

図 7 空気作動弁 空気供給配管構成図（変更前）

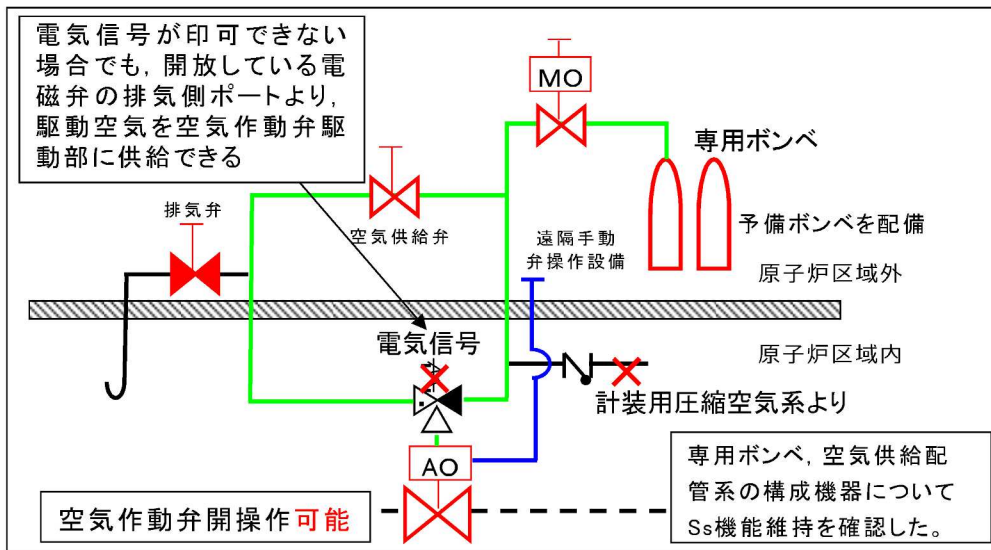


図 8 空気作動弁 空気供給配管構成図（変更後）

## 2. 弁の種類

### 2.1 主ラインの弁構成の考え方

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

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

表2 主ラインの弁に採用する場合の駆動方法の特徴

駆動方法	メリット	デメリット
空気作動 (AO)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 電動弁に対して必要な電源容量が小さい</li> <li>・ 駆動源喪失時の弁状態を選択（フェイルオープン、フェイルクローズ）できる</li> <li>・ 人力による遠隔手動弁操作設備の設置が可能</li> <li>・ ポンペの空気を用いた遠隔空気駆動弁操作設備の設置が可能</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中央制御室からの遠隔操作の場合、駆動源として事故時に使用可能な電源に加えて、空気（圧縮空気設備）が必要</li> </ul>
電気作動 (MO)	<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>・ 人力による遠隔手動弁操作設備の設置が可能</li> <li>・ 開度調整が可能</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 空気作動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、主な仕様を表3に示す。

表3 主ラインの弁の仕様

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

## 2.3 設計の意図

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

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

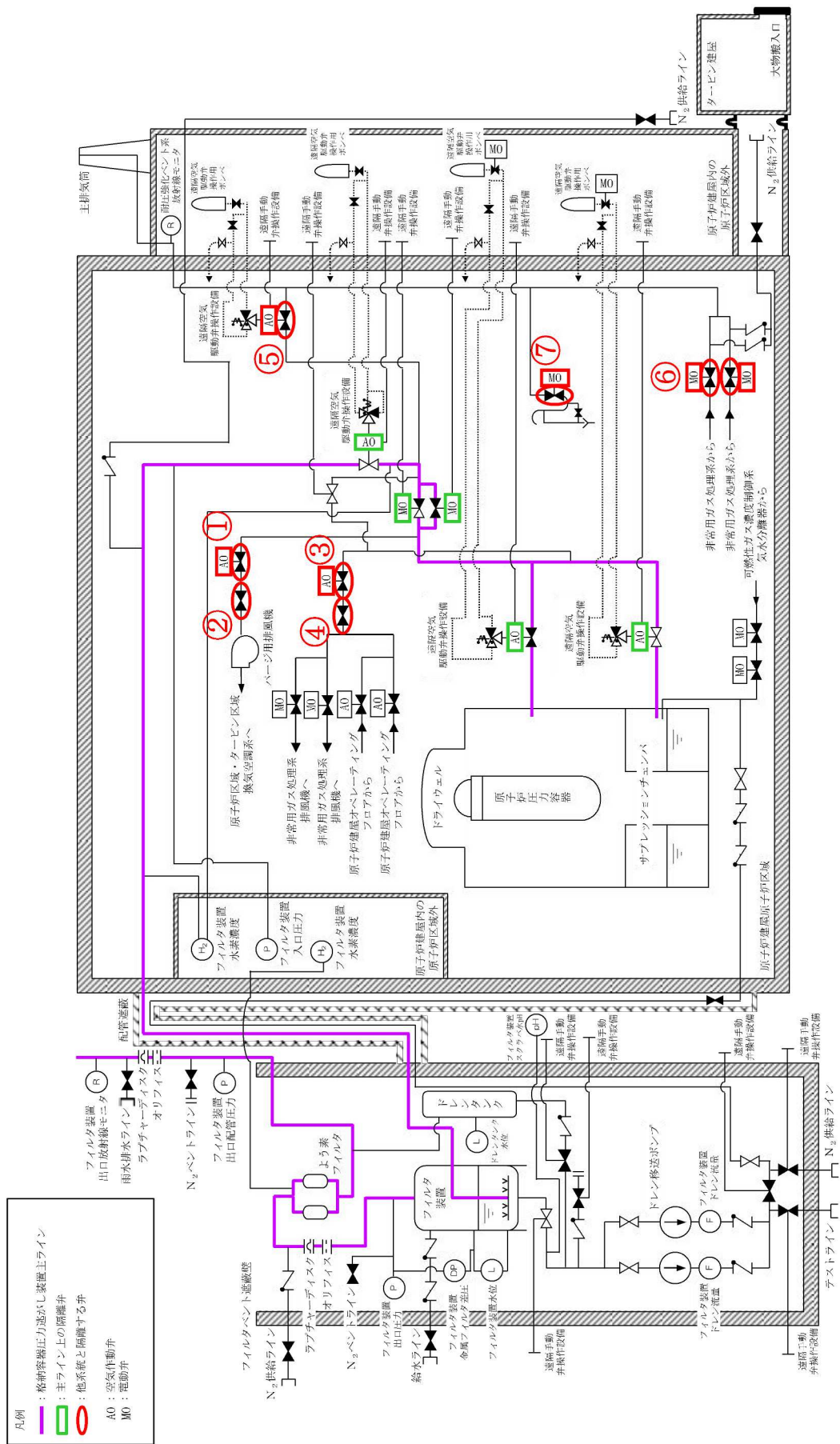
3. 格納容器圧力逃がし装置と接続する各系統の隔離弁の数と種類

3.1 各系統の隔離弁の数と種類

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

表4 他系統隔離弁（原子炉格納容器隔離弁）の仕様

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



### 3.2 設計の意図

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

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

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

#### (1) 換気空調系との隔離

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

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

#### (2) 非常用ガス処理系との隔離

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

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

#### (3) 耐圧強化ベントラインとの隔離

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

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

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

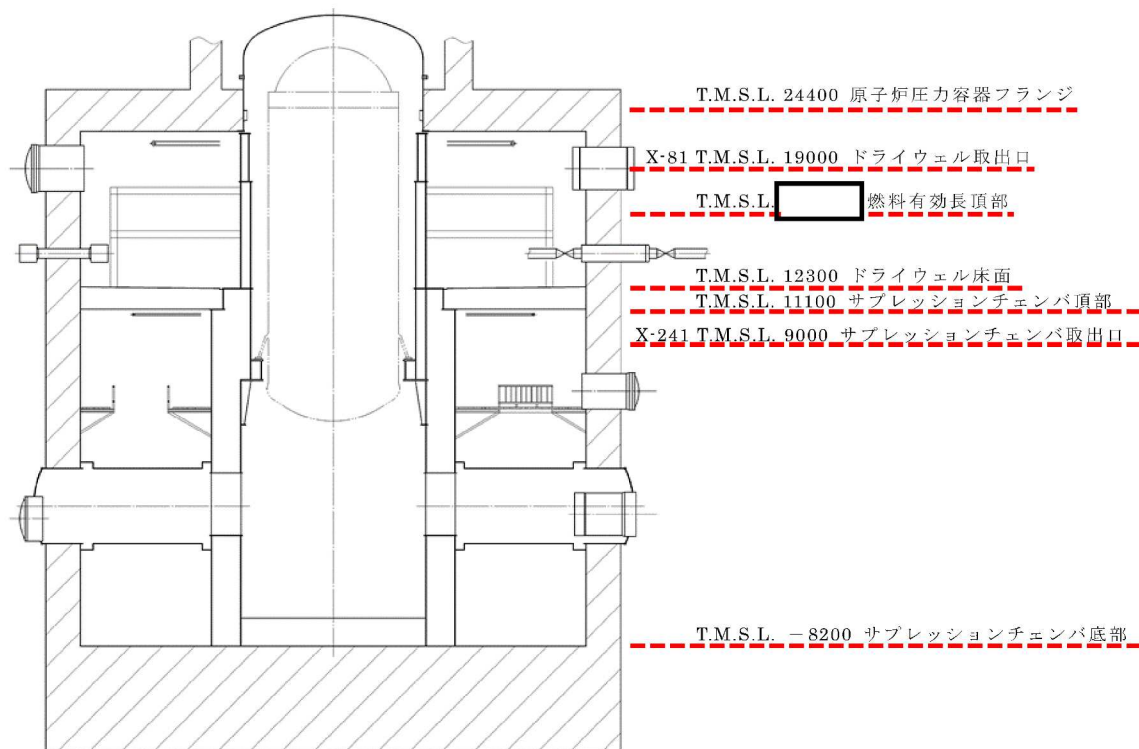


図10 原子炉格納容器からの取り出し高さ

3.4 設計の意図

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

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

(参考)

1. 諸外国の弁構成

格納容器圧力逃がし装置を設置している諸外国の弁構成を以下に示す。

(1) フィンランド

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

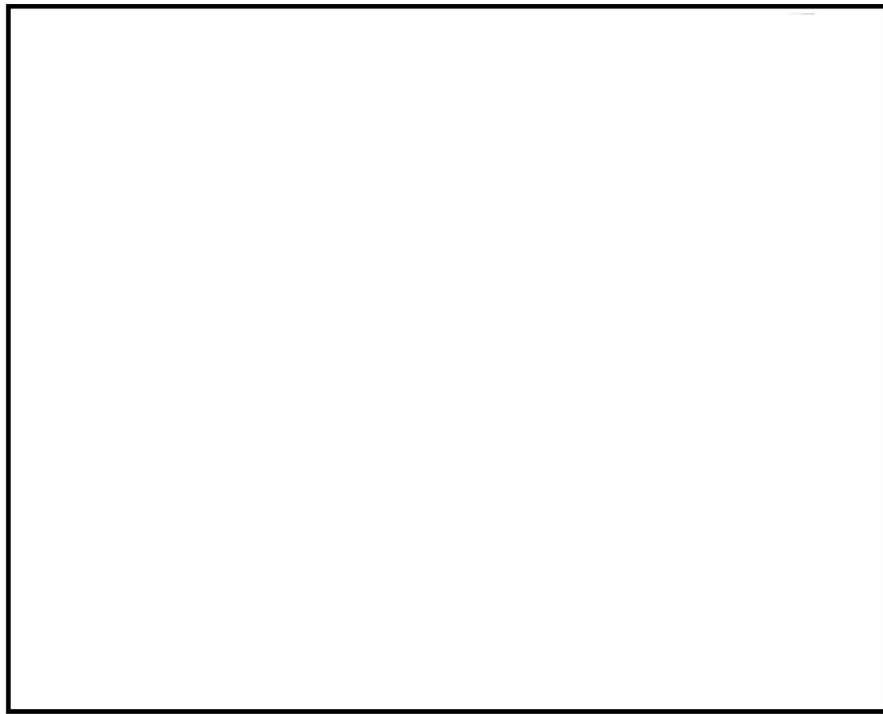


図11 格納容器圧力逃がし装置概略系統図（フィンランド）



(2) ドイツ

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

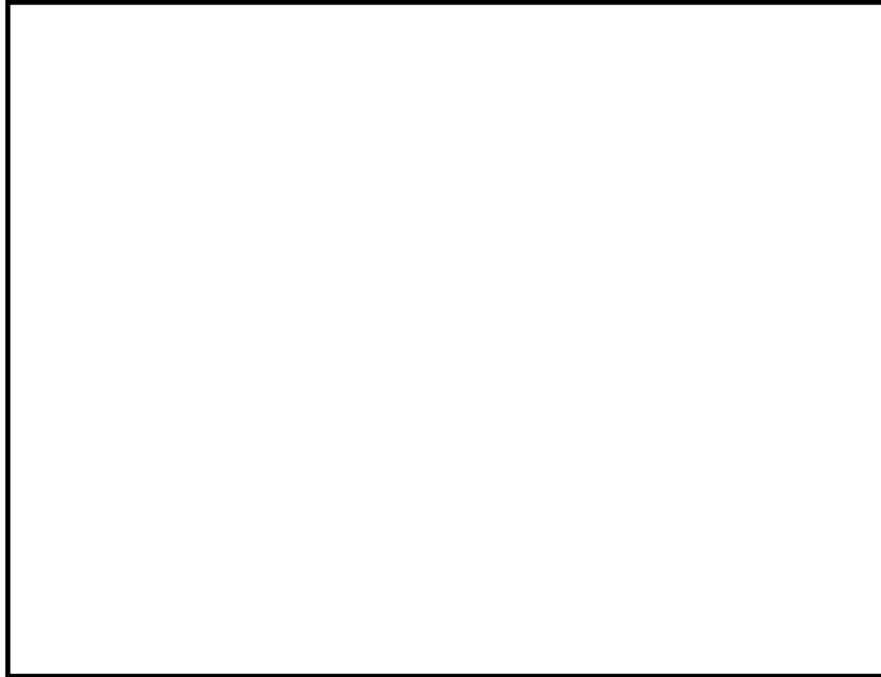


図12 格納容器圧力逃がし装置概略系統図（ドイツ）

(3) スイス

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

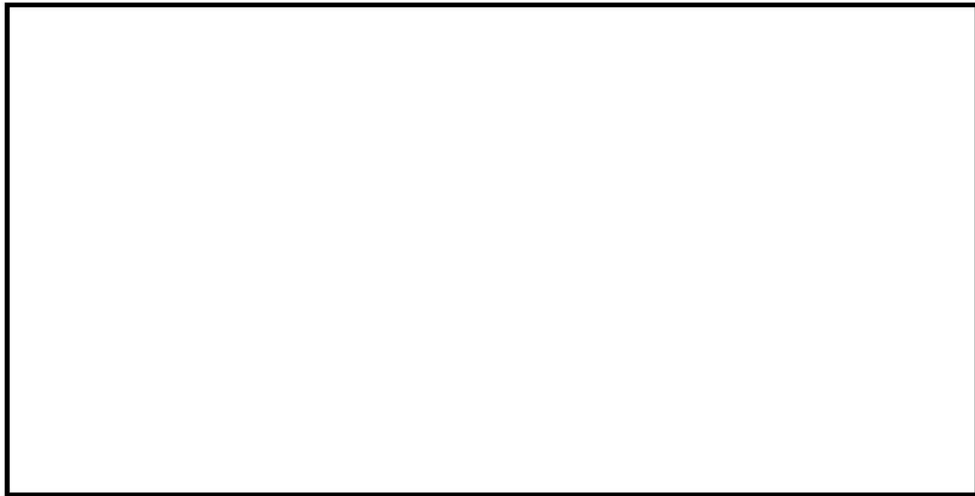


図13 格納容器圧力逃がし装置概略系統図（スイス）

2. 引用文献

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

系統内の水素濃度について

## 1. 系統内の濃度

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

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

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

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

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

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

(参考)

1. 各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について

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

(1) 通常待機時

a. 系統状態

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

通常待機時の状態を図1に示す。

b. 水素濃度

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

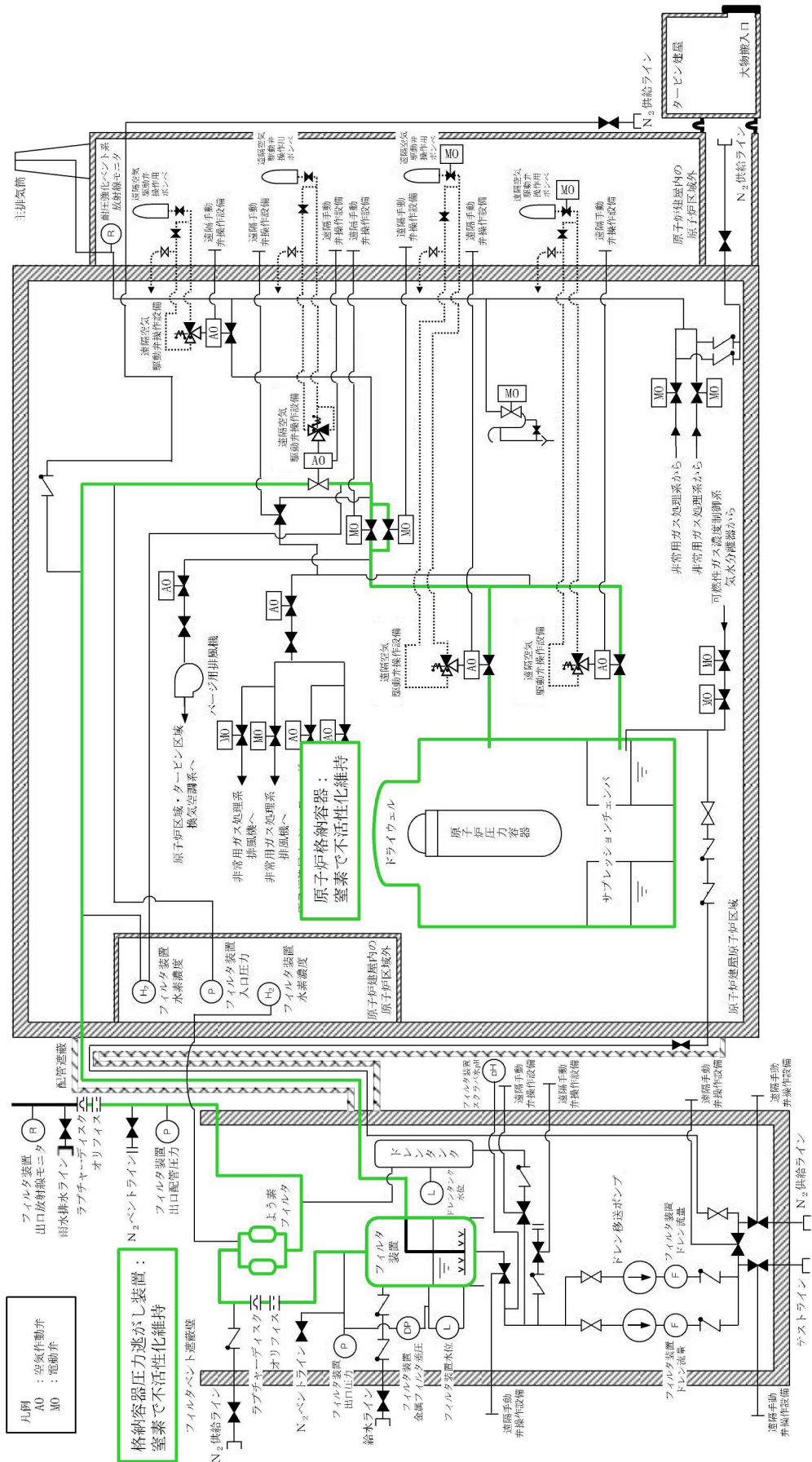


図1 通常待機時の状態概要図

(2) ベント実施時

a. 系統状態

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

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

ベント実施時の状態を図2に示す。

b. 水素濃度（ベント実施時）

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

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

Q：崩壊熱(MW)

注記\*1：1eV=1.602×10<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200kPa[abs]とする。
- ・原子炉格納容器内の冷却水は沸騰していると想定し水素発生量のG値は0.4とする。
- ・放射線吸収割合は1.0とする。
- ・事故発生7日後を想定するため、崩壊熱は約12MWとする。

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

注記\*：飽和水比エンタルピは60℃条件とする。

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

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

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

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

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

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

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

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

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

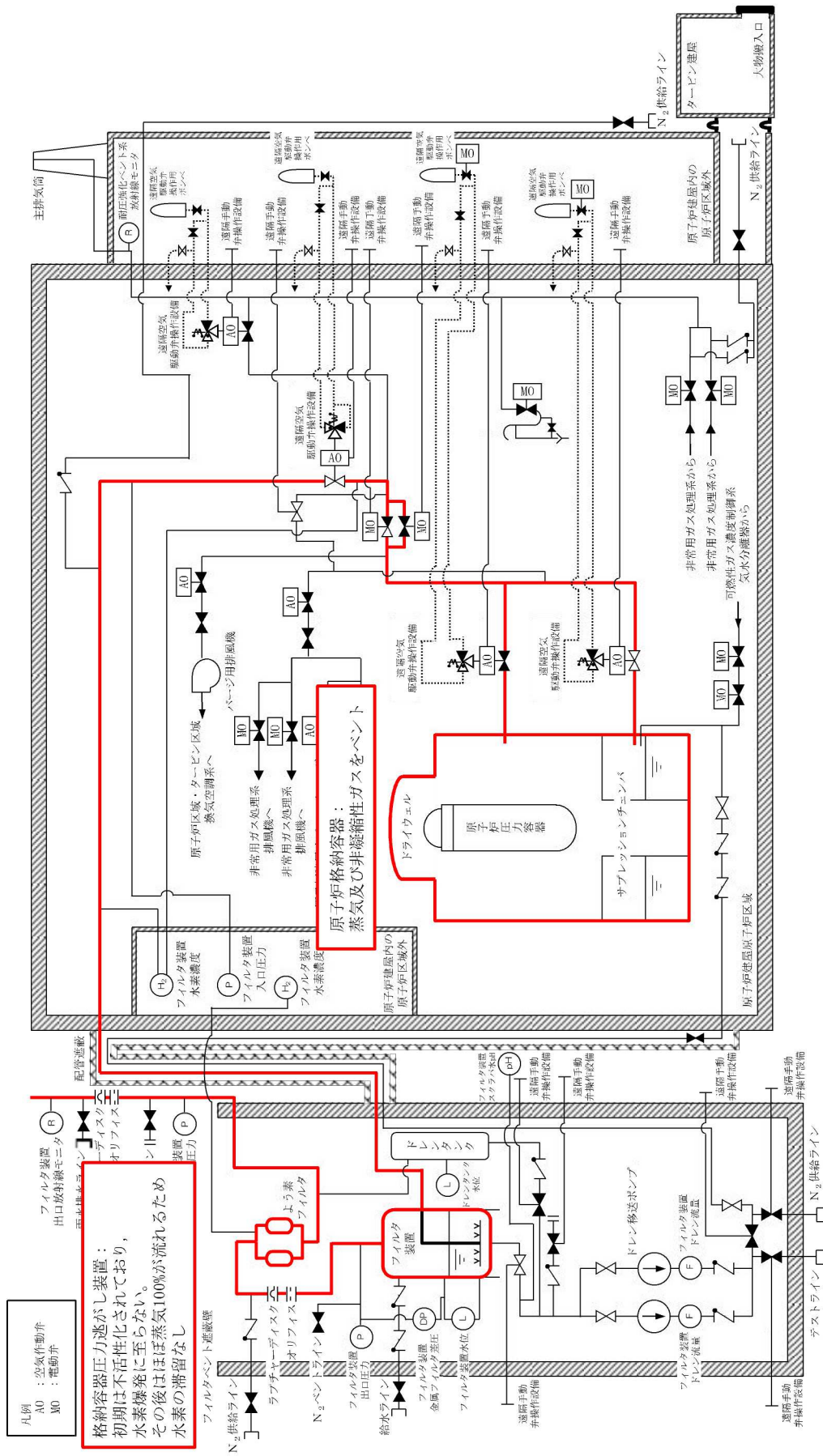


図2 ベント実施時状態概要図

補足 11-6



### (3) ベント停止後

#### a. 系統状態

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

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

#### b. 水素濃度（隔離弁～フィルタ装置）

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

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

$$\begin{aligned} \text{フィルタ装置内水素発生量} &= Q \times 10^6 \times G \text{値 (分子/100eV)} \div 100 \\ &\quad \div (1.602 \times 10^{-19}) \div (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{入口配管内への水素流量} &= \text{フィルタ装置内水素発生量} \\ &\quad \times \text{ガス入口配管断面積} \div \text{フィルタ装置断面積} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{水素濃度} &= \text{入口配管への水素流入量} \\ &\quad \div (\text{入口配管への水素流入量} + \text{窒素供給量}) \times 100 \end{aligned}$$

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

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

- ・窒素供給量は70Nm<sup>3</sup>/h, 不純物濃度は1%未満のため無視する。

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

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

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

c. 水素濃度 (フィルタ装置～放出口)

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

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

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

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

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

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

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

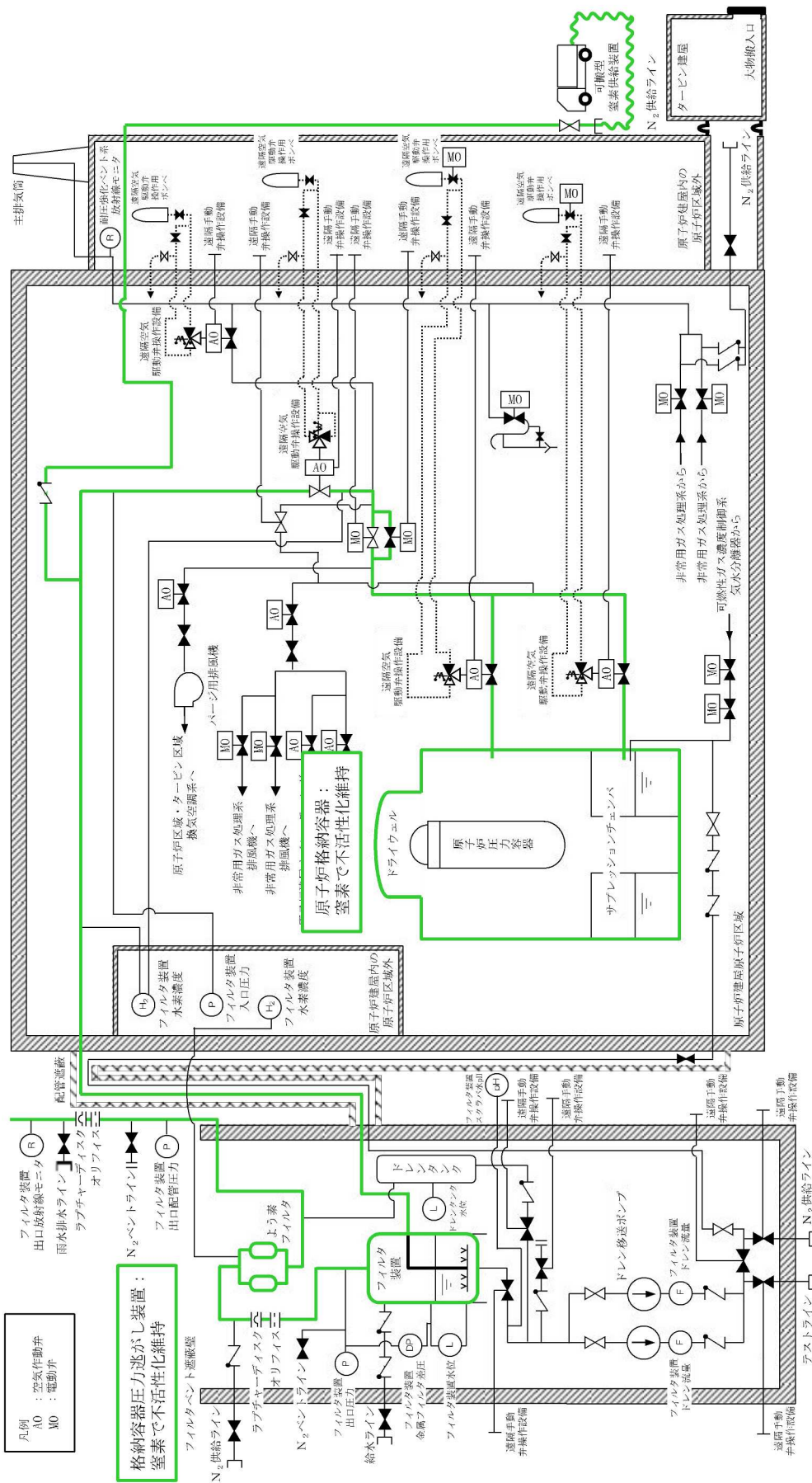


図3 ベント停止後状態概要図

補足 11-9

(4) 評価の保守性について

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

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

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

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

## 2. 格納容器圧力逃がし装置系統の不活性化について

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

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

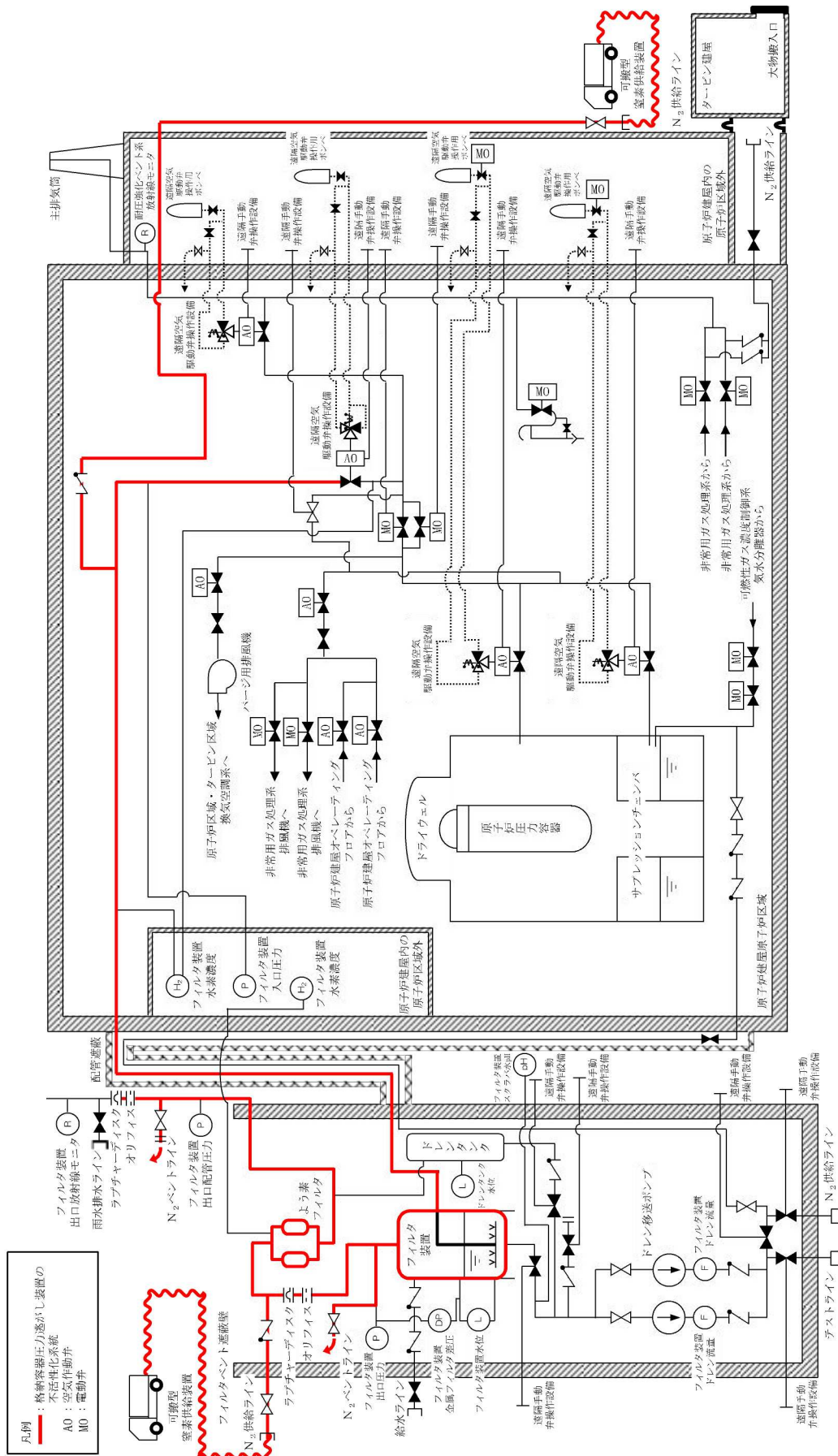


図4 格納容器圧力逃がし装置の不活性化系統

### 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。

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

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

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

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

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

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

待できると考えられる。

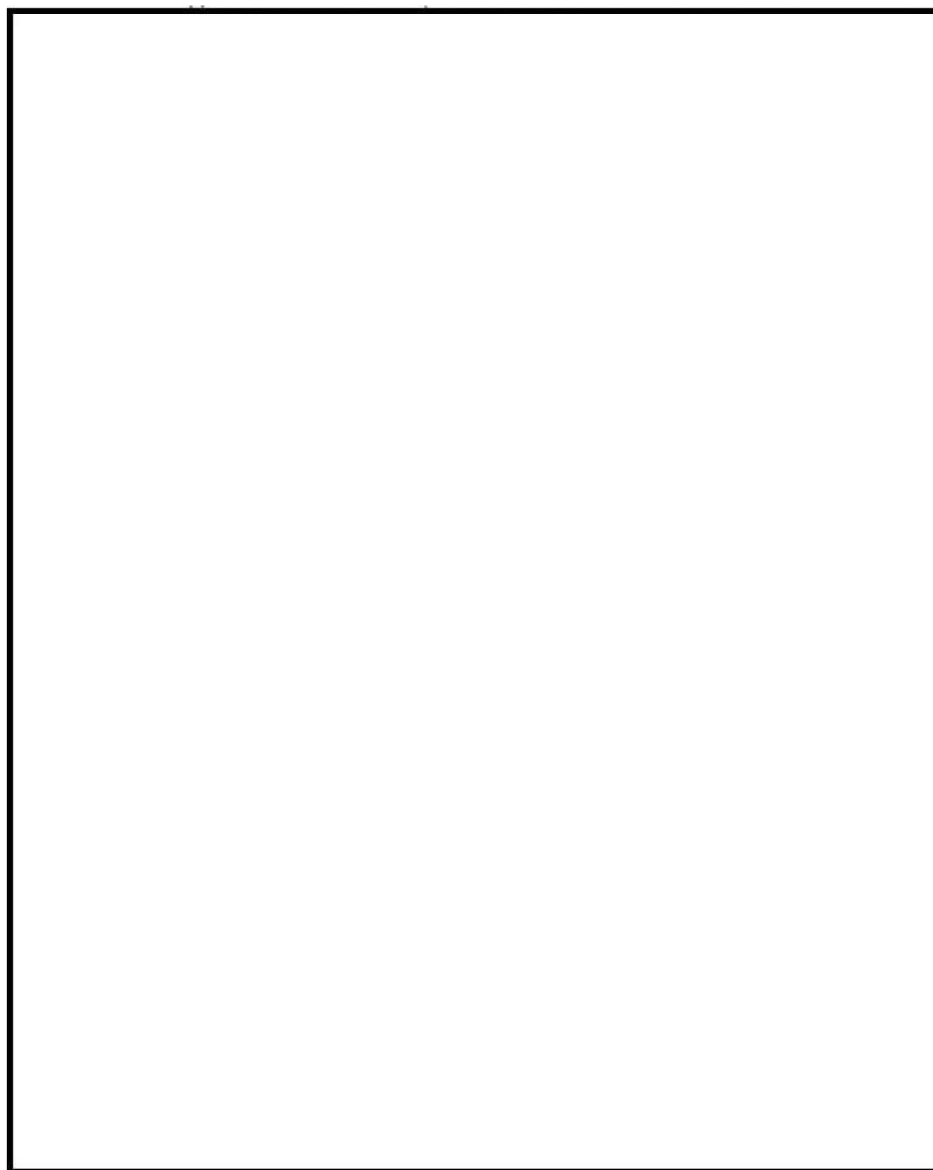


図5 格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化



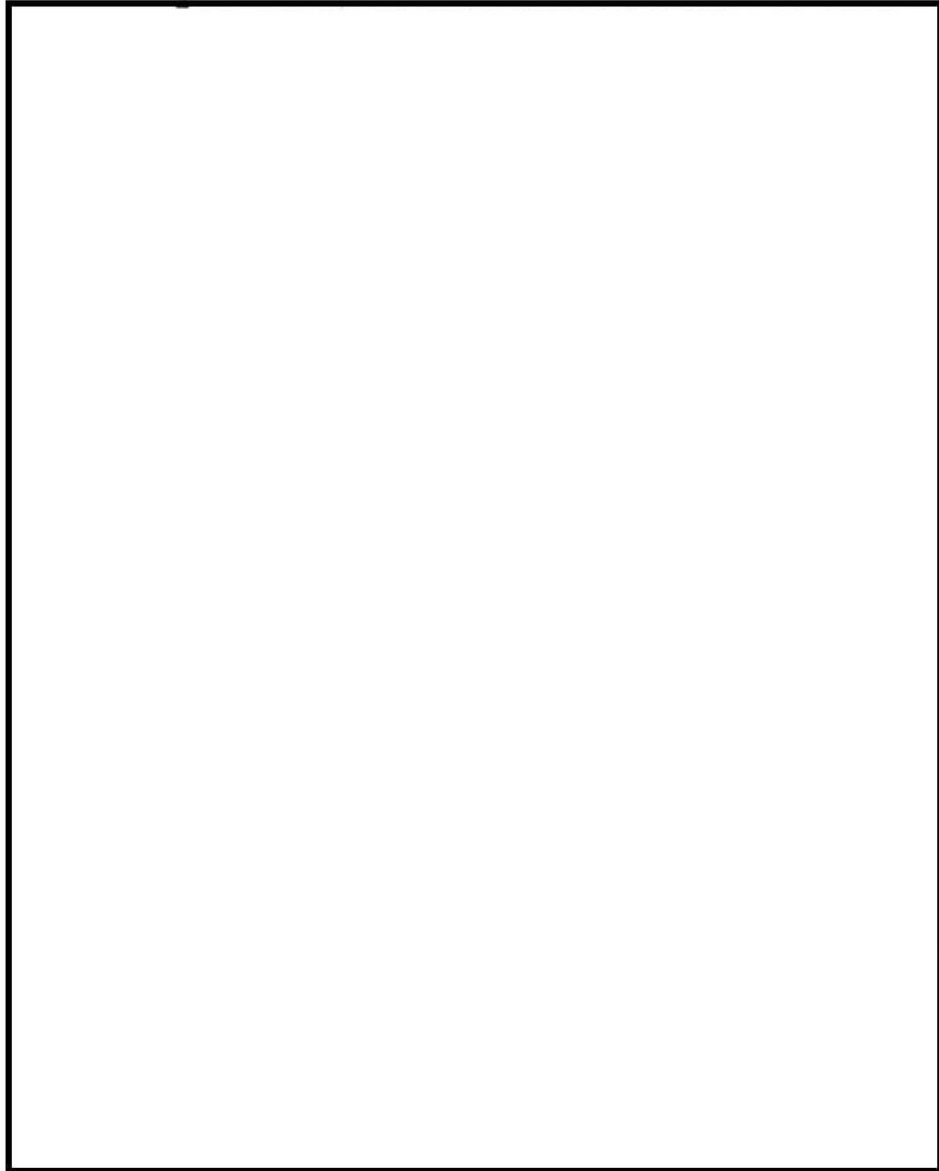


図6 原子炉格納容器内雰囲気と壁面の温度差によるガス濃度変化結果

#### 4. 引用文献

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

### 格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理

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

#### 【フィルタ装置】

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

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

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

#### 【よろ素フィルタ】

よろ素フィルタについても、気中保管とする。

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

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

計測設備が計測不能になった場合の推定方法，監視場所について

## 1. 計測設備の個数の考え方について

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

多重化対象の監視パラメータは以下のとおりである。

フィルタ装置水位

フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置金属フィルタ差圧

## 2. 計測不能となった場合の推定方法について

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

## 3. 計測設備の監視場所の考え方について

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

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

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

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

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

注記\*1：自主対策設備。

\*2：自主対策設備のため代替パラメータによる推定は除く。

\*3：補助パラメータ。

\*4：補助パラメータのため代替パラメータによる推定は除く。

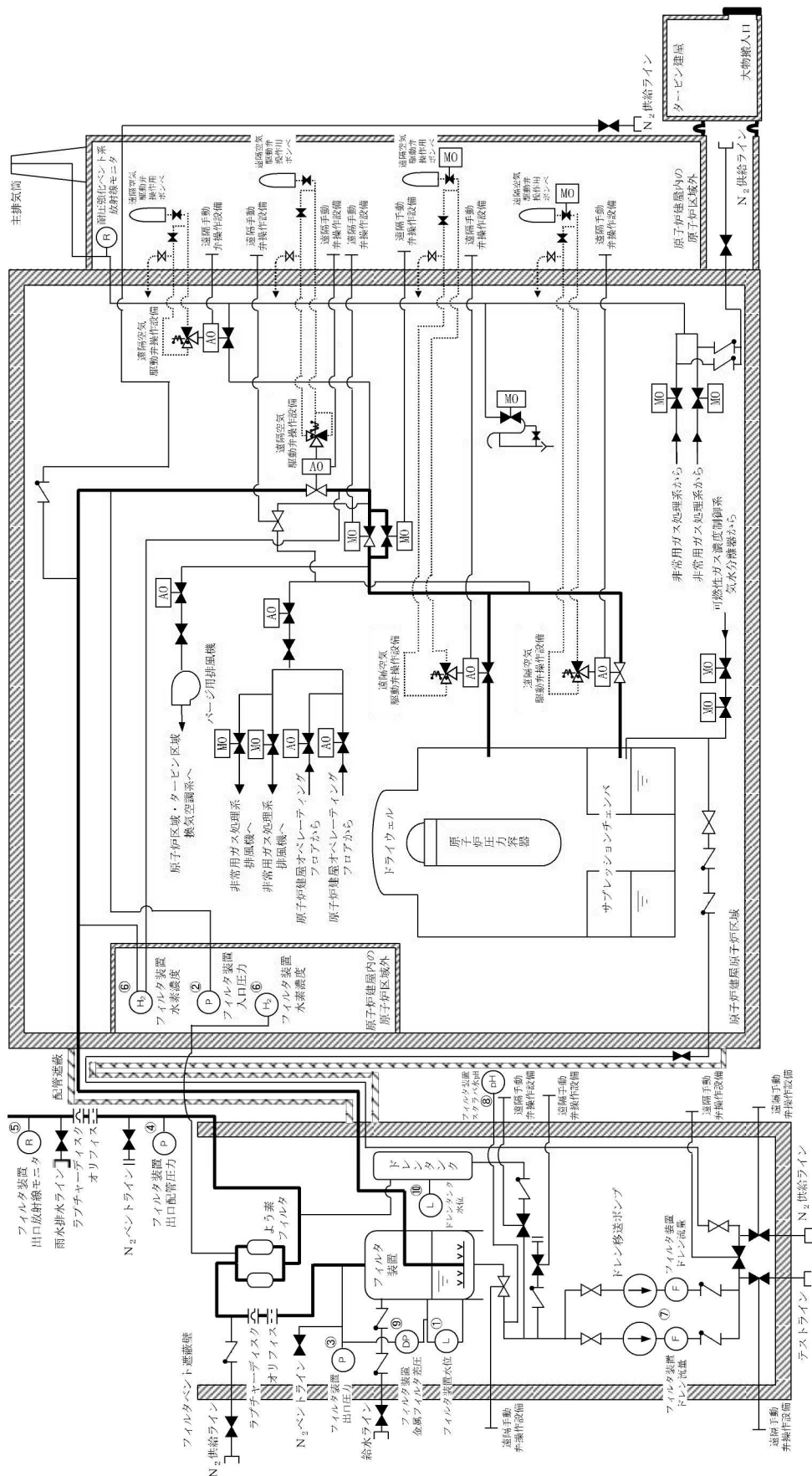


図 1 格納容器圧力逃がし装置計測設備概略構成図

エアロゾルの密度の変化が慣性衝突効果に与える影響について

1. DFへの影響

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

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

2. DFの比較

(1) エアロゾル密度とDFの関係

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

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

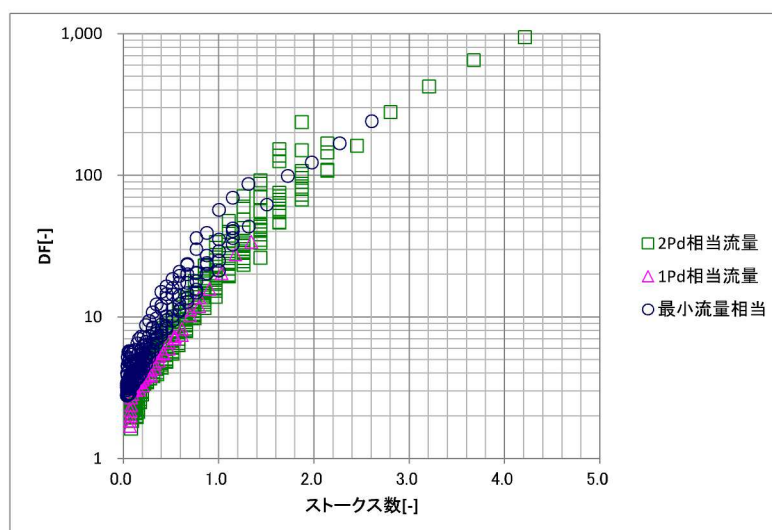


図1 水スクラバ単体DFとストークス数

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

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

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

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

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

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

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



(2) 重大事故等時に発生するエアロゾルの密度

原子炉格納容器に放出されるエアロゾルの密度は、エアロゾルを構成する化合物の割合によって変化する。MAAPにおける核種グループについて、MAAP解析結果をNUREG-1465の知見を用いて補正した割合を用いてエアロゾル密度を計算すると表1のとおり約   g/cm<sup>3</sup>となる。なお、フィルタ装置のオーバーオールDFの評価には、保守的に密度が最も小さいCsOHの密度を用いている。

表1 原子炉格納容器の状態とエアロゾルの密度

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

注記\*：複数の代表化合物を持つグループでは、各化合物の平均値を使用した。

ここで、各化合物の密度は、以下のとおり

CsI : 約4.5g/cm<sup>3</sup> (引用文献(2)) , SrO : 約5.1g/cm<sup>3</sup> (引用文献(2)) ,  
 CsOH : 約3.7g/cm<sup>3</sup> (引用文献(4)) , MoO<sub>2</sub> : 約6.4g/cm<sup>3</sup> (引用文献(2)) ,  
 TeO<sub>2</sub> : 約5.7g/cm<sup>3</sup> (引用文献(3)) , CeO<sub>2</sub> : 約7.3g/cm<sup>3</sup> (引用文献(2)) ,  
 Sb : 約6.7g/cm<sup>3</sup> (引用文献(2)) , La<sub>2</sub>O<sub>3</sub> : 約6.2g/cm<sup>3</sup> (引用文献(2)) ,  
 BaO : 約6.0g/cm<sup>3</sup> (引用文献(5))

(3) エアロゾル密度の変化による影響

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

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

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

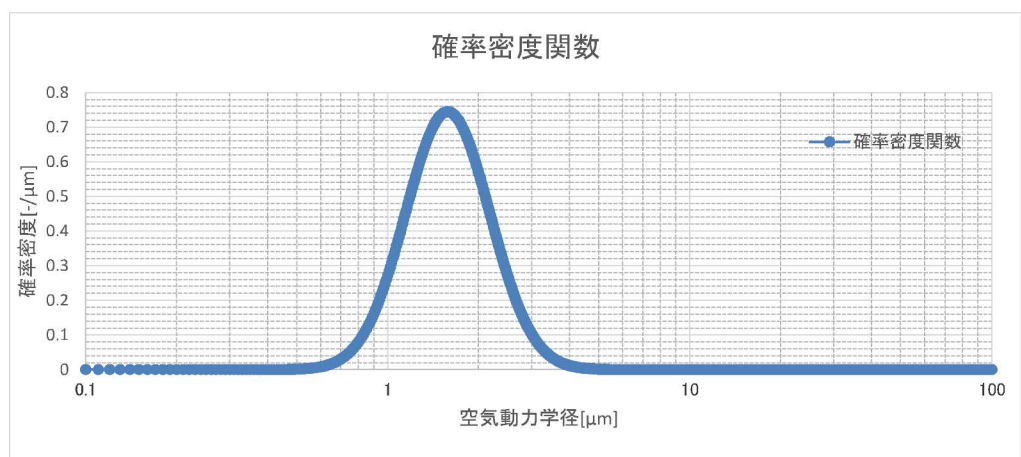


図2 エアロゾル粒径分布（W/Wベント，密度 $3.7\text{g/cm}^3$ ）

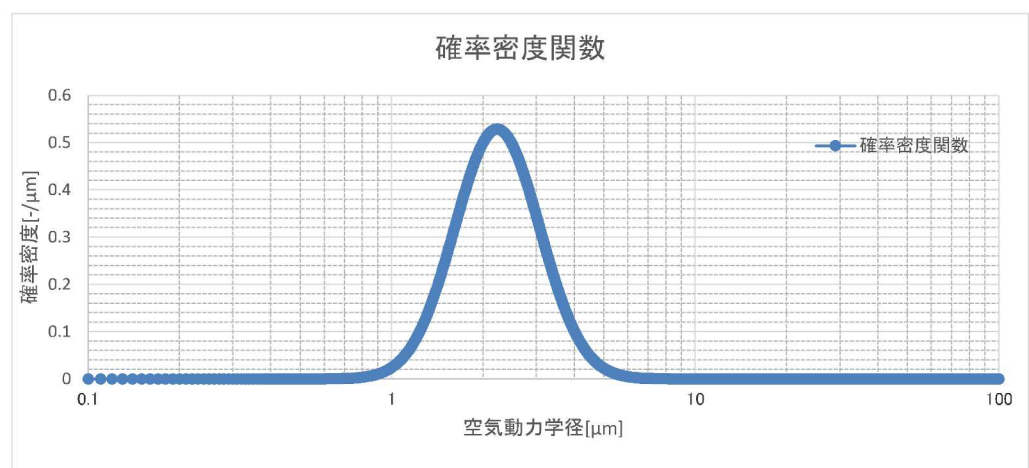


図3 エアロゾル粒径分布（W/Wベント，密度 $7.3\text{g/cm}^3$ ）

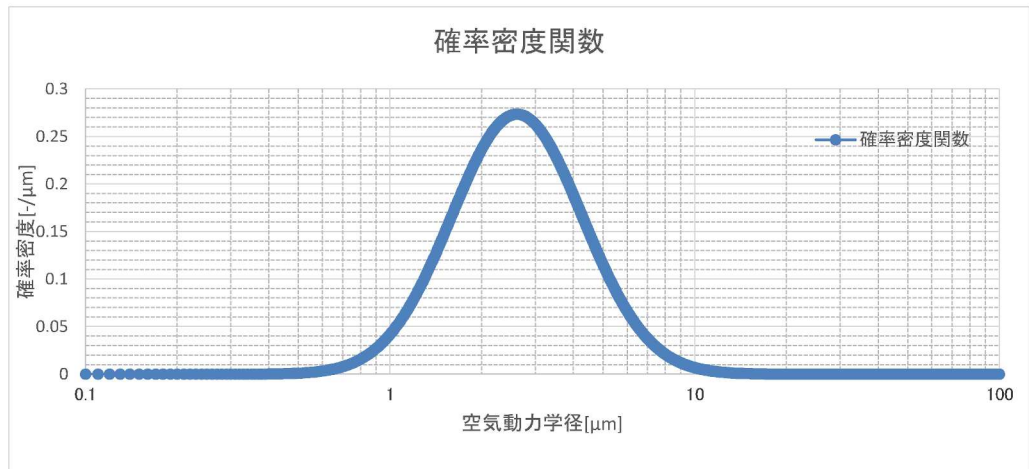


図4 エアロゾル粒径分布 (D/Wベント, 密度3.7g/cm<sup>3</sup>)

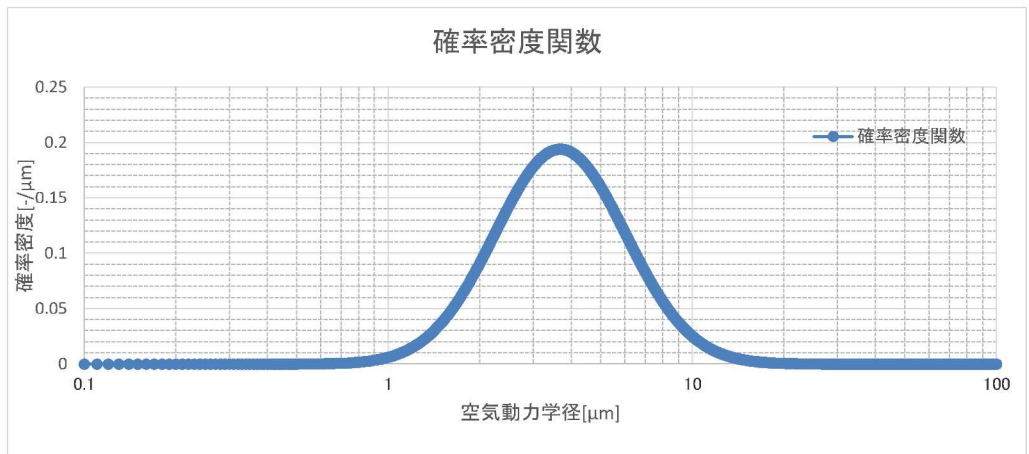


図5 エアロゾル粒径分布 (D/Wベント, 密度7.3g/cm<sup>3</sup>)

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

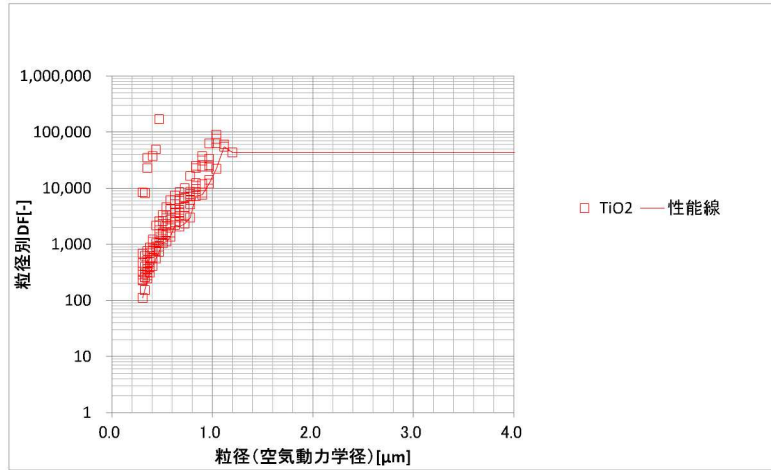


図6 DF性能線 (2Pd相当流量, 下限包絡線)

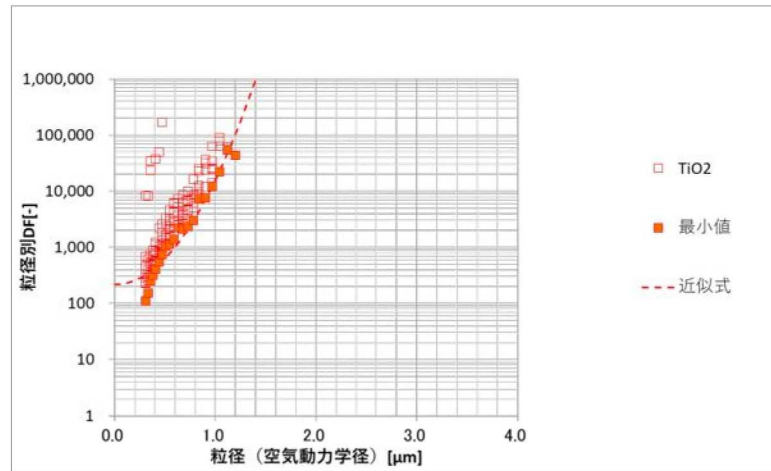


図7 DF性能線 (2Pd相当流量, フィッティング線)

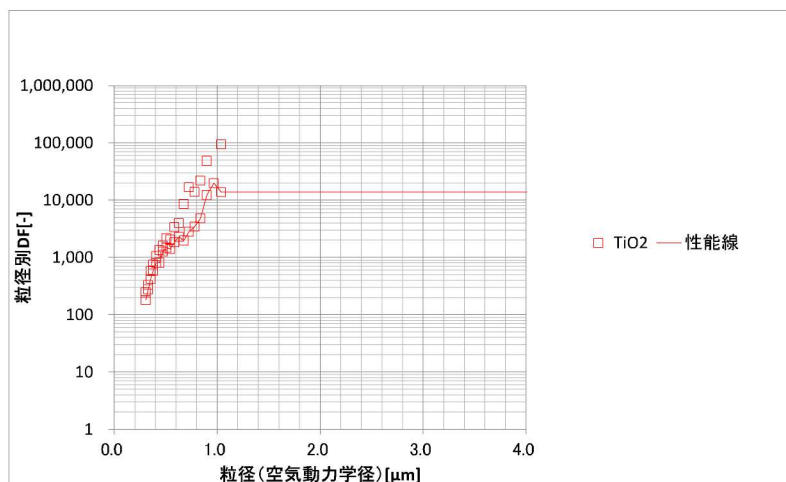


図8 DF性能線 (1Pd相当流量, 下限包絡線)

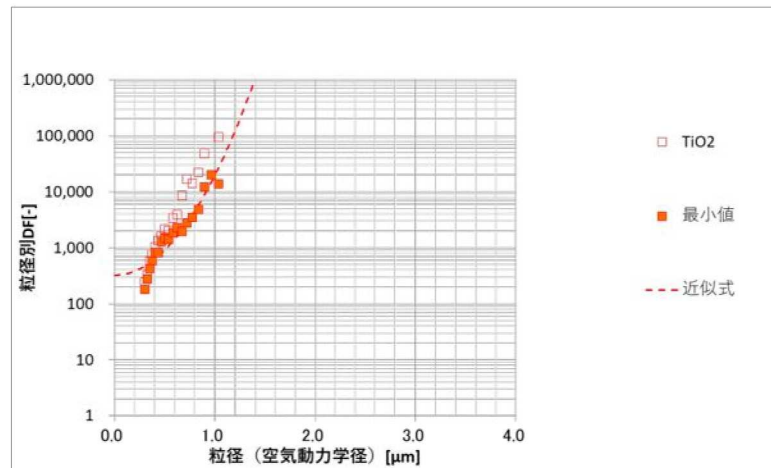


図9 DF性能線 (1Pd相当流量, フィッティング線)

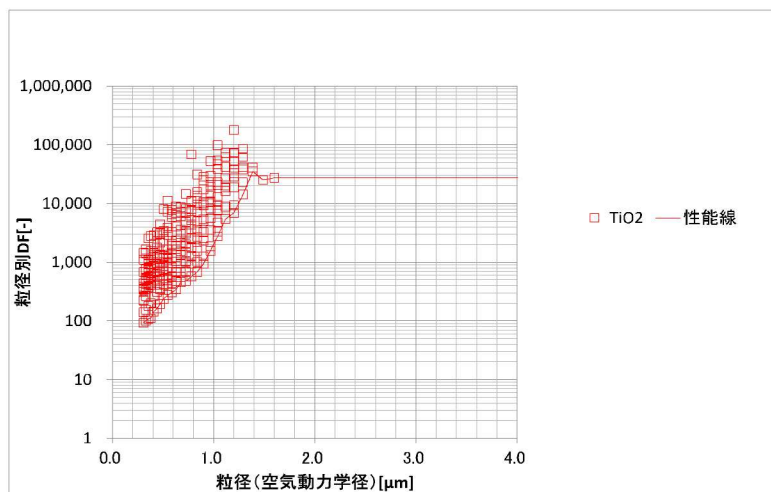


図10 DF性能線 (最小流量相当, 下限包絡線)

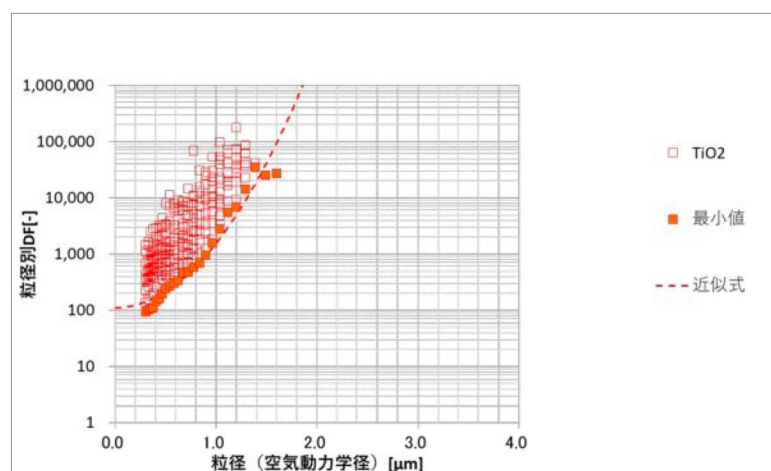


図11 DF性能線 (最小流量相当, フィッティング線)

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

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

DF (DP) : 粒径D<sub>p</sub>におけるフィルタ装置のDF

M(D<sub>p</sub>) : フィルタ装置に流入する粒径D<sub>p</sub>のエアロゾルの総量

表2 オーバーオールDF (下限包絡性能線)

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

表3 オーバーオールDF (フィッティング性能線)

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

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

### 3. 引用文献

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

フィルタ装置における化学反応熱について

## 1. 化学反応熱

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

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



2. スクラバにおける化学反応による発熱量

(1) スクラバにおけるエアロゾルの化学反応による発熱量

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

スクラバにおける□の化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。



それぞれの化学種の標準生成エンタルピは以下の値となる（引用文献(1)）。



熱化学方程式と標準生成エンタルピより、□kJとなる。

以上より、1molの□の反応には□kJ/molの発熱量を伴うこととなる。

□0.21kgは□molに当たることから、発熱量は□kJとなる。



(2) スクラバにおける無機よう素の化学反応による発熱量

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

アルカリ性条件下（発熱反応）



それぞれの化学種の標準生成エンタルピは以下の値となる（引用文献(1)）。



熱化学方程式と標準生成エンタルピーより、kJ,   
kJとなる。

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

一方、水スクラバに流入する無機よう素の量について、以下のとおり設定する。

a. よう素炉内内蔵量(約29.1kg)

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

b. 原子炉格納容器へのよう素放出割合(100%)

保守的に、原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を100%とする。

c. 原子炉格納容器に放出されるよう素のうち無機よう素生成割合(91%)

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

d. 原子炉格納容器内での自然沈着による除去係数(200)

CSE実験に基づき設定し、200とする。

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

kJ

### (3) 水スクラバにおける化学反応の発熱量の評価

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

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

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

3. よう素フィルタにおける化学反応による発熱量

(1) よう素フィルタにおける有機よう素の化学反応による発熱量

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

アルカリ性条件下（発熱反応）



それぞれの化学種の標準生成エンタルピは以下の値となる（引用文献(1)）。



熱化学方程式と標準生成エンタルピより、kJとなる。

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

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

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

(2) よう素フィルタにおける無機よう素の化学反応による発熱量

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

(3) よう素フィルタにおける化学反応の発熱量の評価

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

$\square$

$\square$

次に、よう素フィルタの温度上昇を求める。

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

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

4. 引用文献

(1) 化学便覧基礎編改訂 5 版

スクラバ水スロッシングの影響について

## 1. スクラバ水スロッシングの影響について

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

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

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

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

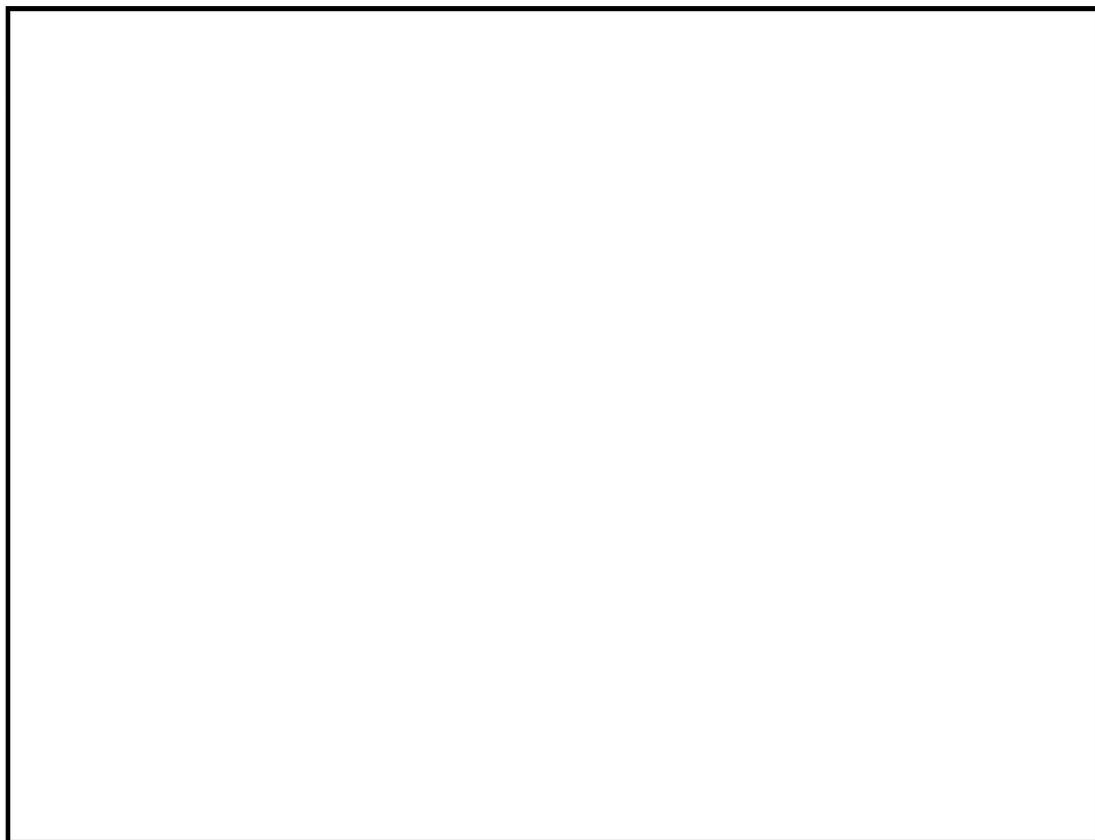


図1 スクラバ水スロッシング評価結果

ベント実施時の発生荷重について

1. ベント実施時において発生する荷重の考慮について

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

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

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

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

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

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

これら荷重のうち、チャギングについては、蒸気流束が小さい領域で生じ、水温が高くなると荷重が小さくなることが知られており、ベント実施後のスクラバ水温は約  °C と低温であるが、蒸気流束は約  \*1kg/m<sup>2</sup>s と高い状態となること、事象経過とともに蒸気流束は減少していくが、水温は飽和温度（2Pd ベント開始直後で約 160°C）まで上昇し、この状態が維持されることから、これらの状態においてチャギング領域外で維持される。

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

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

【フィルタ装置、内部構造物に作用する荷重】

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

注記\*1：二次隔離弁は中間開度にて運用した場合の値

## 2. フィルタ装置に作用する水力学的動荷重

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

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

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

### 2.1 スクラバ水噴出によるフィルタ装置強度評価への影響

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

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

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

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

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

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

## 2.2 窒素ガス噴出によるフィルタ装置強度評価への影響

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

## 2.3 蒸気噴出によるフィルタ装置強度評価への影響

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

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

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



以上より、蒸気噴出によるフィルタ装置強度評価への影響はない。

### 3. 内部構造物及び配管に作用する水力学的動荷重

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

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

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

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

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

表1 ベント実施時の事象

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

注記\*1：二次隔離弁は中間開度にて運用した場合の値

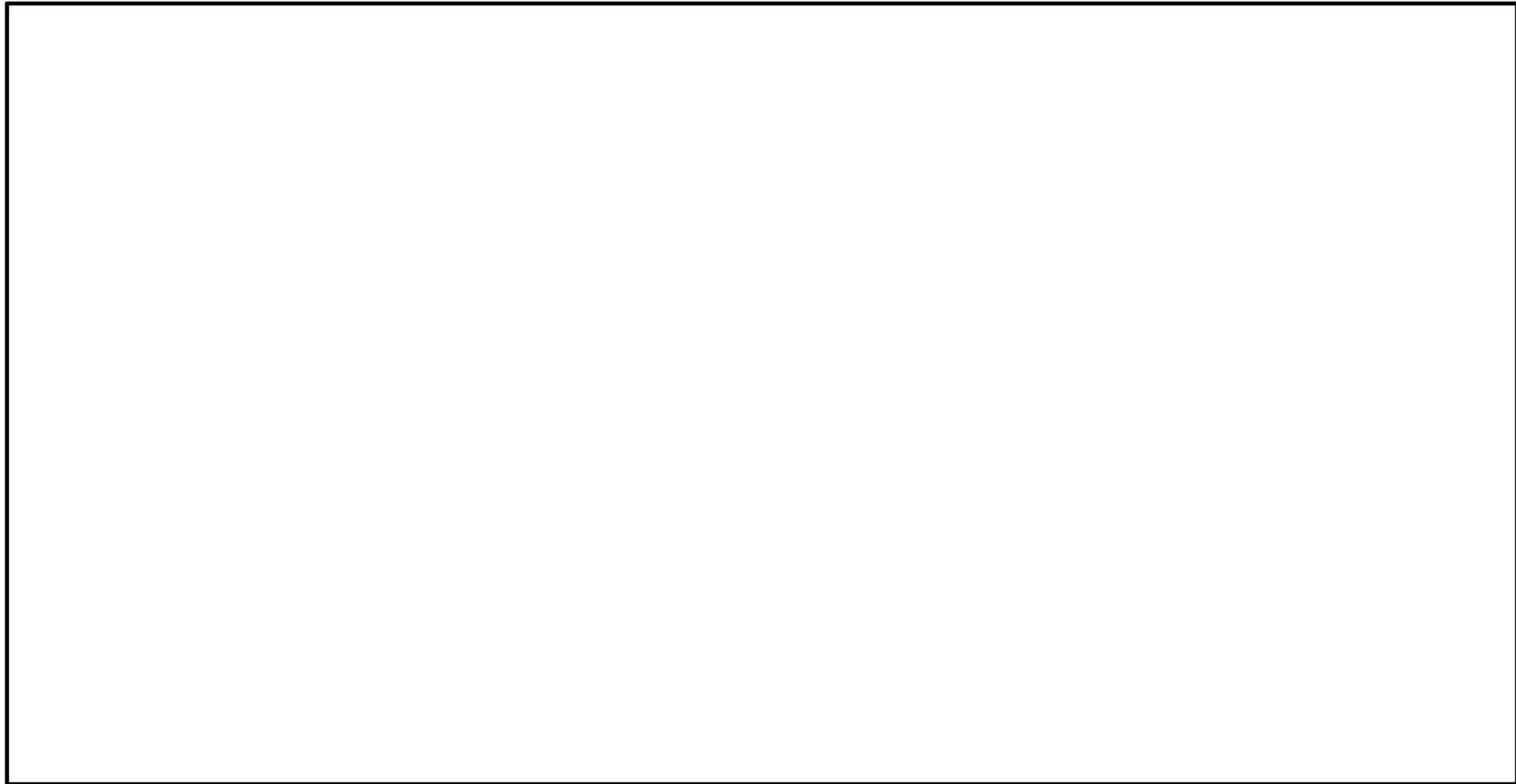


図1 蒸気放出過程での蒸気凝縮状態\*

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

表2 フィルタ装置の設計

部位	設計に用いた荷重	評価方法
フィルタ装置	内圧荷重 (最高使用圧力)	発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む））J S M E S N C 1 - 2 0 0 5 / 2 0 0 7）（日本機械学会 2007年9月）（以下「設計・建設規格」という。）に基づき、荷重に対する必要板厚を算出し、最小板厚が必要板厚を満足することを確認する。
	内圧荷重，地震荷重	内圧荷重及び地震荷重による一次応力及び一次＋二次応力を算出し、原子力発電所耐震設計技術指針で定める許容値を満足することを確認する。



図 2 動荷重計試験装置概要

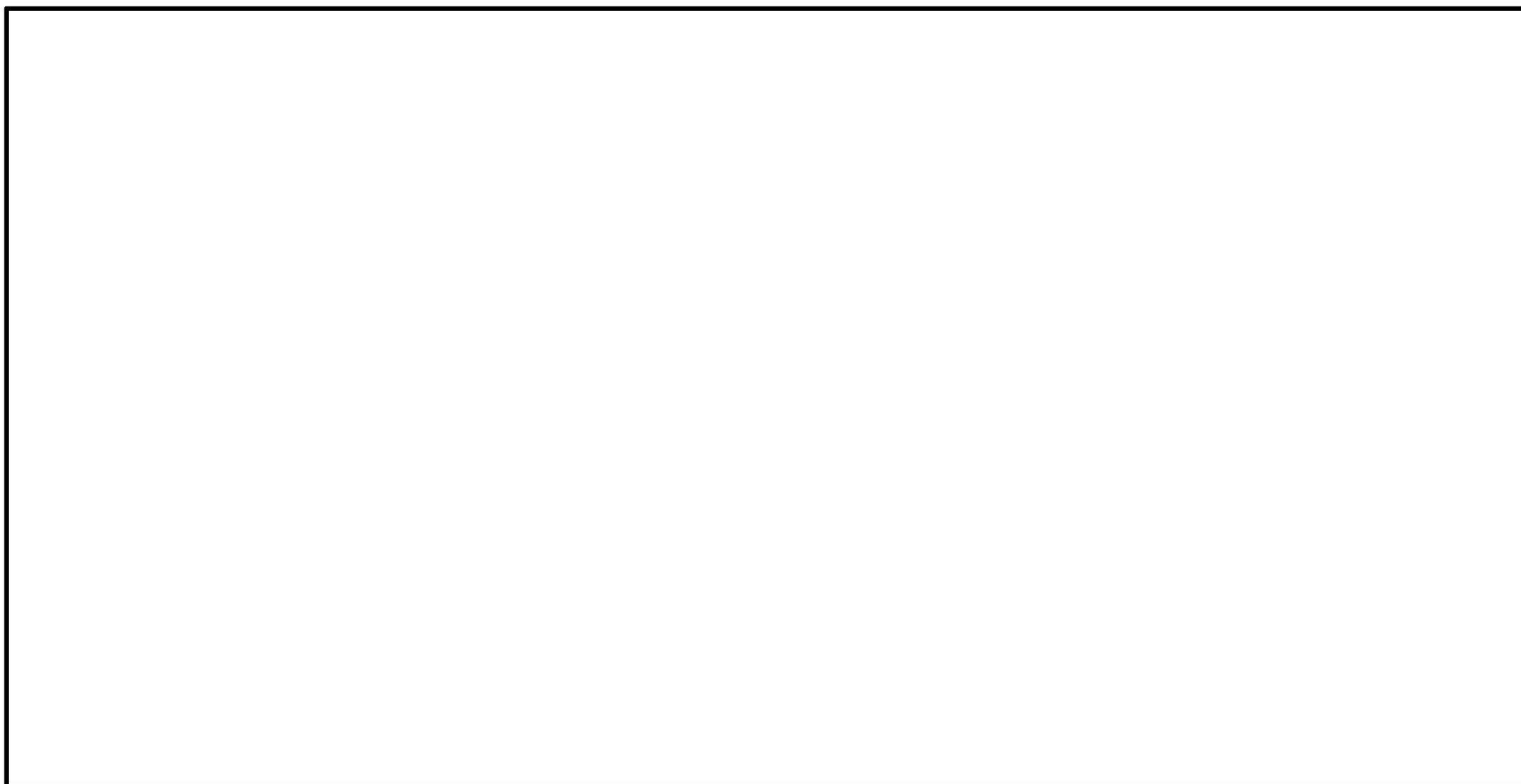


図 3 動荷重計測結果

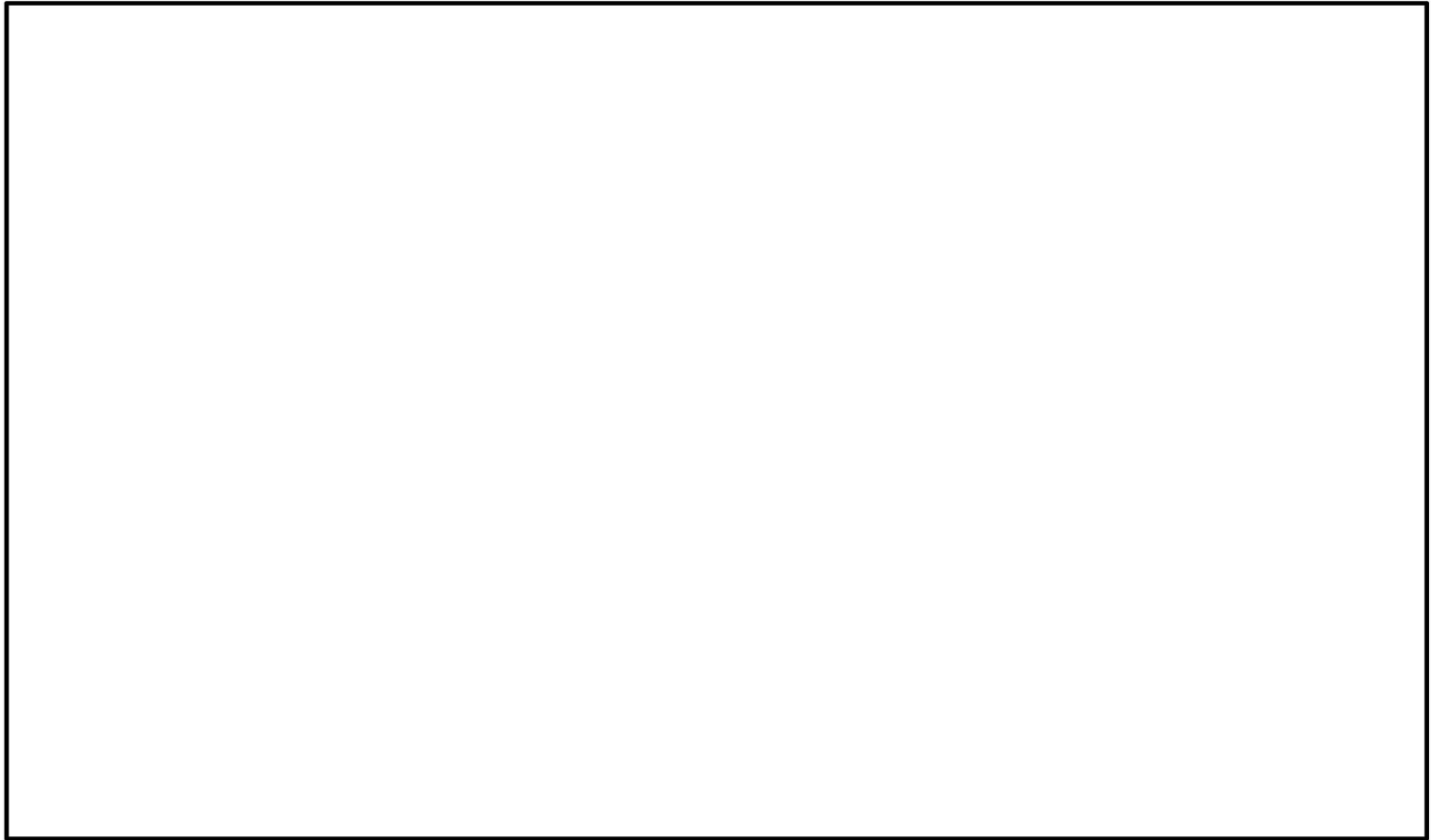


図 4 蒸気凝縮荷重計試験装置概要

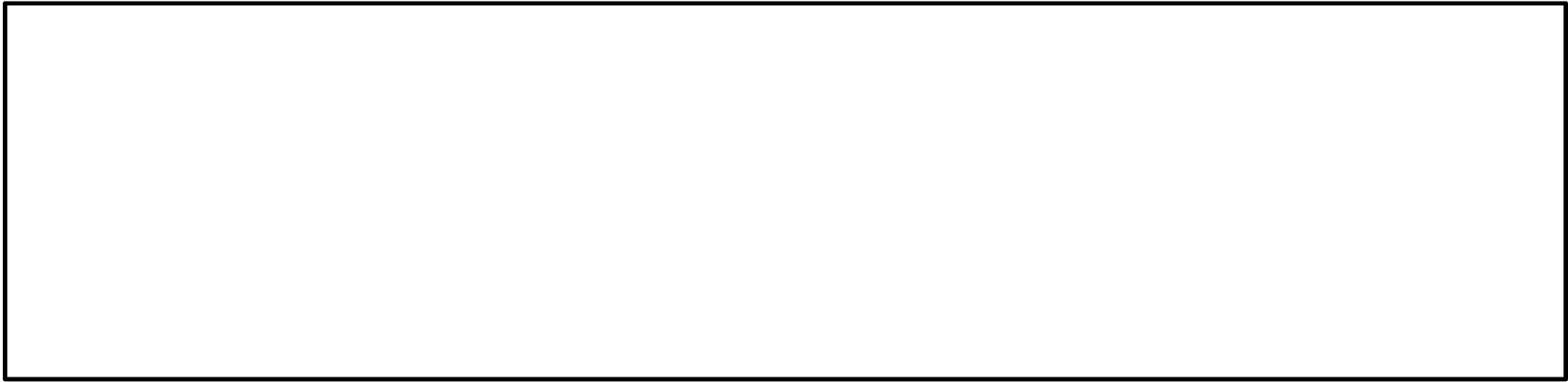


図 5 圧力計測結果

図 6 圧力計測結果



図 7 圧力計測結果

図 8 圧力計測結果

補足 17-11





図 9 圧力計測結果

図 10 圧力計測結果



図 11 圧力計測結果

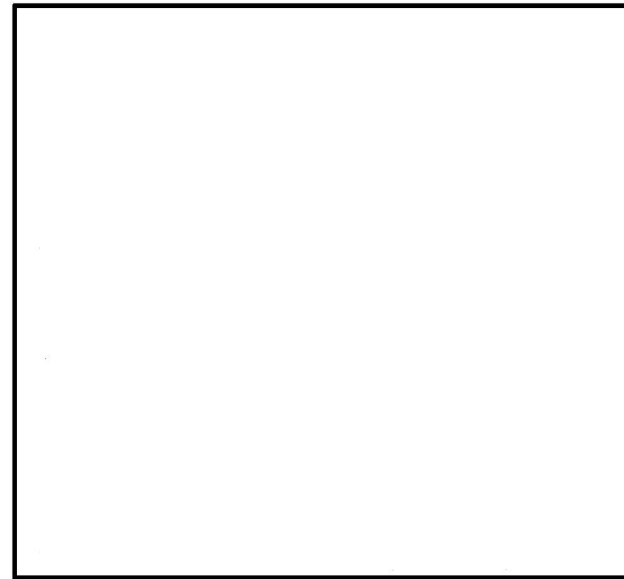


図 12 スクラバノズル配置位置

補足 17-12

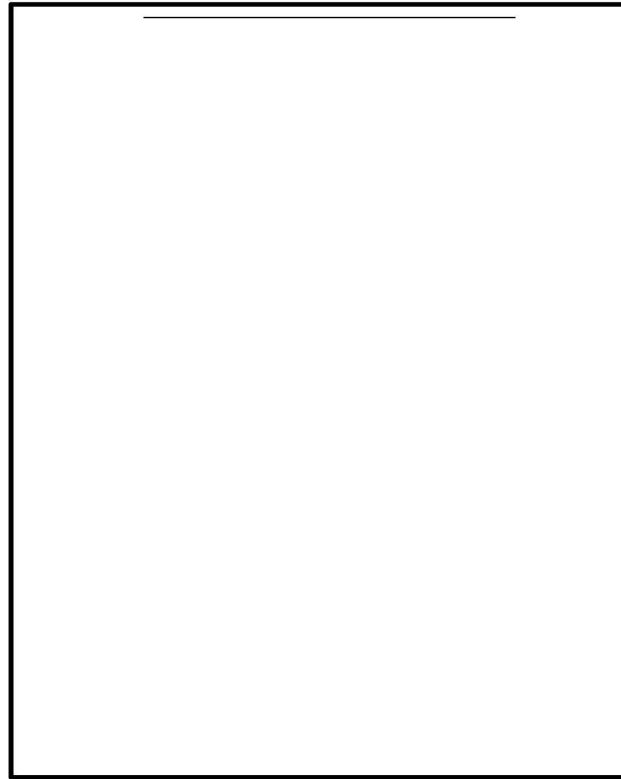


図 13 クリアリング時にスクラバノズルに作用する荷重

表3 ベント実施時に考慮が必要な荷重

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

フィルタ装置の蒸気凝縮振動による疲労評価

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

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

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

ここで、

P : 内圧

D : 容器内径 = 4000 mm

t : 容器板厚 = 32 mm

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

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

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

  MPa

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

2. 疲労限

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

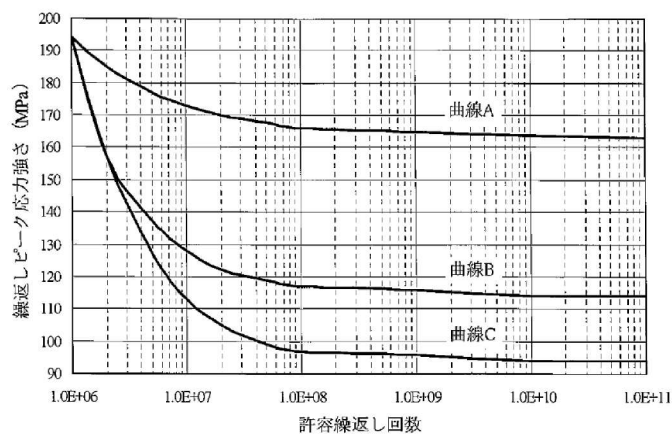


図 14 設計疲労線図 (オーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金)

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

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

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

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

### 3. 評価結果

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

フィルタ装置の内部構造物強度計算について

## 1. 概要

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

## 2. 評価条件

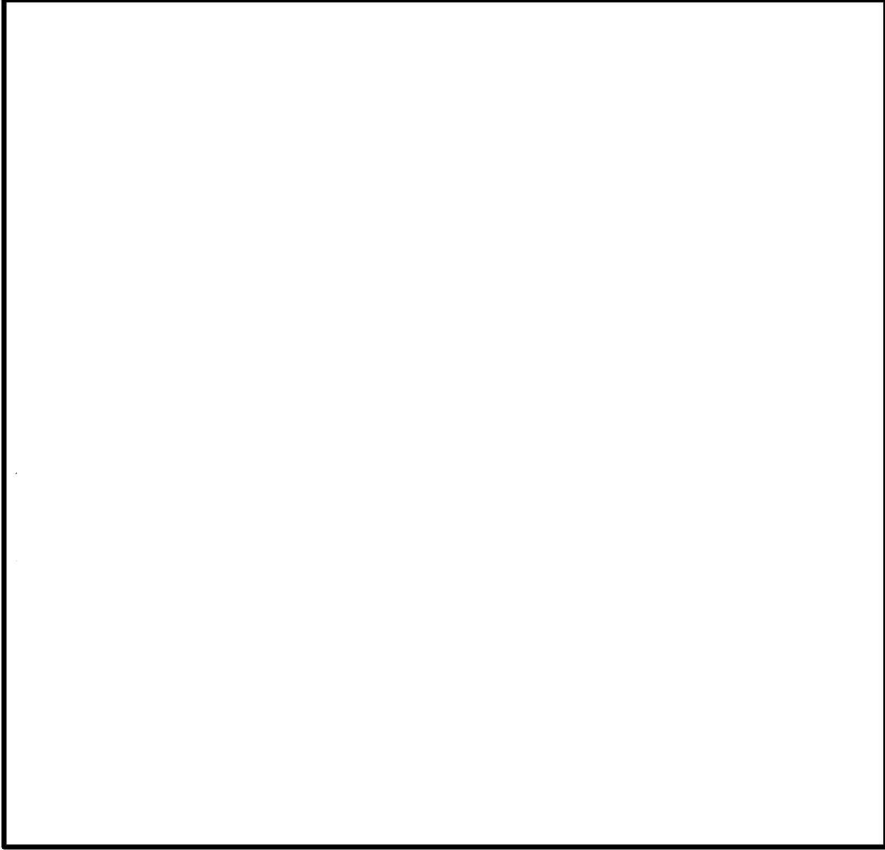
## 2.1 構造計画

フィルタ装置内部の構造計画を表 1 に示す。

## 2.2 適用基準

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

表 1 フィルタ装置内部の構造計画

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

## 2.3 応力評価部位

### (1) フィルタ装置内の流路（バウンダリ）

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

フィルタ装置内の流路（バウンダリ）を図1に示す。

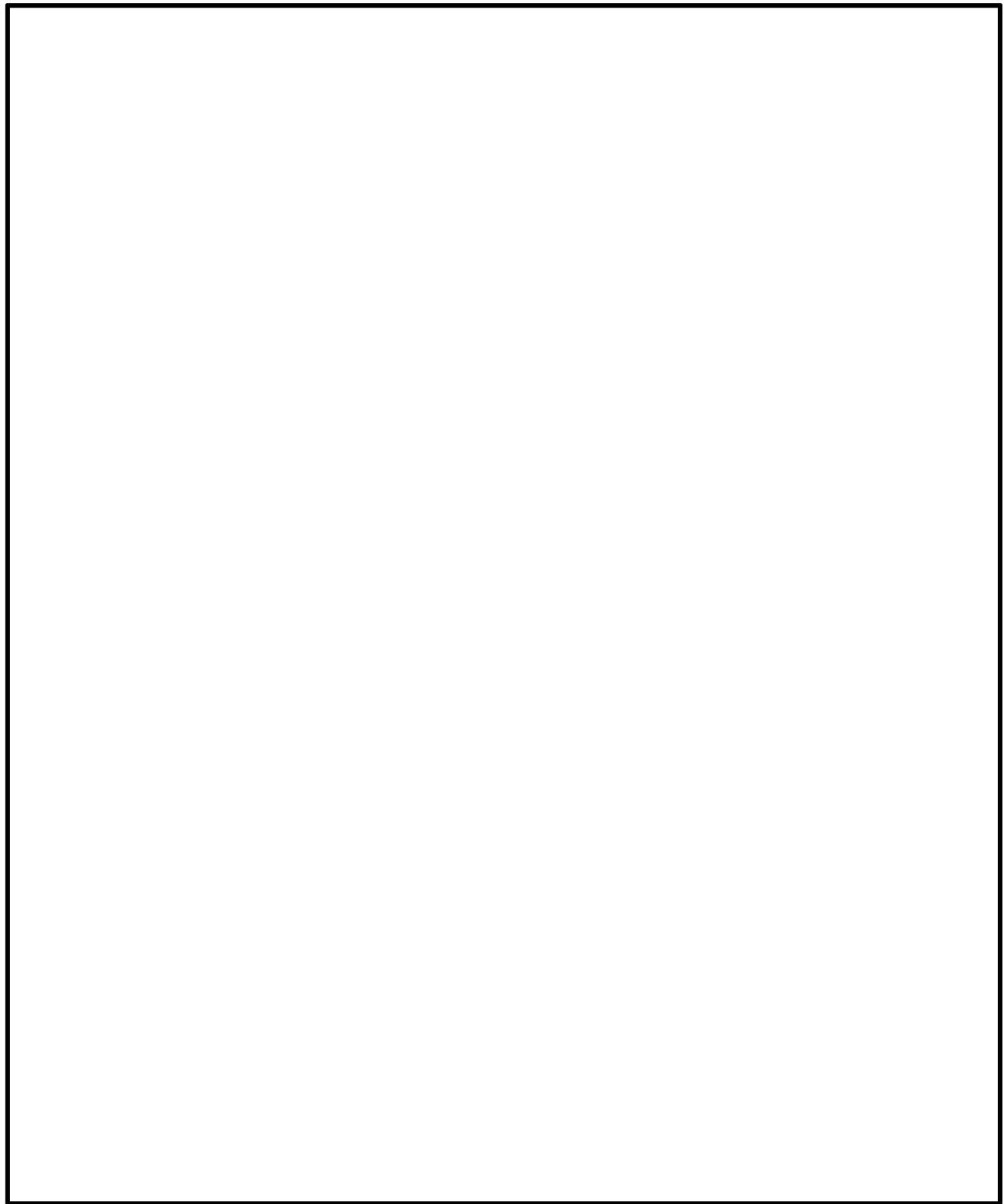


図1 フィルタ装置の流路（バウンダリ）



(1) 応力評価部位

応力評価を行う箇所を図 2 に示す

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

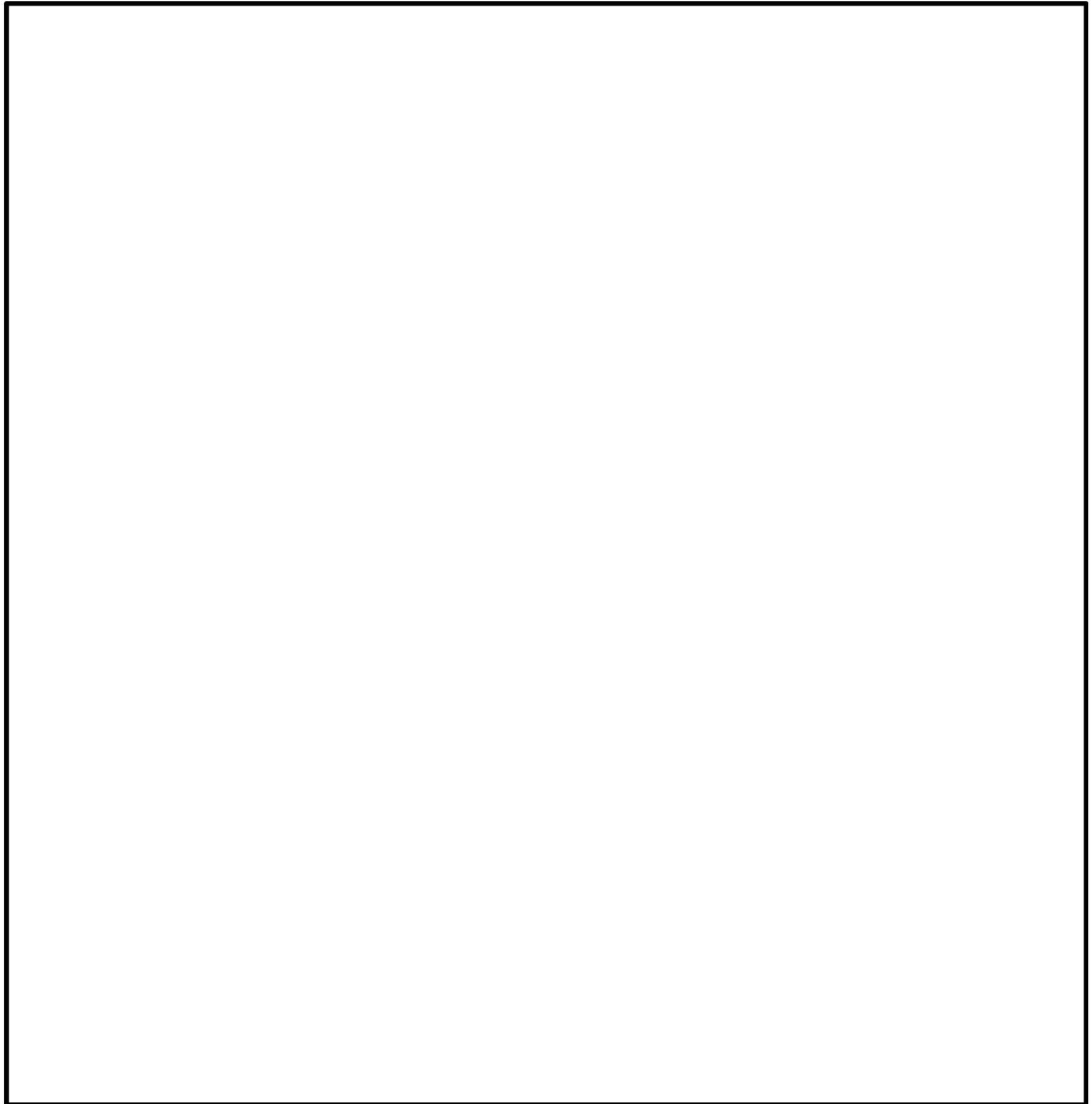


図 2 フィルタ装置 内部構造物応力評価部位

#### 2.4 各部の形状及び構造

応力評価部の主要寸法を図 3 に，応力評価部の詳細を表 3 に示す。

#### 2.5 物性値

材料は表 2 に従って分類する。

表 2 材料の分類

部位	材料
内部構造物	SUS316L
	SUS316LTP
配管	SUS316LTP

#### 2.6 許容応力

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

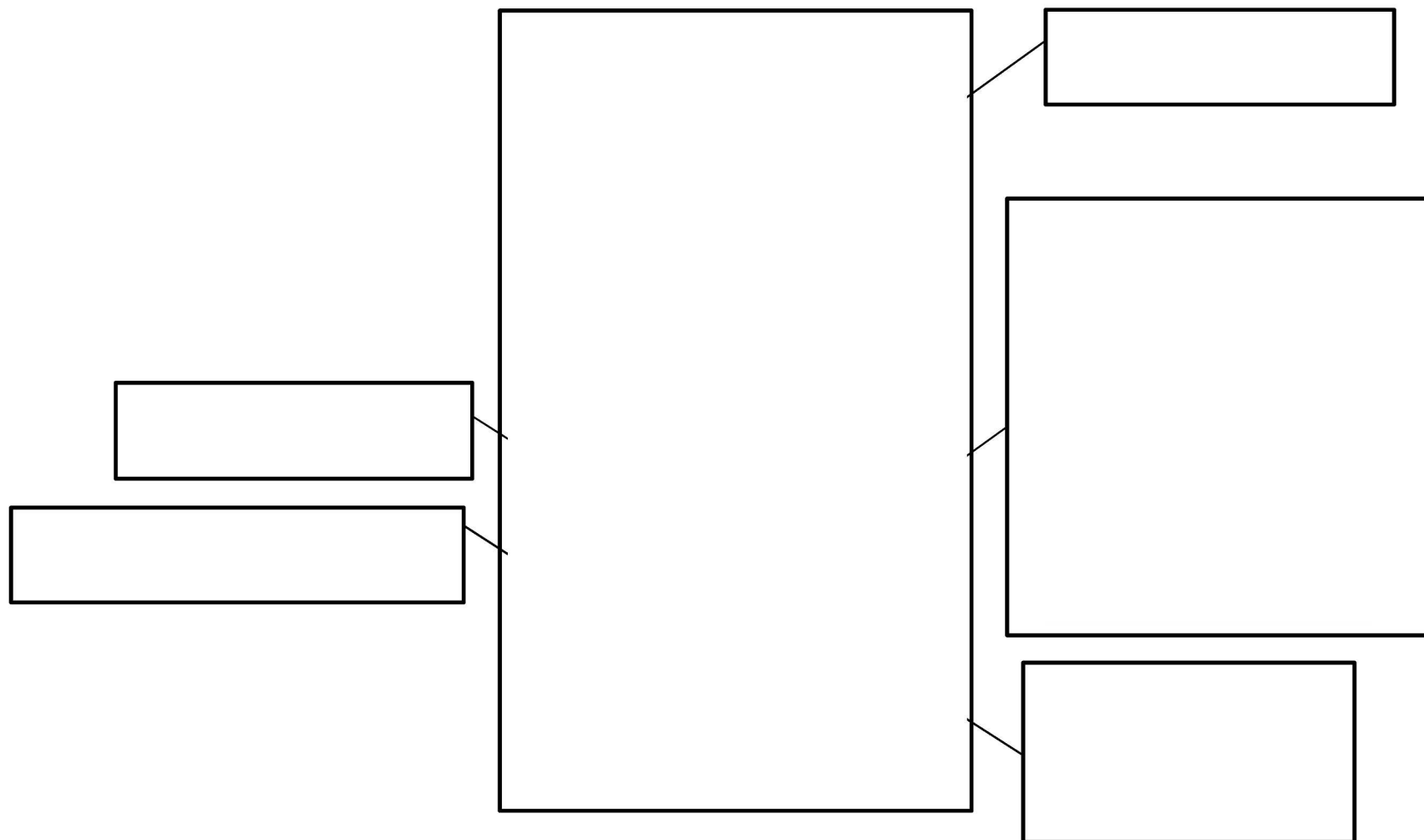


図 3 応力評価部の主要寸法

表 3 評価対象部位の詳細

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

表 4 使用材料の許容応力

評価部位	材料	温度条件 (°C)		S <sub>h</sub> (MPa)	S <sub>y</sub> (MPa)	S <sub>u</sub> (MPa)	S <sub>y</sub> (R T) (MPa)
		最高使用 温度					
配管	SUS316LTP	最高使用 温度	200	107	—	—	—
内部構造物	SUS316L SUS316LTP	最高使用 温度	200	—	120	407	175

表 5 許容応力

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

### 3. 荷重条件

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

本評価では、最も厳しくなる起動直後のクリアリング荷重を考慮する。

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

表 6 評価に用いる荷重

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

表 7 荷重の組合せ

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

### 4. 応力評価

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

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

表 8 内部構造物評価法 (1/4)

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

表 8 内部構造物評価法 (2/4)

評価対象	評価部位	対象とする荷重	評価方法		準用規格
内部配管部 分岐管部	内部配管サポート	自重	$\tau \sigma_b = \frac{M}{Z}$	M : 各荷重によるモーメント	機械工学便覧
	スクラバ配管サポート		$\sigma_t = \frac{N}{A}$	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	
	ヘッダー管サポート、支持柱)	クリアリング荷重	$\tau = \frac{R}{A}$	R : 反力 $\tau$ : 内圧により生じるせん断応力	設計・建設規格 クラス 2 支持構造物 SSC-3121. 1 準用
			各M, N, RはFEMより算出する	S : 組合せ応力 $\sigma_t$ : 引張応力 $\tau \sigma_b$ : 引張側曲げ応力 $f_t$ : 許容引張応力	
			$S = \frac{\sigma_t + \tau \sigma_b}{f_t} \leq 1$		



表 8 内部構造物評価法 (3/4)

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

表 8 内部構造物評価法 (4/4)

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

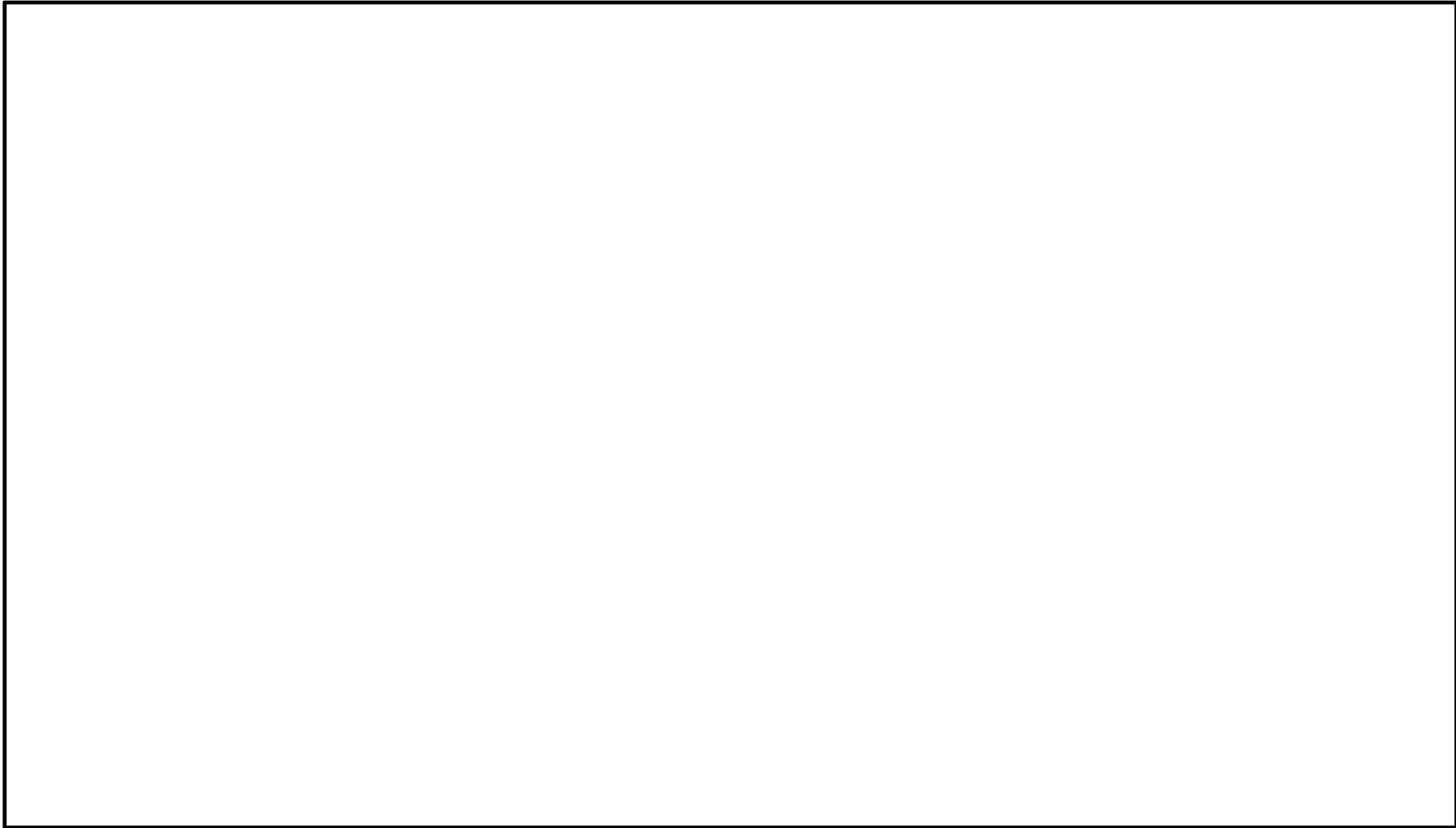


図 4 内部配管の解析モデル

5. 評価結果

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

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

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

計算応力は許容応力以下である。

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

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

計算応力は許容応力以下である。

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

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

計算値は許容値以下である。