

本資料のうち、枠囲みの内容は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-270-3 改 11
提出年月日	平成 30 年 8 月 28 日

### 工事計画に係る補足説明資料

原子炉格納施設の設計条件に関する説明書のうち  
補足-270-3【格納容器圧力逃がし装置について】

平成 30 年 8 月

日本原子力発電株式会社

## 目 次

補足 1	格納容器圧力逃がし装置の漏えいに対する考慮について	補足 1-1
補足 2	フィルタ装置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	スクラビング水が管理範囲を超えた場合の措置について	補足 4-1
補足 5	圧力開放板の信頼性について	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	格納容器圧力逃がし装置の計装設備の網羅性について	補足 7-1
補足 8	格納容器圧力逃がし装置の計装設備の概略構成図	補足 8-1
補足 9	フィルタ装置入口水素濃度計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	格納容器圧力逃がし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	フィルタ装置入口配管の位置について	補足 17-1
補足 18	スクラビング水スロッシングの影響について	補足 18-1
補足 19	フィルタベント容器の内部構造物強度計算について	補足 19-1
補足 20	フィルタベント容器内の内部構造物に考慮する水力学的動荷重について	補足 20-1
補足 21	移送ポンプの設定根拠について	補足 21-1
補足 22	F P の再揮発による影響	補足 22-1
補足 23	F P の放射性壊変による被ばく評価への影響	補足 23-1
補足 24	フィルタの除去性能に与える影響について	補足 24-1
補足 25	ステンレス構造材、膨張黒鉛パッキンの妥当性について	補足 25-1
補足 26	J A V A 試験及び J A V A P L U S 試験の適用性について	補足 26-1
補足 27	製造時における内部構造物の検査について	補足 27-1
補足 28	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 28-1
補足 29	格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮について	補足 29-1

格納容器圧力逃がし装置の漏えいに対する考慮について

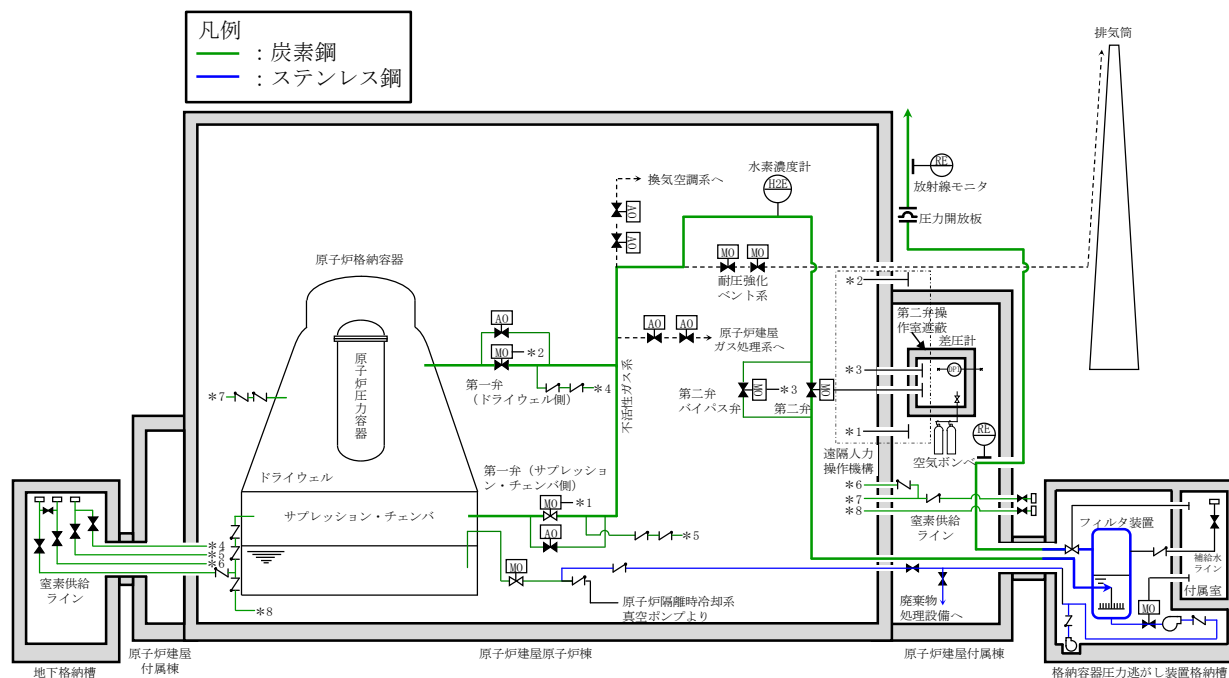
1. 設計条件

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

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 格納容器圧力逃がし装置設備の主要設計条件

最高使用圧力	620 kPa [gage]
最高使用温度	200 °C
機器クラス	重大事故等クラス 2
耐震仕様	基準地震動 $S_s$ にて機能維持



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

スクラビング水と接液する各部位については、スクラビング水の性状（高アルカリ性）と重大事故等時に原子炉格納容器より放出される放射性物質を捕集・保持すること（高線量）を考慮して、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ている。

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 SME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>・スクラビング水が高アルカリ性（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ビング水が高温（～200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。</li> <li>・スクラビング水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している。</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 SME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、スクラビング水が高アルカリ性（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ビング水が高温（～200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。</li> </ul>

第3表 主なパッキン類の使用箇所

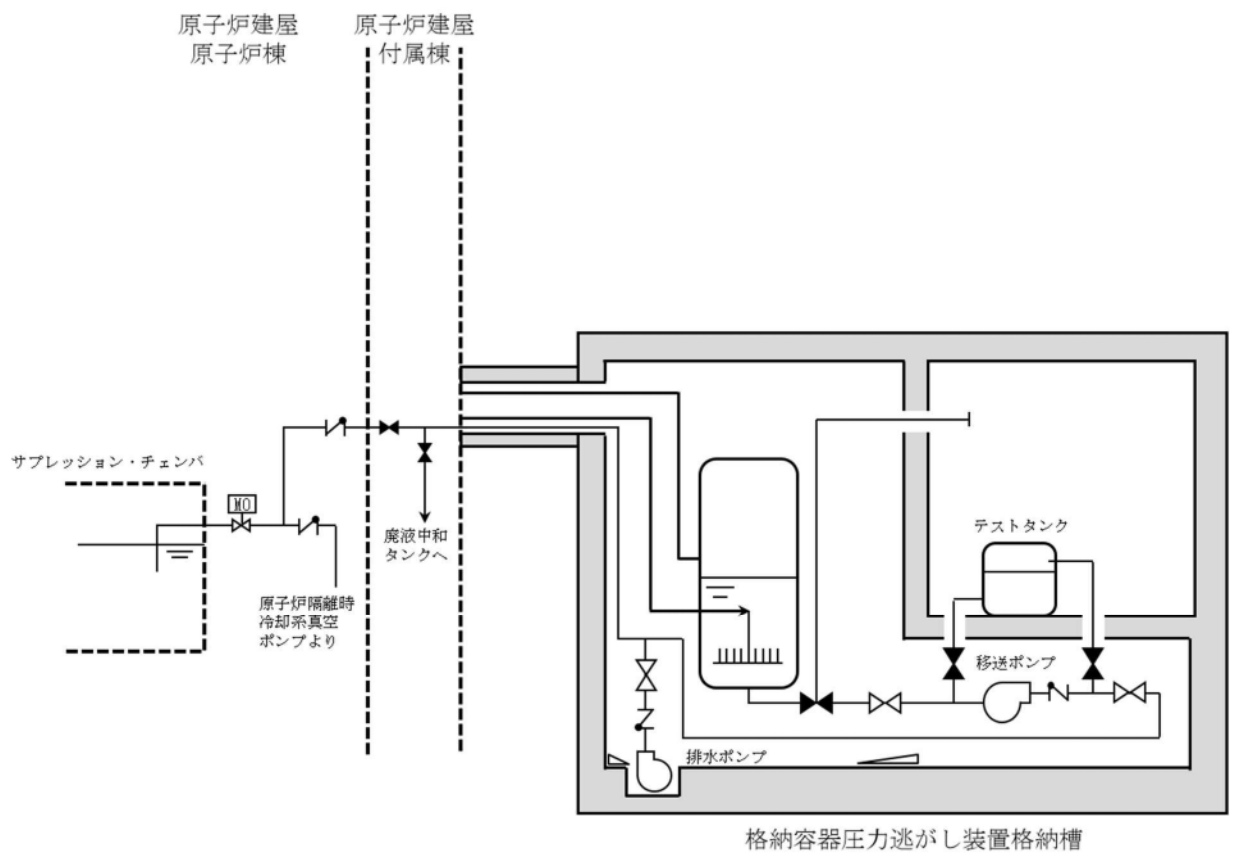
パッキン類の使用部位	パッキン類の材質
ベント配管の接続部（フランジ構造）	黒鉛製
弁グランド部	黒鉛製
弁ボンネット部（フランジ構造）	黒鉛製

以上のとおり、格納容器圧力逃がし装置の各設備については、スクラビング水の漏えいを防止する対策を実施するが、万一スクラビング水が格納容器圧力逃がし装置格納槽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、排水設備を設置するとともに、格納容器圧力逃がし装置格納槽の想定水没部を防水処理することで、汚染の拡大防止を図る計画としている。

### 3. 漏えい対策

格納容器圧力逃がし装置の各設備については、スクラビング水の性状（高アルカリ性）と重大事故等時に放出される放射性物質の捕集・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 $S_b$ に対して機能維持するような、構造設計としている。また、フィルタ装置内のスクラビング水は移送ポンプによりサプレッション・チェンバ等に移送することとなるが、これらの設備についても漏えいし難い構造としている。

第2図に排水設備の構成を、第4表に各部位の設計上の考慮事項を示す。

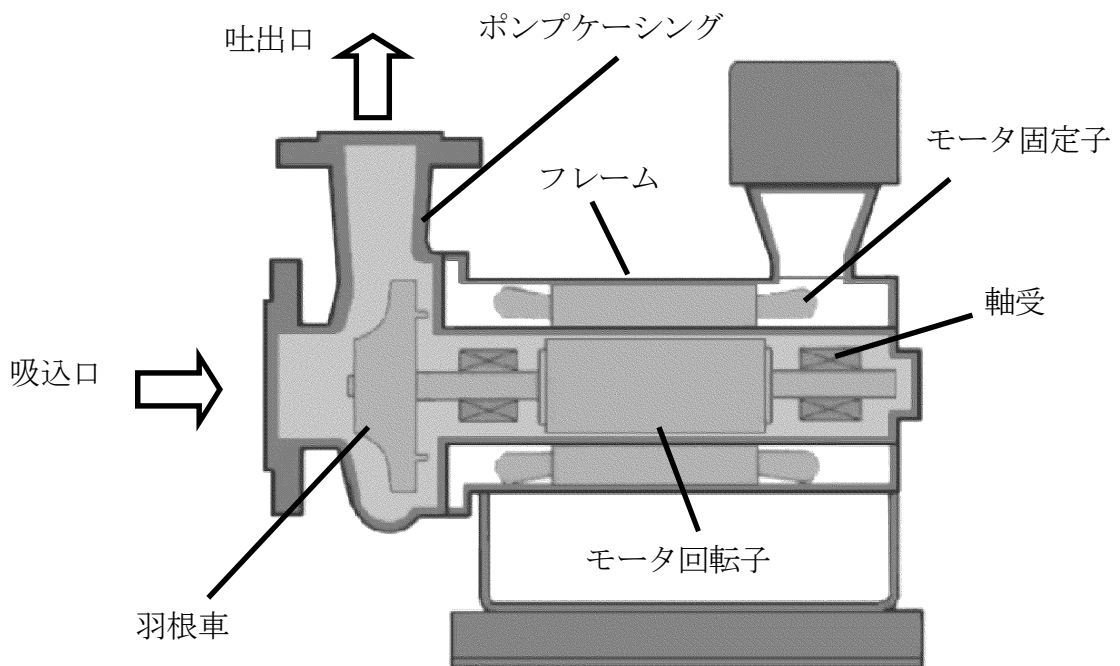


注) 系統構成は現在の計画

第2図 排水設備の構成

第4表 各部位の設計上の考慮事項

部位	設計考慮内容
移送ポンプ (キャンドポンプ)	<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>・シール部に使用するパッキンについては、温度・圧力・放射線の影響を考慮して、黒鉛を採用する。</li> <li>・軸封部は密閉され、漏えいしない構造とする (第3図)。</li> </ul>
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>



第3図 一般的なキャンドポンプの構造

4. 格納容器圧力逃がし装置格納槽の設計上の考慮

フィルタ装置を設置する地下構造の格納容器圧力逃がし装置格納槽は、鉄筋コンクリート造の地中構造物で岩盤上に設置し、基準地震動  $S_s$  に対し機能維持するよう構造設計をしている。

万一、フィルタ装置外にスクラビング水が漏えいした場合を想定し、早期に検出できるよう格納容器圧力逃がし装置格納槽内に検知器を設置する。また、樹脂系塗装等により格納容器圧力逃がし装置格納槽内部の想定水没部を防水処理することにより、構造的に漏えいの拡大が防止できる設計とする。なお、格納容器圧力逃がし装置格納槽の貫通部は、想定水没部以上の位置にあり、貫通部からの外部

への漏えいのおそれのない設計となっている。

#### 5. 漏えい時等の対応

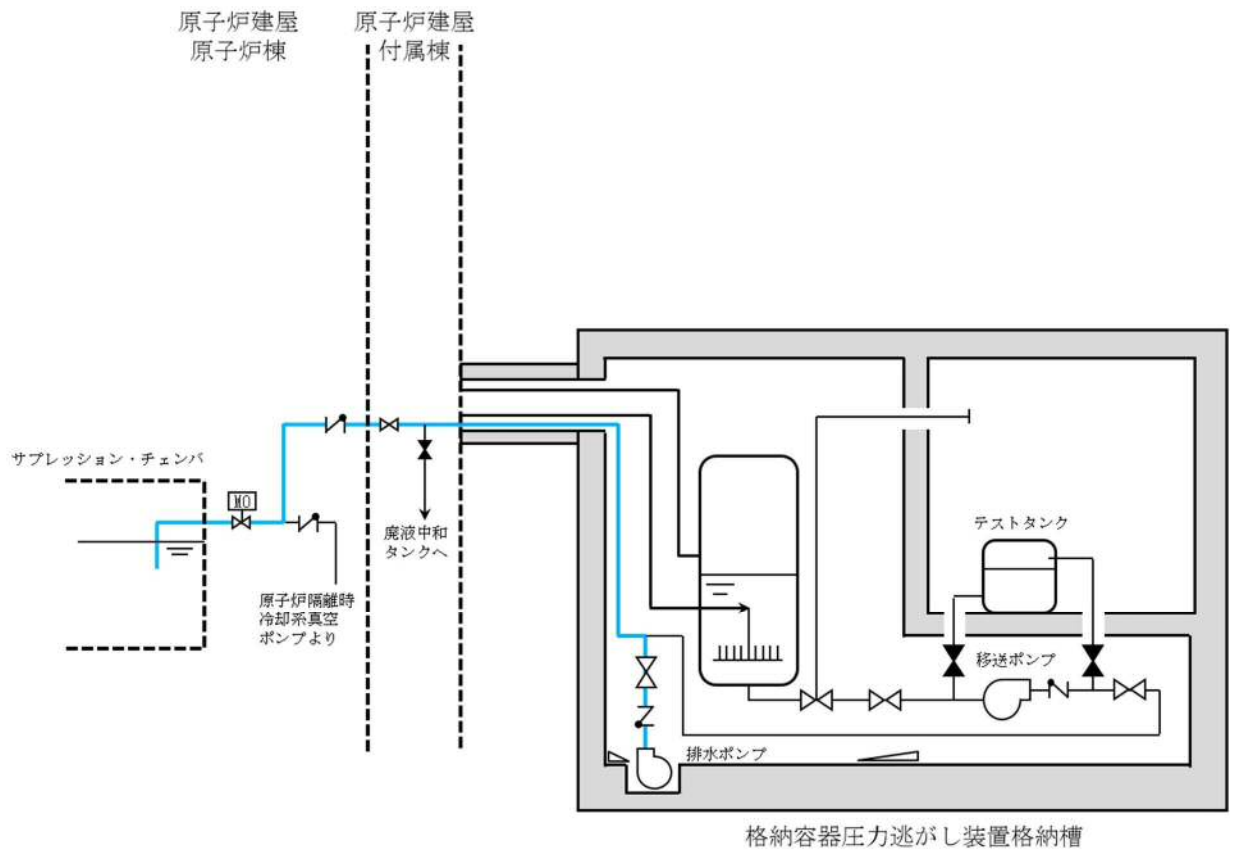
格納容器圧力逃がし装置の各設備については、スクラビング水の漏えいを防止する設計とするが、万一、フィルタ装置外にスクラビング水が漏えいした場合を想定し、早期に検出できるよう格納容器圧力逃がし装置格納槽内に検知器を設置する。

格納容器圧力逃がし装置格納槽内における漏えい水は、格納容器圧力逃がし装置格納槽内の排水枡へ収集され、排水ポンプにより格納容器圧力逃がし装置格納槽から移送できる設計とする。移送先は廃棄物処理設備である廃液中和タンク及びサプレッション・プールのいずれにも送れる設計とし、排水の種別に応じ送水先を選択する。具体的には、放射性物質を含まない場合は廃液中和タンク、放射性物質を含む場合はサプレッション・プールにそれぞれ移送する。

第5表に排水ポンプの仕様を、第4図に排水設備系統概略図を、第5図に格納容器圧力逃がし装置格納槽断面図を示す。

第5表 排水ポンプ仕様

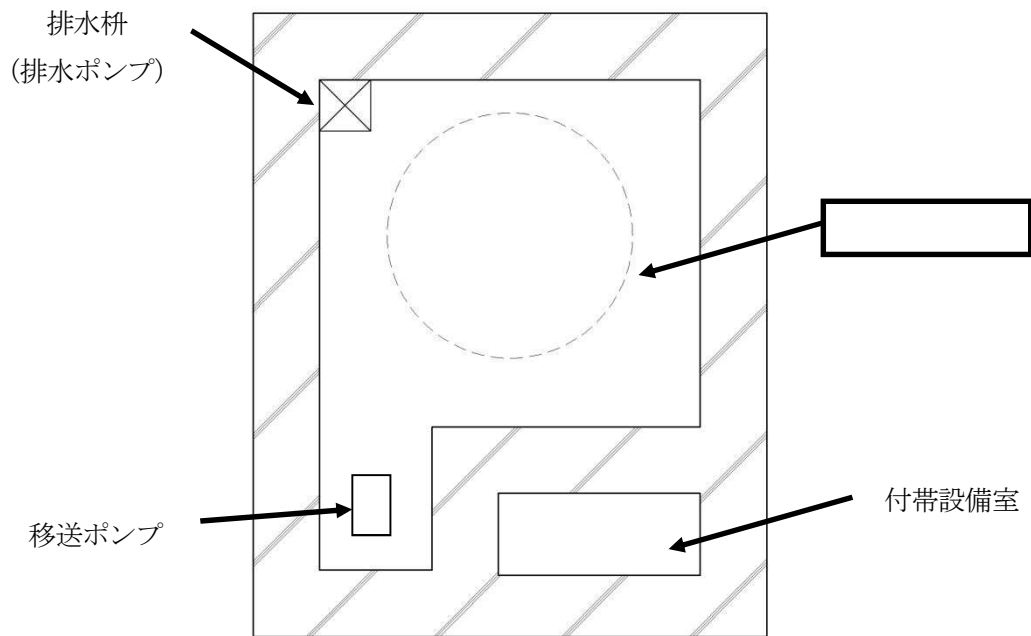
型式：水中ポンプ  
 容量：約 10 m<sup>3</sup>/h  
 揚程：約 40 m  
 台数：1  
 駆動源：電動駆動（交流）



注) 系統構成は現在の計画

第4図 排水設備系統概略図





第5図 格納容器圧力逃がし装置格納槽断面図

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金属フィルタ、③よう素除去部の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。

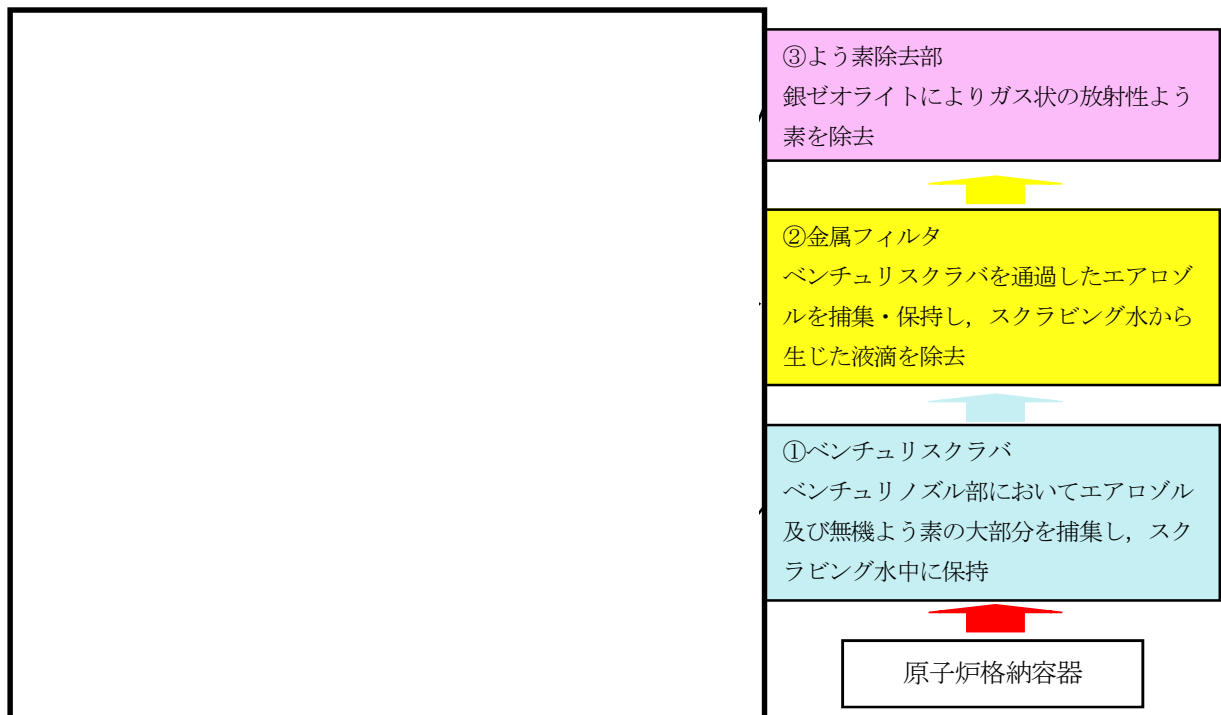
①ベンチュリスクラバ…ベンチュリノズル、スクラビング水、多孔板

②金属フィルタ…プレフィルタ、湿分分離機構、メインフィルタ

③よう素除去部…銀ゼオライト

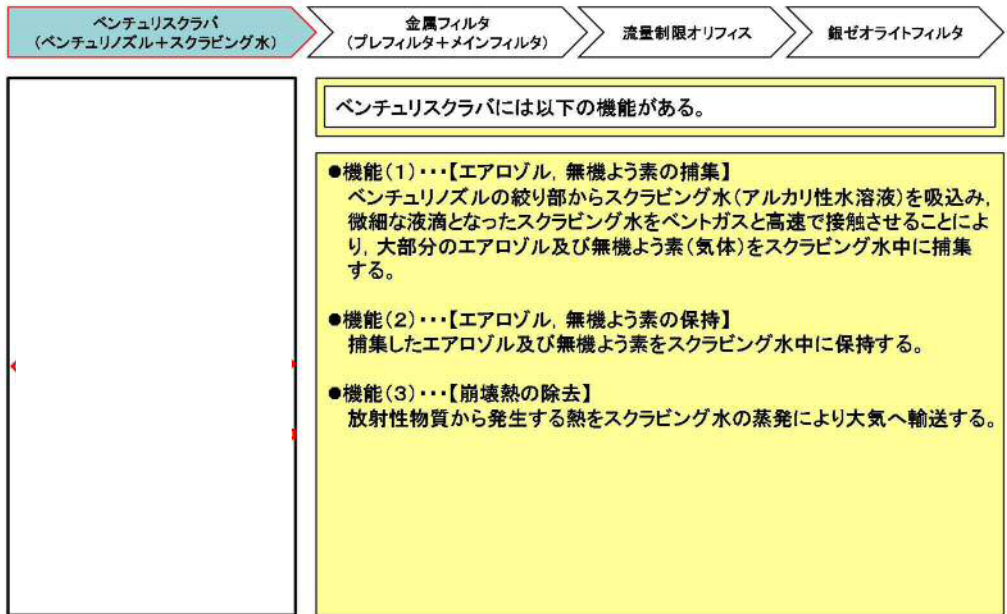
注：②と③の間に流量制限オリフィスを設ける。

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、スクラビング水に保持される。金属フィルタでは、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よう素除去部があり、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。

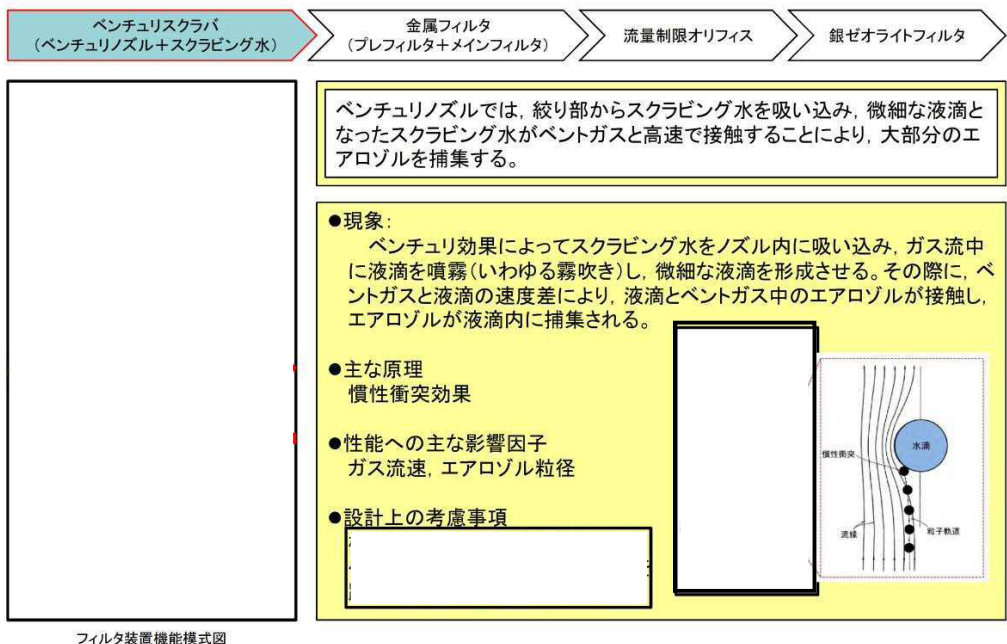


第1図 フィルタ装置の機能模式図

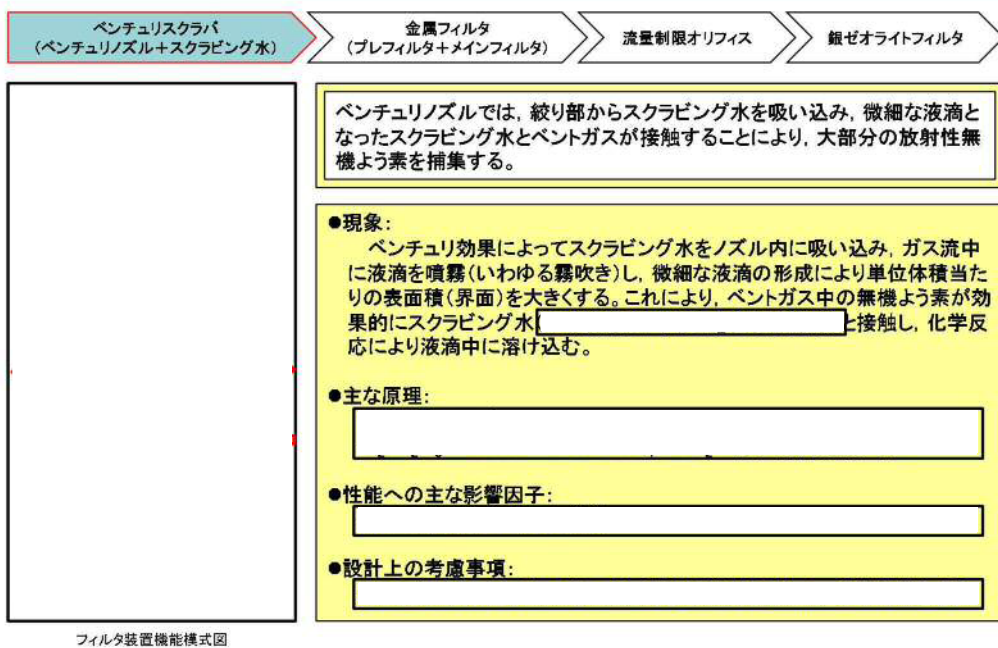
## ①ベンチュリスクラバの機能



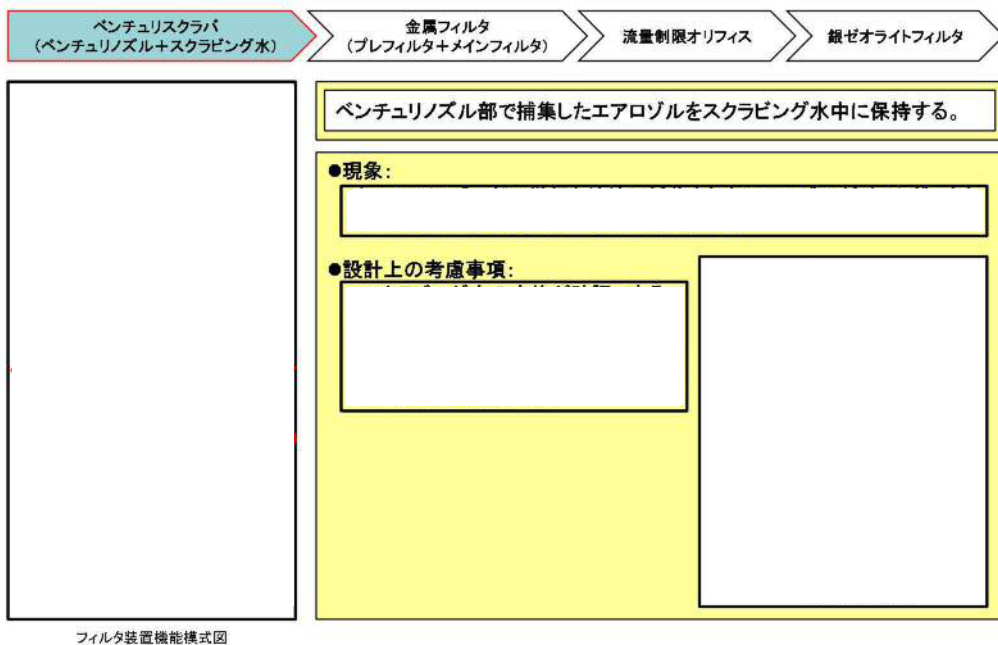
## ①ベンチュリスクラバの機能(1)【エアロゾルの捕集】



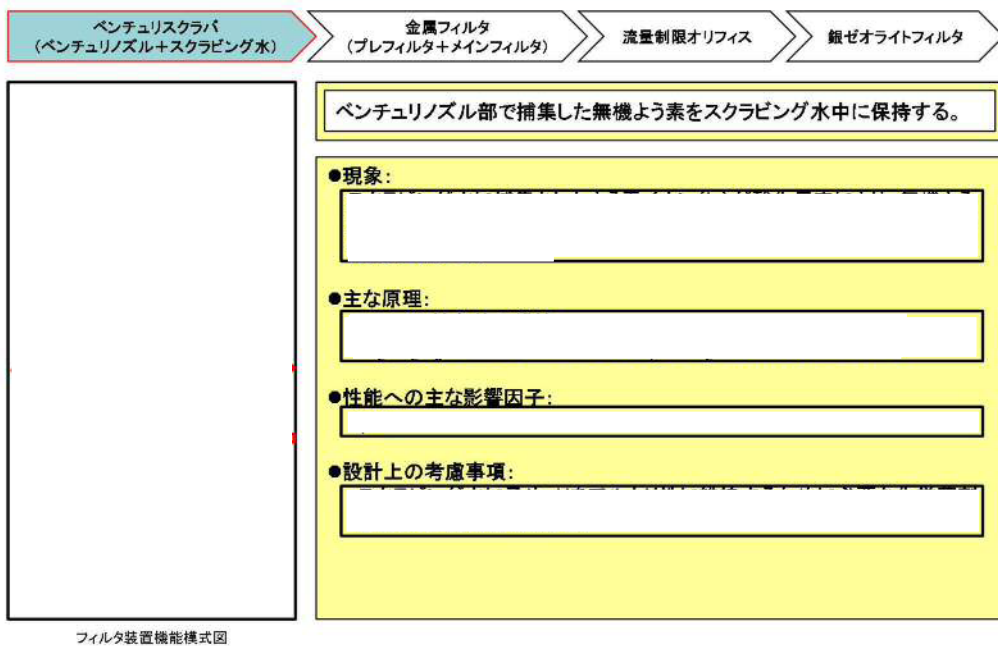
## ①ベンチュリスクラバの機能(1)【無機よう素の捕集】



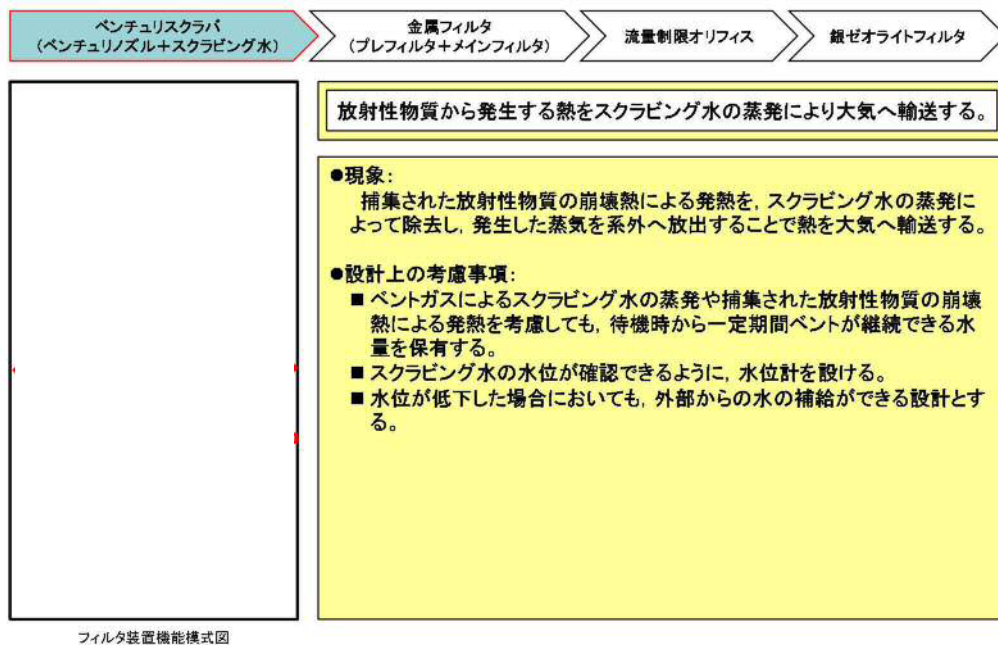
## ①ベンチュリスクラバの機能(2)【エアロゾルの保持】



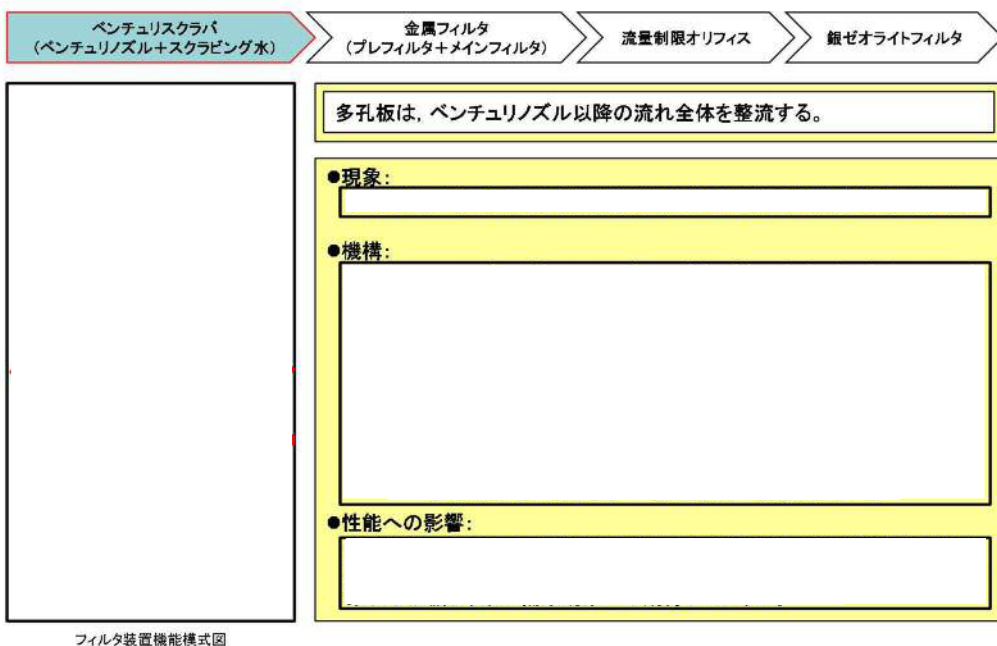
## ①ベンチュリスクラバの機能(2)【無機よう素の保持】



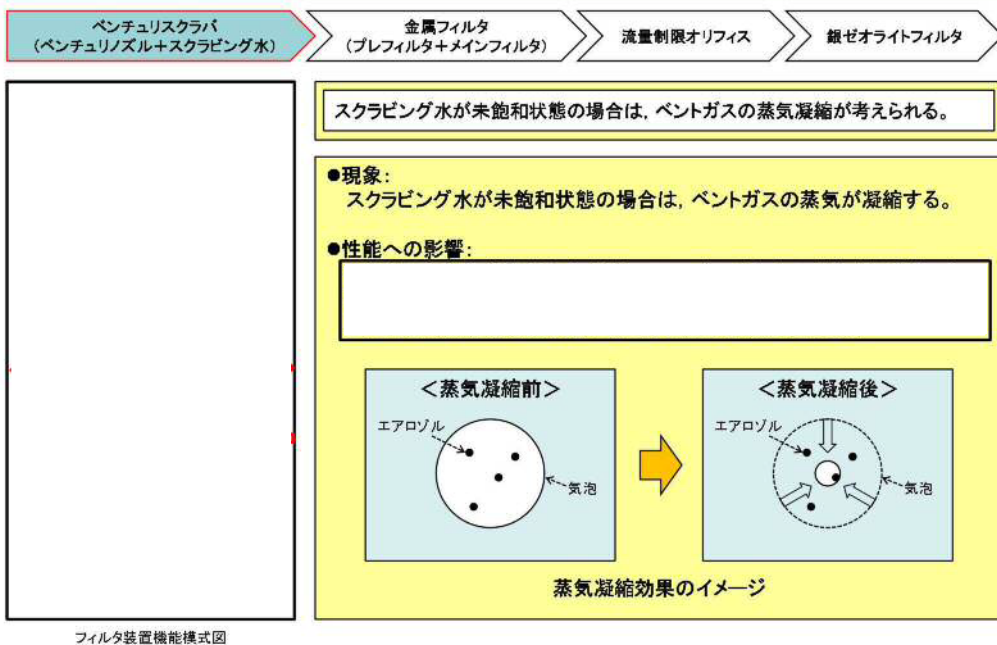
## ①ベンチュリスクラバの機能(3)【崩壊熱の除去】



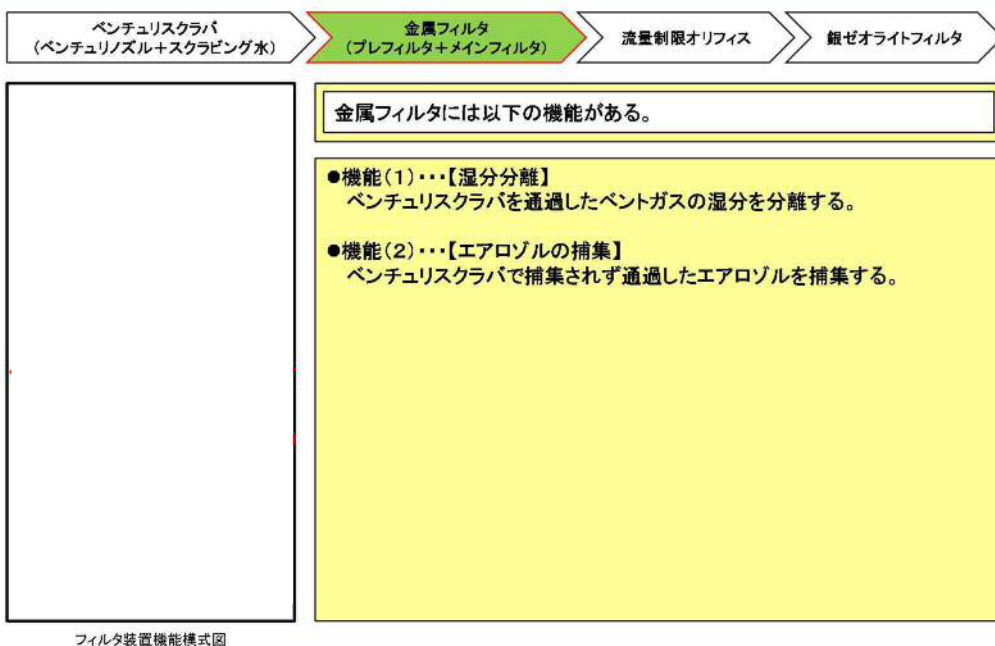
## ①多孔板の機能



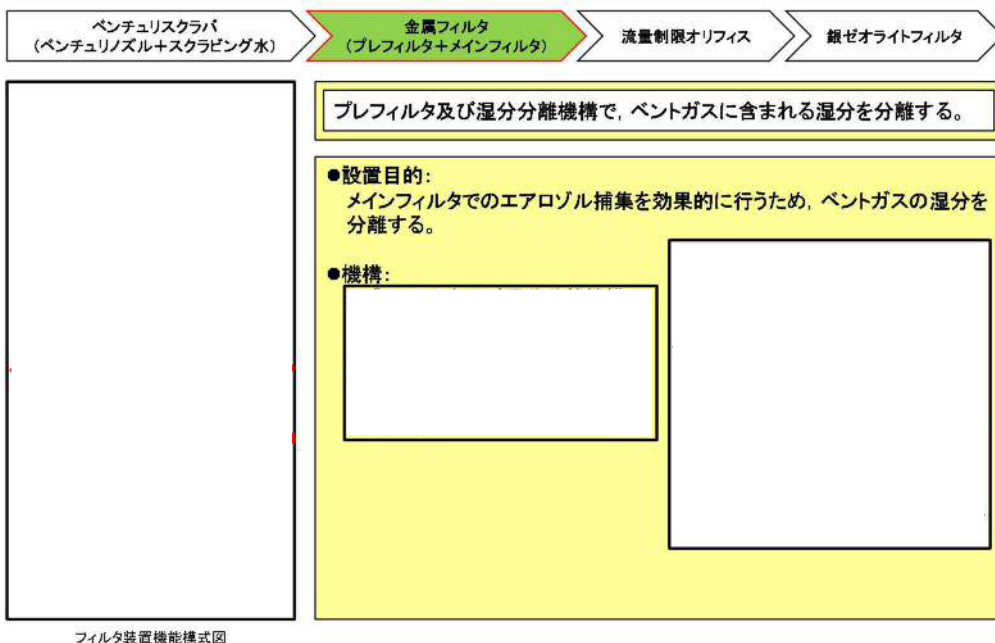
## ①ベンチュリスクラバにおける現象【蒸気凝縮】



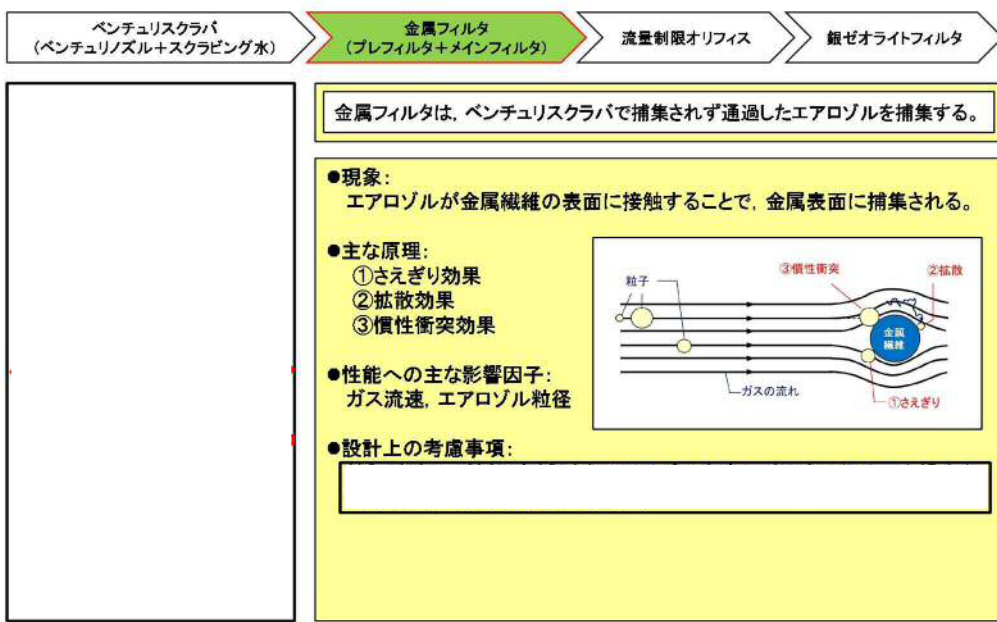
## ②金属フィルタの機能



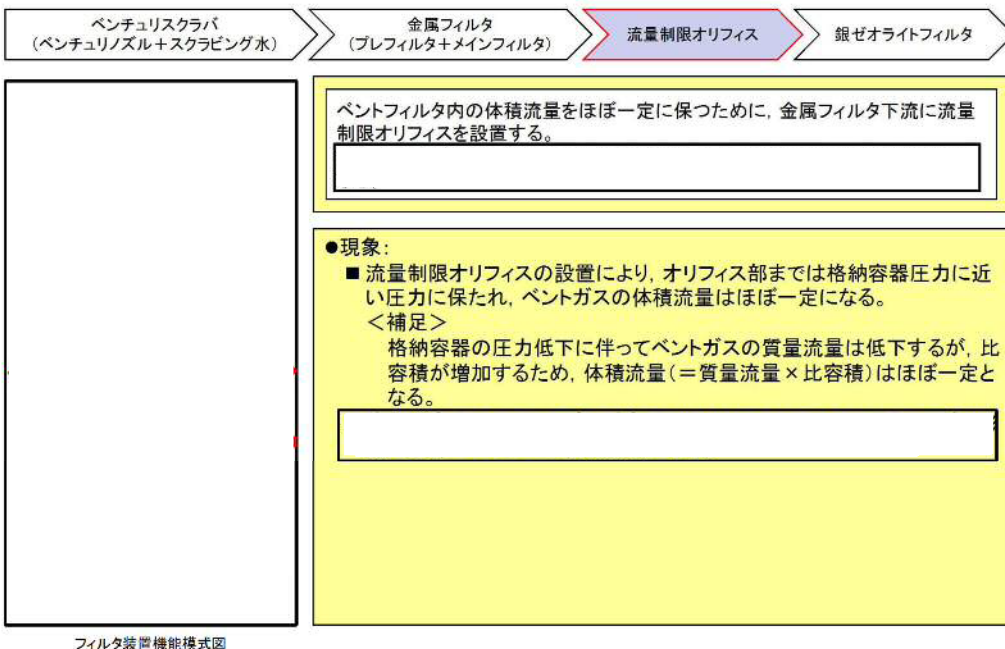
## ②金属フィルタの機能(1)【湿水分離】



## ②金属フィルタの機能(2)【エアロゾルの捕集】

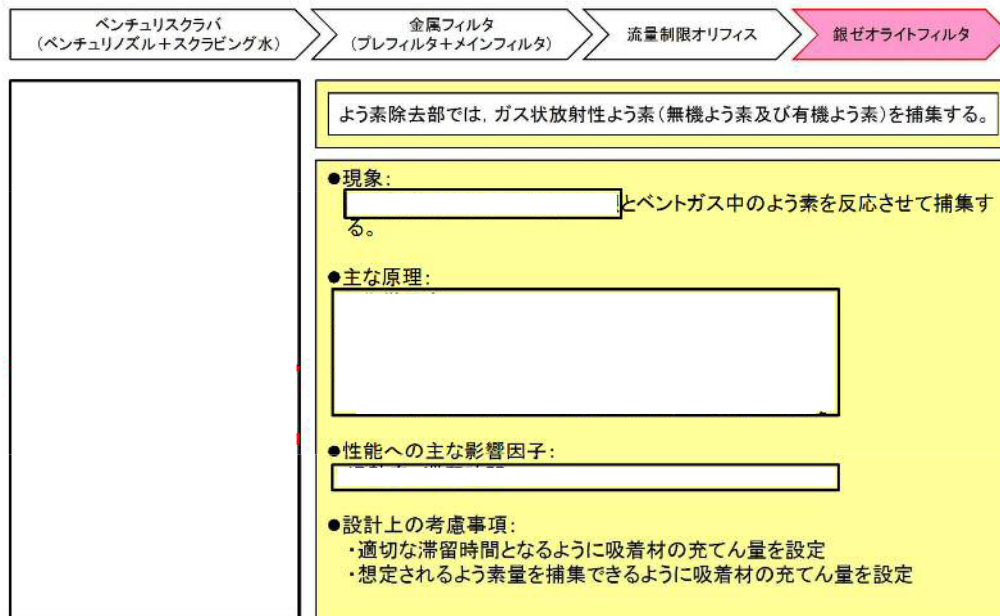


## ③流量制限オリフィスの機能





## ④よう素除去部の機能



フィルタ装置機能模式図

## 電源構成の考え方について

### 1. 電源系統の構成

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

#### (1) 常設代替交流電源設備

常設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常設代替高圧電源装置を設置する。本設備は、常設代替高圧電源装置の遠隔起動操作スイッチにより中央制御室からの起動を可能とする。

#### (2) 可搬型代替交流電源設備

可搬型代替交流電源設備として、ディーゼル機関及び発電機を搭載した可搬型代替低圧電源車を配備する。本設備は、常設代替交流電源設備と異なる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。

#### (3) 常設代替直流電源設備

常設代替直流電源設備として、緊急用直流 125V 系蓄電池を設置する。本設備は、重大事故等対処設備専用の蓄電池であり、所内常設直流電源設備とは位置的分散を図る。本系統は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型代替直流電源設備による電源の給電が開始されるまでの期間も格納容器圧力逃がし装置の計装設備に、24 時間にわたり電源を供給できる容量を有している。

#### (4) 可搬型代替直流電源設備

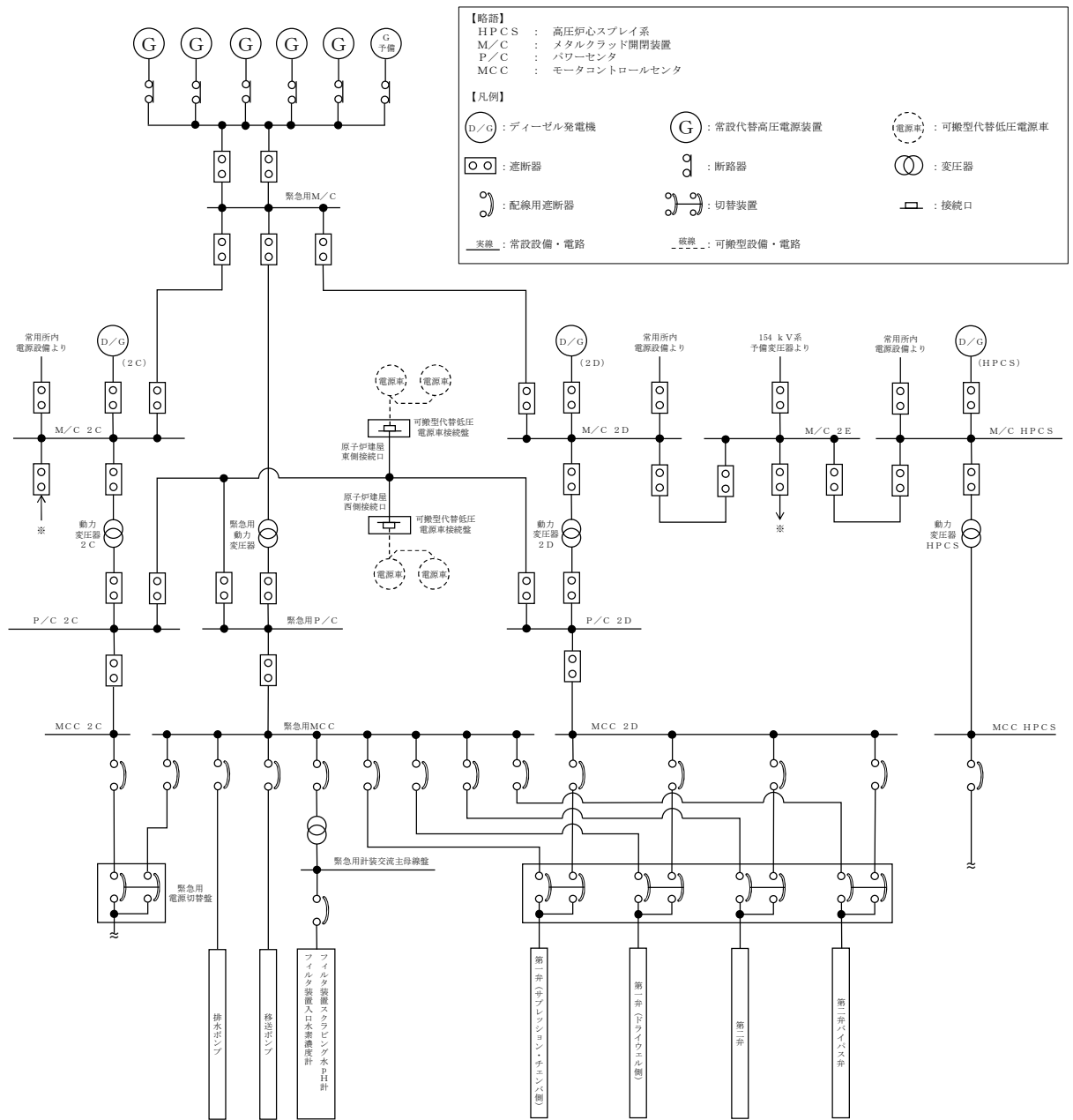
可搬型代替直流電源設備として、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を配備し電源を給電する。

### 2. 電源種別ごとの電源給電範囲

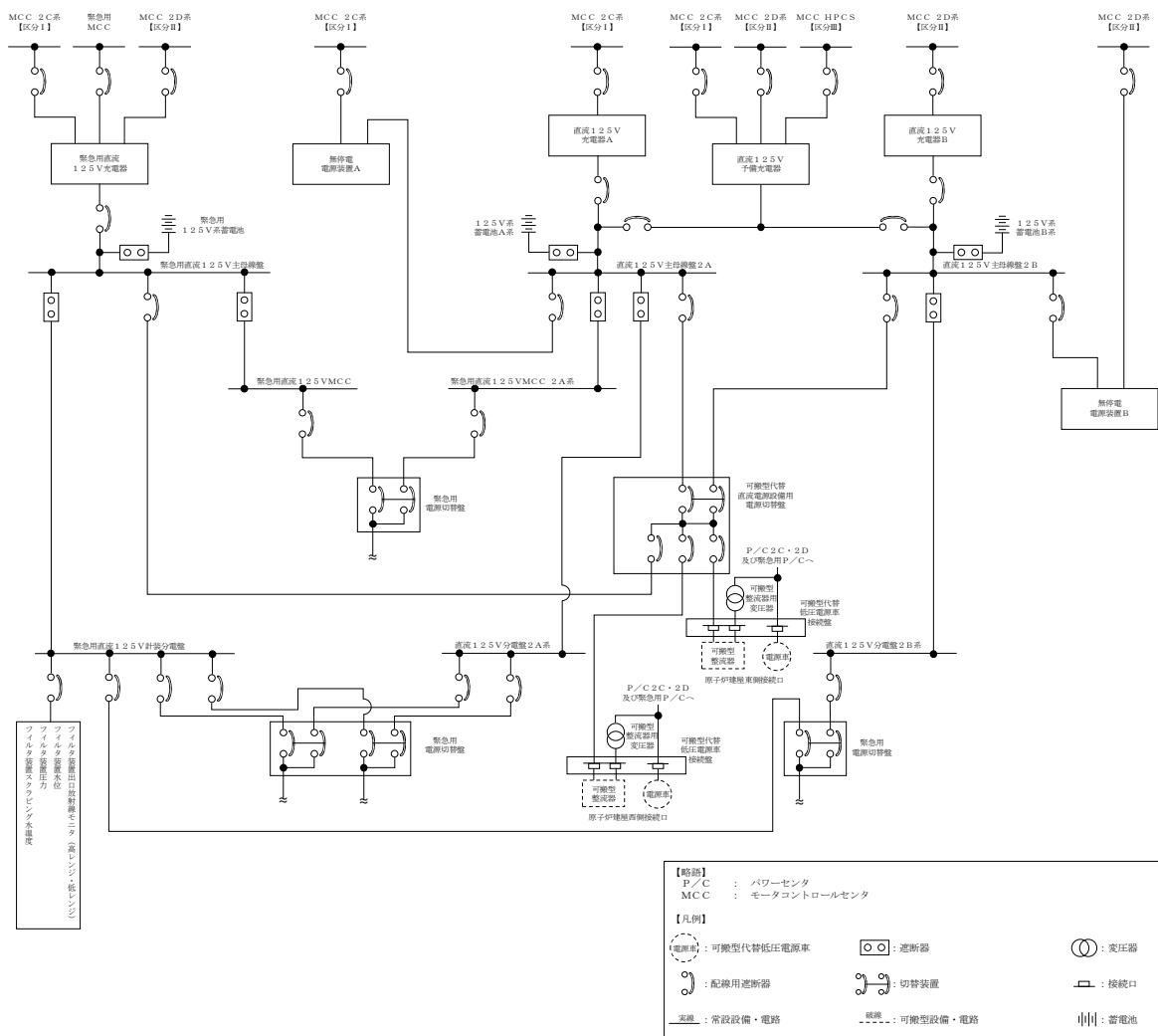
#### (1) 常設代替交流電源設備による電源給電範囲

常設代替交流電源設備により、第一弁(サプレッション・チェンバ側)、第一弁(ドライウエル側)、第二弁、第二弁バイパス弁、移送ポンプ、排水ポンプ、フィルタ装置周り計装設備、フィルタ装置入口水素濃度計、フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)及びフィルタ装置スクラビング水 pH 計に給電が可能である。

電源給電範囲を第 1 図～第 2 図に、負荷一覧を第 1 表に示す。



第1図 常設代替交流電源設備による電源給電範囲 (交流電源)



第2図 常設代替交流電源設備による電源給電範囲（直流電源）

第1表 常設代替交流電源設備による負荷一覧

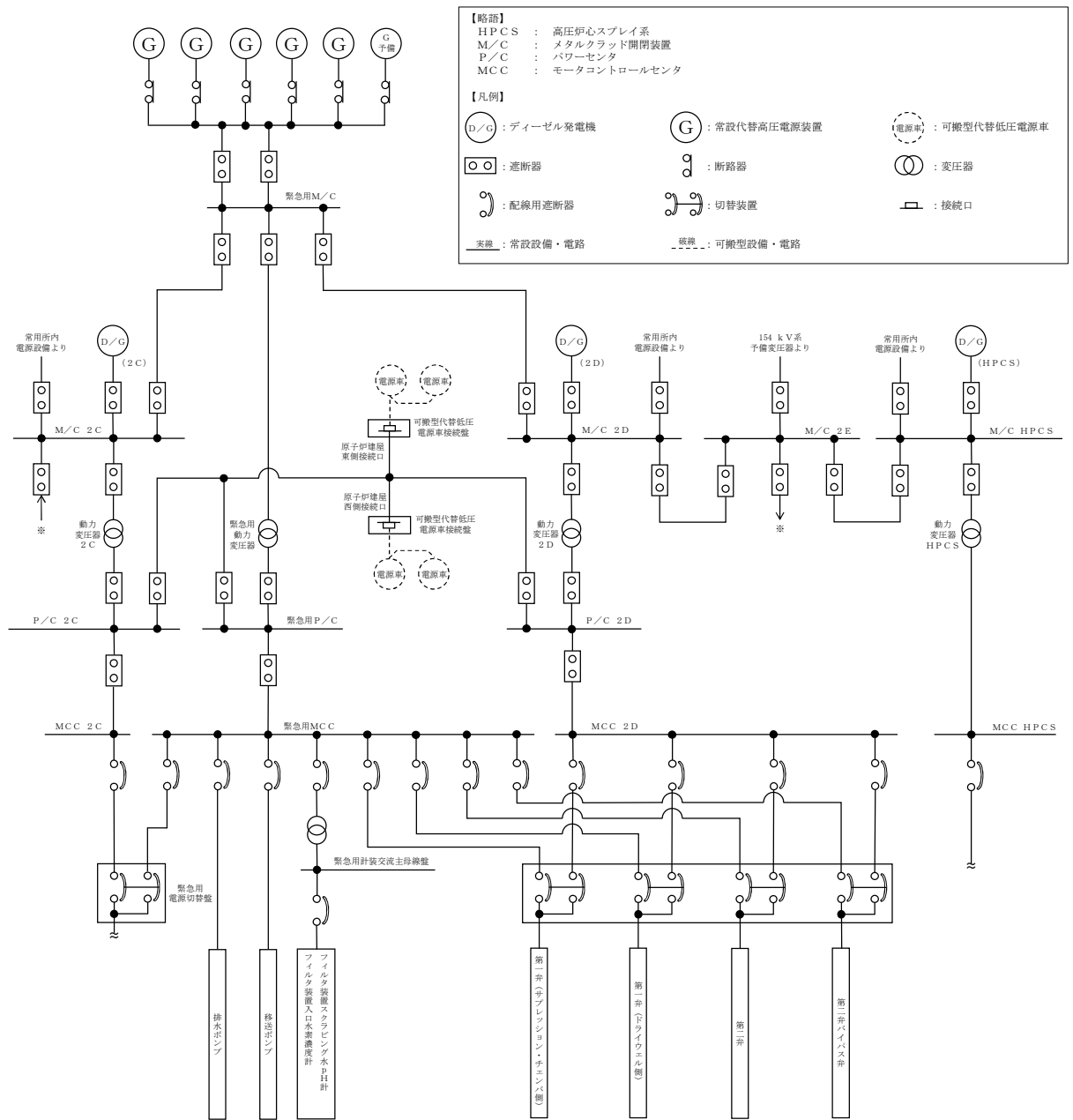
	負荷	負荷容量 (kW)	備考
1	第一弁 (サブプレッション・チェンバ側)	0.72	
2	第一弁 (ドライウエル側)	0.72	
3	第二弁	0.5	
4	第二弁バイパス弁	0.5	
5	移送ポンプ	7.5	
6	排水ポンプ	15	
7	フィルタ装置周り計装設備	0.3	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	27	サンプリングラック含む。
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	0.3	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH計	32	分析計ラック含む。
合 計		約 85*	

注記 \* : 常設代替交流電源設備の設備容量は 5520 kW (6900 kVA) とし、負荷容量約 85 kW に対して必要十分な容量とする。

(2) 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲

可搬型代替交流電源設備により，第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），第二弁，第二弁バイパス弁，移送ポンプ，排水ポンプ，フィルタ装置周り計装設備，フィルタ装置入口水素濃度計，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及びフィルタ装置スクラビング水 pH 計に給電が可能である。

電源給電範囲を第 3 図～第 4 図に，負荷一覧を第 2 表に示す。



第3図 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲（交流電源）





第2表 可搬型代替交流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (kW)	備考
1	第一弁（サブプレッション・チェンバ側）	0.72	
2	第一弁（ドライウエル側）	0.72	
3	第二弁	0.5	
4	第二弁バイパス弁	0.5	
5	移送ポンプ	7.5	
6	排水ポンプ	15	
7	フィルタ装置周り計装設備	0.3	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	27	サンプリングラック含む。
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	0.3	
10	フィルタ装置スクラビング水pH計	32	分析計ラック含む。
合 計		約 85*	

注記 \*：可搬型代替交流電源設備の設備容量は、可搬型代替低圧電源車2台分の560 kW(700 kVA)とし、負荷容量約85 kWに対して必要十分な容量とする。

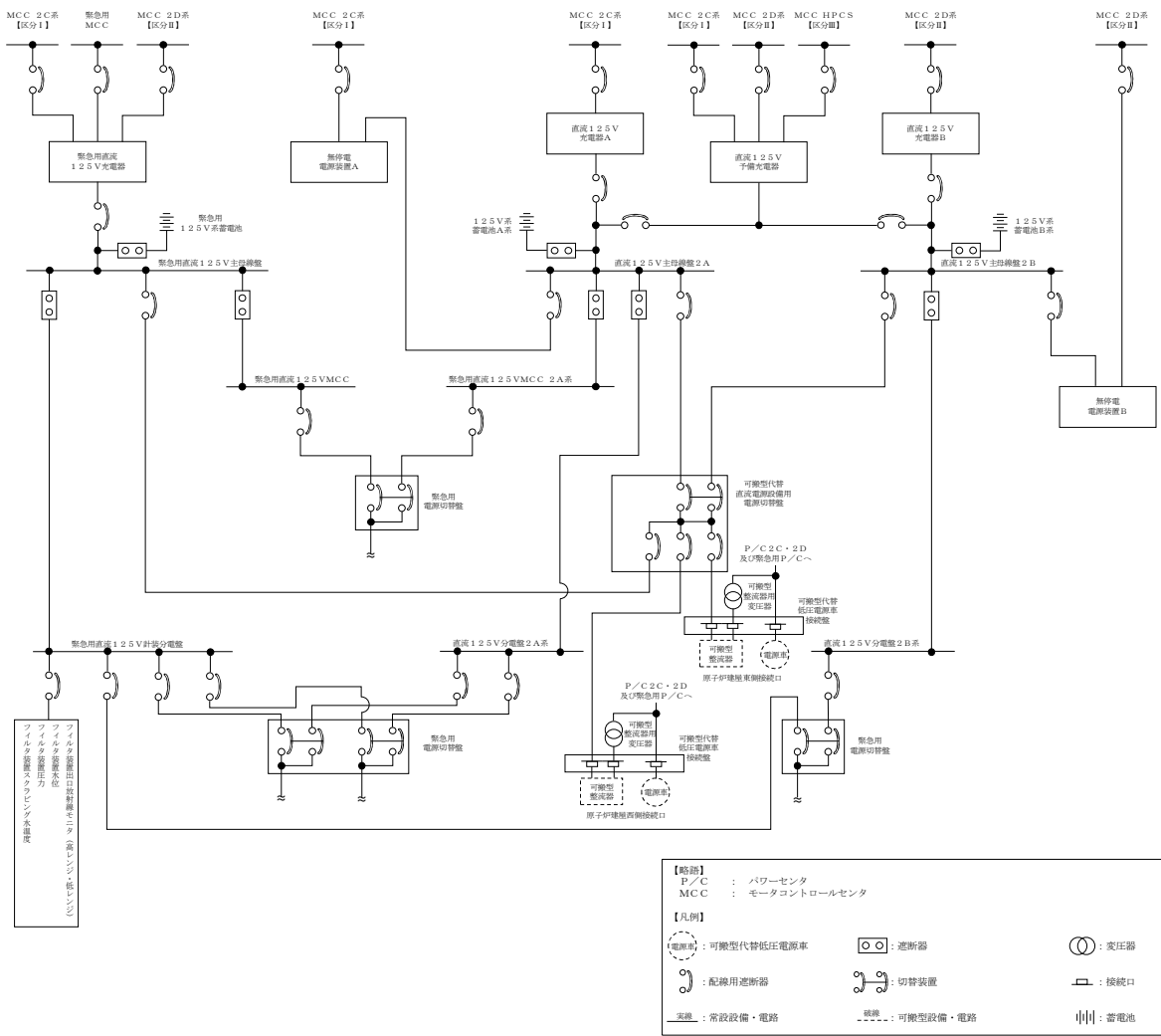
(3) 常設代替直流電源設備による電源給電範囲

常設代替直流電源設備により、フィルタ装置周り計装設備及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。

第一弁（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウエル側）、第二弁、第二弁バイパス弁、移送ポンプ、排水ポンプ、フィルタ装置入口水素濃度計及びフィルタ装置スクラビング水 pH 計については交流機器であり、常設代替直流電源設備から給電はできない。

なお、移送ポンプ及び排水ポンプ及びフィルタ装置入口水素濃度計については、使用時期は事故収束時となり、時間的余裕があることから、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が十分可能である。また、フィルタ装置スクラビング水 pH 計については、系統待機時に使用すること、第一弁（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウエル側）、第二弁及び第二弁バイパス弁については、遠隔人力操作機構が付いており、手動での開閉操作が可能である。

電源給電範囲を第 5 図に、負荷一覧を第 3 表に示す。



第5図 常設代替直流電源設備による電源給電範囲

第3表 常設代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷電流 (A)	備考
1	第一弁（サプレッション・チェンバ側）	—	
2	第一弁（ドライウエル側）	—	
3	第二弁	—	
4	第二弁バイパス弁	—	
5	移送ポンプ	—	
6	排水ポンプ	—	
7	フィルタ装置周り計装設備	1	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	—	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	5	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH計	—	
合 計		約6* <sup>1</sup>	182.4 Ah* <sup>2</sup>

注記 \*1：24時間使用した場合の容量

\*2：常設代替直流電源設備の設備容量は6000 Ahとし、負荷容量182.4 Ah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給電範囲

可搬型代替直流電源設備により、フィルタ装置周り計装設備及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。第一弁（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウエル側）、第二弁、第二弁バイパス弁、移送ポンプ、排水ポンプ、フィルタ装置入口水素濃度計及びフィルタ装置スクラビング水 pH計については交流機器であり、可搬型代替直流電源設備から給電はできない。

なお、移送ポンプ及び排水ポンプ及びフィルタ装置入口水素濃度計については、使用時期は事故収束時となり、時間的余裕があることから、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が十分可能である。また、フィルタ装置スクラビング水 pH計については、系統待機時に使用すること、第一弁（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウエル側）、第二弁及び第二弁バイパス弁については、遠隔人力操作機構が付いており、手動での開閉操作が可能である。

電源給電範囲を第6図に、負荷一覧を第4表に示す。



第4表 可搬型代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (A)	備考
1	第一弁（サプレッション・チェンバ側）	—	
2	第一弁（ドライウエル側）	—	
3	第二弁	—	
4	第二弁バイパス弁	—	
5	移送ポンプ	—	
6	排水ポンプ	—	
7	フィルタ装置周り計装設備	3	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	—	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	3	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH計	—	
合 計		6*	

注記 \*：可搬型代替直流電源設備の設備容量は、可搬型整流器が 400 A であり、負荷容量 6 A に  
対して必要十分な容量とする。

スクラビング水が管理範囲を超えた場合の措置について

## 1. 水位が管理範囲を超えた場合の措置

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

## (1) 系統待機時

系統待機時においては、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が待機時の下限水位から上限水位  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、第二弁及び圧力開放板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、格納容器圧力逃がし装置格納槽上部から接続口に給水設備等を接続し注水することとなり、系統待機中においては常時接続される水系の配管がないことから、待機中に水位が変動することはない。なお、スクラビング水を移送する移送ポンプにはテストタンクが設けられているが、弁で隔離した上で試験することで、フィルタ装置の水位に影響しないよう設計している。

## (2) ベント開始後

ベント時においては、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位がベント時の下限水位から上限水位  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、スクラビング水が蒸発し下限水位を下回る可能性がある場合は、補給を行う。

別紙 4「スクラビング水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、スクラビング水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なっている。

圧力開放板の信頼性について

## 1. 設計時の考慮

圧力開放板の設定破裂圧力は、ベントを実施する際の妨げにならないよう、ベント開始時の格納容器圧力（310 kPa[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 80 kPa（圧力開放板前後差圧）を適用している。

ベント開始時における圧力開放板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、圧力開放板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、圧力開放板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、圧力開放板は、大気との境界に設置されることから、フィルタ装置出口配管端部から降水が侵入し、凍結することで機能に影響を与えることがないように系統開口部から降水が浸入し難い構造とする。

## 2. 製作時の考慮

圧力開放板は以下の項目を確認することで、信頼性を確保している。

--



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

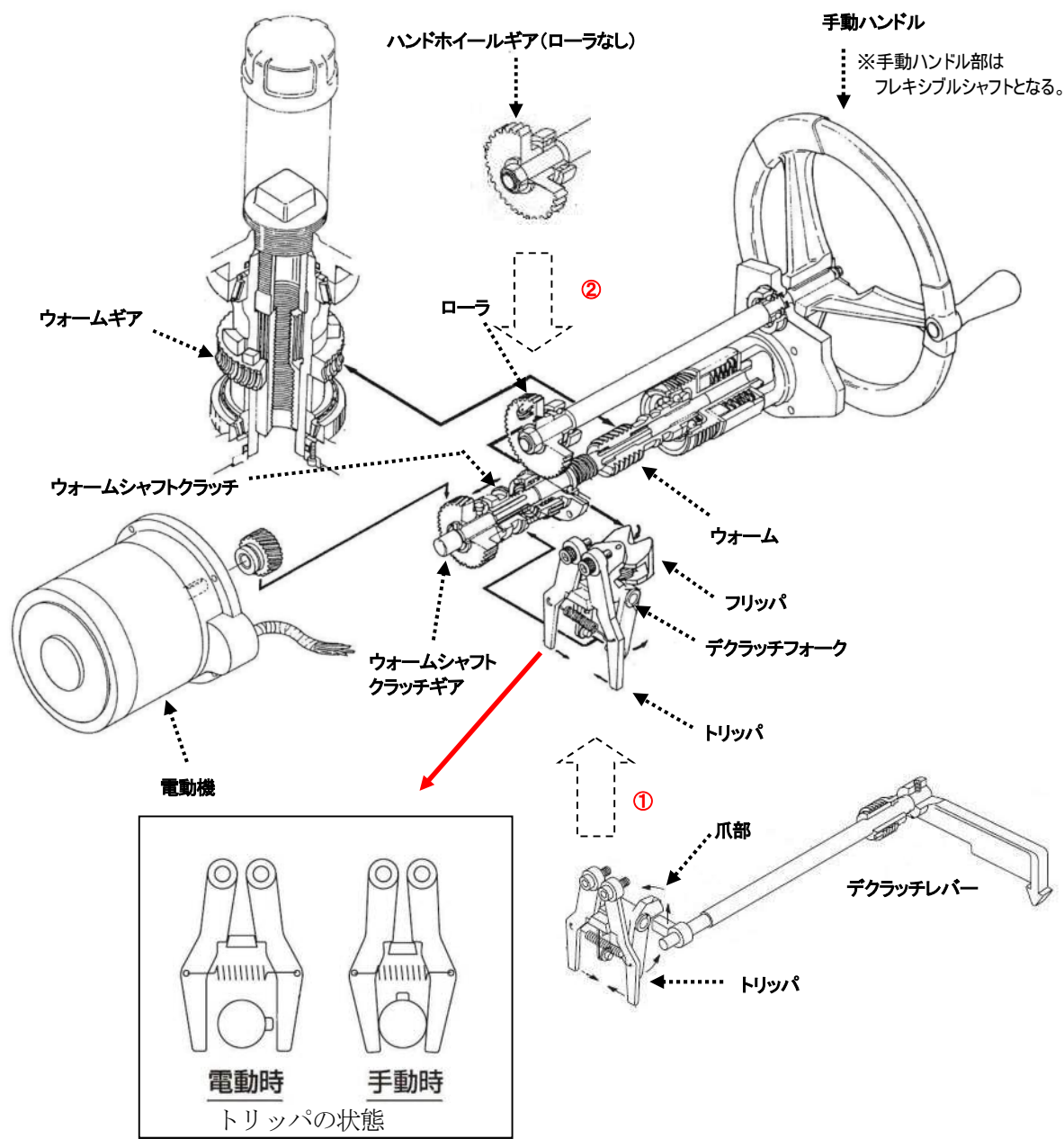
隔離弁の駆動方式は、電動（電動機による駆動）と遠隔手動（フレキシブルシャフトによる操作）があり、これらの方式の切替えには「オートデクラッチ機構」を採用している。

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駆動弁の概要を第 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、第 3 図に示す。



<注記>

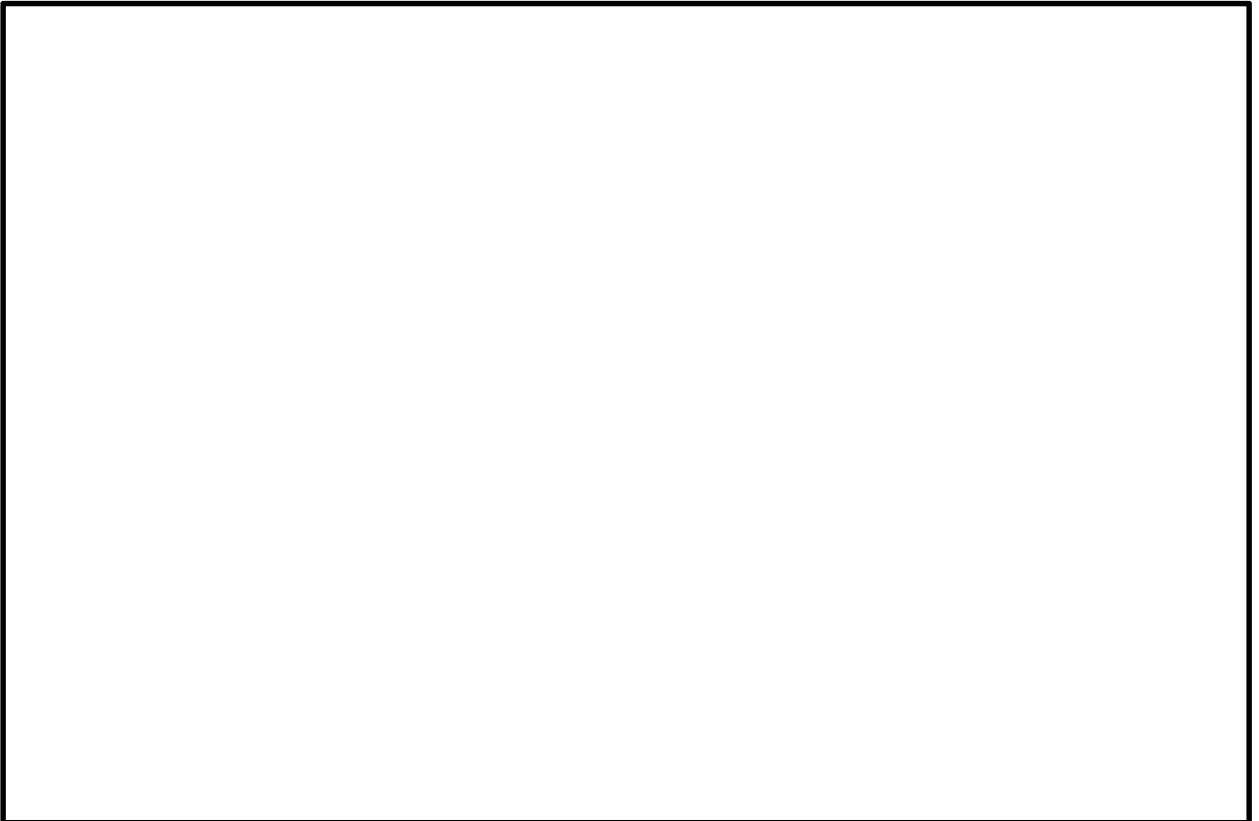
①標準型では、ウォームシャフトクラッチ切替用のデクラッチレバーが本体機構に付くが、オートデクラッチ機能付きでは、手動ハンドルの動力を受けるフリッパとなる。

②オートデクラッチ機能付きでは、手動ハンドルの動力はハンドホイールギアを介してデクラッチフォークに伝えるため、ハンドホイールギアにローラが取り付けられている。

第1図 オートデクラッチ機構の概要図



第2図 弁駆動部の詳細図（電動駆動時（通常状態））

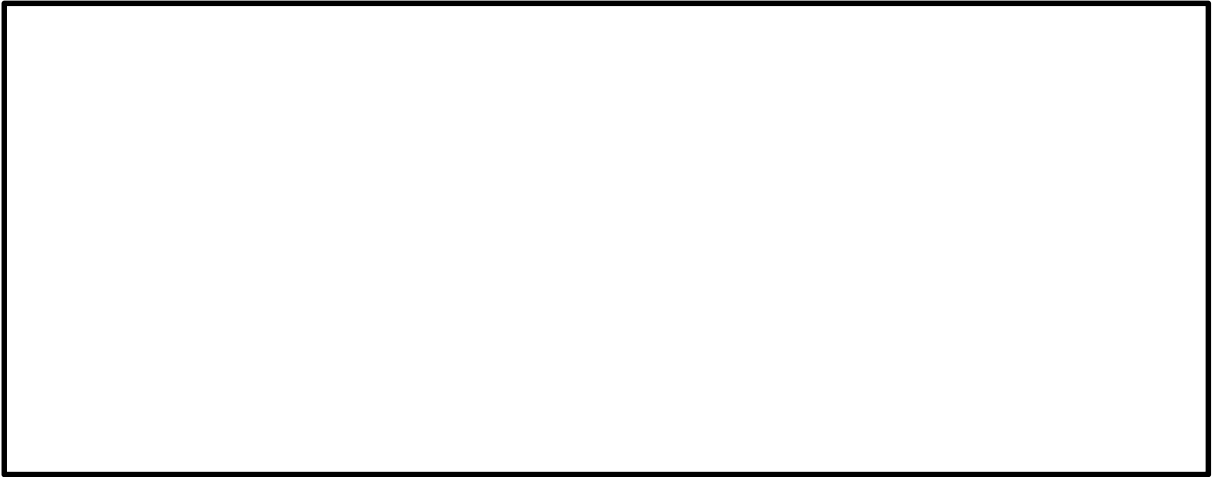


第3図 弁駆動部の詳細図（手動操作時）

(参考)

1. オートデクラッチ機構の操作概要

(1) 電動駆動時の動作について



第4図 ウォームシャフト部の拡大図（電動駆動時）

(2) 手動操作時の動作について





第5図 ウォームシャフト部の拡大図（手動操作時）

格納容器圧力逃がし装置の計装設備の網羅性について

1. 格納容器圧力逃がし装置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して  
いる。
  - (1) 格納容器圧力逃がし装置の待機時、運転時、事故収束時の各状態で、系統の要求上確認すべき  
項目の全てが監視可能であること。
  - (2) 上記の各状態において、管理すべき値を網羅した計測範囲であること。

2. 確認すべき項目について

格納容器圧力逃がし装置の待機時、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

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

フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が、待機時の設定範囲内    
にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認するこ  
とで把握できる。

系統待機時における水位の範囲は、ベント時のスクラビング水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よう設定している。

また、フィルタ装置スクラビング水 pH 計にて、pH がアルカリ性の状態 (pH13 以上) であ  
ることを監視することで、フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認することで把握でき  
る。

- b. 系統不活性状態の確認

フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置圧力計にて、封入した窒素圧力  kPa [gage]  
程度) を継続監視することによって、系統内の不活性状態を確認することで把握できる。

- (2) 系統運転時の状態

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

フィルタ装置圧力計にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により格納容器圧力に  
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  
ていることを確認することで把握できる。

また、フィルタ装置スクラビング水温度計にて、ベント開始によりスクラビング水が待機状態  
から飽和温度まで上昇することを監視することで、原子炉格納容器のガスがフィルタ装置に導か  
れていることを確認することで把握できる。さらに、フィルタ装置出口放射線モニタが初期値か

ら上昇することを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

フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲内  にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が維持できることを確認することで把握できる。

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確認することで把握できる。

(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

フィルタ装置入口水素濃度計にて、窒素供給による系統パージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認することで把握できる。

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、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く）、フィルタ装置スクラビング水温度計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確認することで把握できる。

(4) フィルタ装置の水位調整時の確認

格納容器圧力逃がし装置の待機時、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

フィルタ装置水位計にて、フィルタ装置の排出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ビング水の水質管理

フィルタ装置水位計にて、フィルタ装置の排出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、フィルタ装置スクラビング水 pH 計にて、フィルタ装置へ薬液を補給する際に、スクラビング水の pH を把握できる。

(5) 想定される機能障害の把握

格納容器圧力逃がし装置の運転時に、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) フィルタ装置圧力計にて、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) フィルタ装置スクラビング水温度計にて、ベント開始により待機状態から温度が上昇することを監視することで、原子炉格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することにより把握できる。

(c) フィルタ装置出口放射線モニタが初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

b. 金属フィルタの閉塞

(a) フィルタ装置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圧力計が上昇傾向を示すことを確認することで、金属フィルタの閉塞を把握できる。

c. フィルタ装置入口配管の破断

(a) フィルタ装置圧力計にて、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量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

d. フィルタ装置スクラビング水の漏えい

(a) フィルタ装置水位計にて、タンクからのスクラビング水漏えいによるフィルタ装置の水位低下を確認することで把握できる。

(b) 格納槽漏えい検知器により、格納容器圧力逃がし装置格納槽に漏えいしたスクラビング水を検知することで把握できる。

3. 計測範囲について

格納容器圧力逃がし装置の待機時、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 格納容器圧力逃がし装置 計装設備の網羅性について

フィルタ装置の状態	確認すべき項目	計装設備	多重性又は多様性
a. 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 ②フィルタ装置スクラビング水pH	①は多重性あり ②自主対策設備（参考値）
	(b) 系統不活性状態の確認	①フィルタ装置排気ライン圧力 ②フィルタ装置圧力	①②で多様性あり ①自主対策設備（参考値）
b. 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に導かれていることの確認	①フィルタ装置圧力 ②フィルタ装置スクラビング水温度 ③フィルタ装置出口放射線モニタ	①②③で多様性あり ③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	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
c. 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フィルタ装置入口水素濃度	①は多重性あり
	(b) フィルタ装置の状態確認	①フィルタ装置水位 ②フィルタ装置スクラビング水温度 ③フィルタ装置出口放射線モニタ	①②③で多様性あり ①②は多重性あり
d. 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	①は多重性あり
	(b) フィルタ装置スクラビング水の水質管理	①フィルタ装置水位 ②フィルタ装置スクラビングpH	①は多重性あり ②自主対策設備（参考値）
e. 想定される機能障害	(a) フィルタ装置の閉塞	①フィルタ装置圧力 ②フィルタ装置スクラビング水温度 ③フィルタ装置出口放射線モニタ	①②③で多様性あり ③は多重性あり
	(b) 金属フィルタの閉塞	①フィルタ装置圧力 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フィルタ装置圧力 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ビング水の漏えい	①フィルタ装置水位 ②格納槽漏えい検知器	①②で多様性あり ①は多重性あり ②自主対策設備（参考値）

第2表 格納容器圧力逃がし装置 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	180 mm～5500 mm	系統待機時における水位の範囲 [ ] 及び系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 [ ] を計測可能な範囲とする。
② フィルタ装置圧力	0～1 MPa [gage]	系統運転時に、格納容器圧力逃がし装置の最高圧力 (0.62 MPa [gage]) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 (約 [ ] kPa [gage]) が維持されていることを計測可能な範囲とする。
③ フィルタ装置スクラビング水温度	0～300 °C	系統の最高使用温度 (200 °C) を計測可能な範囲とする。
④ フィルタ装置排気ライン圧力	0～100 kPa [gage]	系統待機時に、窒素置換 (約 [ ] kPa [gage]) が維持されていることを計測可能な範囲とする。
⑤ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2}$ Sv/h～ $10^5$ Sv/h	系統運転時 (炉心損傷している場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 $5 \times 10^1$ Sv/h) を計測可能な範囲とする。
	$10^{-3}$ mSv/h～ $10^4$ mSv/h	系統運転時 (炉心損傷していない場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 $7 \times 10^0$ mSv/h) を計測可能な範囲とする。
⑥ フィルタ装置入口水素濃度	0～100 vol%	事故収束時に、窒素供給による系統パージ停止後において、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4 vol%) 以下であることを計測可能な範囲とする。
⑦ フィルタ装置スクラビング水 pH	p H0～p H14	系統待機時に、フィルタ装置スクラビング水の pH (p H0～p H14) を計測可能な範囲とする。
⑧ 第二弁操作室差圧	0～60 Pa	温度の影響を無視できる圧力差 (約 20 Pa) を計測可能な範囲とする。

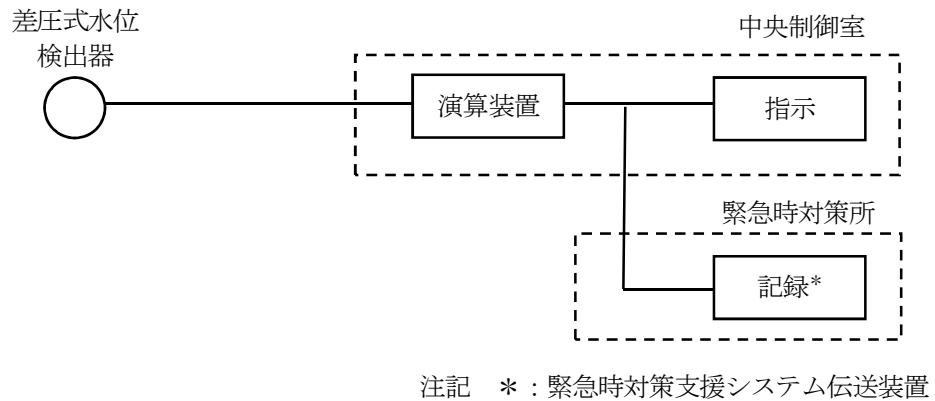
格納容器圧力逃がし装置の計装設備の概略構成図

1. 計測設備

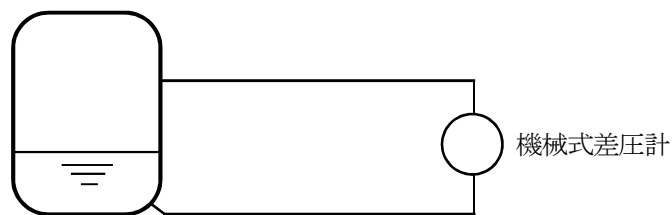
格納容器圧力逃がし装置の計装設備について記載する。

(1) フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。また、機械式差圧計（自主対策設備）を用いて現場（格納容器圧力逃がし装置格納槽内）にて監視可能な設計としている（第1図「フィルタ装置水位の概略構成図」）。



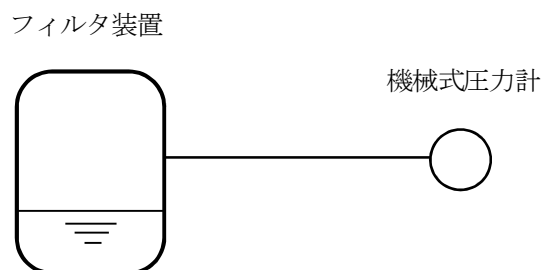
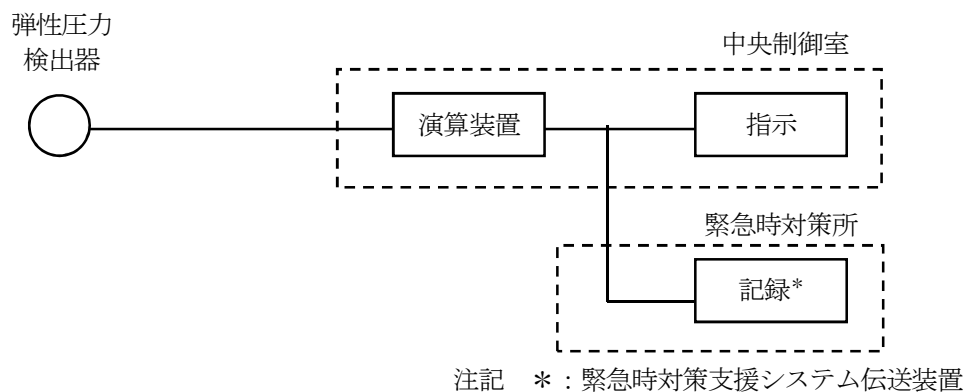
フィルタ装置



第1図 フィルタ装置水位の概略構成図

(2) フィルタ装置圧力

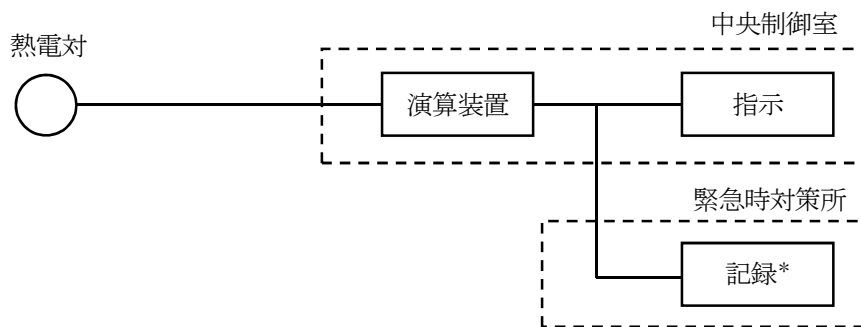
フィルタ装置圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置圧力を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。また、機械式圧力計（自主対策設備）を用いて現場（格納容器圧力逃がし装置格納槽内）にて監視可能な設計としている（第2図「フィルタ装置圧力の概略構成図」）。



第2図 フィルタ装置圧力の概略構成図

(3) フィルタ装置スクラビング水温度

フィルタ装置スクラビング水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置スクラビング水温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、フィルタ装置スクラビング水温度を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する（第3図「フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図」）。



注記 \* : 緊急時対策支援システム伝送装置

第3図 フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図

(4) フィルタ装置排気ライン圧力

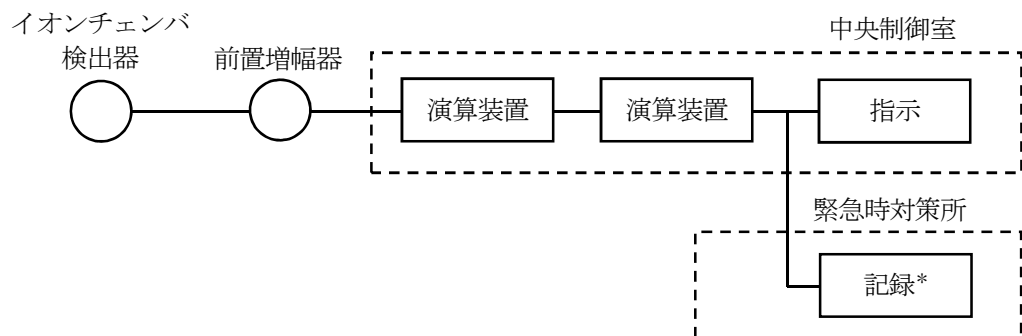
フィルタ装置排気ライン圧力（自主対策設備）の検出信号は，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置排気ライン圧力を中央制御室に指示する（第4図「フィルタ装置排気ライン圧力の概略構成図」）。



第4図 フィルタ装置排気ライン圧力の概略構成図

(5) フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）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（高レンジ・低レンジ）の検出信号は、イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変更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し、記録する（第5図「フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」）。

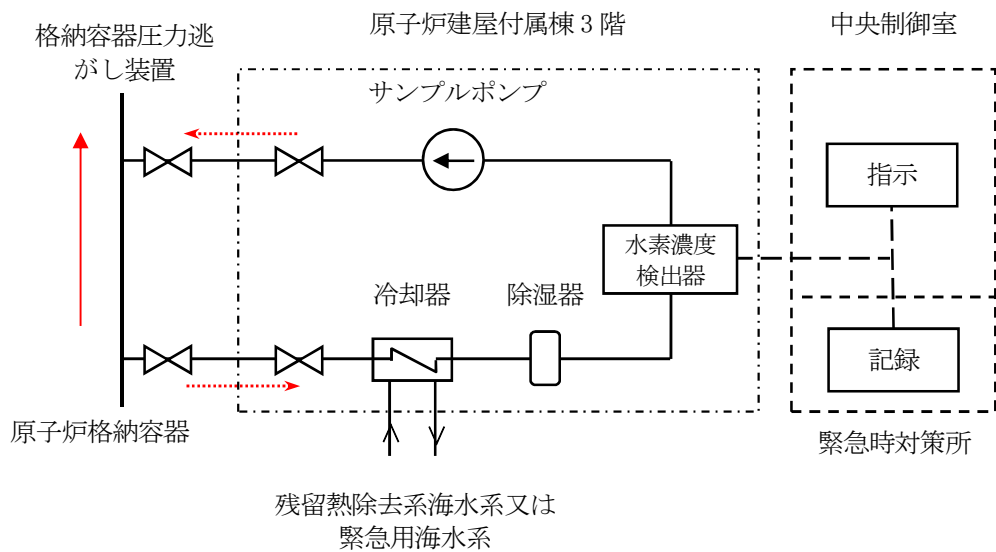


注記 \*：緊急時対策支援システム伝送装置

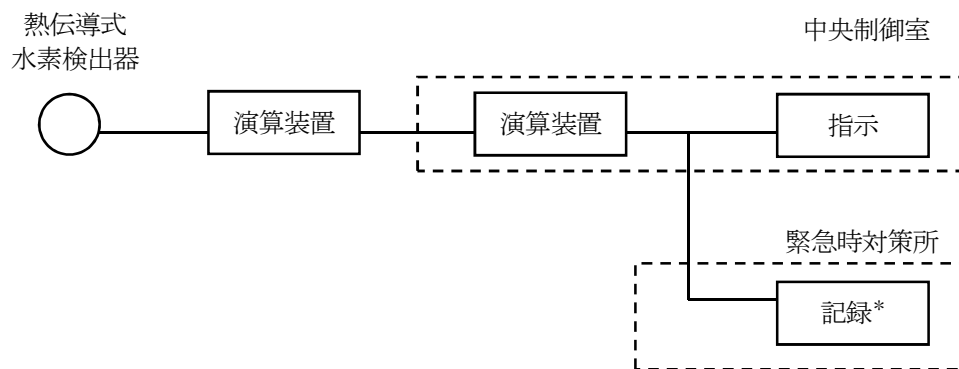
第5図 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図

(6) フィルタ装置入口水素濃度

フィルタ装置入口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置入口水素濃度を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する（第6図「フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図」及び第7図「フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図」）。



第6図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図



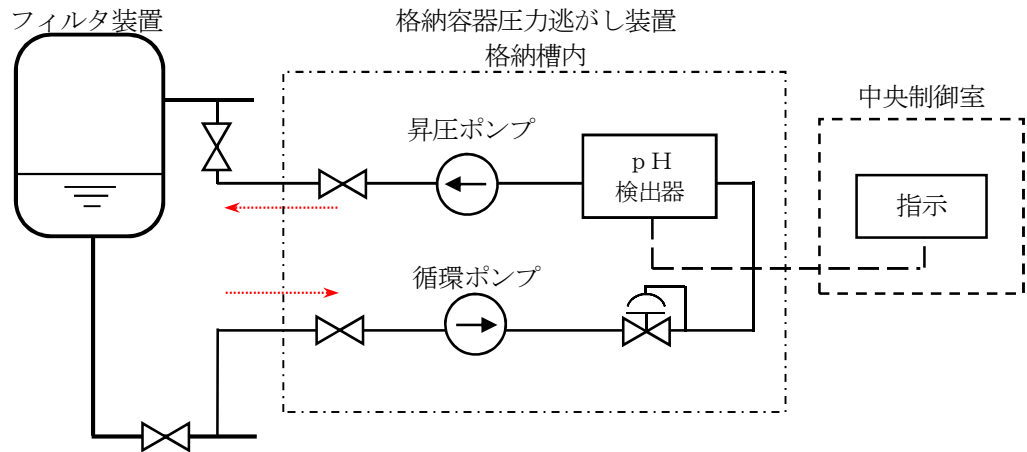
注記 \* : 緊急時対策支援システム伝送装置

第7図 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

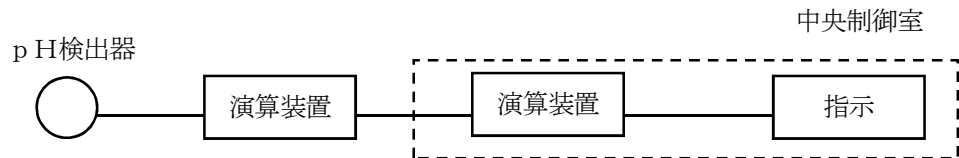


(7) フィルタ装置スクラビング水 pH

フィルタ装置スクラビング水 pH（自主対策設備）の検出信号は、pH検出器にて pHを検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラビング水 pHを中央制御室に指示する（第8図「フィルタ装置スクラビング水 pHシステム概要図」及び第9図「フィルタ装置スクラビング水 pHの概略構成図」）。



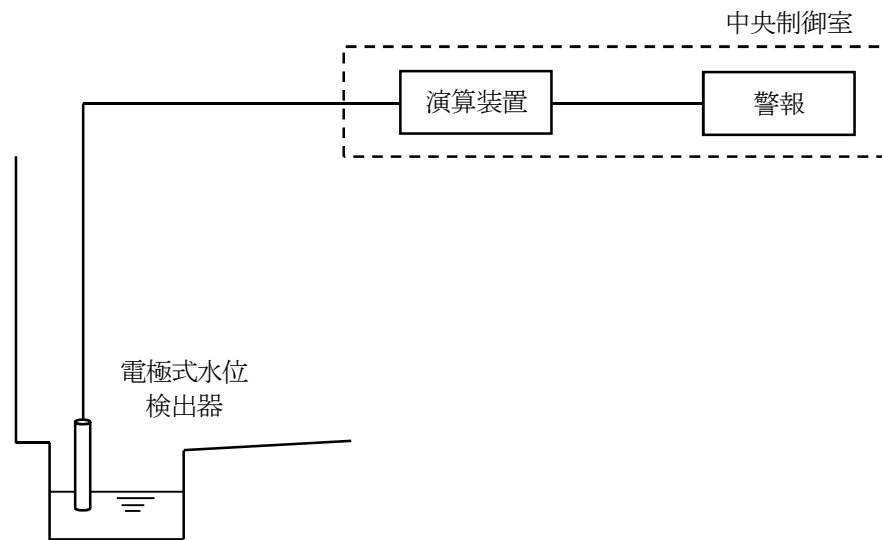
第8図 フィルタ装置スクラビング水 pH システム概要図



第9図 フィルタ装置スクラビング水 pHの概略構成図

(8) 格納槽漏えい検知器

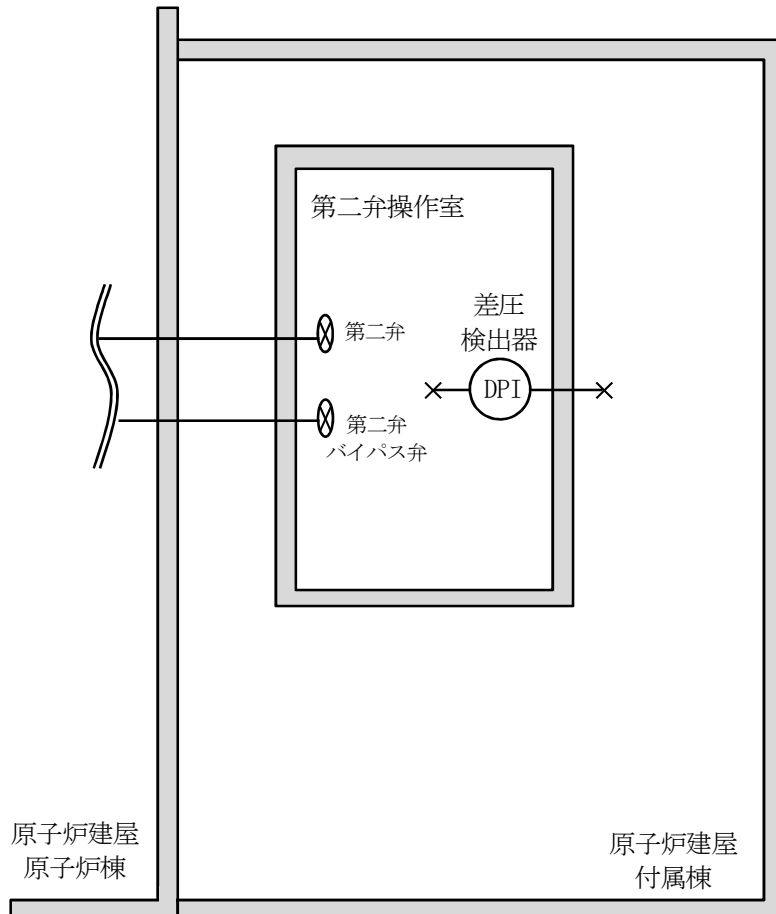
格納槽漏えい検知器（自主対策設備）の検出信号は、電極式水位検出器からの水位状態（ON-OFF 信号）を、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に警報を発報させる（第 10 図「格納槽漏えい検知器の概略構成図」）。



第 10 図 格納槽漏えい検知器の概略構成図

(9) 第二弁操作室差圧

第二弁操作室差圧は、第二弁操作室及び室外の差圧を測定し、第二弁操作室差圧を第二弁操作室内に指示する（第 11 図「第二弁操作室差圧の概略構成図」）。

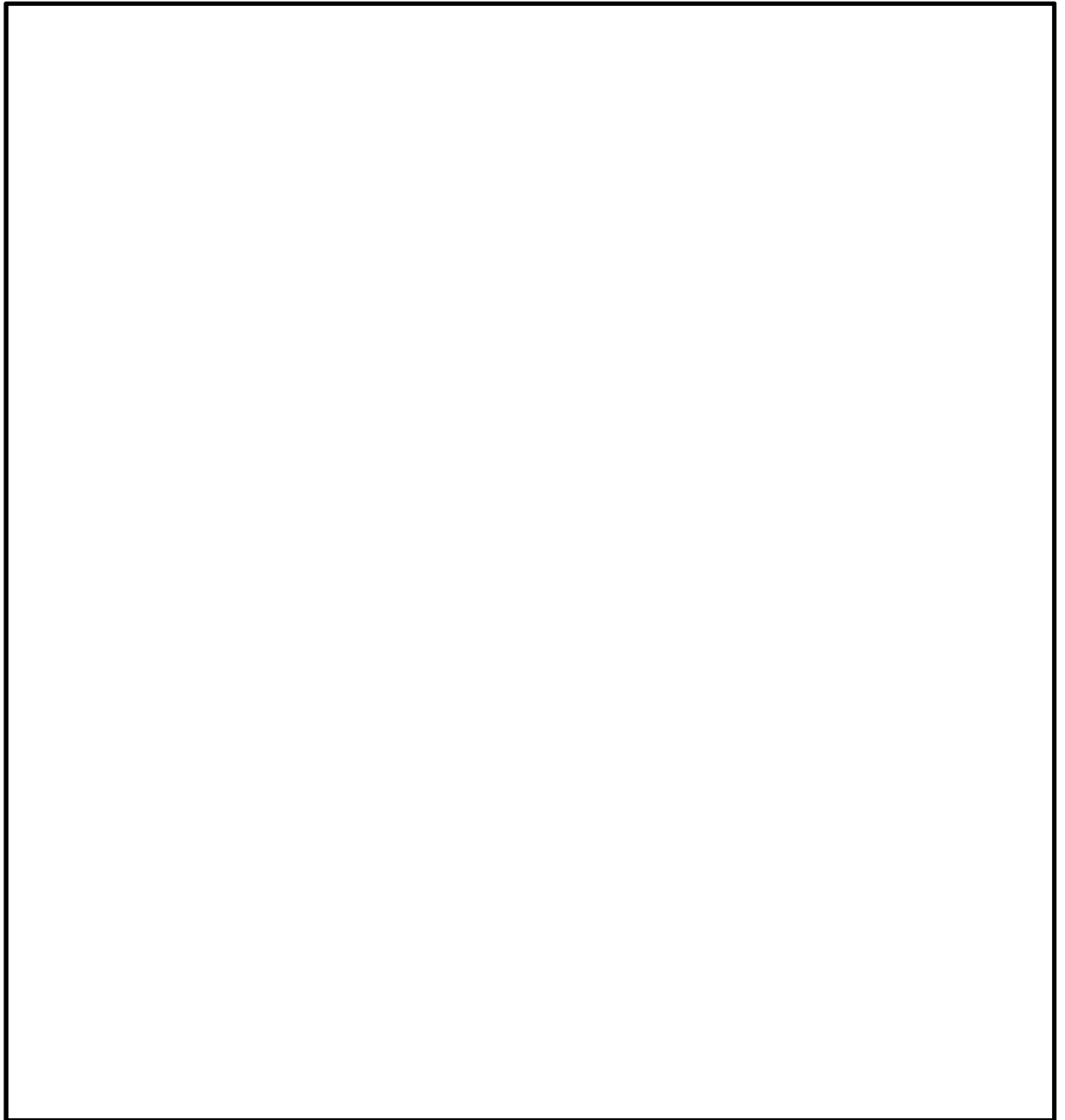


第 11 図 第二弁操作室差圧の概略構成図

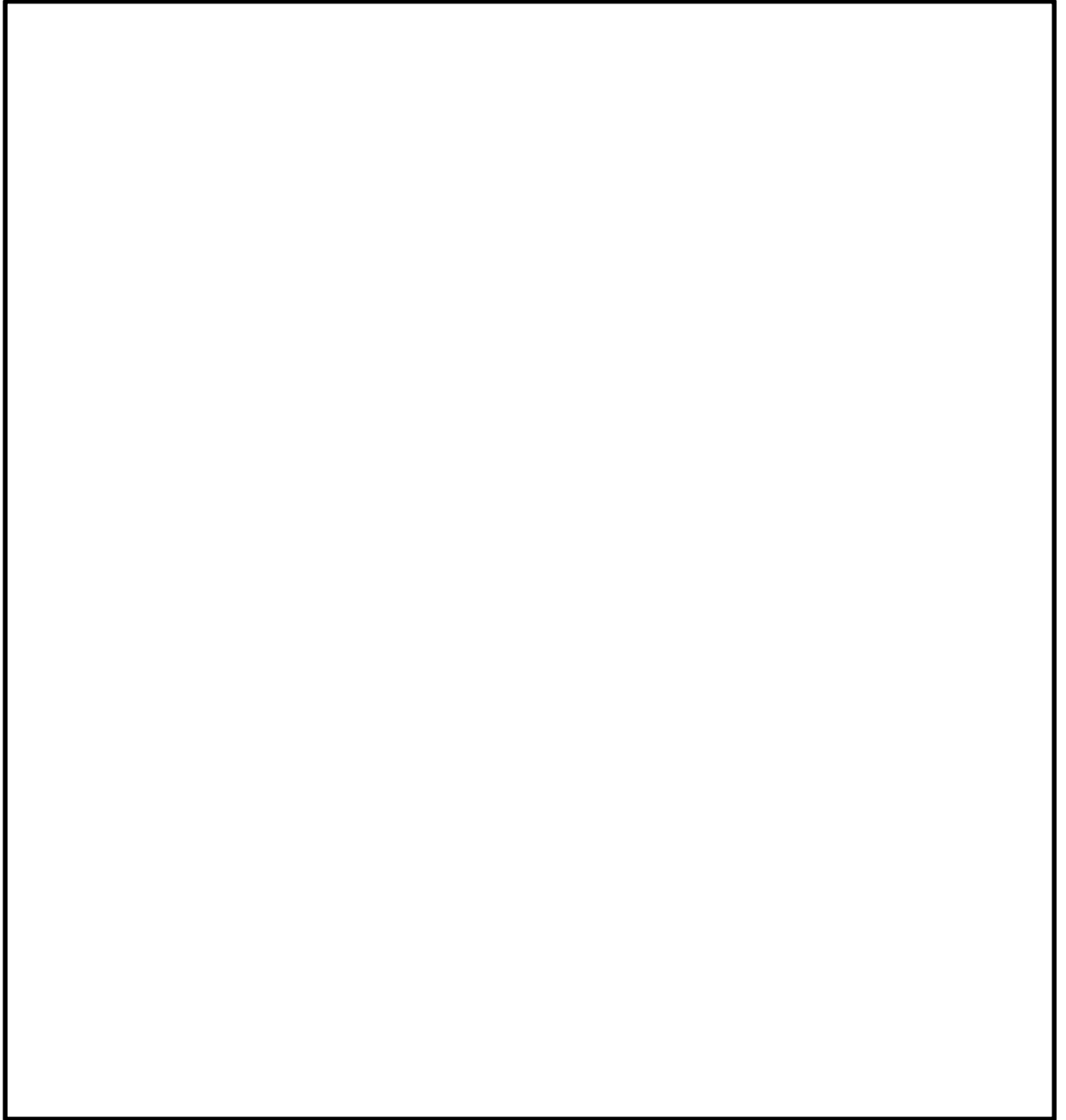
(参考)

1. 格納容器圧力逃がし装置 計装設備の機器配置図

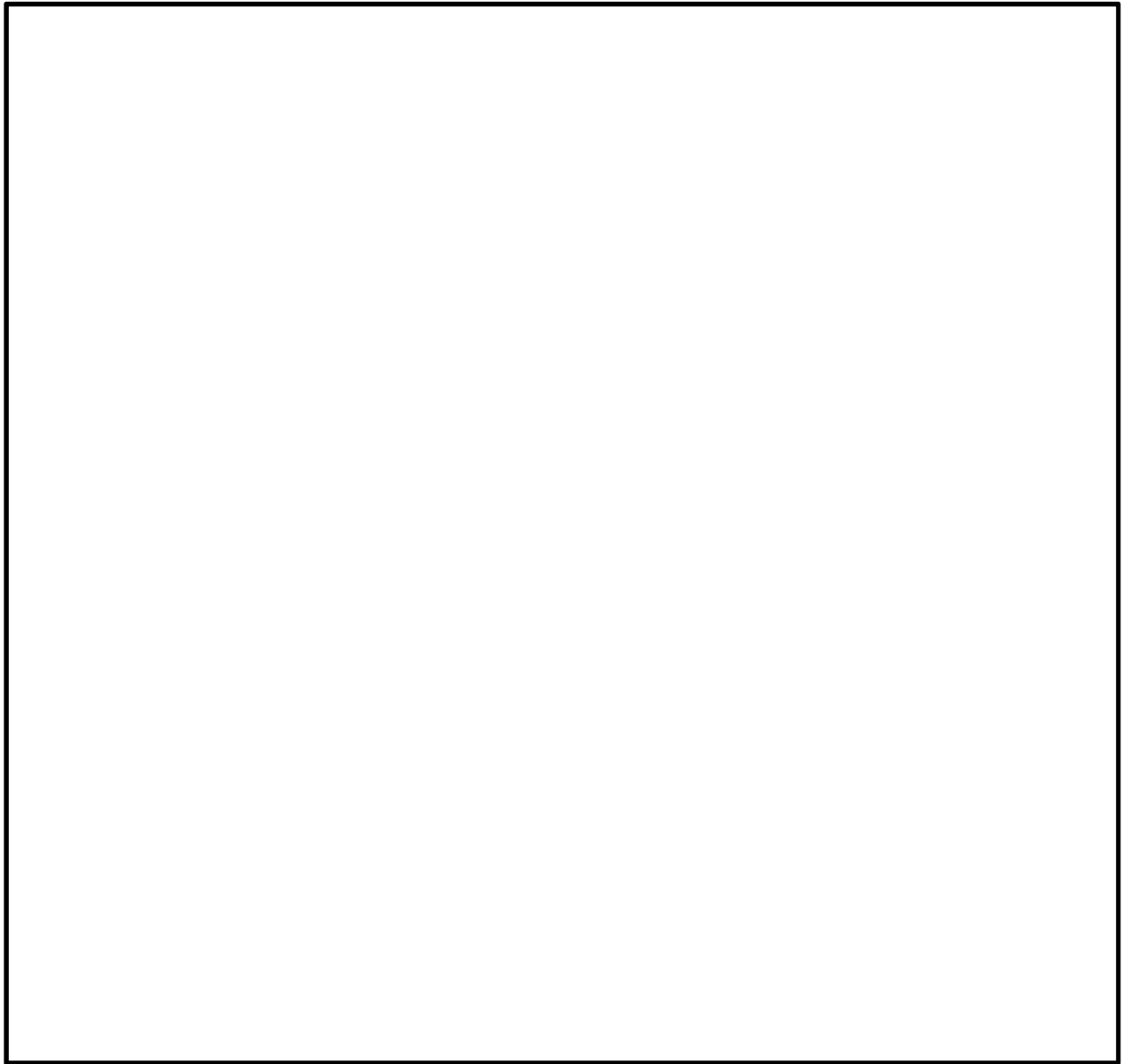
第 12 図～第 14 図に計装設備の配置を示す。



第 12 図 機器配置図 (原子炉建屋付属棟 1 階)



第 13 図 機器配置図 (原子炉建屋付属棟 3 階)

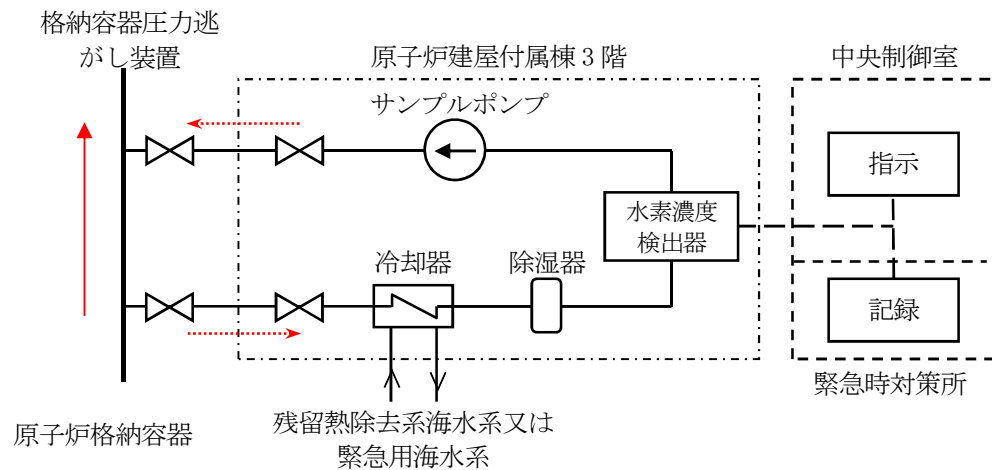


第 14 図 機器配置図 (その他の建屋, 屋外)

フィルタ装置入口水素濃度計の計測時間遅れについて

1. フィルタ装置入口水素濃度計の概要

第1図にフィルタ装置入口水素濃度測定システムの概要を示す。フィルタ装置入口水素濃度は、格納容器圧力逃がし装置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、フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、水素濃度検出器にて測定されるようにしている。水素計測後のサンプルガスは格納容器圧力逃がし装置の配管に戻す構成としている。水素濃度検出器により計測した電気信号は演算装置で水素濃度信号に変換し、中央制御室に指示し、記録する。



第1図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図

2. 時間遅れ

フィルタ装置入口配管内のガスのサンプリング点は、フィルタ装置入口配管の頂部の原子炉建屋原子炉棟5階であり、そこから水素濃度検出器までの時間遅れは以下のとおりである。

- (1) サンプリング配管長 (サンプリング点～水素濃度検出器) : 約99 m
- (2) サンプリング配管の断面積 : 359.7 mm<sup>2</sup> (3.597 × 10<sup>-4</sup> m<sup>2</sup>)
- (3) サンプルポンプの定格流量 : 約1 L/min (約1 × 10<sup>-3</sup> m<sup>3</sup>/min)
- (4) サンプルガス流速 (流量 ÷ 配管断面積) : 約2.8 m/min

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

第1表にフィルタ装置入口水素濃度の時間遅れを示す。

第1表 フィルタ装置入口水素濃度の時間遅れ

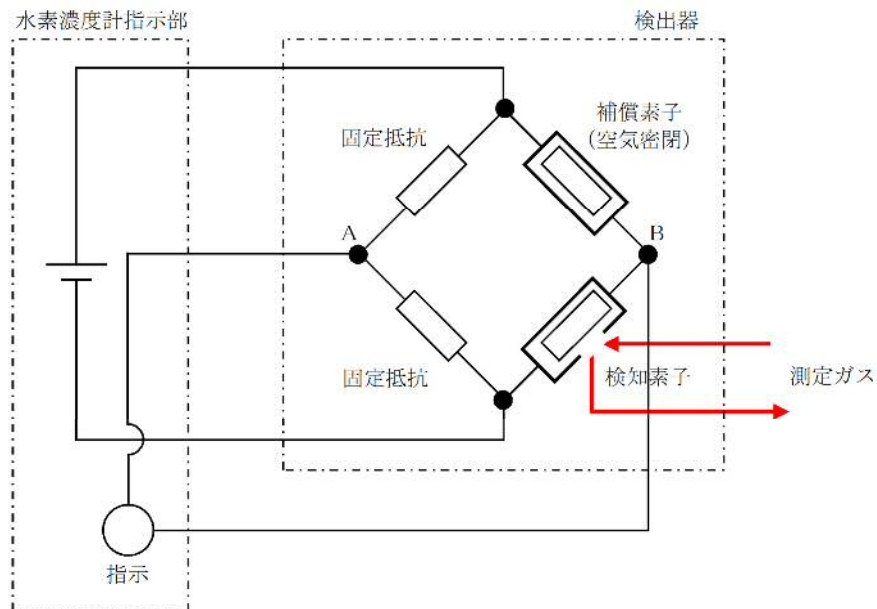
時間遅れ	約36分
------	------

(参考)

### 1. 水素濃度計の測定原理

第2図に水素濃度計検出回路の概要を示す。水素濃度検出器は、熱伝導式を用いる計画であり、検知素子と補償素子（サーミスタ）、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており、測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度指示計部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約120℃に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、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 水素濃度計検出回路の概要図



## 2. 水素濃度の測定

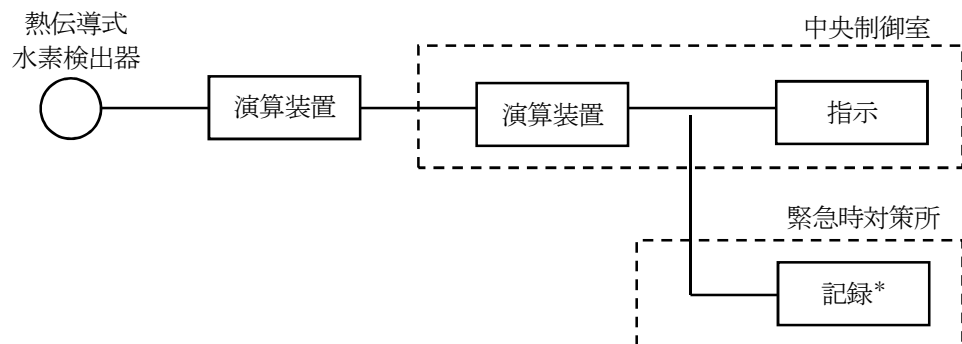
水素濃度検出器は「a.」で示したとおり標準空気に対する測定ガスの熱伝導の差を検出する方式のものであり、酸素、窒素などの空気中のガスに対し、水素の熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は、約0.18 W/(m・K) at 27℃である一方、酸素、窒素は、約0.02 W/(m・K) at 27℃と水素より1桁小さく、これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対する大きな誤差にはならない。

## 3. 水素濃度測定システムの構成

フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、ほぼドライ状態で水素濃度検出器にて測定されるようにしている。

## 4. 水素濃度計の仕様

種類	熱伝導式水素濃度検出器
計測範囲	0～100 vol%
個数	2
設置場所	原子炉建屋付属棟3階（二次格納施設外）



注記 \*：緊急時対策支援システム伝送装置

第3図 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

第3図にフィルタ装置入口水素濃度の概略を示す。水素濃度計の計測範囲0～100 vol%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、なおかつ配管内面に付着した放射性物質からの発熱が加わった状態。

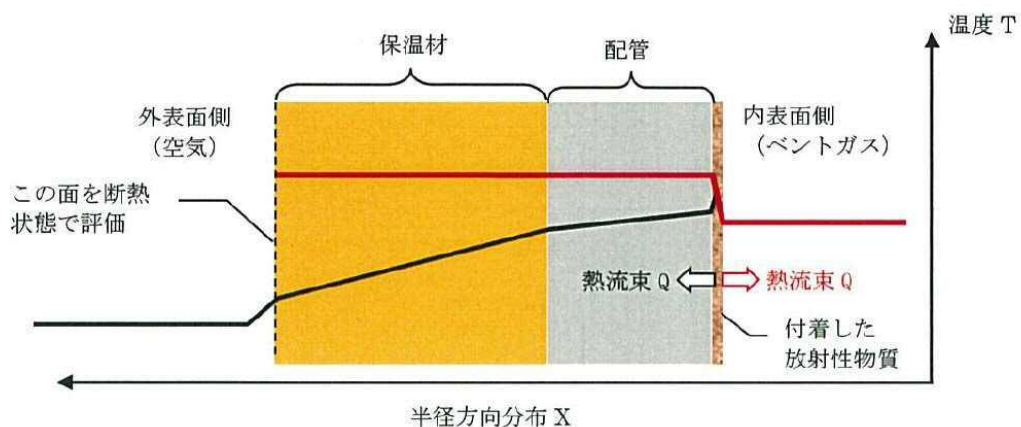
##### 【ケース2】

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

まず、【ケース1】として、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、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格納容器雰囲気温度が170℃以下となる。

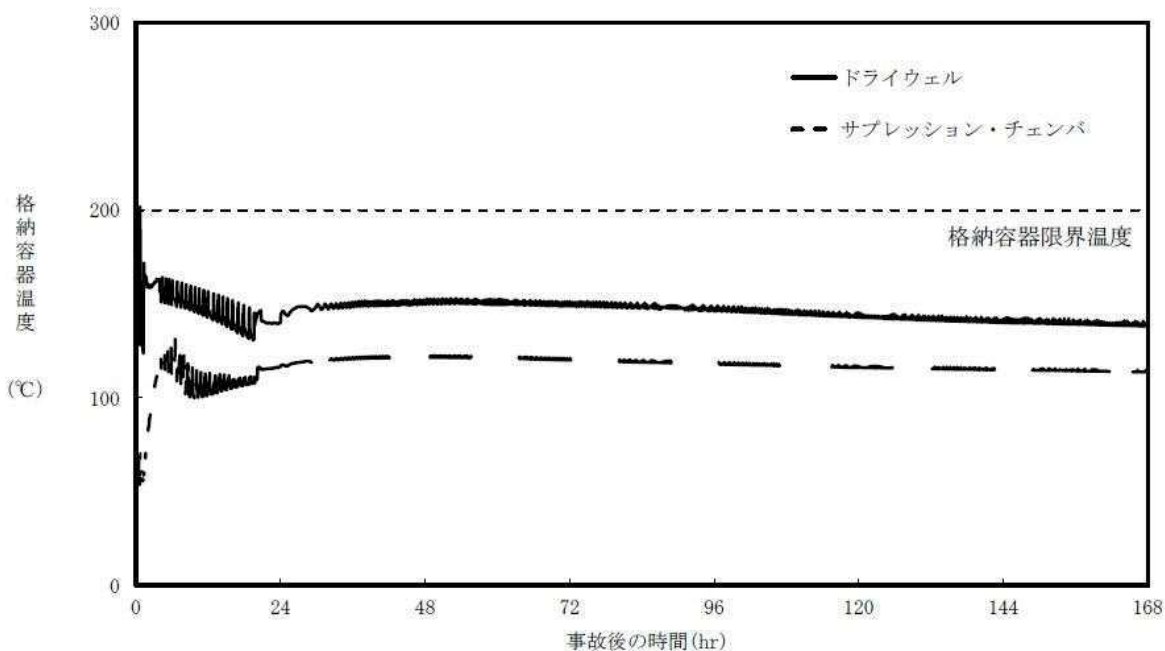


※：実際の伝熱状態は——で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管外面を断熱し、全ての熱流束がベントガス側に移行すると評価した。

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）（代替循環冷却を使用しない場合）」
PCVより流入する崩壊熱量	19.8 kW
配管内発熱割合 (FP付着割合)	10 %/100 m
配管外径, 板厚	450 A, 14.3 mm
配管熱流束	14.7 W/m <sup>2</sup>
質量流量	2.1 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	170 °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）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器温度の推移

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）（代替循環冷却を使用しない場合）シナリオにおける19.8 kWとし、配管内面に付着する放射性物質割合としては、10 %/100 m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2.1 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) )

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

$Nu$  : ヌッセルト数

$k$  : 水蒸気の熱伝達率 (約0.034 (W/ (m<sup>2</sup>·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))。

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

$Re$  : レイノルズ数

$Pr$  : プラントル数 (1.130 ; 保守的に170 °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13.0 (m/s) : 質量流量から換算)

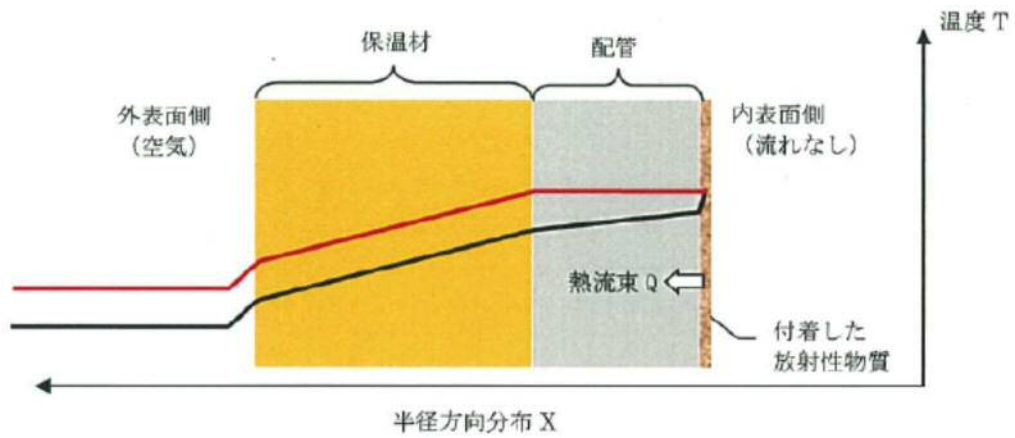
$\nu$  : 水蒸気の動粘性係数 (約3.6×10<sup>-6</sup> (m<sup>2</sup>/s) )

これにより、配管内面の温度上昇は0.09 °C程度であると評価できる。ベントガスの温度は170 °C程度であることから、上記の温度上昇分を考慮しても、配管内表面温度は配管設計における最高使用温度200 °Cを下回っているため、配管の構造健全性に影響を与えることはない。

次に、【ケース2】として、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14.3 mmであり、炭素鋼の熱伝導率が50 w/ (m·K)程度であることから、板厚方向の温度勾配は微小であると考えることができる。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（格納容器過圧・過温破損）（ドライウェルベント）」を想定する。



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

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）（代替循環冷却を使用しない場合）」
PCVより流入する崩壊熱量	19.8 kW
配管内発熱割合 (FP付着割合)	10 %/100 m
配管外径, 板厚	450 A, 14.3 mm
配管熱流束	14.7 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*1)
環境温度	100 °C

注記 \*1: 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。

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

$T_h$  : 配管外表面温度 (°C)

$T_l$  : 保温材表面温度 (°C)

$q$  : 配管熱流束 (W/m<sup>2</sup>)

$L$  : 保温材厚さ (0.03 m)

$\lambda$  : 保温材熱伝導率 (2.103×10<sup>-2</sup> W/(m<sup>2</sup>·K))

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

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

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

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

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

$Q$  : 単位長さ当たりの配管内面での発熱量 (W/m)

$S$  : 単位長さ当たりの配管外面表面積 (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) )

上記の  $h_r$  は以下の式で表される。

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

$\varepsilon$  : 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” 付属書E (参考) 表面温度及び表面熱伝達率の算出方法における、垂直平面及び管 (Nusseltの式) 及び水平管 (Wamsler, Hinleinの式) をもとに対流熱伝達率を算出した。垂直管 (式(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。

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

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

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

$D_o$  : 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124.2℃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、適用に対して問題がないことを確認している。また、管外径などの寸法にかかる制約条件は規定されていない。

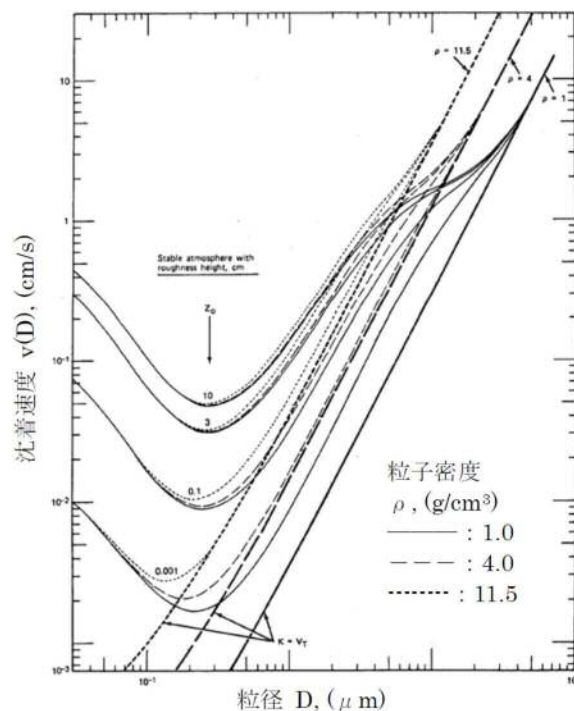
(参考)

1. 配管内面への放射性物質付着量の考え方について

配管内面への放射性物質（エアロゾル）の付着量を設定するに当たっては、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 cm (10 μm) と粒子密度4 g/cm<sup>3</sup>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。

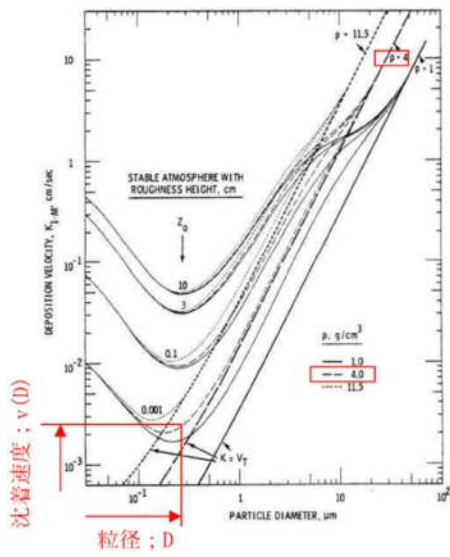


第4図 エアロゾル粒子径と沈着速度の関係

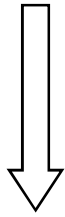
評価条件は、東海第二を対象として配管長さ100 m、配管内径600 mm、2Pd及び最小流量で排気される蒸気流量を適用する。また、考慮する粒子径分布は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（ドライウェルベント）」に基づくものとした。

これらの条件から、100 m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。

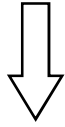




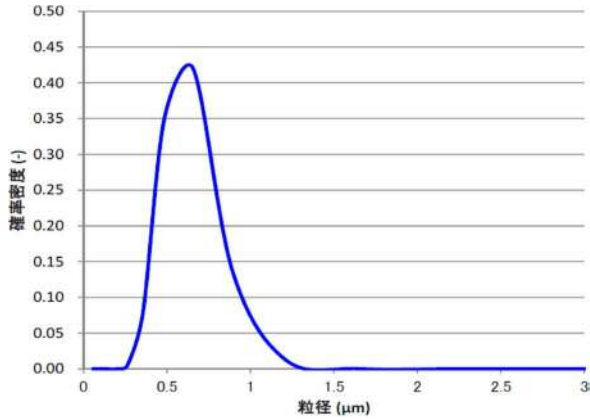
第 4 図に基づき、各粒径ごとの沈着速度を設定する。



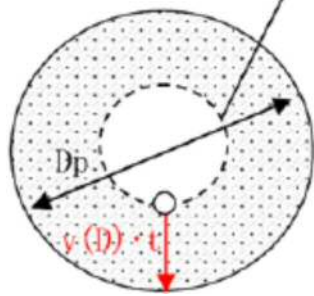
MAAP 解析に基づくエアロゾル粒径分布から確率密度  $P(D)$  を算出する。



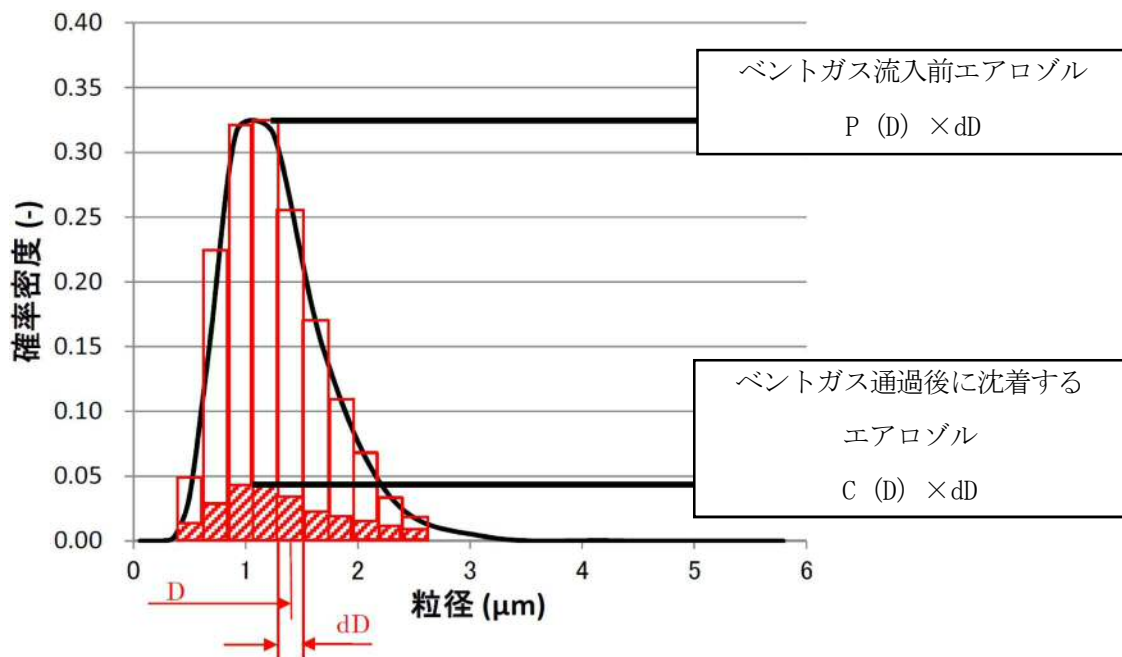
(次ページに続く)



第5図 沈着割合評価の考え方 (1/2)



沈着量は、100 m 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)

上記の関係から、沈着割合Rは以下の式で表される。

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

ここで、C(D)は以下の式で表される。

$$\begin{aligned} C(D) &= P(D) \times \left( \frac{\pi \left( \frac{D_p}{2} \right)^2 - \pi \left( \frac{D_p}{2} - v(D) \cdot t \right)^2}{\pi \left( \frac{D_p}{2} \right)^2} \right) \\ &= P(D) \times \left( \frac{\left( \frac{D_p}{2} \right)^2 - \left( \frac{D_p}{2} - v(D) \cdot t \right)^2}{\left( \frac{D_p}{2} \right)^2} \right) \end{aligned}$$

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	格納容器圧力	
			620 kPa [gage] *1	<input type="checkbox"/> kPa [gage] *2
配管条件	長さ	m	100	
	内径	m	0.6	
沈着条件	沈着速度の分布	Cm/s	$2 \times 10^{-3} \sim 5 \times 10^{-1}$	
排気条件	蒸気流量	Kg/s	23.7	3.8
	蒸気流速	m/s	23	14
沈着割合		%	1.0	1.6

注記 \*1 : 最高使用圧力 (2Pd)

\*2 : 事象発生7日後の最小流量となる圧力

第1表より、最小流量であっても約1.6 %の沈着割合となることが評価された。以上を踏まえ、エルゴ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、100 m当たり10 %を配管への沈着割合として放射性物質の付着量を設定する。

## 2. 引用文献

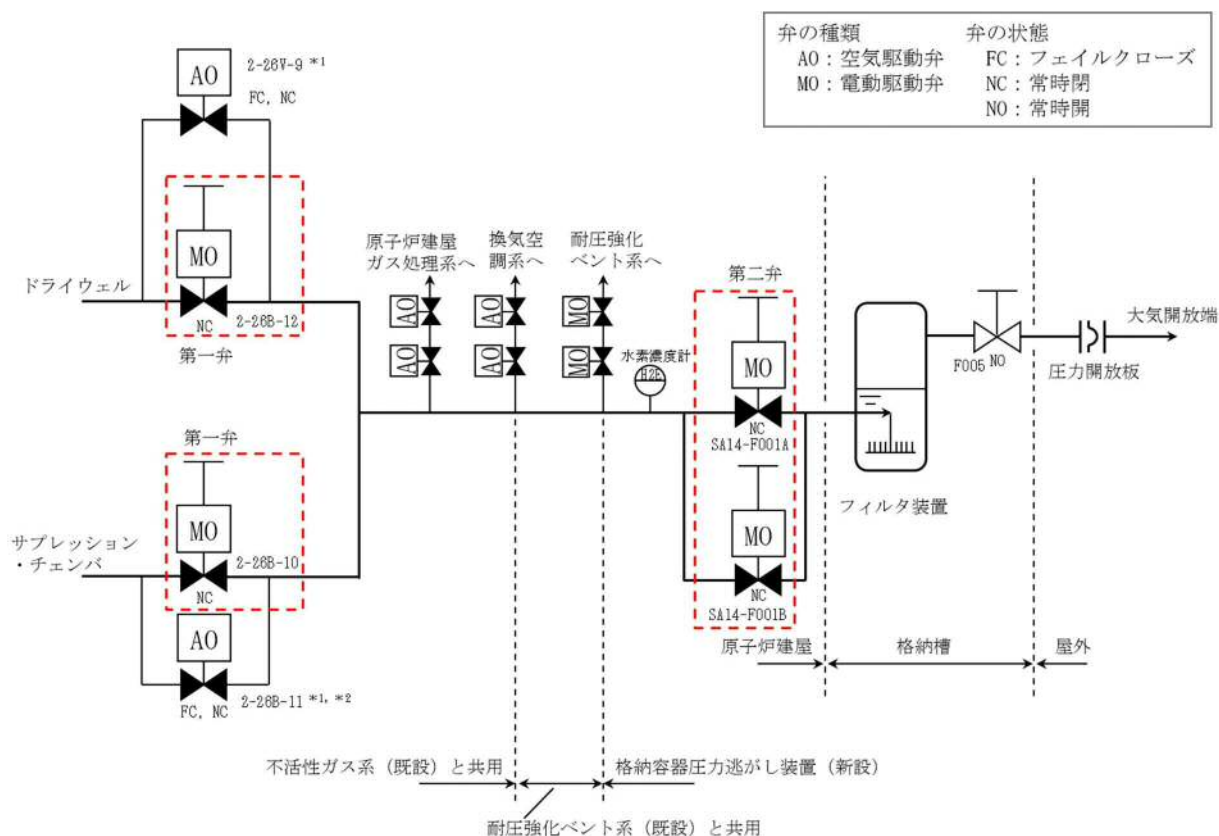
- (1) ” Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT” , NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Pt.7, 1990

主ライン・弁の構成について

1. 主ライン構成

1.1 系統概要図

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



- 注記 \*1 : 2-26V-9 及び 2-26B-11 はプラント運転中の格納容器圧力の調整に用いる小口径 (50 A) の弁であり、格納容器圧力逃がし装置の経路としては十分ではない。  
 \*2 : 2-26B-11 は、気密性能を維持するパッキン (有機材料) に温度耐性がないことから、高温時における弁のシール性向上のためグローブ弁に交換する。

第1図 格納容器圧力逃がし装置 主ライン概略図

## 1.2 設計の意図

東海第二発電所では、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、サブプレッション・プール水でのスクラビング効果が期待できるサブプレッション・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口増加を最小限に抑えるため、既存の貫通孔の中から十分な排気容量が確保できる口径を有する不活性ガスの貫通孔（600 A）を選定し使用する構成としている。

主ラインは不活性ガス系配管（既設）、耐圧強化ベント系配管（既設）を経て、格納容器圧力逃がし装置配管（新設）によりフィルタ装置に導かれるが、他の系統とは弁で隔離することで、他の系統や機器への悪影響を防止する設計としている。

### (2) 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁の設置要求（実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈）に基づき、サブプレッション・チェンバ側及びドライウエル側それぞれの主ラインに原子炉格納容器隔離弁（第一弁）として電動駆動弁（MO弁）を各1弁設置する構成としている。また、主ラインが合流した後に原子炉格納容器隔離弁（第二弁）として電動駆動弁（MO弁）を並列に2弁設置する構成としている。

### (3) フィルタ装置出口弁

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している。

## 1.3 弁の設置位置の妥当性（物理的位置、他からの悪影響）

ベント開始に必要な主ラインの隔離弁（サブプレッション・チェンバ側第一弁、ドライウエル側第一弁及び第二弁）の設置位置は、弁の設置スペース、人力による遠隔操作性等を考慮して決定している。

また、事故後の環境条件を考慮した設計としているため、ベント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、遠隔人力操作機構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、遠隔人力操作機構の操作場所は、遮蔽効果が得られる二次格納施設外とし、さらに、必要な遮蔽及び空気ポンペを設置し、作業員の被ばく低減に配慮している。

遠隔人力操作機構は、フィルタ装置入口配管付近に敷設されることから、高線量、高温雰囲気による機能への影響の可能性があるため、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 19 時間ベントで約 19 kGy/7 日と評価している。これに対し、配管と同エリアにある機器の積算線量は 36 kGy/7 日と保守的に設定している。遠隔人力操作機構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）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。

ただし、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。

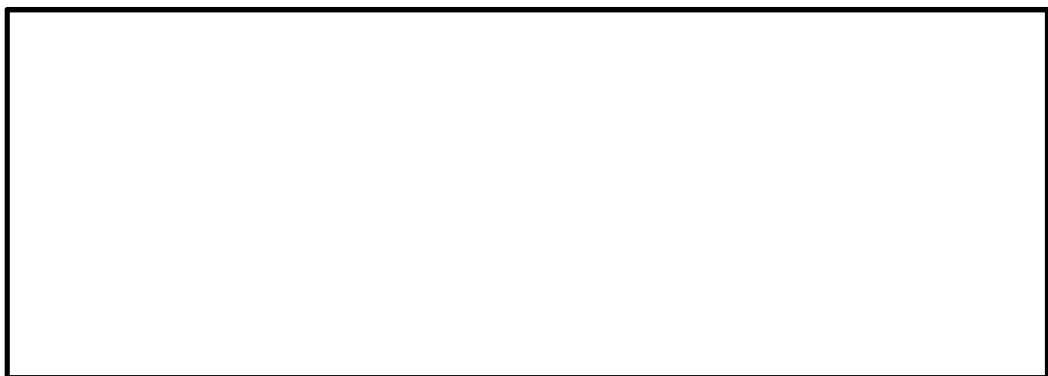
(2) 耐熱性について

ベント時のフィルタ装置入口配管は、表面温度を 170 °C 程度と評価しているが、周囲の温度が 60 °C 程度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）の耐熱温度は 200 °C 以上であり、また、遠隔人力操作機構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。

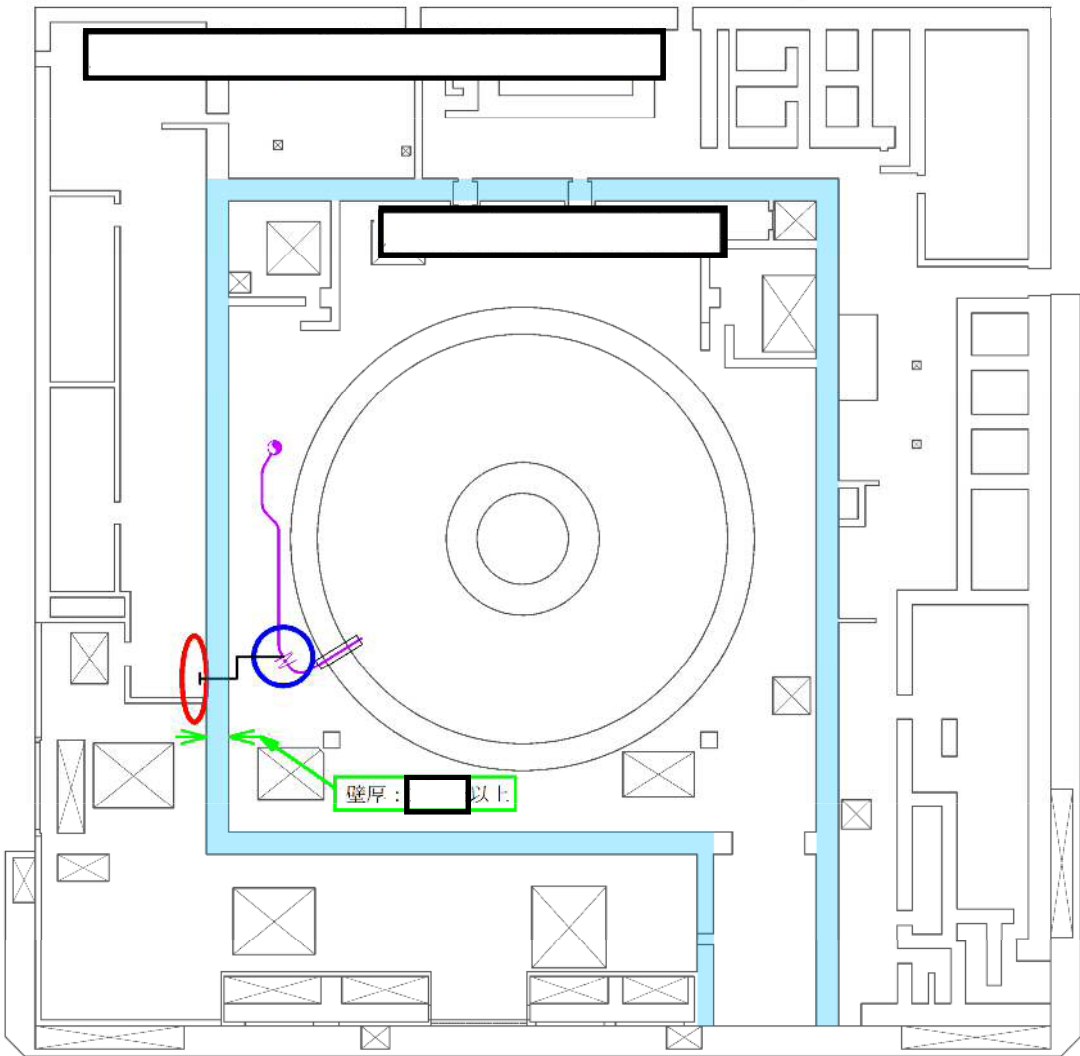
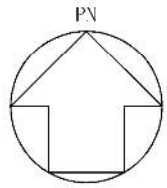
よって、遠隔人力操作機構は、フィルタ装置入口配管付近に敷設される環境でも、機能への影響はない。

遠隔人力操作機構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配置位置及び人力による遠隔操作位置を第 3 図～第 5 図に示す。



第 2 図 遠隔人力操作機構フレキシブルシャフトの構造

- 【凡例】
- : 二次格納施設範囲
  - : 第一弁（サプレッション・チェンバ側）
  - : 第一弁操作場所（屋内）
  - : 遠隔人力操作機構
  - : フィルタベント系配管

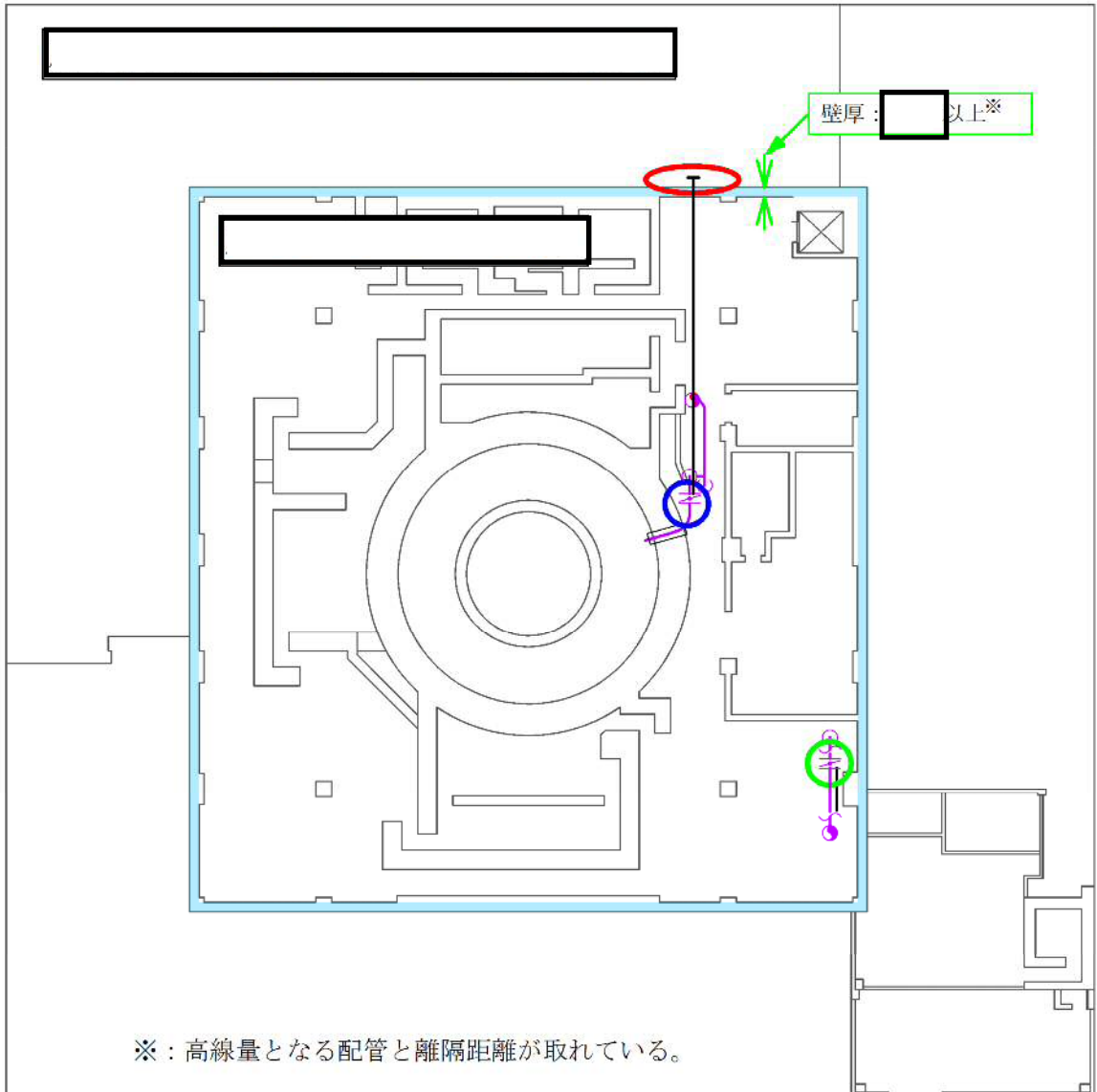
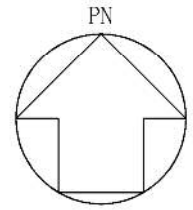


第3図



配置図

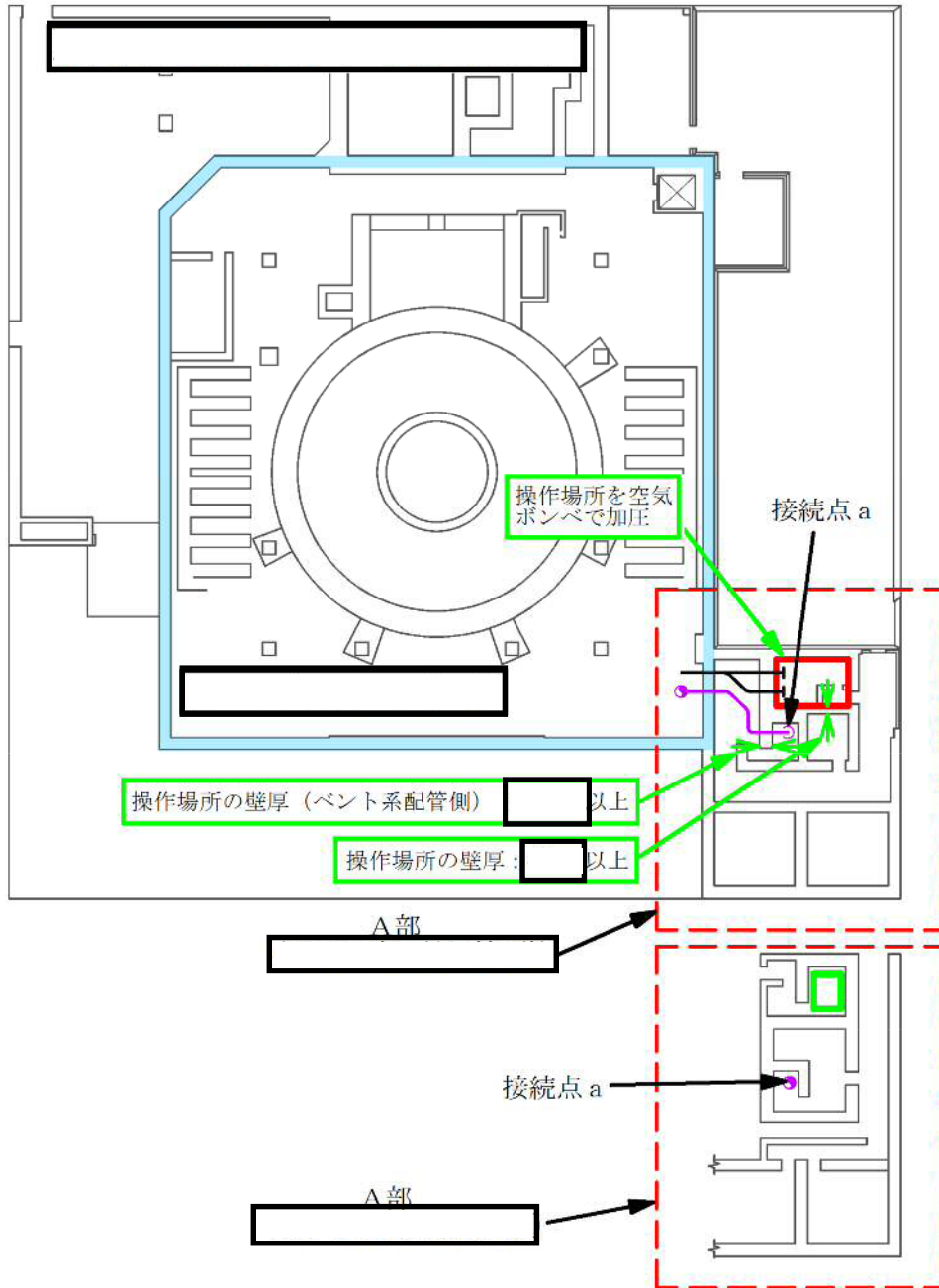
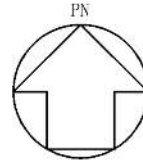
- 【凡例】
- : 二次格納施設範囲
  - : 第一弁（ドライウエル側）
  - : 第一弁操作場所（屋外）
  - : 第二弁及び第二弁バイパス弁
  - : 遠隔人力操作機構
  - : フィルタベント系配管



第4図 [ ] 配置図



- 【凡例】
- : 二次格納施設範囲
  - : 第二弁及び第二弁バイパス弁操作場所
  - : 遠隔人力操作機構
  - : 第二弁操作室  
空気ポンペユニット  
(空気ポンペ) 設置個所
  - : フィルタベント系配管



第 5 図  配置図

## 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, 第一弁, 第二弁の順に開弁する。第一弁, 第二弁とも交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している。

駆動源となる電源は, 通常時には非常用母線より給電しているが, 重大事故等で非常用母線が喪失した場合には, 重大事故等に対処するために必要な電源の供給が可能なよう常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電できる構成とし, 高い信頼性を確保している。

また, これら代替電源設備からの受電が期待できない場合は, 遠隔人力操作機構により, 放射線量率の低い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している。

以上のように, 操作方法に多様性を持たせ開操作が確実に実施できる。

### (2) 隔離の確実性

#### a. ベント実施前

ベント実施前は, 原子炉格納容器バウンダリの維持が要求される。格納容器圧力逃がし装置の隔離弁(第一弁, 第二弁)は常時「閉」であり, 中央制御室の操作スイッチにカバーを取り付けて誤操作防止を図っていること, 駆動源喪失時その状態が維持(フェイルアズイズ)されるため, 確実に隔離状態は維持される。

#### b. ベント実施後

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

原子炉格納容器と格納容器圧力逃がし装置の隔離について, 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格納容器圧力逃がし装置の窒素置換後に, ベント実施時に開弁した隔離弁(第一弁)を閉とし, 原子炉格納容器バウンダリを復旧する。閉操作の確実性は, (1)開の確実性と同様に実施できる。

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ビング水の移送が完了し, 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, 地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に遮蔽壁(コンクリート遮蔽 1.3 m 以上)を設け, 遠隔人力操作機構を設置することで, 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している。

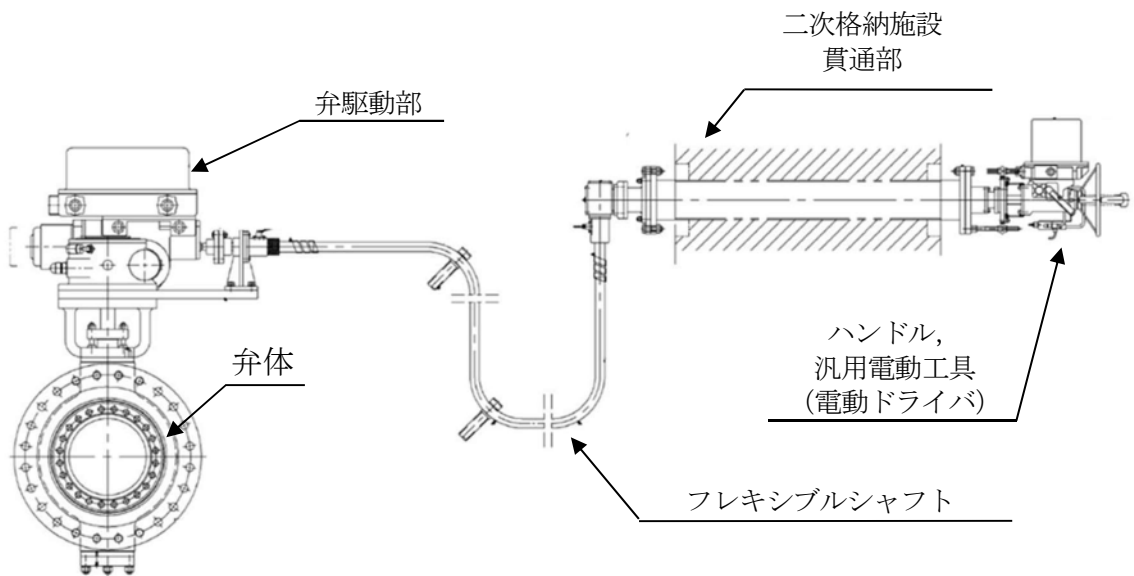
## 1.5 遠隔人力操作機構の概要

### 1.5.1 電動駆動弁の遠隔人力操作機構の概要

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設計する。フレキシブルシャフトの一部は、隔離弁の付近に設置されることから、設備の使用時には高温、高放射線環境が想定されるが、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。

遠隔人力操作機構の模式図を第6図に、ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様について第1表に示す。



第6図 遠隔人力操作機構の模式図

第1表 ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様

弁名称 (口径)	第一弁 (サプレッション・チェンバ側) (600A)	第一弁 (ドライウエル側) (600A)	第二弁及び 第二弁バイパス弁 (450A)
フレキシブル シャフト長さ	約 12 m	約 25 m	約 15 m
ハンドル 回転数	約 2940 回	約 2940 回	約 1989 回
個 数	1	1	2

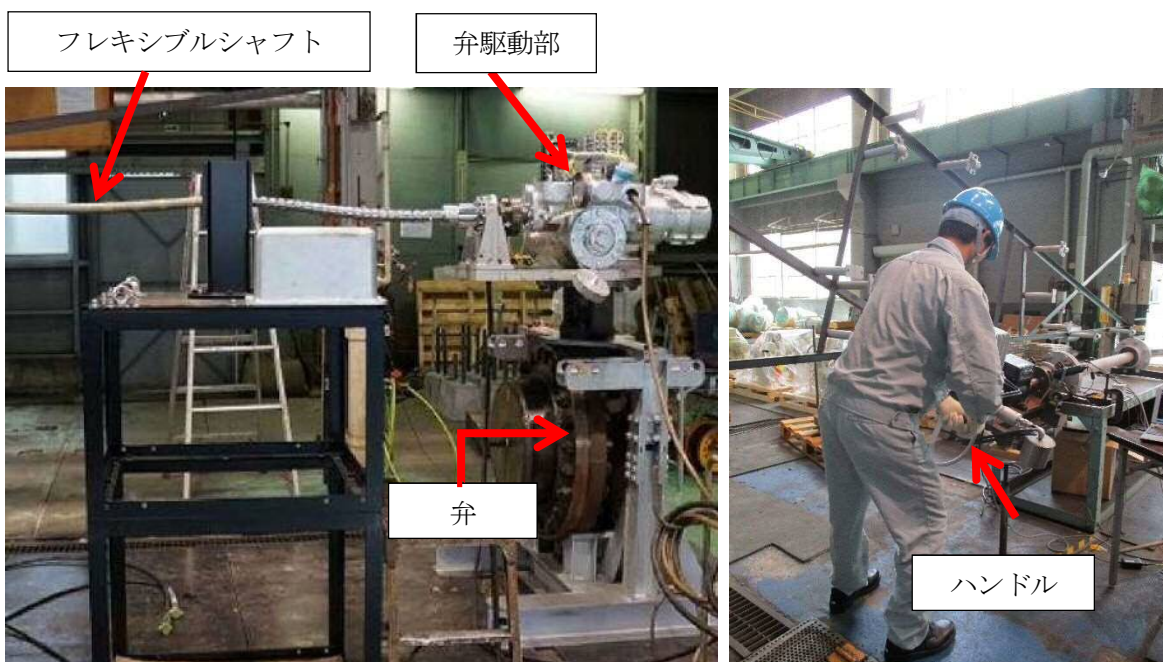
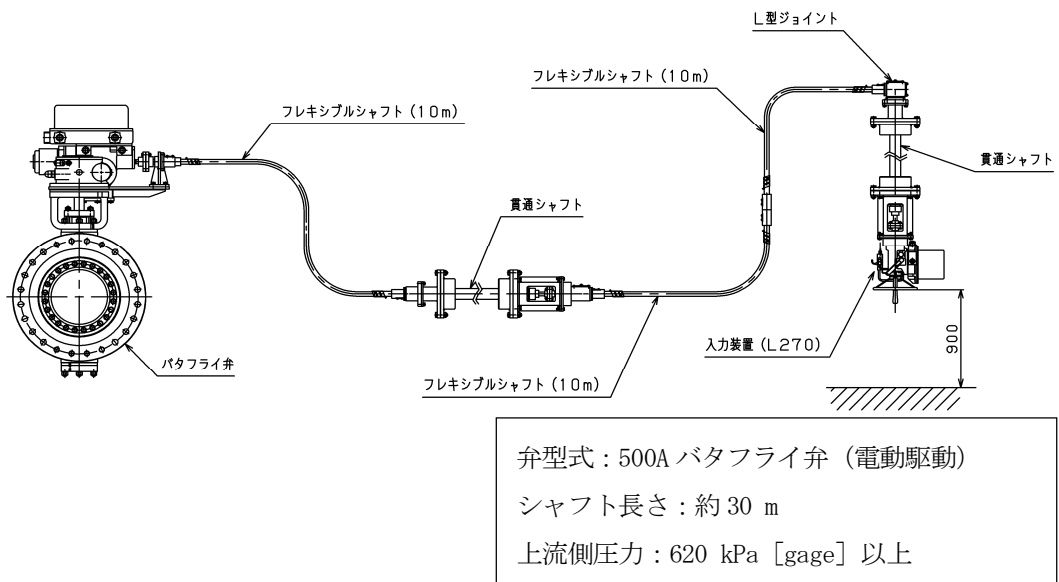
### 1.5.2 遠隔人力操作機構のモックアップ試験

フレキシブルシャフトを介した遠隔人力操作機構の成立性及び操作時間を500A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7図に示す。

モックアップ試験の結果、弁上流側に原子炉格納容器圧力2Pdに相当する圧力(620 kPa [gage])がかかった状態であっても、フレキシブルシャフトを介した遠隔手動操作が可能なことを確認した。また、弁の操作要員は3名で約82回/分の速度にてハンドル操作が可能なことを確認した。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、東海第二ではフィルタベント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、AO弁の遠隔手動操作をすることはない。



第7図 モックアップ試験の概要

第2表 モックアップ試験結果

弁開度指示	ハンドル操作時間	ハンドル回転数	弁上流側圧力 (kPa [gage])	備考
5 %	2分03秒	144	650	弁開度指示9 %で 弁上流側圧力0 kPa
10 %	3分09秒	238	0	
50 %	11分55秒	985	0	
100 %	22分59秒	1893	0	

第3表 ベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間

弁名称	第一弁 (サブプレッション・チェンバ側)	第一弁 (ドライウェル側)	第二弁
ハンドル 操作時間	約 36 分	約 36 分	約 25 分

モックアップ試験結果のハンドル操作速度約 82 回転/分より算出。

### 1.5.3 汎用電動工具による操作性向上

遠隔人力操作機構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）を第二弁操作室付近に準備する。汎用電動工具を用いたハンドル操作時間は、10分程度に短縮可能である。

なお、過回転による遠隔人力操作機構の損傷防止のため、ハンドル付近には回転数カウンタを設け、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。

### 1.5.4 第二弁操作室の正圧化バウンダリの設計差圧

第二弁操作室の正圧化バウンダリは、配置上、動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため、室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。

第二弁操作室の正圧化に必要な差圧を保守的に評価するため、重大事故等発生時の室内の温度を高めめの50 °C、隣接区画を外気的设计最低温度-12.7 °Cと仮定すると、第二弁操作室の天井高さは最大約4 mであり、以下のとおり約10.4 Paの圧力差があれば、温度の影響を無視できると考えられる。

$$\begin{aligned} \Delta P &= \{(-12.7 \text{ °Cの乾き空気密度 } [\text{kg/m}^3]) - (+50 \text{ °Cの乾き空気の密度 } [\text{kg/m}^3])\} \\ &\quad \times \text{天井高さ } [\text{m}] \\ &= (1.3555 [\text{kg/m}^3] - 1.0925 [\text{kg/m}^3]) \times 4 [\text{m}] \\ &= 1.052 [\text{kg/m}^2] \end{aligned}$$

≒10.4 [Pa]

したがって、正圧化の必要差圧は裕度を考慮して隣接区画+20 Paとする。

#### 1.5.5 第二弁操作室

第二弁操作室は、弁の人力操作に必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、空気ポンプユニットにより正圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、ベントの際のブルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とする。室温については、ベント開始後は、格納容器圧力逃がし装置の配管の一部が遮蔽を挟んで隣接したエリアに設置されるため、長期的には徐々に上昇することが想定されるが、遮蔽が十分厚く操作員が第二弁操作室に滞在する数時間での室温の上昇はほとんどなく、居住性に与える影響は小さいと考えられる。

また、現場の第二弁操作室には、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイメータを設けることで居住性が確保できていることを確認できる。

中央制御室との通信については、携行型有線通話装置を第二弁操作室に設けることによって、中央制御室との通信連絡が可能な設計とする。

##### (1) 収容人数

第二弁の操作に必要な要員は、既述のモックアップ試験結果より3名であることから、第二弁操作室には3名を収容できる設計とする。

##### (2) 設置場所

第二弁操作室は、アクセス性と被ばく低減を考慮して原子炉建屋原子炉棟外でかつ遮蔽のある部屋とする必要があることから、原子炉建屋付属棟内に設置する。

また、第二弁を遠隔人力操作機構を用いて操作することから、弁の操作性のため、可能な限り第二弁に近い場所に第二弁操作室を設置する。

##### (3) 遮蔽設備

第二弁操作室の壁及び床は、弁操作要員がベント開始から4時間滞在可能なように鉄筋コンクリート40 cm以上の厚さを有し、さらに、第二弁操作室に隣接するエリアに格納容器圧力逃がし装置入口配管が設置される方向の壁及び床の厚さは、鉄筋コンクリート120 cm以上とし、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。

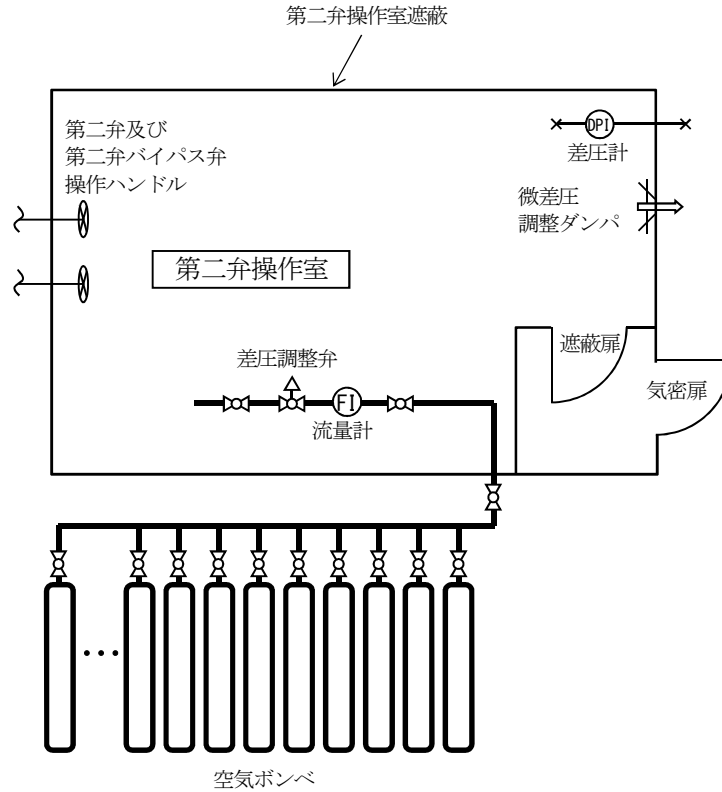
なお、第二弁操作室の入口は、遮蔽扉及び気密扉を設置し、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減し、また、放射性物質の第二弁操作室への流入を防止する設計とする。

##### (4) 第二弁操作室空気ポンプユニット

###### a. 系統構成

第二弁操作室空気ポンプユニットの概要図を第8図に示す。空気ポンプユニットから減圧ユニットを介し、流量計ユニットにより一定流量の空気を第二弁操作室へ供給する。第

二弁操作室内は微差圧調整ダンパにより正圧を維持する。また，第二弁操作室内が微正圧であることを確認するため差圧計を設置する。



第 8 図 第二弁操作室空気ポンベユニット概要図

b. 必要空気量

(a) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要空気量

- ・収容人数： $n=3$  (名)
- ・許容二酸化炭素濃度： $C=0.5\%$  (J E A C 4 6 2 2-2009)
- ・空気ポンベ中の二酸化炭素濃度： $C_0=0.0336\%$
- ・呼吸により排出する二酸化炭素量： $M$

作業 (時間)	呼吸により排出する二酸化炭素量： $M$ ( $\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ )	空気調和・衛生工学便覧の作業程度区分
弁操作 (1 時間) *	0.074	重作業
待機 (4 時間)	0.022	極軽作業

注記 \*：弁操作時間は第 3 表のとおり 1 時間未満であるが，保守的に 1 時間を見込む。

・必要換気量： $Q=M \times n / (C-C_0)$

弁操作時  $Q_1=0.074 \times 3 / (0.005-0.000336)$

$$=47.6 \text{ m}^3/\text{h}$$

$$\text{待機時 } Q_2=0.022 \times 3 / (0.005-0.000336)$$

$$=14.2 \text{ m}^3/\text{h}$$

$$\cdot \text{必要空気量} : V = Q_1 \times 1 + Q_2 \times 4$$

$$=47.6 \times 1 + 14.2 \times 4$$

$$=104.4 \text{ m}^3$$

(b) 酸素濃度基準に基づく必要空気量

$$\cdot \text{収容人数} : n = 3 \text{ 名}$$

$$\cdot \text{吸気酸素濃度} : a = 20.95 \% \text{ (標準大気の酸素濃度)}$$

$$\cdot \text{許容酸素濃度} : b = 19.0 \% \text{ (鉱山保安法施工規則)}$$

$$\cdot \text{乾燥空気換算酸素濃度} : d = 16.4 \% \text{ (空気調和・衛生工学便覧)}$$

$$\cdot \text{成人の酸素消費量} : c = (\text{呼吸量}) \times (a - d) / 100$$

作業 (時間)	酸素消費量 : c ( $\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ )	呼吸量 ( $\ell/\text{min}$ )	空気調和・衛生工学便 覧の作業区分
弁操作 (1時間) *	0.273	100	歩行 (300 m/min)
待機 (4時間)	0.02184	8	静座

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

$$\cdot \text{必要換気量} : Q = c \times n / (a - b)$$

$$\text{弁操作時 } Q_1=0.273 \times 3 / (0.2095-0.190)$$

$$=42.0 \text{ m}^3/\text{h}$$

$$\text{待機時 } Q_2=0.02184 \times 3 / (0.2095-0.190)$$

$$=3.36 \text{ m}^3/\text{h}$$

$$\cdot \text{必要空気量} : V = Q_1 \times 1 + Q_2 \times 4$$

$$=42.0 \times 1 + 3.36 \times 4$$

$$=55.44 \text{ m}^3$$

(c) 必要ポンペ本数

(a), (b)の結果より, 第二弁操作室内に滞在する操作員(3名)が弁操作時間を含めて4時間滞在するために必要な空気ポンペによる必要空気量は二酸化炭素濃度基準の104.4  $\text{m}^3$ とする。

空気ポンペの仕様は以下のとおり。

$$\cdot \text{容量} : 46.7 \text{ L/本}$$



・初期充填圧力：14.7 Mpa [gage]

したがって、1気圧でのポンベの空気量は約6.8 m<sup>3</sup>/本であるが、残圧及び使用温度補正を考慮し、空気供給量は5.5 m<sup>3</sup>/本とすると、空気ポンベの必要本数は下記の計算により19本となる。

$$104.4 / 5.5 = 18.98 \rightarrow 19 \text{ 本}$$

(5) 通信設備

第二弁操作室には、中央制御室と通信するための携行型有線通話装置（第9図）を設ける。



通話装置



通話装置差込口

第9図 携行型有線通話装置

(参考)

1. 第二隔離弁の遠隔人力操作作業室の環境について

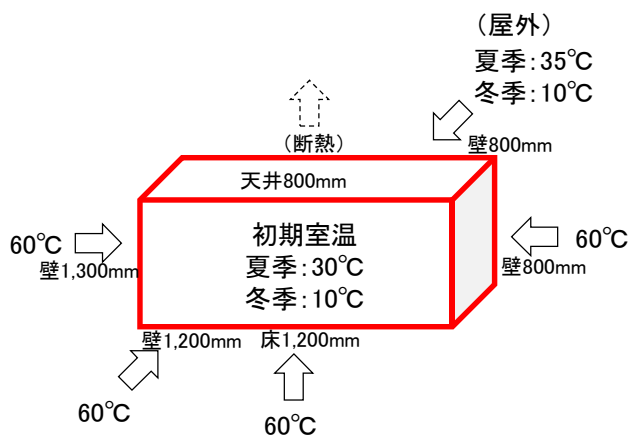
重大事故等時に想定される放射線量及び室温が、第二弁の操作に影響はないことを以下のとおり確認した。

第二弁操作室内は、空気ポンベにより正圧化して、放射性物質の流入を防ぐ設計としており、第二弁操作室の壁及び床は、弁操作要員の滞在中の被ばく防護のため、40 cm以上の鉄筋コンクリート壁厚を確保している。

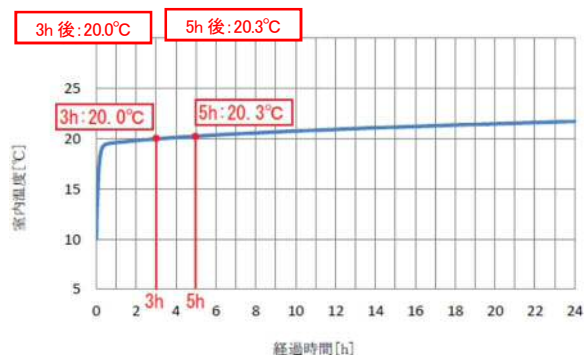
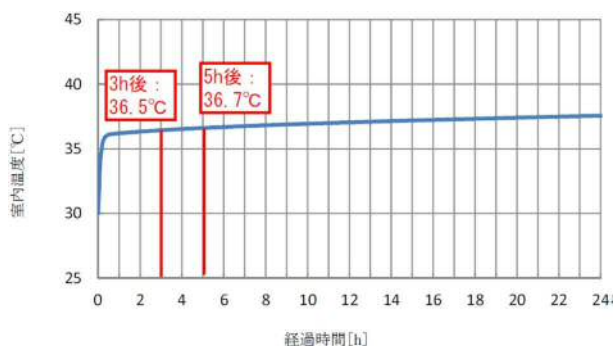
さらに、第二弁操作室に隣接するエリアに格納容器圧力逃がし装置入口配管が設置されるため、配管が設置される方向に対し、120 cm以上の鉄筋コンクリート壁厚を確保し、ベント時の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくを低減する設計としている。

この対策により、第二弁操作室にベント開始から3時間滞在した場合の被ばく量は、ウェットウェルベントの場合で約28 mSv、ドライウェルベントの場合で約42 mSvと評価している。

また、ベント開始後の格納容器圧力逃がし装置配管の影響による室温の上昇は、ベント開始3時間～5時間後で夏季：約37℃（外気温+2℃）、冬季：約20℃（外気温+10℃）と評価した。（第10図）



- ・初期室温は夏季: 30 °C, 冬季: 10 °Cとし, 外気温は夏季: 35°C, 冬季: 10 °Cとする。
- ・評価開始時点で格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設される部屋の壁の表面温度を60 °Cとする。  
(保温材の効果により60 °Cとなる)
- ・隣接する部屋に格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設されていない部屋の壁は, 保守的に断熱とする。



室温は, 格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設される部屋の壁の表面温度を評価開始時点で60 °Cと保守的に設定しても3時間~5時間後で夏季: 約37 °C (外気温+2 °C), 冬季: 約20 °C (外気温+10 °C) と評価。

第10図 第二弁操作室の室温上昇評価モデルと評価結果

## 2. 弁の種類

### 2.1 主ラインの弁構成の考え方

空気作動弁（AO弁）は、駆動源喪失時の弁状態を選択（フェイルオープン、フェイルクローズ）する箇所に用いる。電動駆動弁（MO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、MO弁は遠隔人力操作機構が設置できる。

格納容器圧力逃がし装置の主ラインの弁は、中央制御室からの遠隔操作と人力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、MO弁を採用している。

格納容器圧力逃がし装置主ラインの弁に採用する場合の駆動方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
AO (空気作動)	<ul style="list-style-type: none"><li>MO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>人力による遠隔人力操作機構の設置が困難</li></ul>
MO (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>人力による遠隔人力操作機構の設置が可能</li><li>開度調整が可能</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>AO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	第一弁 (サプレッション・チェンバ側)	第一弁 (ドライウェル側)	第二弁	フィルタ装置 出口弁	
弁番号	2-26B-10	2-26B-12	SA14-F001A, SA14-F001B	SA14-F005	
型式	バタフライ弁				
口径	600 A	600 A	450 A	600 A	
駆動方式	電動駆動 (交流)			手動	
遠隔人力 操作機構	有				
弁の状態	常時閉 (NC)			常時開 (NO)	
フェイルクローズ (FC)	無 (フェイルアズイズ)			—	
設置場所	原子炉建屋 1階 (二次格納 施設内)	原子炉建屋 4階 (二次格納 施設内)	原子炉建屋 4階 (二次格納 施設内)	格納容器圧力逃 がし装置格納槽 内 (フィルタ装置 設置エリア)	
操作場所	通常時	中央制御室			格納容器圧力逃 がし装置格納槽 内
	電源 喪失時	原子炉建屋 付属棟1階 (二次格納 施設外)	原子炉建屋 付属棟屋上 (二次格納 施設外)	原子炉建屋 付属棟3階 (二次格納 施設外)	(フィルタ装置 設置エリア外)

### 2.3 設計の意図

格納容器圧力逃がし装置主ラインに設置する隔離弁の駆動方式の採用理由は、「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、MO弁を採用している。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、通常時の原子炉格納容器バウンダリの維持のため、常時閉（NC）とし、中央制御室の操作スイッチにカバーを取り付けて誤操作防止を図っている。

また、フィルタ装置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、第一弁（サプレッション・チェンバ側、ドライウエル側）に並列して設置されているバイパス弁（2-26V-9, 2-26B-11）は、通常運転中、主蒸気隔離弁等の定期試験を実施することにより窒素が原子炉格納容器内へ流入し、格納容器圧力が徐々に上昇するので、原子炉格納容器の圧力降下操作のため、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、空気作動弁を採用している。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）運用としている。

3. 格納容器圧力逃がし装置と接続する各系統の隔離弁の数と種類

3.1 各系統の隔離弁の数と種類

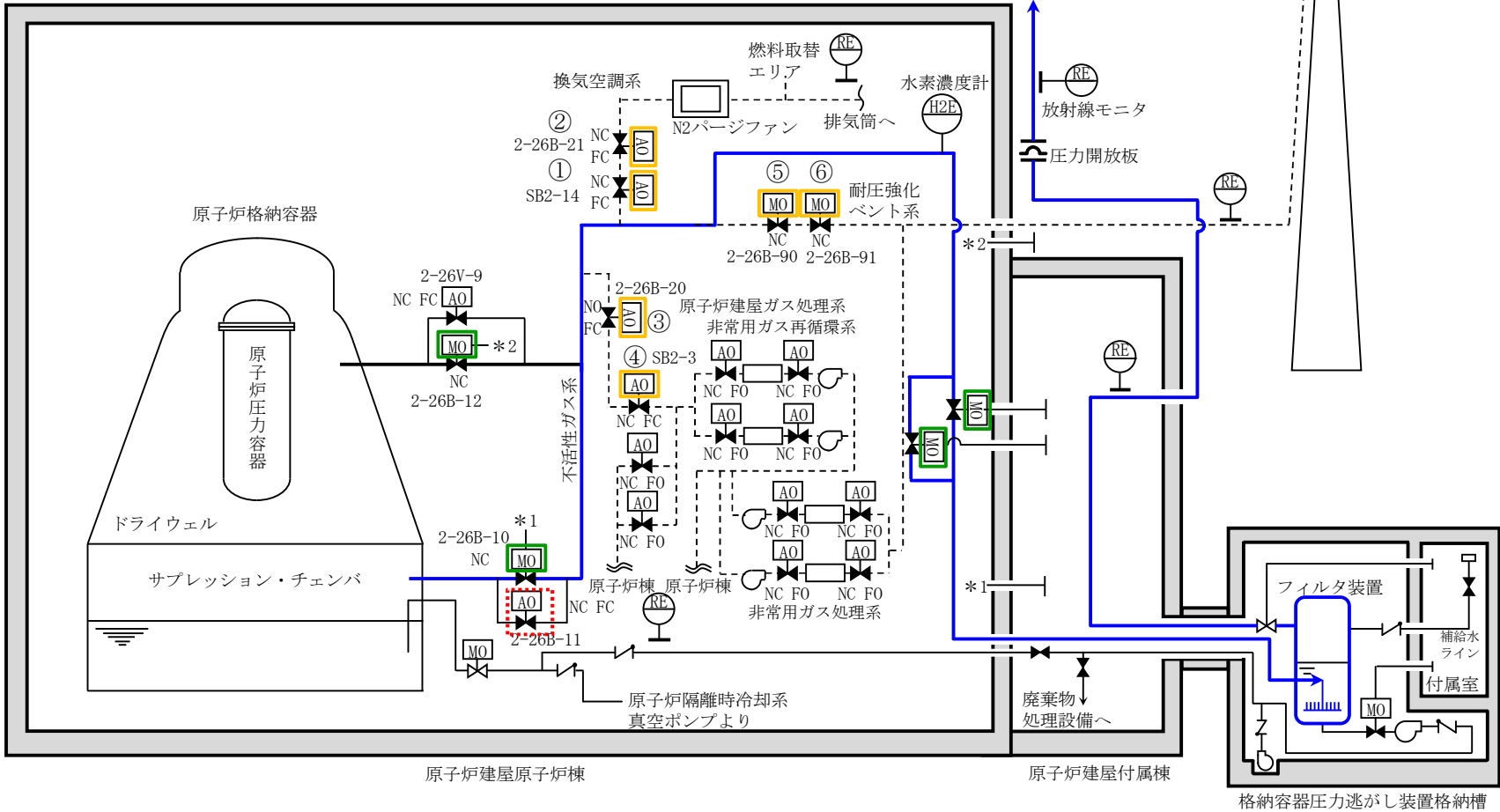
格納容器圧力逃がし装置には、換気空調系、原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系が接続する。各系統の隔離弁の数と種類等の仕様を第6表に、系統概略図を第11図に示す。

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	換気空調系		原子炉建屋 ガス処理系		耐圧強化ベント系	
個数	2		2		2	
番号 (第5図中 の表記)	①	②	③	④	⑤	⑥
弁番号	SB2-14	2-26B-21	2-26B-20	SB2-3	2-26B-90	2-26B-91
型式	バタフライ弁					
駆動方式	空気駆動				電動駆動	
口径	600 A				300 A	
弁の状態	常時閉 (NC) *		常時開 (NO)	常時閉 (NC)		
フェイル クローズ (FC) 機能	有				無 (フェイルアズイズ)	

注記 \* : 通常運転中、主蒸気隔離弁等の定期試験を実施することにより窒素が原子炉格納容器内へ流入し、格納容器圧力が徐々に上昇する。原子炉格納容器の圧力降下操作のため、一時的に開弁することがある。

- 凡例
- : 格納容器圧力逃がし装置主ライン
  - : 主ライン上の隔離弁
  - : 他系統と隔離する弁
  - NC : 常時閉
  - FC : 駆動源喪失で閉
  - : SA条件により取り替える弁



第 11 図 格納容器圧力逃がし装置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が可能な空気作動弁を選定する。また、重大事故等時に開操作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電動駆動弁を選定し、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3表及び第5図のとおり、上流と同仕様の弁を新規に設置する。

#### (1) 換気空調系との隔離

換気空調系との隔離は、第11図中①SB2-14及び②2-26B-21の2弁より、格納容器圧力逃がし装置主ラインから隔離できる構成となっている。

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、SB2-14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、確実な隔離が実施できる。

#### (2) 原子炉建屋ガス処理系との隔離

原子炉建屋ガス処理系との隔離は、第11図中③2-26B-20及び④SB2-3の2弁より、格納容器圧力逃がし装置主ラインから隔離できる構成となっている。

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、SB2-3については通常運転時に開弁することではなく、また、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、確実な隔離が実施できる。

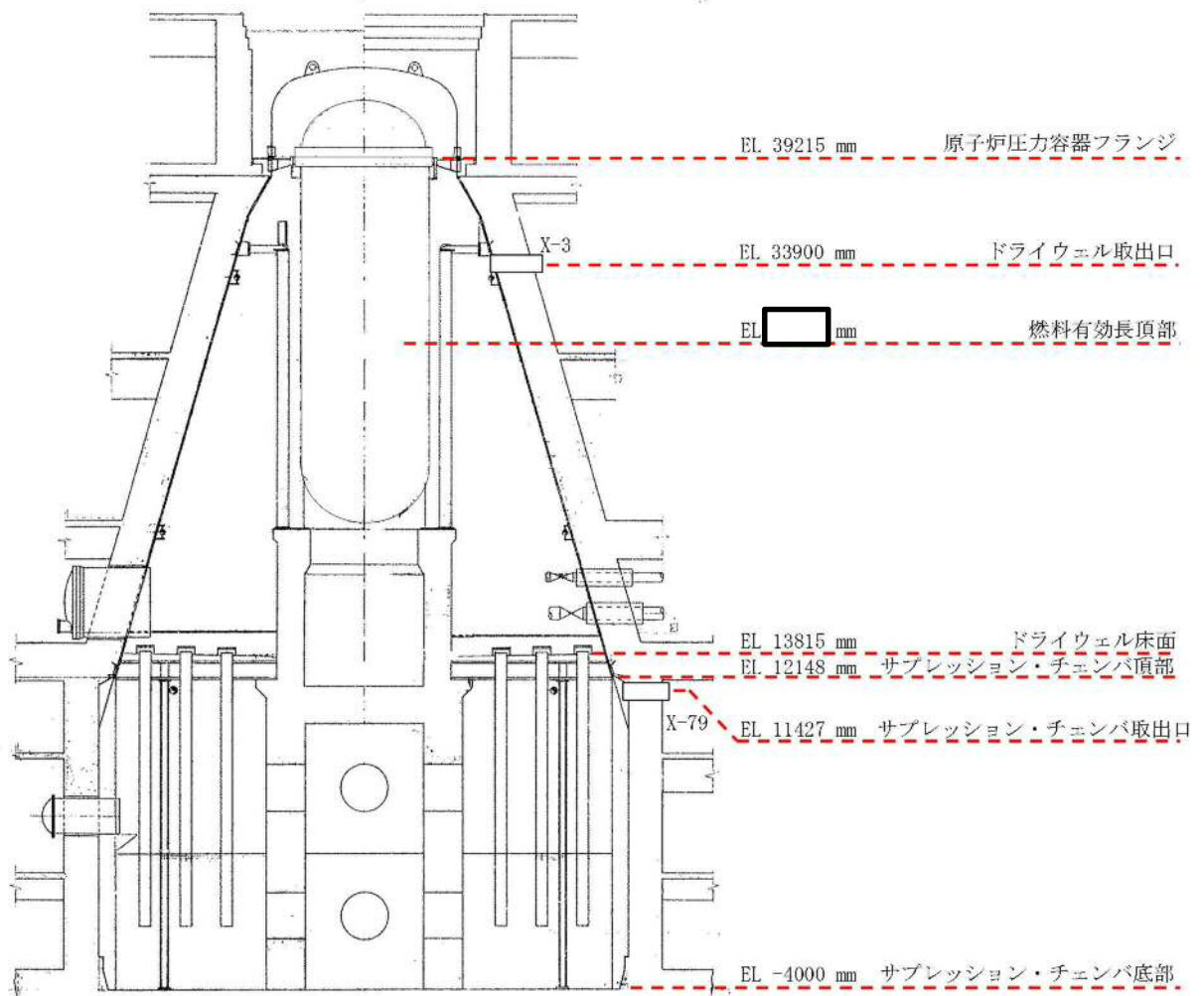
#### (3) 耐圧強化ベントラインとの隔離

耐圧強化ベントラインとの隔離は、第11図中⑤2-26B-90及び⑥2-26B-91の2弁より、格納容器圧力逃がし装置主ラインから隔離できる構成となっている。

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電動駆動弁を選定し、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12図に示す。



第12図 原子炉格納容器からの取り出し高さ

### 3.4 設計の意図

ドライウェル側の取り出しには、格納容器スプレイによる水没等の影響を受けにくい原子炉格納容器上部に位置し、原子炉格納容器の圧力を下げるために十分大口径である既設不活性ガス系の貫通孔（X-3）を選定している。

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大口径である既設不活性ガス系の貫通孔（X-79）を選定している。

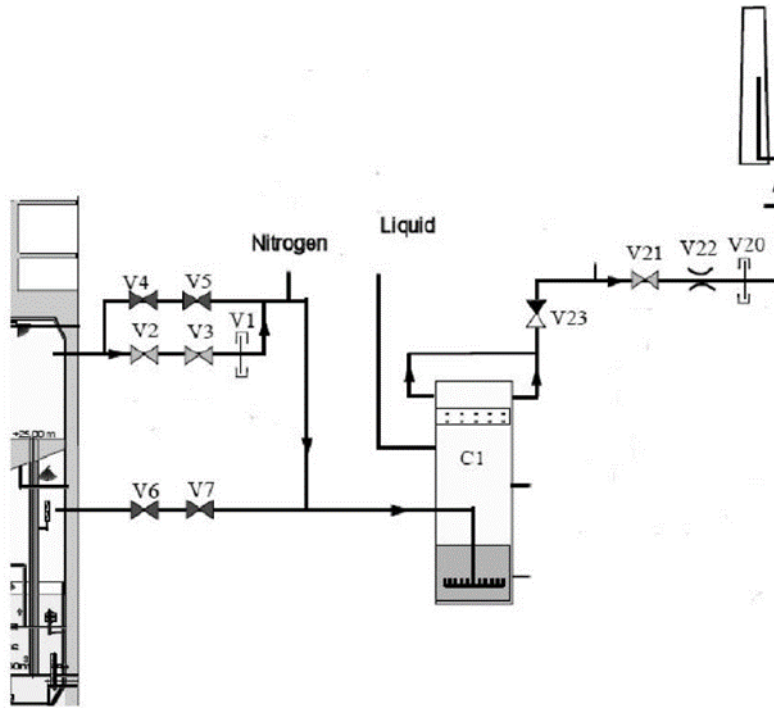
(参考)

1. 諸外国の弁構成

格納容器圧力逃がし装置を設置している諸外国の弁構成を以下に示す。

(1) フィンランド

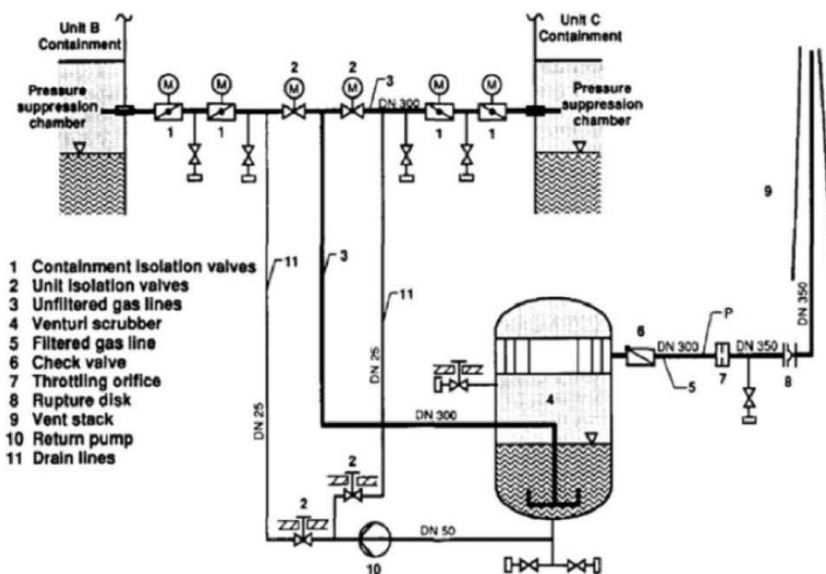
フィンランドのBWRプラントにて設置されている格納容器圧力逃がし装置の概略系統図を第13図に示す。V1とV20は圧力開放板である。ベントラインに設置している弁は全て手動駆動弁で構成されている。ドライウェルのラインにはバイパスラインが設置されており、V2、V3は通常時「開」となっている。また、V21、V23についても通常時「開」となっている。そのため、操作員がベントラインに設置された弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が既定の値まで上昇し、V1とV20の圧力開放板が開放すれば、ドライウェルのバイパスラインよりベントは自動的に開始される。



第13図 格納容器圧力逃がし装置概略系統図 (フィンランド)

(2) ドイツ

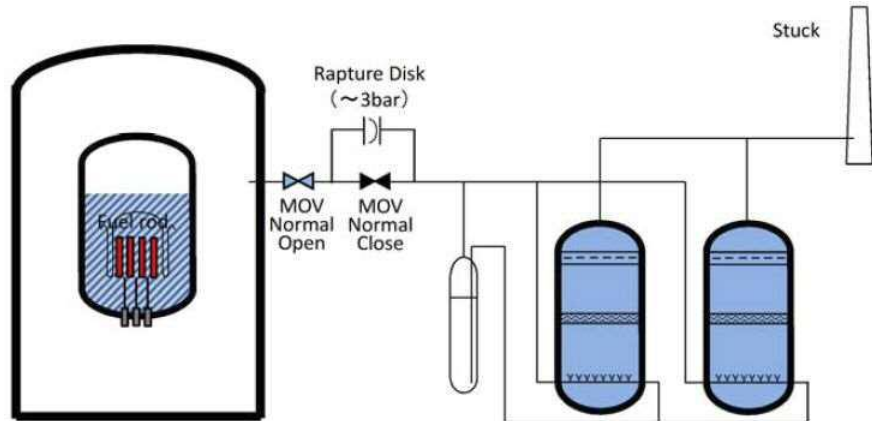
ドイツのBWRプラントに設置されている格納容器圧力逃がし装置の概略系統図を第14図に示す。格納容器圧力逃がし装置は、2ユニットで共有する設計となっている。ベントラインには、原子炉格納容器隔離のための電動駆動弁が2つ、ユニット間の切替えのための電動駆動弁が1つ設置されている。また、フィルタ装置の出口側には逆止弁が設置されている。



第14図 格納容器圧力逃がし装置概略系統図（ドイツ）

(3) スイス

スイスのBWRプラントに設置されている格納容器圧力逃がし装置の概略系統図を第15図に示す。ベントラインには電動駆動弁が2つ設置されており、原子炉格納容器から2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、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ベントは自動的に開始される。



第15図 格納容器圧力逃がし装置概略系統図（スイス）

2. 引用文献

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

### 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。

炉心損傷前の耐圧強化ベント系との隔離時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等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7.3 mSv/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30℃程度と考えられる。

耐圧強化ベント系を使用する場合で、駆動源喪失時に現場にて手動操作が必要な4個の弁の操作時間は作業時間（10分/個）である。

なお、非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁は、信頼性、作業性向上のため、手動操作用ハンドルにて弁の操作が可能なアクチュエータに取り替える。

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)	3293	東海第二発電所定格熱出力
原子炉運転時間 (日)	2000	十分な運転時間として仮定した時間
冷却材中濃度 (I-131) (Bq/g)	約 $4.6 \times 10^3$	I-131 の冷却材中濃度に応じ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)	$2.22 \times 10^{14}$	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)	289	設計値から設定
原子炉冷却材浄化系流量 (g/s)	$1.68 \times 10^4$	設計値から設定
主蒸気流量 (g/s)	$1.79 \times 10^6$	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 (%)	有機よう素 : 96 無機よう素 : 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 8.1	残り 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 28 時間後	事象発生 28 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
非常用ガス再循環系	よう素除去効率：90 % 再循環率：4.8 回/日	非常用ガス処理系等の起動を考慮し保守的に評価
非常用ガス処理系	よう素除去効率：97 % 換気率：1 回/日	
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
サブマージョンモデル (評価式)	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_{\gamma} \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$ <p>D : 放射線量率 (Sv/h)</p> <p><math>6.2 \times 10^{-14}</math> : サブマージョンによる換算係数(<math>\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Sv}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}</math>)</p> <p><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)</p> <p><math>E_{\gamma}</math> : ガンマ線エネルギー (0.5 MeV/dis)</p> <p><math>\mu</math> : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (<math>3.9 \times 10^{-3}/\text{m}</math>)</p> <p>R : 操作場所の空間体積と等価な半球の半径 (m)</p> $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$ <p><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	2200 m <sup>3</sup>	原子炉建屋ガス処理系フィルタ室の空間体積



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 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	ICRP Publication 71 に基づき設定
呼吸率	1.2 m <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 30 cm	操作場所を考慮して設定
非常用ガス処理系フィルタ等から評価点までの距離	非常用ガス再循環系フィルタ : 2.0 m 非常用ガス処理系フィルタ : 2.7 m	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 $4.6 \times 10^{-2}$
	内部被ばく	約 $4.9 \times 10^0$
非常用ガス処理系フィルタ等からの線量率	非常用ガス処理系フィルタ	約 $4.3 \times 10^{-2}$
	非常用ガス再循環系フィルタ	約 $2.6 \times 10^{-1}$
配管からの線量率		約 $2.1 \times 10^0$
合計線量率		約 $7.3 \times 10^0$
作業線量 (10分/個)		約 $1.2 \times 10^0$ mSv

#### 4. フレキシブルシャフトにおける線量影響について

フィルタ装置入口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通り確認した。

線量評価条件を第 12 表に示す。また、評価モデルを第 16 図に示す。

この結果、フィルタ装置入口配管からの直接ガンマ線の 7 日間の積算線量は約 19 kGy であり、設計値の 36 kGy を超えないことを確認した。

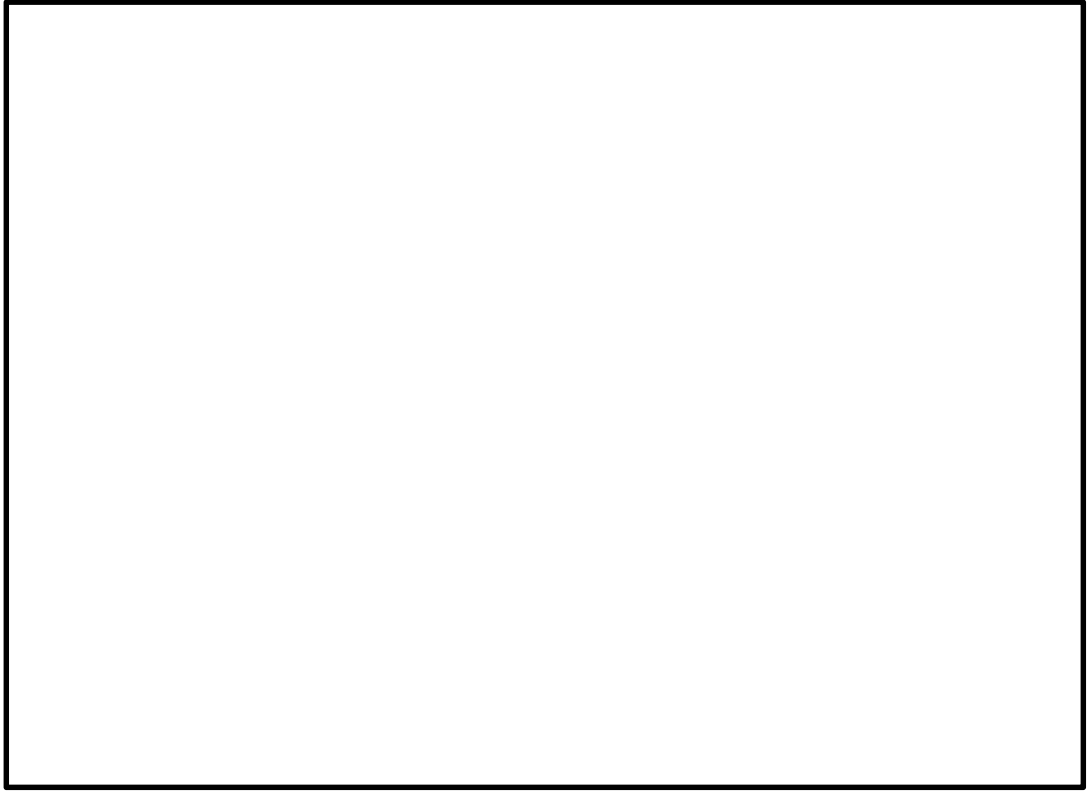
なお、配管内に浮遊した放射性物質（希ガスを含む）からの直接ガンマ線は、評価結果の約 19 kGy と比較して 1 桁程度小さく影響は小さい。

第 12 表 線量評価条件

項目	評価条件	備考
想定事象	格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」	代替循環冷却系を使用しない場合
放出量条件	事象発生から 19 時間ベント（ドライウェルベント）	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去係数に期待しない ドライウェルベントを選定
線源条件	総放出量の 10 %の放射性物質（希ガスを除く）が均一に付着	付着した放射性物質のガンマ線線源強度を第 10 表に示す。
配管条件	配管外径：609.6 mm 配管板厚： 9.5 mm	配管板厚が薄い第一弁付近の配管を想定し設定 配管長は 100 m と設定
評価位置	配管表面から 25 cm 地点	配管表面からフレキシブルシャフトの最短距離から設定。（配管から 25 cm 以上離して敷設する設計）
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 フィルタ装置入口配管付着のガンマ線線源強度

ガンマ線エネルギー (MeV)	線源強度 ( $\text{cm}^{-3}$ )
0.01	$1.508 \times 10^{15}$
0.025	$2.468 \times 10^{15}$
0.0375	$5.970 \times 10^{14}$
0.0575	$3.101 \times 10^{14}$
0.085	$1.015 \times 10^{15}$
0.125	$2.659 \times 10^{14}$
0.225	$4.315 \times 10^{15}$
0.375	$2.861 \times 10^{16}$
0.575	$6.549 \times 10^{16}$
0.85	$3.620 \times 10^{16}$
1.25	$8.533 \times 10^{15}$
1.75	$8.737 \times 10^{14}$
2.25	$5.644 \times 10^{14}$
2.75	$1.334 \times 10^{13}$
3.5	$1.149 \times 10^9$
5.0	$2.541 \times 10^3$
7.0	$2.924 \times 10^2$
9.5	$3.366 \times 10^1$



第 16 図 フィルタ装置入口配管線量評価モデル

## 系統内の水素濃度について

### 1. 系統内の濃度

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ビング水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 0.2 % 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。

フィルタ装置入口配管の水素濃度は、窒素供給を実施することで、約 0.02 % 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 0.2 % と評価され、窒素供給を考慮することでさらに低減される。

出口配管は大気放出端まで連続上り勾配となり、水素は蒸気とともに放出端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。

一方、入口配管については、系統内の蒸気が凝縮してフィルタ装置に戻ると非凝縮性ガスである水素及び酸素の濃度が上昇し、可燃限界に至るおそれがあることから、窒素供給による系統パージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留しないことを確認するために水素濃度計で入口配管の水素濃度を監視する。

以上より、東海第二発電所の格納容器圧力逃がし装置の水素濃度計は、フィルタ装置の入口側に設置を計画している。

(参考)

1. 各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について

格納容器圧力逃がし装置の各運転モード（系統待機時，ベント開始時，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

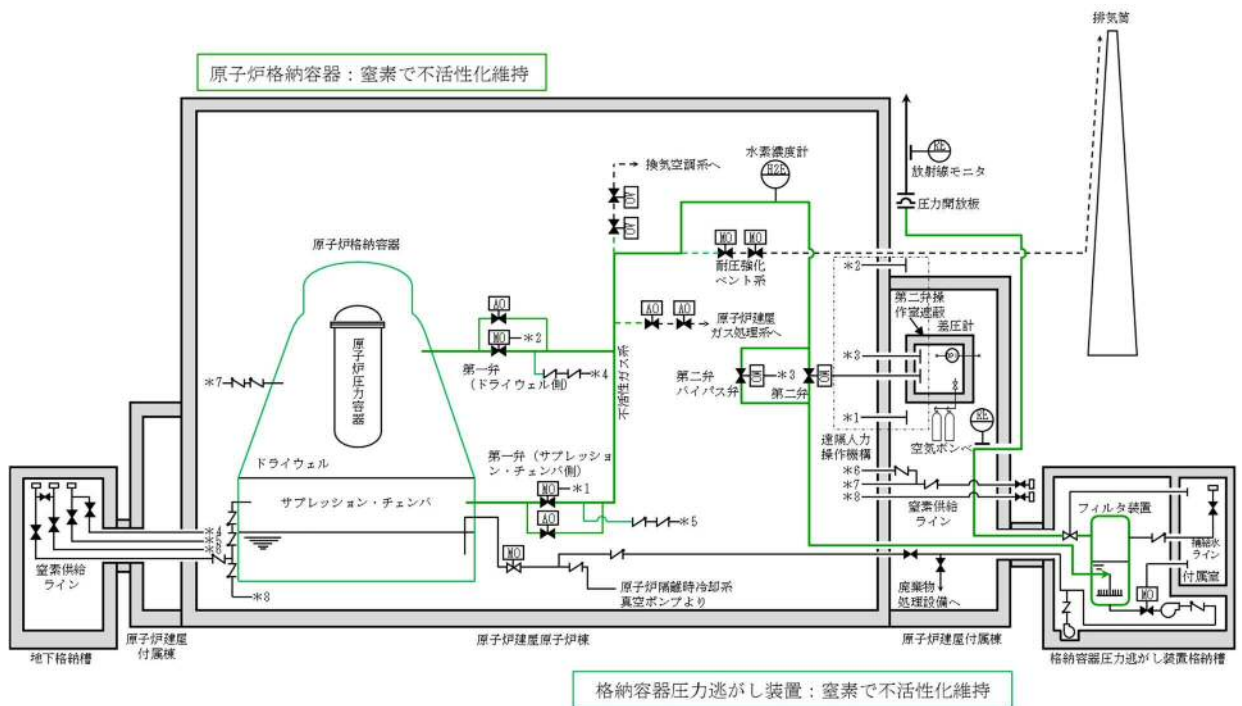
a. 系統状態

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，隔離弁から圧力開放板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。



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格納容器圧力逃がし装置系統内に流入するとともに、フィルタ装置にて捕捉した放射性物質によるスクラビング水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、系統の初期の不活性化及び原子炉格納容器及びフィルタ装置において崩壊熱により発生する多量の水蒸気による水素の希釈により、可燃限界には至らない。また、フィルタ装置出口配管が大気開放端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。

b. 水素濃度 (ベント実施時)

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

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

Q : 崩壊熱 (MW)

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

\*2 : アボガドロ数 6.022 × 10<sup>23</sup>

以上の式に事故発生7日後の状態を想定した条件を適用し、水素濃度を求める。

- ・格納容器圧力はベント実施時の圧力として 200 kPa [abs] とする。
- ・原子炉格納容器内の冷却水は沸騰していると想定し水素発生量のG値は0.4とする。
- ・放射線吸収割合は1.0とする。
- ・事故発生7日後を想定するため、崩壊熱は約10 MWとする。

$$\begin{aligned} \text{水蒸気発生量} &= 10 \times 1000 / (2706.24 - 251.15^*) \times 1000 / 18 \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 18247.8 \text{ m}^3 \text{ [N] /h} \end{aligned}$$

注記 \* : 飽和水比エンタルピは60℃条件とする。

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= 10 \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times 1.0 = 33.44 \text{ m}^3 \text{ [N] /h} \\ \text{水素濃度} &= 33.44 / (18247.8 + 33.44) \times 100 = \text{約} 0.2 \% \end{aligned}$$

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ビング水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から求める。

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

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・水の放射線分解に寄与する熱量は 500 kW を想定する（設計条件）。
- ・スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量の G 値は 0.4 とする。
- ・放射線吸収割合は 1.0 とする。

$$\begin{aligned} \text{水蒸気発生量} &= 0.5 \times 1000 / (2675.53 - 418.99) \times 1000 / 18 \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 992.65 \text{ m}^3 \text{ [N] /h} \end{aligned}$$

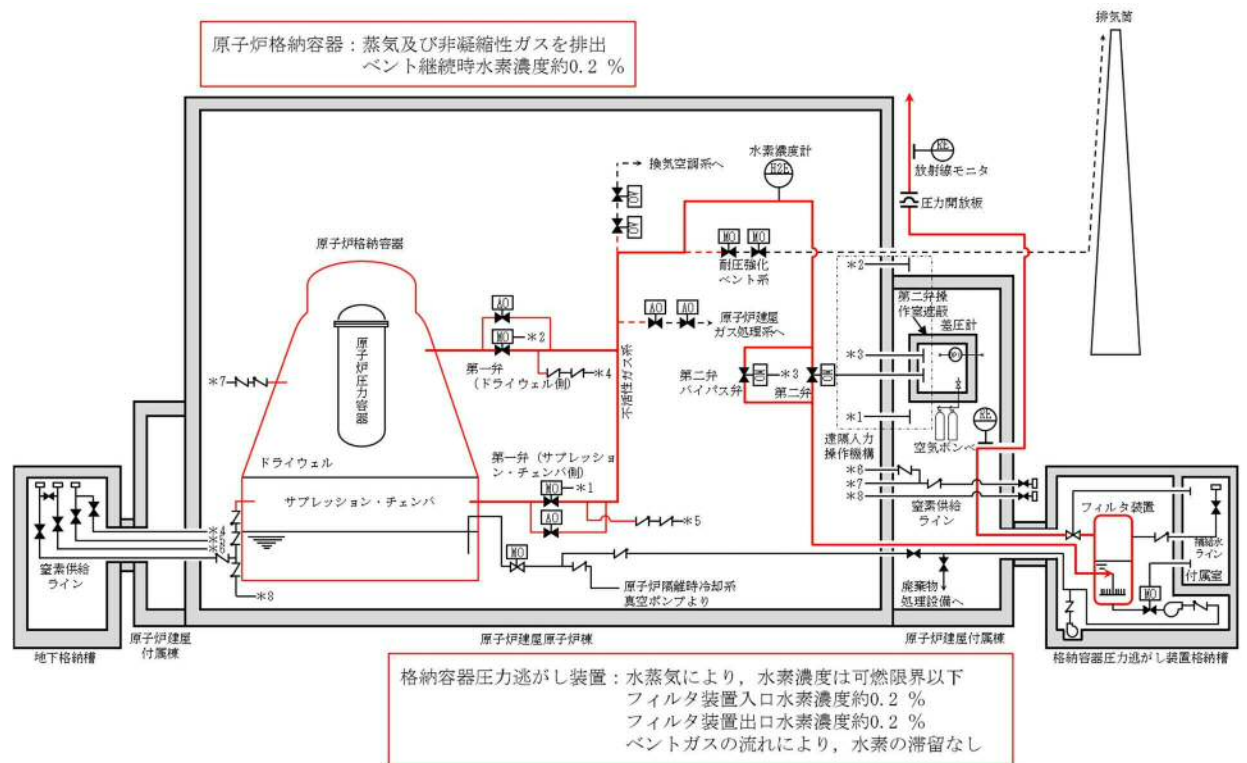
$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= 0.5 \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 1.67 \text{ m}^3 \text{ [N] /h} \end{aligned}$$

$$\text{水素濃度} = 1.67 / (992.65 + 1.67) \times 100 = \text{約 } 0.2 \%$$

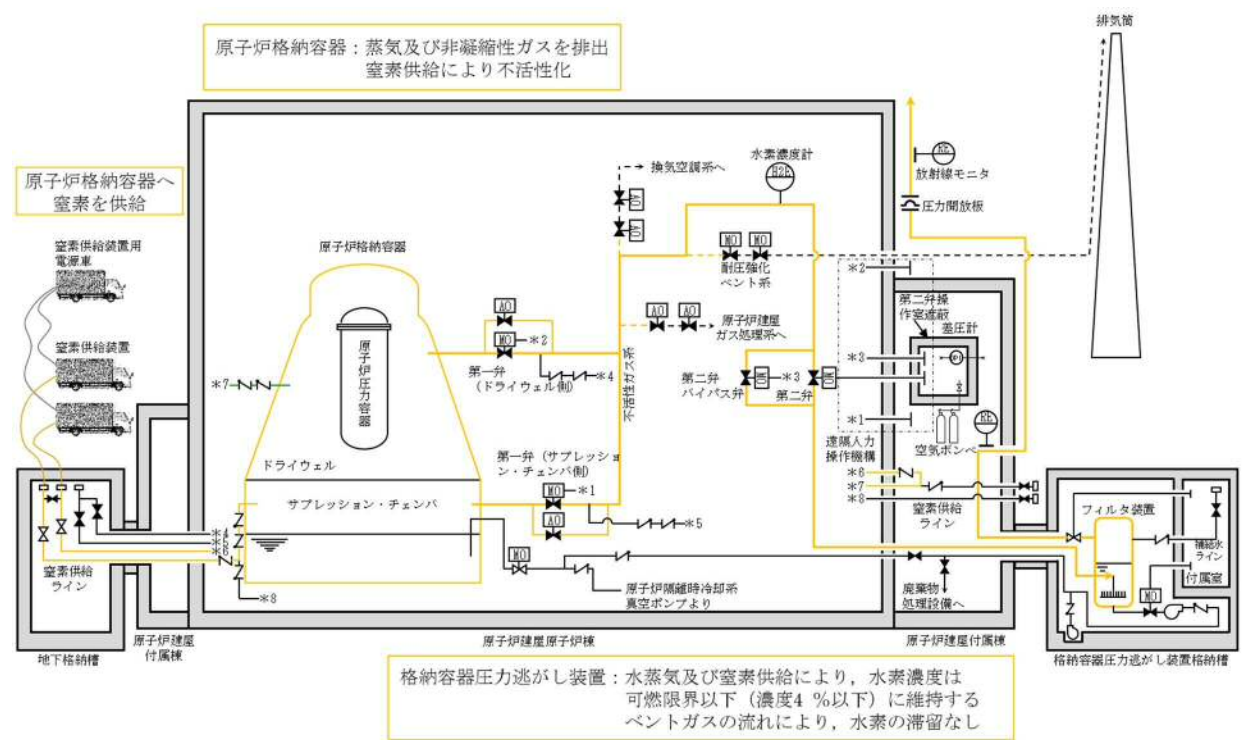
c. 水素濃度（ベント停止前，窒素供給時）

窒素供給を開始することで、(2)で評価した値よりさら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 0.2 % を上回ることはない。





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

(3) ベント停止後

a. 系統状態

ベント停止後、可搬型の窒素発生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い、スクラビング水の放射線分解により発生した水素もこの流れにより、大気開放端から掃気される。また、フィルタ装置出口側については、スクラビング水が飽和状態にある場合は、水蒸気発生量が水素発生量を大きく上回るため、水素濃度が可燃限界に至ることはない。ベント停止後の状態を第4図に示す。

b. 水素濃度（隔離弁～フィルタ装置）

フィルタ装置入口配管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0.02%となる。

なお、フィルタ装置入口配管側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。

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

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量のG値は0.4とする。
- ・水の放射線分解に寄与する熱量は500 kWを想定する。（格納容器圧力逃がし装置設計条件）
- ・放射線吸収割合は1.0とする。
- ・窒素供給量は200 m<sup>3</sup> [N] /h、不純物濃度は1%未満のため無視する。

$$\begin{aligned} \text{フィルタ装置内水素発生量} &= 0.5 \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ & / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ & = 1.67 \text{ m}^3 \text{ [N] /h} \end{aligned}$$

$$\text{入口配管内への水素流量} = 1.67 \times 0.144 / 9.1 = 0.026 \text{ m}^3 \text{ [N] /h}$$

$$\text{水素濃度} = 0.026 / (0.026 + 200) \times 100 = \text{約} 0.02 \%$$

c. 水素濃度（フィルタ装置～大気解放端）

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0.2%以下となる。



(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/100 eV）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/100 eV）は許認可で用いられるG値に対して低い値となっている。

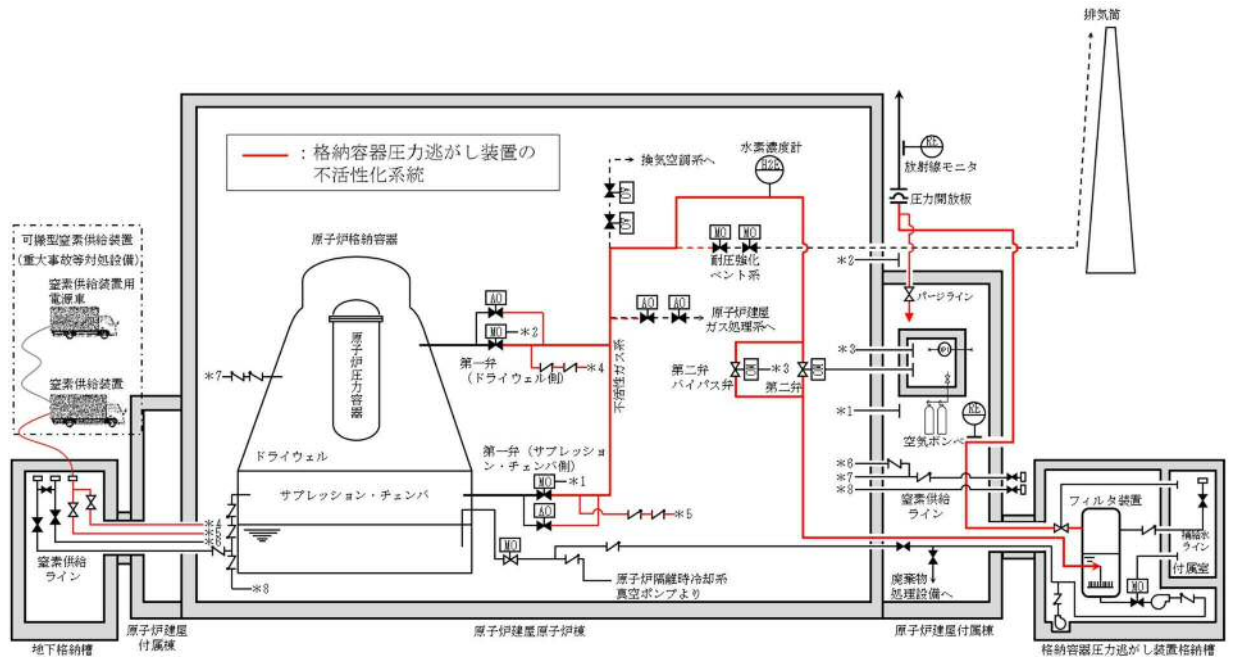
水素が発生する過程では酸素も発生するが、この量を評価に見込まないことで若干の保守性を有することとなる。

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. 格納容器圧力逃がし装置系統の不活性化について

格納容器圧力逃がし装置系統の不活性化については、プラント起動前に実施する。系統の不活性化に使用する系統について第5図に示す。

第一弁を閉とした状態で、第一弁の下流から可搬型窒素供給装置により窒素供給を実施し、フィルタ装置を通じてパージラインから排出を継続することで窒素置換を実施する。また、フィルタ装置配管は、管理区域内を通るため、パージラインの排気先については、原子炉建屋付属棟とする。



第5図 格納容器圧力逃がし装置の不活性化系統

### 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、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25分から格納容器スプレイを実施すること及び原子炉格納容器内の温度差により、原子炉格納容器内の気体は十分にミキシングされるものと考えられる。さらに、崩壊熱によって炉心で発生した蒸気が原子炉格納容器内へ放出されることによってもミキシングが促進される。

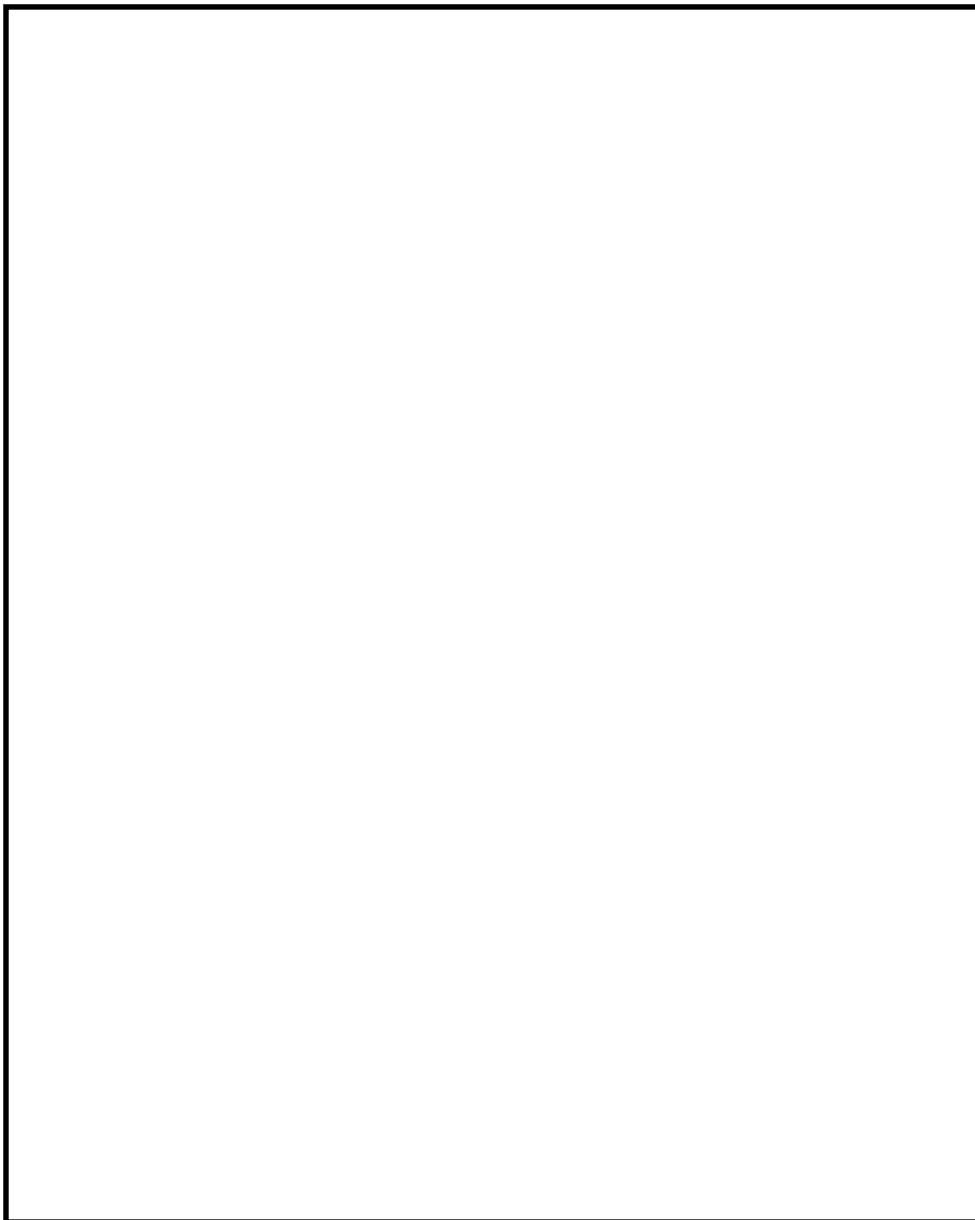
格納容器スプレイを実施している場合の原子炉格納容器内の気体の流動については、上記研究にて実験的に確認されている。実験結果を第6図に示す。10 vol%の空気希釈ヘリウムガスの供給を停止すると、格納容器スプレイにより短期間で十分なミキシング効果が得られることが示されている。

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

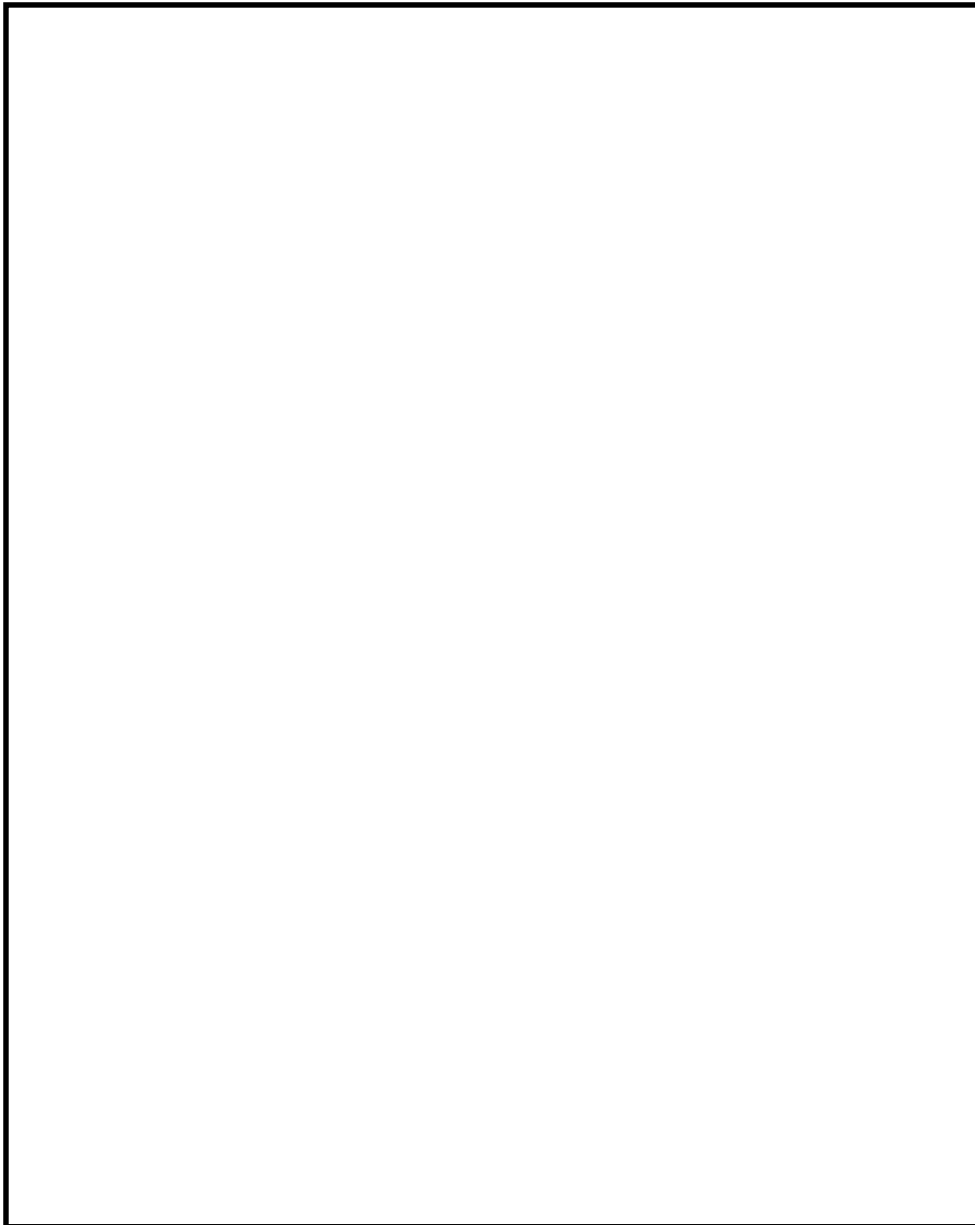
また、シビアアクシデント条件下における原子炉格納容器内の気体のミキシング効果については、比較的単純な形状から大規模で複雑な形状の試験装置に至る国内外の試験において検討されている。代表的なものとして、旧(財)原子力発電技術機構による試験で得られた知見を以下にまとめる。

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

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



第6図 格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化



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



### 3. 引用文献

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

格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理

格納容器圧力逃がし装置使用後には、フィルタ装置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することがないように、格納容器圧力逃がし装置使用後は、フィルタ装置内のスクラビング水を原子炉格納容器へ移送し、気中保管する。

なお、フィルタ装置に放射性物質を含んだスクラビング水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さらに低減するため、スクラビング水を原子炉格納容器へ移送する。

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

よう素除去部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起こるが、スクラビング水を原子炉格納容器へ移送することで、よう素除去部に水素が流入しないようにし、よう素除去部からの放射性よう素の再浮遊を防止する。

なお、格納容器圧力逃がし装置使用後には、フィルタ装置出口配管に設置している放射線モニタにて、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

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

多重化対象の監視パラメータは以下のとおりである。

- ・フィルタ装置水位
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）

## 2. 計測不能となった場合の推定方法について

格納容器圧力逃がし装置の計装設備は、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。

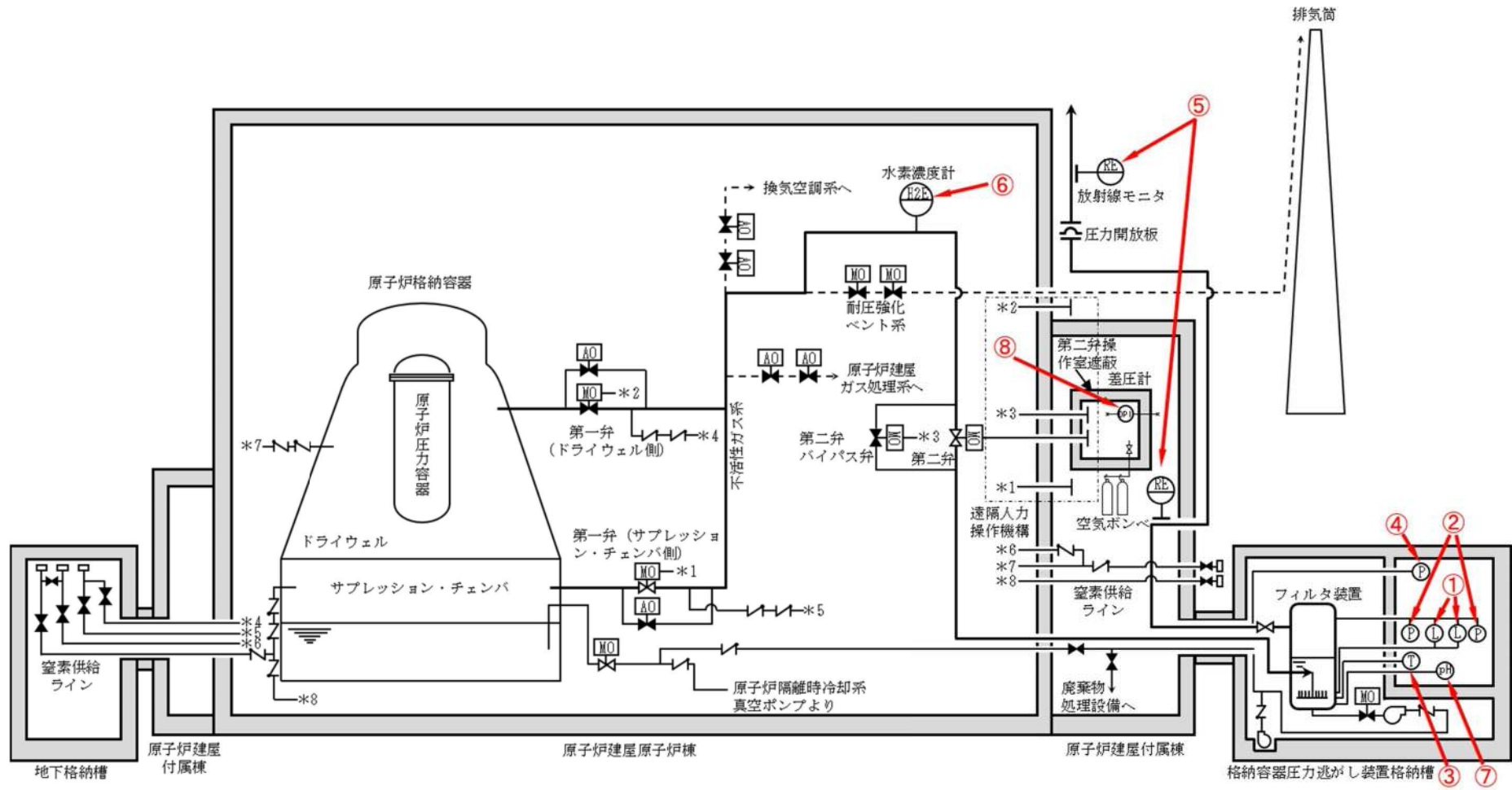
## 3. 計装設備の監視場所の考え方について

格納容器圧力逃がし装置の計装設備は、中央制御室において集中監視を行う設計としている。また、中央制御室の運転員を介さず、事故状態を把握できるよう緊急時対策所においても監視可能とする。なお、フィルタ装置水位とフィルタ装置圧力は、スクラビング水の補給・移送操作及び窒素置換操作時に現場でも確認できるように、現場計器も設置する計画である。

第1表 格納容器圧力逃がし装置計装設備の代替パラメータによる推定方法

主要パラメータ	個数	監視場所	測定範囲	監視目的	代替パラメータ	代替パラメータによる推定方法
① フィルタ装置水位	2	中央制御室, 緊急時対策所	180 mm～5500 mm	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	① フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのフィルタ装置水位により計測する。
	1*3	現場			—*4	—*4
② フィルタ装置圧力	1	中央制御室, 緊急時対策所	0～1.0 MPa [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 フィルタ装置スクラビング水温度	① 容器内は飽和状態であるため、スクラビング水温からフィルタ装置圧力を推定する。
	1*3	現場			—*4	—*4
③ フィルタ装置スクラビング水温度	1*1	中央制御室, 緊急時対策所	0～300 ℃	フィルタ装置の温度監視	① フィルタ装置スクラビング水温度 (予備側検出素子使用) ② フィルタ装置圧力	① 常用側検出素子が故障した場合は、予備側検出素子により計測する。 ② 容器内は飽和状態であるため、フィルタ装置圧力からスクラビング水温を推定する。
④ フィルタ装置排気ライン圧力	1*3	中央制御室	0～100 kPa [gage]	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	—*4	—*4
⑤ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	中央制御室, 緊急時対策所	$10^{-2}$ Sv/h～ $10^5$ Sv/h	系統運転中に放出される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*2 ② モニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポスト	① フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのフィルタ装置出口放射線モニタにより計測する。 ② フィルタ装置出口の放射能は系統外に放出されるため、モニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポストの指示値から放射線量を推定する
	1	中央制御室, 緊急時対策所	$10^{-3}$ mSv/h～ $10^4$ mSv/h			
⑥ フィルタ装置入口水素濃度	2	中央制御室, 緊急時対策所	0～100 vol%	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	① フィルタ装置入口水素濃度	① フィルタ装置入口水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのフィルタ装置入口水素濃度により計測する。
⑦ フィルタ装置スクラビング水pH	1*3	中央制御室	p H0～p H14	フィルタ装置性能維持のためのpH監視	—*4	—*4
⑧ 第二弁操作室差圧	1	現場	0～60 Pa	放射線防護のため、外気からの流入が遮断されていることの確認	—	—

注記 \*1: 温度検出器の検出素子は2重化(ダブルエレメント)している。 \*2: フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ)のみ多チャンネルにより計測する。  
\*3: 自主対策設備 \*4: 自主対策設備のため代替パラメータによる推定は除く。



第1図 格納容器圧力逃がし装置 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

F r a m a t o m e 社製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせるエアロゾルを捕集するが、このうち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、J A V A 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、F r a m a t o m e 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ビング水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。

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

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

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

$$K = \frac{2 \tau_p |u_d - u_g|}{d_d} = \frac{2 C \rho_p d_p^2 |u_d - u_g|}{18 \mu d_d} \quad \dots \dots (4)$$

ここで、

$P_t$  : 透過率

$V^*$  : 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。

(4)式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  $d_p$ 、液滴径  $d_d$ 、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の第5表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<sup>3</sup>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
C s I	6E+01	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
C s OH	4E+02	0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
T e O <sub>2</sub> , S b *		0	0.05	0.25	0.005	0.305
B a O, S r O *		0	0.02	0.1	0	0.12
M o O <sub>2</sub>		0	0.0025	0.0025	0	0.005
C e O <sub>2</sub>		0	0.0005	0.005	0	0.0055
L a <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

- C s I : 4.5 g/cm<sup>3</sup> (引用文献(2))      S r O : 5.1 g/cm<sup>3</sup> (引用文献(2))  
 C s OH : 3.7 g/cm<sup>3</sup> (引用文献(4))      M o O<sub>2</sub> : 6.4 g/cm<sup>3</sup> (引用文献(2))  
 T e O<sub>2</sub> : 5.7 g/cm<sup>3</sup> (引用文献(3))      C e O<sub>2</sub> : 7.3 g/cm<sup>3</sup> (引用文献(2))  
 S b : 6.7 g/cm<sup>3</sup> (引用文献(2))      L a<sub>2</sub>O<sub>3</sub> : 6.2 g/cm<sup>3</sup> (引用文献(2))  
 B a O : 6.0 g/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  g/cm<sup>3</sup> のときの捕集効率係数  $\eta_{d2}$  との比を求める。

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

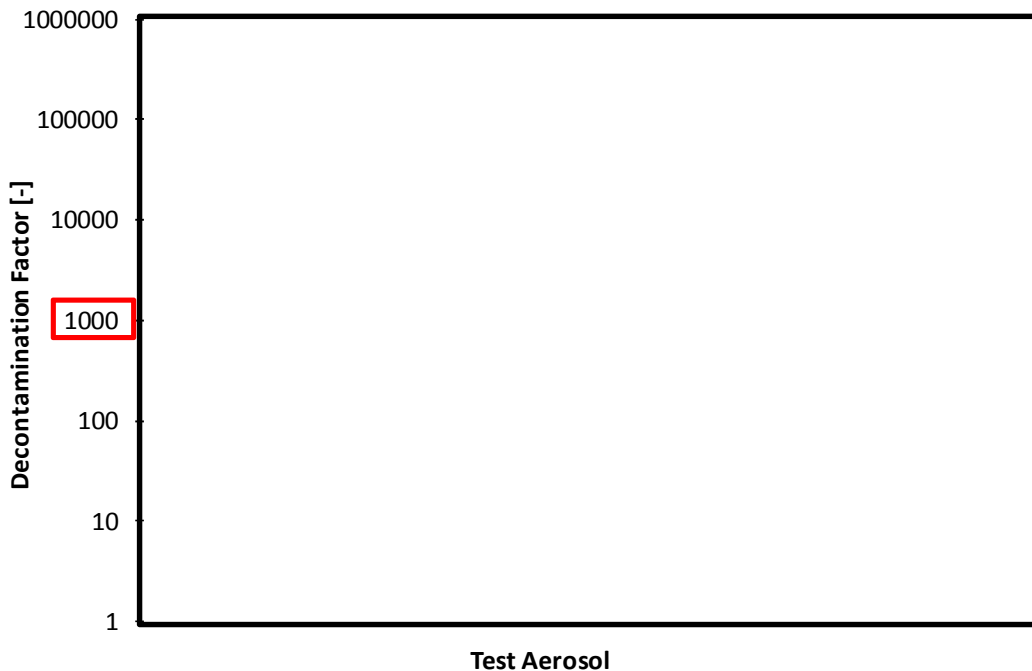
ここでは、

とした。この結果から、密度の変化  に対して捕集効率係数変化  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. J A V A試験での除去効率

(1) J A V A試験の結果

J A V A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  $1\text{ g/cm}^3$  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。

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

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、J A V A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、J A V A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。

J A V A試験にて使用した質量中央径 (MMD) [ ] [ ] の空気力学的質量中央径 (AMMD) はそれぞれ約 [ ]  $\mu\text{m}$ , [ ]  $\mu\text{m}$  であるが、J A V A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 [ ] 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 g/cm <sup>3</sup>	[ ]
CsOH		約3.7 g/cm <sup>3</sup>	
TeO <sub>2</sub>		約5.7 g/cm <sup>3</sup>	
Te <sub>2</sub>		約6.2 g/cm <sup>3</sup> (引用文献(2))	

第3表 JAV A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)
[ ]			

#### 4. 引用文献

- (1) OECD/NEA, “STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS” , (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（ $\text{NaI}$ ）、硫酸ナトリウム（ $\text{Na}_2\text{SO}_4$ ））であり、スクラビング水の 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ビング水と化学反応することによって発熱するが、この発熱量と、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（500 kW）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 1/30 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、よう素除去部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、硝酸メチルは爆発性のおそれがある物質とされているが、生成量は約 0.003 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、よう化銀については、光によって分解する性質があるが、よう素除去部は容器内の遮光された環境にあるため、光分解によるよう素の放出は発生しない。また、よう素除去部にて有機よう素及び無機よう素が吸着剤と化学反応することによって発熱・吸熱するが、化学反応の発熱・吸熱による温度変化量を評価した結果、よう素除去部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は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。それらがスクラビング水と反応したときの反応熱の中で 1 mol 当たりの発熱量が最も大きいのは [ ] であることから、ここでは [ ] [ ] である [ ] で代表し、設計条件である 400 kg 全量が [ ] としてスクラビング水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))。



熱化学方程式と標準生成エンタルピより、 [ ] kJ となる。

以上より、1 mol の [ ] の反応には [ ] kJ/mol の発熱量を伴うこととなる。

[ ] 400kg は [ ] mol に当たることから、発熱量は [ ] kJ となる。



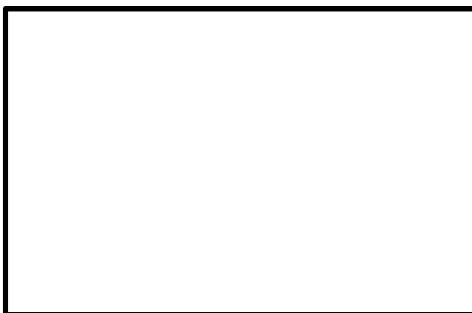
(2) ベンチュリスクラバにおける無機よう素の化学反応による発熱量

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

アルカリ性条件下 (発熱反応)



それぞれの化学種の標準生成エンタルピは以下の値となる (引用文献(1))。



熱化学方程式と標準生成エンタルピより、 [ ] kJ となる。

以上より、1 mol 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。

フィルタ装置に貯留するスクラビング水 [ ] には [ ] を [ ] wt%含有していることから、 $S_2O_3^{2-}$ の量は約 [ ] mol となる。

一方、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コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力 (3293 MW) を考慮して算出した結果、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。

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253.8) 約 [ ] kg (= [ ] kg × 61% × 91%) の量は約 [ ] mol (= [ ] g / 253.8 g/mol) となる。無機よう素と [ ] の反応による発熱量はモル数の少ない無機よう素の量により決定される。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。  
[ ] 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500 kWにおいて、[ ] kJとなり、化学反応による発熱量が十分小さい値であることが分かる。( [ ] kJ / [ ] kJ = 1/30)

この発熱量によって蒸発する水量は、別紙5に記載した潜熱 [ ] kJ/kgを用いて計算すると [ ] tとなる。スクラビング水の待機水位 [ ] は、[ ] 以上補給操作が不要となる水量 [ ] tに余裕を見た水量であり、化学反応による蒸発量 [ ] tを考慮しても、余裕をもった水量となっていることが分かる。

以上より、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. よう素除去部における化学反応による発熱

- (1) よう素除去部における有機よう素の化学反応による発熱量

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

アルカリ性条件下 (発熱反応)

[ ]

それぞれの化学種の標準生成エンタルピは以下の値となる（引用文献(1)）。

[ ]

熱化学方程式と標準生成エンタルピより、[ ] kJ となる。

以上より、1 mol 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、よう素除去部に流入する有機よう素の量は、別紙8に記載のとおり [ ] mol となる。  
したがって、よう素除去部における有機よう素の反応による発熱量は [ ] kJ となる。

有機よう素の全量が10分間（600秒）でよう素除去部へ捕集されたと考えると、発熱量は [ ] J/s となる。

(2) よう素除去部における無機よう素の化学反応による吸熱量

よう素除去部における無機よう素  $\text{I}_2$  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は以下の値となる（引用文献(1)）。

[ ]

熱化学方程式と標準生成エンタルピより、[ ] kJ となる。

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

ここで、無機よう素の反応は吸熱反応であることから、保守的に評価に含めないこととする。

(3) よう素除去部における化学反応の発熱量の評価

(1)で求めた発熱量 [ ] J/s によるよう素除去部の上昇温度を求めるために、 [ ]

[ ]

水蒸気の圧力、温度条件は、 [ ]

[ ]

[ ]

次に、よう素フィルタの温度上昇を求める。

$$\boxed{\phantom{000000}} = \boxed{\phantom{00}}^{\circ}\text{C}$$

以上より、よう素除去部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



## フィルタ装置入口配管の位置について

### 1. フィルタ装置入口配管接続位置

東海第二発電所のフィルタ装置入口配管は、フィルタ装置の通常水位より低い位置でフィルタ装置に接続される。以下に機器設計上の考え方と、この設計による悪影響の有無について確認する。

### 2. 機器設計上の考え方

東海第二発電所のフィルタ装置には、容器内部に有機よう素を除去するための銀ゼオライトフィルタを設置している。この銀ゼオライト充填や容器内部の入槽点検には、上部マンホールから容器内部に作業が入り作業を行う必要がある。以下に示すように入口配管の接続位置はフィルタ性能に影響を及ぼすことはないことから、作業性を考慮して容器内部の作業エリアに大きな配管が極力配置されないように、銀ゼオライトフィルタ室より低い位置で入口配管を接続した設計としている。

### 3. 悪影響の有無について

入口配管がフィルタ装置の通常水位より低い位置でフィルタ装置に接続することから、第1図のとおりスクラビング水を内包した入口配管が容器の外に配置されることとなる。これによるフィルタ性能への影響、バウンダリへの影響及び放射線防護の観点から悪影響の有無を確認する。

なお、強度や耐震性への影響は構造（入口配管の位置）を適切に反映して評価することから、問題はない。

#### (1) フィルタ性能への影響

フィルタ装置使用時には入口配管のスクラビング水を押し出す必要がある。入口配管の位置が通常水位の上下に関わらず、原子炉格納容器からのガスは待機時水位とベンチュリノズル分配管との差分の水位を押し込む必要がある。この押し込み水位は入口配管の位置による差はほとんどない。

したがって、入口配管が通常水位より下でフィルタ装置に接続されても、原子炉格納容器からのガスはベンチュリノズルに導かれ、エアロゾルや無機よう素を捕集することから、入口配管の位置が放射性物質の捕集性能に影響を及ぼすことはない。

なお、J A V A 試験設備においては、していたが、エアロゾルや無機よう素に対して、十分な除去性能を有することが確認されてい

る。

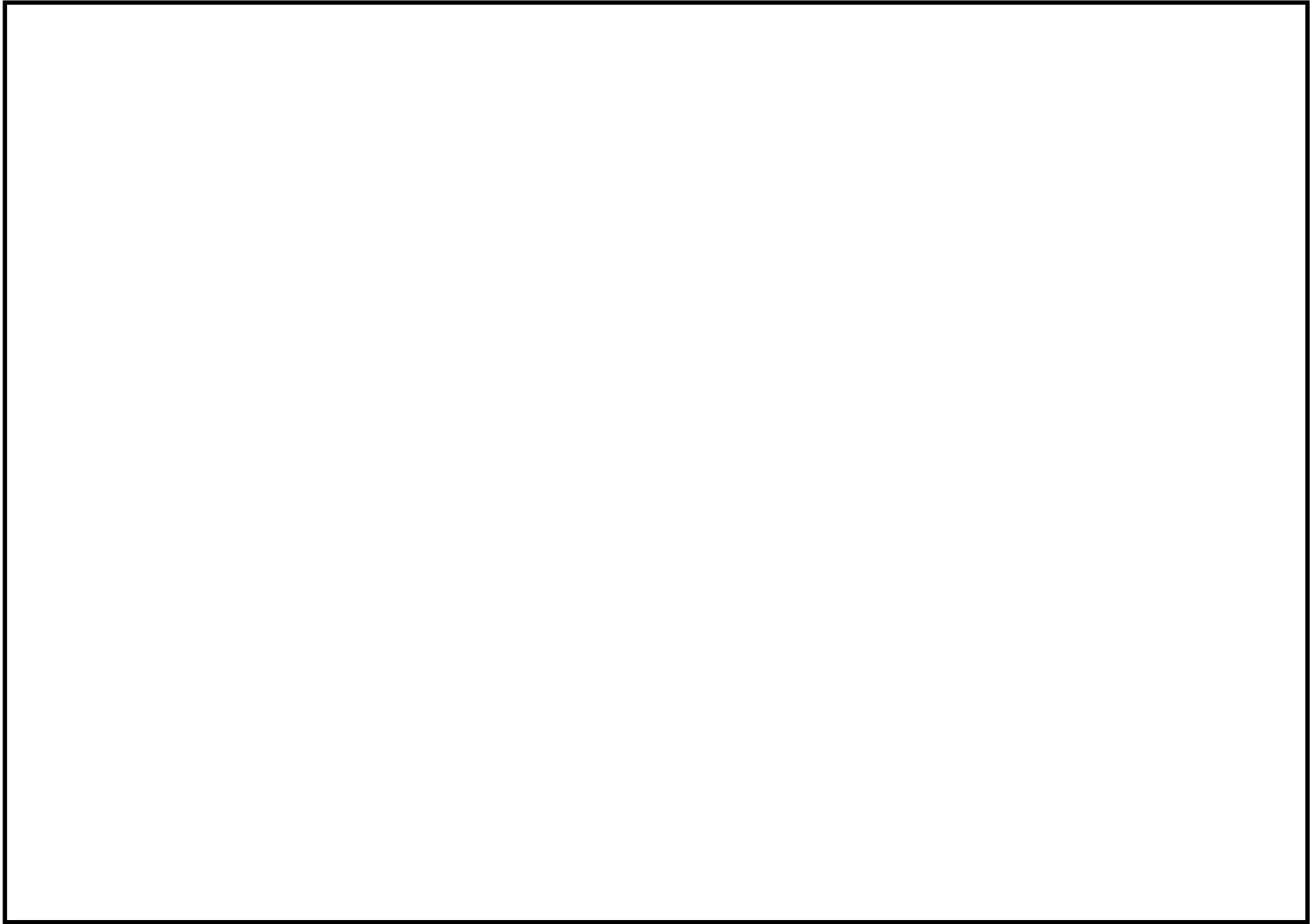
(2) バウンダリへの影響

系統待機時にスクラビング水はフィルタ装置外部の入口配管内にも貯留されるが、配管の材質は耐アルカリ性を考慮して、フィルタ装置同様ステンレス鋼を採用することで、バウンダリへの影響はない。

(3) 放射線防護への影響

フィルタ装置使用後は、入口配管にも放射性物質を含んだスクラビング水が貯留される。フィルタ装置内部に入口配管が位置する場合と比べると、入口配管表面の放射線量率は高くなるが、格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁内に位置することから、作業員への影響はない。

以上より、入口配管のフィルタ装置への接続位置が、フィルタ性能等へ悪影響を及ぼすことはなく、現在の接続位置は妥当と考える。



第1図 フィルタ装置入口配管の接続位置による比較

## スクラビング水スロッシングの影響について

## 1. スクラビング水スロッシングの影響について

格納容器圧力逃がし装置のスクラバ容器について、地震時にスロッシングが発生することで、スクラビング水が金属フィルタ下端まで到達する可能性がある。そこで、保守的な評価となるハウスナー理論を用いてスロッシング高さを評価した。

ハウスナー理論により、スロッシング高さ  $d_{\max}$  は以下のように算出できる。

$$d_{\max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}{\frac{g}{\omega_N^2 \theta_h} - 1} = \boxed{\quad} \text{ [mm]}$$

ここで、

$$\omega_N = \sqrt{\frac{1.84}{R} \cdot g \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right)} = \boxed{\quad} \text{ [s}^{-1}\text{]}$$

$$\theta_h = 1.534 \cdot \frac{S_A}{\omega_N^2 \cdot R} \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right) = \boxed{\quad}$$

R : フィルタ装置容器半径 (内径)  $\boxed{\quad}$  [mm]

h : スクラビング水上限水位  $\boxed{\quad}$  [mm]

g : 重力加速度 9806.65 [mm/s<sup>2</sup>]

S<sub>A</sub> : 応答加速度  $\boxed{\quad}$  [mm/s<sup>2</sup>]

(原子炉建屋の地震動S<sub>s</sub>から保守的に設定)

金属フィルタは上限水位から  $\boxed{\quad}$  mm 上方に設置しており、スロッシング高さは最大でも  $\boxed{\quad}$  mm と算出されることから、スクラビング水は金属フィルタ下端まで到達しない。評価結果を第1図に示す。

なお、ベントガスは  $\boxed{\quad}$  金属フィルタに導かれ、スロッシングで発生する飛沫 (液滴) が金属フィルタに流入しがたい構造となっており、さらに、金属フィルタには飛沫 (液滴) を除去する湿水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 スクラビング水スロッシング評価結果

フィルタベント容器の内部構造物強度計算について

1. 概要

本計算書は、フィルタベント容器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

フィルタベント容器内部の構造計画を表2-1に示す。

2.2 適用基準

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

表 2-1 フィルタベント容器内部の構造計画

計画の概要		概略構造図
支持構造	主体構造	
<p>内部配管は、フィルタベント容器底部に溶接した内部配管サポートにより支持される。</p> <p>分岐管は、フィルタベント容器底部に溶接した分岐管サポートにより支持される。</p>	<p>内部配管部は、内部配管、分岐管、ベンチュリノズルから構成される。</p> <p>ベンチュリノズルは取付けボルトで分岐管に固定される。</p>	
<p>金属フィルタは、フィルタベント容器胴部に溶接した金属フィルタサポート(金属フィルタ室底板)により支持される。</p>	<p>金属フィルタ部は、金属フィルタと金属フィルタサポートから構成される。</p>	
<p>銀ゼオライトフィルタ室はフィルタベント容器胴板に溶接で固定されている。</p>	<p>銀ゼオライト部は、銀ゼオライト室から構成される。</p> <p>金属フィルタ部と銀ゼオライトフィルタ室は連結管で連結されている。</p>	

## 2.3 応力評価部位

### (1) フィルタベント容器内の流路（バウンダリ）

フィルタベント容器に送気されたベントガスは、内部配管、分岐管、ベンチュリノズルを経てスクラビング水中に放出される。

その後、ベントガスは、容器内面に沿ってフィルタベント容器頂部に流れ、金属フィルタ上面の開口部から金属フィルタに達し、金属フィルタ室、伸縮管、銀ゼオライトフィルタ室を経てフィルタベント容器外に排気される。

フィルタベント容器内の流路（バウンダリ）を図2-1に示す。

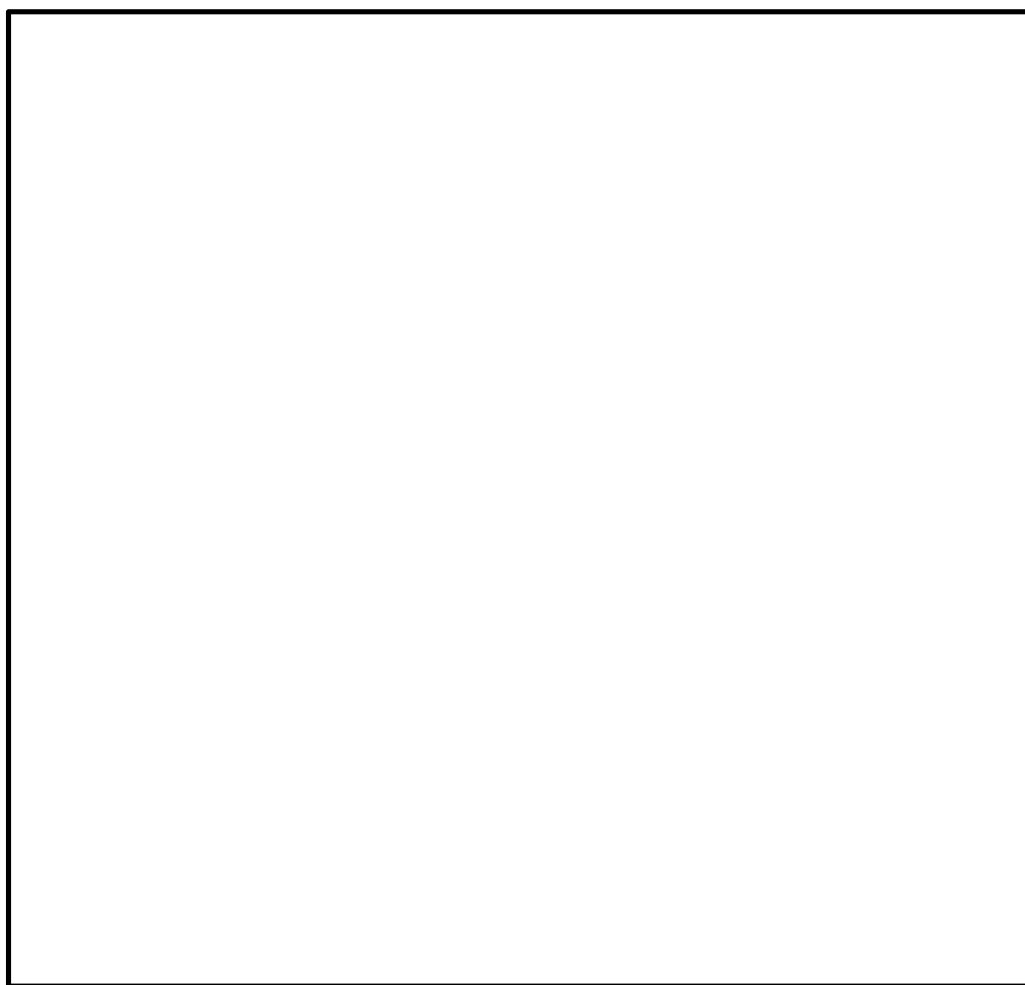


図2-1 ベントフィルタ容器の流路（バウンダリ図）



(2) 応力評価部位

応力評価を行う箇所を図2-2に示す。

- |               |       |
|---------------|-------|
| ① 内部配管        | (P-1) |
| ② 分岐管         | (P-2) |
| ③ ベンチュリノズル    | (P-3) |
| ④ 金属フィルタ      | (P-4) |
| ⑤ 金属フィルタ室     | (P-5) |
| ⑥ 伸縮管         | (P-6) |
| ⑦ 銀ゼオライトフィルタ室 | (P-7) |

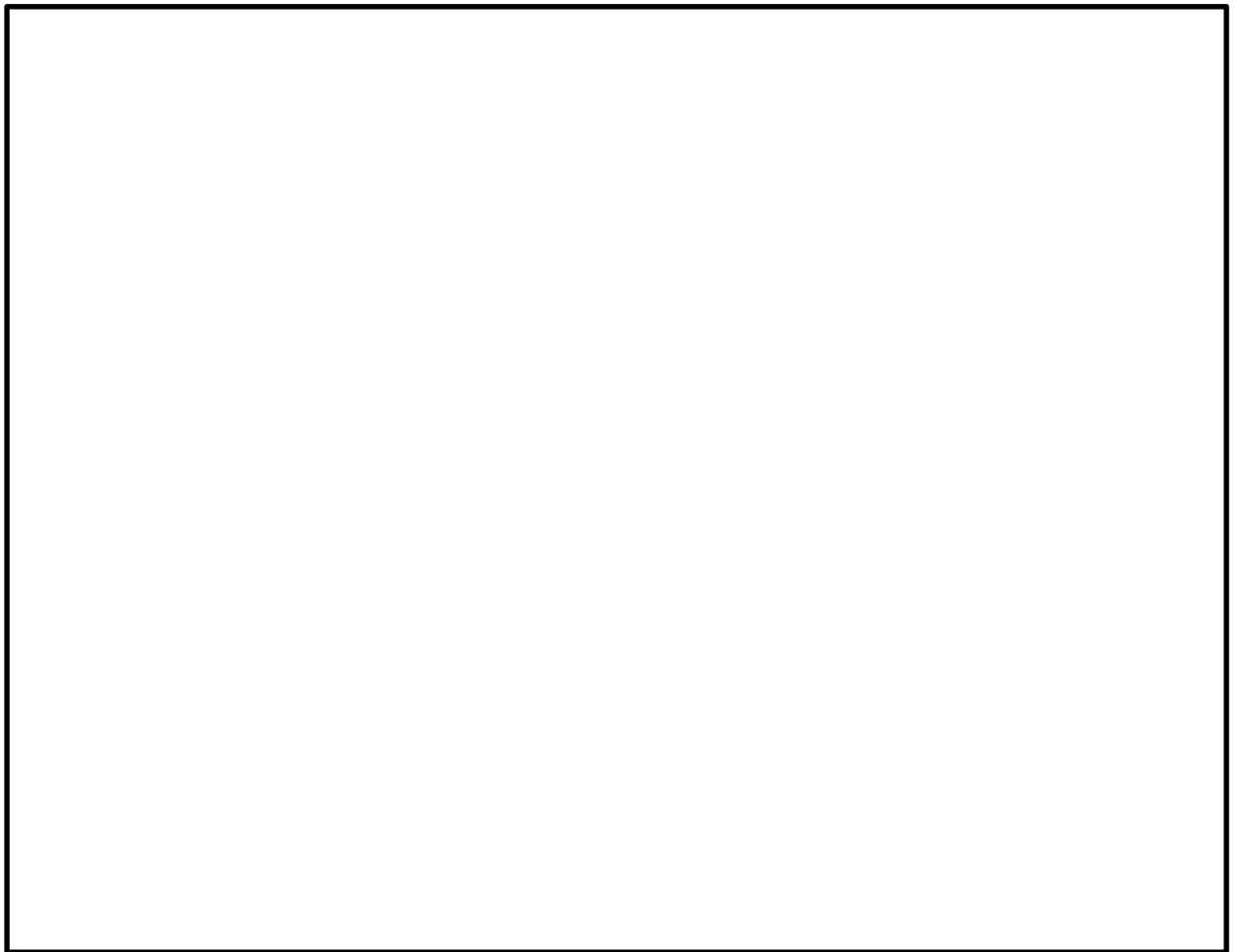


図2-2 ベントフィルタ容器 内部構造物応力評価部位

#### 2.4 各部の形状および構造

応力評価部の主要寸法を図2-3に，応力評価部の詳細を表2-3に示す。

#### 2.5 物性値

材料は表2-2に従って分類する。

表2-2 材料の分類

部位	材 料	備 考
内部構造物		内部構造物
内部配管		内部配管
ベンチュリノズル		
ベンチュリノズル取付けボルト		

#### 2.6 許容応力

- (1) フィルタベント容器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およびBで評価する。
- (2) 使用材料の許容応力を表2-4に示す。また各評価に対する許容応力を表2-5に示す。

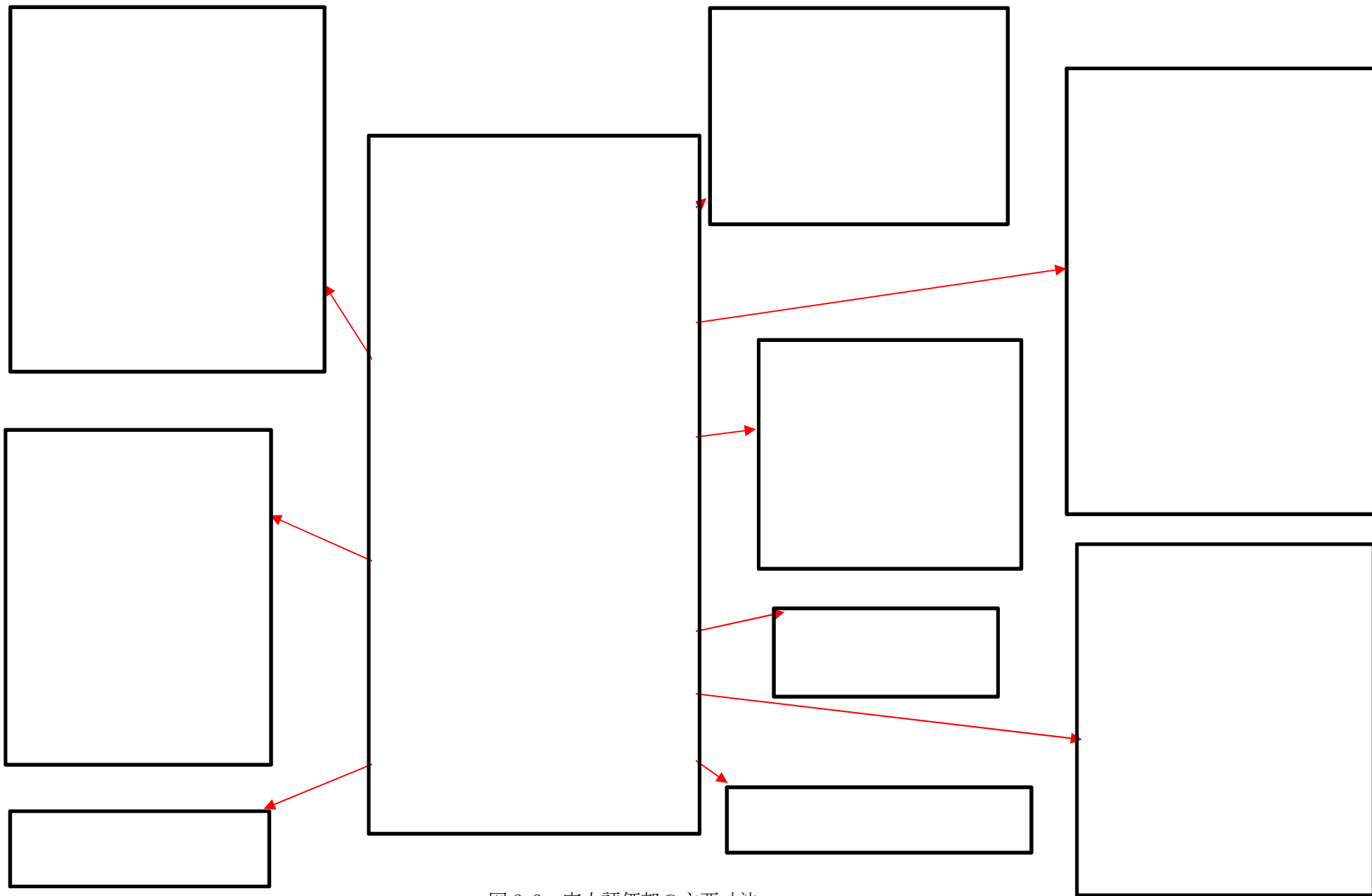


図 2-3 応力評価部の主要寸法

表 2-3 応力評価部位の詳細

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。
分岐管	分岐管	分岐管について、自重、内圧、水力的動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取付け部	VNフランジ部と分岐管を接続するVN取付け部について、自重、内圧、水力的動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。
	分岐管サポート	分岐管を支持する分岐管サポートについて、自重、水力的動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ビング水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取付けボルト	ベンチュリノズルの取付けボルトについて、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。
金属フィルタ	金属フィルタ溶接部	金属フィルタ本体の自重を支持する金属フィルタ取付け溶接部について、金属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。
	金属フィルタサポートビーム	金属フィルタ(メインフィルタ)を背面から支持する金属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。

金属フィルタ室	金属フィルタ室底板	金属フィルタを支持する金属フィルタ室のうち、自重が作用する底板について、金属フィルタ及び金属フィルタ室の自重、金属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	オリフィス取り外しを容易に実施できるよう設置している伸縮管について、フィルタベント使用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。
銀ゼオライトフィルタ室	銀ゼオライトフィルタ室底板	銀ゼオライト室のうち、自重が作用する底板について、銀ゼオライト室及び銀ゼオライトの自重、銀ゼオライト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。

表 2-4 使用材料の許容応力

評価部材	材料	温度条件 (°C)	Sh (MPa)	Sy (MPa)	Su (MPa)	Sy (RT) (MPa)
配管		最高使用温度 200	107	—	—	—
内部構造物		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	—	143	412	205
ベンチュリノズル 取付けボルト		最高使用温度 200	—	144	402	205

表 2-5 許容応力

供用状態	許容限界 (MPa) (配管)	許容限界 (MPa) (内部構造物)			
		金属フィルタ 取付け溶接部	ベンチュリノズル	ベンチュリノズル 取付けボルト	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 および B	—	62	128	97	108

### 3 荷重条件

ベントフィルタ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表3-1に示す。また、荷重の組合せと応力評価項目の対応を表3-2に示す。

表 3-1 評価に用いる荷重

記号	荷重	荷重値
L01	自重	
L02	内圧(差圧)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 内部配管：<math>\Delta</math>内 = <input type="text"/> MPa</li> <li>・ 金属フィルタ室，伸縮管：<math>\Delta</math>金 = <input type="text"/> MPa</li> <li>・ 銀ゼオライト室：<math>\Delta</math>銀 = <input type="text"/> MPa</li> <li>・ 多孔板：<math>\Delta</math>多 = <input type="text"/> MPa</li> </ul>
L03	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F1 = <input type="text"/> N</li> <li>・ 内部配管：噴流荷重F2 = <input type="text"/> N</li> </ul>

表 3-2 荷重の組合せ

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

### 4. 応力評価

応力評価方法を表4-1に示す。また、内部配管の評価に用いた解析モデルを図4-1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「SAP-IV」を用いた。

- (1) 内部配管・分岐管は、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。

表 4-1 内部構造物評価法 (1/3)

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 分岐管 ベンチュリノズル 取付部	内圧 自重 クリアリング 荷重	$S_{prm} = \frac{B_1 P D_o}{2t} + \frac{B_2 M_a}{Z}$ <p>⇒各 M は FEM により算出する</p>	P : 内圧 (差圧) Do : 配管の外径 Ma : 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>prm</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	$N = \left( \frac{11031}{\sigma} \right)^{3.5}$ <p>N &gt; N<sub>a</sub></p>	Na : 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

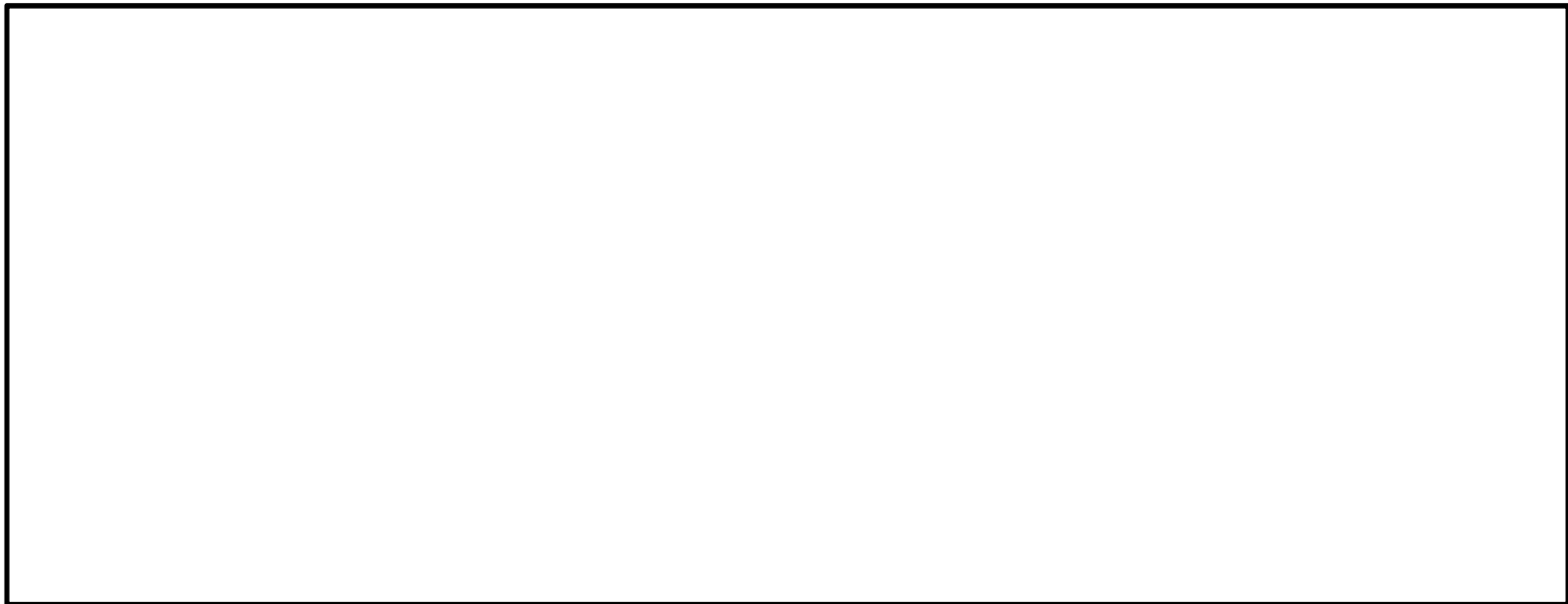


図 4-1 内部配管の解析モデル



表4-1 内部構造物評価法 (2/3)

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	金属フィルタ室 底板  銀ゼオライト室 底板	内圧  自重	$\sigma = \frac{M}{Z}$ $\tau = \frac{R}{A}$ <div style="border: 2px solid black; width: 150px; height: 100px; margin: 10px auto;"></div>	M: 内圧によるモーメント P: 集中荷重 Z: サポートの断面係数 β: 応力係数 t: 板厚 σ: 曲げモーメントによる軸方向応力 σ <sub>b</sub> : 荷重 P による軸方向応力 R: 反力 A: 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
	内部配管サポート 分岐管サポート	自重 クリアリング 荷重	$\sigma = \frac{M}{Z} + \frac{N}{A}$ $\tau = \frac{R}{A}$ ⇒各 M, N, R は FEM より 算出する $S = \sqrt{\sigma_x^2 + \sigma_y^2 - \sigma_x \sigma_y + 3\tau^2}$	M: 各荷重によるモーメント 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 σ: 曲げモーメントによる軸方向応力 R: 反力 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

表 4-1 内部構造物評価法 (3/3)

評価対象	評価部位	対象とする荷重	評価方法	準用規格	
金属フィルタ部	金属フィルタ サポートビーム	差圧 自重	$\sigma = \frac{M}{Z}$ $\tau = \frac{R}{A}$ $S = \sqrt{\sigma_x^2 + \sigma_y^2 - \sigma_x \sigma_y + 3\tau^2}$ <div style="border: 1px solid black; width: 150px; height: 40px; margin: 5px auto;"></div>	M: 各荷重によるモーメント Z: 金属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	$\sigma = \frac{M}{Z}$ $\tau = \frac{R}{A}$ $S = \sqrt{\sigma_x^2 + \sigma_y^2 - \sigma_x \sigma_y + 3\tau^2}$ <div style="border: 1px solid black; width: 150px; height: 40px; margin: 5px auto;"></div>	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 取付けボルト	クリアリング 荷重	$\sigma = \frac{F}{A}$	F: 流体力 A: 取付けボルトの総断面積 σ: 取付け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

5. 評価結果

各部位の評価結果を表5-1～表5-6に示す。評価の結果、すべての部位で許容値を満足することを確認した。

表5-1 内部配管，分岐管，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 分岐管	P-3 ベンチュリノズル配管付根部	許容応力
一次応力	39	15	7	160

発生応力値は許容応力値以下である。

表5-2 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)	1
許容繰返し回数(N)	$3.7 \times 10^{11}$

ベント時繰返し回数は許容繰返し回数以下である。

表5-3 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-2 分岐管 サポート	P-4 金属フィ ルタ サポート ビーム	P-5 金属フィ ルタ室 底板	P-7 銀ゼオラ イト室 底板	許容応力
一次応力 (組合せ応力)	31	5	35	38	76	108

発生応力値は許容応力値以下である。

表5-4 内部構造物の一次応力評価結果（クラス2支持構造物準用）（単位：MPa）

応力の種類	P-4 金属フィルタ取付溶接部	許容応力
一次応力 (せん断応力)	1	62

発生応力値は許容応力値以下である。

表5-5 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)	42	128

発生応力値は許容応力値以下である。

表5-6 ベンチュリノズル取付け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けボルト	許容応力
一次応力 (引張応力)	4	97

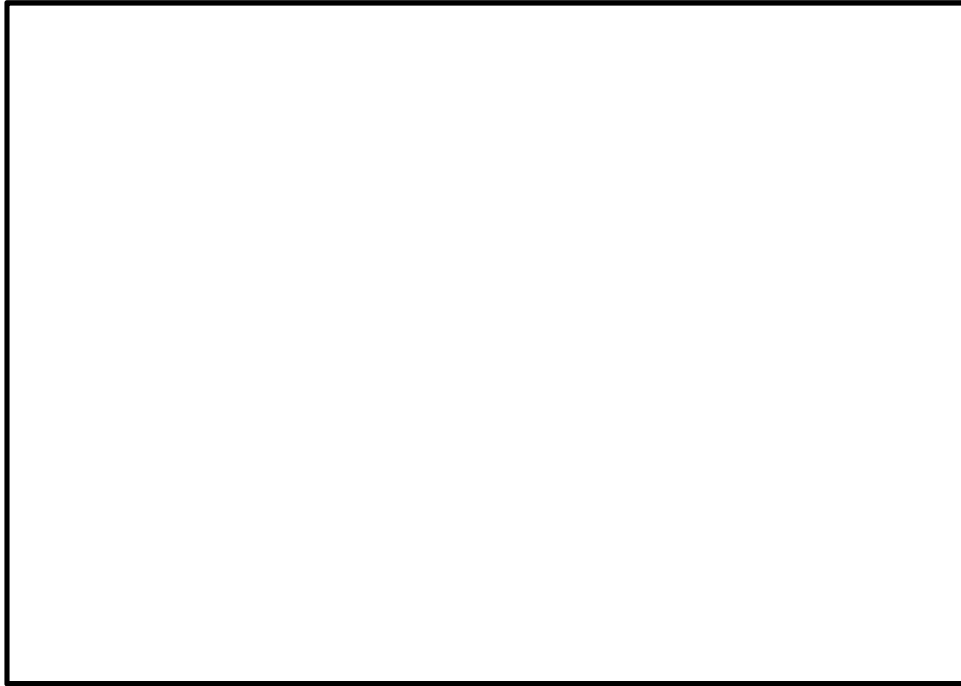
発生応力値は許容応力値以下である。

## ベントフィルタ容器 内部配管に作用する流体力

ベント時に、ベントフィルタ容器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ビング水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、強度評価には添付表 1-1 に示すクリアリング時荷重を用いる。



添付図 1-1 内部配管に作用するベント時流体力

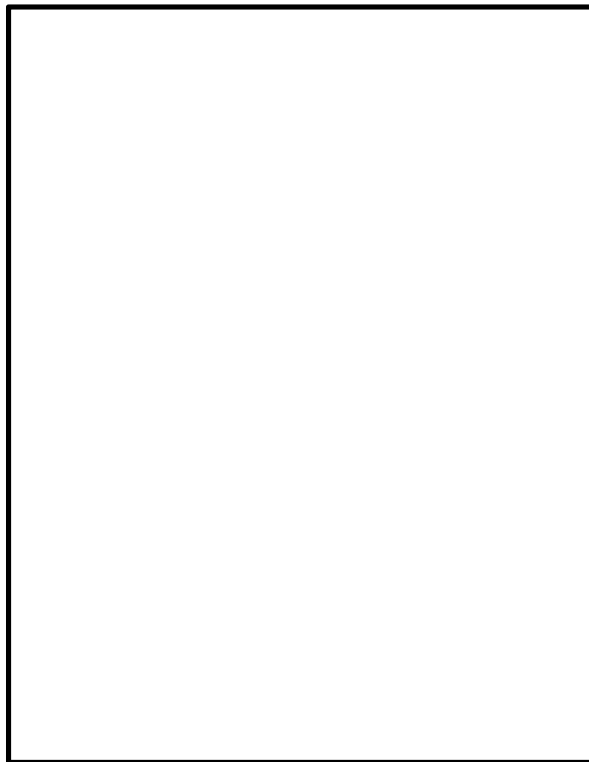
添付表 1-1 内部配管評価に用いるクリアリング時荷重

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	<input type="text"/>
入口配管エンドキャップに作用するクリアリング荷重 F2	<input type="text"/>

【ベント開始後のスクラビング水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、ベントフィルタ内の内部配管内のスクラビング水が押し出される。押し出されたスクラビング水は、添付図 1-2 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。



添付図 1-2 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、前記スクラビング水排出時同様に、原子炉格納容器からのベントガスが、噴出することによる噴流荷重 F1 が、また入口配管のエンドキャップにもベントガスによる噴流荷重 F2 が作用する。

前記スクラビング水排出時同様に F1 は次式で計算される。

$$F1 = \text{$$

ここで、

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

$$A1 : \text{スロート部断面積} = \text{$$
 m<sup>2</sup>

V1 : スロート部流速 (m/s)

$$Q = \text{$$
 m<sup>3</sup>/s@2Pd とすると、ベンチュリノズル数 n =  本より、

$$V1 = \text{$$
 m/s

$$\theta : \text{噴出角度} = \text{$$

よって、

$$F1 = \text{$$
 N

(2) 入口配管エンドキャップに作用するクリアリング荷重 F2

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

$$F2 = \text{$$

ここで、

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

$$A2 : \text{エンドキャップ部断面積} = \text{$$
 m<sup>2</sup>

V2 : 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ビング水排出時の荷重のほうが大きくなる。





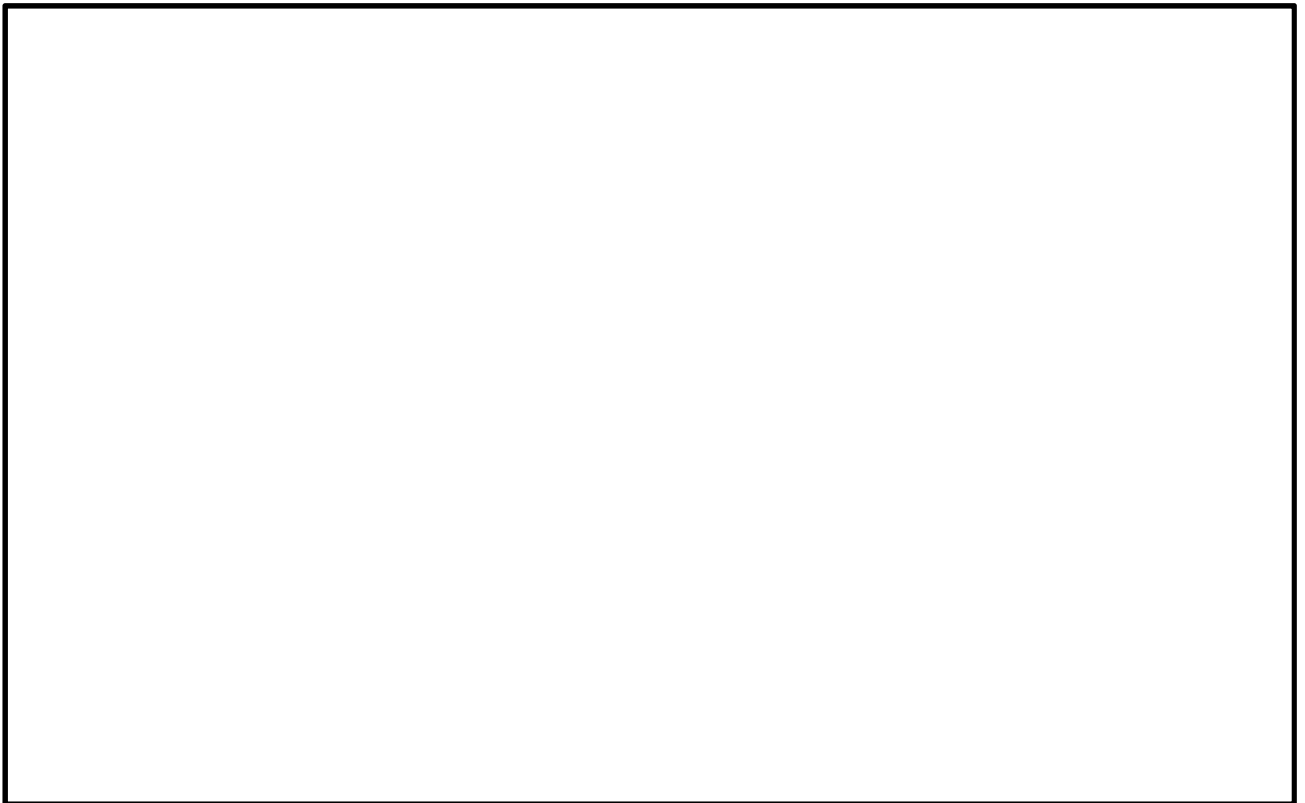


ベントフィルタ容器 内部配管のモデル化及び境界条件

ベントフィルタ容器の内部配管の評価は、解析コードSAP-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添付図 2-1 に示す。



添付図 2-1 内部配管・ベンチュリノズル モデル化範囲

## 2 解析モデル及び境界条件

添付図 2-1 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添付図 2-2 に示す。なお、ベンチュリノズルは剛体としてモデル化した。また境界条件を添付図 2-3 に示す。



添付図 2-2 解析モデル



添付図 2-3 モデル境界条件

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

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（620 kPa[gage]）、最高使用温度（200 °C）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P V C-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 °Cから450 °C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。

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

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)

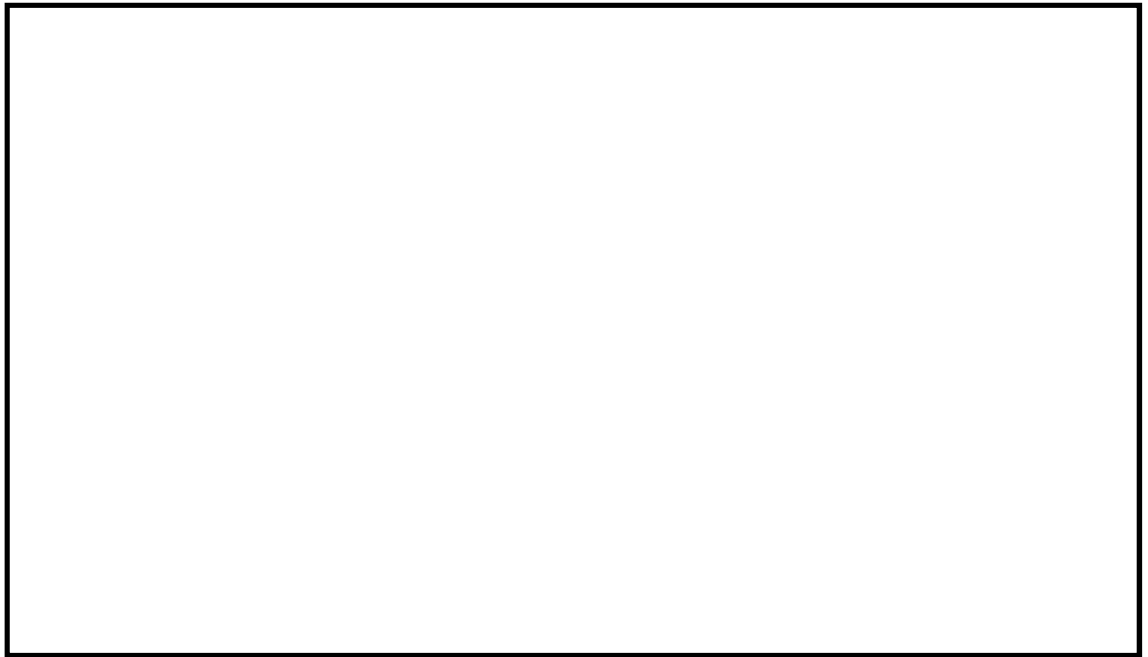
Di : 胴の内径  mm

S : 各温度における材料の許容引張応力 (MPa)

$\eta$  : 長手継手の効率 ( $\eta=1$ )

#### (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、添付図 2-4 に示すとおり、設計上考慮している最高使用圧力（620 kPa [gage]）、最高使用温度（200 °C）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。



添付図 2-4 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

#### 4. ベント時において発生する荷重の考慮について

##### (1) 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動的荷重

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には以下のものがある。

- a. ドライウェル内の配管破断によるジェット力
- b. プールスウェル荷重
- c. ベント管出口での蒸気凝縮振動荷重
- d. 逃がし安全弁作動時の荷重
- e. 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力の荷重

a. ～c. は、原子炉冷却材喪失事故において事故発生直後に発生する荷重であり、ベント時に生じる荷重は、これに比べて影響は小さい。

また d. , e. は、ベント開始の判断基準である格納容器圧力  $2P_d$  に近づいた状態では、原子炉圧力は、原子炉冷却材喪失事故や逃がし安全弁による急速減圧等により、既に低下した状態となっており、原子炉隔離時冷却系も運転していないことから、 $2P_d$  ベント時に作用する荷重ではない。

以上のことから、ベントの判断基準である格納容器圧力  $2P_d$  における原子炉格納容器の加圧は、崩壊熱により発生する蒸気によるものであり、動的荷重を考慮する必要はない。

##### (2) フィルタ容器内において発生する荷重の考慮について

フィルタベント装置の設計に当たっては、最高使用圧力  $2P_d$ 、最高使用温度  $200\text{ }^{\circ}\text{C}$  の条件に加えて、地震荷重を考慮した強度評価を実施している。

また、耐圧機器ではないが、内部構造物については、差圧荷重及び地震荷重を考慮するとともに、水力学的荷重としてクリアリング時荷重を考慮した強度評価を実施している（添付表 2-1）。

添付表 2-1 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
フィルタベント装置 (容器)	内圧荷重 (最高使用圧力)	「発電用原子力設備規格 設計建設規格 (2005 年版 (2007 年追補版含む)) J S M E S N C 1 - 2 0 0 5 / 2 0 0 7」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。
内部構造物	差圧荷重, 水力学的荷重	差圧荷重及び水力学的荷重 (クリアリング時荷重) による一次応力を算出し、「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 - 2 0 0 5 / 2 0 0 7」で定める許容値を満足することを確認する。
	差圧荷重, 水力学的荷重, 地震荷重	内圧荷重, 水力学的荷重 (クリアリング時荷重) 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。



フィルタベント容器内の内部構造物に考慮する水力的動荷重について

## 1. 内部構造物に作用する水力的動荷重

ベント実施時にフィルタベント容器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ビング水及び非凝縮性ガス（窒素）がベンチュリノズルからフィルタベント容器内に放出される際（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、蒸気がベントフィルタ容器内のスクラビング水に放出される際（蒸気放出過程）の蒸気凝縮振動、チャギングが考えられる。

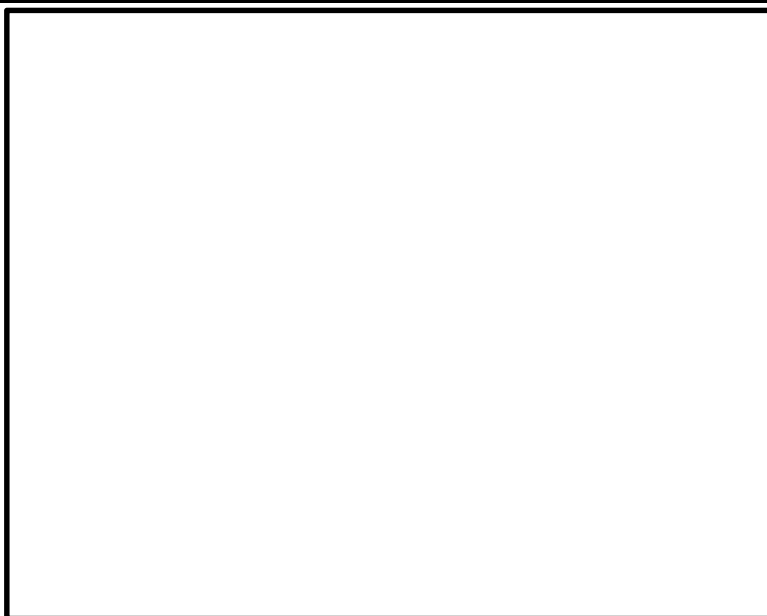
## 2. チャギング

第1表にベント時の事象を、第1図に蒸気放出過程での蒸気凝縮状態を、第2図にクリアリング時にベンチュリノズルに作用する荷重を示す。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いるが、ベント実施時の蒸気流束及びスクラビング水温度の推移はベント末期に至るまで高い状態を維持すること、また、ベント末期には窒素ガスによるパージを実施し、窒素ガス分圧が高い状態となることから、チャギングが生じる可能性は低い。

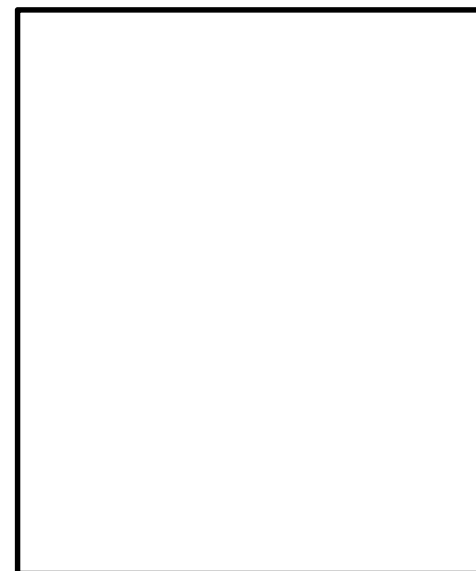
なお、においても、ベンチュリノズル等の損傷は確認されていない。

第1表 ベント時の事象

ベント時事象	事象の内容	容器内への流入流体	容器内圧力	容器内温度
①クリアリング過程	ベントが開始されると、格納容器からのベントガスにより、内部配管内のスクラビング水が容器内に放出される。	スクラビング水	約 <input type="text"/> kPa(abs)	約 <input type="text"/> °C
②気泡形成過程	入口配管内にパージされていた窒素ガスが容器内に放出される。	窒素	約 <input type="text"/> kPa(abs) → 昇圧	約 <input type="text"/> °C
③蒸気放出過程	ベントガスが容器内に放出される。 (蒸気凝縮→バブリング)	蒸気 (約 <input type="text"/> kg/sm <sup>2</sup> 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 →容器内圧力低減に伴い、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



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

### 3. 考慮する水力的動的荷重

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ベント容器内の内部構造物に加わる荷重は第2表の通りであり，内部構造物の強度評価に用いるベント時の水力的動的荷重としては，「クリアリング時の噴流荷重」を考慮するものとする。

第2表 ベント時に考慮が必要な荷重

ベント時の推移	フィルタベント容器の内部構造物に加わる荷重
①クリアリング過程	1) スクラビング水噴出時の反力がベンチュリノズル上向きに作用する。 2) 直接噴流が作用する構造物はない。
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) 直接噴流が作用する構造物はない。
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，構造物への影響は軽微である。

注記 \* : スクラビング水密度  $\rho_w =$   kg/m<sup>3</sup>

窒素密度  $\rho_{N_2} =$   kg/m<sup>3</sup>

蒸気密度  $\rho_v =$   kg/m<sup>3</sup>

4. ベント時に生じる圧力変動荷重による影響

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による圧力変動が生じるが、その挙動は安定しており、不安定な圧力変動は生じない。

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

$$\sigma_{p\theta} = \text{ MPa}$$

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 (160 MPa) に対して  MPa 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。

### 移送ポンプの設定根拠について

フィルタ装置のベント停止後の放射性物質を含んだスクラビング水をサブプレッション・チェンバへ移送するため設置する。

ポンプ仕様

名 称		移送ポンプ
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	10
揚 程	m	40
最高使用圧力	MPa	2.5
最高使用温度	℃	200
原 動 機 出 力	kW/個	7.5
個 数	—	1

#### 1. 容量の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する移送ポンプの容量は、当該配管の既設接続先である原子炉隔離時冷却系の配管口径 50A における標準流速 [ ] m/s) に対して配管圧損等を考慮し、標準流速範囲内に収まる配管内流速が約 [ ] m/s となる性能を有したポンプ容量の 10 m<sup>3</sup>/h とする。

#### 2. 揚程の設定根拠

移送ポンプの揚程は、下記を考慮して決定する。

- ① 水源と移送先の圧力差 : 0 m

フィルタ装置及びサブプレッション・プールは大気圧状態にて使用する。

- ② 静水頭 : [ ] m

格納容器圧力逃がし装置格納槽床レベル (EL. [ ] m) とサブプレッション・プール水位 [ ] [ ] のレベル差

- ③ 配管・機器圧力損失 : [ ] m

- ④ 合計 : [ ] m

重大事故等対処設備として使用する移送ポンプの揚程は、④の合計以上とし、40 m とする。

#### 3. 最高使用圧力の設定根拠

移送ポンプの最高使用圧力は、下記を考慮して決定する。

- ① 静水頭 : [ ] MPa

$$[ ] \text{ m} \times 0.00980665 \div [ ] \text{ MPa}$$

[ ] m : 格納容器圧力逃がし装置格納槽床レベル (EL. [ ] m) とスクラビング水  
上限水位 (EL. [ ] m) のレベル差

② 締切揚程 :  MPa  
 m × 0.00980665 ÷  MPa

m : 移送ポンプ締切り揚程 (許容最高全揚程)

③ 合計 :  MPa

移送ポンプの最高使用圧力は、③の合計を上回る圧力とし、2.5 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する移送ポンプの最高使用温度は、フィルタ装置の最高使用温度に合わせ、200 °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

移送ポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \times 100$$

(引用文献：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力 (kW)

P<sub>w</sub> : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1000

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/s) = 10/3600

H : 揚程 (m) = 40

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{10}{3600}\right) \times 40}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記から、移送ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、7.5 kW/個 とする。

6. 個数の設定根拠

重大事故等対処設備として、放射性物質を含んだスクラビング水をサブプレッション・チェンバへの移送するために必要な個数 1 個設置する。

## F Pの再揮発による影響

フィルタ装置において、エアロゾル、無機よう素、有機よう素を除去するベンチュリスクラバ、金属フィルタ、よう素除去部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エアロゾル及び無機よう素に対し、金属フィルタはエアロゾルに対し、よう素除去部は有機よう素に対し除去性能を確認している。無機よう素に対するよう素除去部の除去性能は未確認であるが、よう素除去部はベンチュリスクラバ及び金属フィルタが取り逃した無機よう素を全て捕集するものとして確認を行う。

### 1. ベンチュリスクラバ

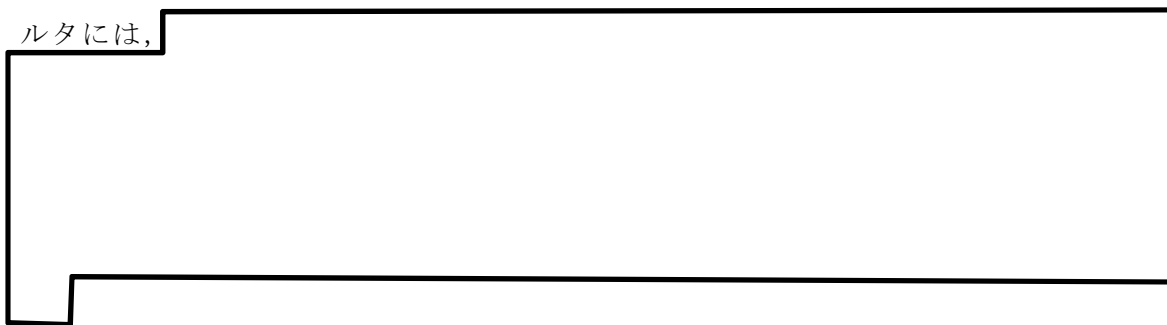
#### (1) エアロゾルの再浮遊

##### 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。スクラビング水の水面近傍には、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、金属フィルタが備えられており、この金属フィルタには、



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ビング水の温度が上昇した場合、スクラビング水中に捕集された無機

よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

b. 影響評価

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

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

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

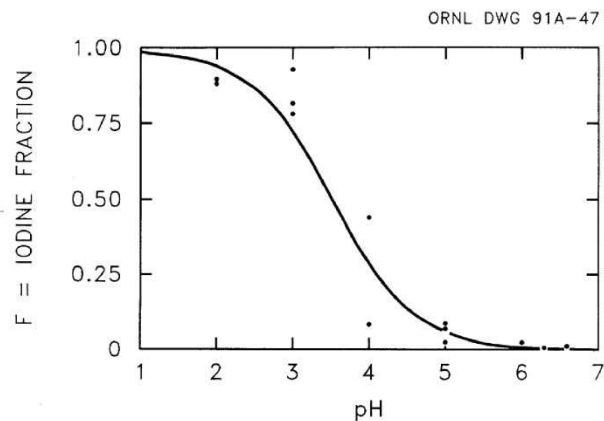
の2つの効果が組み合わさって影響を受けるが、(a)の影響が支配的であり、pH 7以上であれば無機よう素の再揮発を抑制することができる。スクラビング水のpHは、施設定期検査時に13以上であることを確認することに加え、重大事故等時に格納容器内で発生する酸が全量スクラビング水に移行することを考慮しても十分なアルカリ環境に保たれるため、無機よう素の再揮発を抑制することができる。

(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<sub>2</sub>) の平衡

液相中の無機よう素 (I<sub>2</sub> (aq)) と気相中の無機よう素 (I<sub>2</sub> (g)) の存在比は以下のように表される。

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

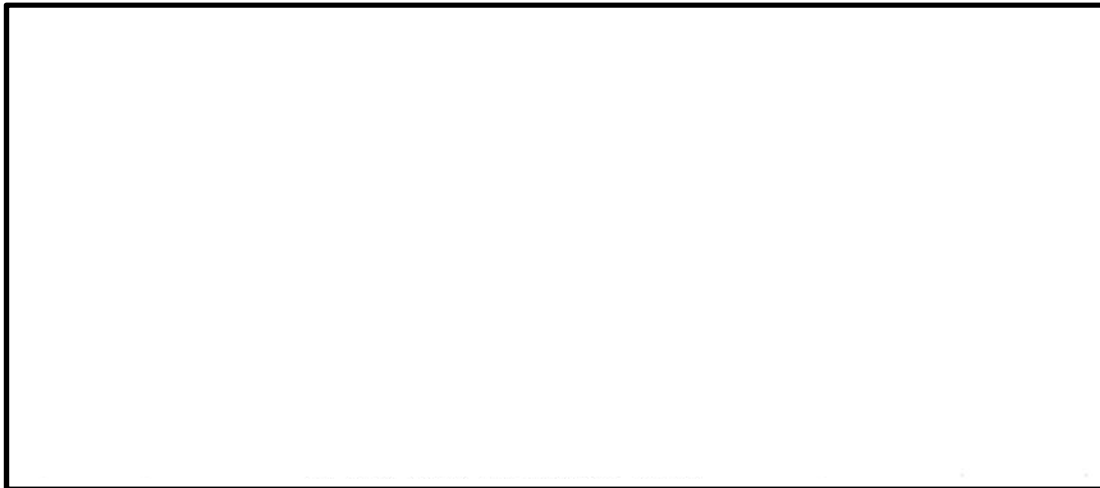
[I<sub>2</sub> (aq)] 及び [I<sub>2</sub> (g)] はそれぞれ液相中の無機よう素濃度及び気相中の無機よう素濃度を表す。この平衡は、以下の関係で温度に依存する。

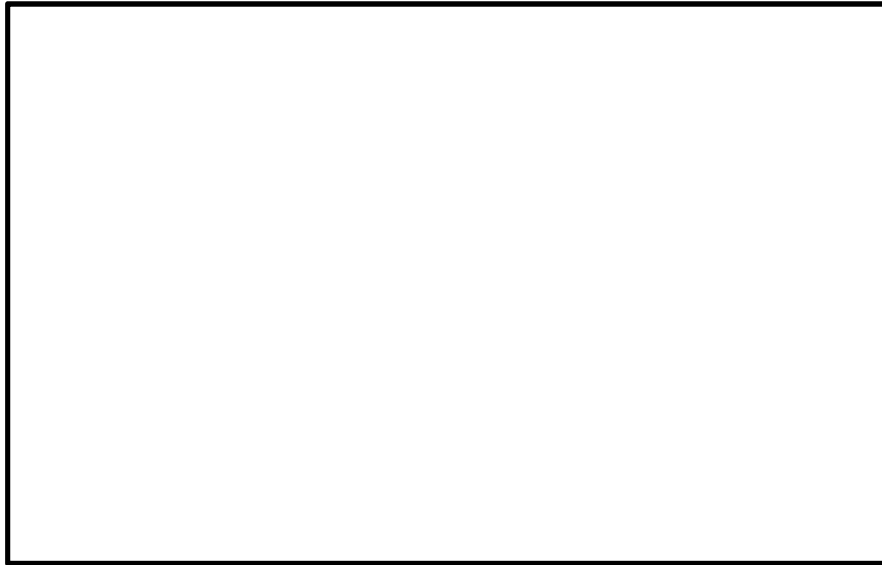
$$\log_{10} P = 6.29 - 0.0149T \quad T: \text{絶対温度}$$

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、スクラビング水の水温が高い方が気相の無機よう素の割合が増える。しかし、アルカリ環境下では、(a)の無機よう素とよう素イオンの平衡により液相中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラビング水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)





第 2 図 温度に対する無機よう素除去性能

## 2. 金属フィルタ

### (1) エアロゾルの再浮遊

#### a. 想定される状態



#### b. 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、格納容器ベント実施時はベントガスにより冷却され、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、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、窒素によるスクラビング水の冷却効果を考慮する。

#### (a) 金属フィルタへのエアロゾル移行割合

フィルタ装置では、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 19 時間経過後の原子炉格納容器内の F P の発熱量は M A A P 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、上記のように金属フィルタへのエアロゾル移行割合は  であるため、スクラビング

水へのエアロゾル移行割合を [ ] とする。

・金属フィルタの発熱量 = [ ] W

・スクラビング水の発熱量 = [ ] W

(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、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を閉とした場合を想定し、蒸気量はスクラビング水に捕集される崩壊熱から窒素によるスクラビング水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。窒素はスクラビング水の通過により 55 °C から 100 °C に温度上昇し、保守的に金属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) =  $2.256 \times 10^6$  J/kg

・蒸気比熱 (100 °C 飽和蒸気) = 2077 J/kg°C

・窒素流量 =  $200 \text{ m}^3[\text{N}]/\text{h} = 5.56 \times 10^{-2} \text{ m}^3/\text{s}$

・窒素密度 =  $1.25 \text{ kg}/\text{m}^3[\text{N}]$

・窒素比熱 =  $1040 \text{ J}/\text{kg} \cdot \text{°C}$

(d) 評価結果

金属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を評価することで、簡易的に金属フィルタの温度上昇量を評価する。金属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)

・蒸気発生量 = [ ] (kg/s)

・温度上昇量 = [ ] (°C)

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

### 3. よう素除去部

#### (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。よう素除去部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 °C 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 °C 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、よう素除去部で捕集した無機よう素及び有機よう素の崩壊熱は、格納容器ベント実施時はベントガスにより冷却され、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、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、窒素によるスクラビング水の冷却効果を考慮する。

##### (a) よう素除去部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よう素除去部に蓄積するものとする。また、よう素除去部の有機よう素の除去性能は  $DF = 50$  であるが、有機よう素全てがよう素除去部に蓄積されるものとするのでよう素除去部での発熱量を保守的に評価する。

##### (b) よう素による発熱量

よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

##### 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、東海第二発電所の熱出力 (3293 MW) を考慮して算出した結果、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。

##### ハ. 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 5 %、無機よう素 91 %、

有機よう素 4 %とする。

二. 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・プール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。

よう素除去部での発熱量を第 2 表に示す。

第 2 表 よう素除去部での発熱量（単位：W）

	原子炉停止後時間	
	19 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，格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を閉とした場合を想定し，蒸気量はスクラビング水に捕集される崩壊熱から窒素によるスクラビング水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。窒素はスクラビング水の通過により 55 °C から 100 °C に温度上昇し，保守的に金属フィルタでは冷却に参与しないものとする。

- ・ 蒸気潜熱（100 °C 飽和蒸気） =  $2.256 \times 10^6$  J/kg
- ・ 蒸気比熱（100 °C 飽和蒸気） = 2077 J/kg°C
- ・ 窒素流量 =  $200 \text{ m}^3[\text{N}]/\text{h} = 5.56 \times 10^{-2} \text{ m}^3/\text{s}$
- ・ 窒素密度 =  $1.25 \text{ kg}/\text{m}^3[\text{N}]$
- ・ 窒素比熱 =  $1040 \text{ J}/\text{kg} \cdot \text{°C}$
- ・ 原子炉格納容器内発熱量 =  W（原子炉停止 19 時間後）  
=  W（原子炉停止 168 時間後）

(d) 評価結果

よう素除去部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，簡易的によう素除去部の温度上昇量を評価する。よう素除去部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，以下の評価式にてよう素除去部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） =



(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, I) 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	0.01 %未満
放射線場	2.2 %未満	0.02 %未満
合計	3.2 %未満	0.03 %未満

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

(2) 重大事故時における 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。

3. 引用文献

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



F P の放射性壊変による被ばく評価への影響

ベンチュリスクラバ，金属フィルタ，よう素除去部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，エアロゾル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. エアロゾルの壊変

被ばく評価で対象としている評価核種 65 核種の中で，エアロゾルのうち希ガスを生成する親核種として，Cs-134，Rb-86，Te-129，Te-129m，Te-131m，Te-132 があり，これらの 99.9 % はベンチュリスクラバ及び金属フィルタによって捕集される。この他のエアロゾルは希ガスへの壊変をせず，ベンチュリスクラバ及び金属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 および I-135 から生成する Xe-133 と Xe-135 を考慮する。

ベンチュリスクラバ，金属フィルタ，よう素除去部に共通して，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 の発生量は，ベント時に系外に放出される量の 1 % 未満である。

格納容器圧力逃がし装置のベンチュリスクラバ，金属フィルタ，よう素除去部に捕捉された I-133，I-135 から再浮遊する Xe-133，Xe-135 の再浮遊量は以下に示す式を用いて評価する。

・再浮遊する放射能  $\lambda_2 N_2$  を求める式

$$\lambda_2 N_2 = \frac{\lambda_1 \lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} N_{10} (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t}) + \lambda_2 N_{20} e^{-\lambda_2 t} \dots \dots \dots \text{式(1)}$$

・再浮遊する積算崩壊数  $\sum \lambda_2 N_2$  を求める式

$$\sum \lambda_2 N_2 = \frac{\lambda_1 \lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} N_{10} \left\{ \frac{(1 - e^{-\lambda_1 t})}{\lambda_1} - \frac{(1 - e^{-\lambda_2 t})}{\lambda_2} \right\} \dots \dots \dots \text{式(2)}$$

ここで、

$\lambda_1$  : 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放射能 (Bq)

$N_{20}$  : 娘核種のベント時刻における放射能 (Bq)

(ただし、再浮遊分の放射能は、ベント開始時点では0)

$t$  : 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19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各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。

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	存在 割合	サプレッション・プール におけるスクラビングの 除去係数	フィルタ装置への捕集率		
				ベンチュリスクラバ 及び金属フィルタ	よう素 除去部*	合計
エアロ ゾル	0.61	0.05	0.1	0.999	0.001	1
無機 よう素	0.61	0.91	0.1	0.99	0.01	1
有機 よう素	0.61	0.04	1	0	1	1

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ことが考えられるが、付着量の評価では、保守的によう素除去部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を考慮した放射能量

		放射能量 (Bq)				
		炉内内蔵量	ベント 開始時	フィルタ装置付着		合計
				ベンチュリスクラバ 及び金属フィルタ	よう素除去部*	
I-133	N <sub>10</sub>					
Xe-133	N <sub>20</sub>					
I-135	N <sub>10</sub>					
Xe-135	N <sub>20</sub>					

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ことが考えられるが、付着量の評価では、保守的によう素除去部で全量捕集されるとする。

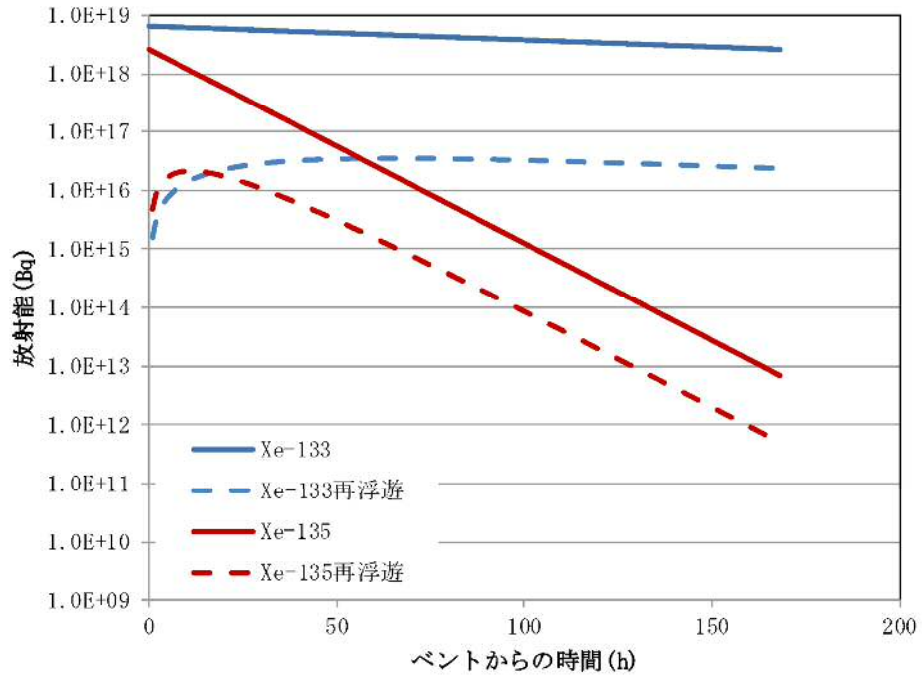
式(1)及び式(2)に基づき、ベント開始時において原子炉格納容器からベントラインに放出される Xe-133, Xe-135と、フィルタ装置から再浮遊する Xe-133, Xe-135の7日間積算崩壊数の比較を第3表、放射能の比較を第1図、積算崩壊数の比較を第2図に示す。

第3表 Xe-133, Xe-135の7日間積算崩壊数の比較

		Xe-133 (Bq・s)	Xe-135 (Bq・s)	合計 (Bq・s)
ベントラインからの放出		$7.1 \times 10^{20}$	$3.4 \times 10^{19}$	$7.4 \times 10^{20}$
フィルタ からの 再浮遊	ベンチュリスクラバ 及び金属フィルタ	$3.4 \times 10^{18}$	$4.7 \times 10^{17}$	$3.8 \times 10^{18}$
	よう素除去部	$1.5 \times 10^{18}$	$2.2 \times 10^{17}$	$1.7 \times 10^{18}$
	合計	$4.8 \times 10^{18}$	$6.8 \times 10^{17}$	$5.5 \times 10^{18}$

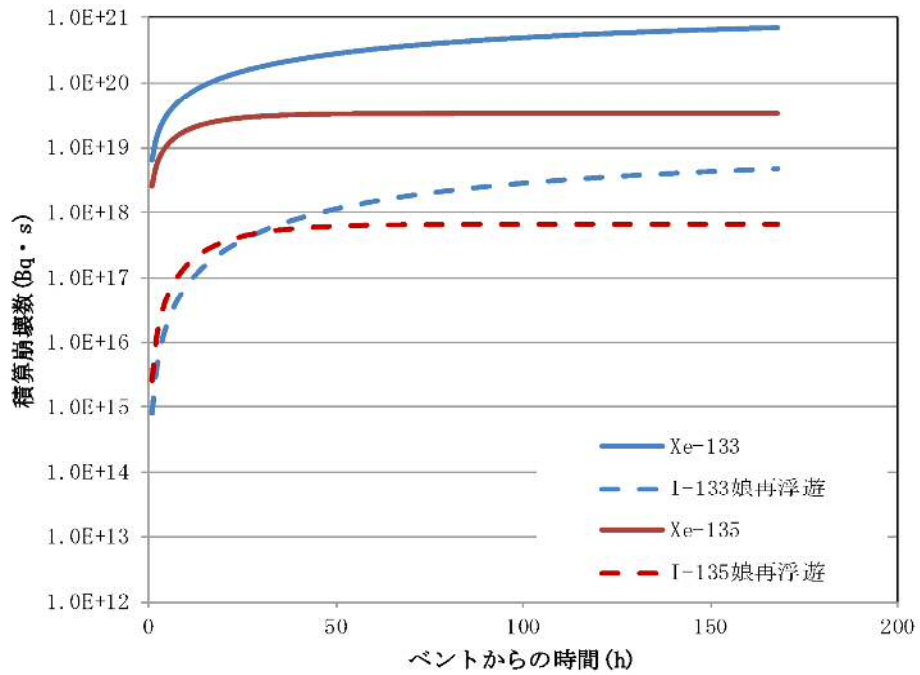
以上より、フィルタから再浮遊する Xe-133と Xe-135は、ベントラインから放出される既存の Xe-133, Xe-135の1%未満 ( $\approx 5.5 \times 10^{18} / 7.4 \times 10^{20} = 0.75\%$ ) であり、被ばく評価への影響は十分小さい。

事故後19時間以降の放射能 (Bq)



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

事故後19時間以降の積算崩壊数 (Bq・s)



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

## フィルタの除去性能に与える影響について

### 1. フィルタの除去性能に与える影響

フィルタ装置を継続使用する場合、エアロゾル、無機元素及び有機元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、元素除去部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、別紙6における評価のとおりであり、対象外とする。

### 2. エアロゾルによるフィルタの閉塞

#### 2.1 想定する状態

炉心損傷後のベント時には、溶融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、コア-コンクリート反応により発生するCaO<sub>2</sub>等のコンクリート材料に起因するエアロゾル、保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵がフィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、ベンチュリノズルの狭隘部や金属フィルタに付着し、閉塞する可能性について考慮する。また、金属フィルタについては、液滴の付着による閉塞についても考慮する。

#### 2.2 影響評価

##### (1) 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、後段の金属フィルタに捕集される。この金属フィルタに捕集されるエアロゾル量と金属フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞しないことを以下のとおり確認した。

###### a. 金属フィルタの許容負荷量

金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、負荷量は□g/m<sup>2</sup>まで許容されることが確認されている。

###### 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・プールによるスクラビング効果がないドライウェルベント時の原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について、核分裂生成物の炉内内蔵量とNUREG-1465に基づく炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合を用いて評価した結果、約38 kg

となる。さらに、エアロゾルに係る海外規制を踏まえ、400 kg に設定している。

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

c. 評価結果

金属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フィルタへの移行量は 4 kg となることから、金属フィルタの負荷は約  g/m<sup>2</sup>  となる。

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

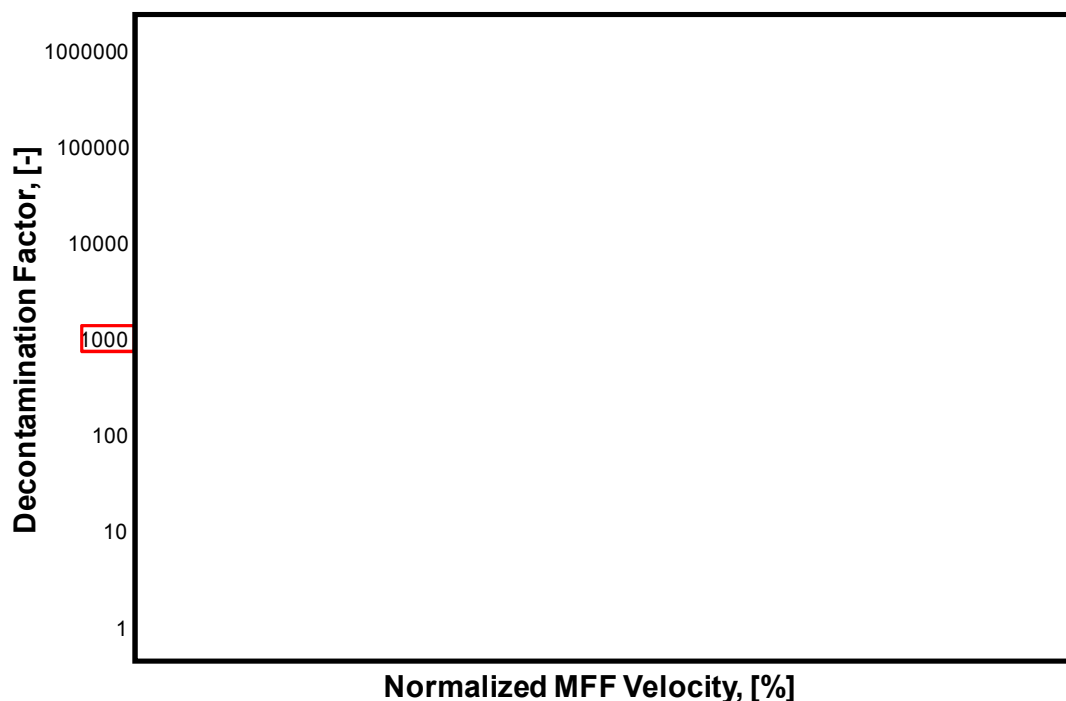
(3) 金属フィルタ (液滴による閉塞)

金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴 (湿分) は、プレフィルタ及び湿分分離機構における、液滴の凝集、 により分離される。

低流速では、慣性力による衝突により液滴を分離する機能の低下が懸念されるものの、JAV A試験における下記の結果から、金属フィルタ部におけるエアロゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲  においても低下しないと考えられる。

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

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



第1図 金属フィルタ部におけるガス流速に対するベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた除去係数（J A V A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

よう素除去部で保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、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、J A V A P L U S 試験と実機の有機よう素注入量と銀ゼオライト充填量との比較においても、よう素除去部の有機よう素捕集に関する吸着容量が十分であることを確認した。

##### (1) よう素除去部の銀の保有量

よう素除去部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

よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

- ・ 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コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3293 MW）を考慮して算出した結果、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5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。

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

以上の想定で、よう素除去部に吸着するガス状放射性よう素の量は無機よう素約0.54 mol、有機よう素約4.7 molであり、無機よう素I<sub>2</sub>（分子量：253.8）約136 g、有機よう素CH<sub>3</sub>I（分子量：141.9）約666 gに相当する。

$$\begin{aligned} \text{(無機よう素 (I}_2\text{) のモル数)} &= \text{ g} / 126.9 \text{ g/mol} \times 61 \% \times 91 \% / 100 \text{ (DF)} \\ &\quad / 2 \text{ (I}_2\text{)} \\ &= \text{} \cdot \text{mol} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{(有機よう素 (CH}_3\text{I) のモル数)} &= \text{ g} / 126.9 \text{ g/mol} \times 61 \% \times 4 \% \\ &= \text{} \cdot \text{mol} \end{aligned}$$

### (3) 評価結果

よう素は、以下に示すように銀と反応することから、銀ゼオライトに含まれる銀の量（約  mol）は、流入する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と言える。実機よう素除去部に想定される有機よう素の最大流入量は約  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。



#### 4. 吸着材の変質

##### 4.1 想定する状態

よう素除去部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容器内のよう素除去部に充填されるため、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  $\square$  MGy の放射線照射後においてもDFが  $\square$  以上を満たすことを確認しており、東海第二発電所のフィルタ装置で想定される照射量は  $\square$  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、よう素除去部に保持される放射性物質、その他フィルタ装置内に保持される放射性物質、よう素除去部を通過する希ガス、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏れいする放射性物質、格納容器ベント等により建屋外放出される放射性物質等の壊変により、放射線の照射を受ける。このうち、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏れいする放射性物質、格納容器ベント等により建屋外放出される放射性物質からの放射線照射については、格納容器圧力逃がし装置格納槽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) よう素除去部に保持される放射性物質からの照射線量

よう素除去部に保持される放射性よう素の量は、設計で用いている最大のよう素の放射線エネルギーとして  $2.83 \times 10^{19}$  Bq とする。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19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  $\square$  %が捕集され、無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1表のとおり。

第1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)
$1.07 \times 10^8$	$1.95 \times 10^9$	$8.55 \times 10^9$	$1.06 \times 10^{10}$

銀ゼオライトの重量は  $\square$  kg であるため、銀ゼオライトが照射される累積線量は、  
 $1.06 \times 10^{10} \text{ J} \div \square \text{ kg} = \square \text{ Gy} \doteq \square \text{ MGy}$  となる\*。

注記 \*：銀ゼオライトに保持されるよう素は、よう素除去部入口表面付近に集中することが考えられる。この集中する割合はDFが大きいほど大きくなるため、実機に期待するDF50よりも大きいDF200を仮定して計算すると、流入したよう素の50%が入口から約  $\square$  mm までに保持される。よう素除去部入口から  $\square$  mm までの厚みに流入したよう素の全量が保持されると保守的に仮定すると、この厚みに相当する銀ゼオライトの重量は約  $\square$  kg である。

銀ゼオライトにおける捕集性能の劣化は、よう素捕集前の  $\text{AgNO}_3$  のにより起こるため、よう素捕集後は放射線照射による影響はほとんどない。したがって、銀ゼオライトによう素が捕集されるまでの照射線量を考慮する。MAAP解析によると、2Pdベント実施後3時間程度で原子炉格納容器内のよう素の99.9%以上が放出されるため、保守的に5時間後までのよう素の積算崩壊量を考慮すると、 $5.62 \times 10^8 \text{ J}$  となる。よってこの時銀ゼオライトが照射される累積線量は

$$5.62 \times 10^8 \text{ J} \div \square \text{ kg} = \square \text{ MGy}$$

となり、設計モデルはより現実に近い計算よりも保守的である。

(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  $2.15 \times 10^{20} \text{ Bq}$  が、ベンチュリスクラバ、金属フィルタ、その他配管等に保持され、これらがよう素除去部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、 $4.37 \times 10^4 \text{ Gy}$  となる。この値はよう素除去部に保持される放射性物質からの照射線量と比較して2桁小さいため、その影響は軽微である。

(c) よう素除去部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、設計で用いている最大の放射エネルギーとして  $2.16 \times 10^{19} \text{ Bq}$  とする。

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19時間後にベントを開始すると仮定して放射能の時間減衰を考慮し、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0.8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  $2.32 \times 10^5 \text{ J}$  となる。

銀ゼオライトの重量は  $\square$  kg であるため、銀ゼオライトが照射される累積線量は、  
 $2.32 \times 10^5 \text{ J} \div \square \text{ kg} = \square \text{ Gy}$  となる。この値はよう素除去部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、 $\square \text{ MGy}$  程度である。

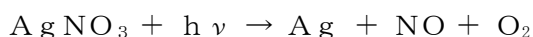
b. 銀ゼオライトの放射線耐性

銀ゼオライトの放射線耐性の確認のため、F r a m a t o m e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、D F に有意な差がないことが確認されている。試験結果を第2表に示す。

第2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	0		

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。

(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ビング水  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

スクラビング水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、スクラビング水の水温も上昇する。その結果、定常状態（スクラビング水が飽和した状態）では、スクラビング水は待機時に比べ上昇しており、よう素除去部の外壁はスクラビング水に接することとなる。この場合、スクラビング水からよう素除去部へ入熱されるため、よう素除去部で蒸気が凝縮することはない、よう素の除去性能への悪影響はない。

スクラビング水が飽和した状態においては、スクラビング水の温度はフィルタ装置内の圧力（スクラビング水部の圧力）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（スクラビング水）を通過することで、スクラビング水の水温と同じになっているものと考えられる。

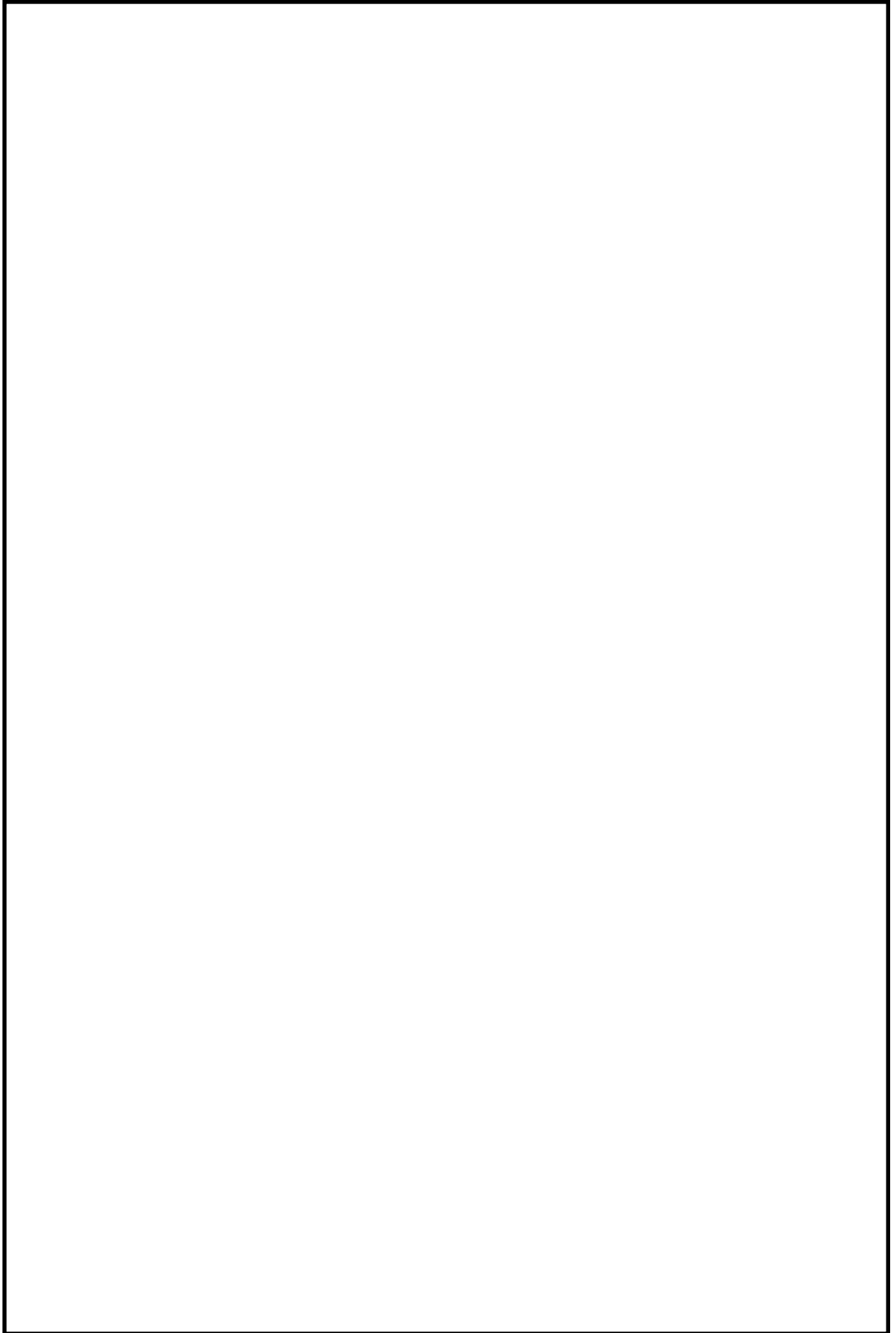




したがって、よう素除去部の外壁がスクラビング水に接する場合、スクラビング水の温度はよう素除去部を通過するベントガスの温度よりも高いこととなり、スクラビング水からの入熱が期待でき、よう素除去部において蒸気が凝縮し、銀ゼオライトの表面に水が付着することはないため、よう素の除去性能への悪影響はない。

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。





第 2 図 フィルタ装置内のガスの流れと温度の関係

b. 系統待機時におけるよう素除去部へのスクラビング水の影響について

プラント運転中を通して格納容器圧力逃がし装置の系統待機時は、フィルタ装置内がスクラビング水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。

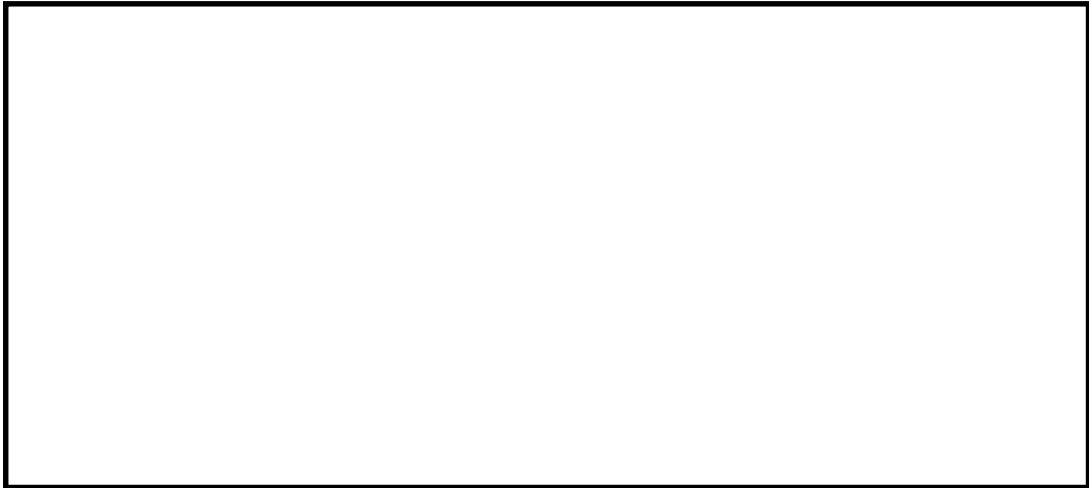
この保管状況において湿分による銀ゼオライトのよう素除去性能への影響を確認するため、密閉容器内にスクラビング水 [ ] と銀ゼオライトを第3表に示す環境で保管し、よう素除去効率を [ ] 後及び [ ] 後に測定を実施した結果と銀ゼオライトの保管の様子を各々第4表と第3図に示す。

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	□後	□後



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ると  
考える。

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”

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

第1表にスクラビング水接液部の材質について記載する。

第1表 スクラビング水接液部の材質

部位		材質
バウンダリ	容器	[ ]
	入口配管接液部	
	接続配管	
内部構造物	多孔板，支持部材等	[ ]
	ベンチュリノズル	
	金属フィルタ	ドレン配管 [ ]
	その他	よう素除去部
	ガスケット類	膨張黒鉛系シール材

スクラビング水はp H13 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。

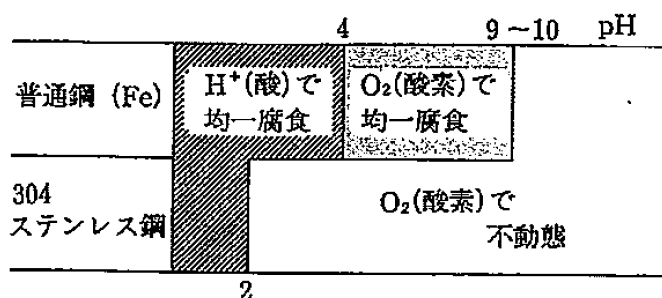
(1) ステンレス鋼の腐食評価

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，p H2 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p H13 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。



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p Hの関係



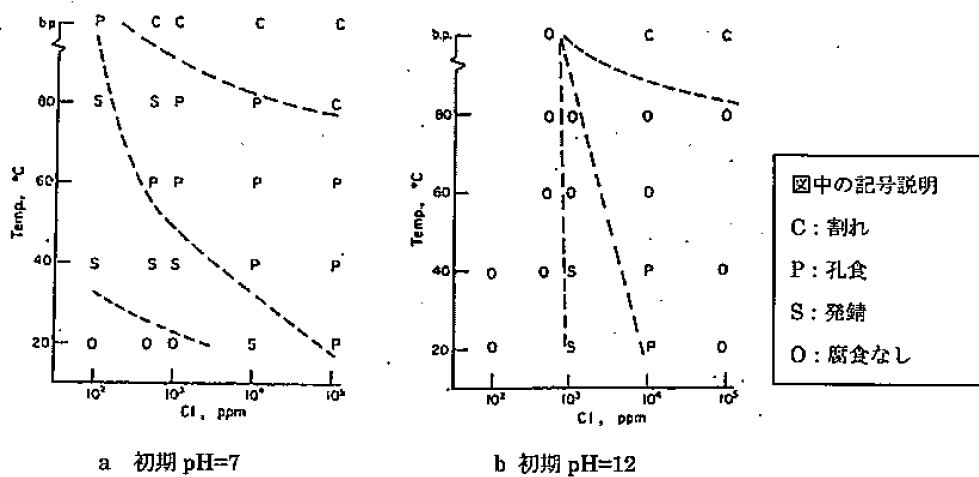
b. 孔食

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。孔食発生の領域は pH7 と比べ pH12 のほうが狭く、アルカリ環境になるほど孔食発生のリスクは低減する。

□等の適用材料についても同様の傾向を示すものと評価する。

なお、系統待機時は 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ので、孔食は発生しないものと考えられる。



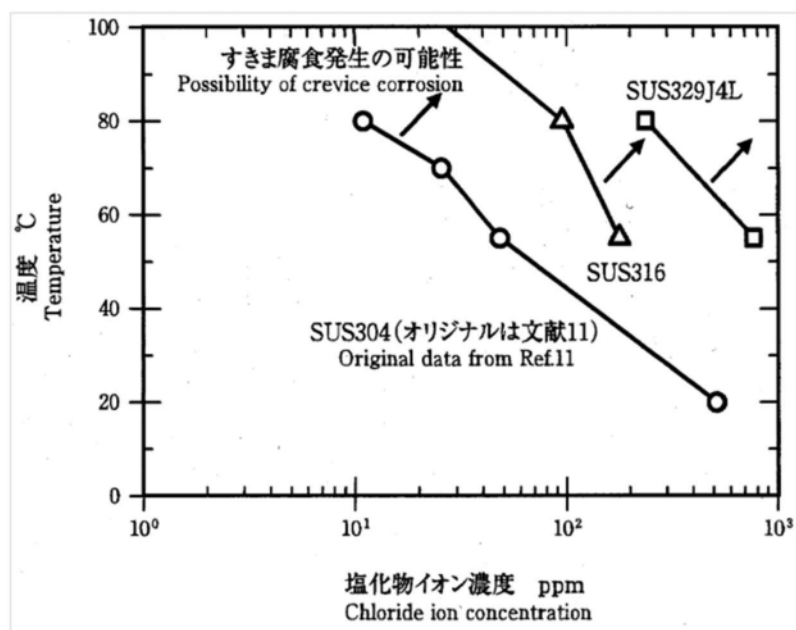
第2図 SUS304 の pH7 及び pH12 の塩化物イオン濃度と温度が腐食形態に及ぼす影響

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

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 [ ] [ ] 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

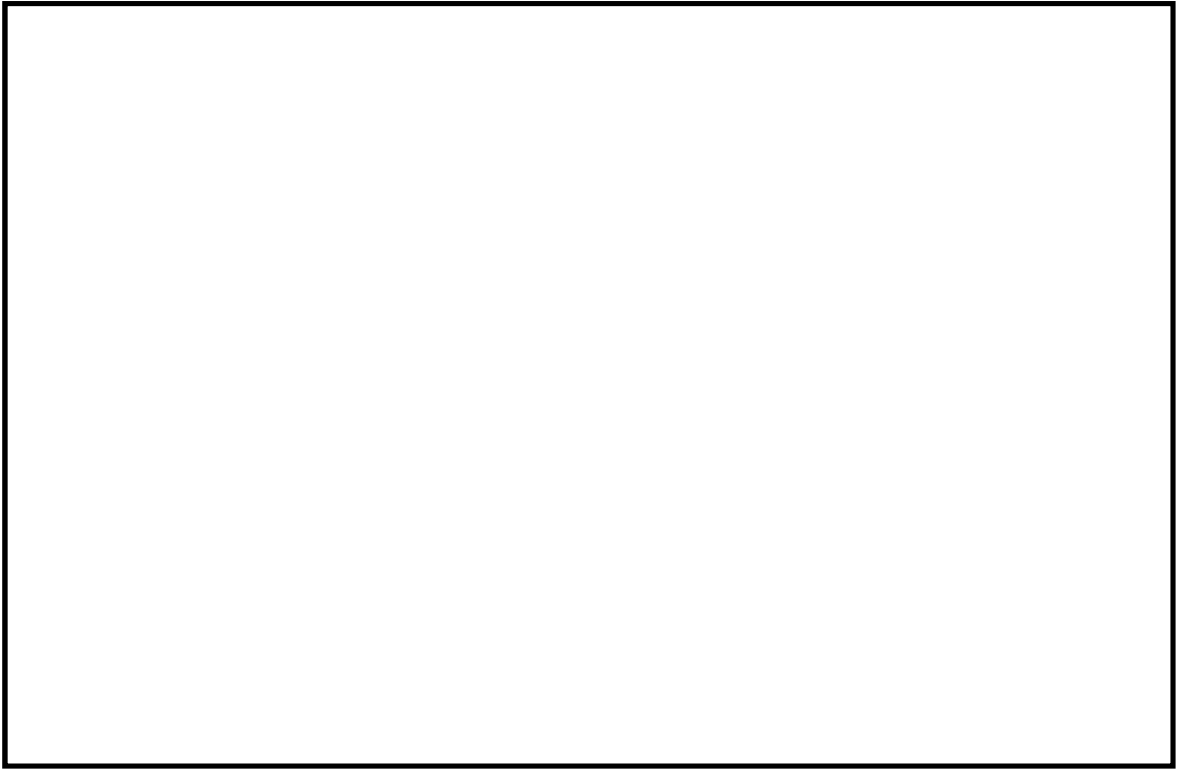
第4図に SUS304, SUS316 の [ ] 濃度に対する応力腐食割れ発生限界を示す。フィルタ装置の使用環境は、 [ ] [ ] となる。また、ベント時でスクラビング水が最低水位となった場合の [ ] [ ] いずれの場合においても応力腐食割れの発生領域から外れており問題のないことがわかる。 [ ] 等については、耐応力腐食割れに優れた材料であることから、さらに信頼性が高いものと評価する。



第4図 SUS304, SUS316 の [ ] 溶液中の耐食性

(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

ベンチュリノズル部については、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。

JAVA PLUS試験において、□°C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。

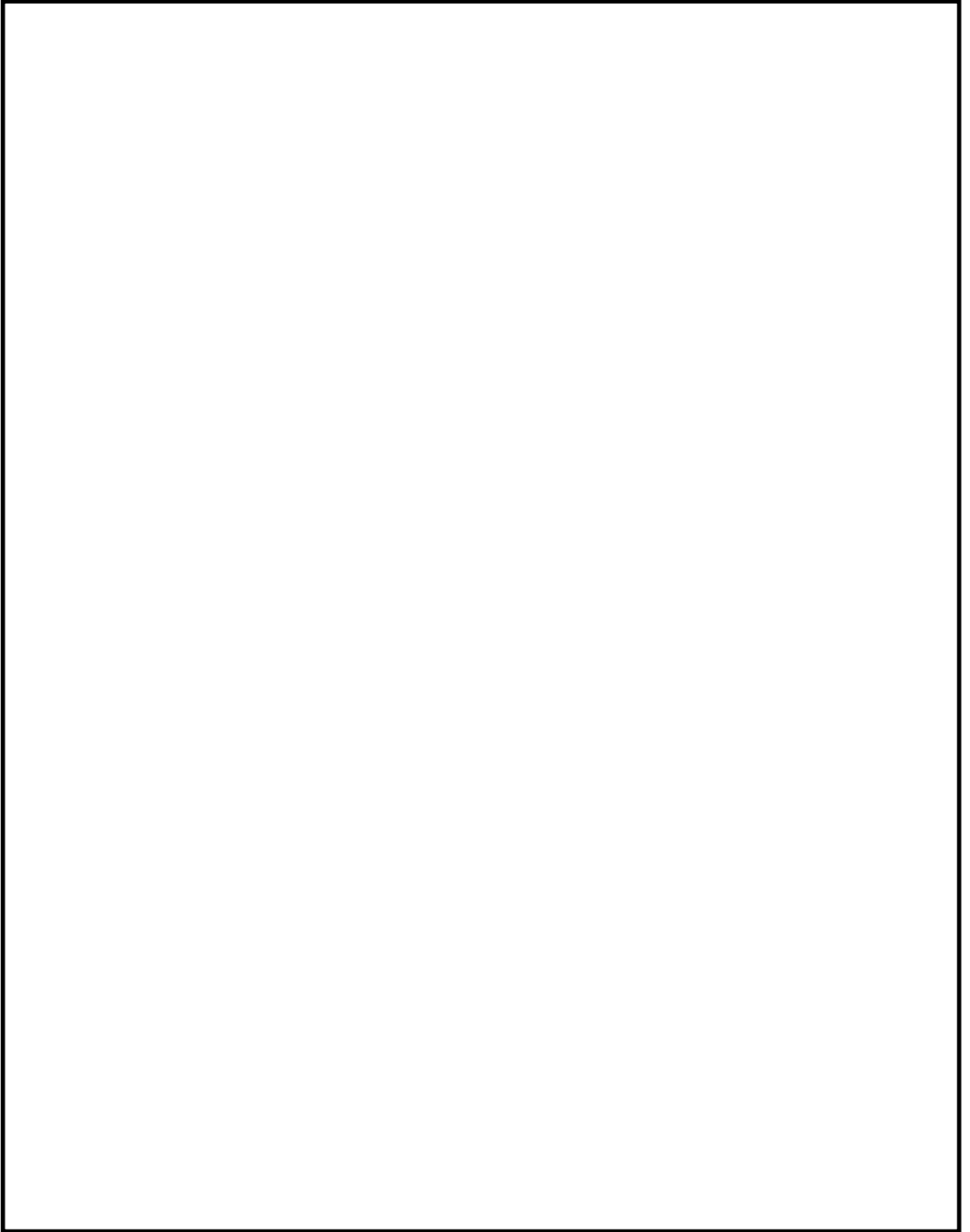
第6図に示すとおり、条件の厳しい部位として、ベント時のガスの流速が最も速いスロート部と、ベントガスを反射するカバープレート内面を比較する。



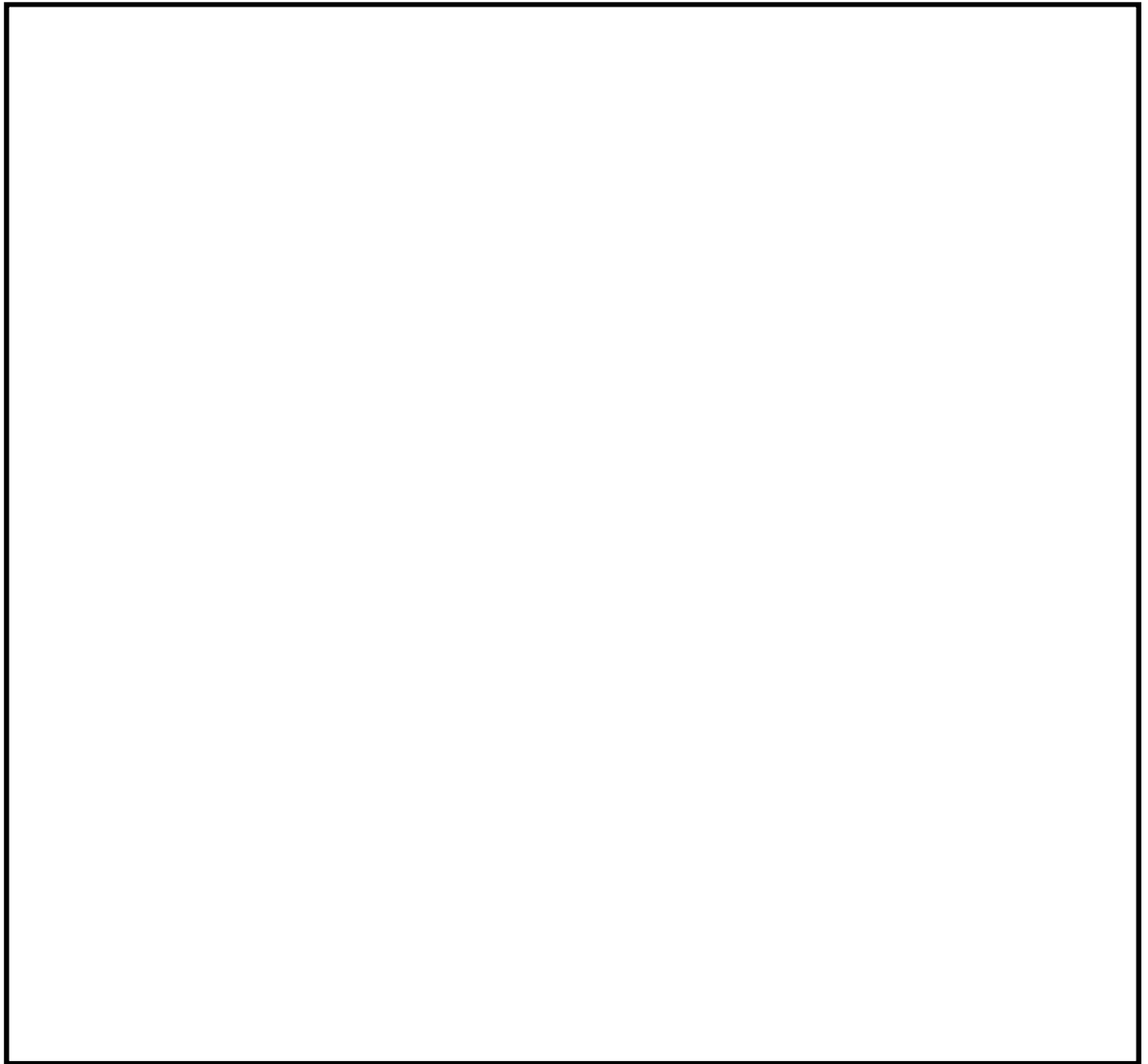
第6図 ベンチュリノズル内面観察部位

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える。



第7図 ベンチュリノズル内面SEM観察結果 (1/2)



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ビング水を吸い込み、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。

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。

(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(1)式を用いて算出した。計算に用いるベンチュリノズル部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、東海第二発電所の運転範囲における最大値である約  m/s（体積流量： m<sup>3</sup>/h）とした。

$$\boxed{\phantom{000000}} \cdot \cdot \cdot (1)$$

ここで、

v：ベントガス流速 (m/s)

Q：ベントガス体積流量

A：アウトレットコーン出口断面積

又はカバープレート面積

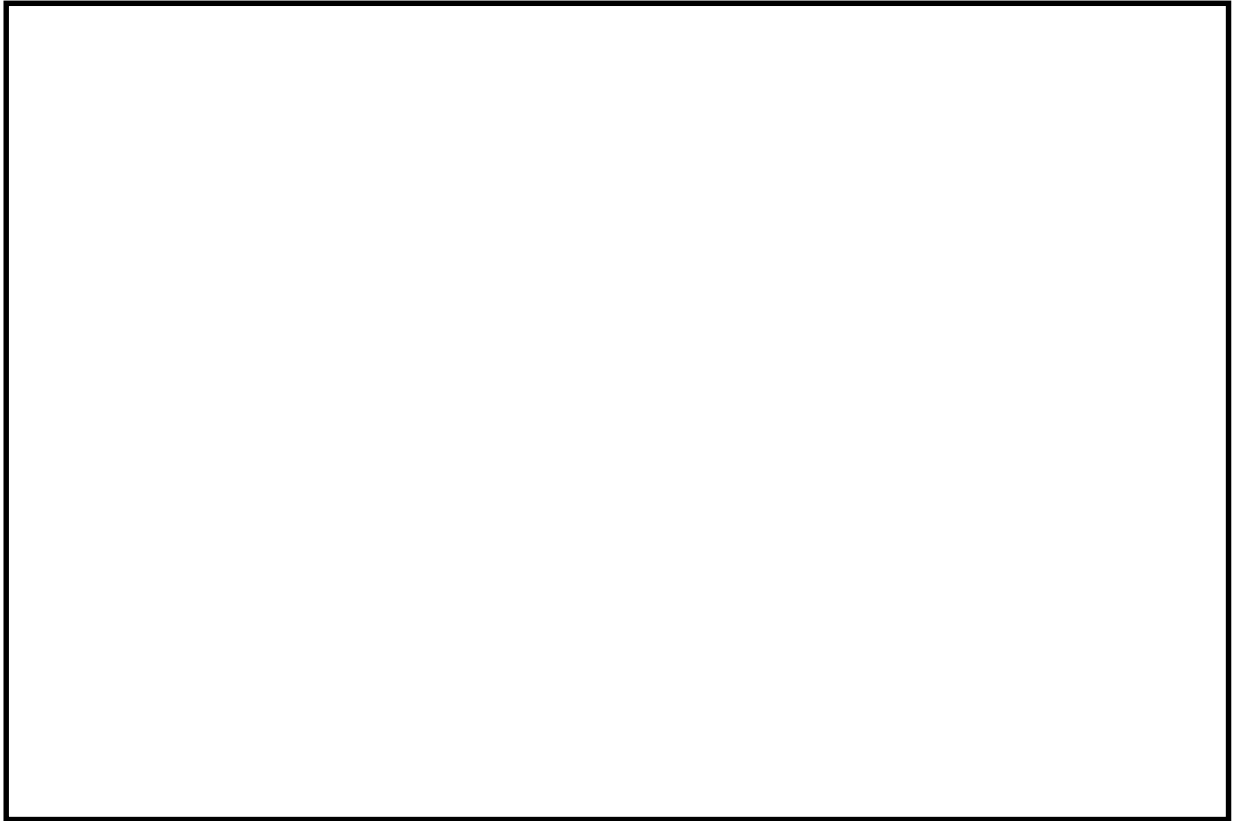
N：ベンチュリノズルの数

計算の結果、アウトレットコーン出口断面形状の場合は約  m/s、カバープレート部全面の場合は約  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70 m/sを下回っていることから、東海第二発電所の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。





第9図 ベンチュリノズル内のガスの流路について

(3) 膨張黒鉛パッキンの評価

格納容器圧力逃がし装置に使用する弁等には、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のを使用する。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 [ ] 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、格納容器圧力逃がし装置を使用する環境は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。

## 2. 引用文献

- (1) 腐食・防食ハンドブック, 腐食防食協会編, 平成12年2月
- (2) J.E.Truman, “The Influence of chloride content, pH and temperature of test solution on the occurrence of cracking with austenitic stainless steel”, Corrosion Science, 1977
- (3) 宮坂松甫: 荏原時報, 腐食防食講座—海水ポンプの腐食と対策技術 (第5報), No. 224, 2009年
- (4) ステンレス鋼便覧 第3版 ステンレス協会編
- (5)
- (6) 発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格 (2005年度版) (増訂版) JSME S CA1-2005

## 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、金属フィルタ、よう素除去部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EPR I（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、東海第二発電所の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、気層部、金属フィルタ、流量制限オリフィス、よう素除去部（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。

#### (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（□個）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、東海第二発電所の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。

東海第二発電所のフィルタ装置は高さ約10 m、直径約5 mであり、JAVA試験及びJAVA PLUS試験のフィルタ装置よりも大きい。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。

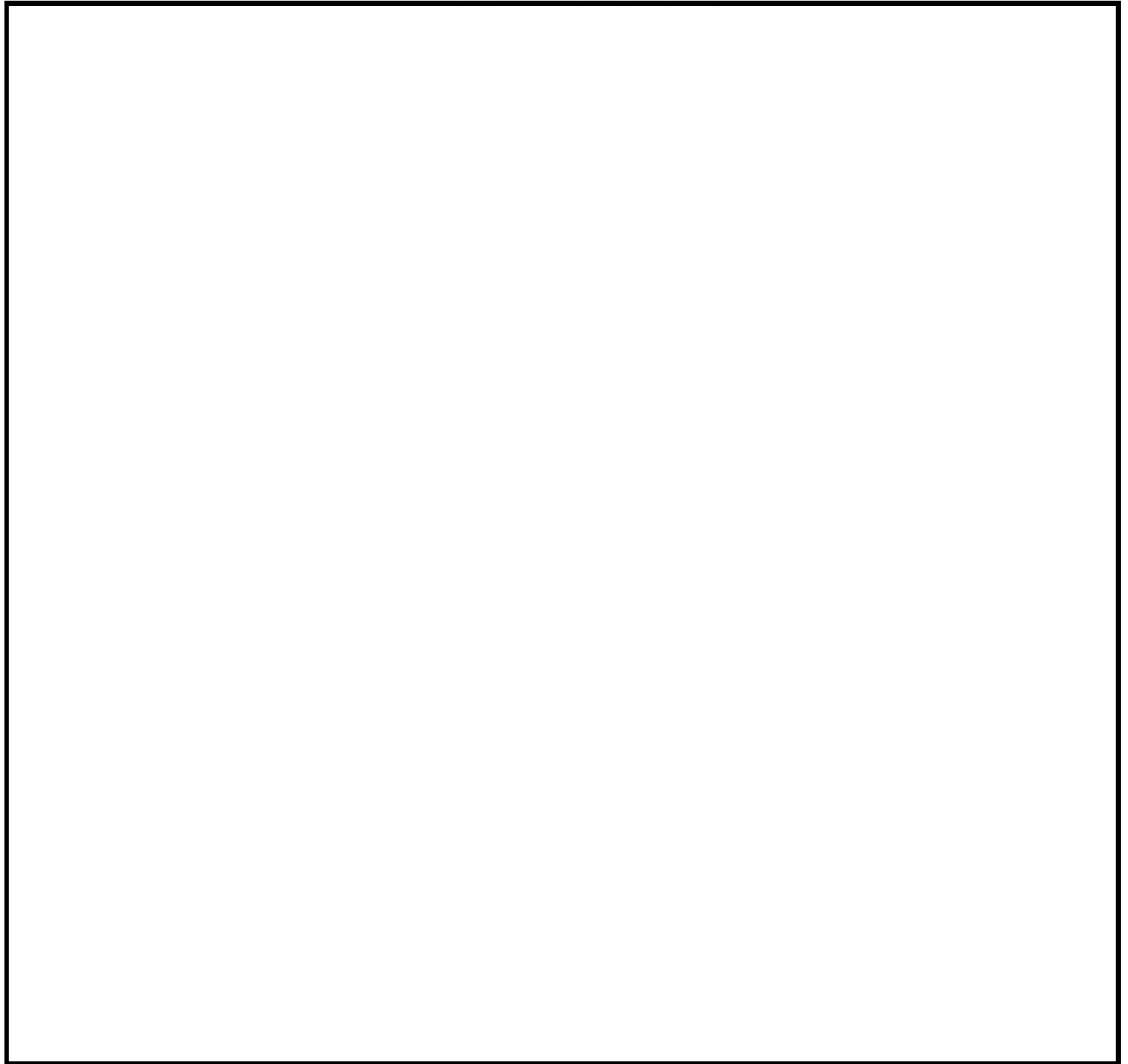
JAVA試験及びJAVA PLUS試験の条件と実機運転範囲の比較を第2表に示す。実機はベンチュリノズル（個数：個）と金属フィルタ（表面積：m<sup>2</sup>）を内蔵しており、重大事故等時にベントを実施した際のベンチュリノズルスロート部流速及び金属フィルタ部流速がJAVA試験で除去性能を確認している範囲に包絡されるよう設計している。JAVA試験において得られたベンチュリノズルスロート部における速度に対する除去係数を第3図、金属フィルタ部における速度に対する除去係数を第4図に示す。ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた試験において、ベンチュリノズルスロート部流速及び金属フィルタ部流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

#### (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られる。

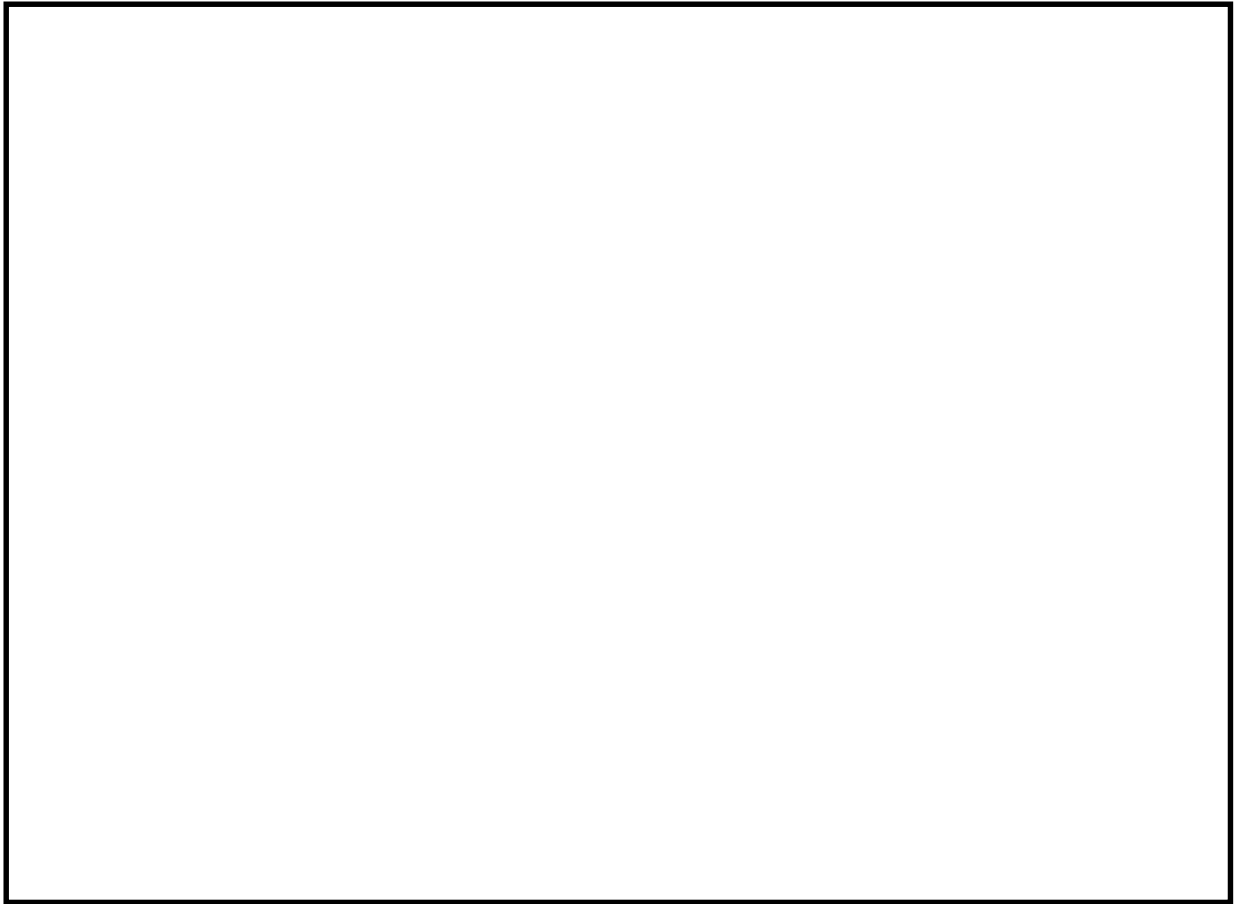


第1図 ACE試験の設備概要

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)

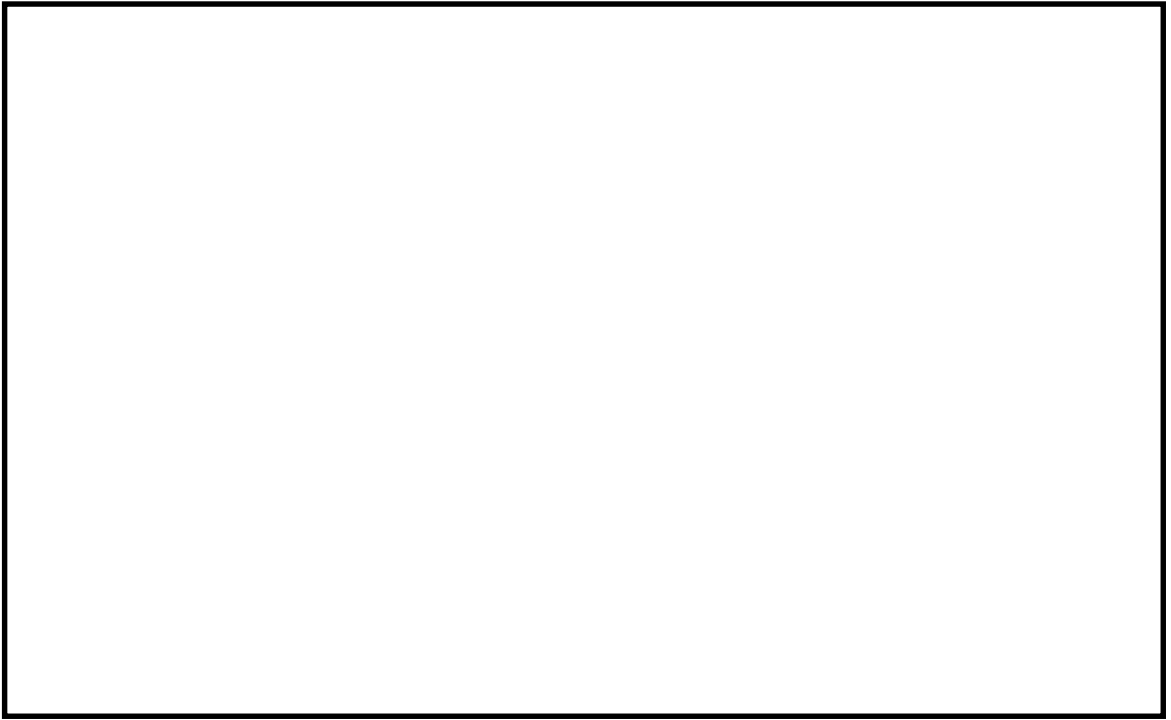


第2図 実機フィルタ装置と試験装置の主要寸法の比較

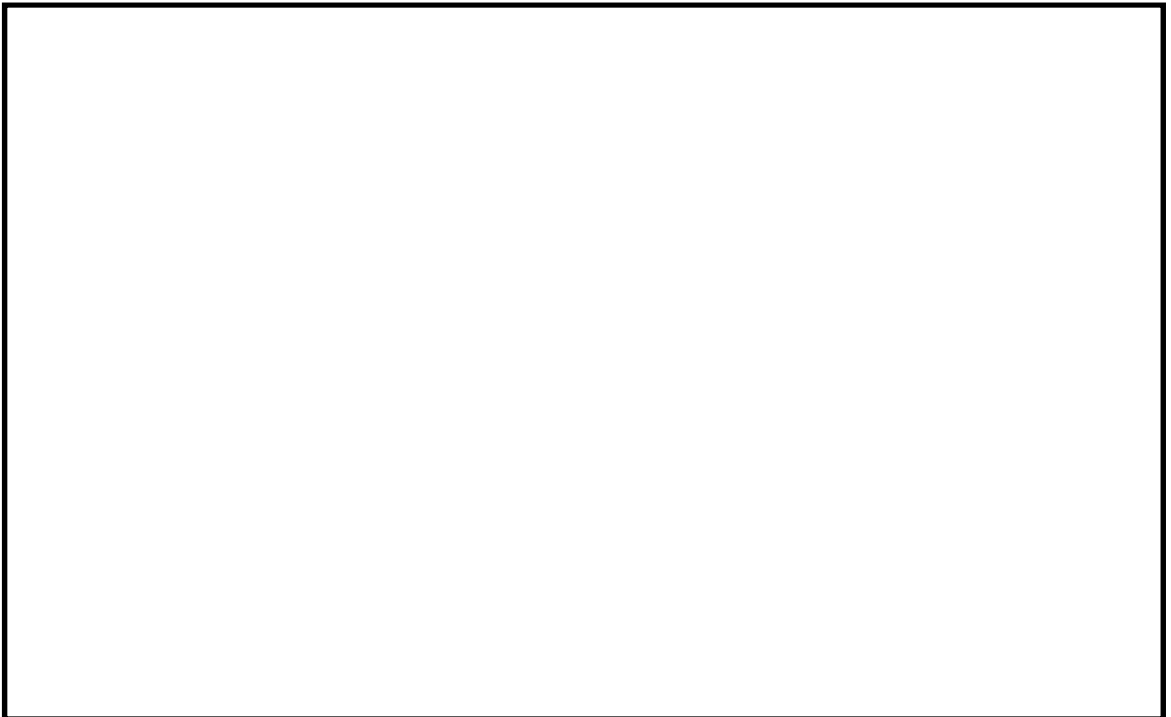
第2表 J A V A試験及びJ A V A P L U S試験の条件と実機運転範囲の比較

パラメータ	J A V A試験	J A V A P L U S試験	実機運転範囲
圧力 (kPa [gage] )			
温度 (°C)			
ベンチュリノズルスロート部流速 (m/s)			
金属フィルタ部流速 (%)			
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（J A V A試験）



第4図 金属フィルタ部における流速に対する除去係数（J A V A試験）

第3表 J A V A試験, J A V A P L U S試験の実機への適用性

構成要素		相違点			適用性
		有 無	J A V A (P L U S)	実機	
容器	高さ	有	約 <input type="text"/> m	約 10 m	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フィルタに比べ <input type="text"/> <input type="text"/> 高さや直径の差による影響は小さい。
	直径	有	約 <input type="text"/> m	約 5 m	
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"/>	実機のベンチュリノズルスロット部の流速が、J A V A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 フィルタ	構造	無	—	—	試験装置は実機と同一使用 ( <input type="text"/> <input type="text"/> ) の金属フィルタを使用している。
	表面積 (個 数)	有	<input type="text"/>	<input type="text"/>	実機の金属フィルタ部の流速が、J A V A試験で確認されている流速の範囲内となるよう金属フィルタの表面積を設定している。
スクラビ ング水	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	—*	—*	実機の水位は試験装置の水位よりも高い。J A V A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。
よう素 除去部	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	J A V A P L U S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	J A V A P L U S試験ではフィルタ装置の外によう素除去部が配置されたが、実機では容器の中に配置される。よう素除去部の放熱は、外部に配置される試験の方が厳しくなるため、J A V A P L U S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



(6) ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおける除去係数

F r a m a t o m e 社製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバ及び金属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、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた体系で評価を行っており、J A V A 試験結果では、試験を実施した全域にわたってDF 1000以上を満足していることを確認している。J A V A 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、後段の金属フィルタによる除去により、スクラバ容器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DF 1000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（J A V A 試験）

--

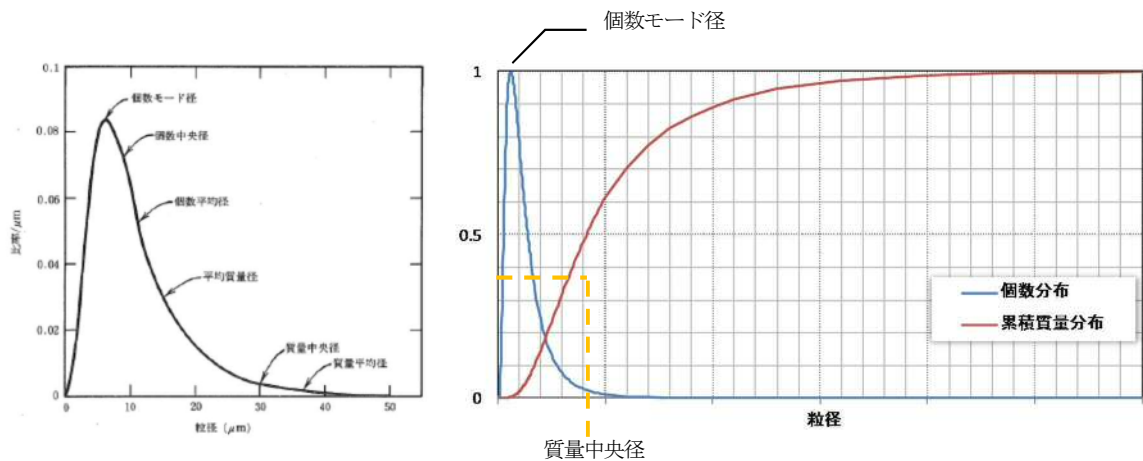
## 2. エアロゾルの粒径と除去係数の関係について

### (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) J A V A 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。また、F r a m a t o m e 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、J A V A 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

J A V A 試験における試験用エアロゾルの粒径は、J A V A 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 (M A A P コード) より得られる粒径について、J A V A 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、J A V A 試験と同様の除去性能 (D F 1000 以上) が適用可能であることを確認した。

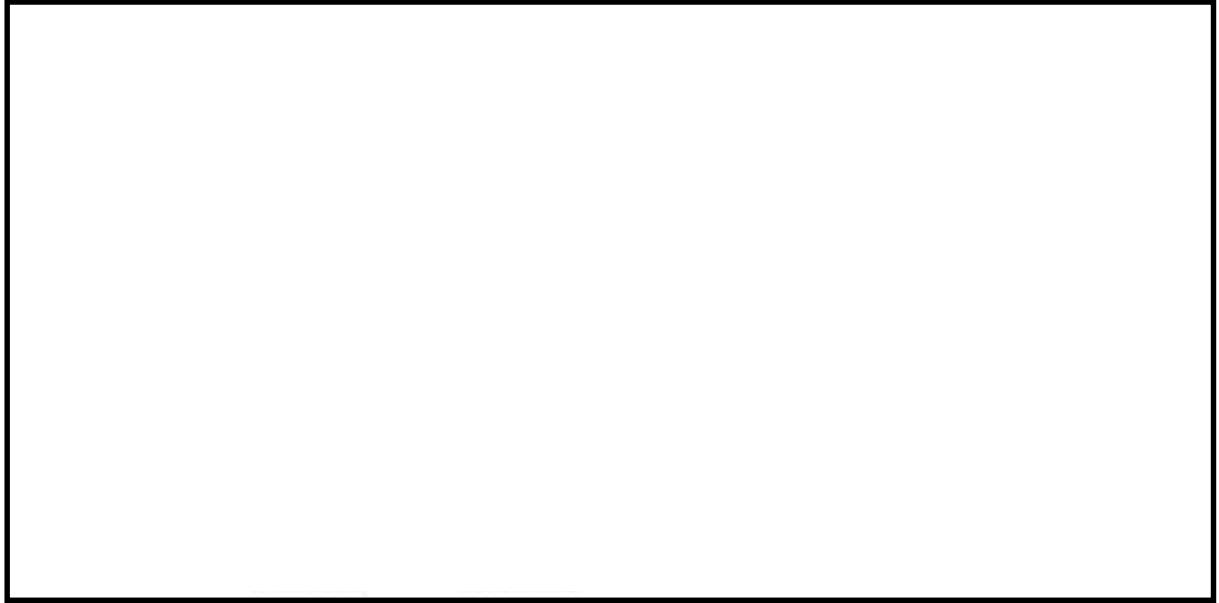
(1) J A V A 試験におけるエアロゾルの粒径分布

J A V A 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。

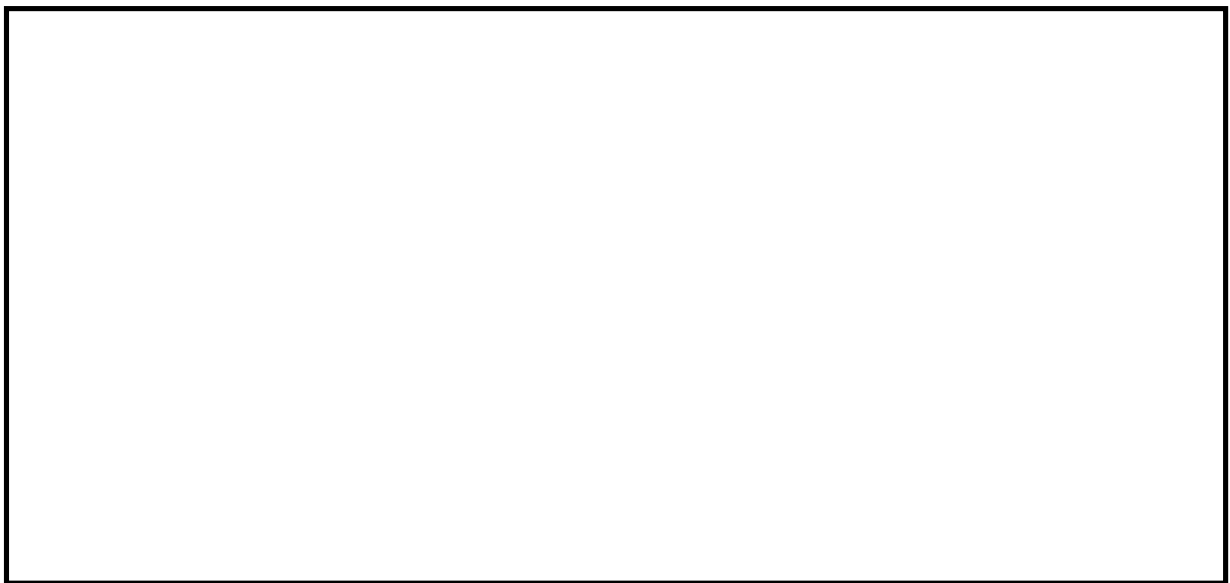


これらの試験用エアロゾルの粒径分布は [ ] を使用した測定を行っており、ベンチュリスクラバ上流側より採取したガスを粒径測定用フィルタに通過させ、粒径測定用フィルタ表面の粒子を [ ] , エアロゾルの量及び粒径を確認している。

J A V A 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。



第6図 J A V A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

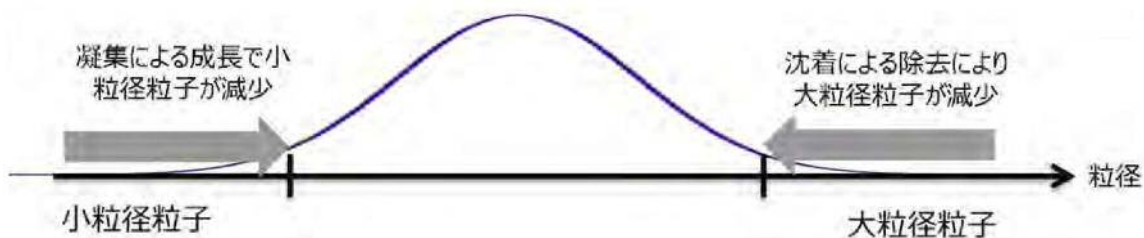
重大事故等時におけるエアロゾルの粒径分布はMAAPコードによる解析にて得ることができる。エアロゾルの粒径分布は凝集効果及び沈着効果の自然現象に加えて、格納容器スプレイ効果やサブプレッション・プールのスクラビング効果によって、粒径分布の幅が限定される。MAAPコードではこれらの効果を考慮してエアロゾルの粒径分布を評価している。

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。

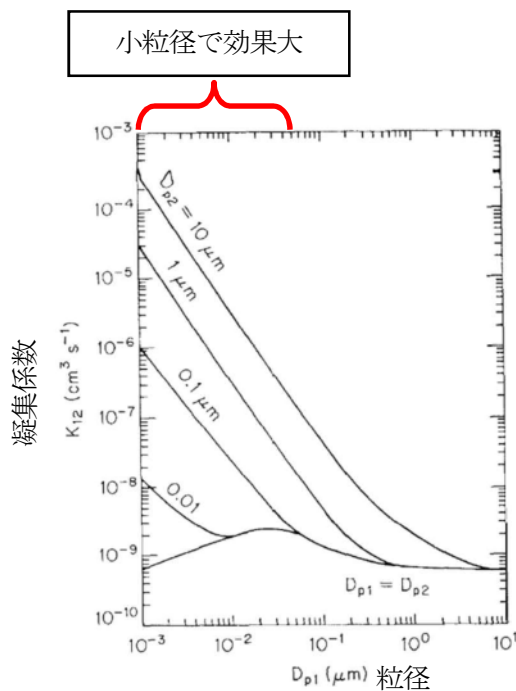


第8図 エアロゾル分布形成のイメージ

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。

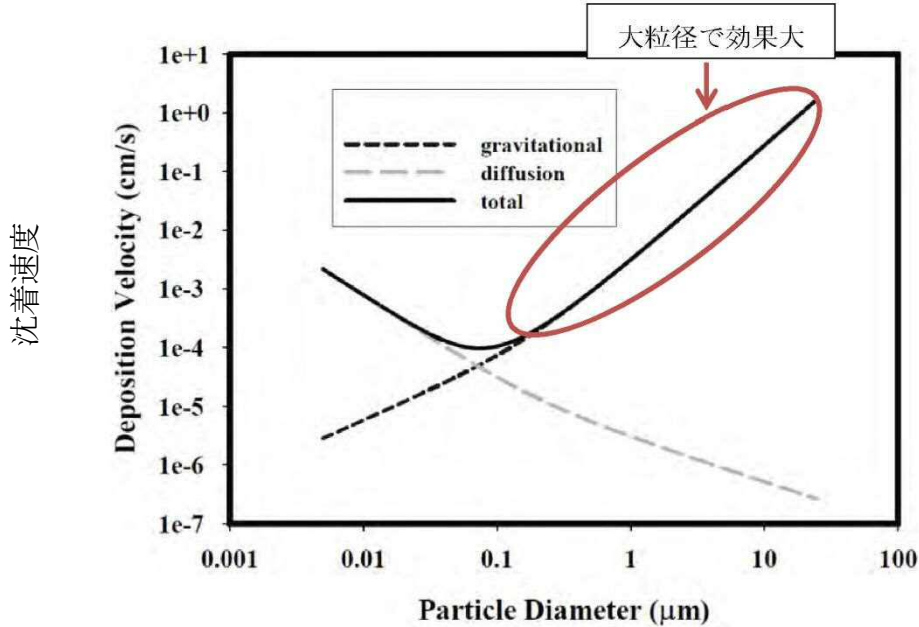
第9図の横軸は粒径（ $D_{p1}$ ）で、縦軸ブラウン運動による凝集係数を示しており、この値が大きい場合に凝集効果が大きくなる。凝集係数は凝集する相手の粒子径（ $D_{p2}$ ）により変化するため、 $D_{p2}$ を変化させた場合の凝集係数として複数の曲線が示されている。相手の粒径による差はあるものの、小粒径の場合に効果が大きいことがわかる。



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

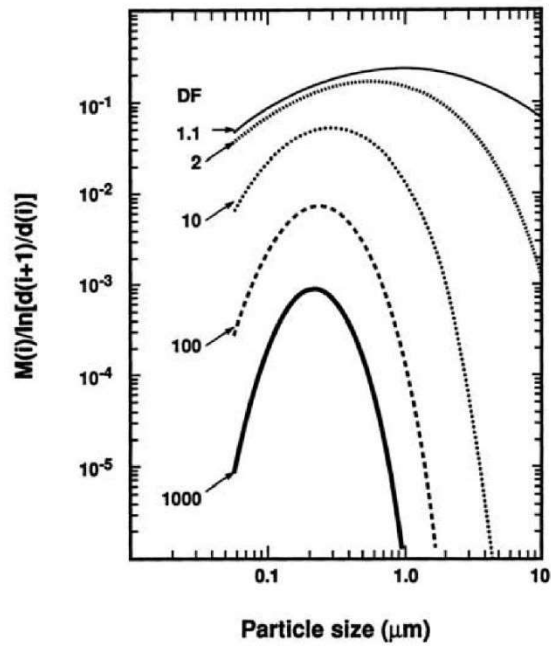
原子炉格納容器内では、重大事故等対処設備による格納容器スプレイ効果やサプレッション・プールのスクラビング効果によって、エアロゾルが除去される。以下に格納容器スプレイ効果及びサプレッション・プールのスクラビング効果を示す。

イ. 格納容器スプレイ効果

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 μm で幅の広い分布を持っているが、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。

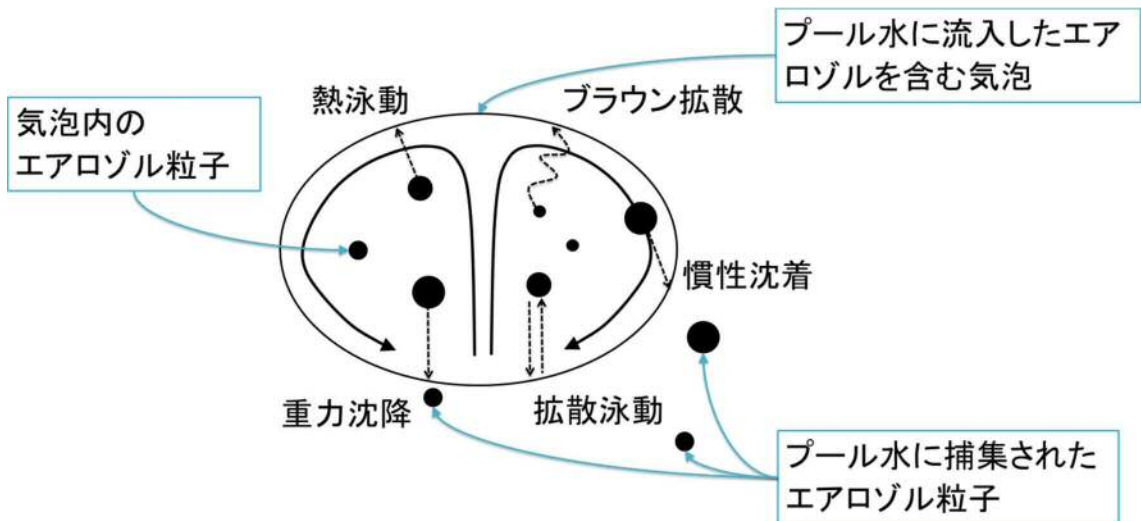
各粒径の粒子の総質量



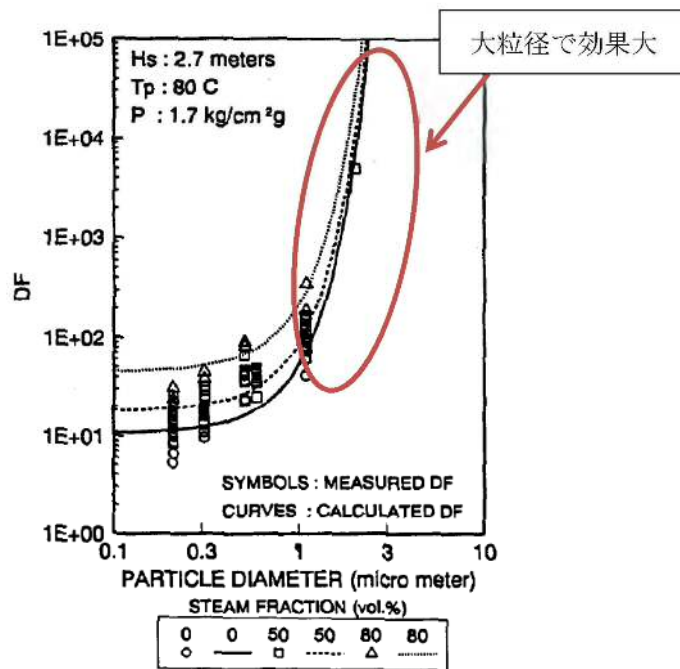
第 11 図 格納容器スプレイを継続することによる原子炉格納容器内のエアロゾル粒径分布の変化

ロ. プールスクラビング効果

サプレッション・プール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))

(c) 重大事故等時に想定される粒径分布

重大事故等時に想定される粒径は、上記(2)に示したエアロゾルの除去効果により主にサブミクロン (0.1から1  $\mu\text{m}$ 程度) になると考えられる。その代表径として、粒径分布の質量中央径を0.5  $\mu\text{m}$ にもつ粒径分布を重大事故等発生時に想定される粒径分布とした。

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   $\mu\text{m}$  (MAAPコードで得られた約   $\mu\text{m}$  を丸めた値) 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、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)	19	ウェット ウェル	<input type="text"/>	0.32	1
		ドライ ウェル	<input type="text"/>	0.36	5000



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・プールにおけるプール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。また、ドライウェルベントではウェットウェルベントと比較して質量中央径が大きくなっているが、エアロゾル量が多いことから、エアロゾル同士の衝突頻度が高くなり、より大きい粒径のエアロゾル粒子が生成されやすくな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

ドライウェルベントでは全体的に粒径が大きくなるが、粒径が大きいほど、慣性衝突効果やさえぎり効果によるエアロゾルの除去効果が見込めるため、より高いDFを期待することができる。

一方、ウェットウェルベントでは、サプレッション・プール水のスクラビング効果により粒径の大きいエアロゾルが除去されるため、ドライウェルベントに比べフィルタ装置のDFが低くなることが考えられる。

このため、J A V A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。

第14図に示すとおり、J A V A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。




第 14 図 試験用エアロゾルとMAAPコードより想定される粒径分布

#### 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ト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。F r a m a t o m e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、J A V A試験及びJ A V A P L U S試験で用いたベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造のものを、I S O 9 0 0 1等に適合した品質保証体制を有するF r a m a t o m e社において設計・製作することにより、J A V A試験及びJ A V A P L U S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、金属フィルタ及び銀ゼオライトは、F r a m a t o m e社試験（J A V A試験，J A V A P L U S試験）で用いた金属フィルタ、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、金属フィルタ及び銀ゼオライト（よう素除去部）の運転範囲は、F r a m a t o m e社試験で確認している範囲内で運転されるよう格納容器圧力逃がし装置を設計する。

### (2) F r a m a t o m e社品質保証体制

ベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトフィルタを製作するF r a m a t o m e社は、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）の認証を取得しており、加えて2008年にはI S O 9 0 0 1の認証も取得し、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、J A V A試験及びJ A V A P L U S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。

#### a. J A V A試験当時の品質保証体制について

J A V A試験は1980年代に実施された試験であるが、F r a m a t o m e社の品質保証体制としては、当時（旧S i e m e n s社）より独国原子力品質保証の規定であるK T A 1 4 0 1及び米国NRCガイド10C F R 50, 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J A V A試験の管理が実施されているものと判断できる。

#### b. J A V A P L U S試験当時の品質保証体制について

J A V A P L U S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I S O 9 0 0 1を取得しており、I S O 9 0 0 1をはじめとし、K T A 1 4 0 1及び10C F R 50, 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 J A V A 試験又は J A V A P L U S 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、D F がスクラビング水の水質に依存するため、スクラビング水の水質を確認することによって、J A V A 試験で確認された D F 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	金属フィルタ	銀ゼオライト
検査方法			
検査条件			
判定基準			

## 2. 内部構造物の検査方法について

フィルタ容器の内部構造物のうち、「フィルタ容器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FCVS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、若しくはRT検査を実施する計画である。

また、「支持機能を担うもの」については、「フィルタ容器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）」については、PT検査、その他については、VT検査を実施する計画である。

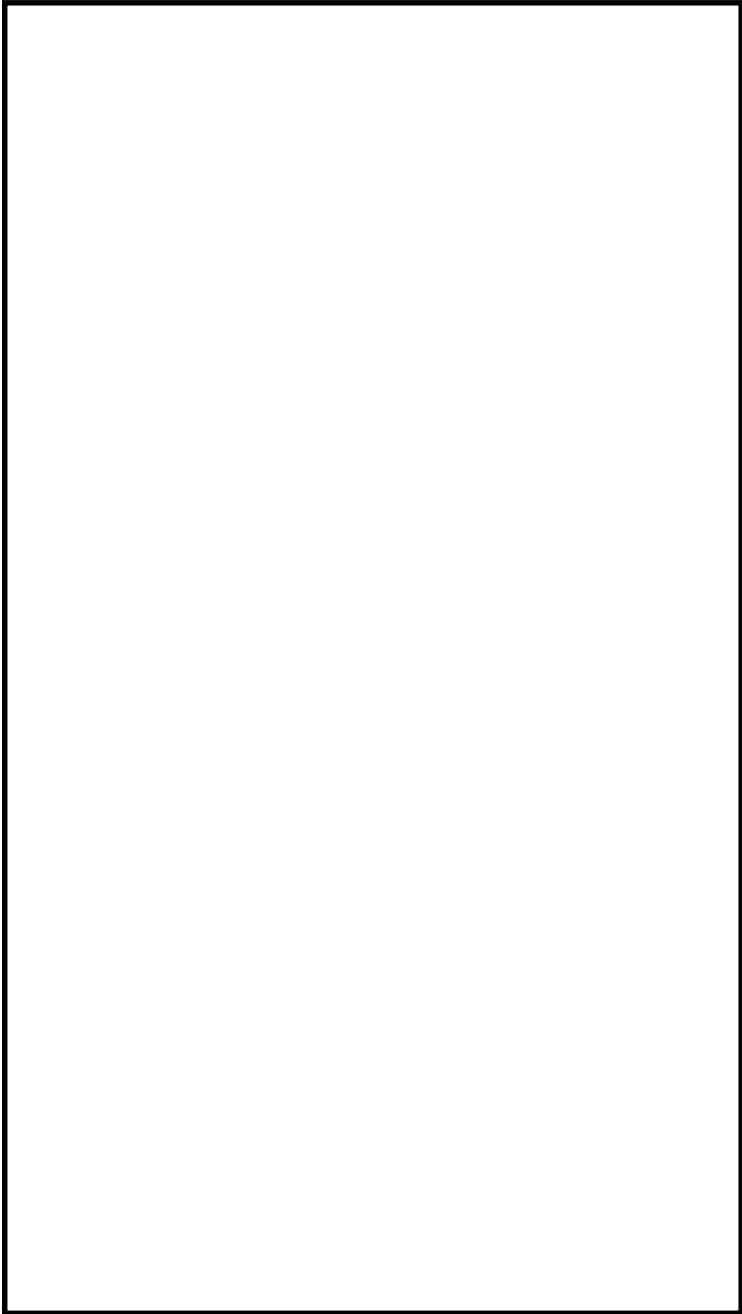
なお、構造上、PT液の拭き取りが困難となる部位については、VT検査により溶接部に欠陥等がないことを確認する。

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連結管（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モレキュラシーブ室（構造部材）	PT検査，VT検査*
④入口配管	PT検査若しくはRT検査
⑤分岐管	PT検査若しくはRT検査
⑥ベンチュリノズル	PT検査（+ボルトのトルク管理）
⑦多孔板	PT検査
⑧金属フィルタドレン配管	PT検査
⑨支持構造物	容器との溶接部：PT検査 その他：VT検査

注記 \*：PT液の拭き取り困難箇所はVT検査



機器名
①金属フィルタ
②連結管（伸縮管）
③モレキュラシーブ室（構造部材）
④入口配管
⑤分岐管
⑥ベンチュリノズル
⑦多孔板
⑧金属フィルタドレン配管
⑨支持構造物

第1図 検査部位

ベント実施時の放射線監視測定のお考え方について

1. フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲と計測範囲の設定のお考え方は、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（高レンジ用）	10 <sup>-2</sup> Sv/h～ 10 <sup>5</sup> Sv/h	原子炉建屋付属棟1階	系統運転中における放射性物質濃度を確認するため、想定される放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を計測できる範囲とする。なお、高レンジ用は炉心損傷している場合に、低レンジ用は炉心損傷していない場合を想定して設定する。
		屋外（原子炉建屋南側外壁面）	
フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ用）	10 <sup>-3</sup> mSv/h～ 10 <sup>4</sup> mSv/h	原子炉建屋付属棟1階	

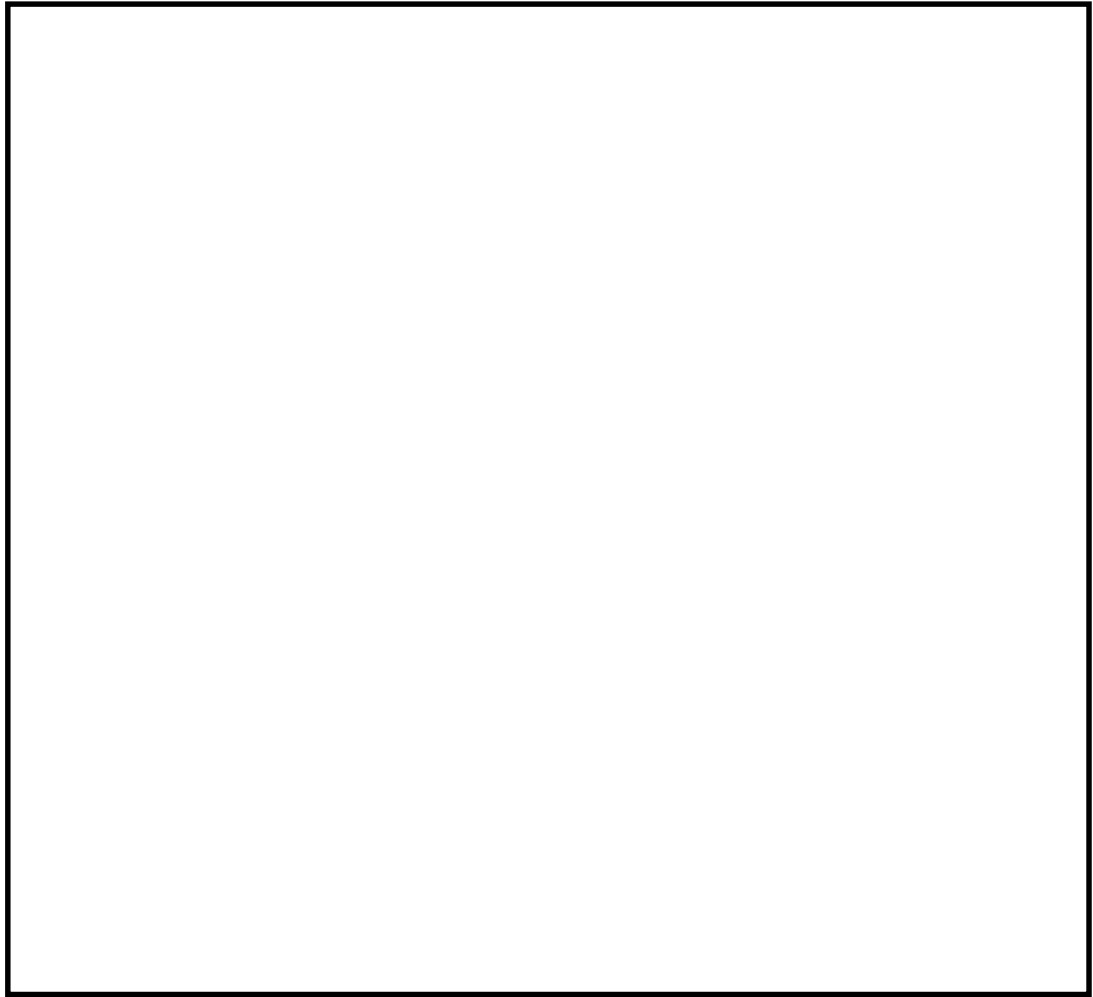
(1) ベント実施に想定される線量率について

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（高レンジ）の計測範囲の上限値である 1.0×10<sup>5</sup> Sv/h は、ベント実施時に想定される最大線量率 3.0×10<sup>1</sup> Sv/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	希ガス類 (K r-83m, K r-85m, K r-85, K r-87, K r-88, X e-131m, X e-133m, X e-133, X e-135m, X e-135, X e-138)	大気に放出される放射性物質のうち、線量率が支配的となる核種を選定 (後述(2)項参照)
炉心状態	平衡炉心 (サイクル末期)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
炉心から原子炉格納容器への移行割合 (希ガス)	100 %	MAAP解析結果に基づき設定
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい	考慮しない	格納容器圧力逃がし装置による大気への放出量を多く見積もるため
ベント開始時間	事象発生から1時間後	開始時刻が遅れるほど希ガスが減衰するため、保守的に設定
評価モデル	第1図のとおり	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ用) 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（高レンジ用）位置図

第3表 評価結果

評価対象核種	線量率 (Sv/h)
K r -83m	1. 1E-21
K r -85m	1. 2E+00
K r -85	8. 4E-04
K r -87	3. 9E+00
K r -88	1. 6E+01
X e -131m	8. 6E-04
X e -133m	3. 7E-02
X e -133	2. 9E-01
X e -135m	2. 6E+00
X e -135	4. 2E+00
X e -138	1. 6E+00
合 計	3. 0E+01

(2) 評価対象核種の考え方

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

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表のとおり希ガスの線量率は、よう素に比べて $10^2$ 倍程度高く、放射線モニタ測定値は希ガスからの寄与が支配的であるため、希ガスを評価対象核種とする。

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	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+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)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
評価対象核種	希ガス類：Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138 よう素：I-131, I-132, I-133, I-134, I-135	大気に放出される放射性物質のうち、線量当量率が支配的となる核種を選定
炉心から原子炉格納容器への移行割合	希ガス：100 % よう素：80 %	MAAP解析結果に基づき設定
よう素の形態	有機よう素：4 % 無機よう素：91 % 粒子状よう素：5 %	R. G. 1.195に基づき設定
原子炉格納容器内での除去効果 (希ガス及び有機よう素)	考慮しない	保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	沈着による除去係数：200	CSE 実験及び Standard Review Plan 6.5.2に基づき設定
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去係数：10	Standard Review Plan 6.5.5に基づき設定
原子炉格納容器内での除去効果 (粒子状よう素)	無機よう素と同じ	無機よう素よりも沈着等による除去効果が大いだが、保守的に無機よう素と同じとする。

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 19 時間後	MAAP解析結果
ベントフィルタ除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 粒子状よう素 : 1,000	設計値に基づき設定
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 (高レンジ) 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	希ガス 線量率① (Sv/h)	よう素 線量率② (Sv/h)	①/②
事象発生から 19 時間後	$5.6 \times 10^0$	$5.2 \times 10^{-2}$	$1.08 \times 10^2$

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 100 m 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、230 mSv/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（高レンジ用）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。

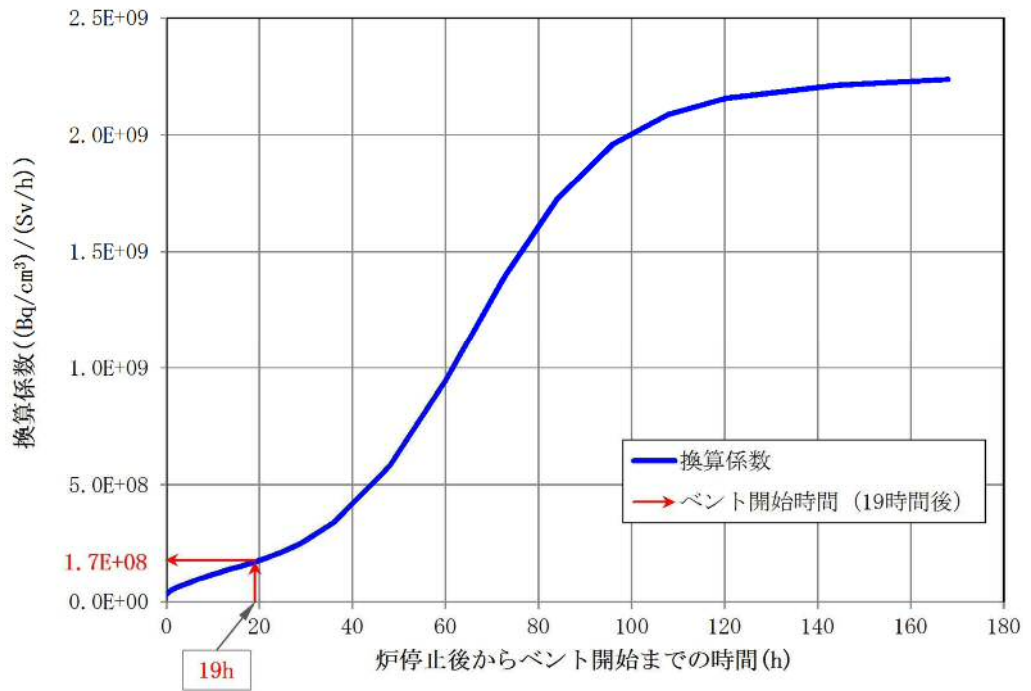
- ① 平衡炉心（サイクル末期）における核種ごとの炉内希ガスの総量（①）を解析により算出する。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの希ガスの総量（②）を算出する。
- ③ 格納容器空間体積（9800 m<sup>3</sup>）から核種ごとの希ガス量を除し、核種ごとの放射性物質濃度の合計（③）を算出する。
- ④ 上記③の核種ごとの放射性物質濃度に $\gamma$ 線放出割合を乗じて算出した $\gamma$ 線線源強度と第1図の評価モデルから核種ごとの線量率の合計（④）を算出する。
- ⑤ 上記③で求めた放射線物質濃度の合算値を④で求めた線量率の合算値で除すことで、換算係数を算出する。

第6表 換算係数の算出

炉停止時 内蔵量① (Bq)	19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 (Sv/h)	換算係数 ( (Bq/cm <sup>3</sup> ) / (Sv/h) )
$2.2 \times 10^{19}$	$9.4 \times 10^{18}$	$9.6 \times 10^8$	$5.6 \times 10^0$	$1.7 \times 10^8$

第6表の換算係数は、原子炉停止から19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。また、屋外のフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ用）及び建屋内のフィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）についても、同様の方法で換算係数を算出し、上記の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（Sv/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

##### (1) 格納容器雰囲気放射線モニタによる推定方法

格納容器雰囲気放射線モニタは、原子炉格納容器内に存在する放射性物質からの放射線を測定するものである。原子炉格納容器内には、気相部に浮遊している放射性物質と構造物等に沈着した放射性物質が存在しており、ベント時に放出される放射性物質濃度を把握することで、放射性物質の放出量を推定する。以下に格納容器雰囲気放射線モニタによる推定方法を示す。

##### a. 事前準備事項

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

##### b. 放射性物質の推定方法

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

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



(2) フィルタ装置出口放射線モニタによる推定方法

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

a. 事前準備事項

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

b. 放射性物質の推定方法

- ① フィルタ装置出口放射線モニタの指示値 (  $\text{Sv}/\text{h}$  ) に対し、事前に評価した「換算係数 (  $\text{Bq}/\text{cm}^3$  ) / (  $\text{Sv}/\text{h}$  ) 」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
- (3) Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮について

## 1. 外部事象の考慮

格納容器圧力逃がし装置は、自然現象（地震及び津波を除く。）及び外部人為事象に対して、原子炉建屋外の地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に配置する等、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、並びに航空機落下、ダムの崩壊、有毒ガス、船舶の衝突の外部人為事象については、発電所の立地及び格納容器圧力逃がし装置の設置場所等により、影響を受けないことから考慮する必要はない。

第1表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (1/4)

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	風 (台風)	荷重 (風) , 荷重 (飛来物)	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については、外殻の原子炉建屋等により防護される。
			屋外	飛来物による影響は、竜巻による影響に包含される。
	竜巻	荷重 (風) , 荷重 (気圧差) , 荷重 (飛来物)	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については、外殻の原子炉建屋等により防護される。
			屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については、竜巻飛来物により損傷する可能性があるため、損傷が確認された場合は、必要に応じてプラントを停止し補修を行う。また、風荷重, 気圧差により、機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	凍結	温度 (低温)	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については、換気空調設備により環境温度が維持されるため、外気温の影響を受け難い。
			屋外	屋外に設置、かつ、水を内包する可能性のある範囲のフィルタ装置出口配管のドレン配管に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、フィルタ装置出口配管を閉塞することはない。
	降水	浸水, 荷重	屋内	フィルタ装置は、格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置し、止水処理を実施することにより、降水による浸水, 荷重の影響は受けない。
			屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等は、滞留水の影響を受け難い位置に設置するとともに、系統開口部から降水が浸入し難い構造とすることにより、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

第1表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (2/4)

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	積雪	荷重（積雪）， 閉塞	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については，外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管，圧力開放板等については，積雪荷重に対して耐性が確保されるように設計する。また，系統開口部から降雪が浸入し難い構造とすることにより，必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお，多量の積雪が確認される場合には，除雪を行う等，適切な対応を実施する。
	落雷	雷サージによる電気・計装設備の損傷	屋内及び屋外	落雷の影響を考慮すべき設備については，原子炉建屋等への避雷針の設置，接地網の布設による接地抵抗の低減を行う等の雷害防止で必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	火山の影響（降下火砕物）	荷重， 閉塞， 腐食	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については，外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管，圧力開放板等については，降下火砕物の堆積荷重に対して耐性が確保されるように設計する。また，系統開口部から降下火砕物が浸入し難い構造とすることにより，必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお，降下火砕物の堆積が確認される場合には，降下火砕物を除去する等，適切な対応を実施する。  化学的影響（腐食）防止のため，屋外に敷設されるフィルタ装置出口配管（炭素鋼配管）外面には防食塗装を行う。

第1表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (3/4)

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	生物学的事象	電氣的影響 (齧歯類 (ネズミ等) によるケーブル等の損傷)	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については、外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
			屋外	地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽外に設置されている端子箱貫通部等にはシールを行うことにより、小動物の侵入を防止する設計とする。 屋外に設置されている系統開口部から小動物が浸入し難い構造とすることにより、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	森林火災	温度 (輻射熱) , 閉塞	屋内 及び 屋外	機器を内包する原子炉建屋, 地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽及び屋外に設置される機器は、防火帯の内側に配置し、森林との間に適切な離隔距離を確保することで、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 ばい煙等の二次的影響に対して、ばい煙等が建屋内に流入するおそれがある場合には、換気空調設備の外気取入ダンパを閉止し、影響を防止する。
	爆発	爆風圧, 飛来物	屋内 及び 屋外	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して、離隔距離が確保されている。
	近隣工場等の火災	温度 (熱)	屋内 及び 屋外	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船及び敷地内の危険物貯蔵施設の火災に対して、離隔距離が確保されている。
電磁的障害	サージ・ノイズによる計測制御回路への影響	屋内 及び 屋外	日本工業規格 (J I S) 等に基づき、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計とする。	

第1表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (4/4)

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針
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	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等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, 圧力開放板等については, 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。
バードスクリーン	鳥の侵入による影響	屋外	<p>排気管先端に鳥侵入防止用金網を設置する。</p> 