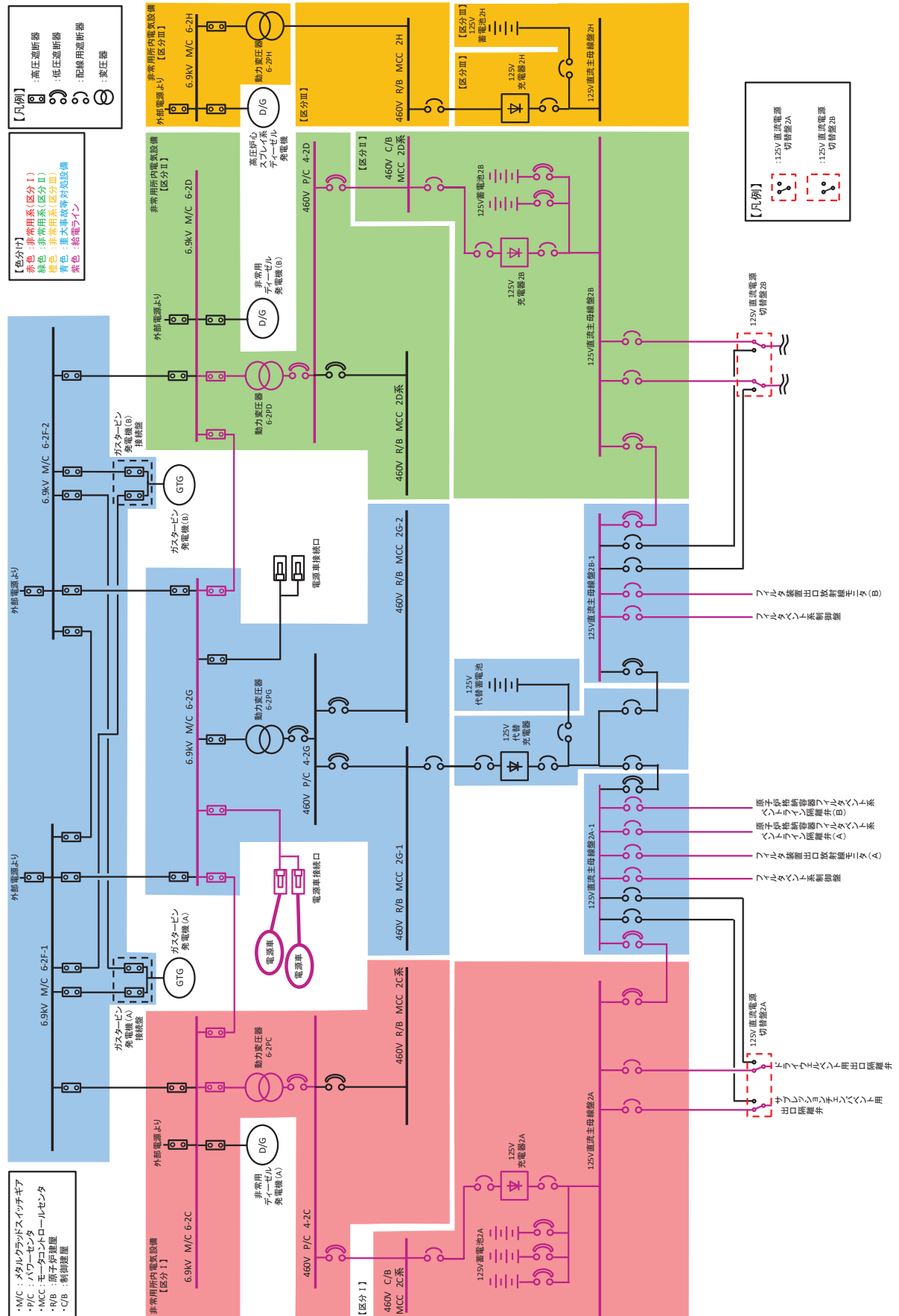
可搬型代替交流電源設備により,フィルタ装置出口水素・酸素濃度計 吸引ポンプ, フィルタ装置出口水素・酸素濃度計 排気ポンプ, フィルタ装置出口水素・酸素濃度計, サプレッションチェンバメント用出口隔離弁, ドライウェルメント用出口隔離弁, 原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A), 原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B), フィルタ装置出口放射線モニタ(A), フィルタ装置出口放射線モニタ(B), フィルタベント系制御盤に給電可能である。

電源供給範囲を第 2-4~2-5 図に, 負荷一覧を第 2-4 表に示す。



第 2-4 図 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲（交流）





第 2-5 図 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲 (直流)

第 2-4 表 可搬型代替交流電源設備による負荷一覧

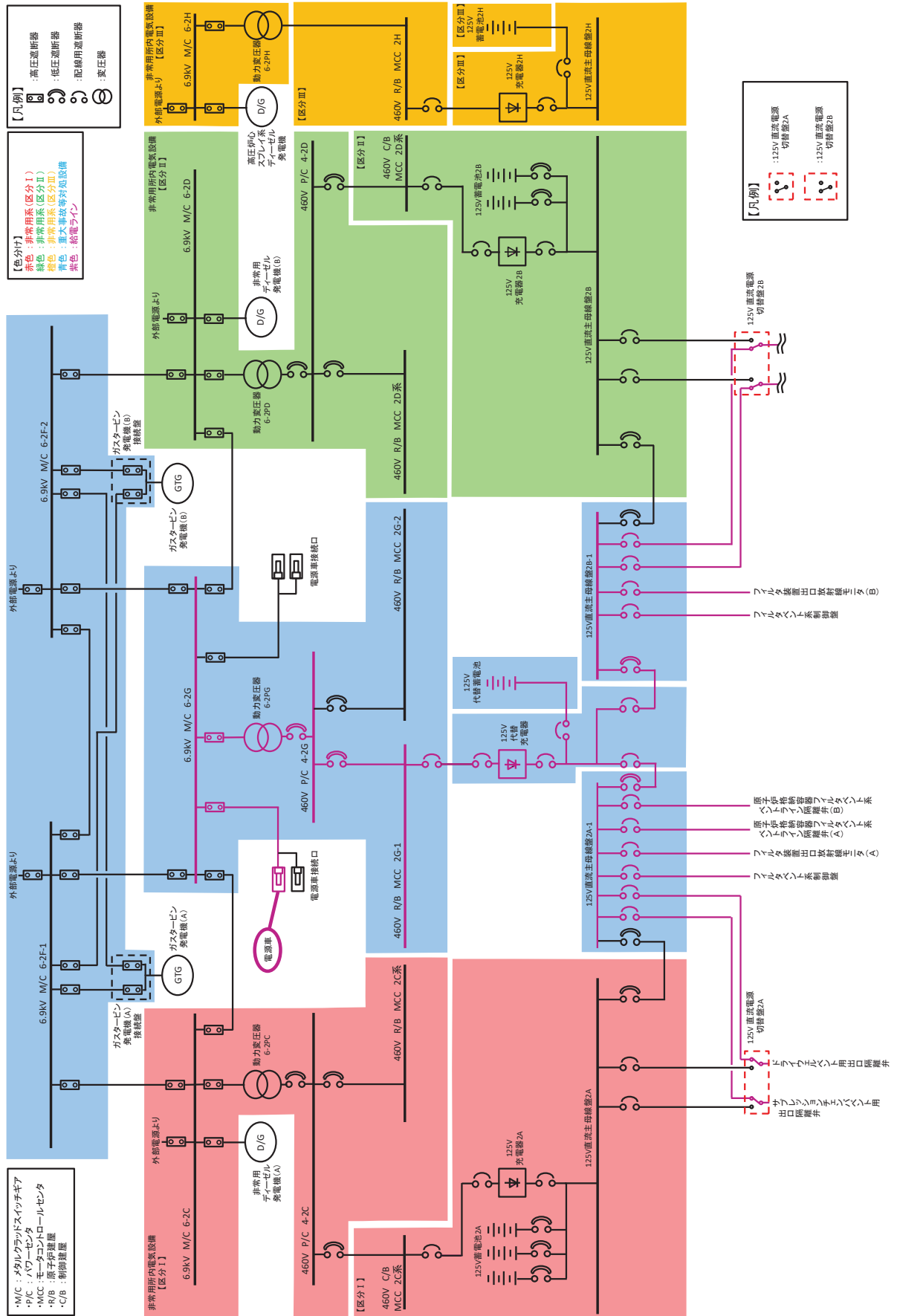
	負荷	電源容量 (交流)	備考
1	フィルタ装置出口水素・酸素濃度計 吸引ポンプ	0.75kW	
2	フィルタ装置出口水素・酸素濃度計 排気ポンプ	0.75kW	
3	フィルタ装置出口水素・酸素濃度計	3kW	
4	サプレッションチェンバメント用出口隔離弁	2.48kW	
5	ドライウェルメント用出口隔離弁	2.48kW	
6	原子炉格納容器フィルタベント系 ベントライン隔離弁 (A)	0.69kW	
7	原子炉格納容器フィルタベント系 ベントライン隔離弁 (B)	0.69kW	
8	フィルタ装置出口放射線モニタ (A)	0.38kW	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (B)	0.38kW	
10	フィルタベント系制御盤	0.5kW	
11	フィルタベント系制御盤	0.25kW	
	合計	約 13kW*	

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 680kW (800kVA) とし、  
負荷容量約 13kW に対して必要十分な容量とする。

(4) 可搬型代替直流電源設備による電源供給範囲

可搬型代替直流電源設備により，サプレッションチェンバメント用出口隔離弁，ドライウエルメント用出口隔離弁，原子炉格納容器フィルタメント系ベントライン隔離弁(A)，原子炉格納容器フィルタメント系ベントライン隔離弁(B)，フィルタ装置出口放射線モニタ(A)，フィルタ装置出口放射線モニタ(B)，フィルタメント系制御盤に給電可能である。

電源供給範囲を第 2-6 図に，負荷一覧を第 2-5 表に示す。



第 2-6 図 可搬型代替直流電源設備による電源給電範囲

第 2-5 表 可搬型代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	電源容量 (交流)	電源容量 (直流)	備考
1	サプレッションチェンバメント用 出口隔離弁	2.48kW	113A	始動電流を記載 (定格電流は 46A)
2	ドライウェルメント用出口隔離弁	2.48kW	113A	始動電流を記載 (定格電流は 46A)
3	原子炉格納容器フィルタメント系 ベントライン隔離弁 (A)	0.69kW	34A	始動電流を記載 (定格電流は 9.4A)
4	原子炉格納容器フィルタメント系 ベントライン隔離弁 (B)	0.69kW	34A	始動電流を記載 (定格電流は 9.4A)
5	フィルタ装置出口放射線モニタ (A)	0.38kW	3A	
6	フィルタ装置出口放射線モニタ (B)	0.38kW	3A	
7	フィルタメント系制御盤	0.5kW	4A	
8	フィルタメント系制御盤	0.25kW	2A	
	合計	約 8kW* <sup>1</sup>	306A	365.7Ah* <sup>2</sup>

注記\*1: 可搬型代替直流電源設備の設備容量は、電源車が 340kW (400kVA)、125V 代替充電器が 118kW であり、負荷容量約 8kW に対して必要十分な容量とする。

\*2: 蓄電池の必要容量。

可搬型代替直流電源設備 (125V 代替蓄電池) の設備容量は約 2,000Ah とし、負荷容量 365.7Ah に対して十分な容量とする。

スクラバ溶液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、スクラバ溶液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) 系統待機時

系統待機時においては、フィルタ装置水位（狭帯域）にて、スクラバ溶液の水位が待機時の下限水位から上限水位（ mm）にあることを確認する。

フィルタ装置内は窒素で置換されており、原子炉格納容器第二隔離弁及びフィルタ装置出口側ラプチャディスクにて隔離された状態となっている。系統待機時のフィルタ装置への補給については、給水設備等とフィルタ装置の間の手動弁を開操作して注水することとなり、系統待機中は常時閉の状態を維持していることから、系統待機中に水位が変動することはない。

## (2) ベント開始後

ベント時においては、フィルタ装置水位（広帯域）にて、スクラバ溶液の水位がベント時の下限水位から上限水位（ mm）にあることを確認する。

フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱により、スクラバ溶液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。

「別紙 4 スクラバ溶液の保有水量の設定根拠及び健全性について」に示すとおり、スクラバ溶液の水位はベント初期のベントガス凝縮による水位上昇を考慮しても上限水位に至らない設計としている。さらに、ベントガス以外にフィルタ装置に外部から流入するラインはないことから、上限水位に至ることはない。なお、万が一上限水位となった場合は、水位を低下させることが可能な設計とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## フィルタ装置出口側ラプチャディスクの信頼性について

### 1. 設計時の考慮

フィルタ装置出口側ラプチャディスクの設定破裂圧力は、ベントを実施する際の妨げにならないよう、ベント開始時の原子炉格納容器圧力（427～854kPa[gage]）と比較して十分低い圧力で動作するように、設定破裂圧力は 100kPa（フィルタ装置出口側ラプチャディスクの前後差圧）を適用している。

ベント開始時におけるフィルタ装置出口側ラプチャディスクが破裂したことの確認は、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原子炉格納容器圧力の指示値の下降、また、ベント開始時に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圧力が上昇し、フィルタ装置出口側ラプチャディスクが破裂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圧力が下降することから、フィルタ装置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、フィルタ装置出口側ラプチャディスク下流に設置された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、フィルタ装置出口側ラプチャディスクは、大気との境界に設置されることから、排気管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放出口から降水が浸入し難い構造とする。

### 2. 製作時の考慮

フィルタ装置出口側ラプチャ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。

- (1) 同一ミルシートの素材を用いて、1ロット（出荷台数+2+ $\alpha$ ）を製作する。
- (2) 同一加工機／同一加工者が1ロットを製作する。
- (3) 同一ロットから2台以上ランダムに選定し、破裂試験を実施する。

フレキシブルシャフトが常時接続されている状態における弁操作の詳細メカニズム

## 1. 詳細メカニズム

隔離弁の駆動方式は、電動（電動機による駆動）と遠隔手動（フレキシブルシャフトによる操作）があり、これらの方式の切替えには「オートデクラッチ機構」を採用している。

オートデクラッチ機構は、従来、弁駆動部のレバー操作により実施していたクラッチの切替操作を、フレキシブルシャフトを操作することで、自動的に通常電動側にあるクラッチを手動（人力）側に切り替えることを可能とした機構である。

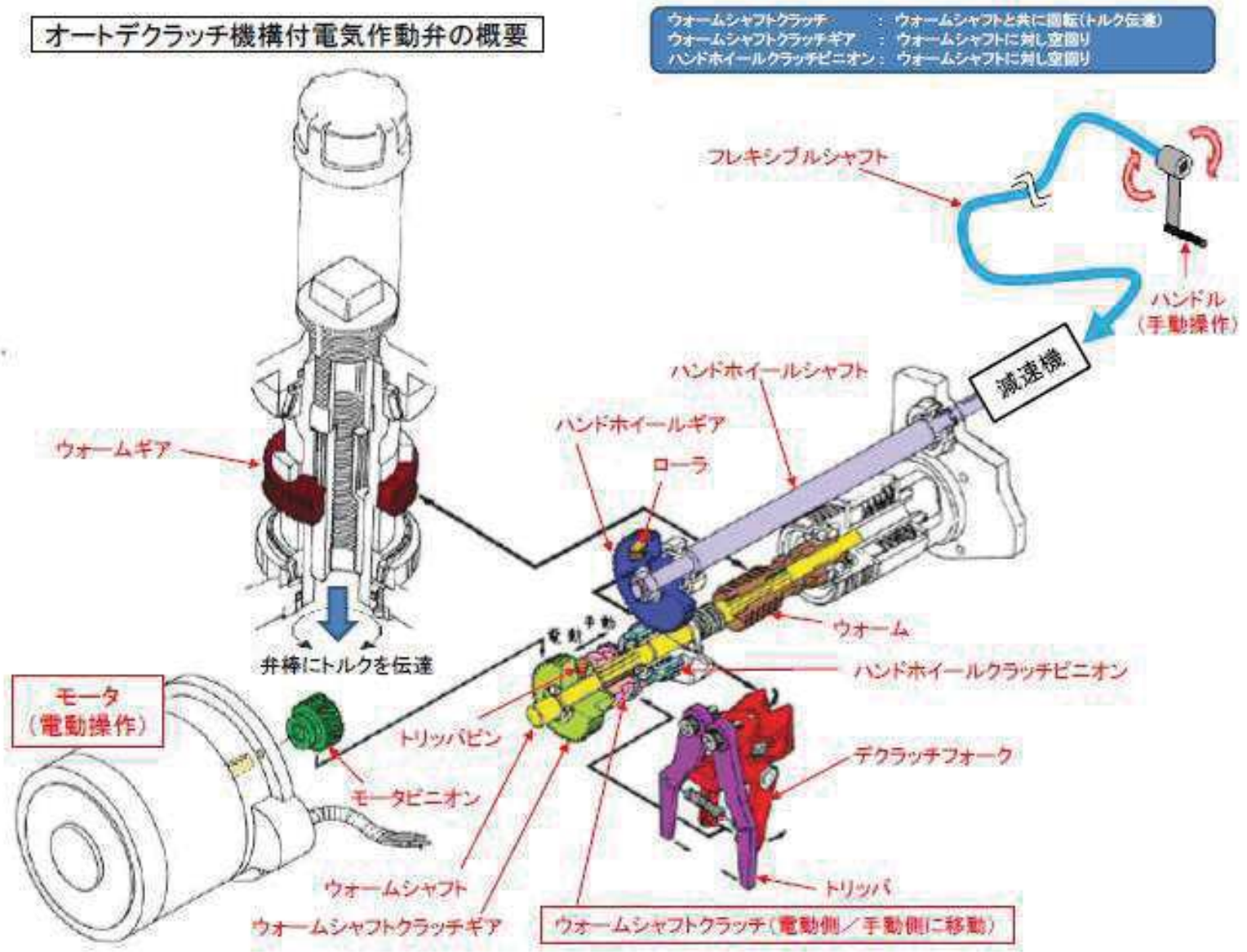
また、弁駆動部に動力を伝えるためのウォームシャフト部への動力の伝達は、クラッチ機構を採用しており、電動側又は手動側のウォームシャフト部と切り離されるため、トルク伝達に影響を与えない構造となっている。

オートデクラッチ機構付の電動弁の概要を第 1 図に示す。

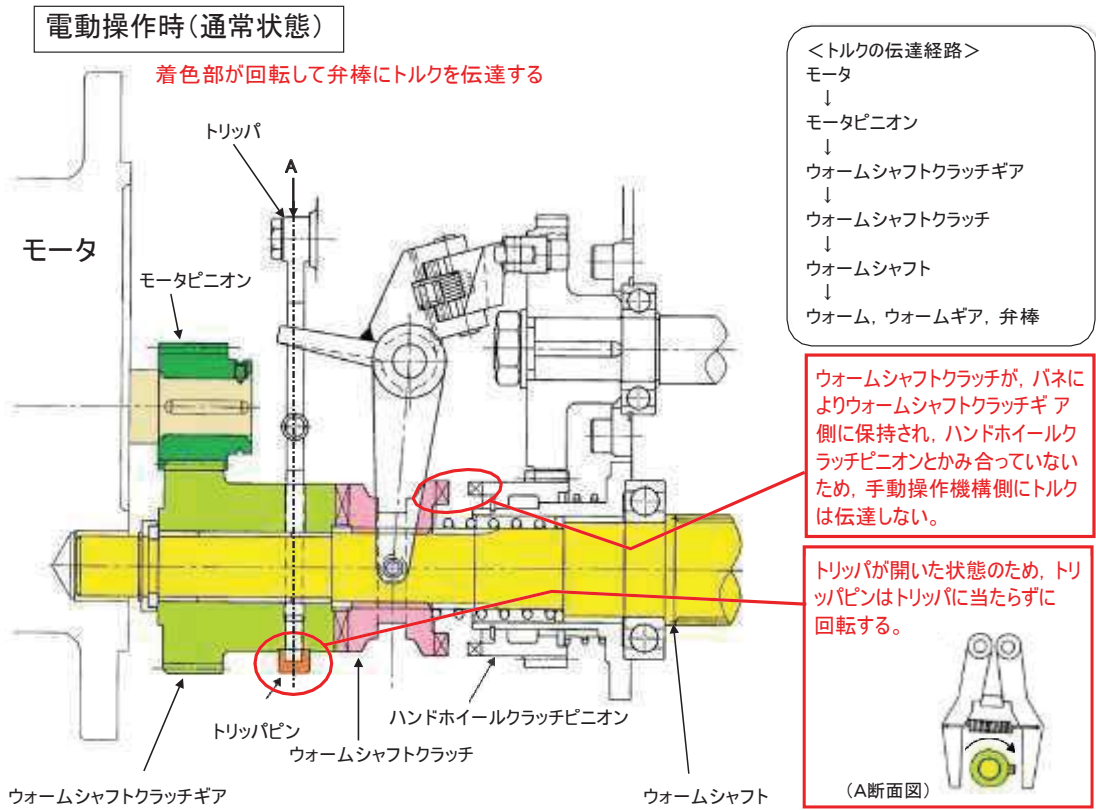
オートデクラッチ機構は、ウォームシャフトクラッチが保持される位置により、弁へのトルクの伝わり方が変動する。電動操作時と手動操作時のオートデクラッチ機構の動作の違いについて第 2 図から第 5 図に示す。



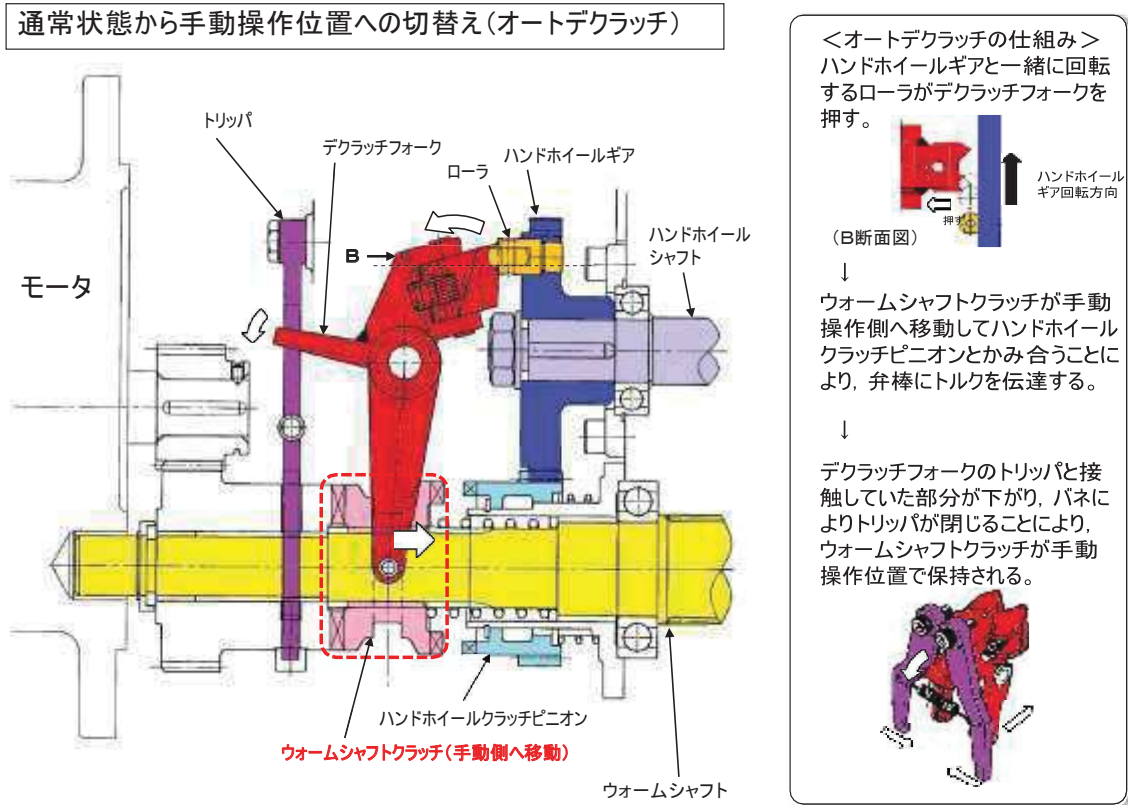
オートデクラッチ機構付電気作動弁の概要



第1図 オートデクラッチ機構の概要



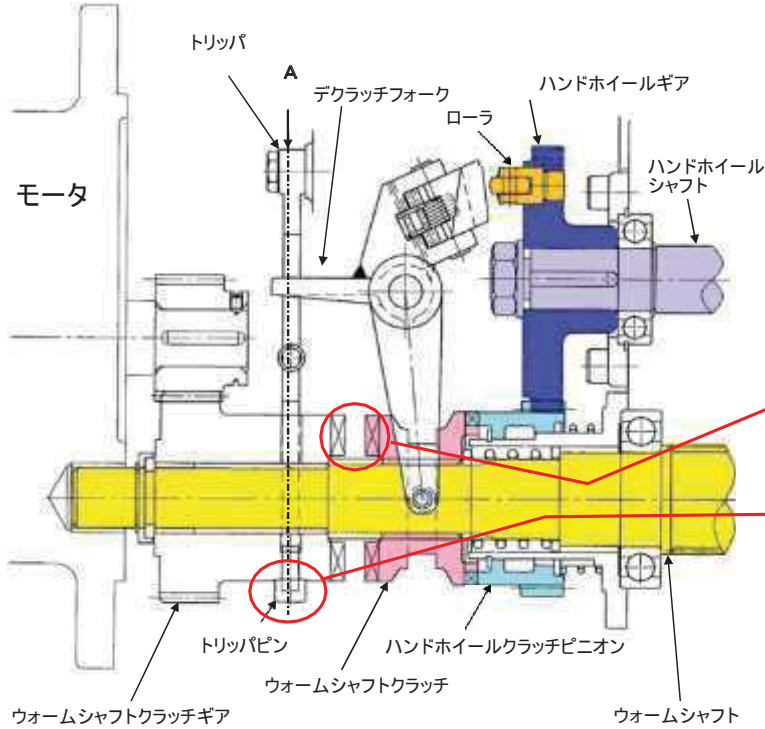
第2図 弁駆動部の状態(電動操作時(通常状態))



第3図 弁駆動部の状態(電動から手動への切替え時(オートデクラッチ))

手動操作時

着色部が回転して弁棒にトルクを伝達する



＜トルクの伝達経路＞  
 フレキシブルシャフト、減速機  
 ↓  
 ハンドホイールシャフト  
 ↓  
 ハンドホイールギア  
 ↓  
 ハンドホイールクラッチピニオン  
 ↓  
 ウォームシャフトクラッチ  
 ↓  
 ウォームシャフト  
 ↓  
 ウォーム、ウォームギア、弁棒

ウォームシャフトクラッチとウォームシャフトクラッチギアがかみ合っていないため、電動操作機構側にトルクは伝達しない。

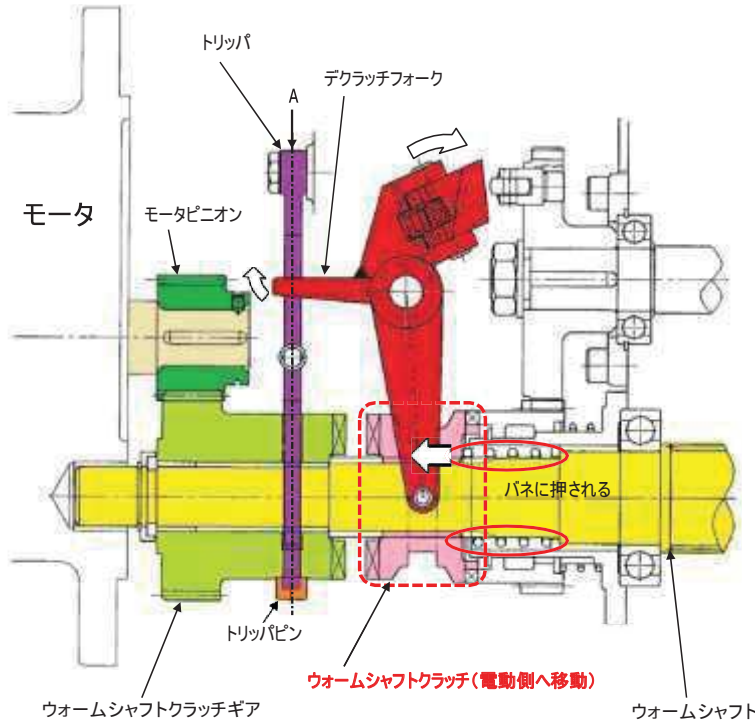
バネによりトリップが閉じることで、デクラッチフォーク及びウォームシャフトクラッチが手動操作位置で保持される



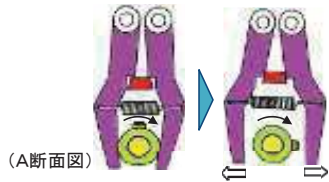
(A断面図)

第4図 弁駆動部の状態（手動操作時）

手動操作位置から電動操作位置への自動復帰



＜自動復帰の仕組み＞  
 モータのトルクがウォームシャフトクラッチギアに伝わり、トリップピンが回転してトリップを広げる。



(A断面図)

↓  
 バネによりウォームシャフトクラッチが電動側へ移動し、ウォームシャフトクラッチギアとかみ合うとともに、デクラッチフォークがトリップを開いた状態で保持される。

↓  
 トリップが開いた状態のため、トリップピンはトリップに当たらず回転する。

第5図 弁駆動部の状態（手動から電動への切替え時（自動復帰））

原子炉格納容器フィルタベント系の計装設備の網羅性について

## 1. 網羅性について

原子炉格納容器フィルタベント系の計装設備については、以下の考えに基づき網羅性を有する設計とする。

- (1) 原子炉格納容器フィルタベント系の待機時、運転時、事故収束時の各状態で、系統の要求上確認すべき項目のすべ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

原子炉格納容器フィルタベント系の待機時、運転時、事故収束時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装設備が設置されていることを第1表に示す。

## (1) 系統待機時の状態

系統待機時の状態が、以下のとおり把握可能である。

## a. フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

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

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

また、フィルタ装置内のスクラバ溶液の pH が、アルカリ性の状態（pH13 以上）であることを確認することで、フィルタ装置の性能維持に影響がないことを把握できる。

## b. 系統不活性状態の確認

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

## (2) 系統運転時の状態

系統運転時の状態が、以下のとおり把握可能である。

## a. 原子炉格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認

フィルタ装置入口圧力（広帯域）及びフィルタ装置出口圧力（広帯域）にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により原子炉格納容器圧力に追従して圧



力が低下傾向を示すことで、原子炉格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを把握できる。

また、フィルタ装置水温度にて、ベント開始によりスクラバ溶液が待機状態から飽和温度まで上昇することを監視することで、原子炉格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを把握できる。さらに、フィルタ装置出口放射線モニタの指示値が初期値から上昇することを計測することによりガスが通気されていることを把握できる。

b. フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

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

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

c. ベントガスが放出されていることの確認

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

(3) 事故収束時の状態

事故収束時の状態が、以下のとおり把握可能である。

a. 系統内に水素が滞留していないことの確認

フィルタ装置出口水素濃度にて、窒素供給による系統パージ中において、水素が系統内に滞留していないことを把握できる。

b. フィルタ装置の状態確認

フィルタ装置に異常がないことを確認するため、フィルタ装置水位（広帯域）にて、スクラバ溶液の水位が確保されていること、フィルタ装置水温度にて温度の異常な上昇がないこと及びフィルタ装置出口放射線モニタにて放射性物質の放出がないことを把握できる。

(4) フィルタ装置の水位調整時の確認

原子炉格納容器フィルタベント系の待機時、運転時、事故収束時に、フィルタ装置の水位調整を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

系統待機時にはフィルタ装置水位（狭帯域）にて、系統運転時及び事故収束時にはフィルタ装置水位（広帯域）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を把握できる。

b. フィルタ装置スクラバ溶液の水質管理

系統待機時にはフィルタ装置水位（狭帯域）にて、系統運転時及び事故収束時にはフィルタ装置水位（広帯域）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を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、スクラバ溶液 pH にて、フィルタ装置へ薬液を補給する際に、スクラバ溶液の pH を把握できる。

(5) 想定される機能障害の把握

原子炉格納容器フィルタベント系の運転時に、想定される機能障害を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（広帯域）にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が、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) フィルタ装置水温度にて、ベント操作後も待機状態から温度が上昇し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。

(c) フィルタ装置出口放射線モニタの指示値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. 金属繊維フィルタの閉塞

フィルタ装置出口放射線モニタにて、ベント実施により待機状態から上昇した放射線量率が、低下傾向を示さないこと及びフィルタ装置入口圧力（広帯域）が上昇傾向を示すことを確認することで、金属繊維フィルタの閉塞を把握できる。

c. フィルタ装置入口配管の破断

フィルタ装置入口圧力（広帯域）にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が低下傾向を示すが、フィルタ装置出口放射線モニタの指示値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。

d. フィルタ装置スクラバ溶液の漏えい

(a) 系統待機時にはフィルタ装置水位（狭帯域）にて、系統運転時及び事故収束時にはフィルタ装置水位（広帯域）にて、フィルタ装置からのスクラバ溶液の漏えいによる水位低下を確認することで把握できる。

(b) FCVS フィルタ装置室漏えい水位により、フィルタ装置室内に漏えいしたスクラバ溶液を検知することで把握できる。

### 3. 計測範囲について

原子炉格納容器フィルタベント系の待機時，運転時，事故収束時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第 2 表に示す。

第1表 原子炉格納容器フィルタベント系 計装設備の網羅性について (1/2)

フィルタ装置の状態	確認すべき項目	計装設備	多重性又は多様性*
(1) 系統待機時	a. フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認	①フィルタ装置水位 (狭帯域)	①は多重性あり 系統待機時のフィルタ装置の pH 測定は、スクラバ溶液のサンプリング (手動) により実施 ①自主対策設備)
	b. 系統不活性状態の確認	①フィルタ装置入口圧力 (狭帯域) ②フィルタ装置出口圧力 (狭帯域)	①②自主対策設備
(2) 系統運転時	a. 原子炉格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	①フィルタ装置入口圧力 (広帯域) ②フィルタ装置出口圧力 (広帯域) ③フィルタ装置水温度 ④フィルタ装置出口放射線モニタ	①②③④で多様性あり ③④は多重性あり
	b. フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認	①フィルタ装置水位 (広帯域)	①は多重性あり
	c. ベントガスが放出されていることの確認	①フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性あり
(3) 事故収束時	a. 系統内に水素が滞留していないことの確認	①フィルタ装置出口水素濃度	—
	b. フィルタ装置の状態確認	①フィルタ装置水位 (広帯域) ②フィルタ装置水温度 ③フィルタ装置出口放射線モニタ	①②③で多様性あり ①②③は多重性あり
(4) フィルタ装置の 水位調整時	a. フィルタ装置の水位調整の確認	①フィルタ装置水位 (狭帯域) ②フィルタ装置水位 (広帯域)	①②は多重性あり ①は系統待機時, ②は系統運転時及び事故収束時に使用 ①自主対策設備
	b. フィルタ装置スクラバ溶液の水質管理	①フィルタ装置水位 (狭帯域) ②フィルタ装置水位 (広帯域) ③スクラバ溶液 pH	①②は多重性あり ①は系統待機時, ②は系統運転時及び事故収束時に使用 ①自主対策設備 ③自主対策設備 (参考値)



第1表 原子炉格納容器フィルタベント系 計装設備の網羅性について (2/2)

フィルタ装置の状態	確認すべき項目	計装設備	多重性又は多様性*
(5) 想定される機能 障害	a. フィルタ装置の閉塞	①フィルタ装置入口圧力 (広帯域) ②フィルタ装置水温度 ③フィルタ装置出口放射線モニタ	①②③で多様性あり ②③は多重性あり
	b. 金属繊維フィルタの閉塞	①フィルタ装置入口圧力 (広帯域) ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性あり ②は多重性あり
	c. フィルタ装置入口配管の破断	①フィルタ装置入口圧力 (広帯域) ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性あり ②は多重性あり
	d. フィルタ装置スクラバ溶液の漏えい	①フィルタ装置水位 (狭帯域) ②フィルタ装置水位 (広帯域) ③FCVS フィルタ装置室漏えい水位	①②③で多様性あり ①②は多重性あり ①は系統待機時, ②は系統運転時及び事故収束時に使用 ①自主対策設備 ③自主対策設備 (参考値)

注記\* : 重大事故等発生時に使用する計装設備は, その環境条件においても機能喪失しないよう十分配慮した設計とすることから, 基本的には多重性又は多様性の考え方を適用しない。ただし, 原子炉格納容器フィルタベント系の機能維持のための監視・操作に直接影響を与えるパラメータについては, 多重化する設計とする。

第2表 原子炉格納容器フィルタベント系 計装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（広帯域）	0～3650mm <sup>*2</sup>	フィルタ装置機能維持のための下限水位から上限水位の範囲（ <input type="text"/> mm <sup>*2</sup> ）を監視できる範囲
②フィルタ装置入口圧力（広帯域）	-0.1MPa～1.0MPa[gage]	系統の最高使用圧力（0.854MPa[gage]）を監視できる範囲
③フィルタ装置出口圧力（広帯域）	-0.1MPa～1.0MPa[gage]	系統の最高使用圧力（0.854MPa[gage]）を監視できる範囲
④フィルタ装置水温度	0～200℃	系統の最高使用温度（200℃）を監視できる範囲
⑤フィルタ装置出口放射線モニタ	10 <sup>-2</sup> mSv/h～10 <sup>5</sup> mSv/h	原子炉格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率（1.9×10 <sup>3</sup> mSv/h）を測定できる範囲
⑥フィルタ装置出口水素濃度	0～30vol% 0～100vol%	原子炉格納容器ベント後に窒素による掃気を実施し、原子炉格納容器フィルタベント系の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）未満であることを監視できる範囲
⑦フィルタ装置水位（狭帯域） <sup>*1</sup>	1180mm～1580mm <sup>*2</sup>	系統待機時のフィルタ装置の水位の範囲（ <input type="text"/> mm <sup>*2</sup> ）を監視できる範囲
⑧フィルタ装置入口圧力（狭帯域） <sup>*1</sup>	0～100kPa[gage]	封入した窒素圧力（ <input type="text"/> kPa[gage]程度）を監視できる範囲
⑨フィルタ装置出口圧力（狭帯域） <sup>*1</sup>	0～100kPa[gage]	封入した窒素圧力（ <input type="text"/> kPa[gage]程度）を監視できる範囲
⑩スクラバ溶液 pH <sup>*1</sup>	pH0～14	想定される pH の変動範囲を計測できる範囲

注記\*1：自主対策設備

\*2：基準点はフィルタ装置（本体）下鏡底部。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器フィルタベント系の計装設備の概略構成図

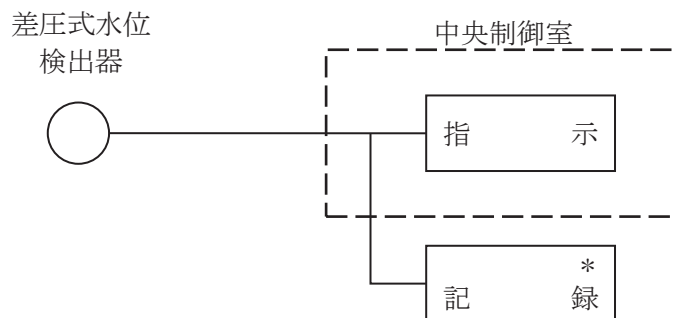
1. 計測設備

原子炉格納容器フィルタベント系の計装設備について記載する。

(1) フィルタ装置水位（広帯域）

フィルタ装置水位（広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、フィルタ装置水位（広帯域）として中央制御室及び緊急時対策所に指示する。また、安全パラメータ表示システム伝送装置（以下「SPDS 伝送装置」という。）にて記録及び保存する。

（第 1 図「フィルタ装置水位（広帯域）の概略構成図」参照。）



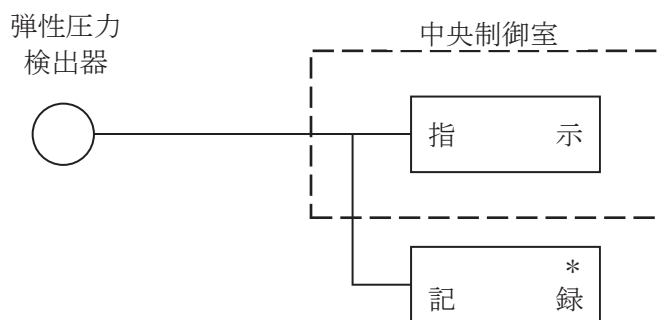
注記\* : SPDS 伝送装置（緊急時対策所の SPDS 表示装置で監視可能）

第 1 図 フィルタ装置水位（広帯域）の概略構成図

(2) フィルタ装置入口圧力（広帯域）

フィルタ装置入口圧力（広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、フィルタ装置入口圧力（広帯域）として中央制御室及び緊急時対策所に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。

（第 2 図「フィルタ装置入口圧力（広帯域）の概略構成図」参照。）



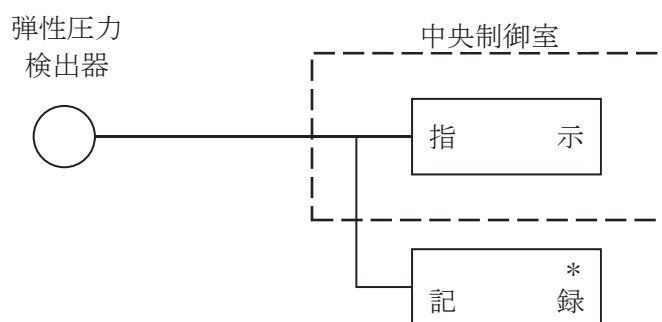
注記\*：SPDS 伝送装置（緊急時対策所の SPDS 表示装置で監視可能）

第 2 図 フィルタ装置入口圧力（広帯域）の概略構成図

(3) フィルタ装置出口圧力（広帯域）

フィルタ装置出口圧力（広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、フィルタ装置出口圧力（広帯域）として中央制御室及び緊急時対策所に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。

（第 3 図「フィルタ装置出口圧力（広帯域）の概略構成図」参照。）



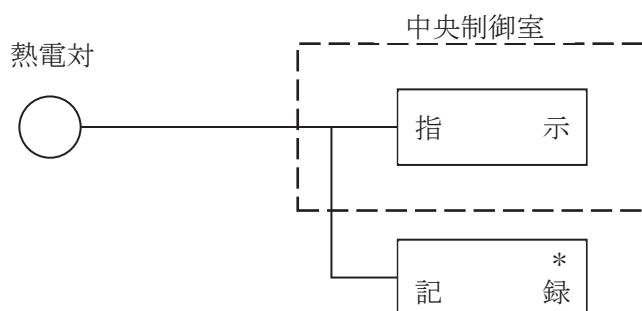
注記\*：SPDS 伝送装置（緊急時対策所の SPDS 表示装置で監視可能）

第 3 図 フィルタ装置出口圧力（広帯域）の概略構成図

(4) フィルタ装置水温度

フィルタ装置水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、フィルタ装置水温度として中央制御室及び緊急時対策所に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。

(第4図「フィルタ装置水温度の概略構成図」参照。)



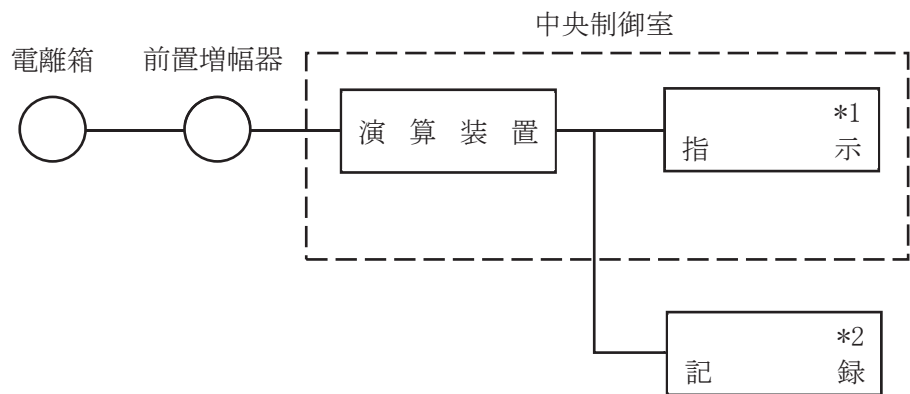
注記\* : SPDS 伝送装置 (緊急時対策所の SPDS 表示装置で監視可能)

第4図 フィルタ装置水温度の概略構成図

(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、中央制御室の演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室及び緊急時対策所に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。

(第 5 図「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

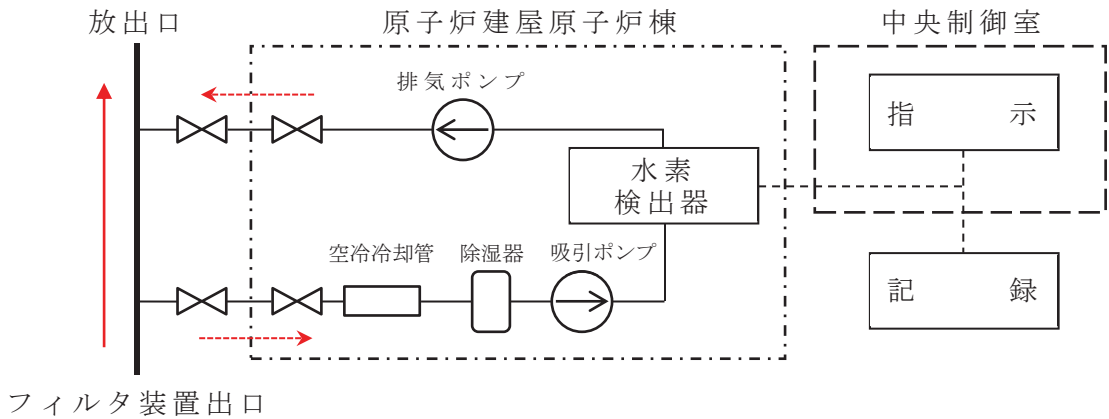
\*2：SPDS 伝送装置（緊急時対策所の SPDS 表示装置で監視可能）

第 5 図 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

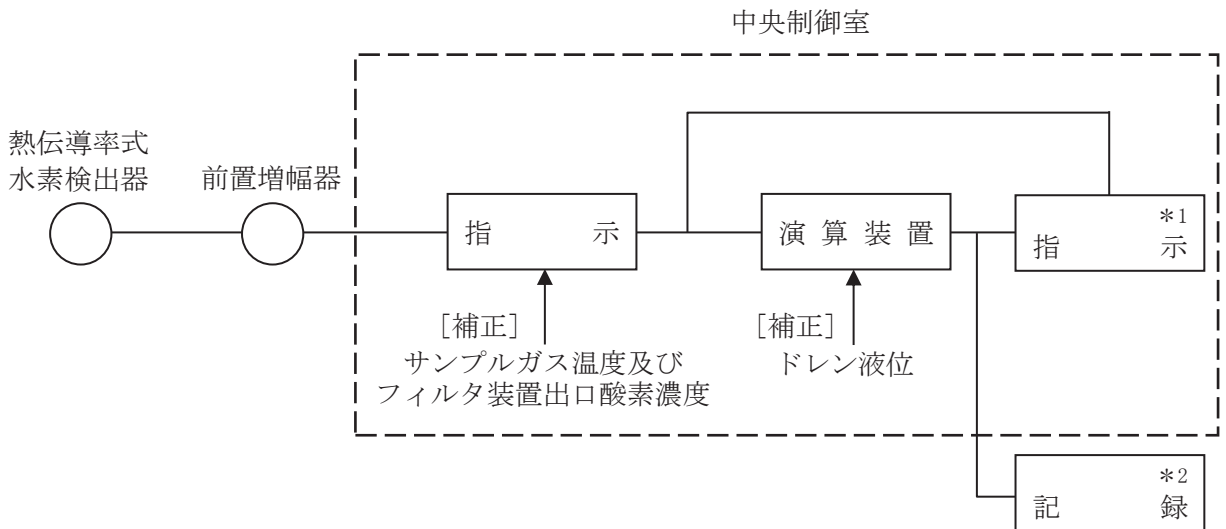
(6) フィルタ装置出口水素濃度

フィルタ装置出口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口水素濃度の検出信号は、熱伝導率式水素検出器からの電流信号を前置増幅器にて増幅し、中央制御室の演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置出口水素濃度を中央制御室及び緊急時対策所に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。

(第6図「フィルタ装置出口水素濃度 システム概要図」及び第7図「フィルタ装置出口水素濃度の概略構成図」参照。)



第6図 フィルタ装置出口水素濃度 システム概要図



注記\*1：記録計

\*2：SPDS 伝送装置（緊急時対策所の SPDS 表示装置で監視可能）

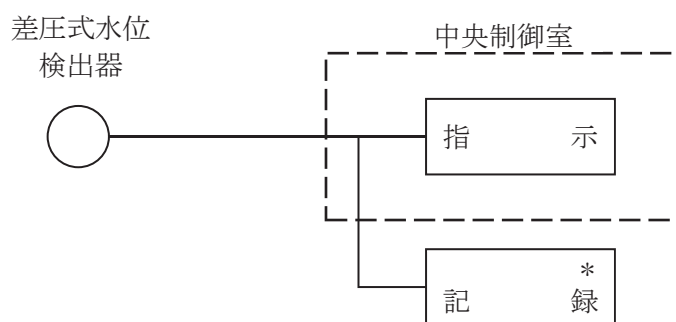
第7図 フィルタ装置出口水素濃度の概略構成図



(7) フィルタ装置水位（狭帯域）

フィルタ装置水位（狭帯域）（自主対策設備）は，系統待機時におけるフィルタ装置の監視機能を有しており，差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は，フィルタ装置水位（狭帯域）として中央制御室及び緊急時対策所に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。

（第 8 図「フィルタ装置水位（狭帯域）の概略構成図」参照。）



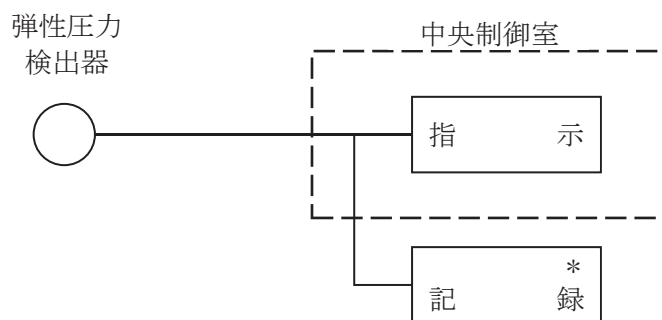
注記\*：SPDS 伝送装置（緊急時対策所の SPDS 表示装置で監視可能）

第 8 図 フィルタ装置水位（狭帯域）の概略構成図

(8) フィルタ装置入口圧力（狭帯域）

フィルタ装置入口圧力（狭帯域）（自主対策設備）は，系統待機時におけるフィルタ装置の監視機能を有しており，弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は，フィルタ装置入口圧力（狭帯域）として中央制御室及び緊急時対策所に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。

（第 9 図「フィルタ装置入口圧力（狭帯域）の概略構成図」参照。）



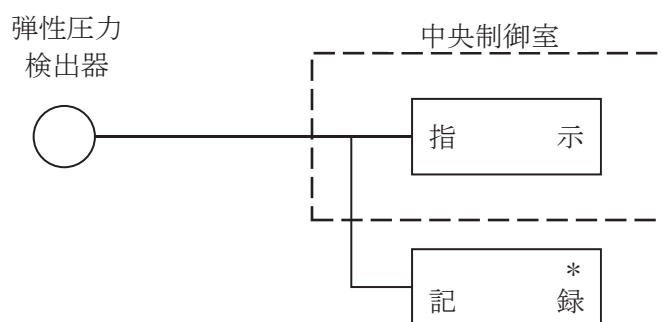
注記\*：SPDS 伝送装置（緊急時対策所の SPDS 表示装置で監視可能）

第 9 図 フィルタ装置入口圧力（狭帯域）の概略構成図

(9) フィルタ装置出口圧力（狭帯域）

フィルタ装置出口圧力（狭帯域）（自主対策設備）は，系統待機時におけるフィルタ装置の監視機能を有しており，弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は，フィルタ装置出口圧力（狭帯域）として中央制御室及び緊急時対策所に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。

（第 10 図「フィルタ装置出口圧力（狭帯域）の概略構成図」参照。）



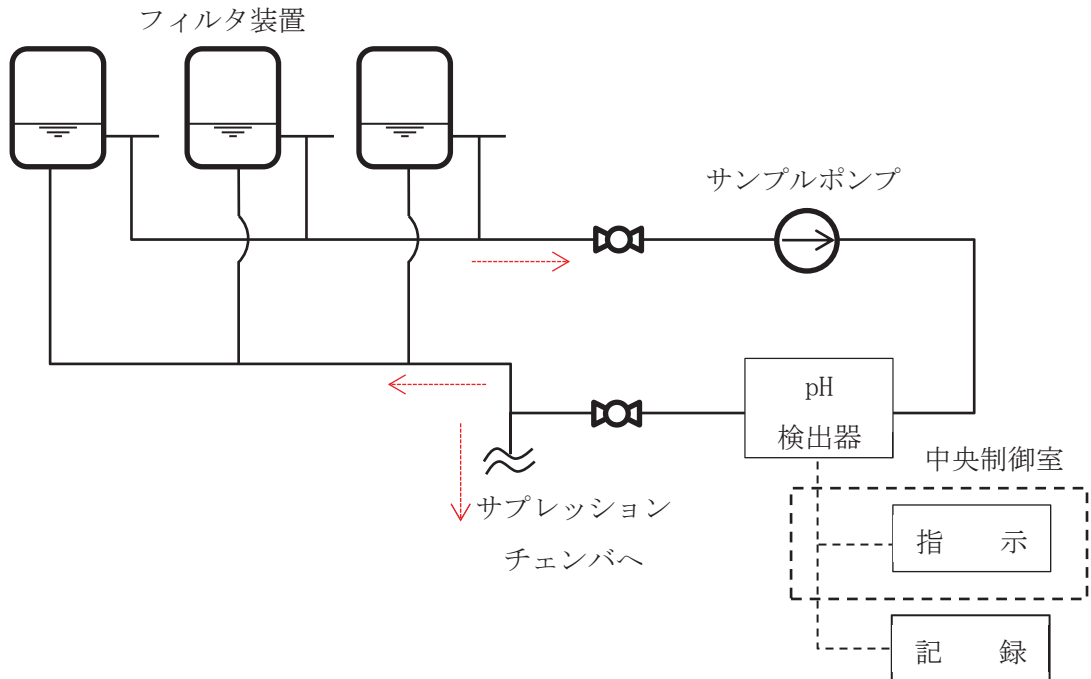
注記\*：SPDS 伝送装置（緊急時対策所の SPDS 表示装置で監視可能）

第 10 図 フィルタ装置出口圧力（狭帯域）の概略構成図

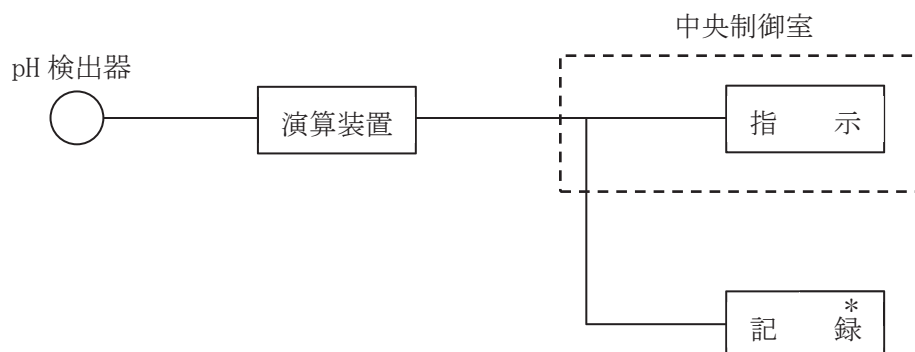
(10) スクラバ溶液pH

スクラバ溶液 pH (自主対策設備) は、pH 検出器からの電圧信号を演算装置にて pH 信号に変換する処理を行った後、スクラバ溶液 pH を中央制御室及び緊急時対策所に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。

(第 11 図「スクラバ溶液 pH システム概要図」及び第 12 図「スクラバ溶液 pH の概略構成図」参照。)



第 11 図 スクラバ溶液 pH システム概要図



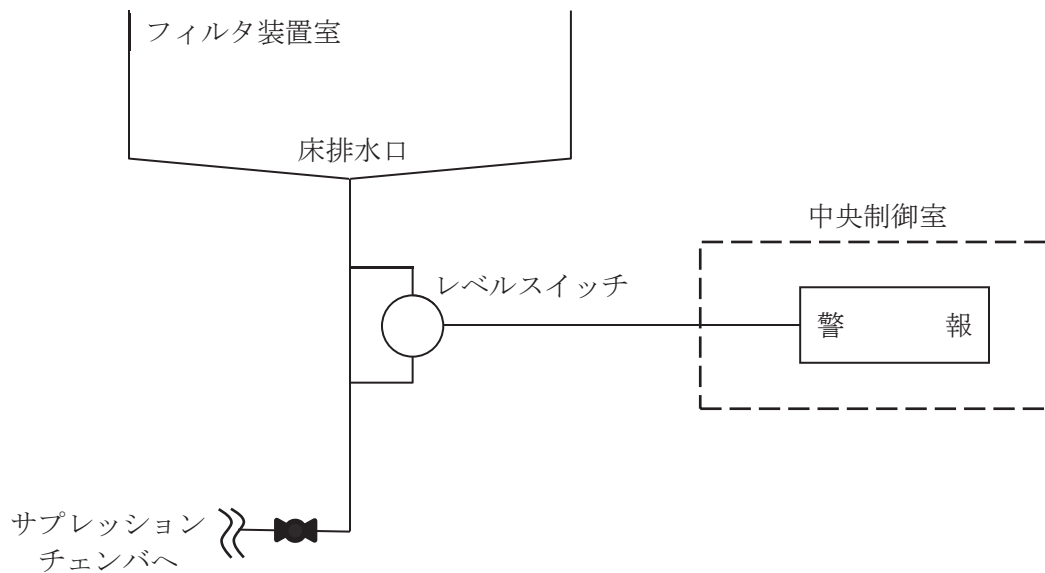
注記\* : SPDS 伝送装置 (緊急時対策所の SPDS 表示装置で監視可能)

第 12 図 スクラバ溶液 pH の概略構成図

(11) FCVSフィルタ装置室漏えい水位

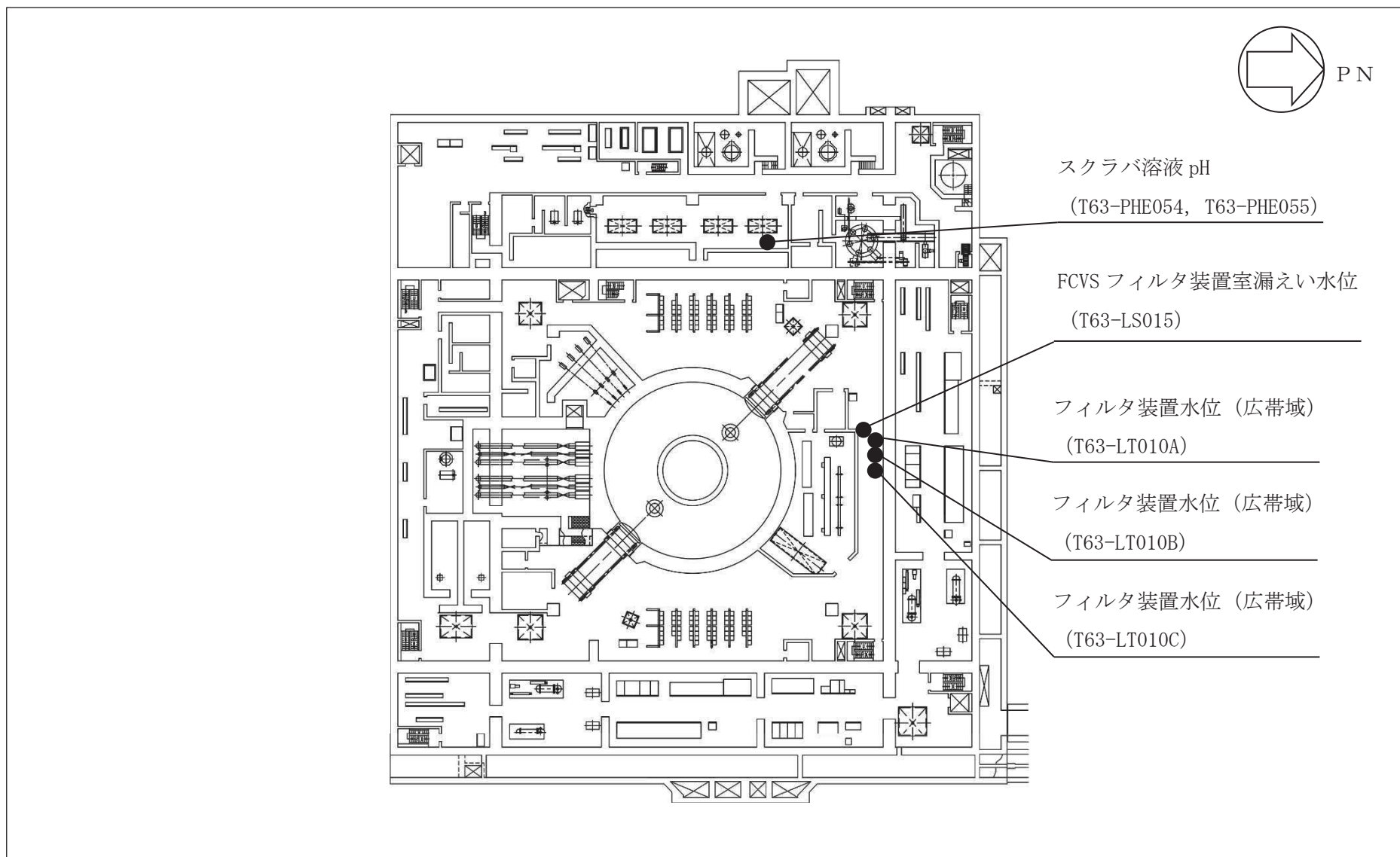
FCVS フィルタ装置室漏えい水位（自主対策設備）は、レベルスイッチからの水位状態を ON-OFF 信号として検出する。検出した ON-OFF 信号は、中央制御室に警報を発報させる。

（第 13 図「FCVS フィルタ装置室漏えい水位の概略構成図」参照。）

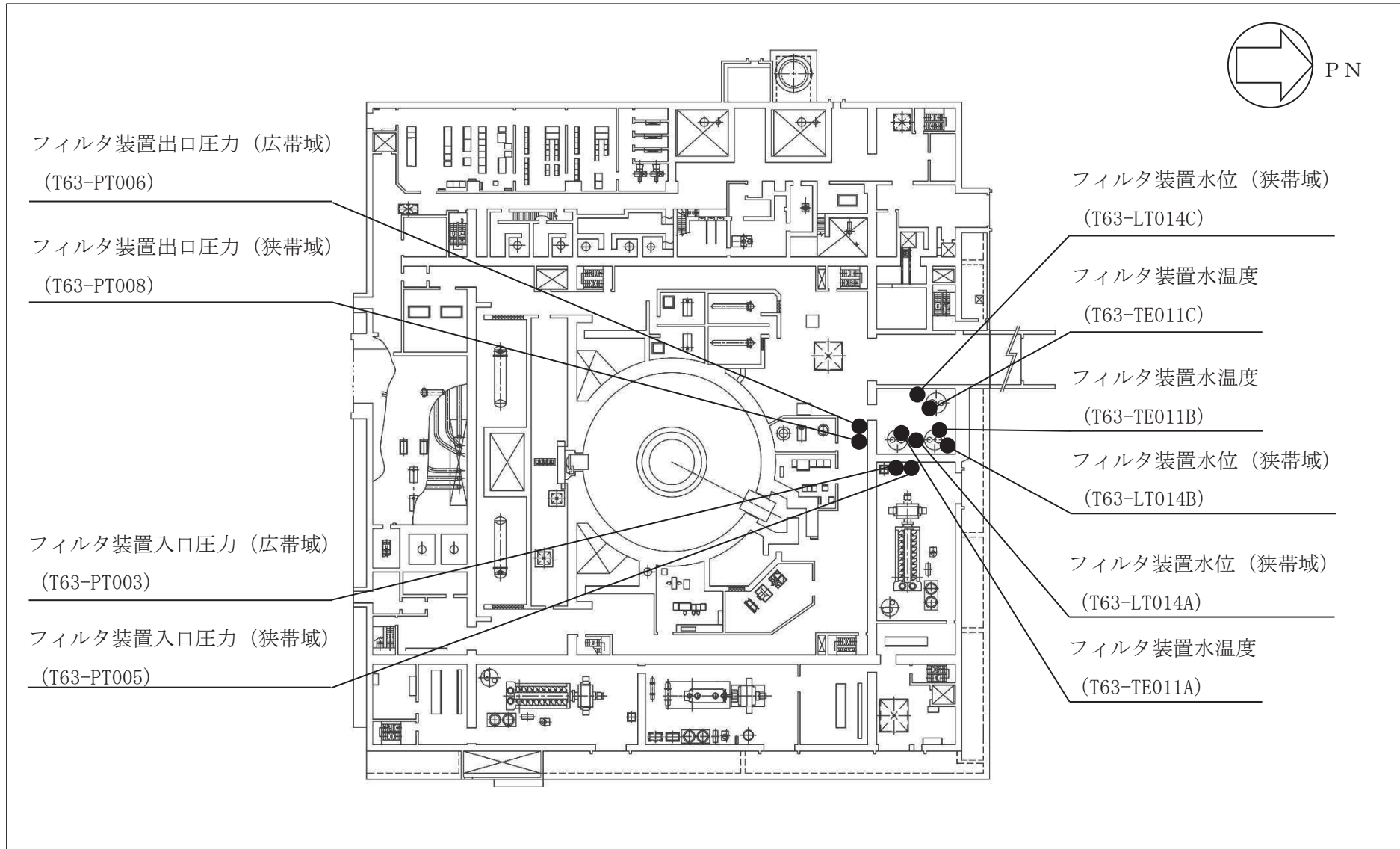


第 13 図 FCVS フィルタ装置室漏えい水位の概略構成図

2. 原子炉格納容器フィルタベント系計装設備の機器配置図  
第 14 図～第 16 図に計装設備の配置を示す。

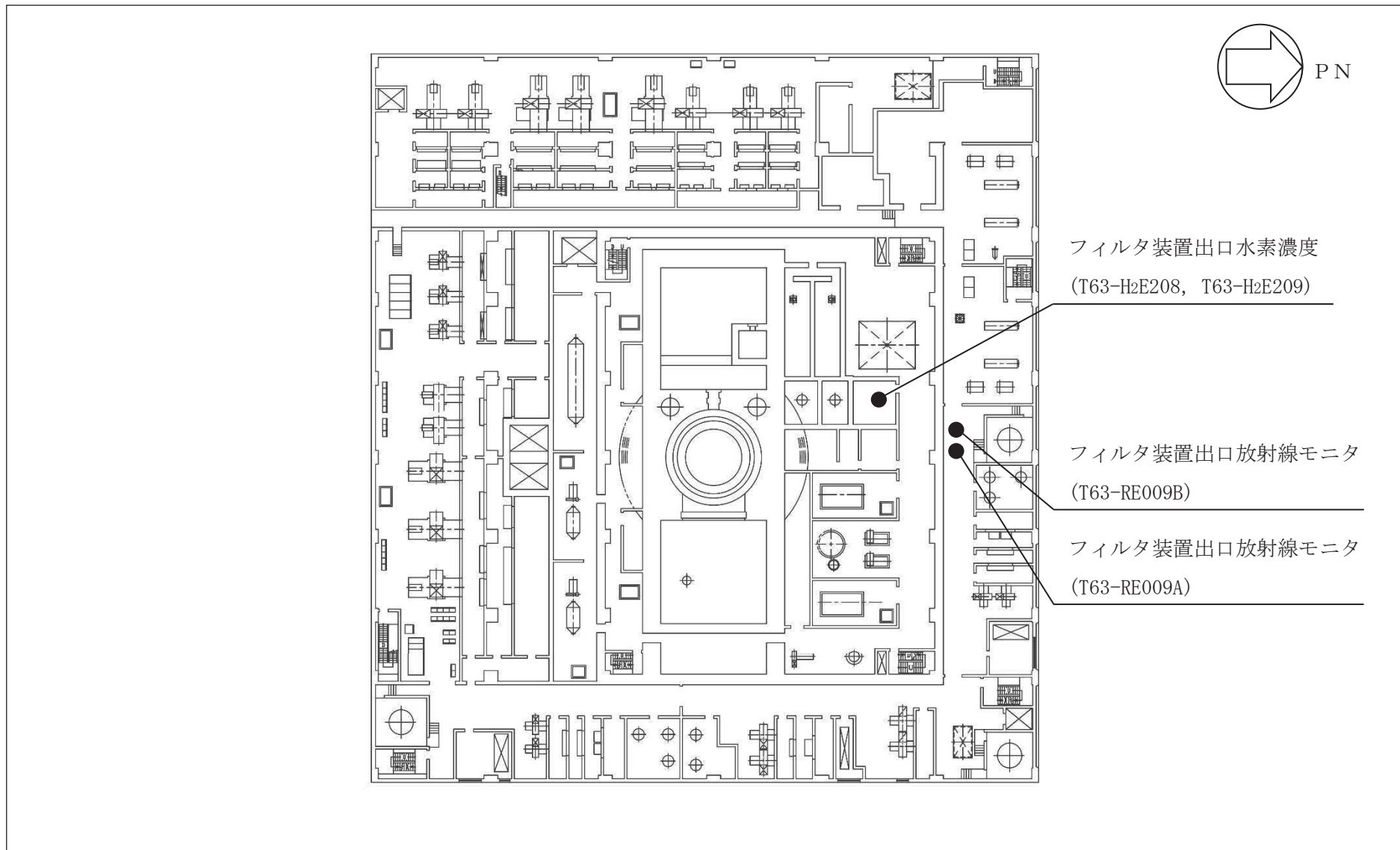


第 14 図 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋 0.P. 6.00m)



第 15 図 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋 0. P. 15.00m)





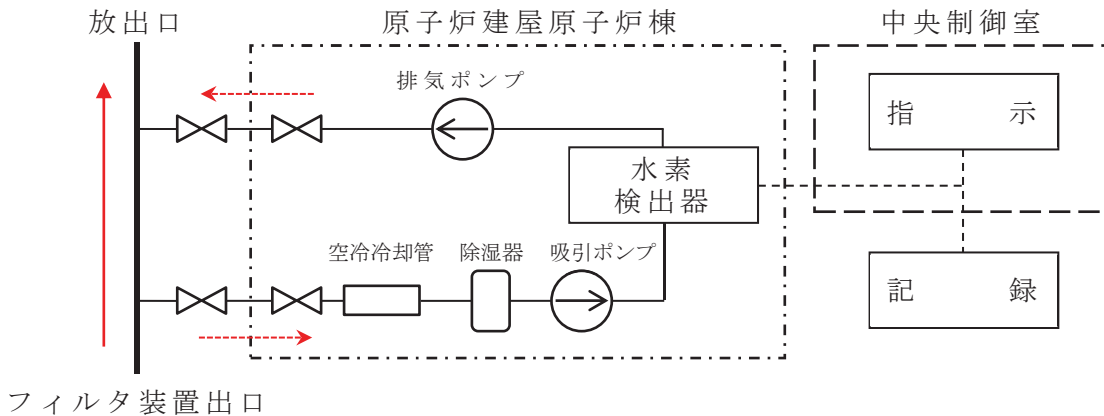
第 16 図 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋 0. P. 22. 50m)

フィルタ装置出口水素濃度の計測時間遅れについて

1. フィルタ装置出口水素濃度の概要

第1図にフィルタ装置出口水素濃度測定システムの概要を示す。フィルタ装置出口水素濃度は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用後に配管内に水素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、フィルタ装置出口配管内のガスを吸引ポンプで引き込み、空冷冷却管で冷却し、除湿器で水分を除去した後、水素検出器にて水素濃度を電流信号として検出する。水素濃度計測後のサンプルガスは、排気ポンプでフィルタ装置出口配管に戻す。

水素検出器により検出した電流信号は、演算装置で水素濃度信号に変換した後、中央制御室及び緊急時対策所にて指示する。また、安全パラメータ表示システム伝送装置（以下「SPDS 伝送装置」という。）にて記録及び保存する。



第1図 フィルタ装置出口水素濃度 システム概要図

2. 時間遅れ

測定対象となるガスのサンプリング点は、原子炉建屋原子炉棟1階のフィルタ装置出口配管頂部であり、そこから水素検出器までの時間遅れは以下のとおりである。

- (1) サンプリング配管長(サンプリング点～水素検出器) : 約  m
- (2) サンプリング配管の内容積 : 約  m<sup>3</sup>
- (3) 吸引ポンプの定格流量 : 約  L/min[Normal] (約  m<sup>3</sup>/min)
- (4) サンプルガス流速(流量÷配管断面積) : 約  m/min

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

第1表にフィルタ装置出口水素濃度の時間遅れを示す。

第1表 フィルタ装置出口水素濃度の時間遅れ

時間遅れ	約 <input type="text"/> 分
------	--------------------------

### 3. 時間遅れによる影響

フィルタ装置出口水素濃度の計測は、約□分の時間遅れが発生するが、フィルタ装置出口水素濃度の監視目的は、ベント停止後に可搬型窒素ガス供給装置により系統内に窒素を連続的に供給している状態における水素濃度の確認であり、系統の状態変化を監視して操作等の判断を行うパラメータでないことから、計測時間遅れの影響はない。

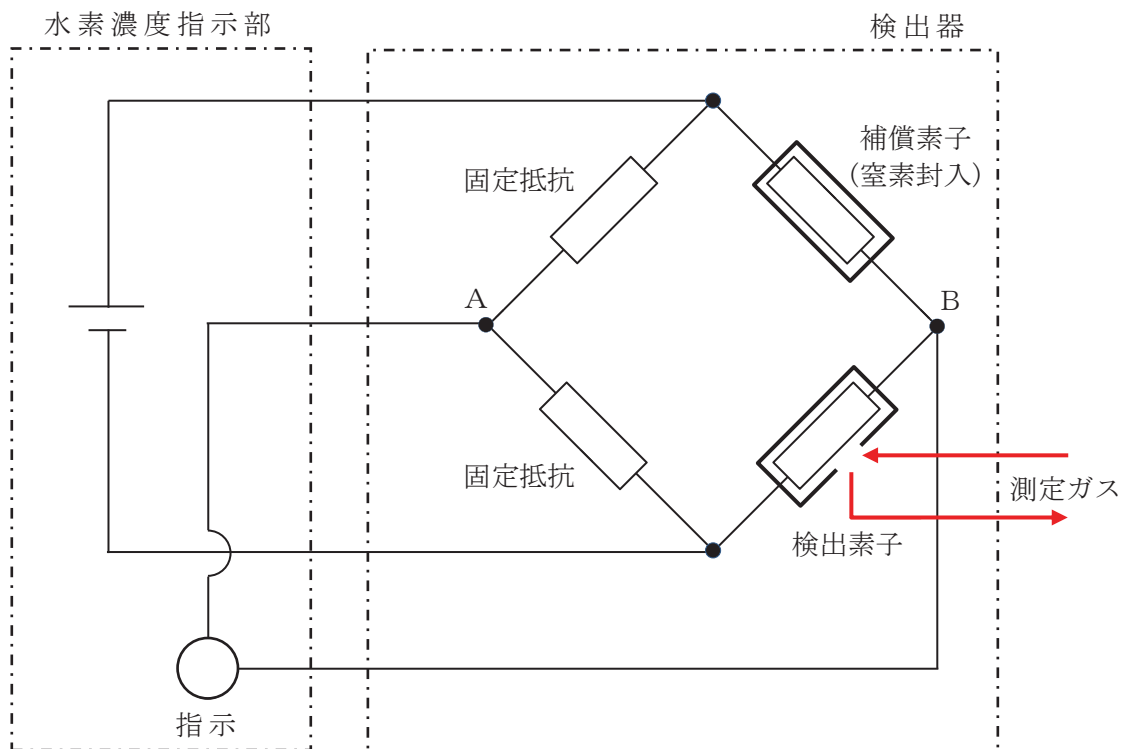
(参考)

### 1. 水素検出器の測定原理

フィルタ装置出口配管内の水素濃度を測定するフィルタ装置出口水素濃度は、熱伝導率式水素検出器を用いる。

熱伝導率式水素検出器は、第2図に示すとおり、検出素子、補償素子及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検出素子にはサンプリングされたフィルタ装置出口配管内のガスが流れ、補償素子には基準ガスである窒素が封入されており、サンプリングされたフィルタ装置出口配管内のガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度指示部より電圧を印加して検出素子と補償素子の両方を加熱した状態で、検出素子側に水素を含むガスが流れると、ガスが熱を奪い、検出素子の温度が低下することにより抵抗値が低下する。この検出素子の抵抗値が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、第2図のA B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。



第2図 熱伝導率式水素検出器の測定原理

## 2. 水素濃度の測定

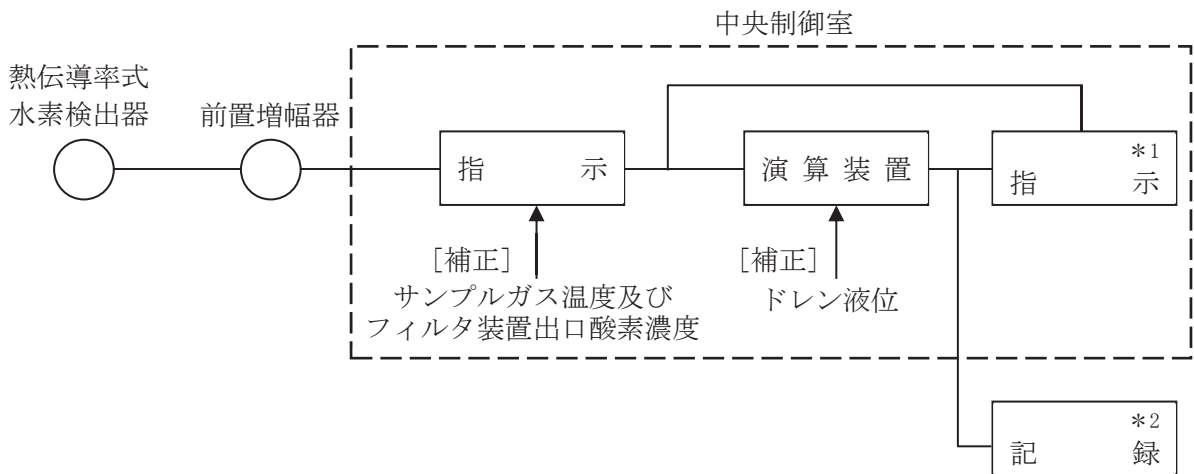
熱伝導率式水素検出器は、標準空気に対する測定ガスの熱伝導率の差を検出する方式のものであり、酸素、窒素などの空気中のガスに対し、水素の熱伝導率の差が大きいことを利用している。水素の熱伝導率は、約  $0.18 \text{ W}/(\text{m}\cdot\text{K})$  at  $27 \text{ }^\circ\text{C}$  である一方、酸素、窒素は、約  $0.02 \text{ W}/(\text{m}\cdot\text{K})$  at  $27 \text{ }^\circ\text{C}$  と水素より 1 桁小さく、これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対する大きな誤差にはならない。

## 3. 水素濃度測定システムの構成

フィルタ装置出口配管内のガスを吸引ポンプで引き込み、空冷冷却管で冷却後、除湿器で水分が除去されて、ほぼドライ状態で水素検出器にて測定される。

## 4. 水素検出器の仕様

種類	熱伝導率式水素検出器
計測範囲	0～30vol%，0～100vol%
個数	2
設置場所	原子炉建屋地上2階（原子炉建屋原子炉棟内）



注記 \*1：記録計

\*2：SPDS 伝送装置（緊急時対策所の SPDS 表示装置で監視可能）

第3図 フィルタ装置出口水素濃度の概略構成図

第3図にフィルタ装置出口水素濃度の概略を示す。水素検出器の計測範囲 0～30vol%及び 0～100vol%において、計器仕様は最大±2.1%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、フィルタ装置使用後の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

フィルタ装置入口の配管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、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。

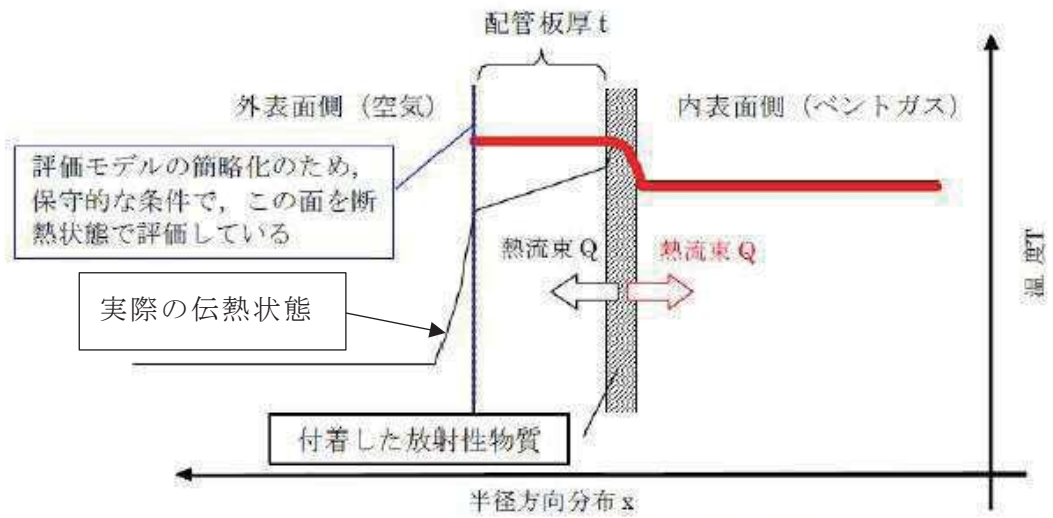
##### 【ケース 2】

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の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、第 1 図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の流れが存在し、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】の温度評価条件を第 1 表に示す。

なお、ベントガス温度については、第 2 図に示すとおりベント開始後、原子炉格納容器圧力及び雰囲気温度が低下し、その後熔融炉心からの放熱によって原子炉格納容器雰囲気温度が 152℃以下となる。

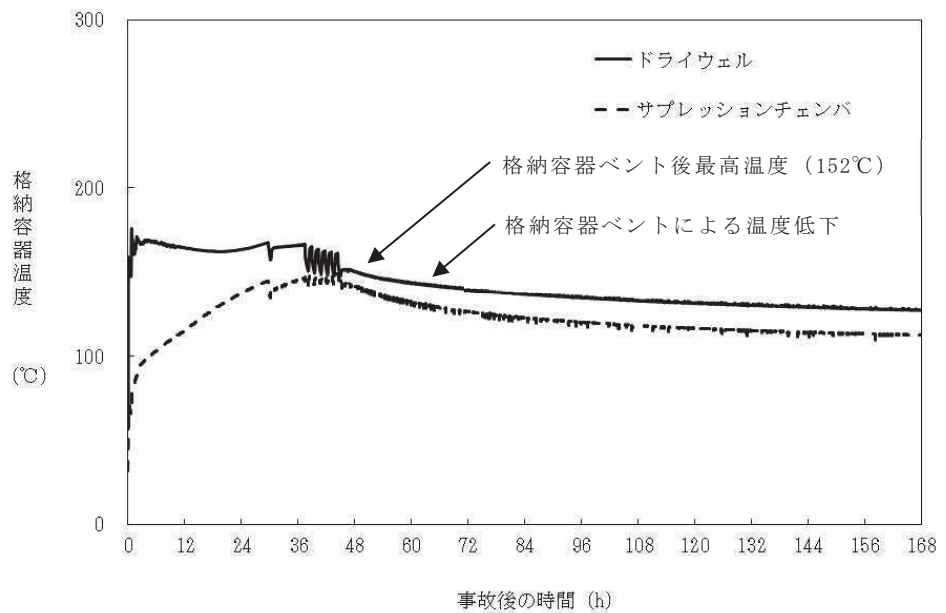


注：実際の伝熱状態は——で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管外面を断熱し、全ての熱流束がベントガス側に移行する評価とした。  
 (赤線で示されるような熱流束の与え方と分布)

第1図 配管内表面の温度評価 (ケース1のイメージ)

第1表 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース1】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）（ドライウエルベント）」
PCVより流入する崩壊熱量	<input type="text"/> kW
配管内発熱割合 (FP付着割合)	10%/100m
配管外径, 板厚	200A, 8.2mm (sch40)
配管熱流束	<input type="text"/> W/m <sup>2</sup>
質量流量	<input type="text"/> kg/s (ベント後期 (ベント1ヶ月後の蒸気流量))
ベントガス温度	152°C



第2図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）（ドライウエルベント）」における格納容器温度の推移

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



原子炉格納容器より流入する崩壊熱量は、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）（ドライウェルベント）シナリオにおける  kW 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、ベント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  kg/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上昇温度は、以下の式で算出した温度上昇量で評価する。

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

- $\Delta T$  :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/m<sup>2</sup>)
- $h$  :配管内表面の熱伝達率 (W/ (m<sup>2</sup>・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 (約 0.031 (W/ (m・K) ) )
- $d$  :水力等価直径 (m)

ここで、Nu を算出するに当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)) 。

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

- $Re$  :レイノルズ数
- $Pr$  :プラントル数 (1.093 ; 152°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 15.0 (m/s) : 質量流量から換算)
- $\nu$  :水蒸気の動粘性係数 (約 5.25×10<sup>-6</sup> (m<sup>2</sup>/s) )

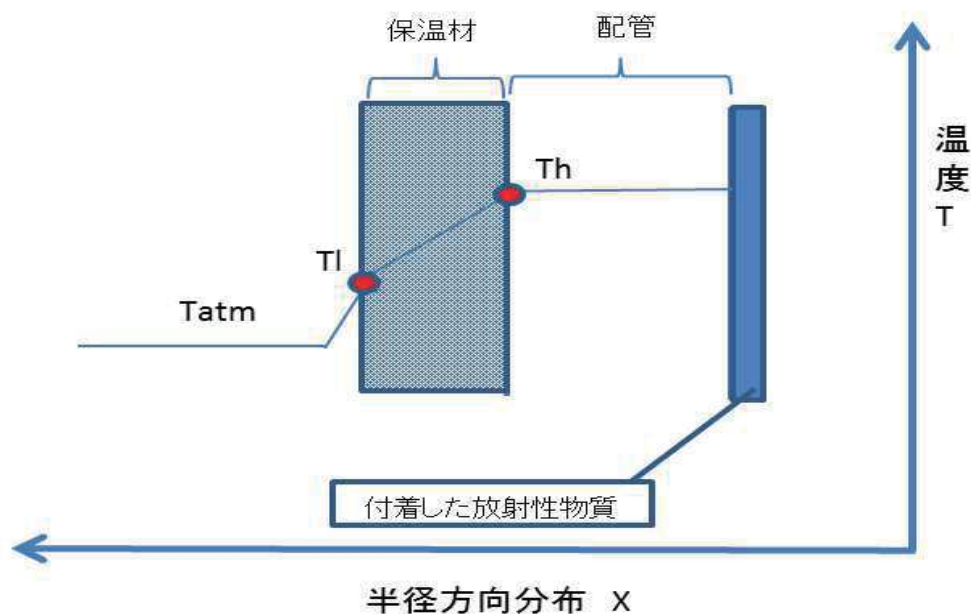
これにより、配管内面の温度上昇は 0.016°C程度であると評価できる。ベントガスの温度は 152°C程度であることから、上記の温度上昇分を考慮しても、配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である 200°Cを下回っているため、配管の構造健全性に影響を与えることはない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

次に，【ケース 2】として，第 3 図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の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 8.2mm であり，炭素鋼の熱伝導率が  $50\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$  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ることができる。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，また，保温材の熱通過率を考慮する。配管内部の熱量による温度を評価する方法として J I S A 9 5 0 1 “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】の温度評価条件を第 2 表に示す。

なお，評価条件については，【ケース 1】と同様に「雰囲気圧力・温度による静的負荷（代替循環冷却系を使用できない場合）（格納容器過圧・過温破損）（ドライウェルベント）」を想定する。



第 3 図 配管内表面の温度評価（ケース 2 のイメージ）

第2表 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース2】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）（ドライウエルベント）」
PCVより流入する崩壊熱量	<input type="text"/> kW
配管内発熱割合 (FP付着割合)	10%/100m
配管外径, 板厚	200A, 8.2mm
配管熱流束	<input type="text"/> W/m <sup>2</sup>
配管外表面放射率	0.22 (アルミニウム板の放射率*)
環境温度	100℃

注記 \* : J I Sハンドブック 6-1 配管 I

評価式の概要は以下のとおりとなる。

$$T_h = (qL/\lambda) + T_l \dots \dots \dots \text{式(5)}$$

- $T_h$  : 配管外表面温度 (℃)
- $T_l$  : 保温材外表面温度 (℃)
- $q$  : 配管熱流束 (W/m<sup>2</sup>)
- $L$  : 保温材厚さ (0.05m)
- $\lambda$  : 保温材熱伝導率 ( $5.35 \times 10^{-2}$ W/(m<sup>2</sup>·K))

$$T_l = (q/h_{se}) + T_{atm} \dots \dots \dots \text{式(6)}$$

- $h_{se}$  : 保温材外表面熱伝達率 (W/m<sup>2</sup>·K)
- $T_{atm}$  : 環境温度 (℃)

この式(6)における,  $q$ と $h_{se}$ は以下の式で表される。

$$q = Q/S \dots \dots \dots \text{式(7)}$$

$$h_{se} = h_r + h_{cv} \dots \dots \dots \text{式(8)}$$

- $Q$  : 単位長さ当たりの配管内面での発熱量 (W)
- $S$  : 単位長さ当たりの配管外面表面積 (m<sup>2</sup>)
- $h_r$  : 放射による配管外表面熱伝達率 (W/(m<sup>2</sup>·K))
- $h_{cv}$  : 対流による配管外表面熱伝達率 (W/(m<sup>2</sup>·K))

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

上記の $h_r$ は以下の式で表される。

$$h_r = \varepsilon \times \sigma \times \left( \frac{(T_l + 273.15)^4 - (T_{atm} + 273.15)^4}{T_l - T_{atm}} \right) \dots\dots\dots \text{式(9)}$$

$\varepsilon$  : 配管外表面放射率 (0.22)

$\sigma$  : ステファン・ボルツマン定数 ( $5.67 \times 10^{-8}$  (W/ (m<sup>2</sup>·K<sup>4</sup>)))

$h_{cv}$ については、J I S A 9 5 0 1 “保温保冷工事施工標準” 附属書 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(10), (11)) と水平管 (式(12)) 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。

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

$$h_{cv}(\text{垂直管}) = 3.61 + 0.094 \times (T_l - T_{atm}) \quad ((T_l - T_{atm}) < 10K) \dots\dots\dots \text{式(11)}$$

$$h_{cv}(\text{水平管}) = 1.19 \times \left( \frac{T_l - T_{atm}}{D_o} \right)^{0.25} \dots\dots\dots \text{式(12)}$$

$D_o$  : 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 103℃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、管外径等の寸法にかかる制約条件は規定されていない。

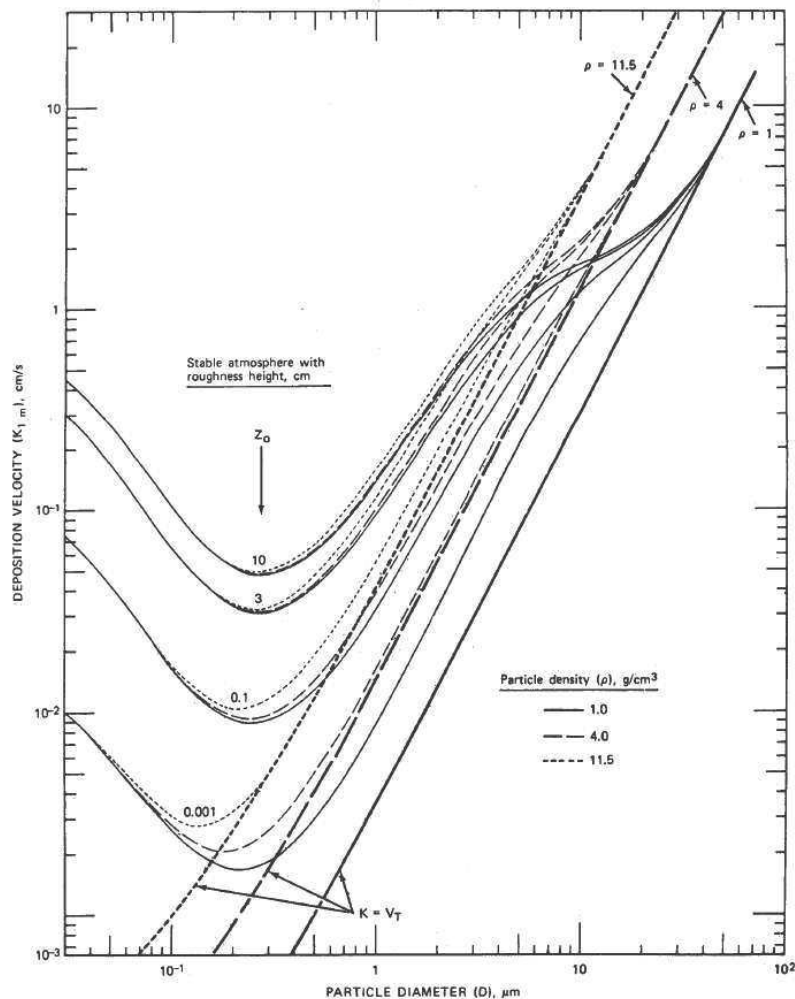
(参考)

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当たっては、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、エアロゾル粒子径、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。

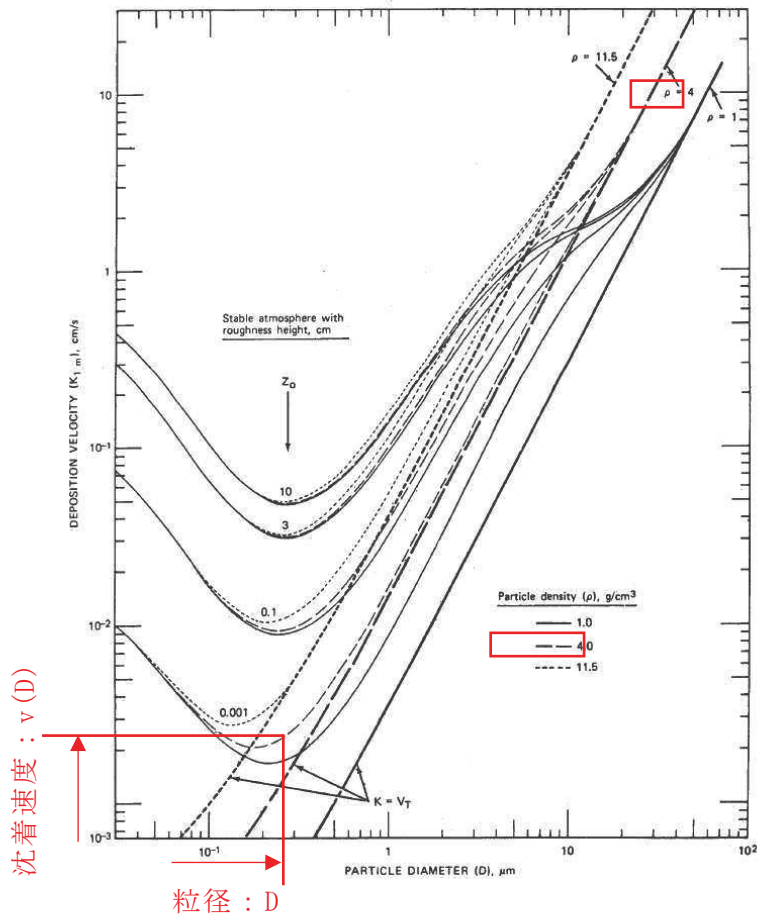
このSehmelの沈着速度モデルに基づき、配管内面の表面粗さ $0.001\text{cm}$  ( $10\mu\text{m}$ ) と粒子密度 $4\text{g/cm}^3$ を想定した、原子炉格納容器より放出される粒子径ごとの沈着速度（第4図）を用いて配管内面への沈着割合（エアロゾルの沈着速度と配管内のベントガス通過時間から算出された、流れているベントガス中のエアロゾルが壁面に到達する割合）を以下のとおり評価した。



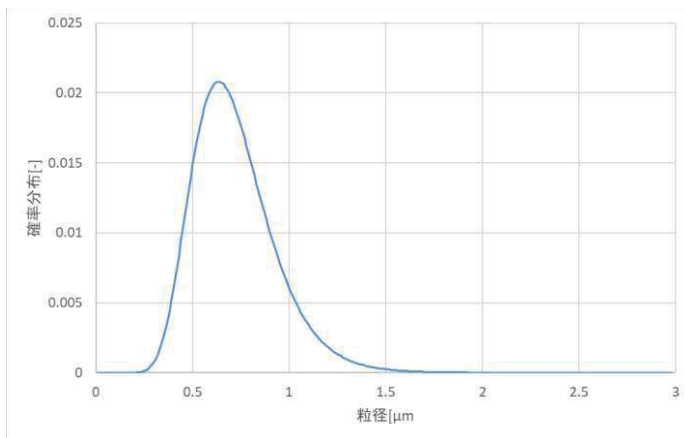
第4図 エアロゾル粒子径と沈着速度の関係

評価条件は、女川原子力発電所第2号機を対象として配管長さ100m、配管内径590.6mm、ベント開始時及び事象発生7日後蒸気流量を適用する。また、考慮する粒子径分布は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（代替循環冷却系を使用できない場合）（格納容器過圧・過温破損）（ドライウェルベント）」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。評価の考え方を第5図に、評価結果を第3表に示す。



第4図に基づき，各粒径ごとの沈着速度を設定する。

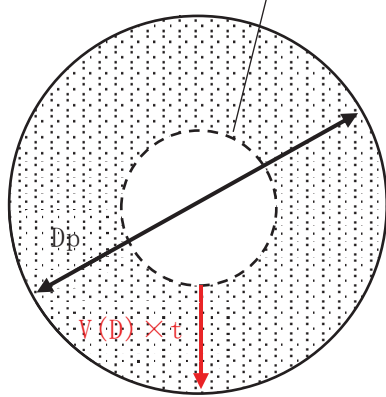


MAAP 解析に基づくエアロゾル粒径分布から確率密度 ( $P(D)$ ) を算出する。



(次ページに続く)

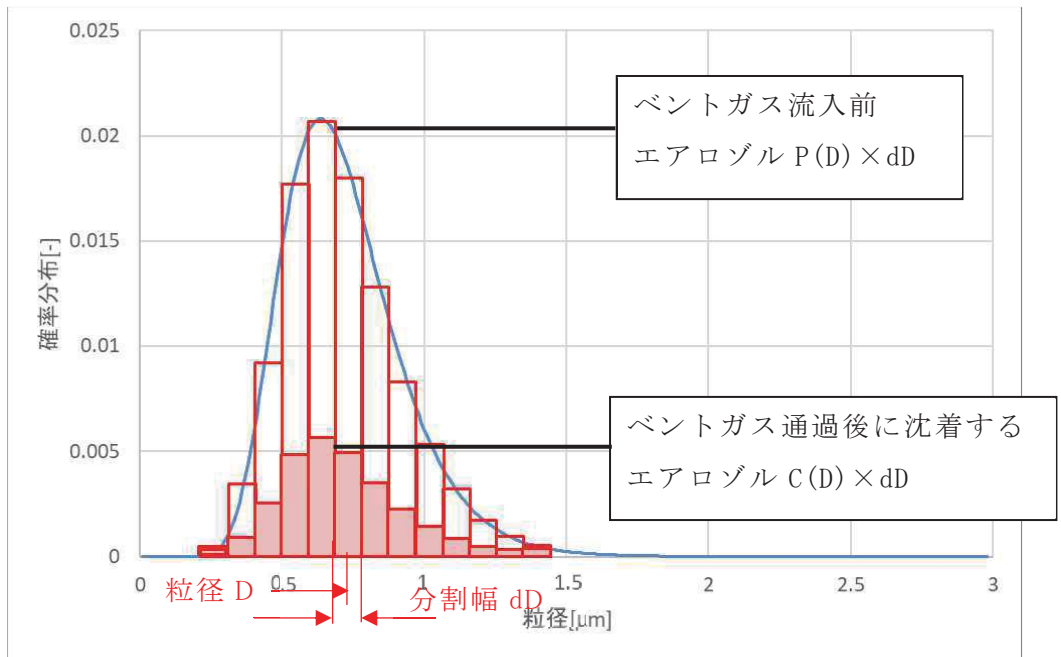
第5図 沈着割合評価の考え方 (1/2)



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、各粒子が各沈降速度 (v (D)) で移動して壁面に到達できる範囲

$$(A = \pi \left( \left( \frac{D_p}{2} \right)^2 - \left( \left( \frac{D_p}{2} \right) - v(D) \cdot t \right)^2 \right))$$

にあるエアロゾル量の総和となる。



第 5 図 沈着割合評価の考え方 (2/2)



第 5 図に示した関係から、沈着割合 R は以下の式で表される。

$$R = \left( \frac{\sum \text{[Red Box]}}{\sum \text{[White Box]}} \right) \times 100 = \left( \frac{\sum (C(D) \times dD)}{\sum (P(D) \times dD)} \right) \times 100 = \left( \frac{\sum (C(D))}{\sum (P(D))} \right) \times 100$$

ここで、C(D) は以下の式で表される。

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

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

第 3 表 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	原子炉格納容器圧力	
			<input type="checkbox"/> kPa [gage] *1	<input type="checkbox"/> kPa [gage] *2
配管条件	長さ	m	100	
	内径	mm	590.6	
沈着条件	沈着速度の分布	cm/s	2 × 10 <sup>-3</sup> ~ 2 × 10 <sup>-1</sup>	
排気条件	蒸気流量	kg/s	8.4	2.6
	蒸気流速	m/s	12	12
沈着割合		%	1.0	1.0

注記 \*1: ベント開始時圧力

\*2: 事象発生 7 日後の圧力

第 1 表より、約 1.0% 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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

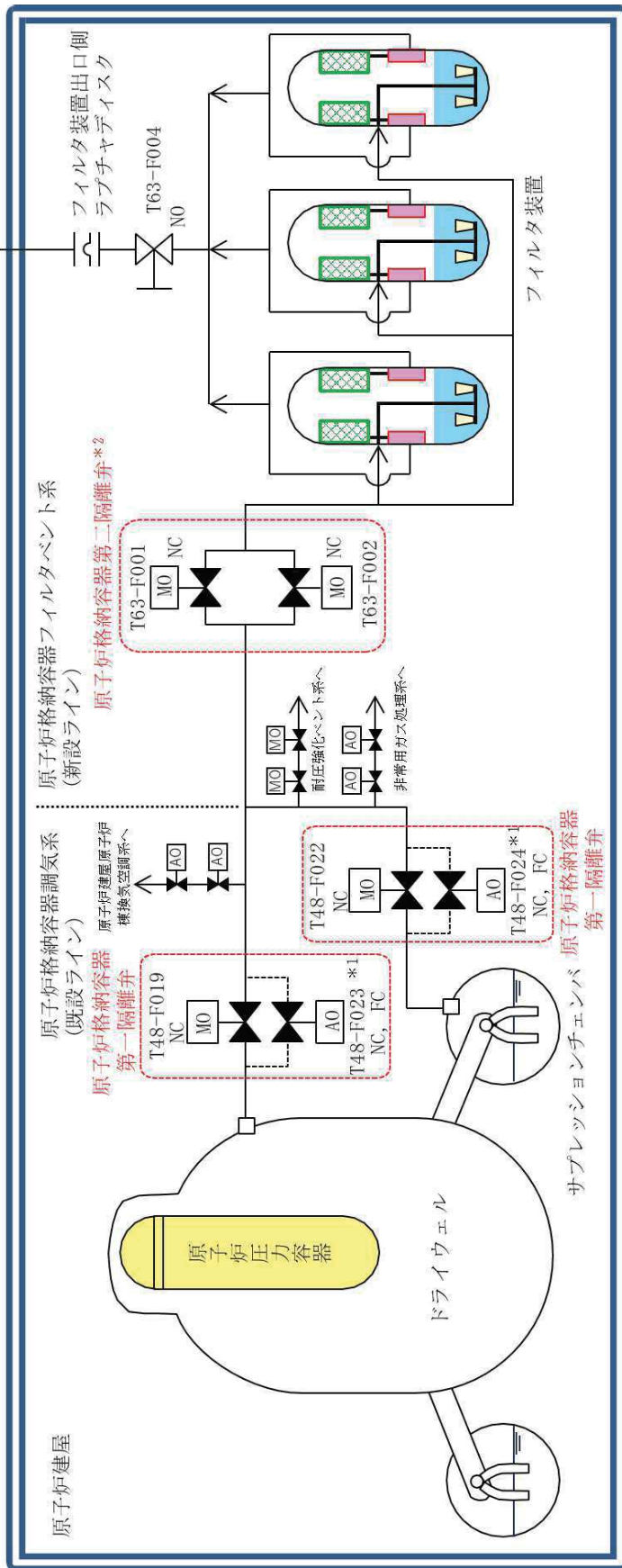
主ライン・弁の構成について

1. 主ライン構成

1.1 系統概要図

原子炉格納容器フィルタベント系のベントガスを原子炉格納容器から放出口まで導く主ラインの概略図を第 1 図に示す。

弁の種類	弁の状態
AO：空気作動弁	FC：フェイルクローズ
MO：電動弁	NC：常時閉
	NO：常時開



注記\*1：T48-F023 及び T48-F024 はプラント運転中の原子炉格納容器圧力の調整に用いる呼び径が 50A の弁であり，原子炉格納容器フィルタベント系の経路としては期待しない。

\*2：100%容量の原子炉格納容器第二隔離弁を並列に設置する。

第1図 原子炉格納容器フィルタベント系 主ライン概略図

## 1.2 設計の意図

女川原子力発電所第2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原子炉格納容器調気系の貫通孔（600A）を選定し使用する構成とする。

主ラインは原子炉格納容器調気系配管（既設）を経て、原子炉格納容器フィルタベント系配管（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する。

### (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第一隔離弁として電動弁（M0弁）を各1弁設置する構成とする。また、主ラインが合流した後に原子炉格納容器第二隔離弁としてM0弁を並列に2弁設置する構成とする。

### (3) フィルタ装置出口弁

フィルタ装置出口弁は、ベント実施後にフィルタ装置を大気から隔離するために設置する。

## 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（原子炉格納容器第一隔離弁、原子炉格納容器第二隔離弁）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する。

また、事故後の環境条件を考慮して設計するため、ベント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、遠隔手動弁操作設備を設けることで駆動源喪失時においても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の操作場所は、遮蔽効果が得られる二次格納施設外とし、必要な遮蔽等の対策を行い、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は、フィルタ装置入口配管近傍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ため、これらの耐性を確認した。

(1) 耐放射線性について

フィルタ装置入口配管近傍における積算線量は、有効性評価で確認している事故発生から 45 時間後のベントで約 0.89kGy/7 日と評価している。遠隔手動弁操作設備を構成する部品のうち、フレキシブルシャフトの被覆（シリコンゴム又はクロロプレンゴム（CR ゴム））及び摺動部に使用される潤滑油は、長期的には放射線による劣化が考えられる。

これに対し、シリコンゴム及び CR ゴムの耐放射線性能は一般的に 100kGy 以上であり、放射線による劣化の影響はない。さらに、フレキシブルシャフトの被覆は、据付時等の製品保護用であり、劣化（硬化）しても機能への影響はない。

また、潤滑油については、隔離弁の操作時間のような短期間で劣化（粘度増加）することはなく機能への影響はない。

(2) 耐熱性について

ベント時のフィルタ装置入口配管は、最高使用温度を 200℃と設定しているが、周囲の温度が 66℃以下になるように保温を施工する設計としている。

フレキシブルシャフト被覆（シリコンゴム又は CR ゴム）の耐熱温度は 100℃以上であり、また、遠隔手動弁操作設備を構成するフレキシブルシャフトの被覆以外の部品については金属材料であり、温度上昇が機能に影響することはない。

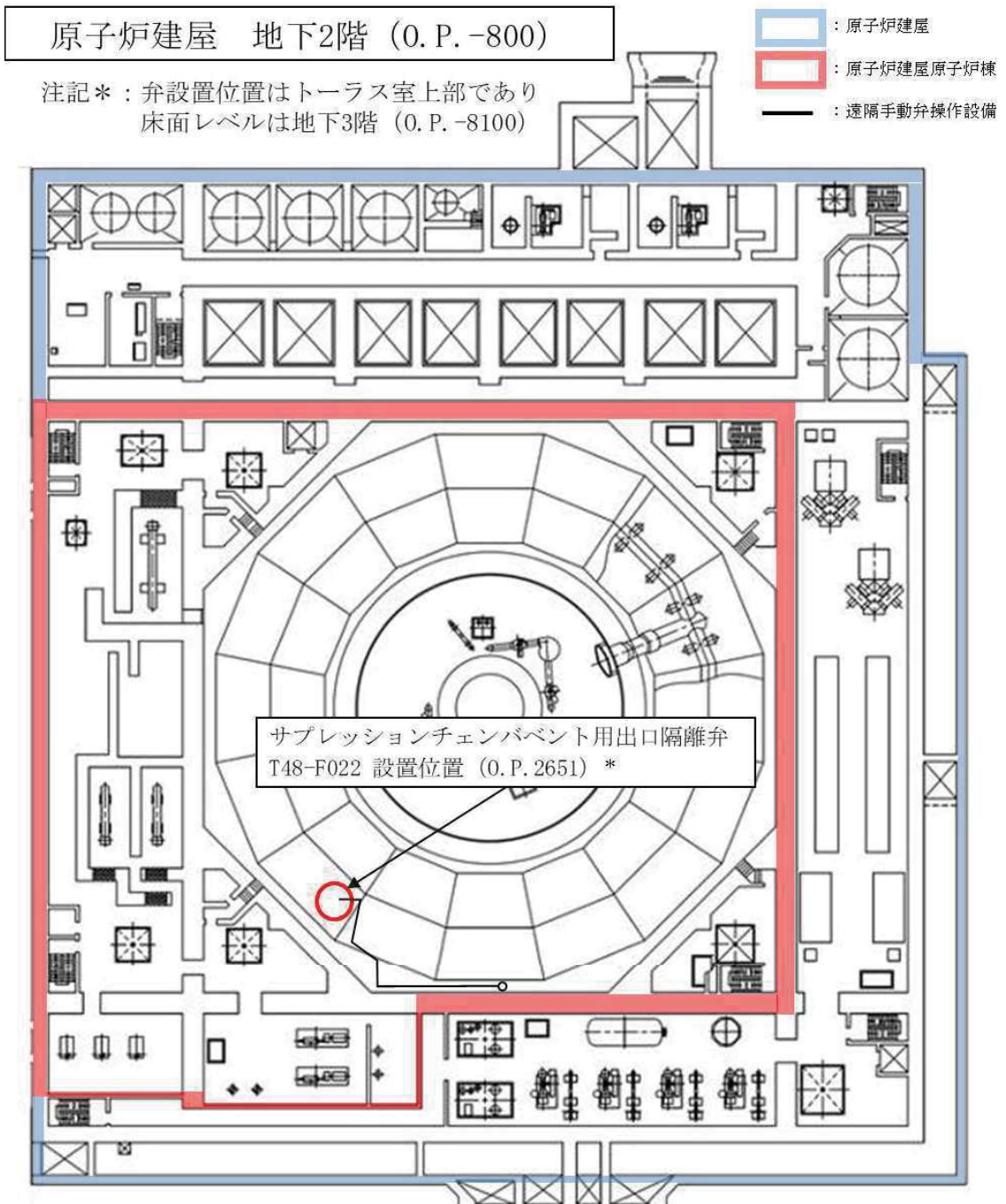
よって、遠隔手動弁操作設備は、フィルタ装置入口配管近傍に敷設される環境でも、機能への影響はない。

遠隔手動弁操作設備フレキシブルシャフトの構造を第 2 図に、主ラインの隔離弁の設置位置及び人力による現場における遠隔手動操作場所を第 3 図～第 6 図に示す。



第 2 図 遠隔手動弁操作設備フレキシブルシャフトの構造

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



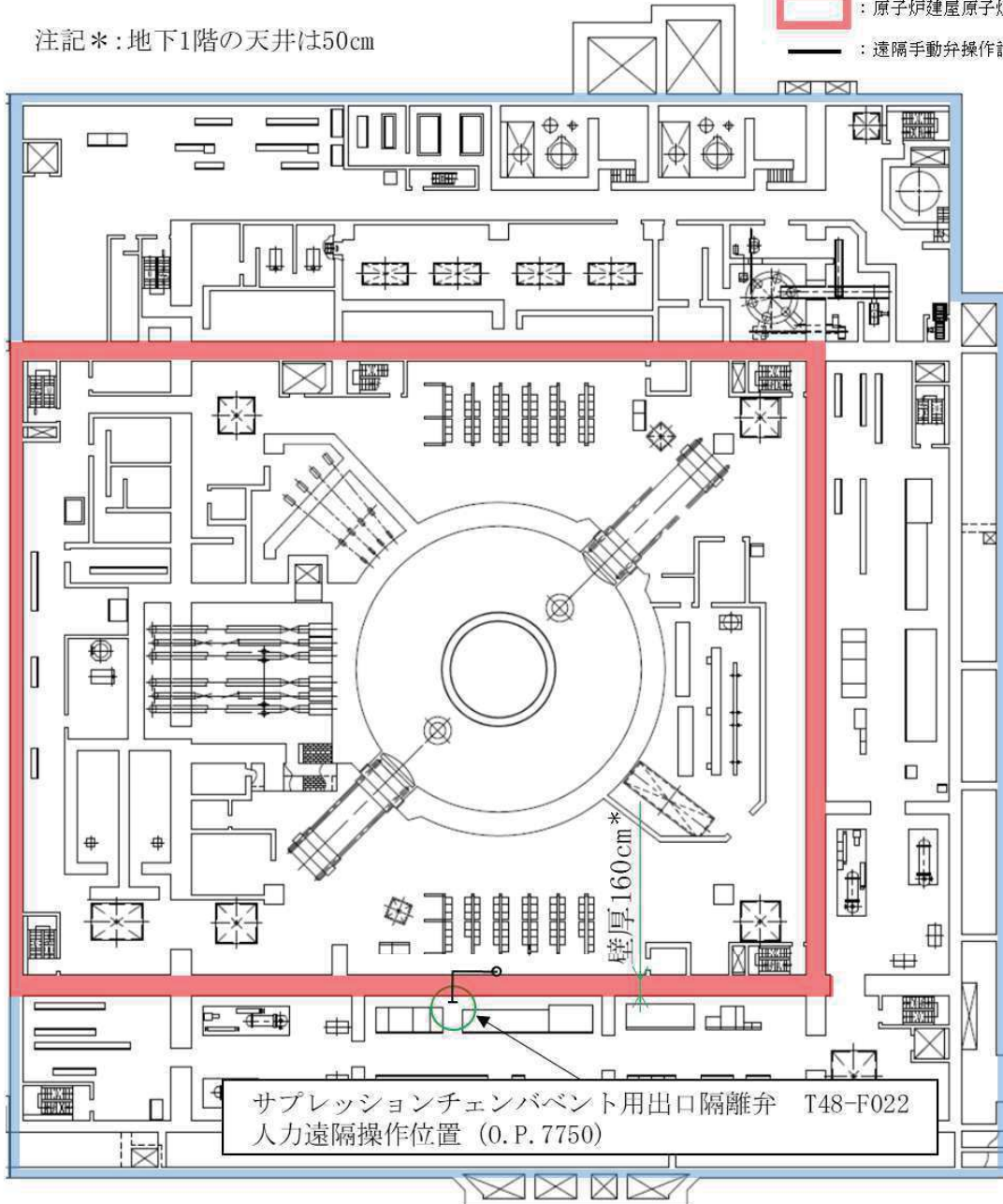
第3図 隔離弁設置位置及び現場における遠隔手動操作場所 (原子炉建屋地下2階)



原子炉建屋 地下1階 (O.P. 6000)

注記\*: 地下1階の天井は50cm

- 原子炉建屋
- 原子炉建屋原子炉棟
- 遠隔手動弁操作設備

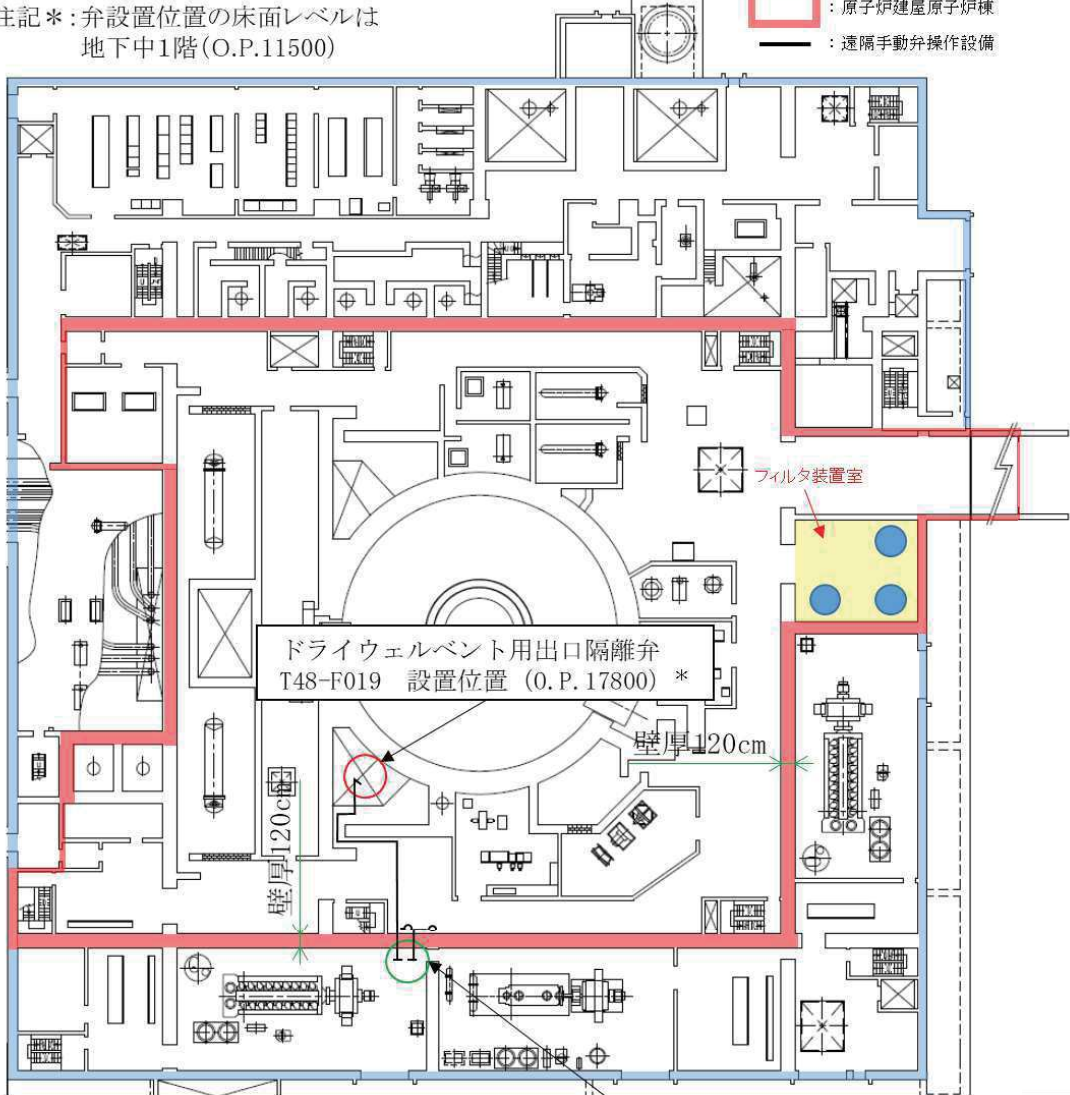


第4図 隔離弁設置位置及び現場における遠隔手動操作場所 (原子炉建屋地下1階)

原子炉建屋 地上1階 (O.P. 15000)

注記\*: 弁設置位置の床面レベルは  
地下中1階(O.P.11500)

- : 原子炉建屋
- : 原子炉建屋原子炉棟
- : 遠隔手動弁操作設備



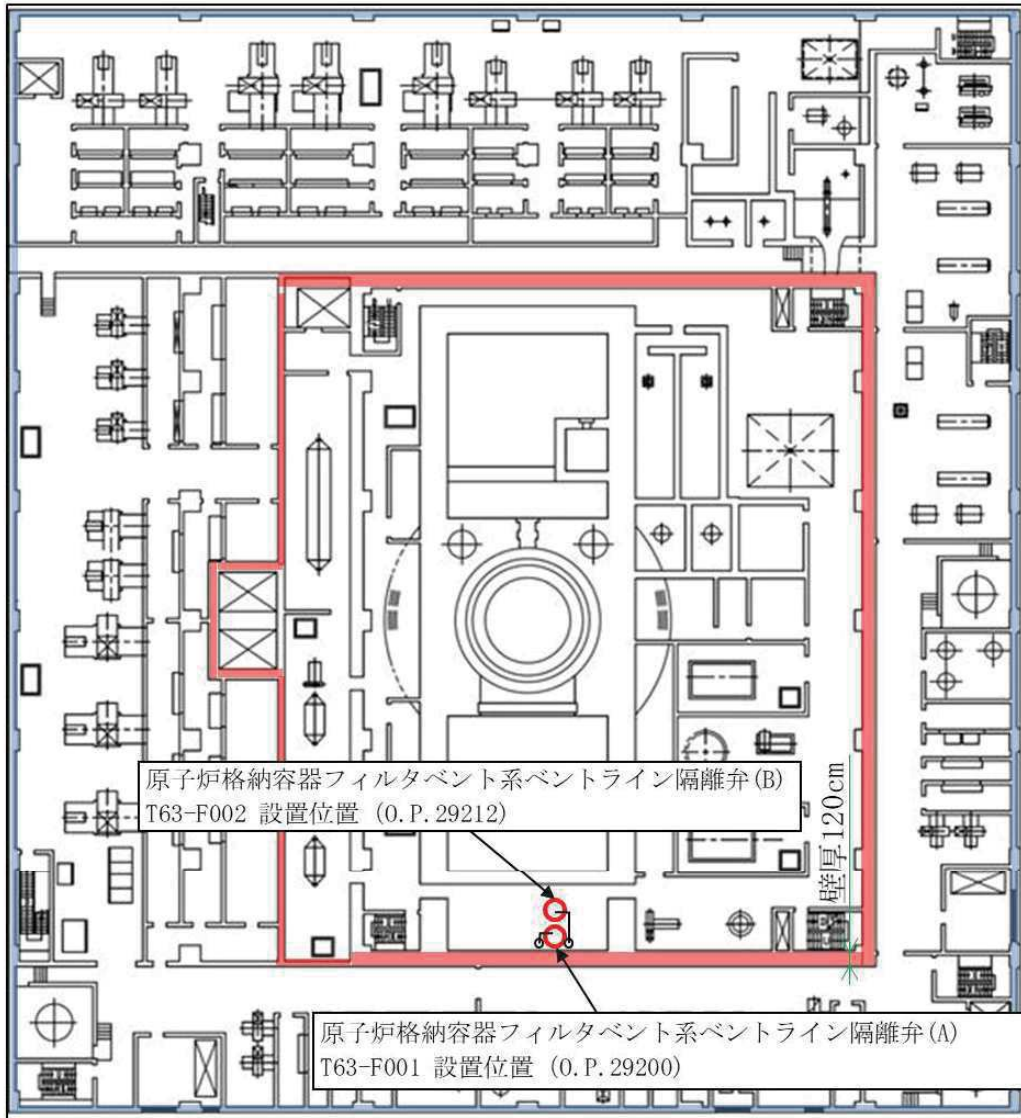
ドライウエルベント用出口隔離弁	T48-F019	人力遠隔操作位置 (O.P. 21000)
原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)	T63-F001	人力遠隔操作位置 (O.P. 20230)
原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B)	T63-F002	人力遠隔操作位置 (O.P. 20230)

第5図 隔離弁設置位置及び現場における遠隔手動操作場所 (原子炉建屋地上1階)



原子炉建屋 地上2階 (O. P. 22500)

- : 原子炉建屋
- : 原子炉建屋原子炉棟
- : 遠隔手動弁操作設備



第 6 図 隔離弁設置位置及び現場における遠隔手動操作場所（原子炉建屋地上 2 階）

## 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，フィルタ装置側隔離弁（原子炉格納容器第二隔離弁），原子炉格納容器側隔離弁（原子炉格納容器第一隔離弁）の順に開弁する。原子炉格納容器第一隔離弁，原子炉格納容器第二隔離弁とも直流電源で駆動する弁であり，中央制御室の制御盤から遠隔操作できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な電源駆動の隔離弁は，全交流動力電源喪失した場合でも，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備のいずれかから受電可能な構成とする。

また，これら代替電源設備からの受電が期待できない場合は，遠隔手動弁操作設備により，二次格納施設外にて人力で開閉操作が実施できること，補助ツールとして汎用の電動工具を用いることで操作時間を短縮できる設計とする。

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。原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁（原子炉格納容器第一隔離弁，原子炉格納容器第二隔離弁）は常時「閉」であり，通常時閉キーロック付の操作スイッチにより運転員の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（フェイルアズイス）されるため，確実に隔離状態は維持される。

#### b. ベント実施後

ベント実施後は，原子炉格納容器隔離弁を閉とし原子炉格納容器と隔離する。さらに，フィルタ装置出口弁を閉とし，フィルタ装置を大気と隔離する。

原子炉格納容器と原子炉格納容器フィルタベント系の隔離について，原子炉格納容器からの除熱機能が使用可能となり，原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の窒素置換後に，ベント実施時に開弁した隔離弁を閉とし，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」に示した開操作と同様に実施できる。

フィルタ装置と大気の隔離について，放射性物質を含むスクラバ溶液の移送が完了し，捕集した放射性物質の崩壊熱が除去できた後に，フィルタ装置下流に設置したフィルタ装置出口弁を閉とし，フィルタ装置を大気と隔離することができる。この弁の操作は，ベント実施後に放射線量が高くなるフィルタ装置設置エリアに入域せずに実施できるよう，原子炉建屋付属棟内（非管理区域）に遠隔手動

弁操作設備を設置することで、フィルタ装置設置エリア外から人力で操作できる設計とする。

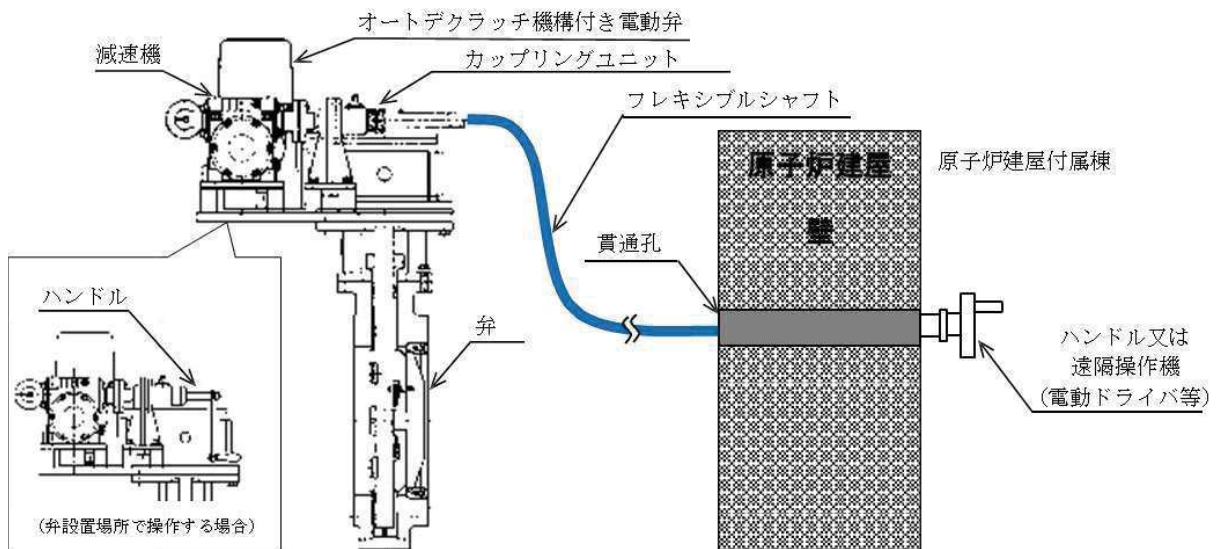
## 1.5 遠隔手動弁操作設備の概要

### 1.5.1 電動弁の遠隔手動弁操作設備の概要

隔離弁の操作軸にフレキシブルシャフトを接続し、二次格納施設外まで延長し、端部にハンドル又は遠隔操作器を取り付けて人力で操作できる構成とする。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に設計する。フレキシブルシャフトの一部は、隔離弁の近傍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、機械装置であり機能が損なわれるおそれはない。

なお、フレキシブルシャフトを取り外し、ハンドルを取り付けることにより、弁設置場所での操作も可能である。

遠隔手動弁操作設備の模式図を第7図に、ベントに必要な隔離弁の遠隔手動弁操作設備の仕様について第1表に示す。



第7図 遠隔手動弁操作設備の模式図

第 1 表 ベントに必要な隔離弁の遠隔手動弁操作設備の仕様

弁番号	原子炉格納容器第一隔離弁		原子炉格納容器第二隔離弁	
	T48-F019	T48-F022	T63-F001	T63-F002
弁名称 (呼び径)	ドライウエルベント用出口隔離弁 (600A)	サプレッションチェンバベント用出口隔離弁 (600A)	原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁 (A) (400A)	原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁 (B) (400A)
フレキシブルシャフト長さ	約 20m	約 28m	約 19m	約 18m
ハンドル部操作トルク*	約 8N・m	約 7N・m	約 2N・m	約 2N・m
ハンドル回転数	約 4800 回	約 4800 回	約 3800 回	約 3800 回

注記\*：操作トルクは、開操作時においては、弁上流側に原子炉格納容器圧力 2Pd に相当する圧力 (854kPa[gage]) が負荷された条件にて算出したトルク、閉操作時においては、弁下流側に 1Pd (427kPa[gage]) が負荷された条件にて算出したトルクの最大値を超えるトルクとして設定。

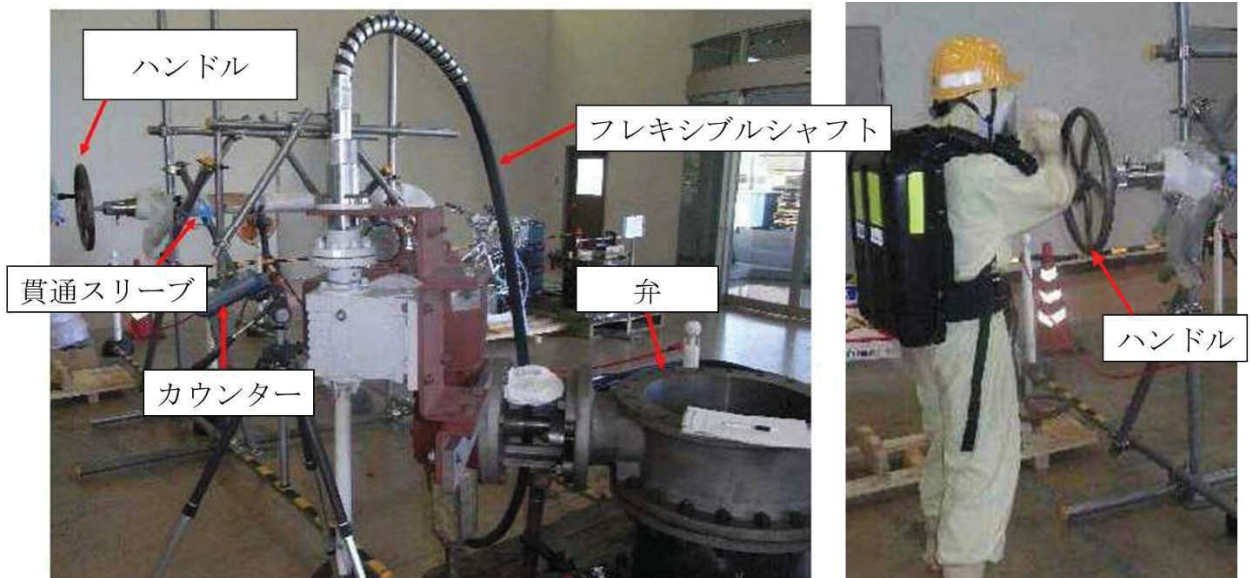
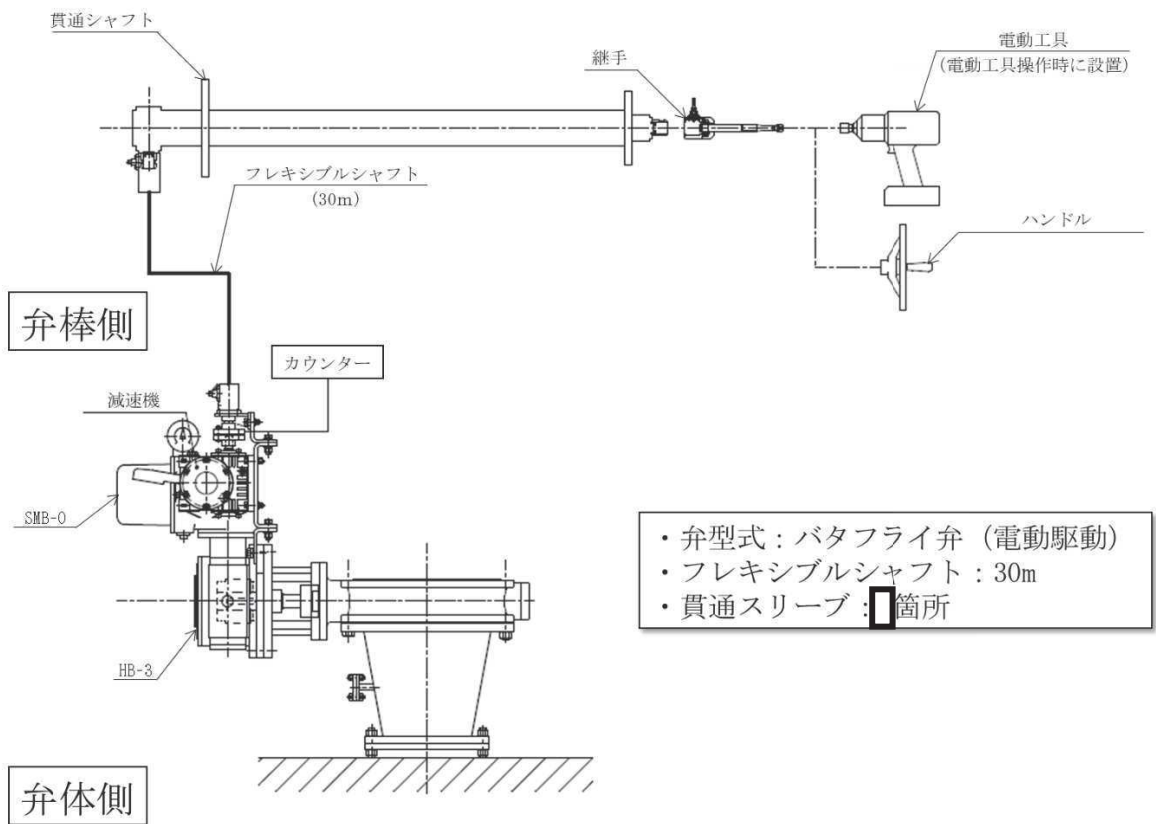
#### 1.5.2 遠隔手動弁操作設備のモックアップ試験

フレキシブルシャフトを介した遠隔手動弁操作設備の成立性及び操作時間を 400A のバタフライ弁を用いたモックアップ試験により確認した。モックアップ試験の概要を第 8 図に示す。

モックアップ試験の結果、弁開閉操作時に想定される圧力が負荷された状態の最大トルク以上であっても、フレキシブルシャフトを介した遠隔手動操作が可能であることを確認した。また、弁の操作要員は 2 名で 3N・m のハンドル部操作トルクにおいて 105 回/分以上の速度、9N・m のハンドル部操作トルクにおいて 88 回/分以上の速度にてハンドル操作が可能であることを確認した。モックアップ試験の結果を第 2 表に示す。

試験の結果を反映したベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間を第 3 表に示す。

なお、女川原子力発電所第 2 号機では原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際の系統構成（他系統との隔離及びベント操作）において、空気作動弁（A0 弁）の遠隔手動操作をすることはない。



第 8 図 モックアップ試験の概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 2 表 モックアップ試験結果

項目	確認結果	
	ハンドル部操作トルク*	3N・m
ハンドル接続に要した時間	10 秒	10 秒
回転数	約 3800 回	約 4800 回
ハンドル操作時間	35 分 23 秒	53 分 19 秒
ハンドル操作速度	105 回/分以上	88 回/分以上
備 考	2 名が交替で実施 (防護服等着用)	2 名が交替で実施 (防護服等着用)

注記\*：モックアップ試験での操作トルクは、開操作時においては、弁上流側に原子炉格納容器圧力 2Pd に相当する圧力（854kPa[gage]）が負荷された条件にて算出したトルク，閉操作時においては、弁下流側に 1Pd（427kPa[gage]）が負荷された条件にて算出したトルクの最大値（第 1 表記載値）を超えるトルクとして設定。

第 3 表 ベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間

弁番号	原子炉格納容器第一隔離弁		原子炉格納容器第二隔離弁	
	T48-F019	T48-F022	T63-F001	T63-F002
弁名称	ドライウェルベント用出口隔離弁	サプレッションチェンバベント用出口隔離弁	原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)	原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B)
ハンドル操作時間	約 54 分	約 54 分	約 36 分	約 36 分

### 1.5.3 汎用電動工具による操作性向上

遠隔手動弁操作設備のハンドル操作時間には数十分を要することから、操作性を向上するために、汎用電動工具（電動ドライバ）を準備する。汎用電動工具を用いたハンドル操作時間は、原子炉格納容器第一隔離弁は13分程度、原子炉格納容器第二隔離弁は10分程度に短縮可能である。

なお、過回転による遠隔手動弁操作設備の損傷防止のため、汎用電動工具の出力トルクを、遠隔操作設備の損傷しない範囲に制限するとともに、弁開度が全閉及び全開付近では必要により人力で操作することとする。

(参考)

1. 原子炉格納容器第一隔離弁の遠隔手動操作場所の環境について

重大事故等時に想定される放射線量及び室温が、隔離弁の操作に影響はないことを以下のとおり確認した。

遠隔手動操作場所は、弁操作要員の滞在中の被ばく防護のため、鉛厚さ 2mm の遮蔽厚さを有する遠隔手動弁操作設備遮蔽を設けることとしている。

さらに、鉛 2mm 相当のタングステンベストを着用して作業することで放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する対策を行っている。

また、自給式呼吸器を着用し、内部被ばくを低減する対策を行っている。

これらの対策により、遠隔手動操作場所にベント開始から 84 分滞在し、移動時間 12 分（往復）を考慮した実効線量は、サプレッションチェンバからのベントを行う場合で約 78mSv、ドライウエルからのベントを行う場合で約 71mSv と評価している。

また、室温については、重大事故等時においても通常時と同等で、夏季でも約 40℃程度と考えられる。



## 2. 弁の種類

### 2.1 主ラインの弁構成の考え方

A0 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。M0 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、M0 弁は遠隔手動弁操作設備が設置できる。

原子炉格納容器フィルタベント系の主ラインの弁は、中央制御室からの遠隔操作と人力による遠隔手動操作が両立できること、駆動源喪失時の弁状態維持（フェイルアズイズ）の観点から、M0 弁を採用する。

主ラインの弁に採用する場合の駆動方式の違いによる特徴を第 4 表に示す。

第 4 表 主ラインの弁に採用する場合の駆動方式の特徴

駆動方式	メリット	デメリット
A0 (空気駆動)	<ul style="list-style-type: none"><li>・M0 弁に対して必要な電源容量が小さい</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>・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</li><li>・遠隔手動弁操作設備の設置が困難</li></ul>
M0 (電動駆動)	<ul style="list-style-type: none"><li>・駆動源喪失時は、その状態を維持（フェイルアズイズ）する</li><li>・電源以外のサポート系が不要</li><li>・遠隔手動弁操作設備の設置が可能</li><li>・開度調整が可能</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>・A0 弁に対して必要な電源容量が大きい</li></ul>

## 2.2 主ライン上の主な弁の仕様

主ラインの弁について、主な仕様を第5表に示す。

第5表 主ラインの弁の仕様

弁名称	原子炉格納容器第一隔離弁		原子炉格納容器第二隔離弁		フィルタ装置 出口弁	
	ドライウエル ベント用 出口隔離弁	サプレッション ンチェンバ ベント用 出口隔離弁	原子炉格納容 器フィルタベ ント系ベント ライン 隔離弁(A)	原子炉格納容 器フィルタベ ント系ベント ライン 隔離弁(B)		
弁番号	T48-F019	T48-F022	T63-F001	T63-F002	T63-F004	
型式	バタフライ弁					
呼び径	600A	600A	400A	400A	500A	
駆動方式	電動駆動（直流）				手動	
遠隔手動弁 操作設備	有					
弁の状態	常時閉 (NC)				常時開 (NO)	
フェイルク ロース (FC)	無 (フェイルアズイズ)				—	
設置場所	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋 原子炉棟内)	原子炉建屋 地下2階 (原子炉建屋 原子炉棟内)	原子炉建屋 地上2階 (原子炉建屋 原子炉棟内)	原子炉建屋 地上2階 (原子炉建屋 原子炉棟内)	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建 屋原子炉棟 内)	
操 作 場 所	電源 あり	中央制御室				原子炉建屋 地上1階 (原子炉建 屋附属棟内 (非管理区 域))
	電源 なし	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋 附属棟内 (非 管理区域))	原子炉建屋 地下1階 (原子炉建屋 附属棟内 (非 管理区域))	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋 附属棟内 (非 管理区域))	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋 附属棟内 (非 管理区域))	

### 2.3 設計の意図

主ラインに設置する隔離弁の駆動方式の採用理由は、「2.1 主ラインの弁構成の考え方」に示すとおり、開弁時には駆動源喪失時にもその状態を維持（フェイルアズイ）ズ）する必要があることから、M0 弁を採用する。これらの弁については、ベント時以外に開弁することがないことから、系統待機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、通常時閉キーロック付の操作スイッチにより運転員の誤操作防止を図っている。

また、フィルタ装置を大気から隔離するフィルタ装置出口弁は、ベント実施後に使用するため、排気の妨げとならないよう常時開（NO）とする。

なお、原子炉格納容器第一隔離弁に並列して設置されているバイパス弁（T48-F023、T48-F024）は、通常運転中、原子炉格納容器の内圧調整のため、一時的に開弁することがある。これらの弁はフェイルクローズ（FC）機能を設ける必要があるため、A0 弁を採用する。また、事故時に自動的かつ確実に閉止されるように、原子炉格納容器隔離信号により閉止する機能を設けている。これらバイパス弁は、通常運転中に常時の使用はないため、常時閉（NC）運用とする。

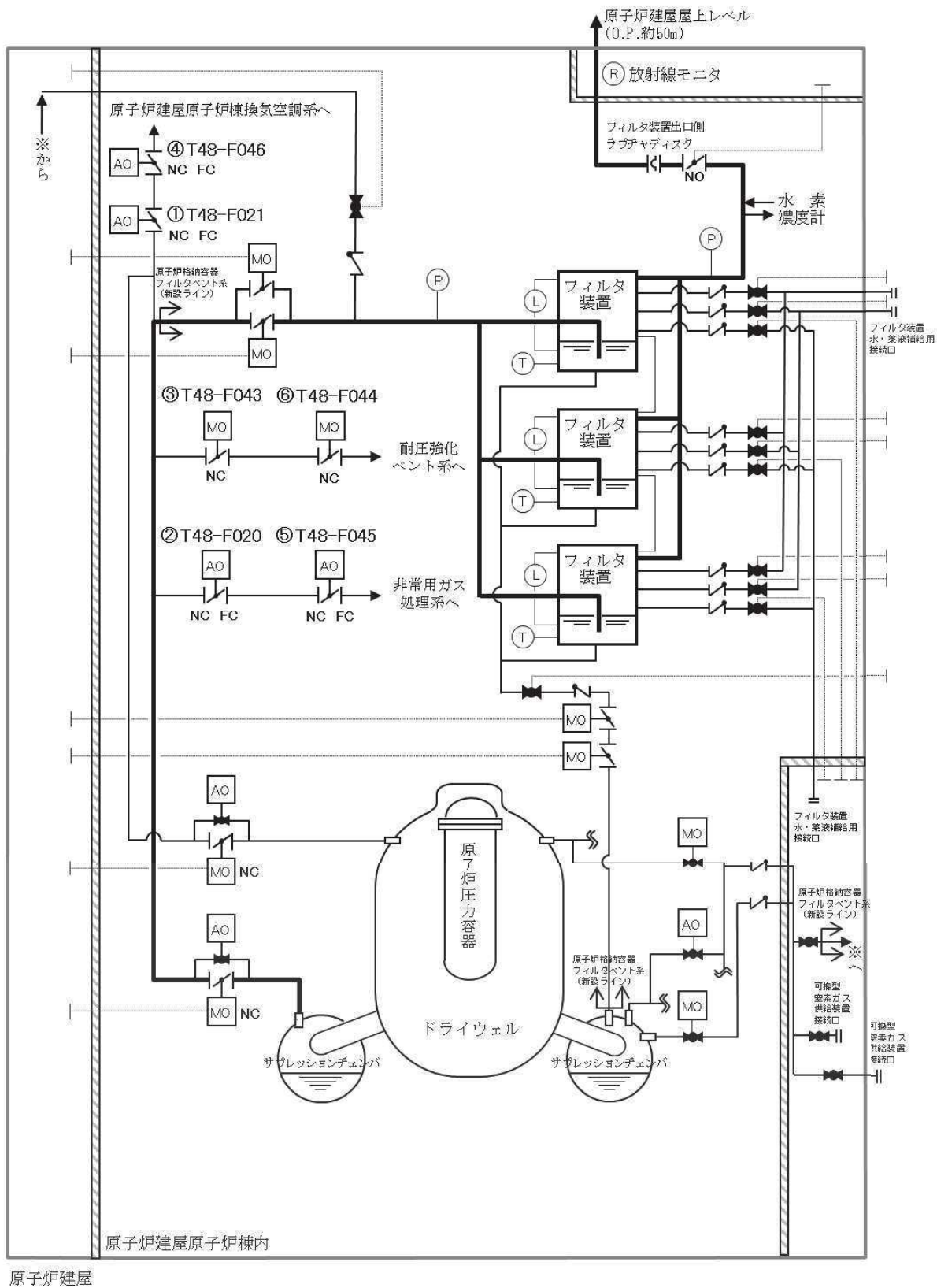
3. 原子炉格納容器フィルタベント系と接続する各系統の隔離弁の数と種類

3.1 各系統の隔離弁の数と種類

原子炉格納容器フィルタベント系には，原子炉建屋原子炉棟換気空調系，非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系が接続する。各系統の隔離弁の数と種類等の仕様を第6表に，系統概略図を第9図に示す。

第6表 他系統隔離弁（原子炉格納容器隔離弁）の仕様

系統名	原子炉建屋原子炉棟 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		2	
番号 (第9図中の表 記)	①	④	②	⑤	③	⑥
弁番号	T48-F021	T48-F046	T48-F020	T48-F045	T48-F043	T48-F044
型式	バタフライ弁					
駆動方式	空気駆動				電動駆動（交流）	
呼び径	600A		300A			
弁の状態	常時閉（NC）					
フェイルク ロース（FC） 機能	有				無 （フェイルアズイズ）	



第9図 原子炉格納容器フィルタベント系に接続する系統概要図

### 3.2 設計の意図

原子炉格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。

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フェイルクローズ (FC) が可能な AO 弁を選定する。また、重大事故等時に開操作する可能性のある隔離弁については、駆動源喪失時においても人力による手動操作が容易な MO 弁を選定し、常時閉 (NC) 運用とする。

なお、万一のこれらの隔離弁の漏えいを考慮し、第 6 表及び第 9 図のとおり、上流と同一設計の弁を新規に設置する。

#### (1) 原子炉建屋原子炉棟換気空調系との隔離

原子炉建屋原子炉棟換気空調系との隔離は、第 9 図中①T48-F021 及び④T48-F046 の 2 弁より、主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、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、T48-F021 については原子炉格納容器隔離信号により閉止する機能を設けていることから、確実な隔離を実施できる。

#### (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、第 9 図中②T48-F020 及び⑤T48-F045 の 2 弁より、主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、駆動源が喪失した際のフェイルクローズ (FC) 機能を有し、T48-F020 については原子炉格納容器隔離信号により閉止する機能を設けていることから、確実な隔離を実施できる。

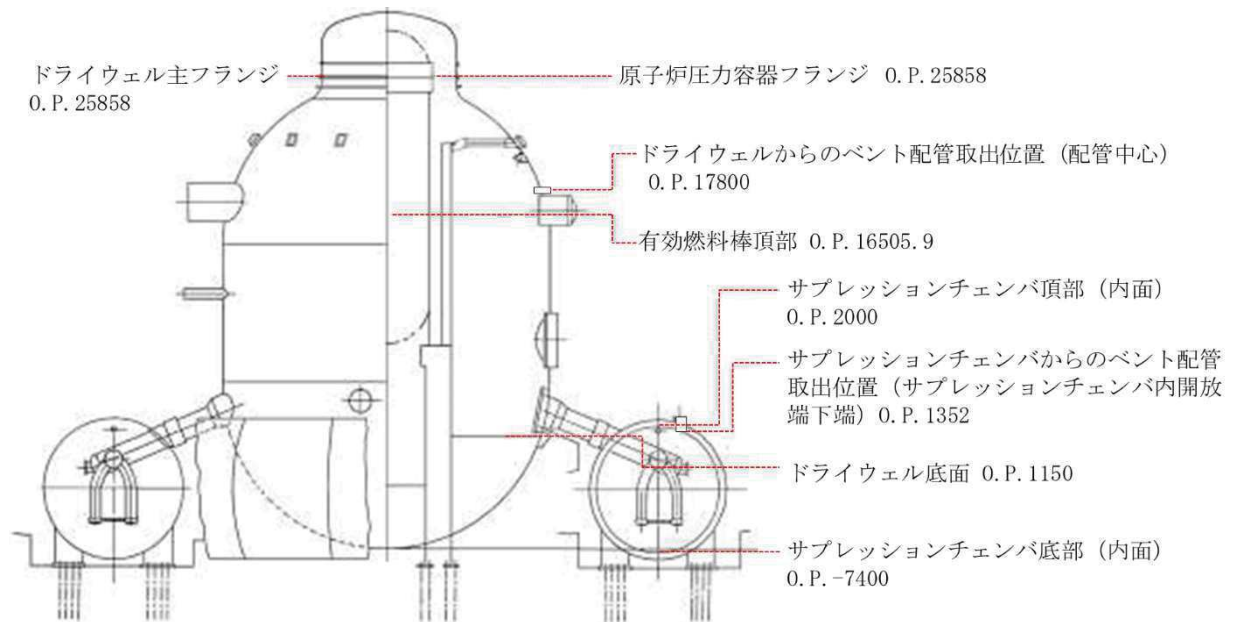
#### (3) 耐圧強化ベント系との隔離

耐圧強化ベント系との隔離は、第 9 図中③T48-F043 及び⑥T48-F044 の 2 弁より、主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、重大事故等時に開操作する可能性があるため、駆動源喪失時においても人力による手動操作が容易な MO 弁を選定し、常時閉 (NC) 運用とする。

### 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第 10 図に示す。



第 10 図 原子炉格納容器からの取り出し高さ

### 3.4 設計の意図

ドライウエル側の取り出しには、原子炉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な呼び径である既設原子炉格納容器調気系の貫通孔 (X-81) を選定する。

また、サブ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、サブ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な呼び径である既設原子炉格納容器調気系の貫通孔 (X-230) を選定する。

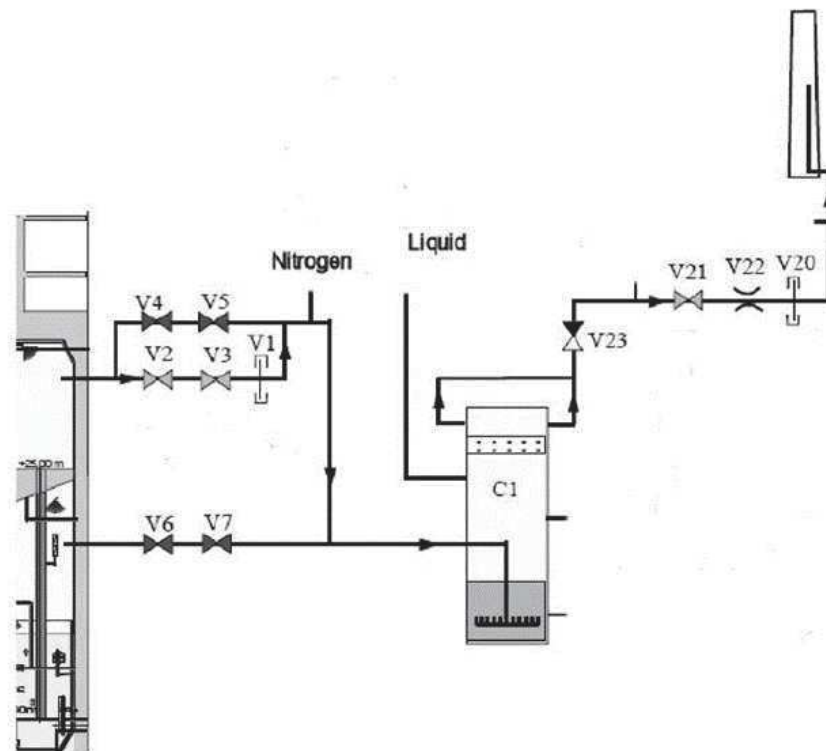
(参考)

1. 諸外国の弁構成

フィルタベント設備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フィルタベント設備の概略系統図を第 11 図に示す。V1 と V20 は圧力開放板である。ベントライン上の弁はすべ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 は系統待機時「開」となっている。また、V21, V23 についても系統待機時「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、原子炉格納容器圧力が既定の値まで上昇し、V1 と V20 の圧力開放板が開放すれば、ドライウエルのバイパスラインより原子炉格納容器ベントは自動的に開始される。

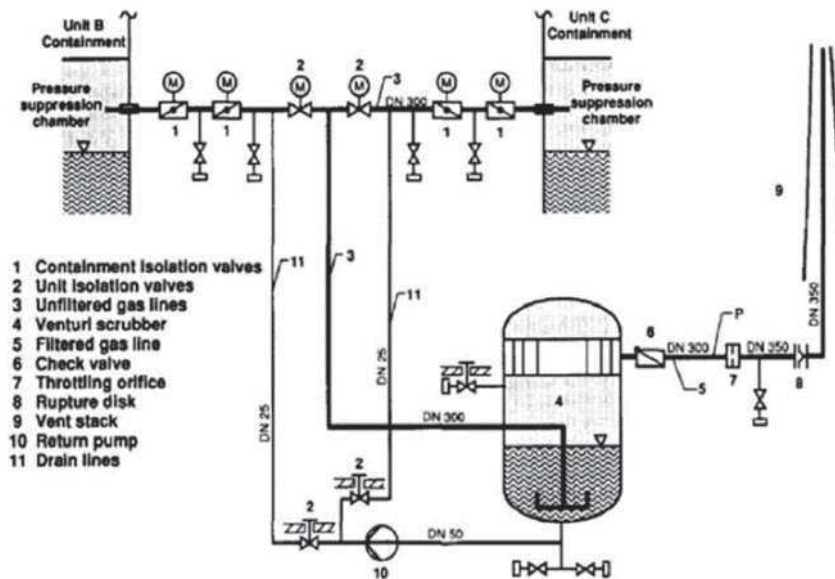


第 11 図 フィルタベント設備概略系統図 (フィンランド)



(2) ドイツ

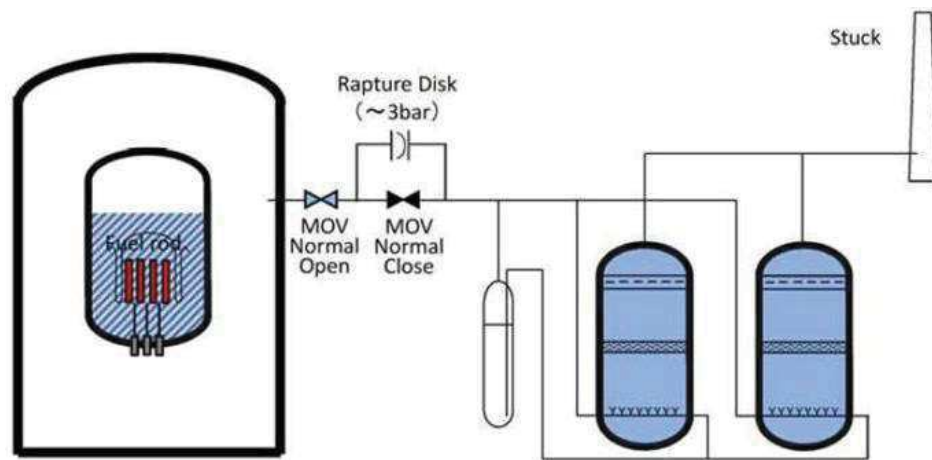
ドイツの BWR プラントに設置されているフィルタベント設備の概略系統図を第 12 図に示す。フィルタベント設備は、2 ユニットで共有する設計となっている。ベントラインには、原子炉格納容器隔離のための M0 弁が 2 つ、ユニット間の切替えのための M0 弁が 1 つ設置されている。また、フィルタ装置の出口側には逆止弁が設置されている。



第 12 図 フィルタベント設備概略系統図 (ドイツ)

(3) スイス

スイスの BWR プラントに設置されているフィルタベント設備の概略系統図を第 13 図に示す。ベントラインには MO 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圧力開放板が設置されている。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、原子炉格納容器圧力が規定の値まで上昇し、圧力開放板が開放すれば原子炉格納容器ベントは自動的に開始される。



第 13 図 フィルタベント設備概略系統図 (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.
- (2) INPO 13-002, “Benchmarking-Emergency Countermeasures and Mitigation Strategies”, February 2013

### 3. 耐圧強化ベント系の駆動源喪失時の現場における弁操作について

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な弁については、中央制御室から操作可能であるが、駆動源喪失時には現場において操作が必要であるため、以下のとおり、操作の成立性を確認した。

炉心損傷前に耐圧強化ベント系を現場操作する際の作業員の被ばくは、原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質による被ばく及び操作場所付近の耐圧強化ベント系配管、非常用ガス処理系フィルタからの直接線による被ばくを考慮する。放出量評価条件、線量評価条件等を第7表～第10表に示す。線量率の評価結果は第11表に示すとおり約21mSv/hである。

室温については、耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用する系統であり、通常時と同等で夏季でも約40℃程度と考えられる。

耐圧強化ベント系を使用する場合で、駆動源喪失時に手動操作が必要な弁は、ドライウェルベント用出口隔離弁、サプレッションチェンバベント用出口隔離弁、第9図中③T48-F043及び⑥T48-F044の4個である。このうち現場で手動操作が必要なT48-F043及びT48-F044の1弁あたりの最大操作時間は10分である。

以上のことから、耐圧強化ベント系の駆動源喪失時にも、現場において弁の操作が可能である。

第 7 表 放出量評価条件

項目	評価条件	備考
原子炉熱出力 (MW)	2436	女川原子力発電所第 2 号機 定格熱出力
原子炉運転時間 (日)	2000	十分な運転時間として仮定
冷却材中濃度 (I-131) (Bq/g)	約 $1.8 \times 10^3$	I-131 の冷却材中濃度に応 じて他のよう素の組成を拡 散組成として考慮
追加放出量 (I-131) (Bq)	$3.70 \times 10^{13}$	I-131 の追加放出量に応じ 他のよう素及び希ガスの組 成を平衡組成として考慮, 希 ガスについてはよう素の 2 倍の値
原子炉冷却材重量 (t)	200	設計値から設定
原子炉冷却材浄化系流量 (g/s)	$1.97 \times 10^4$	設計値から設定
主蒸気流量 (g/s)	$1.32 \times 10^6$	設計値から設定
原子炉冷却材浄化系の除染係数	10	「発電用軽水型原子炉施設 周辺の線量目標値に対する 評価指針」に基づき設定
追加放出されたよう素の割合 (%)	無機よう素 : 96 有機よう素 : 4	「発電用軽水型原子炉施設 の安全評価に関する審査指 針」に基づき設定
原子炉圧力容器気相部への移行割 合 (%)	希ガス : 100 有機よう素 : 10 無機よう素 : 約 11.6	残りの 90%の有機よう素は 原子炉冷却材中で分解され, 無機よう素と同様の割合で 気相に移行する。
スクラビングの除去効果	考慮しない	
耐圧強化ベント開始時間	事象発生 44 時間後	事象発生 44 時間後までの自 然減衰を考慮

第 8 表 換気系の評価条件

項目	評価条件	備考
非常用ガス処理系	よう素除去効率：100% 換気率：0.5 回/日	非常用ガス処理系の起動を考慮し保守的に評価
原子炉建屋漏えい	考慮しない	原子炉建屋内の放射性物質による線量率を保守的に評価

第 9 表 建屋内に漏えいした放射性物質による外部被ばく条件

項目	評価条件	選定理由
半球状モデル (評価式)	$D = 6.2 \cdot 10^{-14} \cdot Q_{\gamma} \cdot E_{\gamma} \cdot \left(1 - e^{-\mu \cdot R}\right) \cdot 3600$ <p> <math>D</math> : 放射線量率 (Sv/h)  <math>6.2 \times 10^{-14}</math> : 線量換算係数 <math>\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Sv}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}\right)</math>  <math>Q_{\gamma}</math> : 原子炉建屋内の放射性物質濃度 (Bq/m<sup>3</sup>) (0.5MeV 換算値)  <math>E_{\gamma}</math> : ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis)  <math>\mu</math> : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (3.9×10<sup>-3</sup>/m)  <math>R</math> : 操作場所の空間体積と等価な半球の半径 (m)  <math>R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}</math>  <math>V_R</math> : 操作場所の空間体積 (m<sup>3</sup>)                 </p>	
操作場所の空間体積	460m <sup>3</sup>	非常用ガス処理系フィルタトレイン室の空間体積

第 10 表 線量換算係数，呼吸率等

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用	ICRP Publication 71 に基づき設定
	I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq	
	I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq	
	I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq	
	I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq	
	I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq	
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	成人活動時の呼吸率を設定
耐圧強化ベント系配管から評価点までの距離	配管表面から 30cm	操作場所を考慮して設定
非常用ガス処理系フィルタから評価点までの距離	フィルタ表面から 30cm	操作場所を考慮して設定

第 11 表 線量率の評価結果

被ばく経路		線量率 (mSv/h)
建屋内の放射性物質による線量率	外部被ばく	約 $5.8 \times 10^{-3}$
	内部被ばく	約 $1.5 \times 10^1$
非常用ガス処理系フィルタからの線量率		約 $6.0 \times 10^0$
配管からの線量率		約 $4.1 \times 10^{-2}$
合計線量率		約 $2.1 \times 10^1$
作業線量 (10 分/個)		約 $3.5 \times 10^0$ mSv

#### 4. フレキシブルシャフトにおける線量影響について

原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質による直接ガンマ線におけるフレキシブルシャフトへの線量影響について以下のとおり確認した。

線量評価条件を第 12 表に示す。また、評価モデルを第 14 図及び第 15 図に示す。

この結果、フレキシブルシャフトにおける原子炉格納容器フィルタベント系配管(400A)からの直接ガンマ線の 7 日間の積算線量は約 0.89kGy、原子炉格納容器フィルタベント系配管(600A)では約 0.34kGy であり、シリコンゴム及び CR ゴムの耐性値の 100kGy を超えないことを確認した。

なお、配管内に浮遊した放射性物質(希ガス及び有機よう素を含む。)からの直接ガンマ線は、評価結果の約 0.89kGy と比較して 1 桁程度小さく影響は小さい。

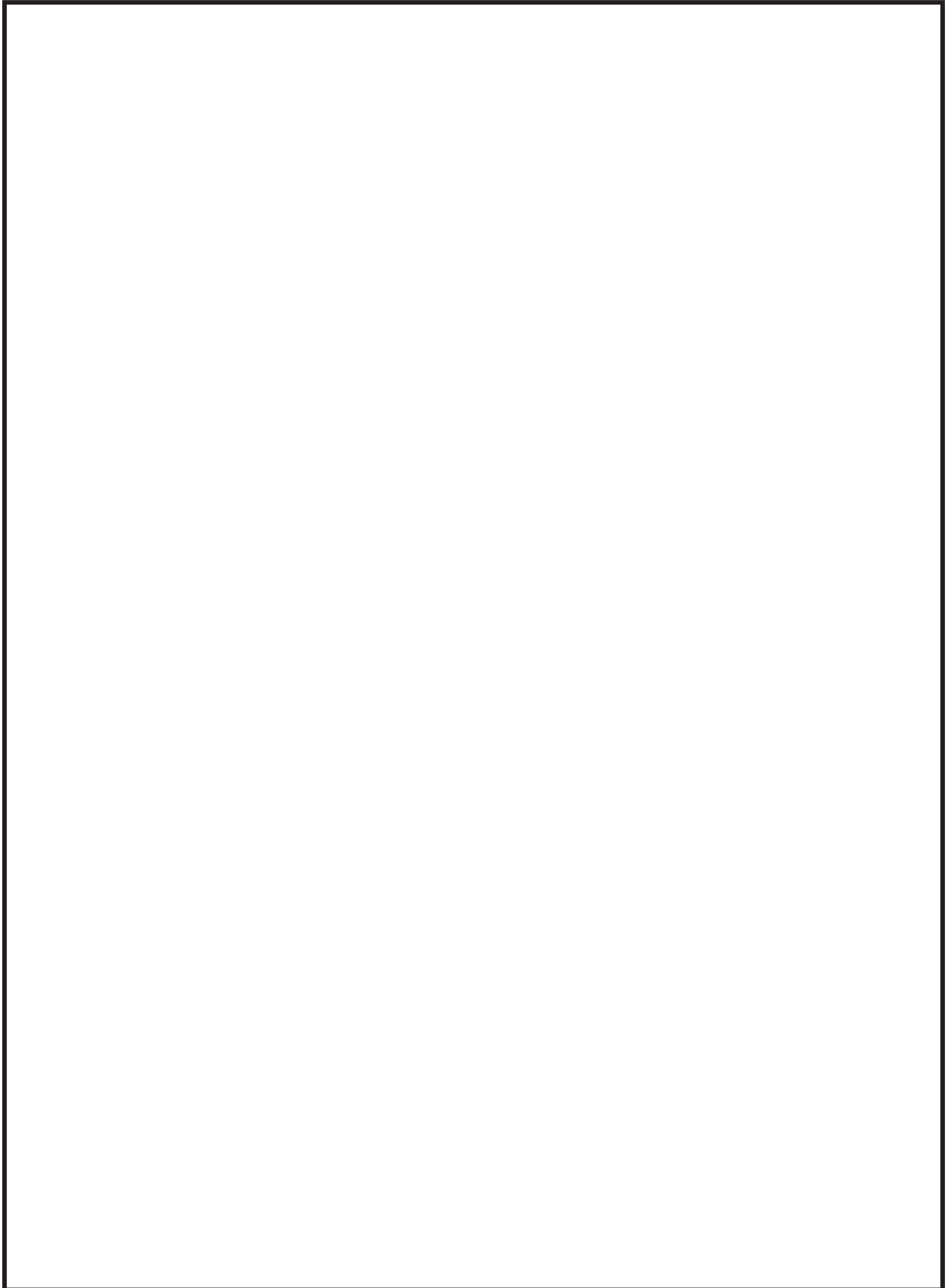
第 12 表 線量評価条件

項目	評価条件	備考
想定事象	大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失	代替循環冷却系を使用しない場合
放出量条件	事象発生から約 45 時間後ベント (ドライウェルベント)	サプレッションチェンバ内のプール水でのスクラビングによる除去効果に期待しない
配管の線源条件	配管内に流入する放射性物質 (希ガス及び有機よう素を除く。)の 10%が、配管長 100m に 均一に付着	付着した放射性物質のガンマ線 線源強度を第 13 表に示す。
配管条件	配管外径：406.4mm 及び 609.6mm 配管板厚：9.5mm 配管長：50m	フレキシブルシャフト近傍の原 子炉格納容器フィルタベント系 配管を想定し設定
評価位置	配管表面から 10cm 地点	配管表面からフレキシブルシャ フトまでの最短距離から設定す る。
直接ガンマ線評価 コード	QAD-CGGP2R	三次元形状を扱う遮蔽解析コー ド

第 13 表 原子炉格納容器フィルタベント系配管のガンマ線線源強度

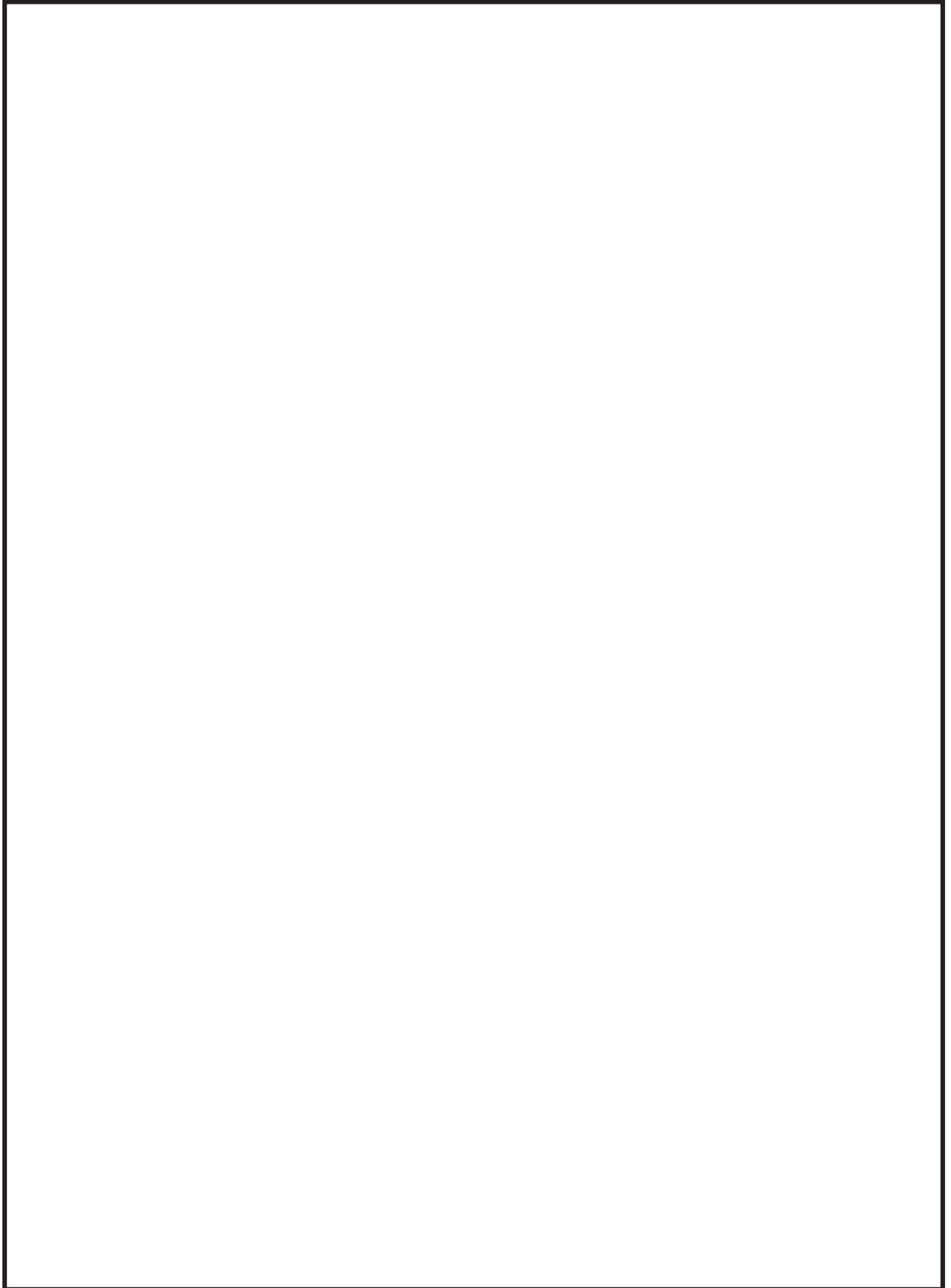
ガンマ線エネルギー (MeV)	線源強度 (1/10m)
0.01	約 $5.5 \times 10^{18}$
0.025	約 $3.2 \times 10^{18}$
0.0375	約 $1.1 \times 10^{18}$
0.0575	約 $1.0 \times 10^{18}$
0.085	約 $1.1 \times 10^{18}$
0.125	約 $4.8 \times 10^{17}$
0.225	約 $3.6 \times 10^{18}$
0.375	約 $2.0 \times 10^{19}$
0.575	約 $1.0 \times 10^{19}$
0.85	約 $3.7 \times 10^{18}$
1.25	約 $7.6 \times 10^{17}$
1.75	約 $1.1 \times 10^{18}$
2.25	約 $3.5 \times 10^{16}$
2.75	約 $4.1 \times 10^{16}$
3.5	約 $3.3 \times 10^{14}$
5.0	約 $8.2 \times 10^6$
7.0	約 $9.5 \times 10^5$
9.5	約 $1.1 \times 10^5$





第 14 図 原子炉格納容器フィルタベント系配管線量評価モデル (400A 配管)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 15 図 原子炉格納容器フィルタベント系配管線量評価モデル (600A 配管)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

系統内の水素濃度について

原子炉格納容器からのベント中は，系統内に流れがあり水素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集した粒子状放射性物質によるスクラバ溶液の放射線分解により，蒸気とともに水素，酸素が発生する。

発生する水素は蒸気に比べて十分少なく約 0.17%と評価され，蒸気発生量に対して一定となる。さらに，入口配管に接続された窒素供給ラインより窒素を供給することで，系統内の水素濃度は低くなる。

入口配管の水素濃度は，窒素供給を実施することで，約 0.005%と評価される。一方，出口配管の水素濃度は，上述のとおり窒素供給を考慮せずに約 0.17%と評価され，窒素供給を考慮することで更に低減される。

ベント停止後，入口配管については，可搬型窒素ガス供給装置によりフィルタ装置の上流側から窒素を供給し，フィルタ装置を経由し放出口に至る流れを作り，水素を掃気する。

また，出口配管は放出口まで連続上り勾配となり，水素は蒸気とともに放出口に導かれることから，系統内に水素が蓄積することはないが，窒素供給による系統パージ中において，系統内の水素濃度が低下していることを確認するために，可搬型窒素ガス供給装置による系統内の窒素の流れを考慮し，水素濃度計で出口配管の水素濃度を監視する。

(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

原子炉格納容器フィルタベント系の各運転モード(系統待機時, 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) 系統待機時

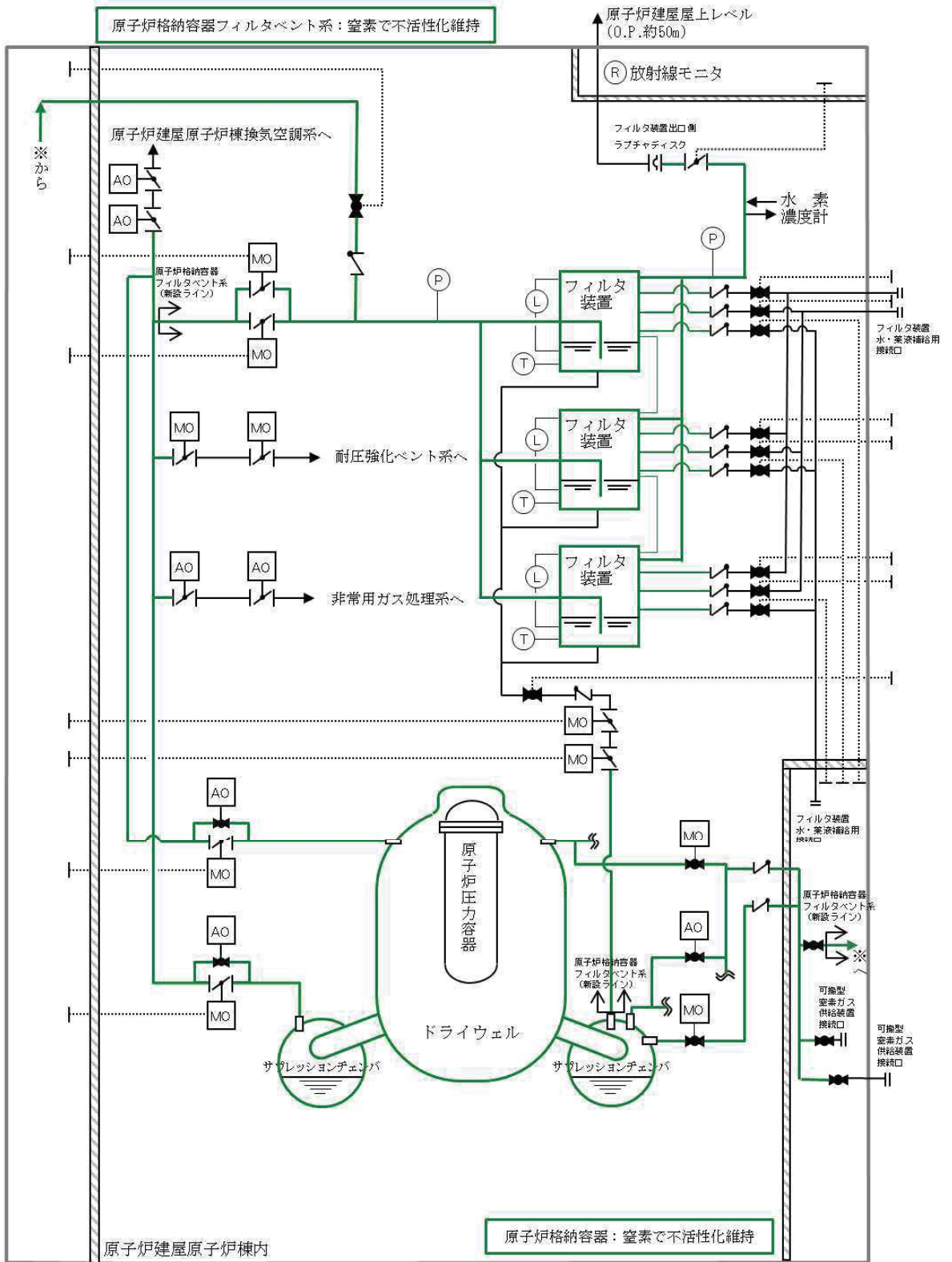
a. 系統状態

系統待機時においては, 原子炉格納容器隔離弁が閉止されており, 隔離弁からフィルタ装置出口側ラプチャディスクの間は窒素により不活性化されている。

系統待機時の状態を第 1 図に示す。

b. 水素濃度

系統待機状態においては, 系統内への水素流入はなく, また, 系統内における水素発生はない。



原子炉建屋

第 1 図 系統待機時の状態概要図

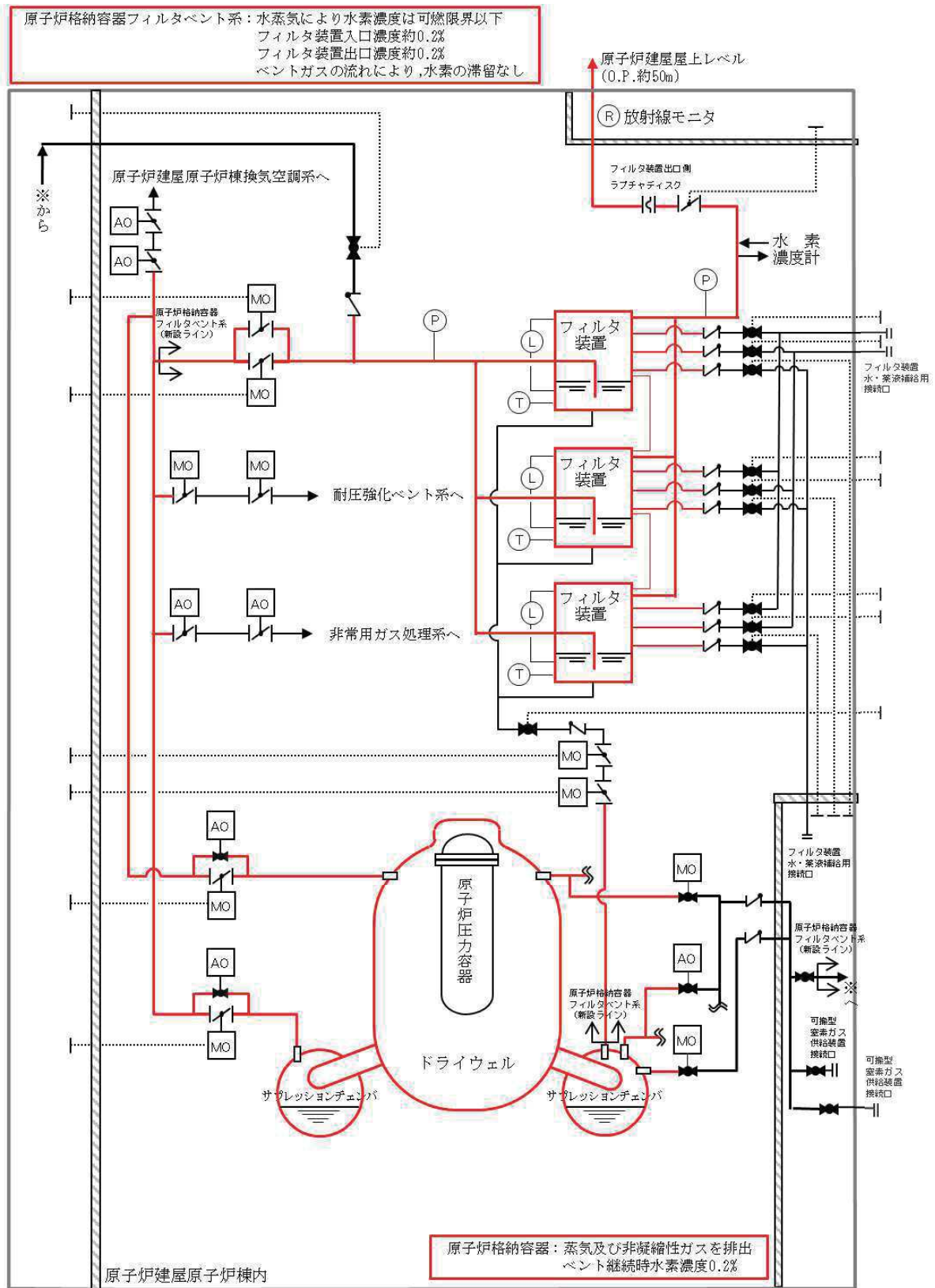
(2) ベント実施時

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水-金属反応や水の放射線分解により発生する水素が原子炉格納容器フィルタベント系の系統内に流入するとともに、ベンチュリスクラバにて捕捉した放射性物質によるスクラバ溶液の放射線分解により、フィルタ装置内において水素が発生する。

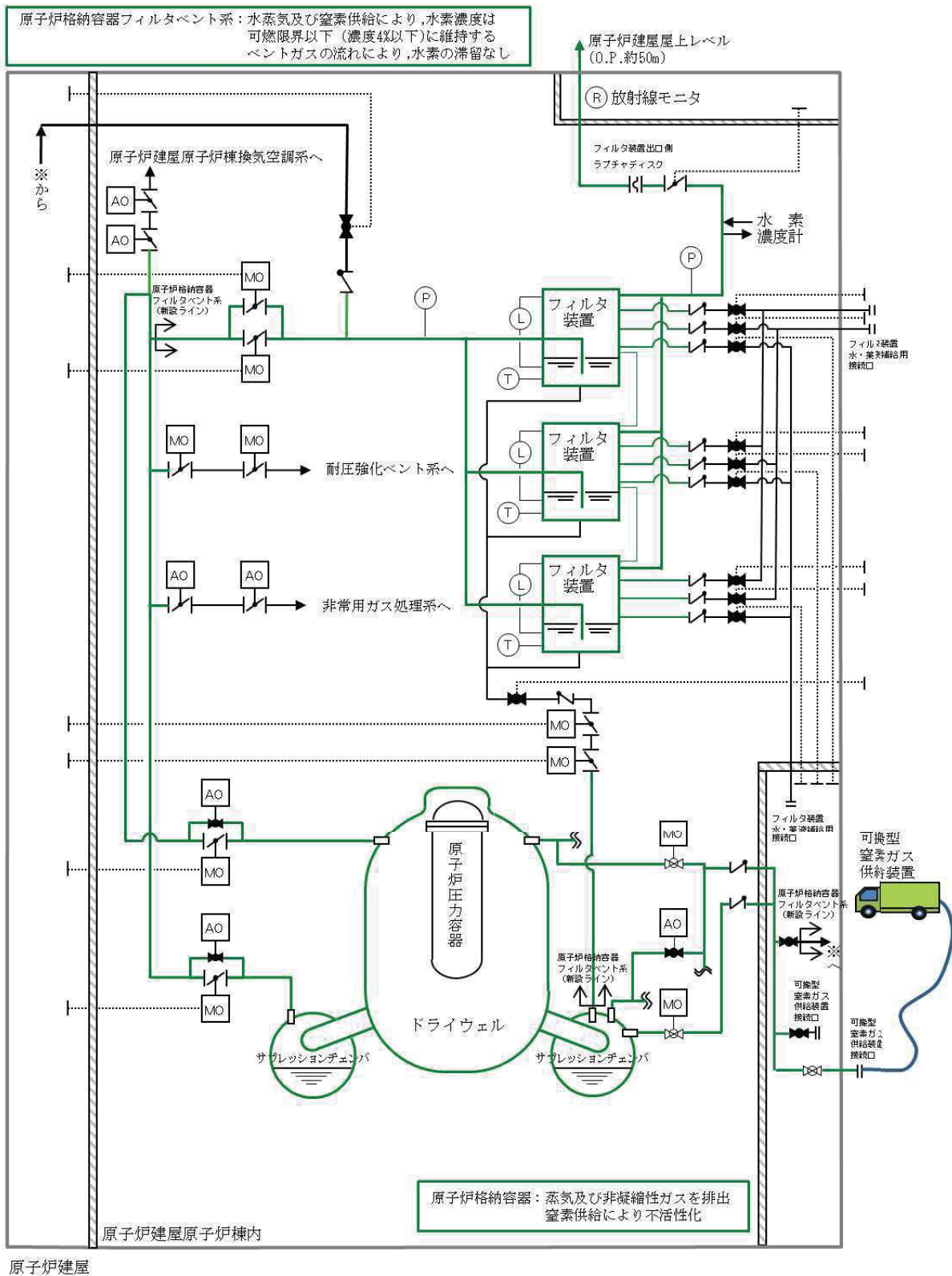
この状態においても、系統待機時の不活性化のために封入した窒素並びに原子炉格納容器及びフィルタ装置において崩壊熱により発生する多量の水蒸気による水素の希釈により、水素濃度は可燃限界には至らない。また、フィルタ装置出口配管が放出口に向かい連続上り勾配となるよう設計しており、系統全体にベントガスの流れがあることから、局所的な水素ガスの滞留及び蓄積は発生しない。

ベント実施時の状態を第2図に、ベント停止前の窒素供給時の状態を第3図に示す。



原子炉建屋

第2図 ベント実施時状態概要図



第3図 原子炉格納容器への窒素供給状態概要図



b. 水素濃度（ベント実施時）

原子炉格納容器フィルタベント系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 0.17%となる。

$$\text{水蒸気発生量} = Q \times 1000 / (\text{飽和蒸気比エンタルピ} \\ - \text{飽和水比エンタルピ}) \times 1000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600$$

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

$$\text{水素濃度} = \text{水素発生量} / (\text{水蒸気発生量} + \text{水素発生量}) \times 100$$

Q : 崩壊熱 (MW)

注記\*1 : 1eV = 1.602 × 10<sup>-19</sup> [J]

\*2 : アボガドロ数 6.022 × 10<sup>23</sup>

以上の式に重大事故等発生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。

- ・原子炉格納容器圧力はベント実施時の圧力として 100kPa[gage] とする。
- ・原子炉格納容器内の水は沸騰していると想定し、水素発生量のG値は 0.4（分子/100eV）とする。
- ・放射線吸収割合は 1.0 とする。
- ・重大事故等発生7日後の崩壊熱はQとする。

$$\text{水蒸気発生量} = Q \times 1000 / (2706.24 - 504.68) \times 1000 / 18 \\ \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 2034.92 Q \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}]$$

$$\text{水素発生量} = Q \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \\ \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times 1.0 = 3.35 Q \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}]$$

$$\text{水素濃度} = 3.35 Q / (2034.92 Q + 3.35 Q) \times 100 = \text{約 } 0.17\%$$

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溶液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 0.17%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崩壊熱はQとする。
- ・スクラバ溶液は沸騰しているものと想定し、水素発生量のG値は 0.4 (分子/100eV) とする。
- ・放射線吸収割合は 1.0 とする。

$$\text{水蒸気発生量} = Q \times 1000 / (2675.53 - 418.99) \times 1000 / 18 \\ \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 1985.34 Q \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}]$$

$$\text{水素発生量} = Q \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \\ \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 3.35 Q \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}]$$

$$\text{水素濃度} = 3.35 Q / (1985.34 Q + 3.35 Q) \times 100 = \text{約 } 0.17\%$$

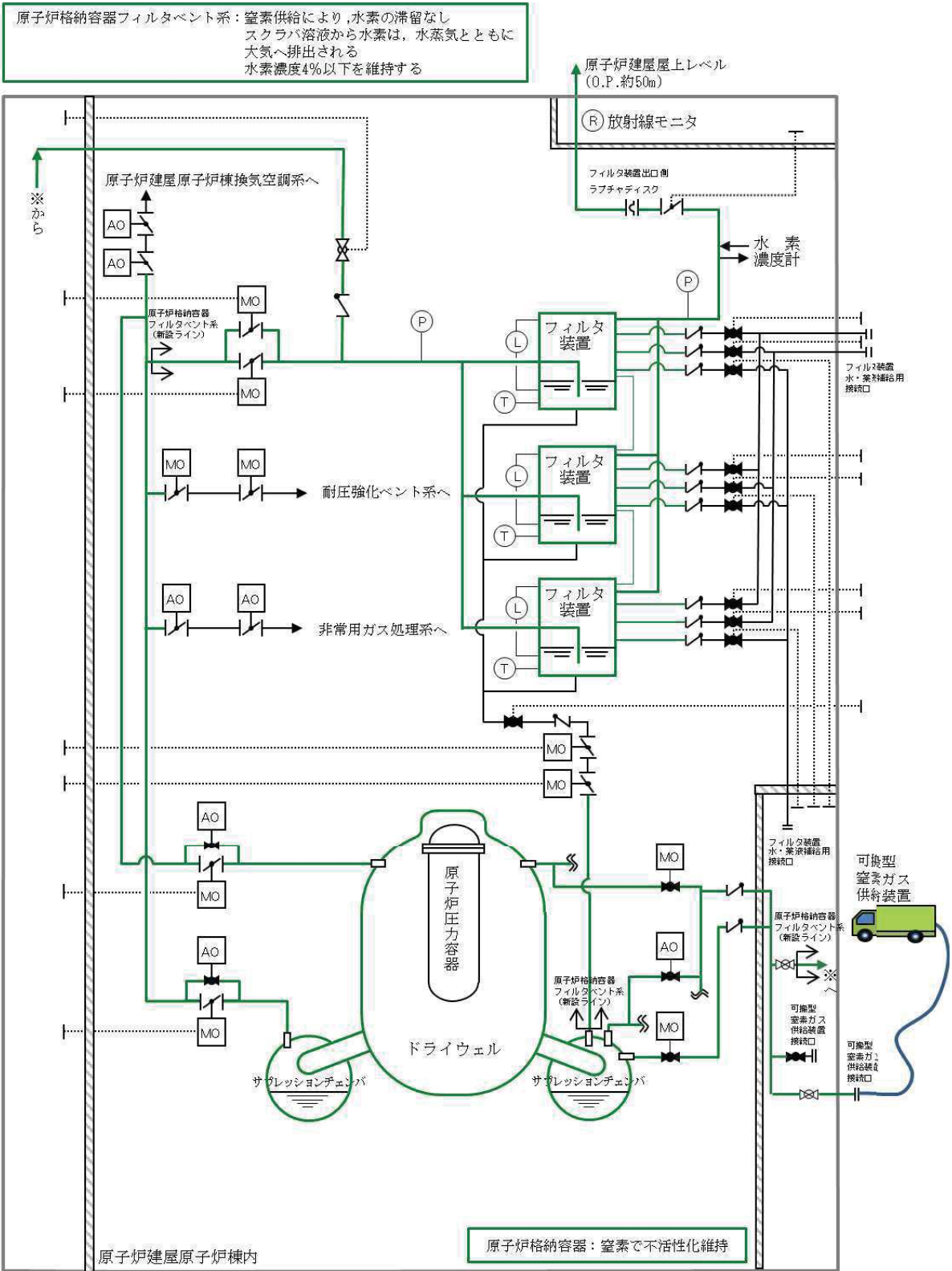
c. 水素濃度 (ベント停止前, 窒素供給時)

窒素供給を開始することで, b. で評価した値より更に水素濃度が低くなることから, 原子炉格納容器を含め系統の水素濃度は約 0.17%を上回ることはない。

(3) ベント停止後

a. 系統状態

ベント停止後, 可搬型窒素ガス供給装置により系統内への窒素供給を開始する。系統内に連続的に窒素を供給することで, 系統内の水素を希釈, 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, フィルタ装置入口配管内に水素が滞留することはなく, スクラバ溶液の放射線分解により発生した水素もこの流れにより, 放出口から掃気される。また, フィルタ装置出口側については, スクラバ溶液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第4図に示す。



原子炉建屋

第 4 図 ベント停止後状態概要図

b. 水素濃度（隔離弁～フィルタ装置）

フィルタ装置入口側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 0.005% となる。

なお、入口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。

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

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・ スクラバ溶液は沸騰しているものと想定し、水素発生量の G 値は 0.4（分子/100eV とする）。
- ・ 水の放射線分解に寄与する熱量は 370kW を想定する。（原子炉格納容器フィルタベント系設計条件）
- ・ 放射線吸収割合は 1.0 とする。
- ・ 可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量は 220m<sup>3</sup>/h[normal] であるが、保守的に窒素供給量は 180m<sup>3</sup>/h[normal] とする。

$$\begin{aligned} \text{フィルタ装置内水素発生量} &= 0.37 \times 10^6 \times 0.4 \div 100 \div (1.602 \times 10^{-19}) \\ &\quad \div (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times 1.0 \\ &= 1.24 \text{m}^3/\text{h}[\text{normal}] \\ \text{入口配管内への水素流量} &= 1.24 \times 0.094 \div 15.3 \\ &= \text{約 } 0.008 \text{m}^3/\text{h}[\text{normal}] \\ \text{水素濃度} &= 0.008 \div (0.008 + 180) \times 100 = \text{約 } 0.005\% \end{aligned}$$

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 0.17%となる。

なお、ベント停止後のフィルタ装置出口側の水素濃度は 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開放しているため、フィルタ装置圧力は大気圧であると想定する。
- ・スクラバ溶液は沸騰しているものと想定し、水素発生量のG値は 0.4（分子/100eV）とする。
- ・崩壊熱はQとする。
- ・放射線吸収割合は 1.0 とする。
- ・窒素供給は考慮しない。

$$\begin{aligned} \text{水蒸気発生量} &= Q \times 1000 / (2675.53 - 418.99) \times 1000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ &= 1985.34 \times Q \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= Q \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 3.35 \times Q \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\text{水素濃度} = 3.35 \times Q / (1985.34 + 3.35) \times Q \times 100 = \text{約 } 0.17\%$$

(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。

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/100eV）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。

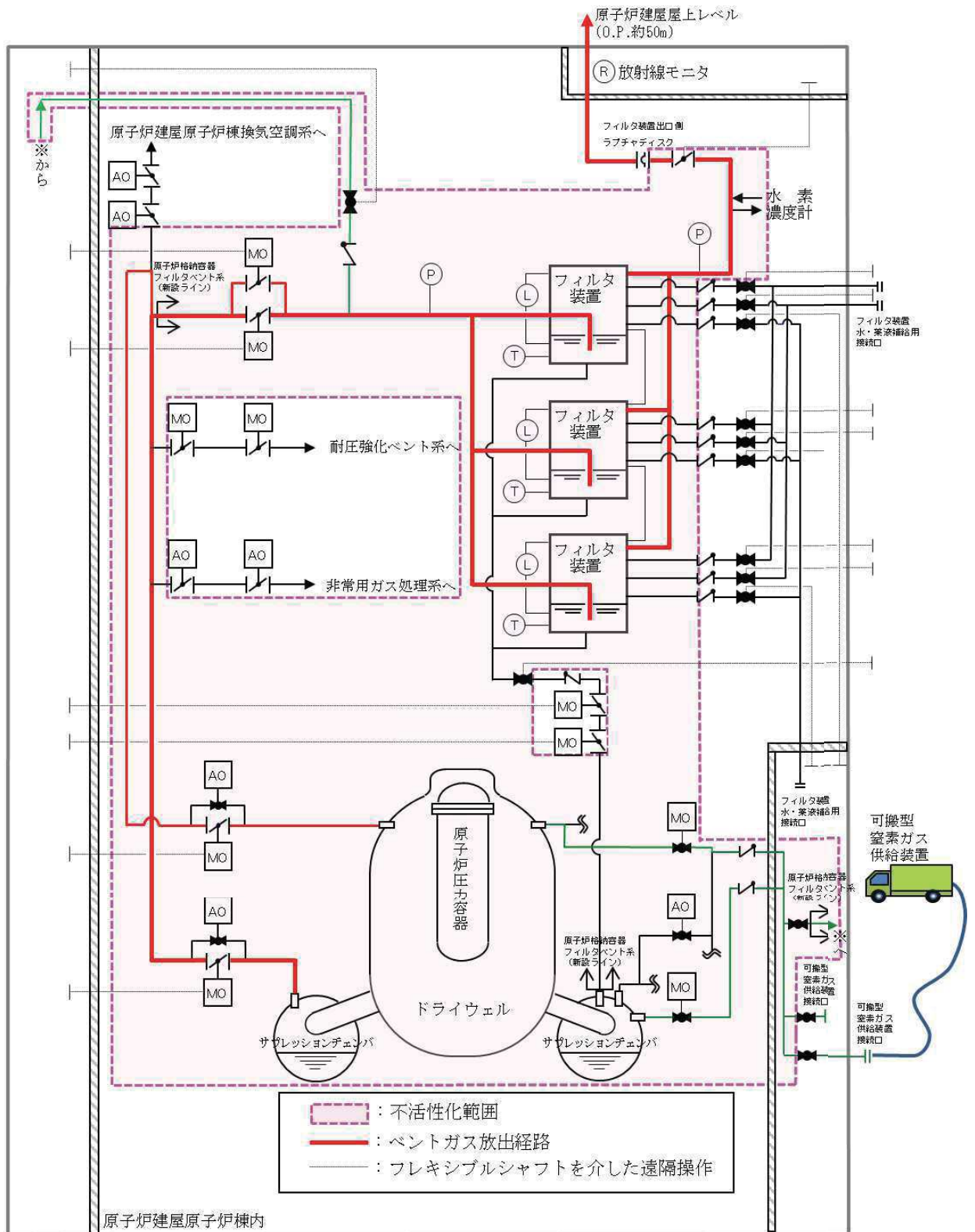
水素が発生する過程では酸素も発生するが、この量を評価に見込まないことで若干の保守性を有することとなる。

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する。

## 2. 原子炉格納容器フィルタベント系の不活性化について

原子炉格納容器フィルタベント系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第5図に示す。

原子炉格納容器第二隔離弁を閉とした状態で、原子炉格納容器第二隔離弁下流から可搬型窒素ガス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原子炉格納容器第二隔離弁からフィルタ装置出口側ラプチャディスクの間の窒素置換を実施する。



第 5 図 原子炉格納容器フィルタベント系の不活性化系統



### 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、原子炉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。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」において、事象発生後約 29 時間から原子炉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。

原子炉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。実験結果を第 6 図に示す。10vol%の空気希釈ヘリウムガスの供給を停止すると、原子炉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。

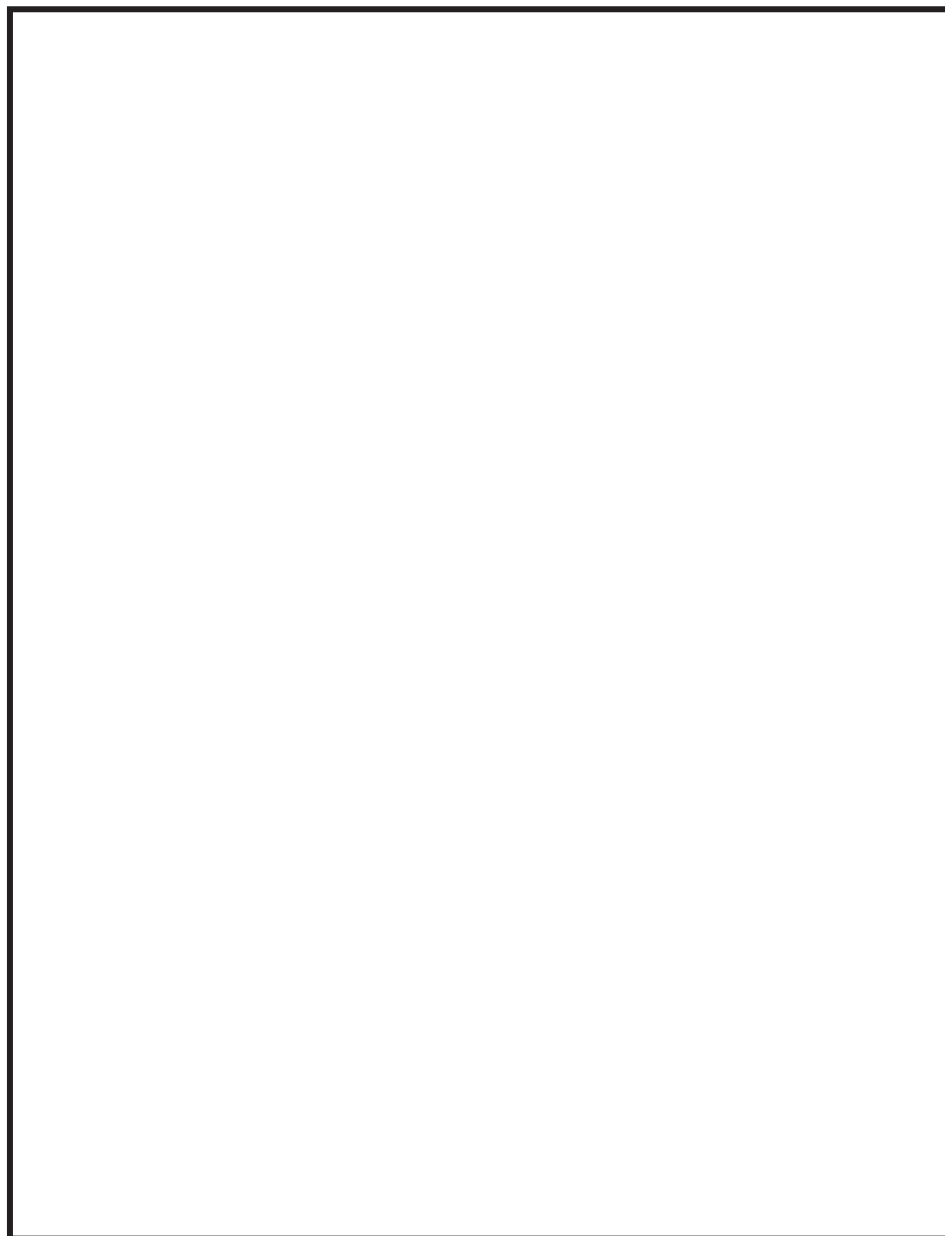
原子炉格納容器内雰囲気と壁面に温度差がある場合のミキシング効果についての実験結果を第 7 図に示す。第 7 図は原子炉格納容器内雰囲気と壁面に 5℃の温度差がある場合のミキシング効果を示しており、10vol%の空気希釈ヘリウムガスを供給しているが、実験開始から約 20 分後までには十分にミキシングされることを示している。BWR の原子炉格納容器内では、原子炉圧力容器が熱源として考えられるため、原子炉格納容器内雰囲気と壁面において少なくとも 5℃以上の温度差は生じているものと考えられる。このため、BWR の原子炉格納容器内において、気体が成層化する等の位置的な濃度の著しい偏りが生じる可能性は低いと考えられる。さらに、本試験は、より成層化の可能性が高い軽い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。

- ・軽い気体（試験では水素をヘリウムで模擬）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。
- ・上部区画へ軽い気体を放出して濃度の偏りを生じさせたケースでも、原子炉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。

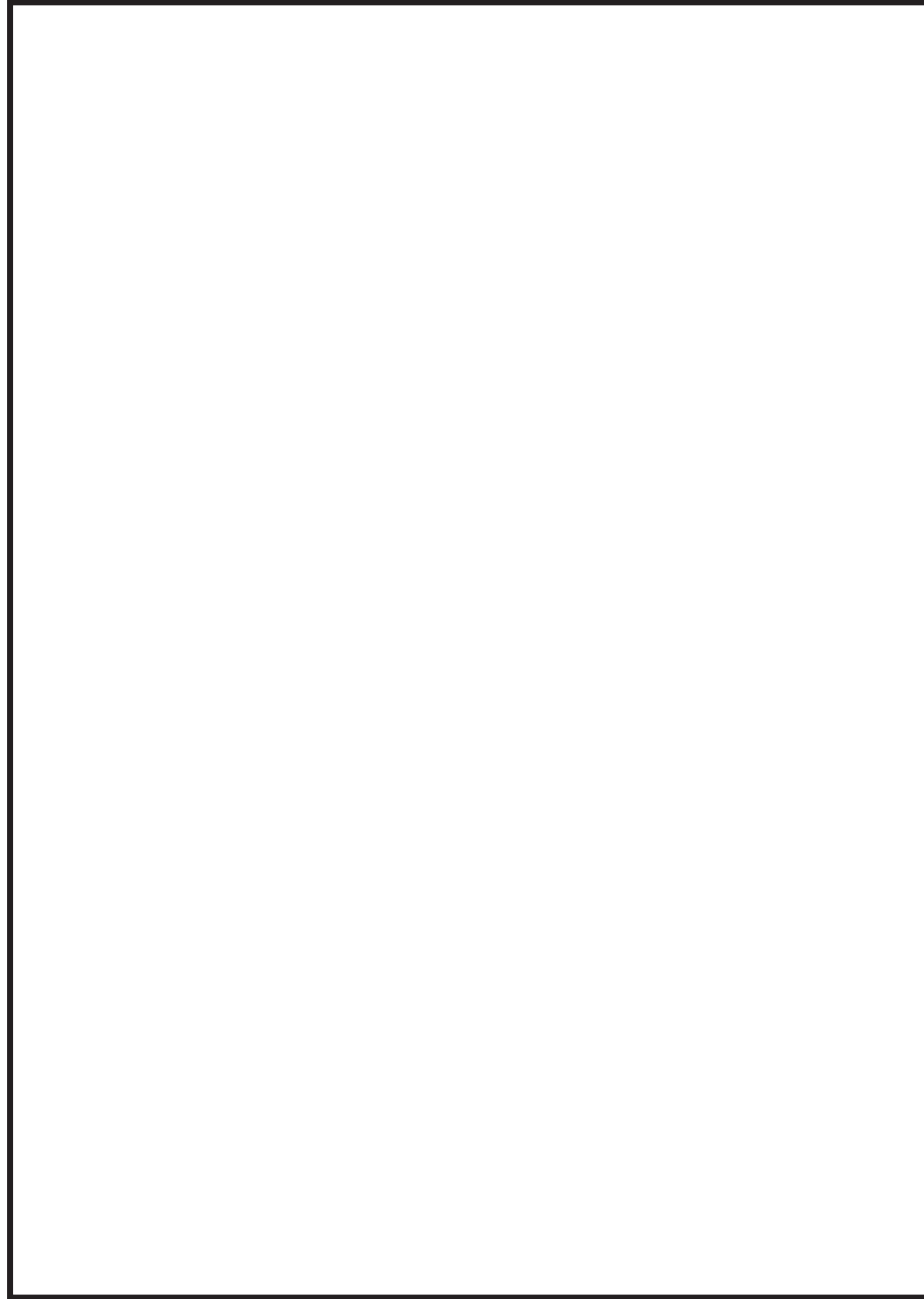


本試験は PWR プラントを模擬したものであるが、複雑な区画を含む形状においても十分なミキシングが得られたことが確認されており、BWR プラントでも同様の効果が期待できると考えられる。



第 6 図 原子炉格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第7図 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）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### フィルタ装置使用後の保管管理

原子炉格納容器フィルタベント系使用後には、フィルタ装置には多量の放射性物質が捕集される。そのため、フィルタ装置に捕集された放射性物質が環境に放出されることがないよう、原子炉格納容器フィルタベント系使用後は、フィルタ装置内のスクラバ溶液をサプレッションチェンバへ移送し、その後、フィルタ装置内に再度水張して保管する。

なお、フィルタ装置に放射性物質を含んだスクラバ溶液が保管されていたとしても、ベンチュリスクラバから環境への放射性物質の再揮発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、スクラバ溶液をサプレッションチェンバへ移送する。

また、金属繊維フィルタに捕集した放射性物質は、原子炉格納容器フィルタベント系使用後にベントガスの流れがない状態においても、崩壊熱により発生する蒸気によって冷却され、金属繊維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。

放射性よう素フィルタで捕集した放射性よう素は、高温状態で数時間程度水素を通気した場合によう素の再揮発が考えられるが、原子炉格納容器フィルタベント系使用後は、スクラバ溶液をサプレッションチェンバへ移送することで、放射性よう素フィルタに水素が流入しないようにし、放射性よう素フィルタからの放射性よう素の再浮遊を防止する。

また、放射性よう素フィルタの温度上昇を考慮しても、放射性よう素フィルタからの放射性よう素の再浮遊は生じないことを確認している。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系使用後には、フィルタ装置出口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、フィルタ装置からの放射性物質の放出がないことを確認する。

計装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. 計装設備の個数の考え方について

原子炉格納容器フィルタベント系の計装設備は，系統運転時において計装設備の機能喪失が原子炉格納容器フィルタベント系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する。

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（広帯域）
- ・フィルタ装置水温度
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ

## 2. 計測不能となった場合の推定方法について

原子炉格納容器フィルタベント系の計装設備は，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。

各主要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第 1 表に，計装設備概略構成図を第 1 図に示す。

## 3. 計装設備の監視場所の考え方について

原子炉格納容器フィルタベント系の計装設備は，ベントの実施により現場環境が悪化した場合でも支障がないよう，中央制御室において監視可能な設計とする。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緊急時対策所においても監視可能とする。

第1表 原子炉格納容器フィルタベント系 計装設備の代替パラメータによる推定方法 (1/2)

主要パラメータ*3	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 (広帯域)	3	中央制御室, 緊急時対策所, 現場*2	0~3650mm*1	フィルタ装置性能維持のための水位監視	1. フィルタ装置水位 (広帯域) (他チャンネル)	1. フィルタ装置水位 (広帯域)の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。
②フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	1	中央制御室, 緊急時対策所, 現場*2	-0.1MPa~ 1.0MPa[gage]	系統運転中に原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認	1. ドライウェル圧力 1. 圧力抑制室圧力	1. フィルタ装置入口圧力 (広帯域)の監視が不可能となった場合は, ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
③フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	1	中央制御室, 緊急時対策所, 現場*2	-0.1MPa~ 1.0MPa[gage]	系統運転中に原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認	1. ドライウェル圧力 1. 圧力抑制室圧力	1. フィルタ装置出口圧力 (広帯域)の監視が不可能となった場合は, ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
④フィルタ装置水温度	3	中央制御室, 緊急時対策所	0~200℃	フィルタ装置の温度監視	1. フィルタ装置水温度 (他チャンネル)	1. フィルタ装置水温度の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。

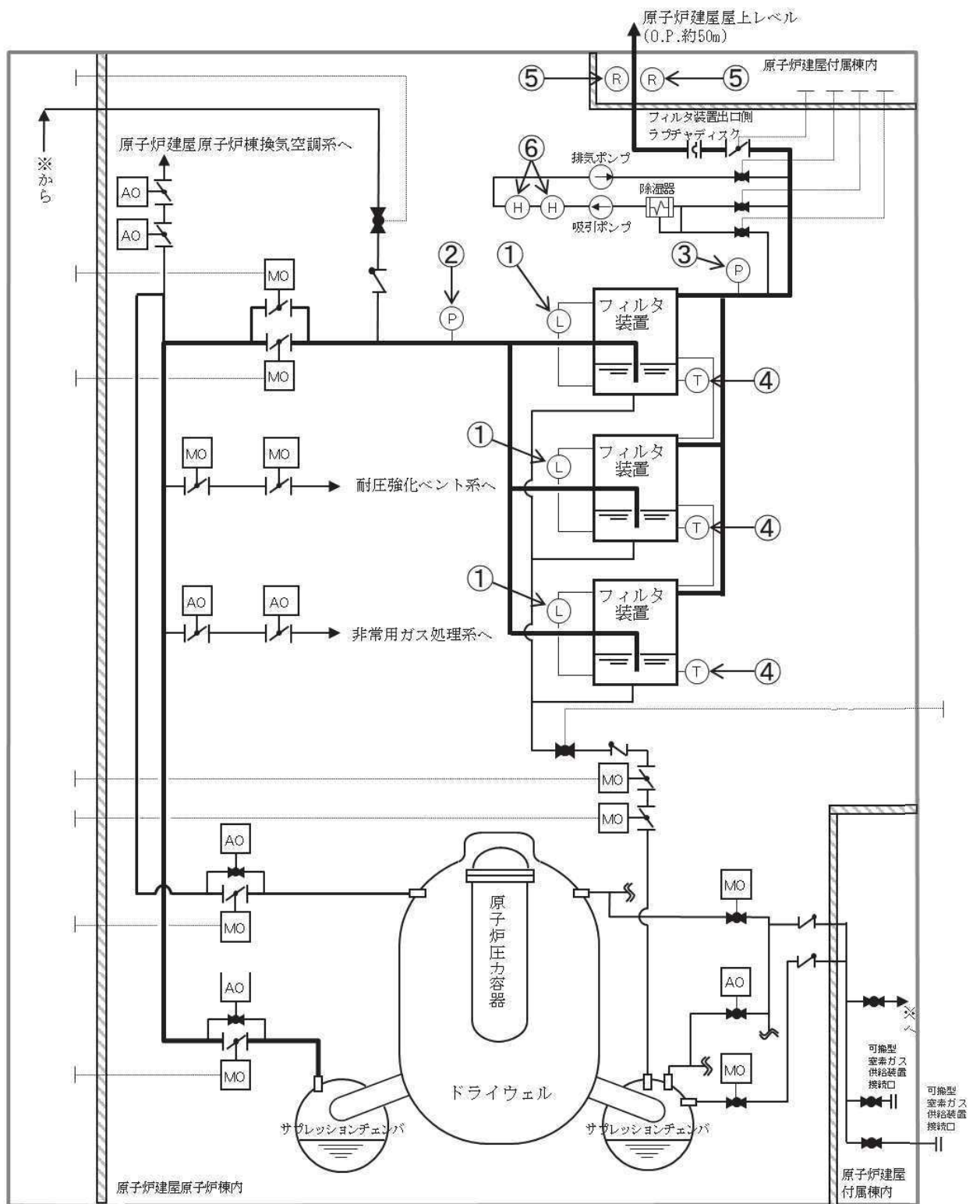
第1表 原子炉格納容器フィルタベント系 計装設備の代替パラメータによる推定方法 (2/2)

主要パラメータ*3	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
⑤フィルタ装置 出口放射線モニタ	2	中央制御室, 緊急時対策所	$10^{-2}$ mSv/h～ $10^5$ mSv/h	ベント開始時及び継続時に放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認	1. フィルタ装置出口放射線モニタ (他チャンネル)	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、他チャンネルにより推定する。
⑥フィルタ装置 出口水素濃度	1	中央制御室, 緊急時対策所	0～30vol%	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	1. 格納容器内水素濃度(D/W)	1. フィルタ装置出口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が原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度(D/W)又は格納容器内水素濃度(S/C)により推定する。
	1		0～100vol%		1. 格納容器内水素濃度(S/C)	

注記\*1:基準点はフィルタ装置(本体)下鏡底部。

\*2:自主対策設備

\*3:主要パラメータの数字は第1図の丸数字に対応する。



原子炉建屋

第1図 原子炉格納容器フィルタベント系 計装設備概略構成図

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. 除去効率への影響

Framatome社製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバと金属繊維フィルタを組み合わせ、エアロゾルを捕集するが、このうちベンチュリスクラバは、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、エアロゾルの密度によって、除去効率への影響が表れることが考えられる。しかし、重大事故等時に原子炉格納容器に発生するエアロゾルの密度の変化に対して、ベンチュリスクラバの除去効率の関係式(引用文献(1))を用いて除去効率に与える影響を評価した結果、エアロゾルの密度の変化に対する除去効率の変化は小さいと評価できること、また、JAVA試験で複数の種類のエアロゾルを用いた試験において除去効率に違いが見られていないことから、Framatome社製のフィルタ装置は重大事故等時に発生するエアロゾルの密度の変化に対して除去効率への影響は小さいと評価できる。

2. ベンチュリスクラバの除去効率

(1) エアロゾル密度と除去効率の関係

ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルを通過するベントガスとベンチュリノズル内に吸い込んだスクラバ溶液の液滴の速度差を利用し、慣性衝突効果によってベントガスに含まれるエアロゾルを捕集する。引用文献(1)において、ベンチュリスクラバにおける除去効率は、以下の式によって表される。

$$P_t = \exp\left(-\frac{V^*}{v_g}\right) = \exp\left(-\frac{V^* Q_L}{V_L Q_g}\right) \dots\dots\dots (式 1)$$

$$V^* = \int_0^T \eta_d |u_d - u_g| A_d dt \dots\dots\dots (式 2)$$

$$\eta_d = \frac{K^2}{(K+0.7)^2} = \frac{1}{(1+0.7/K)^2} \dots\dots\dots (式 3)$$

$$K = \frac{2\tau_p |u_d - u_g|}{d_d} = \frac{2C_{\rho p} d_p^2 |u_d - u_g|}{18\mu d_d} \dots\dots\dots (式 4)$$



ここで、

$P_t$	: 透過率	$T$	: 滞留時間
$V^*$	: 液滴通過ガス体積	$\tau_p$	: 緩和時間
$V_g$	: ガス体積	$A_d$	: 液滴断面積
$V_L$	: 液滴体積	$K$	: 慣性パラメータ
$Q_g$	: ガス体積流量	$C$	: すべり補正係数
$Q_L$	: 液滴体積流量	$\mu$	: ガス粘性係数
$\eta_d$	: 捕集効率係数	$\rho_p$	: エアロゾル密度
$u_g$	: ガス速度	$d_p$	: エアロゾル粒径
$u_d$	: 液滴速度	$d_d$	: 液滴径

これらから、透過率 $P_t$ （除去係数 DF の逆数）は、慣性パラメータ $K$ によって決まる捕集効率係数 $\eta_d$ によって影響を受けることが分かる。

式（4）で表される慣性パラメータ $K$ は、曲線運動の特徴を表すストークス数と同義の無次元数であり、その大きさは、エアロゾル密度 $\rho_p$ 、エアロゾル粒径 $d_p$ 、液粒径 $d_d$ 、ガス粘性係数 $\mu$ 、液滴・エアロゾル速度差によって決まる。

エアロゾル粒径 $d_p$ が同じ場合でもエアロゾル密度 $\rho_p$ が増加すると、慣性パラメータ $K$ が増加し、除去効率は増加する。

## (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。「別紙 2 原子炉格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について」の表 2-5 に示す化合物について、NUREG-1465 に記載されている割合を用いてエアロゾル密度を計算すると第 1 表のとおり   $g/cm^3$  となる。

第1表 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	0.30	0.01	0.61
CsOH		0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
TeO <sub>2</sub> , Sb*		0	0.05	0.25	0.005	0.305
BaO, SrO*		0	0.02	0.1	0	0.12
MoO <sub>2</sub>		0	0.0025	0.0025	0	0.005
CeO <sub>2</sub>		0	0.0005	0.005	0	0.0055
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		0	0.0002	0.005	0	0.0052
密度 (g/cm <sup>3</sup> )	-					

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	: 4.5g/cm <sup>3</sup> (引用文献(3))	SrO	: 5.1g/cm <sup>3</sup> (引用文献(2))
CsOH	: 3.7g/cm <sup>3</sup> (引用文献(4))	MoO <sub>2</sub>	: 6.4g/cm <sup>3</sup> (引用文献(2))
TeO <sub>2</sub>	: 5.7g/cm <sup>3</sup> (引用文献(3))	CeO <sub>2</sub>	: 7.3g/cm <sup>3</sup> (引用文献(2))
Sb	: 6.7g/cm <sup>3</sup> (引用文献(2))	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	: 6.2g/cm <sup>3</sup> (引用文献(2))
BaO	: 6.0g/cm <sup>3</sup> (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捕集効率係数 $\eta_d$ の変化の計算例を以下に示す。エアロゾル密度は、前記(2)のとおり  g/cm<sup>3</sup> 付近であるが、ここでは、エアロゾル密度算出に用いた各化合物の密度から、エアロゾル密度 $\rho_{p1}$ が  g/cm<sup>3</sup> のときの捕集効率係数 $\eta_{d1}$ と、エアロゾル密度 $\rho_{p2}$ が 3.7g/cm<sup>3</sup> のときの捕集効率係数 $\eta_{d2}$ との比を求める。

$$\frac{\eta_{d1}}{\eta_{d2}} = \frac{K_1^2 (K_2 + 0.7)^2}{K_2^2 (K_1 + 0.7)^2} = \text{$$

$$K_1 = \text{, } K_2 = \text{$$

ここでは、

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

とした。この結果から、密度の変化（）に対して捕集効率係数の変化（）は非常に小さく、除去効率に及ぼす影響が非常に小さいと評価できる。

### 3. JAVA 試験での除去効率

#### (1) JAVA 試験の結果

JAVA 試験にて使用した  の質量中央径（MMD）の範囲は約   $\mu\text{m}$  となっているが、これら複数の種類のエアロゾルを用いた試験において除去効率に違いが見られていない。エアロゾルの粒径に対する除去係数を第 1 図に示す。



第 1 図 エアロゾルの粒径に対する除去係数

#### (2) 空気力学的質量中央径による比較

エアロゾルの粒径の指標の一つに「空気力学径」を用いる場合があり、これ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し、空気力学的質量中央径（AMMD）と質量中央径（MMD）は以下の関係がある。

$$\text{AMMD} = \sqrt{\rho}\text{MMD}$$

ここで、 $\rho$  はエアロゾルの密度である。重大事故等時に想定される主要なエアロゾルの密度及び空気力学的質量中央径を第 2 表に、JAVA 試験にて使用したエアロゾルの密度及び空気力学的質量中央径を第 3 表に示す。重大事故等時に想定される主要なエアロゾルの空気力学的質量中央径の範囲は約 [ ]  $\mu\text{m}$  であり、JAVA 試験にて使用したエアロゾルの空気力学的質量中央径の範囲は約 [ ]  $\mu\text{m}$  となっている。

JAVA 試験にて使用した質量中央径 (MMD) 約 [ ] の空気力学的質量中央径 (AMMD) はそれぞれ約 [ ]  $\mu\text{m}$  であるが、JAVA 試験における除去効率に大きな違いは見られていない。

以上より、Framatome 社製のフィルタ装置では、重大事故等時のベンチュリスクラバの液滴・ガス速度差が大きいため、重大事故等時に想定されるエアロゾルの密度 ( [ ]  $\text{g}/\text{cm}^3$  ) の範囲では、フィルタ装置の除去効率に与える影響は小さく、その除去性能の評価は質量中央径 (MMD)、空気力学的質量中央径 (AMMD) どちらを用いても変わらない。

第 2 表 重大事故等時に想定されるエアロゾルの密度及び空気力学的中央径

代表エアロゾル	質量中央径 (MMD)	密度	空気力学的質量中央径 (AMMD)
CsI		約 $4.5\text{g}/\text{cm}^3$	
CsOH		約 $3.7\text{g}/\text{cm}^3$	
TeO <sub>2</sub>		約 $5.7\text{g}/\text{cm}^3$	
Te		約 $6.2\text{g}/\text{cm}^3$ (引用文献(2))	

第 3 表 JAVA 試験にて使用したエアロゾルの密度及び空気力学的中央径

エアロゾル	質量中央径 (MMD)	密度	空気力学的質量中央径 (AMMD)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

#### 4. 引用文献

- (1) OECD/NEA, “STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS”, (2009) NEA/CSNI/R (2009)
- (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
- (6) Aerosol Measurement : Principles, Techniques, and Applications, Third Edition. Edited by P. Kulkarni, P.A. Baron and K. Willeke (2011)

## 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、ベンチュリ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) , 硫酸ナトリウム (Na<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>) ) であり、スクラバ溶液の pH に与える影響はほとんどない。また、ベンチュリスクラバにて無機よう素がスクラバ溶液と化学反応することによって発熱するが、この発熱量と、設計条件であるフィルタ装置内の放射性物質の崩壊による発熱量 (370kW) とを比較した結果、ベンチュリスクラバにおける化学反応の発熱量は約 2.5% 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ベンチュリスクラバを通過した無機よう素について、放射性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、 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  vol% 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、 については、光によって分解する性質があるが、放射性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、放射性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、放射性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. ベンチュリスクラバにおける化学反応による発熱量

#### (1) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの化学反応による発熱量

ベンチュリ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。核分裂生成物エアロゾルと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。それらがスクラバ溶液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  で代表し、設計条件である 150kg 全量が  としてスクラバ溶液で反応したときの発熱量にて影響を評価する。

ベンチュリスクラバにおける  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))。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

熱化学方程式と標準生成エンタルピーより、 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。

(分子量  g/mol) 150kg は  mol に当たることから、発熱量は  kJ となる。

kJ

(2) ベンチュリスクラバにおける無機よう素の化学反応による発熱量

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の捕集は、スクラバ溶液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ーは以下の値となる (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 となる。

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

ここで、ベンチュリ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  kg)

BWR プラントにおける代表炉心 (ABWR) の平衡炉心末期を対象とした ORIGEN2 コードの計算結果より、約  kg とする。

b. 原子炉格納容器へのよう素放出割合 (61%)

NUREG-1465 に基づき、原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を 61% 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、よう化セシウム 5%、無機よう素 91%、有機よう素 4% とする。

d. 原子炉格納容器内の除去 (DF10)

自然沈着、サプレッションチェンバのプール水によるスクラビング効果として、DF10 とする。

以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素 (分子量 253.8g/mol) の量は約  g (=  kg × 61% × 91% × 1/10) であり、約  mol (=  g ÷ 253.8g/mol) である。この場合無機よう素と  の反応により生じる全発熱量は、約  kJ となる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

[ ] kJ

(3) ベンチュリ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 370kW 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。

[ ]

「別紙4 スクラバ溶液の保有水量の設定根拠及び健全性について」に示すとおり、

[ ]

以上より、ベンチュリ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. 放射性よう素フィルタにおける化学反応による発熱

(1) 放射性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

放射性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、 $Q = [ ]$  kJ となる。

以上より、1mol の有機よう素  $\text{CH}_3\text{I}$  の反応には [ ] kJ/mol の発熱量を伴うこととなる。

ここで、放射性よう素フィルタに流入する有機よう素の量について、以下のとおり設定する。

a. よう素炉内蔵量（約 [ ] kg）

2. (2)と同様。

b. 原子炉格納容器へのよう素放出割合（61%）

2. (2)と同様。

c. 原子炉格納容器に放出されるよう素のうち有機よう素生成割合（4%）

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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



d. よう素重量から有機よう素重量への補正

よう素 (I) の分子量  $126.9\text{g/mol}$  及びよう化メチル ( $\text{CH}_3\text{I}$ ) の分子量  $141.9\text{g/mol}$  から、 $141.9/126.9 \approx 1.12$  である。

以上より、放射性よう素フィルタに流入する有機よう素 (分子量  $141.9\text{g/mol}$ ) の量は約  g ( $\approx$   kg  $\times 61\% \times 4\% \times 1.12$ ) となり、これは約  mol である。

したがって、放射性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約  kJ となる。

有機よう素の全量が  で放射性よう素フィルタへ捕集されたと考えると、発熱量は約  kW となる。

(2) 放射性よう素フィルタにおける無機よう素の化学反応による吸熱量

放射性よう素フィルタにおける無機よう素の銀ゼオライトへの吸着反応は、以下の熱化学方程式で示される。

それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる (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 となる。

以上より、 $1\text{mol}$  の無機よう素  $\text{I}_2$  の反応には  kJ/mol の吸熱量を伴うこととなる。

ここで、放射性よう素フィルタ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  kg)

2. (2) と同様。

b. 原子炉格納容器へのよう素放出割合 (61%)

2. (2) と同様。

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%)

2. (2) と同様。

d. 原子炉格納容器内の除去 (DF10)

2. (2) と同様。

e. フィルタ装置内のベンチュリスクラバによる除去 (DF )

フィルタ装置内のベンチュリスクラバによる除去効果として、DF  とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

以上より、放射性よう素フィルタに流入する無機よう素（分子量 253.8g/mol）の量は約  g（ $\div$   kg  $\times$  61%  $\times$  91%  $\times$  1/10  $\times$  ）となり、これは約  mol である。したがって、放射性よう素フィルタにおける無機よう素による反応熱量は約  kJ となる。

無機よう素の全量が  で放射性よう素フィルタへ捕集されたと考えると、吸熱量は約  kW となる。

### (3) 放射性よう素フィルタにおける化学反応の発熱量の評価

(1)(2)で求めた反応熱量の合計は  kW となる 。この発熱量による放射性よう素フィルタの上昇温度を求めるために、放射性よう素フィルタに流入する水蒸気に上述の発熱量を加算する。水蒸気の圧力、温度条件は、放射性よう素フィルタが流量制限オリフィスの下流側に設置されるため、大気圧及びその飽和温度とする。

・蒸気発生量 =  kg/s

・比熱（100℃飽和蒸気） = 2.077kJ/kg/℃

ベントガスを 1℃上昇させるのに必要な熱量を求める。

kg/s  $\times$  2.077kJ/kg/℃ =  J/s/℃

次に、放射性よう素フィルタの温度上昇を求める。

°C

以上より、放射性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

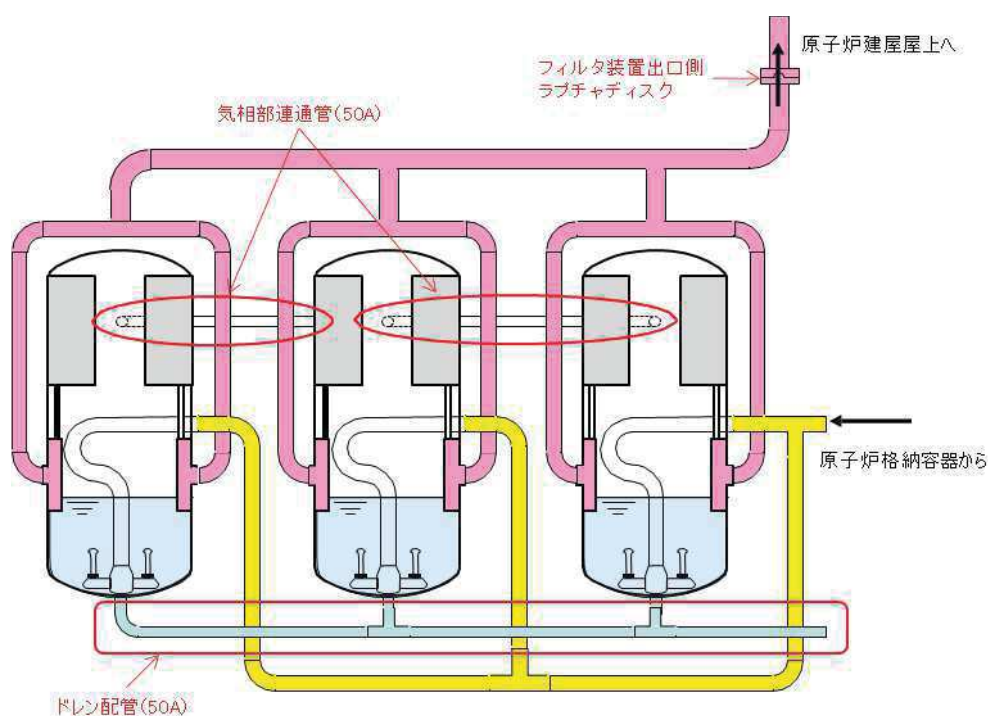
### フィルタ装置の台数の違いによる影響

原子炉格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止し、排気に含まれる放射性物質を低減させることができる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置 1 基（全 3 台）の構成としていることから、台数による影響について評価する。

#### 1. フィルタ装置周りの系統概要

原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器から排出されたベントガスが、フィルタ装置の上流で分岐し 3 台のフィルタ装置へ流入、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後、フィルタ装置下流にて合流し、大気へ放出できる設計とする。フィルタ装置周りの系統概要を第 1 図に示す。



第 1 図 フィルタ装置周りの系統概要

#### 2. 設計方針における台数による影響と設計要求事項

原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置 1 基（全 3 台）の構成としていることから、台数による影響を網羅的に確認するため、フィルタ装置 3 台を設置する場合の考慮事項を抽出した。設計方針における台数による考慮事項について第 2 表に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置 3 台を設置するため、フィルタ装

置 1 台を設置する場合と異なりベントガスの分岐及び合流を行う必要がある。そのため、各フィルタ装置のベントガス流量にばらつきが生じる可能性がある。

フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量にばらつきが発生した場合には、第 2 表から抽出した以下の影響により所定の性能を発揮することができない可能性がある。

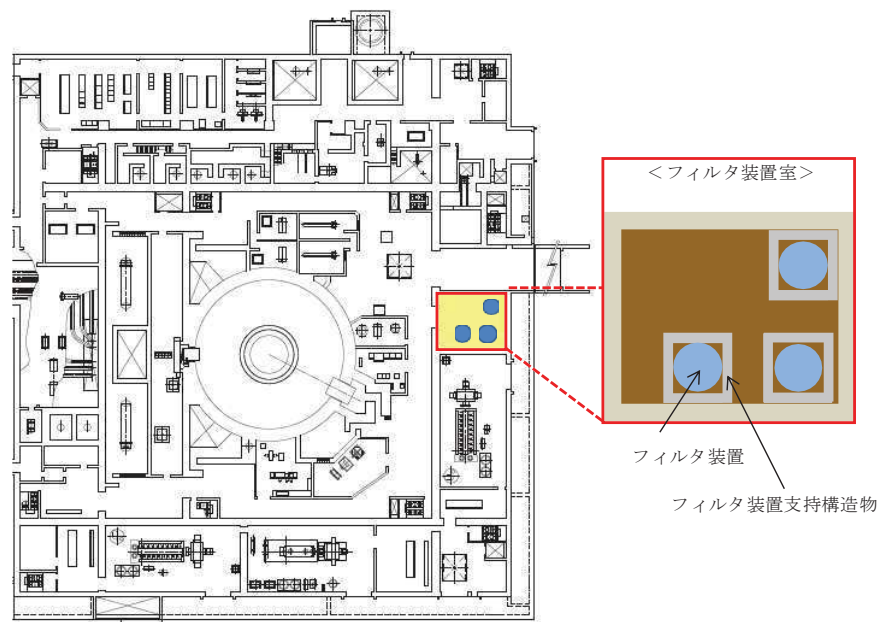
- (1) 想定している運転範囲からの逸脱
- (2) エアロゾルによる金属繊維フィルタ及びドレン配管の閉塞
- (3) 原子炉格納容器内で発生した酸によるスクラバ溶液の pH の異常低下
- (4) 捕集した放射性物質の崩壊熱による水量の異常低下

したがって、フィルタ装置 3 台を設置する場合の設計要求事項は、所定の性能を発揮することが可能なよう、フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量を同等とし、ベントガス流量のばらつきによる影響を防止することである。

### 3. 設計における考慮事項

原子炉格納容器フィルタベント系は、ベントガス流量のばらつきによる影響を防止するため以下について考慮した設計とする。

- (1) 各フィルタ装置の設計条件（ベンチュリノズル个数，金属繊維フィルタ个数，流量制限オリフィス个数，放射性よう素フィルタの構造等）を同等とする。
- (2) 各フィルタ装置の気相部及び液相部をそれぞれ連通管で接続する。
- (3) すべてのフィルタ装置を近接配置する（第 2 図）。
- (4) 配管の分岐部をフィルタ装置近傍に設置する。



第 2 図 フィルタ装置配置図（原子炉建屋地上 1 階）

#### 4. ベントガス流量評価

フィルタ装置入口配管の圧力損失の差を小さくするような配管ルートとしており、想定している運転範囲においてベンチュリノズルにおける流速が一定以上となるようにベントガス流量比の差を  %以内とすることを設計目標としている。

フィルタ装置入口配管の分岐部から各フィルタ装置までの圧力損失とベントガス流量を評価した結果、フィルタ装置の入口流量比の差は  %であり、ベントガス流量のばらつきによる影響がないことを確認した。フィルタ装置入口側の圧力損失及びガス流量を第1表に示す。

第1表 フィルタ装置入口側の圧力損失及びガス流量

	圧力損失 (kPa)	流量比 (%) *
フィルタ装置 (A)		
フィルタ装置 (B)		
フィルタ装置 (C)		

注記\*：フィルタ装置 (B) の流量を 100% としたときの値。

フィルタ装置出口配管については、配管の圧力損失の差を小さくするような設計としており、また、フィルタ装置内の流量制限オリフィスにより  となる設計とすることから流量は同等となる。

#### 5. まとめ

以上より、フィルタ装置 3 台を設置する場合の考慮事項を抽出し評価した結果、フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量にばらつきが発生し、性能に影響を与える可能性があるが、フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量を同等となる設計とすることから、所定の性能を発揮することが可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第2表 設計方針における台数による考慮事項と影響評価結果 (1/4)

フィルタ装置を3台並列に設置する場合の考慮事項		設計要求事項	対応方針及び影響評価結果
排気容量 (ベントガス流量)	フィルタ装置1台当たりのベントガス流量に差がでることによって運転範囲 (ベントガス流量) から逸脱する可能性がある。		
閉塞防止	エアロゾルはベントガス流量が大きく、フィルタ装置へ多く流入することになり、一部の金属繊維フィルタ及び液相部のドレン配管 (排水配管) が閉塞する可能性がある。	<ul style="list-style-type: none"> <li>フィルタ装置1台当たりのベントガス流量を同等とする。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ベントガス流量が同等となるよう設計するため、各フィルタ装置へエアロゾルが均等に流入する。金属繊維フィルタへ移行するエアロゾル量は金属繊維フィルタの許容負荷量に対して小さいことを確認しており、金属繊維フィルタの閉塞への影響はない。また、フィルタ装置底部へのエアロゾルの蓄積により、液相部のドレン配管 (排水配管) が閉塞しないことを確認しており、液相部のドレン配管 (排水配管) の閉塞への影響はない。</li> </ul>
放射性物質の捕集及び保持	フィルタ装置1台当たりのベントガス流量に差がでることによって各フィルタ部におけるフィルタ性能を発揮できる運転範囲 (ベントガス流量) 及び過熱度) から逸脱する可能性がある。	<ul style="list-style-type: none"> <li>フィルタ装置1台当たりのベントガス流量を同等とする。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ベントガス流量が同等となるよう設計するため、各フィルタ装置においてベントガス流量が運転範囲内に収まることから放射性物質の捕集及び保持への影響はない。</li> </ul>

第2表 設計方針における台数による考慮事項と影響評価結果 (2/4)

フィルタ装置を3台並列に設置する場合の考慮事項		設計要求事項	対応方針及び影響評価結果
水量の確保	放射性物質はベントガス流量が大きいフィルタ装置へ多く流入することになり、捕集した放射性物質の崩壊熱により一部のフィルタ装置のスクラバ溶液の水量が下がる可能性がある。	<ul style="list-style-type: none"> <li>フィルタ装置1台当たりのベントガス流量を同等とする。</li> <li>連通管を設置する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ベントガス流量が同等となるよう設計するため各フィルタ装置へ放射性物質が均等に流入する。また、各フィルタ装置の液相部及び気相部をそれぞれ連通管で接続する設計とするため各フィルタ装置の水位が等しくなることから水量の確保への影響はない。</li> <li>外部接続口からフィルタ装置それぞれに対して水を補給可能な構成としており、また、各フィルタ装置のスクラバ溶液の水位を監視可能とするため、各フィルタ装置に水位計を設置することから水量の確保への影響はない。</li> <li>待機時においては、各フィルタ装置のスクラバ溶液は、十分な量の薬液を保有しており、定期的にスクラバ溶液の薬液濃度を確認することから水質への影響はない。</li> <li>ベント時においては、ベントガス流量が同等となるよう設計するため各フィルタ装置へ酸が均等に流入する。また、外部接続口からフィルタ装置それぞれに対して薬液が補給可能な構成としていていることから水質への影響はない。</li> </ul>
水質	原子炉格納容器内で発生した酸はベントガス流量が大きいフィルタ装置へ多く流入することになり、一部のフィルタ装置のスクラバ溶液のpHが下がる可能性がある。	<ul style="list-style-type: none"> <li>フィルタ装置1台当たりのベントガス流量を同等とする。</li> </ul>	
放出高さ	放出口の高さは、フィルタ装置の台数による影響なし。	—	—



第2表 設計方針における台数による考慮事項と影響評価結果(3/4)

フィルタ装置を3台並列に設置する場合の考慮事項		設計要求事項	対応方針及び影響評価結果
水素爆発の防止	可搬型窒素ガス供給装置等により窒素置換が可能なたため台数による影響なし。	—	—
他への悪影響防止	他系統とは弁により隔離しているため、フィルタ装置の台数による影響なし。	—	—
設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性、位置的分散	すべてのフィルタ装置を原子炉建屋原子炉棟内のフィルタ装置室に設置しているため、フィルタ装置の台数による影響なし。	—	—
操作の確実性	ベントの操作に必要な隔離弁は、フィルタ装置入口配管の分岐部より上流側にあるため、フィルタ装置の台数による影響なし。	—	—
補助操作	ベント後可能な限り運転員等の操作が不要となるようスクラバ溶液の水量を設定しているため、フィルタ装置の台数による影響なし。	—	—



第2表 設計方針における台数による考慮事項と影響評価結果 (4/4)

フィルタ装置を3台並列に設置する場合の考慮事項		設計要求事項	対応方針及び影響評価結果
溶融炉心及び水没による悪影響防止	原子炉格納容器の接続位置は、フィルタ装置の台数による影響なし。		
作業員被ばく低減	すべてのフィルタ装置を原子炉建屋原子炉棟内のフィルタ装置室に設置しているため、フィルタ装置の台数による影響なし。	—	—
水素及び放射性物質濃度の監視	フィルタ装置出口配管の合流部より下流側に水素濃度計及び放射線モニタを設置することから、フィルタ装置の台数による影響なし。	—	—
環境条件	環境条件は、フィルタ装置の台数による影響なし。	—	—
試験又は検査	すべてのフィルタ装置で点検を行える必要があるが、すべてのフィルタ装置にマンホールを設置していることから、フィルタ装置の台数による影響なし。	—	—

(参考 1) 設計目標の考え方について

原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置 1 基 (全 3 台) の構成としており、フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量にばらつきが発生することで、フィルタ装置の性能に影響がでる可能性がある。このため、原子炉格納容器フィルタベント系の性能を確保するためにベントガス流量比の差を  %以内とすることを設計目標としている。

## 1. 設計目標の考え方

原子炉格納容器フィルタベント系は、所定の性能を確保するためにベンチュリノズルの流速について、メーカーが定めている流速以上にする必要がある。その理由を以下に示す。

フィルタ装置における粒子状放射性物質の除去は、ベンチュリスクラバ及び金属繊維フィルタの組合せにより行う設計とする。このうちベンチュリスクラバにおける粒子状放射性物質の除去は、慣性衝突効果によるものが支配的である。慣性衝突効果はエアロゾル粒径が大きい程大きく、ベントガス流速が早い程大きくなる傾向がある。そのため、ベンチュリスクラバにおいて粒径が小さいエアロゾルに対しても除去を期待するためにはベンチュリノズルの流速を一定以上にする必要がある。

このため、フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量にばらつきが発生した場合においても、ベンチュリノズルにおける流速 (流量) が一定 (メーカーが定めている流速) 以上となるようにベントガス流量比の差を  %以内に設定している。

## 2. 流量のばらつきによる影響

フィルタ装置 1 台当たりの流量のばらつきが発生した場合には、以下の影響により所定の性能を発揮することができない可能性がある。

### (1) 想定している運転範囲からの逸脱

原子炉格納容器フィルタベント系は、想定する運転範囲としてベントガス流量を  kg/s としており、このベントガス流量が各フィルタ装置に均等に分配されるように設計する。このため、フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量にばらつきが発生することにより、各フィルタ装置で想定している流量が増減することで、想定している運転範囲から逸脱する可能性がある。この結果、除去性能検証試験で確認された試験範囲から逸脱し、所定の除去性能が発揮できない可能性がある。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) エアロゾルによる金属繊維フィルタ及びドレン配管の閉塞

フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量にばらつきが発生することにより、一部のフィルタ装置のベントガス流量が大きくなる。この結果、流量が大きくなったフィルタ装置に流入するエアロゾル量が増加し、金属繊維フィルタ及びドレン配管の閉塞が発生する可能性がある。

(3) 原子炉格納容器内で発生した酸によるスクラバ溶液の pH の異常低下

フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量にばらつきが発生することにより、一部のフィルタ装置のベントガス流量が大きくなる。この結果、流量が大きくなったフィルタ装置に流入する酸の量が増加し、スクラバ溶液の pH が異常に低下する可能性がある。

(4) 捕集した放射性物質の崩壊熱による水量の異常低下

フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量にばらつきが発生することにより、一部のフィルタ装置のベントガス流量が大きくなる。この結果、流量が大きくなったフィルタ装置に流入する放射性物質が多くなり、放射性物質の崩壊熱が大きくなることでスクラバ溶液が異常に低下する可能性がある。

3. 設計目標の妥当性

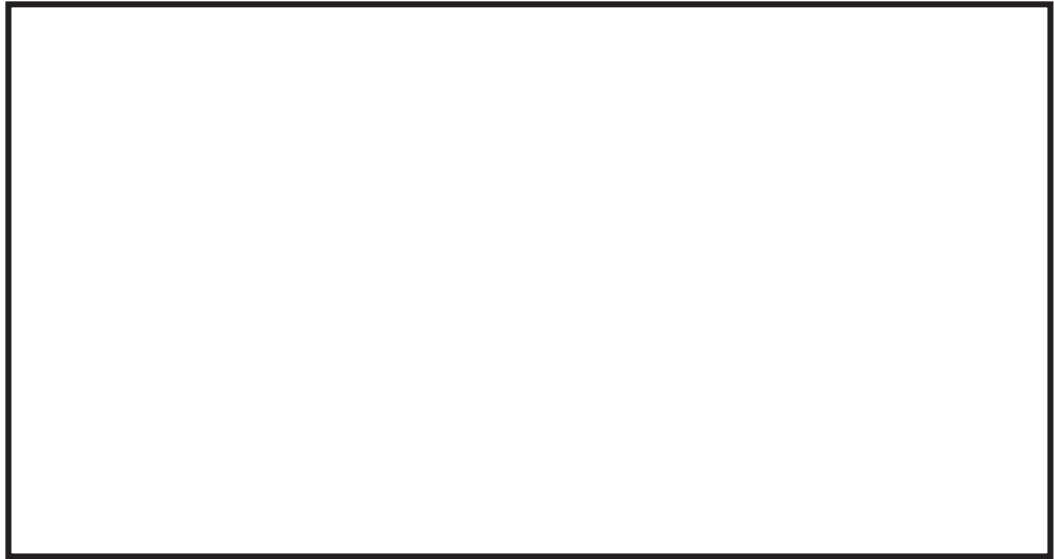
フィルタ装置周りの配管は、各フィルタ装置のベントガス流量が同等になるように、ベントガス流量比の差を設計目標である  %以内となるように設計する。ここでは、ベントガス流量比の差が  %となった場合の影響について評価を行い、所定の性能に影響がないことを確認した。確認結果の詳細は以下のとおり。

(1) 想定している運転範囲からの逸脱

a. 金属繊維フィルタ

第 3 図に金属繊維フィルタにおけるガス流速に対して整理した除去性能検証試験結果を示す。第 3 図より、流量にばらつきが発生した場合においても、除去性能検証試験で除去係数 DF1000 以上を満足していることから、金属繊維フィルタにおける運転範囲への影響はない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 3 図 金属繊維フィルタの速度に対するフィルタ装置の除去係数

なお、ベンチュリスクラバでは、無機よう素も捕集・保持するが、除去性能に影響を与える因子はスクラバ溶液の pH であり、流速に依存しないためベンチュリスクラバにおける無機よう素の捕集・保持に影響はない。

b. ベンチュリスクラバ

第 4 図にベンチュリノズルにおけるガス流速に対して整理した除去性能検証試験結果を示す。第 4 図より、流量にばらつきが発生した場合においても、除去性能検証試験で除去係数 DF1000 以上を満足していることから、ベンチュリスクラバにおける運転範囲への影響はない。

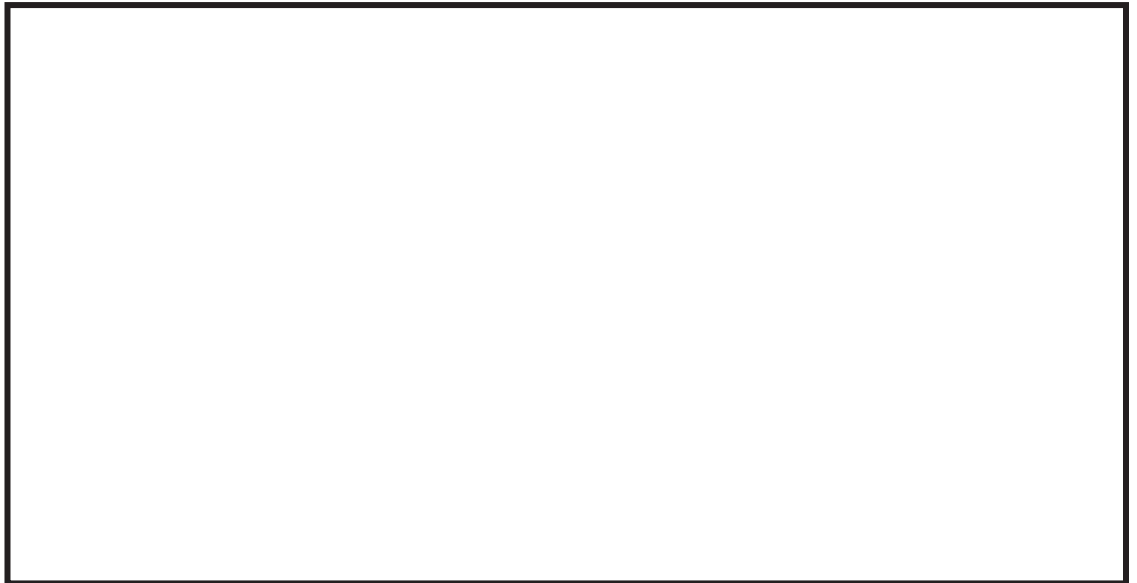


第 4 図 ベンチュリノズルの速度に対するフィルタ装置の除去係数

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

c. 放射性よう素フィルタ

第5図に実機条件における除染係数の補正値を過熱度で整理した結果を示す。第5図より、流量にばらつきが発生した場合においても、除去性能検証試験で除去係数 DF50 以上を満足していることから、放射性よう素フィルタにおける運転範囲への影響はない。



第5図 JAVA PLUS 試験結果（実機条件補正）

(2) エアロゾルによる金属繊維フィルタ及びドレン配管の閉塞

想定するエアロゾル量(150 kg)がフィルタ装置に均等に流入した場合の金属繊維フィルタへの移行量は  $\square$  g/m<sup>2</sup> であり、ベントガス流量が  $\square$  %増加した場合においてもその移行量は  $\square$  g/m<sup>2</sup> ( $\square$ ) のため、金属繊維フィルタの閉塞のリスクが極めて低い運用が可能な負荷量  $\square$  g/m<sup>2</sup> に対して小さいため、金属繊維フィルタの閉塞が生じる可能性はない。なお、有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合））におけるエアロゾルの金属繊維フィルタへの移行量は  $\square$  g/m<sup>2</sup> であり、金属繊維フィルタの閉塞のリスクが極めて低い運用が可能な負荷量に対して十分小さい。

また、想定するエアロゾル量(150kg)がフィルタ装置に均等に流入した場合のフィルタ装置 1 台当たりのエアロゾル蓄積量は  $2.1 \times 10^7$  mm<sup>3</sup> であり、ベントガス流量が  $\square$  %増加した場合の蓄積量は  $\square$  mm<sup>3</sup> ( $\square$ ) のため、ドレン配管（排水配管）吸込部（液相部連通管）までの容積  $\square$  mm<sup>3</sup> に対して十分小さいためドレン配管の閉塞が生じる可能性はない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

なお、原子炉停止時の炉内内蔵量のうち、原子炉格納容器に放出される割合を考慮した放射性よう素フィルタへ移行するガス状放射性よう素は、有機よう素約 [ ] g と無機よう素約 [ ] g の合計約 [ ] g であり、ベントガス流量が [ ] % 増加した場合のフィルタ装置 1 台当たりのガス状放射性よう素の移行量は、 [ ] g ( [ ] ) であり、フィルタ装置 1 台当たりの許容負荷量 [ ] kg ( [ ] ) より小さいため放射性よう素フィルタの閉塞が生じる可能性はない。

(3) 原子炉格納容器内で発生した酸によるスクラバ溶液の pH の異常低下

保守的に原子炉格納容器内で発生した酸 ( [ ] mol ) がすべてフィルタ装置へ移行した場合、スクラバ溶液をアルカリ性に維持するためには [ ] mol 以上の [ ] [ ] が必要となり、その濃度は約 [ ] wt% (待機時水量) である。これに余裕をみて待機時には、スクラバ溶液の濃度を [ ] wt% 以上とすることで、待機時の [ ] [ ] は [ ] mol としている。

ベントガス流量が [ ] % 増加した場合のフィルタ装置 1 台当たりの酸の移行量は、 [ ] mol ( [ ] ) であり、待機時のフィルタ装置 1 台当たりの水酸化ナトリウム [ ] mol ( [ ] ) より小さいためスクラバ溶液の pH への影響はない。

(4) 捕集した放射性物質の崩壊熱による水量の異常低下

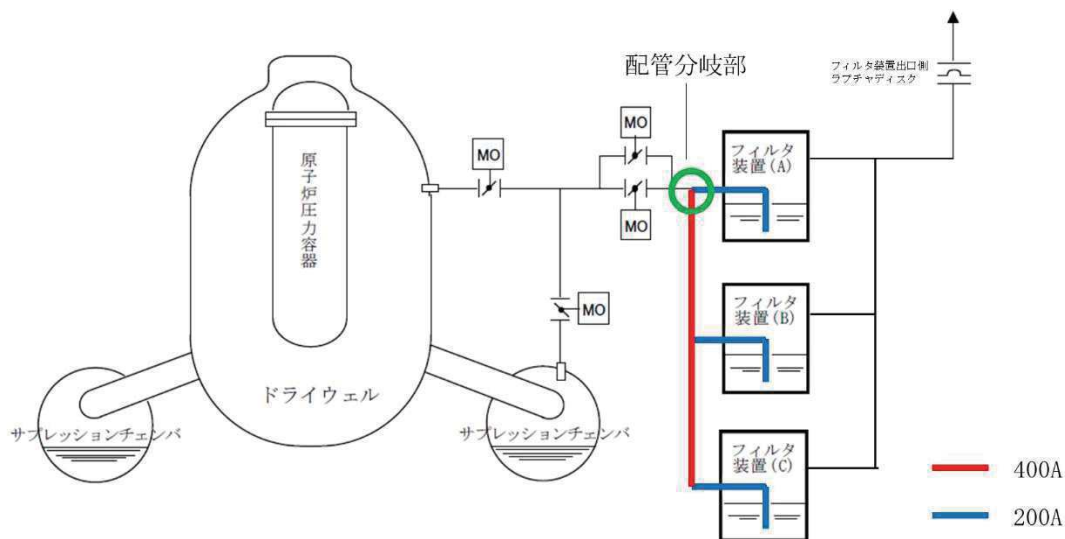
ベントガス流量が [ ] % 増加した場合に、一部のフィルタ装置に流入する放射性物質が多くなるため、その崩壊熱により一部のフィルタ装置のスクラバ溶液の蒸発量は増加する。一方、他のフィルタ装置では流入する放射性物質が少なくなるためスクラバ溶液の蒸発量は減少することになり、3 台のフィルタ装置全体とした場合における蒸発量はベントガス流量が同等の場合と同様であり、水量の低下への影響はない。また、一部のフィルタ装置のスクラバ溶液が減少した場合は、連通管によりスクラバ溶液の水位は均一となる設計とするため、水量の低下への影響はない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(参考 2) フィルタ装置周りの配管圧力損失について

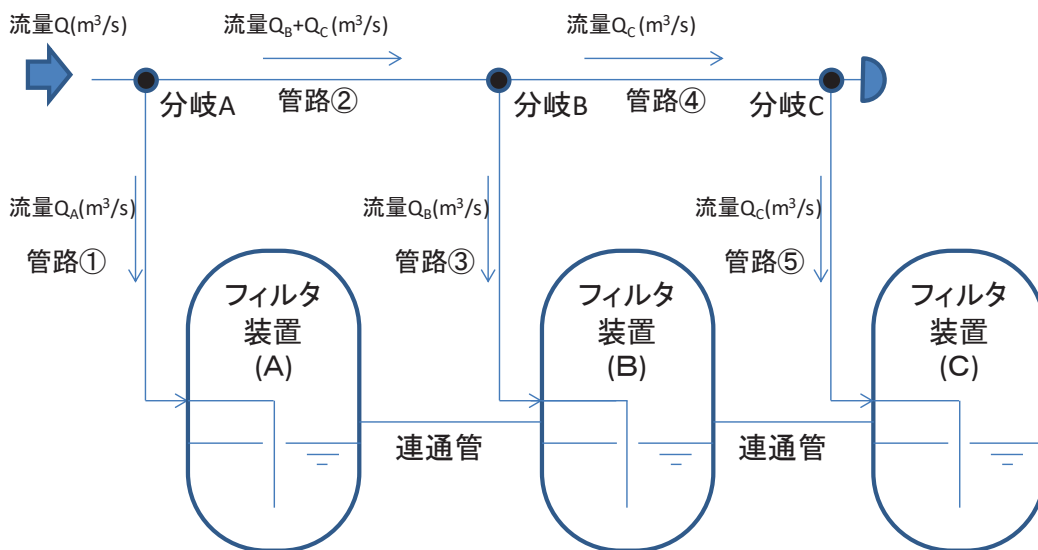
フィルタ装置周りの配管は、各フィルタ装置が同等の性能が発揮できるように各フィルタ装置における体積流量が均一になるように配管の圧力損失を考慮した設計を行っている。

1. フィルタ装置入口側（配管分岐部～フィルタ装置）の圧力損失について  
 フィルタ装置入口側の配管構成を第 6 図に示す。



第 6 図 フィルタ装置入口側の配管構成

第 6 図に示すフィルタ装置入口側の配管構成を、第 7 図に示す管路図として整理する。



第 7 図 フィルタ装置入口配管側の管路図

各フィルタ装置の気相部は連通管で接続されており、各フィルタ装置内の圧力は等しくなる。そのため、分岐 A から各フィルタ装置への配管圧損は等しくなることから以下の式が成り立つ。

$$\begin{aligned} \Delta P_{\text{管路①}} + \Delta P_{\text{フィルタ装置(A)}} &= \Delta P_{\text{管路②}} + \Delta P_{\text{管路③}} + \Delta P_{\text{フィルタ装置(B)}} \\ &= \Delta P_{\text{管路②}} + \Delta P_{\text{管路④}} + \Delta P_{\text{管路⑤}} + \Delta P_{\text{フィルタ装置(C)}} \dots \dots \text{式(1)} \end{aligned}$$

$\Delta P_{\text{管路}}$  : 管路における圧力損失

$\Delta P_{\text{フィルタ装置}}$  : フィルタ装置内圧力損失

(1) 管路（フィルタ装置内のベンチュリノズル入口）における圧力損失

配管分岐部からフィルタ装置内のベンチュリノズル入口までの配管圧力損失は、以下の式に基づき計算する。

配管	配管要素
$\Delta P_{\text{配管}} = \lambda \cdot \frac{L}{D} \cdot \frac{\rho \cdot v^2}{2}$	$\Delta P_{\text{配管要素}} = \zeta \cdot \frac{\rho \cdot v^2}{2}$ (引用文献：機械工学便覧)

$\Delta P$  : 圧力損失

$\lambda$  : 管摩擦係数

L : 管軸長さ

D : 内径

v : 流速

$\rho$  : 密度 (約   kg/m<sup>3</sup>) \*

$\zeta$  : 損失係数

注記\* : 括弧内は原子炉格納容器圧力 1Pd のときの値を表す。

とすると、各管路の圧力損失は以下の式となる。

$$\Delta P_{\text{管路}} = \Delta P_{\text{配管}} + \Delta P_{\text{配管要素}} \dots \dots \dots \text{式(2)}$$

流体抵抗である合計 L/D は配管長、曲げ箇所数及びティーの数から、合計  $\zeta$  はレジューサ数から第 3 表に示す値とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 3 表 配管ルート毎の流体抵抗

配管ルート	呼び径	配管長 (m)	曲げ箇所数	ティー数	レジューサ数	合計 L/D	合計 ζ
管路①:分岐 A～フィルタ装置(A) (フィルタ装置(A)内配管含む)							
管路②:分岐 A～分岐 B							
管路③:分岐 B～フィルタ装置(B) (フィルタ装置(B)内配管含む)							
管路④:分岐 B～分岐 C							
管路⑤:分岐 C～フィルタ装置(C) (フィルタ装置(C)内配管含む)							

各配管内のベントガス流量の合計は，原子炉格納容器圧力 1Pd 時のベントガス質量流量である 10.0 kg/s を体積流量に換算した  m<sup>3</sup>/s に等しくなることから，各フィルタ装置へのガス流量 Q は以下の式が成り立つ。

$$Q_A + Q_B + Q_C = \text{} \text{ m}^3/\text{s} \dots\dots\dots \text{式(3)}$$

(2) フィルタ装置内圧力損失

ベンチュリノズル入口～流量制限オリフィスまでのフィルタ装置内圧力損失は，JAVA 試験の結果から導出した以下の実験式に基づき計算する。

注記\*：括弧内の数値は原子炉格納容器圧力 1Pd のときの値を表す。

また，金属繊維フィルタの圧力損失  $\Delta P_{MFF}$  は，試験結果に基づき  kPa であることから，フィルタ装置の圧力損失  $\Delta P_{\text{フィルタ装置}}$  は以下の式となる。

$$\text{} \dots\dots\dots \text{式(4)}$$

(3) フィルタ装置入口側（配管分岐部～フィルタ装置）の圧力損失及びガス流量

式(1)～式(4)より，配管分岐部から各フィルタ装置までの圧力損失及びフィルタ装置入口ガス流量は第 4 表のとおりとなる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第4表 フィルタ装置入口側の圧力損失及びガス流量

	圧力損失 (kPa)	フィルタ装置入口 ガス流量 (m <sup>3</sup> /s)	フィルタ装置入口 ガス流速 (m/s)	流量比 (%) *
フィルタ装置(A)				
フィルタ装置(B)				
フィルタ装置(C)				

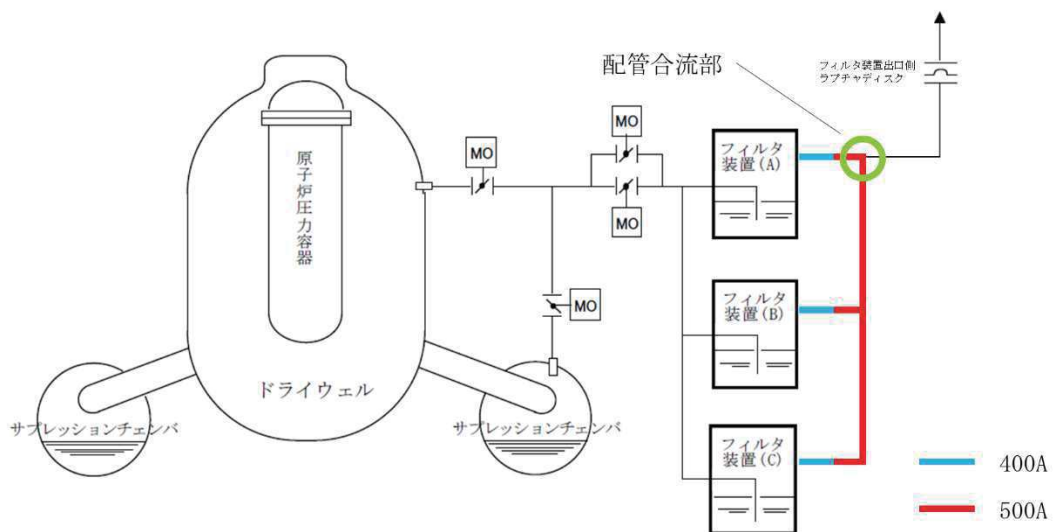
注記\*：フィルタ装置(B)の流量を100%としたときの値。

以上より、フィルタ装置入口ガス流量比で  %程度の違いであり、フィルタ装置の除去性能に対する影響は小さい。

2. フィルタ装置出口側（流量制限オリフィス～配管合流部）の圧力損失について

(1) フィルタ装置出口側（流量制限オリフィス～配管合流部）の圧力損失

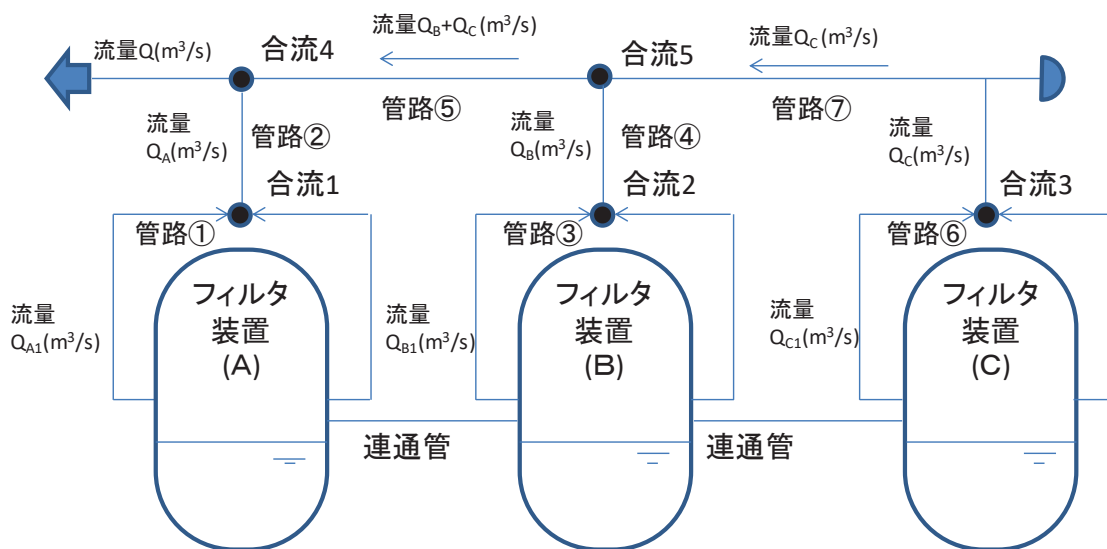
フィルタ装置出口側は、圧力損失の差を小さくすることにより、各フィルタ装置出口におけるベントガス圧力が均一になるように設計する。フィルタ装置出口側の配管構成を第8図に示す。



第8図 フィルタ装置出口側の配管構成

第8図に示すフィルタ装置出口側の配管構成を、第9図に示す管路図として整理する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 9 図 フィルタ装置出口配管側の管路図

流量制限オリフィス～配管合流部までの圧力損失は、放射性よう素フィルタ内圧力損失とフィルタ装置出口配管の圧力損失となる。

放射性よう素フィルタの圧力損失は試験結果に基づき  kPa である。また、フィルタ装置出口側配管の配管圧力損失は、1. (1) に示す式 (2) により計算する。

流体抵抗である合計 L/D は配管長，曲げ箇所数及びティーの数から，合計 ζ はレジューサ数から第 5 表に示す値とする。

第 5 表 配管ルートごとの流体抵抗

配管ルート	呼び径	配管長 (m)	曲げ箇所数	ティー数	レジューサ数	合計 L/D	合計 ζ
管路①：フィルタ装置 (A) 出口部～合流 1							
管路②：合流 1～合流 4							
管路③：フィルタ装置 (B) 出口部～合流 2							
管路④：合流 2～合流 5							
管路⑤：合流 5～合流 4							
管路⑥：フィルタ装置 (C) 出口部～合流 3							
管路⑦：合流 3～合流 5							

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

各フィルタ装置は、流量制限オリフィスが設置されており、原子炉格納容器圧力 1Pd 時においてベントを実施した場合に、設計流量のベントガスが [ ] となるように設計することから、各フィルタ装置から排出されるベントガス流量は同等となるため、各フィルタ装置からのベントガス流量 Q は以下の式が成り立つ。

$$Q_A = Q_B = Q_C \dots\dots\dots \text{式(5)}$$

放射性よう素フィルタの圧力損失、式(2)及び式(5)より、フィルタ装置出口側（流量制限オリフィス～配管合流部）の圧力損失は第 6 表のとおりとなる。

第 6 表 フィルタ装置出口側の圧力損失

	圧力損失 (kPa)	流量制限オリフィス出口 圧力 (kPa[abs])	圧力比 (%) *
フィルタ装置 (A)			
フィルタ装置 (B)			
フィルタ装置 (C)			

注記\*：フィルタ装置 (B) の流量制限オリフィス出口圧力を 100% にしたときの値。

以上より、圧力比で [ ] 程度の違いであり、フィルタ装置下流は [ ] となっていることからフィルタ装置の除去性能に対する影響は小さい。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(参考3) ベントガス流速及び過熱度の運転範囲の設定の考え方

原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器圧力と大気との差圧により原子炉格納容器の雰囲気ガスを大気へ放出する設計としており、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気(10.0kg/s)をベント開始圧力が低いとき(1Pd)においても排出できるように設計する。

フィルタ装置には流量制限オリフィスを設置しており、原子炉格納容器からのベントガス流量の変化に対して、フィルタ装置内の体積流量をほぼ一定に保ち、また、  
  
とする。

オリフィスの断面積は、原子炉格納容器圧力が1Pd(427kPa[gage])時に、設計流量10.0kg/sが流れる設計とする。原子炉格納容器圧力が1Pd以外の場合には、原子炉格納容器圧力及び配管等の圧力損失によりベントガス流量が定まることとなり、原子炉格納容器圧力が2Pd(854kPa[gage])時の質量流量はkg/s、原子炉格納容器圧力が約kPa[gage]時の質量流量はkg/sとなる。

想定している運転範囲においてベントガス流量の変化による粒子状放射性物質の除去性能を確認するため、ベントガス流量をベンチュリノズルのガス流速と金属繊維フィルタのガス流速に換算しJAVA試験結果と比較しており、また、有機よう素の除去性能を確認するため、過熱度で整理しJAVA PLUS試験結果と比較していることから、ベントガス流速及び過熱度の運転範囲の設定の考え方を示す。

#### 1. 金属繊維フィルタのベントガス流速

ベントガス流量から金属繊維フィルタのガス流速への換算は、以下により算出している。

$$\begin{aligned} & (\text{金属繊維フィルタのガス流速}[\text{m/s}]) \\ & = (\text{体積流量}[\text{m}^3/\text{s}]) / (\text{金属繊維フィルタ総面積}[\text{m}^2]) \\ & = (\text{質量流量}[\text{kg/s}]) \times (\text{比体積}[\text{m}^3/\text{kg}]) \\ & \quad / ((\text{金属繊維フィルタ面積}[\text{m}^2/\text{個}]) \times (\text{金属繊維フィルタ個数}[\text{個}])) \end{aligned}$$

以上により原子炉格納容器圧力に対応した金属繊維フィルタにおけるガス流速を、原子炉格納容器圧力2Pd時のガス流速を100%として整理し、JAVA試験結果に運転範囲を記載している(第3図参照)。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. ベンチュリノズルのベントガス流速

ベントガス流量からベンチュリノズルのガス流速への換算は、以下により算出している。

$$\begin{aligned} & (\text{ベンチュリノズルのガス流速} [\text{m/s}]) \\ &= (\text{体積流量} [\text{m}^3/\text{s}]) / (\text{ベンチュリノズルスロート部総断面積} [\text{m}^2]) \\ &= (\text{質量流量} [\text{kg/s}] \times (\text{比体積} [\text{m}^3/\text{kg}]) \\ & \quad / ((\text{ベンチュリノズルスロート部断面積} [\text{m}^2/\text{個}]) \\ & \quad \times (\text{ベンチュリノズル個数} [\text{個}])) \end{aligned}$$

以上により原子炉格納容器圧力に対応したベンチュリノズルにおけるガス流速を求め、JAVA 試験結果に運転範囲を記載している（第 4 図参照）。

3. 放射性よう素フィルタにおける過熱度

原子炉格納容器圧力が 1Pd (427kPa [gage])、設計流量 10.0kg/s の場合のフィルタ装置内の圧力と温度を第 10 図に示す。

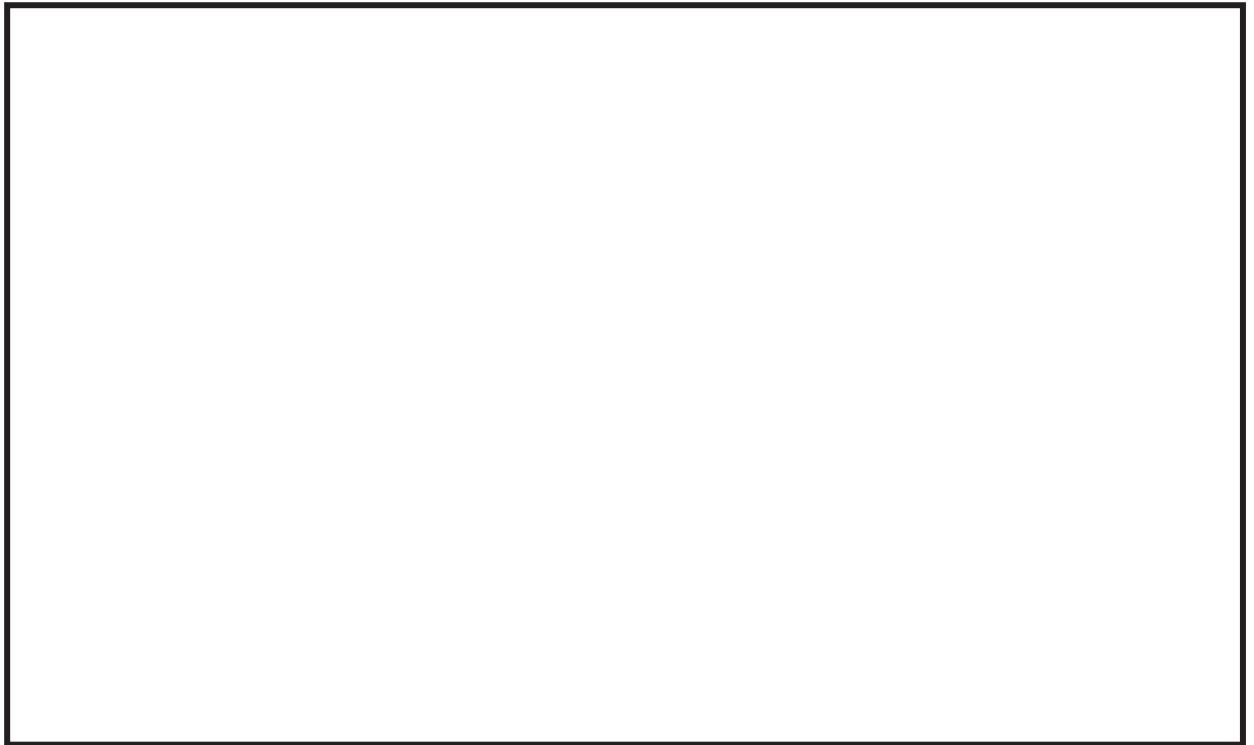


第 10 図 フィルタ装置内の圧力と温度

配管等の圧力損失により流量制限オリフィス上流における圧力は原子炉格納容器圧力より低下するが、ベントガスは [redacted] となる。

第 11 図に、流量制限オリフィス通過後の蒸気の状態変化（過熱度）のイメージを示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 11 図 流量制限オリフィス通過後の蒸気の状態変化（過熱度）のイメージ

第 11 図より原子炉格納容器圧力が高く，ベントガス流量が大きいほど過熱度が大きくなる。

以上により原子炉格納容器圧力に対応した過熱度を求め，JAVA PLUS 試験結果に運転範囲を記載している（第 5 図参照）。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(参考 4) 液相部及び気相部の連通管について

原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置 1 基 (全 3 台) の構成としており、フィルタ装置の気相部及び液相部をそれぞれ連通管により接続している。連通管の設置目的及び連通管の呼び径の根拠を以下に示す。

1. 連通管の設置目的 (役割)

フィルタ装置に気相部及び液相部に設置する連通管の設置目的(役割)を以下に示す。

(1) ベントガス流量のばらつきによる影響防止

- a. 液相部の連通管は、各フィルタ装置の水位を同等とすること
- b. 気相部の連通管は、各フィルタ装置気相部の圧力を同等にすることで各フィルタ装置の水位を同等とすること

(2) スクラバ溶液の排水

- a. 液相部の連通管は、ベント終了後の放射性物質を含むスクラバ溶液をサプレッションチェンバへ移送すること

2. 連通管の配管径の適切性について

プラントに設置する配管の呼び径については、むやみに圧力損失が増え、動力、最高使用圧力を増加させることがないように、また、浸食、配管振動を生じさせないように、配管内流速を第 7 表に示す標準流速以下に抑えることを考慮して選定している。

第 7 表 配管内標準流速 (目安値)

内部流体		呼び径	標準流速 (m/s)
淡水	通常系	50A 以下	3 以下
		}	(内挿) *1
		300A 以下	7 以下
	短期運転系 *2	50A 以下	4.5 以下
		}	(内挿) *1
		300A 以下	10 以下
蒸気	低圧蒸気	すべて	80 以下
	高圧蒸気	すべて	60 以下
空気・ガス		すべて	30 以下

注記 \*1: (内挿) と記載した箇所は、流速を記載した前後配管呼び径で直線補間することにより内挿し、設定する。

\*2: 非常用炉心冷却系統等、常時は運転されない系統をいう。



スクラバ溶液はベントに伴い、蒸気凝縮、捕集された放射性物質の発熱による蒸発等により増減するが、液相部の連通管によりスクラバ溶液が移動し、移動したスクラバ溶液と同等量のベントガス等が気相部の連通管を流れることで、スクラバ溶液の水位は同等となる。この際、フィルタ装置の気相部の圧力は同等となる。

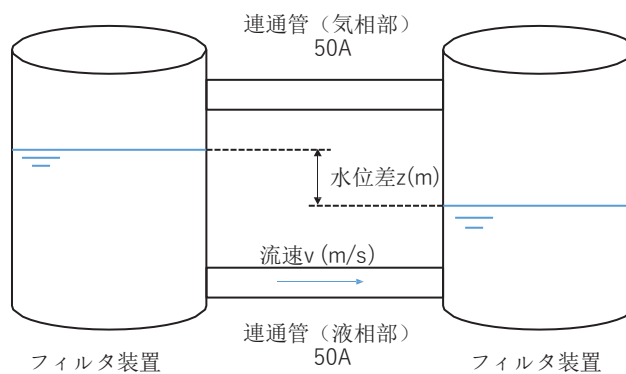
よって、スクラバ溶液の水位差が生じた場合において、第7表より液相部及び気相部の配管内流速を標準流速以下に抑えることを考慮し、呼び径は50Aと設定している。

また、気相部の連通管は、各フィルタ装置気相部の圧力を同等にするために、ベンチュリスクラバを通過したベントガス等が流れることから、ベントガス中のエアロゾルにより閉塞しないようにする必要があるが、エアロゾルは数  $\mu\text{m}$  であり、呼び径が50A(内径49.5 mm)であれば閉塞はしない。

(1) スクラバ溶液が均一になる場合の配管内流速

スクラバ溶液の水位が等しくなる場合の液相部及び気相部の配管内流速について確認するため、何らかの要因で2台のフィルタ装置のスクラバ溶液の水位差が  $\square$  m\* から均一になった場合について評価する。評価は、2台のフィルタ装置とそれらを接続する連通管をモデルとした。評価モデルを第12図に示す。

注記\*:フィルタ装置の機能を喪失しない範囲(スクラバ溶液の上限水位～下限水位)における水位差として設定。



第12図 評価モデル図

2台のフィルタ装置に水位差が生じた場合の液相部の連通管の流速は以下の式に基づき計算する。

$$\Delta h = \lambda \cdot \frac{L}{D} \cdot \frac{v^2}{2 \cdot g} \quad (\text{引用文献：機械工学便覧})$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

$\Delta h$  : 圧力損失 (  m\* )

$\lambda$  : 管摩擦係数 (  )

L : 連通管の長さ (m)

D : 連通管内径 (m)

v : 流速 (m/s)

g : 重力加速度 (9.80665m/s<sup>2</sup>)

注記\* : 初期水位差と同じとする。

流体抵抗である合計 L/D は、連通管の長さ等から第 8 表に示す値となる。評価は、流体抵抗が小さく、配管内流速が大きくなる L/D として、フィルタ装置 (A)～フィルタ装置 (B) の L/D を用いる。

第 8 表 連通管の流体抵抗

連通管	L/D
フィルタ装置 (A)～フィルタ装置 (B)	<input type="text"/>
フィルタ装置 (A)～フィルタ装置 (C)	
フィルタ装置 (B)～フィルタ装置 (C)	

評価の結果、液相部の配管内流速は約  m/s となる。また、気相部の連通管は、液相部の連通管を流れる流量と同等のベントガス等が流れるため、気相部の連通管の配管内流速は約  m/s となる。

以上より、液相部及び気相部の配管内流速は第 7 表に示す標準流速以下であり、呼び径が 50A で問題ないことを確認した。

(2) スクラバ溶液をサプレッションチェンバへ移送する場合の配管内流速

ベント終了後のスクラバ溶液のサプレッションチェンバへの移送は、 にサプレッションチェンバへ移送できる流量としている。

サプレッションチェンバへ移送するスクラバ溶液の水量を初期水量である  t とすると、液相部の連通管は呼び径が 50A (内径 49.5mm) であることから、その配管内流速は以下の式より約  m/s となる。

$$\text{} \times \frac{1}{\frac{\pi}{4} \times (49.5 \times 10^{-3})^2} = \text{} \text{ m/s}$$

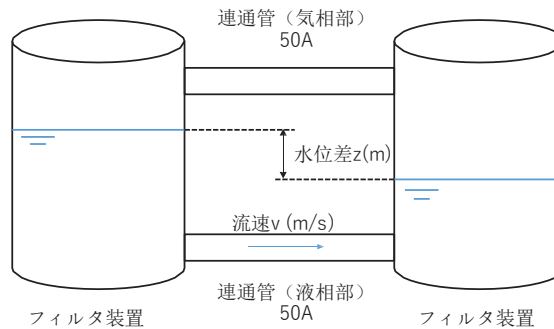
以上より、液相部の配管内流速は第 7 表に示す標準流速以下であり、呼び径が 50A で問題ないことを確認した。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(参考5) フィルタ装置に水位差が発生した場合の液面振動

原子炉格納容器フィルタベント系は、ベントガス流量を同等とする設計及び3台のフィルタ装置を連通管で接続する設計としており、スクラバ溶液の水位が等しくなることから、スクラバ溶液の水位差が生じることは考えにくい。

仮に、何らかの要因によりフィルタ装置に水位差が発生した場合の液面振動について評価を行った。評価は、2台のフィルタ装置とそれらを接続する連通管をモデルとした。評価モデルを第13図に示す。



第13図 評価モデル図

2台のフィルタ装置に水位差が生じた場合の液面振動の水位差  $z$  と固有振動数  $f_u$  は以下の式に基づき計算する。

$$\frac{dz}{dt} = \frac{\sqrt{2} \cdot n}{m} \cdot \sqrt{m \cdot z + 1 - (m \cdot z_0 + 1) \cdot e^{m \cdot (z - z_0)}} \quad \dots \text{式(6)}$$

$$m = \frac{2 \cdot g \cdot c \cdot F_1 \cdot F_2}{L \cdot f \cdot (F_1 + F_2)} \quad \dots \text{式(7)}$$

$$n = \sqrt{\frac{g \cdot f \cdot (F_1 + F_2)}{L \cdot F_1 \cdot F_2}} \quad \dots \text{式(8)}$$

$$f_u = \frac{n}{2 \cdot \pi} \quad \dots \text{式(9)}$$

$F_1, F_2$ : フィルタ装置1台の断面積 (2.0m<sup>2</sup>)

$c$ : 連通管の摩擦抵抗係数 (1.0s<sup>2</sup>/m) (引用文献: 機械工学便覧)

$f$ : 連通管の断面積 (0.0019m<sup>2</sup>)

$L$ : 連通管の長さ (15m)

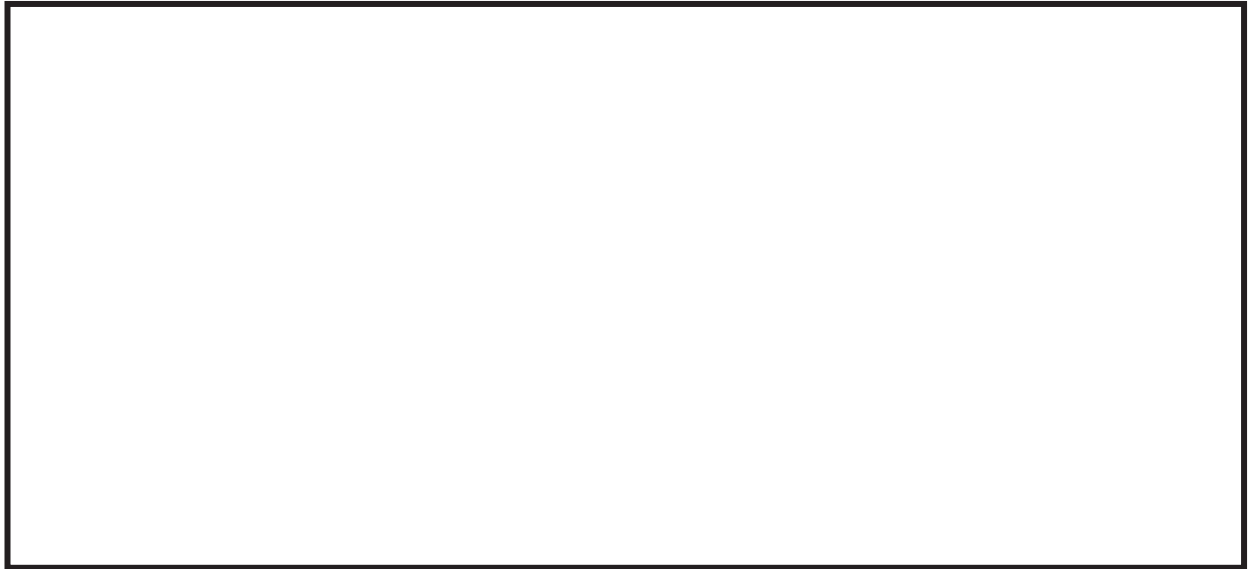
$g$ : 重力加速度 (9.80665m/s<sup>2</sup>)

$z$ : 水位差 (m)

$z_0$ : 初期水位差 (1.5m\*)

$f_u$ : 固有振動数 (Hz)

注記\*: フィルタ装置の機能を喪失しない範囲(スクラバ溶液の上限水位～下限水位)における水位差として設定。



以上より、何らかの要因により水位差が□ m となった場合の液面振動の最大振幅は約□ mm であり、液面振動を考慮しても上限水位である□ mm に対し余裕があるため液面振動による影響はない。なお、ベントガスの凝縮水が最大となるのは 2Pd ベント時であり、その時のスクラバ溶液の最高水位は□ mm であり、有効性評価における 7 日後の水位は下限水位に対し余裕がある。

また、式(8)及び式(9)より液面振動の固有振動数  $f_u$  は□ Hz 未満であり、剛構造であるフィルタ装置の固有振動数 (20Hz 以上) に対し十分小さいことから、液面振動がフィルタ装置と共振することはない。

なお、フィルタ装置 3 台間での液面振動を評価するため、前述の評価において、フィルタ装置断面積  $F_2$  を 2 台分の断面積として評価を実施した結果、液面振動の振幅は最大でも□ mm であり、固有振動数は□ Hz 未満であることから液面振動の影響はないと考えられる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

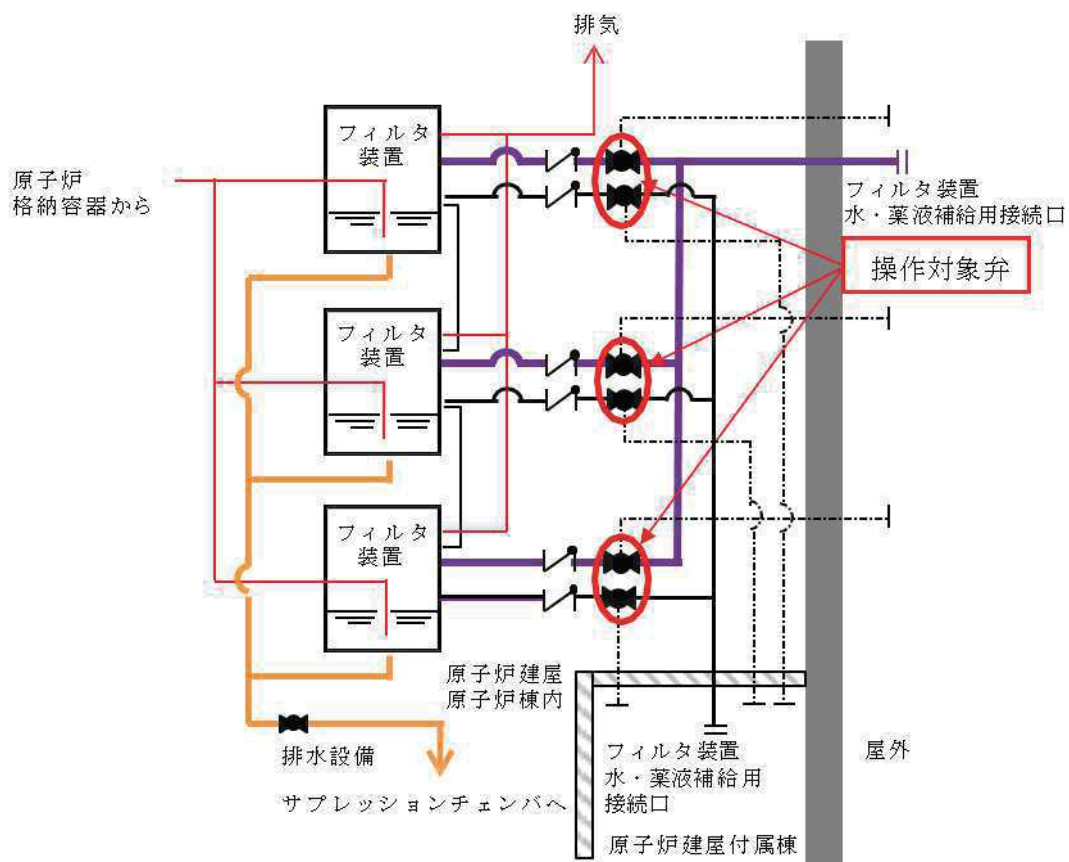
(参考 6) 薬液補給時の均一性

フィルタ装置は、屋外又は原子炉建屋付属棟から薬液が補給可能な設計とする。

外部接続口からフィルタ装置へ至る配管は、フィルタ装置それぞれに対して補給可能な構成としており、フィルタ装置へ薬液を補給する場合、フィルタ装置 1 台ごとに同量の薬液を補給する。

なお、スクラバ溶液は、待機時に十分な量の薬液を保有することにより、ベントを実施した際に原子炉格納容器から移行する酸の量を保守的に想定しても、アルカリ性を維持することができる。

薬液補給ラインを第 15 図に示す。



第 15 図 薬液補給概要図

スクラバ溶液スロッシングの影響について

1. スクラバ溶液スロッシングの影響について

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置について、地震時にスロッシングが発生することで、スクラバ溶液が金属繊維フィルタ下端まで到達する可能性がある。そこで、速度ポテンシャル法を用いてスロッシング高さを評価した。

速度ポテンシャル法による振動数  $f$  及び最大波高は以下のように算出できる。

$$f = \frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{1.841}{R} \cdot g \cdot \tan h \left( 1.841 \cdot \frac{H}{R} \right)} \dots \dots \dots \text{式 (1)}$$

$$\eta = 0.837 \cdot \frac{R}{g} \cdot \alpha_1 \dots \dots \dots \text{式 (2)}$$

ここで、

R : フィルタ装置容器半径 (内径)  mm

H : スクラバ溶液上限水位  mm

$\eta$  : スロッシング波高 mm

g : 重力加速度 9806.65mm/s<sup>2</sup>

$\alpha_1$  : 基準地震動 S s (7 波包絡) による使用済燃料プールのスロッシング評価用床  
応答スペクトル  mm/s<sup>2</sup>

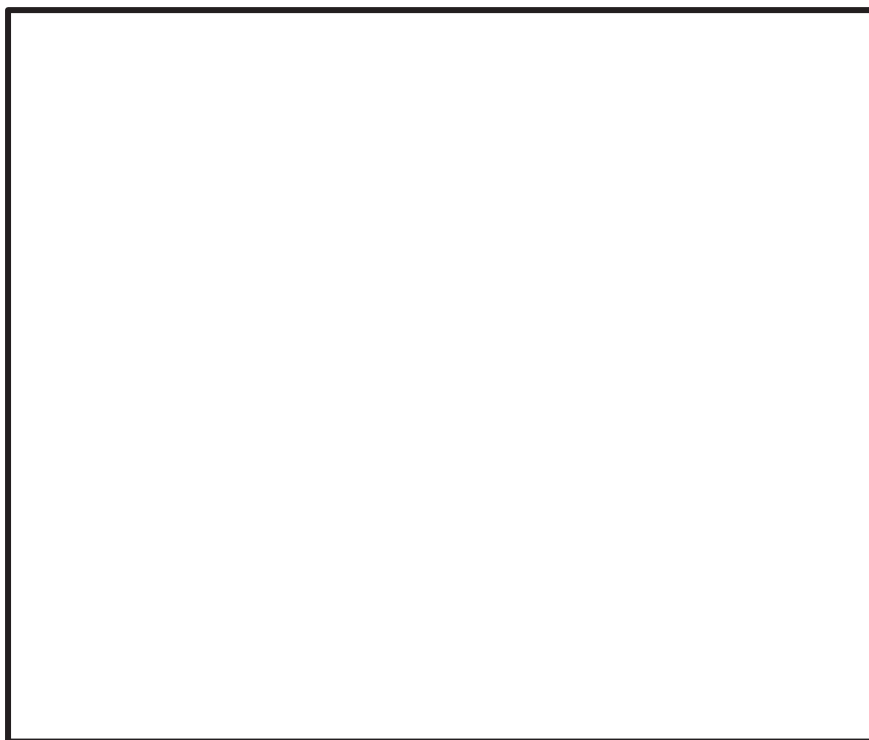
であることから、式 (1) に代入すると振動数  $f$  は、 $f = \text{ sec}^{-1}$  となる。よって、固有周期  $t$  は、 $t = 1/f = \text{ sec}$  となる。このときの加速度スペクトル  $\alpha_1$  は、基準地震動 S s (7 波包絡) による使用済燃料プールのスロッシング評価用床応答スペクトルから、 $\alpha_1 = \text{ mm/s}^2$  であるから、式 (2) より波高は  $\eta = \text{ mm}$  となる。

フィルタ装置の待機時における最大保有水量は 1 台あたり  t (計 3 台  t) であり、その水位は  mm である。このときの速度ポテンシャル法によるスロッシング波高は  $\eta = \text{ mm}$  であることから、スロッシングの最大波高は  mm +  mm  $\approx$  約  mm となる。よって、スロッシングによる波高を考慮しても、金属繊維フィルタ下端 ( mm) 未満であり、金属繊維フィルタ上部の開口部から内部にスクラバ溶液が流入することはなく、金属繊維フィルタに影響を及ぼさない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

なお、ベントガスは [ ] から金属繊維フィルタに導かれ、スロッシングで発生する飛沫（液滴）が金属繊維フィルタに流入しがたい構造となっており、さらに、金属繊維フィルタには飛沫（液滴）を除去する湿分分離機構が設置されている。

また、スロッシング水位が下限水位時にスロッシングが発生すると、ベンチュリノズルは一部気層部に露出し、性能が一時低下するが、露出している時間はベント実施時間と比較して非常に小さく、さらにベンチュリスクラバの後段には金属繊維フィルタも設置していることから、原子炉格納容器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。



第1図 スクラバ溶液スロッシング評価結果

[ ] 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器ベント時の発生荷重について

## 1. ベント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的荷重は、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. 主蒸気逃がし安全弁作動時の荷重
- c. 原子炉隔離時冷却系（高圧代替注水系）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. 原子炉格納容器ベント時の荷重

フィルタ装置内は、前述の原子炉格納容器内と同様に、原子炉格納容器ベント時には、低温のスクラバ溶液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。

フィルタ装置は、ベンチュリノズル内で蒸気とスクラバ溶液が混合され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束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 開発時の水平ベント圧力抑制確証試験で得られた蒸気凝縮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  に蒸気を放出するベンチュリ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、スクラバ溶液温度等の状態を踏まえると、入口配管内のスクラバ溶液及び非凝縮性ガス（窒素）がベンチュリ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溶液に放出される際（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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



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、ベント実施後のフィルタ装置内水温は約□℃と低温であるが、蒸気流束は約□ kg/(m<sup>2</sup>・s)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、水温は約□℃(飽和温度)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。ベント末期には、窒素によるパージを実施する運用としており、蒸気中の非凝縮性ガスの割合が十分に小さい場合に発生する現象であるチャギング\*は、生じない。

また、□を用いた一連の試験後においても、ベンチュリ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。

- a. スクラバ溶液の放出によるクリアリング荷重
- b. 窒素噴出時のクリアリング荷重
- c. 蒸気噴出時の蒸気凝縮による荷重

ベント時の事象を第2表に示す。

注記 \*：参考文献「格納容器圧力抑制系信頼性実証試験評価委員会報告書（昭和58年11月）」

## 2. フィルタ装置に作用する水力的動荷重

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℃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（第3表）。

評価結果は、添付書類「VI-3-3-6-2-10-1-1 フィルタ装置の強度計算書」及び「VI-2-9-4-6-1-2 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設定の前提として、水力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 スクラバ溶液噴出によるフィルタ装置強度評価への影響

スクラバ溶液による噴流荷重は、急速に減衰することから、クリアリング時の水の噴出速度でベンチュリノズルやフィルタ装置内面等に直接作用することはない、実際に作用するクリアリング荷重による圧力は小さな値となるが、この評価においては、噴流が直接ベンチュリノズルやフィルタ装置内面に作用することを考慮する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

この時、フィルタ装置内の圧力  $P_{fv}$  は、以下に示すように最高使用圧力による評価に内包されるため、ベントガス噴出によるフィルタ装置構造強度評価への影響はない。

$$P_{fv} = P_{fv1} + P = \text{[ ]} \text{ kPa[abs]} < 955 \text{ kPa[abs]}$$

ここで、

$P_{fv1}$  : フィルタ装置内の静圧

フィルタ装置内の静圧  $P_{fv1}$  は、原子炉格納容器フィルタベント系の系統待機圧力の最大値  $\text{[ ]}$  kPa[abs]となる。

P : クリアリング荷重による圧力

ベント開始直後のクリアリング時の、ベンチュリノズルスロート部の流速  $V_1$  は、スロート入口の圧力を  $P_i$ 、スロート出口の圧力を  $P_o$  とすると次式で評価できる。

$$V_1 = \text{[ ]} \text{ m/s}$$

$V_1$  : スロート部流速 (m/s)

$P_i = \text{[ ]}$  kPa[abs] (スロート入口部までの圧力損失で入口圧力は低下するが、保守的に原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍の値とする。)

$P_o = \text{[ ]}$  kPa[abs] (スロート出口部にはスクラバ溶液の水頭圧が作用するが、保守的に大気圧とする。)

$\rho_w$  : スクラバ溶液密度 ( $\text{[ ]}$  kg/m<sup>3</sup>)

また、

$A_1$  : スロート部断面積 =  $\text{[ ]}$  m<sup>2</sup>

$A_2$  : ベンチュリノズル出口部断面積 =  $\text{[ ]}$  m<sup>2</sup>

であるため、ベンチュリノズル出口部での流速  $V_2$  は次のようになる。

$$V_2 = \text{[ ]} \text{ m/s}$$

クリアリング時の水の噴出速度  $V_2$  でベンチュリノズル表面に噴流が直接作用すると仮定したときの荷重  $F$  及び平均圧力  $P$  は次のようになる。

$$F = \text{[ ]} \text{ N}$$

圧力換算すると、平均圧力  $P$  は、

$$P = \text{[ ]} \text{ kPa}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2.2 窒素噴出によるフィルタ装置強度評価への影響

窒素噴出時、気泡の形成による荷重、水面上昇による荷重が容器内面に作用するが、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、容器への影響は軽微である。

## 2.3 蒸気噴出によるフィルタ装置強度評価への影響

クリアリング過程、気泡形成過程及び蒸気放出過程を含む実機の運転環境を模擬した [ ] を用いた起動試験において、ベント中には、ベンチュリノズルからの蒸気放出時の蒸気凝縮等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こと、圧力変動の周期は剛設計の基準である 0.05 秒 (20Hz) に対し [ ] と長く、共振の恐れがないことが確認されている。

この圧力変動の挙動及び周期は、ベンチュリノズル形状、ガス流速及びガス組成に影響を受けるが、この試験は、実機と同じベンチュリノズル、運転条件を模擬したものであることから、実機における圧力変動の挙動及び周期は、この試験結果と同等と考えられ、また、実機のフィルタ装置の固有周期は約 [ ] 秒で剛であり圧力変動と共振の恐れがないことから、圧力変動の荷重は静的荷重として扱うことができる。

これらを踏まえ、この起動試験時に計測された圧力値の範囲は、 [ ] kPa[gage] 程度であり、疲労破損を生じさせるような変動ではなく (添付 1 参照)、また、最大値が作用した場合においても 2.1 項の評価に包絡される。

なお、フィルタ装置内には蒸気が継続して供給されるため、フィルタ装置内の圧力は大気圧以上に維持されると考えられるが、保守的にフィルタ装置内が真空状態となり、外圧として 0.1MPa 作用することを想定した場合においても、第 1 表に示すようにフィルタ装置の構造健全性は確保されることから、圧力変動の下限の圧力が作用する場合においても構造健全性は確保される。

第 1 表 構造健全性確認結果

評価対象	作用圧力 (MPa)	必要板厚* (mm)	最小板厚 (mm)	判定
胴板	0.1 (外圧)	10.27	[ ]	○
鏡板	0.1 (外圧)	4.04		○

注記\* : 評価は、設計・建設規格の PVC-3122 及び PVC-3226 に従い実施した。

[ ] 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3. 内部構造物及び配管に作用する水力的動荷重

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的動荷重としては、入口配管内のスクラバ溶液及び非凝縮性ガス（窒素）がベンチュリ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溶液に放出される際（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第4表のとおりであり、内部構造物の強度評価に用いるベント時のベンチュリノズルに対して上向きに作用する水力的動荷重としては、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 20 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溶液及び窒素であることから、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、原子炉格納容器フィルタベント系配管は、保温材を設置しており大量の凝縮水の発生はなく、また、連続した勾配を設け、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。

第2表 ベント時の事象

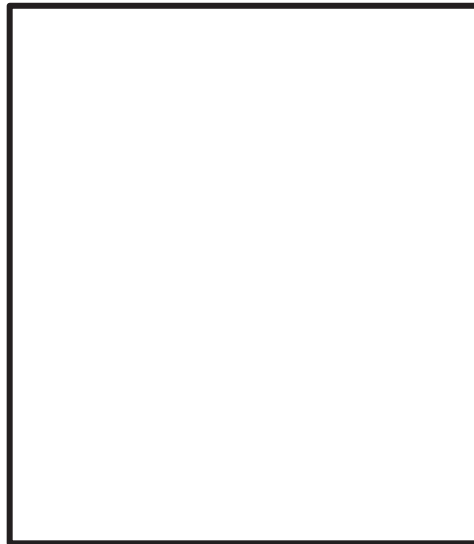
ベント時事象	事象の内容	容器内への流入流	容器内圧力	容器内温度
①クリアリング過程	ベントが開始されると、原子炉格納容器からのベントガスにより、内部配管内のスクラバ溶液がフィルタ装置内に放出される。	スクラバ溶液	約 <input type="text"/> kPa[abs]	約 <input type="text"/> °C
②気泡形成過程	入口配管内にパージされていた窒素ガスがフィルタ装置内に放出される。	窒素	約 <input type="text"/> kPa[abs] → 昇圧	約 <input type="text"/> °C
③蒸気放出過程	ベントガスがフィルタ装置内に放出される。 (蒸気凝縮→バブリング)	蒸気 (約 <input type="text"/> kg/m <sup>2</sup> s の 蒸気流束で流入)	約 <input type="text"/> kPa[abs] → 原子炉格納容器 圧力低減に伴い、 容器内圧力も低減	約 <input type="text"/> °C (飽和温度) まで上昇 → フィルタ装置内圧力低減に伴い、その圧力における飽和温度を維持しながら温度は低下
	ベント末期は、蒸気に加えて、窒素ガスによるパージを実施する。	蒸気 + 窒素	約 <input type="text"/> kPa[abs]	温度は徐々に低下

補足 19-6

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1 図 蒸気放出過程での蒸気凝縮状態



第 2 図 クリアリング時にベンチュリノズルに作用する荷重

第 3 表 フィルタベント装置の設計

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)) JSME S NC 1-2005/2007」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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第4表 ベント時に考慮が必要な荷重

ベント時の推移	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	1) スクラバ溶液噴出時の反力がベンチュリノズル上向きに作用するが、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。 2) 直接噴流が作用する内部構造物はない。	1) スクラバ溶液噴出による荷重が容器内面に作用するが、スクラバ溶液噴出による荷重が直接容器に作用すると仮定しても、最高使用圧力による強度評価に内包されることから、容器への影響は軽微である。
②気泡形成過程	1) 窒素噴出時の反力がベンチュリノズル上向きに作用するが、密度差*によりクリアリング時よりも荷重は小さい。 2) 窒素噴出時、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軽微である。	1) 窒素噴出時に、気泡の形成による荷重、水面上昇による荷重が容器内面に作用するが、窒素噴出時、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、容器への影響は軽微である。
③蒸気放出過程	1) 蒸気噴出時の反力がベンチュリノズル上向きに作用するが、密度差*によりクリアリング時よりも荷重は小さい。 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軽微である。	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軽微である。

注記 \* : スクラバ溶液密度  $\rho_w =$    $\text{kg/m}^3$

窒素密度  $\rho_{N_2} =$    $\text{kg/m}^3$

蒸気密度  $\rho_v =$    $\text{kg/m}^3$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 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 ( $\Delta \sigma_t$ )

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

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

ここで、

P : 内圧

D : フィルタ装置内径 = 2550mm

t : フィルタ装置胴板厚 = 25mm

これより、圧力変動  $dP = \pm 30\text{kPa} = \pm 0.03\text{MPa}$  (0-P) 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。

$$\Delta \sigma_t = \frac{0.03 \cdot 2550}{2 \cdot 25} = 1.53 \rightarrow 2\text{MPa} \text{ (0-P)}$$

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。

$$2 \times (1.95 \times 10^5 / 1.83 \times 10^5) = 2.1 \rightarrow 3\text{MPa} \text{ (0-P)}$$

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 (2005/2007) の表添付4-2-2及び図添付4-2-2(1)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。



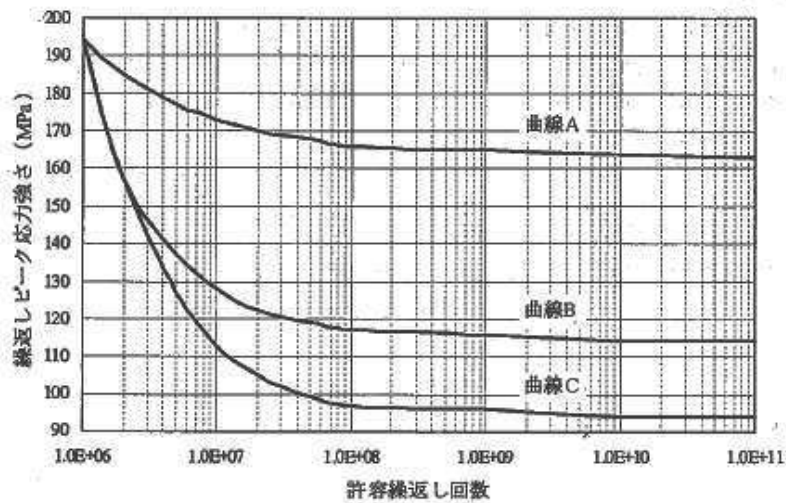


図 設計疲労線図（オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金）

適用する曲線については，設計・建設規格(2005/2007)の図添付4-2-2(2)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(0.854MPa[gage])が作用したときに胴板に発生する周方向応力 $\sigma_t$ は次のようになる。

$$\sigma_t = 0.854 \times 2550 / (2 \times 25) = 43.6 \rightarrow 44 \text{MPa}$$

曲線Bの $1 \times 10^{11}$ 回における繰返しピーク応力強さは，表添付4-2-2より114MPaとなることから，疲労限は114MPaとなる。

### 3. 評価結果

圧力変動作用したときフィルタ装置胴板の周方向応力の変動範囲(3MPa(0-P))は，疲労限(114MPa)を越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損傷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第 1 表に示す。

2.2 適用基準

適用基準を以下に示す。

- (1) 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  
ME S NC 1-2005/2007）（以下「設計・建設規格」という。）
- (2) 機械工学便覧 基礎編（日本機械学会）

第1表 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	

補足 20-2

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2.3 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、分配管、ベンチュリノズルを経てスクラバ溶液中に放出される。

その後、ベントガスは、装置内面に沿ってフィルタ装置頂部に流れ、金属繊維フィルタ上面の開口部から金属繊維フィルタに達し、金属繊維フィルタ室、伸縮管、放射性よう素フィルタを経て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）を第1図に示す。



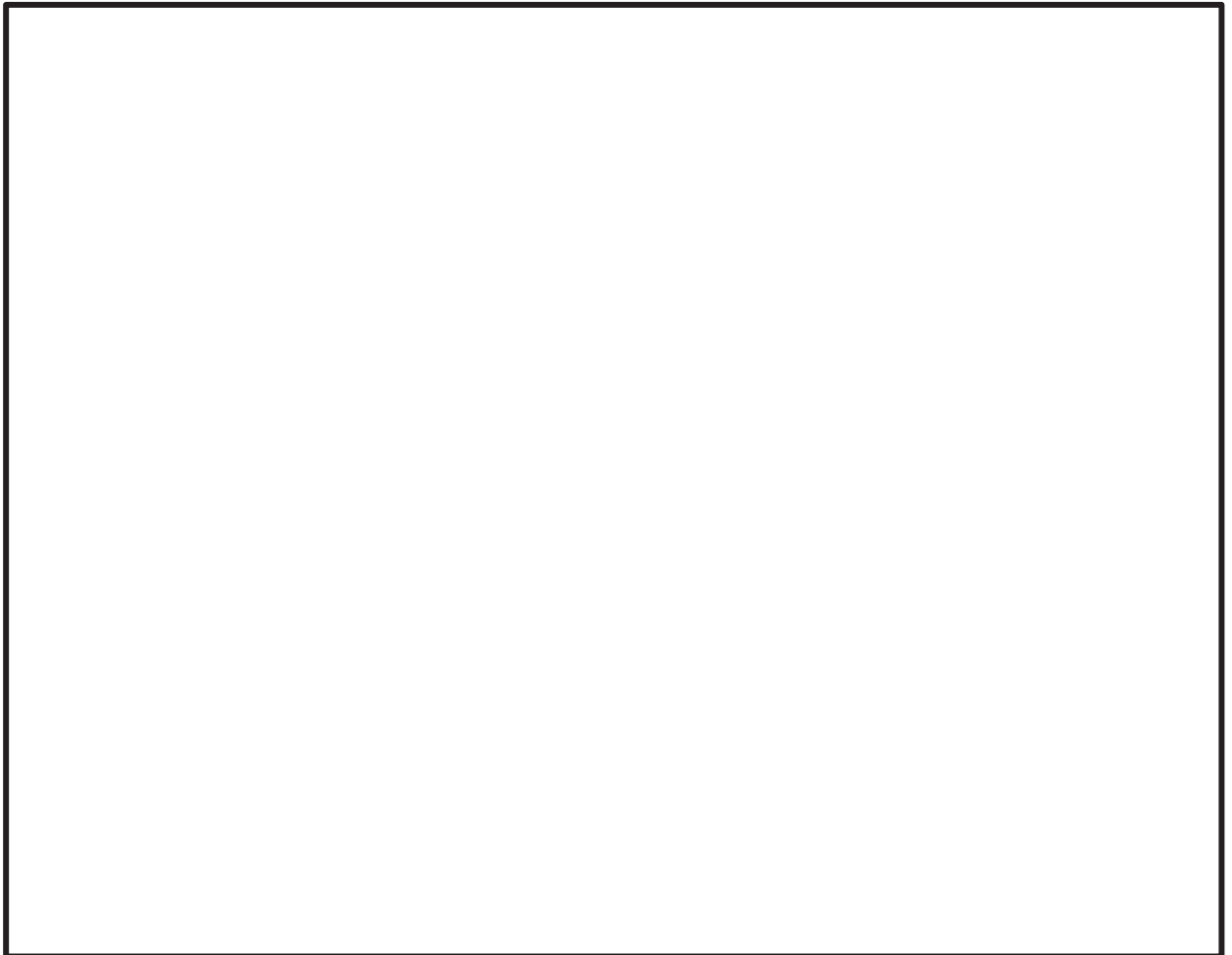
第1図 フィルタ装置の流路（バウンダリ図）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 応力評価部位

応力評価を行う箇所を第2図に示す。

- |               |       |
|---------------|-------|
| ① 内部配管        | (P-1) |
| ② 分配管         | (P-2) |
| ③ ベンチュリノズル    | (P-3) |
| ④ 金属繊維フィルタ    | (P-4) |
| ⑤ 金属繊維フィルタ室   | (P-5) |
| ⑥ 伸縮管         | (P-6) |
| ⑦ 放射性よう素フィルタ室 | (P-7) |



第2図 フィルタ装置 内部構造物応力評価部位

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

#### 2.4 各部の形状及び構造

応力評価部の主要寸法を第3図に、応力評価部の詳細を第3表に示す。

#### 2.5 物性値

材料は第2表に従って分類する。

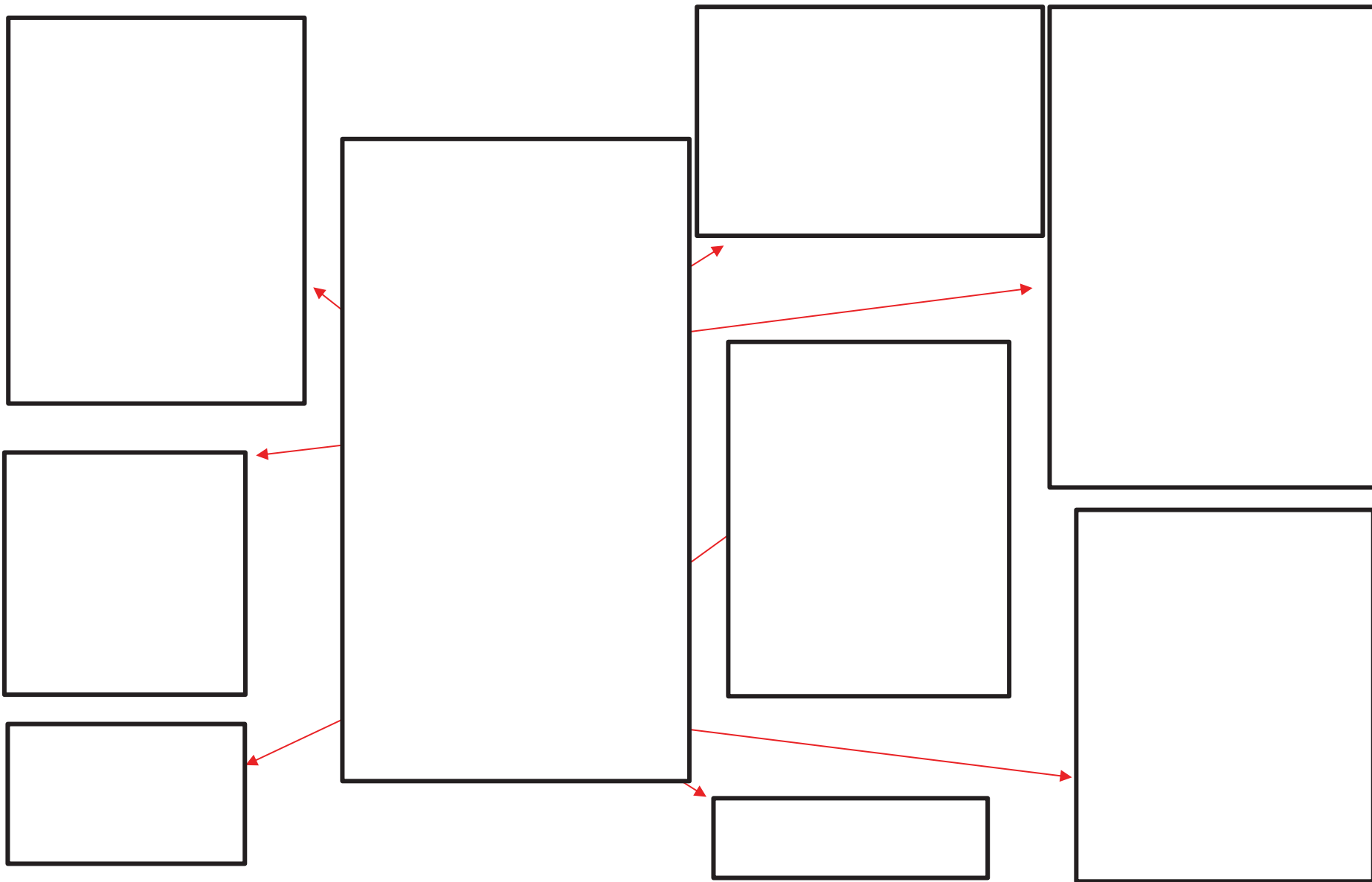
第2表 材料の分類

部位	材料	備考
内部構造物	SUS316L	内部構造物
内部配管	SUS316LTP	内部配管
ベンチュリノズル		
ベンチュリノズル取付ボルト		

#### 2.6 許容応力

- (1) フィルタ装置の内部配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第4表に示す。また各評価に対する許容応力を第5表に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第3図 応力評価部の主要寸法

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第3表 応力評価部位の詳細 (1/2)

応力評価部	評価部位	評価方法
内部配管	内部配管	内部配管について、自重、内圧、水力的動的荷重が作用した場合の発生応力値を算出し、許容応力値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、水力的動的荷重が作用した場合の発生応力値を算出し、許容応力値以下であることを確認する。
分配管	分配管	分配管について、自重、内圧、水力的動的荷重が作用した場合の発生応力値を算出し、許容応力値以下であることを確認する。
	VN 取付部	VN フランジ部と分配管を接続する VN 取付部について、自重、内圧、水力的動的荷重が作用した場合の発生応力値を算出し、許容応力値以下であることを確認する。
ベンチュリノズル	VN カバープレート	クリアリング時にスクラバ溶液が直接作用するカバープレートについて、クリアリング荷重が作用した場合の発生応力値を算出し、許容応力値以下であることを確認する。
	VN 取付ボルト	ベンチュリノズルの取付ボルトについて、クリアリング荷重が作用した場合の発生応力値を算出し、許容応力値以下であることを確認する。
金属繊維フィルタ	金属繊維フィルタ溶接部	金属繊維フィルタ本体の自重を支持する金属繊維フィルタ取付溶接部について、金属繊維フィルタの自重が作用する場合の発生応力値を算出し、許容応力値以下であることを確認する。
	金属繊維フィルタサポートビーム	金属繊維フィルタ(メインフィルタ)を背面から支持する金属繊維フィルタサポートビームについて、フィルタ差圧及び自重が作用する場合の発生応力値を算出し、許容応力値以下であることを確認する。



第3表 応力評価部位の詳細 (2/2)

応力評価部	評価部位	評価方法
金属繊維フィルタ室	金属繊維フィルタ室底板	金属繊維フィルタを支持する金属繊維フィルタ室のうち、自重が作用する底板について、金属繊維フィルタ及び金属繊維フィルタ室の自重、金属繊維フィルタの差圧が作用する場合の発生応力値を算出し、許容応力値以下であることを確認する。
伸縮管	伸縮管	オリフィス取外しを容易に実施できるように設置している伸縮管について、ベント時に作用する差圧により発生する応力に対する許容繰返し回数を算出し、実際の繰返し回数以上であることを確認する。
放射性よう素フィルタ室	放射性よう素フィルタ室底板	放射性よう素フィルタ室のうち、自重が作用する底板について、放射性よう素フィルタ室及び放射性よう素フィルタの自重、放射性よう素フィルタ室の差圧が作用する場合の発生応力値を算出し、許容応力値以下であることを確認する。

注 : VN はベンチュリノズルを示す。

第4表 使用材料の許容応力

評価部材	材料	温度条件 (°C)	S <sub>h</sub> (MPa)	S <sub>y</sub> (MPa)	S <sub>u</sub> (MPa)	S <sub>y</sub> (R T) (MPa)
配管	SUS316LTP	最高使用温度 200	107	—	—	—
内部構造物	SUS316L	最高使用温度 200	—	120	407	175
ベンチュリノズル		最高使用温度 200				
ベンチュリノズル 取付ボルト		最高使用温度 200				

第5表 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)			
		金属繊維フィルタ 取付溶接部	ベンチュリノズル	ベンチュリノズル 取付ボルト	左記以外の 内部構造物
	一次応力	一次応力 (せん断応力)	一次応力 (組合せ応力)	一次応力 (引張応力)	一次応力 (組合せ応力)
設計条件	160	—	—	—	—
供用状態 A 及び B	—				108

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3. 荷重条件

フィルタ装置の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、ベント時の水力学的荷重が作用する。

本評価では、最も厳しくなる起動直後のクリアリング時荷重を考慮する。

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

第 6 表 評価に用いる荷重

記号	荷重	荷重値
L 01	自重	
L 02	内圧(差圧)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・内部配管：<math>\Delta</math>内=<input type="text"/> MPa</li> <li>・金属繊維フィルタ室，伸縮管：<math>\Delta</math>金=<input type="text"/> MPa</li> <li>・放射性よう素フィルタ室：<math>\Delta</math>放=<input type="text"/> MPa</li> <li>・多孔板：<math>\Delta</math>多=<input type="text"/> MPa</li> </ul>
L 03	クリアリング荷重	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ベンチュリノズル：噴流反力<math>F1</math>=<input type="text"/> N</li> <li>・内部配管：噴流荷重<math>F2</math>=<input type="text"/> N</li> </ul>

第 7 表 荷重の組合せ

供用状態	荷重の組合せ
設計条件（配管）	L 01+ L 02+ L 03
供用状態 A 及び B (内部構造物)	L 01+ L 02+ L 03

### 4. 応力評価

応力評価方法を第 8 表に示す。また、内部配管の評価に用いた解析モデルを第 4 図に示す。なお、内部配管の解析には、補正工認でも使用している「ISAP-IV」を用いた。



- (1) 内部配管及び分配管は、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。
- (3) 伸縮管は、ベント時繰り返し回数が許容繰り返し回数以下となることを確認する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 8 表 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	内部配管 分配管 ベンチュリノズ ル取付部	内圧 自重 クリアリング 荷重	$S_{p r m} = \frac{B_1 P D_0}{2 t} + \frac{B_2 M_a}{Z}$ ⇒各Mは FEM により算出する	P : 内圧(差圧) D <sub>0</sub> : 配管の外径 M <sub>a</sub> : 配管に作用するモーメント B <sub>1</sub> , B <sub>2</sub> : 応力係数 t : 配管の板厚 Z : 配管の断面係数 S <sub>p r m</sub> : 一次応力	設計・建設規格 クラス 2 配管 PPC-3520(1) 準用
	伸縮管	差圧 繰返し回数	$N = \left( \frac{11031}{\sigma} \right)^{3.5}$ N > N <sub>a</sub>	N <sub>a</sub> : ベント時の繰返し回数(1回) N : 許容繰返し回数	設計・建設規格 クラス 2 配管 PPC-3416 準用

第 8 表 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
支持部	金属繊維フィルタ室底板	内圧	金属繊維フィルタ室底板 $\sigma = \frac{M}{Z}$ $\tau = \frac{R}{A}$ 	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
	放射性よう素フィルタ室底板	自重	放射性よう素フィルタ室底板 $\sigma = \frac{M}{Z}$ $\sigma_b = \beta \frac{P}{t}$ $S = \sqrt{\sigma_x^2 + \sigma_y^2 - \sigma_x \sigma_y + 3\tau^2}$ 	

補足 20-12

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 8 表 内部構造物評価法 (3/4)

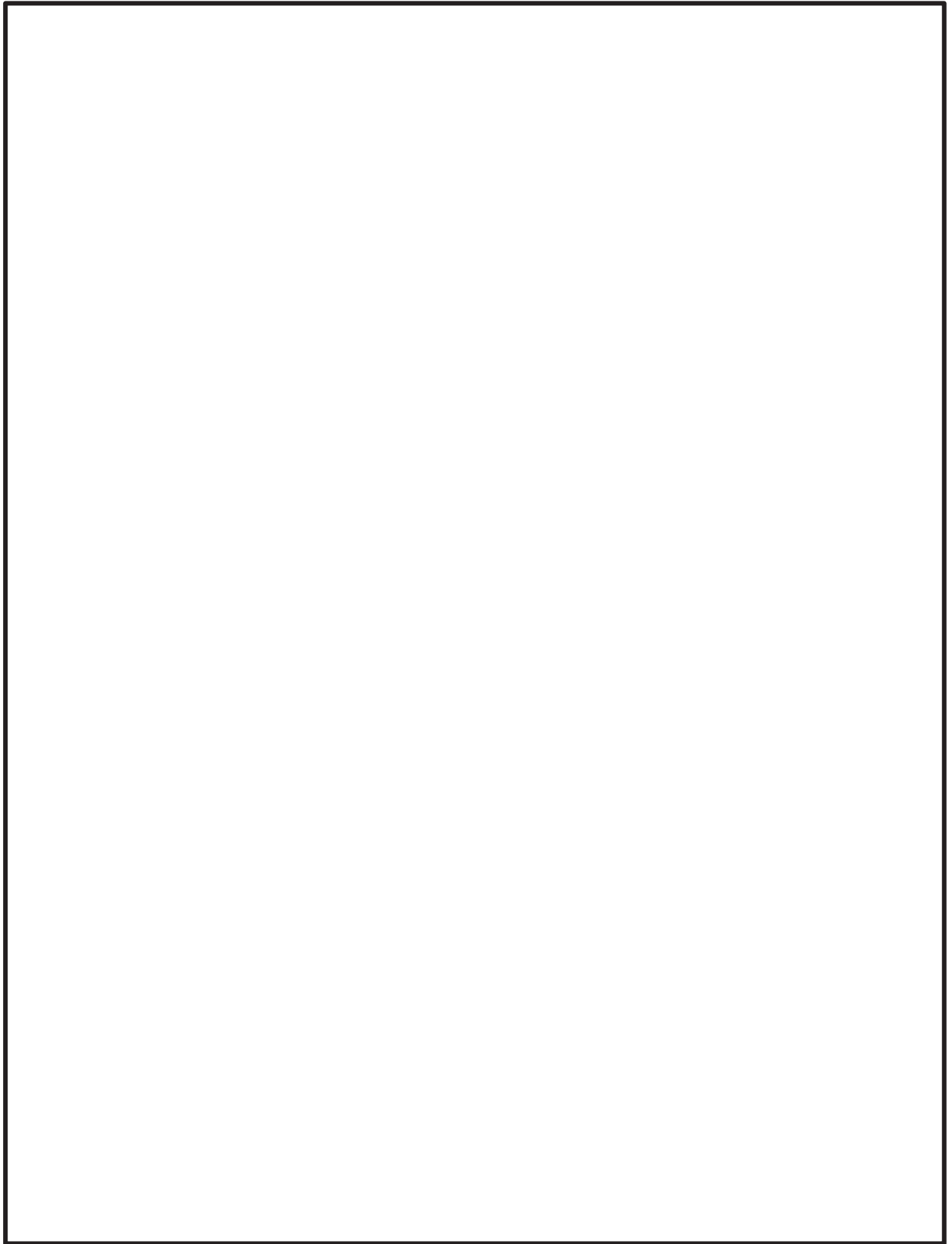
評価対象	評価部位	対象とする荷重	評価方法		準用規格
支持部	内部配管サポ ト	自重 クリアリング荷 重	$\sigma = \frac{M}{Z} + \frac{N}{A}$ $\tau = \frac{R}{A}$ <p>⇒各M, N, RはFEMより 算出する</p> $S = \sqrt{\sigma_x^2 + \sigma_y^2 - \sigma_x \sigma_y + 3\tau^2}$	<p>M : 各荷重によるモーメント N : サポートに作用する軸力 Z : サポートの断面係数 A : サポートの断面積</p> <p><math>\sigma</math> : 曲げモーメントによる軸方向応力 R : 反力 <math>\tau</math> : 内圧により生じるせん断応力 S : 組合せ応力</p>	<p>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</p>

第 8 表 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
金属繊維フィルタ部	金属繊維フィルタサポートビーム	差圧 自重	$\sigma = \frac{M}{Z}$ $\tau = \frac{R}{A}$ $S = \sqrt{\sigma_x^2 + \sigma_y^2 - \sigma_x \sigma_y + 3\tau^2}$	M：各荷重によるモーメント Z：金属繊維フィルタサポートの断面係数 σ：曲げモーメントによる軸方向応力 R：反力 A：金属繊維フィルタの断面積 τ：内圧により生じるせん断応力 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
ベンチュリノズル	ベンチュリノズルカバープレート	自重 クリアリング荷重	$\sigma = \frac{M}{Z}$ $\tau = \frac{R}{A}$ $S = \sqrt{\sigma_x^2 + \sigma_y^2 - \sigma_x \sigma_y + 3\tau^2}$	M：各荷重によるモーメント Z：ベンチュリノズルの断面係数 σ：曲げモーメントによる軸方向応力 R：反力 A：サポートの断面積 τ：内圧により生じるせん断応力 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
	ベンチュリノズル取付ボルト	クリアリング荷重	$\sigma = \frac{F}{A}$	F：流体力 A：取付ボルトの総断面積 σ：取付ボルトに作用する引張応力	設計・建設規格 クラス 1 支持構造物 SSB-3131 準用

補足 20-14

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 4 図 内部配管の解析モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



5. 評価結果

各部位の評価結果を第9表～第14表に示す。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。

第9表 内部配管，分配管，ベンチュリノズル取付部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 分配管	P-3 ベンチュリノズル配管付根部	許容応力
一次応力				160

発生応力値は許容応力値以下である。

第10表 伸縮管の評価結果 (クラス2配管準用)

繰返し回数	P-6 伸縮管
ベント時繰返し回数(Na)	
許容繰返し回数(N)	

ベント時繰返し回数は許容繰返し回数以下である。

第11表 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-1 内部配管サポート	P-4 金属繊維フィルタサポートビーム	P-5 金属繊維フィルタ室底板	P-7 放射性よう素フィルタ底板	許容応力
一次応力 (組合せ応力)					108

発生応力値は許容応力値以下である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 12 表 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 金属繊維フィルタ取付溶接部		許容応力
一次応力 (せん断応力)			62

発生応力値は許容応力値以下である。

第 13 表 ベンチュリノズル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-3 ベンチュリノズル		許容応力
一次応力 (組合せ応力)			

発生応力値は許容応力値以下である。

第 14 表 ベンチュリノズル取付ボルト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-3 ベンチュリノズル取付ボルト		許容応力
一次応力 (引張応力)			

発生応力値は許容応力値以下である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## フィルタ装置 内部配管に作用する流体力

ベント時に、フィルタ装置の内部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溶液排出時にベンチュリ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ベンチュリノズルに作用する荷重 (ベントガス噴出荷重)

評価の結果、クリアリング時の荷重の方が大きいため、強度評価には第 15 表に示すクリアリング時荷重を用いる。



第 5 図 内部配管に作用するベント時流体力

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 15 表 内部配管評価に用いるクリアリング時荷重

クリアリング時の荷重	評価に用いる荷重 (N)
VN に作用するクリアリング荷重 F1	□
内部配管エンドキャップに作用するクリアリング荷重 F2	□

【ベント開始後のスクラバ溶液排出時にベンチュリノズルに作用する荷重(クリアリング荷重)】

(1) ベンチュリノズルに作用するクリアリング荷重 F1

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溶液が押し出される。押し出されたスクラバ溶液は、第 6 図に示すように、ベンチュリノズルの天板（カバープレート内面）にあたり、□ クリアリング荷重 F1 が作用する。



第 6 図 ベンチュリノズルに作用するクリアリング荷重 F1

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。





【ベント中のベントガス噴出時にベンチュリノズルに作用する荷重(ベントガス噴出荷重)】

(1) ベンチュリノズルに作用する噴流荷重 F1

ベント中は、前記スクラバ溶液排出時同様に、原子炉格納容器からのベントガスが、  
[ ] に噴出することによる噴流荷重 F1 が、また内部配管のエンドキャップにもベントガスによる噴流荷重 F2 が作用する。

前記スクラバ溶液排出時同様に F1 は次式で計算される。

$$F1 = [ ]$$

ここで、

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

$$A1 : \text{スロート部断面積} = [ ] \text{ m}^2$$

$$V1 : \text{スロート部流速 (m/s)} = [ ] \text{ m/s}$$

$$\theta : \text{噴出角度} = [ ]$$

よって、

$$F1 = [ ] \text{ N}$$

(2) 内部配管エンドキャップに作用するクリアリング荷重 F2

ベント開始直後に内部配管のエンドキャップに作用するクリアリング荷重 F2 は次式で計算される。

$$F2 = [ ]$$

ここで、

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

$$A2 : \text{エンドキャップ部断面積} = [ ] \text{ m}^2$$

$$Q2 : \text{エンドキャップ部流量} = [ ] \text{ m}^3$$

$$V2 : \text{エンドキャップ部流速 (m/s)}$$

$$V2 = [ ] \text{ m/s}$$

よって、

$$F2 = [ ] \text{ N}$$

密度差により、密度が大きいスクラバ溶液排出時の荷重のほうが大きくなる。

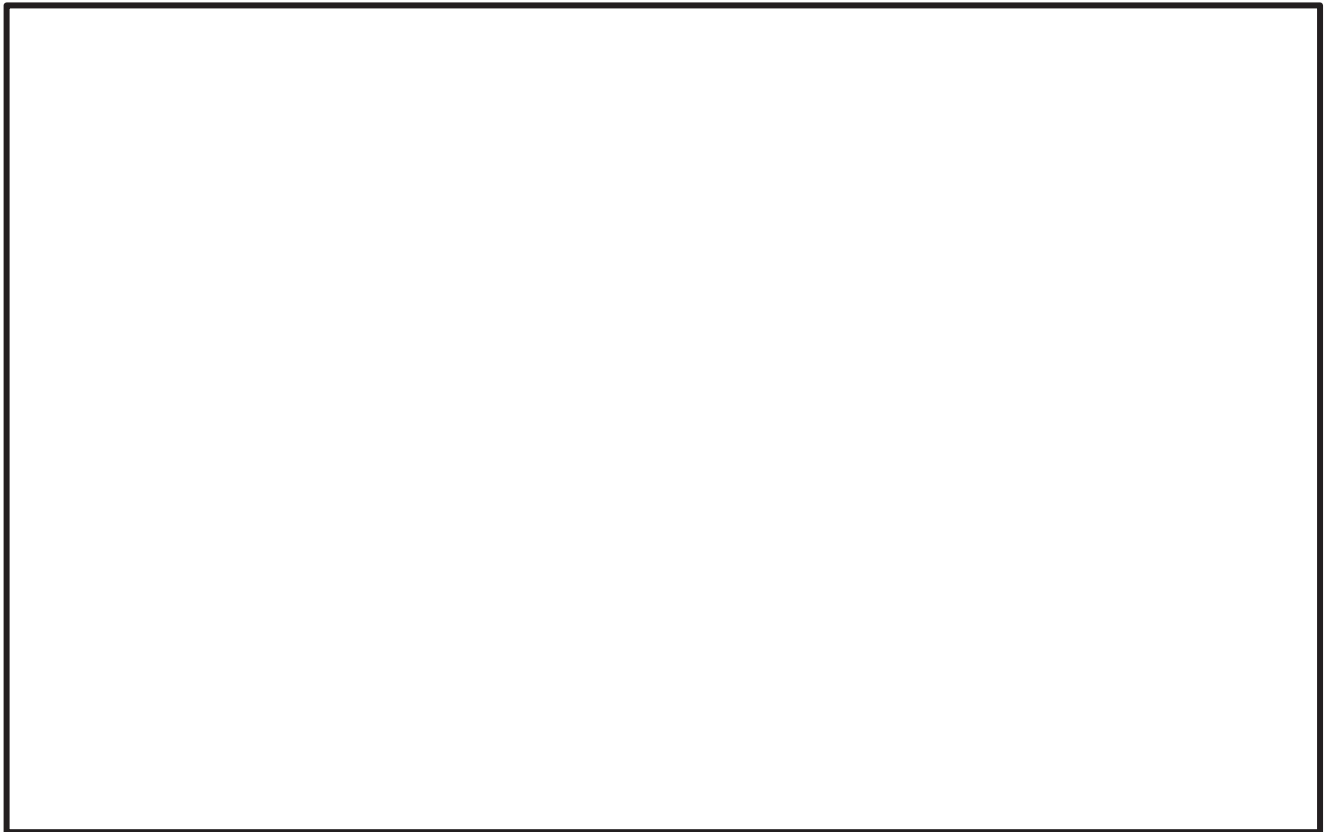
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 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 ISAP-IV のビーム要素により実施した。

## 1. モデル化範囲

内部配管及びベンチュリノズルに関してモデル化した範囲を第7図に示す。



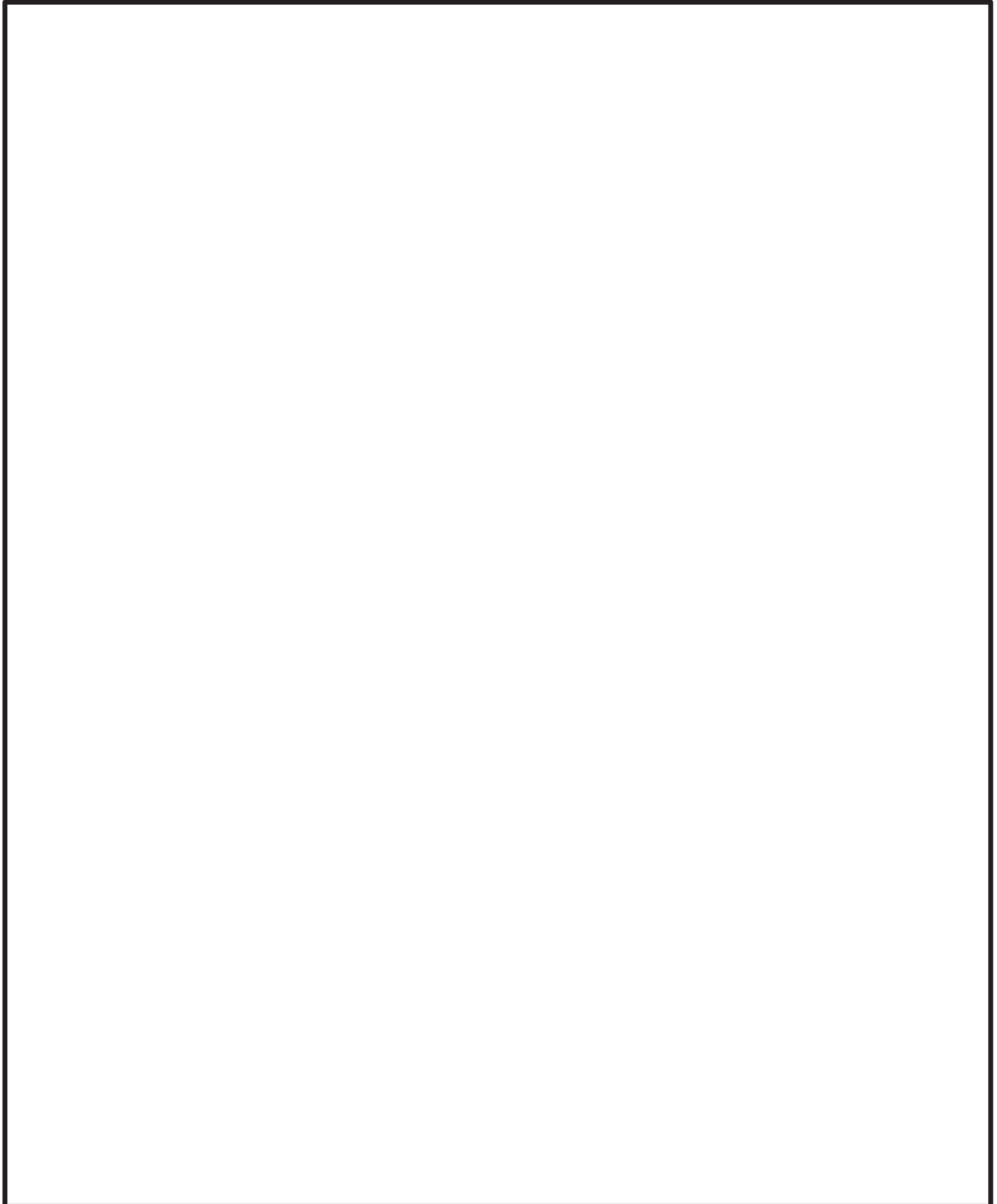
第7図 内部配管・ベンチュリノズル モデル化範囲

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



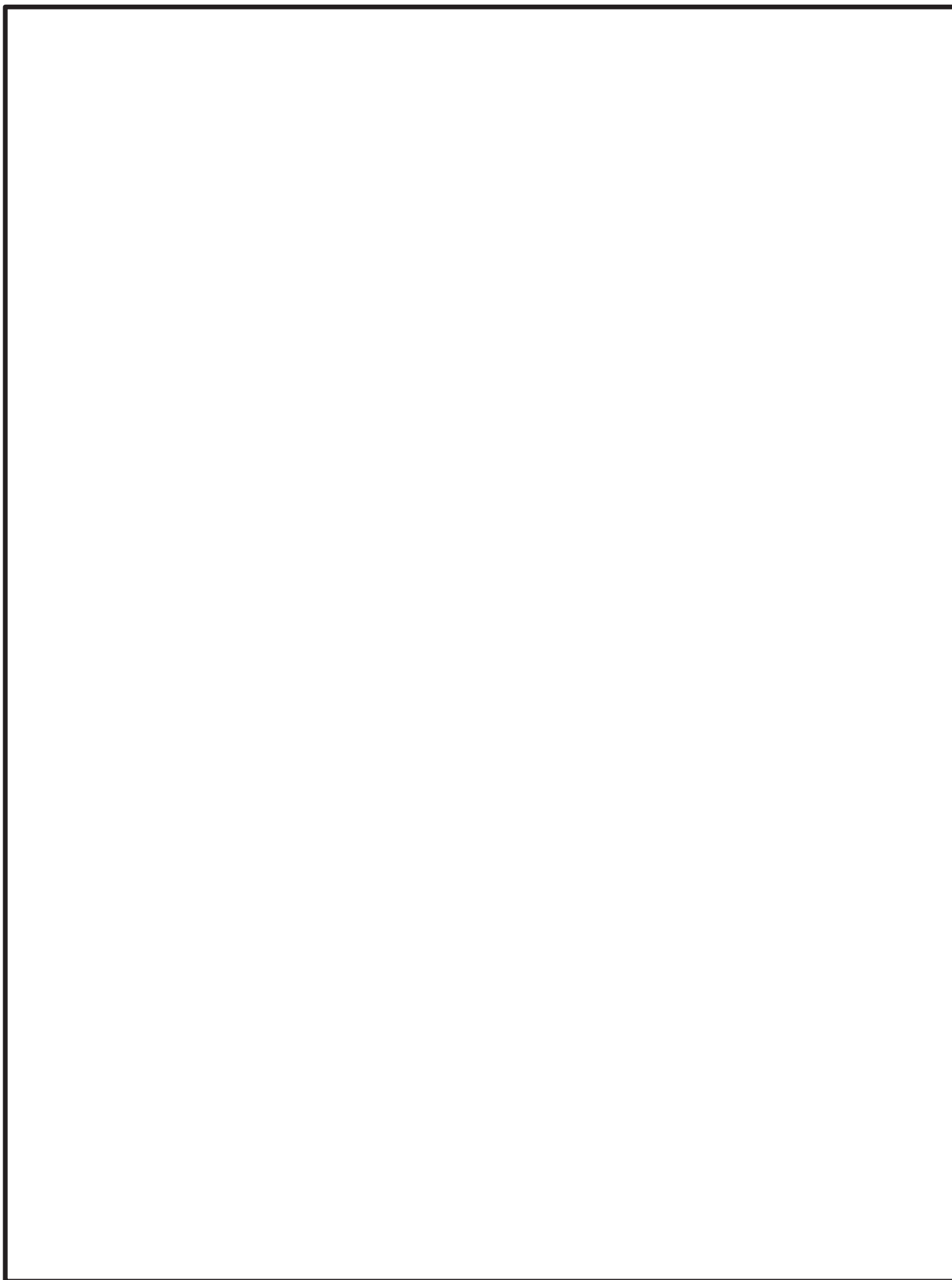
2. 解析モデル及び境界条件

第7図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第8図に示す。なお、としてモデル化した。また境界条件を第9図に示す。



第8図 解析モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 9 図 モデル境界条件

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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健全性について

ベント中のフィルタ装置（容器）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（854kPa[gage]）、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要因として、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、「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」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

「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」の PVC-3122（1）項に準拠し、「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」の「表 5 鉄鋼材用（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  mm

P : 構造健全性が確保できる圧力 (MPa)

D<sub>i</sub> : 胴の内径 2550mm

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

「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」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、第 10 図に示すとおり、設計上考慮している最高使用圧力（854kPa [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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 10 図 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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## ベント時に生じる圧力変動荷重による影響

クリアリング過程、気泡形成過程及び蒸気放出過程を含む実機の運転環境を模擬した [ ] 起動試験において、ベント中には、ベンチュリノズルからの蒸気放出時の蒸気凝縮等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こと、圧力変動の周期は剛設計の基準である 0.05 秒 (20Hz) に対し [ ] と長く、共振の恐れがないことが確認されている。

この圧力変動の挙動及び周期は、ベンチュリノズル形状、ガス流速及びガス組成に影響を受けるが、この試験は、実機と同じベンチュリノズル、運転条件を模擬したものであることから、実機における圧力変動の挙動及び周期は、この試験結果と同等と考えられ、また、実機のフィルタ装置の固有周期は約 [ ] 秒で剛であり圧力変動と共振の恐れがないことから、圧力変動の荷重は静的荷重として扱うことができる。

ベント開始直後のクリアリング時の荷重は、直接内部配管に作用することはない。

これらを踏まえ、こ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、内部配管外面に圧力変動  $\Delta P = [ ]$  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。

$$\sigma_{p\theta} = \frac{D_{p0}}{2t_p} \Delta P = [ ] \text{ MPa}$$

ここで、

$D_{p0}$  : 最大の内部配管外径 = [ ] mm

$t_p$  : 最大の内部配管板厚 = [ ] mm

一方、内部配管に自重、内圧 (2Pd)、水力学的動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 13MPa 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受けた場合でも、内部配管の強度への影響は軽微である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

FP の再揮発による影響

フィルタ装置において、粒子状放射性物質、無機よう素、有機よう素を除去するベンチュリスクラバ、金属繊維フィルタ、放射性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。

ベンチュリスクラバは粒子状放射性物質及び無機よう素に対し、金属繊維フィルタは粒子状放射性物質に対し、放射性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放射性よう素フィルタの除去性能は未確認であるが、放射性よう素フィルタはベンチュリスクラバ及び金属繊維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. ベンチュリスクラバ

## (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、ベンチュリスクラバで捕集されたエアロゾルにより、ベンチュリスクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。スクラバ溶液の水面近傍には、水沸騰やベンチュリノズルを通るベントガスによる気流により、細かい飛沫（液滴）が発生するが、その飛沫にエアロゾルが含まれていると、エアロゾルがベンチュリスクラバの後段に移行することが考えられる。

## b. 影響評価

ベンチュリスクラバの後段には、金属繊維フィルタが備えられており、この金属繊維フィルタには、



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

(2) 無機よう素の再揮発

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溶液の温度が上昇した場合，スクラバ溶液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

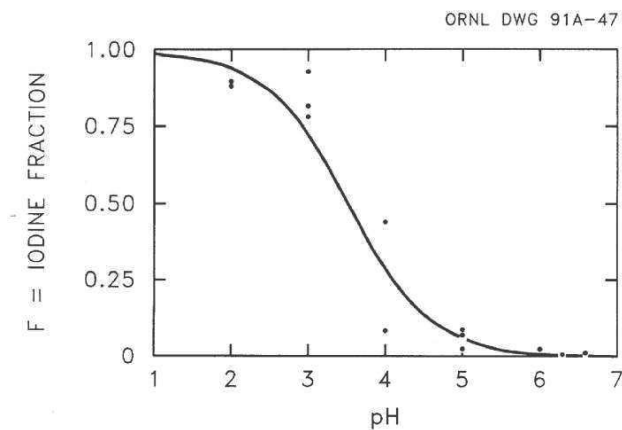
の2つの効果が組み合わさって影響を受けるが，(a)の影響が支配的であり，pH7以上であれば無機よう素の再揮発を抑制することができる。スクラバ溶液のpHは，定期検査時に13以上であることを確認することに加え，重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する酸が全量スクラバ溶液に移行することを考慮しても十分なアルカリ環境に保たれるため，無機よう素の再揮発を抑制することができる。

(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。第1図にpHに対する平衡の関係を示す。



第 1 図 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 ( $I_2$ ) の平衡

液相中の無機よう素 ( $I_2$  (aq)) と気相中の無機よう素 ( $I_2$  (g)) の存在比は以下のように表される。

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

$[I_2 \text{ (aq)}]$  及び  $[I_2 \text{ (g)}]$  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、スクラバ溶液の水温が高い方が気相の無機よう素の割合が増える。しかし、アルカリ環境下では、(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、スクラバ溶液の温度が上昇しても十分小さい値となる。

JAVA 試験で得られた無機よう素除去性能試験の結果を第 1 表に、温度に対する無機よう素除去性能の関係を第 2 図に示す。第 2 図から、(b)と比較して(a)の影響が大きいことがわかる。



第1表 JAVA 試験結果（無機よう素除去性能試験結果）

A large empty rectangular box with a black border, intended for the data of Table 1.

第2図 温度に対する無機よう素除去性能

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2. 金属繊維フィルタ

### (1) エアロゾルの再浮遊

#### a. 想定される状態

#### b. 影響評価

金属繊維フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、原子炉格納容器ベント実施時はベントガスにより冷却され、原子炉格納容器ベント停止後はベンチュリスクラバに捕集したエアロゾルの崩壊熱により発生する蒸気によって冷却されることから、この影響について評価する。

なお、原子炉格納容器ベント停止後においては、窒素による系統パージを実施するため、窒素によるスクラバ溶液の冷却効果を考慮する。

##### (a) 金属繊維フィルタへのエアロゾル移行割合

フィルタ装置では、ベンチュリスクラバにより大部分のエアロゾルが捕集される。このベンチュリスクラバによる除去性能を考慮して、金属繊維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  とする。

##### (b) エアロゾルによる発熱量

有効性評価におけるベント開始時間である事故後 45 時間経過後の原子炉格納容器内の F P の発熱量は MAAP 解析により、 W である。原子炉格納容器内の F P の全量がフィルタ装置に移行すると保守的に仮定すると、上記のように金属繊維フィルタへのエアロゾル移行割合は  であるため、スクラバ溶液へのエアロゾル移行割合を  とする。

・金属繊維フィルタの発熱量 =  W

・スクラバ溶液の発熱量 =  W

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(c) 計算条件

保守的に評価するため、冷却源となる蒸気量が最も小さくなるような条件として、原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁を閉とした場合を想定し、蒸気量はスクラバ溶液に捕集される崩壊熱から窒素によるスクラバ溶液の冷却量を差し引いた熱量により発生する蒸気量とし、圧力、温度条件は原子炉格納容器ベント停止後長期間を経た後と想定し、大気圧及びその飽和温度とする。窒素はスクラバ溶液の通過により 50℃から 100℃に温度上昇し、保守的に金属繊維フィルタでは冷却に寄与しないものとする。

- ・ 蒸気潜熱 (100℃飽和蒸気) =  $2.256 \times 10^6 \text{ J/kg}$
- ・ 蒸気比熱 (100℃飽和蒸気) =  $2077 \text{ J/kg/}^\circ\text{C}$
- ・ 窒素流量 =  $220 \text{ m}^3/\text{h} [\text{Normal}] = 6.11 \times 10^{-2} \text{ m}^3/\text{s} [\text{Normal}]$
- ・ 窒素密度 =  $1.25 \text{ kg/m}^3 [\text{Normal}]$
- ・ 窒素比熱 =  $1040 \text{ J/kg/}^\circ\text{C}$

(d) 評価結果

金属繊維フィルタに蓄積したエアロゾルの崩壊熱により、ベントガスが昇温される量进行评估することで、簡易的に金属繊維フィルタの温度上昇量进行评估する。金属繊維フィルタに蓄積したエアロゾルの崩壊熱の全量がベントガスに移行したと仮定し、以下の評価式にて金属繊維フィルタの温度上昇量进行评估した。

温度上昇量 (°C) =

蒸気発生量 (kg/s) =

窒素による冷却量 (W) =

以上より、

- ・ 窒素による冷却量 =  (W)
- ・ 蒸気発生量 =  (kg/s)
- ・ 温度上昇量 =  (°C)

したがって、金属繊維フィルタの温度は、エアロゾルの再浮遊が起こるような温度 (参考: CsOH の融点  $272.3^\circ\text{C}$ ) に対し十分低く、再浮遊を抑制することができる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3. 放射性よう素フィルタ

#### (1) 無機よう素及び有機よう素の再揮発

##### 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を通気することにより捕集されているよう素を再揮発させる技術がある。放射性よう素フィルタに充填された銀ゼオライトに、ベントガスに含まれる水素が通気されると、捕集された無機よう素及び有機よう素が再揮発することが考えられる。

##### b. 影響評価

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

また、放射性よう素フィルタで捕集した無機よう素及び有機よう素の崩壊熱は、原子炉格納容器ベント実施時はベントガスにより冷却され、原子炉格納容器ベント停止後はベンチュリスクラバに捕集したエアロゾルの崩壊熱により発生する蒸気によって冷却されることから、この影響について評価する。

なお、原子炉格納容器ベント停止後においては、窒素による系統パージを実施するため、窒素によるスクラバ溶液の冷却効果を考慮する。

##### (a) 放射性よう素フィルタへのよう素移行割合

ベンチュリスクラバでの無機よう素の除去性能 (DF=100) を考慮して、ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素が放射性よう素フィルタに蓄積するものとする。また、放射性よう素フィルタの有機よう素の除去性能は DF=50 であるが、有機よう素全てが放射性よう素フィルタに蓄積されるものとする。ことで放射性よう素フィルタでの発熱量を保守的に評価する。

##### (b) よう素による発熱量

放射性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。

##### イ. 事故時に炉内に内蔵されるよう素の発熱量

BWR プラントにおける代表炉心 (ABWR) の平衡炉心末期を対象とした ORIGEN2 コードの計算結果に対して、女川原子力発電所第 2 号機の熱出力 (2436MW) を考慮した結果より、約  MW とする。

##### ロ. 原子炉格納容器への放出割合

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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ハ. 原子炉格納容器に放出されるよう素の元素割合

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

ニ. 原子炉格納容器内の除去係数（無機よう素）

原子炉格納容器内の沈着やスプレイ、サプレッションチェンバのプール水によるスクラビング効果によっては、保守的に除去されないものとして評価する。

放射性よう素フィルタでの発熱量を第 2 表に示す。

第 2 表 放射性よう素フィルタでの発熱量（単位：W）

	原子炉停止後時間	
	45 時間	168 時間
有機よう素+無機よう素の発熱量		

(c) 計算条件

保守的に評価するため、冷却源となる蒸気量が最も小さくなるような条件として、原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁を閉とした場合を想定し、蒸気量はスクラバ溶液に捕集される崩壊熱から窒素によるスクラバ溶液の冷却量を差し引いた熱量により発生する蒸気量とし、圧力、温度条件は原子炉格納容器ベント停止後長期間を経た後と想定し、大気圧及びその飽和温度とする。窒素はスクラバ溶液の通過により 50°C から 100°C に温度上昇し、保守的に金属繊維フィルタでは冷却に寄与しないものとする。

- ・ 蒸気潜熱（100°C 飽和蒸気） =  $2.256 \times 10^6 \text{ J/kg}$
- ・ 蒸気比熱（100°C 飽和蒸気） =  $2077 \text{ J/kg/}^\circ\text{C}$
- ・ 窒素流量 =  $220 \text{ m}^3/\text{h}[\text{Normal}] = 6.11 \times 10^{-2} \text{ m}^3/\text{s}[\text{Normal}]$
- ・ 窒素密度 =  $1.25 \text{ kg/m}^3[\text{Normal}]$
- ・ 窒素比熱 =  $1040 \text{ J/kg/}^\circ\text{C}$
- ・ 原子炉格納容器内発熱量 =  W（原子炉停止 45 時間後）  
=  W（原子炉停止 168 時間後）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(d) 評価結果

放射性よう素フィルタに蓄積したよう素の崩壊熱により、ベントガスが昇温される量を評価することで、簡易的に放射性よう素フィルタの温度上昇量を評価する。放射性よう素フィルタに蓄積したよう素の崩壊熱の全量がガスに移行したと仮定し、以下の評価式にて放射性よう素フィルタの温度上昇量を評価した。

温度上昇量 (°C) =

蒸気発生量 (kg/s) =

窒素による冷却量 (W) =

以上より、

・窒素による冷却量 =   
=  (W)

ここで、原子炉停止 45 時間後については、

・蒸気発生量 =  (kg/s)  
・温度上昇量 =  (°C)

原子炉停止 168 時間後については、

・蒸気発生量 =  (kg/s)  
・温度上昇量 =  (°C)

したがって、放射性よう素フィルタの温度は、再揮発が起こるような温度 (400°C 以上) に対して十分に低く、再揮発を抑制することができる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

#### 4. 引用文献

- (1) NUREG/CR-5732\_ORNL/TM-1861 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 (I<sub>2</sub>, HI) から有機よう素 (CH<sub>3</sub>I) 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第3表に示す。

第3表 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	約0.02%
放射線場	2.2%未満	約0.01%
合計	3.2%未満	約0.03%

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第 4 表  
 に、pH 調整が実施されていない場合の結果を第 5 表に示す。BWR プラント (Grand Gulf,  
 Peach Bottom) では、重大事故時において、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。

第 4 表 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 <sub>2</sub> (g)	I <sub>2</sub> (l)	I <sup>-</sup> (l)	CH <sub>3</sub> 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

第 5 表 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 <sub>2</sub> (g)	I <sub>2</sub> (l)	I <sup>-</sup> (l)	CH <sub>3</sub> 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。

## 2. 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

スクラバ溶液，金属繊維フィルタ，放射性よう素フィルタにおいて捕集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，被ばく評価に影響を与える可能性があるため，粒子状放射性物質とよう素の放射性壊変が及ぼす被ばく評価への影響について確認する。

#### 1. 粒子状放射性物質の壊変

被ばく評価で対象としている評価核種 65 核種の中で，粒子状放射性物質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，Te-132 があり，これらの 99.9% はスクラバ溶液及び金属繊維フィルタによって捕集される。この他の粒子状放射性物質は希ガスへの壊変をせず，スクラバ溶液及び金属繊維フィルタにより保持される。

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

#### 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% が安定核種のため，娘核種の寄与としては，I-133 及び I-135 から生成する Xe-133 と Xe-135 を考慮する。

スクラバ溶液，金属繊維フィルタ，放射性よう素フィルタに共通して，I-133 と I-135 の放射性壊変により，Xe-133 と Xe-135 の生成が考えられるが，捕集後の I-133 と I-135 の壊変による Xe-133 と Xe-135 の追加放出量は，ベント時に系外に放出される量の 1% 未満である。

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置のスクラバ溶液，金属繊維フィルタ，放射性よう素フィルタに捕捉された I-133，I-135 から再浮遊する Xe-133，Xe-135 の追加放出量について，再浮遊した希ガスは瞬時に大気中に放出されるものと仮定すると，ベント後にフィルタ装置から再浮遊する希ガスの発生率  $dN_2/dt$  (1/s) とよう素の減衰率  $dN_1/dt$  (1/s) との関係は次のように表せる。

$$\frac{dN_2}{dt} = -\frac{dN_1}{dt}$$

ここで，

$N_1$  : 親核種の原子の個数 (-)

$N_2$  : 娘核種の原子の個数 (-)

ベント直後を $t = 0$ (s)としてベントから $T$ (s)までに再浮遊して放出される希ガスの原子の個数は、よう素の原子の個数 $N_1 = N_{10}e^{-\lambda_1 t}$ (-)より、次のように表せる。

$$\int_0^T \frac{dN_2}{dt} dt = - \int_0^T \frac{dN_1(t)}{dt} dt = N_{10}(1 - e^{-\lambda_1 T})$$

上式に希ガスの崩壊定数(1/s)を乗じて放射能に換算すると式(1)が得られる。

$$\lambda_2 N_2 = \lambda_2 N_{10}(1 - e^{-\lambda_1 T}) \dots \dots \dots \text{式(1)}$$

ここで、

- $\lambda_1$  : 親核種の崩壊定数 (1/s)
- $\lambda_2$  : 娘核種の崩壊定数 (1/s)
- $N_{10}$  : 親核種のベント時刻における原子の個数 (-)
- $T$  : ベント後の経過時間(s)

親核種のベント開始時における放射能(Bq)は、I-133, I-135の炉内内蔵量から、ORIGEN解析による減衰計算により、設置許可申請の有効性評価におけるベント開始時間約45時間後の放射エネルギーを計算し、そこによる素の化学形態ごとの挙動とフィルタへの捕集率を考慮し、フィルタ装置に付着するよう素量を求める。これらの条件は第1表のとおり。なお、粒子状放射性物質、無機よう素の原子炉格納容器内での沈着・付着等による除去効果は無視している。

第1表 フィルタベント装置へのよう素の移行率

	原子炉格納容器への放出割合*1	存在割合	サプレッションチェンバ内のプール水におけるスクラビングの除去係数 (DF)	フィルタ装置への捕集率*2
粒子状よう素	0.61	0.05	5	1
無機よう素	0.61	0.91	5	1
有機よう素	0.61	0.04	1	1

注記\*1: 原子炉格納容器への放出割合はNUREG-1465の放出割合を参照する。

\*2: 実際には、一部はフィルタ装置で捕集されずに系外へ放出されると考えられるが、付着量の評価では、保守的にフィルタ装置で全量捕集されるとする。

以上を考慮すると、ベント開始時における初期放射エネルギー及びフィルタ装置に付着する放射エネルギーは第2表のとおりとなる。

第2表 フィルタ装置に付着する I-133, I-135 を考慮した放射エネルギー

	放射エネルギー (Bq)		
	炉内内蔵量	ベント開始時	フィルタ装置付着*
I-133	$4.94 \times 10^{18}$	$1.13 \times 10^{18}$	$1.60 \times 10^{17}$
Xe-133	$4.82 \times 10^{18}$	$4.34 \times 10^{18}$	—
I-135	$4.68 \times 10^{18}$	$4.00 \times 10^{16}$	$5.67 \times 10^{15}$
Xe-135	$1.39 \times 10^{18}$	$3.33 \times 10^{17}$	—

注記\*：実際には、一部はフィルタ装置で捕集されずに系外へ放出されると考えられるが、付着量の評価では、保守的にフィルタ装置で全量捕集されるとする。

ベント開始時において原子炉格納容器からベントラインに放出される Xe-133, Xe-135 と、式(1)に基づいて算出した、フィルタ装置から再浮遊して放出される Xe-133, Xe-135 の比較を第3表に示す。

第3表 Xe-133, Xe-135 のベント時放出量とフィルタからの追加放出量\*の比較

	Xe-133 (Bq)	Xe-135 (Bq)	合計 (Bq)
ベントラインからの放出	$3.7 \times 10^{17}$	$1.4 \times 10^{17}$	$5.1 \times 10^{17}$
フィルタからの再浮遊	$2.3 \times 10^{15}$	$2.1 \times 10^{15}$	$4.4 \times 10^{15}$

注記\*：希ガス放出量の影響を比較するため、(Bq:  $\gamma$ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)としている。

以上より、フィルタから再浮遊する Xe-133 と Xe-135 は、ベントラインから放出される既存の Xe-133, Xe-135 の 1%未満 ( $\approx 4.4 \times 10^{15} / 5.1 \times 10^{17} = 0.85\%$ ) であり、被ばく評価への影響は十分小さい。

## 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、粒子状放射性物質、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、放射性よう素フィルタにおける吸着材の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 21 FP の再揮発」による影響の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、熔融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、コアコンクリート反応により発生する  $\text{CaO}_2$  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がベンチュリノズルの狭隘部や金属繊維フィルタに付着し、閉塞する可能性について考慮する。また、金属繊維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) ベンチュリノズル

ベンチュリノズルの狭隘部は [ ] 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、ベンチュリノズルが閉塞することはない。

##### (2) 金属繊維フィルタ（エアロゾルによる閉塞）

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

##### a. 金属繊維フィルタの許容負荷量

金属繊維フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、 [ ]  $\text{g}/\text{m}^2$  まで有意な差圧の上昇はなく<sup>\*1</sup>、 [ ]  $\text{g}/\text{m}^2$  まで金属繊維フィルタの機能が確保できること<sup>\*2</sup>が確認されている。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

※1：フィルタ装置全体の許容負荷量を確認するため、JAVA 試験施設を使用し  
てベンチュリスクラバと金属繊維フィルタの組み合わせにて実施した試  
験であり、金属繊維フィルタに有意な差圧の上昇が発生するまで試験用  
エアロゾルを負荷した試験。

※2：金属繊維フィルタの許容負荷量を確認するため、JAVA 試験施設を使用し  
てベンチュリスクラバを用いずに金属繊維フィルタのみで実施した試験  
であり、金属繊維フィルタに顕著な差圧が発生するまで試験用エアロゾ  
ルを負荷した試験。

b. エアロゾル量

原子炉格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため、サプレッ  
ションチェンバのプール水によるスクラビング効果がないドライウェルベント時  
の原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について、核分裂生  
成物の炉内内蔵量と NUREG-1465 に基づく炉心から原子炉格納容器へ放  
出される核分裂生成物の割合を用いて評価した結果、約 28kg となる。さらに、  
エアロゾルに係る海外規制を踏まえ、150kg に設定している。

このエアロゾル重量に金属繊維フィルタへのエアロゾル移行割合  を考  
慮すると、設計エアロゾル重量（150kg）に対して金属繊維フィルタへの移行量  
は、 kg となる。

c. 評価結果

金属繊維フィルタの総面積は約  m<sup>2</sup> であり、設計エアロゾル移行量に対する  
金属繊維フィルタへの移行量は  kg となることから、金属繊維フィルタの負  
荷は約  g/m<sup>2</sup> (= ) となる。

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

(3) 金属繊維フィルタ（液滴による閉塞）

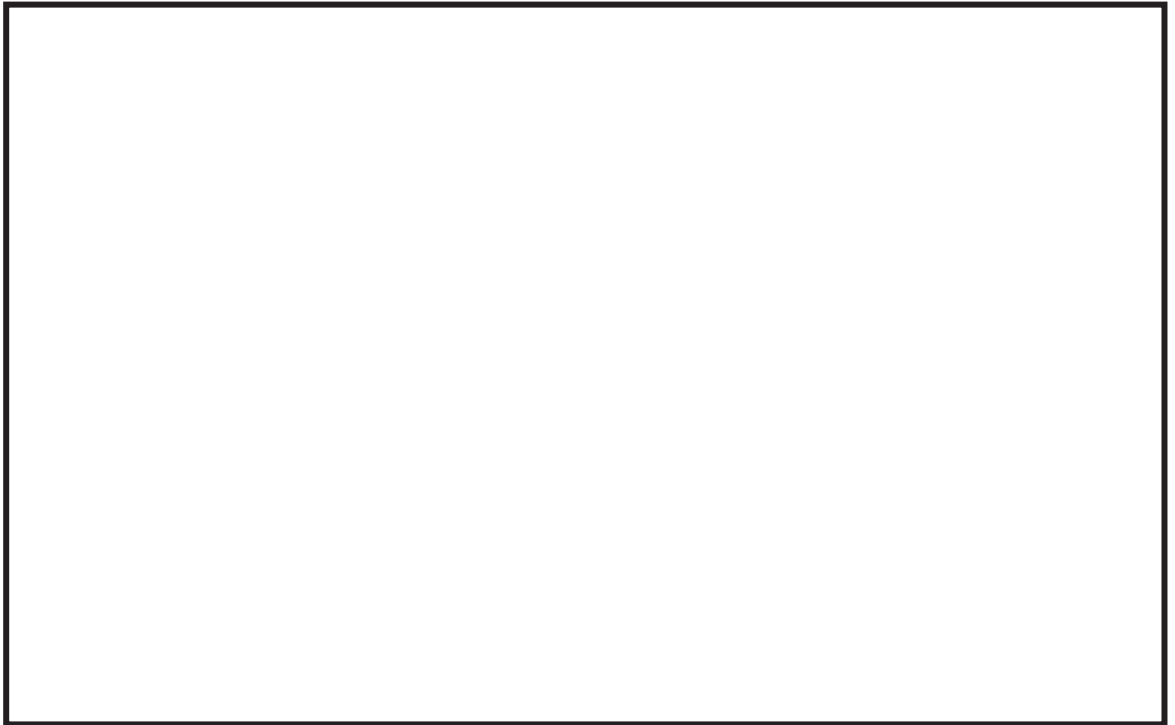
金属繊維フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴（湿分）は、  
により分離され  
る。

低流速では、により液滴を分離する機能の低下が懸念される  
ものの、JAVA 試験における下記の結果から、金属繊維フィルタにおけるエアロ  
ゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲（  
）においても低下しないと考えられる。

①フィルタ装置運転範囲を下回る低流速範囲においても、第1図のとおりフィ  
ルタ装置（ベンチュリスクラバ及び金属繊維フィルタ）の除去性能が確保さ  
れている。

②ベンチュリスクラバでは、によりエアロゾルを除去していることから、低流速においては、除去効率が低下する傾向にあると考えられる。

以上から、が十分に実施でき、液滴（湿分）によるメインフィルタの閉塞が発生することはないと評価する。



第1図 金属繊維フィルタにおけるガス流速に対するベンチュリスクラバと金属繊維フィルタを組み合わせた除去係数（JAVA 試験）

### 3. 吸着材の容量減少

#### 3.1 想定する状態

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

#### 3.2 影響評価

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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



(1) 放射性よう素フィルタの銀の保有量

放射性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 に含まれる銀の量は約  t (約  mol) である。

(2) ガス状放射性よう素の流入量

放射性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

BWRプラントにおける代表炉心 (ABWR) の平衡炉心末期を対象とした ORIGEN2 コードの計算結果より、約  kg とする。

- ・ 原子炉格納容器への放出割合

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

- ・ 原子炉格納容器に放出されるよう素の元素割合

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

ベンチュリスクラバでの無機よう素の除去性能 (DF = ) を考慮して、ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素が放射性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放射性よう素フィルタに蓄積されるものとする。

以上の想定で、放射性よう素フィルタに吸着するガス状放射性よう素の量は無機よう素約  mol、有機よう素約  mol であり、無機よう素 I<sub>2</sub> (分子量: 253.8) 約  g、有機よう素 CH<sub>3</sub>I (分子量: 141.9) 約  g に相当する。

(無機よう素 (I<sub>2</sub>) のモル数)

$$\begin{aligned} &= \text{ g} / 126.9 \text{ g/mol} \times 61\% \times 91\% / \text{ (DF)} / 2 \text{ (I}_2\text{)} \\ &= \text{ mol} \end{aligned}$$

(有機よう素 (CH<sub>3</sub>I) のモル数)

$$\begin{aligned} &= \text{ g} / 141.9 \text{ g/mol} \times 61\% \times 4\% \\ &= \text{ mol} \end{aligned}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(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、流入する放射性よう素の捕集に十分な量であると言える。

- ・有機よう素の除去反応

- ・無機よう素の除去反応

(4) JAVA PLUS 試験と実機の比較による容量の確認

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

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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

#### 4. 吸着材の変質

##### 4.1 想定する状態

放射性よう素フィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトは、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) 光の照射による劣化

銀ゼオライトは、ステンレス鋼製のフィルタ装置内の放射性よう素フィルタに充填されるため、光が照射されることはなく、変質するおそれはない。

###### (2) 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 DF が  以上を満たすことを確認しており、女川原子力発電所第 2 号機のフィルタ装置で想定される照射量は  MGy 程度であるため、捕集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、放射性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、放射性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えいする放射性物質、原子炉格納容器ベント等により原子炉建屋外に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。このうち、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質、原子炉格納容器ベント等により原子炉建屋外に放出される放射性物質からの放射線照射については、フィルタ装置室の壁による遮蔽の効果が期待できるため、その影響は軽微である。

###### (a) 放射性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

放射性よう素の炉内内蔵量は第 1 表のとおり。

第 1 表 よう素の炉内内蔵量（ベント開始時（原子炉停止から 45 時間後））

核種	炉内内蔵量(Bq)
I-131	2.077E+18
I-132	2.346E+18
I-133	1.133E+18
I-134	7.969E+03
I-135	4.006E+16

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

有効性評価における最も早いベント開始時間である原子炉停止から 45 時間後にベントを開始するものとして減衰を考慮し，NUREG-1465 の記載に基づき，事故時の原子炉格納容器へのよう素の放出割合を 61%，粒子状よう素 5%，無機よう素 91%，有機よう素 4%とする。また，粒子状よう素と無機よう素はどちらもベンチュリスクラバで [ ] %が捕集され，有機よう素は捕集されないものとする。銀ゼオライトに流入するよう素の崩壊熱エネルギーは，第 2 表のとおり。

第 2 表 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)
$1.12 \times 10^8$	$2.04 \times 10^9$	$8.98 \times 10^9$	$1.11 \times 10^{10}$

銀ゼオライトの重量は [ ] kg であるため，銀ゼオライトが照射される累積線量は， $1.11 \times 10^{10} \text{ J} \div [ ] \text{ kg} = [ ] \text{ Gy} = [ ] \text{ MGy}$  となる。

(b) その他フィルタ装置内に保持される放射性物質からの照射線量

フィルタ装置を通過する希ガスを除く放射性物質の全量 [ ] Bq が，ベンチュリスクラバ，金属繊維フィルタ，その他配管等に保持され，これらが放射性よう素フィルタに接触しているものと保守的に仮定する。銀ゼオライトが照射される放射線量を，遮蔽計算コード QAD を用いて求めると，7 日間の積算線量は，[ ] Gy となる。この値は放射性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と比較して 1 桁小さくなっている。

(c) 放射性よう素フィルタを通過する希ガスからの照射線量

原子炉格納容器内に内蔵される希ガスの放射エネルギーは，有効性評価におけるベント開始時間である原子炉停止から 45 時間後の放射エネルギーとして  $4.72 \times 10^{18} \text{ Bq}$  とする。また，希ガスの系外への放出率を 100%とする。

希ガスの滞留時間は 0.7 秒程度であるため，保守的に 1 秒としたとき，銀ゼオライトに流入する希ガスの崩壊熱エネルギーは  $1.60 \times 10^5 \text{ J}$  となる。

銀ゼオライトの重量は [ ] kg であるため，銀ゼオライトが照射される累積線量は， $1.60 \times 10^5 \text{ J} \div [ ] \text{ kg} = [ ] \text{ Gy}$  となる。この値は放射性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と比較して 5 桁小さいため，その影響は軽微である。

以上より，実機で想定される銀ゼオライトへの照射線量は，[ ] MGy 程度である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

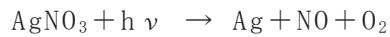
b. 銀ゼオライトの放射線耐性

銀ゼオライトの放射線耐性の確認のため、Framatome 社は、ドイツの第三者認証機関である TÜV に試験を委託しており、 MGy の放射線照射後と未照射のサンプルを比較し、DF に有意な差がないことが確認されている。試験結果を第 3 表に示す。

第 3 表 吸着材の放射線耐性

	照射線量 (MGy)	捕集率 (%)	DF
照射サンプル	<input type="text"/>		
未照射サンプル			

また、銀ゼオライトは放射線の照射を受けることにより、以下に示す反応等によって、変質することが考えられるが、これらの反応は温度、圧力等への依存性が低いため、確認された放射線耐性は実機においても適用可能である。



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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) 湿分による劣化

湿分による銀ゼオライトのよう素除去性能への影響については、密閉容器内にスクラバ溶液（）と銀ゼオライトを保管し、後及び後の除去効率の測定試験を行い、性能基準（）を満たしていることを確認した。

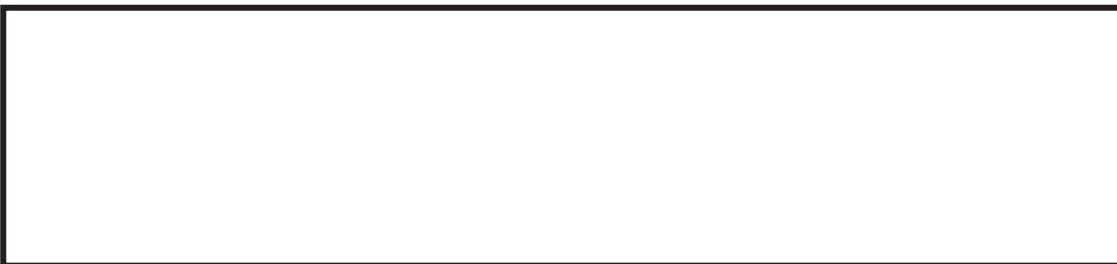
a. スウェリングの影響について

スクラバ溶液に蒸気が流入すると、スウェリングにより水位が上昇するとともに、スクラバ溶液の水温も上昇する。その結果、定常状態（スクラバ溶液が飽和した状態）では、スクラバ溶液は待機時に比べ上昇しており、放射性よう素フィルタの外壁はスクラバ溶液に接することとなる。この場合、スクラバ溶液から放射性よう素フィルタへ入熱されるため、放射性よう素フィルタで蒸気が凝縮することはなく、よう素の除去性能への悪影響はない。

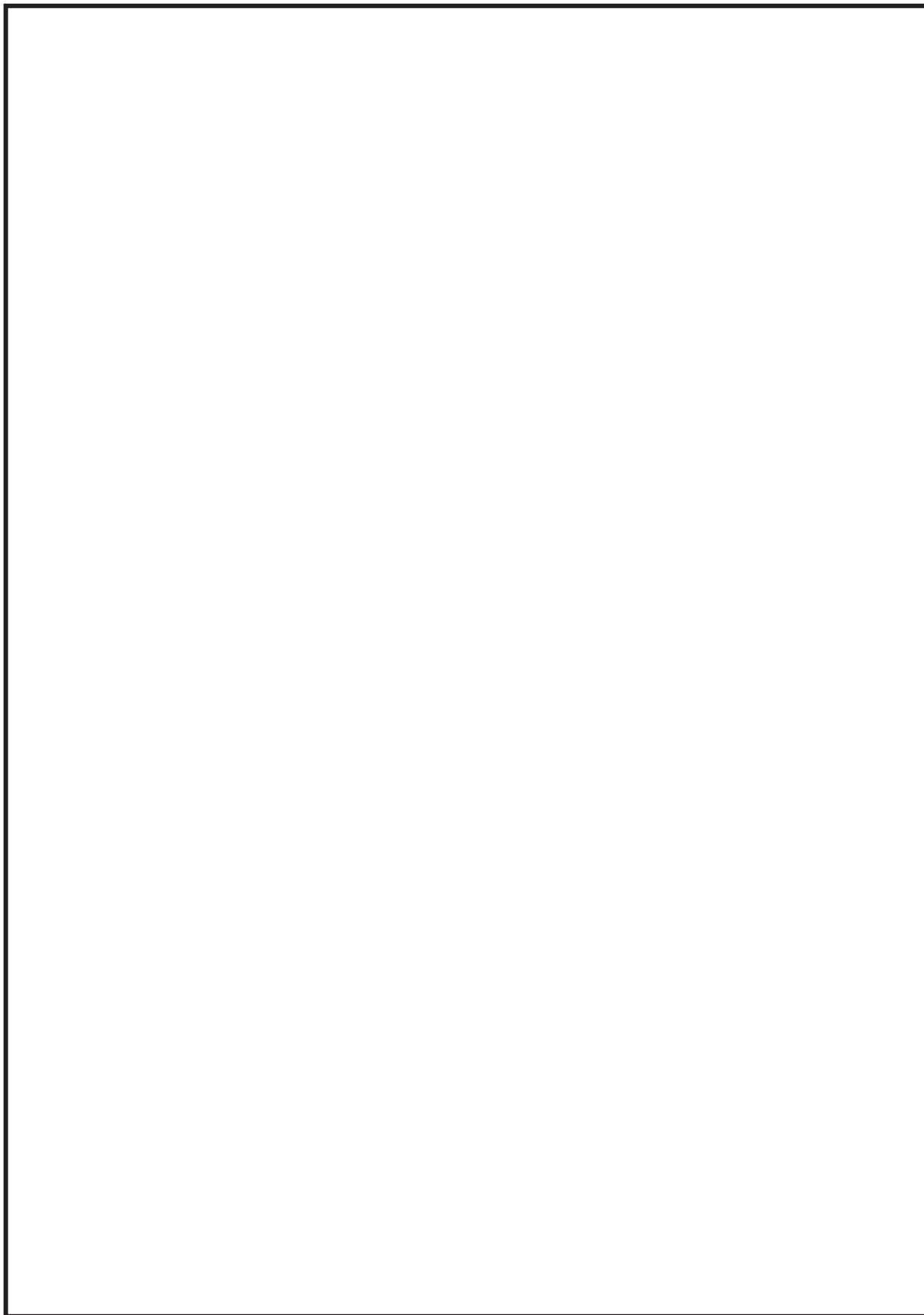
スクラバ溶液が飽和した状態においては、スクラバ溶液の温度はフィルタ装置内の圧力（スクラバ溶液部の圧力）により決まる。ベントガスの温度はこのベンチュリスクラバ（スクラバ溶液）を通過することで、スクラバ溶液の水温と同じになっているものと考えられる。



したがって、放射性よう素フィルタの外壁がスクラバ溶液に接する場合、スクラバ溶液の温度は放射性よう素フィルタを通過するベントガスの温度よりも高いこととなり、スクラバ溶液からの入熱が期待でき、放射性よう素フィルタにおいて蒸気が凝縮し、銀ゼオライトの表面に水が付着することはないため、よう素の除去性能への悪影響はない。フィルタ装置内のガスの流れと温度の関係を第2図に示す。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 2 図 フィルタ装置内のガスの流れと温度の関係

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- b. 系統待機時における放射性よう素フィルタへのスクラバ溶液の影響について  
 プラント運転中を通して原子炉格納容器フィルタベント系の系統待機時は、フィルタ装置内がスクラバ溶液によって飽和蒸気的环境となり、銀ゼオライトは長期間、飽和蒸気的环境下で保管される。

この保管状況において湿分による銀ゼオライトのよう素除去性能への影響を確認するため、密閉容器内にスクラバ溶液 ( [ ] ) と銀ゼオライトを第3表に示す環境で保管し、よう素除去効率を [ ] 後及び [ ] 後に測定を実施した結果と銀ゼオライトの保管の様子を各々第4表と第3図に示す。

第3表 銀ゼオライトの試験条件

項目	試験条件	実機環境を考慮した適用性

第4表 銀ゼオライトの除去効率の経時変化

有機よう素の除去効率 (%)	
初期	[ ]

[ ] 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。





第3図 銀ゼオライトの保管の様子

試験結果によると、及び後における銀ゼオライトの除去効率は、性能基準（）を満たしており、実機においてもプラント運転中を通して性能は維持され则认为る。

#### 5. 引用文献

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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ステンレス構造材，膨張黒鉛パッキンの妥当性について

1. ステンレス構造材，膨張黒鉛パッキンの妥当性

フィルタ装置や入口配管等のスクラバ溶液の接液部については，内部に保有しているスクラバ溶液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。

第 1 表にスクラバ溶液接液部の材質について記載する。

第 1 表 スクラバ溶液接液部の材質

部位		材質
バウンダリ	容器	[ ]
	接続配管	[ ] (計装配管，ドレン配管，給水配管)
内部構造物	入口配管接液部	[ ]
	多孔板，支持部材等	[ ]
	ベンチュリノズル	[ ]
	金属繊維フィルタ	ドレン配管： [ ]
その他	放射性よう素フィルタ	構造部材： [ ]
	ガスケット類	膨張黒鉛系シール材

スクラバ溶液は pH13 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

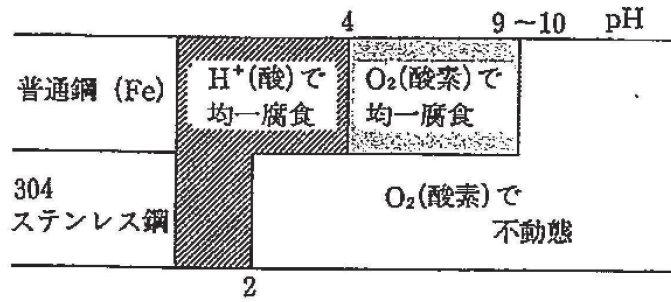
a. 全面腐食

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 は第 1 図に示すとおり，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 pH13 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。

[ ]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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



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

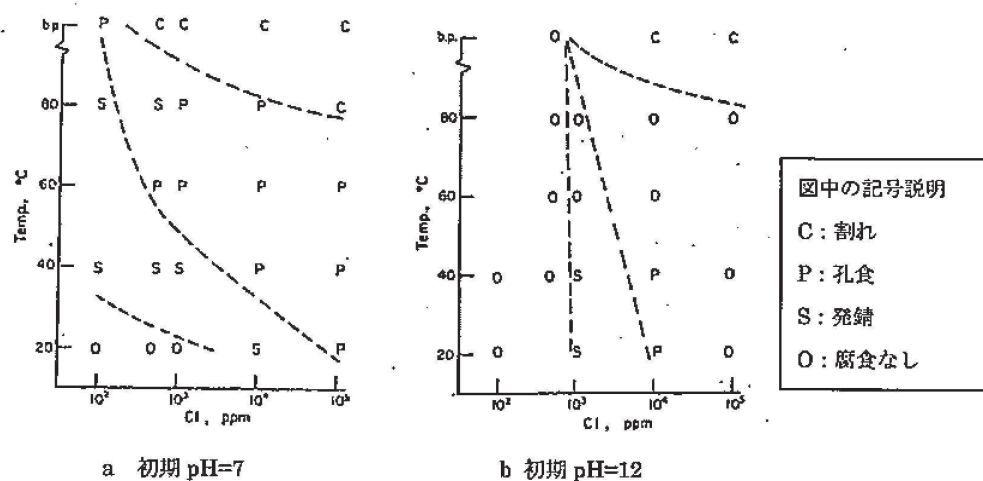
b. 孔食

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。

第2図に 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。孔食発生領域は pH7 と比べ pH12 の方が狭く、アルカリ環境になるほど孔食発生のリスクは低減する。

等<sup>1)</sup>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 pH13 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ため、孔食は発生しないものと考えられる。



第2図 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

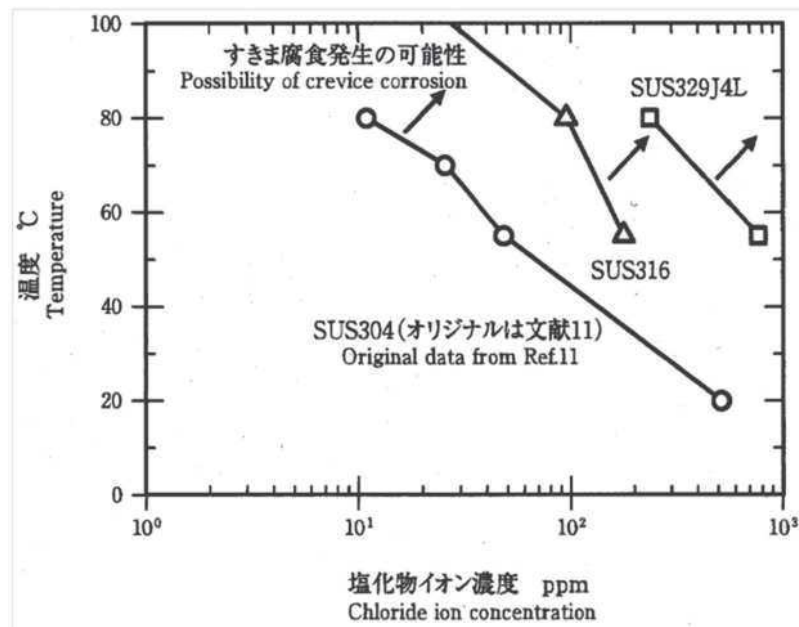
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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。第3図に 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。

等々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。



第3図 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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

d. 応力腐食割れ

応力腐食割れ（SCC）は、腐食性の環境におかれた金属材料に引張応力が作用して生ずる割れであり、材料、応力、環境の三要因が重畳した場合に発生する。以下にアルカリ環境及び [ ] 環境における応力腐食割れ発生に関する評価結果を示す。

(a) アルカリ環境における応力腐食割れ

第4図に SUS304, SUS316 の [ ] 濃度に対する応力腐食割れ発生限界を示す。フィルタ装置の使用環境は、待機時で [ ] [ ] となる。また、ベント時でスクラバ溶液が最低水位となった場合の [ ] [ ] となる。いずれの場合においても応力腐食割れの発生領域から外れており問題のないことがわかる。

使用する材料である [ ] 等については、耐応力腐食割れに優れた材料であることから、さらに信頼性が高いものと評価する。

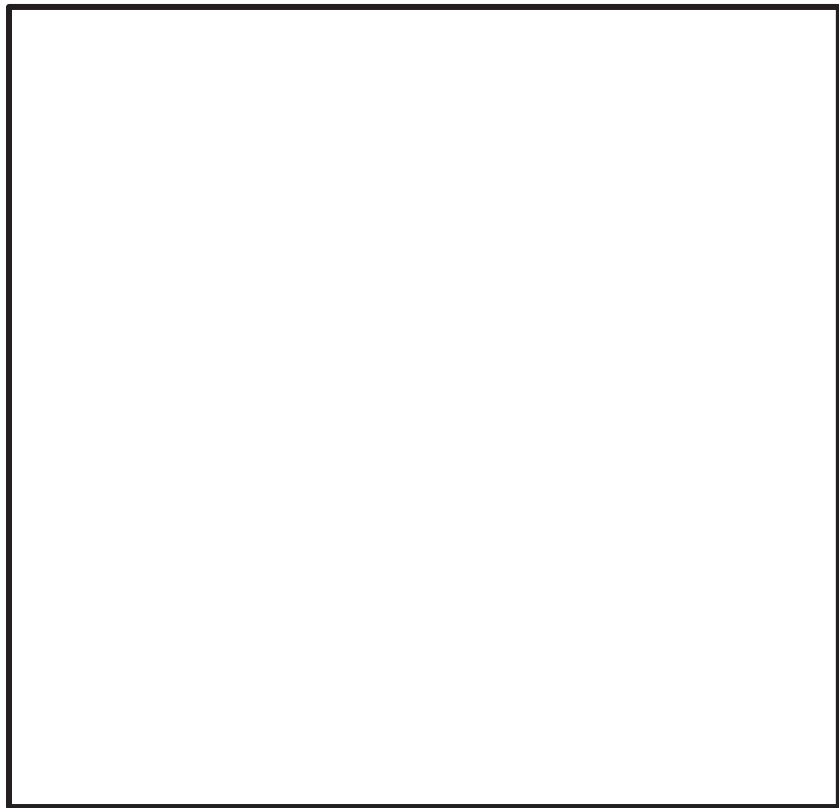


第4図 SUS304, SUS316 の [ ] 溶液中の耐食性

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(b) [ ] 環境下における応力腐食割れ

第 5 図に [ ] 水溶液中の SUS304 の低ひずみ速度試験 (SSRT) の結果を示す (参考図書 5)。この試験は室温 (23℃) において、 [ ] [ ] の水溶液中で行った試験であり、鋭敏化していない試験片については、応力腐食割れの発生が認められなかったことを示している。実機の [ ] 濃度も同等であり、 [ ] 等については鋭敏化し難く、耐応力腐食割れに優れた材料であることから、より信頼性が高いものと評価する。



第 5 図 [ ] 水溶液中における 304 ステンレス鋼の低ひずみ速度試験結果

(2) ベンチュリノズルの耐エロージョン性

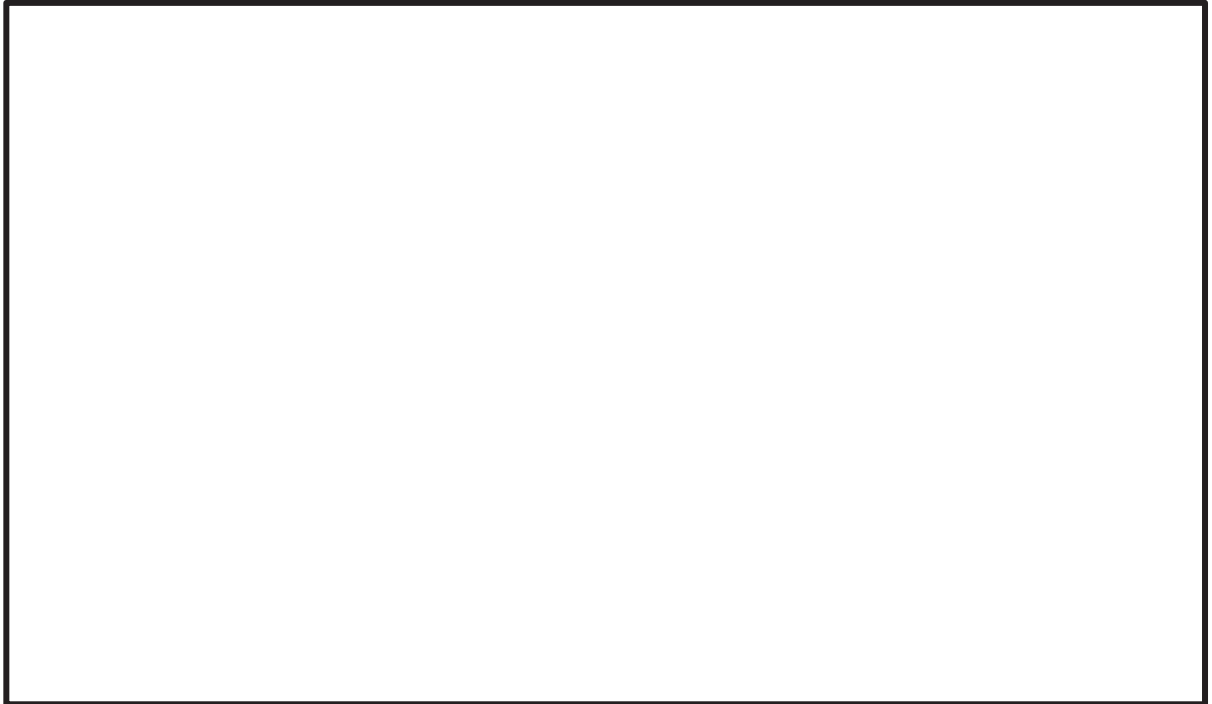
a. JAVA PLUS 試験時に使用したベンチュリノズルの確認

ベンチュリノズルについては、ノズル絞り部の速度が [ ] m/s 以上となることから、液滴衝撃エロージョンの影響について、JAVA PLUS 試験に使用したノズルの確認を行った。

[ ] 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

JAVA PLUS 試験において、℃まで上昇するスタートアップ状態に 回以上、計 時間程度の運転状態に置かれたベンチュリノズルと、同一製造ロットの商品の内面状態の比較をする。

第 6 図に示すとおり、条件の厳しい部位として、ベント時のガスの流速が最も速いスロート部と、ベントガスを反射するカバープレート内面を比較する。

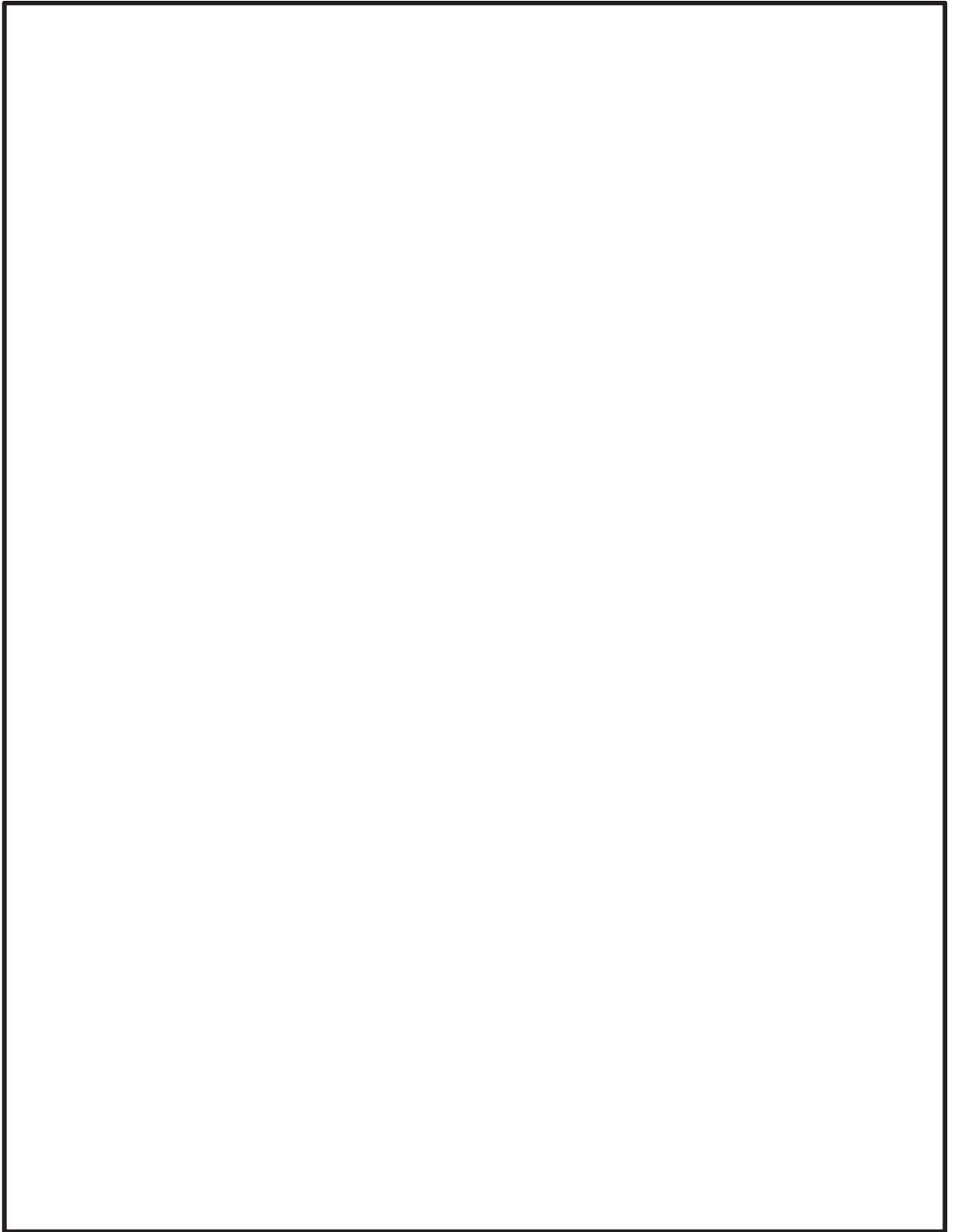


第 6 図 ベンチュリノズル内面観察部位

第 7 図及び第 8 図に各ベンチュリノズルの SEM 写真を示す。この結果、使用品と未使用品の状態に顕著な差は見られない。

液滴衝撃エロージョンは蒸気とともに加速されるなどして高速となった液滴が、配管等の壁面に衝突したときに、局部的に大きな衝撃力を発生させ、それにより配管等の表面の酸化膜や母材が侵食される現象である。液滴衝撃エロージョンは非常に進展の速い減肉の一種であることから、発生ポテンシャルがあれば、第 7 図及び第 8 図に示すカバープレート等にその痕跡が残るものと考えられる。したがって、ベンチュリノズルは液滴衝撃エロージョンを含むベント時の環境に対して十分な耐性があると考えられる。

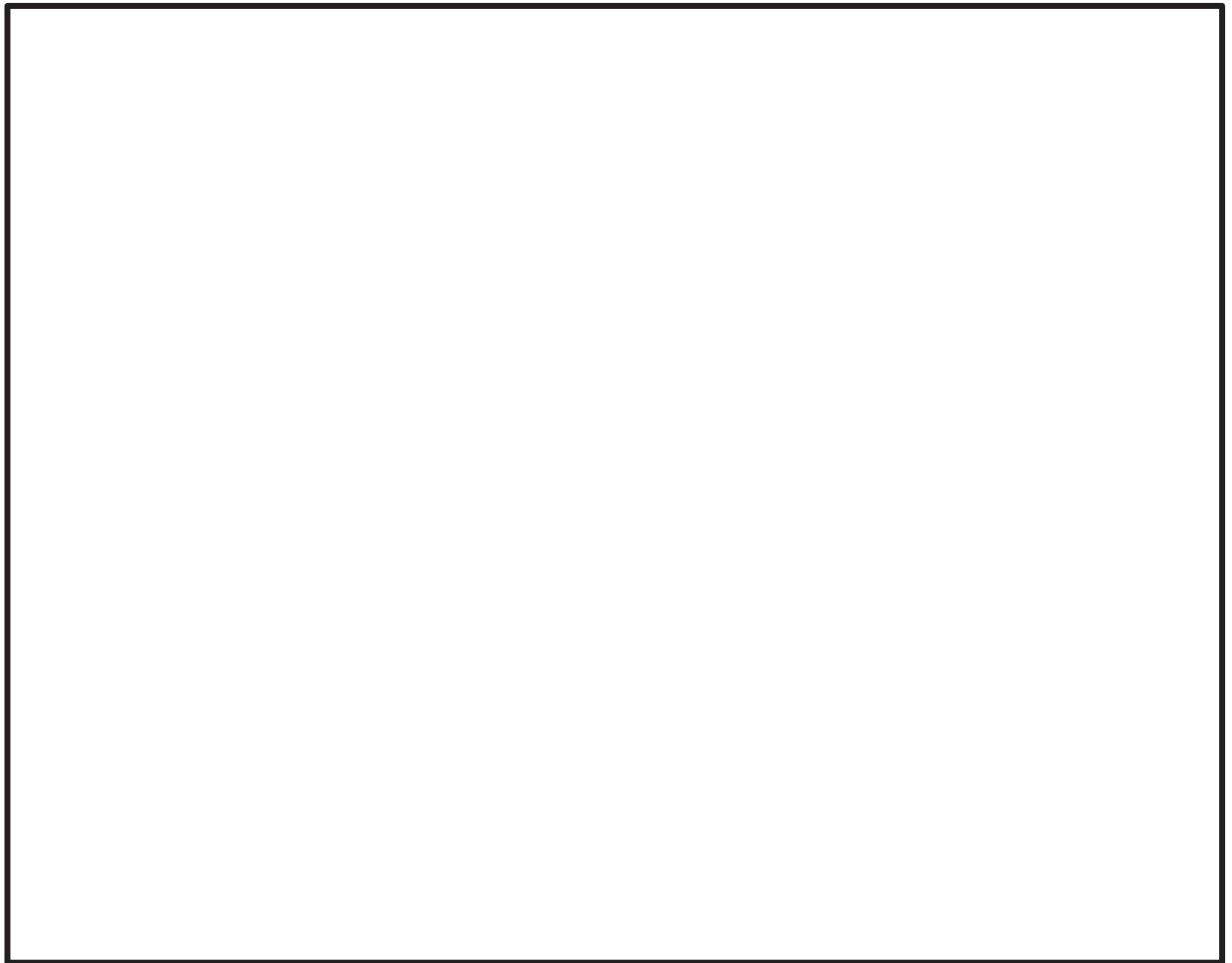
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第7図 ベンチュリノズル内面 SEM 観察結果 (1/2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。





第 8 図 ベンチュリノズル内面 SEM 観察結果 (2/2)

b. ベントガス流速におけるエロージョン発生の評価

(a) 評価部位

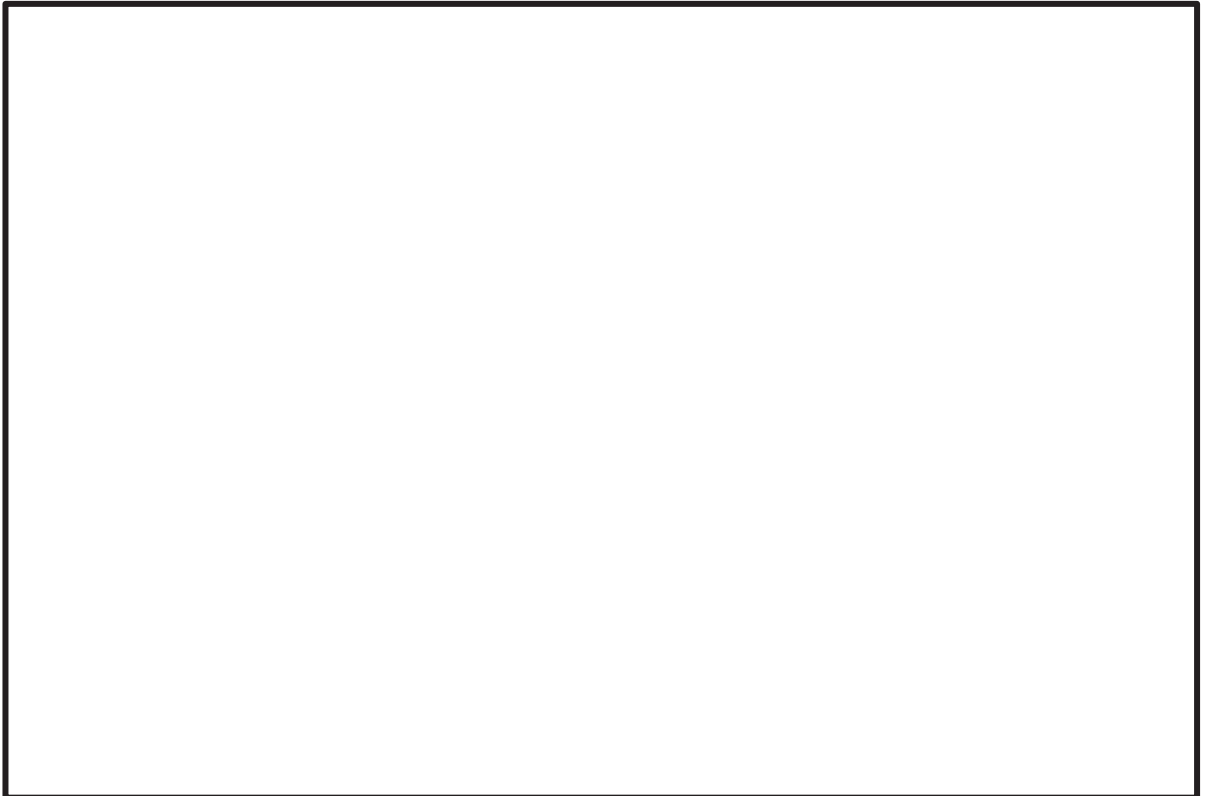
ベンチュリノズルのように高速で流体が流れる部位の減肉モードとしては、流れ加速型腐食及び液滴衝撃エロージョンが対象となるが、ベンチュリノズルはステンレス鋼を採用しているため、化学的な腐食が水の流れによって加速する現象である流れ加速型腐食は発生しない。

液滴衝撃エロージョンは、高速の液滴が壁面に衝突し、発生する衝撃力によって壁面が局所的に減肉する現象であり、ある一定の衝突速度以上の場合において、液滴の衝撃速度が速いほど、また、衝突角度が 90 度に近いほど減肉が発生しやすい。

第 9 図に示すように、ベンチュリノズルは、スロート部により絞られ、カバープレート部に向かって流路が拡大していく構造となっており、ベントガスはスロート部でスクラバ溶液を吸い込み、アウトレットコーンの形状に沿って減速しながら流れ、カバープレート部に最大 90 度で衝突し、流れの向きを変えて吐出部により排出される。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

このため、ベントガスが流れるベンチュリノズル内部のうち、液滴衝撃エロージョンは、液滴がほぼ垂直に衝突するカバープレート部内面に発生するものと考えられる。なお、スロート部は最もガス流速が速くなるものの、ベントガスの流れがアウトレットコーンに沿って流れることから、液滴の衝突角度がほぼ 0 度（衝突面となるアウトレットコーンと並行）であり、液滴衝撃エロージョンの発生は考え難い。



第 9 図 ベンチュリノズル内のガスの流路について

(b) 液滴の衝突速度

液滴の衝突速度は、カバープレート部に達するベントガス流速と等しく、カバープレート部での流路面積から計算される。このため、カバープレート部に達する際の面積が最も小さくなるアウトレットコーン出口断面形状の場合と、面積が最も大きくなるカバープレート部全面の場合について、液滴が衝突する速度を式(1)を用いて算出した。計算に用いるベンチュリノズルにおけるガス流速は、流速が速いほど液滴衝撃エロージョンが発生しやすいことから、運転範囲における最大値である約  kg/s (体積流量： m<sup>3</sup>/s) とした。

$$V = \frac{Q}{A \cdot N} \cdot \dots \dots \dots (1)$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ここで、

V：ベントガス流速 m/s

Q：ベントガス体積流量 [ ] m<sup>3</sup>/s

A：アウトレットコーン出口断面積 [ ] mm 又は  
カバープレート面積 [ ] mm

N：ベンチュリノズルの数 [ ] 個

計算の結果、アウトレットコーン出口断面積形状の場合は約 [ ] m/s、カバープレート部前面の場合は約 [ ] m/s であり、カバープレート部に衝突する液滴の速度は約 [ ] m/s となる。

### (c) 評価結果

カバープレート部に衝突する液滴の速度（約 [ ] m/s）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、ベント時の運転範囲において、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) 膨張黒鉛パッキンの評価

原子炉格納容器フィルタベント系に使用する弁には、耐漏えい性確保のため、使用環境（温度、圧力、放射線量、高アルカリ環境）を考慮して膨張黒鉛系のパッキン、ガスケットを使用する。

膨張黒鉛は、天然黒鉛の優れた耐熱性や耐薬品性を維持しつつ、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く使用されている。パッキン類は系統の設計条件である、最高使用圧力 2Pd、最高使用温度 200℃について満足する仕様のもを使用する。また、メーカーの試験実績より [ ] Gy の照射に対しても機械的性質に変化はみられないことが確認されており、無機物であることから十分な耐放射線性も有し、アルカリ溶液にも耐性があり、100%の [ ] 溶液に対しても適用可能である。

劣化については、黒鉛の特性として、400℃以上の高温で酸素雰囲気下では酸化劣化が進むため、パッキンが痩せる（黒鉛が減少する）ことでシール機能が低下することが知られているが、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する環境は 200℃以下であることから、酸化劣化の懸念はない。

したがって、膨張黒鉛パッキンは系統待機時、ベント時のいずれの環境においても信頼性があるものと評価する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 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 stress corrosion 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)
- (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） J S M E S C A 1 - 2005

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について

## 1. JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験

Framatome 社製のフィルタ装置は、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験で使用したフィルタ装置は、ベンチュリノズル、金属繊維フィルタ、放射性よう素フィルタ及び装置内のガスの経路が実機を模擬した装置となっており、また、試験条件は様々なプラントの運転範囲に対応できる広範囲の試験を行っていることから、各試験で得られた結果は、実機の性能検証に適用できるものとする。

一方、米国 EPRI（電力研究所）が中心となって行った ACE 試験については、Framatome 社製のフィルタ装置についても性能試験を実施しているが、試験条件等の詳細が開示されていないことから、フィルタ装置の性能検証には用いていない。

## (1) JAVA 試験の概要

JAVA 試験で使用したフィルタ装置は、高さ約 [ ] m、直径約 [ ] m の容器の中に、実機と同形状のベンチュリノズル（ [ ] ）と、実機と同一仕様の金属繊維フィルタ（ [ ] ）を内蔵している。

また、これら試験のフィルタ装置に流入したベントガスは、ベンチュリスクラバ、気相部、金属繊維フィルタ、流量制限オリフィスの順に通過し、フィルタ装置外部へ放出される経路となっており、実機と同じ順に各部を通過する。

## (2) JAVA PLUS 試験の概要

JAVA PLUS 試験設備は、実規模を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、JAVA 試験で使用したフィルタ装置に、実機と同一仕様（同一材質、同一充填率）の銀ゼオライト（ベッド厚さ約 [ ] mm）を追加設置している。

フィルタ装置に流入したベントガスは、ベンチュリスクラバ、気相部、金属繊維フィルタ、流量制限オリフィス、放射性よう素フィルタ（銀ゼオライト）の順に通過し、フィルタ装置外部へ放出される経路となっており、実機と同じ順に各部を通過する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### (3) ACE 試験の概要

Framatome 社製のフィルタ装置は、各国のフィルタメーカ等が参加した ACE 試験においても試験が行われ、エアロゾル及び無機よう素の除去性能について確認されている。第 1 図に試験設備の概要を、第 1 表に試験条件及び結果を示す。

ACE 試験で使用したフィルタ装置は、高さ約  m、直径約  m の容器の中に、実機と同じベンチュリノズル () 及び実機と同構造 (同一金属メッシュ構造、同一充填率) の金属繊維フィルタを設置しており、ベントガスは実機と同じ経路を流れるが、試験装置、試験条件の詳細が開示されないため、フィルタ装置の性能検証には用いていない。

### (4) スケール性の確認

JAVA 試験、JAVA PLUS 試験のスケール性を確認することで、実機への適用性を確認する。第 2 図に実機と JAVA 試験装置 (JAVA PLUS 試験でも同一の容器を使用) 及び参考に ACE 試験装置の主要寸法の比較を示す。

女川原子力発電所第 2 号機のフィルタ装置は高さ約 6.2m、直径約 2.6m であり、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験のフィルタ装置よりも高さが小さいが、フィルタ装置の構成要素及びベントガス経路の同一性から JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験にて使用したフィルタ装置は実機を模擬したものとなっていると言える。

JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の条件と実機運転範囲の比較を第 2 表に示す。実機はベンチュリノズル (個数:  個) と金属繊維フィルタ (表面積: 約  m<sup>2</sup>) を内蔵しており、重大事故等時にベントを実施した際のベンチュリノズルスロート部流速及び金属繊維フィルタ流速が JAVA 試験で除去性能を確認している範囲に包絡されるよう設計している。JAVA 試験において得られたベンチュリノズルスロート部における速度に対する除去係数を第 3 図、金属繊維フィルタにおける速度に対する除去係数を第 4 図に示す。ベンチュリスクラバと金属繊維フィルタを組み合わせた試験において、ベンチュリノズルスロート部流速及び金属繊維フィルタ流速が変化した場合においても除去係数は低下していない。

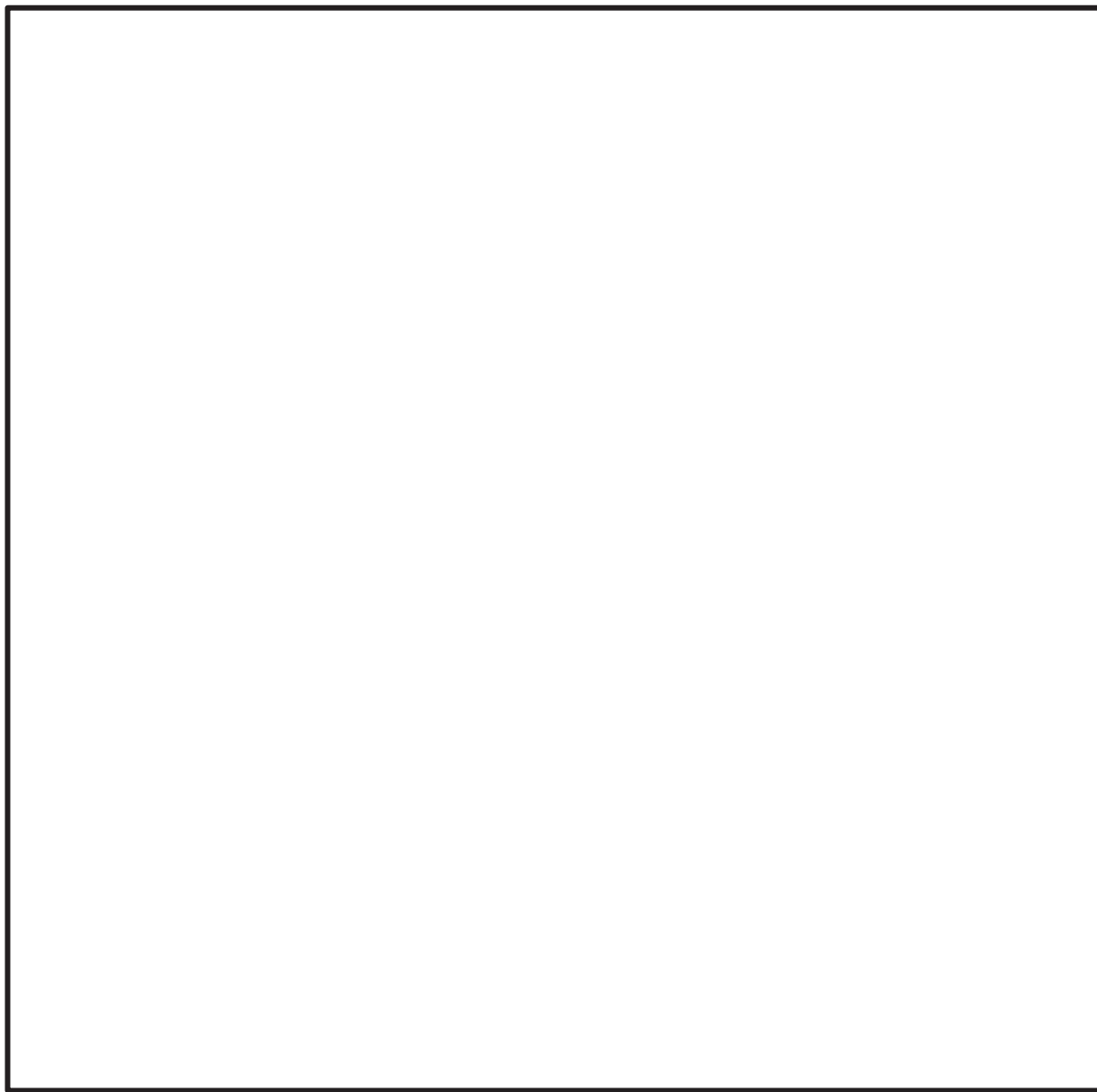
また、JAVA PLUS 試験で用いた銀ゼオライトのベッド厚さは約  mm であり、実機 (約  mm) に対して薄いですが、これは JAVA PLUS 試験結果に基づき滞留時間を確保するために実機のベッド厚さを厚くしていることから、JAVA PLUS 試験結果を適切に実機に適用していると言える。

JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の実機への適用性についてまとめたものを第 3 表に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(5) 評価

以上より，JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験のスケール性については性能に影響する範囲について実機を模擬できていると評価できる。これらの試験は実機の使用条件についても模擬できしており，試験結果を用いて実機の性能を評価することが可能であると考える。



第 1 図 ACE 試験の設備概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第1表 ACE試験の試験条件及び結果

PROJECT	YEARS	Materials tested	Conditions Tested			Measured Retention Efficiency %
			Pressure [bar abs]	Temperature [°C]	Gas Composition % steam	
ACE	1989-1990	Cs	1.4	145	42	99.9999
		Mn	1.4	145	42	99.9997
		Total Iodine (particles and gaseous)	1.4	145	42	99.9997
		DOP	1.2-1.7	ambient	0	99.978-99.992

出典：OECD/NEA, “Status Report on Filtered Containment Venting”, (2014)



第2図 実機フィルタ装置と試験装置の主要寸法の比較

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第2表 JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の条件と実機運転範囲の比較

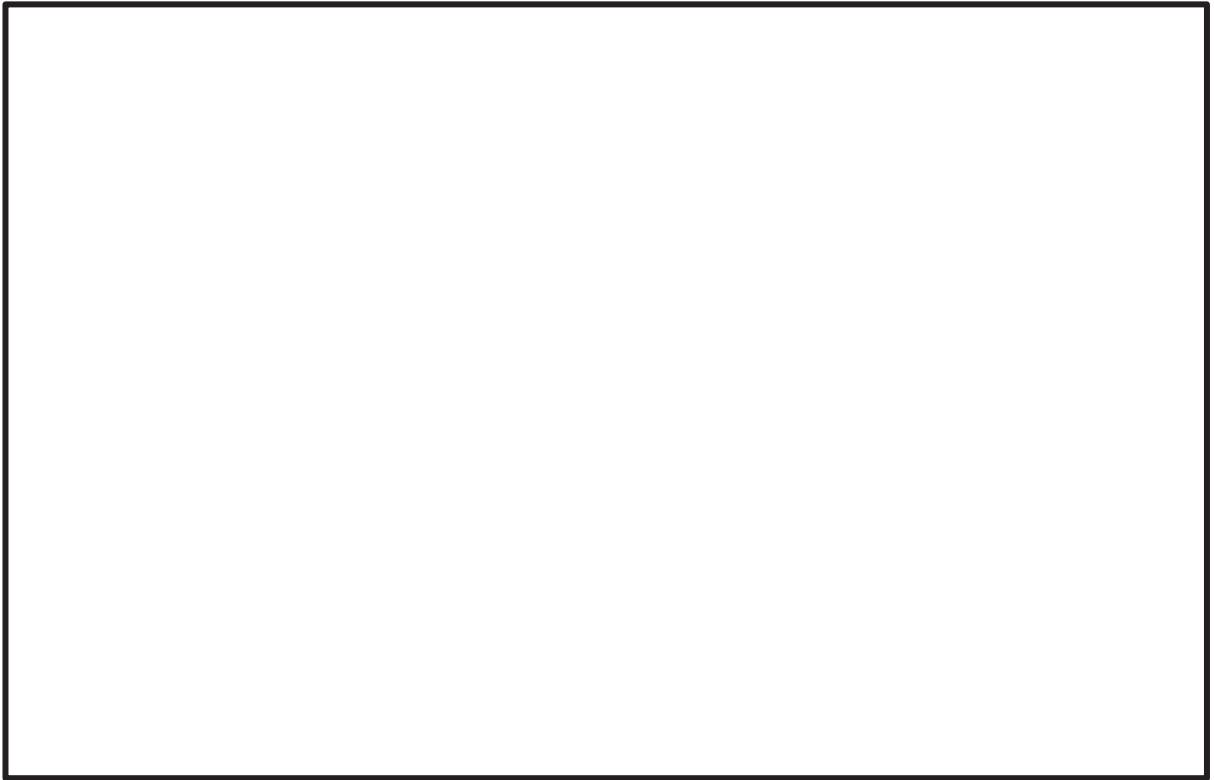
パラメータ	JAVA 試験	JAVA PLUS 試験	実機運転範囲
圧力 (kPa[abs])			
温度 (°C)			
ベンチュリノズルスロート部 流速 (m/s)			
金属繊維フィルタ流速 (%)			
蒸気割合 (%)			
過熱度 (K)			

注記\* : 概算評価値を示す。



第3図 ベンチュリノズルスロート部における流速に対する除去係数 (JAVA 試験)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第4図 金属繊維フィルタにおける流速に対する除去係数（JAVA 試験）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第3表 JAVA 試験, JAVA PLUS 試験の実機への適用性

構成要素		相違点			適用性
		有無	JAVA (PLUS)	実機	
容器	高さ	有	約 <input type="text"/> m	約 6.2m	試験装置と実機で高さや直径が異なることで、空間部の容積が異なるが、空間部はベンチュリスクラバや金属繊維フィルタに比べ <input type="text"/> ことから、高さや直径の違いによる影響は小さい。
	直径	有	約 <input type="text"/> m	約 2.6m	
ベンチュリノズル	構造	無	—	—	試験装置は実機と同一形状（寸法）のベンチュリノズルを使用している。
	個数	有	<input type="text"/>	<input type="text"/> 個	実機のベンチュリノズルスロット部の流速が、JAVA 試験で確認されている流速の範囲内となるよう、ベンチュリノズルの個数を設定している。また、実機のベンチュリノズルは周辺のベンチュリノズルからの影響を受けない配置としている。
金属繊維フィルタ	構造	無	—	—	試験装置は実機と同一仕様（ <input type="text"/> ）の金属繊維フィルタを使用している。
	表面積（個数）	有	約 <input type="text"/> m <sup>2</sup> ( <input type="text"/> 個)	約 <input type="text"/> m <sup>2</sup> ( <input type="text"/> 個)	実機の金属繊維フィルタの流速が、JAVA 試験で確認されている流速の範囲内となるよう金属繊維フィルタの表面積を設定している。
スクラバ溶液	薬剤	無	—	—	試験装置と実機は同じ薬剤を使用している。
	水位	有	—*	—*	JAVA 試験の水位を変化させた試験において、除去効率に変化が無いことが確認されていることから、水位の違いによる影響はない。
放射性よう素フィルタ	吸着材	無	—	—	試験装置は実機と同じ吸着材（銀ゼオライト）を使用している。
	厚さ	有	約 <input type="text"/> mm	約 <input type="text"/> mm	JAVA PLUS 試験ではベッド厚さが実機に比べて薄いですが、実機は試験結果を基に滞留時間を確保するために厚くなっていることから、試験結果を適切に実機に適用していると言える。
	配置	有	容器外側	容器内側	JAVA PLUS 試験ではフィルタ装置の外部に放射性よう素フィルタが配置されたが、実機では容器の中に配置される。放射性よう素フィルタの放熱は、外部に配置される試験の方が厳しくなるため、JAVA PLUS 試験は保守的な条件で実施されていると言える。

注記 \* : 適用性の欄に相違内容を記載

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(6) ベンチュリスクラバ及び金属繊維フィルタにおける除去係数

Framatome 社製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバ及び金属繊維フィルタを組み合わせることにより、所定の除去性能 (DF) を満足するよう設計されている。エアロゾルに対する除去効率は、ベンチュリスクラバと金属繊維フィルタを組み合わせた体系で評価を行っており、JAVA 試験結果では、試験を実施した全域にわたって DF1000 以上を満足していることを確認している。JAVA 試験ではベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を確認している試験ケースもあり、実機運転範囲のガス流速において、ベンチュリスクラバ単独でも DF  以上と評価される。ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を第 4 表に示す。

ベンチュリスクラバによるエアロゾル除去の主な原理は慣性衝突効果であり、一般的にガス流速が大きい方が除去効率は高く、ガス流速が小さい方が除去効率は低くなることから、実機運転範囲以下のガス流速におけるベンチュリスクラバ単独での除去性能は、実機運転範囲と比較して低下することが見込まれるが、後段の金属繊維フィルタによる除去により、フィルタ装置全体としては試験を実施した全域にわたって要求される DF1000 以上の除去性能を満足していると考えられる。

第 4 表 ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能 (JAVA 試験)

--

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

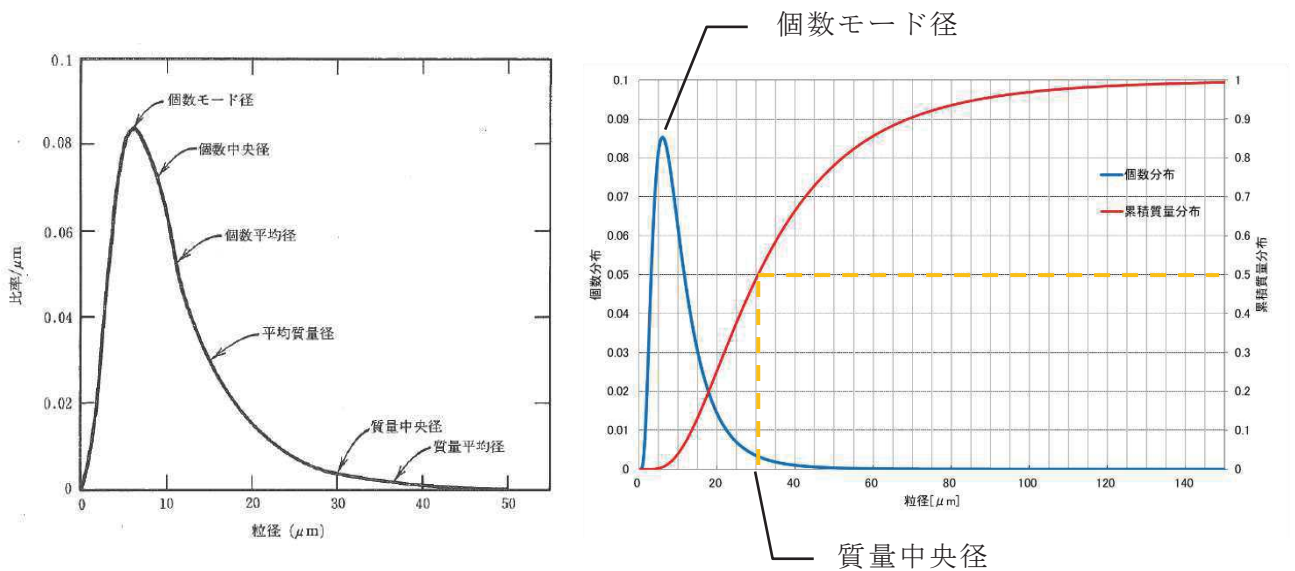
## 2. エアロゾルの粒径と除去係数の関係について

### (1) 除去係数と重量及び放射能の関係

除去係数 (DF) は、フィルタに流入した粒子の重量とフィルタを通過した粒子の重量の比で表される。エアロゾルに放射性物質が均一に含まれている場合、DF はフィルタへ流入した粒子の放射能とフィルタを通過した粒子の放射能の比で置き換えることができる。

### (2) 粒径分布 (個数分布と累積質量分布)

エアロゾルは一般的に、単一粒径ではなく、粒径に対して分布を持つ。粒径に対する個数分布及び累積質量分布の関係を第 5 図に示す。



第 5 図 個数分布と累積質量分布

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

ここで、

個数モード径

最も存在個数の比率の多い粒径

質量中央径

全質量の半分がその粒径よりも小さい粒子によって占められ、残りの半分がその粒径よりも大きい粒子によって占められる関係にある粒径

を表す。第 5 図のような粒径分布の場合、小さい粒径のエアロゾルの個数は多いが、総重量に占める割合は小さいことが分かる。よって、大きい粒径のエアロゾルに比べて小さい粒径のエアロゾルが DF に与える影響は小さい。

(3) JAVA 試験における除去係数と重量及び放射性物質の関係

ベンチュリスクラバでは、慣性衝突効果を利用しエアロゾルを捕集しており、重大事故等時におけるエアロゾルの密度変化を考慮しても、慣性衝突効果による DF への影響は小さいと評価している（「補足 15 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」）。また、Framatome 社製のフィルタ装置では、慣性衝突効果、さえぎり効果、拡散効果による除去機構によってエアロゾルを捕集するものであり、JAVA 試験において、小さい粒径のエアロゾルを含む [ ] を使用した場合においても、高い除去効率を発揮することを確認している。

3. エアロゾルの粒径分布が除去性能に与える影響について

JAVA 試験における試験用エアロゾルの粒径は、JAVA 試験装置からエアロゾルをサンプリングし、 [ ] で観察することにより、粒径分布を測定している。過酷事故解析コード (MAAP コード) より得られる粒径について、JAVA 試験において得られたエアロゾルの粒径との比較検証を行い、想定される粒径分布の全域を包絡できていることを確認することで、重大事故等時に想定されるエアロゾルの粒径分布においても、JAVA 試験と同様の除去性能 (DF1000 以上) が適用可能であることを確認した。

(1) JAVA 試験におけるエアロゾルの粒径分布

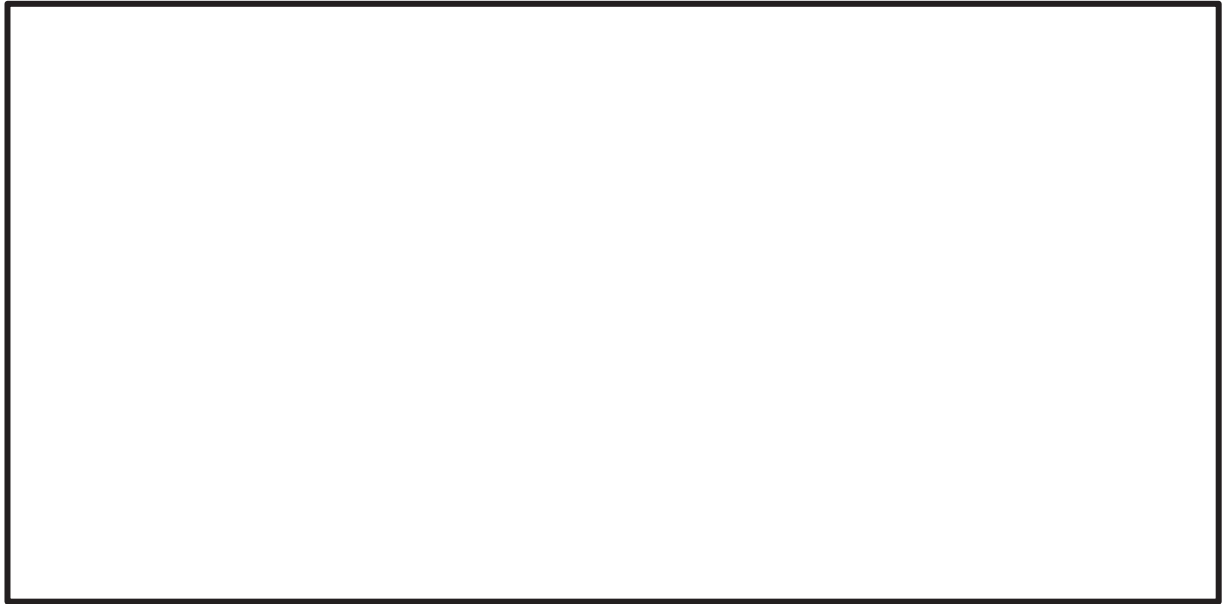
JAVA 試験においては、エアロゾルの除去性能を評価するため、 [ ] [ ] を試験用エアロゾルとして用いている。それぞれの試験用エアロゾルの質量中央径を以下に示す。



これらの試験用エアロゾルの粒径分布は [ ] を使用した測定を行っており、ベンチュリスクラバ上流側より採取したガスを粒径測定用フィルタに通過させ、粒径測定用フィルタ表面の粒子を [ ] にて拡大し、エアロゾルの量及び粒径を確認している。

JAVA 試験装置のサンプリングラインを第 6 図に、サンプルガスの取出し部分の概要を第 7 図に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 6 図 JAVA 試験装置サンプリングライン



第 7 図 サンプルガスの取出し部分概要図

(2) 重大事故等時に想定される粒径分布

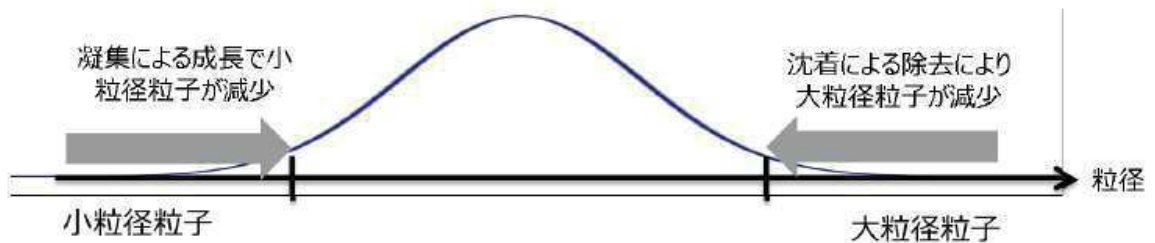
重大事故等時におけるエアロゾルの粒径分布は MAAP コードによる解析にて得ることができる。エアロゾルの粒径分布は凝集効果及び沈着効果の自然現象に加えて、原子炉格納容器スプレイ効果やサプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果によって、粒径分布の幅が限定される。MAAP コードではこれらの効果を考慮してエアロゾルの粒径分布を評価している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

a. 粒径分布の収束効果

(a) 凝集効果と沈着効果

エアロゾルの粒径分布は、凝集効果及び沈着効果によりある粒径を中心を持つような分布が形成される。第8図に、エアロゾル分布形成のイメージを示す。また、以下に凝集効果及び沈着効果の内容を示す。



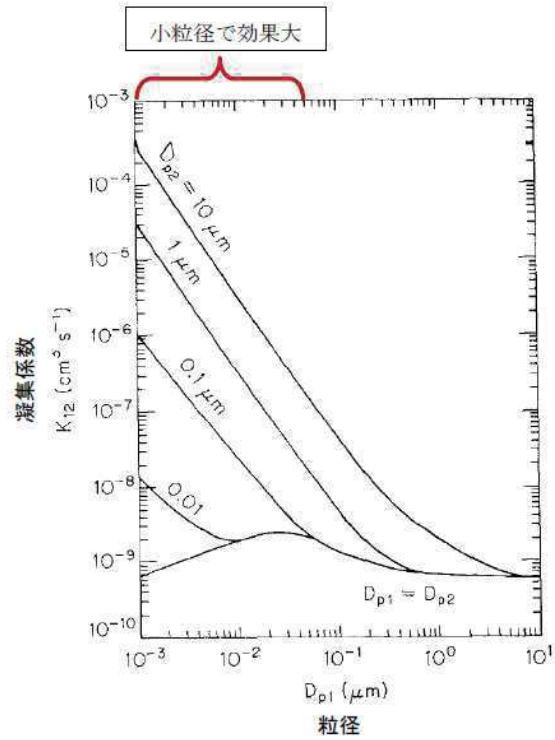
第8図 エアロゾル分布形成のイメージ

イ. 凝集による成長

小粒径のランダムな運動（ブラウン運動：Brownian Diffusion）により、他の粒子と衝突し凝集することでより大きな粒子へと成長する。小粒径の粒子は、特に大粒径の粒子と衝突し凝集する傾向が見られる。凝集効果の例を第9図に示す。

第9図の横軸は粒径 ( $D_{p1}$ ) で、縦軸はブラウン運動による凝集係数を示しており、この値が大きい場合に凝集効果が大きくなる。凝集係数は凝集する相手の粒子径 ( $D_{p2}$ ) により変化するため、 $D_{p2}$  を変化させた場合の凝集係数として複数の曲線が示されている。相手の粒径による差はあるものの、小粒径の場合に効果が大きいことがわかる。

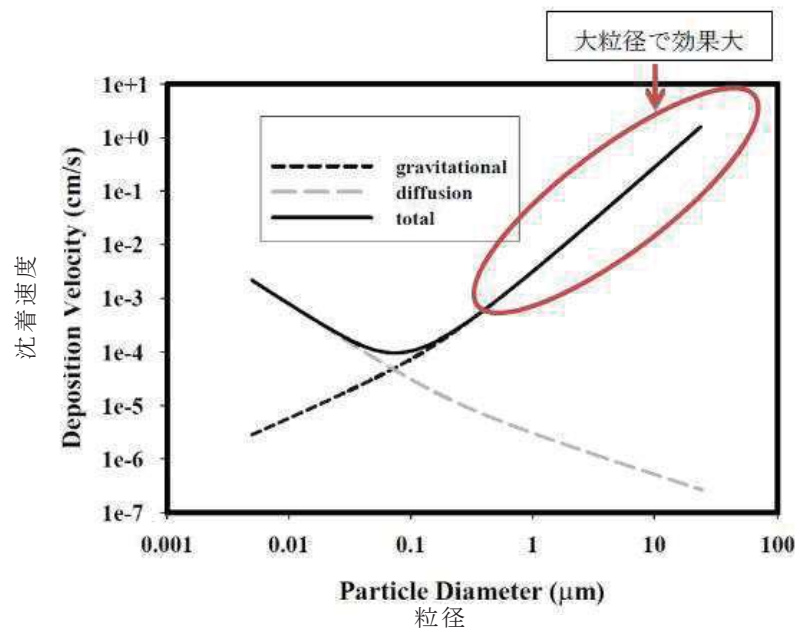




第 9 図 凝集効果の例

ロ. 沈着による除去

沈着による除去効果は重量が大きいほど沈着しやすく、床・壁に付着することで減少する傾向が見られる。粒子の密度が一定と仮定した場合には、粒子径が大きいほど沈着効果を期待することができる。沈着効果の例を第 10 図に示す。



第 10 図 沈着効果の例

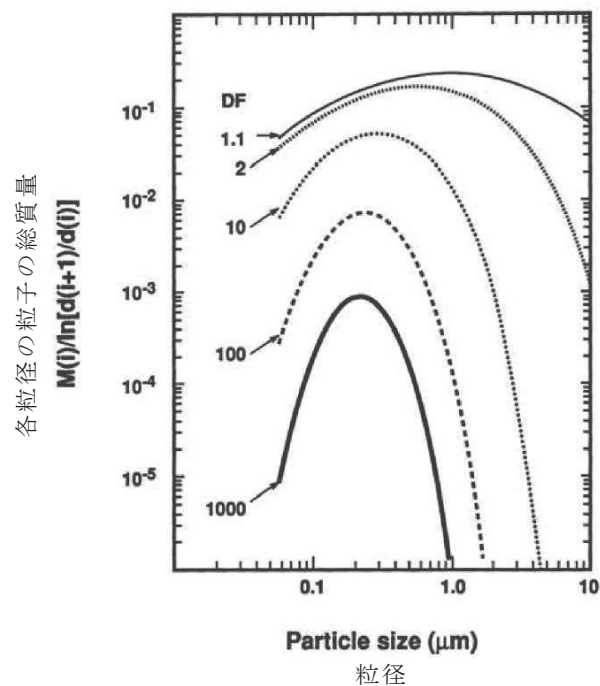
(b) 原子炉格納容器内のエアロゾル除去機構の影響

原子炉格納容器内では，重大事故等対処設備による原子炉格納容器スプレイ効果や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効果によって，エアロゾルが除去される。以下に原子炉格納容器スプレイ効果及び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効果を示す。

イ. 原子炉格納容器スプレイ効果

原子炉格納容器スプレイでは，水滴が落下する際に，慣性効果，さえぎり効果，拡散効果等の除去メカニズムが働く。

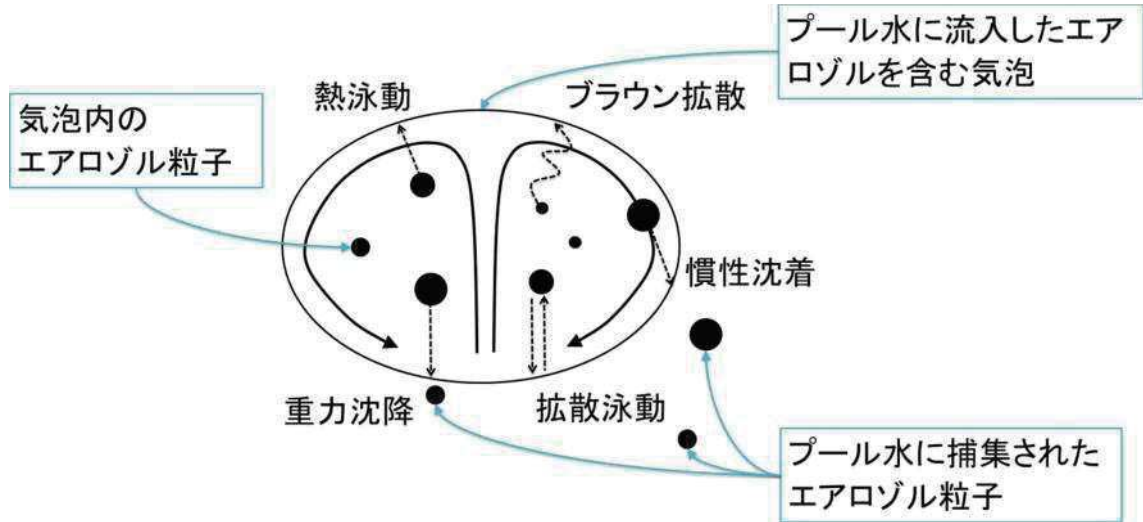
第 11 図に原子炉格納容器スプレイを継続することによる原子炉格納容器内のエアロゾル粒子の粒子径分布の変化の例を示す。初期の段階（DF：1.1）では，エアロゾル粒子は最大値が約  $1\mu\text{m}$  で幅の広い分布を持っているが，原子炉格納容器スプレイを継続し積算の除去効果が大きくなると，大粒径の粒子と小粒径の粒子が効果的に除去され，粒径分布の最大値は小さくなり，また分布の幅も小さくなる傾向が見られる。



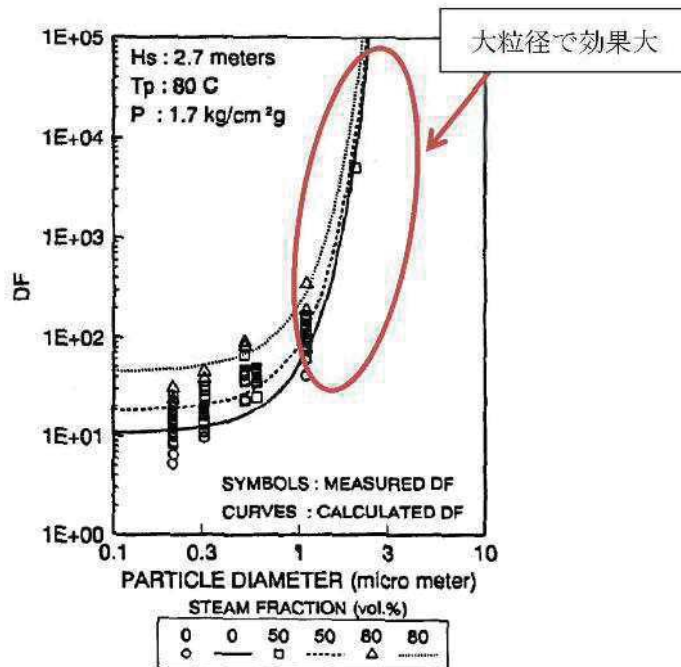
第 11 図 原子炉格納容器スプレイを継続することによる原子炉格納容器内のエアロゾル粒径分布の変化

ロ. プールスクラビング効果

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では、気泡が上昇する間に第12図に示すような種々の除去メカニズムが働き、第13図の実験結果に示すように、粒径の大きいエアロゾルが効果的に除去される。



第12図 スクラビング気泡内でのガスの働きとエアロゾル除去メカニズム



第13図 プールスクラビングによる除去性能の例 (引用文献(3))

b. MAAP コードにより得られる粒径分布

有効性評価で用いる MAAP コードより得られるベントの際のエアロゾルは、約   $\mu\text{m}$  程度に質量中央径を持つ分布（ウェットウェルベント）となることを確認している。また、同じタイミングでドライウェルよりベントした場合においても、エアロゾルは約   $\mu\text{m}$  程度に質量中央径を持つ分布となる。第 5 表にベント位置の違いによる粒径分布を示す。

第 5 表 想定事故シナリオのエアロゾル粒径分布

想定事故シナリオ	ベント時間 [h]	ベント位置	質量中央径 [ $\mu\text{m}$ ]	幾何標準偏差 $\sigma_g$ [-]	エアロゾル量 [g]
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	45	ウェットウェル	<input type="text"/>	1.33	2.6
		ドライウェル		1.33	1200

ドライウェルベントと比較してウェットウェルベントではエアロゾル量が少なくなる。これはウェットウェルベントでは、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効果により、エアロゾルが除去されるためと考えられる。

(3) 試験用エアロゾルの粒径分布の妥当性と除去性能

JAVA 試験では、様々な粒径分布を持つ  を試験用エアロゾルとして DF を確認している。これらの試験用エアロゾルと MAAP コードより想定されるドライウェルベント時及びウェットウェルベント時の粒径分布の比較を第 14 図に示す。ドライウェルベント時は、スプレイ効果によって、またウェットウェルベント時には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効果によりエアロゾルが除去されると考えられる。これにより、空間中には除去されにくい   $\mu\text{m}$  を質量中央径とする粒径分布を持ったエアロゾルが存在していることが第 14 図には示されている。

第 14 図に示すとおり、JAVA 試験に使用した試験用エアロゾルの粒径分布は MAAP コードより想定される粒径分布の全域を包絡できていることが確認できることから、これらの試験用エアロゾルで試験を行うことで、想定粒径全体の性能を確認することができる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図14(a) : 試験用エアロゾルとMAAPコードより想定される粒径分布 (ドライウェルベント時)

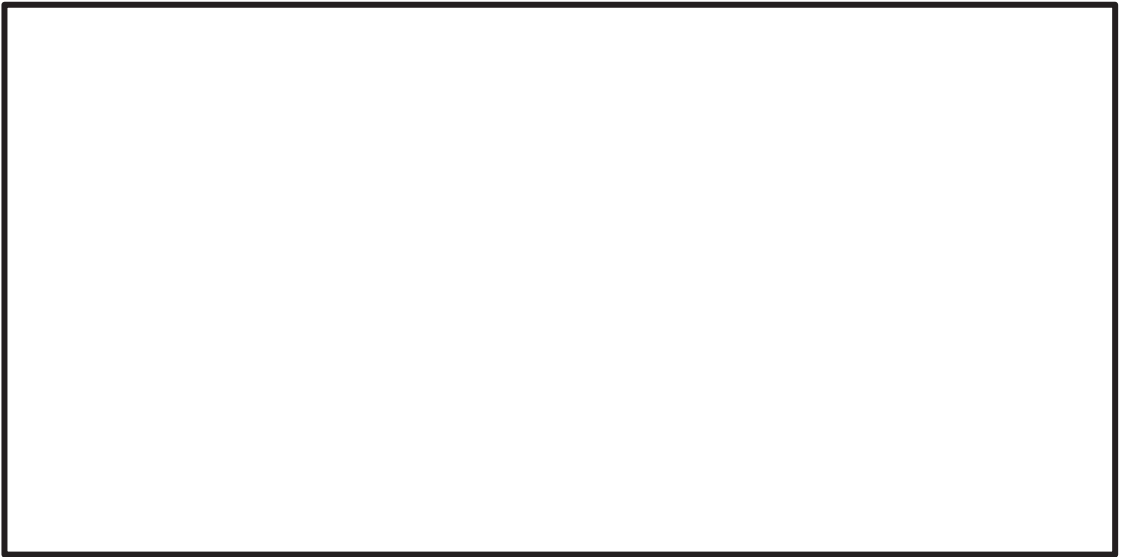


図14(b) : 試験用エアロゾルとMAAPコードより想定される粒径分布 (ウェットウェルベント時)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

#### 4. 引用文献

- (1) NEA/CSNI/R(2009)5 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS
- (2) California Institute of Technology FUNDAMENTALS OF AIR POLLUTION ENGINEERING
- (3) 22nd DOSE/NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference  
Experimental study on Aerosol removal effect by pool scrubbing,  
Kaneko et al. (TOSHIBA)
- (4) A Simplified Model of Aerosol Removal by Containment Sprays  
(NUREG/CR-5966)
- (5) A Simplified Model of Decontamination by BWR Steam Suppression  
Pools (NUREG/CR-6153 SAND93-2588)
- (6) Overview of Main Results Concerning the Behaviour of Fission Products  
and Structural Materials in the Containment (NUCLEAR ENERGY FOR NEW  
EUROPE 2011)

(参考)

## 1. 質量中央径と空気力学的質量中央径

分布を持つエアロゾルの粒径を表す方法として、質量中央径を使用する場合と、空気力学的質量中央径を使用する場合があるが、カスケードインパクターのような慣性衝突効果を利用した粒径の測定を行う場合には空気力学的質量中央径で測定され、のような画像分析を利用した粒径の測定を行う場合には質量中央径で測定される。Framatome 社製のフィルタは、慣性衝突効果の他に、さえぎり効果、拡散効果を利用したエアロゾルの捕集を行っており、フィルタ装置の除去性能の評価には質量中央径を使用している。

## 2. 性能検証試験に係る品質保証

フィルタ装置の放射性物質除去性能は、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験で用いたベンチュリノズル、金属繊維フィルタ及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造のものを、IS09001 等に適合した品質保証体制を有する Framatome 社において設計・製作することにより、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験と同じ性能を保証している。

### (1) 性能保証

フィルタ装置に設置するベンチュリノズル、金属繊維フィルタ及び銀ゼオライトは、Framatome 社試験 (JAVA 試験, JAVA PLUS 試験) で用いた金属繊維フィルタ、ベンチュリノズル及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造とする。また、ベンチュリノズル及び金属繊維フィルタは、単体性能試験により性能を確認している。

これに加えて、ベンチュリノズル、金属繊維フィルタ及び銀ゼオライト (放射性よう素フィルタ) の運転範囲は、Framatome 社試験で確認している範囲内で運転されるよう原子炉格納容器フィルタベント系を設計する。

### (2) Framatome 社品質保証体制

ベンチュリノズル、金属繊維フィルタ及び銀ゼオライトフィルタを製作する Framatome 社は、IS09001 及び各種の原子力品質保証システム (品質マネジメントシステム) の認証を取得・維持しており、原子力プラントメーカーとしての品質保証体制を確立している。

また、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験当時においても、品質保証体制が確立していたことを以下のとおり確認している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

a. JAVA 試験当時の品質保証体制について

JAVA 試験は 1980 年代に実施された試験であるが、Framatome 社の品質保証体制としては、当時（旧 Siemens 社）より独国原子力品質保証の規定である KTA1401 及び米国 NRC ガイド 10CFR50, App. B をベースとした品質マニュアルが存在していたことを確認した。また、この品質マニュアルは、J E A C 4 1 1 1-2009 の試験・検査に係る要求事項と同等の要求事項も網羅されていることを確認した。

品質保証記録については、当時の品質保証体制から、当時の品質マニュアルに基づいて JAVA 試験の管理が実施されているものと判断できる。

b. JAVA PLUS 試験当時の品質保証体制について

JAVA PLUS 試験は、2010 年代に実施された試験であり、試験当時において、既に ISO9001 を取得しており、ISO9001 をはじめとし、KTA1401 及び 10CFR50, App. B 等の原子力規格を基にした品質マニュアルにより、試験が実施されていることを確認した。



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 JAVA 試験又は JAVA PLUS 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 がスクラバ溶液の水質に依存するため、スクラバ溶液の水質を確認することによって、JAVA 試験で確認された DF を満足することを確認する。第 1 表に検査概要を示す。

第 1 表 検査概要

	ベンチュリスクラバ	金属繊維フィルタ	銀ゼオライト
検査方法			
検査条件			
判定基準			

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 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原子炉格納容器フィルタベント系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。

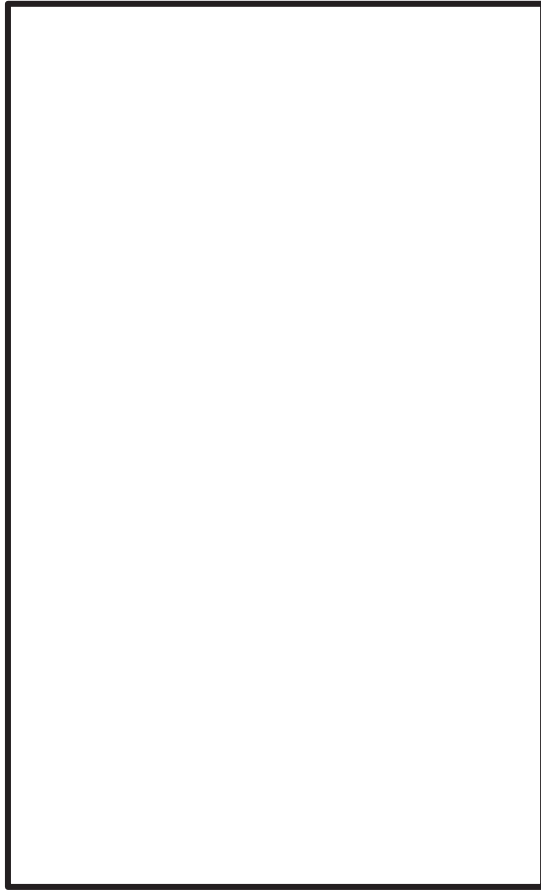
なお、構造上、PT 液の拭き取りが困難となる部位については、VT 検査により溶接部に欠陥等がないことを確認する。

第 1 図に検査部位を、第 2 表に部位ごとの検査項目を示す。

第 2 表 部位ごとの検査項目

機器名	製造時の検査
①金属繊維フィルタ	本体：外観検査，リーク試験 フレームへの取付溶接部：PT 検査
②フランジ，伸縮管	フランジ：PT 検査 伸縮管：PT 検査，耐圧試験 (+ボルトのトルク管理)
③放射性よう素フィルタ (構造部材)	PT 検査
④入口配管	PT 検査
⑤分配管	PT 検査
⑥ベンチュリノズル	PT 検査，VT 試験* (+ボルトのトルク管理)
⑦多孔板	PT 検査
⑧金属繊維フィルタドレン配管	PT 検査
⑨支持構造物	PT 検査

注記\*：PT 液の拭き取り困難箇所は VT 検査



機器名
①金属繊維フィルタ
②フランジ，伸縮管
③放射性よう素フィルタ
④入口配管
⑤分配管
⑥ベンチュリノズル
⑦多孔板
⑧金属繊維フィルタドレン配管
⑨支持構造物

第 1 図 検査部位

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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設定のお考え方は、第1表のとおりである。

第1表 計測範囲とその考え方

名称	計測範囲	取付箇所	計測範囲の設定のお考え方
フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	原子炉建屋2階	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率 ( $1.9 \times 10^3 \text{mSv/h}$ ) を計測できる範囲として設定する。

(1) ベント実施に想定される線量率について

ベント実施時に想定される最大の線量率を評価するために必要な評価条件を第2表に示す。また、第2表の評価条件に基づく評価結果を第3表に示す。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  $10^5 \text{mSv/h}$  は、ベント実施時に想定される最大線量率  $1.9 \times 10^3 \text{mSv/h}$  に対し、余裕があり、計測可能である。

第2表 評価条件

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価対象核種	Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Kr-89, Kr-90, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-137, Xe-138, Xe-139	原子力安全委員会安全審査指針「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」に記載の放射性希ガス核種を選定した。
炉心状態	平衡炉心（サイクル末期）	炉心内の放射性物質の量が最も多く含まれる状態
炉心から原子炉格納容器への移行割合（希ガス）	約98%	MAAP解析結果による
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい	考慮しない	原子炉格納容器フィルタベント系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	事象発生から約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	第1図のとおり	フィルタ装置出口放射線モニタの設置位置（第2図）をモデル化
線量評価コード	QAD-CGGP2R	現行許認可（添十）と同じ



第1図 評価モデル



第2図 フィルタ装置出口放射線モニタ位置図

第3表 評価結果

評価対象核種	線量率 (mSv/h)
Kr-83m	3.8E-30
Kr-85	4.2E-02
Kr-85m	1.6E+01
Kr-87	2.8E+02
Kr-88	1.3E+03
Kr-89	2.5E-03
Kr-90	0
Xe-131m	7.5E-03
Xe-133	1.1E-01
Xe-133m	3.2E-01
Xe-135	4.5E+01
Xe-135m	1.2E+02
Xe-137	1.1E-02
Xe-138	1.1E+02
Xe-139	0
合計	1.9E+03

(2) 評価対象核種の考え方

原子炉格納容器フィルタベント系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。

第4表に示す評価条件を用いて希ガス及びよう素の線量率を評価した結果、第5表のとおり全線量率に占める放射性希ガスの寄与率は約87%であり支配的であるため、希ガスを評価対象核種とする。

第4表 評価条件(1/2)

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価事象	格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における評価事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」（代替循環冷却系を使用できない場合）	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、希ガス類及びよう素の放出量が最も多くなる事故シーケンスとして、ベントの実施時間が最も早くな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）	炉心内の放射性物質の量が最も多く含まれる状態
評価対象核種	希ガス：第3表に示す15核種 よう素：I-131, I-132, I-133, I-134, I-135 (5核種)	希ガス、よう素以外の核種は本評価の結果に影響を与えないため
炉心から格納容器への放射性物質移行量	希ガス：約98% よう素：約75%	MAAP解析結果による
よう素の形態	無機よう素：91% 有機よう素：4% 粒子状よう素：5%	無機よう素割合が多くなる Regulatory Guide 1.195
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	CSE実験及びStandard Review Plan 6.5.2 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）	・格納容器スプレーによる除去効果 ・自然沈着による除去効果	MAAP解析結果による

第4表 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	事象発生から約45時間	MAAP解析結果による
フィルタ装置の除去性能	粒子状よう素：DF1000 無機よう素：DF500 有機よう素：DF50 希ガス：DF1	設計値に基づき設定
ベント配管への付着	考慮せず	—
評価モデル	第1図のとおり	フィルタ装置出口放射線モニタの設置位置(第2図)をモデル化
線量評価コード	QAD-CGGP2R	現行許認可(添十)と同じ

第5表 評価結果

ベント開始時間	全線量率 (mSv/h)	希ガス線量率 (mSv/h)	よう素線量率 (mSv/h)	希ガスの寄与 割合
原子炉停止から 約45時間後	$1.27 \times 10^1$	$1.1 \times 10^1$	$1.7 \times 10^0$	87%

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、ベント終了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。

第4表の評価条件(希ガスは配管付着しないため、よう素に係る評価条件のみ)及びフィルタ装置出口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、1.1mSv/hである。



### 3. 線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（ $\gamma$ 線強度）は、フィルタ装置出口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、フィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度と線量率により、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配管内の放射性物質濃度を把握することができる。

第4表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第6表に示す。なお、換算係数の算出過程を以下に示す。

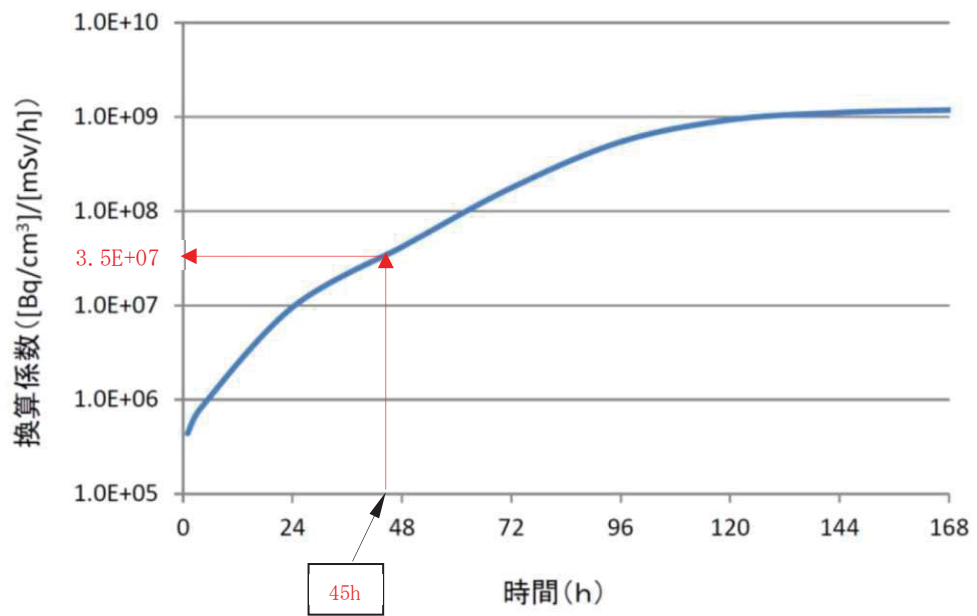
- ① 平衡炉心（サイクル末期）における核種ごとの炉内希ガスの総量（①）を解析により算出する。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの希ガスの総量（②）を算出する。
- ③ 原子炉格納容器空間体積（12600 $\text{m}^3$ ）で核種ごとの希ガス量を除し、核種ごとの放射性物質濃度の合計（③）を算出する。
- ④ 上記③の核種ごとの放射性物質濃度に $\gamma$ 線放出割合を乗じて算出した $\gamma$ 線線源強度と第1図の評価モデルから核種ごとの線量率の合計（④）を算出する。
- ⑤ 上記③で求めた放射線物質濃度の合算値を④で求めた線量率の合算値で除すことで、換算係数を算出する。

第6表 換算係数の算出

炉停止時 内蔵量① (Bq)	45時間後 減衰値② (Bq)	放射性物質 濃度③ (Bq/cm <sup>3</sup> )	線量率④ (mSv/h)	換算係数 ( (Bq/cm <sup>3</sup> ) / (mSv/h) )
$2.8 \times 10^{19}$	$4.9 \times 10^{18}$	$3.8 \times 10^8$	$1.1 \times 10^1$	$3.5 \times 10^7$

第6表の換算係数は、原子炉停止から45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第3図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/cm<sup>3</sup>）を評価することが可能である。



第3図 換算係数の時間推移

#### 4. 放射性物質の放出量の推定方法

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。

##### (1) 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。

##### (2) 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 ( $\text{mSv}/\text{h}$ ) 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 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ ) を求める。
- ② ①で求めた放射性物質濃度 ( $\text{Bq}/\text{m}^3$ ) に原子炉格納容器圧力から推定されるベント流量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ ) を乗じ、放出速度 ( $\text{Bq}/\text{h}$ ) を求める。
- ③ ②の放出速度 ( $\text{Bq}/\text{h}$ ) 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 ( $\text{Bq}$ ) 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 ( $\text{Bq}$ ) 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 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

原子炉格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮について

## 1. 外部事象の考慮

原子炉格納容器フィルタベント系は，自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に対して，原子炉建屋原子炉棟内のフィルタ装置室に配置する等，第1表（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，「設置許可基準規則」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，洪水，地滑り，生物学的事象（海生生物），高潮の自然現象，並びに飛来物（航空機落下），ダムの崩壊，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害の人為事象については，発電所の立地及び原子炉格納容器フィルタベント系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。

第1表 原子炉格納容器フィルタベント系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)	荷重 (風), 荷重 (衝突)	屋内	原子炉建屋内に設置する部位については、外殻となる原子炉建屋により防護する設計とする。
			屋外	風荷重による影響は竜巻影響評価で想定している風荷重の影響に包絡される。
	竜巻	荷重 (風), 荷重 (衝突), 荷重 (気圧差)	屋内	原子炉建屋内に設置する部位については、外殻となる原子炉建屋により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置するフィルタ装置出口配管は、竜巻飛来物により損傷する可能性があるが、代替設備 (代替循環冷却系) により必要な機能を維持できる設計とする。また、風荷重、気圧差により、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	凍結	温度	屋内	原子炉建屋内に設置する部位については、空調設備により環境温度が維持されていることから、外気温の影響を受け難い。
			屋外	屋外に設置するフィルタ装置出口配管は、保温等の凍結防止対策を行い、凍結し難い設計とする。また、適宜ドレン水を排出することから、排気管を閉塞することはない。
	降水	浸水	屋内	原子炉建屋内に設置する部位については、外殻となる原子炉建屋により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置するフィルタ装置出口配管は、開口部から降水が侵入し難い構造にすることにより、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。


第1表 原子炉格納容器フィルタベント系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	荷重 (堆積)	屋内	原子炉建屋内に設置する部位については、外殻となる原子炉建屋により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置するフィルタ装置出口配管は、雪が積もりにくい形状であり、必要な機能が損なわれるおそれはない。
	落雷	雷サージによる電気・計装設備の損傷	屋内及び屋外	避雷設備を設置するとともに、構内接地網を布設することにより、接地抵抗の低減や雷撃に伴う構内接地系の電位分布の平坦化を図ることにより、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	火山の影響	荷重, 閉塞, 腐食	屋内	原子炉建屋内に設置する部位については、外殻となる原子炉建屋により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置するフィルタ装置出口配管は、降下火砕物が積もりにくい形状であり、必要な機能が損なわれるおそれはない。また、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。 化学的影響 (腐食) 防止のため、屋外に敷設されるステンレス鋼配管の外面には樹脂系塗料を塗装する。

第1表 原子炉格納容器フィルタベント系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	生物学的事象	電氣的影響 (げっ歯類(ネズミ等)によるケーブル類の損傷)	屋内	原子炉建屋内に設置する部位については、外殻となる原子炉建屋により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置するフィルタ装置出口配管は、開口部から小動物が侵入し難い構造にすることにより、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	森林火災	温度, 閉塞	屋内及び屋外	機器を内包する原子炉建屋及び屋外に設置される機器は、防火帯の内側に配置することで、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
人為事象	爆発	衝突, 爆風圧	屋内及び屋外	近隣の産業施設等, 発電所敷地外 10km 以内の危険物貯蔵施設又は発電所敷地外道路を通行する燃料輸送車両の爆発による爆風圧及び飛来物の影響に対し、離隔距離を確保することにより影響はない。
	近隣工場等の火災	温度	屋内及び屋外	敷地内の危険物貯蔵施設の火災に対し、離隔距離を確保することにより影響はない。

第1表 原子炉格納容器フィルタベント系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
内部溢水	没水, 被水, 蒸気による環境条件の悪化	屋内	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>
		屋外	対象外
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	原子炉建屋内に設置する部位については, 外殻となる原子炉建屋により防護されると考えられる。
		屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管については, 航空機の衝突による衝撃力及び航空機燃料火災による熱影響により損傷する可能性があるが, フィルタ装置の除去性能に大きな影響はないと考えられる。
鳥の侵入	鳥の侵入による影響	屋外	<p>放出口先端に鳥等の侵入防止対策としてバードフェンスを設置する。</p> 

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。